平成30年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」

2020年度最終報告

令和3年10月

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）

無断複製･転載禁止　技術研究組合　国際廃炉研究開発機構
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

報告の内容

1. 研究開発への取り組み方
2. 事業内容
   a. 保管管理
      (a) 保管・管理方法の検討・評価
      (b) 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
   b. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発
      (a) 先行的処理方法の選定手法の構築
      (b) 処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
         ①固体廃棄物の分類に応じた処分方法の検討と
            安全評価手法の構築に向けた情報の収集・整理
         ②処分への影響物質等の影響評価手法の開発
   c. 性状把握の効率化
      (a) 性状把握の効率化
      (b) サンプリング技術の開発
   d. 研究開発成果の統合
3. 研究開発の運営

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1．研究開発への取り組み方
～研究開発の背景・目的～

「中長期ロードマップ」*における廃棄物対策の基本的考え方

- 固体廃棄物の処理・処分の検討を進めていくために、核種組成、放射能濃度等の**性状を把握する**ことが必要。
- 発生した固体廃棄物については、その**性状を踏まえて安全かつ合理的な保管・管理**を行う。
- 固体廃棄物をより安全に保管・管理するため、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理**（先行的処理）の方法を合理的に選定する手法を構築し、先行的処理の方法を選定**する。
- 固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発を効率的に進めていくため、性状把握、処理、処分の研究開発の各分野の連携を密にする。**各分野の検討状況や課題を共有し、固体廃棄物の管理全体を俯瞰した上で、必要な研究開発課題を確認**しながら進めていく。

2021年度頃までを目処に、

処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す。

*「東京電力HD（株） 福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた中長期ロードマップ（2017年9月26日）」 4-5 抜粋、一部修文.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1．研究開発への取り組み方
～中長期ロードマップのマイルストーン達成に係る目標～

- 2021年度頃のマイルストーン達成に関し、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）の戦略プラン*においては、以下の様な具体的な目標が示されており、これに資するように取り組んでいる。

技術的な見通しのための具体的目標

1. 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ、処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること。
2. 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること。
3. 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること。
4. 3.をベースに、処分の技術要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する手法を構築すること。
5. 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること。
6. 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管管理に係る課題と対策が明確になっていること。

* 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, “東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の 廃炉のための技術戦略プラン2019,” 2019年9月9日, 3.2.2.4.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1．研究開発への取り組み方
～研究開発の目標～

- 福島第一原子力発電所の固体廃棄物対策については、性状を踏まえて**安全かつ合理的な保管・管理**を行う。
- 先行的処理の方法を合理的に**選定する手法を構築**する。

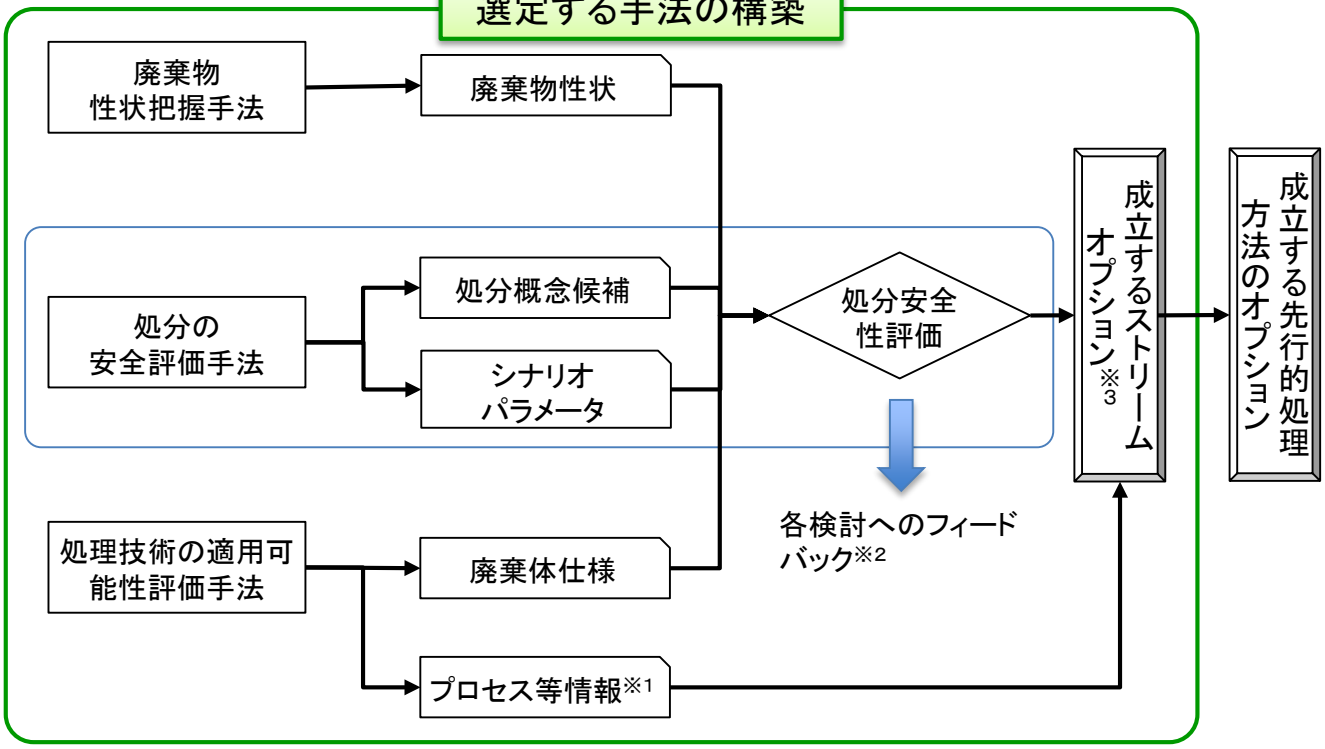
※「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」に係る補助事業者公募要領（2019年3月4日）中の、「2.事業内容」に記された“目標”を抜粋

保管・管理の検討

- 保管・管理方法の検討・評価
- 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

1F保管・管理方法への反映

選定する手法の構築

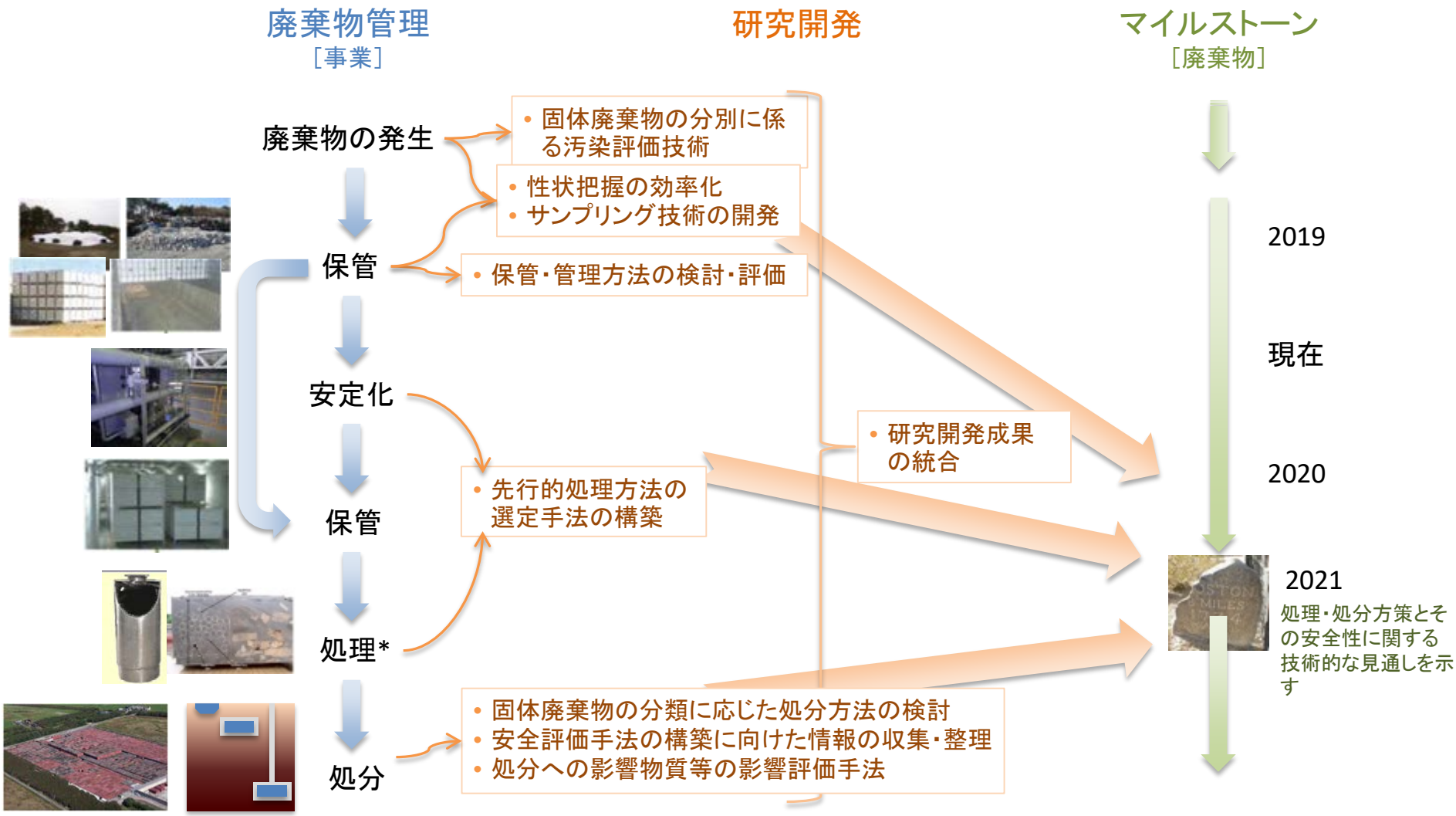


※1.処理技術のプロセス構成、運転条件等
※2.廃棄体の仕様、着目核種(注)等、より合理的な手法の条件
※3.適用可能性のある処分概念と処理技術の組合せ

（注）今回の研究では、広範な廃棄物を網羅する事故廃棄物27種類を選定し、統計論的インベントリ検討で推定したC-14やPu-239等の67核種に着目しました。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1. 研究開発への取り組み方
～廃炉への成果の反映～



＊処理・処分検討の結果に応じて分類して廃棄体化・保管

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1．研究開発への取り組み方
～ 他研究との関連性 ～

【本PJへのインプット】

ID	実施項目と具体的内容（情報の用途）	必要情報	必要時期	入手先	備考
1	廃棄物管理の検討対象となる高線量廃棄物の保管条件の把握	燃料デブリ取り出し時に使用する機器の消耗品や、水処理・空調系の設備仕様、及び回収容器の仕様	適時	デブ取りPJ	適宜情報交換
2	廃棄物管理の検討対象となる高線量廃棄物の保管条件の把握	燃料デブリ収納管の収納・移送・保管に使用する設備の仕様	適時	収納管PJ	適宜情報交換
3	廃棄物ストリーム検討及び処理技術適用性評価アプローチ検討に係る基礎知見の把握	高温処理技術に係る情報	適時	部分提案者	MRI殿を介して連携

【本PJからのアウトプット】

ID	実施項目とアウトプットする内容	アウトプット先での用途	必要時期	提供先	備考
1	これまでの補助事業での研究成果	高温処理技術検討に係る基礎データとして把握	適時	部分提案者	MRI殿を介して連携
2	保管管理の成果共有と取り合い条件の調整	デブリ取り出しプロセスとの適合性の確認	適時	デブ取りPJ	適宜情報交換
3	水素発生量評価条件の確認	燃料デブリの水素発生量評価との比較	適時	収納缶PJ	適宜情報交換

注記） デブ取りPJ：「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」PJ
収納缶PJ：「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」PJ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1. 研究開発への取り組み方
～ 実施スケジュール (1/4) ～

実施内容	計画 / 実績	令和元年度 上期	令和元年度 下期	令和2年度 上期	令和2年度 下期
a. 保管管理					
(a) 保管・管理方法の検討・評価					
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討					
	計画	高線量廃棄物の最新情報の整理			
	実績				
	計画		高線量廃棄物取り扱いプロセスの検討		
	実績				
	計画			高線量廃棄物長期保管方策の検討	
	実績				
	計画				廃棄物性状に応じた保管方法の検討
	実績				
②容器及び保管設備の要求事項の検討	計画	前提条件の整理、既往研究・技術の調査			
	実績				
	計画	合理的な内容器形状の検討			
	実績				
	計画		フィルターベント及び保管・移送容器の考え方（シナリオ）検討		
	実績				
	計画			フィルターベント要求仕様の検討	
	実績				
	計画		乾燥処理設備要求条件の検討		保管・移送容器要求仕様の検討
	実績				
	計画	測定要求事項の整理		乾燥処理設備基本機能の検討	
	実績				
	計画		測定項目の検討		乾燥処理設備概念の検討
	実績				
	計画			測定方法の検討	
	実績				
	計画				測定設備の検討
	実績				
(b) 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発	計画	試作機改良			
	実績				
	計画		要素試験・システム化予備試験、及び測定システムの設計		
	実績				
	計画			測定システムの製作	
	実績				
	計画				モックアップ試験、性能評価
	実績				
b. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発					
(a) 先行的処理方法の選定手法の構築					
①低温処理技術					
i. 技術の抽出に資する低温処理技術のデータ取得・評価					
	計画	低温処理固化可能性検査手法の検討（炭酸塩スラリーによる検証）			
	実績				
	計画			検査手法見直し・合理化の検討（鉄共沈スラリーによる検証）	
	実績				
	計画	スラリーに対するセメント・AAM固化体特性データ取得（炭酸塩スラリー）			
	実績				
	計画			スラリーに対するセメント・AAM固化体特性データ取得（鉄共沈スラリー）	
	実績				
	計画	特殊セメント系の調査（文献調査・母材性能評価）			
	実績				
	計画				特殊セメント系の調査（模擬廃棄物による適用可能範囲の抽出）
	実績				

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1. 研究開発への取り組み方
～ 実施スケジュール（2/4）～

実施内容	計画 / 実績	令和元年度 上期	令和元年度 下期	令和2年度 上期	令和2年度 下期
ii.固化体変質に関する調査		加熱等による固化体変質の調査（文献調査・母材性能評価試験）			
				加熱等による固化体変質の調査（不足データの取得及び性能評価の検証）	
		Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価（OPCモデル試解析、等）			
				Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価（AAMモデル試解析、等）	
		長期的な変質に与える影響因子の調査と評価（炭酸塩スラリーの鉱物相変化の検討、等）			
				長期的な変質に与える影響因子の調査と評価（鉄共沈スラリーの鉱物相変化の検討、等）	
②処理技術の適用性評価アプローチの検討					
i. 廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討					
		ガラス固化試験データの収集及び特性モデルによる解析（廃棄物充填濃度の評価）			
				ガラス溶融試験による特性確認	
					複数廃棄物を混合する場合の充填濃度評価
ii. 各処理技術の設備構成等に関するデータ取得		各処理設備構成等に関する調査・検討			
				各処理設備構成等に関する調査・検討（経済性データ補充、等）	
iii. 高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査		Cs揮発量に関する文献調査及び工学試験結果の整理			
				高温処理によるCs揮発量測定及びCs揮発抑制効果の評価	
(b) 処分方法の提示及び安全性評価手法の開発					
①固体廃棄物の分類に応じた処分方法の検討と安全評価手法の構築に向けた情報の収集・整理					
		廃棄物特徴の整理及び処分概念・安全評価手法の検討（2019年度選定廃棄物）			
			処分から廃棄体への要求事項の検討		
				廃棄物特徴の整理及び処分概念・安全評価手法の検討（2020年度選定廃棄物）	
					廃棄体イメージの検討
②処分への影響物質等の影響評価手法の開発		データ取得条件設定、調査・データ取得（アクチニド核種中心）			
・基礎データの調査				データ取得条件設定、調査・データ取得（遷移金属中心）	
		内部試験データ取得条件設定、試験によるデータ取得（ホウ酸）			
				内部試験データ取得条件設定、試験によるデータ取得（ホウ酸の補足）	
・影響評価手法の調査		影響評価手法の調査・構築			
			2019年度取得データに基づくパラメータ設定		
				影響評価手法の調査・構築（補足調査・データ取得による試行）	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1. 研究開発への取り組み方
～ 実施スケジュール（3/4）～

実施内容	計画／実績	令和元年度 上期	令和元年度 下期	令和2年度 上期	令和2年度 下期
c. 性状把握の効率化					
(a) 性状把握の効率化					
①分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせて性状を把握する方法の構築					
汚染メカニズムの把握（対象汚染物の検討とケーススタディ）	計画	■	■		
	実績	■	■		
汚染メカニズムの把握（対象廃棄物への適用性検討、等）	計画			■	■
	実績			■	■
分析データ代表性に関する評価（廃棄物データの特性を整理し、分析データとの関係を整理）	計画	■	■		
	実績	■	■		
分析データ代表性に関する評価（廃棄物データ分類方法見直し、代表性評価）	計画			■	■
	実績			■	■
分析データ代表性に関する評価（廃棄物データの特性を整理し、分析データとの関係を整理）	計画	■	■		
	実績	■	■		
分析データ特徴に関する調査（廃棄物・保管施設単位での汚染分布の検討）	計画	■	■		
	実績	■	■		
分析データ特徴に関する調査（保管容器単位での汚染分布の検討）	計画		■		
	実績		■		
分析データ特徴に関する調査（各保管形態における汚染の不均一さのモデル化検討）	計画			■	■
	実績			■	■
統計論的インベントリ推定方法（統計的手法適用の検討及び廃棄物の類型化）	計画	■	■		
	実績	■	■		
統計論的インベントリ推定方法（推定方法検討及び適用性の評価）	計画			■	■
	実績			■	■
分析データの評価・管理（データベースの運用・保守）	計画	■	■	■	■
	実績	■	■	■	■
分析データの評価・管理（ベイズ推定の適用性検討）	計画	■	■		
	実績	■	■		
分析データの評価・管理（1F廃棄物への分析計画法の提案）	計画			■	■
	実績			■	■
分析データの取得（試料採取・輸送、及び分析）	計画	■	■	■	■
	実績	■	■	■	■
②分析方法の簡易・迅速化等					
最適化の条件抽出のための試験及びモックアップ機設計	計画	■	■		
	実績	■	■		
i. 試料のサンプリング技術開発					
モックアップ試験機の製作	計画			■	■
	実績			■	■
採取方法の検討	計画		■		
	実績		■		
モックアップ試験	計画				■
	実績				■
ii. 分離プロセスの合理化検討					
模擬試料を用いた試験（放射能測定法、非アクチノイド）	計画	■	■		
	実績	■	■		
模擬試料を用いた試験（放射能測定法、アクチノイド）	計画			■	■
	実績			■	■
分離手法整理	計画		■		
	実績		■		
合理的分析手法の提案	計画		■		
	実績		■		
校正方法の提案	計画		■		
	実績		■		
模擬試料を用いた試験（ICP-MS法、非アクチノイド）	計画	■	■		
	実績	■	■		
模擬試料を用いた試験（ICP-MS法、アクチノイド）	計画			■	■
	実績			■	■

1. 研究開発への取り組み方
～ 実施スケジュール（4/4）～

実施内容	計画 / 実績	令和元年度 上期	令和元年度 下期	令和2年度 上期	令和2年度 下期
iii. 自動化技術の開発	計画	分離操作試験（非アクチノイド）			
	実績			分離操作試験（アクチノイド）	
iv. 標準的な分析手法の確立	計画	成立性評価試験（放射能測定法、非アクチノイド）			
	実績			成立性評価試験（放射能測定法、アクチノイド）	
	計画	成立性評価試験（ICP-MS法、非アクチノイド）			
	実績			成立性評価試験（ICP-MS法、アクチノイド）	
(b) サンプリング技術の開発	計画	要素試験装置の設計			
	実績				
	計画		要素試験装置の製作		
	実績				
	計画	吸着塔模擬体等製作		要素試験手順検討	
	実績				
	計画				要素試験
	実績				
d. 研究開発成果の統合	計画	処理処分を踏まえた選択肢の検討（保管のあるべき姿、等）			
	実績			処理の選択肢の絞り込みの考え方整理（廃棄物ストリームの構築）	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1. 研究開発への取り組み方
～ 実施体制図 ～



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 事業内容

a. 保管管理

(a)保管・管理方法の検討・評価

① 廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物保管方法の検討

② 容器及び保管設備の要求事項の検討

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ取り出しにより発生する高線量廃棄物に係る検討の状況

2017年度 検討開始

検討の前提条件を設定
- 廃棄物情報
- プロセス要件

安全要件からプロセスフローを検討し、一次案を提示

→シナリオ一次案を本検討の出発点とする

2019年度 本補助事業　開始

最新情報に基づく前提条件の再設定
- 他PJの最新情報を収集し、廃棄物情報を更新

機器・設備の概念具体化
- 内容器
- ベントフィルタ付き保管容器
- 移送容器
- 乾燥設備
- 測定装置

昨年度までの検討にて抽出

収納・移送・保管フローの見直し
- 前提条件の再設定、機器・設備概念具体化を反映
- プロセス全体を通じての整合性を検証

GOAL

最新の廃棄物情報に基づき、福島第一原子力発電所に特有な高線量廃棄物として、燃料デブリ取り出しにより発生する廃棄物の取扱いプロセスについて、想定される複数のシナリオを示す。

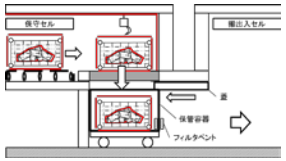
検討に必要なインプットの例

廃棄物情報
- 廃棄物の性状情報　→　直接的情報なし
- 燃料デブリ/廃棄物の範囲　→　未定
- 切断方法、サイズ　→　複数の候補を検討中

プロセス要件
- 構内移送の要件　→　未定
- 廃棄物保管建屋の受入要件　→　未定
- 計量管理方針　→　未定
- 仕分け　→　未定

※本資料における2018年度の検討は、平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によるものです。

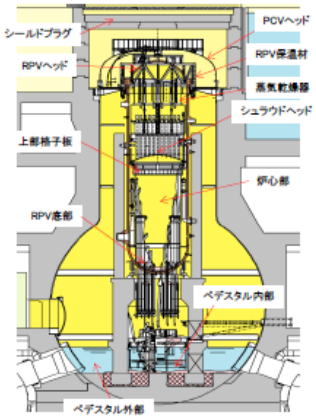
2018年度のプロセス検討（蓋締めと構内移送を例示）

作業			3. 内容器を保管容器へ収納・蓋締め			6. 構内移送			
作業フロー									
仕様			・搬出入セルの汚染防止 ・保守セルと搬出入セル間のダブルドアシステムにより、搬出入セルの汚染を防止 ・保管容器の仕様 ・遮へい機能を有する ・フィルタベント機能を有する ・遠隔操作により移送容器へ収納可能 ・遠隔操作により蓋締め可能 ・耐腐食性を有する（保管時） ・搬出入セル内の廃棄物容器の移動は、台車、またはベルトコンベアを用いる（詳細検討中）			・構内移送 ・転倒防止機能、及び転倒時に廃棄物容器の内容物が漏洩しない構造強度を有する ・輸送機 ・保管容器の転倒を防止する機能を有する			
			安全機能	装置・設備			安全機能	装置・設備		
				保管容器	保守セル / 搬出入セル			保管容器	移送容器	移送車両
重大事象	汚染拡大/内部被ばく		閉じ込め	・飛散防止剤＋フィルタベントによる微粒子の閉じ込め	・閉じ込め機能を確保する ・HEPAフィルタ等で排気を管理		構造強度	－	・転倒時に移送容器が破損しない構造強度を確保する	－
							閉じ込め	・内容物を放出しない程度の閉じ込め機能を確保する。	・密閉機能を有する	－
	外部被ばく		遮へい	・遮へい厚により遮へい機能を有する	－		遮へい	－	・遮へい厚により遮へい機能を確保する	・線量の高いものは無人輸送を行う
	火災		水素対策	・フィルタベント機能を有する	・換気する		水素対策	－	・水素濃度が爆発下限未満になるように時間管理を行う。	－
	作業事故		操作性	・容易に、かつ、安全に取り扱える操作性を有する	－		操作性	－	・転倒防止機能を有する	・転倒防止機能を有する
課題			・遠隔操作による容器収納 ・遠隔操作による蓋締め ・ダブルドアシステムによる搬出入セルの汚染防止 ・フィルタベントの開発				・無人輸送におけるスループットの向上			

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

<これまでの検討成果①　前提条件設定の例；廃棄物情報>

既往研究の例



廃棄物[※5]	分類[※1]
シールドプラグ	固体放射性廃棄物
PCVヘッド	固体放射性廃棄物
RPV保温材	固体放射性廃棄物
RPVヘッド	固体放射性廃棄物
蒸気乾燥器	固体放射性廃棄物
シュラウドヘッド	固体放射性廃棄物
上部格子板	燃料デブリ
シュラウド	燃料デブリ
ジェットポンプ	燃料デブリ
炉心部燃料デブリ	燃料デブリ
RPV底部燃料デブリ	燃料デブリ
RPV下部/CRDハウジングに付着した燃料デブリ	燃料デブリ
ペデスタル内部構造物	燃料デブリ
CRD交換機	燃料デブリ
ペデスタル内部燃料デブリ	燃料デブリ
ペデスタル外部構造物	固体放射性廃棄物
ペデスタル外部燃料デブリ	燃料デブリ

平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金
燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業

既往研究を出発点に、関連PJと協議（H29-31年度に計23回実施）しながら検討

廃棄物として取り扱うものの基本的な考え方（暫定）

①撤去物
燃料装荷位置よりも上部（シュラウドヘッド～シールドプラグ）およびペデスタル外部構造物

②その他の廃棄物
原型を留めていること、かつ、臨界可能性のないもの

関連PJ検討成果から廃棄物情報を抽出し、整理

廃棄物情報の整理（2018年度 最終報告を基に加工）

廃棄物区分	発生廃棄物	想定発生量(1基あたり)	想定線量
撤去物（炉内構造物ほか）	シールドプラグ・PCVヘッド RPV保温材・RPVヘッド 蒸気乾燥器・セパレータ　等	・デブリ上取り出し：670 t ・デブリ横取り出し：67 t	3.4E+12 ~1E+16 Bq/t
取り出し機器	ドリル・マニピュレータ・カメラ　等	未定 （取り出し工法による）	–
空調・水処理系廃棄物	HEPAフィルタ・水処理フィルタ 廃吸着剤　等	–	–

関連PJの検討進捗に伴い更新が必要

本補助事業にて最新の工法の報告をもとに、廃棄物情報を更新する

その他の前提条件の例（現行の1F廃棄物の管理状況を基に仮設定）

①構内移送要件
・移送容器の表面線量率　30 mSv/h以下
　・・・ 現在の1Fの廃棄物構内移送を参考に設定
・移送容器は密閉式とする
　・・・ α汚染拡大防止の観点より

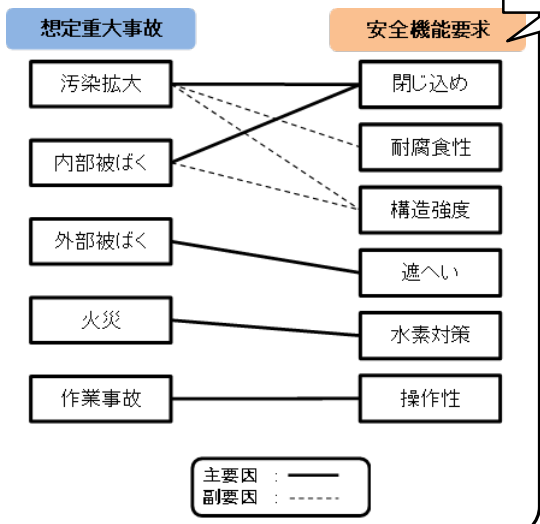
②保管建屋受入要件
・保管容器の表面線量率　10 Sv/h以下
　・・・ 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の運用を参考に設定
・保管容器の重量（遮へい・内容物含む）　7.5ton以下
　・・・ 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の運用を参考に設定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

<これまでの検討成果② 安全機能/水素対策の検討>

安全機能の検討
(2018年度 最終報告より抜粋)

前提条件を基に安全機能を検討



重要な課題を抽出

・核種飛散を防止 (**密閉性**の確保)

相反する安全機能要求であり、
両立させる方策が必要

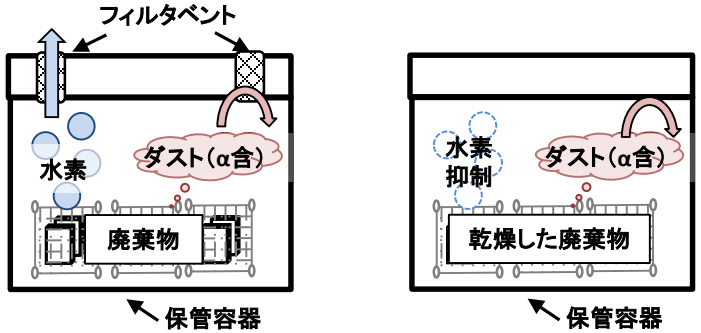
・水素ガスを放出 (**通気性**の確保)

高線量廃棄物の国内外保管事例調査
(2018年度 最終報告を基に加工)

保管方法	水素対策	主な適用事例	適用時の課題
乾式 / ベント無し	乾燥＋密閉保管容器	・Zion(米国)	・乾燥技術の開発 ・乾燥設備規模と乾燥時間
乾式 / ベント有り※	フィルタベントによる排気	・TMI-2(米国)	・適したフィルタベントの開発
湿式 / ベント無し	冠水＋開放保管容器	・シュラウド交換工事等(国内)	・プールの汚染 ・プールの確保と水処理設備が必要
湿式 / ベント有り	ベント管 / Compensator	・Paks-2 (ハンガリー)	・ベント管の開発 ・プールの確保

プールの確保・管理が不要な乾式保管に着目し、
フィルタベントの海外事例調査の結果も踏まえて、
「乾式/ベント無し」及び「乾式/ベント有り」を候補として選定

保管方法のイメージ(左:乾式/ベント有り、右:乾式/ベント無し)



※構内移送時には密閉移送容器でオーバーパックし、水素発生量を時間管理

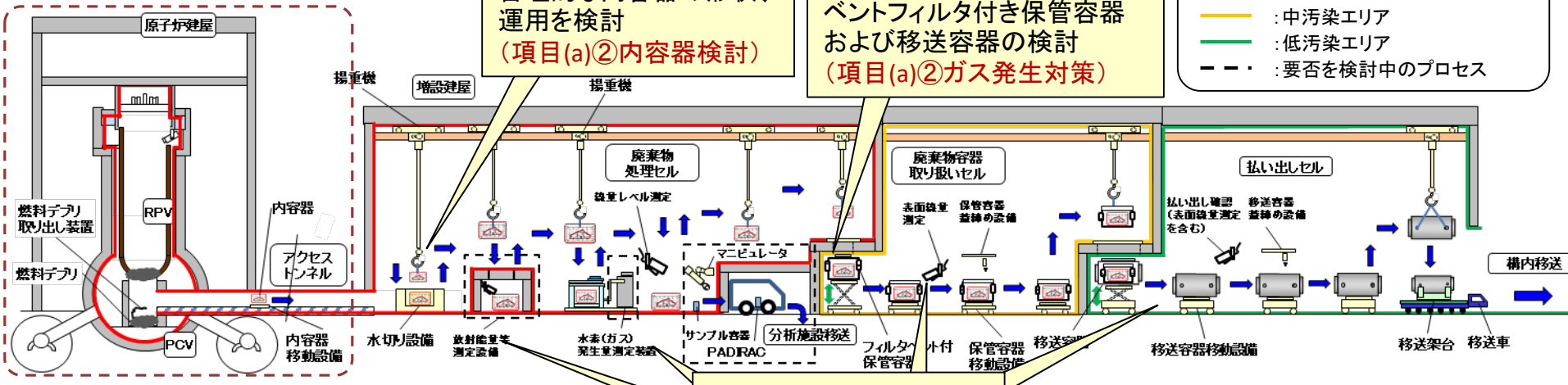
本補助事業にて、燃料デブリ取り出しの廃棄物に適した
フィルタベントシステムと乾燥方法について概念具体化を検討する
(項目(a)②におけるガス発生対策と乾燥処理の検討)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

<これまでの検討成果③ プロセスフローの検討>

燃料デブリ取り出しにより発生する廃棄物の保管までのプロセスフロー
(横取り出し工法PLAN-Bにて、ベントフィルタ付き保管容器により水素対策を講じる例)
(2018年度 最終報告を基に加工)

取り出し～容器収納～払い出し～構内移送



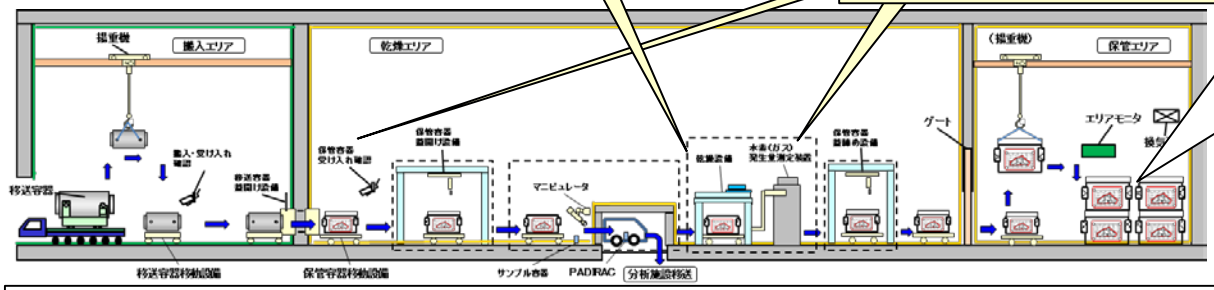
合理的な内容器の形状、運用を検討
(項目(a)②内容器検討)

ベントフィルタ付き保管容器および移送容器の検討
(項目(a)②ガス発生対策)

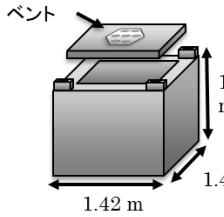
乾燥処理の検討
(項目(a)②乾燥処理)

測定項目および測定方法を検討
(項目(a)②測定検討)

保管建屋受入れ～処理～保管



<保管容器イメージ>



・廃棄物の線量に応じて4段階の遮へいを使い分け(180mm～遮へい無し)
・最大重量7.1 ton
・推定発生容器数 約2000基(3基分)

<コンセプト>
●保管時の水素対策としてベントフィルタ付き保管容器を用いる。
●構内移送はα汚染拡大のため、密封式の移送容器を用いる。移送中は時間により水素濃度を管理する。
●汚染拡大防止、作業被ばく低減のため、汚染レベルに応じて3つ以上のエリア区分(赤、黄、緑)を設ける。

本補助事業にて、主要機器・設備の概念検討を進め、その検討結果を反映し収納・移送・保管フローの見直しをする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価

①　廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物保管方法の検討

- 廃棄物情報の調査・評価
- 水素発生量評価
- 長期保管の考え方の検討
- 廃棄物性状に応じた保管方法の検討

②　容器及び保管設備の要求事項の検討

- 合理的な容器形状の検討
- ガス発生対策の検討
- 乾燥処理の検討
- 測定方法および測定設備の検討

● 収納・移送・保管フローの見直し

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 2019年度までの実績

○ 燃料デブリ取り出し時に発生する高線量廃棄物を安全に収納・移送・保管する方法を検討し、保管までのプロセスフローの案を示した。

○ 最新の廃棄物情報の整理を行い、高線量廃棄物の水素発生量評価を行った。(2019年度モデル)

○ 最新の廃棄物情報の整理、及び容器及び保管設備の要求事項の検討を行いフローの更新を行った。

■ 2020年度目標

○ 最新の廃棄物情報に基づく保管方法の提示

■ 実施内容

○ 2020年度上期の実績
- 廃棄物形状等を考慮した廃棄物の水素発生量評価を実施。
- 長期保管の考え方の検討を実施。

○ 2020年度下期の実施計画
- 廃棄物性状に応じた保管方法の検討を実施予定。

■ 目標達成を判断するための指標

○ 高線量廃棄物の種類、物量等の最新の情報を基に、代表的な高線量廃棄物の性状に応じた取扱いプロセスを提示。

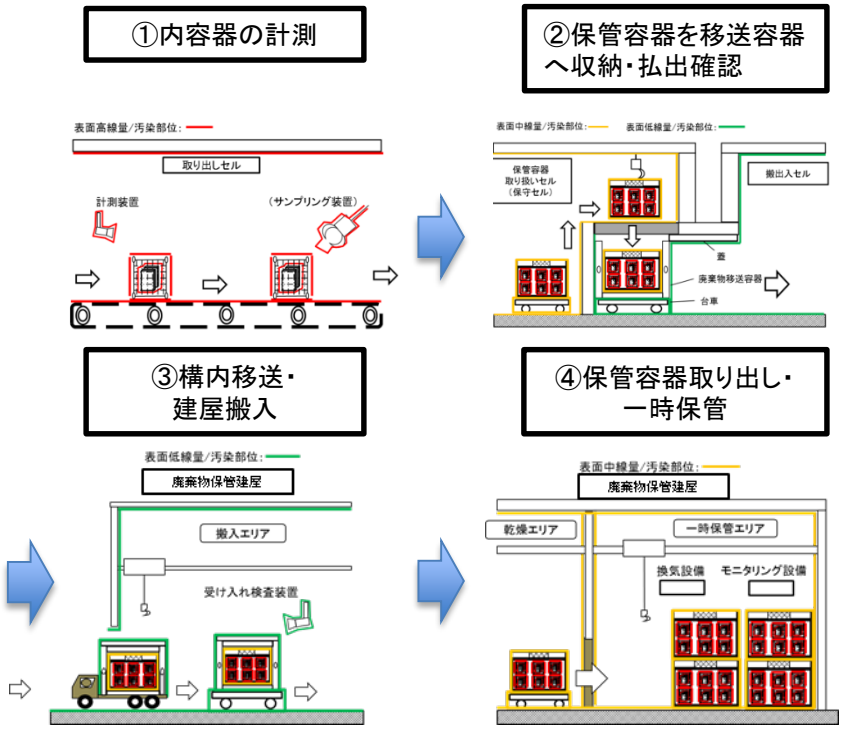


図1 高線量廃棄物(炉内構造物)に対する保管・管理フローの例(概略)

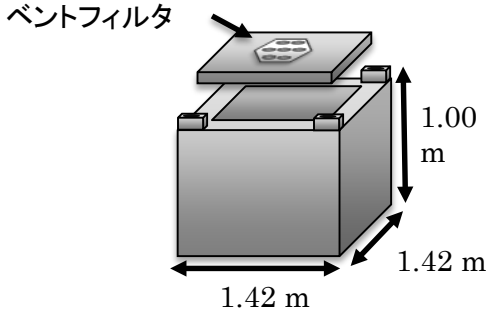


図2 保管容器(軽量容器案)外観イメージ
(p40 参照)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

廃棄物情報の調査・評価(1/3)

<廃棄物情報の調査・評価>

●調査した関連PJの報告

・平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金
燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化 → 主に撤去物・取り出し機器に関する情報を収集

・平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金
燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法システムの高度化事業 → 主に液相系・気相系二次廃棄物に関する情報を収集

●調査項目

・廃棄物分類(撤去物/取り出し機器/液相系二次廃棄物/気相系二次廃棄物)
・機器・廃棄物名称
・廃棄物性状(材質/形状)
・発生量
・線量　など

●調査により更新された主な項目

・撤去物の想定発生量を各工法ごとに整理
・撤去物の切断後形状
・取り出し機器の廃棄物名称の具体化
・液相系/気相系二次廃棄物の廃棄物名称の具体化
・一部の液相系二次廃棄物の発生物量

●評価項目

・撤去物の水素発生速度

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
廃棄物情報の調査・評価(2/3)

デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の情報を整理

➡ 次頁以降の検討における共通の前提条件

表1 燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物情報の整理結果概要

廃棄物発生区分		主な発生廃棄物	発生する工法	形状	想定発生量※(1基あたり)	想定線量
撤去物	フロア撤去物	1FL撤去物	横取り出し	縦横260 mm ～縦横500 mm の板状	1 ton (PLAN-C) 24 ton (PLAN-A, B)	―
撤去物	格納容器/圧力容器撤去物	シールドプラグ DSスロットプラグ	上取り出し	1800 mm ×306 mm の板状	91 ton (ルートA) 792 ton (ルートB)	4 Sv/h
撤去物	格納容器/圧力容器撤去物	PCVヘッド・RPV保温材 RPVヘッド・蒸気乾燥器 セパレータ	上取り出し	・縦横108 mm ～ 縦横500 mm の板状 ・Φ150 mm の筒状		4～400 Sv/h
撤去物	格納容器/圧力容器撤去物	ペデスタル外部構造物	横取り出し	・縦横108 mm ～ 縦横500 mm の板状 ・Φ150 mm の筒状	38 ton (PLAN-A) 157 ton (PLAN-B, C)	―
取り出し機器		ピット・カッター ワイヤ・把持爪 ケーブル・シール材	上取り出し、横取り出し	―	―	―
液相系二次廃棄物		フィルタろ材・パッキン	上取り出し、横取り出し	―	― (一部要素試験から想定)	―
気相系二次廃棄物		フィルタろ材・パッキン	上取り出し、横取り出し	―	―	―

※PLAN A~C, ルートA, Bは平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化において検討した各工法の名称

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
廃棄物情報の調査・評価(3/3)

代表的な廃棄物について、水素発生量を評価

➡ (a)②ガス発生対策のインプット条件とする*

*2019年度は本評価結果に基づき「(a)②ガス発生対策」を検討した。
検討結果を踏まえ、2020年度に評価モデルの見直しを行った。

表1 水素発生速度(上取り出し・横取り出し工法の金属・コンクリート廃棄物の最大値を示す)

項目		上取り出し 金属廃棄物	上取り出し コンクリート廃棄物	横取り出し 金属廃棄物	横取り出し コンクリート廃棄物
放射能量(単位重量当たり)(Bq/t)	Cs-137	1.90E+15	3.40E+12	3.40E+12	3.40E+12
保管容器当たりの収納量(t)		0.6	2.08	1.3	2.08
放射能量(Bq)	Cs-137	1.1E+15	7.1E+12	4.4E+12	7.1E+12
放出エネルギー (MeV/s)		1.3E+15	7.9E+12	4.9E+12	7.9E+12
水素発生速度(m^3/d)		1.8E-02	1.1E-04	7.1E-05	1.1E-04
＜参考＞ 想定廃棄物		ドライヤ	シールド プラグ	ペデスタル外 撤去物	ペデスタル外 撤去物

・2019年度の評価において、水素発生量が多く、これに対する容器への要求が過大となる事が懸念された。(水素発生速度が1.82E-2(m^3/d)の場合、移送時の水素濃度が爆発下限界に達しないためには移送容器の空隙体積が3.25 m^3必要という試算結果となった。)
・2020年度上期に廃棄物形状等を考慮した廃棄物の水素発生量評価を実施。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
水素発生量評価(1/6)

$$水素発生速度 = \sum_{i,j} (崩壊熱 \times G値 \times 水への吸収率)$$

・核種i, 線種j : 変更なし
-核種はCs-137で代表
-線種はγ、β

・崩壊熱: 見直し

・G値: 変更なし
-100 eVあたり
発生する水素分子数
- γ、β共に0.45[/100eV]
とする

・水への吸収率: 見直し

崩壊熱

2019年度モデル:・保管容器1基当たりの廃棄物重量と、単位重量当たりの放射能量から放射能量を推定
・β線のエネルギーを最大エネルギーで計算

2020年度モデル:・デブリ取り出しPJ*にて検討している廃棄物の切断、内容器への収納状態を考慮
・2019年度検討の内容器形状の検討から、保管容器への内容器収納状態を考慮
・β線のエネルギーをスペクトルで与え、PHITSにより計算

PHITS:物質中での放射線挙動を核反応モデルや核データなどを用いて模擬するモンテカルロ計算コード

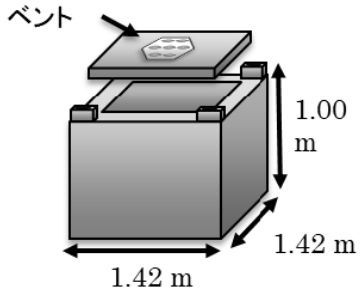
水への吸収率

2019年度モデル:・保守的にγ線、β線共に1として計算

2020年度モデル:・廃棄物の形状、収納状況を考慮
・水分量の変化による吸収率の変化を考慮
・PHITSによりγ線、β線それぞれの吸収率を計算

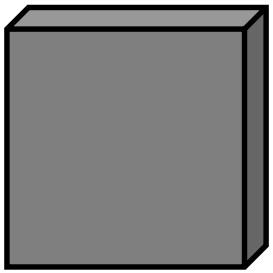
*燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化

2019年度モデル



・保管容器1基当たりの廃棄物重量を約0.6 tと試算
(容器内容積:0.76m^3、収納率:10%、比重(金属):7.8 t/m^3)
・単位重量当たりの放射能量1.90×10^{15} Bq/t(ドライヤ) から放射能量を推定

2020年度モデル



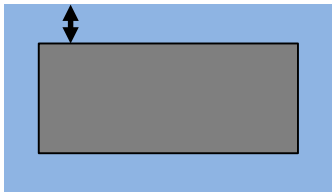
・デブリ取り出しPJ検討を参考に、切断後の廃棄物(ドライヤ)の形状を縦横480 mm×厚さ12.7 mmと設定、また、内容器1個当たり7枚の切断片の収納を想定。

・単位面積当たりの放射能量1.30x10^9 Bq/cm^2 (ドライヤ) ※1から放射能量を推定。

・内容器形状の検討を基に、1基の保管容器に対して8個の内容器が収納可能と仮定。

・水分量の変化による水への吸収率の変化を見るため、切断片表面の水膜の厚さを0.05 mm ～ 13.2※2 mmまで変化させて計算を行った。

水膜



※1平成26年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金燃料デブリ・炉内構造取り出し工法・システムの高度化事業 最終報告に記載の値を使用。
※2 水膜13.2 mmの状態は保管容器内部が水で満たされた場合と同等。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

◆ 計算モデル （保管容器1個当たり）

➢ 保管容器

・内容器8個(ケーシング無し)

注)内容器

・ドライヤの加工片7枚

・廃棄物:SUS316L相当

・容器ケース無し

➢ 線源

・核種:Cs-137

・線源分布:表面汚染

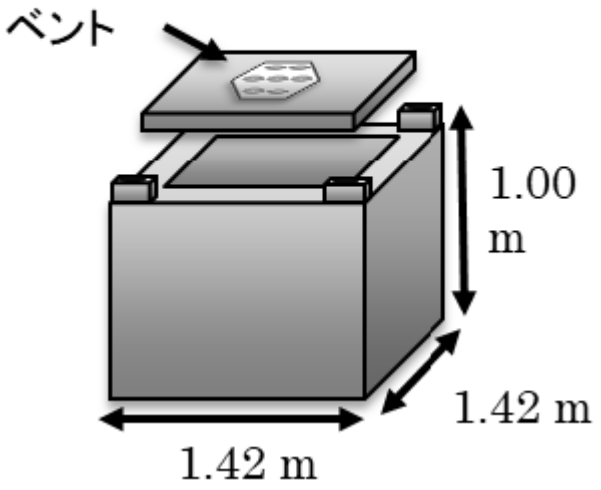
・線源強度:1.30x10^{9} Bq/cm^{2}

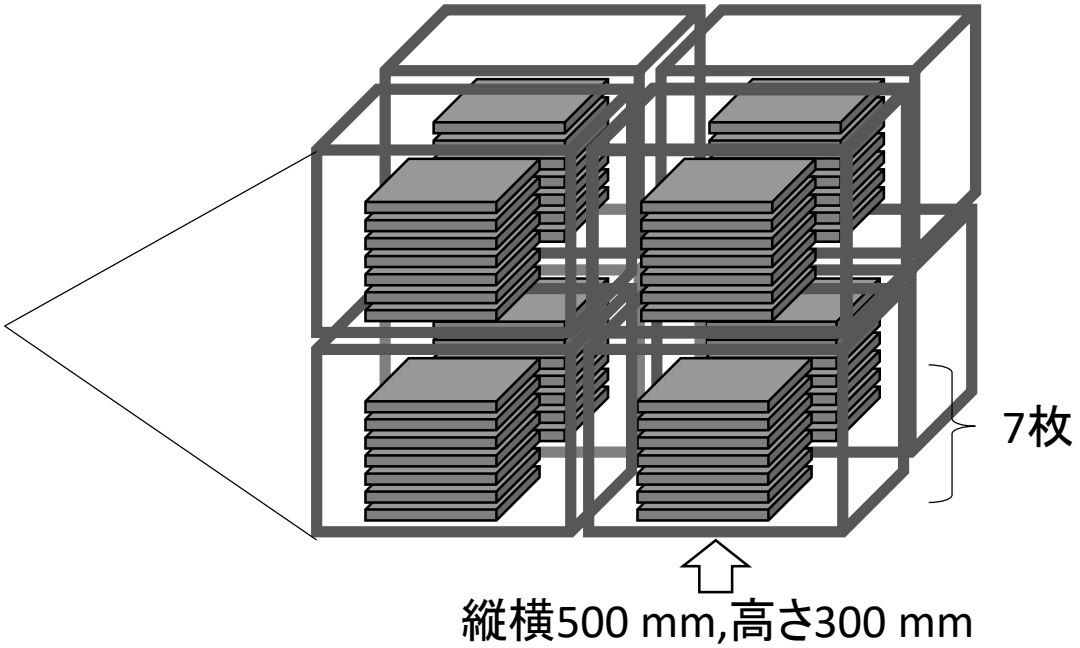
➢ 水分量

・水膜厚さ:0.05mm、0.5mm、5.0mm
13.2mm(=水没状態*)

*ドライヤの加工片間距離:26.4mm

＜保管容器イメージ＞



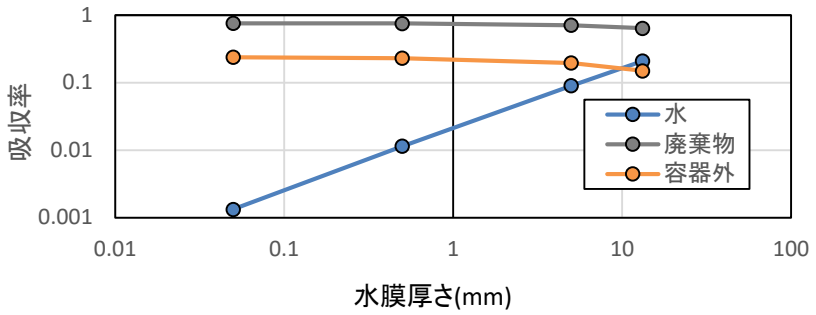


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 吸収率評価結果(保管容器1基ケース)

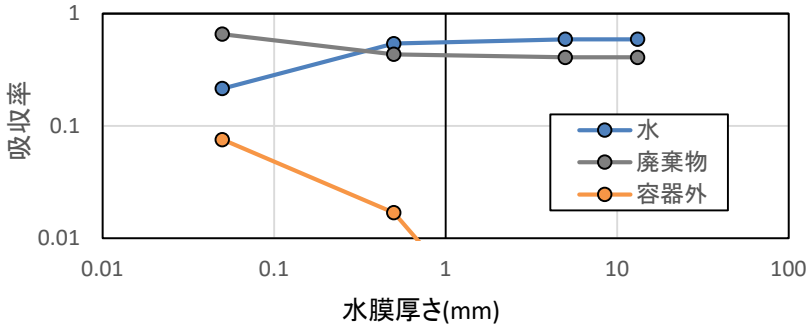
◆ γ線 【全エネルギー:31.9W】

水容量比(対廃棄物)	2.662	0.863	0.083	0.008
水膜厚さ(mm)	13.2	5	0.5	0.05
水吸収率	0.210	0.090	0.011	0.001
廃棄物吸収率	0.640	0.713	0.757	0.760
容器外	0.150	0.196	0.232	0.238



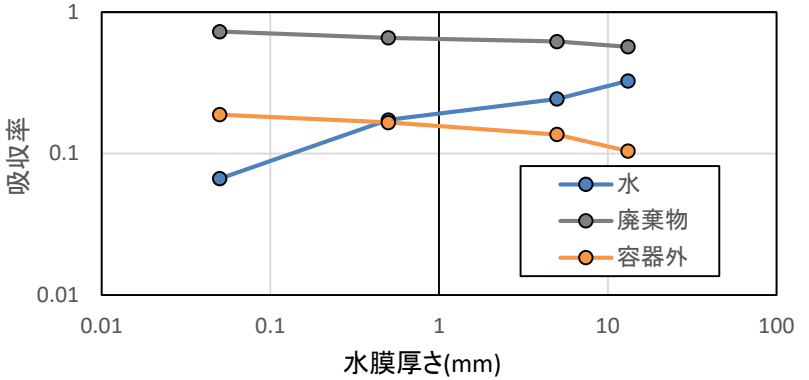
◆ β線 【全エネルギー:14.2W】

水容量比(対廃棄物)	2.662	0.863	0.083	0.008
水膜厚さ(mm)	13.2	5	0.5	0.05
水吸収率	0.592	0.592	0.541	0.215
廃棄物吸収率	0.408	0.408	0.434	0.656
容器外	0.000	0.000	0.017	0.076



◆ γ線＋β線

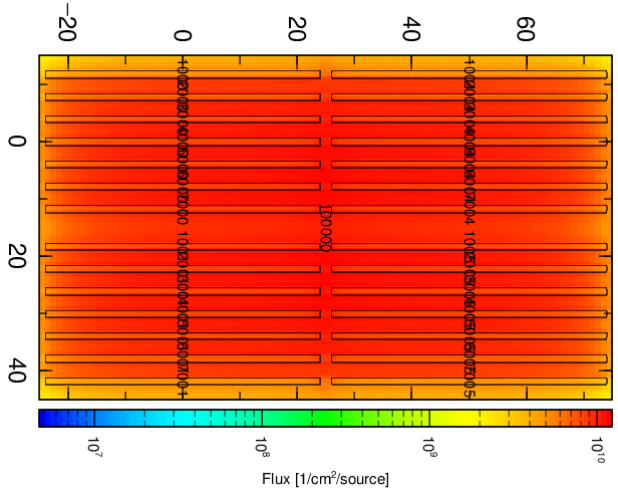
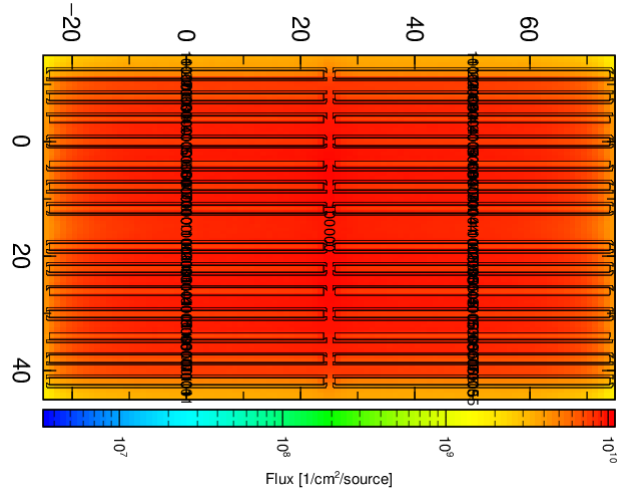
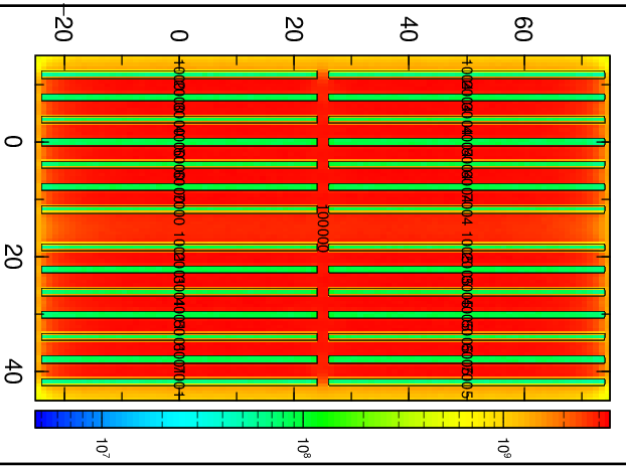
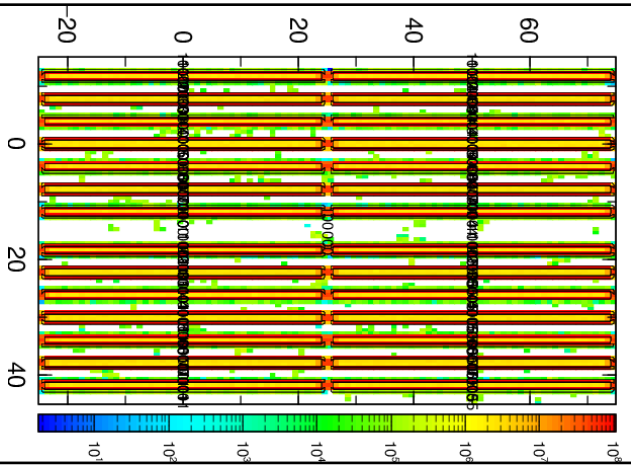
水容量比(対廃棄物)	2.662	0.863	0.083	0.008
水膜厚さ(mm)	13.2	5	0.5	0.05
水吸収率	0.326	0.243	0.173	0.067
廃棄物吸収率	0.569	0.620	0.658	0.728
容器外	0.104	0.136	0.166	0.189



容器外……容器内で吸収されず、容器外へ放出される割合

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ γ線、β線フラックス(保管容器1基あたり)

	水膜厚:0.05 mm	水膜厚:5 mm
γ線		
β線		

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

保管容器1個当たりの水素発生速度評価比較(対象撤去物:ドライヤ)

		崩壊熱 (MeV/s)	G値	水への吸収率 (β線＋γ線)	水素発生速度 (m^3/d)
2019年度モデル		1.27×10^{15}	0.45	1	1.84×10^{-2}
2020年度モデル	水膜: 0.05 mm	2.88×10^{14}	0.45	0.067	2.80×10^{-4}
	0.5 mm	2.88×10^{14}	0.45	0.173	7.28×10^{-4}
	5 mm	2.88×10^{14}	0.45	0.242	1.02×10^{-3}
	13.2 mm	2.88×10^{14}	0.45	0.326	1.36×10^{-3}

- 廃棄物の収納形態、β線のエネルギースペクトルの考慮により想定される崩壊熱が約4.4分の1に低減。
- 容器への収納形態を考慮したPHITS により計算を行った結果、水への吸収率は0.067～0.326となった。(水膜0.05 mm～13.2 mm)
- 結果として、2020年度モデルによる水素発生速度は最大で1.36×10^{-3} m^3/dとなった。(2019年度モデルの約13.5分の1)

「容器及び保管設備の要求事項の検討」のガス発生対策検討へインプット

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
長期保管の考え方の検討(1/5)

＜背景＞

『保管が長期に及んだ場合』の健全性や、安全機能の低下に対する対策の必要性が指摘されてきた。

＜目的＞

これまで検討してきた一時保管時の安全機能や、国内外の高線量廃棄物の保管事例の調査結果を基に、保管が長期に及んだ場合に一般に想定される事象の整理を行い、各事象に対する安全確保の考え方を整理する。

●検討手順

1. 一般的な高線量の廃棄物のうち、30～100年程度の保管が想定されているものを対象に、長期保管の観点で保管時にどのような対策が取られているかを調査する。

↓

2. 調査結果を基に、長期保管時の想定事象について整理する。

↓

3. 各想定事象に対し、調査結果を基に安全確保の考え方を整理する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

一般的な高線量廃棄物の長期保管の例(炉内構造物など)

対象廃棄物	安全機能を有する設備	保管期間	実施例	主な長期保管対策の概要
L1廃棄物	・ダクタイル鋳鉄(FCD-27)製遮蔽容器 ・保管施設	20～年(実績)	・原子力科学研究所第2保管廃棄施設	JPDRの解体の際に発生したL1廃棄物を保管。遮蔽容器はドレン孔、上蓋にベント孔を有する。密封境界はパッキングでシールし、ボルトで固定する方式。
GTCC(米国)	・密閉保管容器(ステンレスキャスク) ・コンクリートパッド (ISFSI) ・乾燥設備(ガス注入設備含む) ・圧力監視装置	～20年(想定)	・Zion原子力発電所	20年を超えるような長期保管は想定されていない。使用済み燃料と同じくステンレス製のキャスクに収納。真空乾燥・ヘリウム置換によりガス発生、腐食を防止。内部圧力を監視。ISFSIと呼ばれるコンクリート構造物の中で保管。
クラスC(米国)	・ベントフィルタ付き保管容器(または密閉容器) ・乾燥設備	～20年(想定)	・Zion原子力発電所	一般にベントフィルタ付55ガロンドラム缶に収納され、簡易な水切りを行い、収納される。発生する水素はベントで放出する。
ILW(英国中レベル放射性廃棄物)	・ダクタイル鋳鉄容器(DCICs)(ベントフィルタ付き、または密閉容器) または ・ステンレス容器(ベントフィルタ付き、または密閉容器) ・保管施設	100～150年(想定)	・Bradwell	発熱を考慮する必要のない廃棄物。発生する水素はベントを介して排気。保管期間が100年を超える場合、ステンレス容器でも表面の軟鉄・塩素除去や、建屋空調による温度・湿度の管理が要求される。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
長期保管の考え方の検討(3/5)

高レベル廃棄物、燃料デブリなどの長期保管の例

対称廃棄物	安全機能を有する設備	保管期間	実施例	長期保管時の概要
高レベル放射性廃液	・ガラス固化体 ・ステンレス製容器(キャニスタ) ・ガラス固化体貯蔵施設	30～50年(想定)	・東海再処理工場 ・高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター(六ケ所村)	冷却の為30～50年の保管を行う。保管建屋の冷却は空冷式と水冷式があるが、コスト面から空冷式が有利とされている。ガラス固化によりガス発生、粉体の飛散を防止。
使用済み燃料	・乾式キャスク ・コンクリートモジュール ・乾燥設備 ・表面温度監視装置 ・圧力監視装置 ・巡視点検	40～50年(想定)	・東海第二発電所 ・むつ中間貯蔵施設(予定) ・福島第一原子力発電所(仮保管設備)	キャスクの外表面は40～50℃であり、自然対流で除熱。ステンレス製のキャスクを使用。真空乾燥・ヘリウム置換によりガス発生、腐食を防止。内部圧力や温度を監視。キャスクをボルトで建屋に固定。巡視点検による劣化の早期発見。消耗品の交換。
燃料デブリ(TMI-II)	・キャニスタ(ステンレス製) ・キャスク(炭素鋼製) ・横型サイロ(コンクリート) ・温風乾燥 ・ベントフィルタ(HEPA) ・水素測定	20年～(実績)	・アイダホ国立研究所	デブリはステンレス製キャニスタに収納後、炭素鋼製キャスクに収納し、サイロに定置。温風乾燥によりガス発生の抑止。発生する水素はHEPAフィルタを介して排気。また、定期的に発生する水素を測定。
1F燃料デブリ	・収納缶(ステンレス製・ベントフィルタ付) ・プール ・乾燥装置 ・乾式キャスク(ベントフィルタ付) ・貯蔵施設	～100年(想定)		収納缶PJ※にて検討中。デブリはステンレス製の収納缶に収納。最長50年の一時保管を行った後に、最長50年の長期保管(乾式)を想定。一時保管時はプール保管と乾式保管を検討。乾式保管前には腐食対策、水素発生抑制の為乾燥を実施。発生する水素はベント管にてガス処理設備へ掃気する。収納缶のパッキンなどの消耗品が破損した場合は、キャスクによって閉じ込め性を担保する。

※平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発事業

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

長期保管時における想定事象と対策

・高線量廃棄物の長期保管の事例を参考に、A～Dまでの想定事象を設定した。
・調査結果を基に、各事象に対する対策案の抽出を行った。なお、「燃料デブリ取り出しに伴い発生する高線量廃棄物」に対する実際の対策は、廃棄物の特性等を踏まえ、これら対策案の取捨選択、組み合わせによって決定されることが想定される。

想定事象	対応方針	対策案
A. 腐食による容器の破損	耐腐食性の材料を用いる	・ステンレス製容器(SUS316L等)を用いる ・ダクタイル鋳鉄製容器を用いる
	保管前の処置を行う	・廃棄物の乾燥を行う ・保管前に容器表面の異種金属・塩素等の除去を行う。
	雰囲気を管理する	・建屋の換気・空調により温度・湿度を管理する
B. 長期のガス(水素)発生	処理を行う	・固化処理を行う ・乾燥し不活性ガス注入し、密閉保管する
	ベントによる放出をする	・簡易乾燥し、ベントによって水素を放出する
	吸蔵材等の利用	・水素吸蔵材を設置する
	ガス発生の監視を行う	・保管中の監視を行う

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

長期保管時における想定事象と対策

想定事象	対応方針	対策案
C. 地震等の外部事象の発生	構造物によって外部事象から保管容器を保護する	・耐震性等外部事象対策を考慮した施設に保管する ・コンクリートモジュールに保管容器を収納する
	地震発生時の転倒防止	・保管容器をボルトで建屋に固定する
	高い構造強度を有する容器の使用	・落下を考慮した構造強度を有する容器とし、必要に応じて点検、補修する
D. 消耗品(フィルタ・シール部等)の劣化	監視、点検、整備による対応	・圧力の監視により密閉機能を監視する(乾燥後の密閉対策の場合) ・巡視点検により劣化を早期発見し、機能維持に努める(消耗した部品は交換を行う)
	消耗品の数を減らす	・保管容器の蓋を溶接するなど、消耗品が出ない構造とする
	オーバーパックの使用	・消耗品が破損した場合、オーバーパックで閉じ込め性を確保する

なお、水素発生量評価の結果から、保管容器1基当たりの発熱量は最大でも50 W以下であり、自然対流による除熱が期待できるため、長期の発熱は想定事象からは除外した。(参考:使用済み燃料乾式キャスクの発熱量は1基当たり約12 kW(BWR燃料用の大型キャスクの場合))

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
廃棄物性状に応じた保管方法の検討(1/12)

・これまでの検討では、燃料デブリ取り出しによって発生する廃棄物のうち、最も安全機能要求の厳しい廃棄物に対して、成立する収納・移送・保管フローを検討するというアプローチであった。
・このアプローチは燃料デブリ取り出しによって発生する全ての廃棄物に対しての成立性を担保できるものの、廃棄物の性状によっては安全機能要求が過大となる可能性があり、合理性という視点からは改善の余地がある。
・合理的な区分を設定し、廃棄物性状に応じた取り扱いを検討する必要が有る。
↓
・燃料デブリ取り出しに伴い発生する高線量廃棄物に対し、先行事例との比較を通して暫定的な区分・カテゴリを設定することとした。

●検討手順

1. 炉内機器を含む廃棄物の解体～保管を行った国内の先行事例として、公開文献が入手可能なJPDRの解体時における廃棄物区分、収納容器の調査を行う。

↓

2. デブリ取り出しPJにおける現状の炉内状況の想定、デブリ取り出し時に発生する廃棄物の取り扱い方法について整理を行い、JPDRの条件との比較を行う。

↓

3. 現状のデブリ取り出し時に発生する廃棄物の情報を基に暫定的な区分・カテゴリを設定する。また、本PJ内でこれまで検討した成果を基に、各暫定カテゴリに対する保管方法と課題を示す。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

JPDRにおける廃棄物区分

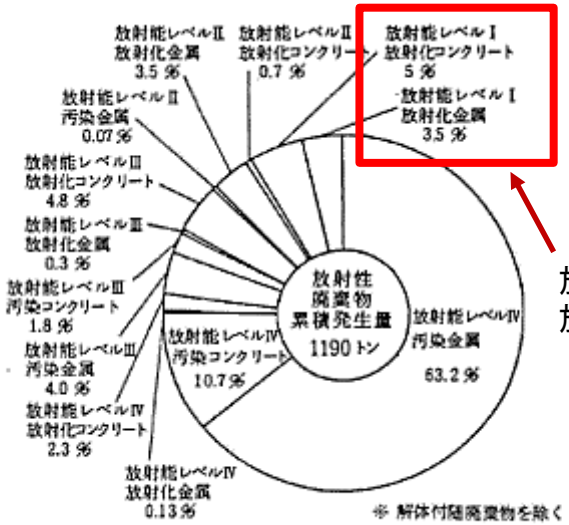
・JPDRでは、多量の放射性廃棄物を安全かつ効率的に容器詰めするとともに、将来の処理・処分への対応が可能となるように、材質、性状、放射能レベル毎の区分を行った。

<u>材質による区分</u>
- ー金属類
- ーコンクリート類
- ー解体付随廃棄物

<u>性状による区分(放射化 / 汚染)</u>
- ー放射化金属類
- ー放射化コンクリート
- ー汚染金属類
- ー汚染コンクリート類

<u>放射能レベルによる区分</u>
- ー放射能レベル区分I ～ IV

・圧力容器内の高線量機器は放射能レベル区分Iに分類され、遮蔽容器に収納された。



放射能レベル区分Iは放射化物

平成4年3月末現在

放射能レベルの区分 / 放射能レベルの単位		I	II	III	IV
A(1)	Bq/g (μCi/g)	4×10^{3} 以上 (10^{-1})	4×10^{1} 以上 4×10^{3} 未満 (10^{-3} ～ 10^{-1})	4×10^{-1} 以上 4×10^{1} 未満 (10^{-5} ～ 10^{-3})	4×10^{-1} 未満 (10^{-5})
B(2)	Bq/cm² (μCi/cm²)	4×10^{5} 以上 (10^{1})	4×10^{3} 以上 4×10^{5} 未満 (10^{-1} ～ 10^{1})	4×10^{1} 以上 4×10^{3} 未満 (10^{-3} ～ 10^{-1})	4×10^{1} 未満 (10^{-3})

注(1)放射化金属及びコンクリート廃棄物
注(2)汚染金属類

4×10^{5} Bq/cm²以上はレベル 区分I

材質	重量	発生個数 遮蔽容器	3m³角型鋼製容器	1m³角型鋼製容器	200ℓドラム缶	梱包
金属	889	34	26	271	1,982	728
コンクリート	301	0	16	9	778	224
付随廃棄物	319	0	1	111	477	0
合計	1,509	34	43	391	3,237	952

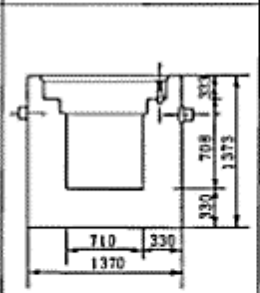
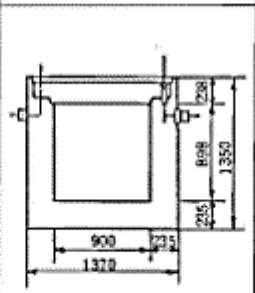
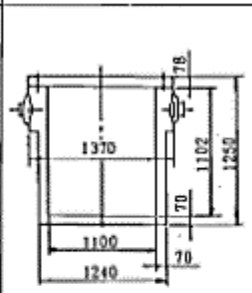
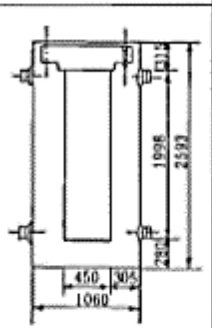
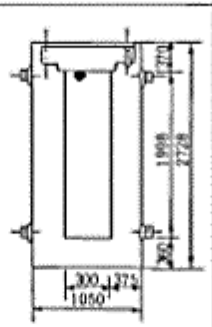
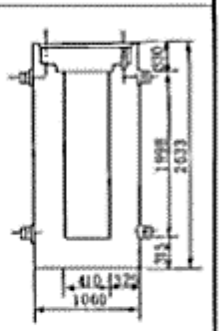
<参考>
・JPDR解体廃棄物の管理, Journal of the RANDEC No.15, 1996.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
廃棄物性状に応じた保管方法の検討(3/12)

・各炉内機器の形状に合わせ、6種類の遮蔽容器が用いられた。
・放射能レベルに応じて、異なる遮蔽厚さを有する容器が用いられた。(放射能レベル区分は全てI)

Table 3 Designs and Specifications of Radiation Shielding Containers for Decommissioning Wastes

	遮蔽容器 A	遮蔽容器 B	遮蔽容器 C	遮蔽容器 CR	遮蔽容器 PL	遮蔽容器 PC
概略図						
収納廃棄物	炉心シュラウド インコアモニターチューブ等	圧力容器(中央部) ホールドダウン枠 チャンネルボックス等	圧力容器(上、下端部) 放射能レベルの低い炉内構造物	制御棒	プラグ 中性子源	ボイズンカーテン
内容積	0.36 m³	0.73 m³	1.33 m³	0.40 m³	0.18 m³	0.34 m³
材質	球状黒鉛鋳鉄(FCD−37)	球状黒鉛鋳鉄(FCD−37)	球状黒鉛鋳鉄(FCD−37)	球状黒鉛鋳鉄(FCD−37)	球状黒鉛鋳鉄(FCD−37)	球状黒鉛鋳鉄(FCD−37)
容器重量	15.0 トン	13.4 トン	4.7 トン	16.4 トン	17.7 トン	17.0 トン
遮蔽厚さ	330 mm	235 mm	70 mm	305 mm	375 mm	325 mm
放射能量	Av. 7.8×10^{12} Bq	Av. 4.2×10^{11} Bq	Av. 3.3×10^{10} Bq	Av. 2.8×10^{12} Bq	Av. 2.6×10^{13} Bq	Av. 2.4×10^{12} Bq
廃棄物表面線量率	Max 10 Sv/h	Max 200 mSv/h	Max 20 mSv/h	Max 10 Sv/h	Max 10 Sv/h	Max 10 Sv/h
収納個数	* 5	16	5	4	2	2

＜参考＞ JPDR解体廃棄物の管理, Journal of the RANDEC No.15, 1996.

*収納個数は平成4年3月当時の値

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

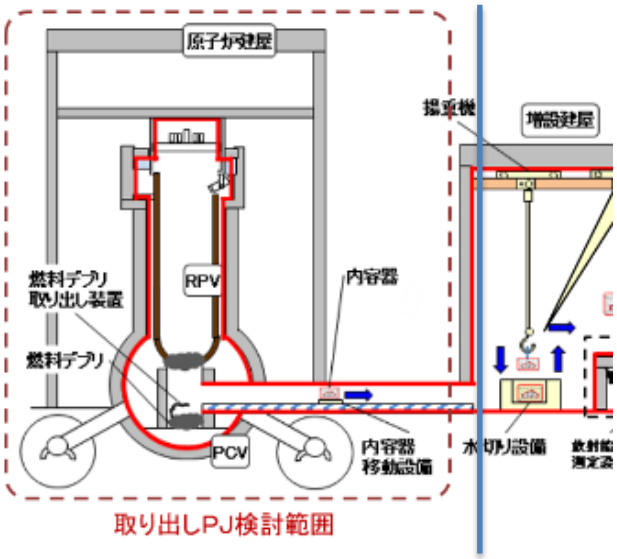
1Fデブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の条件

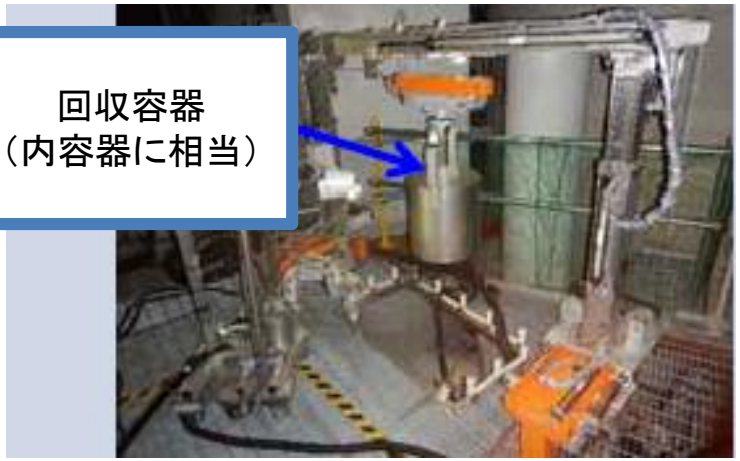
・1Fデブリ取り出し時はロボットによる取り出しが行われる為、炉内機器は内容器に収まる形状に切断された後、内容器に収納された状態で廃棄物取り扱い設備へ受け渡される。また、内容器の形状は各工法の開口部を通過できるサイズ以下、及び重量が取り出しロボットの制限重量以下となるように制限される。
(参考:平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化最終報告)

・1Fの原子炉ウェル内は、事故による汚染によって高線量である。(Co-60が主要な放射化物と比較し、Cs-137が主要な汚染物は、長期にわたって高線量である可能性がある)
(次頁参照)

・JPDRの炉内機器の線量は最大でも10 Sv/h程度であるが、1Fデブリ取り出し時に発生する廃棄物の最大想定線量は400 Sv/hである。

・1Fは商用炉であり、かつ事故による汚染の為、放射性廃棄物量が多い。



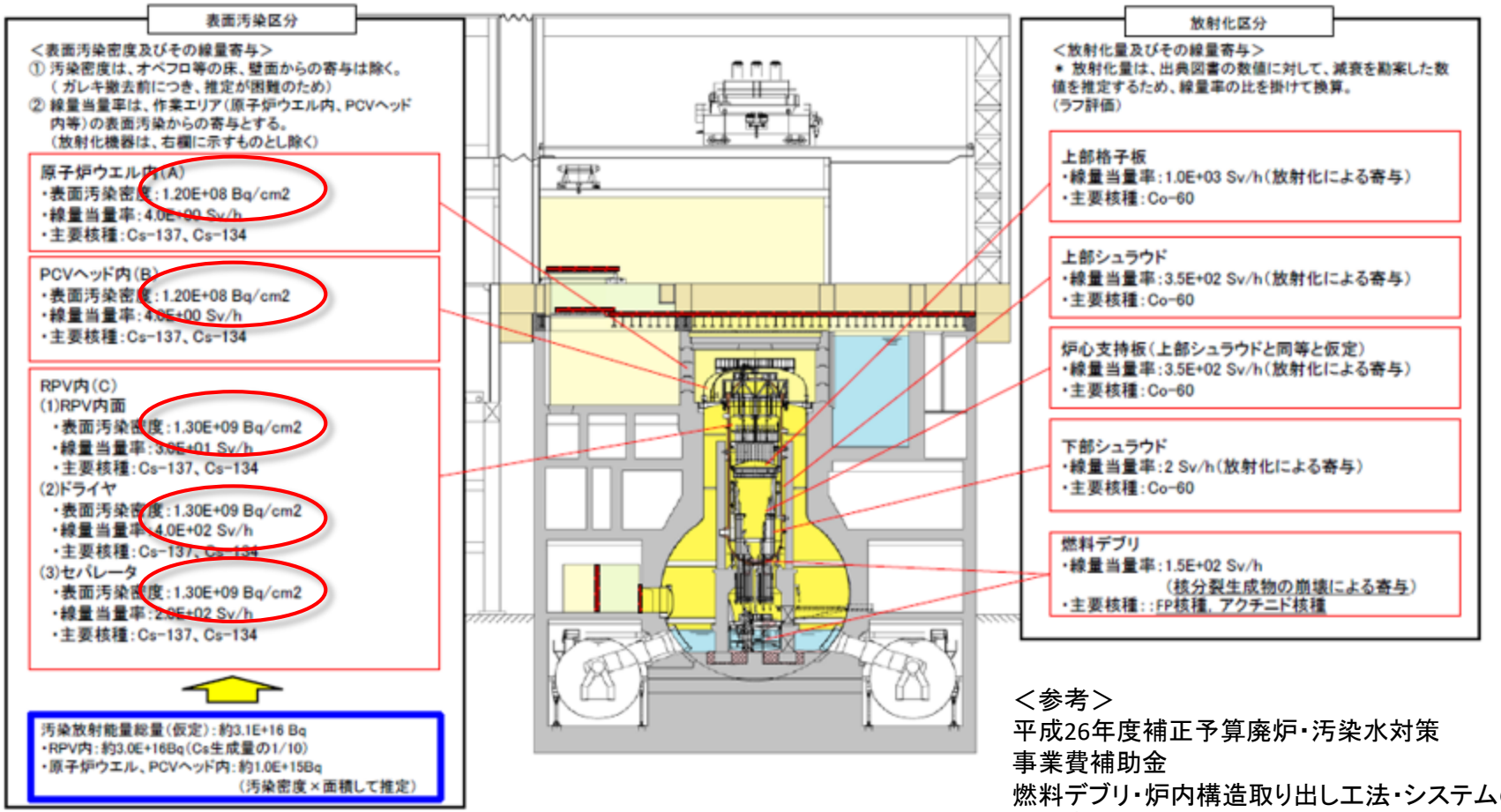


取り出し機器による回収容器の取り扱い
(参考:燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1F炉内汚染状況

・1Fの原子炉ウェル内は、表面汚染密度1.20×10^8 Bq/cm^2と想定されている。
（JPDRの放射能レベル区分Ⅰ相当以上）



＜参考＞
平成26年度補正予算廃炉・汚染水対策
事業費補助金
燃料デブリ・炉内構造取り出し工法・システムの高度化事業　最終報告

図 4.1.1.2-1　1号機のプラント情報

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
廃棄物性状に応じた保管方法の検討(6/12)

	JPDRの解体に伴い発生する廃棄物	福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物
廃棄物量	JPDRは実験炉である為、商用炉に比べて廃棄物量は少ない。廃棄物量は全体で1200 ton 程度(放射能レベル区分Iは100 ton程度)	商用炉かつ事故の発生により廃棄物量が非常に多い。発生量はデブリ取り出し廃棄物に限っても3炉心分で1500 ton以上(デブリ取り出し工法による)
高線量廃棄物の割合	放射能レベル区分Iに区分される廃棄物は全体のごく一部(8.5%) なお、同じ放射能レベル区分Iの廃棄物でも、線量に応じて容器形状の使い分けを行う。	全てJPDRの放射能レベル区分I以上相当である
放射化 / 汚染の割合	約8割が汚染物で、残りの2割が放射化物 なお、放射能レベル区分Iの廃棄物は全て放射化物	汚染物が主である
最大線量	約10 Sv/h	約400 Sv/h
材質	金属およびコンクリート (解体付随廃棄物除く)	金属およびコンクリート (解体付随廃棄物除く)
高線量廃棄物の形状	原形に近い形状。長尺の廃棄物や比較的小寸法の廃棄物があり、形状に適した保管容器を使用する	一部の大型廃棄物を除き、内容器収納可能サイズまで切断され、内容器に収納した状態で運搬される

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1Fデブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の暫定区分の考え方

材質による区分

- JPDRと同じく、金属類(M)、コンクリート類(C)、解体付随廃棄物※1の3区分とする

(※1: 液相・気相系二次廃棄物を含む)

性状による区分(放射化 / 汚染)

- 汚染が主であり、全て汚染物※2となるため、暫定区分からは外す。

(※2: 事故前放射化物を含む)

形状による区分

- 内容器収納サイズの廃棄物と大型廃棄物に区分

放射能レベルによる区分

- JPDRと同じ区分を適用すると全て放射能レベル区分Iとなってしまう為、より高線量の区分を適用する

1Fデブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の線量区分(暫定)

線量区分	①	②	③
線量の範囲	< 10 Sv/h	10 ～ 40 Sv/h	40 ～ 400 Sv/h
設定理由	・暫定の保管建屋受け入れ要件(保管容器の表面線量率10 Sv/h)以下 ・保管容器に追加遮蔽が要らない廃棄物 ・シールドプラグ、DSスロットプラグや1FL撤去物などの物量の多い廃棄物が含まれると想定	・RPVヘッドなどの30 Sv/h前後の廃棄物が含まれると想定 ・暫定の保管建屋受け入れ要件を満たすために60 mmの追加遮蔽を要する	・ドライヤやシュラウドヘッドなどの最も高い線量の廃棄物が含まれると想定 ・暫定の保管建屋受け入れ要件を満たすために140 mmの追加遮蔽を要する

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考　2018年度 成果(保管容器形状の検討)

＜設備仕様の検討＞

■ 保管容器 (軽量容器案)

・2017年度に検討した現行保管容器寸法タイプと比較し軽量

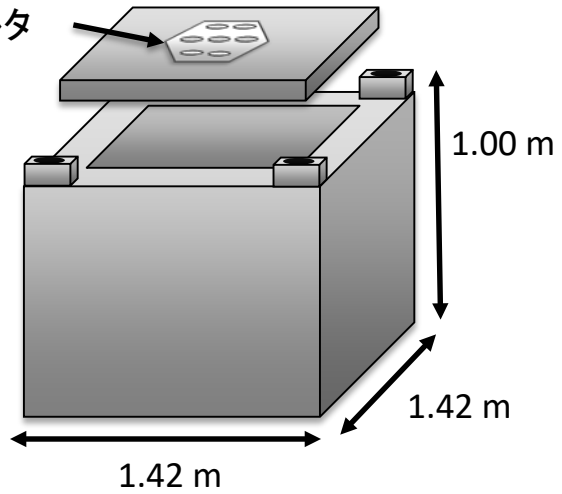
・最大遮蔽の容器が、廃棄物収納時に現行の廃棄物取り扱いの制限重量のうち最も厳しい制限(7.5 t)を超過しないように寸法を設定

・廃棄物の線量レベルに応じて、4つの遮蔽厚を用意

・遮蔽厚は、各線量レベルにおける最大線量廃棄物収納時に、表面線量率が10 Sv/h未満になるように設定

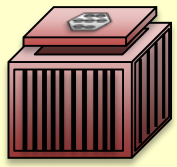
表1　軽量容器の重量および必要容器基数試算

遮蔽厚(内張り)	容器重量(t)	内容積(m^3)	内容物線量(Sv/h)	総重量(t)(容器＋廃棄物)	想定必要容器基数(原子炉3基分)
180 mm	7.1	0.33	400 ~ 1000	7.3	約40
140 mm	6.0	0.46	40 ~ 400	6.4	約400
60 mm	3.2	0.77	10 ~ 40	3.8	約300
0 mm	0.35	1.19	< 10	1.3	約1300



<参考>　その他保管容器案

1. 現行保管容器寸法タイプ
・寸法:2.1×2.1×1.49 m
・遮蔽厚:0, 60, 140, 180 mm
・最大総重量:23.7 t
・ベントフィルタ付き保管容器



2. L1処分容器タイプ
・寸法:1.6×1.6×1.6 m
・遮蔽厚:50, 100, 150, 200 mm
・最大総重量:20.3 t
・密閉容器



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

撤去物の区分とカテゴリ(暫定)

・他PJの2018年度報告書に基づく高線量廃棄物の最新情報の整理(2019年度上期実施)

デブリ上取り出し工法 <上取り出しルートB工法> における想定撤去物

廃棄物名称	物量(ton)	形状(切断後)	想定線量(Sv/h)	材質区分(暫定区分)	形状区分(暫定区分)	線量区分(暫定区分)	カテゴリ(材質区分ー形状区分ー線量区分)(暫定カテゴリ)
シールドプラグ	465	縦横1800 mm × 厚さ306 mm	4	コンクリート(C)	大型(L)	①	C−L−①
DSスロットプラグ	121	縦横1800 mm × 厚さ306 mm	4				
PCVヘッド	48	縦横480 mm × 厚さ30 mm	4	金属(M)	内容器収納サイズ(S)		M−S−①
RPV保温材/配管	13	縦横480 mm × 厚さ6 mm	-*				
RPVヘッド	66	縦横480 mm × 厚さ90 mm	30			②	M−S−②
ドライヤ	31	縦横480 mm × 厚さ12.7 mm	400			③	M−S−③
シュラウドヘッド(汽水分離器含む)	48	縦横480 mm × 厚さ7 mm	200				

*参考に記載が無いため、線量区分①相当と仮定

(参考:平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化最終報告)

線量区分	①	②	③
線量の範囲	< 10 Sv/h	10 ～ 40 Sv/h	40 ～ 400 Sv/h

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
廃棄物性状に応じた保管方法の検討(10/12)

撤去物の区分とカテゴリ(暫定)

・他PJの2018年度報告書に基づく高線量廃棄物の最新情報の整理(2019年度上期実施)

デブリ横取り出し工法<横取り出しPLAN-B工法>における想定撤去物

廃棄物名称	物量(ton)	形状(切断後)	想定線量(Sv/h)	材質区分 (暫定区分)	形状区分 (暫定区分)	線量区分 (暫定区分)	カテゴリ(材質区分ー形状区分ー線量区分) (暫定カテゴリ)
1FL撤去物	24.2	縦横389 mm × 厚さ20 mm	ー*	コンクリート(金属含む可能性あり)(C)	内容器収納サイズ(S)	(①)	C−S−①
CRDレール	0.9	縦横389 mm × 厚さ10 mm	ー*	金属(M)			M−S−①
ペデスタル外部構造物	156	縦横389 mm × 厚さ40 mm	ー*	金属(M)			

*参考に記載が無いため、線量区分①相当と仮定

(参考:平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化最終報告)

線量区分	①	②	③
線量の範囲	< 10 Sv/h	10 ～ 40 Sv/h	40 ～ 400 Sv/h

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

各カテゴリ毎の内容器の保管容器への収納

合理的な内容器形状の検討(2019年度上期実施)より

上取り出しルートB＋横取り出しPLAN-B、(縦横450 mm × 高さ272 mm の内容器を使用した場合)

カテゴリ (材質区分－形状区分－線量区分)	保管容器の内貼り遮蔽厚* (mm)	保管容器あたりの内容器収納個数	各カテゴリ毎の物量(ton)	必要保管容器基数 (1号機　あたり)
C－L－①	0	27	586	346
C－S－①	0	27	24.2	15
M－S－①	0	27	218	207
M－S－②	60	8	66	211
M－S－③	140	8	79	252

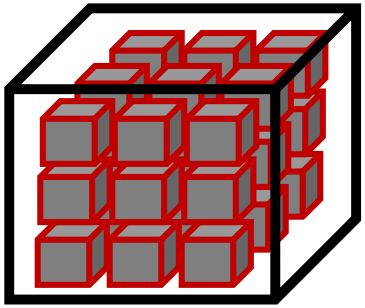
＊＊

*保管容器の表面線量率が固体貯蔵庫第9棟地下2階受け入れ基準相当(< 10 Sv/h)となるように算出した値
(設備の概略仕様の検討(2018年度))

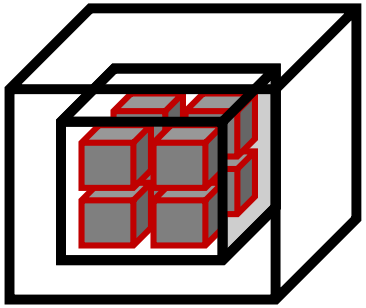
**内容器サイズまで切断した場合の試算



内容器



保管容器1基当たり
27個の内容器を収納した場合



保管容器1基当たり
8個の内容器を収納した場合

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
①廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討
廃棄物性状に応じた保管方法の検討(12/12)

各暫定カテゴリに対する保管方法のまとめ

カテゴリ	想定(1) 物量 (ton)	保管容器(2) の材質	保管容器の(3) 内貼り遮蔽厚 (mm)	保管容器(4) あたりの 内容器 収納個数	2020年度モデルに基づく水素対策(5) (2019年度モデルに基づく水素対策)*			保管前(6) 乾燥方式
					ベント フィルタの 種類***	ベント フィルタの 個数	移送容器の 必要空隙体積 (m^3)	
C－L－①	586	ダクタイル鋳鉄 (または ステンレス)	0	27	(NF016L)	(1)	(0.02)	対流(静置)方式 または 伝導(静置)方式
C－S－①	24.2		0	27	(NF016L)	(1)	(0.02)	
M－S－①	218		0	27	(NF016L)	(1)	(0.01)	
M－S－②	66		60	8	NF019** (NF016S)	2** (2)	0.24** (3.25)	
M－S－③	79		140	8	NF019 (NF016S)	2 (2)	0.24 (3.25)	

(1)…廃棄物情報の調査・評価結果(2019年度実施)
(2)…長期保管の考え方の検討結果(2020年度実施)
(3)…保管容器形状の検討結果(2018年度実施)
(4)…合理的な内容器形状の検討結果(2019年度実施)
(5)…水素発生量評価およびガス発生対策の検討 (2019, 2020年度実施)
(6)…乾燥処理の検討 (2019, 2020年度実施)

線量区分	①	②	③
線量の範囲	< 10 Sv/h	10 ～ 40 Sv/h	40 ～ 400 Sv/h

*水膜:13.2mmのものを想定
**M－S－②に対する水素対策はM－S－③に対する水素対策に包絡されるものとした
***NFxxxは米国の原子力施設で使用されているフィルタの型式

・国内の先行事例として、JPDRの解体時における廃棄物区分、収納容器の調査を行い、1Fデブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の条件と比較し、暫定の区分を設定した。
・今後の炉内状況把握、燃料デブリ取り出し工法の検討の進展に伴い、これらの区分は更新、変更されると考えられる。
・解体付随廃棄物 (液相・気相系二次廃棄物含む) に関しては、性状把握を含め今後検討が必要。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
概要

■ 2019年度までの実績
- ○ 海外の高線量廃棄物の水素ガス対策の調査を行い、各国の水素発生対策方法、および考え方の整理を行った。
- ○ 保管容器形状の検討と複数の遮蔽厚さに対応可能な合理的な内容器形状の検討を行った。
- ○ 2019年度の水素発生量評価結果に基づく水素対策検討の実施。
- ○ 乾燥処理技術調査の実施。

■ 2020年度目標
- ○ 高線量廃棄物の収納・移送・保管に必要な容器及び保管設備の要求事項を示す。

■ 実施内容
- ○ 2020年度上期の実績
  - 2020年度の水素発生量評価結果に基づく水素対策検討の実施。
  - ベントフィルタに求められる要求事項と検討方針の整理。
  - 乾燥処理方式の比較と基本機能の検討を実施。
  - 測定方法・設備の調査方針を検討。
- ○ 2020年度下期の実施計画
  - 保管容器及び移送容器の要求仕様を検討予定。
  - 乾燥処理設備概念の検討を実施予定。
  - 測定方法・設備の調査を実施予定。

■ 目標達成を判断するための指標
- ○ 複数の遮蔽厚さに対応可能な合理的内容器の提示。ベントフィルタ付き保管容器および移送容器の要求事項の提示。乾燥処理等の設備の要求事項の提示。測定方法および測定設備の要求事項、測定場所、測定時期等の提示。

移送容器……構内移送の為に保管容器を収納する容器



図1 一般的な高線量廃棄物の移送容器の例
(TRUPACT-Ⅱ)



図2 遠隔操作式フィルタベント取り付け装置
(DVS:Drum Venting System)外観

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
合理的な内容器の形状・運用の検討(1/3)

＜背景と目的＞

●背景

内容器 ・・・ PCV内にて切断した廃棄物を収納する一次容器

機能の例 ・・・ ①切断した廃棄物を収納する
②メッシュ構造であり、水切りが可能である
③保管容器に効率的に収納できる

これまでの検討 ・・・ 2018年度までに検討したプロセスフローでは、内容器1基を保管容器1基に収納することを暫定的に想定(図1)

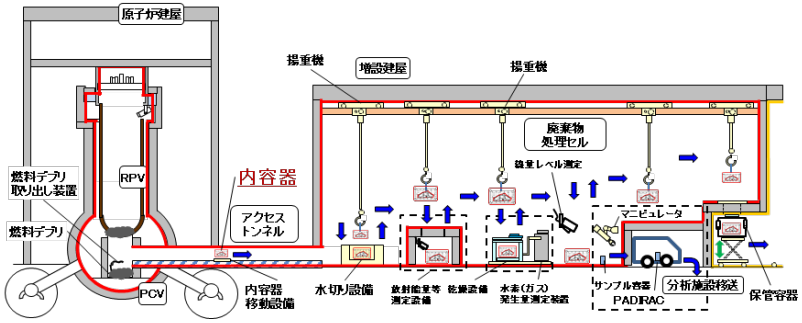


図1保管までのプロセスフロー
(内容器に係る箇所のみ抜粋)

●課題点

①保管容器は廃棄物線量に応じて内貼り遮へいを使い分けるため、複数のサイズの内容器を使い分けることになる

②その後、取り出しPJより、各取り出し工法の設備に適した内容器寸法が報告された(表1)。昨年度想定よりも小型であり、複数個の内容器を保管容器1基に収納することを想定

表1 デブリ取り出しPJにおける各工法の内容器寸法

工法	回収容器寸法
横取り出しプランA	―
横取り出しプランB	φ550×400 (φ390×400)
横取り出しプランC	φ400×810
上取り出しルートA	φ400×400
上取り出しルートB	□500×300

●目的

廃棄物保管・管理に適した内容器の形状や運用方法の一次案を提示する。

保管・管理の視点からの評価

●検討手順 ・・・ 評価指標として、保管容器の発生基数を比較する。

①最新の取り出し工法に基づいて、発生する保管容器の個数を推定する。
②保管容器の発生基数を合理化できる内容器形状を検討する。
③保管容器の発生基数を合理化できる運用方法を検討する。
④上記検討に基づき、合理的な内容器の形状や運用方法を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

<検討結果①;内容器寸法の検討>

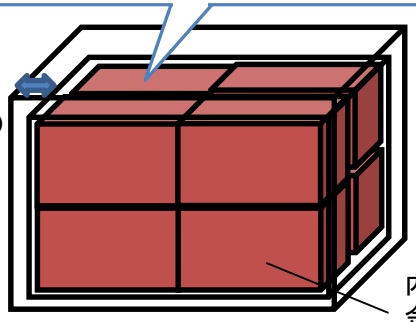
Case	検討ケース名	検討内容※	必要内容器(個/号機)	必要保管容器(個/号機)
1	工法暫定案 (上取り出しルートBを例示)	上取り出しルートB、最新取り出し工法の内容器を使用した場合(縦横500×高さ300 mm)	10016	1425
2	内容器寸法の検討	内容器の縦、横、高さのサイズを変更した場合を検討(必要保管容器数が極小となる3パターンを例示) ①縦横335×高さ272 mm ②縦横450×高さ272 mm ③縦横535×高さ272 mm	①27216	①807
			②14612	②867
			③10180	③956

※容器寸法は外寸法を示す。

工法の想定では収納効率が悪く、保管容器数が多い

寸法変更により最大43%削減

内容器サイズ
回収容器ケース：縦横500 ×高さ300 mm
内容器サイズ変更ケース:縦横〇〇 mm×高さXX mm



容器厚さ(6.4 mm)
＋遮蔽厚さ*1
＋間隙(25 mm)

高さ方向は間隙(25mm)を考慮した上で85%まで充填可能

内容器への廃棄物収納率
金属廃棄物;10%
コンクリート廃棄物;50%

*1; 0,60,140 mmの3種

図1 回収容器ケース、内容器サイズ変更ケースの検討イメージ

表1 (参考)保管容器数および内容器数の計算方法

STEP	計算内容	計算式	検討イメージ
①	保管容器内寸を計算	保管容器縦or横内寸(m) ＝保管容器縦or横外寸－2×(遮蔽厚＋保管容器厚＋間隙) 保管容器高さ内寸(m) ＝{保管容器高さ外寸－2×(遮蔽厚＋保管容器厚)－間隙}×85%	保管容器外寸から遮蔽厚、容器厚、間隙を差引いて内寸を計算(高さ方向は蓋閉めを考慮し85%まで有効と仮定)
②	内容器内寸を計算	Case1:保管容器内寸から内容器厚さを引いた値 Case2,4,5;上取り出しルートB回収容器外寸から容器厚さを引いた値 Case3:内容器寸法をパラメータとした評価結果より決定	Caseによって異なるが、基本的に内容器外寸から容器厚(2mmと仮定)を差引いたものを内寸とする。
③	1保管容器あたりの内容器収納数を計算	縦方向:保管容器縦内寸÷内容器縦外寸＝X個(端数切捨て) 横方向:保管容器横内寸÷内容器横外寸＝Y個(同上) 高さ方向:保管容器高さ内寸÷内容器高さ外寸＝Z個(同上) 1保管容器あたりの内容器収納数＝XYZ個	保管容器の内寸を内容器の外寸で除して縦横高さ方向に何個内容器が収納できるか計算
④	内容器1個あたりの廃棄物収納量(m^3/個)を計算	内容器1個あたりの廃棄物収納量W(m^3/個) ＝内容器縦内寸(m)×横内寸(m)×高さ内寸(m) ×廃棄物充填率(金属;10%, コンクリート:50%)	金属充填率:10% 内容器の内容積に材質別の充填率を乗じ、内容器1個当たりの廃棄物収納量を計算
⑤	保管容器1個あたりの廃棄物収納量(m^3/個)を計算	保管容器1個あたりの廃棄物収納量(m3/個) ＝内容器収納可能量W(m^3/個)×XYZ個	保管容器に収納できる内容器数とその1個当たりの廃棄物収納量から保管容器1個当たりの廃棄物収納量を計算
⑥	廃棄物量(m^3)	上取り出しルートBの設定値を使用	—
⑦	保管容器個数を計算	⑥÷⑤	—
⑧	内容器個数を計算	⑦×③	—

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
合理的な内容器の形状・運用の検討(3/3)

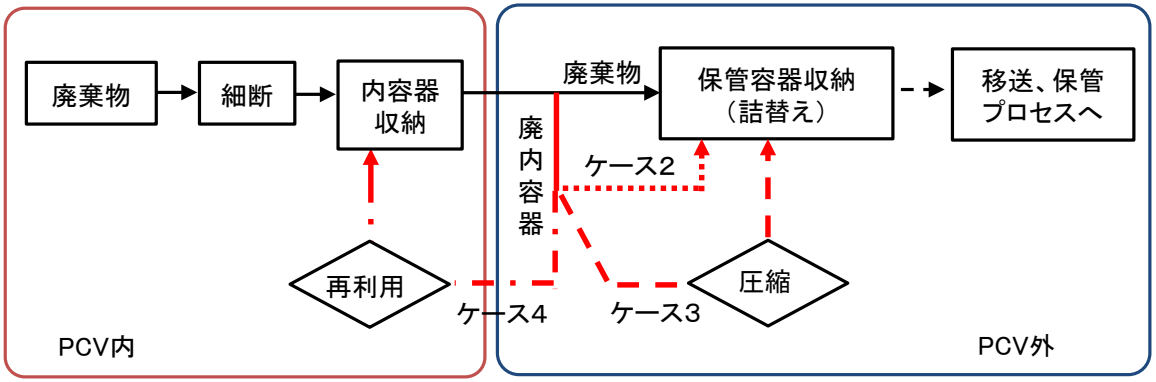
＜検討結果②;運用方法の検討＞

Case	検討ケース名	検討内容	必要内容器（個/号機）	必要保管容器（個/号機）
1	＜比較用＞工法暫定案（上取り出しルートBを例示）	・上取り出しルートB、最新取り出し工法の内容器を使用した場合（縦横500×高さ300mm） ・詰替えなし	10016	1425
2	詰替えケース	・廃棄物を保管容器に詰替え ・内容器は全数廃棄 ・廃内容器※は0mm遮蔽厚保管容器に収納して廃棄すると仮定	10016	1786
3	詰替え、圧縮ケース	・ケース2と同様の条件において、廃内容器を高さ方向30%まで圧縮できると仮定	10016	952
4	詰替え、内容器再利用ケース	・ケース2と同様の条件において、廃内容器をPCV内に戻し、10回再利用すると仮定	1002	660

詰替えのみでは保管容器数は増加

圧縮や再利用は工法と調整要

※廃内容器:廃棄物を収納した後、中身を保管容器に移し、空になった内容器



廃内容器のプロセスの凡例
;ケース2 ;ケース3 ;ケース4 ;共通

図1 回収容器ケース、内容器サイズ変更ケースの検討イメージ

＜まとめと考察＞

▸ 前提条件（線量ごとの廃棄物量など）が継続的に見直されるため、最適寸法や発生保管容器個数の定量的な比較はあまり重要ではないと考える。

▸ 重要な知見は以下の2点

①内容器寸法により保管容器数が大きく変動する可能性が高く、保管へのインパクトが大きい。ただし、現時点で内容器寸法をFIXすることは現実的でなく、ある程度柔軟に変更できるような設計が望ましい。

②寸法の適正化が難しい場合は、運用面での代替も可能な見込み。ただし、詰替え設備や再利用ルート（PCVへの戻りルート）などの検討が必要となる、また、廃棄物のトレーサビリティの確保が必要となる。

▸ 取り出しPJと意見交換を実施し、検討成果をインプット済み。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
ガス発生対策の検討(1/9)

＜検討結果③-1;ベントフィルタの必要個数と移送容器の空隙体積＞

保管容器内の水素濃度を4vol%未満に保つために設置が必要なベントフィルタの個数と、その際に移送容器(密閉)内の水素濃度が4vol%未満に保つために必要な空隙体積を評価した。

評価条件

- ベントフィルタの種類は米国で実績があるものから水素拡散性能を満足するものを仮で選択した。
- ベントフィルタの水素拡散性能は温度依存することが知られており、温度が低いほど性能が低下するため、ここでは貯蔵庫の設計最低温度の2℃で補正した。
- 廃棄物の構内移送期間は、最大7日間とした(使用済み燃料搬出時の想定に合わせた)。

表　ベントフィルタの必要個数と移送容器の必要な空隙体積の評価結果

想定ケース	上取り出し金属廃棄物ケース	上取り出しコンクリート廃棄物ケース	横取り出し金属廃棄物ケース	横取り出しコンクリート廃棄物ケース
材質	金属	コンクリート	金属	コンクリート
水素発生速度(m^3/d)(再掲)	1.8E-02	1.1E-04	7.1E-05	1.1E-04
①最小水素放出速度@4vol%(mol/s/mol fraction)	2.3E-04	1.5E-06	9.2E-07	1.5E-06
ベントフィルタの種類	NF016S	NF016L	NF016L	NF016L
②ベントフィルタの　水素拡散性能(T= 2℃)	1.43E-04	3.22E-06	3.22E-06	3.22E-06
必要最低個数	**2**	**1**	**1**	**1**
移送容器の空隙体積	**3.25m^3以上**	**0.02m^3以上**	**0.01m^3以上**	**0.02m^3以上**

以下の式で保管容器内の水素濃度を4vol%未満に維持するために必要な水素放出速度を算出(2018年度に実施した米国の水素対策に関する調査結果に基づく)(①)

$$T_D = \frac{Q \times G}{N_A \times N \times X_{H2}}$$

T_D:水素放出速度(mol/s/mol fraction)
Q:崩壊熱(Joule/s)
G:G値(molecules/100 eV)
N_A:アボガドロ定数(molecules/mol)
N:換算定数(Joule/eV)
X_{H2}:容器内の水素濃度(4vol%)

以下の式でベントフィルタの水素拡散性能(カタログ値*)を温度補正した(2018年度に実施した米国の水素対策に関する調査結果に基づく)(②)

$$T_{D,T} = T_{D,T_0} * \left(\frac{T}{T_0}\right)^{1.75}$$

$T_{D,T}$ = 温度Tにおける水素拡散性能(mol/s/mol fraction)
T_0 = 既知の水素拡散性能における温度(K)
*21℃(294K)の試験結果

②＞①となる個数

移送容器内の水素濃度を7日間、4vol%未満とするために必要な空隙体積

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
ガス発生対策の検討(2/9)

＜検討結果③-2;水素発生量評価における水膜を変化させた際のベントフィルタの必要個数と移送容器の空隙体積＞
ドライヤを撤去対象物として水膜を0.05mmから13.2mmに変化させた際の水素発生量を評価した結果を用いて、前頁と同様に必要なベントフィルタの個数と必要な移送容器の空隙体積を求めた。
なお、本表では水膜に応じてベントフィルタの個数の変化が分かるようにベントフィルタの種類は1種類に固定した。その他の評価条件は検討結果③-1と同様とした。

表　ベントフィルタの必要個数と移送容器の必要な空隙体積の評価結果

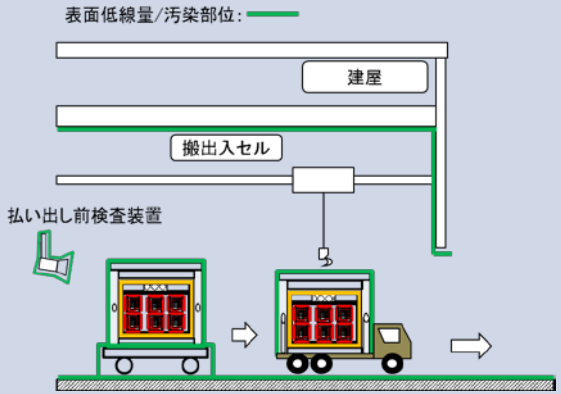
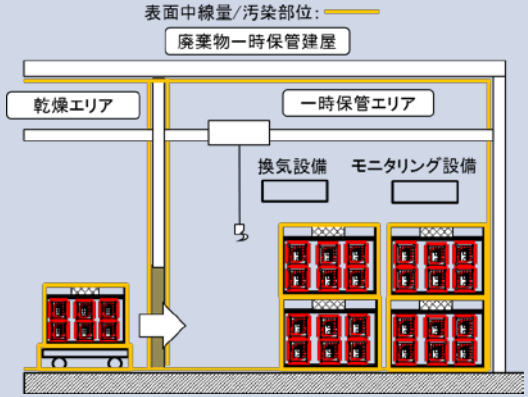
撤去対象物	蒸気乾燥器			
ケース	水膜;0.05mm	水膜;0.5mm	水膜:5mm	水膜:13.2mm
水素発生速度(m^3/d)（再掲）	2.80E-04	7.280E-04	1.02E-03	1.36E-03
①必要な最小水素放出速度@4vol%(mol/s/mol fraction)	3.62E-06	9.40E-06	1.32E-05	1.76E-05
ベントフィルタの種類	NF019	NF019	NF019	NF019
②ベントフィルタ1個の水素拡散性能(T=2℃)	1.61E-05	1.61E-05	1.61E-05	1.61E-05
必要最低個数	**1**	**1**	**1**	**2**
移送容器の空隙体積	**0.05m^3以上**	**0.13m^3以上**	**0.18m^3以上**	**0.24m^3以上**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
ガス発生対策の検討(3/9)

＜検討結果④(1/2);2019年度に検討したプロセスフローを参照して考慮が必要なベントフィルタの事象とその対策案を検討した。

表　作業ステップと考慮が必要なベントフィルタの事象(1/2)

作業ステップ	移送時(構内移送時含む)	一時(長期)保管時
作業イメージ図		
考慮が必要なベントフィルタの事象	(1)ベントフィルタの目詰まり 内容物が移送時に舞い上がり、ベントフィルタを目詰まりさせ、水素の放出ができなくなる。 (2)内容物の飛散による汚染 ベントフィルタから放出される微粒子またはガス成分により、建屋内や移送容器内部が汚染する。	(3)ベントフィルタの腐食、劣化 長期保管によりベントフィルタが腐食または劣化し、水素拡散性能を満たさなくなる(目開きが狭まる側)。または内容物が飛散しやすくなる(目開きが広がる側)。 (4)ベントフィルタの結露による性能低下 容器内外の湿分がベントフィルタ部で結露し、ベントフィルタを塞ぎ、水素拡散性能を満たさなくなる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
ガス発生対策の検討(4/9)

＜検討結果④(2/2)；2019年度に検討したプロセスフローを参照して考慮が必要なベントフィルタの事象とその対策案を検討した。

表　作業ステップと考慮が必要なベントフィルタの事象(2/2)

作業ステップ	移送時	一時(長期)保管時
対策案*	(1)ベントフィルタの目詰まり • ベントフィルタを複数個取り付け(多重化)、仮に1つ目詰まりが発生した場合でも、残りで水素が放出できるようにする。 • ベントフィルタの取付構造をラビリンスにするなどして内容物が直接ベントフィルタに到達しないようにする。 • ベントフィルタの目詰まりは移送時に内容物が舞うことにより発生することが想定されるため、移送時専用のベントフィルタ付きの蓋を用いる(保管時に保管専用のベントフィルタ付きの蓋に交換する)。 • 想定される水素濃度で仮に爆発した場合の、保管容器の影響評価を行う。 (2)内容物の飛散による汚染 • 微粒子については、HEPA並みの粒子捕集効率(0.3μmの粒子に対して99.97%の粒子捕集率) を要求する。 • ベントフィルタからの飛散を想定したエリア区分(レッド、イエロー、グリーン)の設定、汚染管理を実施する。 • 構内移送前や保管前に、保管容器の表面汚染検査(必要に応じて除染)を実施する。	(3)ベントフィルタの腐食、劣化 • ベントフィルタ(多孔質焼結フィルタ)のメディアに大気環境下での耐腐食性材料のSUS316Lや炭素複合材を選定する。 • 同一条件(あるいは過酷な条件)で同じ材質のテストピースにより、耐腐食性を確認する。 (4)ベントフィルタの結露による性能低下 • 保管施設の換気システムで温度・湿度を管理し、結露を防止する。 • 保管施設の換気システムが停止し、結露が発生した場合には、保管容器内の水素濃度が4vol%を超える前に換気システムを復旧し、結露を解消する必要がある。この復旧に要する想定時間内に保管容器内の水素濃度が4vol%を超えないことを確認する。仮に超える(時間的裕度を確保できない)場合は、換気システムの多重化や非常用電源の準備により、換気システムの機能を常に維持する。

* 案として例を示したものであり、記載した対策がすべてではない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
ガス発生対策の検討(5/9)

＜検討結果⑤-1(1/2);ベントフィルタの要求事項と検討方針の整理＞

ベントフィルタ付き保管容器で保管する際にベントフィルタに求められる要求事項と検討方針を下表の通り整理した。

表 ベントフィルタに求められる要求事項と検討方針(1/2)

No.	機能	ベントフィルタへの要求事項	ベントフィルタの検討方針	備考(課題・懸案事項等)
＜安全の観点＞				
1	閉じ込め	気体を除き、保管容器内部からの放射性物質の漏えいを防止すること。	水処理二次廃棄物や諸外国で実績のあるHEPAフィルタの適用性を評価し、水素放出性能と閉じ込め機能の両立可能なベントフィルタ(フィルタのメッシュ径や構造)を検討するものとする。	・ベントフィルタのメッシュ径(あるいはベントフィルタの径(サイズ)の設定は、水素発生量の設計条件を確定させる必要がある。 ・ベントフィルタを通過する内容物については、放出量の評価とそれによる被ばく線量評価が必要になる。
2		ベントフィルタからのガス放出に伴う放射性物質の漏えいを適切に低減すること。		
3		想定すべき落下事象が生じた場合であっても、放射性物質の漏えいを適切に低減すること。		
4	臨界	― (対象外)	― (対象外)	・臨界の可能性がないことが前提となる
5	遮蔽	― (要求無し)	遮蔽機能は有さないものとする。	・ベントフィルタ上部に遮蔽機能を有するカバー(非密封)を設けるなどの対策が必要となる。
6	水素爆発	容器内部の水素濃度が設計値未満を維持できる設計とすること。	水素発生量に対して、保管容器内の水素濃度が4vol%未満となるベントフィルタを選定する。	・水素の可燃限界濃度(4vol%)に対して、どの程度の裕度を持たせ設定するのか検討が必要となる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜検討結果⑤-1(2/2);ベントフィルタの要求事項と検討方針の整理＞
ベントフィルタ付き保管容器で保管する際にベントフィルタに求められる要求事項と検討方針を下表の通り整理した。

表 ベントフィルタに求められる要求事項と検討方針(2/2)

No.	機能	ベントフィルタへの要求事項	ベントフィルタの検討方針	備考
＜取扱いの観点＞				
1	遠隔操作	ベントフィルタの交換が必要な場合、遠隔操作による簡易な動作で取外し・取付けが可能であること。 (ベントフィルタの交換が不要な場合には遠隔操作は考慮不要となる)	・ベントフィルタの交換が必要な場合には、遠隔操作で簡便に着脱可能な構造とする。	・ベントフィルタの交換が必要になった場合には、容器の蓋に設計反映が必要となる。
2	乾燥処理(保管容器で乾燥処理する場合)	・乾燥温度に対して、耐熱性を有すること。 ・ベント部に蓋ができること。	・ベントフィルタの材質は、容器の材質と同等とする。 ・容器に給排気のノズルを設けて、ベントフィルタはキャップなどで閉止できる構造にする、あるいはベントフィルタは保管容器の蓋から着脱可能なようにする。	・乾燥時の固体廃棄物の飛散は、乾燥装置の排ガス処理系側で対応する必要がある。
3	保管時の結露	保管時の結露は、建屋(換気空調)側で対応するものとする。	結露によるベントフィルタ性能の低下の有無などは確認する必要がある。	―

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜検討結果⑤-2;容器の要求事項と検討方針の整理＞

ベントフィルタ付き保管容器で保管する際に容器に求められる要求事項について、L1容器の技術的要件(学会標準)を参考に検討方針を下表の通り整理した。

表 保管容器の要求事項と検討方針(1/2)

No.	機能	L1容器の技術要素	L1容器の技術的要件	1F容器の検討方針
汚染拡大防止措置				
1	評価手法(容器の設計仕様、蓋の取付け方法)	1) 適切な容器仕様(構造及び材料)とする。 2) 適切な容器の蓋と容器本体の接合部の仕様(構造及び材料)とする。 3) 適切な容器の蓋と容器本体の取付方法とする。	1) 容器の仕様 1.1) 使用材料の品質 1.2) 容器全体の構造 2) 容器の蓋と容器本体との仕様 2.1) 蓋と容器本体との接合部の構造 2.2) 接合部の材料(物性) 2.3) 蓋の取付け条件 3) 容器の蓋と容器本体との取付け方法 3.1) 蓋と容器本体との取付け方法の管理項目 3.2) 蓋の取付時の検査項目	・1F固体廃棄物の保管との整合性確認 (例えば、30mSv/h超えの瓦礫類は固体庫第9棟地下2階に保管*1)
2	マージン(容器製作時の管理すべき要件)	容器の密閉性を保つことができる容器製作時の管理要件を明示する。	1) 容器製作段階での検査/管理 2) 蓋の取付時の管理	・廃棄物の性状に応じた管理が必要 (例えば、水処理二次廃棄物(例:多核種除去設備で発生するスラリー)では容器＋ベントフィルタで保管)

*1 福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画 2.1 放射性廃棄物等の管理

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜検討結果⑤-2;容器の要求事項と検討方針の整理＞

ベントフィルタ付き保管容器で保管する際に容器に求められる要求事項について、L1容器の技術的要件(学会標準)を参考に検討方針を下表の通り整理した。

表 保管容器の要求事項と検討方針(2/2)

No.	機能	L1容器の技術要素	L1容器の技術的要件	1F容器の検討方針
物理的安定性(耐荷重強度をもつ)ー容器によって担保する場合				
3	評価条件(考慮すべき荷重条件)	1) 考慮すべき荷重条件を示す	1) 荷重条件 1.1) つり上げ荷重 1.2) 積重ね荷重 1.3) ピット内部充填荷重	・保管時の積重ね荷重に耐えられる強度・想定される高さからの落下に耐えられる強度(1F固体庫でも段積みを実施)
4	評価手法(容器の設計仕様、及び強度評価モデル)	1) 容器の設計仕様を明示する(材料品質、製作仕様) 2) 適切な廃棄体の強度評価モデルを適用して、解析する	1) 容器の設計仕様の規定 1.1) 使用材料の品質(物性、応力強さの限界) 1.2) 容器の製作仕様 ー容器構造 ー容器寸法 ー容器製作方法に対する要求条件 2) 廃棄体としての強度評価モデルによる解析 2.1) 設計事象及び生じる応力の評価モデル化 2.2) 計算方法 2.3) 計算結果(変形状態、応力分布など)	・ベントフィルタ、乾燥向けノズルを考慮した容器構造 ・内容器や保管施設を考慮した容器寸法

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜まとめ＞

これまでの成果

- ✓ 水素発生量評価結果に基づいて、保管容器に設置が必要なベントフィルタの個数と、その際の移送容器の最低限必要な空隙体積を評価した結果、水素発生対策の観点では、既設設備の実績から大きな変更なく対応できる見通しを得た。
- ✓ 1F水処理二次廃棄物の実績やL1容器を参考にしてベントフィルタ及び容器の要求事項を整理した。

課題など

- ✓ 廃棄物に応じて保管までのプロセスを検討し、それぞれの故障モードとベントフィルタの性能への影響を評価する方法を検討することが課題となる。
- ✓ 容器について今後保管が長期化した際に想定されるトラブル事象と対策を考慮して具体的な設計を行う必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

乾燥処理の検討(1/13)　既往の乾燥処理技術の調査

【2019年度の実施内容】
(1)既往の乾燥処理技術の調査(条件整理を含む)　　(2)乾燥処理設備の要求事項の検討

(1)既往の乾燥処理技術の調査結果

- **乾燥処理に関する前提条件**(表1)を検討した。
- 乾燥の基本原理に基づき、**伝熱形態(4方式)×廃棄物搬送(2方式)の視点から、計8方式を抽出**した。
- 上記の方式について、比較*1を行った。**対流(静置)及び伝導(静置)方式が既往技術の適用可能性があり**、また、**伝熱形態(対流、伝導、放射)が併用できる**ことを確認した。

*1:バルク状の金属やコンクリート廃棄物に対する適用可能性(形状、水分、放射線に関する考慮)、他検討との取り合い(容器、保管建屋)、容器腐食対策に必要な検討項目、乾燥処理中の影響(ダスト、水素)

表1　乾燥処理に関する前提条件

大項目	小項目	条件
対象とする廃棄物の性状	原廃棄物の状況	・デブリ取り出しに伴い発生する撤去物(炉内冷却水で濡れた状態、**水切りを想定、バルク形状**)
	一時保管に向けた処理	・デブリ取り出し作業時に発生した原廃棄物は、PCV内で内容器サイズ以下まで切断され、自重による水切りをし、一時保管前の乾燥以外の処理は行わない
取り出しフローへの適用		・水素対策は、**完全乾燥(密閉容器)又はベント式(非密閉容器)** ・保管建屋での乾燥処理は主に**容器の閉じ込め(腐食対策)**に資する (保管中の容器腐食対策の成立可能性目途が得られるまでは、容器内廃棄物を詰替可能とする)

表2　乾燥処理に関する既往技術の調査結果
(抽出した8方式の比較検討結果)

調査項目				調査結果
比較項目	バルク状の金属やコンクリートの廃棄物に対する適用可能性	形状	内容器	**4形態(静置):乾燥機器内に静置又は定置可** 伝導(移送):乾燥機器に定置不可
			収納したバルク状廃棄物	**対流(静置/移送)、伝導(静置)、放射(静置):追加加工が不要であり、バルク状に適用可** 伝導(移送):内容器からの取り出しに加え、追加加工が必要 **放射(移送)、マイクロ波(静置/移送)**:必要により、内容器からの取り出し、追加加工が必要 **水の浸透がない/浅いバルク状に適用可**
		水分	低減指標	含水無:平衡含水率まで可 含水有:方式毎に、限界含水率や表面からの照射可能深さ有
			持込量	**4形態(静置)、対流(移送)、放射(移送)、マイクロ波(移送):制約無** 伝導(移送):制約有
		放射線に対する考慮		**4形態(静置):取扱量に応じた遮へい要、機器内駆動部や内装品が少なく、保守部位が少ない** 4形態(移送):取扱量に応じた遮へい要、機器内駆動部や内装品が多く、保守部位が多い
	検討が必要な取り合い項目	容器		4形態(静置):内容器寸法及び構造、内容器の搬送方法 対流(移送)、放射(移送)、マイクロ波(移送):上記+乾燥機器内の移送方法 伝導(移送):内容器からの廃棄物取り出し方法、乾燥後の内容器への収納方法
		保管建屋		方式共通:給気/排気の系統、動力(電力)の系統
	容器腐食対策に必要な検討項目			方式共通:対象廃棄物(金属、コンクリート)の自由水の付着状態 乾燥処理後の残水量に基づく腐食代
	乾燥処理中の影響	ダスト(固体)		方式共通:乾燥機器内の気流発生も含め、給気/排気系統の閉じ込め(フィルタ)が必要
		水素		**対流(静置/移送)、伝導(静置)、放射(静置):排気(真空含)により系外へ掃気** 伝導(移送):乾燥機器の構造の複雑さ(掃気しにくさ)や伝熱部の温度管理(水素発火防止)可能か確認要 放射(移送)、マイクロ波(静置/移送):排気により系外に掃気するが、廃棄物の温度管理(水素発火防止)可能か確認要

※ 適応可能性がある方式の比較結果を**下線太字**で示す。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(2)乾燥処理設備の要求事項の検討結果(1/2)

- 国内における放射性廃棄物を廃棄体として埋設処分する要件として、**日本原子力学会標準**「余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法:2015」*1を参照(表1)し、**本検討廃棄物の乾燥処理との考え方を比較・整理***2(表2)した。
- 上記検討の結果、乾燥処理に関する要件、容器単位の乾燥処理手順の対応性、運転管理指標の考え方に**適用可能性が見込める既往技術として、対流(静置)、伝導(静置)の方式**を確認した。

*2:以下の7点を整理した
・考慮すべき対象廃棄物の条件　・自由水の除去方法　・自由水の乾燥方法　・適切な除去方法または乾燥方法の評価
・多量の自由水を含んでいないことを管理すべき要件　・容器単位の乾燥処理手順の対応　・運転管理指標や処理条件

表1　日本原子力学会標準とデブリ取り出し時の発生廃棄物の乾燥処理の考え方の比較(抜粋)

日本原子力学会標準「余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法:2015」*1における乾燥処理に関連する考え方		デブリ取り出し時の発生廃棄物の乾燥処理の考え方
項目		
1　適用範囲	事業者が余裕深度処分対象として、**廃棄体の製作における要求事項や技術基準への適合性検査**の方法 (埋設施設や輸送からの技術要件を含まない)	**取り出し時の発生～一時保管するまでの処理** (廃棄体化に向けた処理は該当しない)
4.1　要求事項 (附属書D(参考))	余裕深度処分報告書*3, 埋設事業告示*4(表D.1)から、自由水除去は**「廃棄体の十分な強度」と「汚染拡大の防止措置(容器の密閉性)」**に資すると解釈	一時保管に密閉容器を用いる場合の**水素ガス発生や腐食発生防止(容器の密閉性)**のために一時保管前に自由水を除去
4.2.1　容器に封入する場合の自由水除去	廃棄体内に自由水が残留する場合、容器密閉前に自由水除去をする(「真空乾燥」及び「真空乾燥以外」に区分して規定)	(廃棄物の強度や処分に向けた完全乾燥は含まない)

*1:日本原子力学会標準「余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法:2015」(原子力発電所、再処理施設から発生する放射性廃棄物を廃棄体として、埋設処分するための事業者向の標準)
*3:低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に係る安全規制について(平成20年1月総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会　廃棄物安全小委員会)
*4:核燃料物質又は核燃機物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(埋設事業規則)

表2　既往技術と乾燥処理要件の比較*5

方式	伝熱形態	対流		伝導		放射		マイクロ波	
	廃棄物の搬送	静置	移送	静置	移送	静置	移送	静置	移送
乾燥の技術要件	対象廃棄物の条件	PCV内に存在する対象廃棄物の条件のうち、種類、形状、貯蔵場所(現状は取り出し前のためPCV内にある)に関する情報については、計画を作成することが可能である。しかし、自由水の状態は不確かである。							
	自由水の除去方法	●方式に従い、自由水が除去可能 ●除去時間は、水分持込量に依存			●同左 ▲制約有	伝導静置と同じ		●方式に従い、自由水が除去可能 ●除去時間は、水分持込量に依存	
	自由水の乾燥方法	●既往技術で適用可 ●条件及び保持時間設定可	▲機器内の保守部位多 ●同左	●既往技術で適用可 ●同左	▲追加加工要等 ▲移送条件が複雑化			▲廃棄物温度の遠隔測定要等 ●条件及び保持時間設定可	
	適切な除去方法又は乾燥方法の評価	●既学会標準の考え方が適用可			▲乾燥機器内の移送モデルが複雑化			▲既学会標準への温度の考え方が適用難等	
	多量の自由水を含んでいないことの管理要件	●運転処理条件及び必要保持時間が設定可			▲乾燥機器内の移送時間の設定が複雑化			▲運転条件(温度)の設定が複雑化	
容器単位の乾燥処理手順の対応性		●対応可	◎同左 (汚染拡大防止設備が大型化)	◎同左	▲内容物の取り出し要			▲容器が照射へ与える影響確認要	
運転管理指標	運転条件	●設定可						▲運転条件(温度)の設定が複雑化	
	残水量 運転時間	●設定可			▲移送時間の設定が複雑化			▲運転時間(保持時間)に際し、容器が照射へ与える影響確認要	

*5:方式を比較した結果を以下の凡例で示す。
「●」:条件に対応可能　「▲」:条件に対応難又は対応不可能

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(2)乾燥処理設備の要求事項の検討結果(2/2)

➢ 既往技術の調査結果及び要件整理により、**乾燥処理設備の要求事項**を作成した。

表1　乾燥処理設備の要求事項

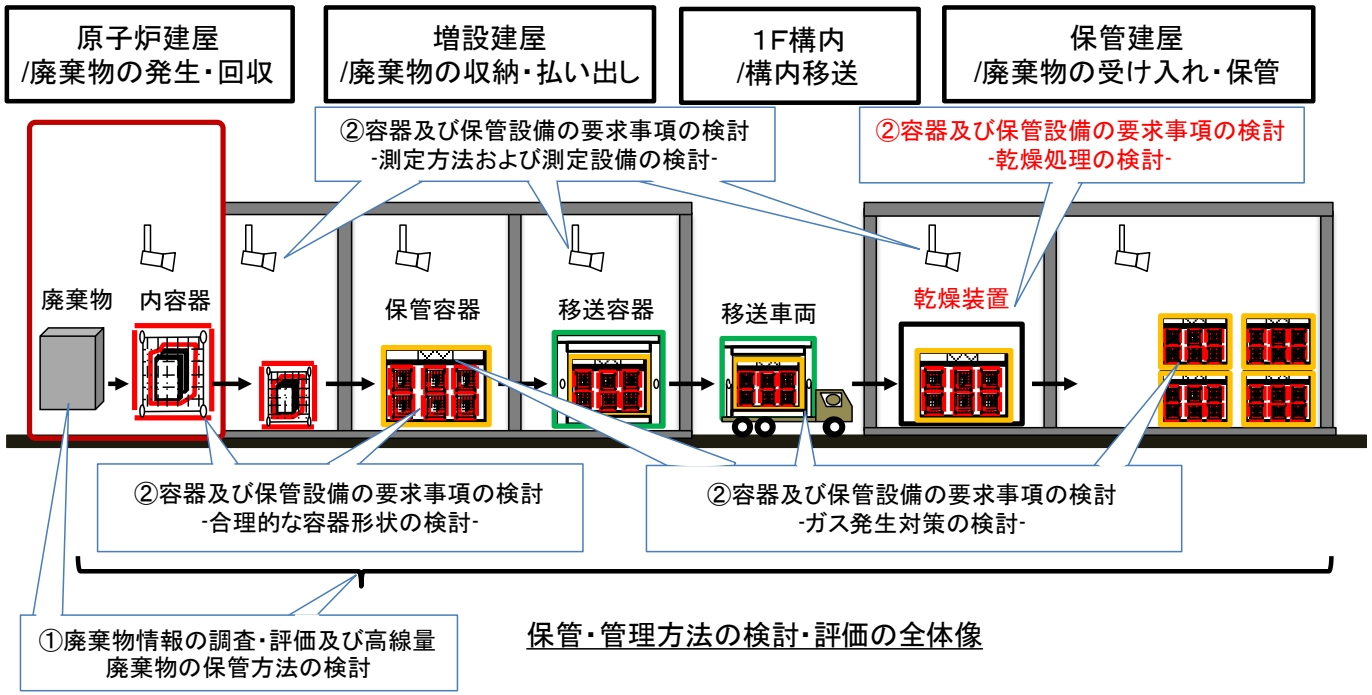
項目		乾燥処理設備の要求事項	備考
対象廃棄物に対する適用性	形状、性状	デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物(炉内冷却水で濡れた状態で、水切りされたバルク形状の金属及びコンクリート)が、**保管容器単位(内容器収納)**で取扱い可能であること	想定廃棄物の性状設定に基づく
		デブリ取り出しに伴い発生廃棄物によって、持ち込まれる**自由水の持込量を一時保管可能になるまで低減可能**であること	既往技術調査より、適用可能性のある技術を抽出
	放射線に対する考慮	廃棄物の取扱量に応じた**遮へいが可能**であり、処理設備内の**駆動部や内装品がない**/又は**保守が可能**であること	同上
一時保管に向けた処理		デブリ取り出し作業時に発生した原廃棄物は、PCV内で**内容器サイズ以下まで切断**され、**自重による水切り**をした状態で搬送され乾燥処理設備が受け入れる。乾燥処理設備では、**一時保管前の乾燥**以外の処理はしない	収納・移送・保管フローに基づく
取り出しフローへの適用		**水素対策は、密閉容器又は非密閉容器**とし、**保管建屋での乾燥処理は主に容器の閉じこめ(腐食対策)**[*1]のために実施する *1:保管中の容器腐食対策の成立可能性目途が得られるまでは、容器内廃棄物を詰替可能とすること	対象廃棄物に応じて検討
	容器や保管建屋への取り合い	**容器(寸法、構造、搬送方法)**及び**保管建屋(給気/排気の系統、動力の系統)**との**取り合い**が可能であること	既往技術調査より、適用可能性のある技術を抽出
乾燥処理中の影響	ダスト(固体)、水素	汚染拡大防止のため、乾燥処理設備の**給気/排気系統で放射性物質(ダスト)の除去(フィルタ)**を行うこと 乾燥処理中に発生する**水素**は、設備内に滞留せずに**系外へ掃気**すること	同上

項目		乾燥処理設備の要求事項	備考
乾燥の技術要件	対象廃棄物の条件	**種類、形状、貯蔵場所、自由水の付着状態**が設定可能であること (自由水の付着状態は、現時点での推定は困難であり、既学会標準(附属書E)の考え方に倣い、金属:管理区分Ⅰ, ｺﾝｸﾘｰﾄ:管理区分Ⅰ又はⅡ(内部の含水を考慮)と設定)	既学会標準の考え方が応用可
	汚染拡大防止措置	乾燥処理の前後で**容器及び乾燥処理設備での放射性物質の閉じ込めが可能**であること 材料:炭素鋼SS材 容器の構造:1F構内で使用中の角型容器に汚染拡大防止措置が可能なベントフィルタの取付けを検討中	
	健全性を損なうおそれのある物質	**密閉容器の閉じ込めを損なうおそれのある自由水を乾燥する設備**であること 腐食を著しく促進させる物質(廃酸:水素イオン濃度指数2.0以下、廃アルカリ:同 12.5以上)やガス発生を著しく発生させる物質(自然発火性物質、禁水性物質)はない	想定廃棄物の性状設定に基づく
	自由水の除去方法、乾燥方法、評価	**既往技術の方式により、自由水が除去可能かつ、乾燥方法が評価可能**であること (除去時間は水分持込量に依存し、条件や保持時間が設定可能)	既往技術調査にて、乾燥処理の要求へ適用可能性のある技術を抽出 既学会標準の考え方が応用可
	多量の自由水を含んでいないことの管理要件	**運転処理条件及び必要保持時間が設定可能**であること	同上
容器単位の乾燥処理		**容器に放射性物質(廃棄物)を収納後、容器単位で乾燥処理**を実施すること	同上
運転管理指標	残水量 運転条件 運転時間	**放射性廃棄物の条件(管理区分)に応じ、既往技術の方式(真空乾燥、真空乾燥以外)**で**残水量(代表値)、運転条件(圧力、温度、排気/通風量)、運転時間(試験によって決定した保持時間)**が設定可能であること	同上

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【2020年度の実施内容】
(3)乾燥処理設備の基本機能の検討　　(4)乾燥処理設備概念の検討

前提条件：乾燥処理は、保管容器を保管建屋に移送した後に実施する。



保管・管理方法の検討・評価の全体像

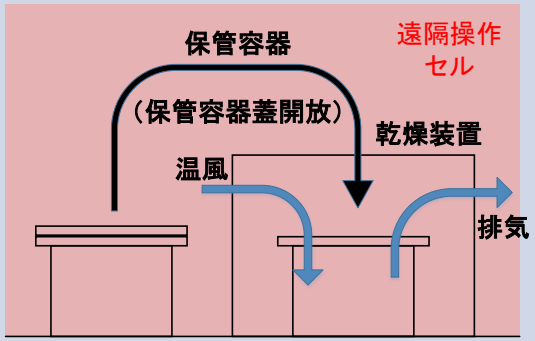
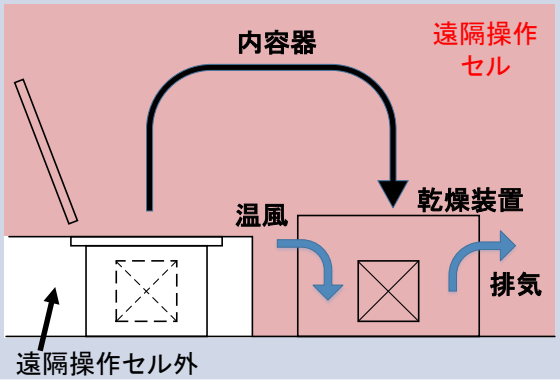
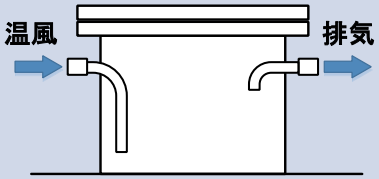
(3)-1　乾燥処理方式の比較評価

- 2019年度に、対流(静置)方式と伝導(静置)方式が適用可能性ありと評価した。
- 乾燥装置への対象物(廃棄物)の搬入方法としては、保管容器を搬入する場合と、内容器を取り出して搬入する場合が考えられるが、どちらも乾燥処理のために保管容器の蓋を開放する必要があり、汚染が広範囲に広がることが懸念される。(内容器取り出しの場合は、保管容器本体部のセル外設置を考慮)
- 汚染の拡大を抑制し、保管容器単位で乾燥処理を行う方法としては、容器にノズルを設けて乾燥装置と接続し、ノズル部分のみ除染する方式が考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
乾燥処理の検討(5/13)　乾燥処理設備の基本機能の検討(2/4)

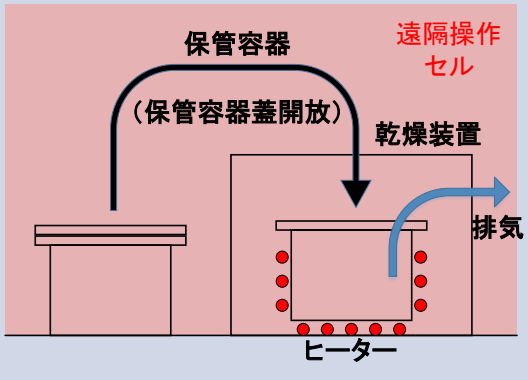
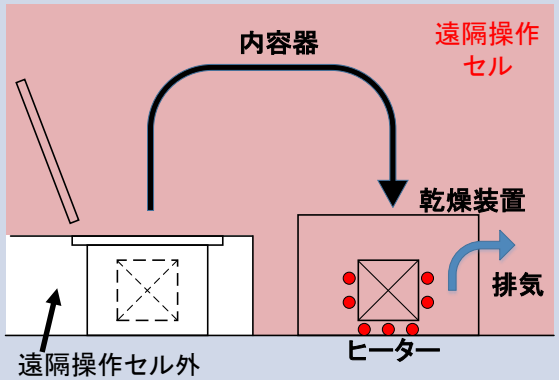
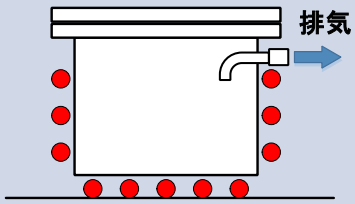
表1　乾燥処理方式の比較:対流(静置)方式

乾燥処理方式	A① 保管容器を乾燥装置に搬入	A② 内容器を取り出して乾燥装置に搬入	A③ 保管容器にノズル設置
各方式の概念図			
保管容器蓋の開放要否	開放要	同左	開放不要
ハンドリング対象/操作方法	保管容器/遠隔操作	内容器/遠隔操作	給気、排気ホース/ 直接操作
除染の範囲	保管容器外表面	保管容器蓋	ノズル接続部
汚染拡大防止で考慮を要する点	乾燥装置全体をセル内設置要	同左 遠隔操作セルとセル外との間の気密確保	ノズル接続部着脱時の汚染飛散防止
課題	• 乾燥装置が大型となる • 除染範囲が広い • 遠隔操作のセルが必要 • 保管容器内への温風流路の確保	• 保管容器内に残った水分の処理 • 保管容器蓋サイズのダブルシール機構なし • 遠隔操作のセルが必要	• 保管容器へのノズル設置
適用性	×	×*)	○

*)　原子炉建屋で取り出した直後(内容器収納後)に乾燥処理を行う場合には適用性があると考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

表2　乾燥処理方式の比較:伝導(静置)方式

乾燥処理方式	B① 保管容器を乾燥装置に搬入	B② 内容器を取り出して乾燥装置に搬入	B③ 保管容器にノズル設置
各方式の概念図 (真空引きの場合を例示)			(図は真空引きの場合を例示; 常圧給気/排気の場合は給気ノズルも設置する) 
保管容器蓋の開放要否	開放要	同左	開放不要
ハンドリング対象/操作方法	保管容器/遠隔操作	内容器/遠隔操作	給気、排気ホース/直接操作
除染の範囲	保管容器外表面	保管容器蓋	ノズル接続部
汚染拡大防止で考慮を要する点	乾燥装置全体をセル内設置要	同左 遠隔操作セルとセル外との間の気密確保	ノズル接続部着脱時の汚染飛散防止
課題	• 乾燥装置が大型となる • 除染範囲が広い • 遠隔操作のセルが必要	• 保管容器内に残った水分の処理 • 保管容器蓋サイズのダブルシール機構なし • 遠隔操作のセルが必要	• 保管容器へのノズル設置
適用性	×	× *)	○

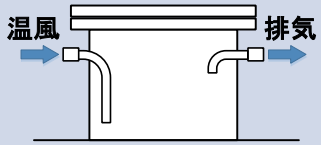
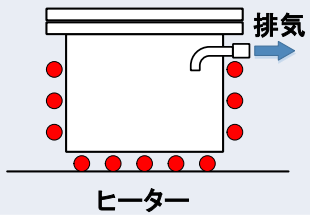
*)　原子炉建屋で取り出した直後(内容器収納後)に乾燥処理を行う場合には適用性があると考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(3)-2　乾燥処理設備の基本機能

- 対流(静置)、伝導(静置)方式で適用性があるノズル接続方式について、加熱、排気、閉じ込め、乾燥度の把握の各基本機能を整理
  (遮へいについては、保管容器を蓋開放することなく使用するため、遮へい機能は容器で担保できる)
- 上記に加え、容器構造としてノズルの設置方法についても記載
- B③の伝導方式は、必要に応じて「真空引き」と「常圧給気/排気」に分けて記載

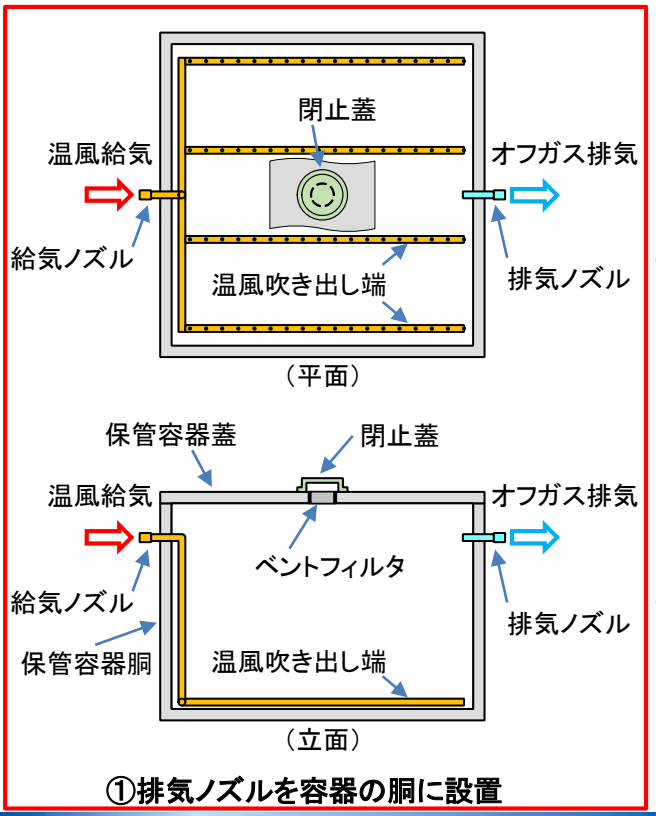
表1　**乾燥処理設備の基本機能**

乾燥処理方式	加熱	排気	閉じ込め	乾燥度の把握	ノズル設置方法
A③:対流(静置) 方式/ノズル接続 	給気側にブロワとヒータを設置して温風を供給 (除湿した空気又は乾燥窒素を使用)	・飛沫・ダストの捕集 ・湿分の回収 ・排気側ブロワで排気	・排気側へのフィルタ設置 (ベントフィルタ付保管容器ではベントフィルタを閉止する等対応を考慮) ・接続カプラに閉止蓋設置	排気の湿度計測	①保管容器の胴に設置 ②保管容器の蓋に設置(ベントフィルタ部の利用を考慮) (ノズル接続部には接続カプラを設置)
B③:伝導(静置) 方式/ノズル接続 (真空引きを例示) 	保管容器の底面、側面側からヒーターで容器を加熱	【真空引き】 ・飛沫・ダストの捕集 ・湿分の回収 ・真空ポンプで排気 【常圧給気/排気】 ・飛沫・ダストの捕集 ・湿分の回収 ・排気側ブロワで排気	同上	【真空引き】 真空度計測 【常圧給気/排気】 排気の湿度計測	同上 (真空引きの場合は排気用1本、常圧の場合は給気用と排気用の2本)

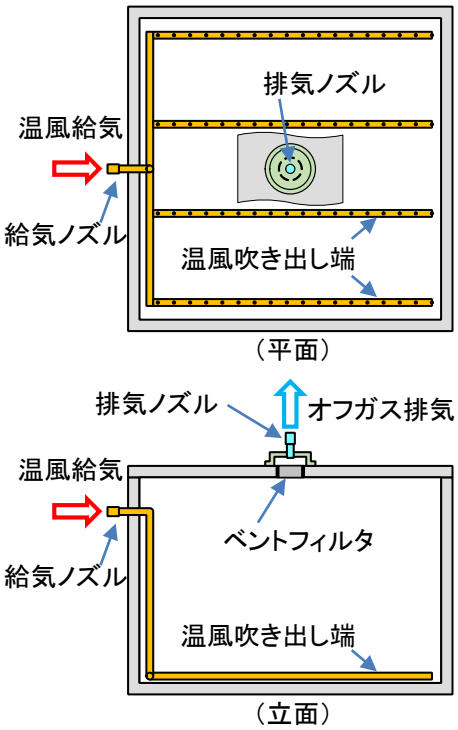
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(4)-1　ノズル設置方法の検討

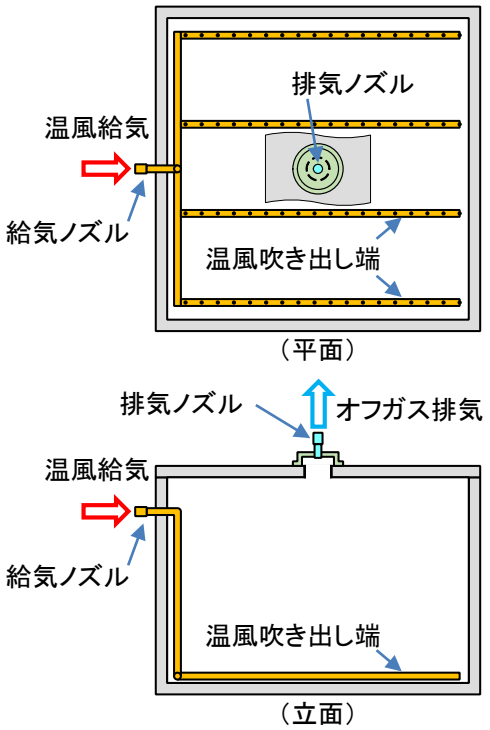
- 温風給気は、容器内の下部に導入することで容器内全体を加熱・乾燥できる。
  - ✓ 温風給気ノズルを容器蓋に設置すると、温風の吹き出し端を容器下部まで挿入することが困難となる。
  - ✓ よって、温風給気ノズルは容器の胴に設置し、容器内下部に吹き出し端を配置する。(配置案は下図参照)
- 排気ノズルの設置方法は次の3案が考えられるが、ベントフィルタの改造が不要な①にて検討。
  - ① 排気ノズルを容器の胴に設置(容器蓋に設置されるベントフィルタ部には閉止蓋を設置)
  - ② 排気ノズルを容器蓋のベントフィルタ部に設置(ベントフィルタを利用して排気)
  - ③ 容器蓋のベントフィルタを取り外し、排気ノズルをベントフィルタ部に設置



①排気ノズルを容器の胴に設置



②排気ノズルをベントフィルタ部に設置



③ベントフィルタを取り外して排気ノズルを設置

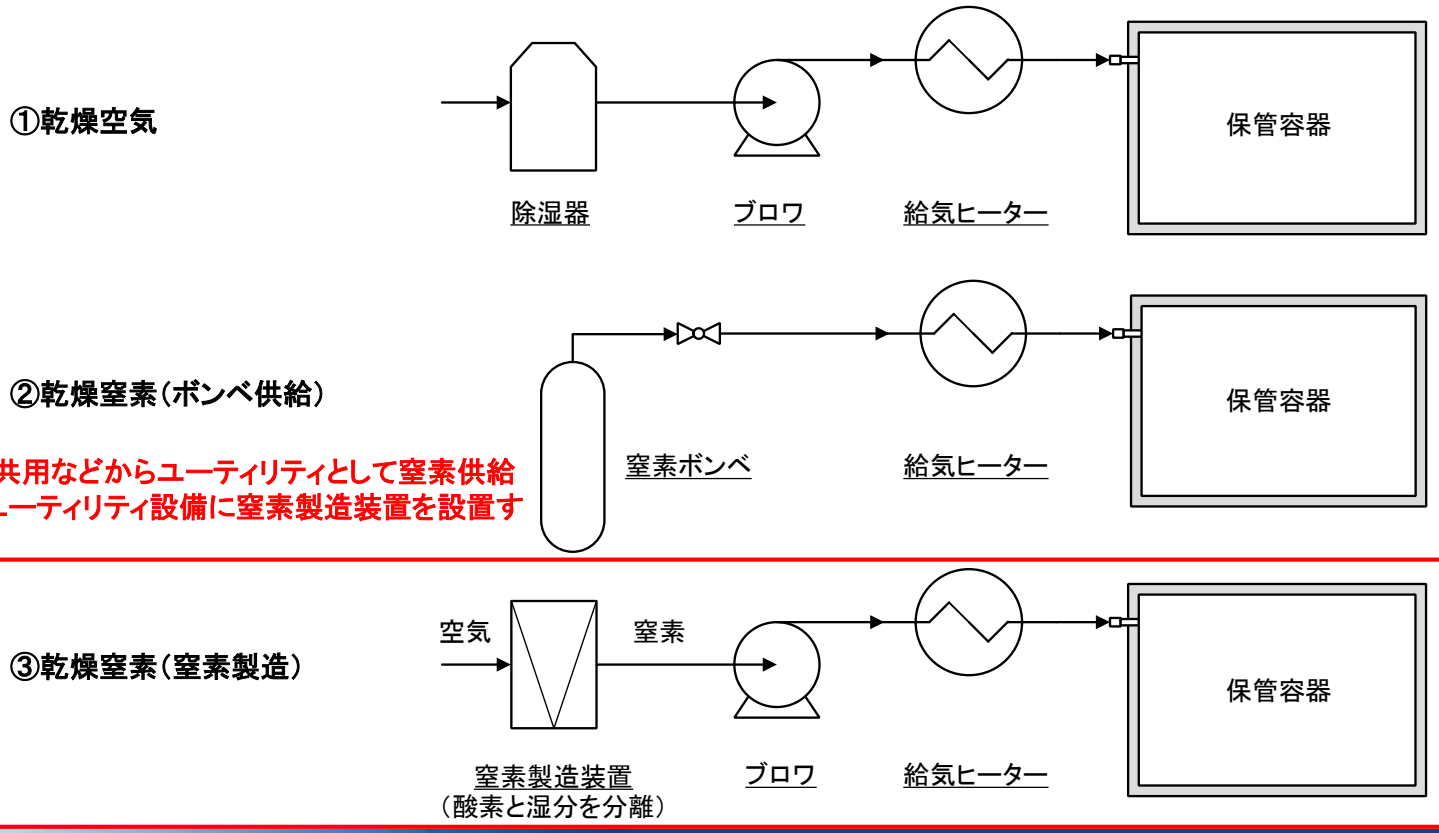
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(4)-2　温風給気方法の検討

- 温風給気としては、乾燥空気を使う場合と乾燥不活性ガス(窒素)を使う場合が考えられる。
  - ① 乾燥空気は、除湿器を組み合わせることで大気を利用した給気システムとすることができる。
  - ② 乾燥窒素は、給気使用量が少ない場合はボンベを利用できる。(ブロワの削減可能性あり)
  - ③ 乾燥窒素の給気使用量が多い場合は、窒素製造装置(PSA*)装置など)の適用や窒素の再循環使用が考えられる。

*) Pressure Swing Adsorption : 圧力変動吸着

乾燥空気と乾燥窒素の使い分けは、火災爆発対策の要否で決定する必要があるが、保管建屋へ搬送直後は保管容器内に水素が滞留していることを否定できないため、乾燥窒素を用いる方式を選定する。



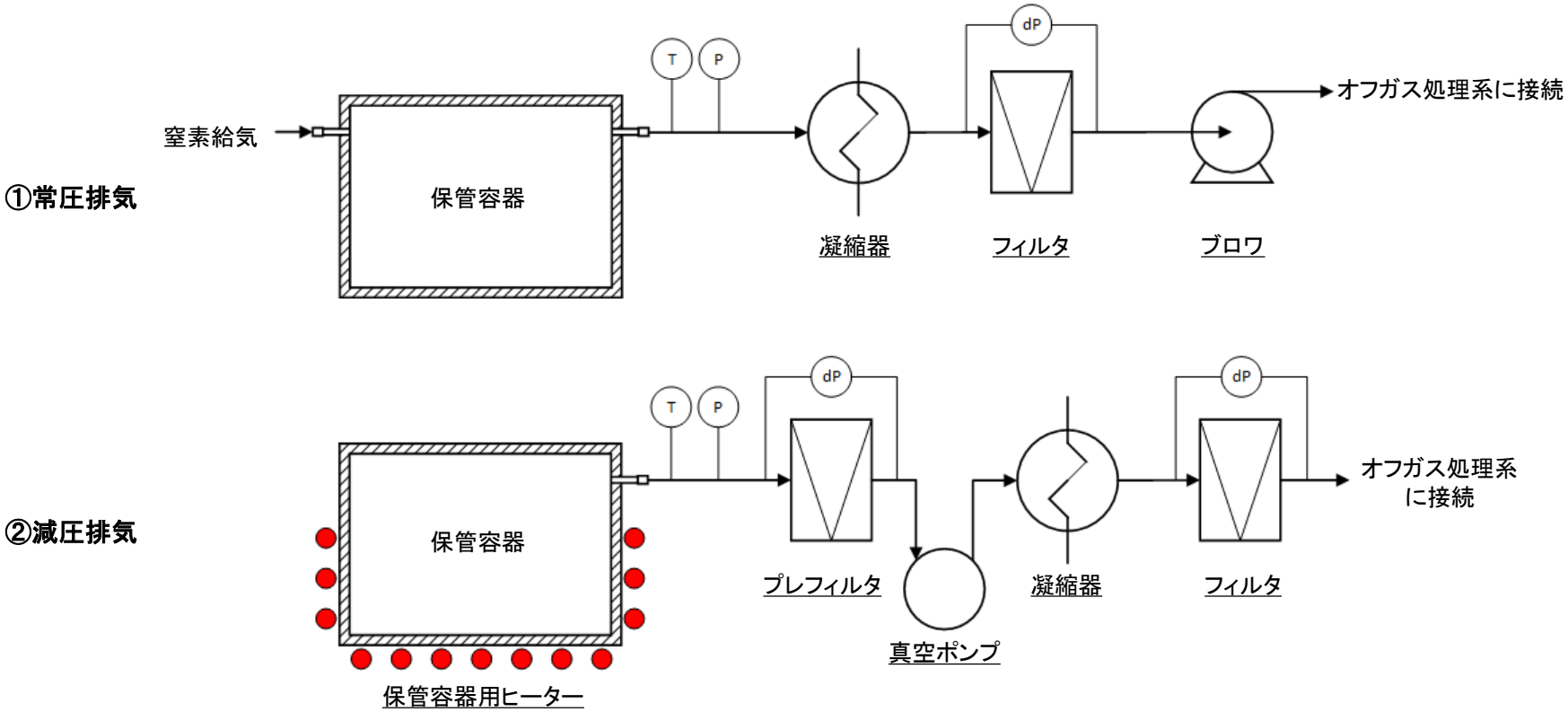
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(4)-3　排気方法の検討

➢ 排気方法としては、常圧排気と減圧排気が考えられる。

① 常圧排気は、給気側ノズルから加熱した乾燥窒素を供給しながら排気側のブロワで保管容器内から排気。
排気側には、湿分回収のための凝縮器と汚染拡大防止のためのフィルタを設置。

② 減圧排気は、昇温と凍結防止のため保管容器をヒーターで加熱しながら排気側の真空ポンプで真空引きして排気。
排気側には、真空ポンプ(動的機器)の運転維持のためのプレフィルタ、減圧に必要な真空ポンプ、湿分回収のための凝縮器及び汚染拡大防止のためのフィルタを設置。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(4)-4　全体概略系統の検討

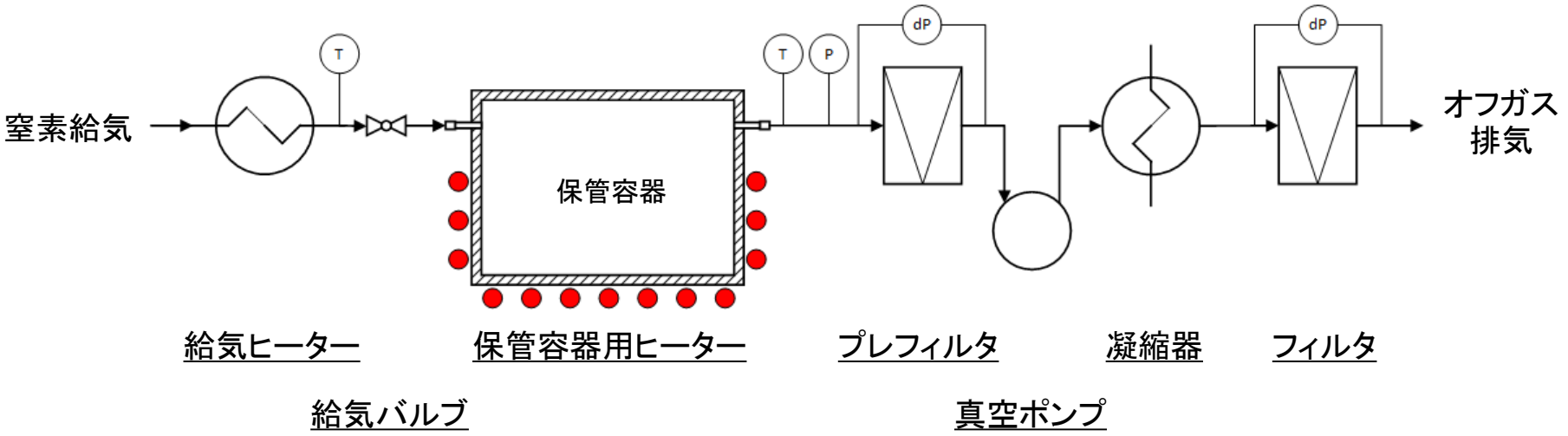
➢ 温風給気方法と排気方法の検討結果を組み合わせて、全体概略系統を設定した。基本的な考え方を以下に示す。

① 対流(静置)方式:廃棄物加熱には有利だが容器の昇温に時間を要す。
伝導(静置)方式:容器の昇温は早いが内部の廃棄物の加熱に時間を要す。
→ 両方式を組み合わせて効率よく加熱する。

② 常圧給気/排気と減圧排気の両方式を交互に運転することで、減圧排気による保管容器内の温度低下を抑えながら乾燥運転を行う。
- ✓ 常圧給気/排気は、給気バルブを開にし、加熱窒素を供給しながら真空ポンプを駆動して排気
- ✓ 減圧排気は、給気バルブを閉にし、保管容器用ヒーターで加熱しながら真空ポンプを駆動して排気

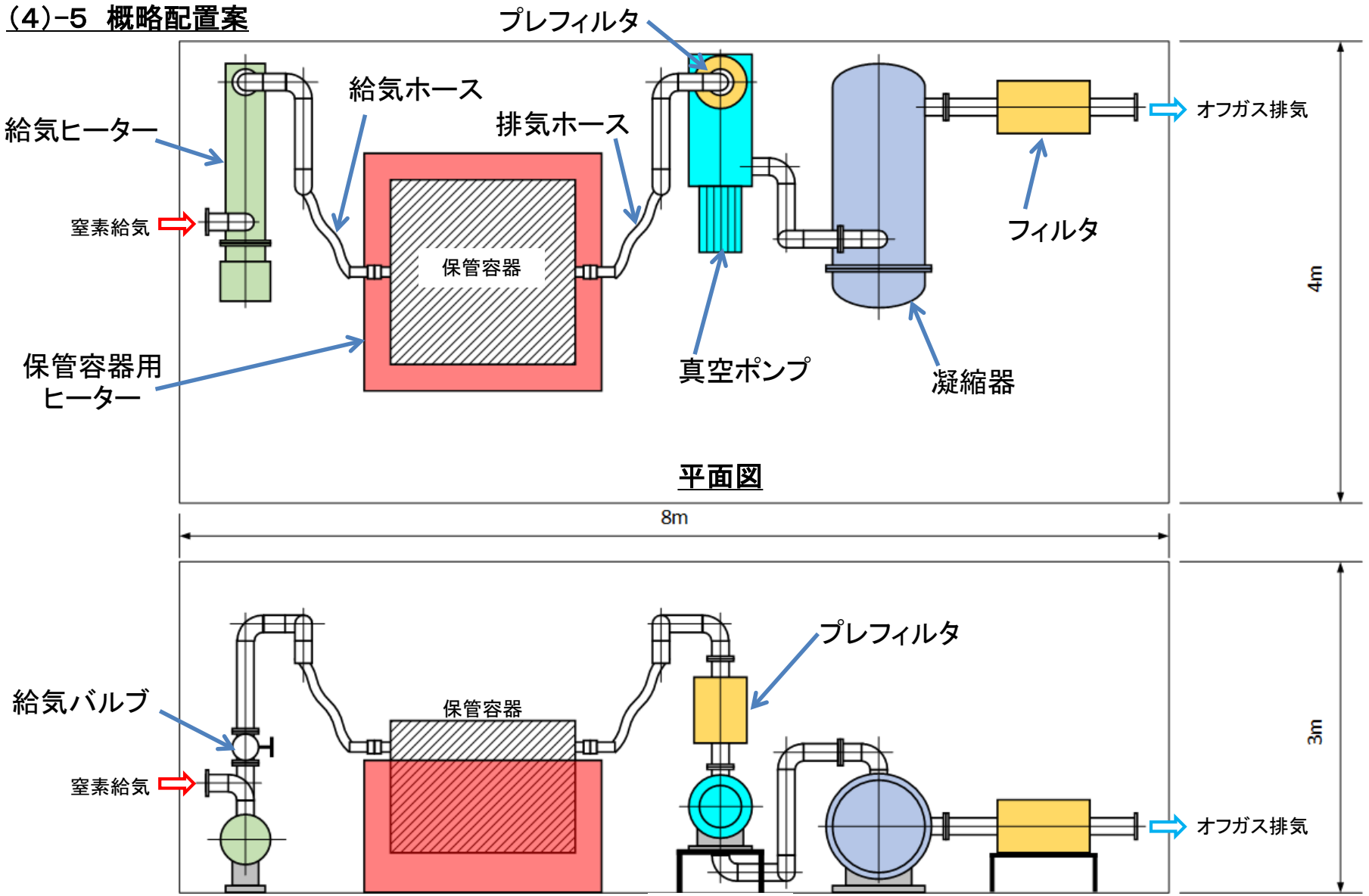
③ 常圧給気/排気の場合は、ユーティリティ設備の窒素製造装置から窒素を供給し、閉じ込めの観点から保管容器内を微負圧で運転するために給気側のブロワは設置せず、真空ポンプによる排気を行う。

④ 減圧排気の場合は、常圧給気/排気で保管容器内を加熱した後に、給気バルブを閉じて保管容器用ヒーターと真空ポンプを起動して保管容器内を真空引きする。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(4)-5　概略配置案



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 乾燥処理等の設備の考え方について、既往技術の調査により、固体廃棄物に対して対流(静置)方式及び伝導(静置)方式の適用可能性があることを確認し、原子力学会標準をもとに、対流(静置)方式及び伝導(静置)方式における乾燥処理の技術要件を抽出した。
- ✓ 乾燥処理等の設備への要求事項について、汚染拡大防止の観点から、基本機能を整理した。本機能に基づき、保管容器へノズルを設置した場合における乾燥処理設備の設備概念を立案した。(ノズル設置、給排気方法、全体概略系統、概略配置案)

課題など

- ✓ 水切り後に廃棄物に付着する水分量に関する情報が乏しく、乾燥処理に要する時間の評価は今後の課題となる。
- ✓ 保管容器に給気/排気ノズルを設け、容器内に給気ノズルの吹き出し端を設置する構造を検討した。今後はこれらの構造を具体化する必要がある。
- ✓ 乾燥処理設備のエンジニアリング検討のフェーズにおいては、廃棄物の物性や保管容器構造などを明確化し、乾燥処理設備の運転条件を決定する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜背景と目的＞

●背景

これまでの検討 ・・・ 2018年度までに検討したプロセスフローでは、測定を行うことを想定したが、測定項目、測定方法、測定設備等は未検討

●課題点

①インプットとなる廃棄物性状・構内移送要件・保管要件など未決定
②燃料デブリ取り出し全体を成立させるため、測定時間・設備設置スペース等に制限あり(定量的な設計要件は未定)
③全ての確認項目を測定することは現実的ではなく、選定するためのロジックが必要

●目的

測定設備の概念具体化(測定方法、測定設備の要求事項、測定場所、測定時期等の提示)。

●検討手順

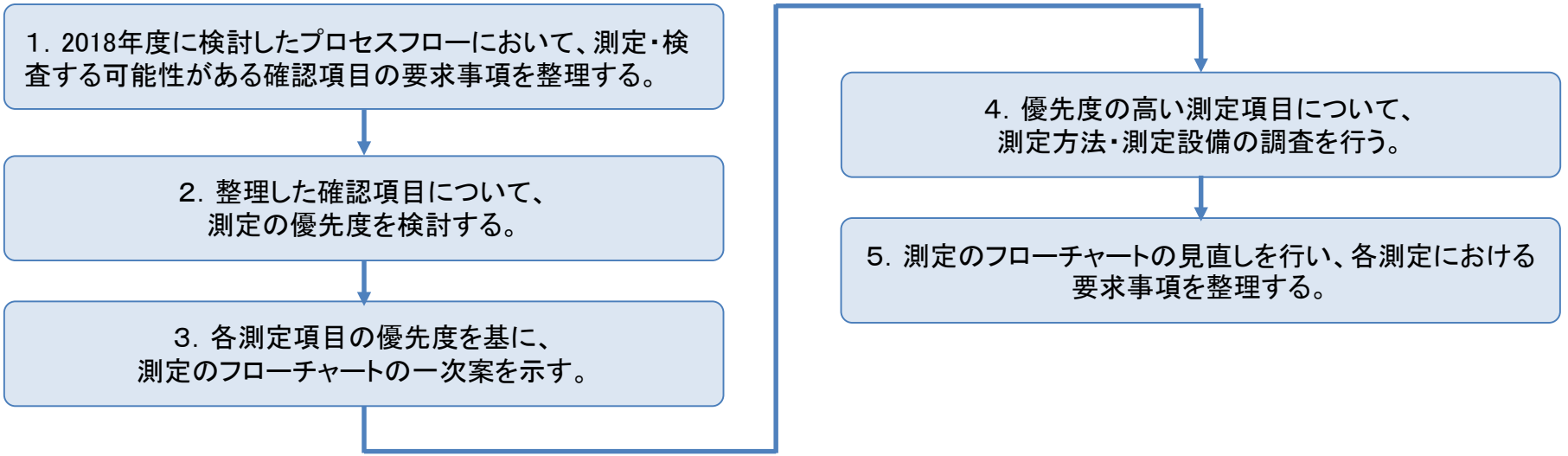


図1 測定方法および測定設備の検討プロセス

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
測定方法および測定設備の検討(2/10)

1. 2018年度に検討したプロセスフローにおいて、測定・検査する可能性がある確認項目の要求事項を整理する。

今後も前提条件を見直していくことを想定し、
可能性のある確認項目を網羅的に整理

＜確認項目＞

●内容器収納時

基礎特性
寸法、容量、重量、表面状態

廃棄物性状(組成)
材質、水、有機物、腐食性物質

放射化学的性状
表面線量率、放射能量、核物質量

発熱特性

水素発生特性

●保管容器収納時

外観
重量
廃棄物充填率
表面線量率
表面汚染
表面温度
水素発生速度
核種放出量

●移送容器収納時

外観
重量
表面線量率
表面汚染
表面温度
密閉

＜整理した要求事項＞

目的・趣旨
払出設備受入要件
構内輸送要件
保管建屋受入要件
保管までのプロセスに反映
保管以降のプロセスに反映

測定内容・対象

実施方法
実施時期
実施場所
要求値

＜候補、課題＞

測定技術の案

想定する課題

2. 整理した確認項目について、測定の優先度を検討する。

現時点での廃棄物情報や
工法検討状況を基に、
確認項目を評価

目的による優先度
設備受入要件・構内移送要件など、
確認が必須な項目であるか

測定の難度
技術的に、保管までのプロセス中に
測定できる見込みがあるか

他の測定値からの推定可能性
代替測定項目から比較的容易に
推定が可能であるか

運用、評価、事前調査等による測定回避可能性
運用等による測定を代替することが
可能であるか

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

優先度設定の考え方

前提

・燃料デブリ取り出しにより発生する高線量廃棄物は燃料デブリと同時期に発生する為、「収納・移送・保管」にかかる時間、スペースは燃料デブリ取り出し全体のスループットへ影響を与えうる。
・「収納・移送・保管フロー」の中で行う測定についても、必要最小限の測定を可能な限り短時間・省スペースで行う事が望まれる。

目的による優先度

・確認項目の目的として、廃棄物の「収納・移送・保管フロー」の中で必要とされる項目を最優先とする。
- ✓ 構内移送要件:移送容器の表面線量率、移送容器の表面汚染　など
- ✓ 保管建屋の廃棄物受け入れ要件:保管容器の表面線量率、保管容器の表面汚染　など

・保管以降の処理・処分に必要な項目は、保管以降に測定することが不可能ではないため、上記と比較して優先度は低い。但し、代替策として分析用のサンプルを採取できるようにサンプルポートを設ける。

他の測定値からの推定可能性・測定回避可能性

・他の測定値を用いて推定が可能と考えられる項目の優先度を低くする。
　例）線量率から放射能量(γ・β・α)を推定　など
・運用、評価、事前調査等によって測定が回避できる項目の優先度を低くする。
　例）蓋締めの確認によって、核種放出量が設計値以下であることを担保　など

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
②容器及び保管設備の要求事項の検討
測定方法および測定設備の検討(4/10)

3. 各測定項目の優先度を基に、
測定のフローチャートの一次案を示す。

＜コンセプト＞
- 測定項目が増加すると、測定時間・設備設置スペースにより燃料デブリ取り出しの全体計画に影響する懸念がある。
- そのため、他の測定結果から推定できる項目や、事前に評価可能性のある項目、外観(カメラ)等から確認できる項目について、可能な限り測定を回避する方針とする。

計画時点で確認済み
(撤去対象物の事前調査・評価)
有機物の有無
腐食性物質の有無/含有量
放射能量(希ガス)

表面線量率からの推定
(推定方法が確立できない場合は、測定等により確認する)
発熱量/表面温度
放射能量(α β γ)
核物質量
水素発生速度

外観(カメラ)による確認
寸法・外観
表面状態
材質(コンクリート/金属)

水切りによる担保
含水の有無/含水量

測定装置による確認
重量
表面線量率

ベントフィルタ設計による担保
核種放出量

外観(カメラ)による確認
外観
核種放出量
(蓋、ベントフィルタが適切に設置されているか)

外観(カメラ)による確認
外観
密閉性
(蓋が適切に設置されているか)

測定装置による確認
重量
表面線量率
表面汚染

測定装置による確認
重量
表面線量率
表面汚染

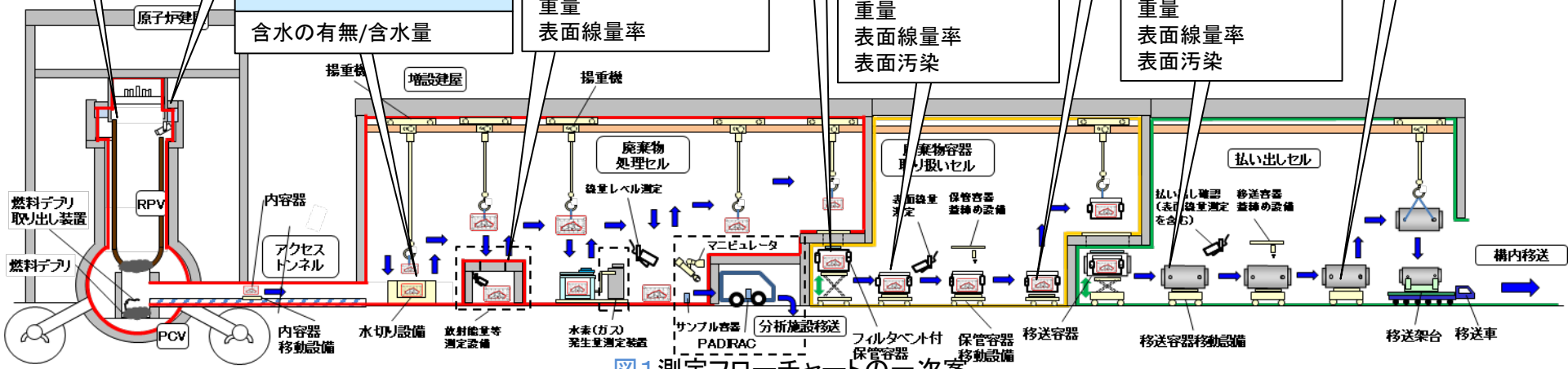


図1 測定フローチャートの一次案

・・・運用、評価、事前調査等によって測定回避可能と考えられる項目

・・・他の測定値からの推定可能性がある項目

・・・測定装置による確認が必要と考えられる項目

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

測定方法および測定設備の検討(5/10)

4. 優先度の高い測定項目について、測定方法・測定設備の調査を行う。

測定優先度の高い項目

表面線量率からの推定ができない場合測定優先度の高い項目

項目	測定技術の案
重量	多数の既往技術有り
表面汚染	・ZnSサーベイメータ　・GMサーベイメータ ・ガスフローメータ　・スミヤ方式
表面線量率	・電離箱式サーベイメータ　・GM管式サーベイメータ ・シンチレーションサーベイメータ ・光ファイバ型線量率計　・ガンマカメラ
発熱量	・示差熱分析(DTA)　・示差走査熱量計(DSC) ・熱重量測定(TG)　・熱機械分析(TMA) ・動的粘弾性測定(DMA)　・カロリーメータ
表面温度	・サーモグラフィー　・熱電対
放射能量 (α, β, γ)	・α線スペクトロメータ　・有機シンチレータ(β) ・Si(Li)半導体検出器(β)　・ガスフローメータ(α, β) ・γ線スペクトロメータ　・ガンマカメラ ・SPECT
核物質量	・アクティブ中性子法　・パッシブ中性子法 ・アクティブガンマ線法　・パッシブガンマ線法 ・X線CT(複数エネルギ)
水素発生速度	・ガスクロマトグラフ　・圧力測定 ・超音波水素濃度測定

重量測定に関しては多数の既往技術があり、詳細調査を行う必要性は低いと判断。

表面汚染に関しては、検出器自体の原理は放射能量(α, β, γ)測定と同様と考えられる。

・「発熱量」と「表面温度」に関しては一方の測定から他方の推定を行う事が可能と考えられる。
・収納・移送・保管のフローの中で、熱分析を行う事は困難であり、表面温度の測定が優先されると考えられる。
・表面温度の測定はサーモグラフィーや熱電対等の既往技術により測定可能と考えられるため、詳細調査を行う必要性は低いと判断。

2019年度作成した「撤去物の保管までのプロセスにおける測定・検査項目の整理」表より抜粋

測定方法・測定設備の調査を行う項目として
「表面線量率」「放射能量(α, β, γ)」「核物質量」「水素発生速度」の4項目を選定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

適用性評価項目

測定方法	適用性検討項目	概要
共通 (表面線量率、放射能量(α・β、γ)、核物質量、水素発生速度)	装置サイズ	測定対象、装置特性に応じたサイズであるか 例) ・作業員が手動で操作可能 ・ロボット、マニピュレータに搭載可能 ・増設建屋、保管建屋に設置可能
	装置重量	測定対象、装置特性に応じた重量であるか 例) ・作業員が手動で操作可能 ・ロボット、マニピュレータに搭載可能 ・建屋の床荷重制限内
	耐放射線性	福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し時の高バックグラウンド環境下で測定可能か
	遠隔測定可否	遠隔測定対象に対して、遠隔測定可能か
	使用実績	福島第一原子力発電所、または他の原子力関連施設において使用された実績があるか
表面線量率測定	測定レンジ	・内容器を対象とした場合、次のいずれの範囲であるかを判別できる①>400 Sv/h, ②31～400 Sv/h, ③10～30 Sv/h, ④<10 Sv/h (暫定の線量区分) ・保管容器を対象とした場合、10 Sv/h以下であることを判定できる(暫定の保管建屋受け入れ要件) ・移送容器を対象とした場合、30 mSv/h以下であることを判定できる(暫定の構内移送要件)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

適用性評価結果

表面線量率

・**内容器**に対する測定については、最大で400 Sv/h超の測定レンジが要求される事から、半導体検出器(Siダイオード)と光ファイバ型線量率計のみ適用可能性高と評価した。

・**保管容器**の表面線量率測定に関しては、最大で10 Sv/h程度の測定レンジが要求される事から、上記検出器に加えて一部のGM管サーベイメータも適用可能性中と評価した。

・**移送容器**の表面線量率測定に関しては、最大で30 mSv/h程度の測定レンジが要求される事から、上記検出器に加えて電離箱式、シンチレーション式など多くの測定器が適用可能性高と評価した。

放射能量(α・β)測定

・実験室ベースの分析機器が多く、多くの測定器は適用性低と評価した。一部1F現場への適用を考慮し開発されたα線スペクトロメトリ分析(薄型ダイヤモンド半導体検出器)およびアルファカメラは適用可能性中※と評価した。

※デブリ取り出し廃棄物の収納・移送・保管フローに対する適用可能性(内容器を対象とした場合)。
保管容器、移送容器の表面汚染測定としては上記測定器やZnSサーベイメータ等も適用可能性があると考えられる。

放射能量(γ)測定

・γ線スペクトロメータ(CdTe半導体検出器)、ピンホール型ガンマカメラ(CdTe半導体検出器)などの1Fでの使用実績のある測定器を適用可能性高と評価した。ただし、耐放射線性については検討を要する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

適用性評価結果

核物質量測定

・候補技術としては、パッシブ/アクティブ中性子法、パッシブガンマ線法、X線透過法、宇宙線ミュオン散乱法などがあるが、適用性については、検討を要する。(暫定として適用性可能性中とした)

・比較的大型の機器が多く、燃料デブリ取り出し時に増設建屋の限られたスペースに設置する事には課題がある。

・機器が大型で増設建屋に設置できない場合でも、処理・処分の観点から核物質量の測定を行う必要が有る場合は、保管建屋に機器を設置できる可能性はある。

水素発生速度測定

・水素発生速度を得るためには、水素濃度を測定し、その時間変化から算出する。

・水素濃度測定の候補技術としてはガスクロマトグラフや超音波測定法があり、いずれも配管接続、ガスフローなどの対策を講じた上で、適用可能性中と評価した。

・また、耐放射線性や測定レンジなどは適用性の検証が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

表面線量率測定技術

名称: 半導体検出器(Si ダイオード)
測定線種: γ線
測定レンジ: 1 mSv/h ～ 1000 Sv/h
装置サイズ: ϕ2 cm × 9.3 cm(検出プローブのサイズ)
耐放射線性: 5 kSv/h
使用温度: -30℃ ～ 50℃
耐圧: ～0.8 MPa (「水深80mまで使用可」の記述より)
遠隔測定可否: 可(50 mケーブル付属)
使用実績: ー
適用可能性: (内容器) ○



図1 半導体検出器(Siダイオード)

参考:MIRION HP: "STHF-R™ Ultra High Flux Gamma Probe", https://mirion.s3.amazonaws.com/cms4_mirion/files/pdf/spec-sheets/c39078_sthf-r_super_spec_2.pdf?1562763882

名称: 光ファイバ型線量率計
測定線種: γ線, X線
測定レンジ: 0.01～1E+05 (Gy/h)
装置サイズ: ϕ4.0 cm × 4.0 cm
(検出部、素子サイズはϕ2 mm × 2 mm)
耐放射線性: 5 MGy (Co-60)
使用温度: 最大300℃(連続3.5日間)
耐圧: ～1 MPa
遠隔測定可否: 可 (光ファイバ接続により、300m程度まで)
使用実績: 1F-1PCV内地下階調査(B2調査) ('17)
適用可能性: (内容器) ○

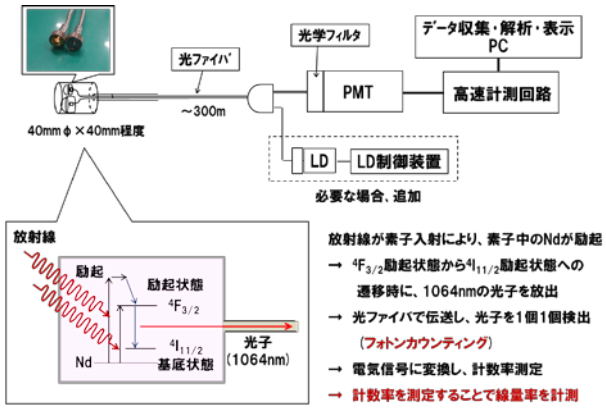


図2 光ファイバ型線量率計

参考:田所孝広(2016): "光ファイバ型放射線モニタの開発", 第60回放射線計測研究会

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

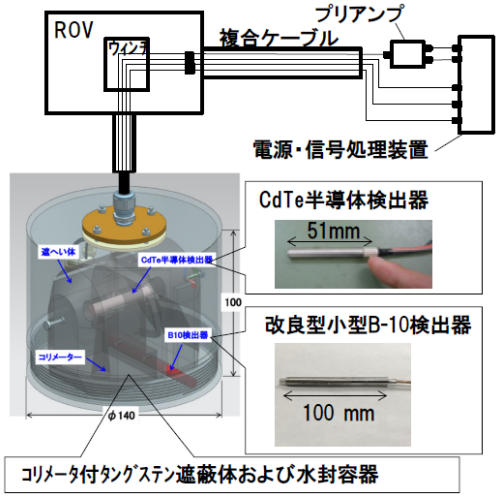
放射能量(α)測定

名称： α線スペクトロメトリ分析(薄型ダイヤモンド半導体検出器)
測定線種： α線
測定レンジ： ー
装置サイズ： 数cm^{3}程度と想定
耐放射線性： BG 350 Sv/h(ラボ試験で確認済み)
使用温度： ー
耐圧： ー
遠隔測定可否： 小型プリアンプが適用できれば、20kg程度のペイロードを有するロボット等に搭載可能
使用実績： ー
適用可能性： △

参考：K. Ueno, Y. Nagumo, Y. Kometani(2019): "Diamond semiconductor-Based Alpha-Particle Detector for High Radiation Environment", Proc. of 2019 IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference, 26 Oct.- 2 Nov. 2019, Manchester, UK, No.1110.

放射能量(γ)測定

名称： γ線スペクトロメータ(CdTe半導体検出器)
測定線種： γ線
測定レンジ： ー
分解能： 12.9 keV (@662 keV)
装置サイズ： 8.5 kg(PCV内使用時における遮蔽体重量含)
耐放射線性： BG 19.4 Sv/h
使用温度： ー
耐圧： ー
遠隔測定可否： 可(ROVに搭載した遠隔測定を予定)
使用実績： (1F-1PCV内部詳細調査に適用予定)
適用可能性： ○

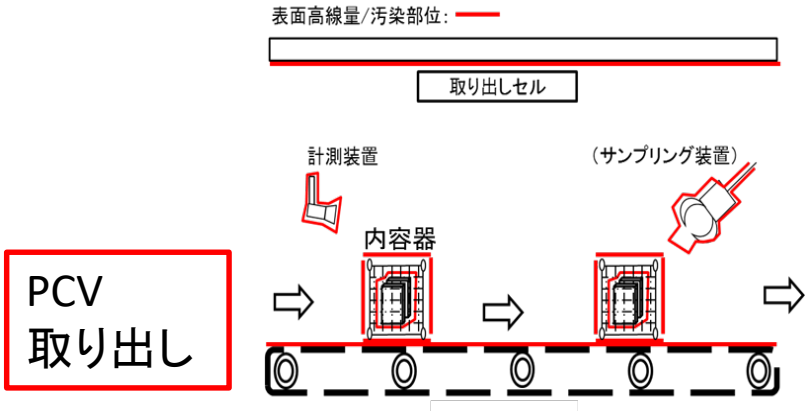


参考：IRID(2019): "平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業部補助金 原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発 研究報告"

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
収納・移送・保管フローの見直し(1/4)

1. 内容器受け入れ・各種計測(内容器)



・燃料デブリ取り出し工事から発生した廃棄物の入った内容器を受け入れ、各種測定を行う

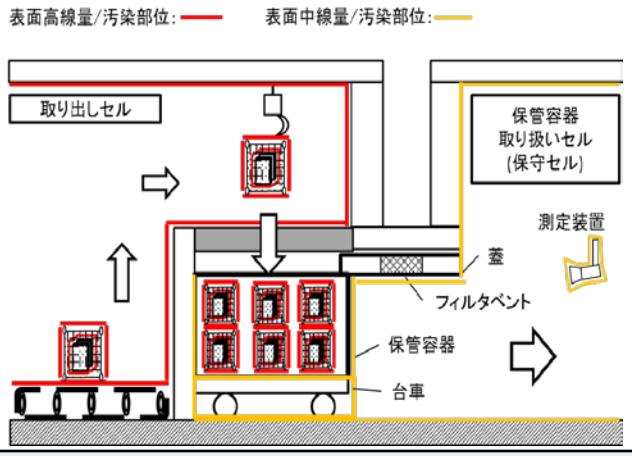
<主な更新箇所>
・内容器仕様(暫定)
複数遮蔽厚の保管容器への収納効率を考慮して合理的な形状を設定する
(暫定:縦横450×高さ272 mm)

・線量率測定を行い、暫定の線量区分判定をする
(候補:半導体検出器または光ファイバ型線量率計)
①>400 Sv/h, ②30～400 Sv/h, ③10～30 Sv/h未満, ④<10 Sv/h

・線量率をもとに放射能量(γ・β・α)、水素発生速度などの推定を行う。推定困難かつ測定可能な場合は測定を行う

・必要に応じて分析用のサンプリングを行う

2. 内容器を保管容器へ収納・各種計測(保管容器)



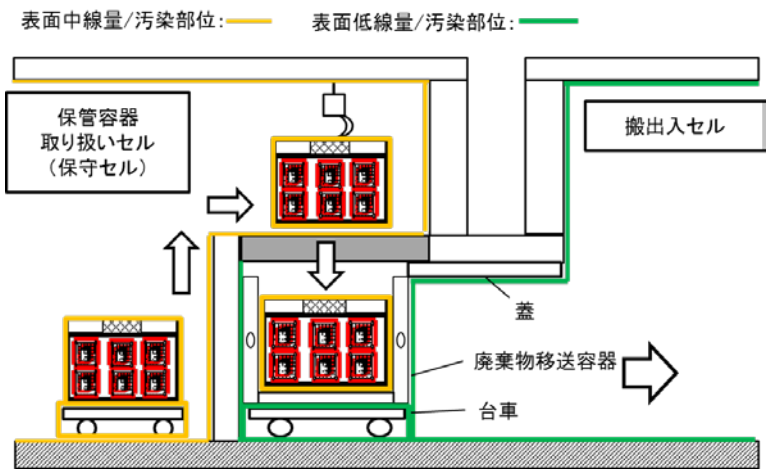
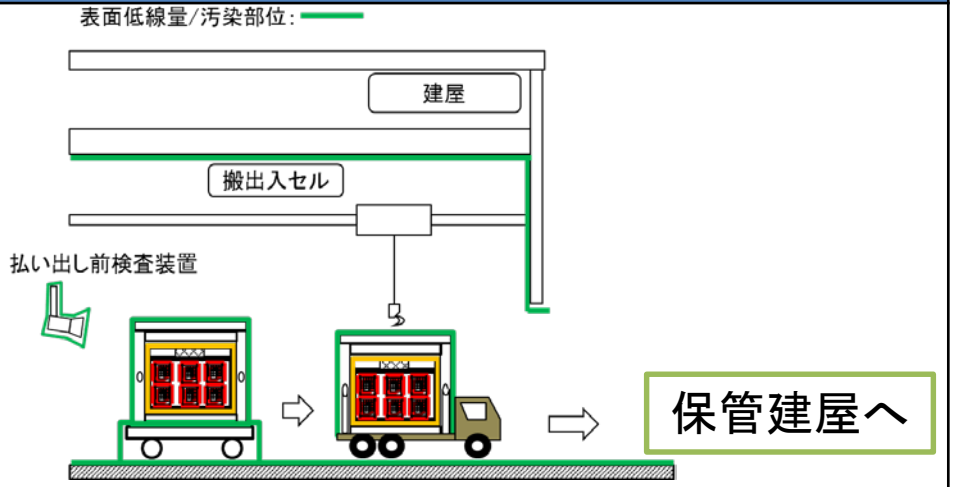
・内容器を暫定の線量区分に応じた遮蔽厚を有する保管容器に収納する

<主な更新箇所>
・保管容器の候補材(ダクタイル鋳鉄またはステンレス鋼)
・暫定の線量区分ごとの保管容器の追加(内貼り)遮蔽厚
①/なし　②/60 mm　③/140 mm
・暫定の線量区分ごとの保管容器1基当たりの内容器収納個数
①/27 個　②/8個　③/8個
・暫定の線量区分ごとの保管容器の必要ベントフィルタ個数
①/1個　②/1個　③/2個

・保管容器の表面線量率を測定し、保管建屋受け入れ要件(暫定:< 10 Sv/h)を確認する
(候補:半導体検出器、光ファイバ型線量率計またはGM管サーベイメータ)
・スミヤ、ZnSサーベイメータなどを用いて表面汚染を確認
(候補:αスペクトロメトリ分析(薄型ダイヤモンド半導体)、アルファカメラ、シンチレーションサーベイメータ、スミヤ方式　)

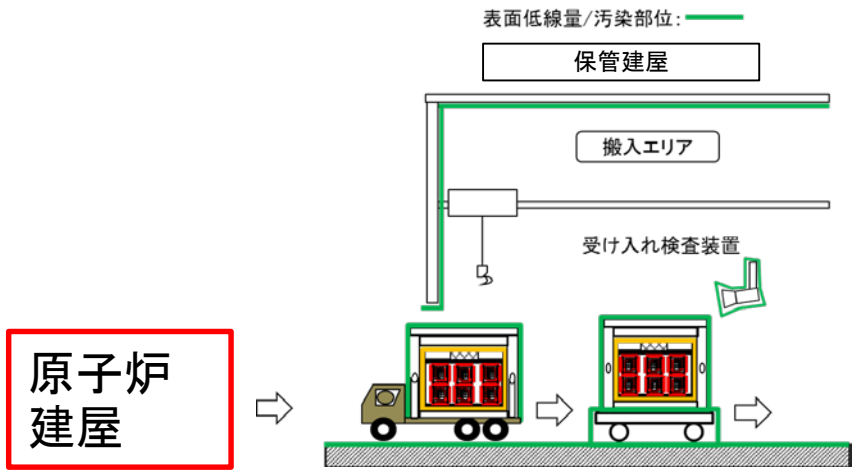
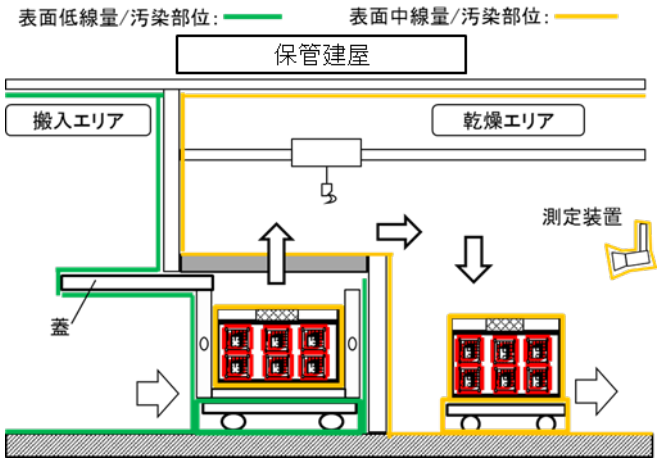
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
収納・移送・保管フローの見直し(2/4)

3. 保管容器を移送容器に収納、移送容器の蓋締め	4. 払い出し確認・移送容器の装荷～構内移送
	
・保管容器を密閉式の移送容器に収納する ・構内移送期間(最大7日間想定)の間、移送容器内の水素濃度が爆発下限界に至らないように移送容器の空隙体積を設定する ＜主な更新箇所＞ ・移送容器の必要空隙体積 3.25 m^3以上(2019年度モデル水素発生量評価に基づく) ↓ 0.24 m^3以上(2020年度モデル水素発生量評価に基づく)	・移送容器の払い出し確認を行う ・外観確認を行う ・30 mSv/hを超過するものは夜間無人移送を想定 ＜主な更新箇所＞ ・移送容器の表面線量率を測定し、構内移送要件(暫定:< 30 mSv/h)を確認する (候補:半導体検出器、光ファイバ型線量率計、GM管サーベイメータ、電離箱式サーベイメータ、シンチレーションサーベイメータなど) ・スミヤ、サーベイメータなどを用いて表面汚染を確認 (候補:αスペクトロメトリ分析(薄型ダイヤモンド半導体)、アルファカメラ、シンチレーションサーベイメータ、スミヤ方式)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

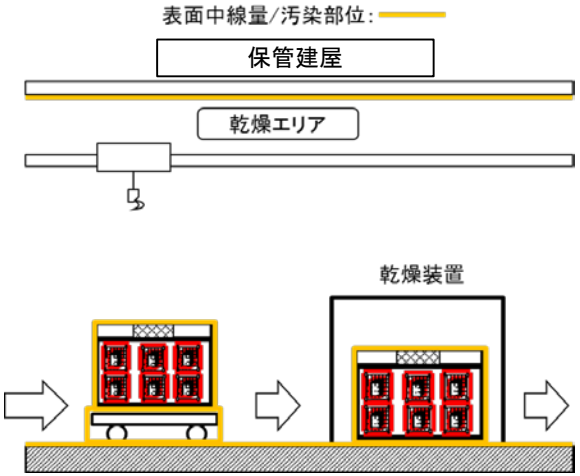
(a)保管・管理方法の検討・評価
収納・移送・保管フローの見直し(3/4)

5. 移送容器の受け入れ検査・保管建屋に搬入	6. 移送容器の蓋取り外し、保管容器の搬入
	
・移送容器の受け入れ検査を行う ・外観確認を行う ・必要に応じて各種測定を行う ＜主な更新箇所＞ ・測定候補:　移送容器の表面線量率 (候補:半導体検出器、光ファイバ型線量率計、GM管サーベイメータ、電離箱式サーベイメータ、シンチレーションサーベイメータ　など) ・測定候補:　移送容器の表面汚染 (候補:αスペクトロメトリ分析(薄型ダイヤモンド半導体)、アルファカメラ、シンチレーションサーベイメータ、スミヤ方式)	・保管容器を移送容器から取り出し、受け入れ検査を行う ・外観確認を行う ・必要に応じて各種測定を行う ・保管建屋内での保管容器の取り扱いは無人・遠隔を想定 ＜主な更新箇所＞ ・測定候補:　移送容器の表面線量率 (候補:半導体検出器、光ファイバ型線量率計またはGM管サーベイメータ) ・測定候補:　移送容器の表面汚染 (候補:αスペクトロメトリ分析(薄型ダイヤモンド半導体)、アルファカメラ、シンチレーションサーベイメータ、スミヤ方式　)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)保管・管理方法の検討・評価
収納・移送・保管フローの見直し(4/4)

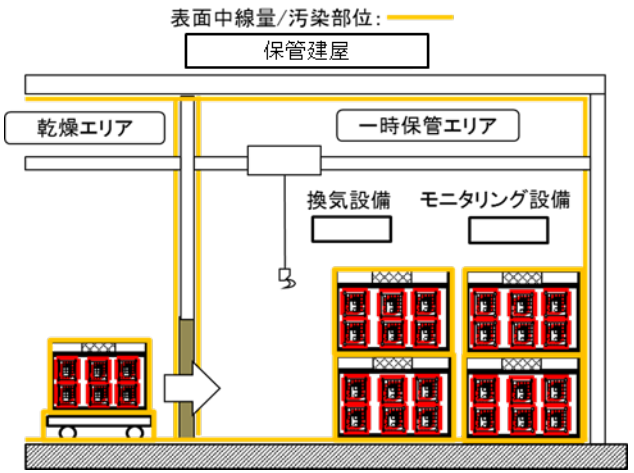
7. 乾燥処理



・保管時の容器腐食対策、および水素発生量低減の為乾燥処理を行う。

＜主な更新箇所＞
乾燥装置の仕様(暫定)
- ・対流(静置)方式と伝導(静置)方式の組み合わせとする
- ・装置構成は窒素給気系、給気ヒーター、保管容器用ヒーター、吸気バルブ、プレフィルタ、真空ポンプ、凝縮器、フィルタ　などを含む
- ・保管容器内への給気は飛散防止の為、保管容器に設置したノズルを通して行う

8. 一時保管



・保管容器の一時保管を行う
・保管建屋の換気もしくは水素処理施設によって水素濃度の上昇を防ぐ
・水素濃度、放射線等のモニタリングを行う

＜主な更新箇所＞
・保管が長期にわたる場合の対策
- ・必要に応じて保管前処置を行う(容器の洗浄　など)
- ・必要に応じて腐食環境とならないように建屋空調管理を行う(温度、湿度、塩分濃度　など)
- ・地震発生時の保管容器の転倒対策、または落下を想定した構造強度とする
- ・監視・点検を行い、消耗した部品の交換を行う

・必要に応じて処理・処分に資する測定を行う
- ・核物質量測定候補(パッシブ/アクティブ中性子法、パッシブガンマ線法、X線透過法、宇宙線ミュオン散乱法　など)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 燃料デブリ取り出し関連PJの報告を調査し、燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の種類・物量・切断形状などの最新情報を提示した。
- ✓ 調査した廃棄物情報を基に、「ガス発生対策の検討」のインプットとなる、撤去物の水素発生量評価を実施した。この際、廃棄物の収納形状を考慮した放射線の水への吸収率の評価と、水分量を変化させた際の感度評価を行った。
- ✓ 保管が長期に及ぶシナリオを考慮し、国内外の炉内構造物や使用済み燃料などの放射性物質の保管時の対策について調査を行った。調査の結果を基に長期保管時における4つの想定事象（腐食による容器の破損、長期のガス発生、地震等の外部事象の発生、消耗品の劣化）を抽出し、各事象に対する複数の対応方針と対策案を示した。
- ✓ 炉内機器の解体～保管の先行事例であるJPDRと1Fの燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物との比較を通し、暫定の区分（材質・形状・線量）を設定し、各暫定区分に対する保管方法を示した。

課題など

- ✓ 現段階におけるデブリ取り出し関連PJの報告をインプットとしている為、今後の炉内状況把握、燃料デブリ取り出し工法の検討の進展に伴い、インプット情報が更新された場合は、廃棄物情報を再整理し、必要に応じて燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の区分を見直す必要が有る。
- ✓ 燃料デブリ取り出しの安全システム（液相系・気相系）の概念が確立した後、液相系二次廃棄物および気相系二次廃棄物の種類・性状・発生物量などの再整理が必要。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 複数の遮蔽厚さに対応可能な合理的な内容器の寸法を提示した（暫定：縦横450×高さ272 mm）
- ✓ 水素発生量評価に基づき、保管容器に必要なベントフィルタ個数と移送容器の必要空隙体積を提示し、既存の一般的な高線量廃棄物の保管容器、移送容器と同様に対応できる見通しを得た。
  また、容器についてL1容器の技術的要件に基づいて検討した結果、既存の水処理二次廃棄物の吸着塔や国内外の一般的な高線量廃棄物の保管容器と大きな相違点はなかった。
- ✓ 乾燥処理等の設備の考え方について、対流(静置)、伝導(静置)方式における乾燥処理の技術要件を抽出した。
  また、乾燥処理等の設備への要求事項について、汚染拡大防止の観点から、基本機能を整理し設備概念を立案した。（ノズル設置、給排気方法、全体概略系統、概略配置案）
- ✓ 収納・移送・保管フローにおける測定項目と、測定方法を提示した。表面線量率及びγ線に関してはフローへの適用性の高い技術が存在することを確認した。

課題など

- ✓ ベントフィルタ・容器に対して、故障モードと保管が長期化した際に想定されるトラブル事象を考慮した検討が必要である。
- ✓ 廃棄物性状の情報が得られた段階で、乾燥時間や乾燥装置構造の具体化を検討する必要がある。
- ✓ 表面線量率やγ線の測定結果から、放射能量（α・β）、核物質量などを推定する手法が必要である。また、推定手法が成立しない場合は、測定方法の検討が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ 概要 ～

- 実績
  - 2019年度に、α汚染を遠隔で測定できる測定器(アルファカメラ)として、現場環境を想定した試作機(図1)を製作し、要素試験を実施した。要素試験の結果に基づき、本手法の課題を抽出し、適用範囲を示した。
- 目標
  - 建屋コンクリート、機器の表面に付着したα汚染測定システムとして、撮影領域を走査するためのアルファカメラのパン・チルト機構と、3Dの汚染分布を作成する画像合成機能を有した測定システムを開発する。現地適用に向けシステムの設計・製作を実施し、システムの機能確認試験を実施する。その上で、現地でα汚染機器を対象にモックアップ試験を実施し、性能評価を実施する。
- 実施内容
  - 2019年度には、2018年度要素試験結果を基に、試作機を改良し、要素試験を継続するとともに、システム化予備試験を実施し、測定システム(図2)の設計に必要なデータを取得する。
  - 2020年度には、設計に基づきα汚染測定システムを製作し、システムの機能確認試験を実施する。その上で、現地でα汚染機器を対象としたモックアップ試験を実施し、性能評価を実施する。
- 目標達成を判断する指標
  - 設計完了に必要なデータを取得する。(2019年度)
  - モックアップ試験による性能評価を行う。(2020年度)

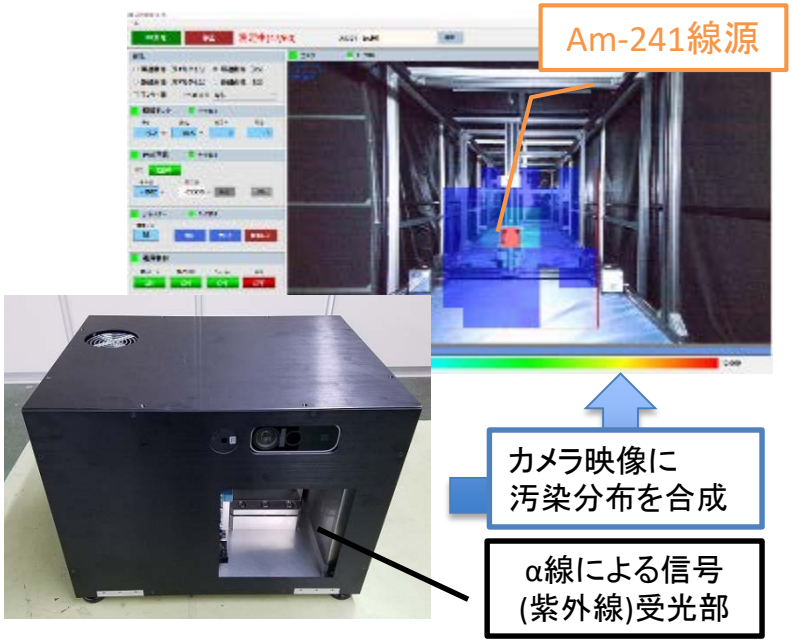


図1 製作した試作機



図2 α汚染測定システムのイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ α汚染廃棄物管理の現状と課題 ～

- **α汚染廃棄物管理の現状**

スミア測定により、表面汚染密度0.4Bq/cm^{2}以上のα核種による汚染が検出された場合、分別の上で保管容器に収納して保管。しかし、今後、廃炉作業が本格化し、大量の廃棄物が発生する。このため、解体後に全ての廃棄物をスミア測定・分別することは、測定に係る時間や作業員の被ばくを考えると現実的ではない。

- **廃棄物分別技術に係るニーズ**
  - 解体前に対象物の表面汚染分布を把握できること。
  - 測定時間を短縮し、測定に係る被ばく線量を低減すること。

- **本PJの目的**

現場への適用性を検討し、解体前に解体対象物(または、エリア)を**網羅的、かつ短時間**に測定できる技術を開発する。

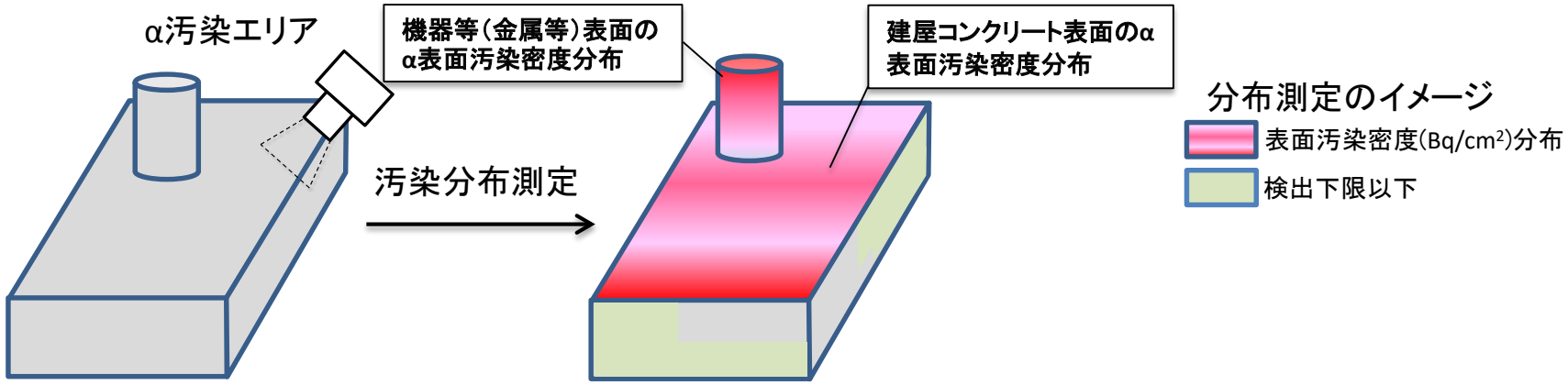


図1 アルファカメラを用いた分布測定のイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ 解体前建屋の汚染分布把握の活用イメージ ～

工事エリアのα汚染分布を定性的に把握し、適切な管理を行うことで、作業者の被ばく防止、α汚染廃棄物の削減効果、汚染拡大防止が期待できる。

①作業員の被ばく防止(放射線安全)
ダスト濃度が基準値4×10^{-6}Bq/cm^3 ※を超える可能性がある場合、作業員の退避が必要となるため、作業前に汚染箇所を特定し、除染もしくは飛散防止対策が必要
※4×10^{-6} Bq/cm^3:3×3×3 m^{3}の空間に約108 Bqのα汚染物質が飛散した場合に相当。108Bqの汚染が一か所に集中しているとすると、**約1Bq/cm^{2}相当(基準面積100 cm^2)**。

②無駄な廃棄物発生の抑制
サイトの管理基準である表面α汚染0.4Bq/cm^{2}を上回る可能性がある箇所を特定し除染できれば、α汚染廃棄物として保管する物量を減らせる可能性がある。管理基準である表面α汚染0.4Bq/cm^{2}を定量できるのがベストではあるが、**高濃度汚染箇所の特定だけでもα汚染廃棄物の発生量を抑制**できる効果がある。

③汚染拡大防止
測定で得られたα汚染箇所を除染することで、解体工事におけるα汚染拡大を抑制し、α汚染廃棄物を低減できる効果がある。

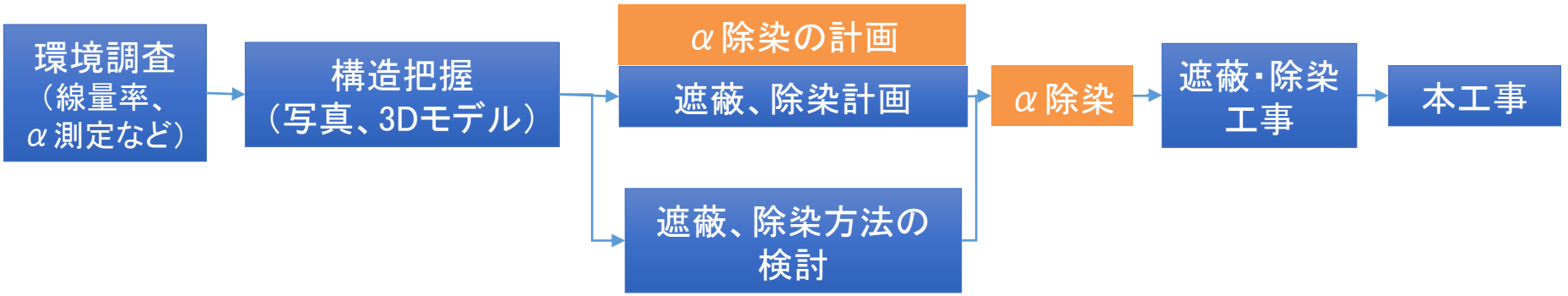


図1-7 現在推定している工事フロー

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ アルファ線測定のニーズと本PJの検討対象 ～

・α汚染の遠隔測定技術(アルファカメラ)の適用先について、目的別に整理した。
・本PJは、アルファカメラの技術的な成立性確認と、デブリ取り出し準備工事など、適用時期が近い**解体前建屋の汚染分布把握**に向けた装置開発を実施する。

本PJの主目的

	固体廃棄物の分別用測定	物品搬出時の汚染検査	解体前建屋の汚染検査	解体前建屋の汚染分布把握	解体廃棄物表面のデブリ付着有無
目的	処理・処分方法を決めるための測定	汚染していないことの確認	汚染していないことの確認	作業計画立案のための汚染状況の把握	デブリと固体廃棄物の判定
測定対象	廃棄物全般	廃棄物などの収納容器、装置、	解体前の建屋、装置	解体前の建屋、装置	解体廃棄物
測定項目	核種別の放射能濃度(Bq/kg)	表面汚染密度(Bq/cm^2)	表面汚染密度(Bq/cm^2) 定量測定	・表面汚染密度の濃淡 ・定性評価	デブリ有無
装置の可動性	固定式も可	固定式も可	必要	必要	固定式も可
マッピング機能	不要	不要	必要	必要	望ましい

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　アルファカメラの原理　～

測定原理

① α線の飛程（数cm程度）の間に窒素と反応し、数100光子の紫外線が発生。

② この紫外線をレンズで集光、結像し、光検出器に到達した光子数の分布からα線の分布を測定。

③ γ線がPMT（Photomultiplier Tube）に入射するとチェレンコフ光などの影響を受けるため、PMTは遮蔽する。

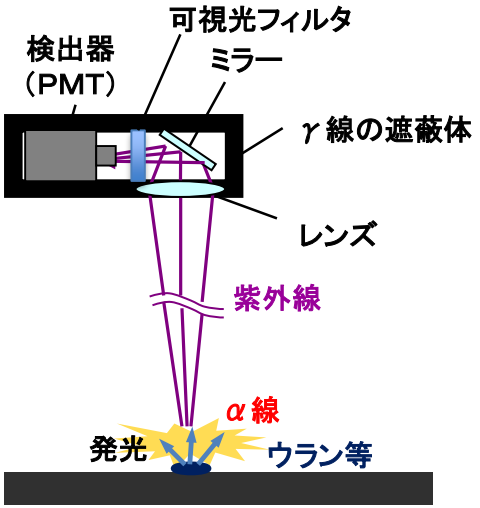
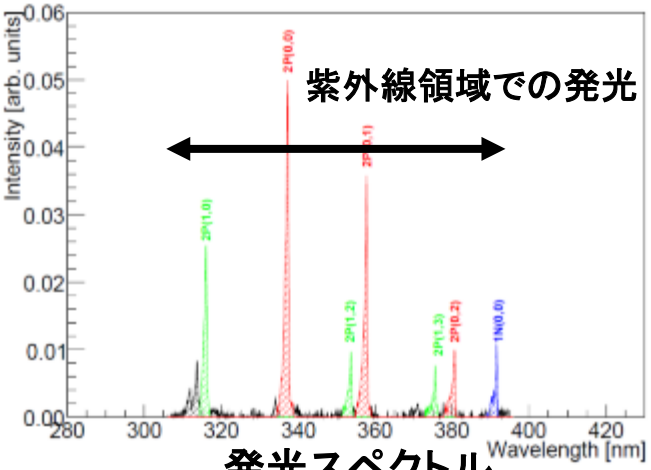


図1　原理を示す模式図



発光スペクトル

図2　窒素の発光スペクトル

J.Sand. Remote Optical Detection of Alfa Radiation. IAEA－CN-184/23.より引用

アルファカメラに関する発表実績例

1. IEEE2013　NSS、Remote Detector of Alpha-Ray Using Ultraviolet Ray Emitted by Nitrogen in Air
2. ICONE-23　REMOTE DETECTION OF ALPHA RADIATION USING UV PHOTONS EMITTED BY NITROGEN
3. 日本原子力学会2013春の大会、α放射能の遠隔計測技術
4. 日本原子力学会2014秋の大会、α放射能の遠隔計測技術−照明環境への適用−

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　開発の経緯　～

- 2018年度に現場の環境条件などを考慮した目標仕様を設定。2018年度以降、目標仕様に対応したアルファカメラ単体、システムについて、設計、製作、試験及び改良を実施
- 各結果について、次頁以降に成果概要を示す

表1　開発の経緯

項目		2018年度※1	2019年度※2	2020年度※2	2021年度
環境条件設定		環境条件設定	測定原理から要因抽出、要求仕様設定		
測定システム	アルファカメラ単体	設計・製作	試験	検出器単体の環境条件に対する評価	
			改良 試験	測定対象の材質、α表面汚染の測定性能評価	
	システム化（パン・チルト、昇降機能および3D分布作成機能）		設計 試験	製作 性能確認試験	
			・アルファカメラとして性能評価 ・3D分布作成機能の検証		改良

※1:平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金　固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法および分析手法に関する研究開発）」

※2:平成30年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ アルファカメラ単体の測定に影響を与える要因 ～

■環境条件の設定に向けた要因抽出

・アルファカメラの測定原理から、信号量の影響要因、ノイズの影響要因(**黒太字**)を抽出。
・抽出した要因のうちアルファカメラの設計パラメータ(**青太字**)は、評価項目に追加

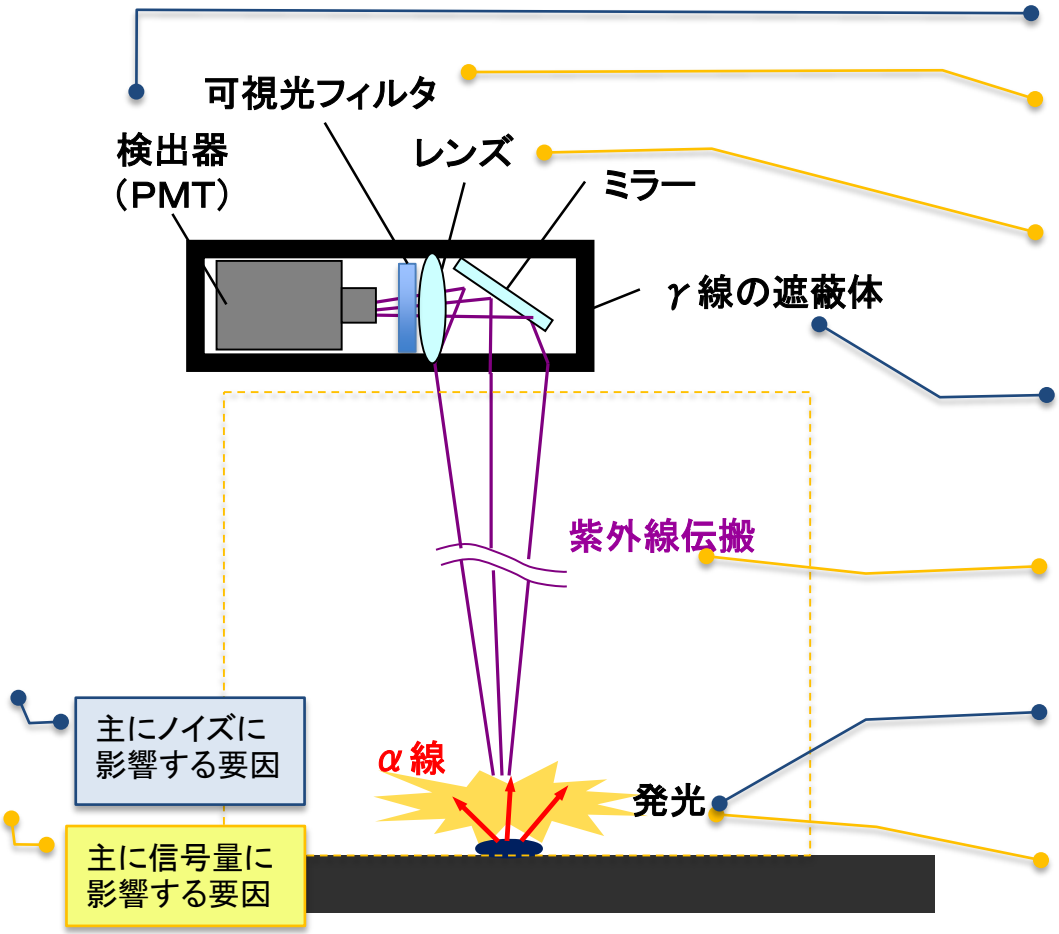


図1 アルファカメラの原理を示す模式図

検出器:
・検出器温度上昇による熱ノイズ増(**温度**)
・電気ノイズによるノイズ増

可視光フィルタ:
・紫外線領域の光の透過率の減少(**フィルタ厚さ**)
・照明、環境光(可視光)の遮光(**照明**)

レンズ:
・口径(立体角)増減による感度の変化(**レンズ口径**)
・ボケによるピーク強度の減少(**レンズ形状**)

遮蔽体:
遮蔽体を透過したγ線がレンズ、検出器に入射し生じる光(チェレンコフ光など)の誤検知
(**空間線量率**、**遮蔽体形状**)

紫外線の伝搬:
・**粉塵濃度**による紫外線の吸収、散乱等による減光
・**湿度**による減光

α線以外の放射線による発光:
・γ線による紫外線発光の誤検知(**βγ表面汚染密度**)
・β線による紫外線発光の誤検知(**βγ表面汚染密度**)

α線による発光:
・測定対象**表面形状(粗さ)**による放出率の変化
・測定対象**水分量**による自己吸収の増加

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ 要求仕様設定 ～

■環境条件の設定

- 前頁にて抽出した測定に影響を与える要因のうち、アルファカメラの設計パラメータ以外の要因について、環境条件として要求仕様を設定
- α汚染分布の評価技術の適用方法として、解体前建屋の汚染密度を網羅的に測定することを想定し、定量性、位置分解能の目標値を設定

表1 環境条件に関する要求仕様及びα線測定性能に関する目標値

	項目	要求仕様	備考
ノイズの影響要因	空間線量率	50mSv/h程度 (最大約150mSv/h)	2号機オペフロエリアの環境条件から設定
	環境温度	−5℃～35℃	福島県広野町の年間の最大、最小温度から設定
	照明	場合によっては照明有	最悪条件を想定
	β γ表面汚染密度	最大300kBq/cm^2	2号機オペフロにおける測定値
信号量の影響要因	測定距離	3m	台車の昇降機能を考慮し、壁、床、天井を測定できる距離として設定
	測定対象形状	球面、凹凸、平面	壁、床、配管(円柱)を想定し、設定
	環境湿度	最大100%	最悪条件を想定
	粉塵	屋外の粉塵量と同程度	適用場所は建屋内を想定しているが、最悪屋外環境と同程度になると想定
	項目	**目標値**	**備考**
α線測定性能	定量性	なし。 オーダーレベルの分布が把握できること	作業員の被ばく防止や、α汚染廃棄物の発生抑制への適用を考慮して設定
	検出下限値	(4Bq/cm^2 程度)	管理区域からの物品搬出基準におけるα放射能に対する表面密度限度相当
	位置分解能	10cm	一般的な表面α汚染密度の基準範囲10cm×10cmと同等の値として設定

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　要求仕様に対する試験結果1/3　～

■検出器単体の想定環境条件に対する評価

- 温度、湿度、粉塵などは測定への影響は少ないことを確認
- 線源に対して、斜め方向から測定した場合の感度変化が少ないこと、凹部に汚染がある場合は感度が下がることなどを確認

表1　環境条件に関する要求仕様及びα線測定性能に関する目標値に対する試験結果（青字：2020年製作装置での実測値で更新）

	項目	要求仕様	試験結果概要
ノイズの影響要因	空間線量率	50mSv/h程度 （最大約150mSv/h）	照射施設において最大100mSv/hのγ線を照射し特性を評価 ・γ線感度2.8[s^{-1}/mSv/h]を確認。
	環境温度	−5℃～35℃	恒温槽内に装置を入れた条件で試験し、検出器内温度を評価 ・温調機構で検出器温度を、ノイズの影響がない25℃以下に維持可能
	照明	場合によっては照明有	可視光を除外できるフィルタを設置。ARコーティング※したフィルタにより、α線源に対する信号も除去され、感度が66%に減少 ※光の反射を低減するコーティング
	βγ表面汚染密度	300kBq/cm^2	1m先のSr−90β線源、Cs−137γ線源、Am−241線源を測定。α線に対する感度を基準とした相対感度を取得 β線（Sr/Y−90）：0.05%、γ線（Cs−137）：0.009%
信号量の影響要因	測定距離	3m	測定距離を変えてAm−241α線源を測定し、以下を確認 ・感度は距離の2乗に反比例 ・測定距離1mの感度0.47 s^{-1}/(Bq/cm^2)
	測定対象形状	球面、凹凸、平面	Am−214線源（平板）を曲面、凹部に配置し感度変化を評価 ・測定方向（球面）は0～90°　で影響小 ・深さ25mmの凹部の汚染測定時、感度が71%に悪化。深さ50mmで67%。
	環境湿度	最大100%	恒温槽内に装置および線源を配置し、湿度を制御しα線感度を評価 ・最大95%でも感度低下は3%以下。ただし、線源に水をつけると感度は低下傾向
	粉塵	屋外の粉塵量以上	粉塵発生装置にて粉塵環境を模擬し、紫外線の透過率を評価 ・屋外環境（CLASS8以上※）でも感度変化は1%以下であることを確認 ※空気清浄度の規格（ISO14644−1）　CLASS8は0.5μm粒子が3.52×10^6を上限。各粒子径ごとに規程。
	項目	**目標値**	**備考**
α線測定性能	定量性	オーダーレベルの分布が把握できること	・ノイズ無し環境で、標準α線源Am−241測定時は最大9.2kBqまで、放射能と信号が相関があることを確認
	検出下限値	（4Bq/cm^2 程度）	・ノイズ無し環境であれば0.4Bq/cm^2の汚染も特定できることを確認済み
	位置分解能	10cm	・ノイズ無しの験室環境で位置分解能2.1cmを確認済み

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　要求仕様に対する試験結果2/3　～

■アルファ”カメラ”として性能評価

- 測定システムとして、アルファカメラの測定画角、位置分解能、距離補正手法の評価を完了
- ノイズ無し環境で距離補正が実施できることを確認

表1　試験方法及び結果の概要

青字：2020年製作装置での実測値で更新

No.	項目	試験方法	結果	備考
1	測定画角	Φ36mmのAm−241線源※を1m先に設置し、視野内の画角での感度を評価	理想的な画角：**図1赤破線** 実効的な画角：**図1オレンジ破線**を確認	図1参照。 80%以上の感度が得られる領域を実効的な画角と定義
2	位置分解能	アパーチャーでAm−241の点線源を模擬し、計測した分布から位置分解能を評価	±21mm	α線の発光領域の広がりが主要因
3	距離補正手法	Am−241線源の設置位置を0.5m～3mで変えて測定	・距離の2乗に反比例することを確認 ・距離データで補正できることを確認	表2参照

※線源強度3080Bq

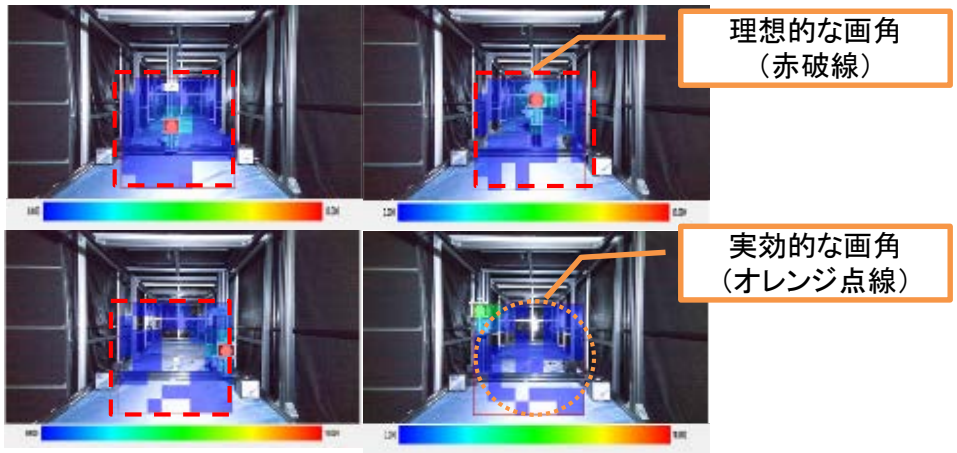


図1　線源位置別の測定結果

表2　距離特性と補正結果

距離[m]	計数率 [S^{-1}]	補正後計数率 [s^{-1}]
0.5	64.7	—
1	17.8	17.8
1.5	7.3	16.4
2	4.2	15.8
2.5	3.0	18.5
3	2.0	17.4

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

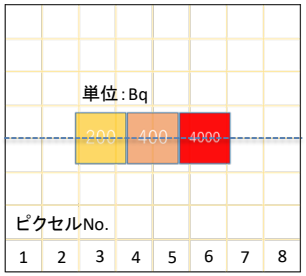
（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　要求仕様に対する試験結果3/3　～

■測定対象の材質、α表面汚染の測定性能評価

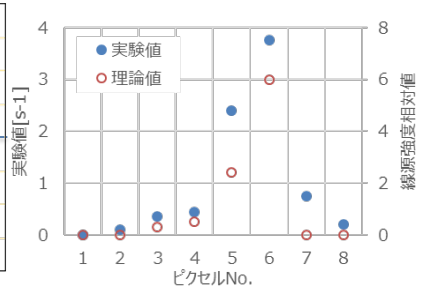
- 現場の汚染状況を考慮した測定対象の表面状態（表面粗さ、水分有無）の評価、表面汚染測定時の性能を評価
- 測定対象の水分量で感度が44%に減少すること、表面粗さが増すほど感度が増加する傾向を確認。

表1　試験結果（サマリー）

試験名称	試験方法	結果	備考
局所汚染	試験片へのAm-241線源の滴下量を制御し、サイズ φ6mm～Φ12mmの線源作成し、1m離れた位置から測定	線源サイズが大きいほど、感度は減少傾向であること確認	線源サイズが大きいほど、発光が複数の画素に広がるためと推定
線源分布の影響	10cm×10cmの無垢コンクリートをタイリングし、1m離れた位置から測定を実施。タイリング配置と計数率を比較	実線源と同等の分布が測定できることを確認	図1参照
水分量の影響	Am-241約400Bqを含む、20ulの溶媒を無垢コンクリートに滴下し、溶媒の乾燥前後で測定。感度を比較	水分を含んだ場合、感度が44%に減少することを確認	図2参照
表面粗さの影響評価	表面粗さの異なる無垢コンクリート、塗装コンクリート、ブラスト加工コンクリート（2種）に、4Bq/cm²のAm-241をメッシュ状に塗布し、1m離れた位置から測定	・表面粗さが増すほど感度が増加 ・ブラスト加工コンクリは、無垢コンクリより約6倍の感度を確認	・表面積が増加し、空気への放出率が増加したためと推定（図3参照）



線源配置



中心位置の計数率

図1　10cm角のα汚染コンクリートの測定例

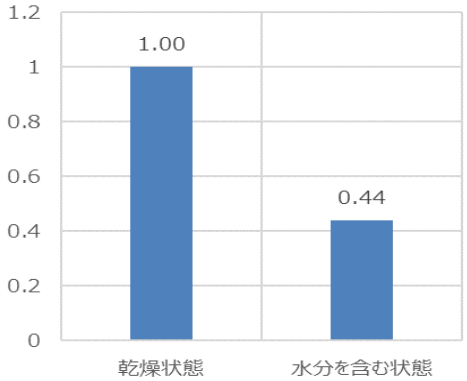


図2　汚染箇所における水分有無の比較

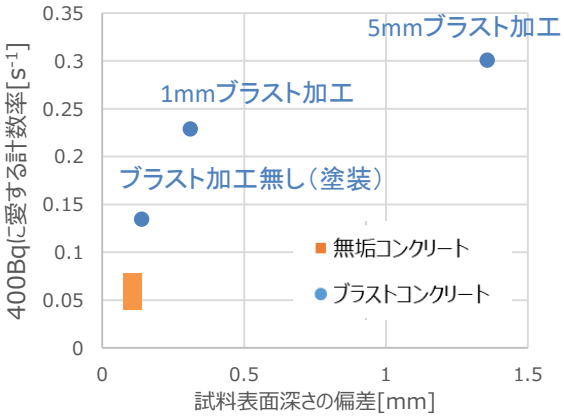


図3　表面粗さと計数率の相関

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　必要機能と現状の課題　～

- 要求仕様に対して、**実験室における基本性能の評価は完了**
- 1Fの現場のような**広範囲に汚染した環境のノイズ量評価**、および**ノイズ存在下で得られた測定データを用いた距離の補正、検出下限、位置分解能の評価**について**性能確認試験を実施**

黒字：2019年度までの成果
赤字：2020年度解決すべき課題

表1　試験結果（サマリー）

	項目	要求仕様	試験結果概要
ノイズの影響要因	空間線量率	50mSv/h程度 （最大約150mSv/h）	・**Cs-137の点線源（γ線）**を用いた照射試験で100mSv/hまで、線量率とノイズに正の相関があることを確認済み ・散乱γ線も混在する**広範囲に汚染した環境におけるノイズが未評価**
	βγ表面汚染密度	300kBq/cm^2	・**Sr/Y-90の点線源（β線）**に対する感度がα線に対する感度の0.05%以下であることを確認 ・**広範囲に汚染した環境におけるノイズが未評価**
	環境温度	−5℃～35℃	PMT温度が25℃以下となる冷却機構を付けることで、温度範囲内で測定性能（ノイズ）が変わらないことを確認済み
	照明	場合によっては照明有	・光学フィルタを配置することで、可視光の影響は低減
信号量の影響要因	測定距離	3m	・α線に対する感度が、測定距離の2乗に反比例することを確認 ・ノイズのない実験室環境で、距離の補正ができることを確認
	測定対象形状	球面、凹凸、平面	・測定対象との測定角度の影響は少ない ・深さ25mmの凹部など、空気との接触範囲が少ないと感度が減少
	環境湿度	最大100%	・結露無し条件であれば、α線に対する感度低下は3%以下を確認 ・対象表面に水分がある場合には、感度が44%になることを確認
	粉塵	屋外の粉塵量と同程度	屋外環境の粉塵でもα線に対する感度変化は1%以下であることを確認
	項目	**目標値**	**備考**
α線測定性能	定量性	オーダーレベルの分布が把握できること	・ノイズ無し環境で、標準α線源Am-241測定時は最大9.2kBqまで、放射能と信号が相関があることを確認 ・測定対象の表面粗さで、α線に対する感度が約6倍異なることを確認 ・**ノイズ存在下での距離補正の精度が未実施**
	検出下限値	（4Bq/cm^2 程度）	・標準線源などの試験結果から見込まれる検出下限は評価済み ・**現場環境におけるノイズデータによる検出下限は未評価**
	位置分解能	10cm	・ノイズの少ない実験室環境で位置分解能2.1cnを確認済み ・**ノイズ存在下での位置分解能が未評価**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験に向けた測定システム　～

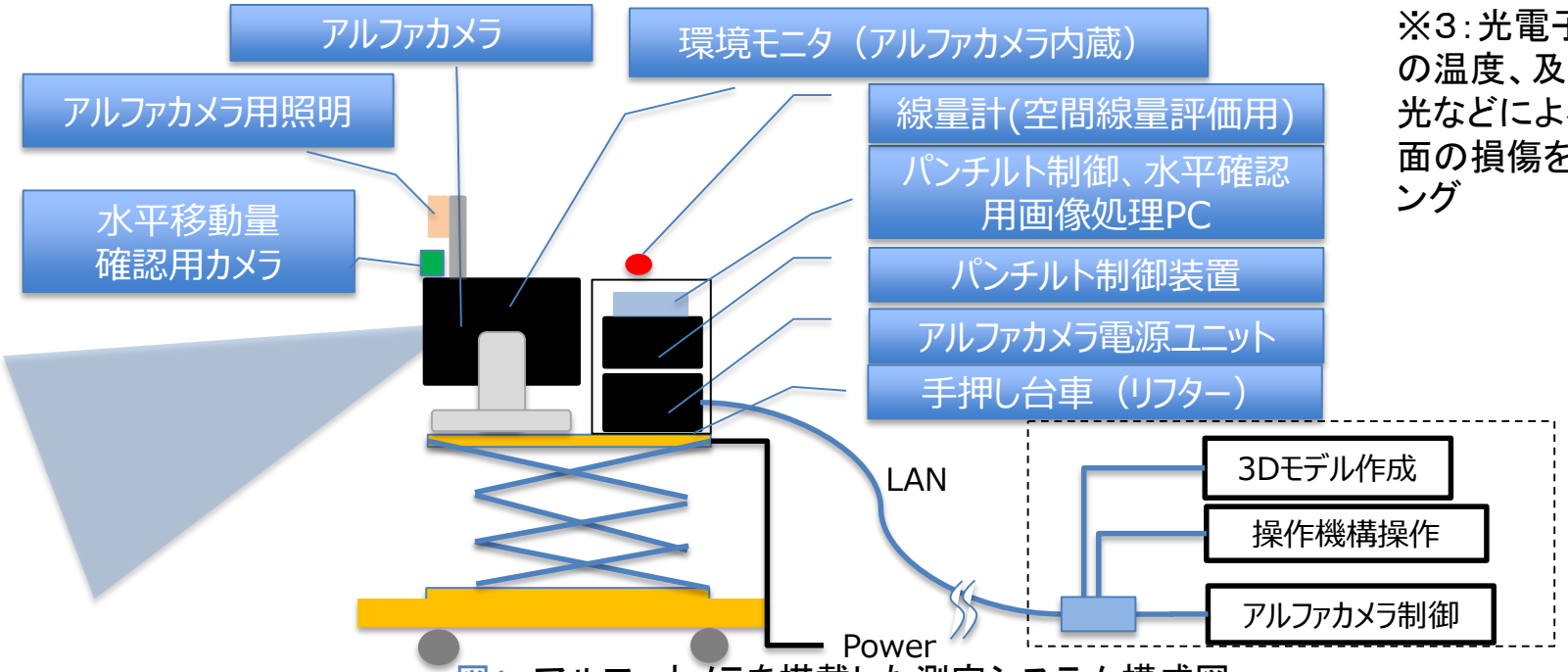
■装置概要

- 手押し台車にアルファカメラを搭載した状態で、水平移動（人力）と、昇降、首振り（遠隔制御）を組み合わせて実施する。
- アルファカメラに搭載したToFカメラ※1で得られる画像、距離データと、水平移動量確認用カメラ※2で得られる水平位置座標(相対値)で、3Dモデルの作成、測定結果の距離補正を実施する

※1：ToF=Time of Flightの略。赤外線を使って距離を計測する技術を搭載したカメラ。
※2：SLAM (Simultaneous Localization and Mapping)機能付きカメラ

■現場環境のモニタリング

- 装置内温度、明るさはアルファカメラ内蔵の環境モニタ※3で、空間線量率はアルファカメラ外部に設置した線量計で取得しデータ評価に使用する。



※3：光電子倍増感の温度、及び自然光などによる光電面の損傷をモニタリング

図1　アルファカメラを搭載した測定システム構成図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

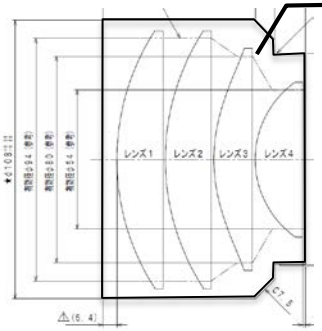
(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験に向けた測定システムの製作　～

2019年度までの試験、設計をベースに、性能確認試験に向けた装置改良を実施

表1　2019年度の設計内容からの改良項目

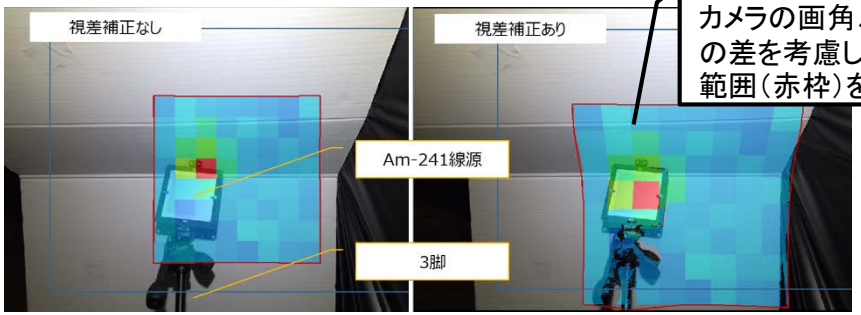
大項目	項目	改良内容	変更理由
アルファカメラ	レンズ	• 構成レンズの一部を非球面に変更（図1）	• 位置分解能、感度向上
	フィルタ	• フィルタ表面に反射防止コーティング追加 • フィルタ厚さの調整	• 感度向上
	PMTアンプ回路	• ゲイン増加	• 感度向上
	PMT冷却機構	• 放熱機構の配置変更	• 性能の安定化
	シャッター	• 配置の変更	• 部品設置精度向上
	アルファカメラ電源ユニット	• 放熱対策強化	• ノイズ低減
	アルファカメラ制御ソフト	• 合成時の視差補正機能追加（図2）	• 位置分解能向上
リフター機能付き手押台車	パン・チルト機構	• 駆動範囲の変更	• 測定自動化
	アウトリガー	• 移動時に収納できる構造に変更	• 輸送時のアクセス性向上
3Dモデル作成ソフト	3Dモデル作成	• 処理の高速化 • 水平移動対応	—
その他	高感度照度計	• 現場環境評価用に追加	—

光の入射側



レンズ外形、構成は変更なし。3枚目の平凸レンズの形状を非球面に変更することで収差（ボケ）を低減

図1レンズの図面



ToFカメラとアルファカメラの画角、光軸の差を考慮し、測定範囲（赤枠）を補整

図2　視差補正の例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　アルファカメラを搭載した測定システムの概要1/2　～

- 前ページ記載の内容の改良を施した装置の外観。性能確認試験では、入射窓、カメラを除いて全体を養生した状態で使用

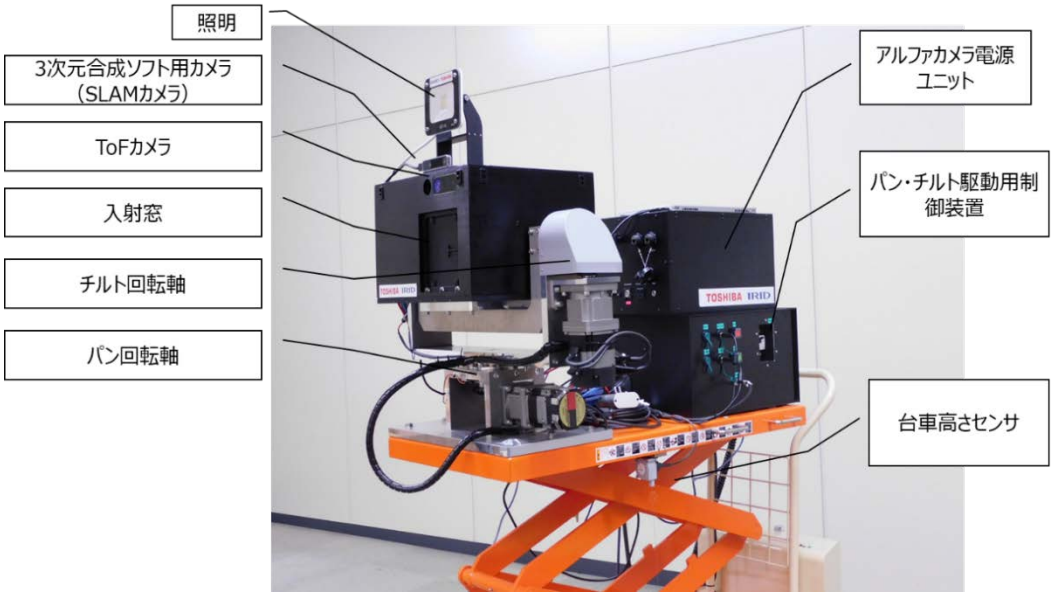


図1　2020年製作した装置外観



図2　シャッタの開閉時の写真

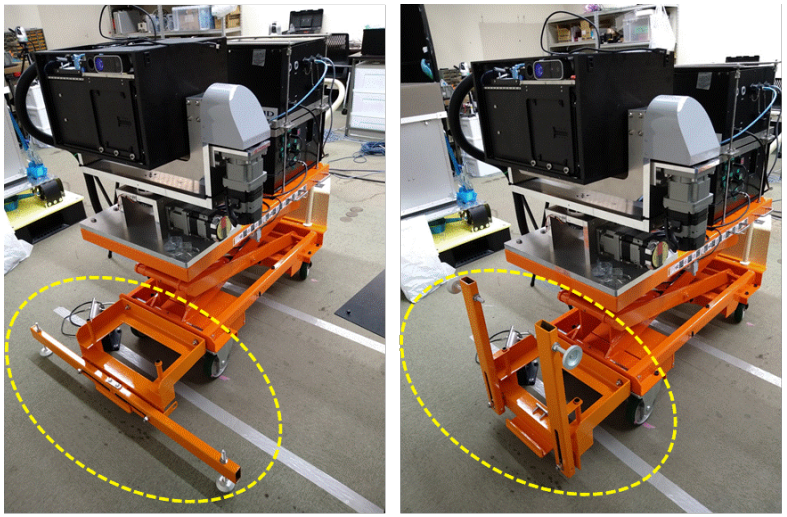


図3　アウトリガーの収納/展開時の写真

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　アルファカメラを搭載した測定システムの概要2/2　～

- 改良後の装置の基本性能を、標準線源などによる機能確認試験で評価
  レンズなどの改良により、感度が全体的にわずかに上昇

表1　2020年度の設計内容からの改良項目

項目	値	備考
α線に対する感度	0.47[s^{-1}/Bq/cm^2]	測定距離1m、Am-241測定時の結果
α線の測定可能距離	70cm~3m	・70cmより近くなる場合、ToFカメラとアルファカメラの視差によって、画像と測定結果が合成不可 ・3mを超えた場合でもα線に対する感度は有する
動作可能温度	-5℃~35℃	アルファカメラ本体は40℃までは動作することを確認 ただし、ToFカメラや内臓装置の使用温度上限値は35℃
β線に対するノイズ感度	0.09[s^{-1}/kBq]	Sr/Y-90が75cmにある場合の感度
γ線に対するノイズ感度	2.8[s^{-1}/mSv/h]	アルファカメラ設置位置の空間線量率に対する平均値
測定対象に対する許容測定角度範囲	0degから70deg （0degが正対）	・コンクリートブロックに対して、距離データが取得できる条件 ・黒色の塗装を測定する場合は0~50degに限定される場合もあり
測定不可能な測定対象※1	金網、ガラス、空間など	・ToFカメラで距離データが取得できないため、表面汚染密度の評価ができない

※1：アルファカメラは空気中に放出されたα線に対しては原理的に感度を持つ。ただし、表面α汚染密度を測定する観点で、測定対象の面積の測定ができないものを、測定不可な対象とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　データ処理フロー1/2　～

■アルファカメラにおける信号量、ノイズ量の測定方法

① α線由来の紫外線を遮光するシャッターを閉じてバックグランドを測定（BG測定）。これは筐体内で発生した**筐体内ノイズ**となる。

② シャッター開（**筐体内ノイズ**＋**筐体外ノイズ**＋**信号**）と、シャッター閉の差分を**信号＋筐体外で発生したノイズ**を取得する

信号　　：アルファ線由来の信号
筐体内ノイズ：検出器での熱ノイズ、回路の電気ノイズ、γ線によるレンズなどの発光
筐体外ノイズ：β線による発光、γ線による窒素の発光、環境の光



	照明	シャッター	α線データ	背景画像	距離データ
測定開始	ON	閉	－	表示	表示
BG測定	ON	閉	ノイズ測定	記録	記録
実測定	OFF	開	実測定	BG測定時の画像を表示	BG測定時の画像を表示
結果出力	ON	閉	実測定-ノイズ測定	BG測定時のデータを表示	BG測定時のデータを表示
移動、合成処理	ON	閉	－	表示	表示

図1　アルファカメラの測定フロー図

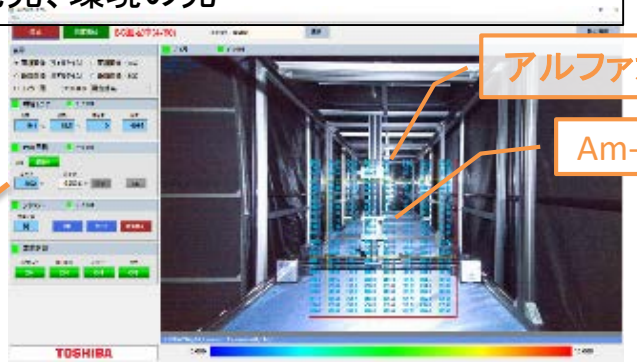


図2　アルファカメラのソフト画面（BG測定中）

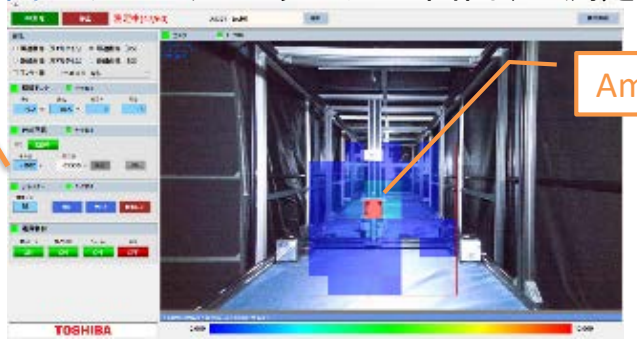


図3　アルファカメラのソフト画面（実測定中）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　データ処理フロー2/2　～

- 測定された信号、ノイズはリアルタイムで2次元の汚染分布として表示されるとともに、3D汚染分布作成に使用
- 得られた3D汚染分布と、測定時の環境データでアルファカメラの性能を評価

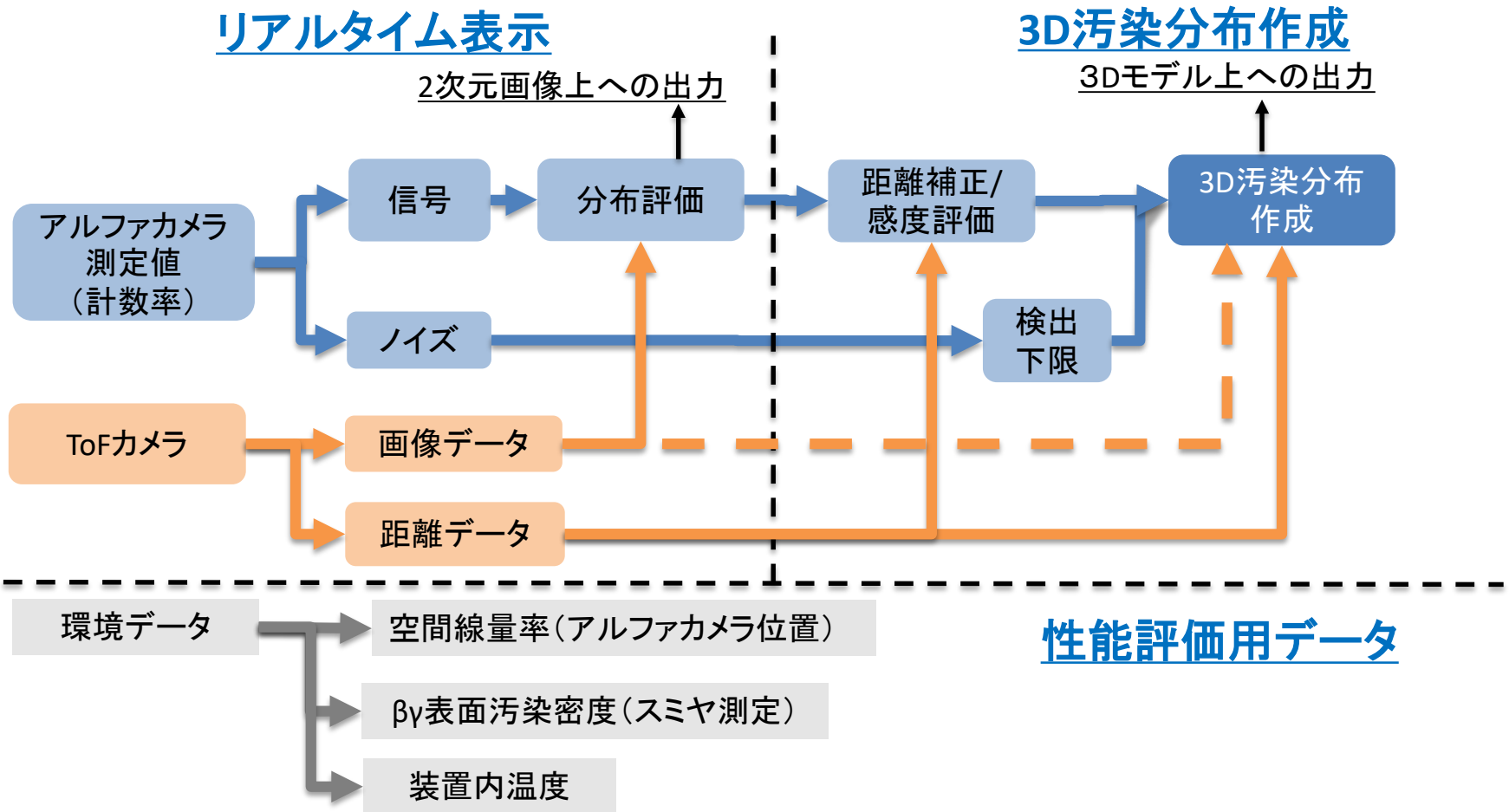


図1　アルファカメラで取得されるデータの評価フロー図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　測定手順案　～

■アルファカメラ測定時の前提

- アルファカメラは、**測定距離の2乗に反比例して信号（感度）が低下**する。
- 同一の検出下限を得るためには、**信号が1/2の場合、測定時間は2倍以上必要**（ノイズ一定条件 ）
- 測定距離が長くなる場合、アルファカメラ1画素が測定する面積も変わるため、**測定距離は同じ条件のほうが望ましい**

■測定距離別の測定手順

視野内に距離が異なる2つ以上の測定対象が存在する場合、基準距離の$\sqrt{2}$倍以上ある測定対象は除外し、別途アルファカメラを移動させて基準距離内で再測定する。

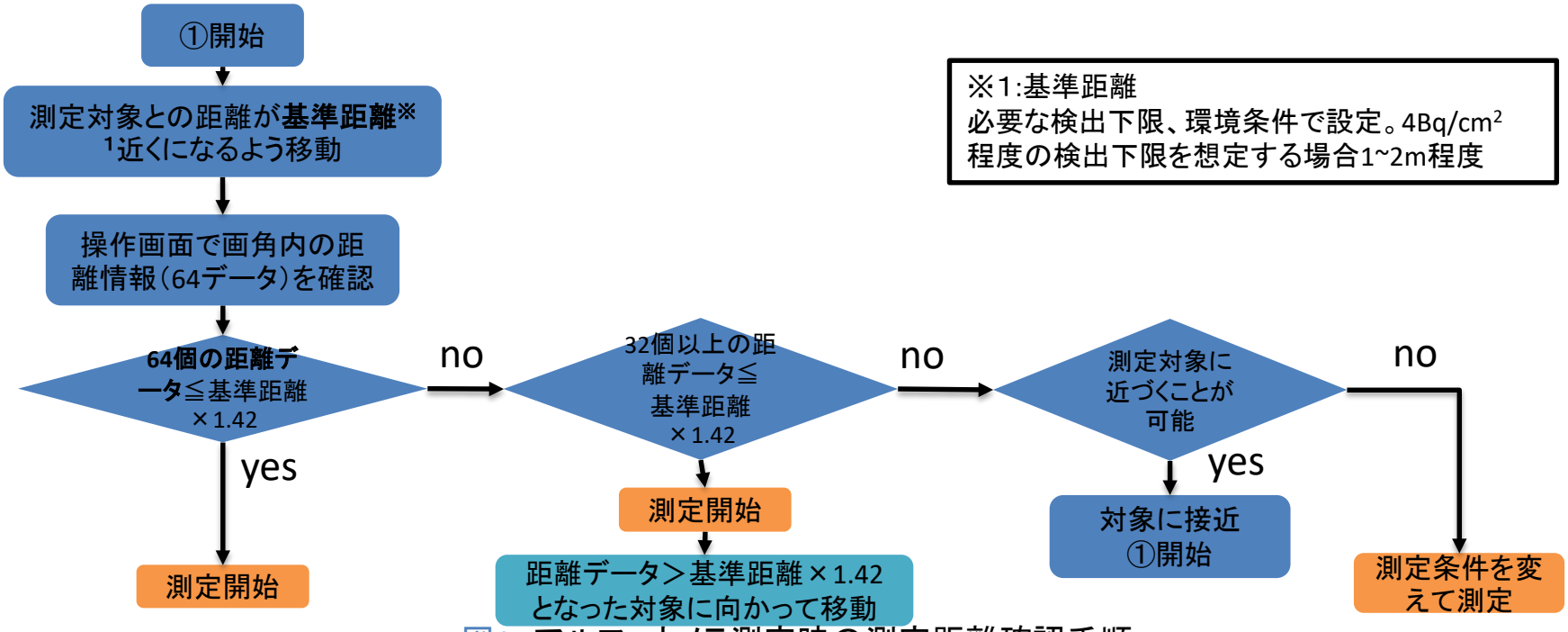


図1　アルファカメラ測定時の測定距離確認手順

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験の目的　～

■性能確認試験の目的

1Fサイトの現場環境で、これまでの試験で評価が不十分である**広範囲に汚染した環境のノイズ量評価**、および**ノイズ存在下で得られた測定データを用いた距離の補正、検出下限、位置分解能の評価**し、アルファカメラの適用範囲を検討するとともに、基本設計にフィードバックできる情報を取得する。

表1　これまでの試験結果のまとめ（ノイズに関する部分の抜粋）

	項目	要求仕様	試験結果概要
ノイズ	空間線量率	50mSv/h程度 （最大約150mSv/h）	・**Cs-137の点線源（γ線）**を用いた照射試験で100mSv/hまで、線量率とノイズに正の相関があることを確認済み ・散乱γ線も混在する**広範囲に汚染した環境におけるノイズが未評価**
	βγ表面汚染密度	300kBq/cm^2	・**Sr/Y-90の点線源（β線）**に対する感度がα線に対する感度の0.05%以下であることを確認 ・**広範囲に汚染した環境におけるノイズが未評価**
	環境温度	−5℃～35℃	PMT温度が25℃以下となる冷却機構を付けることで、温度範囲内で測定性能（ノイズ）が変わらないことを確認済み
	照明	場合によっては照明有	・光学フィルタを配置することで、可視光の影響は低減

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　1Fで試験すべき項目　～

アルファカメラは、シャッターの開閉による**差分処理で得られた結果を、α表面汚染分布**としている。そのため、「ノイズ成分が差し引けない」、「ノイズ量が大きく差分処理結果の誤差が大きい」とα表面汚染分布が測定できない。

- **ノイズとしての影響が大きい空間線量率、βγ表面汚染密度について、性能評価が必要**

表1　3号機R/B内においてアルファカメラの測定時に予想されるノイズ量

ノイズ要因	ラボ試験結果から3号機R/B環境で推定される測定ノイズ量※1	差分処理可否	ラボ試験と1F環境で発生しうる差
空間線量率： γ線がレンズ、検出器に入射し生じる光	**18**　s^{-1} ※2	可	・エネルギーが下がった散乱γ線により、遮蔽体の遮蔽効果が増加しノイズが減少 ・台車、電源ユニット等で床面、背面からのγ線が遮蔽され、ノイズが減少
βγ表面汚染密度： β線と窒素の反応で生じる紫外線	3.5　s^{-1}　以下※3	**否**	空気中のβ線飛程（最大1.3m）程度の範囲に存在する画角外のβ線源によって発光した光が、計測され**ノイズが増加**

※1:空間線量率(γ):9mSv/h、表面汚染密度30kBq/cm^2、温度35℃以下
※2：2019年度のCs-137点線源を用いた照射試験の感度2.0s-1/mSv/hより算出
※3：2019年度のSr-90点線源を用いた試験のα線源に対する相対感度0.05%とα線に対する感度0.23s^{-1}/Bq/cm^2より算出。ただし、β線の信号は検出下限以下だったため、感度については検出下限値を記載

- **差分処理が困難、ノイズ増の可能性がある**βγ表面汚染密度とノイズの相関の評価が必須
- **被ばくなどのリスクを考慮し、ノイズ量の大きい空間線量率や、ノイズ環境下における位置分解能、距離補正精度の検証可能なものを試験評価する**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験の試験内容　～

■試験項目

耐環境性として空間線量及びβγ表面汚染密度とノイズ量との相関評価が最優先評価項目。さらに、α線測定性能として検出下限と距離補正精度、表示機能としてアルファカメラの位置分解能を評価する。

表1　評価項目別の試験項目

#	必要機能	評価項目	試験内容	パラメータ	優先度
耐環境性	1F環境における空間線量率、βγ表面汚染密度、温度、湿度、粉塵環境で適用可能	ノイズ量	**空間線量率とノイズ量の相関評価（試験①）：** 全周囲に線源がある条件で、空間線量率とノイズ量の相関を取得する。	アルファカメラ位置の空間線量率	○
			β γ表面汚染密度とノイズ量の相関評価（試験②）： 広く汚染が存在する環境で、画角内の表面汚染密度とノイズ量の相関を取得する。	アルファカメラ画角内のβ γ表面汚染密度	◎
α線測定性能	α表面汚染密度がオーダーレベルで把握できる	検出下限	**α線源に対する信号量の相関評価（試験③）：** 標準α線源を配置し、α線強度に対する信号量の関係性を取得する。	標準α線源の線源強度	△
	複数地点の測定結果が比較できる	測定距離の補正手法の精度	**測定距離の依存性評価（試験④）：** 測定条件（距離など）が異なる条件で、同一強度の標準α線源測定時に同等の結果を得られることを確認する。	測定対象までの距離	△
表示機能	汚染箇所が特定できる	アルファカメラの位置分解能	**汚染分布把握精度の評価（試験⑤）：** 標準α線源を配置し、測定した汚染分布と線源位置が一致することを確認する。	標準α線源の線源配置	△

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　ノイズ評価に必要な要件　～

5つの試験項目（空間線量率及びβγ表面汚染密度とノイズ量の関係、検出下限、距離補正精度、位置分解能の評価）を行うため、試験場所に条件として以下の3項目を抽出。条件に合う試験場所を検討

- 空間線量率及びβγ表面汚染密度それぞれに由来したノイズが検出できる環境条件が必要
- ノイズの感度を評価するため、項目別に異なる環境条件の設定が必要
- 評価ができていない広範囲※1に汚染が広がった条件が必要

※1：β線による発光影響を見るため、半径が空気中のβ線最大飛程（約1.3m）程度が必要

表1　2019年度の試験結果より想定したノイズ量の見込みと試験に必要な条件

項目	ノイズ発生メカニズム	α線信号量※2と同等のノイズが発生する条件（2019年度要素試験結果）	試験に必要な要件
空間線量率	γ線がPMTの窓やレンズなどのガラスに入射し、発光した検出する	0.1mSv/h （点線源、Cs-137直接線）	• アルファカメラ位置の空間線量率 0.2mSv/h以上※3 • 面線源 • 散乱線含む
βγ表面汚染密度	β線が窒素と反応し、発光する	2kBq/cm^2 （点線源、Sr-90/Y-90）	• アルファカメラ視野内のβγ表面汚染密度8kBq/cm^{2}以上 • 汚染エリア：3.2m^{2}以上(1.8×1.8m^2) 一片の長さ1.8m=アルファカメラ画角0.5m+β線最大飛程1.3m

※2:表面α汚染密度1Bq/cm^2

※3：低エネルギーγ線が存在する場合、想定よりノイズが減る可能性があり、2倍の裕度をもって設定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ 性能確認試験の検討：試験場所の検討 ～

試験場所に必要な条件と、他工事との干渉や作業スペースを考慮し、3号機R/B1階もしくは大型点検機器建屋のフランジタンク片を選定

- **アルファカメラの検出下限**：空間線量率、β γ核種の表面汚染密度とノイズの相関が得られる0.2mSv/h以上かつ8kBq/cm^{2}以上が必要
- **距離補正の精度評価**：測定距離が異なるデータを取得できる2m×3mのスペースが必要
- **アルファカメラの位置分解能**：線源位置を設定するための標準α線源の持ち込みが必要

表1 比較検討した試験場所候補

評価項目	判定条件		場所							
	必須条件		プロセス建屋1階南西側Dピット	ALPS建屋内	HTI地下階	H4タンク	3号機R/B1階西側	2号機R/B1階西側	2号機R/Bオペフロ西側構台上前室	大型機器点検建屋（フランジタンク片）
βγ表面汚染密度	8kBq/cm^{2}以上	説明	最大値が1.2kBq/cm^{2}で不適	最大値が16Bq/cm^{2}で不適	ほぼ全域で8kBq/cm^{2}以上	サーベイ記録無し	ほぼ全域で8kBq/cm^{2}以上	ほぼ全域で8kBq/cm^{2}以上	8kBq/cm^{2}以上で合致する場所あり	Sr-90換算で7.5kBq/cm^2
		評価	×	×	○	―	○	○	△	○
γ線の空間線量率	・0.2mSv/h以上 ・15mSv/h未満	説明	条件を満たす	最大0.02mSv/hで不適	ほぼ全域で0.2mSv/h以上	サーベイ記録無し	ほぼ全域で0.2mSv/h以上	ほぼ全域で0.2mSv/h以上	ほぼ全域で0.2mSv/h以上	0.1mSv/h程度
		評価	○	×	○	―	○	○	○	△
作業期間	1日～5h程度，1週間程度他の作業との干渉なし	説明	他作業あり。要調整	他作業あり。要調整	作業は現状無し	干渉の可能性少ない	大物搬入口付近等干渉の可能性有	他工事とで干渉	12月は除染工事と干渉。	他作業と並行作業は可能
		評価	△	△	△	○	△	×	×	○
スペース	2m×3m程度	説明	レイアウト上は可能性有	レイアウト上は可能性有	レイアウト上は可能性有	タンク内部に装置を入れられない	レイアウト上のスペースはあり	他工事のためりスペース無し	他工事のためりスペース無し	スペースあり
		評価	―	―	○	×	○	×	×	○
総合評価			×	×	△	×	○	×	×	△

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　試験方法の比較　～

前ページの条件に合わせて、試験ができる項目、被ばく量について比較評価を実施

- ラボ試験は、被ばく、試験条件の定量性が優れている。必須条件である**広範囲の汚染の再現が不可**。
- R/B内では、高線量率、高汚染環境であり、試験条件は満たす。しかし、**作業員の被ばくが非常に多い**。
- 汚染水タンクを解体した後のフランジタンク片では、空間線量率は条件を満たさないものの、必須の試験項目である**βγ表面汚染密度の条件は満たし、被ばくも少ない**

性能確認試験の試験場所として、フランジタンク片を採用

表1　試験方法の比較表

試験方法		βγ表面汚染密度 8kBq/cm^2、3.2m^2	空間線量率（γ） 0.2mSv/h以上	汚染状況の定量性	作業員の被ばく量
試験実施の必要性		◎	○	○	―
ラボ試験での評価	複数のRI線源を配置した模擬	× 面線源の再現には、複数の高強度線源の使用届け必要	△ 点線源であれば可能 ただし、面線源は困難	◎ 線源の校正記録	◎ 適切な対策で被ばく量は少ない
ラボ試験での評価	非密封線源を活用した模擬線源作成	× 非密封線源の取り扱い上限量の観点で困難	× 非密封線源の取り扱い上限量の観点で困難	○ 校正記録と、滴下量で管理	○ 作業中の被ばくする可能性は有
高線量、高汚染環境での試験 （3号機R/B1階での試験）		○ ほとんどの場所で条件を満たす	○ ほとんどの場所で条件を満たす	△ スミヤ、サーベイ等で測定	△ • 総被ばく量0.1Sv以下 • R/B内平均線量率（γ）9mSv/h
高汚染環境での試験 （汚染水タンクのフランジ片等の測定）		○ ほとんどの場所で条件を満たす	× 面線源の再現には、複数の高強度線源が必要	△ スミヤ、サーベイ等で測定	○ ・総被ばく量0.03Sv以下 ・フランジタンク内平均線量（β+γ）3mSv/h

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ フランジタンク片における試験項目 ～

これまでの試験結果を踏まえ、アルファカメラの測定性能評価に必須であるβγ表面汚染密度とノイズ量の相関評価試験およびノイズ存在下における距離補正手法、α汚染の位置特定精度の検証試験として、以下、4項目を試験する

ラボ試験よりも現地の方がノイズが低減すると考えられるため、実施不要と判断した。

表1 評価項目別の試験項目

#	必要機能	評価項目	試験内容	パラメータ
耐環境性	1F環境における空間線量率、βγ表面汚染密度、温度、湿度、粉塵環境で適用可能	アルファカメラの検出下限（ノイズ）	~~空間線量率とノイズの相関評価（試験①）：~~ ~~全周囲に線源がある条件で、空間線量率とノイズの相関を取得する（γ線の影響評価）。~~	~~アルファカメラ位置の空間線量率~~
			β γ表面汚染密度とノイズの相関評価（試験①）： 広く汚染が存在する環境で、画角内の表面汚染密度とノイズ量の相関を取得する。	アルファカメラ画角内のβ γ表面汚染密度
α線測定性能	汚染密度がオーダーレベルで把握できる	アルファカメラの検出下限（信号）	**α線源に対する信号量の相関評価（試験②）：** 標準α線源を配置し、α線強度に対する信号量の関係性を取得する。	標準α線源の線源強度
	複数地点の測定結果が比較できる	測定距離の補正手法の精度	**測定距離の依存性評価（試験③）：** 測定条件（距離など）が異なる条件で、同一強度の標準α線源測定時に同等の結果を得られることを確認する。	測定対象までの距離
表示機能	汚染箇所が特定できる	アルファカメラの位置分解能	**汚染分布把握精度の評価（試験④）：** 標準α線源を配置し、測定した汚染分布と線源位置が一致することを確認する。	標準α線源の線源配置

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　試験場所の詳細　～

フランジタンク片の除染作業を実施している大型機器点検建屋で試験を実施
測定対象は、事前測定で試験条件を満たす汚染が確認されているフランジタンク片
（試験条件はP.112を参照）

- 測定対象：除染作業時のフランジタンク片の内、試験条件を満たすタンク片1個
- 測定場所：汚染エリア（Yゾーン）。汚染はβ線放出核種のSr/Y-90が主であり、γ線源（γ線線量率）は少ない。そのため、フランジタンク片外の空間線量率は低い




大型機器除染設備外観

図1　大型機器点検建屋の位置外観※1

※1東京電力HD 「大型機器除染設備の設置状況2018.4.16]より引用



図2　フランジタンク片※2

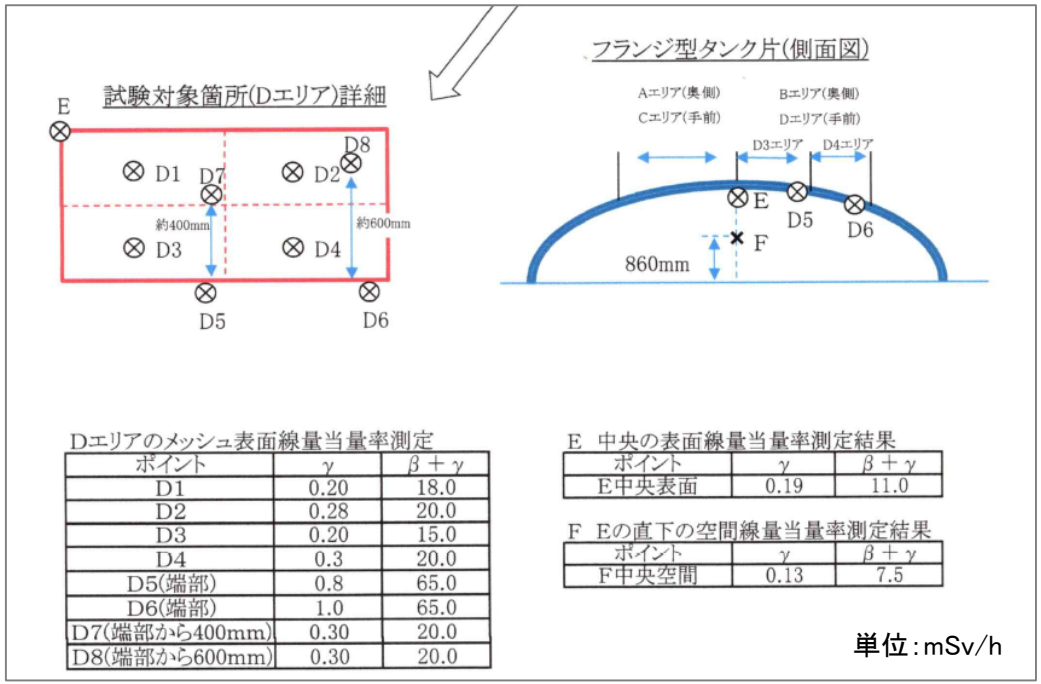
※2　2020.10.30撮影

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　試験場所のβγ表面汚染密度　～

- 高表面線量率の箇所の測定および各測定画角の中心位置のβγ表面線量率※1を測定
- 表面線量率(β)は、高いところで20mSv/h程度、全体的に10mSv/h~15mSv/h(βγ表面汚染密度は2~5kBq/cm^2)であることを確認

※1:スミヤ測定ではふき取り効率が悪く精度の高い測定が困難だったため、表面線量率より表面汚染密度を算出



Dエリアのメッシュ表面線量当量率測定

ポイント	γ	β＋γ
D1	0.20	18.0
D2	0.28	20.0
D3	0.20	15.0
D4	0.3	20.0
D5(端部)	0.8	65.0
D6(端部)	1.0	65.0
D7(端部から400mm)	0.30	20.0
D8(端部から600mm)	0.30	20.0

E　中央の表面線量当量率測定結果

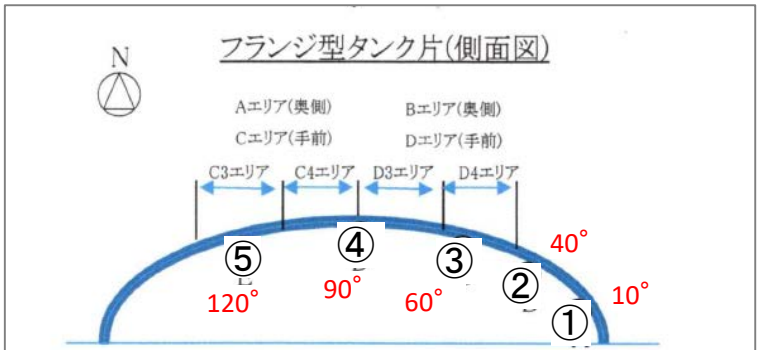
ポイント	γ	β＋γ
E中央表面	0.19	11.0

F　Eの直下の空間線量当量率測定結果

ポイント	γ	β＋γ
F中央空間	0.13	7.5

単位:mSv/h

図1　測定範囲内の高表面線量率の箇所



赤字:試験で使用したチルト角度

試験終了後の表面線量当量率測定　　単位:mSv/h

ポイント	γ	β＋γ
①(東から10°)端部から300mm	0.30	21.0
②(東から40°)端部から300mm	0.14	10.0
③(東から60°)端部から300mm	0.13	8.5
④(東から90°)端部から300mm	0.11	8.5
⑤(東から120°)端部から300mm	0.12	9.0

図2　角度別の表面線量率

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　事前現場調査の結果、測定距離　～

■フランジタンク片内の試験方法

- フランジタンク片は場所によってβγ表面汚染濃度が異なる。測定場所を変えることで**βγ表面汚染密度**を変えたノイズ測定などが可能。
- アルファカメラの下端高さが0.86mであるため、チルト角90°の測定では測定距離0.7m以下しか設定できない。

➢ **アルファカメラはフランジタンク中央に固定し、チルト角度を変えることでβγ表面汚染密度、測定距離を変えた試験を実施**

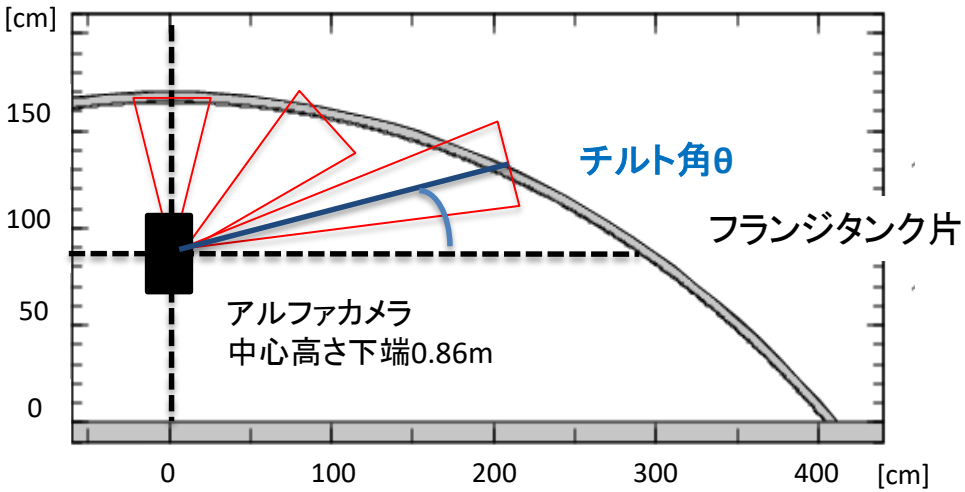


図1　測定画面

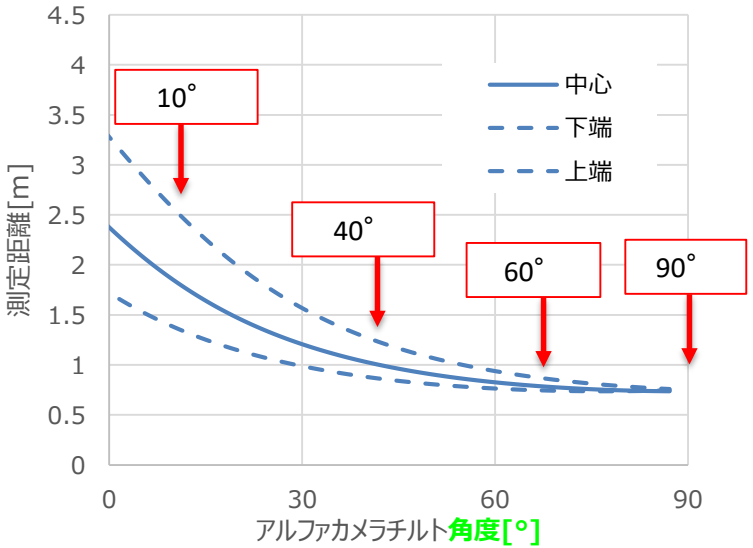


図2　角度と測定距離の関係

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　測定値および測定範囲　～

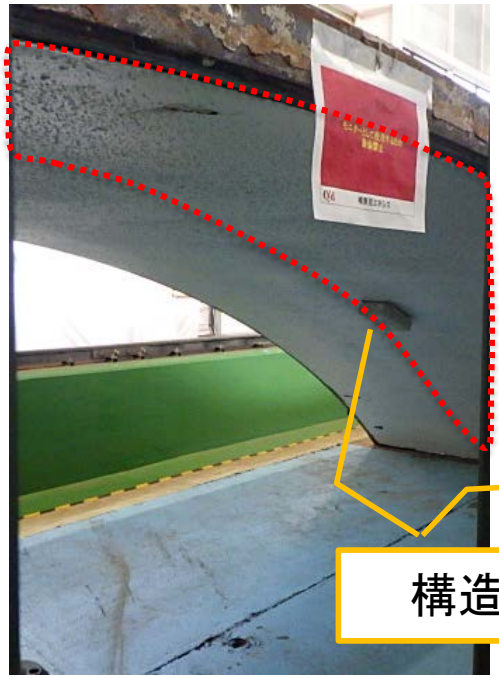
■測定値

- **βγ表面汚染密度**:実測した各測定画角内の表面線量率※1(β)から算出
- **表面α汚染密度**:1画素に含まれる標準線源の放射能(Bq)をアルファカメラ画素面積※2(cm²)で除算した値
- **測定距離**:アルファカメラ搭載のToFカメラで測定した距離

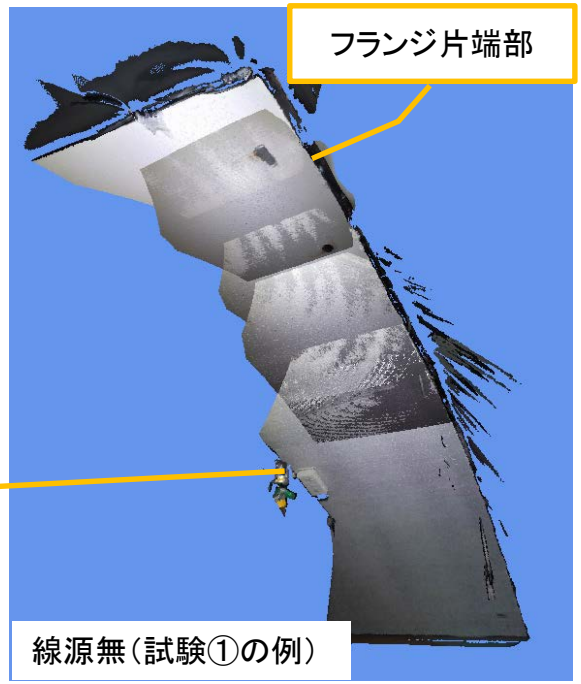
※1サーベイメータで測定されたβ＋γ線量率とγ線量率の差分。70um線量当量
※2測定距離とアルファカメラの画角から画素の大きさを算出

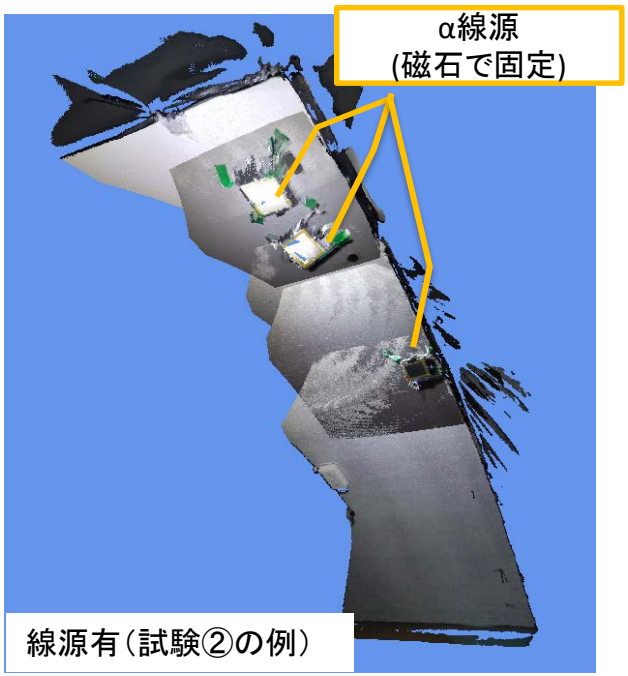
■測定範囲(赤点線枠)

縦に視野角度を変えた5方向の測定結果を合成した3Dモデル



フランジタンク片写真





測定範囲(3Dモデル作成例)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験写真(1/3）　～

- 西側（R/B側）シャッタから装置搬入。（計画では東側シャッタより搬入）
- 台車の車輪部などの汚染防止のため、事前に養生シートを床面にひき、台車の移動、作業を実施。（養生シート上は、汚染のない黄靴で作業）



図1　試験場所の写真

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験写真(2/3）　～

- フランジタンク片周辺を目視確認可能で、コミュニケーションがとりやすい位置に制御エリア（PCなど4台）を設置
- フランジタンク片は、両側および側面を暗幕で遮光し、フランジタンク片内部を暗室化





図1　制御エリアの写真

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験写真(3/3）　～

- 台車の車輪部、ケーブルなどの汚染防止のため、遮光後に**透明の養生シートを追加**
- フランジタンク片を載せている鉄板を超えるため、簡易スロープを設置し装置を後ろ向きで搬入。

※当初、高い汚染が観測されていたフランジタンク奥（壁側）で測定するため、前向きで挿入予定だったが、手前側（通路側）が高汚染環境であることがわかり、後ろ向きで搬入



図1　フランジタンク片内の写真

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験の試験結果まとめ　～

➢ 計画通りの試験を完了。機能確認試験の結果よりノイズが多い結果を取得。次ページ以降詳細

表1　評価項目別の試験項目

試験内容	試験方法	結果
βγ表面汚染密度とノイズの相関評価（試験①）	チルト角度を10°、40°、60°、90°、120°に変えることで、異なるβγ表面汚染密度（2~5kBq/cm²）の部位を測定し、βγ表面汚染密度とノイズ量の相関を評価	βγ表面汚染密度とノイズの相関取得。**ノイズ量が機能試験より、20倍増加**（要因は次ページ以降記載）。
α線源に対する信号量の相関評価（試験②）	チルト角度90°の画角内に、強度の異なる標準α線源（Am−241、220,740,2960Bq）を配置し、表面α汚染密度と信号量※1の相関を取得	性能確認試験が感度0.31±0.16[s⁻¹/Bq/cm²]であり、ラボ試験の感度0.47[s⁻¹/Bq/cm²]と**誤差の範囲で一致**
測定距離の依存性評価（試験③）	測定距離が異なる位置に標準α線源（Am-241,2960Bq）を設置し、α線に対する感度の距離依存性を評価	機能確認試験と同等、距離の2乗に反比例することを確認。ただし、**ノイズ影響によりリアルタイムでの補正が困難**
汚染分布把握精度の評価（試験④）	複数角度（10°、40°、60°、90°、120°）で取得したデータから、**線源無しの測定結果の差分から3D汚染分布を作成**し、表面α汚染箇所の特定精度を評価	ノイズの影響で標準線源による試験時の位置分解能より悪化したが、**目標10cm以下の分解能約6cmで線源位置を特定可能**

※1　ノイズの影響があったため、線源有画素の値と、線源無画素の値の差を線源由来の信号として算出

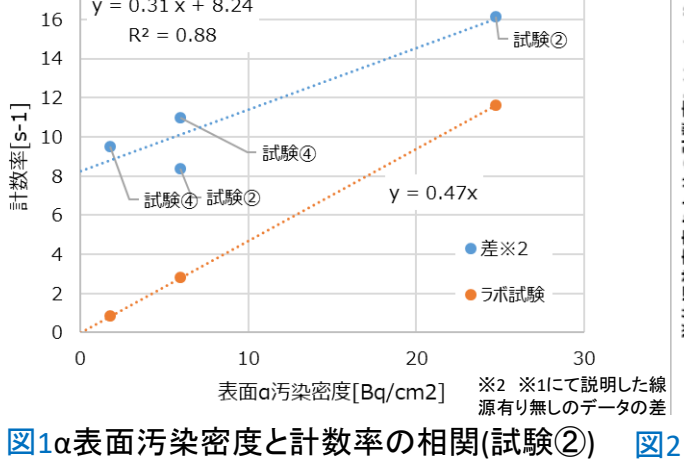


図1α表面汚染密度と計数率の相関(試験②)

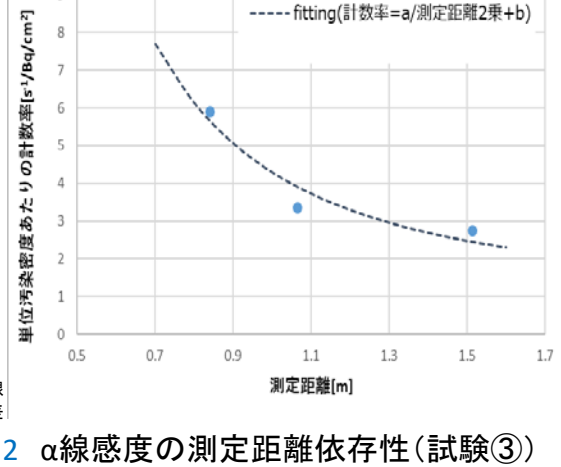


図2　α線感度の測定距離依存性（試験③）

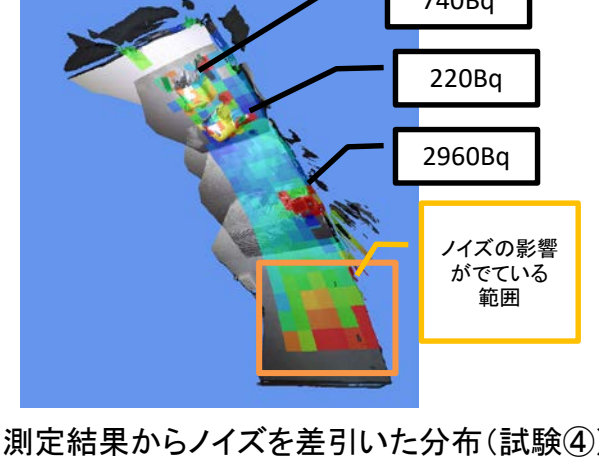


図3測定結果からノイズを差引いた分布（試験④）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　機能確認試験との比較　～

■標準線源を用いた試験結果とのノイズ比較

標準線源を測定時の結果と比較しても、同一の測定距離、放射能の汚染に対して高いノイズを観測。当初想定していた一様汚染による効果、及び**その他の影響**によるものがあったと推定。

- **要因の抽出と、要因別の影響度を解析を実施**

表1　機能確認試験（標準線源）と性能確認試験の比較

	項目	ラボ試験	性能確認試験	備考
試験条件	核種	Sr/Y-90	Sr/Y-90と想定	―
	放射能	2.1kBq	66.7kBq	ラボ試験：線源の仕様から半減期を考慮した放射能 性能確認試験：放射能密度×アルファカメラ画素サイズ（29cm^2）
	線源サイズ	60mm×15mm	広く汚染	―
	放射能密度	0.2kBq/cm^2	2.3kBq/cm^2	ラボ試験：放射能/線源面積 性能確認試験：表面線量率より換算係数を用いて換算
	測定距離	0.75m	0.75m	―
測定結果	計数率/放射能	0.09 s^{-1}/kBq	2.01 s^{-1}/kBq	約22倍

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　性能確認試験でのノイズ発生要因の推定　～

■ノイズの発生要因の検討

想定されるノイズ要因に対して、試験中の動作、データを確認し、本試験目的の1つであったβ線による窒素の発光ノイズに加え、養生シートやフランジタンク片内壁の塗料の発光も抽出

- **解析、追加試験にて窒素の発光ノイズ、塗料の発光ノイズの影響の大きさを評価**

表1　ノイズ要因の検討

#	ノイズ源	検討内容	評価
1	検出器温度上昇による熱ノイズ	・PMT温度正常温度25℃以下を確認 ・シャッター閉時のノイズ正常	影響小
2	電気ノイズ	・シャッター閉時のノイズ正常	影響小
3	γ線によるチェレンコフ光ノイズ	検出器位置の空間線量率(γ)は10μSv/h程度で、ノイズは0.11s^{-1}以下と推定	影響小
4	γ線による紫外線発光の誤検知	フランジタンク表面のγ線線量率は0.1mSv/h程度であり、ノイズは1s^{-1}以下と想定	影響小
5	**β線による窒素の発光**	**表面汚染の影響、円柱形状のフランジタンク片の影響もあり得る**	**影響大**
6	環境光	昼間の測定、夜間の測定でノイズレベルが変わらず	影響小
7	**放射線によるその他の発光**	**養生シート、フランジタンク片内壁の塗料のチェレンコフ発光**	**影響大**

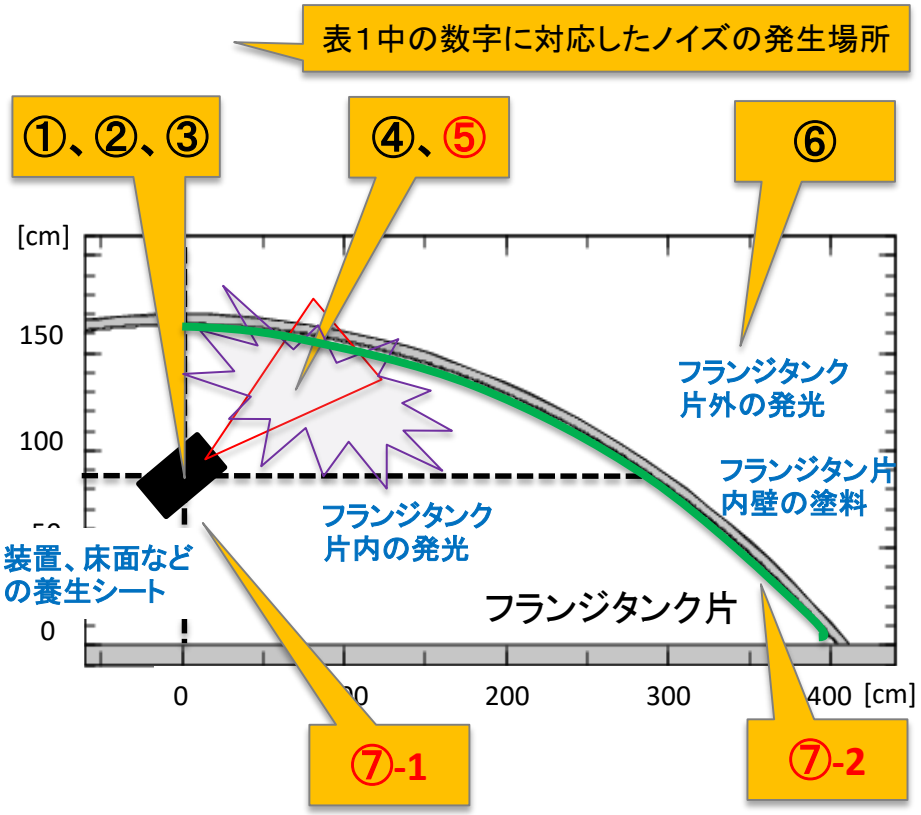


図1　ノイズの発生箇所

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　ノイズ量評価のフロー　～

β線による窒素の発光

※1：発光量分布　∝　エネルギー付与分布と想定

1.フランジタンク片形状を模擬した解析モデルを構築

2.フランジタンク片表面に線源条件を設定し発光量分布を解析評価※1

線源条件
・フランジタンク片内一様
・チルト角90度位置を中心とした線源サイズ

3.各地点で発生した光に対するアルファカメラの検出効率を光線追跡解析で算出

4.アルファカメラの画角内に存在する発光による影響を評価しノイズ量を推定
ノイズ量∝∑発光量×検出効率

両者のノイズ量の和と、実験値の比較

放射線によるその他の発光

1.性能確認試験環境に存在した材質のうち、発光の可能性が材料、発光現象を抽出

2.材料にβ/α標準線源を照射し、発光有無、発光事象別のアルファカメラへの影響を試験評価

3.β線照射時にアルファカメラで観測されるノイズ量を算出

材料：養生シート（ピンク）、ポリエチレンシート、塗料
発光事象：シンチレーション光、チェレンコフ光

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　β線による窒素発光の評価　～

表1　β線による窒素発光の影響

No.	ノイズ要因	評価方法	影響
1	広範囲汚染による画素外にある放射線の影響	チルト角度90°の測定を想定し、画角中心を基準にサイズの異なる線源を仮定し、ノイズ評価（図1）	125cm×100cmの汚染があった場合、点線源(5cm×5cm)に比べて10.9倍から24.5倍のノイズ影響を確認（図2）
2	フランジタンク片の形状に依存した影響	フランジタンク片内部に一様の汚染があると仮定し、チルト角別のノイズを評価	チルト角度90°に比べ、チルト角40°で1.2倍、10°で2.6倍程度ノイズが増加(図3)

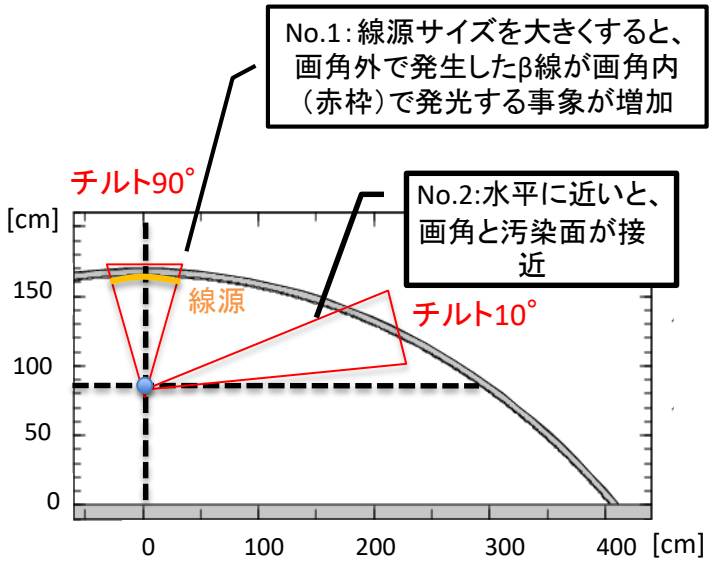


図1　評価条件の概要

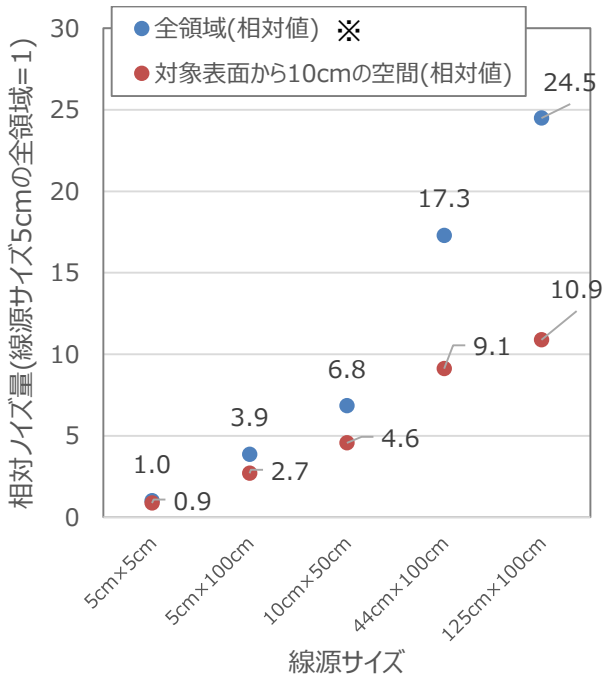


図2　線源サイズとノイズ量の相関
※対象表面からアルファカメラ位置までの全領域

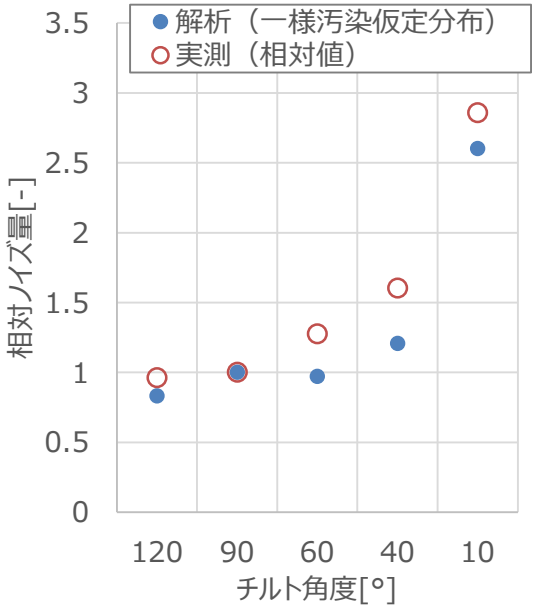


図3　測定向きとノイズ量の相関
（一様汚染）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　放射線によるその他の発光　～

表1　放射線によるその他の発光

No.	ノイズ要因	評価方法	影響
1	フランジタンク内壁の塗料が発光し、アルファカメラで計測	アルファカメラと測定対象の距離を50cmとして、測定対象裏面にα線源のAm−241、β線源のSr/Y−90を設置した体系でノイズを評価	材料、色によらず測定距離50cmで2×10^{-3}[s^{-1}/Bq]程度のノイズとして検出しており、塗料でも同等の発光があったと想定
2	アルファカメラ、床面養生で発光し、フランジタンク片で散乱し計測		No.1のノイズに比べると、フランジタンク片の反射、散乱で影響は少ないと想定

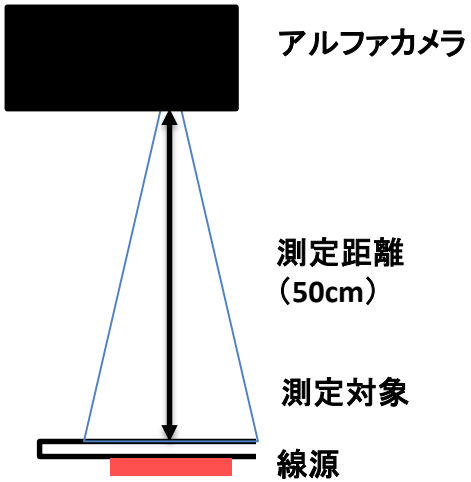


図1　試験体系

表1　線源サイズとノイズ量の相関

測定対象			線源	発生する光種類
材質	色	厚さ[mm]		
ポリエチレンシート	透明	0.05	Sr/Y-90（β）	・シンチレーション光 ・チェレンコフ光
		0.10		
養生シート（オレフィン）	ピンク	0.05		
エポキシ樹脂シート※	半透明	不明		
ポリエチレンシート	透明	0.10	Am-241（α）	シンチレーション光
養生シート（オレフィン）	ピンク	0.18		

※塗料を模擬。ただし、既製品ではないため参考

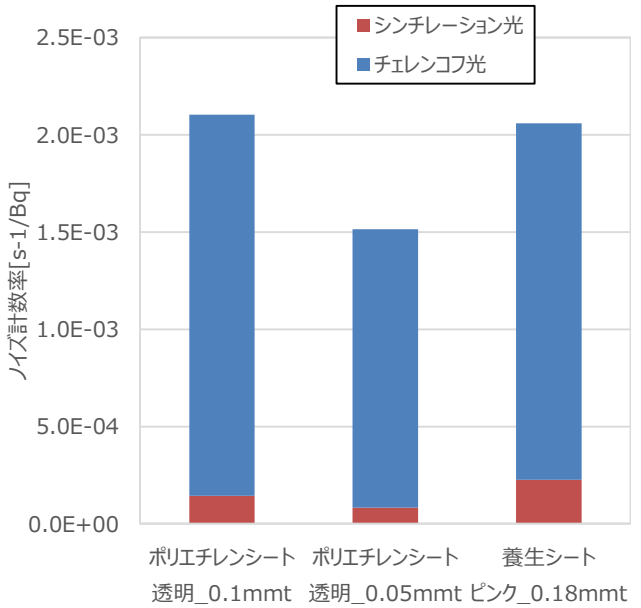


図2　シート別の影響

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　ノイズの総合評価　～

評価結果からβγ表面汚染密度から測定されるノイズ量を以下の方法で推定。実験値と比較することで、本評価の妥当性を確認

- **表面汚染によるノイズ増の効果を仮定した場合、βγ表面汚染密度から推定したノイズ量が実験値と±20%で一致することを確認（図1）**
- **上記、仮定におけるノイズ源は塗料による発光は、窒素の発光（面線源による増分、フランジタンク片形状による増減）の概ね50~60%（図2）であり、窒素の発光、塗料の発光の双方の対策が必要（図2）**

＜ノイズの評価方法＞

- 試験①で測定した5条件において、画角内のβγ表面汚染密度は、各画角中央の測定結果一様と仮定
- フランジタンク片内でβγ表面汚染密度が不明な場所は、平均的な汚染密度2.3kBq/cm^{2}仮定
- βγ表面汚染密度によるノイズN_1は、チルト角度別に以下で算出
  N_1= 1画素に含まれる放射能A[Bq]
  ×標準線源に対する感度0.09[s^{-1}/Bq]
  ×面汚染によるノイズ増の影響（24.5もしくは10.9）
- フランジタンク片の形状の影響で、N_1はチルト角度40°　で1.2倍、10°　で2.6倍と推定
- 塗料によるノイズN_2は以下の式で算出
  N_2 ＝1画素に含まれる放射能A[Bq]
  ×測定対象50cm位置のノイズ（2×10^{-3}[s^{-1}/Bq]）
  ×距離補正項（感度が距離の2乗に反比例）
- 実測されるノイズNは　N_1とN_2の和であると仮定

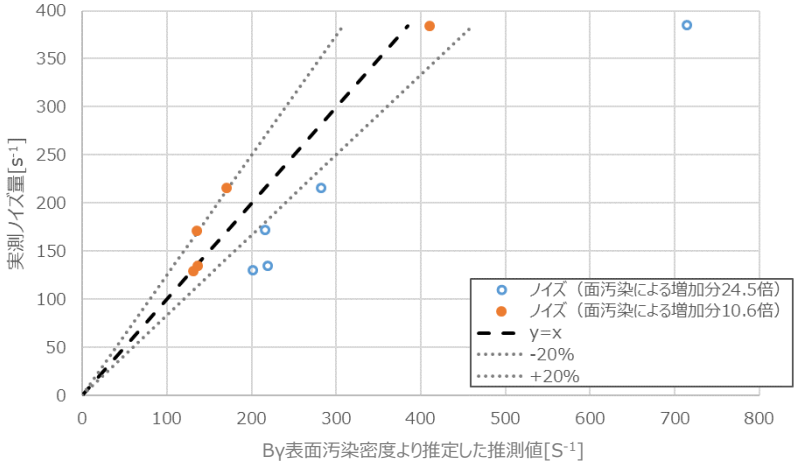


図1　試験結果と推定値の比較

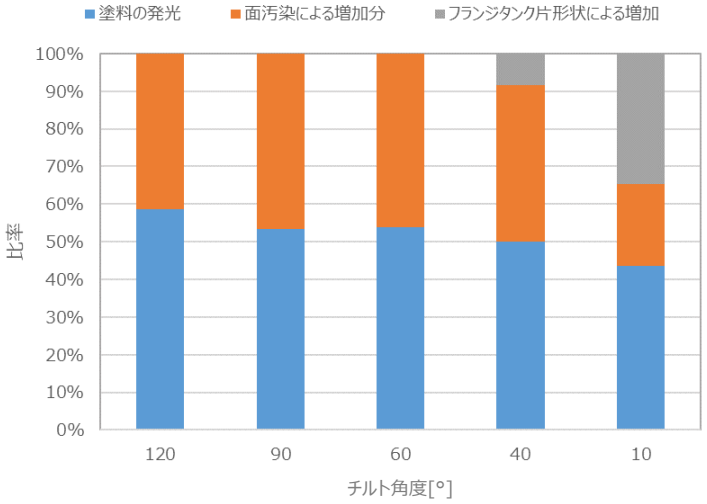


図2　ノイズ要因の割合

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～ 性能確認試験の整理 ～

■性能確認試験、ノイズ評価のサマリ

- 高汚染環境でもα線に対して感度を有すること、位置を特定できることを確認(試験②、④)
- 点線源(標準線源)を測定した結果より、高いノイズ量が確認された(試験①)
- ノイズの影響により距離補正、単純な表面α汚染分布の把握が困難であり、ノイズ量低減に効果的なノイズ量補正手法を検討した上で、再度精度評価を実施していく必要がある(試験③、試験④)
- ノイズが増加した要因を検討したところ、面汚染測定による効果、フランジタンク片の塗料によるチェレンコフ光が主であり、フランジタンク片形状による効果もあったと推定(ノイズ評価)

■今後の対策案

・ノイズ量低減に効果的なノイズ量補正手法を検討した上で、再度精度評価を実施していく必要がある
・ノイズ低減は、光学フィルタの波長幅を狭くしチェレンコフ光を減らす(図1)、同時計数法の採用(図2)などを検討

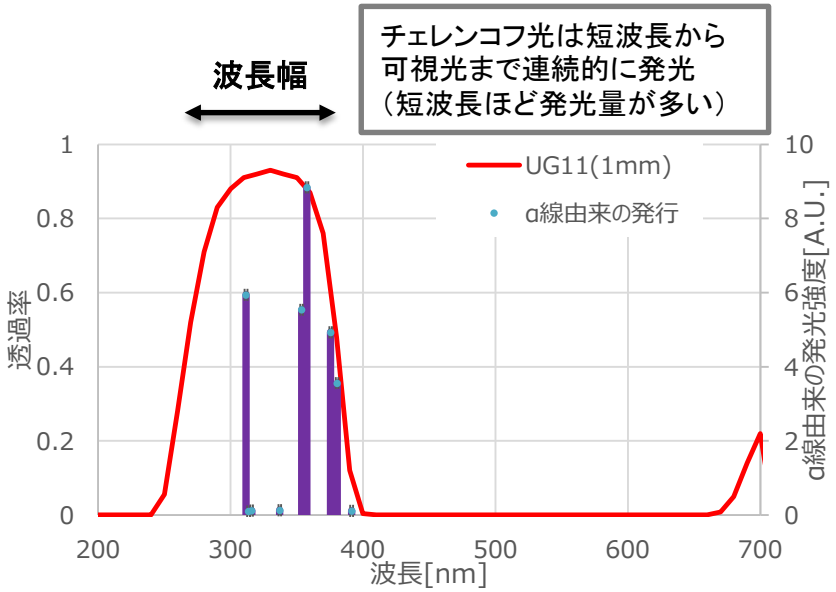


図1 窒素の発光波長特性とフィルタ

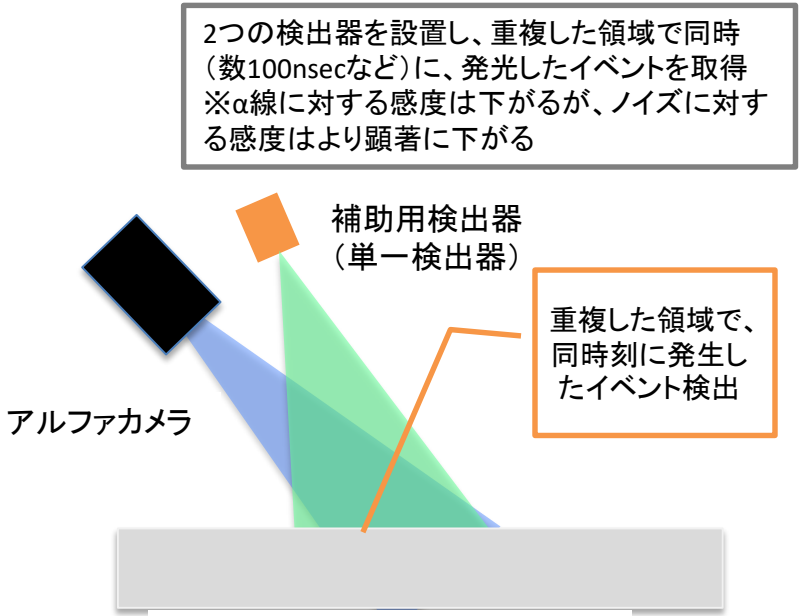


図2 同時計数方法のイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発
～　まとめ　～

これまでの成果

- ✓ 現場環境、表面α汚染密度の測定に係る要素試験結果に基づく、α汚染測定システムを設計、製作した。（台車の移動など、一部の動作は有人作業）
- ✓ 製作したシステムを用いた機能確認試験を実施し、ノイズがない理想的な環境における基本性能を評価した。
- ✓ 現地において、実際の汚染物を測定対象とした性能確認試験を実施することで、ノイズ源であるβγ汚染がある環境において、ノイズ影響、表面α汚染密度の測定性能を評価した。
- ✓ 性能確認試験にて、βγ汚染などによるノイズが存在する環境でも表面α汚染に感度を有すること、3Dモデル上に汚染分布を可視化できることを確認した。

課題など

- ✓ 性能確認試験にて、βγ汚染によるノイズが想定より大きい結果を得られた。
- ✓ ノイズ要因を分析し、広範囲の汚染による影響、塗料、養生シートなどによるチェレンコフ光の発光などの影響を受けている可能性を示した。
- ✓ 今後、上記ノイズに対する対策案の詳細検証、性能評価をしたうえで、本技術の性能の再整理が必要。
- ✓ また、本技術の実用化に向け、走行台車などを含めた完全遠隔操作に向けた、仕様・課題の整理が必要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 事業内容

b. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発

(a) 先行的処理方法の選定手法の構築

① 低温処理技術

② 処理技術の適用性評価アプローチの検討

(b) 処分方法の提示及び安全評価手法の開発

① 固体廃棄物の分類に応じた処分方法の検討と安全評価手法の構築に向けた情報の収集・整理

② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築

- 2018年度までの実績
  - 廃棄物特性と処理技術を合わせて評価するための評価軸の洗い出しを行い、技術の多角的な評価を可能とする手法(アプローチ)案を示した。
  - 低温処理技術(セメント固化、アルカリ活性化剤(AAM)固化)を対象に、洗い出しを行う評価軸のうち、固化体特性に関して不足しているデータについて、廃棄物非混合系でのデータ取得を実施した。
- 目標
  - 先行的処理方法の選定手法構築に資するため、高温処理技術及び低温処理技術について、実処理に適用できる見通しのある安定化・固定化技術の抽出に必要なデータの取得・評価を行う。
- 実施項目と概要

実施項目			概要
① **低温処理**技術	i. 技術の抽出に資する低温処理技術の**データ取得**・評価	(i) 低温処理固化可能性**検査手法**の検討	固化の可否、条件の設定に用いる検査手法の適用性を評価
		(ii) スラリーに対するセメント、AAM**固化体の特性データ**取得	模擬固化体を作成し、各種物性測定を行い、特性データを取得する
		(iii) **特殊セメント系**の調査	有用な特殊セメントを調査し、Na_2CO_3制限値などに関するデータ取得試験を行う
	ii. **固化体変質**に関する調査	(i) **加熱等による固化体変質**の調査	加熱、乾燥等による変質傾向の検討と試験によるデータ取得
		(ii)Cs等インベントリと**固化体温度**の関係性評価	形状の異なる容器や固型化材の材質の違いによる固化体の熱条件の変化を明らかにする
		(iii) **長期的な変質**に与える影響因子の調査と評価	熱力学的平衡計算について、適用範囲の検討および推定
② 処理技術の適用性評価**アプローチ**の検討	i. 廃棄物組成等の**固化体性能への影響**に関する調査検討		固体廃棄物の組成による固化体性能への影響を検討
	ii. 各処理技術の**設備構成等**に関するデータ取得		経済性データを取得し、技術調査表の追加更新
	iii. 高温処理時の**Cs揮発量及び抑制**に関する調査		Cs揮発と抑制メカニズムを調査

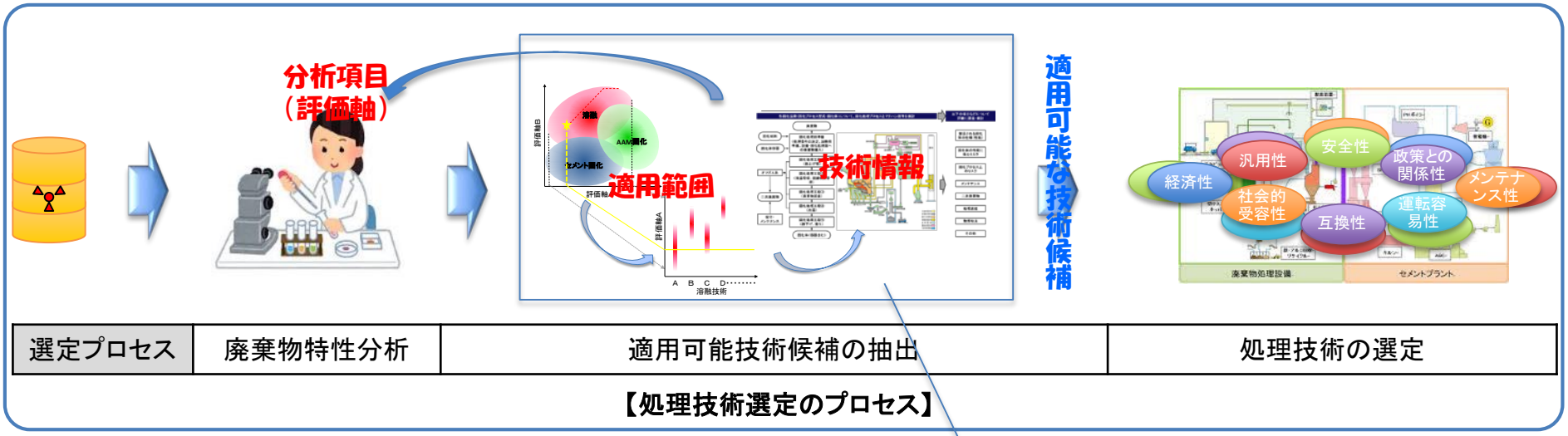
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 実施内容及び目標達成を判断するための指標(2019-2020)

			実施内容	目標達成を判断する指標
①低温処理	i. データ取得	(i) 検査手法	低温処理固化可能性検査手法の検討	固化可能かどうかをスクリーニングする手法案を提示
			各種低温固化体の適用可能範囲の抽出	手法の検証を行い、適用可能範囲を抽出
		(ii) 固化体の特性データ	炭酸塩スラリー混合データ取得	模擬炭酸塩スラリー混合時の固化体性能等データを整備
			鉄共沈スラリー混合データ取得	模擬鉄共沈スラリー混合時の固化体性能等データを整備 固化特性に係る適用範囲の提示
		(iii)特殊セメント系	利用可能性のある特殊セメントの調査	適用範囲が広くなる可能性のある候補の抽出と母材特性の把握
			各種低温固化体の適用可能範囲の検討	各種低温固化体の適用可能範囲を抽出
	ii.固化体変質	(i) 加熱等による固化体変質	加熱/乾燥による性状変化調査と母材特性の変化傾向の検討	母材の性能変化傾向の提示
			特性変化変曲点近傍のデータ取得	性能変化変曲点近傍のデータに基づく適用範囲の提示
		(ii)固化体温度	解析体系の構築とセメント固化体に対する解析	セメント固化体のインベントリと熱の関係性提示
			AAMを含めた熱解析の実施	固化体のインベントリと熱の関係性、推定到達温度の提示
		(iii)長期的な変質	熱力学データ収集と熱力学的平衡計算の試行	(セメント)鉱物相変化の推定結果の提示 (AAM)熱力学データの充足性、平衡計算適用可否の提示
			熱力学的平衡計算の適用性評価	相変化への熱力学的平衡計算の適用性とその結果の提示
②アプローチ	i. 固化体性能への影響		ガラス化データの収集とガラス特性モデルによる評価	ガラス特性データの収集と国内ガラスデータベースに基づく水処理二次廃棄物の充填濃度の評価結果提示
			米国ガラスデータベースに基づく評価と低温処理に係る混合可能範囲評価	主な水処理二次廃棄物のガラスへの混合範囲の提示 低温処理は①i、iiのデータに基づく範囲の提示
	ii. 設備構成等		各処理技術の設備構成等に関するデータ取得	設備構成、処理パラメータ等のデータ提示
			各処理技術の調査結果の整理	各技術情報の取りまとめ結果の提示
	iii. Cs揮発量及び抑制		Cs揮発抑制に関する知見の整理	Cs揮発抑制に関する知見の整理結果の提示
			高温処理におけるCs揮発の抑制効果の測定	試験に基づくCs揮発抑制手法の効果の提示

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

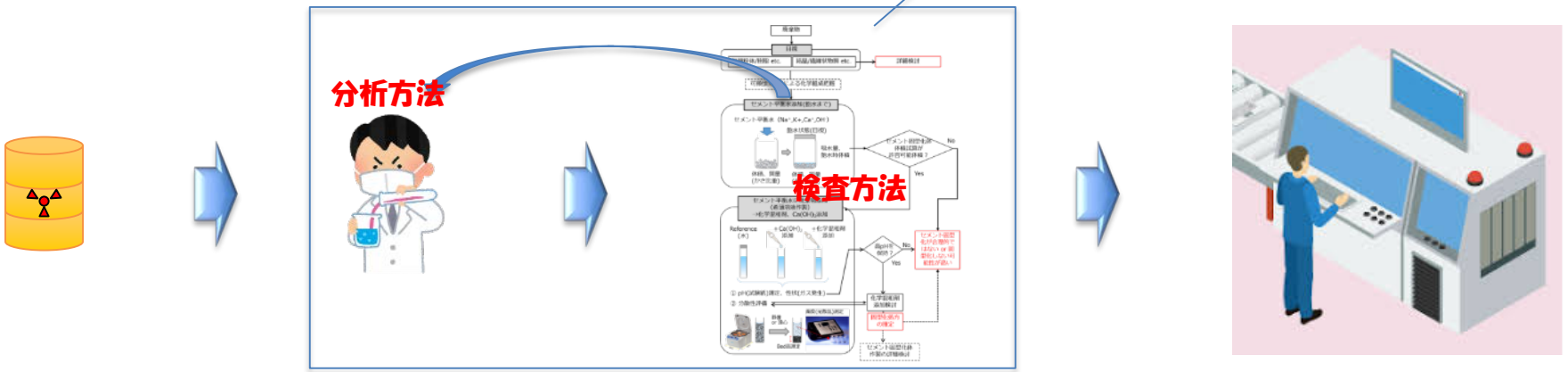
(a)先行的処理方法の選定手法の構築
～開発する手法と技術選定等プロセスの関係性～



選定プロセス	廃棄物特性分析	適用可能技術候補の抽出	処理技術の選定

【処理技術選定のプロセス】

本検討において開発する手法



選定プロセス	廃棄物特性分析	固化可能性検査・配合検討	実処理条件の設定

【処理パラメータ選定のプロセス】

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築
～処理技術の適用性評価アプローチ(手法)構築に向けた検討の流れ～

- ✓ 低温固化処理においては、廃棄物が有する物理的・化学的特性による固型化材の特性の変化と、固化体に求められる性能の関係を考慮必要
- ✓ 求められる時期は性能によって相違(図1)

⇩

- ● 処理時・直後における性能把握
- ● 長期的な安定性(熱・乾燥(放射線)、時間)に着目した構成相の変化の有無確認

性能	処理	保管	処分
①流動性	■		
②硬化速度	■		
③圧縮強度			■
④水素発生速度	■	■	■
⑤核種溶出率			■

図1　固化処理において廃棄物特性により決定される制限値(廃棄物充填率)を決定する主な固化体の性能因子と特性が求められる時期

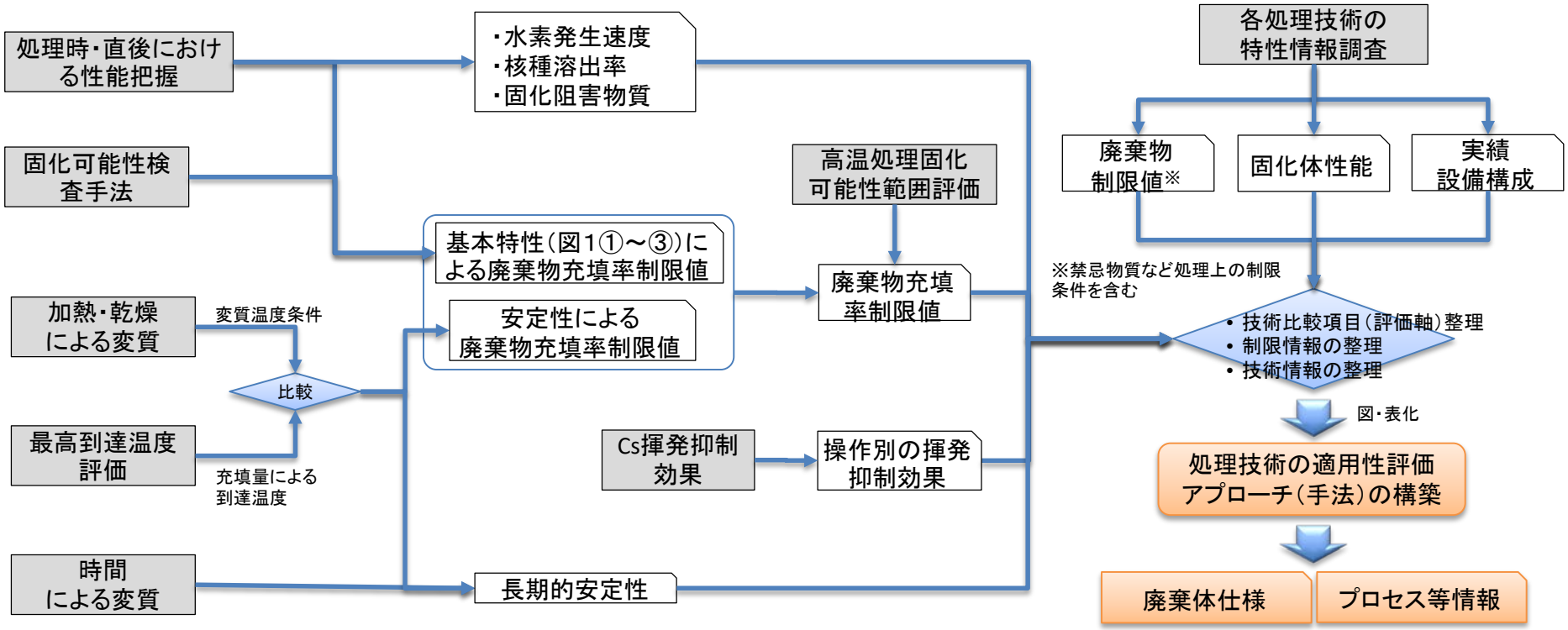


図2　検討の流れ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(i)低温処理固化可能性検査手法の検討

- 低温処理固化技術のうち、セメント固化とアルカリ活性剤（AAM）固化について、廃棄物の吸水性等の測定を組み合わせ、事前に固化の可能性を判断する手法（図1）を検討する。

(ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得

- 模擬スラリー（炭酸塩、鉄共沈）の各々を混合した試験体（図2）を作製し、強度や溶出性など分析を行うことで、固化過程の現象理解を深めるとともに、データを取得し提示する。

(iii)特殊セメント系の調査

- 普通ポルトランドセメント（OPC）に悪影響がある成分を含む特定の廃棄物への適用性を検討するため、必要な特性に特化した特徴を持つ普通ポルトランドセメント（OPC）以外のセメント系材料（特殊セメント）の調査を行う。

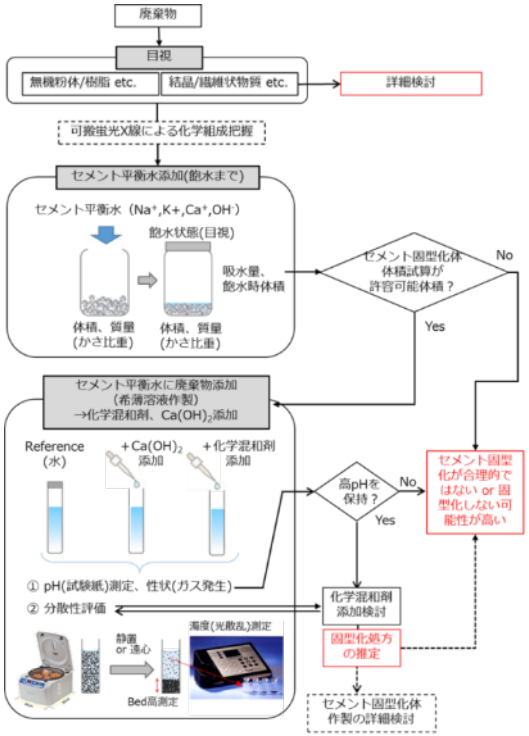


図1　セメント固化スクリーニングフロー例

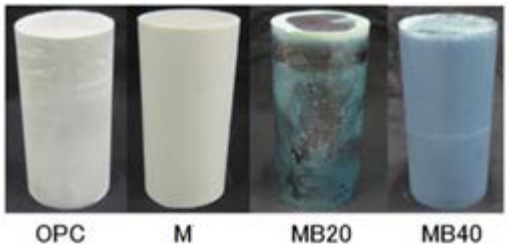


図2　試験体の例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

低温処理固化技術のうち、セメント固化とAAM固化について、廃棄物の吸水性等の測定を組み合わせ、事前に固化の可能性を判断する手法を検討する。

- 処理中の主な要求性能としては流動性があり、その影響因子としては、廃棄物の含水率や廃棄物の形状などの物理的特性、　溶解性や反応性などの化学的特性が寄与。
- 固化可能性の検査手法を検討し、運転管理を簡便にすることを目指す。
- 整備した判定手法は、アプローチの検討で整理するプロセスフロー等に反映予定。

実施内容
低温処理固化可能性検査手法の検討 ・吸水率や硬化特性に着目してセメント固化可能かどうかをスクリーニングする手法を検討する。
各種低温固化体の適用可能範囲の抽出 ・固化体特性に与える影響因子の実験による評価手法の検証を行い、課題を抽出する。

目標達成を判断する指標
・固化可能かどうかをスクリーニングする手法案を提示する。 ・手法の検証を行い、課題を抽出する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～検討の流れ～

- 低温固化に影響する性状を整理し、かさ密度、吸水率、化学反応性など、確認すべき性状を設定。
- これまでの調査や知見から、廃棄物性状と影響を受ける固化体特性の組合せを検討。(表1)
- 検査手法の試行に用いるための模擬廃棄物として、廃棄物に含まれる可能性があり、確認する性状に差が生じると想定される材料を選定。
  ⇒ 1Fから発生する廃棄物を念頭に、低温固化(セメント、AAM)に影響する性状が異なると想定される模擬廃棄物(硅砂、硫酸バリウム等)12種類を選定(表2)。
- 農業や土壌など他分野の知見なども含め、各々の廃棄物性状を小型容器(遠沈管等)で検査する手法を整理。
- 廃棄物性状を測定するために適用可能な検査手法を試行。
- 上記の各々の性状に対して適用可能性のある検査手法を組合せることで、一次スクリーニングフロー案を構築。(図1)
- 流動性と圧縮強度などの固化体特性について、小規模で検査する手法に加え、濁度や超音波伝搬など外部測定で、より簡便に把握する方法等についても検討。

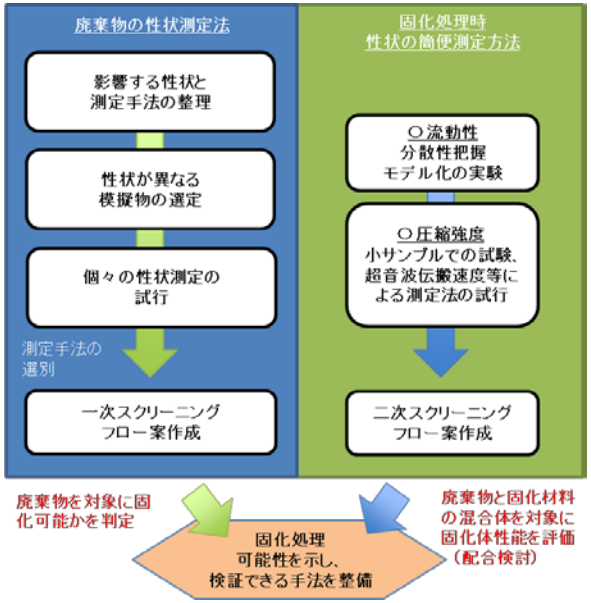


図1 検査手法の検討事項

表1 低温固化処理可能性を左右する固化体特性と廃棄物性状の関係)

考慮すべき固化体特性		廃棄物の性状													
影響するプロセス	特性	形状・大きさ	粒度分布	密度	かさ密度	含水率	化学組成	線量	液体(混練水等)添加時の性状						
									吸水性	膨潤性	発熱性	ガス発生	分散性	溶解性	液性(pH)
処理プロセス自体	可使時間		○				◎		◎	◎	◎		○		
	流動性	◎	◎	○	◎	○	◎	−	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
	均質性	◎	◎	○			○		△	○			◎	◎	
	作業安全性						○	◎			◎	◎			
固化後(固化体)	固化体強度	◎	◎	○		◎	◎		◎	◎		◎	◎		◎
	寸法安定性	○				○	◎		◎	◎	○	◎			
	固化後変質					○	◎		◎	◎	○	○		○	○
	核種固定性						◎		◎	◎					
処理プロセス成立性・固化体性能に多大な悪影響を及ぼす性状							✓(他性状で間接的に評価)			✓	✓	✓			✓

※(凡例の意味)影響度:◎(大)、○(中)、△(小)、ー(無し)、空欄(影響が不明なもの)

表2 選定した模擬廃棄物

珪砂2号	硫酸マグネシウム
珪砂8号	オキシ水酸化鉄
珪砂微粉末	硫酸バリウム
炭酸カルシウム	金属アルミニウム
炭酸ナトリウム	モンモリロナイト
塩化ナトリウム	石炭灰

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～スクリーニングフロー案の構築 ～

- 廃棄物の性状測定法となる一次スクリーニング（Step1～5）（表1）と固化処理時性状の簡便測定方法にあたる二次スクリーニング（Step6～7）（表2）から構成されるスクリーニングフロー（案）を構築。
- 一次スクリーニングでは、小型容器（遠沈管等）を用い、低温処理固化プロセス成立性や固化体性能に致命的な悪影響を及ぼさない廃棄物であるかを検査。
- 二次スクリーニング（表2）では、流動性、圧縮強度を簡易的に評価するが、放射性廃棄物を用いることから、できるだけ小規模（少量）で実施する方法を検討。
- 二次スクリーニングの検討を合理的且つ効率的に進めるため、一次スクリーニングから得られる情報により固化特性の推定する方法も合わせて検討。

表1　一次スクリーニング（案）

Step	目的（評価性状）	操作	使用器具	次Stepへの移行判断基準
1	形状、かさ密度	遠沈管に一定量の試料を投入し、形状や大きさを目視観察した後、20回タッピングし、かさ密度を算出	電子天秤、遠沈管	基準値未定
2	吸水性、膨潤性、混練水添加の影響（発熱性、ガス発生性）	Step1の操作を行った遠沈管に混練水模擬液を滴下し、吸水量、体積変化、ガス発生有無を確認。放射温度計により発熱の有無を確認	ピペット、放射温度計	過大な体積増加、ガス発生、発熱がないこと
3	混練水中での分散性、粒度分布	Step2の操作を行った遠沈管の上部まで混練水模擬液を追加し振とう後、試料の沈降状況を目視で確認（濁度計を使用する方法も考えられる）	振とう器、（濁度計）	基準値未定
4（セメントのみ）	セメント懸濁系模擬液添加の影響（発熱性、ガス発生性）	Step3の操作を行った遠沈管にセメント懸濁系模擬液（水酸化カルシウム）を添加し、ガス発生有無を確認。放射温度計により発熱を確認	放射温度計	過大なガス発生と発熱がないこと
5	液性（pH）確認	セメント系はStep4操作後遠沈管、AAM系はStep3操作後遠沈管に対して遠心分離を行い、上澄み液のpHを測定（BTB溶液滴下による目視確認が簡易）	pH試験紙等 BTB溶液	アルカリ性を示すこと
Step5までの操作により、処理プロセスの成立（適用）に致命的となる現象（著しい膨潤、ガス発生、発熱）が生じない廃棄物であることを確認				

表2　二次スクリーニング（案）

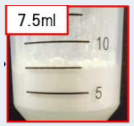
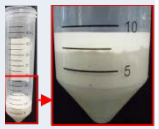
Step	目的（評価性状）	操作	使用器具	次Stepへの移行判断基準
6	固化処理時の流動性	小規模（ハンドミキサー等）で試料を混練し、小フロー試験によって固化処理時の流動性を評価（配合を変化させて実施）	ハンドミキサー等 小フローコーン	目標フローを満足すること
7	固化処理後の固化体強度、凝結不良（可使時間）	小規模（ハンドミキサー等）で試料を混練し、小型容器に打設し養生した後、材齢7dなど短期材齢で強度を評価。また、凝結不良を評価	小型容器 強度試験機	目標強度を満足すること

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～スクリーニングフロー案の試行～

➢ 選定した12種類の模擬廃棄物を用いて、検査手法案によるスクリーニングを試行した。

表1　炭酸カルシウムによる一次スクリーニング検証結果（セメント系）

step	1	2	3	4	5
評価性状	形状・大きさ、かさ密度	膨潤性、吸水性、発熱性、ガス発生	分散性 粒度分布	セメント懸濁模擬液の影響（発熱性、ガス発生）	液性（PH）
操作状況					
条件・操作など	試料8g	試料8g 純水滴下量 5.3cc	純水滴下量（合計）40cc 振とう終了から60分後	水酸化カルシウムを添加し、振とう	遠心分離後、上澄みにBTB滴下
判定	形状粉末状 かさ密度： 1.07g/cc	膨潤なし 発熱なし ガス発生なし 補水量： 0.48cc/g		発熱なし ガス発生なし	アルカリ性 （参考） PH=13.3
次のstep移行可否	○	○	○	○	○

二次スクリーニングによる検討

表2　硫酸マグネシウムによる一次スクリーニング検証結果（AAM系）

Step	1	2	3～5
評価性状	形状・大きさ、かさ密度	膨潤性、吸水性、発熱性、ガス発生	
操作状況			
条件・操作など	試料8g	試料8g AAM混練水滴下量 5.7cc	
判定	形状粉末状 かさ密度0.8g/cc	滴下直後に接水部が急結・膨潤 激しい発熱（約60℃） ガス発生	
次のstep移行可否	○	× （急結、激しい発熱）	

不適判定

セメント固化、AAM固化の適用性について、一定の判断が可能であることを確認できた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～模擬廃棄物乾燥品による一次スクリーニング案の検証～

後述する(a) ① i. (ii)【スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得】で作製したスラリーを用いて、一次スクリーニング案の検証を行った。

➢ セメント固化

Step	評価性状	鉄共沈スラリー	炭酸塩スラリー	次Stepへの移行判断基準
1	形状 かさ密度(g/cc)	粉末状 1.3g/cc	粉末状 0.8g/cc	基準値未定
2	吸水性(捕水量) 膨潤性 発熱性 ガス発生性	0.36cc/g 膨潤なし 21.4℃ → 31.8℃ **(10.4℃上昇)** なし	0.54cc/g 膨潤なし 22.4℃ → 25.6℃ **(3.2℃上昇)** なし	過大な体積増加、ガス発生、発熱がないこと。
3	分散性(沈降性) 粒度分布	11ml(5分) 8ml(30分) 8ml(60分)	40ml(5分) 25ml(30分) 17ml(60分)	基準値未定
4	セメント懸濁液添加影響	発熱なし ガス発生なし	発熱なし ガス発生なし	過大なガス発生と発熱がないこと
5	液性(pH)確認	アルカリ(pH=9.0)	アルカリ(pH=10.8)	アルカリ性を示すこと

- ✓ かさ密度：大小関係の判断は可能（簡易検査；鉄共沈/炭酸塩＝1.3/0.8≒1.63、乾式密度計；鉄共沈/炭酸塩＝3.12/2.43≒1.28）
- ✓ 発熱性：鉄共沈で大（10.4℃上昇）
- ✓ 両スラリーとも固化することは確認

➢ AAM固化

Step	評価性状	鉄共沈スラリー	炭酸塩スラリー	次Stepへの移行判断基準
1	形状 かさ密度(g/cc)	粉末状 1.3g/cc	粉末状 0.8g/cc	基準値未定
2	吸水性(捕水量) 膨潤性 発熱性 ガス発生性 ゲル化	0.67cc/g 膨潤なし 19.7℃ → 31.3℃ **(11.6℃上昇)** なし なし	1.14cc/g 膨潤なし 20.4℃ → 25.7℃ **(5.3℃上昇)** なし あり	過大な体積増加、ガス発生、発熱がないこと。
3	分散性(沈降性) 粒度分布	34ml(5分) 18ml(30分) 13ml(60分)	40ml(5分) ゲル化(10分)	基準値未定
5	液性(pH)確認	アルカリ(pH＞13)	アルカリ(pH＞13)	アルカリ性を示すこと

- ✓ 発熱性：鉄共沈で大（11.6℃）
- ✓ 炭酸塩ではゲル化が生じた。（C-S-Hの生成によるもの※炭酸Ca試薬でも同様の現象が生じた）
- ✓ 鉄共沈スラリーの沈降性：かさ密度からの予想と一致した。
- ✓ 両スラリーとも固化することは確認



- ✓ スクリーニング手法の見直しが必要（次頁参照）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～スクリーニングフロー案の見直し～

構築した検査手法を用いて、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリーによる検査フローの検証及び① (i) iiにおける配合検討を行う過程で、以下の事象を確認。

- セメント固化
  - 炭酸塩スラリーに比べて、鉄共沈スラリーに水滴下時の発熱温度は高いが、セメントと混練した場合、材料分離による発生物の量が多く、消失に時間がかかる。
  - 鉄共沈スラリーの場合、炭酸塩スラリーに比べて、硬化反応（凝結性）が遅い可能性あり。
- AAM固化
  - 炭酸塩スラリーの検査では、一次スクリーニング（step 2、3）で、混練水模擬液添加によりゲル化（発熱・膨潤はなし）が生じ、判定としてはNGであるが、実際には固化可能であった。
  - 鉄共沈スラリーの配合検討では、固化体表面にゲル状物（炭酸水素ナトリウムが主）が残存するものが発生したが、一次スクリーニング時に想定できなかった。

✓ 廃棄物単体の検査のみでは、セメントと混練後の材料分離性（ブリーディング）、反応性（凝結性）を十分に予測できない可能性がある。
✓ 材料分離による浮き水等の発生物は、長期間残存すると、ドラム缶の蓋締めができなくなり、実処理の工程に大きな影響を及ぼす可能性があるため、事前に把握できることが望ましい。
✓ AAMのゲル化に関する検査が必要である。

上記の課題をクリアにすること及びその他検証の結果確認された改善点を適用するため、以下の見直しを実施。

- 一次スクリーニング
  - 手順の整理（異なる固化材料に対するスクリーニングの検討）
  - アルカリ溶液組成によるゲル化時間を検証し、適正な液相組成を抽出する操作の追加（Step2に追加）
- 二次スクリーニング
  - 一次スクリーニングで得られた情報から固化特性（流動性、圧縮強度）を推定する手法の検討
  - 配合検討時に考慮する固化特性（流動性、凝結性、圧縮強度）の簡易測定法の検討（Step6、7の改良）
  - 鉄共沈スラリーの配合検討において見られた材料分離に関する検査項目の追加（新規）（図1）

	流動性	凝結性	圧縮強度	材料分離（セメント）
試験方法	J14漏斗流下時間（JSCE-F-514 充填モルタルの流動性試験方法） 	始発時間（JIS R 5201 セメントの物理試験方法）  	圧縮強度（JIS R 5201 セメントの物理試験方法）  Φ5×10cm 20℃密閉養生	JSCE-F 522「プレパックドコンクリートの注入モルタルのブリーディング率及び膨潤率試験方法（案）」に準拠 
評価基準	J14漏斗流下時間 ＝2～4秒	急結を生じず、且つ24時間以内でブリーディングを生じず硬化	1.47 N/mm² 以上（材齢28日）	3日後に観測されない

図1　二次スクリーニングで把握を目指す固化特性

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～スクリーニングフロー案の見直し～
＜AAMのゲル化時間の検証＞

① 組成の異なる[水ガラス＋NaOH水溶液](アルカリ溶液)を準備。
② 遠沈管に入れた模擬廃棄物に、遠沈管上部までアルカリ溶液を添加し振とう操作直後から、10分ごとに遠沈管の上下を反転させる操作を行う。(図1)

- 上下反転させてもサンプル全体が下に落ちなくなる時間を、ゲル化時間として評価。
- ゲル化時間が30分以内の場合に不適と判定。
(実処理ミキシング時間が、インドラム式で約10分、アウトドラム式で約30分であることと、実際にはAAM原材料が加わり希釈効果が生じることを考慮すると、30分という設定が保守的且つ適切と判断)

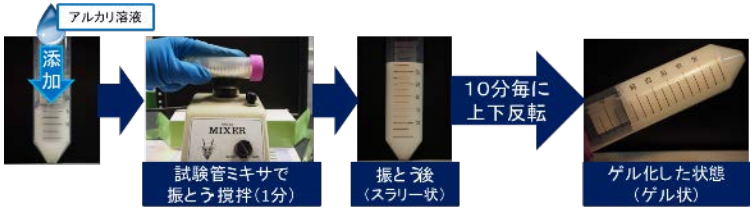
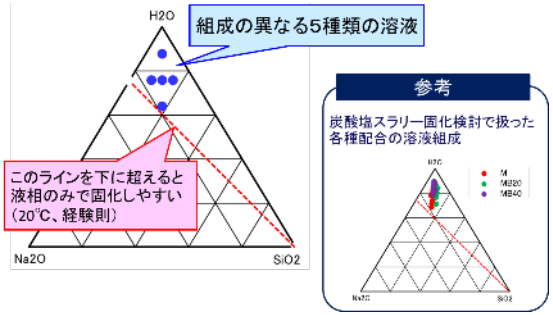
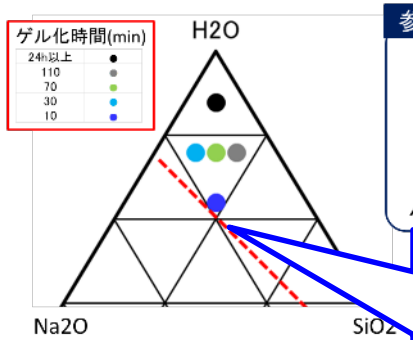
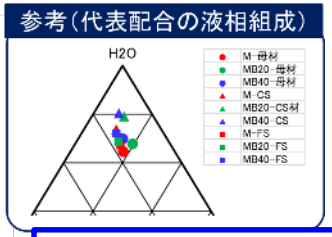


図1 AAMのゲル化時間の評価方法





●組成:
H_2O(76mass%), Na_2O(12mass%),
SiO_2(12mass%)



【溶液組成●】
炭酸塩スラリーとアルカリ溶液のみを混合した場合に、ゲル化時間が10分程度だが、模擬スラリーAAM固化体の場合には始発時間が300分以上となる。
⇒AAM原材料粉体との混合による希釈効果

【溶液組成●】
不適判定基準:ゲル化時間30分以内
⇒炭酸塩スラリー混合時におけるゲル化時間が70分程度の溶液組成●が適切と判断

⇒AAM固化可能性検査では、ゲル化の有無ではなく、ゲル化時間(不適:30分以内※検査液体)を判断基準として設定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～スクリーニングフロー案の見直し～
＜見直し後の一次スクリーニングフロー（案）＞

- 一次スクリーニングフローは、廃棄物性状の基礎物性測定を行い、その後、検査液体（対象混練水）による試験を実施するため、同じ手順を繰り返す箇所があった。
- 一次スクリーニングフローを簡易にするため、複数の固型化材料に対する検査フローの考え方と操作手順に再整理した（図1、表1）。また、操作手順にて用いる検査液体は表2に整理した。

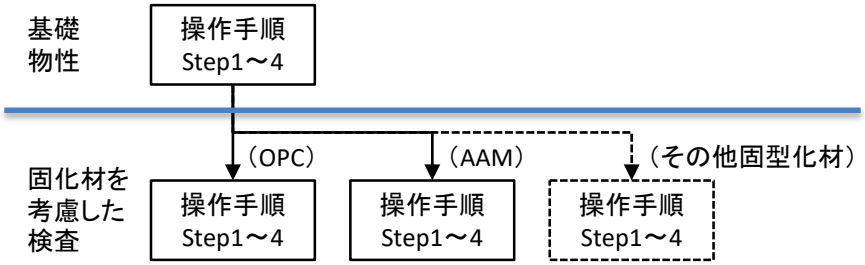


図1　複数材料に対する検査フローの考え方

表2　検査液体

検査	検査液体
基礎物性	純水
セメント	セメント混練水模擬液
AAM	AAM混練模擬液（SiO_2:Na_2O:H_2O=12:12:76(質量比)）

表1　一次スクリーニングの操作手順

Step	目的（評価性状）	操作	使用器具	判断基準
1	形状、かさ密度	遠沈管に一定量の廃棄物試料を投入し、形状や大きさを目視観察した後、20回タッピングし、かさ密度を算出	電子天秤、遠沈管	基準値未定
2	吸水性、膨潤性、検査液体添加の影響（発熱性、ガス発生性）	Step1の操作を行った遠沈管に検査液体を滴下し、吸水量、体積変化、ガス発生有無を確認。放射温度計により発熱の有無を確認	ピペット、放射温度計	過大な体積増加、ガス発生、発熱がないこと。ゲル化時間30分以上を満たすこと
3	模擬液中での分散性、粒度分布	Step2の操作を行った遠沈管の上部まで検査液体を追加し振とう後、試料の沈降状況を目視で確認（濁度計を使用する方法も考えられる）	振とう器、（濁度計）	基準値未定
4	液性（pH）確認	Step3の操作を行った遠沈管に対して遠心分離を行い、上澄み液のpHを測定（BTB溶液滴下による目視確認が簡易）	pH試験紙等 BTB溶液	アルカリ性を示すこと
Step4までの操作により、処理プロセスの成立（適用）に致命的となる現象（著しい膨潤、ガス発生、発熱）が生じない廃棄物であることを確認				

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～スクリーニングフロー案の見直し～
＜見直し後の二次スクリーニングフロー（案）＞

- 一次スクリーニングで得られた情報（廃棄物の吸水量など）から、配合検討時に考慮する固化特性（流動性、圧縮強度）を推定する手法を追加（Step5）
- 配合検討時に考慮する固化特性（流動性、凝結性、圧縮強度）の簡易測定法を追加（Step6、7、8）
- 材料分離の項目を新規に追加（Step9）
- それぞれのStepで実施する推定方法や使用可能な器具などについての適用性の検討を実施（次頁以降参照）し整理

表1　見直し後の二次スクリーニング（案）

Step	目的（評価性状）	操作	使用器具	判断基準
5	固化処理時の流動性、圧縮強度の推定	一次スクリーニングフローで得られた吸水量の情報から自由水量や水/固体比から流動性と圧縮強度を推定	机上検討	目標の流動性、圧縮強度を得られる配合を選定すること
6	固化処理時の流動性	小規模（ハンドミキサーなど）で試料を混練し、小フロー試験によって固化処理時の流動性を評価（配合を変化させて実施）	ハンドミキサーなど、小フローコーン	目標フロー値を満足すること
7	固化処理後の凝結性	小規模（ハンドミキサーなど）で試料を混練し、硬化する時間を評価	遠沈管、自動凝結試験機、超音波測定装置	目標時間（24時間）内に硬化すること
8	固化体強度	小規模（ハンドミキサーなど）で試料を混練し、小型容器に打設し養生した後、材齢7dなど短期材齢で圧縮強度を評価	小型容器、圧縮強度試験機、超音波測定装置	目標圧縮強度を満足すること
9	固化処理後の材料分離性	小規模（ハンドミキサーなど）で試料を混練し、小型容器に入れ、発生物の量と消失日数を評価	小型容器、遠心分離機	目標時間内に発生物が消失すること

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 二次スクリーニングを実施するにあたり、一次スクリーニングで得られた情報を利用して、要求される流動性や圧縮強度を満たす固化処理条件（廃棄物充填率、配合）を推定することが可能となれば、少ない試行回数で固化処理可能性の評価が可能となる。
- 一次スクリーニングで得られた情報を利用して、圧縮強度などの固化特性を推定する方法について検討を行った。

流動性の推定

- 自由水量を2つの計算方法（A方式、B方式）で算出し、自由水量及び水/固体比とJISR5201で測定したフロー値（JISフロー）の相関性を確認。
  - A方式の数式：Step2の吸水量を使用して計算。
    自由水量(ml/L) = 混練水量(ml/L) −セメント重量(g/L)×セメント吸水量(ml/g)−模擬廃棄物重量(g/L)×模擬廃棄物吸水量(ml/g)
  - B方式の数式：セメントと珪石粉末の吸水量を35vol%※1と仮定。他の物質の吸水量は、Step2の吸水量の比から計算（珪石粉末基準）。
    自由水量(ml/L) = 混練水量(ml/L) −[セメント体積(ml/L)＋模擬廃棄物体積(ml/L)×模擬廃棄物吸水量/珪石粉末吸水量]×0.35
    ※1 調査した焼却飛灰セメント固化の文献に示されている配合と流動性の関係において、最も相関性が高くなった吸水量
- 模擬廃棄物として、炭酸塩スラリー（CS）、オキシ水酸化鉄（FeOOH）、重質炭酸カルシウム（GCC）、鉄共沈スラリー（IS）、珪石粉末（SSP）を利用。

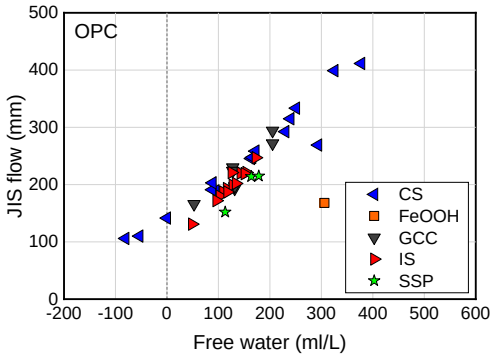


図1 A方式で求めた自由水量とJISフローの関係

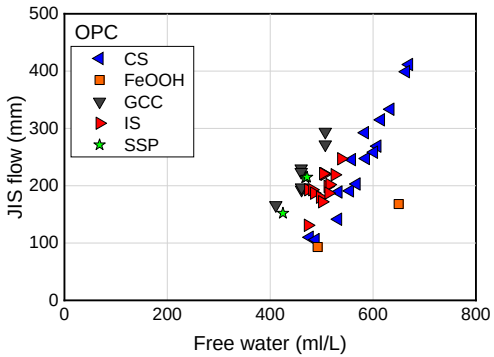


図2 B方式で求めた自由水量とJISフローの関係

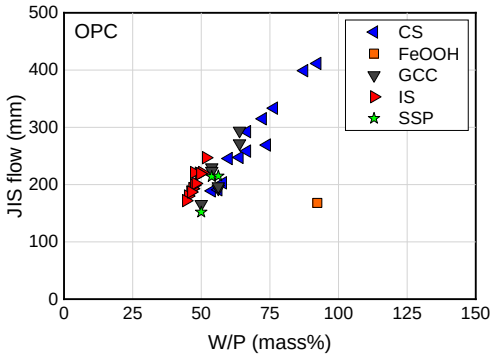


図3 水/固体比とJISフローの関係

- A方式、B方式で求めた自由水量とJISフローに相関性あるが、A方式の方が相関性が高い（図1、図2）。
- 水/固体比とJISフローも相関性が高い。この指標での推定も可能（図3）。
- オキシ水酸化鉄が相関から大きく外れる要因について、今後さらなる検討が必要。

一次スクリーニングで得た情報等からセメントの流動性を推定可能

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

圧縮強度の推定

➢ 2つの方法（A方式、B方式）から算出した自由水量を用い、セメント/自由水量、セメント/混練水と7日圧縮強度の相関性を確認。

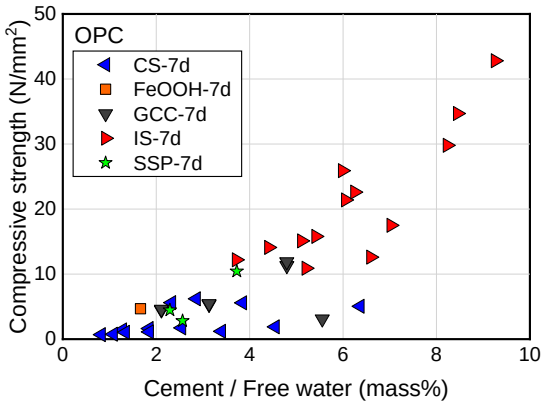


図1 セメント/自由水量（A方式）と圧縮強度の関係

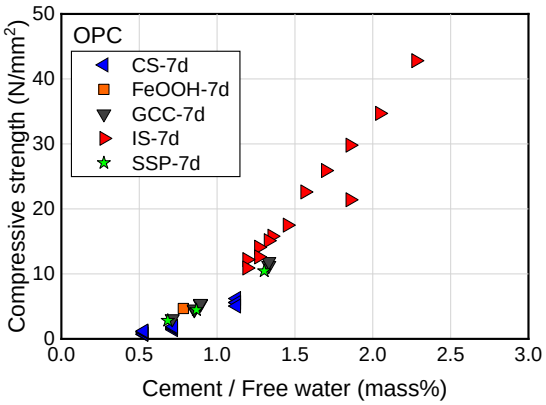


図2 セメント/自由水量（B方式）と圧縮強度の関係

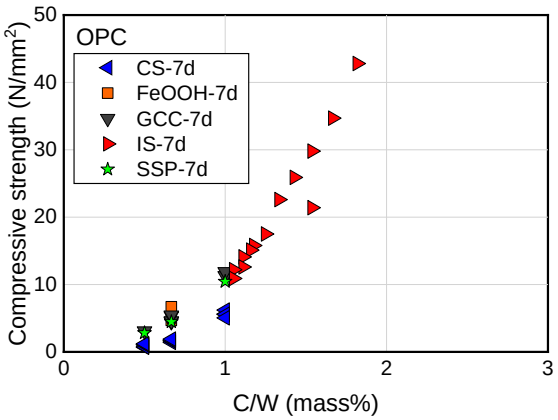


図3 セメント/混練水と圧縮強度の関係

- セメント/自由水量と圧縮強度との相関性は、B方式の方が高い（図1、図2）。
- 従来より用いられているセメント/混練水も圧縮強度と相関性が高い（図3）。
- 圧縮強度の推定には、セメント/混練水も使用可能。

一次スクリーニングで得た情報等からセメントの流動性を推定可能。一次スクリーニングで得られた吸水量を補正（B方式）した値を使うことで精度が上がる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～一次スクリーニングフローで得られた情報を利用した固化特性の推定方法の検討～
＜AAM＞

- AAM系についても、模擬廃棄物を対象に一次スクリーニングで得られた吸水量等の情報から混練物中の廃棄物に拘束されていない水量を求め、流動性、圧縮強度との関係を検証した。

※廃棄物に拘束されていない水量(mL/L)＝配合上の混練溶液体積(mL/L)－(配合上の廃棄物質量(g) ×廃棄物の吸水量(mL/g))

- 模擬廃棄物として、炭酸塩スラリー(CS)、炭酸カルシウム($CaCO_3$)、フライアッシュ(FA)、オキシ水酸化鉄(FeOOH)、炭酸ナトリウム(Na_2CO_3)、塩化ナトリウム(NaCl)、鉄共沈スラリー(IS)、珪砂8号(QS8)、珪石粉末(SSP)を利用。

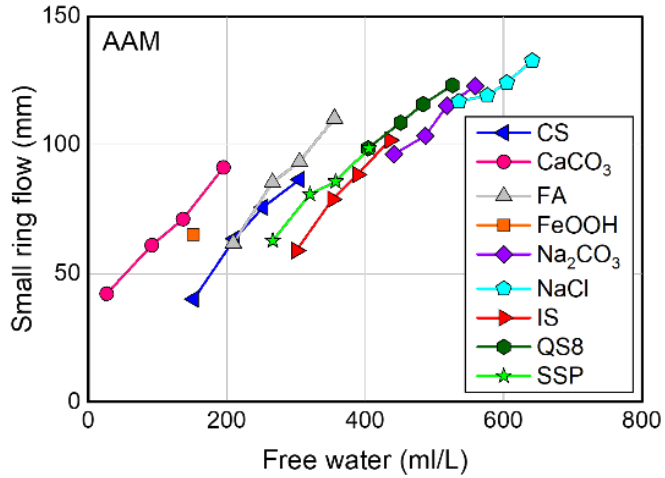


図1　廃棄物に拘束されていない水量と小フロー値の関係

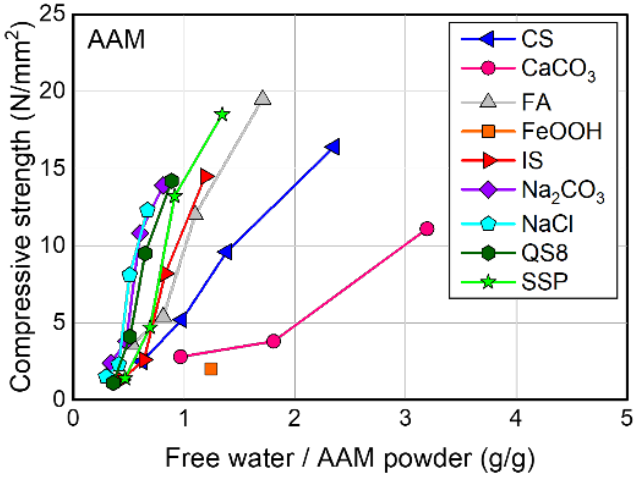


図2　廃棄物に拘束されていない水量/母材粉体と圧縮強度の関係

- 流動性の推定手法の検証(図1)
  ばらつきはあるが、炭酸塩スラリーと鉄共沈スラリーのいずれも他の模擬廃棄物と同様の位置にプロットされており、特に流動性が高い領域では模擬廃棄物の種類による差異が小さく、流動性の推定精度が高かった。

  ➡ AAM系において、廃棄物に拘束されていない水量による流動性の推定は大まかに推定できる。

- 圧縮強度の推定手法の検証結果(図2)
  鉄共沈スラリーは他の模擬廃棄物と同様の位置にプロットされたが、炭酸塩スラリーについては、プロット位置に若干の相違が認められた。炭酸塩スラリーの主要構成物質である炭酸カルシウムのプロット位置が全体から大きく外れていることから、炭酸塩スラリーの全体傾向からの差異は、炭酸カルシウムとAAM母材間で生じている何らかの現象(ゲル化など)に起因していると推察される。

  ➡ AAM固化の流動性は、廃棄物に拘束されていない水量により推定可能と考えられるが、圧縮強度の推定では、ゲル化などの影響もあり推定の精度が低く、実測から判断する必要があると考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～簡易測定方法の検討～
＜流動性＞

- 見直した二次スクリーニング案において、把握を目指す固化特性の流動性、凝結性、材料分離性、圧縮強度のそれぞれについて、小規模試料による簡易測定方法を検討した。

- J14漏斗流下試験の代わりに、JISフローコーン（上部内径70mm×下部内径100mm×高さ60：容積約350mL）を用いたJISフロー試験や、小フローコーン（内径40mm×高さ40mm：容積約50mL）を用いた小フロー試験（図4 ）で流動性の評価が可能であるかを検討した。

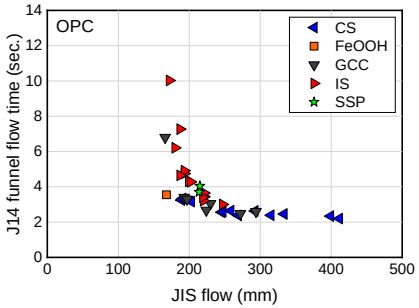


図1　JISフロー値と
J14漏斗流下時間の関係

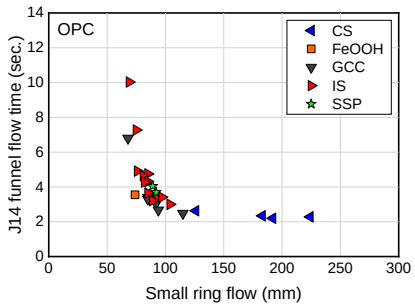


図2　小フロー値と
J14漏斗流下時間の関係

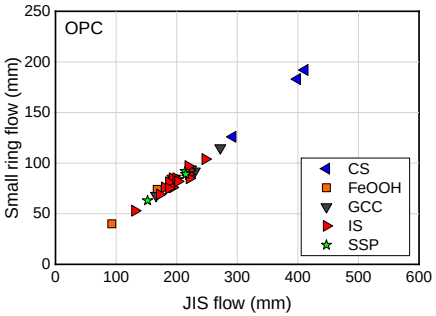


図3　JISフロー値と
小フロー値の関係



図4　小フロー試験

日本建築学会建築工事標準仕様書・同解説　JASS 15 M-103（セルフレベリング材の品質基準）に規格されている「簡易フロー試験」を参考

- JISフロー値、小フロー値とJ14漏斗流下時間には、類似の相関関係を確認できたことから、小規模のフロー試験によりおよそのJ14漏斗流下時間を推定できると考えられる（図1、図2）。
- JISフロー値と小フロー値には、良好な線形関係があり、小フロー値からJISフロー値の推定が可能（図3）。
- AAMにおいても、以下配合条件で小フローコーンを用いた小フロー試験を検討した結果、J14漏斗流下時間と良好な関係があることが確認された（図5）。

（配合条件）
・廃棄物：模擬鉄共沈スラリーの乾燥物
・廃棄物充填率：25-30mass%

JISフローコーンと小フローコーンによるフロー値には高い相関のあることが確認できた。

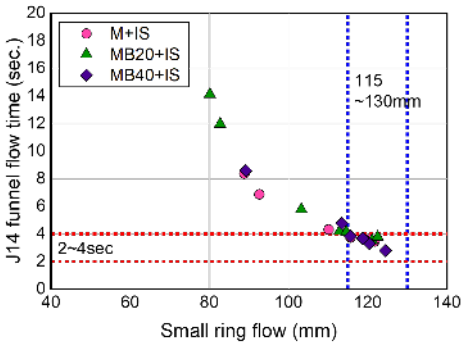
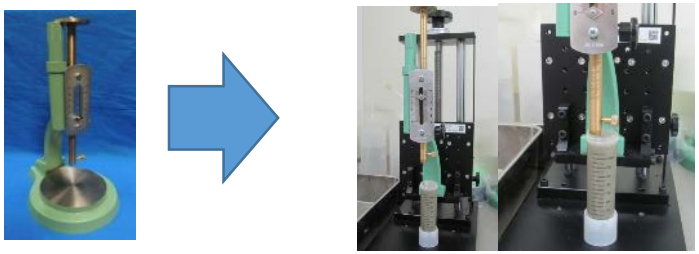


図5 小フロー値と
J14漏斗流下時間の関係（AAM）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～簡易測定方法の検討～
＜凝結性＞

➢ 一次スクリーニングフローで用いる遠沈管を利用した凝結性測定を検討。遠沈管による測定が可能なように自動凝結試験機の改良を実施。



遠沈管のまま
測定できるように改良

➢ 遠沈管内で混練した混練物をそのまま利用して、始発時間等を推定できないか検討。

- 遠沈管内での混練終了後、一定時間毎に、遠沈管を90° 横に倒し、遠沈管内の混練物の流動状態（混練物の移動距離）を確認。適用可否については、今後継続して検討を行い、検証する必要がある。

＜混練物の配合＞
鉄共沈スラリー乾燥品10g
水10g
セメント10g
（水/固体比50mass%、廃棄物充填率約33mass%）
振動台を用いて混練後、
15分経過ごとに遠沈管を横に倒し、
混練物の移動距離（到達位置）を確認

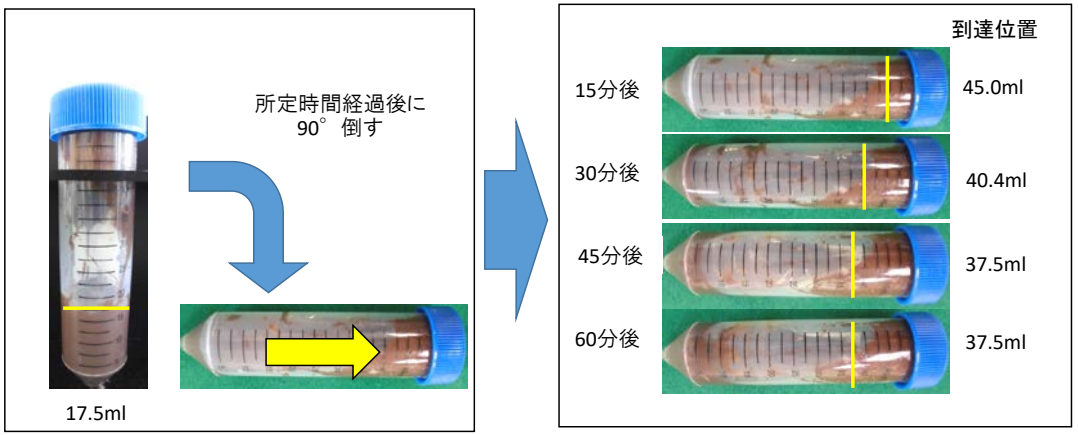


図1 試験のイメージ

➢ 超音波法による始発時間の推定手法について

- 既往研究より、超音波伝搬速度と始発時間に相関のあることが示されていることから、凝結性の簡易測定に適用できる可能性がある。適用可否については、今後継続して検討を行い、検証する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～簡易測定方法の検討～
＜簡易測定法の検討：圧縮強度＞

① 小型試験体による圧縮強度試験
小型容器（ 2×2×3cm ）を用いて作製した小型試験体の圧縮強度は、 φ5×10cm容器を用いて作製した試験体と同様に直線性があり圧縮強度の簡易評価に有用（図1）。

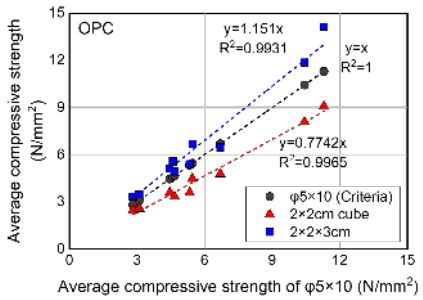
② 小型試験体を用いた超音波による圧縮強度試験
簡易な測定（圧壊しない）方法として、超音波による測定を検討（図2）。

- 既往研究より、超音波伝搬速度と圧縮強度との間に相関性あり。
- φ5×10cm試験体と小型試験体の超音波伝搬速度との間に概ね比例関係が成立（図3、図4、図5）。

＜試験体の配合＞
・鉄共沈スラリー乾燥品　廃棄物充填率20mass%　・水/固体比(W/P) 48mass%
・水/セメント比(W/C) 68.2mass%

- 一部データは外れるが、鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー、重質炭酸カルシウム、珪石粉末で作製した小型試験体で、超音波伝搬速度と圧縮強度に相関性あり（図3）。

- 小型試験体の超音波伝搬速度から圧縮強度の推定が可能と判断。



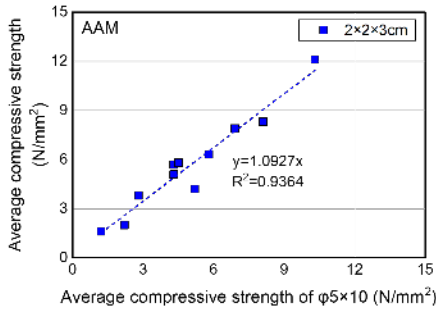


図1　φ5×10試験体と小型試験体の7日圧縮強度の関係



図2　使用した超音波測定装置
㈱東横エルメス製
ELSONIC Ⅱ（ESI-20A）、センサ：ESP-10

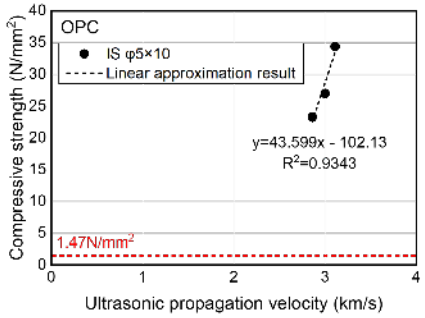


図4　φ5×10cm試験体の超音波伝搬速度と圧縮強度の関係（鉄共沈スラリー固化体）

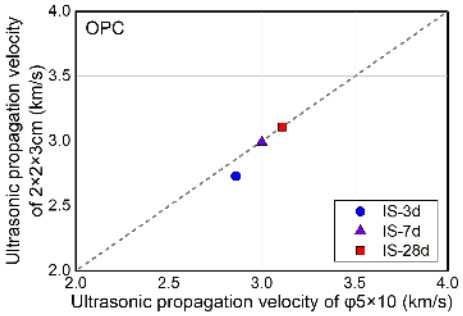


図5　φ5×10cm試験体と小型試験体の超音波伝搬速度の関係（鉄共沈スラリー固化体）

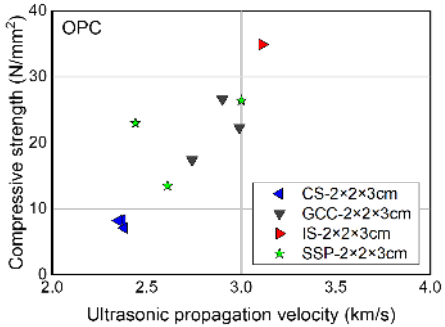


図6　小型試験体の超音波伝搬速度と圧縮強度の関係

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～簡易測定方法の検討～
＜簡易測定法の検討：超音波法による圧縮強度の推定（遠沈管）＞

③ 遠沈管を用いた外部超音波による圧縮強度試験
遠沈管内で固化させた固化体をそのまま用いて圧縮強度を評価できないか検討。

＜遠沈管内混練物の配合＞
・鉄共沈スラリー乾燥品　廃棄物充填率20mass%、・水/固体比(W/P) 48mass%
・水/セメント比(W/C) 68.2mass%

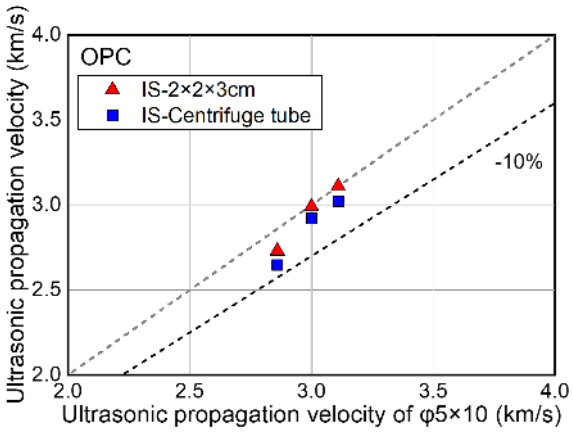


図1　小型試験体、遠沈管、φ5×10cm試験体の超音波伝搬速度の関係（鉄共沈スラリー固化体）

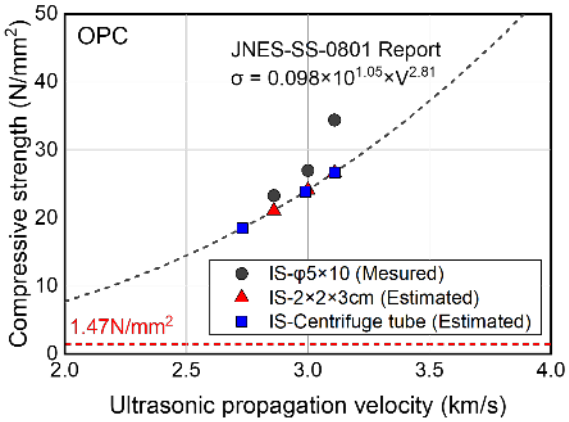


図2　超音波伝搬速度と圧縮強度の関係（鉄共沈スラリー固化体）



図3　遠沈管を用いた超音波測定の様子

- 遠沈管の外側から計測した超音波伝搬速度は、φ5×10cm 試験体の超音波伝搬速度の−10%程度以内の範囲に収まる（図1）。
- 遠沈管で測定した超音波伝搬速度を図2に示すJNESの圧縮強度推定式に代入することで、圧縮強度を推定できる可能性あり（保守的に評価可能）（図2）。
- 今後、換算式や操作手順などの具体的な方法を検討するとともに、対象廃棄物を拡充した場合等にも適用可能となるような一般化に係る検討の必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜簡易測定法の検討：材料分離＞

- 遠沈管内で固化材と廃棄物を混練後、遠心分離処理を行うことで、材料分離の発生し易さを評価できないか検討。
- 小規模試験によって、材料分離による発生物の消失日数を評価できないか検討。

＜遠心分離条件と分離の状況＞

- 遠心分離：500rpm、1minの場合、鉄共沈/炭酸塩スラリーとも分離せず。
- 遠心分離：1000rpm、1minの場合、鉄共沈スラリーで上澄み確認。

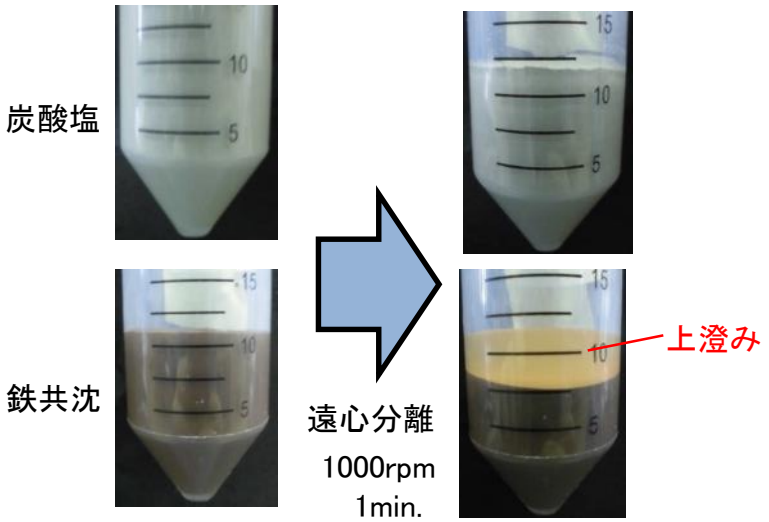


図1　遠心分離処理前後の状況

＜小規模試験による消失日数評価＞

- φ5×10cm容器とφ5.8×8.5cm容器で材料分離の発生状況を確認した。
- 容器間の発生物の消失日数関係を調査した。



図2　φ5×10cm容器（上）とφ5.8×8.5cm容器（下）での材料分離状態
（鉄共沈スラリー+OPC）

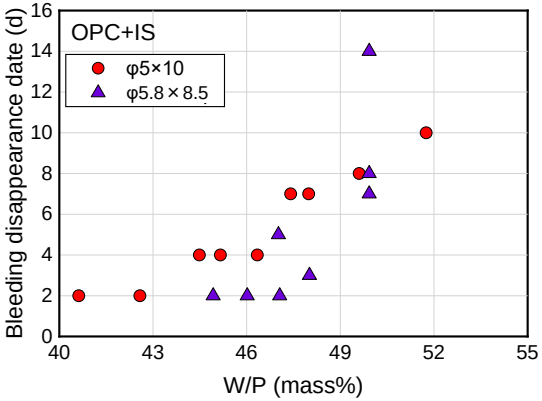


図3　水/固体比と発生物消失日数の関係

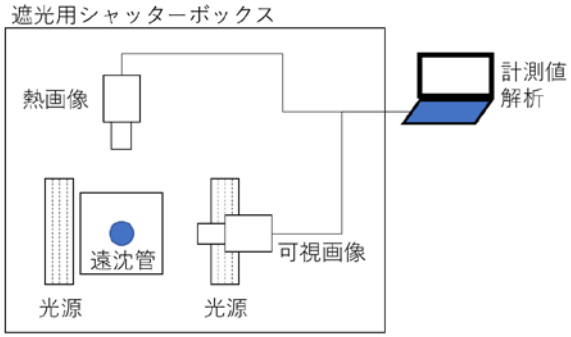
- 遠心分離処理により、材料分離の発生し易さを評価できる可能性あり（図1）。
- 水/固体比の増大に伴い発生物の消失日数が増加する傾向を把握できていることから、少量の試料によって消失日数の目安を評価できる可能性あり（図2、図3）。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～検査結果の定量化に向けた検討～
＜画像判定による定量化手法の検討＞

➢ 検査手法の判定基準を客観化させることを目的として、1次スクリーニングフローの作業における現行の目視による判定を機械による画像判定に置き換えが可能か検討するため、画像判定試験装置を設計・製作（図1）。

［試験装置のシステム構成］





画像判定試験装置仕様
(1)可視画像カメラ（正面・背面の2か所に光源を設置）
・試料高さを観察→体積の変化を確認
・発泡状態を観察→ガスの発生を確認
・色調変化を観察→反応の進行・呈色(BTB)を確認
(2)熱画像カメラ
・試料の熱画像を撮影→発熱反応を確認
(3)ロードセル
・重量の監視

図1　画像判定試験装置の構成、実際の写真及び装置仕様

➢ 以下、作製した装置を用いて、一次スクリーニングフローの作業を比較する試験を実施。（図2、図3、図4、図5）
（写真は鉄共沈スラリー＋純水における試験のもの）

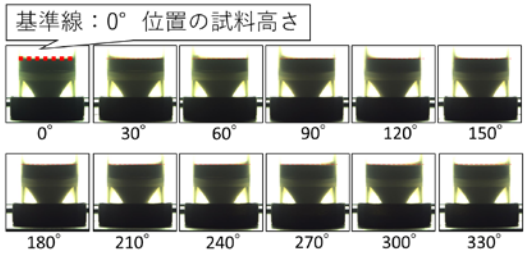


図2　模擬スラリーの体積測定

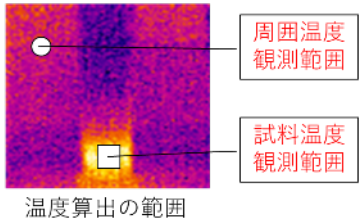


図3　熱画像の取得例

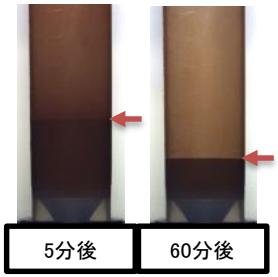


図4　沈降性確認
（正面光源による撮影）

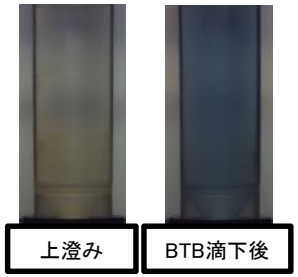


図5　液性(pH)確認

- Step1　体積測定（かさ密度）：遠沈管を回転させて撮影、基準線から±2.0 mm以内であることを確認し、平滑であると判断
→試料高さを算出し（図2）、遠沈管の容量から試料体積を算出。
- Step2　反応性確認（吸水性、膨潤性、発熱性、ガス発生）：検査溶液との反応の様子を連続（24時間）して観察（図3）。
- Step3　沈降性確認（分散性）：検査溶液中の試料の沈降性を連続（1時間）して観察（図4）。
- Step4　液性(pH)確認：遠心分離後の上澄み液にBTB溶液を滴下し、呈色を観察（図5）。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～検査結果の定量化に向けた検討～
＜画像判定による定量化手法の検討＞

➢ 1次スクリーニングフローの各ステップに対する画像判定による定量化手法の適用結果（目視判定の結果と比較）

Step	目的（評価性状）	画像判定	目視判定
1	体積測定（かさ密度）	○	○
2	反応性確認（吸水性、膨潤性、発熱性、ガス発生）	◎	○
3	沈降性確認（分散性）	○	○
4	液性（pH）確認	△	○

凡例
◎：適用可能（目視より正確）
○：適用可能（目視と同等の基準）
△：一部適用可能
×：判定できなかった

- Step1：○　基準線の高さと重量から試料のかさ密度を算出することができ、目視判定の結果と概ね近い値となった。
- Step2：◎　連続した熱画像の撮影結果から、経時的な体積変化、ガス発生を確認でき、目視より正確に発熱性状を取得できた。
- Step3：○　撮影した可視画像から、時間経過とともに粒子が沈降していく様子を観察できた（図1）。
- Step4：△　一部の上澄み液に着色のある組合せ（鉄共沈スラリー＋AAM混練模擬水）では、BTB溶液による呈色確認が困難であった。

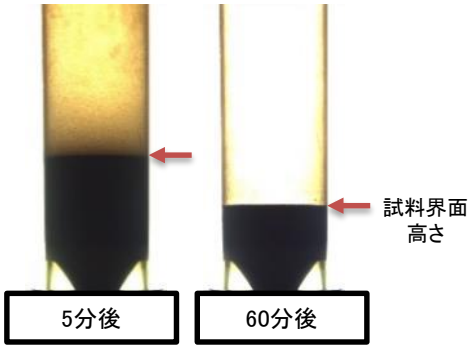


図1　時間経過による粒子の沈降の様子
（鉄共沈スラリー＋純水の場合）
（背面光源による撮影）

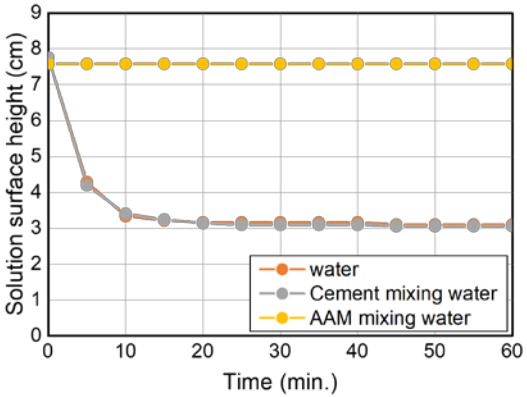


図2　各検査溶液中の粒子沈降速度
（鉄共沈スラリー）

- Step3において、粒子の沈降速度を観察し、検査液体による傾向の違い（AAMの検査液では異なる様態を示していること）を明確に数値化することができた。（図2）
- 模擬スラリーとAAM混練模擬水の組み合わせにおいて、固体成分と溶液の比重差の関係から、静置のみでは機械的に界面が観察できるほどの試料沈降がみられなかった。
- 対象とする模擬廃棄物の特性に応じて、適した撮影条件を検討するなど、界面の認識条件を調整する必要がある。

➢ 課題
・対象廃棄物を拡充し、一次スクリーニングで得られた情報から物性を推定するための指標を検討するためのデータを集積する。
・分散性、沈降性を機械的に識別・判定するための認識条件を調整する。
・BTB溶液による呈色が確認しにくい有色の試料かつ固液分離しにくい条件での液性(pH)確認方法を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (i)低温処理固化可能性検査手法の検討
～二次スクリーニングに適用可能な簡易検査手法の検証結果～

＜二次スクリーニング：混練物・固化体性能の簡易評価の候補手法＞			
Step	評価性状	内　容	適用可否
5	固化処理時の流動性、圧縮強度の推定	一次スクリーニングフローで得られた吸水量の情報から自由水量や水/固体比から流動性と圧縮強度を推定	OPC　○ AAM　△
6	固化処理時の流動性	JISフロー試験	○
		小フロー試験	○
7	固化処理後の凝結性	遠沈管を用いた自動凝結試験	△
		遠沈管を所定時間毎に傾ける方法	△
		遠沈管を用いた外部超音波による測定	△
8	固化体圧縮強度	小型試験体による圧壊強度試験	○
		小型試験体を用いた超音波による測定	△
		遠沈管を用いた外部超音波による測定	△
9	固化処理後の材料分離性	容器（φ5×10cm、φ5.8×8.5cm）内で、静置する方法	○
		遠心分離処理後、静置する方法	△

○：適用可能　△：更なる検証が必要　×適用不可

- JISフロー試験、小フロー試験、小型試験体による圧縮強度試験、φ5.8×8.5cm容器による材料分離の評価試験は、鉄共沈スラリーの固化体配合検討で有用性を確認できたことから適用可能と判断。
- 流動性、圧縮強度の推定方法や他の簡易評価方法については、何れも評価性状を簡易に評価できる可能性が示された。今後、評価手法の具体化と、一般化にむけた検討が必要。

課題：
- 一次スクリーニングで得られた情報からの推定値と実測値が異なる物質などの特性条件とその推定方法の検討。
- 対象廃棄物を拡充や化学混和剤を使用した場合の適用性の確認。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 廃棄物や固型化材料の性状測定を行う一次スクリーニングと、固化処理時性状の簡易測定を行う二次スクリーニングから構成される検査手法（案）を構築した。
- ✓ 流動性、圧縮強度、材料分離に関して簡易測定法を検討し、適用可能な候補手法を提示した。
- ✓ 提示した検査手法案を模擬スラリーを用いて検証し、検査手法（案）の適用性を確認した。
- ✓ 検査手法における判定を定量化させるため、画像判定装置を製作し適用可否確認のためのデータを取得した。

課題など

- ✓ 一次スクリーニングのデータから圧縮強度などの物性を推定する手法（Step5）の確立に向けてのデータの蓄積が必要。
- ✓ 検査手法の一般化に向けては、固化材への様々な作用を想定した試薬等による幅広い検証が必要。
- ✓ 検査手法に適用可能な簡易測定法の利便性向上。
- ✓ 画像判定による検査手法の定量化。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築　①低温処理技術
i. 技術の抽出に資する低温処理技術のデータ取得・評価　(ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
【実施内容】

2種類の模擬スラリー（炭酸塩、鉄共沈）の各々を混合した試験体を作製し、圧縮強度や溶出性など分析を行うことで、固化過程の現象理解を深めるとともに、データを取得し提示する。

- 使用する模擬スラリーは、炭酸塩スラリーと鉄共沈スラリーの2種類を、保管時の脱水処理を想定し調整したものを使用する計画とする

- 得られたデータは、セメントおよびAAMの適用範囲の検討（アプローチ検討）に反映させる
  ⇒評価軸：固化体性能（浸出率、水素ガス発生等）、運転性（廃棄物含水量、プロセス）など

※2018年度結果から、AAMの流動性を低減し、水分量を低減した配合も検討する予定

実施内容
スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得 ・炭酸塩スラリーを混合した模擬固化体に関する各種特性データを取得する
スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得 ・鉄共沈スラリーを混合した模擬固化体に関する各種特性データの取得、得られたデータよりセメント、AAMの適用範囲の検討

目標達成を判断する指標
・模擬炭酸塩スラリー混合時の固化体性能等データを整備
・模擬鉄共沈スラリー混合時の固化体性能等データを整備
・固化特性に係る適用範囲の提示

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～試験項目、試験概要～

①固化体の製造時特性(流動性・固化時間)

固化処理時の特性を調べるため、以下のデータを取得する。

データ	取得方法
流動性	J14漏斗 小フロー
粘性	振動型粘度計
凝結性	ビガー針

※スラリーと固型化材との反応が見られたため、反応性の変化を調べる水和熱測定を一部実施。

②固化体の圧縮強度

固化体の機械的特性を調べるため、以下のデータを取得する。

データ	取得方法
圧縮強度	圧縮試験器
空隙率分布	水銀圧入法(MIP)

③固化体の放射線影響[照射試験]

固化体への放射線の影響を調べるため、固化体に放射線を照射し、以下のデータを取得する。

データ	取得方法
水素発生量	ガス分析(GC)
圧縮強度	圧縮試験器
鉱物組成	X線回折(XRD)
自由水量	105℃乾燥重量減少率

④固化体の溶解特性[平衡溶解試験]

固化体が水と接触した場合の溶解特性を調べるため、粉砕した試料を浸漬する平衡溶解試験を行い以下のデータを取得する。

データ	取得方法
鉱物組成	X線回折(XRD)
水分量	熱重量熱示差分析(TG/DTA)
溶出成分組成	プラズマ発光分析(ICP-AES)
固体中結合変化	核磁気共鳴分析(Si-Al-NMR)

⑤固化体からの溶出特性[非平衡溶解試験]

固化体が水と接触した場合の成分が溶出する特性を調べるため、ブロック試料を浸漬する非平衡溶解試験を行い以下のデータを取得する。

データ	取得方法
鉱物組成	X線回折(XRD)
空隙率分布	水銀圧入法(MIP)
溶出成分組成	プラズマ発光分析(ICP-AES)
固体中組成分布	電子線マイクロアナライザ(EPMA)
固体中成分分布	電子顕微鏡(SEM)

※核種溶出率を測定するため、「ANSI/ANS溶出試験(Sr、Sn、Cs、Ceの4核種)」を別に実施。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 試験に利用する模擬スラリー脱水物は、過去に実施したスラリーの脱水フィルタープレス試験時の配合条件 （表1、表2）と同一とし、実廃棄物の保管状況を勘案し、1Fの現場で適用が予定されているフィルタープレス機による圧搾を行ったものを使用した。

表1 炭酸塩スラリーの配合条件 （1m^{3}当たり）

	品名	添加量(kg)	備考
A	塩化ナトリウム	28.5	海水成分
B	塩化マグネシウム6水和物	180	海水成分
C	塩化カルシウム2水和物	79.5	海水成分
D	硫酸マグネシウム7水和物	6.82	海水成分
E	炭酸ナトリウム	152	
F	48%水酸化ナトリウム	130	pH12になるよう添加

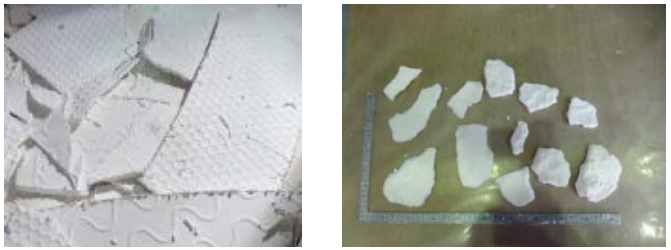


図1 炭酸塩スラリー脱水物の外観

表2 鉄共沈スラリーの配合条件 （1m^{3}当たり）

	品名	添加量(kg)	備考
A	塩化ナトリウム	28.5	海水成分
B	塩化マグネシウム6水和物	5.16	海水成分
C	塩化カルシウム2水和物	1.47	海水成分
D	硫酸マグネシウム7水和物	6.82	海水成分
E	40°Bé塩化第二鉄溶液	378	
F	48%水酸化ナトリウム	225	pH8になるよう添加
	高分子凝集剤（100倍希釈）	1(L)	



図2 鉄共沈スラリー脱水物の外観

➢ 混練方法の検討を行った結果、本研究では、固化時の特性や固化材料と廃棄物の反応など、処理技術間で評価軸となりうる基礎的なデータを取得することが目的であることから、特性データの取得が可能な脱水物を乾燥させ、粉砕して得たスラリー粉末を混合することで、均一な固化試料を作製することとした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜評価基準と検討配合＞

➢ 模擬廃棄物を含む配合を決定するための評価基準を以下の通り設定

	流動性	凝結性	圧縮強度
試験方法	J14漏斗流下時間（JSCE-F-514 充填モルタルの流動性試験 方法） 	始発時間（JIS R 5201 セメントの物理試験 方法） 	圧縮強度（JIS R 5201 セメントの物理試験 方法）  Φ5×10cm 20℃密閉養生
評価基準	**J14漏斗流下時間 ＝2～4秒**	**急結を生じず、且つ24時間以内でブリーディングを生じず硬化**	**1.47 N/mm² 以上（材齢28日）**

➢ 模擬廃棄物を充填すると、流動性が大きく低下し、混練不可あるいは流動性のない混練物が得られた。そのため、水/セメント比や水/固体比の比を高めた配合で、廃棄物充填率（※）を変化させ、特性データを取得した。

セメント 水/固体比と模擬廃棄物充填率を変えて各物性を取得。

表1 セメント検討配合

W/C	廃棄物充填率（mass%）									備考
	0	15	20	25	30	35	40	45	50	
100	－	●	●	●	●	－	●	－	－	
150	－	－	●	－	●	●	●	－	●	
200	－	－	●	－	●	●	●	●	●	
45	●	－	－	－	－	－	－	－	－	2018年度配合

AAM AAM固化体の配合設計指標（水/固体比、Na/Siモル比）を設定し、廃棄物充填率を変えて物性を取得。

表2 AAM検討配合

種類	メタカオリン/母材粉体 [mass%]	高炉スラグ/母材粉体 [mass%]	母材中 Si/Alモル比 [mol/mol]	廃棄物充填率 [mass%]	水/固体比 [mass%]	母材中 Na/Siモル比 [mol/mol]
M	100	0	1.8	0	150	0.84
MB20	80	20	1.8	0	110	0.50
MB40	60	40	1.8	0	100	0.63
M	100	0	1.8	30, 40, 50.	変化させ，配合影響検証	変化させ，配合影響検証
MB20	80	20	1.8			
MB40	60	40	1.8			

（AAM種類）
・M：メタカオリンのみ
・MB20：M+スラグ20mass%
・MB40:M+スラグ40mass%

※廃棄物充填率の定義

$$\text{廃棄物充填率(mass\%)} = \frac{\text{廃棄物}}{\text{母材粉体＋母材液体＋廃棄物}} \times 100$$

廃棄物充填率30mass% 水/固体比45mass%（水セメント比80mass%）	**水 31mass%**	**セメント 39mass%**	**模擬廃棄物乾燥粉砕品 30mass%**
廃棄物充填率50mass% 水/固体比45mass%（水セメント比164mass%）	**水 31mass%**	**セメント 19mass%**	**模擬廃棄物乾燥粉砕品 50mass%**

・水/固体比を一定とした場合、廃棄物充填率の増大に伴い、セメントやAAM用粉体の割合が減少

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜ セメント：炭酸塩スラリー固化体の配合による物性変化＞

➢ 炭酸塩スラリーをセメント（OPC）で固化する場合の物性の変化を調査し、各評価基準を満たす配合を決定。

流動性

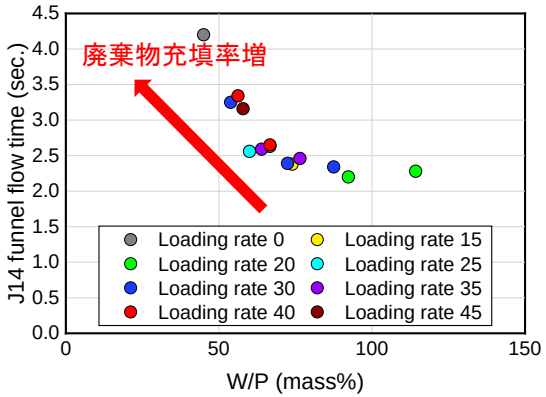


図1　水/固体比とJ14漏斗流下時間の関係

- 廃棄物充填率の増大（水/固体比一定）⇒流下時間減少（流動性減少）
- 水/固体比増大（廃棄物充填率一定）⇒流下時間減少（流動性向上）

凝結性

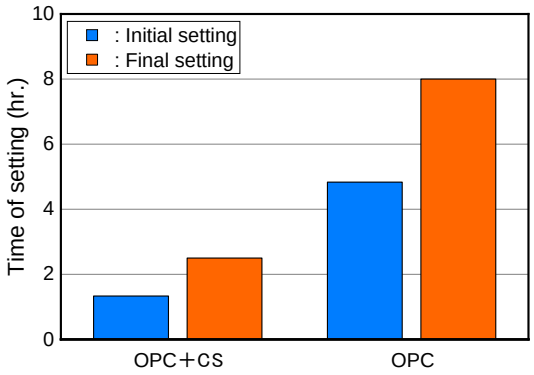


図2　固化体の凝結時間

- 炭酸塩スラリーを混合した場合（水/固体比53.8mass%、廃棄物充填率30mass%）の始発・終結は、セメント母材のみの場合（水/固体比45mass%）と比べ早い

圧縮強度

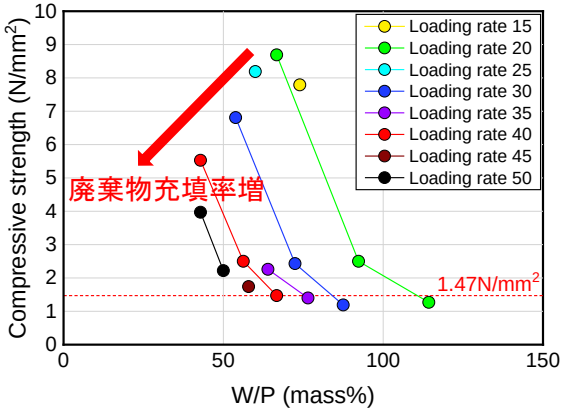


図3　水/固体比と圧縮強度の関係

- 廃棄物充填率の増大　⇒圧縮強度低下
- 水/固体比増大⇒圧縮強度低下

（セメントの炭酸塩スラリー混合による配合特性）

➢ 廃棄物充填率を増大（水/固体比一定の場合）させると、流動性は減少するが、圧縮強度は低下。
➢ 水/固体比を増大させると、流動性は良くなるが圧縮強度は低下。
➢ セメント母材のみと比べると、炭酸塩スラリー含有の場合は、始発時間、終結時間ともに早い。
➢ 水/セメント比=150、200mass%の廃棄物充填率20mass%配合では、材料分離あり。他は、翌日にブリーディングなく硬化。

⇒評価基準結果と各物性の変動なども考慮し、「水/セメント比=100、廃棄物充填率30mass%」 の配合を選定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜セメント：鉄共沈スラリー固化体（流動性、凝結性試験結果）＞

➢ 流動性試験結果

- 廃棄物充填率を増大させると、流下時間が増大（流動性が減少）。炭酸塩スラリーを混合した場合と同様の傾向を示した。
  ⇒水/固体比50mass%以上であれば、廃棄物充填率は40mass%程度でも基準を満たす流動性を持つ（図1）。

- 水/固体比を増大させると、流下時間が減少（流動性が向上）。（炭酸塩スラリーを混合した場合と同様）
  ⇒水/固体比を50mass%程度以上で、漏斗流下時間を4秒以下にできる（図2）。

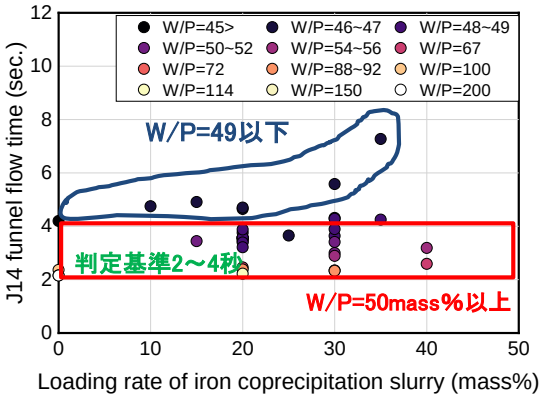


図1　廃棄物充填率と流下時間の関係

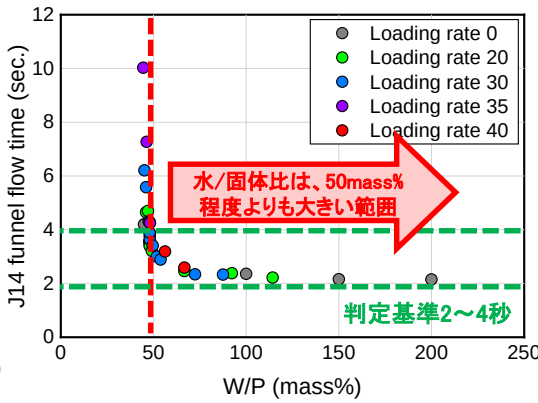


図2　水/固体比と流下時間の関係

➢ 凝結性試験結果

- 終結時間が24時間以内となる廃棄物充填率は、35mass%よりも小さい範囲（図3）。

- 終結時間が24時間以内となる水/固体比は、55mass%よりも小さい範囲（図4）。

- 鉄共沈スラリーを混合した場合の始発、終結時間はセメント母材のみの場合と比べて遅い。炭酸塩スラリーを混合した場合とは逆の傾向を示した。

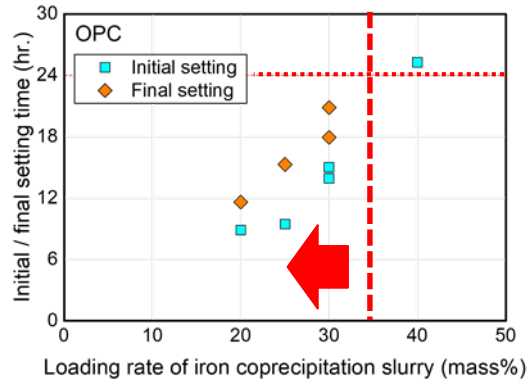


図3　廃棄物充填率と始発・終結時間の関係

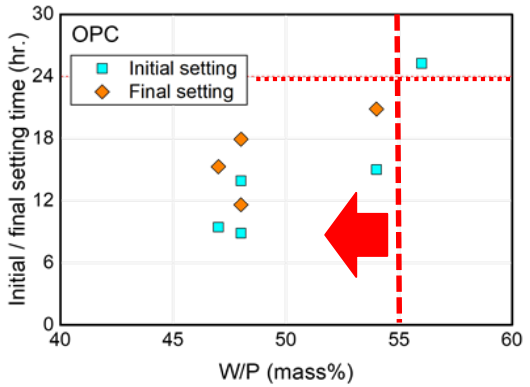


図4　水/固体比と始発・終結時間の関係

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜材料分離性に関する評価基準の変更＞

➢ 鉄共沈スラリー固化体の配合調整時に、炭酸塩スラリーの場合には見られなかった現象が発生した。

（セメント固化体）
- ブリーディング（材料分離）により液体が発生。

（AAM固化体）
- ブリーディング（材料分離）によりゲル状物質が発生。
- 採取、乾燥しXRDで分析した結果、炭酸水素ナトリウムが主成分であった。



図1　材料分離による発生物の様子

✓ 材料分離性と固化体品質の関係は明確にできていないが、物質移動の観点（混練された廃棄物成分が移動すると推定）から好ましくない状態と認識。

配合を決定するための評価基準に材料分離の項目を追加した。

鉄共沈スラリーの廃棄物充填率の増加に伴い、水和反応が遅延することで発生物の消失に時間を要している。
この結果より、廃棄物充填率と消失日数を考慮し、消失日数の基準を3日に緩和した。

	流動性	凝結性	圧縮強度	材料分離
試験方法	J14漏斗流下時間（JSCE-F-514 充填モルタルの流動性試験方法）小フロー試験 	始発時間（JIS R 5201 セメントの物理試験方法） 	圧縮強度（JIS R 5201 セメントの物理試験方法）  Φ5×10cm 20℃密閉養生	JSCE-F 522「プレパックドコンクリートの注入モルタルのブリーディング率および膨張率試験方法((案)」に準拠 若しくは表面の観察（ゲル） 
評価基準	**J14漏斗流下時間＝2～4秒 小フロー試験＝110～130mm**	**急結を生じず、且つ24時間以内で硬化**	**1.47 N/mm² 以上（材齢28日）**	**原則24時間以内に消失 基準達成が困難な廃棄物の場合には3日後に観測されない**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜ セメント：鉄共沈スラリー固化体（圧縮強度、材料分離試験結果）＞

➢ 圧縮強度試験結果

- 廃棄物充填率を増大させると、圧縮強度低下（図1）。
- 廃棄物充填率40mass%程度まででであれば、目標圧縮強度1.47N/mm^{2}以上を確保できる見込み（図1）。
- 水/固体比を増大させると圧縮強度は低下（図2）。

➢ 材料分離試験結果

- φ5×10cm容器に混練物を充填し、翌日状態を確認した結果、材料分離による発生物の残存を確認（図3）。
- 水/固体比を増大させると、発生物の消失日数は増加（図4）。
- 消失日数低減には、水量減、セメント量増が必要だが、廃棄物充填率が低下する。

＜消失日数＞
- 2日：水/固体比 41、43mass%
- 4日：水/固体比 44、45、46mass%
- 7日：水/固体比 47mass%
- 8日：水/固体比 50mass%
- 10日：水/固体比 52mass%

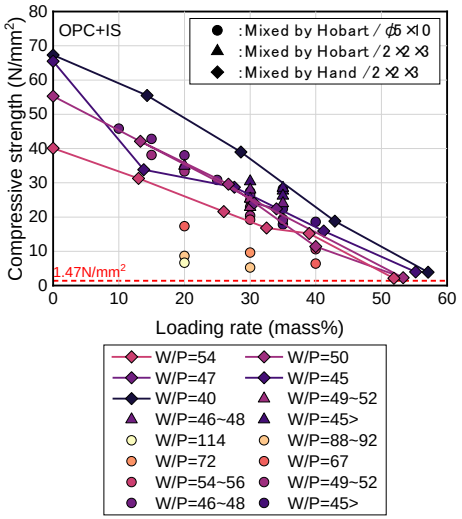


図1 廃棄物充填率と圧縮強度の関係

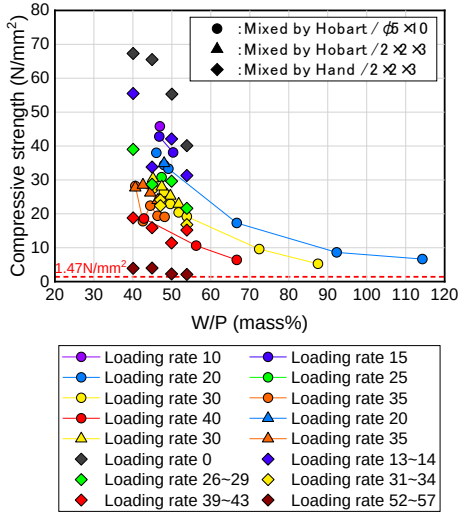


図2 水/固体比と圧縮強度の関係



図3 材料分離時の固化体上面状態（一例）
（水/固体比41mass%、廃棄物充填率35mass%）

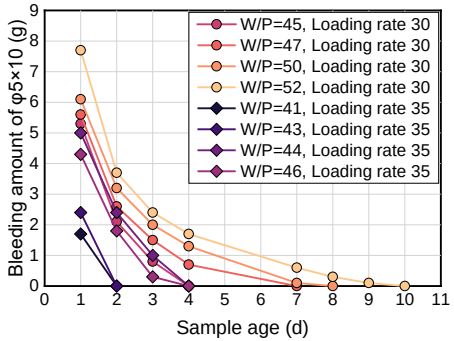


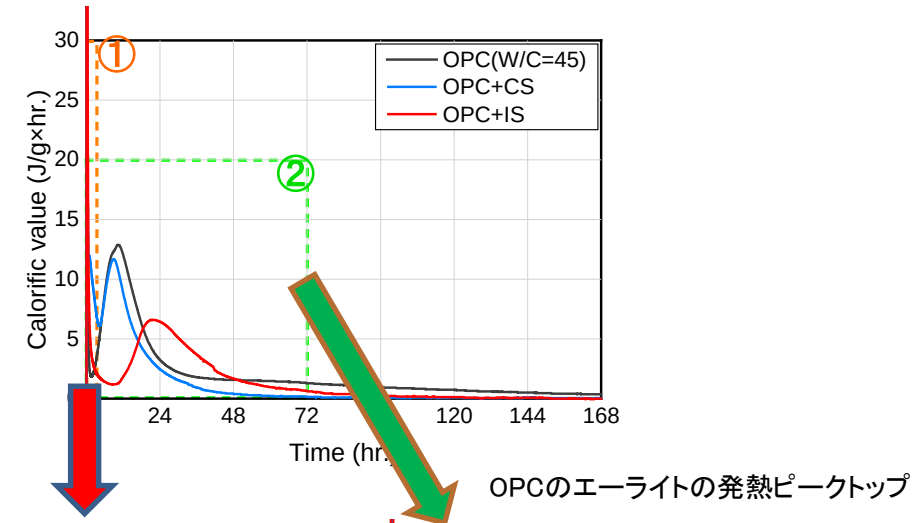
図4 固化体上面の材料分離の状態

⇒各配合条件において取得した物性値から、評価基準を満たす配合のうち原材料による変動なども考慮し、
「水/固体比=48mass%（水/セメント比=68.2mass%）、廃棄物充填率20mass%」 を選定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜ セメント：鉄共沈スラリー固化体の配合による物性変化（スラリー混合時の固化反応への影響確認）＞

➢ 炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリーが固型化材料の反応性に与える影響を確認するため、セメントの水和反応による発熱量の変化をカロリーメータにより測定した。



OPCのエーライトの発熱ピークトップ

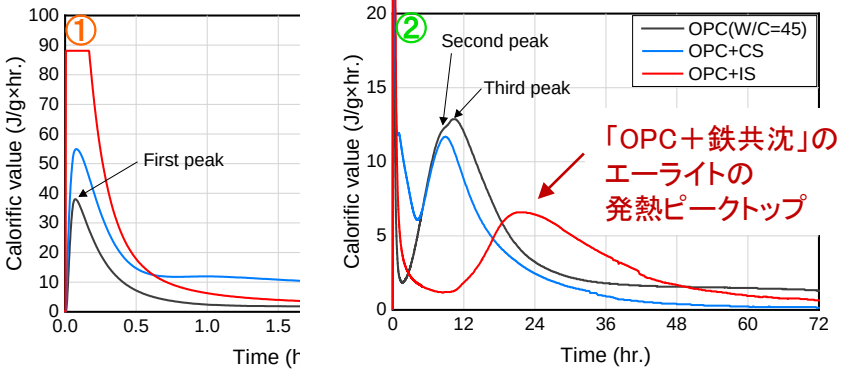
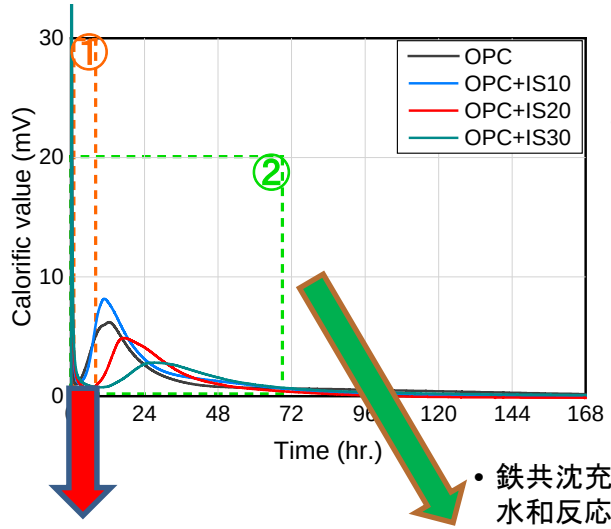


図1 カロリーメーターの結果



- 鉄共沈スラリーの廃棄物充填率を変えて発熱量データを取得した。発熱量の換算は別途実施予定。

- 鉄共沈充填率の増加に伴い水和反応は遅延している。

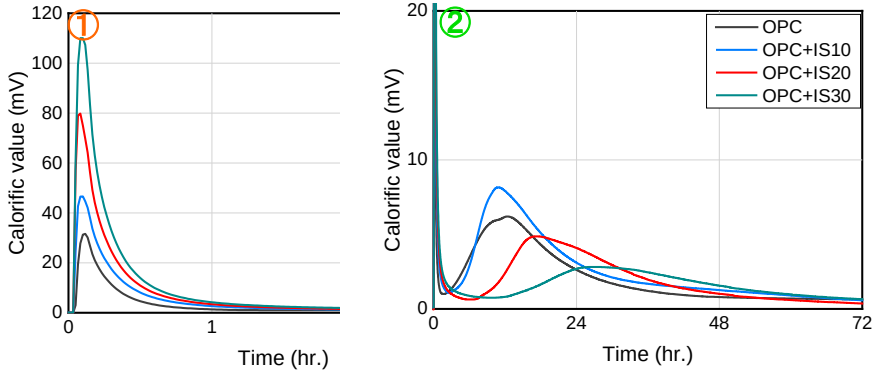


図2 鉄共沈充填率と発熱量

炭酸塩スラリー混合により、エーライトの水和反応は促進するが、鉄共沈スラリーを混合すると系では反応が遅延
⇒鉄共沈スラリー混合により水和反応が阻害され、材料分離が生じたことが示唆される。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜ AAM：炭酸塩スラリー固化体の配合による物性変化＞

➢ 炭酸塩スラリーをAAMで固化する場合の物性の変化を調査し、各評価基準を満たす配合を決定

流動性

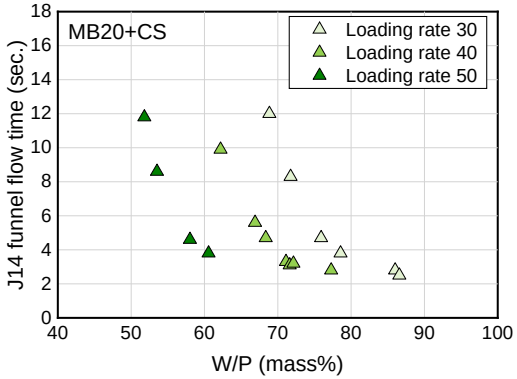


図1　水/固体比とJ14漏斗流下時間の関係

- 水/固体比増大（廃棄物充填率一定）⇒流動性向上（図1）
- 廃棄物充填率の増大（水/固体比一定）⇒流動性向上

凝結性

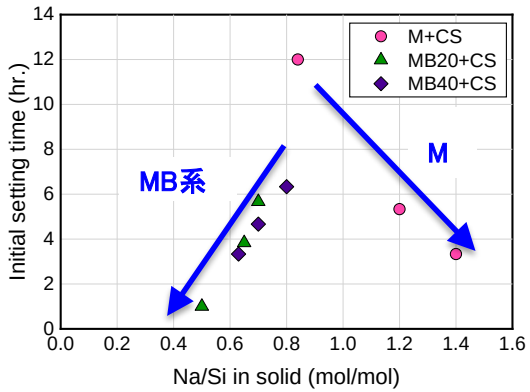


図2　Na/ Siモル比と始発時間の関係

- Na/Siモル比により、粉体種類ごとに異なる変化（図2）
- 水/固体比増大⇒凝結遅延

圧縮強度

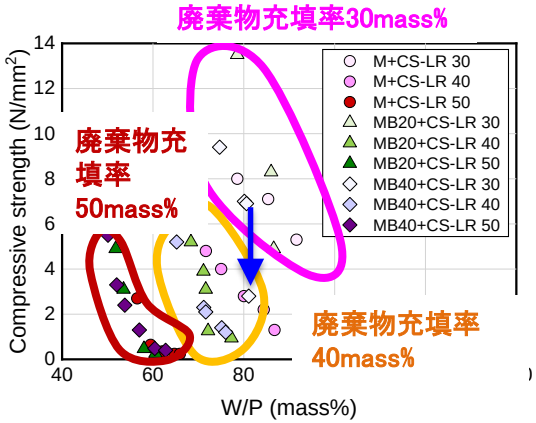


図3　水/固体比と圧縮強度の関係

- 廃棄物充填率の増大　⇒圧縮強度低下（図3）
- 水/固体比増大（廃棄物充填率一定）⇒圧縮強度低下（図3）
- Na/Siモル比低下（高炉スラグ置換系）⇒圧縮強度低下

（AAM配合特性）

➢ 廃棄物充填率を増大（水/固体比一定の場合）させると、流動性は増大するが圧縮強度は低下。

➢ 水/固体比を増大させると、流動性は確保されるが圧縮強度は低下。

➢ 凝結性は Na/Siモル比に強く影響される。スラグを含むか含まないかにより影響が逆転。

⇒取得した物性データから、各評価基準を満たす配合を抽出し、AAMもセメント同様、「廃棄物充填率30mass%」 の配合を選定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜AAM：鉄共沈スラリー固化体の配合による物性変化（流動性、凝結性試験結果）＞

- 流動性の簡易測定方法として検討した小フロー試験のデータを利用し、配合による物性の変化傾向を把握し、流動性の評価基準を見出すとともに、試験に供する配合条件を絞り込んだ。
  ⇒（流動性の評価基準）J14漏斗流下時間2～4秒＝小フロー値110～130mmの範囲（図1）。
  - 絞り込んだ配合条件を用いて、特性評価試験を実施。

簡易試験



小フロー試験

評価試験



J14漏斗流下試験

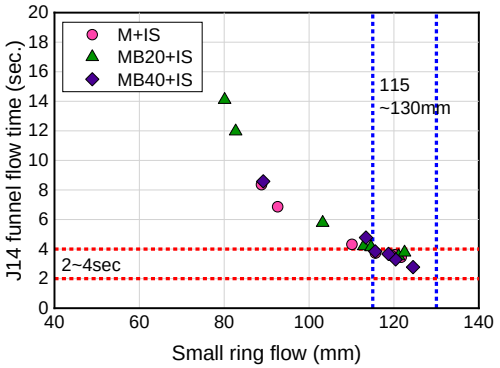


図1　J14漏斗流下時間と小フロー値の関係

- 鉄共沈スラリーをAAMで固化する場合の流動性と凝結性に係るデータを取得

流動性

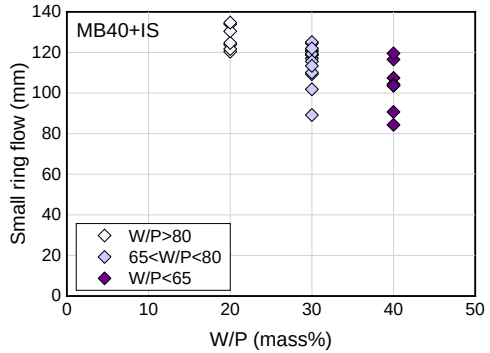


図2　廃棄物充填率と小フロー値の関係(MB40)

- 廃棄物充填率の増大⇒水/固体比低減⇒流動性向上
- 水/固体比の増大⇒流動性向上
- Si/Al比、Na/SI比の低減⇒流動性向上

凝結性

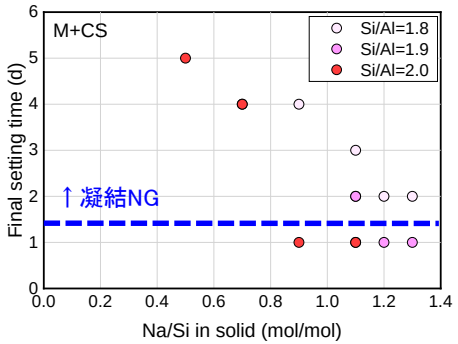


図3　Na/Si比と固化に要した日数の関係（M）

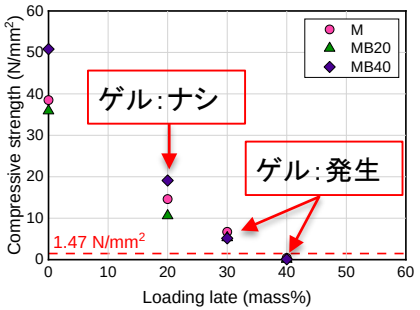
- Na/Siモル比低下⇒凝結遅延
- Si/Al比1.8⇒終結2日以上

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜AAM：鉄共沈スラリー固化体（圧縮強度、ゲル化試験結果）＞

➢ 鉄共沈スラリーをAAMで固化する場合の物性の変化を調査し、配合を決定。

圧縮強度



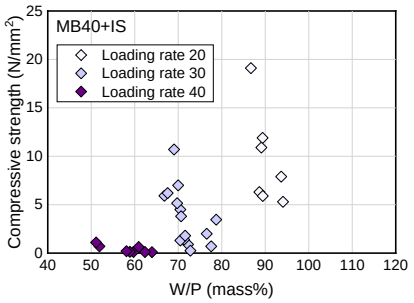


図1 廃棄物充填率と圧縮強度の関係　図2 水/固体比と圧縮強度の関係

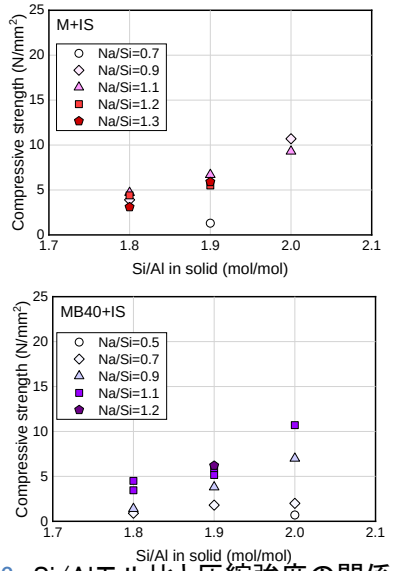


図3 Si/Alモル比と圧縮強度の関係

- 廃棄物充填率の増大　⇒　圧縮強度低下
- 水/固体比増大（廃棄物充填率一定）⇒　圧縮強度低下
- Si/Alモル比、Na/Siモル比により圧縮強度は変化

材料分離（ゲル化）



図4 ゲルの発生状況（材齢1日）

- 材料分離によるゲル状物質の発生
- ゲルの主成分は炭酸ナトリウム水和物
- 廃棄物充填率の増大⇒ゲル化が生じやすい廃棄物充填率40mass%では配合によらず発生
- 水/固体比増大⇒ゲル化が生じやすい

（AAMの鉄共沈スラリー混合による配合特性）

➢ 廃棄物充填率を増大させると、流動性は増大するが圧縮強度は低下。
➢ 水/固体比を増大させると、流動性は確保されるが圧縮強度は低下。
➢ 凝結性は Na/Siモル比に強く影響される。スラグを含むか含まないかにより影響が逆転。

⇒評価基準を満足する配合条件のうち、原材料による変動なども考慮し、「廃棄物充填率20mass%」 の配合を選定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～模擬廃棄物固化体の配合調整～
＜決定した代表配合＞

➢ 配合調整の結果、決定した代表配合は以下の通り。

- 炭酸塩スラリー固化体

母材	廃棄物充填率mass%	水/固体比mass%
セメント(OPC)	30	53.8

母材	廃棄物充填率mass%	Si/Al比mol/mol	Na/Si比mol/mol	水/固体比mass%
AAM(M)	30	1.8	1.2	91.6
AAM(MB20)	30	1.8	0.7	86.0
AAM(MB40)	30	1.8	0.8	80.1

- 鉄共沈スラリー固化体

母材	廃棄物充填率mass%	水/固体比mass%
セメント(OPC)	20	48

母材	廃棄物充填率mass%	Si/Al比mol/mol	Na/Si比mol/mol	水/固体比mass%
AAM(M)	20	1.9	1.00	100
AAM(MB20)	20	1.9	1.00	93
AAM(MB40)	20	1.9	0.95	87

➢ 代表配合の固化体に関する各種試験・測定を行い、データ取得を実施した。

- 圧縮強度(圧縮強度、空隙率分布)
- 照射試験(水素ガス発生量、圧縮強度、鉱物組成、自由水量)
- 平衡溶解試験(鉱物組成、水分量、溶出成分組成、固体中結合変化)
- 非平衡溶解試験(鉱物組成、空隙率分布、溶出成分組成、固体中組成分布、固体中成分分布)
- ANSI/ANS溶出試験など

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～代表配合による固化体データの取得～
＜ セメント：圧縮強度と空隙率＞

圧縮強度

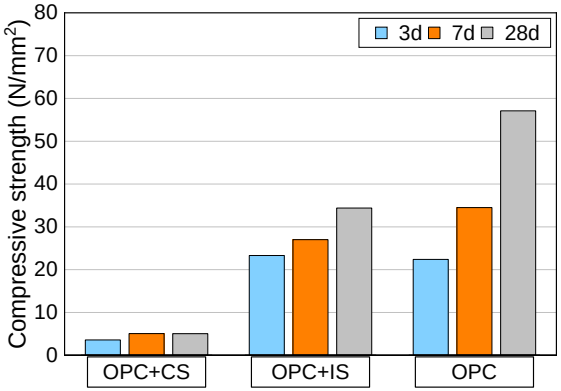


図1　養生日数と圧縮強度の関係

- 模擬スラリーの有無に関わらず、養生日数の経過に伴い圧縮強度は増加。
- 炭酸塩スラリーを混合した場合、鉄共沈スラリーを混合した場合のいずれもセメントのみと比較すると、圧縮強度は低下。
- 鉄共沈スラリー固化体より炭酸塩スラリー固化体の方が圧縮強度低下が大きく、10N/mm²を超えなかった。

空隙率と圧縮強度の関係

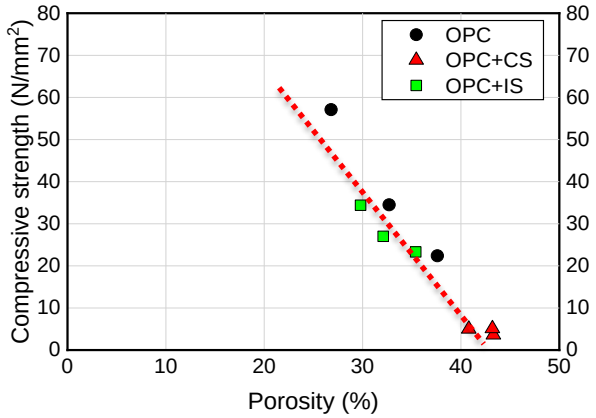


図2　空隙率と圧縮強度の関係(材齢28日)

- 空隙率と圧縮強度に相関性あり(R^2=0.92)。
- 空隙率の増加に伴い圧縮強度は低下。

各固化体の空隙径分布

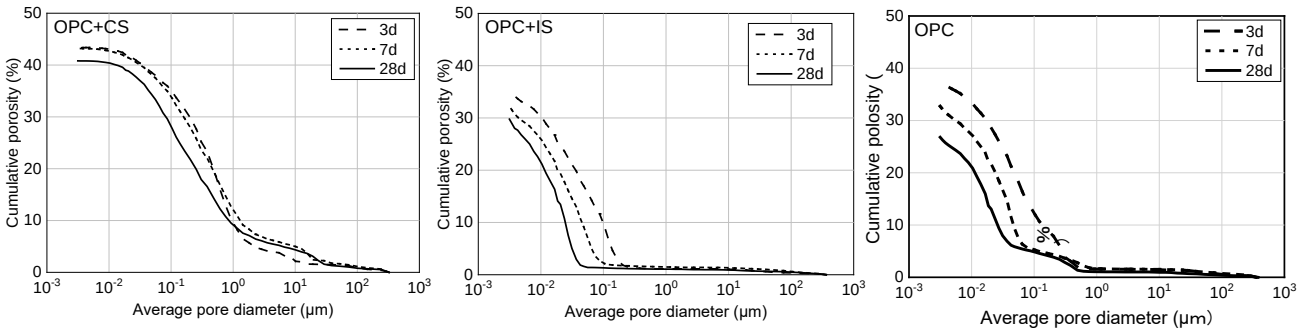


図3　空隙径分布

- 空隙量と空隙径は、養生日数の経過に伴い減少。
- 炭酸塩スラリーよりも鉄共沈スラリーの方が、空隙率の減少は大きい傾向。
- 固化体中の空隙率(28d)は、セメント(母材)27%程度、炭酸塩スラリー40%、鉄共沈スラリー34%程度であった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～代表配合による固化体データの取得～
＜ AAM：圧縮強度と空隙率＞

圧縮強度

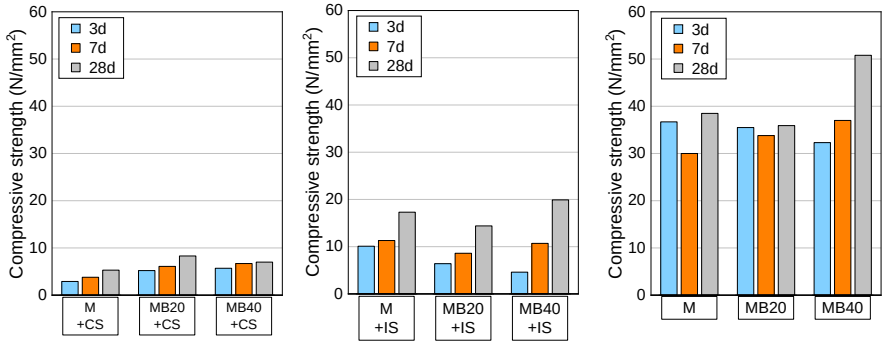


図1　各種固化体の養生日数と強度の関係

- 材齢経過に伴い、圧縮強度は増加。
- 炭酸塩スラリーより鉄共沈スラリーを混合した場合の方が、圧縮強度は増加。
- 鉄共沈スラリー固化体より炭酸塩スラリー固化体の方が圧縮強度低下が大きく、10N/mm²を超えなかった（OPCと同様）。

空隙率と圧縮強度の関係

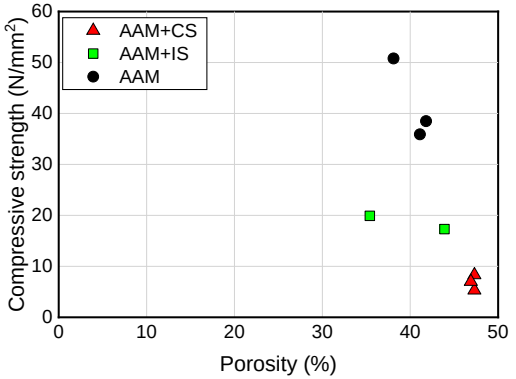
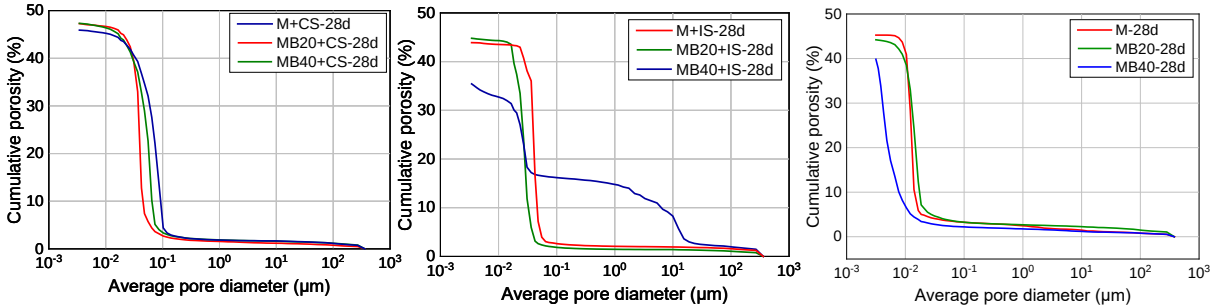


図2　空隙率と圧縮強度の関係(材齢28日)

- 空隙率と圧縮強度に相関性あり。
- 空隙率の増加に伴い圧縮強度は低下。

各固化体の空隙径分布



- 母材固化体と炭酸塩スラリー固化体は、AAM種類による差は微小。
- 鉄共沈スラリー固化体では、AAM（MB40）固化体のみ粗大な空隙が存在。
- セメント固化体と異なり、空隙が狭い径範囲に存在している。材齢進行による変化が非常に小さい。

図3　空隙径分布

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～代表配合による固化体データの取得～
＜平衡溶解試験＞

- 埋設環境での長期的な変質に関するデータとして、平衡溶解試験を行いデータを取得した。試験条件及び分析項目等は表1の通り。

表1　平衡溶解試験条件

試験試料	・炭酸塩スラリーセメント固化体（OPC+CS） ・炭酸塩スラリーAAM（M）固化体（M+CS） ・炭酸塩スラリーAAM（MB20）固化体（MB20+CS） ・炭酸塩スラリーAAM（MB40）固化体（MB40+CS） ・鉄共沈スラリーセメント固化体（OPC+IS） ・鉄共沈スラリーAAM（M）固化体（M+IS） ・鉄共沈スラリーAAM（MB20）固化体（MB20+IS） ・鉄共沈スラリーAAM（MB40）固化体（MB40+IS）	
作製条件	混練後、20℃に設定した室内で28日間養生した。養生した固化体を不活性雰囲気中で粗砕したものを真空乾燥した。乾燥試料を不活性雰囲気のグローブボックス中でメノウ乳鉢を用いて微粉砕し、100μm篩を全通させて試験試料とした。	
浸漬条件	液相：純水 液固比：10、100、500、1000、2000 試料量：0.5～4g 浸漬期間：4週間	
分析項目	液相	pH 化学組成（ICP-AES）
	固相	X線回折試験（XRD） 示差熱重量分析（TG/DTA） 固体NMR分析（Si-NMR、Al-NMR）





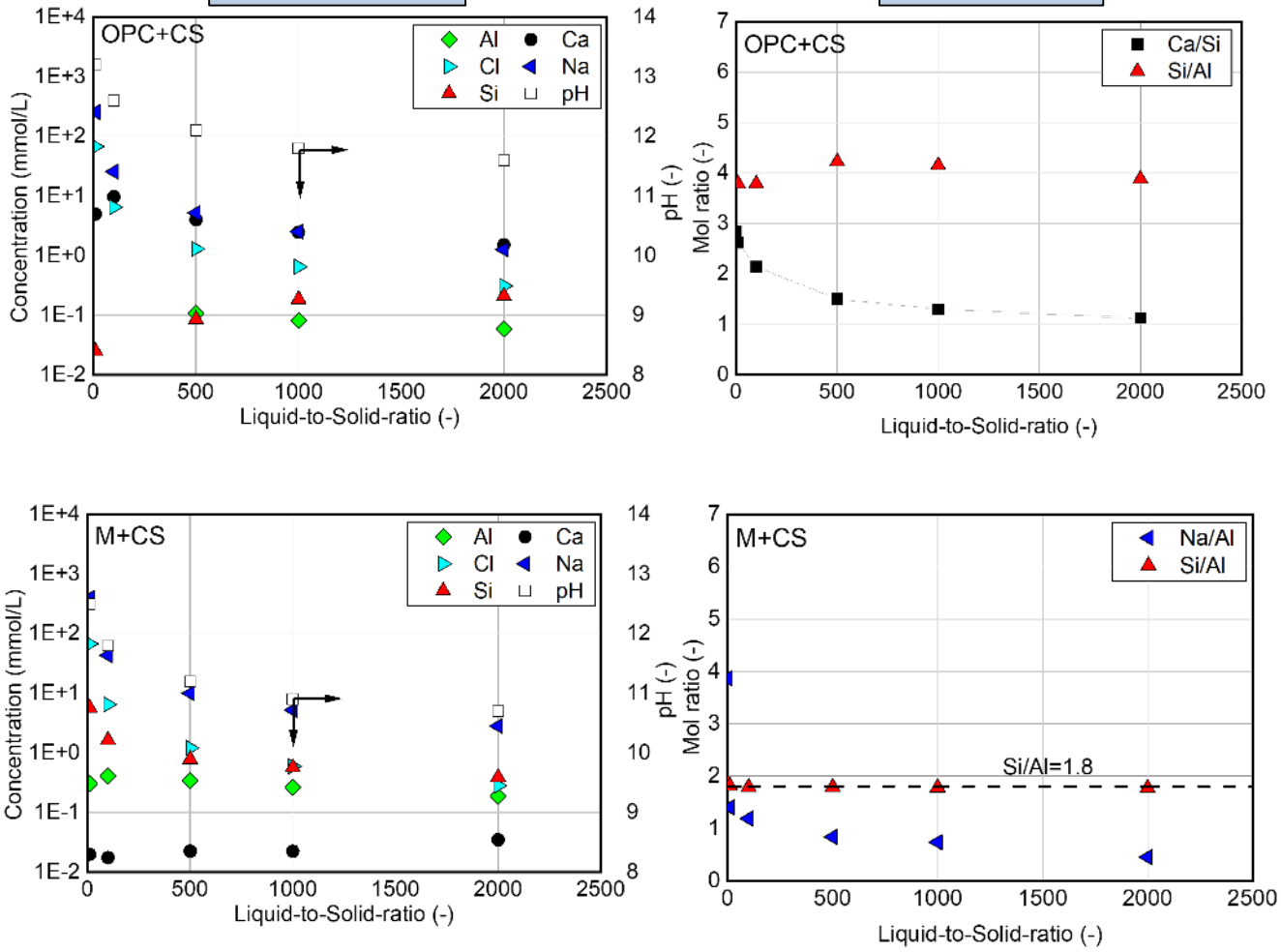
表1　平衡溶解試験の浸漬状況

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ ICP-AESによる液相の元素濃度の分析値（左）と液相中の濃度を溶脱したものと仮定して固相の元素比（右）の変化を計算。

液相中元素濃度

固相の組成比



セメント固化体

- 固相から液相へNa、Caが溶脱
- 母材であるセメント固化体の計算したCa/Siモル比は液固比が大きくなるほど低下。

母材は組成を変化させながら溶解しており、既往のセメント鉱物に関する溶脱現象の知見と整合。

AAM固化体

- 固相から液相へNa、Si、Alが溶脱。
- 母材であるAAM（M）固化体の計算したSi/Alモル比は液固比によらず約1.8で一定。

母材が均質に溶解している。

セメントとAAMの溶解現象は異なる。

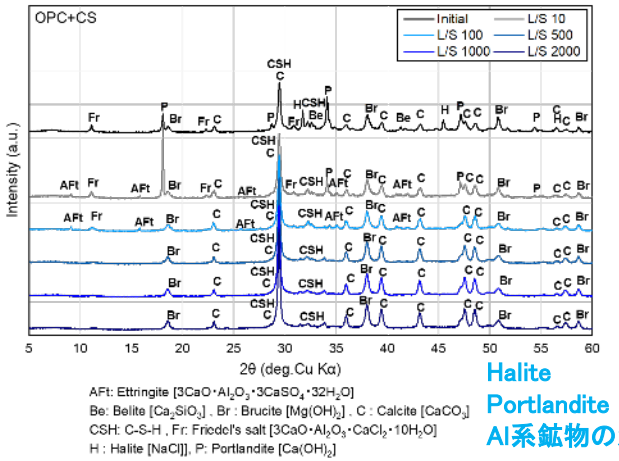
図1　平衡溶解試験の液相組成と溶出量から計算した母材の組成

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

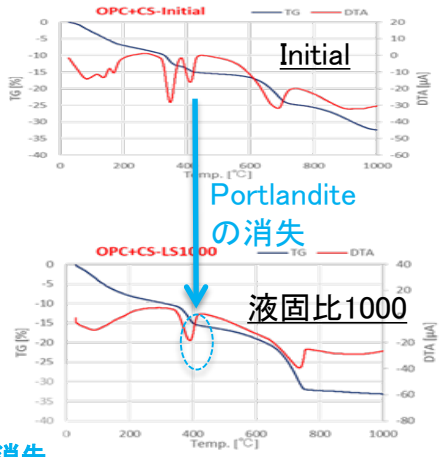
➢ 溶出前後の固化体をX線回折分析（XRD）と示差熱重量分析（TG/DTA）することで、鉱物相の変化に関するデータを取得。

XRD　　TG/DTA

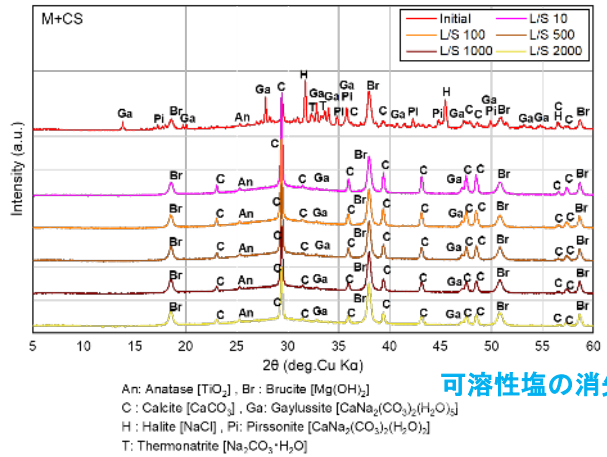
（セメント固化体）



Halite
Portlandite
Al系鉱物の消失



（AAM固化体）



可溶性塩の消失

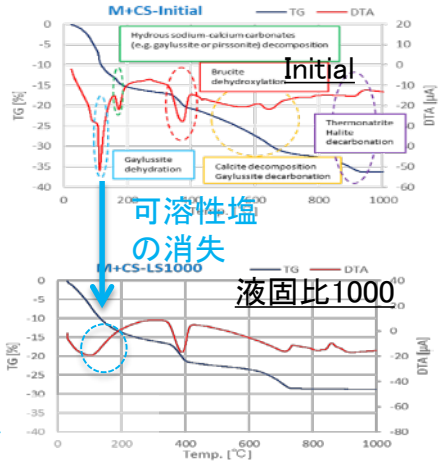


図1　X線回折パターンとTG/DTAチャート

- XRDとTG/DTAの鉱物相の同定結果は一致していた。

<u>セメント固化体</u>
スラリー成分：
可溶性塩（Halite）消失。
Calcite、Brucite変化なし。
セメント鉱物成分：
低液固比でPortlandite消失、Ettringite生成。
高液固比でAl系鉱物（Ettringite、フリーデル氏塩）消失。

→鉱物相の変化は既往のセメント鉱物の溶脱に伴う変化の知見と整合。

<u>AAM固化体</u>
スラリー成分：
可溶性塩（Halite、Pirssonite）消失。
Calcite、Brucite変化なし。
AAM鉱物成分：
可溶性塩（Gaylussite）消失。

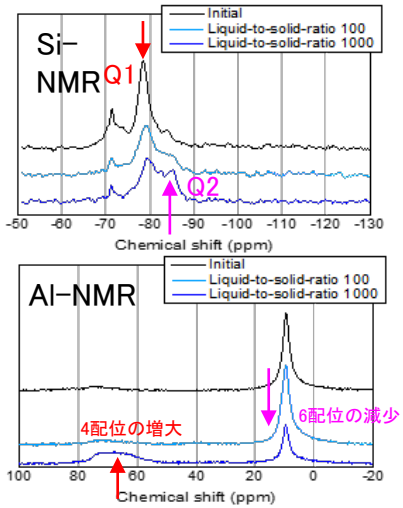
スラリー由来のピーク以外は認められない。

AAM固化体は非晶質であり、結晶化は生じていない。

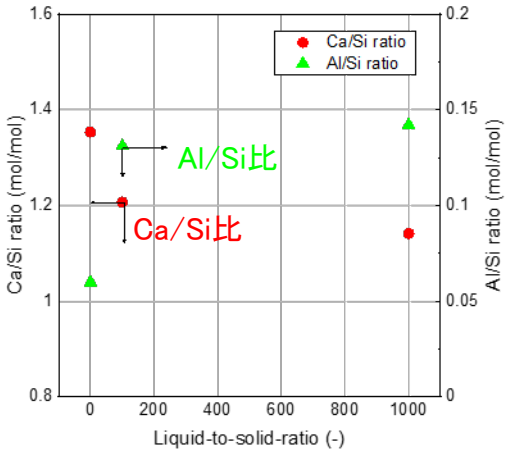
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ AAM固化体は非晶質であり、XRDでは鉱物相の変化に関する知見が得られないことから、溶出前後の固化体をNMR分析（Si-NMR、Al-NMR）にて母材の組成や構造に関するデータを取得した。

（セメント固化体）



NMR



セメント固化体
- Si-NMR　Q1/Q2比の減少
- Al-NMR　4配位の増大

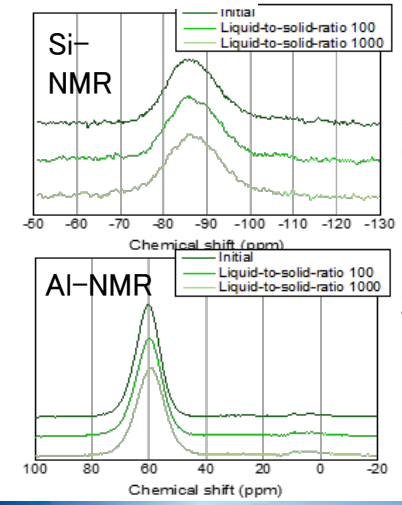
→ C-S-HのCa/Si比の減少、Al/Si比の増大

- 6配位の減少

→ Ettringite、モノサルフェート水和物の減少

NMRの結果は液相から算出した固相組成、XRDの結果と整合しており、既往のセメント鉱物の溶脱に伴う変化の知見と整合。

（AAM固化体）



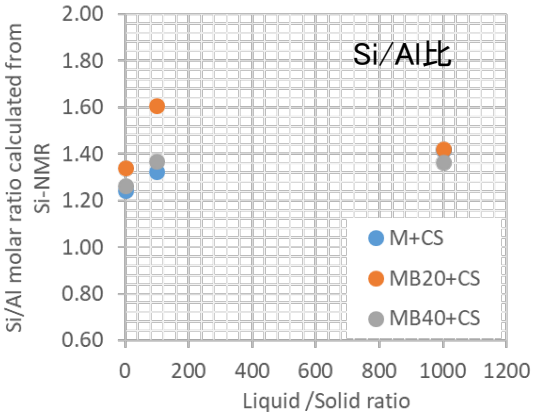


図1　固体NMRチャートと
Si-NMRから計算した固相組成

AAM固化体
- 事前に、AAM母材のみ、スラグのみの固化体のNMRデータを取得し、N-A-S-HとC-A-S-Hピークを同定
- その結果、Si-NMR　MB系固化体の母材もほとんどが
  N-A-S-H
  Q4（4Al）が減少

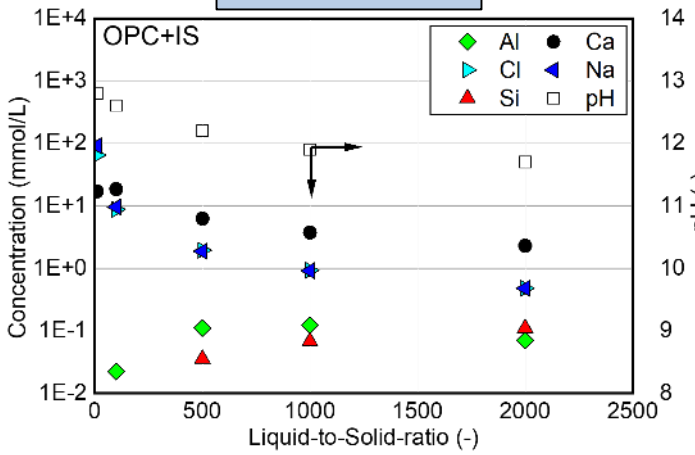
→ Si/Al比が若干変化

溶脱に伴うAAMのアルミノシリケート構造の変化は小さい可能性。

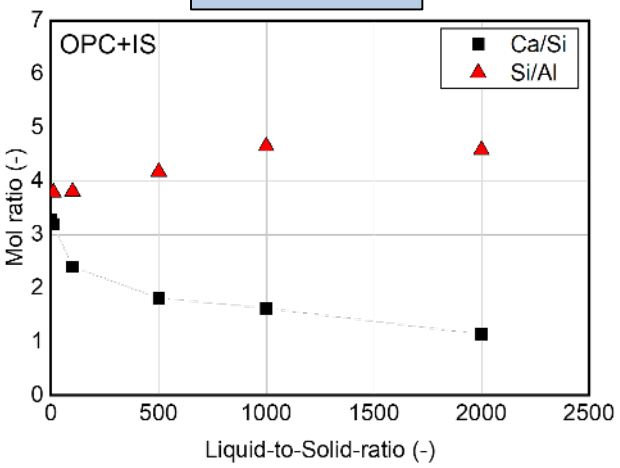
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

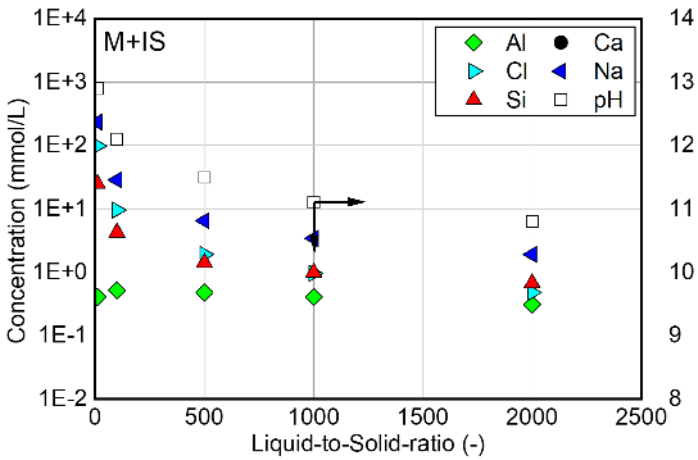
➢ ICP-AESによる液相の元素濃度の分析値（左）と液相中の濃度を溶脱したものと仮定して固相の元素比（右）の変化を計算。

液相中元素濃度



固相の組成比





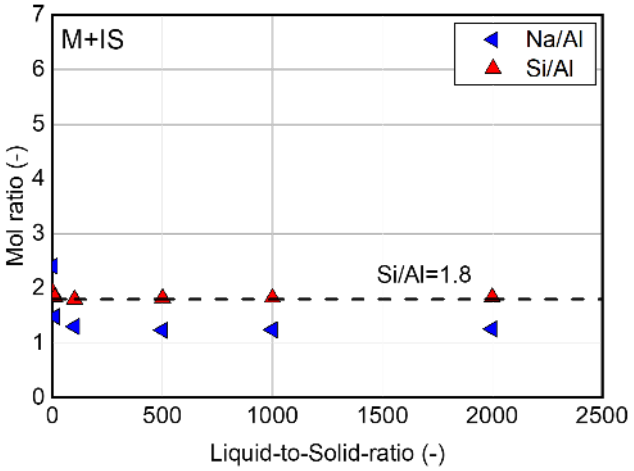


図1 平衡溶解試験の液相組成と溶出量から計算した母材の組成

セメント固化体

- 固相から液相へNa、Caが溶脱。
- 母材であるセメント固化体の計算したCa/Siモル比は液固比が大きくなるほど低下。

母材は組成を変化させながら溶解しており、既往のセメント鉱物の溶脱現象の知見と整合。

AAM固化体

- 固相から液相へNa、Si、Alが溶脱。
- 母材であるAAM（M）固化体の計算したSi/Alモル比は液固比によらず約1.8で一定。

母材が均質に溶解している。

※ AAM（MB20）固化体、AAM（MB40）固化体では未反応スラグの定量ができず、母材の固相組成の評価はできていない。

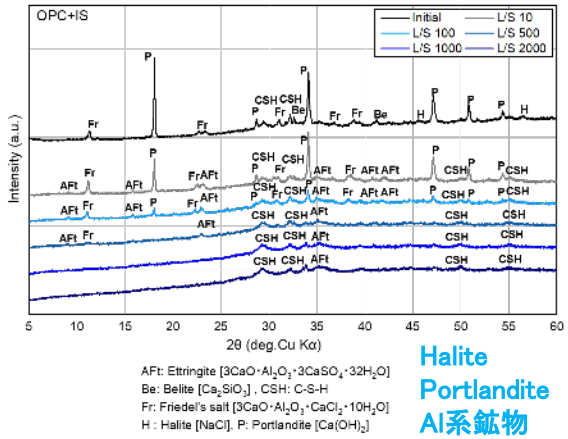
セメントとAAMの溶解現象は異なる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 溶出前後の固化体をX線回折分析（XRD）と示差熱重量分析（TG/DTA）することで、鉱物相の変化関するデータを取得。

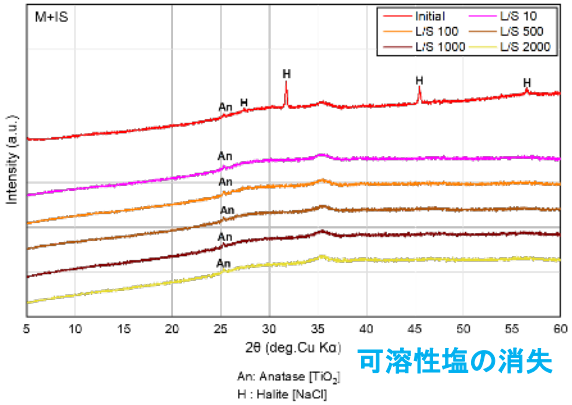
XRD

（セメント固化体）



Halite
Portlandite
Al系鉱物
の消失

（AAM固化体）



可溶性塩の消失

TG/DTA



- XRDとTG/DTAの鉱物相の同定結果は一致していた。

<u>セメント固化体</u>

- 鉄共沈スラリーは非晶質で、可溶性塩（Halite）の消失がみられた。
- 低液固比でセメント鉱物のPortlandite消失、Ettringite生成。高液固比でAl系鉱物（Ettringite、フリーデル氏塩）消失。

鉱物相の変化は既往のセメント鉱物の溶脱に伴う変化の知見と整合。

<u>AAM固化体</u>

- 鉄共沈スラリーは非晶質で可溶性塩（Halite）の消失が見られた
- スラリー由来のピーク以外は認められない。

M+ISは非晶質であり、結晶化は生じていない。

※ AAM（MB40）固化体では、母材成分が結晶化したFaujasiteが確認された。安定相である可能性がある。

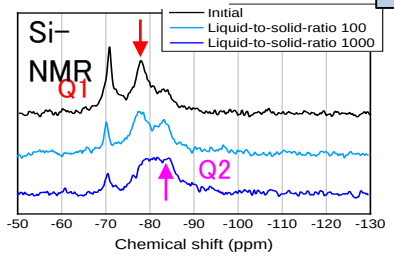
図1　X線回折パターンとTG/DTAチャート

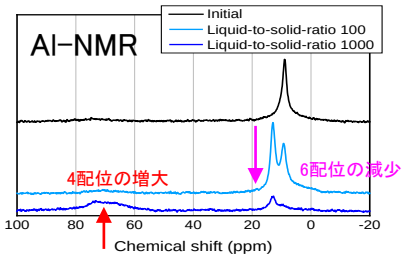
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

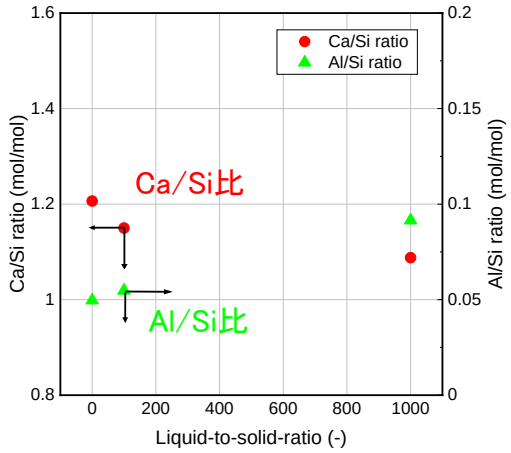
➢ AAM固化体は非晶質でありXRDでは鉱物相の変化に関する知見が得られないことから、溶出前後の固化体をNMR分析（Si-NMR、Al-NMR）にて母材の組成や構造に関するデータを取得した。

（セメント固化体）

NMR







セメント固化体
- Si-NMR　Q1/Q2比の減少
- Al-NMR　4配位の増大

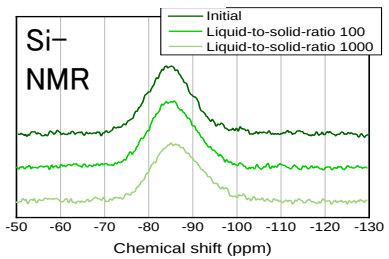
→ C-S-HのCa/Si比の減少、Al/Si比の増大

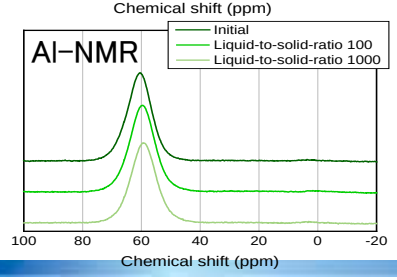
- 6配位の減少

→ Ettringite、モノサルフェート水和物の減少

NMR分析の結果は液相から算出した固相組成、XRDの結果と整合しており、既往のセメント鉱物の溶脱に伴う変化の知見と整合。

（AAM固化体）





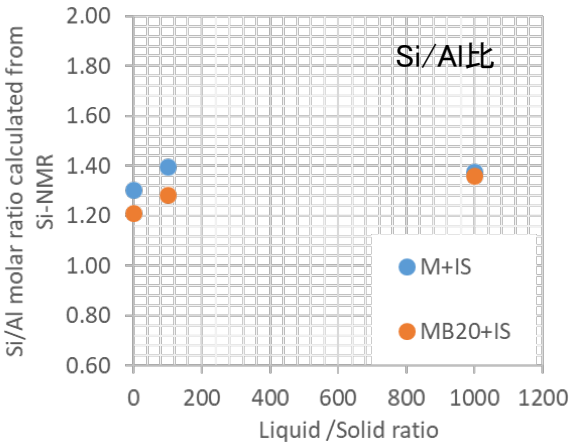


図1　固体NMRチャートと
Si-NMRから計算した固相組成

AAM固化体
- AAMのみ、スラグのみの固化体のNMRデータから、N-A-S-HとC-A-S-Hを分離
- Si-NMR　MB系固化体の母材もほとんどがN-A-S-H
  Q4（4Al）が減少

→ Si/Al比が若干変化

溶脱に伴うAAMのアルミノシリケート構造の変化は小さい可能性。

※AAM（MB40）固化体では母材のAAM成分が結晶化したFaujasiteが確認され、同様の解析はできなかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 埋設環境での長期的な変質に関するデータとして、非平衡溶解試験を行い、データを取得した。試験条件及び分析項目等は表1の通り。

表1　非平衡溶解試験の試験条件等

試験試料	・炭酸塩スラリーセメント固化体（OPC+CS） ・炭酸塩スラリーAAM（M）固化体（M+CS） ・炭酸塩スラリーAAM（MB20）固化体（MB20+CS） ・炭酸塩スラリーAAM（MB40）固化体（MB40+CS） ・鉄共沈スラリーセメント固化体（OPC+IS） ・鉄共沈スラリーAAM（M）固化体（M+IS） ・鉄共沈スラリーAAM（MB20）固化体（MB20+IS） ・鉄共沈スラリーAAM（MB40）固化体（MB40+IS）	
作製条件	混練後、20℃に設定した室内で28日間養生した。養生した固化体を20×20×40 [mm]に切断し、20×20 [mm]の暴露面以外の5面をエポキシ樹脂でシーリングしたものを試験試料とした。	
浸漬条件	液相：純水（500 [ml]） 浸漬期間：1、4、13週間 （週に1回、浸漬水を交換した。）	
分析項目	液相	pH 化学組成（ICP-AES）
	固相	水銀圧入試験（MIP） X線回折試験（XRD） 断面元素組成分析（EPMA） 断面観察（SEM/EDS）

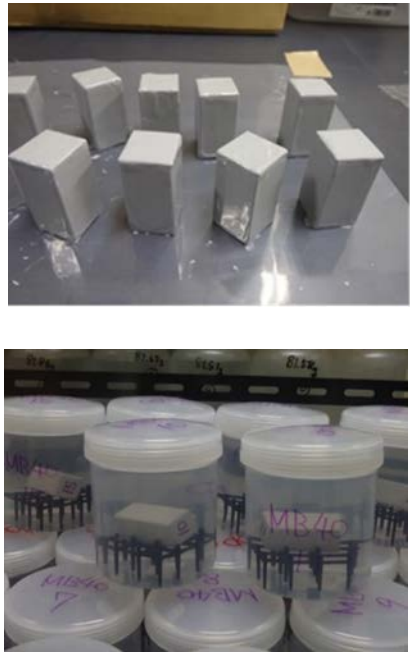
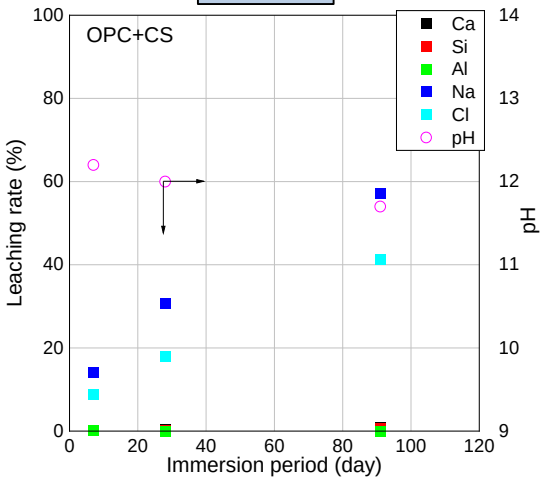


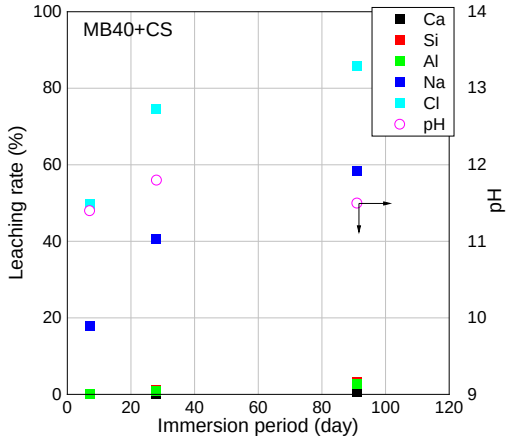
図1　非平衡溶解試験の試験体（上）と浸漬状況（下）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

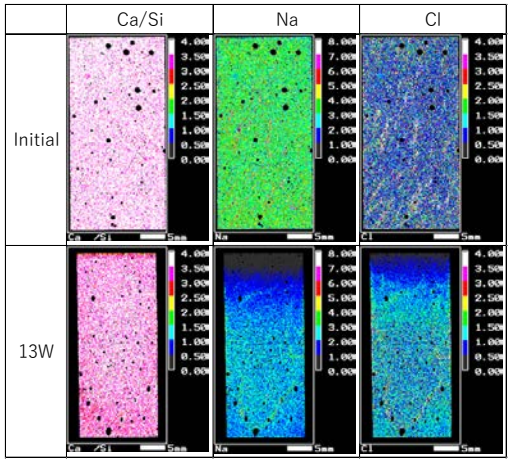
➢ ICP-AESによる液相組成分析から溶出率を、断面の元素組成分析により固相からの溶脱状態を評価

溶出率





断面の元素組成（EPMA）



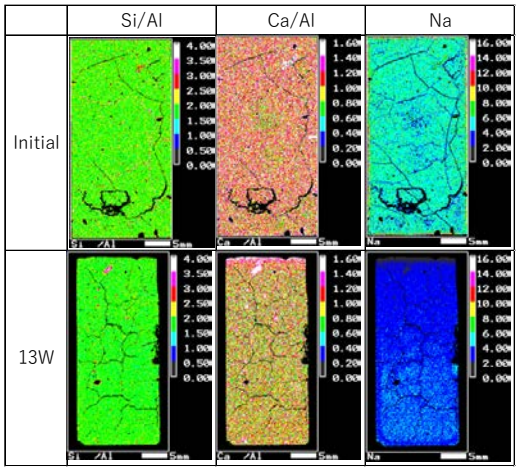


図1　固化体からの溶出率と固相断面（上側が接液面）の元素分布

セメント固化体

- 主な溶出成分は、Na、Clであり、接液面からNaとClが溶脱していた。

→可溶性塩の溶脱

- Caの溶脱量はごくわずかであり、母材のセメント鉱物の溶解変質はごく表層でしか見られていない。

→セメント固化体の溶脱はごく狭い範囲

表層から5㎜→空隙構造評価（MIP、SEM/EDS）
表層から2㎜※→鉱物相の同定（XRD）
※AAM固化体に比べ、Caの溶脱深さが僅かであることから、分析に必要な試料量を考慮し2mmとした

AAM固化体

・主な溶出成分はNa、Clであり、試料全体の濃度が低下した。

→可溶性塩の溶脱

- Si/Alの変化は見られなかった。
- AAM（MB40）固化体仕様ではごく表層にCa/Al比の高い層が確認された。

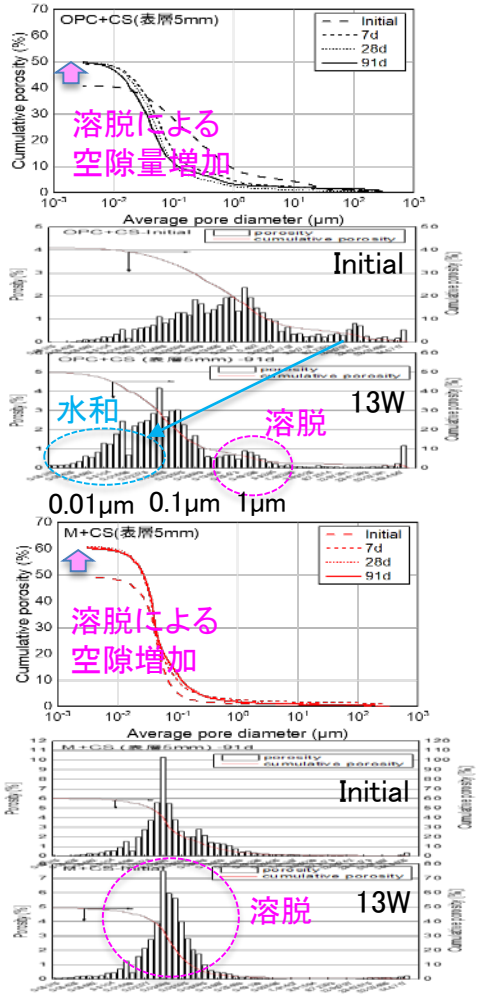
→二次鉱物の生成が示唆された

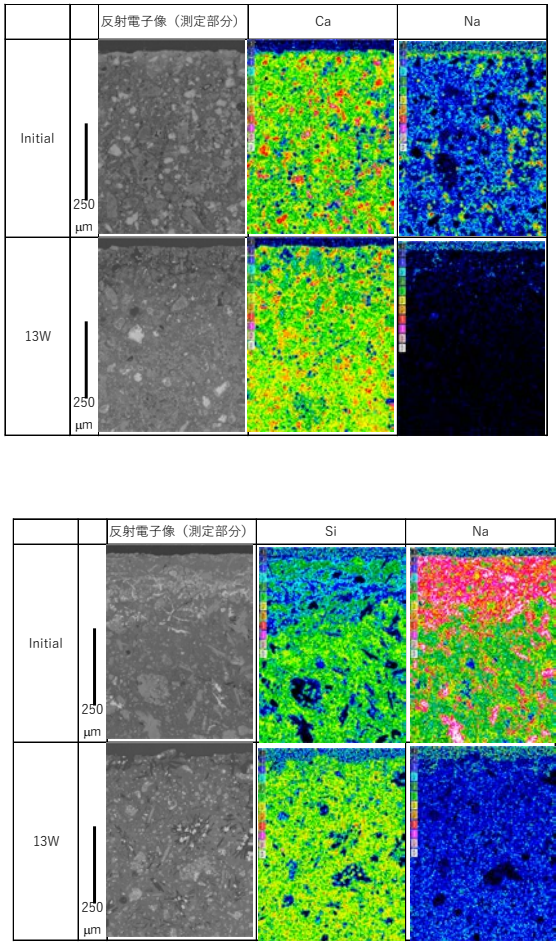
表層から5㎜→空隙構造評価（MIP、SEM/EDS）
鉱物相の同定（XRD）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 溶解に伴う空隙構造の変化を確認するため、空隙径分布（MIP）と接液面表層のSEM観察を実施

空隙径分布（MIP）　　断面観察（SEM/EDS）





セメント固化体（表層から5㎜）
- 浸漬試験による水和の進行により、0.1μm以下に空隙径分布が増加。
- 溶脱により空隙量が増加。
- 溶脱により1μm付近に空隙分布の傾向が見られた。

セメントの既往の知見と一致する結果が得られた。

AAM固化体（表層から5㎜）
- 空隙量は増加。
- 空隙径分布に大きな変化は見られない。
- 試料調整時に濃集したNa成分は可溶性であり、短期間で溶出。

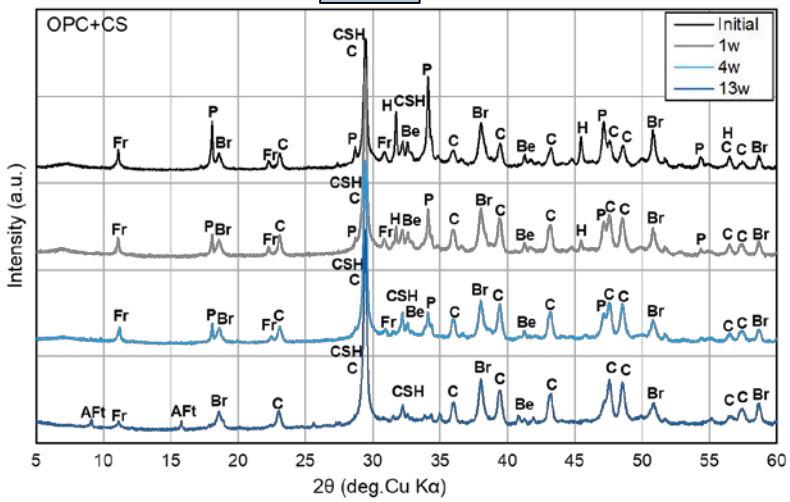
AAMが均質に溶解していると推察。

図1　変質部分の空隙径分布とSEM/EDS観察

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 溶解変質部の鉱物相の同定を行うため、X線回折データを取得

XRD



XRD

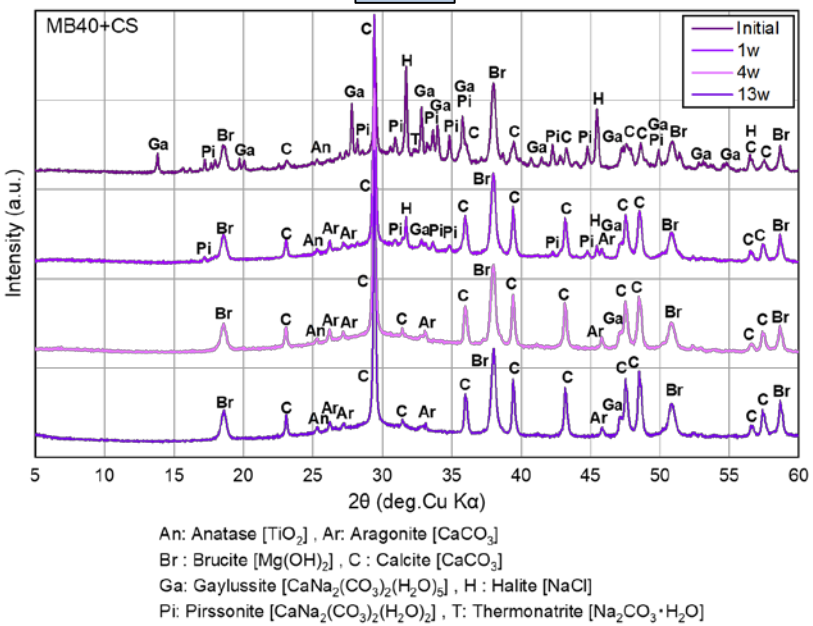


図1　X線回折パターン（セメント固化体（OPC+CS）、AAM（MB40）固化体（MB40+CS））

<u>セメント固化体（表層から2㎜）</u>
- 4週浸漬試料で可溶性塩のHaliteが消失。
- 13週浸漬試料でセメント鉱物のPotlanditeが消失、Ettringiteが生成。
- 炭酸塩スラリーのCalcite、Bruciteは変化なし。

時間経過に伴いセメント鉱物の溶脱が進んでおり、平衡溶解試験と同じ鉱物変遷が確認された。

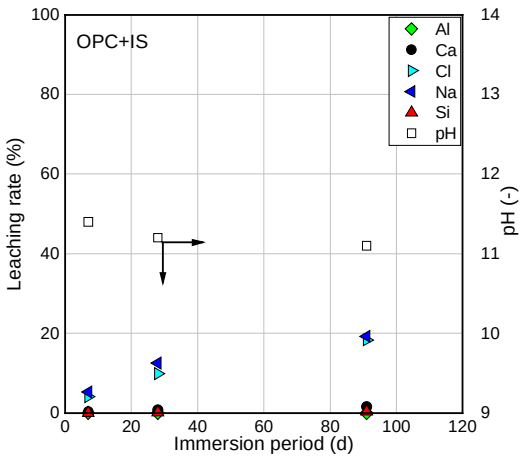
<u>AAM固化体（表層から5㎜）</u>
- 可溶性塩が消失。
  1週：Gaylussite、Pirssonite、4週：Thermonatrite、13週：Halite
- AAM（MB40）固化体のみ、浸漬によりAragoniteが生成。
- 炭酸塩スラリーのCalcite、Bruciteは変化なし。

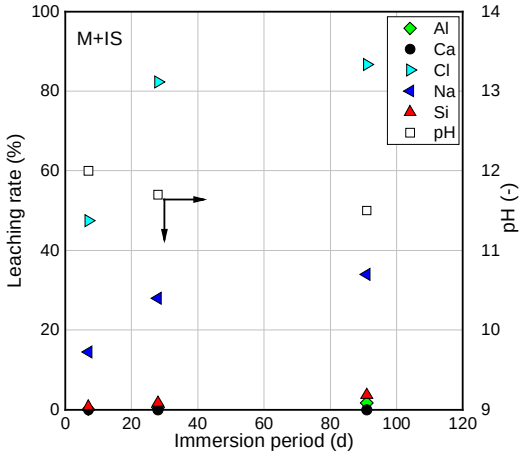
平衡溶解試験の結果も考え合わせると、AAMマトリックスは均質に溶解していると推察された。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

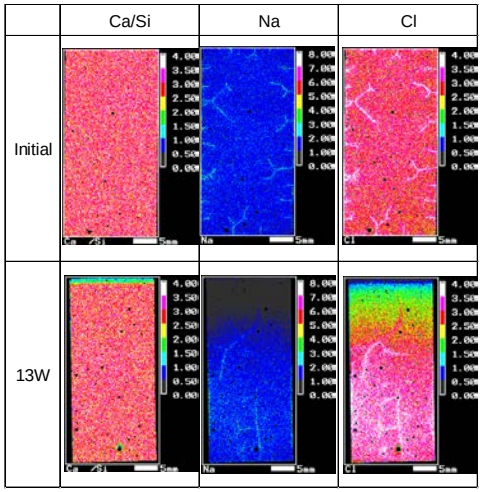
➢ ICP-AESによる液相組成分析から溶出率を、断面の元素組成分析により固相からの溶脱状態を評価

溶出率





断面の元素組成（EPMA）



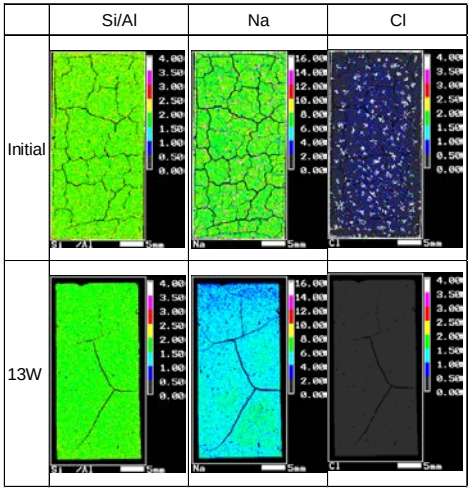


図1　固化体からの溶出率と固相断面（上側が接液面の元素分布

セメント固化体

- 主な溶出成分は、Na、Clであり、接液面からNaとClが溶脱していた。

→可溶性塩の溶脱

- Caの溶脱量はごくわずかであり、母材のセメント鉱物の溶解変質はごく表層でしか見られていない。

→セメント固化体の溶脱はごく狭い範囲

➡ 表層から5mm→空隙構造評価(MIP、SEM/EDS)
表層から2mm※→鉱物相の同定（XRD）
※AAM固化体に比べ、Caの溶脱深さが僅かであることから、分析に必要な試料量を考慮し2mmとした

AAM固化体

- 主な溶出成分はNa、Clであり、試料全体の濃度が低下した。

→可溶性塩の溶脱

- Si/Alの変化は見られなかった。

➡ 表層から5mm→空隙構造評価(MIP、SEM/EDS)
鉱物相の同定（XRD）

セメント固化体、AAM固化体ともに、鉄共沈スラリーに含まれる可溶性塩の溶脱が見られた。炭酸塩スラリー固化体に比較して、溶脱率が低く、溶脱が抑えられていた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 空隙径分布（MIP）と接液面表層の観察結果（SEM）：溶解に伴う空隙構造変化

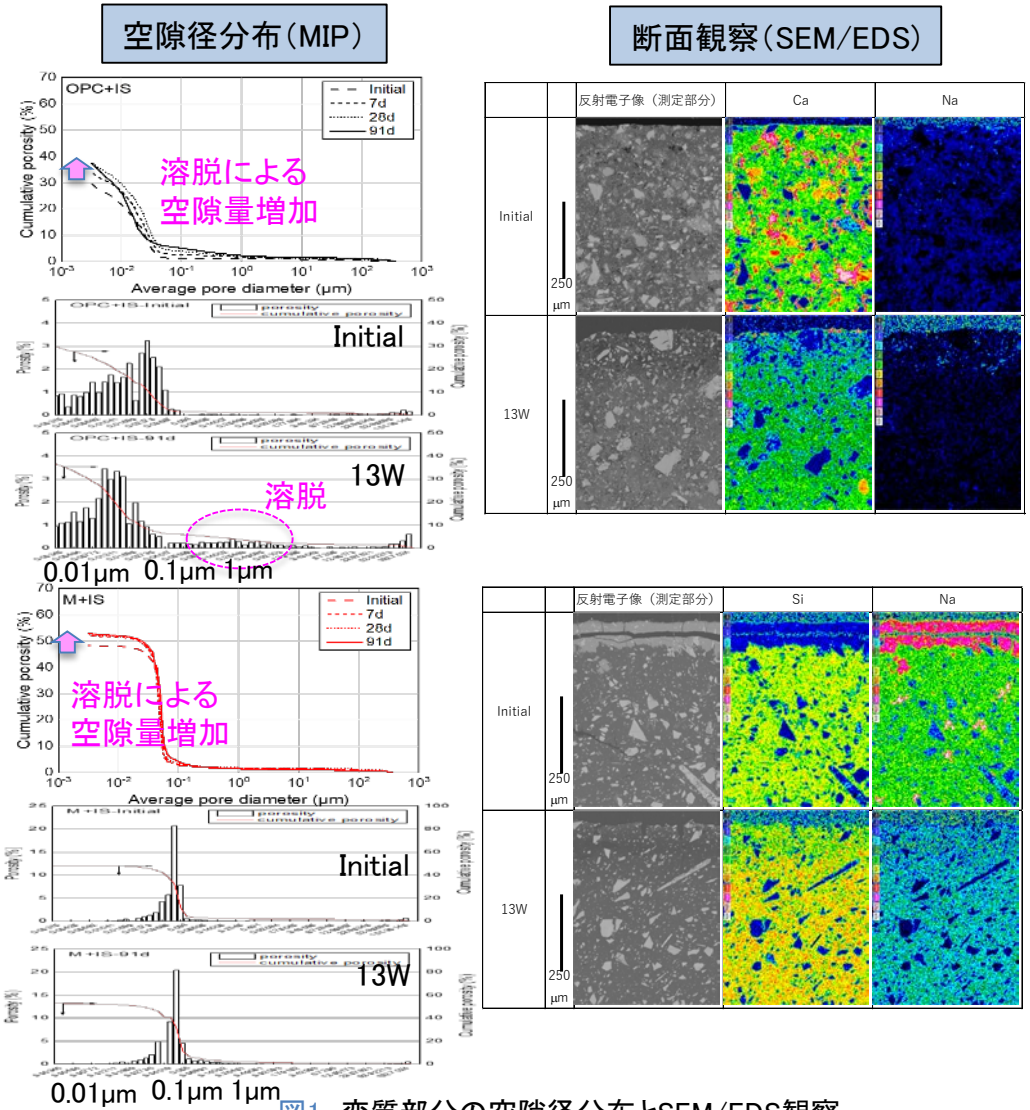


図1 変質部分の空隙径分布とSEM/EDS観察

セメント固化体（表層から5㎜）
- 溶脱により1μm付近の空隙分布が増加。

セメントの既往の知見と一致する結果が得られた。
炭酸塩スラリー固化体に比べ、水和が進んでいると推察された。

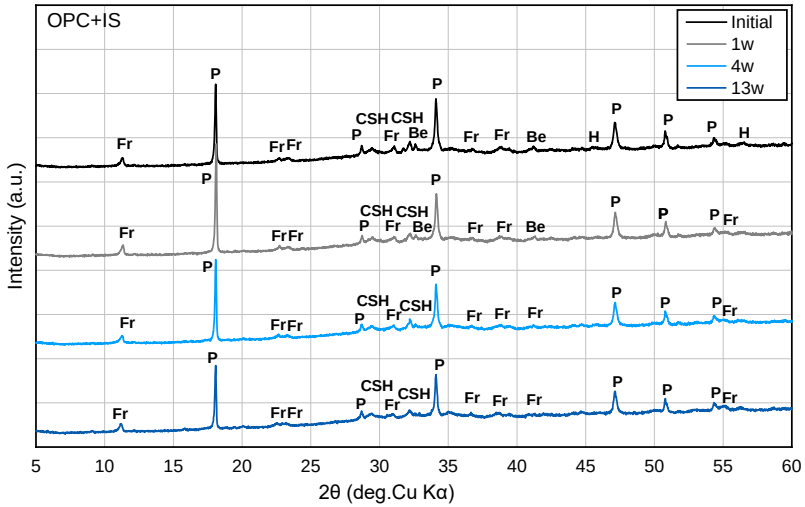
AAM固化体（表層から5㎜）
- 空隙量は増加。
- 空隙径分布に大きな変化は見られない。
- 試料調整時に濃集したNa成分は可溶性であり、短期間で溶出。

AAMが均質に溶解していると推察
セメント固化体、AAM固化体共に炭酸塩スラリー固化体に比較して空隙が少なく、溶脱により増加した空隙量も小さかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 溶解変質部の鉱物相の同定を行うため、X線回折データを取得

XRD



XRD

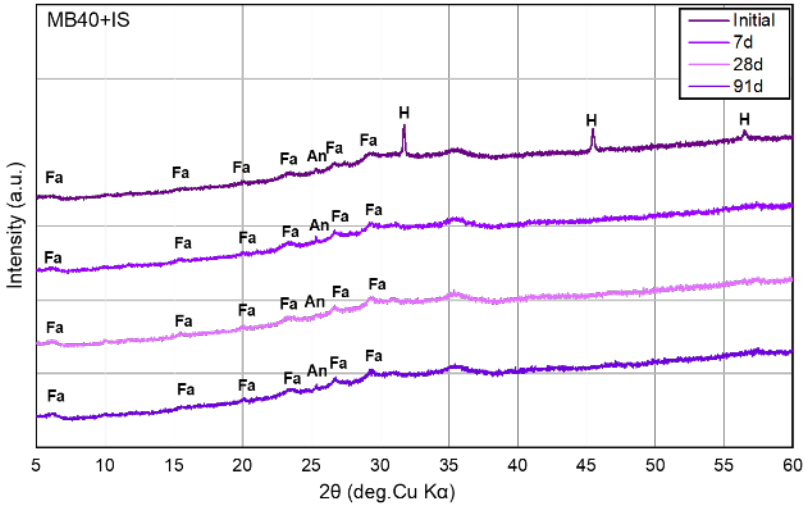


図1　X線回折パターン（セメント固化体（OPC+IS）、AAM（MB40）固化体（MB40+IS））

セメント固化体（表層から2㎜）
- 1週浸漬試料で可溶性塩のHaliteが消失。
- 時間経過に伴いセメント鉱物のPortlanditeのピークは小さくなったが、13週浸漬試料でも残存。

時間経過に伴いセメント鉱物の溶脱が進んでいたが、その進行は炭酸塩スラリー固化体に比較して遅かった。

AAM固化体（表層から5㎜）
- AAM(M)固化体およびAAM(MB40)固化体では、4週浸漬試料でHaliteが消失。
- AAM(MB40)固化体では、AAMマトリックスの結晶化が生じ、ゼオライトであるFaujasiteが生成した。1週浸漬試料でHaliteが消失。

AAMマトリックスの結晶化が確認された。長期評価ではゼオライトとして扱う必要性が示唆された。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

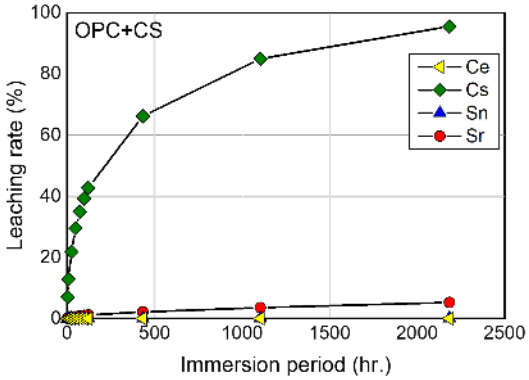
(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～代表配合による固化体データの取得～
＜核種溶出試験（ANSI/ANS 16.1）＞

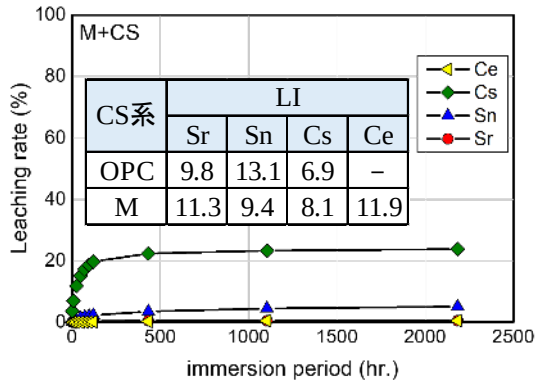
➢ スラリー固化体の核種溶出に関するデータとして、ANSI/ANS溶出試験によりデータを取得。

- Sr、Sn、Cs、Ceの模擬核種を模擬廃棄物の0.1wt%相当量を混練水に溶解させ、各固化体（φ5×5cm）を製作。
- 封緘養生28日経過後、試験体表面積の10倍量の純水に、定められた時間間隔で浸漬と溶液交換を繰り返し、各液相中の元素濃度を分析し、溶出率と浸出性指数であるLI値を求めた。
- なお、液交換は、累積時間で2、7、24、48、72、96、120、432、1104、2184hrで行った。

溶出率（%）=Wx/c
Wx：浸出したイオン種xの累積量(mg)
C　：試験体中のイオン種xの量（mg）

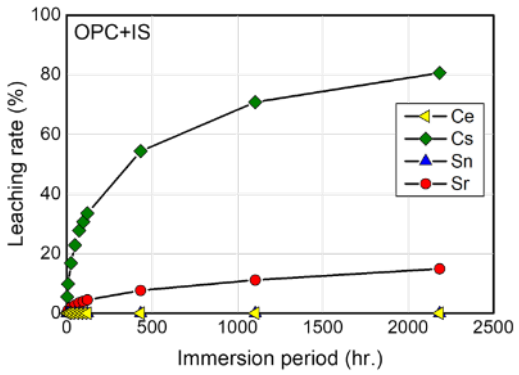
炭酸塩スラリー系（CS）

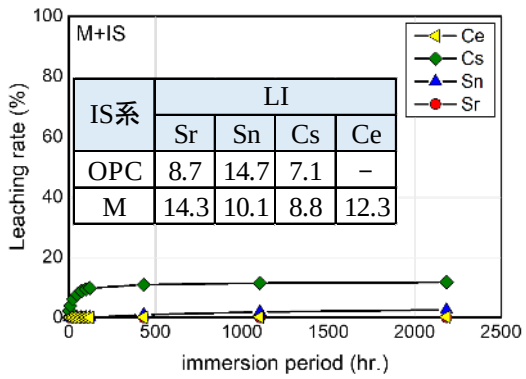




CS系	LI			
	Sr	Sn	Cs	Ce
OPC	9.8	13.1	6.9	–
M	11.3	9.4	8.1	11.9

鉄共沈スラリー系（IS）





IS系	LI			
	Sr	Sn	Cs	Ce
OPC	8.7	14.7	7.1	–
M	14.3	10.1	8.8	12.3

図1　ANSI/ANS-16.1浸出試験結果

Leachability Index(LI) = log(1/D)
$D=\pi(a_0/A_0/\Delta t_n)^2(V/S)^2T$

D：有効拡散係数[cm^2/g]　　V：試験体体積[cm^3]
a_0/A_0：浸出分率[−]　　S：試験体表面積[cm^2]
Δt_n：浸漬間隔[s]　　T：浸漬の平均時間[s]

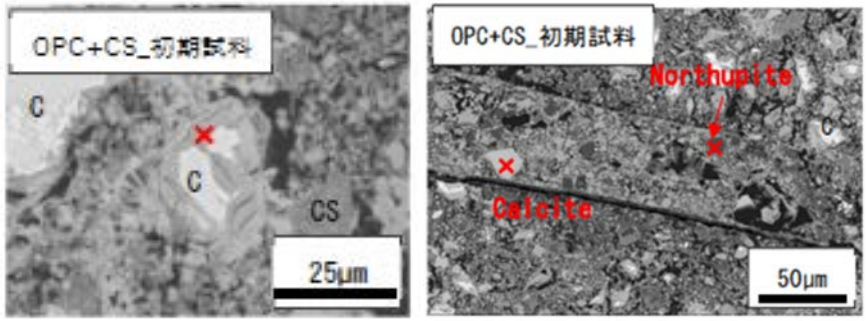
- Csは、セメント固化体で大半が溶出。AAM(M)固化体では、OPCの1/4～1/5程度。LIは、セメント固化体で7程度に対して、AAM(M)固化体で8～9程度であり、AAM(M)固化体の方で閉じ込め性が高いことを確認。
  → AAM(M)固化体マトリックスのアルミノシリケート構造中に取り込まれているNaイオンと置換していると推察
- Srは、セメント固化体で15%程度溶出。AAM(M)固化体では、セメント固化体の1/100以下。LIは、セメント固化体で9～10、AAM(M)固化体で11～14程度であり、特に、AAM(M)固化体の方で閉じ込め性が高いことを確認。
- Snは、セメント固化体で溶出は0.1%以下。AAM(M)固化体で1～3%。LIは、OPCで13～15、AAMで9～10程度であり、特に、セメント固化体の方で閉じ込め性が高いことを確認。
- Ceは、セメント固化体で溶出は無く、AAM(M)固化体で1%未満。LIは、AAM(M)固化体で12程度であり、AAM(M)固化体でも閉じ込め性が高いことを確認
  →液相に存在するOH^-と反応し、不溶性の水酸化物を生成したと推察
- 炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリーで溶出傾向に違いは確認されなかったが、炭酸塩スラリーセメント固化体におけるSrの溶出率以外では、鉄共沈スラリー系の方で溶出率が低くなる傾向を示した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～代表配合による固化体データの取得～
＜セメントと廃棄物の相互作用に関する観察＞

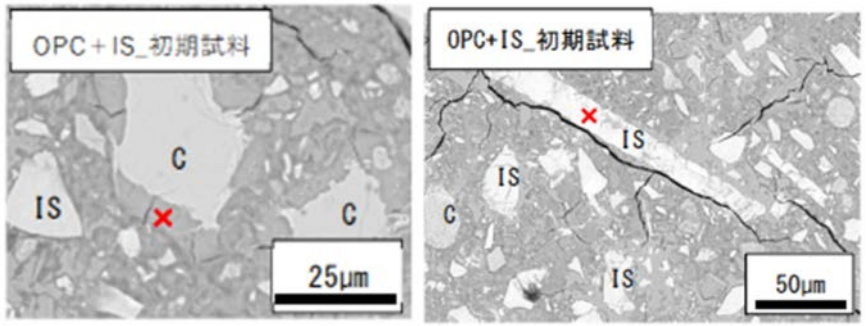
- 非平衡溶解試験で使用した模擬スラリーセメント固化体を用いて、スラリー中の物質がセメント水和物と反応（固溶もしくは固定化）しているか確認するため、SEMおよびEDSにより、固相組成の分析を実施した。

炭酸塩スラリーセメント固化体の分析結果



C:未水和セメント　CS:炭酸塩スラリー

鉄共沈スラリーセメント固化体の分析結果



C:未水和セメント　IS:鉄共沈スラリー

表1　炭酸塩スラリー固化体のセメント部分のEDS分析結果　(mass%)

試料名		Na_2O	MgO	Al_2O_3	SiO_2	P_2O_5	SO_3	Cl	CaO	合計	Ca/Si モル比
⓪OPCペースト		0.1	0.7	1.6	21.1	0.3	0.8	-	41.8	67.8	2.15
①OPC+CS_初期試料		4.9	1.1	1.0	18.3	0.3	0.3	1.8	42.1	71.5	2.49
CS_非平衡4W	②接液面近傍	1.9	1.2	2.3	21.6	0.3	0.5	0.8	28.3	58.8	1.42
	③深さ3mm	1.3	1.0	0.9	19.4	0.3	1.9	3.0	39.5	68.6	2.24

→セメント水和物中のNa、Cl濃度が若干高くなっていた
→溶脱によりNa、Ca、Ca/Si比が小さくなった

表3　鉄共沈スラリー固化体のセメント部分のEDS分析結果　(mass%)

試料名		Na_2O	Al_2O_3	SiO_2	P_2O_5	SO_3	Cl	CaO	Fe_2O_3	合計	Ca/Si モル比
⓪OPCペースト		0.1	1.6	21.1	0.3	0.8	-	41.8	1.0	67.8	2.15
①OPC+IS_初期試料		2.2	1.2	26.3	0.3	1.6	5.0	40.1	1.7	80.0	1.64
IS_非平衡4W	②接液面近傍	0.7	3.1	24.1	0.3	0.3	0.7	28.1	2.7	61.4	1.28
	③深さ3mm	0.4	1.6	26.8	0.2	0.8	2.1	40.8	1.8	75.9	1.64

→セメント水和物中のNa、Fe濃度が若干高くなっていた
→溶脱によりNa、Ca、Ca/Si比が小さくなった

表2　炭酸塩スラリー固化体のスラリー中の鉱物のEDS分析結果

Northupite　(mass%)

試料名		Na_2O	MgO	Al_2O_3	SiO_2	P_2O_5	SO_3	Cl	CaO	合計
スラリー単体中のNorthupite		23.9	16.8	-	-	-	-	11.5	2.8	55.0
CS_初期試料		3.1	14.9	3.1	1.5	0.1	2.6	0.9	10.0	36.4
CS_非平衡4W	接液面近傍	0.4	18.1	5.2	1.7	0.0	0.2	0.5	5.2	32.0
	深さ3mm	0.7	16.3	3.1	2.4	0.0	0.6	1.3	12.1	36.8

→Northupiteは溶解していた

表4　鉄共沈スラリー固化体のスラリー中の鉱物のEDS分析結果　(mass%)

試料名		Na_2O	Al_2O_3	SiO_2	P_2O_5	SO_3	Cl	CaO	Fe_2O_3	合計
鉄共沈スラリー単体		1.4	–	–	–	0.9	3.5	0.5	66.8	74.7
OPC+IS_初期試料		2.2	0.3	2.8	0.1	1.4	1.9	11.2	63.5	84.8
IS_非平衡4W	接液面近傍	0.7	1.0	5.5	0.1	0.2	0.7	8.8	64.4	82.8
	深さ3mm	0.5	1.5	5.6	0.1	1.7	1.7	21.3	47.5	81.0

→Ca、Si濃度が高くなっていた

→模擬スラリー、セメント水和物それぞれに溶脱による若干の変化は見られたが、スラリーとセメント間での反応は生じなかった

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～代表配合による固化体データの取得～
＜放射線影響：水素ガス発生量＞

➢ 模擬スラリー固化体のγ線照射試験を実施し、水素ガス発生量の評価、照射による固化体への影響の確認を行った。

・照射試料は、模擬スラリー（炭酸塩、鉄共沈）を代表配合で固化体作製後、照射容器（図1）に封入。表1に示す照射条件にて実施。

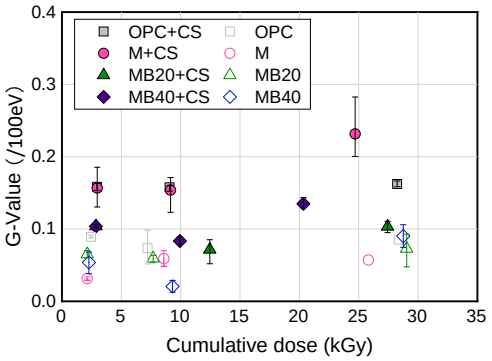


図1　照射容器と照射状況

表1　照射条件

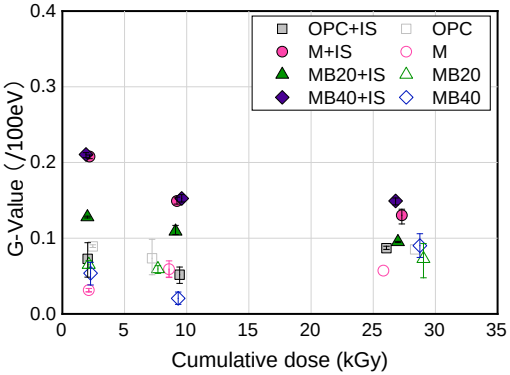
試験内容	固化体母材へのγ線照射（2018年度事業）	模擬スラリー含有固化体へのγ線照射（本事業）
試験場	高崎量子応用研究所	
供試体	セメント(OPC),AAM(M,MB20,MB40)（母材のみ）	セメント(OPC),AAM(M,MB20,MB40)（炭酸塩スラリー：30mass%含有）（鉄共沈スラリー：20mass%含有）
照射方法	固定照射（線源に対して照射容器を固定）	
線源	Co-60	
線量率	約1.8～5kGy/h	
積算線量（計画）	3kGy,10kGy,30kGy	

・照射後、照射容器内の水素ガスを測定し、模擬スラリー固化体の水素ガスのG値を算出。母材のみの固化体と比較した。（図2、図3）



- 炭酸塩スラリー固化体のG値は約0.1～0.25の範囲で母材のみより高い値となった。
- 炭酸塩スラリー固化体は、MB20＜MB40＜OPC＜Mの順でG値は高くなり、母材とは傾向が異なった。

図2　積算線量に対する水素ガスのG値（炭酸塩スラリー固化体）



- 鉄共沈スラリー固化体のG値は、約0.05～0.2の範囲となりOPCは同等の値、AAMは母材のみより高い値となった。
- 鉄共沈スラリー固化体のG値は、OPC＜MB20＜M≒MB40の順で高くなり、母材とは傾向が異なった。

図3　積算線量に対する水素ガスのG値（鉄共沈スラリー固化体）

- 炭酸塩、鉄共沈スラリー固化体のG値を比較すると、それぞれ母材種類により大小はするが、0.1～0.2前後の範囲で大きな違いはなかった。
- また、固型化材が同一でも混合する廃棄物が異なると、G値の大きさの傾向は異なっており、その傾向は、固化体の空隙率や空隙直径の影響が大きいと考えられる。（鉄共沈の場合、G値は、空隙率の大きさと一致（OPC：30%、MB20, MB40：45%、M：50%）、更に MB20, MB40では粗大な空隙のあるMB40の方がMB20よりG値が高い）
- 水素発生のG値は、0.45[/100eV]と評価されるが、今回得られたG値は十分低い値であり、固化体製作時の有用なデータが得られた。

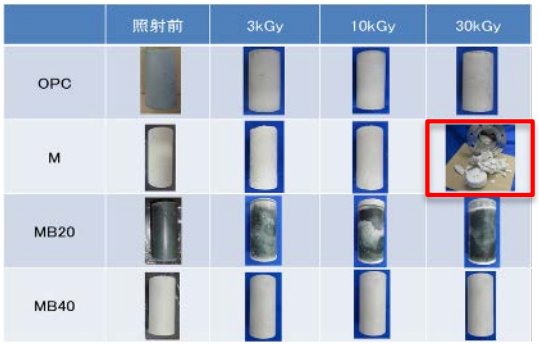
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～代表配合による固化体データの取得～
＜放射線影響：圧縮強度＞

➢ 照射前後の固化体の外観および圧縮強度試験を実施。

- 外観確認では、積算線量30kGyの照射において、炭酸塩スラリーAAM(M)固化体のみ脆く崩れていた。その他は鉄共沈スラリー固化体含め、外観状の変化はなし。(表1)
- 圧縮強度については、鉄共沈スラリー固化体は全て10N/mm^{2}以上と基準を満足している。一方、炭酸塩スラリー固化体も圧縮強度は低いものの、AAM(M)固化体の30kGy以外は基準を満足した。(図1、2)
  →放射線による圧縮強度の変化は余りなく、母材種類と廃棄物充填率による影響が大きいと考えられる。

表1　炭酸塩スラリー固化体の照射前後の外観



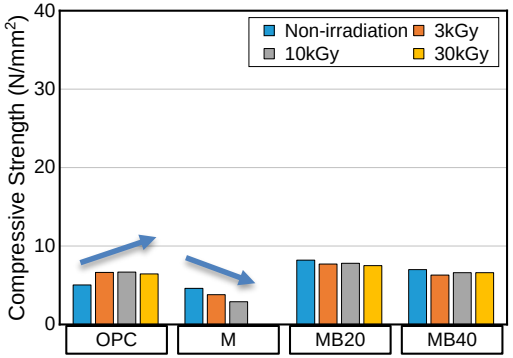


図1　照射前後の圧縮強度
（炭酸塩スラリー固化体）

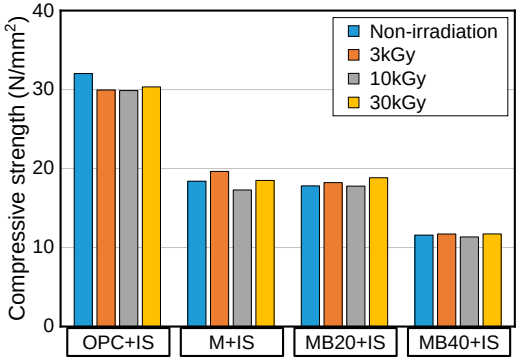


図2　照射前後の圧縮強度
（鉄共沈スラリー固化体）

➢ その他取得データ

- 照射後の固化体について、X線回折分析（XRD）を実施したが、照射前の固化体と特に変化はない。
- 自由水量は、鉄共沈スラリー固化体の場合、照射前後でM、MB40で1～3%程度減少したものの、OPC、MB40はほとんど変化なし。(図3)
  →自由水が減少したMおよびMB40は、水素ガスのG値が高い傾向とは一致した。但し、自由水量の大きさと水素ガスのG値とは相関はない。

したがって、水素ガスのG値は、自由水量だけでなく、廃棄物を混合した固化体の空隙量や空隙径に大きく影響を受けると考えられる。

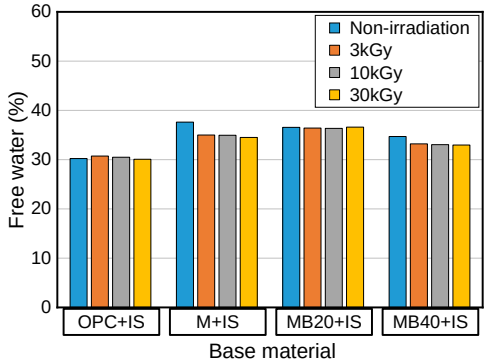


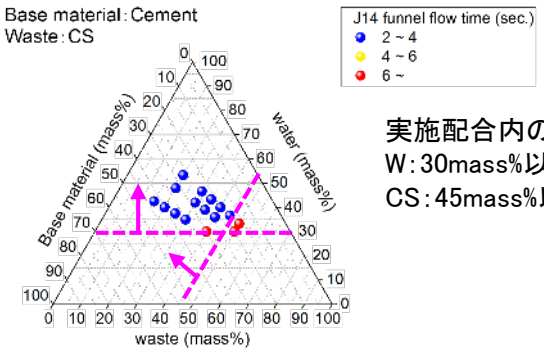
図3　照射前後の自由水量
（鉄共沈スラリー固化体）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

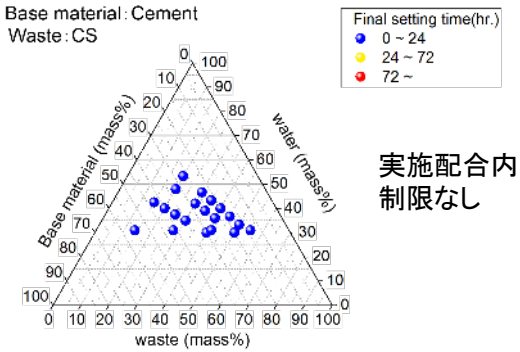
(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～固化特性に係る適用範囲～
＜セメント：炭酸塩スラリー＞

- 後述するアプローチ手法の検討に反映するため、配合検討で得られた固化特性（流動性、硬化時間、材料分離、圧縮強度）の結果を廃棄物、セメント、水を辺とする三角図に図示し、各評価基準を満足する範囲を確認。

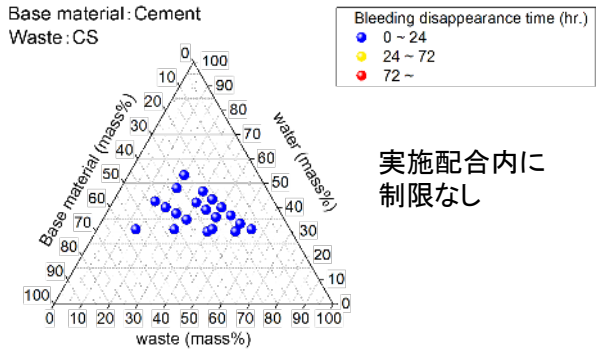
セメント+炭酸塩スラリー



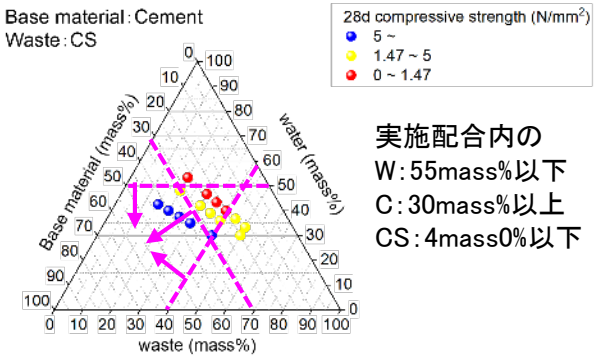
実施配合内の
W：30mass%以上
CS：45mass%以下



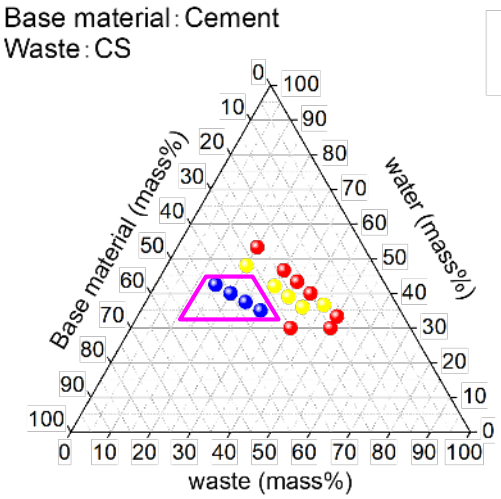
実施配合内に
制限なし



実施配合内に
制限なし



実施配合内の
W：55mass%以下
C：30mass%以上
CS：4mass0%以下



適用範囲

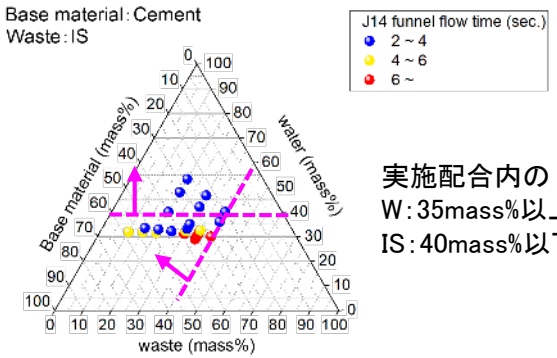
炭酸塩スラリー	：15～40mass%
セメント	：30～55mass%
水	：30～45mass%

流動性等の各々の判断基準の試験結果から適用できると考えられる範囲を設定。
複数の判断基準の重ね合わせで、共通する範囲に裕度を持たせ適用範囲とした。

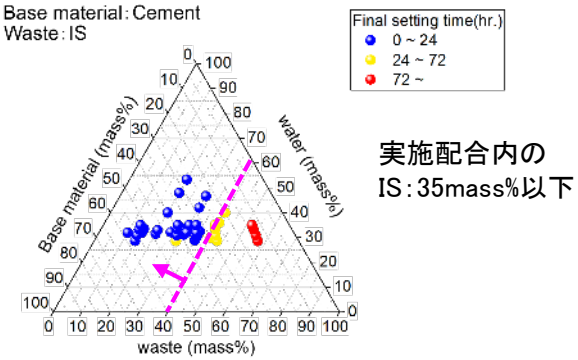
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 配合検討で得られた固化特性（流動性、硬化時間、材料分離、圧縮強度）の結果を廃棄物、セメント、水を辺とする三角図に図示し、各評価基準を満足する範囲を確認。

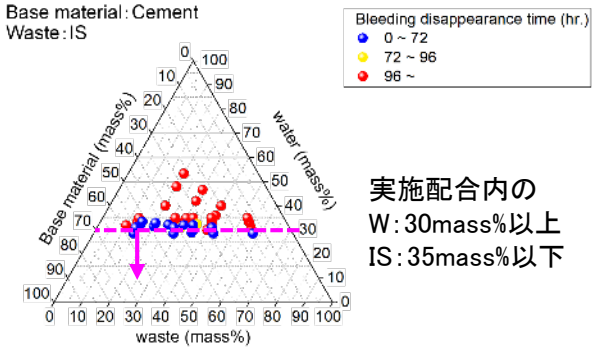
セメント+鉄共沈スラリー



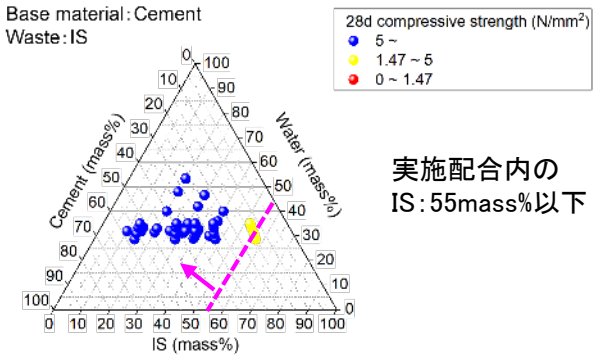
実施配合内の
W：35mass%以上
IS：40mass%以下



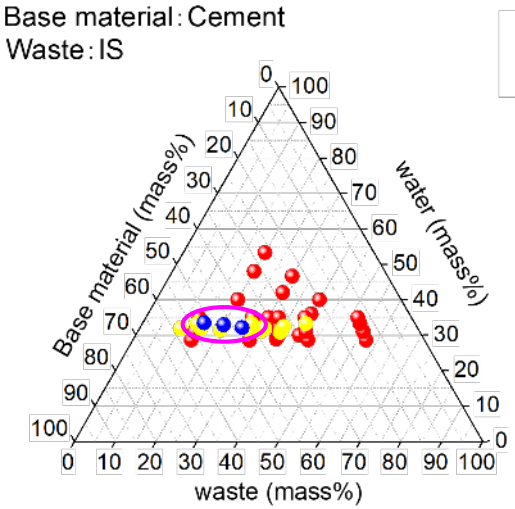
実施配合内の
IS：35mass%以下



実施配合内の
W：30mass%以上
IS：35mass%以下



実施配合内の
IS：55mass%以下



適用範囲

鉄共沈スラリー	：15～25mass%
セメント	：45～50mass%
水	：30～35mass%

流動性等の各々の判断基準の試験結果から適用できると考えられる範囲を設定。
複数の判断基準の重ね合わせで、共通する範囲に裕度を持たせ適用範囲とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～固化特性に係る適用範囲～
＜AAM＞

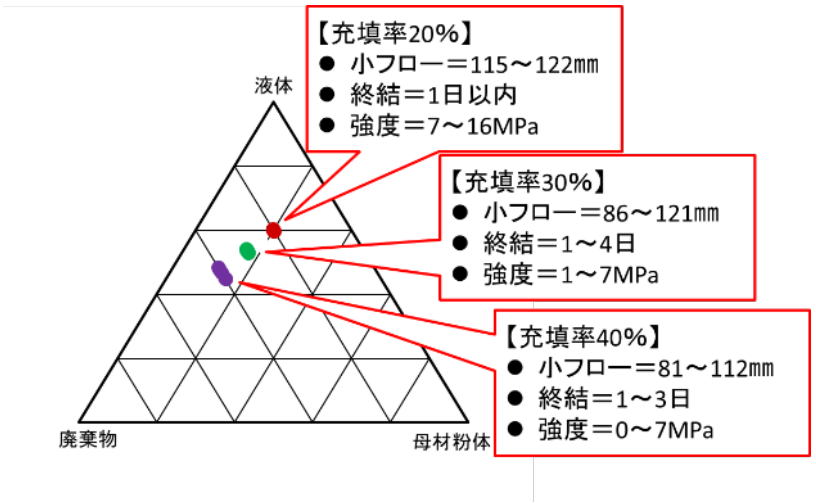
■ セメントと同様に、配合で得られた固化特性（流動性、硬化時間、ゲル・材料分離、圧縮強度）の結果を三角図上にプロットし、評価基準を満たす範囲の図示化の可能性を検証。

① セメントと同様に、廃棄物、母材粉体、アルカリ混練水を辺とした場合、固化体特性が異なる配合であってもプロットが密集してしまい、全く傾向がつかめなかった。

② 「廃棄物量」、「アルカリ混練水中のH_2O量」、「混練水中Na_2O・SiO_2+母材粉体量」を辺とする三角図に図示し、各評価基準を満たす範囲を検証。

➢ 組成（Si/Al比、Na/Si比）影響を反映できていないが、大まかな傾向は見て取れる。

①セメントに類似した辺により作製した三角図



②の条件で作製した三角図

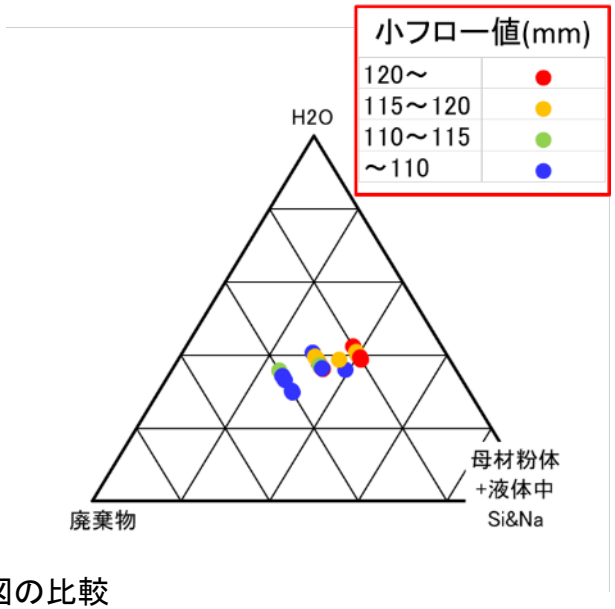
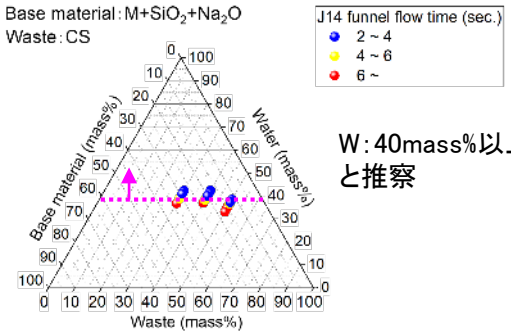


図1 辺が異なる場合の三角図の比較

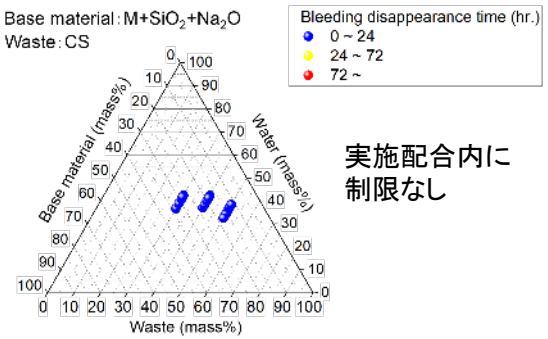
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

AAM(M)+炭酸塩スラリー

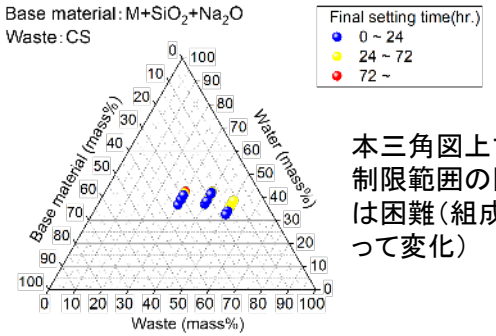
- 設定した配合範囲では、ゲル・材料分離による制約はない。
- 適用範囲は、流動性と圧縮強度の観点で制約されている。



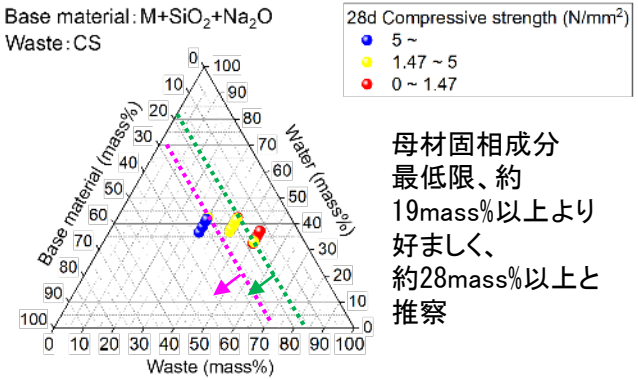
W:40mass%以上と推察



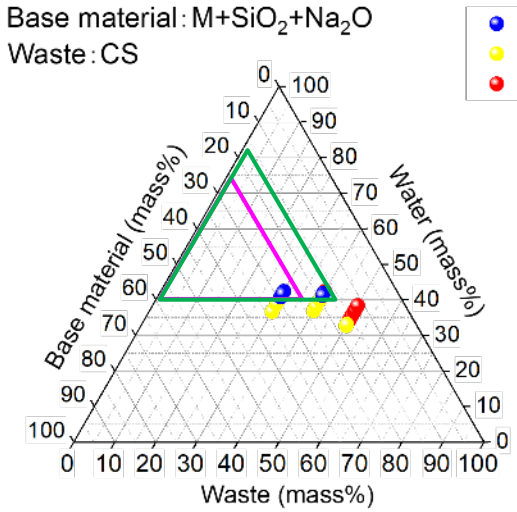
実施配合内に制限なし



本三角図上での制限範囲の図示は困難(組成によって変化)



母材固相成分最低限、約19mass%以上より好ましく、約28mass%以上と推察



緑枠:最低限の範囲
赤枠:より好ましい範囲

適用範囲

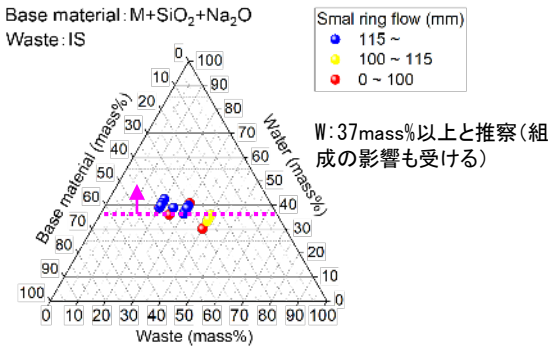
炭酸塩スラリー　:～35mass%
混練水中Na_2O・SiO_2+母材粉体量:28mass%～
アルカリ混練水中のH_2O量:45mass%～

流動性等の各々の判断基準の試験結果から適用できると考えられる範囲を設定。
複数の判断基準の重ね合わせで、共通する範囲に裕度を持たせ適用範囲とした。

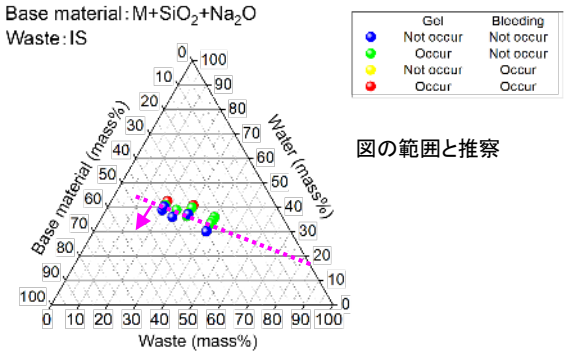
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

AAM(M)+鉄共沈スラリー

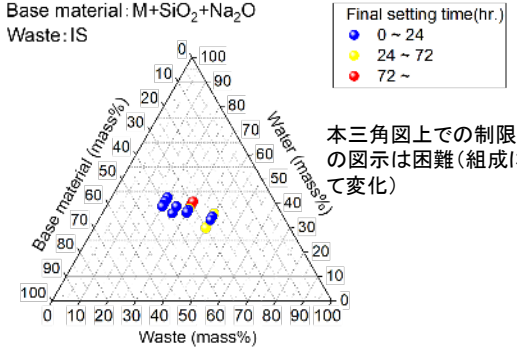
- ゲル・材料分離による制約が大きい。
- 適用範囲は、流動性とゲル・材料分離の観点で制約されている。



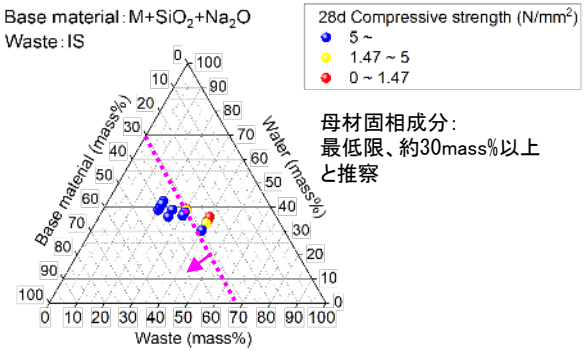
W：37mass%以上と推察（組成の影響も受ける）



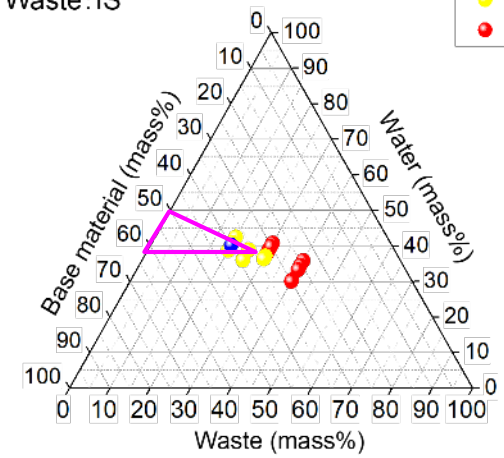
図の範囲と推察



本三角図上での制限範囲の図示は困難（組成によって変化）



母材固相成分：
最低限、約30mass%以上と推察



適用範囲

鉄共沈スラリー　：～20mass%
混練水中Na_2O・SiO_2+母材粉体量：37mass%～
アルカリ混練水中のH_2O量：37～50mass%

流動性等の各々の判断基準の試験結果から適用できると考えられる範囲を設定。
複数の判断基準の重ね合わせで、共通する範囲に裕度を持たせ適用範囲とした。

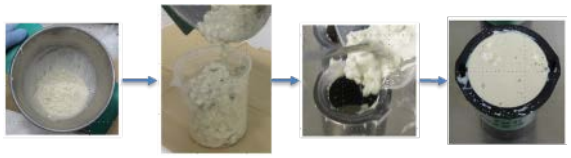
- 鉄共沈スラリー固化体はゲル・材料分離による配合制約が加わっており、炭酸塩スラリー固化体に比べ適用範囲が狭小である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得
～参考：スラリー脱水物を粉体処理せずに固化する方法～

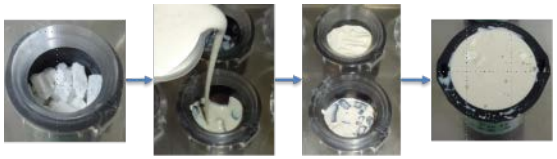
➢ これまで述べてきたデータ取得では、均一固化体を前提として実施してきたが、スラリー脱水物をそのまま固化する可能性について検討した。スラリー脱水物を乾燥し、ある程度の大きさ（粒径を約10～20 mm）に調整し、混練固化方式（固型化材中でスラリーを混ぜる）、充填固化方式（容器にスラリーを入れ、固型化材を流し込む）で固化体の作製を行った。

- 母材試験の配合条件を参考に水/固体比の条件（表1）を変え、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー固化体を作製した。
- 材齢28日の固化体の圧縮強度測定（φ5×10cm）、固化体切断による断面観察を行った。



固型化材中でスラリーを混ぜた後、容器に充填

図1　混練固化



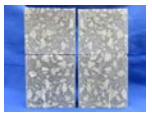
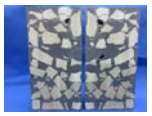
容器にスラリーを入れた後、固型化材を流し込む

図2　充填固化

表1 配合条件

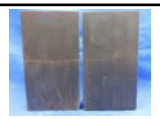
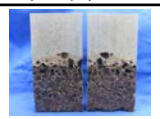
母材配合		模擬廃棄物	固化方法	Si/Al	Na/Si	水/固体	廃棄物充填率 (mass%)	備考
①	セメント	炭酸塩スラリー	混練	—	—	0.45	34	母材試験の配合条件
②	AAM(M)			1.80	0.84	1.50	38	
③	セメント			—	—	5.00	34	水/固体比の条件変更
④	セメント			—	—	1.00	34	
⑤	セメント		充填	—	—	0.45	33	母材試験の配合条件
⑥	AAM(M)			1.80	0.84	1.50	38	
⑦	セメント	鉄共沈スラリー	混練	—	—	1.00	45	母材試験の配合では流動性がないため、水/固体比を変更
⑧	AAM(M)			1.80	0.84	1.50	40	母材試験の配合条件
⑨	セメント		充填	—	—	0.45	43	母材試験の配合条件
⑩	AAM(M)			1.80	0.84	1.50	40	

➢ 試験結果

条件	混練固化（炭酸塩スラリー）					
	①セメント（水/固体=0.45）	②AAM（M）（水/固体=1.5）（Si/Al=1.8,Na/Si=0.84）	③セメント（水/固体=5.00）	④セメント（水/固体=1.00）	⑤セメント（水/固体=0.45）	⑥AAM（M）（水/固体=1.50）（Si/Al=1.8,Na/Si=0.84）
断面						
圧縮強度	2.2N/mm²	5.7N/mm²	0.3N/mm²	2.2N/mm²	4.1N/mm²	4.1N/mm²
備考	上部側空隙大	—	ブリーディング発生大 強度不足	—	—	—

（炭酸塩スラリー固化体）
- 混練、充填方式ともに所定の圧縮強度以上の固化体は得られた。
- 混練固化体は、混練により炭酸塩が砕かれ粒径が小さくなっている。
- 充填方式でも底部まで母材が入り込んでいる。
- AAM（M）固化体は充填及び混練でも多少空隙が残存

⇒混練も充填方式も概ね問題なく固化された。

条件	充填固化（鉄共沈スラリー）			
	⑦セメント（水/固体=1.00）	⑧AAM（M）（水/固体=1.50）（Si/Al=1.8,Na/Si=0.84）	⑨セメント（水/固体=0.45）	⑩AAM（M）（水/固体=1.50）（Si/Al=1.8,Na/Si=0.84）
断面				
圧縮強度	5.2N/mm²	1.0N/mm²	測定不可	0.7N/mm²
備考	鉄共沈の粒径はかなり細かい	強度不足 鉄共沈は固化体下部に集中 固化体側面の空隙が大きい	母材が底部まで入らず	強度不足 固化体側面の空隙が大きい

（鉄共沈スラリー固化体）
- 所定の圧縮強度以上を有したものは、混練固化（セメント固化体）のみであった。
- 混練固化（AAM（M）固化体）では、混練により鉄共沈の粒径が多少小さくなり、固化体下部に密に充填されていた。
- AAM（M）固化体の混練および充填固化のどちらも固化体側面（下部側）に大きな空隙が残存した。

⇒充填固化体の場合は、下部への固型化材の充填が課題。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 2種類の模擬スラリー（炭酸塩、鉄共沈）に対する4種の固型化材（セメント、AAM3種）による固化体の各種性能データを取得するとともに固化に係る現象理解を深めた。
- ✓ これらスラリーの充填可能範囲と配合条件を抽出した。
- ✓ 取得したデータや範囲情報は適用性評価アプローチに適用した。
- ✓ セメント固化体において、炭酸塩、鉄共沈スラリーの廃棄物最大充填率はそれぞれ40mass%、25mass%と導出した。
- ✓ 鉄共沈スラリーの固化可能範囲は炭酸塩スラリーより狭い範囲となった。
- ✓ 放射線による固化体の圧縮強度の性能低下は見られるものの基準は満足した。
- ✓ 固化体の水素発生（G値）は純水より有意に低い値を示した。
- ✓ AAMでは母材が一定に溶解する可能性を示すデータが取得された。これより核種の浸出が母材の溶解速度により制限される可能性が示唆された。

課題など

- ✓ 固化体性能は配合や作成の手順・環境、固型化材の生産地などによっても異なることが確認された。このため今回導出した範囲や値は裕度をもって参照する必要があるとともに、実際の処理条件にて検証する必要がある。
- ✓ 鉄共沈スラリーの場合、材料分離の制限を1日とした場合、廃棄物最大充填率は大きく低下する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【実施内容】

普通ポルトランドセメント(OPC)に悪影響がある成分を含む水処理二次廃棄物への適用性を検討するため、必要な特性に特化した特徴を持つ普通ポルトランドセメント(OPC)以外のセメント系材料（特殊セメント）の調査を行う。

（調査概要）

調査対象とする特殊セメント種類を決定した後、放射性廃棄物固化用途での利用実績・研究例、必要な特性に焦点を当てた固化体特性の調査を行うとともに、国内における原材料の入手の容易さや試験実施可能性の観点を踏まえ、試験検討対象とする特殊セメント系固化体を抽出する。

実施内容
利用可能性が高い特殊セメントの抽出（文献調査） 調査の観点：OPCに比べ、炭酸ナトリウムの影響が低減されるもの **母材の評価** 特殊セメントを用いた母材について性能評価
各種低温固化体の適用可能範囲の抽出に資する検討 模擬廃棄物、炭酸ナトリウム、ホウ酸塩の影響評価

目標達成を判断する指標
・適用範囲が広くなる可能性のある候補の抽出と母材特性の把握 ・各種低温固化体の適用可能範囲を抽出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (iii)特殊セメント系の調査
～利用可能性の高い特殊セメントの抽出～

- 2018年度事業において、OPCの固化阻害物質について調査し、水処理二次廃棄物に含まれ少量で影響を及ぼす可能性のある物質として、ホウ酸塩、炭酸ナトリウムなどを抽出。
- AAMでの固化適用性検討と合わせて、これらの効果的な低温処理オプションを探索。

表1　抽出した特殊セメント

(1) JISに規定されたセメントの種類	(2) 特殊なセメントの種類（JIS規格外）
ポルトランドセメント	ポルトランドセメントをベースにしたもの
・普通ポルトランドセメント	・膨張性セメント
・早強ポルトランドセメント	・2成分系の低発熱セメント
・超早強ポルトランドセメント	・3成分系の低発熱セメント
・中庸熱ポルトランドセメント	ポルトランドセメントの成分や粒度の構成を変えたもの
・低熱ポルトランドセメント	・白色ポルトランドセメント
・耐硫酸塩ポルトランドセメント	・セメント系固化材
混合セメント	・超微粒子セメント
・高炉セメント（A、B、C種）	・高ビーライト系セメント
・フライアッシュセメント（A、B、C種）	ポルトランドセメントとは異なる成分のもの
・シリカセメント（A、B、C種）	・超速硬セメント
それ以外のセメント	・気硬性セメント
・エコセメント（普通、速硬）	・アルミナセメント
	・その他のセメント （カルシウムサルフォアルミネートセメント、リン酸マグネシウムセメント）

- 利用可能性が高い特殊セメントの抽出に向けた調査の視点

①放射性廃棄物固化用途としての利用実績・研究例
当該セメントの利用実績・研究例の有無を調査。

②OPCに対して悪影響を及ぼす成分の影響
対象成分を、HICスラリーに含まれる成分のうち、2018年度までの調査結果より、OPCの適用において比較的低い濃度に制限値がある物質、「ホウ酸」および、「炭酸ナトリウム（Na_2CO_3）」の影響に焦点を当て、その影響の大小に関する情報や、セメント構成成分から推察。

③必要な特性に特化した特徴
固化プロセス成立性の向上や水素ガス発生量抑制（水セメント比の低減）に繋がる可能性のある特性として、「高流動性」に着目。
対応可能な廃棄物核種インベントリや廃棄物充填率の増大に繋がる可能性のある特性として、「高耐熱性」に着目。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (iii)特殊セメント系の調査
～個々の特殊セメント特徴を踏まえた適用可能性調査結果～

➢ 利用可能性が高い特殊セメントの抽出に向けた調査結果は以下の通り。

表1　特殊セメントの適用可能性に関する調査結果

□ 多成分系の低発熱セメント（JIS規定の置換率を超える混和材混合セメントを含め調査） 選定	• 固化用途での利用実績は、国内では見当たらず。 • 研究として、高炉スラグ高置換セメント（1：9）による炭酸ナトリウム溶液固化研究例において、利用可能性がある旨が報告されている。 • 海外では、Hanfordでの低レベル廃液（硝酸Na）の基本の固化材として、フライアッシュ・高炉スラグ高置換セメント（「Cast Stone」）の適用性検討が行われている。 ⇒「高炉スラグ微粉末高置換したセメント（1：9）」は、OPC割合が非常に少ないことから、炭酸ナトリウムやホウ酸の影響度が異なり、利用可能性があると判断。
□ アルミナセメント（アルミナセメントをベースとするセメントを含む） 選定	• 固化用途での利用実績は見当たらず。 • アルミナセメント単独系の欠点である初期の水和発熱や材齢進行による圧縮強度低下を防ぐための材料設計として、アルミナセメントにフライアッシュや高炉スラグを混合する系の研究例がある。OPCと構成が全く異なるため、炭酸ナトリウム、ホウ酸塩の影響が異なる可能性がある。 • 耐熱性は高い。流動性については、高性能減水剤を利用した場合に、超低水セメント比でも高流動性が得られるとの報告有り。 ⇒OPCにとっての有害成分影響、耐熱性の観点から、利用可能性があると判断。 ⇒水和発熱抑制、材齢進行による圧縮強度低下抑制が重要と考え、「アルミナセメント＋フライアッシュ」を選定。
□ リン酸マグネシウムセメント	⇒利用可能性はあると推察。 ⇒しかし、製造（材料・配合）条件、参考文献の有無より試験実施は困難と判断。
□ 膨張性セメント □ 白色セメント、 □ セメント系固化材、 □ 超微粒子セメント、 □ 高ビーライト系セメント □ カルシウムサルフォアルミネートセメント	• 固化用途での利用実績、目立つ研究例は見当たらず。 • セメントの構成から、本調査の着眼点ではOPCと大差ないと推察。 • 耐熱性、流動性の観点で特筆すべき例は見当たらず。 ⇒利用可能性が低いと推察。
□ 超速硬セメント □ 気硬性セメント	• 固化用途での利用実績、目立つ研究例は見当たらず。 • ハンドリングタイムが非常に短い。 • 水分との接触により変質劣化する。 ⇒不適と判断。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 抽出した全ての特殊セメントに関する調査結果を受け、利用実績・研究例、セメントの固化に悪影響を及ぼす物質に対する対応可能性、流動性、耐熱性などの観点から適用可能性が高いと思われる以下2種を選定。
  - ■ **高炉スラグ高置換セメント(CB)**
    ⇒炭酸ナトリウム混合廃棄物（炭酸塩スラリー）への適用性に優れる可能性あり。
  - ■ **フライアッシュ混合アルミナセメント(AF)**
    ⇒流動性・耐熱性に優れる可能性あり。成分影響もOPCと異なる可能性あり。
- 基本的要求性能の確認

配合（水/固体比）を変化させ製造した固化体について、凝結性状と流動性を評価し、セメント（OPC）固化体代表配合（2018年度事業成果）と同等の流動性・凝結性状となる代表配合を抽出し、特性データを取得する。

種類	粉体配合[mass%]	水/固体比 [mass%]
CB90	普通ポルトランドセメント:高炉スラグ微粉末＝90:10	変化させ，配合影響検証
AF20	アルミナセメント:フライアッシュ＝80:20	
OPC(比較用)	普通ポルトランドセメント	

流動性（J14漏斗流下試験）

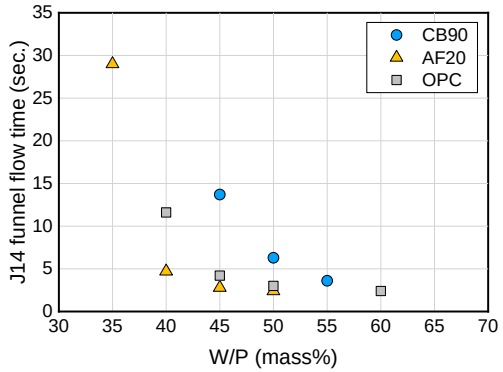


図1　水/固体比とJ14漏斗流下時間の関係

- 流動性：フライアッシュ混合アルミナセント（CB90）＞OPC＞高炉スラグ高置換セメント（AF20）
- 文献調査通り、アルミナセメントは流動性高。
- CB90（水/固体比40mass%）は固練り過ぎて漏斗流下せず。

凝結性（ビカー針試験）

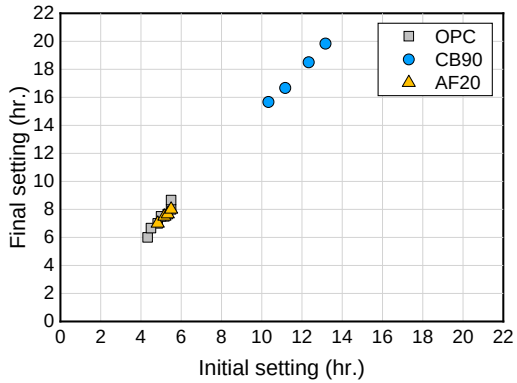


図2　始発時間と終結時間の関係

- いずれの固化体も、十分なハンドリングタイム（可使時間）を保持しており、且つ24h以内で終結しているため、製造プロセスが成立可能な見込み。
- 水/固体比が高い配合は凝結が遅い。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 流動性・凝結性から、セメント（OPC）固化体の代表配合（2018年度事業成果）と同等の流動性・凝結性状となる水/固体比を以下の通り決定した。

表1　配合条件

	種類	水/固体比[mass%]	J14漏斗流下時間[sec]	凝結	
				始発[min]	24h後
代表配合	CB90	55	3.6	790	1190
	AF20	40	4.7	310	450
	OPC（比較用）	45	4.2	270	400

- 代表配合による固化体を作製し、圧縮強度、自由水量のデータを取得した。

圧縮強度（材齢変化）

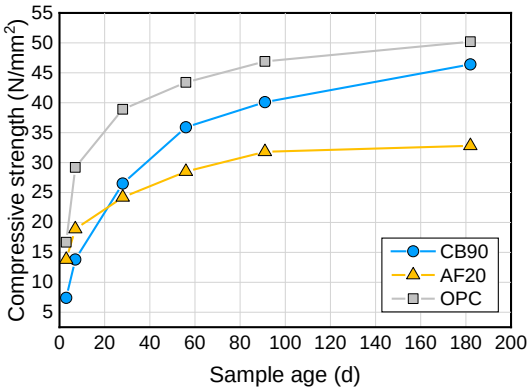


図1　圧縮強度の材齢変化

- CB90は、初期の圧縮強度発現性は低いが、時間経過による圧縮強度の増進が大きい。
- AF20は、圧縮強度が増進しにくい。
- 材齢28日圧縮強度の大きさは、OPC＞CB90≒AF20

自由水量（材齢変化）

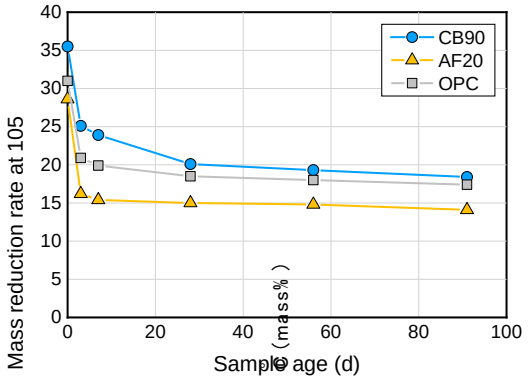


図2　自由水量の材齢変化

- AF20は、自由水量が少ない（水/固体比が小さいため）。
- 材齢28日自由水量は、AF20＞OPC＞CB90

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 模擬スラリーを含む特殊セメントの配合を決定するため、評価基準を以下の通り設定しデータの取得を実施した。

	流動性	凝結性	圧縮強度
試験方法	J14漏斗流下時間 (JSCE-F-514 充填モルタルの 流動性試験 方法) 	始発時間 (JIS R 5201 セメントの 物理試験 方法) 	圧縮強度 (JIS R 5201 セメントの 物理試験 方法)  Φ5×10cm 20℃密閉養生
評価基準	**J14漏斗流下時間 ＝2～4秒**	**急結を生じず、且つ24時間以内でブリーディングを生じず硬化**	**1.47 N/mm² 以上 （材齢28日）**

廃棄物充填率の定義

$$\text{廃棄物充填率(mass\%)} = \frac{\text{廃棄物}}{\text{母材粉体＋母材液体＋廃棄物}} \times 100$$

廃棄物充填率30mass% 水/固体比45mass%（水セメント比80mass%）	**水 31mass%**	**セメント 39mass%**	**模擬廃棄物乾燥粉砕品 30mass%**
廃棄物充填率50mass% 水/固体比45mass%（水セメント比164mass%）	**水 31mass%**	**セメント 19mass%**	**模擬廃棄物乾燥粉砕品 50mass%**

※水/固体比を一定とした場合、廃棄物充填率の増大に伴い、セメントやAAM用粉体の割合が減少

➢ 選定した特殊セメントによって、炭酸塩スラリーと鉄共沈スラリーの乾燥粉砕品を用いて固化試験を行い、各特性の評価基準を満足する配合条件（適用範囲）を検証した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

流動性

炭酸塩スラリー

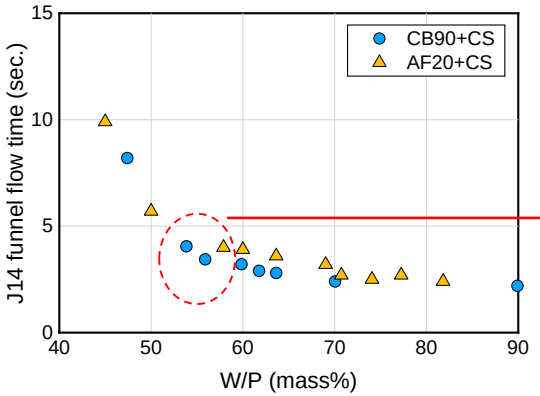


図1　水/固体比とJ14漏斗流下時間の関係（廃棄物充填率20、30mass%）

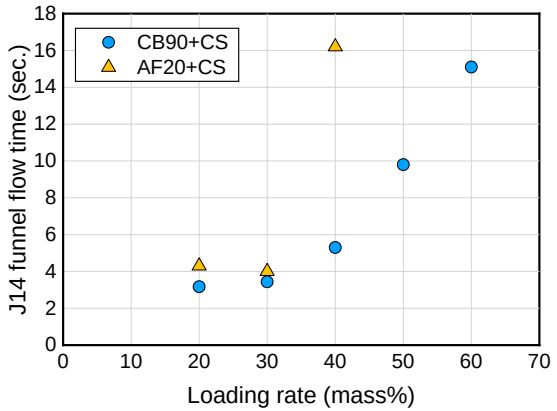


図2　水/固体比とJ14漏斗流下時間の関係（水/固体比55mass%）

- 廃棄物充填率の増大に伴い流動性が低下。
- AF20に比べ、CB90の流動性が若干優れる傾向。

鉄共沈スラリー

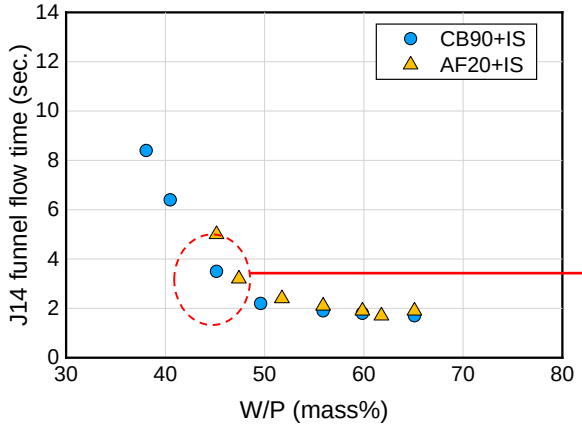


図3　水/固体比とJ14漏斗流下時間の関係（廃棄物充填率30mass%）

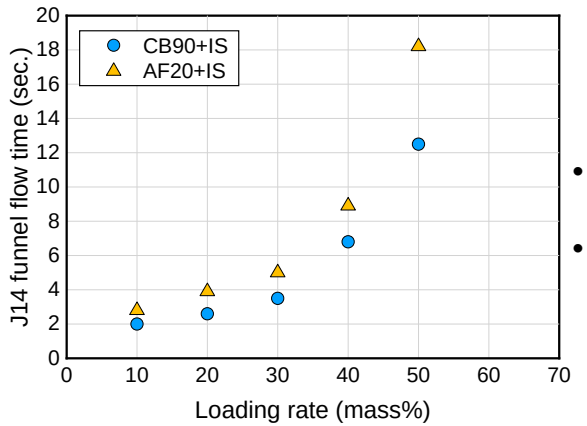


図4　水/固体比とJ14漏斗流下時間の関係（水/固体比45mass%）

- 廃棄物充填率の増大に伴い流動性が低下。
- AF20に比べ、CB90の流動性が若干優れる傾向。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

圧縮強度

炭酸塩スラリー

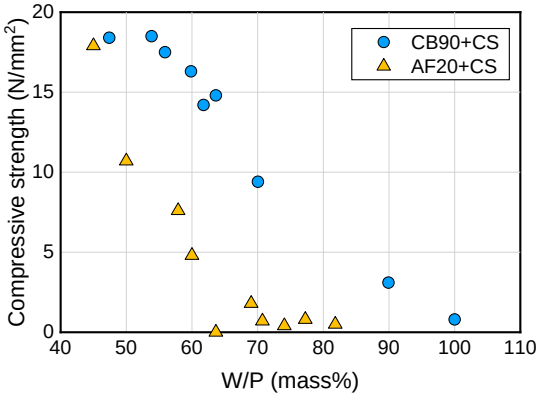


図1　水/固体比と圧縮強度(28d)の関係
（廃棄物充填率30mass%）

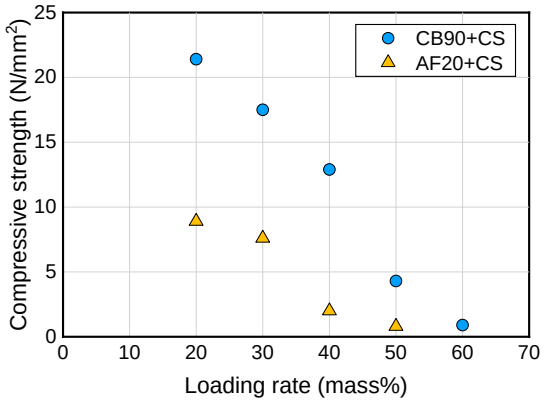


図2　廃棄物充填率と圧縮強度
の関係（水/固体比55mass%）

鉄共沈スラリー

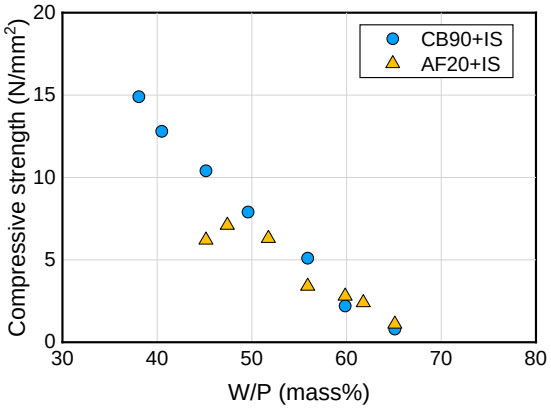


図3　水/固体比と圧縮強度(28d)の関係
（廃棄物充填率30mass%）

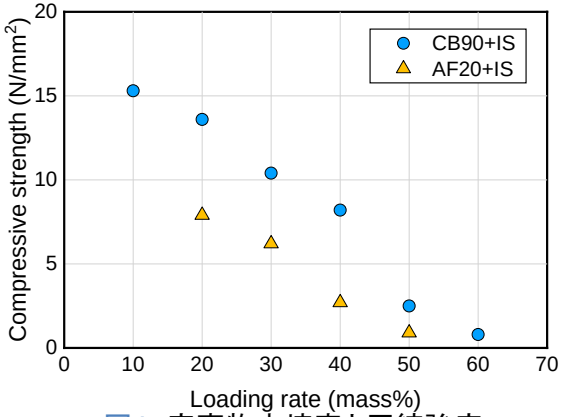


図4　廃棄物充填率と圧縮強度
の関係（水/固体比55mass%）

凝結性、材料分離

- CB90：水/固体比≒55mass%以下であれば、1日以内で固化。
- AF20：水/固体比が80以下の範囲では、1日以内で固化。
- 材料分離はいずれも生じなかった。

炭酸塩の場合とは異なり、凝結と材料分離の基準を満たさない配合が多い。

- CB90：水/固体比＜40mass%、且つ廃棄物充填率20mass%であれば1日以内で固化、材料分離基準を満たす。
- AF20：水/固体比＜50mass%、且つ廃棄物充填率20mass%であれば1日以内で固化（材料分離なし）。

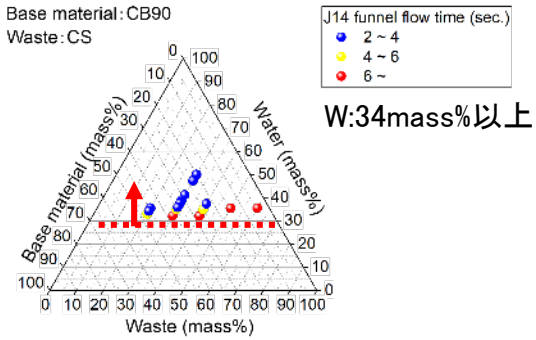
炭酸塩、鉄共沈スラリーともに

- 廃棄物充填率の増大に伴い圧縮強度が低下。
- AF20に比べ、CB90の圧縮強度が優れる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

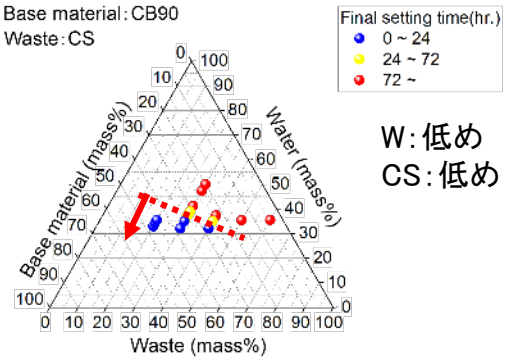
- 固化特性を、廃棄物、特殊セメント、混練水を軸とする三角図にプロットし適用範囲を検証。
- CB90-炭酸塩スラリー

流動性



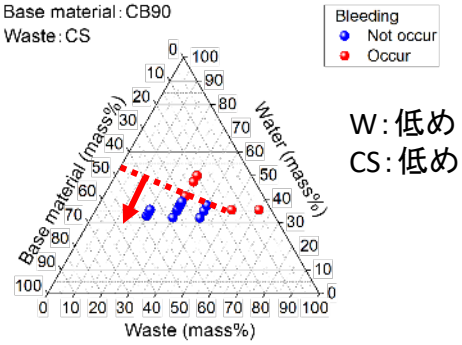
W:34mass%以上

凝結性



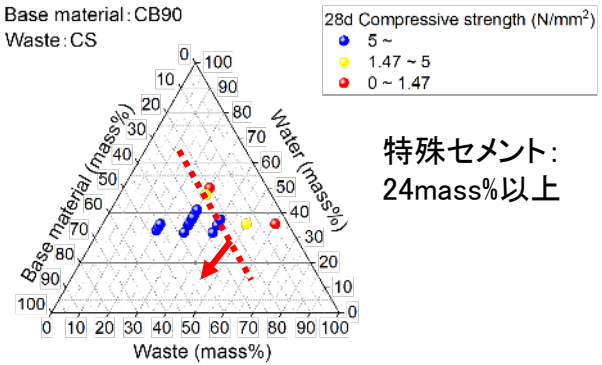
W:低め
CS:低め

材料分離



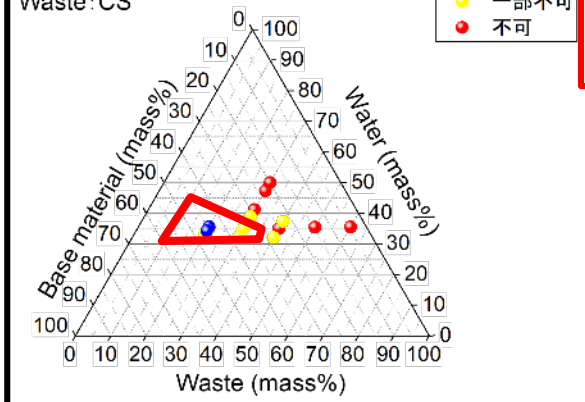
W:低め
CS:低め

圧縮強度



特殊セメント:
24mass%以上

総合評価



適用範囲を制限する要因
- 流動性
- 凝結性

適用範囲

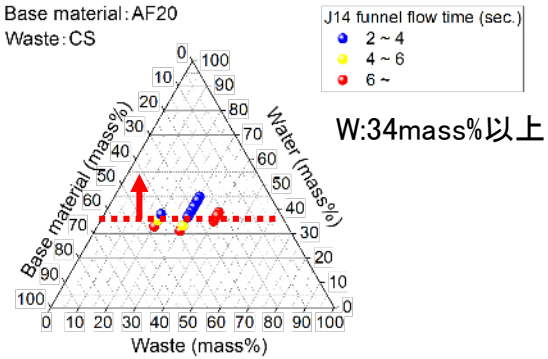
炭酸塩スラリー　:～25mass%

流動性等の各々の判断基準の試験結果から適用できると考えられる範囲を設定。
複数の判断基準の重ね合わせで、共通する範囲に裕度を持たせ適用範囲とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

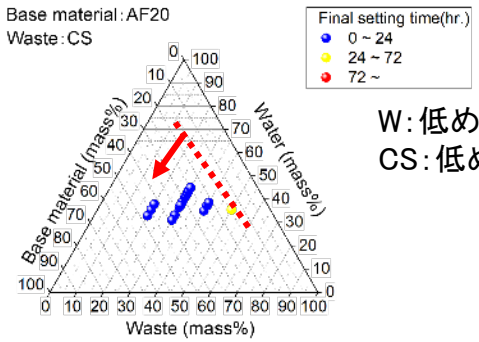
➢ AF20−炭酸塩スラリー

流動性



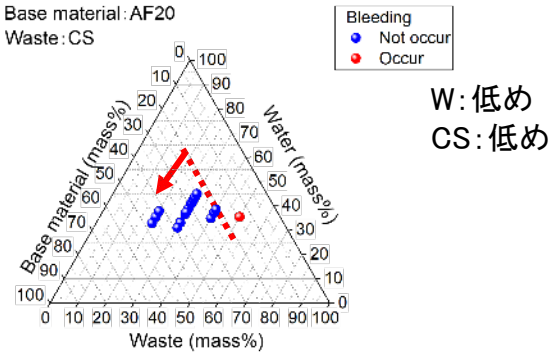
W:34mass%以上

凝結性



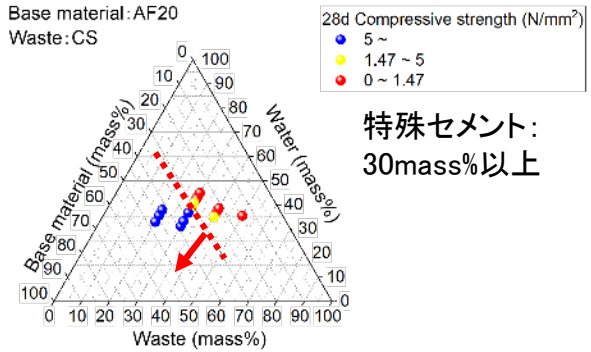
W:低め
CS:低め

材料分離



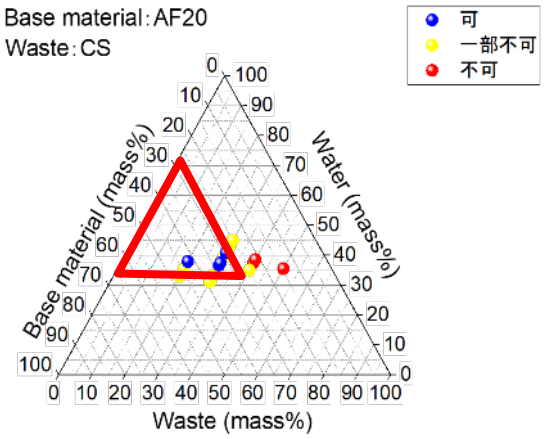
W:低め
CS:低め

圧縮強度



特殊セメント:
30mass%以上

総合評価



適用範囲を制限する要因
- 流動性
- 圧縮強度

適用範囲

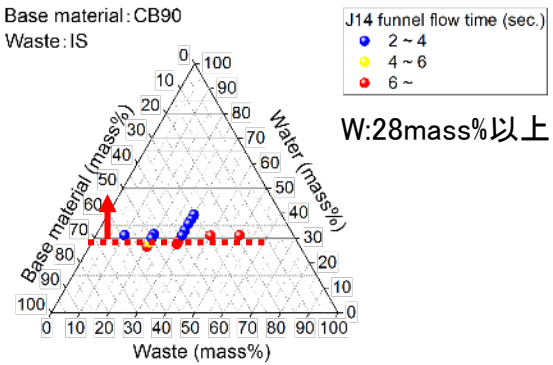
炭酸塩スラリー ：～35mass%

流動性等の各々の判断基準の試験結果から適用できると考えられる範囲を設定。
複数の判断基準の重ね合わせで、共通する範囲に裕度を持たせ適用範囲とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

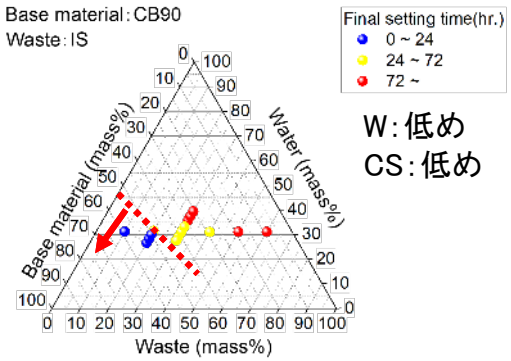
➢ CB90-鉄共沈スラリー

流動性



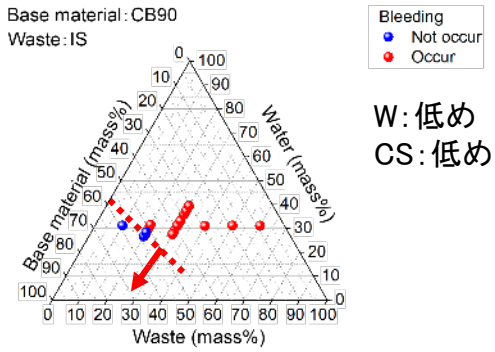
W:28mass%以上

凝結性



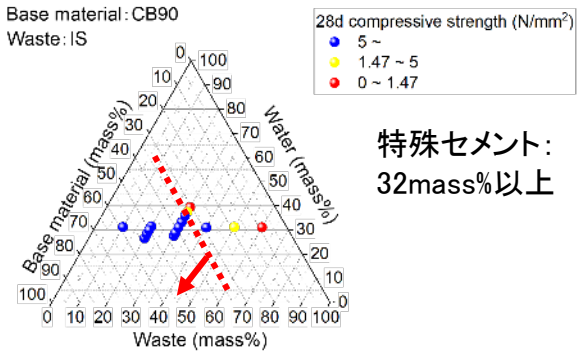
W:低め
CS:低め

材料分離



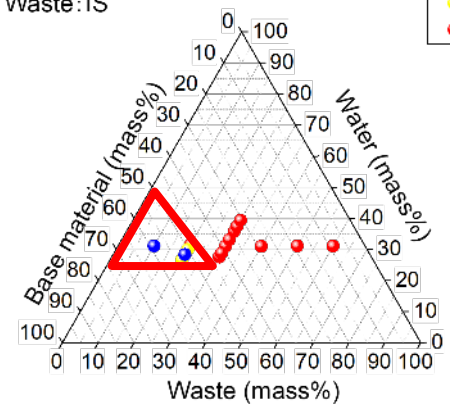
W:低め
CS:低め

圧縮強度



特殊セメント:
32mass%以上

総合評価



適用範囲を制限する要因
- 流動性
- 凝結性
- 材料分離

適用範囲

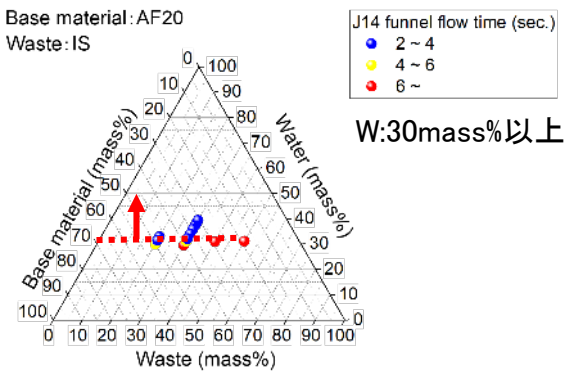
鉄共沈スラリー ：～25mass%

流動性等の各々の判断基準の試験結果から適用できると考えられる範囲を設定。
複数の判断基準の重ね合わせで、共通する範囲に裕度を持たせ適用範囲とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

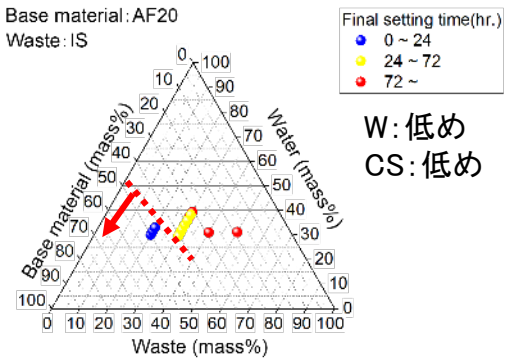
➢ AF20−鉄共沈スラリー

流動性



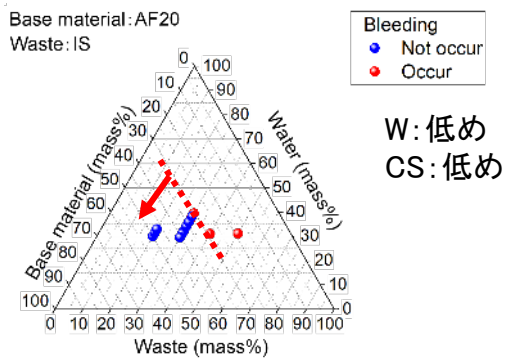
W:30mass%以上

凝結性



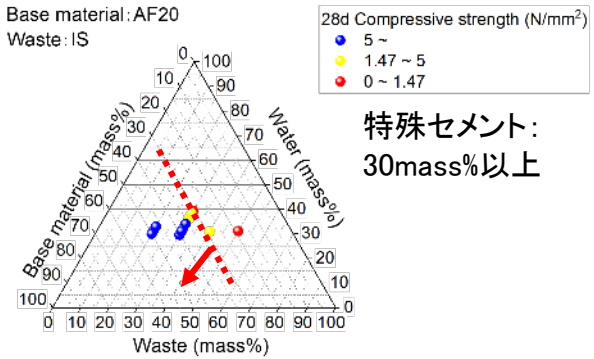
W：低め
CS：低め

材料分離



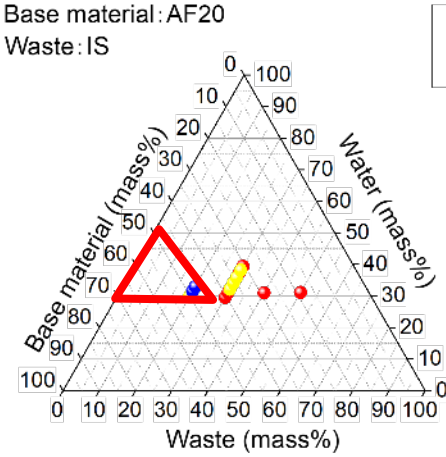
W：低め
CS：低め

圧縮強度



特殊セメント：
30mass%以上

総合評価



適用範囲を制限する要因
- 流動性
- 凝結性

適用範囲

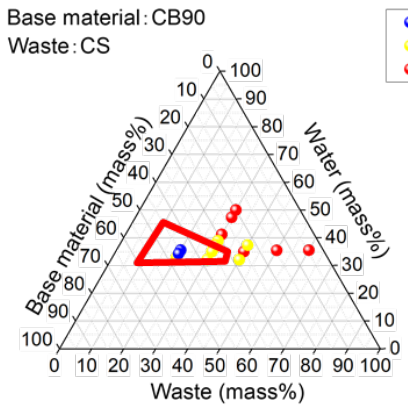
鉄共沈スラリー ：～25mass%

流動性等の各々の判断基準の試験結果から適用できると考えられる範囲を設定。
複数の判断基準の重ね合わせで、共通する範囲に裕度を持たせ適用範囲とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- CB90：凝結性に難がある。材料分離が発生しやすい。
- AF20：圧縮強度が低い。
- 炭酸塩スラリーに比べ鉄共沈スラリー固化体は、材料分離が発生しやすい、凝結が遅延する。
- OPCと比較して、炭酸塩および鉄共沈スラリーの充填率上限は変わらず同等であった。

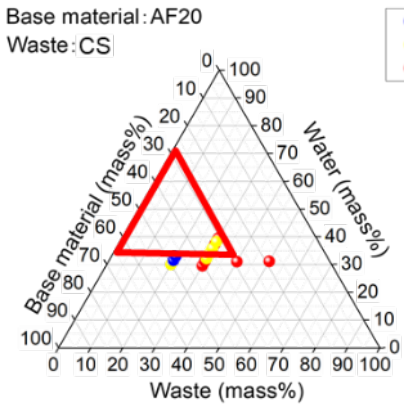
CB90+CS



適用範囲を制限する要因
- 流動性
- 凝結性

炭酸塩スラリー　：～25mass%

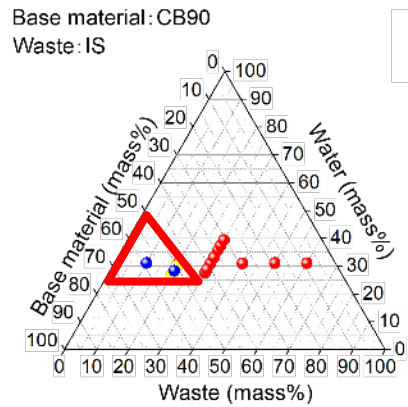
AF20+CS



適用範囲を制限する要因
- 流動性
- 圧縮強度

炭酸塩スラリー　：～35mass%

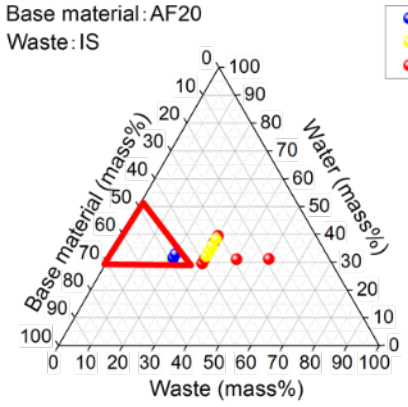
CB90+IS



適用範囲を制限する要因
- 流動性
- 凝結性
- 材料分離

鉄共沈スラリー　：～25mass%

AF20+IS



適用範囲を制限する要因
- 流動性
- 凝結性

鉄共沈スラリー　：～25mass%

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ セメント（OPC）、AAM及び選定した特殊セメントについて、福島第一原子力発電所の事故廃棄物に含まれる特徴的な化学種として、次の4種類の化学種（炭酸ナトリウム、ホウ酸、塩化ナトリウム、珪石微粉末）の凝結性と圧縮強度に及ぼす影響を検証した。

試験方法

選定した各種薬品の添加率（廃棄物充填率と同じ定義）を変化させ固化試験を実施し、凝結試験および圧縮強度試験を実施する。

- 凝結試験：ビカー針による凝結試験
- 圧縮強度試験：Φ5×10試験体圧縮強度試験（材齢28日）

表1　試験に用いた薬品とその選定理由

名前	組成	選定理由
炭酸ナトリウム	Na_2CO_3	• セメントの硬化時に凝結異常を生じることが知られている。 • 炭酸塩スラリーに含まれる可能性があるため。
ホウ酸	$B(OH)_3$	• セメントの硬化時に凝結異常を生じること。 • 原子炉内中性子吸収剤としての利用を通じて、各種水処理二次廃棄物に含まれる可能性があるため。
塩化ナトリウム	NaCl	• セメントの硬化時に若干の凝結促進が生じる。 • 津波や冷却材として注入された海水を通じて各種水処理二次廃棄物に含まれる可能性があるため。
珪石微粉末	ほぼSiO_2	• 反応性が低く化学的影響が小さいと考えられる。 • 比較材料として選定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (iii)特殊セメント系の調査
～化学種影響の検証～
＜NaCl、ホウ酸＞

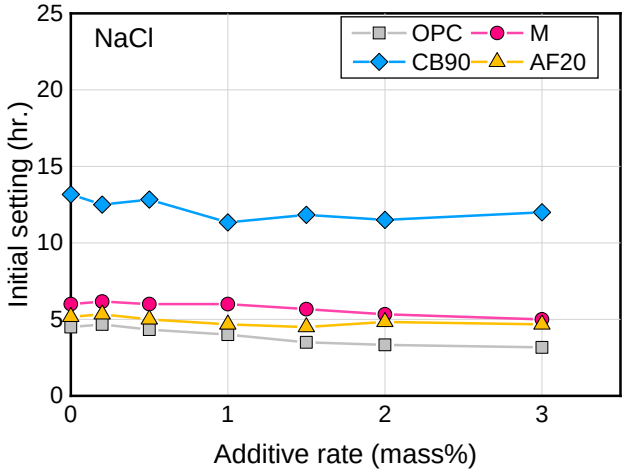
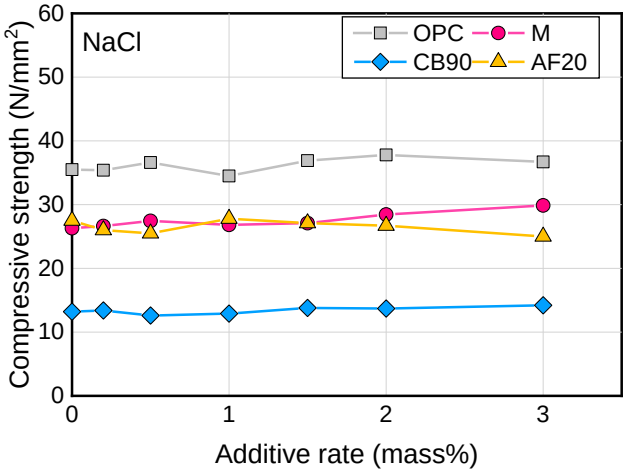
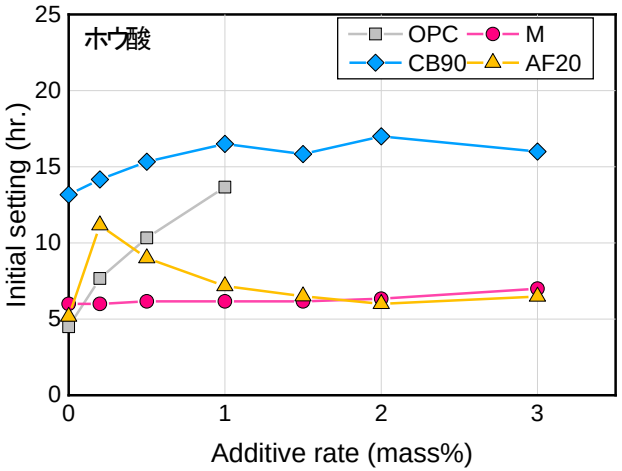
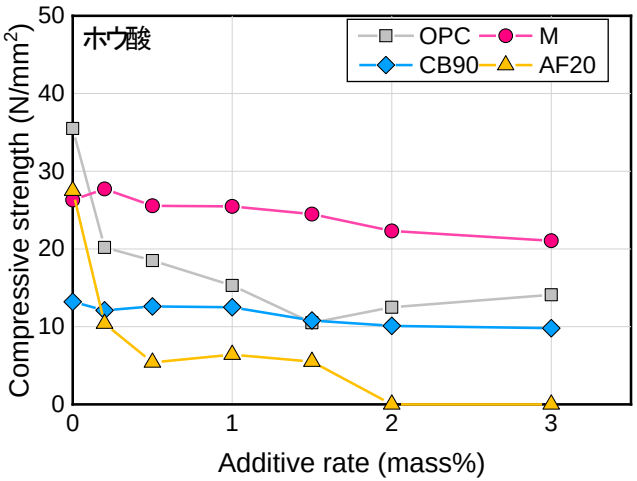
	始発時間	圧縮強度
NaCl		
ホウ酸		

図1　化学種添加率と始発時間

図2　化学種添加率と圧縮強度

- NaCl：OPCで若干の凝結促進が生じるが、いずれの固化体でも大きな変化はない。
- ホウ酸：OPCで大幅な凝結遅延、AF20は添加率少で凝結遅延するが添加率を更に増大すると戻る傾向であるが、圧縮強度の条件を満足できない。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① i. (iii)特殊セメント系の調査
～化学種影響の検証～
＜炭酸Na、珪石微粉末＞

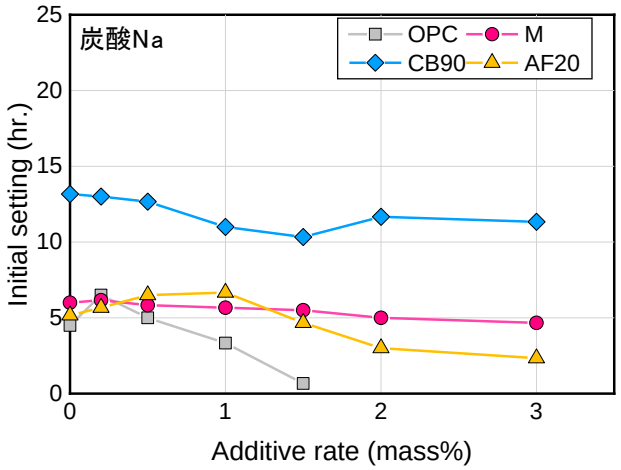
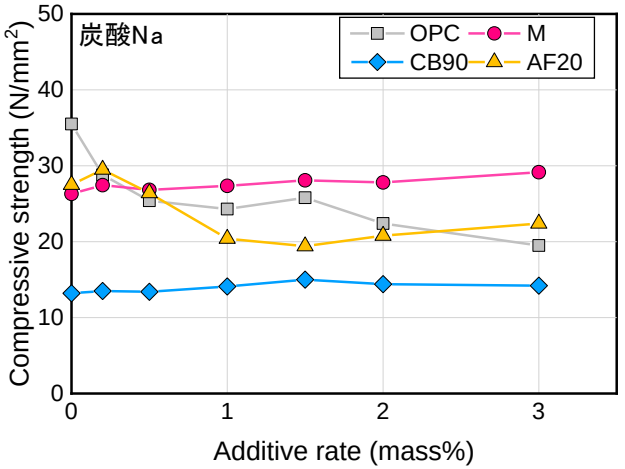
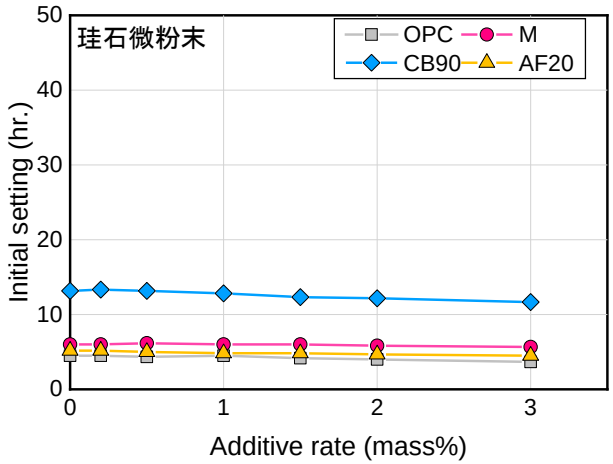
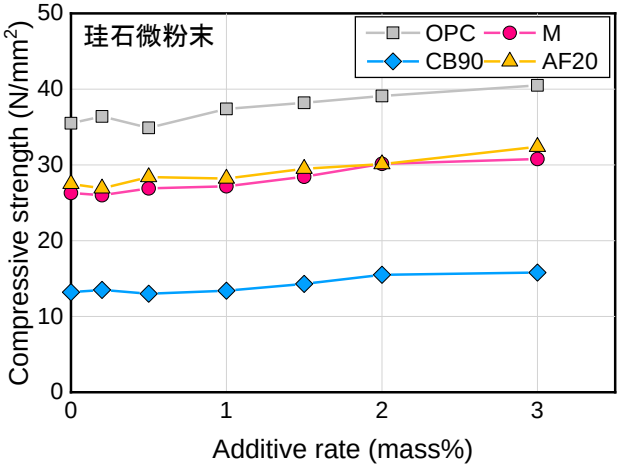
	始発時間	圧縮強度
炭酸Na		
珪石微粉末		

図1　化学種添加率と始発時間

図2　化学種添加率と圧縮強度

- 炭酸Na：OPCとAF20で、添加率少で若干の凝結遅延、添加率多で凝結促進（OPC急結）し、圧縮強度も低下傾向を示した。
- 珪石微粉末：いずれの固化体でも特異な変化は生じない。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ セメント(OPC)固化に影響を与える成分を含む廃棄物に対して、適用可能性のある2種のセメント系材料として高炉スラグ高置換セメント(CB90)、フライアッシュ混合アルミナセメント(AF20)を抽出し試験を実施した。
- ✓ これら特殊セメント固化体の炭酸塩並びに鉄共沈スラリーの最大充填率はそれぞれ、CB90：25mass%、AF20：35mass%並びにCB90、AF20：25mass%となり、充填率向上は確認されなかった。
- ✓ 凝結速度に影響すると知られている炭酸Na、ホウ酸に対しては、CB90の有効性が確認された。
- ✓ 取得した範囲情報等については、適用性評価アプローチに適用した。

課題など

- ✓ OPCやAAMに対してスラリーの廃棄物充填率の向上に寄与する特殊セメントは確認されなかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【目標】

(i)加熱等による固化体変質の調査

- 2018年度実施したアプローチの検討及び固化材料の物性等測定法等の調査結果を基に、固化体材質毎の材質変質要因の整理と可能性について検討する。低温処理については、2018年度に取得したTG/DTAの結果を基に、加熱状態、乾燥状態での固化体の変質を明らかにする。

(ii)Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価(図1)

- 形状の異なる容器(容器数種)の固化体での熱条件の変化を明らかにする。
- 廃棄物を混合した場合の、密度、熱伝導率等の値を調査し、解析に反映させるとともに、影響の大きさを明らかにする。

(iii)長期的な変質に与える影響因子の調査と変質挙動の評価

- 結晶相への転移、温度上昇(～60℃)、溶脱変質を想定した安定相の計算を実施(図2)。

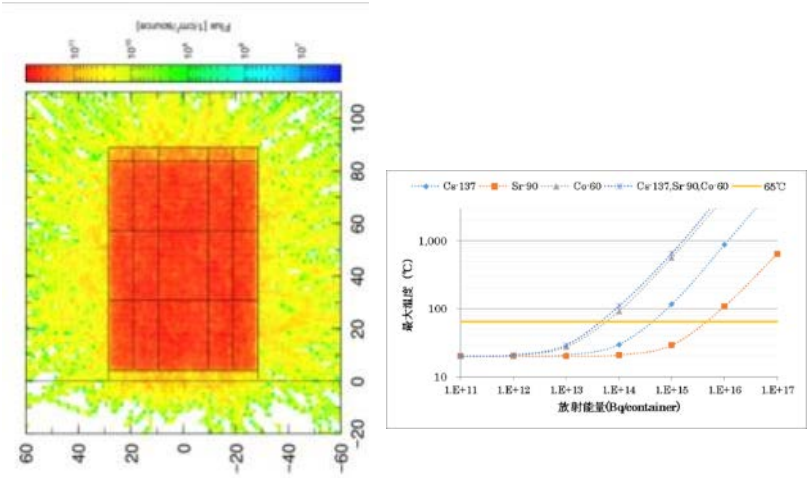


図1　Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価(例)

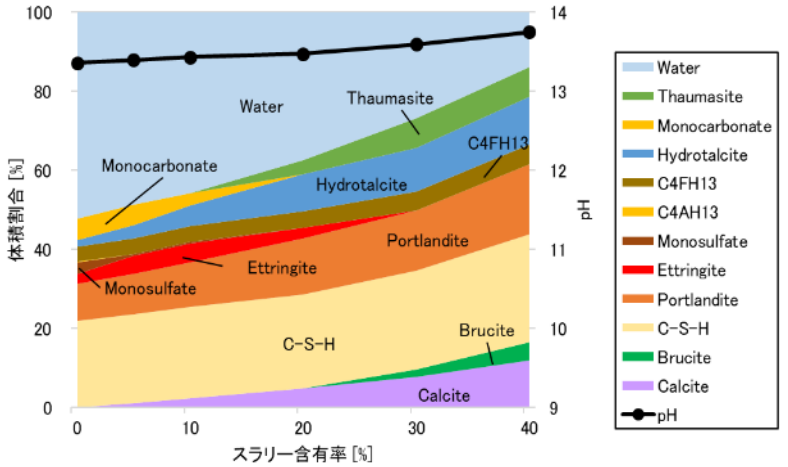


図2　スラリー含有時の鉱物相組成の検討(例)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築　①低温処理技術
ii. 固化体変質に関する調査　(i)加熱等による固化体変質の調査
【実施内容】

保管時に受ける固化体の影響を調査するため、加熱状態及び乾燥状態で保管された場合の固化体の変質についての調査を行う。
他の項目で得られた試験データや文献等の調査から固化体の変質の可能性についての知見を整理するとともに、不足する乾燥等のデータについては、試験を行いデータを取得する。

実施内容
加熱及び乾燥による性能変化の調査 ・文献調査等から固化体の変質の可能性について知見を整理
母材の評価試験 ・「乾燥影響」、「熱と乾燥の複合影響」を評価 「①-i-(ii)スラリーに対するAAM固化体の特性データ取得」にて決定した母材について、加熱及び乾燥による固化体の性能変化を評価 （温度域、乾燥強度域を広めに設定し、検証）
母材の評価試験 ・2019年度結果を受け、固化体の性能が大きく変化する範囲（温度、乾燥強度）に絞りこみをかけ、検証

目標達成を判断する指標
・母材の性能変化傾向の提示 ・性能変化変曲点近傍のデータに基づく適用範囲の提示

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 文献等の調査を行い、固化体の変質の可能性についての知見を整理した。

セメント(OPC)固化体

＜乾燥(湿度)＞乾燥による組織収縮が主

40℃乾燥より相対湿度(RH)11%乾燥による収縮ひずみが小(図1)。

＜熱＞乾燥と熱による組織変質

- 70～100℃:空隙内自由水、一部の水和物(Ettringite)の脱水⇒組織収縮、空隙径粗大化
- 100℃～450℃:C-S-Hの脱水⇒さらなる組織収縮、空隙径粗大化
- 450℃以上:$Ca(OH)_2$、$CaCO_3$の分解(CaO化)等⇒固化体の様相を消失していき、顕著な圧縮強度低下(図2)

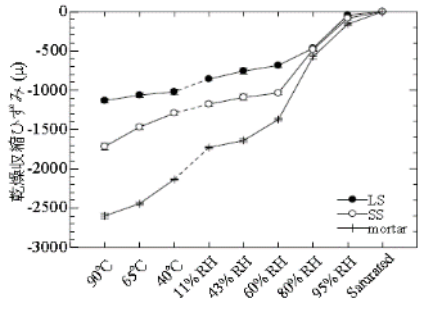


図1 コンクリート乾燥条件と乾燥収縮ひずみの関係[2)]

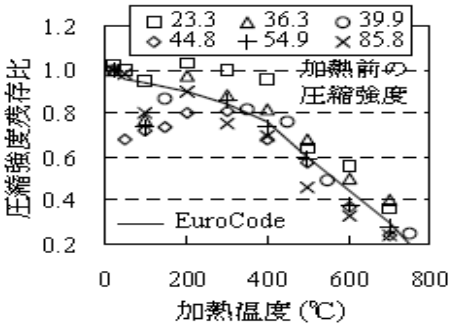


図2 コンクリートにおける温度と強度の関係(～800℃)[1)]

AAM固化体

＜乾燥(湿度)＞

乾燥による組織収縮が主(推察)

研究例が少ない。傾向について統一的な見解がない。

＜熱＞乾燥と熱による組織変質

- ～100℃:空隙内自由水が逸散⇒組織収縮、空隙径粗大化(推察)
- 100℃～:ゲル状生成物からの連続的な脱水⇒組織収縮、空隙径粗大化

セメント固化体に比べ高温での圧縮強度低下が少ない(図3)。

Ca量が多いと、高温(1000℃～)耐熱性が低いとの報告。

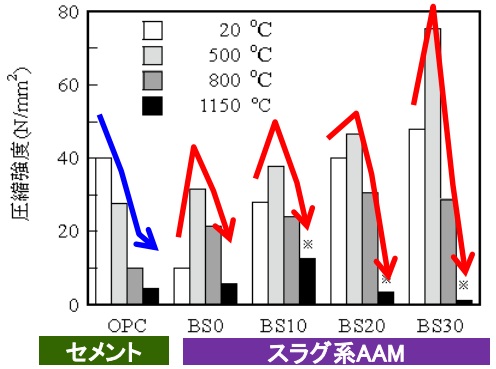


図3 固化体(OPC、AAM(スラグ系)における温度と強度の関係[3)]

AAMの熱・乾燥影響について、試験でのデータ取得が必要(圧縮強度、収縮ひずみ)

参考文献
1)土木学会:コンクリート構造物の対価技術研究小委員会報告ならびにシンポジウム論文集、コンクリート技術シリーズ63、pp.32-38、2004
2)伊藤ら:温度・湿度変化による乾燥を受けたコンクリートの割裂引張強度に関する検討、コンクリート工学年次論文集、Vol.36、pp.382-387、2014
3)一宮ら:フライアッシュベースのジオポリマーの配合ならびに高温抵抗性、コンクリート工学年次論文集、Vol.36、pp.2230-2235、2014

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 調査結果より、固化体の試験における熱・乾燥負荷条件を以下の通り設定。
- 試験に供する固化体は、セメント（OPC）固化体、AAM固化体3種に、「i. (iii)」で抽出された特殊セメント2種を追加した6種類とし、表1の配合条件で作製し評価を行った。

（乾燥負荷条件（図1））
- RH100%(20℃)（乾燥しない場合、基準）※熱負荷の基準と同じ
- RH80%(20℃)
- RH60%(20℃)
- RH11%(20℃)（OPC固化体：空隙内自由水がほぼ逸散）

（熱負荷条件）
- 20℃(RH100%)（基準）
- 80℃（熱負荷試験で先行研究で設定されることが多い温度）
- 105℃（空隙内自由水がほぼ逸散（自由水量測定条件と同じ条件））
- 200℃（AAM固化体のTG/DTA分析において、脱水が落ち着いた温度域）（図2）

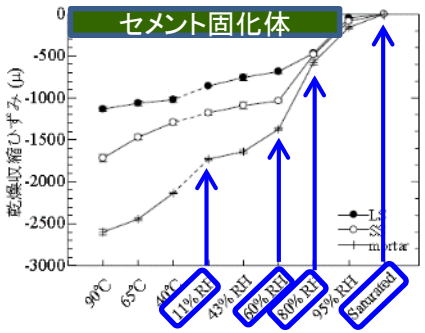


図1　乾燥条件と乾燥収縮ひずみの関係

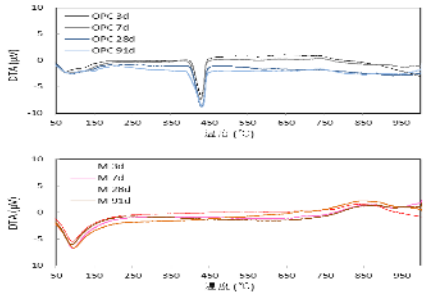


図2　DTA曲線（2018年度データ）

表1　試験対象固化体配合条件等

固化体種類	廃棄物充填率	Si/Al比	Na/Si比	水/固体比
	mass%	mol/mol	mol/mol	mass%
セメント(OPC)	0	–	–	45
特殊セメント（CB90）	0	–	–	55
特殊セメント（AF20）	0	–	–	40
AAM(M)	0	1.8	0.84	150
AAM(MB20)	0	1.8	0.5	110
AAM(MB40)	0	1.8	0.63	100

固化体作製



- 圧縮強度試験用Φ5×10cm
- 収縮ひずみ測定用4×4×16cm（ゲージ付き）
- 20℃、密封養生（28日間）

乾燥・熱負荷



乾燥
（恒温恒湿デシケータ）



熱
（電気乾燥炉）

- 経時的な収縮ひずみの変化
- 経時的な圧縮強度変化
- 経時的な自由水量、結合水量、鉱物相（XRD分析）の変化

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 熱乾燥負荷条件下における固化体の質量・圧縮強度の変化率を以下に示す。

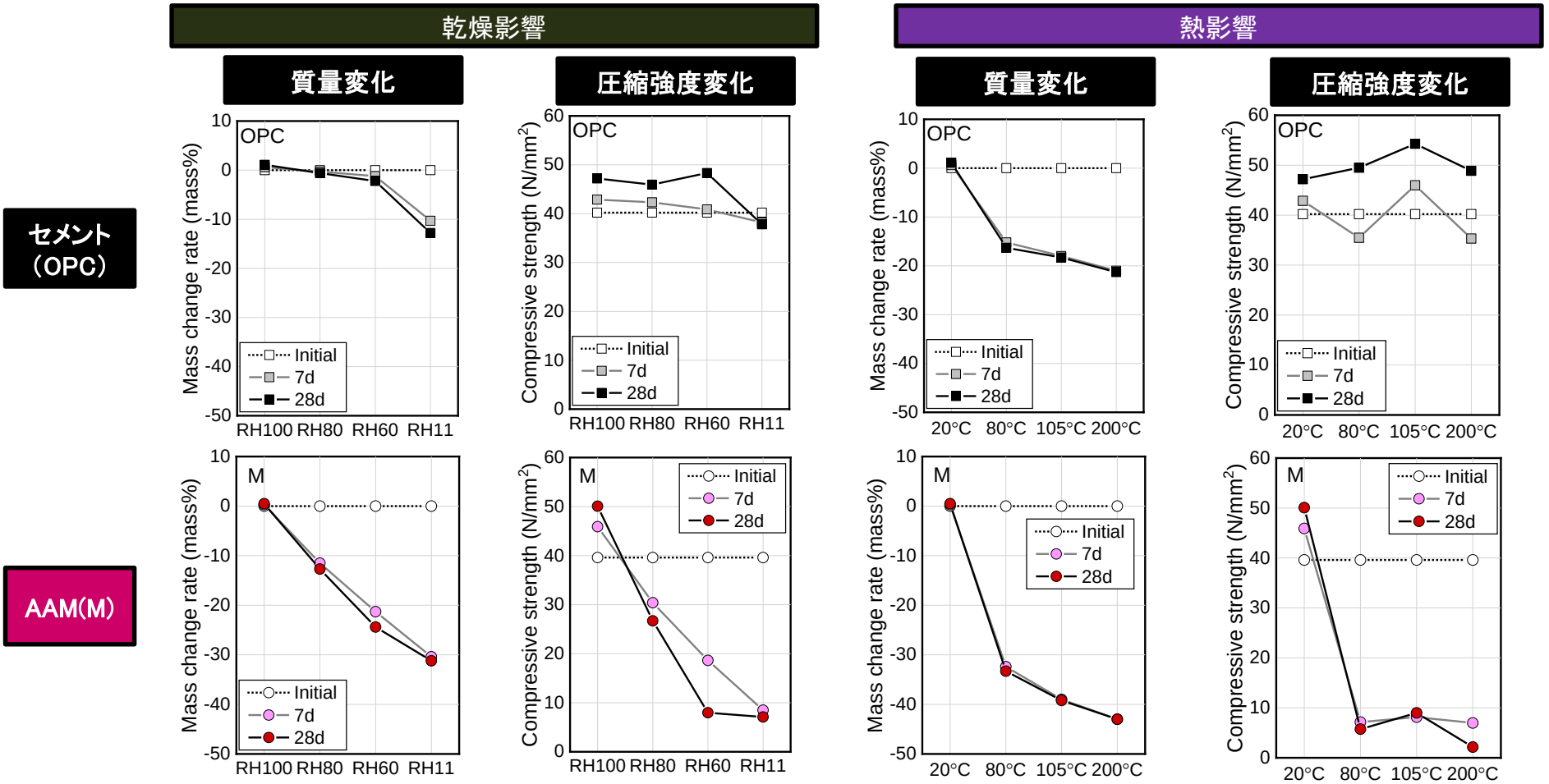


図1 母材固化体（セメント、AAM(M)）における質量変化と圧縮強度変化

- セメント固化体は、各条件で質量減少が確認できるが乾燥、熱への耐性は高い。
- AAM(M)固化体は、セメント固化体に比べ乾燥、熱負荷による質量、圧縮強度低下が顕著。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 熱乾燥負荷条件下における固化体の質量・圧縮強度の変化率を以下に示す。

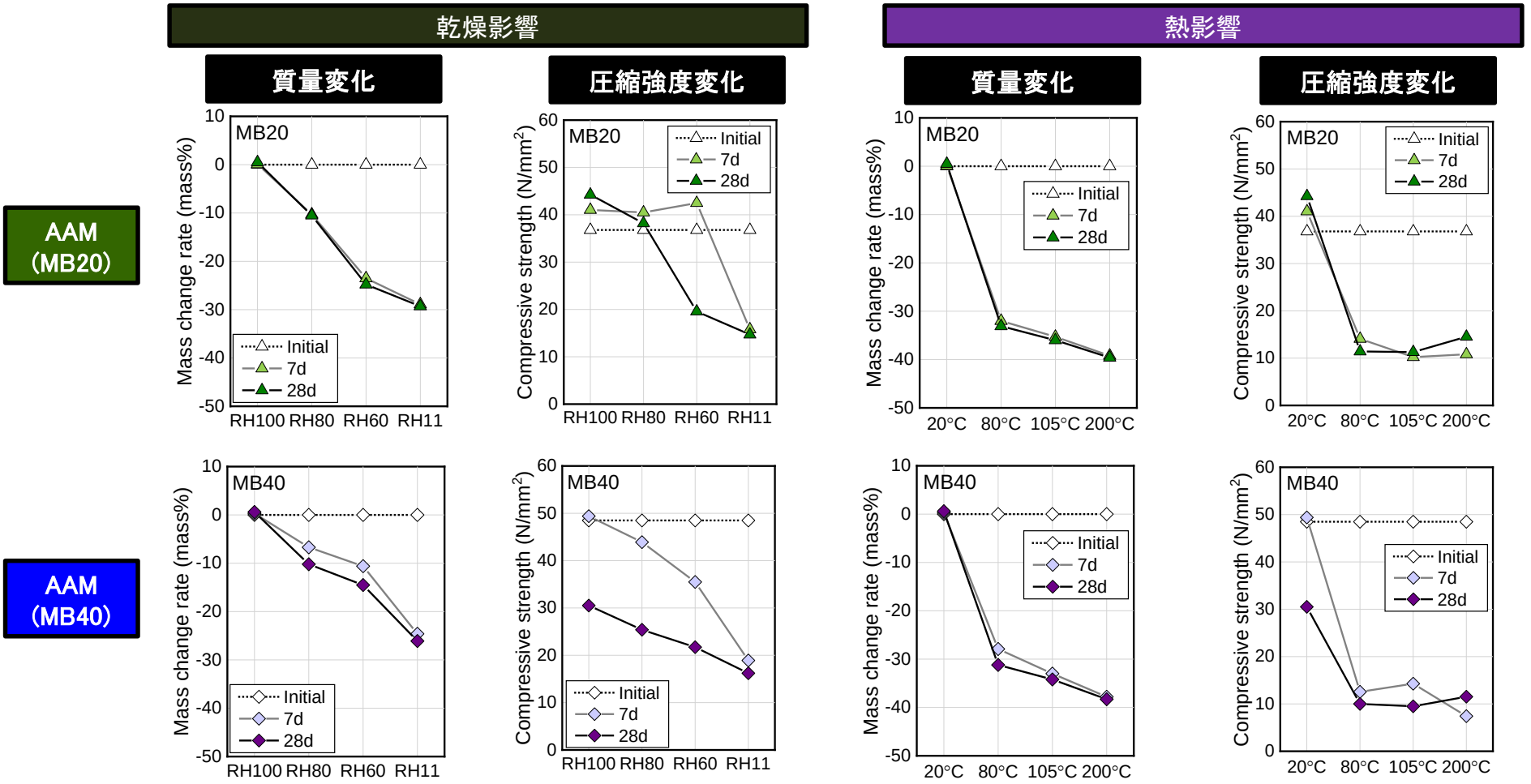


図1 母材固化体（AAM(MB20)、AAM(MB40)）における質量変化と圧縮強度変化

- 高炉スラグ混合系のAAM(MB20, MB40)固化体もAAM(M)固化体と同様に、セメント固化体に比べ乾燥、熱負荷による圧縮強度低下が顕著。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (i)加熱等による固化体変質の調査
～乾燥環境・熱環境条件下における質量・圧縮強度変化～
＜特殊セメント（CB90）固化体、特殊セメント（AF20）固化体＞

➢ 熱乾燥負荷条件下における固化体の質量・圧縮強度の変化率を以下に示す。

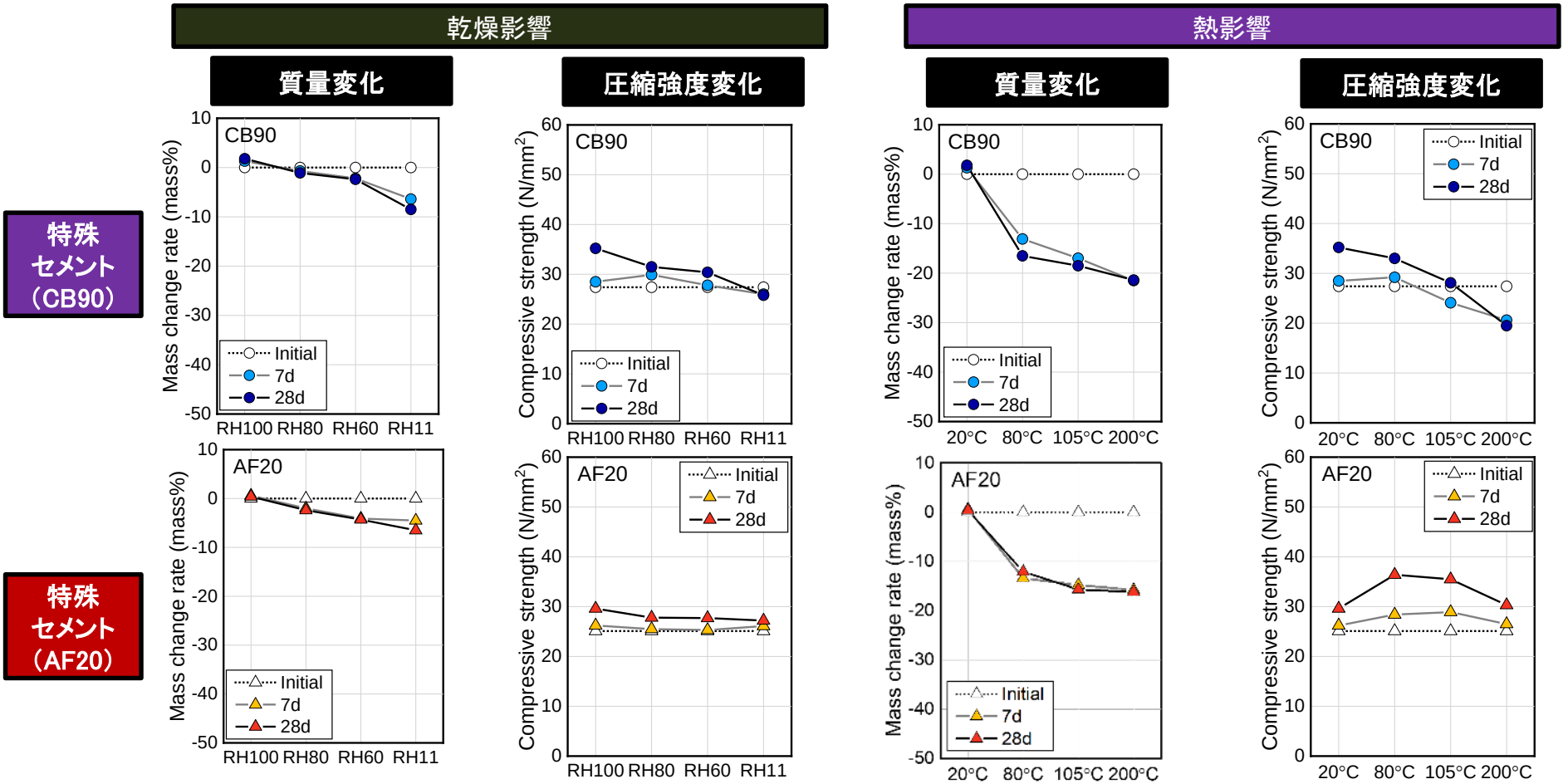
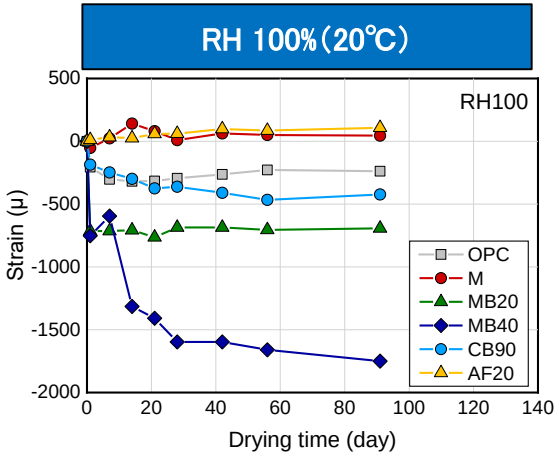


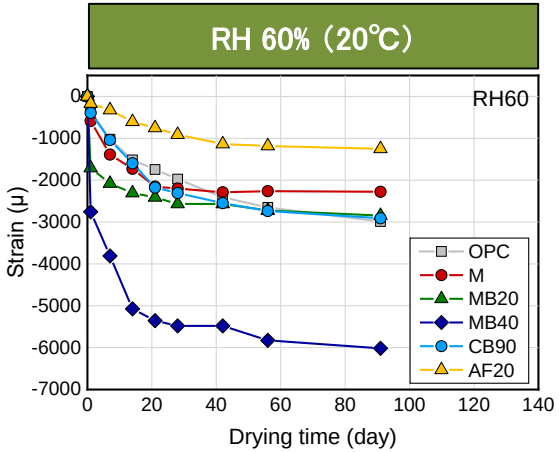
図1 母材固化体（CB90、AF20）における質量変化と圧縮強度変化

- 特殊セメント（CB90）固化体はセメント固化体と同様な変化傾向を示し、乾燥、熱への耐性は比較的高い。
- 特殊セメント（AF20）固化体は、乾燥による質量変化率が小さく（逸散水量が少ない）、乾燥、熱への耐性は高い。

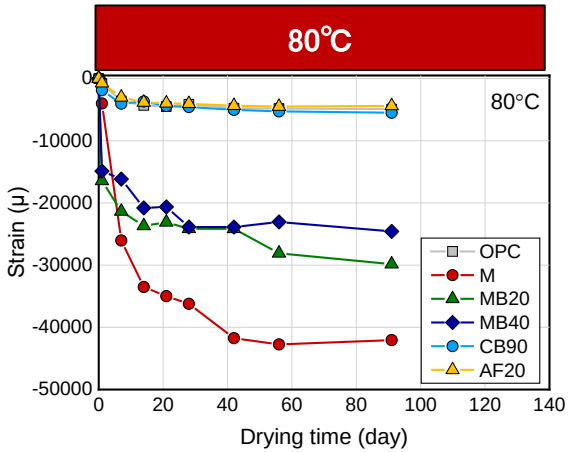
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ セメント、AAM、特殊セメント固化体について、熱・乾燥負荷日数と収縮ひずみの関係を以下に示す。





- MB40のみ収縮ひずみが顕著に大きい。



- 固化体種類によって、乾燥強度の増大に伴う収縮ひずみの増加率が異なる。

- 収縮ひずみは、全体としてセメント、特殊セメント固化体に比べAAM固化体の方が大きい。質量減少との関係性は低い。
- セメント、特殊セメント固化体では乾燥による収縮ひずみが大きいが、AAM固化体に関しては熱による収縮ひずみが顕著に大きい。

【母材の特性】
- 圧縮強度については熱、乾燥に対してセメント固化体＝特殊セメント固化体＞AAM固化体の順に耐性が高い。
- 収縮ひずみについては、AAM固化体は温度に対して顕著に大きく、セメント、特殊セメント固化体は乾燥、熱に両方に対して耐性が高い。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 模擬廃棄物固化体の傾向を把握するため、下表の配合で作製した模擬廃棄物固化体の熱乾燥負荷試験を実施。

表1 試験対象固化体配合

固化体種類		廃棄物充填率	Si/Al比	Na/Si比	水/固体比
		mass%	mol/mol	mol/mol	mass%
炭酸塩スラリー固化体	セメント(OPC)	30	–	–	53.8
	AAM(M)	30	1.8	1.2	91.6
	AAM(MB20)	30	1.8	0.7	86.0
	AAM(MB40)	30	1.8	0.8	80.1

固化体種類		廃棄物充填率	Si/Al比	Na/Si比	水/固体比
		mass%	mol/mol	mol/mol	mass%
鉄共沈スラリー固化体	セメント(OPC)	20	–	–	48.0
	AAM(M)	20	1.9	1.0	100.2
	AAM(MB20)	20	1.9	1.0	92.7
	AAM(MB40)	20	1.9	0.95	86.7

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 模擬スラリーを混合したセメント固化体について、熱乾燥負荷条件下における固化体の質量・強度の変化率を以下に示す。

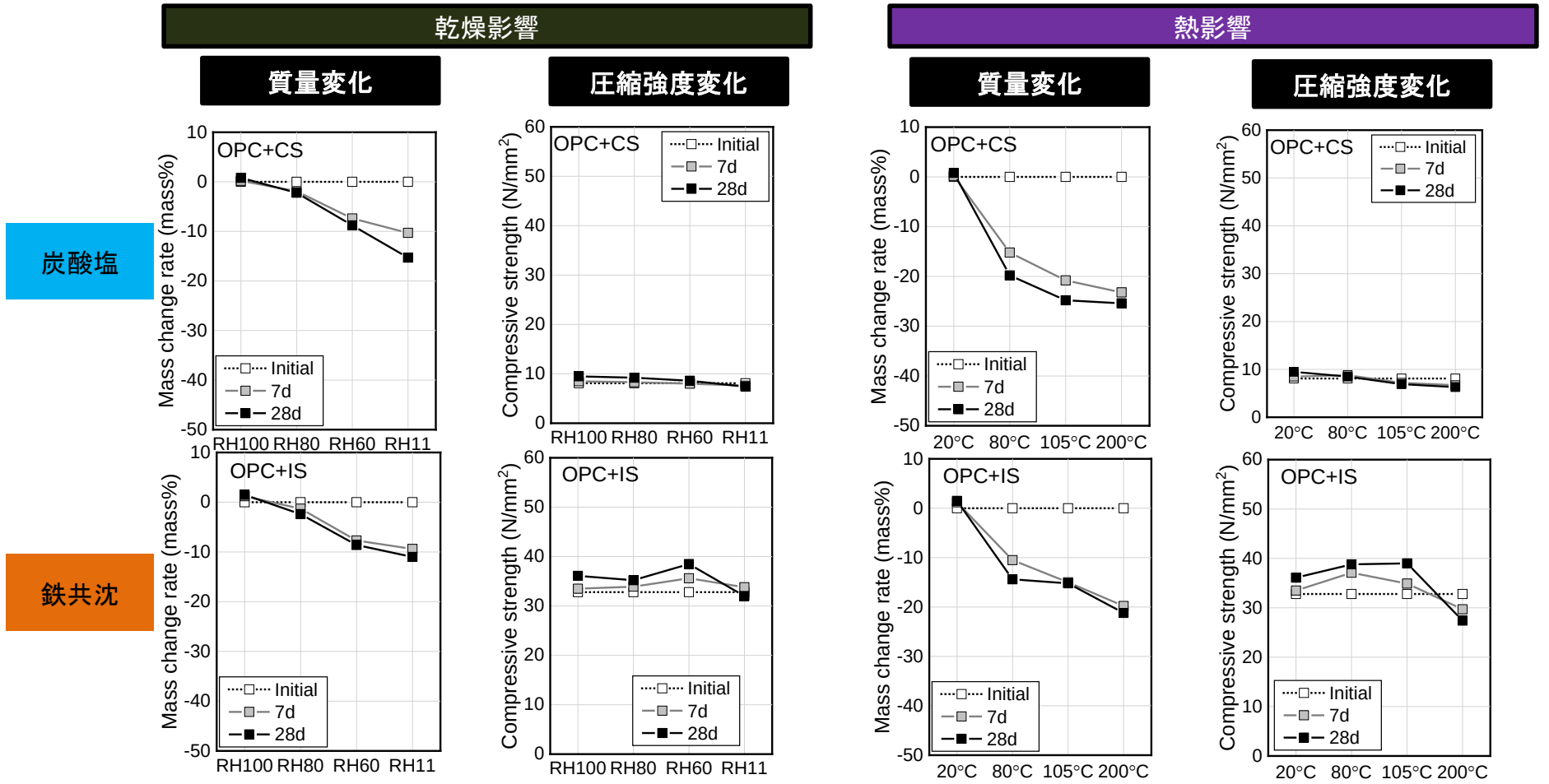


図1 模擬スラリーセメント固化体における質量変化と圧縮強度変化

- 炭酸塩スラリー固化体は、質量変化が大きくとも圧縮強度変化は小さい（母材の場合と同様）。
- 鉄共沈スラリー固化体は、炭酸塩スラリー固化体ほど圧縮強度低下はしていない。
- いずれも負荷7日でほぼ一定の圧縮強度に収束し、1.47MPaは満足。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 模擬スラリーを混合したAAM(M)固化体について、熱乾燥負荷条件下における固化体の質量・圧縮強度の変化率を以下に示す。

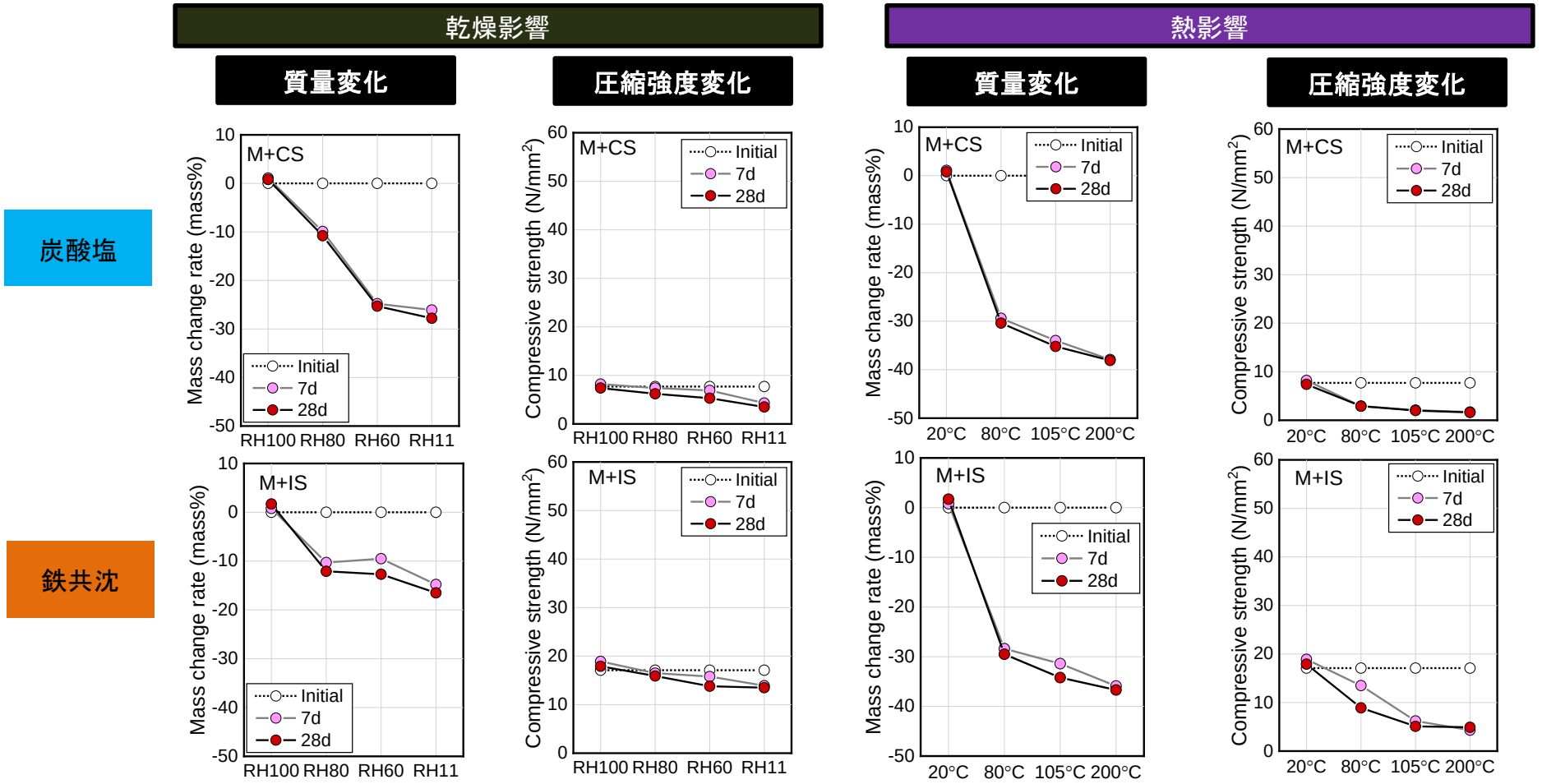


図1 模擬スラリーAAM(M)固化体における質量変化と圧縮強度変化

- 模擬スラリーを混合しても、AAM(M)固化体はセメント固化体に比べ乾燥・熱負荷による圧縮強度低下が顕著。
- いずれも負荷7日でほぼ一定の圧縮強度に収束し、1.47MPaは満足。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (i)加熱等による固化体変質の調査
～乾燥環境・熱環境条件下における質量・圧縮強度変化～
＜模擬スラリーAAM(MB20)固化体＞

➢ 模擬スラリーを混合したAAM(MB20)固化体について、熱乾燥負荷条件下における固化体の質量・圧縮強度の変化率を以下に示す。

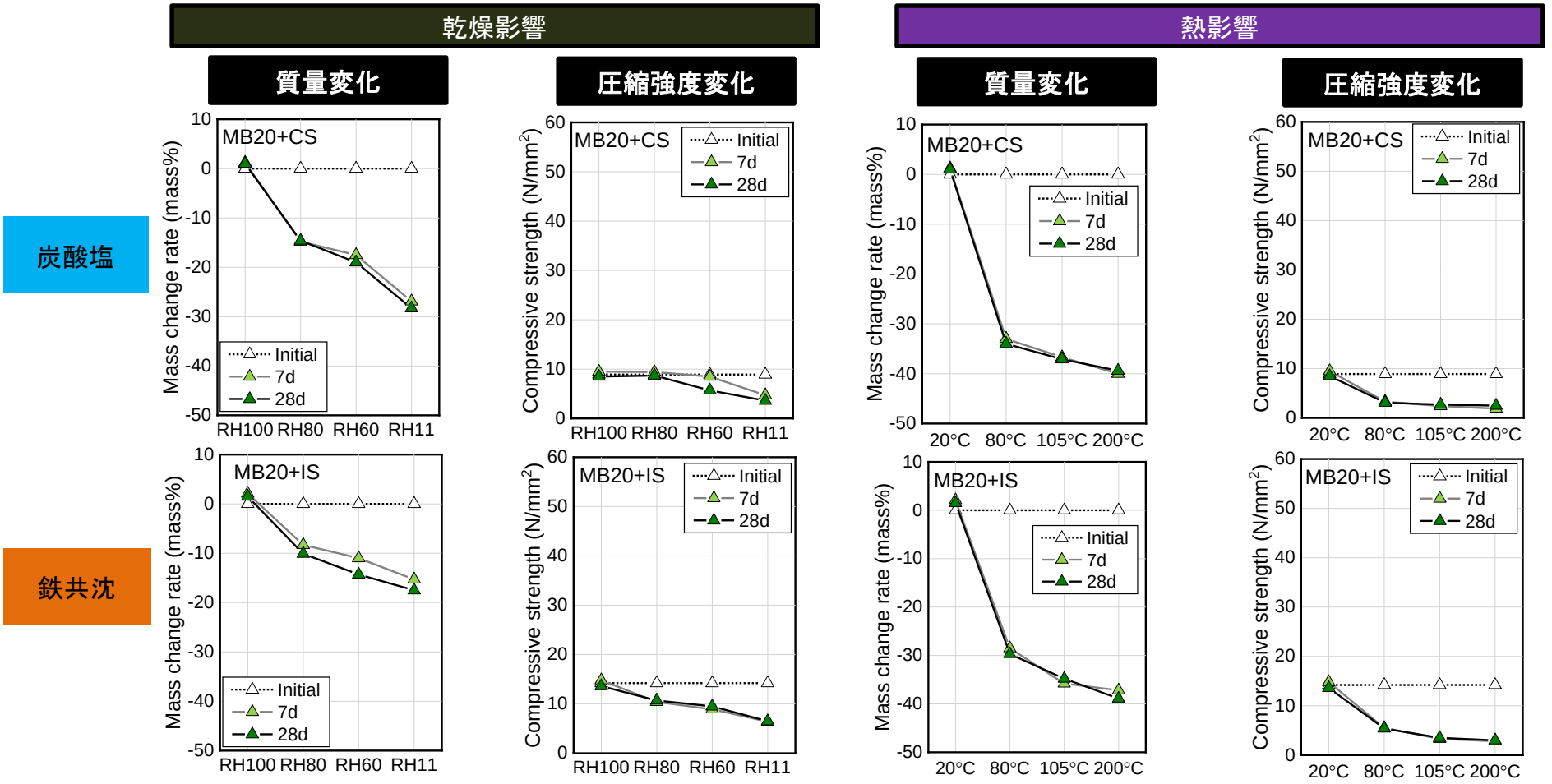


図1 模擬スラリーAAM(MB20)固化体における質量変化と圧縮強度変化

- 模擬スラリーを混合した場合、AAM(M, MB20) 固化体と同様に、セメント固化体に比べ乾燥・熱負荷による圧縮強度低下が顕著。
- いずれも負荷7日でほぼ一定の圧縮強度に収束し、1.47MPaは満足。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (i)加熱等による固化体変質の調査
～乾燥環境・熱環境条件下における質量・圧縮強度変化～
＜模擬スラリーAAM(MB40)固化体＞

➢ 模擬スラリーを混合したAAM(MB40)固化体について、熱乾燥負荷条件下における固化体の質量・圧縮強度の変化率を以下に示す。

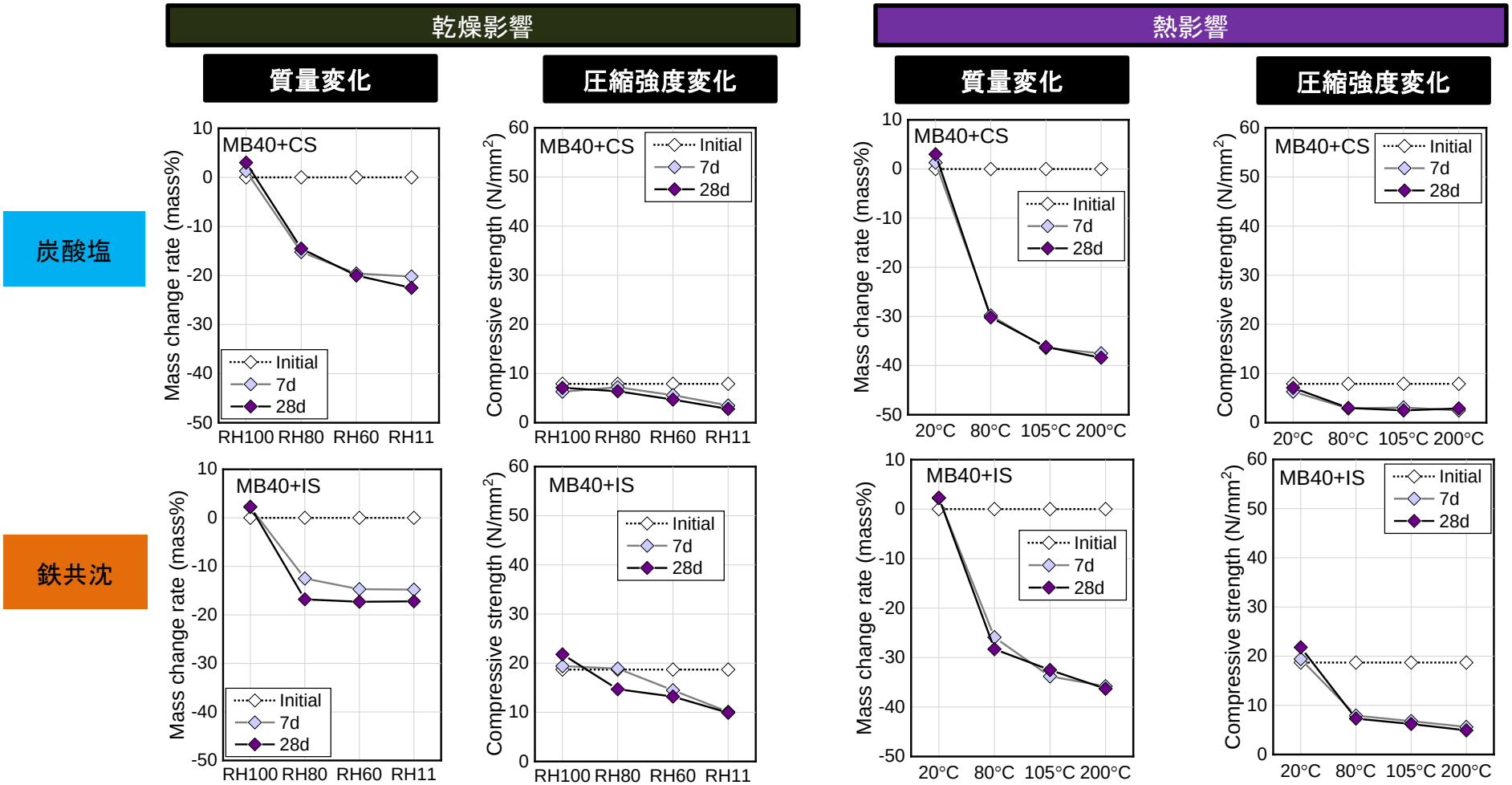


図1 模擬スラリーAAM（MB40）固化体における質量変化と圧縮強度変化

- 模擬スラリーを混合した場合、AAM(M、MB40)固化体と同様に、セメント固化体に比べ乾燥・熱負荷による圧縮強度低下が顕著。
- いずれも負荷7日でほぼ一定の圧縮強度に収束し、1.47MPaは満足。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (i)加熱等による固化体変質の調査
～熱・乾燥負荷日数による収縮ひずみ～

➢ 各種固化体について、熱・乾燥負荷日数と収縮ひずみの関係を以下に示す。

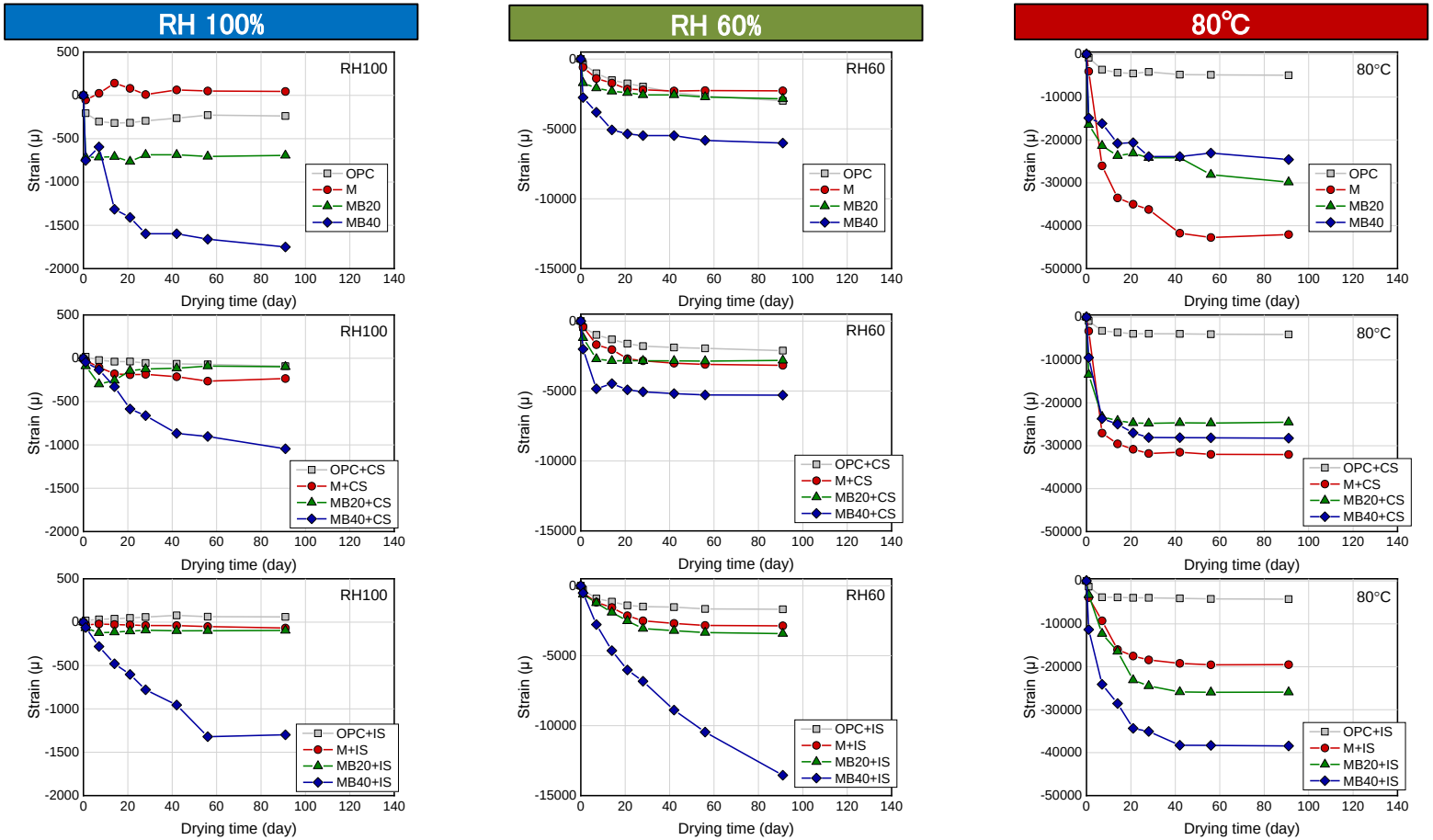


図1 各種固化体における収縮ひずみの経時変化

- スラリーを混合しても、固化体種類ごとの収縮ひずみの傾向に変化なし。
- 大半は母材と同様であるが、鉄共沈のAAM(MB40)固化体のみ、収縮ひずみが顕著に大きい。
- セメント固化体に比べ、AAM固化体の収縮ひずみが大きい。
- 鉄共沈スラリーAAM(M)固化体は、母材および炭酸塩スラリー固化体に比べ収縮ひずみが小さい。
- 鉄共沈スラリーAAM(MB40)固化体は、母材および炭酸塩スラリー固化体に比べ収縮ひずみが大きい。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 熱・乾燥負荷による収縮ひずみの発生は、細孔からの水分逸散時に生じる毛管張力等によると考えられていることから、質量減少率と収縮ひずみの関係に着目。
  ※質量減少率 [mass%]＝(熱・乾燥負荷固化体質量－負荷開始時固化体質量)／(負荷開始時固化体質量)×100

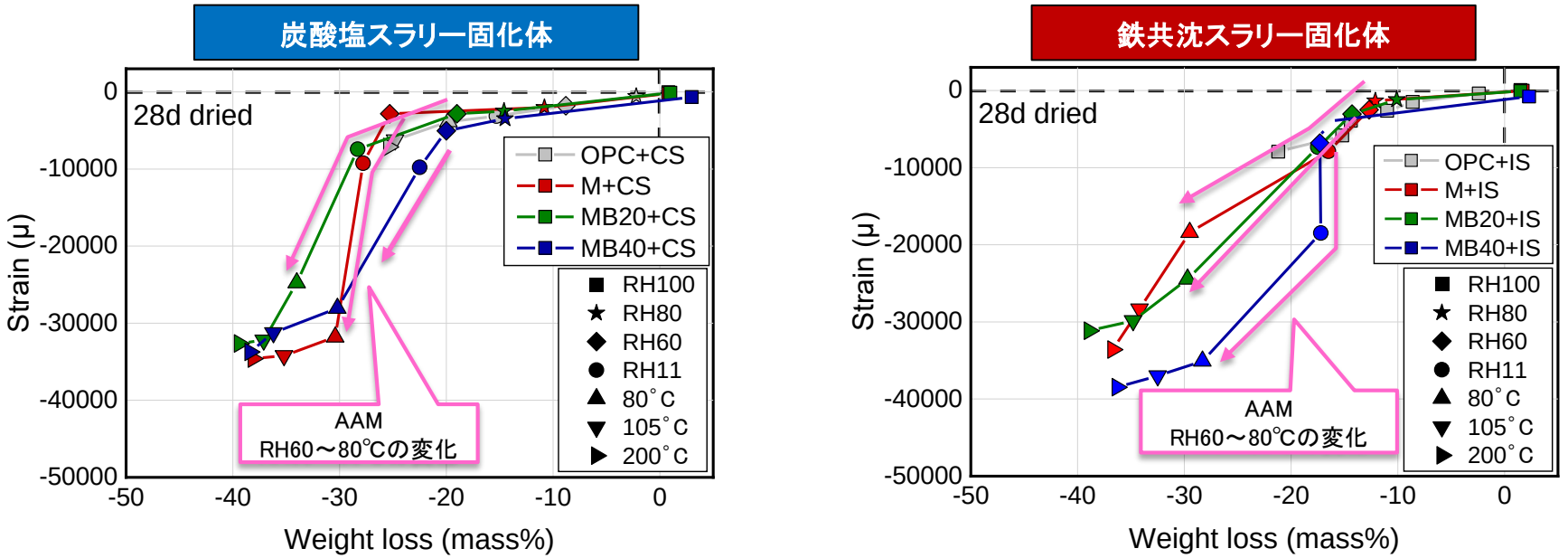


図1　模擬スラリー固化体における質量減少率と収縮ひずみの関係(乾燥日数28日)

- 全体として、質量減少率の変化に伴い、収縮ひずみが増大する傾向
- ⇒収縮ひずみの変化は質量減少(水分逸散)に起因すると推察
- セメント固化体:質量減少率と収縮ひずみの関係は、全体として線形的に変化。質量減少率は最大−25mass%程度(炭酸塩，200℃)
- AAM固化体:固化体種類ごとに多少の違いはあるが、RH100%～RH60%の範囲では、質量減少率と収縮ひずみがセメント固化体と同等の位置にプロットされている。しかしながら、特に炭酸塩スラリーを含むAAM固化体については、RH60%から80℃にかけ、収縮ひずみが顕著に増大する傾向を示した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (i)加熱等による固化体変質の調査
～一定レベル以上の乾燥が生じた際に、AAM固化体の収縮ひずみが急激に増大した現象に関する考察～

- 細孔からの水分逸散に伴う乾燥収縮は、水分逸散する際に生じる毛管張力や分離圧等の発生に起因すると考えらえている。
- また、水分逸散が生じる細孔径は、細孔表面と水との化学的相互作用がないと仮定した理想系では、ケルビン式によって、メニスカスの曲率半径と相対湿度の関係に基づき次式によって表される。

$$\ln(P/P_0) = -2\gamma M/(RT\rho)\cdot(1/r)$$

ln：自然対数，P：蒸気圧力，P0：飽和蒸気圧，P/P_0：相対湿度，γ：水の表面張力（20℃：72.75[dyn/cm]），M：水の分子量（18.02[g/mol]），R：気体定数，T：絶対温度，ρ：水の密度，r：水面の曲率半径

- 相対湿度の低下に伴い、水分逸散細孔径は縮小し、毛管張力は増大する傾向となることから、微細な細孔径が多いほど、収縮は大きくなると推察される。

※実際の細孔中水分は、アルカリ性（AAMは特にアルカリ濃度が高い）、且つ細孔表面による化学的作用が存在するため、細孔径と毛管張力の絶対値は異なるが、傾向は同様と考えられる。

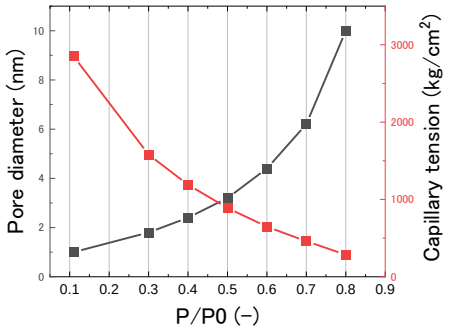


図1　相対湿度と水分逸散細孔径および毛管張力の関係（ケルビン式）

- セメントとAAMの炭酸塩スラリー固化体の細孔径分布に着目

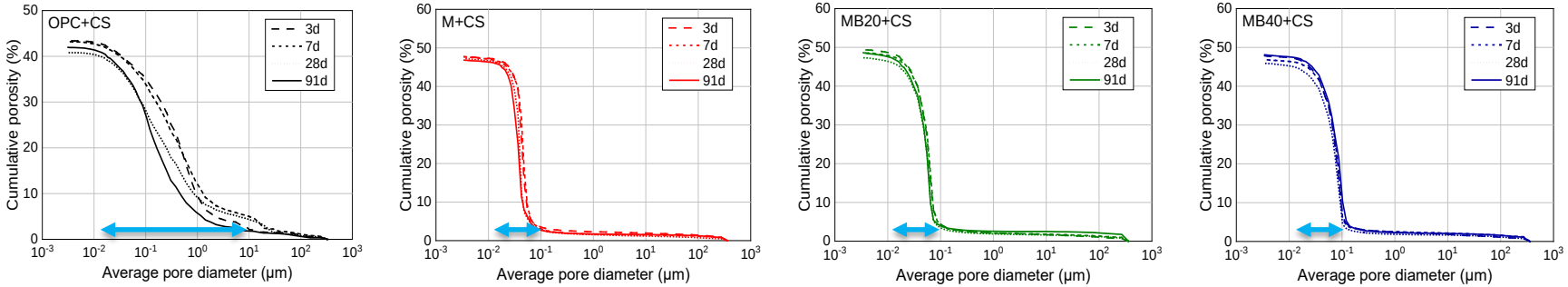


図2　炭酸塩スラリー固化体における細孔径分布

- セメント固化体：細孔径の分布領域が広い（直径10nm～10μm）
- AAM固化体：細孔径の分布領域が狭い（大半の細孔は直径10nm～100nm）

⇒AAM固化体では、100nm以下の空隙が乾燥する条件に達すると、水分逸散・収縮が増大するような細孔径である。

⇒AAM固化体で一定レベル以上の乾燥において収縮ひずみが急激に増大した原因の一つは、特異な細孔径分布にあると考えられる。

ただし、細孔径分布のみでは、収縮ひずみと質量減少率の変化挙動を網羅的には説明困難⇒他の原因の関与が推察される。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～乾燥環境・熱環境条件下における圧縮強度変化の比較～

- 熱・乾燥負荷による圧縮強度低下は、細孔からの水分逸散に伴う組織収縮により、固化体内部と表面に収縮ひずみ差が生じ、それに起因して発生する引張応力が引張強度を超えた際に、ひび割れが発生することによって引き起こされるものと考えられる。
- 一般に、圧縮強度と引張強度は相関を有しているため、収縮ひずみと圧縮強度比の関係に着目した。
  圧縮強度比：(熱乾燥負荷28日における圧縮強度)/(熱乾燥負荷をかける前の圧縮強度)

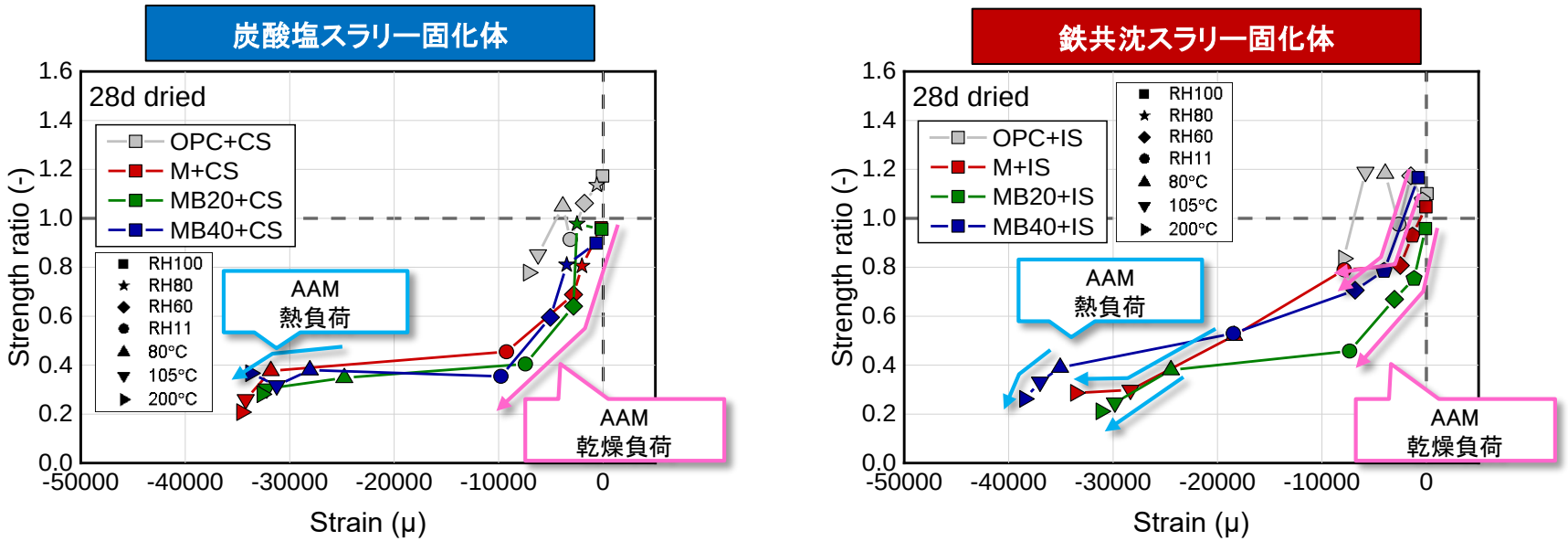


図1　模擬スラリー固化体における収縮ひずみと圧縮強度比の関係（乾燥日数28日）

- AAM固化体の乾燥負荷においては、収縮ひずみの増大に伴い圧縮強度低下する傾向が認められたことから、圧縮強度低下の一要因は、収縮ひずみ増大にあると推察される。
- 収縮ひずみと圧縮強度比の関係において、乾燥負荷と熱負荷は不連続であった。（RH11%と80℃の間で収縮ひずみは大きく増大しているものの、圧縮強度の低下は小さかった。また、80℃以上では収縮ひずみと圧縮強度比の変化は小さくなった。）
- XRDでは乾燥と熱負荷の間で大きな変化は認められなかった。（図2）
- 固化体表面と内部の収縮ひずみ差、すなわち表面からの水分逸散の進展の程度が、乾燥負荷と熱負荷条件下で異なるなどの物理的要因によって、乾燥と熱負荷が不連続な関係を示した可能性が考えられる。

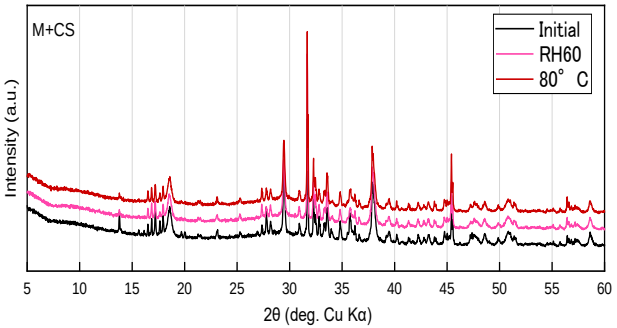


図2　炭酸塩スラリーAAM（M）固化体のXRD

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ セメント、AAM 、特殊セメント固化体の乾燥・熱環境下での特性変化についてのデータを取得した。
- ✓ 全般的にセメント、特殊セメント固化体はAAM固化体に比べて耐乾燥・耐熱性が高く、AAM固化体では収縮ひずみ量が非常に大きいことが確認された。
- ✓ いずれも圧縮強度の基準値（1.47MPa）は満足したが、高温・乾燥条件下では大幅な性能低下となることが分かった。
- ✓ 最高線量領域にある実スラリーを固化した場合の最高到達温度を、性状把握で分析した値と、「i. (ii)」及び「ii. (ii)」で導出された廃棄物最大充填率及び放射能⇒熱換算式を用いて算出すると約3℃の上昇に収まり、大きな固化体性能の低下を示す可能性が低いことが分かった。

課題など

- ✓ 高温、高乾燥となる条件下では、圧縮強度の低下に注意が必要である。
- ✓ 実際の保管環境で想定される温度、湿度の周期的変化による性能への影響を確認する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築　①低温処理技術
ii. 固化体変質に関する調査　(ii)Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
【実施内容】

- 低温固化処理技術（セメント固化、AAM固化）において、固化体の性能は温度により影響を受けるため、材料毎に上限値が決まる。
- 熱移動は体系に依存するため、容器の形状、大きさにより、廃棄物充填量の制限値は変化することが見込まれる。

最高温度の解析を行うことにより、形状、寸法による変化を明らかにすることで、崩壊熱から検討した固化可能インベントリ制限値をデータとして取得する。

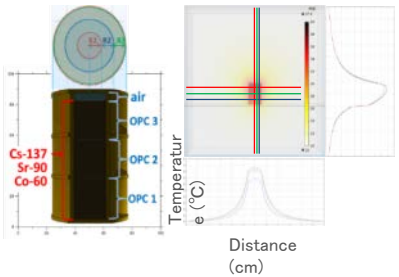


図1　PHITS、COMSOLによるシミュレーション結果（例）

分析値

(イ) 核種のインベントリから発熱量への変換係数（ドラム缶）

固化体に充填した際の熱環境の予測、制限の設定

(ロ) 形状差（充填量）に関する係数（ドラム缶、角型容器）

(ハ) 素材（熱伝導率）に関する係数（ドラム缶）

(ニ) 配置に関する係数（ドラム缶）

実施内容
セメント固化体の形状･インベントリによる熱的影響調査 ･体系の選定（円筒形･角型等）　･体系モデル作成･解析条件設定　･Cs熱影響解析、Cs他核種熱影響解析
新規固型化材の熱的影響調査 ･AAM固化体の熱影響解析等

目標達成を判断する指標
･セメント固化体のインベントリと熱の関係性提示 ･固化体のインベントリと熱の関係性、推定到達温度の提示

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (ii) Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～核種のインベントリから発熱量への変換係数（ドラム缶）～

- 廃棄物の処理前に得られることが予想されるインベントリ等の分析値から、処理後の固化体温度を推定可能にするために、推算式の係数を求める解析を実施した。
- 対象核種は、東京電力が挙げている排水管理の確認対象核種(41核種)とした。
  ⇒核種ごとに均一分布条件下で、表に示す放射能濃度範囲に対する発熱量を解析し、一次関数の傾きから係数を導出。

表１　確認対象核種（41 核種）　　単位：Bq/L

核種	線種	告示濃度限度	核種	線種	告示濃度限度
Sr-90	β	3E+1	Pm-146	β γ	9E+2
Y-90	β	3E+2	Pm-147	β	3E+3
Tc-99	β	1E+3	Sm-151	β	8E+3
Ru-106	β	1E+2	Eu-152	β γ	6E+2
Rh-106	β γ	3E+5	Eu-154	β γ	4E+2
Ag-110m	β γ	3E+2	Eu-155	β γ	3E+3
Cd-113m	β γ	4E+1	Pu-238	α	4E+0
Sn-119m	γ	2E+3	Pu-239	α	4E+0
Sn-123	β γ	4E+2	Pu-240	α	4E+0
Sn-126	β γ	2E+2	Pu-241	β	2E+2
Sb-125	β γ	8E+2	Am-241	α γ	5E+0
Te-123m	γ	6E+2	Am-242m	α	5E+0
Te-125m	γ	9E+2	Am-243	α γ	5E+0
Te-127	β γ	5E+3	Cm-243	α γ	6E+0
Te-127m	β γ	3E+2	Cm-244	α	7E+0
I-129	β γ	9E+0	Mn-54	γ	1E+3
Cs-134	β γ	6E+1	Co-60	β γ	2E+2
Cs-137	β γ	9E+1	Ni-63	β	6E+3
Ce-144	β γ	2E+2	Zn-65	γ	2E+2
Pr-144	β γ	2E+4	H-3	β	6E+4
Pr-144m	γ	4E+4	－	－	－

告示濃度限度：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度（単位は，Bq/L に換算した）

「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画（東京電力ホールディングス株式会社）Ⅲ-2-2.1. 放射性廃棄物等の管理 添付資料-4 確認対象核種の再選考について」 より抜粋

- 固化体発熱量推算式

$$W = \sum_{i}^{k} a_i C_i$$

W：固化体発熱量 [W/m^3]
a：係数
C：放射能濃度 [Bq/cm^3]
i：核種

- 体系モデルと解析条件

解析条件	詳細
体系モデル	円柱容器(ドラム缶)
放射性核種	左表参照
放射能濃度(Bq/cm^3)	1.0E+04、1.0E+07、1.0E+10
固型化材料	セメント(OPC)
密度(kg/m^3)	2.69E+3(文献値)
熱伝導率(W/(m･K))	0.500(文献値)
比熱容量(J/(kg･K))	880(文献値)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～核種のインベントリから発熱量への変換係数（ドラム缶）～

- 対象核種ごとに、放射能濃度と発熱量の関係をプロットし、一次関数式を導出した。

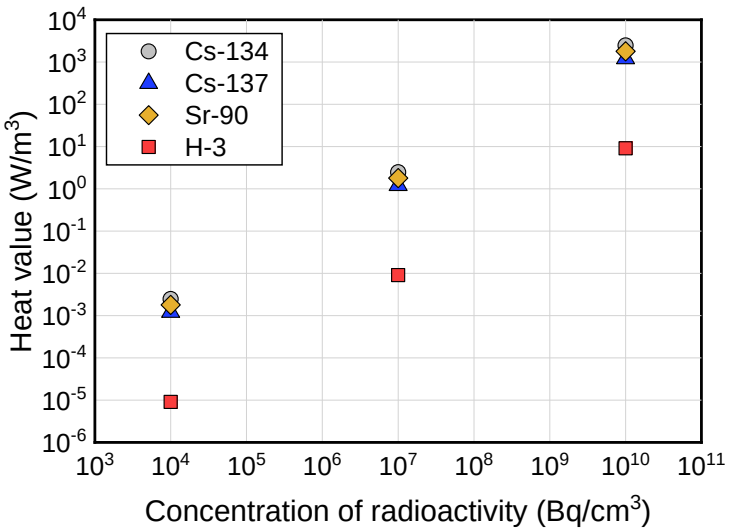


図1　放射能濃度と発熱量の関係

表1　放射能濃度と発熱量の関係式の例

核種	関係式
Cs−134	$y = 2.46^{-7}x + 20$
Cs−137	$y = 1.21^{-7}x + 20$
Sr−90	$y = 1.79^{-7}x + 20$
H−3	$y = 9.08^{-10}x + 20$

- 排水管理の確認対象核種すべてについて、得られた放射能濃度(x)と発熱量(y)の一次関係式から、固化体発熱量推算式$W = \sum_i^k a_i C_i$における係数aを導出した。
- 各核種において放射能濃度から発熱量の推算が可能となった。

表1　放射能濃度と発熱量の関係式における係数a（昇順）

核種	H−3	Sn−119m	Ni−63	Sm−151	Te−125m
係数	9.08E−10	2.41E−09	2.78E−09	3.17E−09	5.75E−09
核種	Pm−147	I−129	Tc−99	Eu−155	Te−123m
係数	1.00E−08	1.45E−08	1.62E−08	1.97E−08	2.25E−08
核種	Cd−113m	Te−127	Te−127m	Zn−65	Sb−125
係数	2.99E−08	3.70E−08	5.11E−08	8.00E−08	8.49E−08
核種	Sn−123	Mn−54	Cs−137	Pm−146	Y−90
係数	2.25E−08	1.18E−07	1.21E−07	1.22E−07	1.48E−07
核種	Pr−144m	Sr−90	Eu−152	Pr−144	Ce−144
係数	1.58E−07	1.79E−07	1.85E−07	1.97E−07	2.12E−07
核種	Eu−154	Ru−106	Pu−241	Cs−134	Rh−106
係数	2.17E−07	2.25E−07	2.31E−07	2.46E−07	2.56E−07
核種	Co−60	Ag−110m	Sn−126	Pu−240	Am−241
係数	3.57E−07	3.99E−07	4.11E−07	1.02E−06	1.04E−06
核種	Pu−239	Pu−238	Cm−243	Am−242m	Cm−244
係数	1.05E−06	1.15E−06	1.95E−06	3.12E−06	3.20E−06
核種	Am−243	−	−	−	−
係数	4.51E−05	−	−	−	−

→ 排水管理の確認対象核種について、放射能濃度の情報から固化体発熱量の推算に有用な係数を導出した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

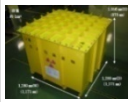
(a) ① ii. (ii) Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～形状差（充填量）に関する係数（ドラム缶、角型容器）～

- 固化体の最大温度を解析するにあたり、熱移動の観点から、容器の形状、大きさによる影響を明らかにするため、容器形状をモデル化し、形状差と最大温度の関係を解析した。
- 固化処理した廃棄物の保管容器は未定であることから、1Fやその他原子力施設で用いられている保管容器について、文献調査・聞き取りなどを行い、寸法などを調査した。
- 円柱容器と角型容器の2種類の区分から、解析対象としてそれぞれ容積の異なる3容器を選定した（表1、2のハッチング）。

表1　主な円柱容器

円柱容器	ペール缶	キャニスター	ドラム缶	MJ PIC	HIC(type2)	タンクコンテナ
容器外観						
内容量(m^3)	0.022	0.15	0.22	1.25	2.69	24.00
充填量(m^3)	0.018	0.12	0.17	1.00	2.15	19.20
内W/H	0.84	0.42	0.65	0.96	0.88	2.46
出典	JIS Z 1620	JAEA	JIS Z 1600	太平洋セメント他	TEPCO	JIS Z 1624

表2　主な角型容器

角型容器	ウラン系コンテナ	1m^3	遮蔽体角形付き1m^3	LLW-2型	6m^3	20FT
容器外観						
内容量(m^3)	1.20	1.35	0.77	3.02	5.20	32.91
充填量(m^3)	0.96	1.08	0.62	2.42	4.16	26.33
内W/H	1.34	1.63	1.00	3.11	1.54	2.46
出典	JAEA	想定モデル※	想定モデル※（遮蔽厚さ70mm）	NFT	想定モデル※	JIS Z 1610

※想定モデル：関係機関にて検討中の容器情報をもとに設定

➢ 体系モデル

- 6容器について、放射線輸送解析と熱解析に使用する体系モデルを作成。
- 各容器とも、体積の8割まで放射性核種を含む固化体を充填。
- 複数のセルに分割。

円柱型
：R方向3分割
：H方向分割
角型
：R方向4分割
：H方向3分割

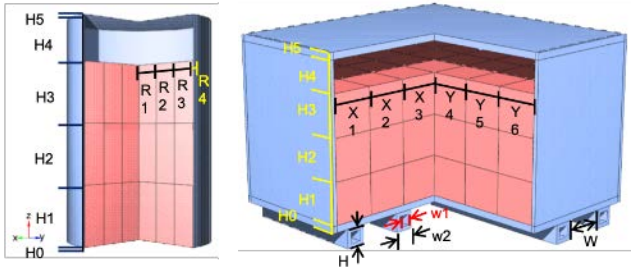


図3　放射線輸送解析に用いた体系モデル（例）

➢ 解析条件

解析条件	詳細
計算コード	PHITS、COMSOL
体系モデル	ペール缶、ドラム缶、HIC、角型1m^3、6m^3、遮蔽体角型付き1m^3
放射性核種	Cs-137、Sr-90、Co-60
放射能濃度(Bq/cm^3)	1.0E+05、06、07、08、09、10
固型化材料	セメント(OPC)
密度(kg/m^3)	2.69E+03（文献値）
熱伝導率(W/(m・K))	0.500（文献値）
比熱容量(J/(kg・K))	880（文献値）
対流	なし

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 体系モデルに対して放射線の輸送解析を行い、放射線核種による発熱量を解析し、得られた発熱量を用いて熱伝搬解析を行い、温度を解析した。

✓ 放射能濃度と固化体最大温度の関係

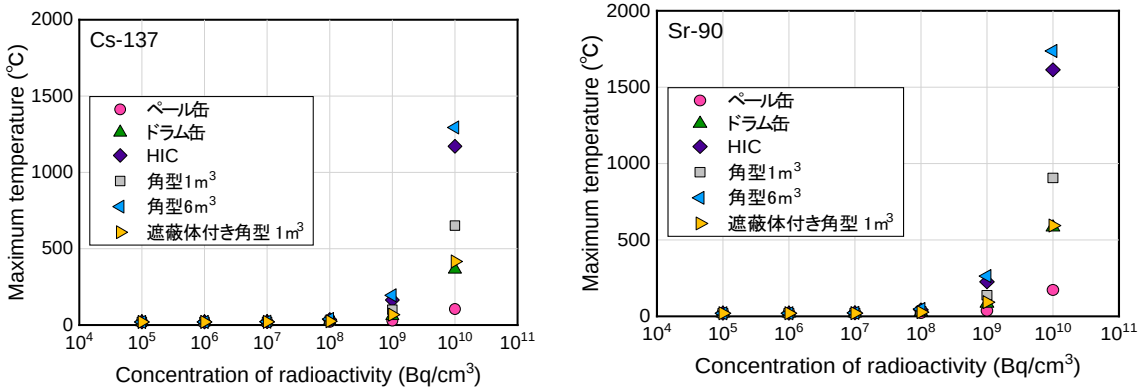


図1 放射能濃度と最大温度の関係

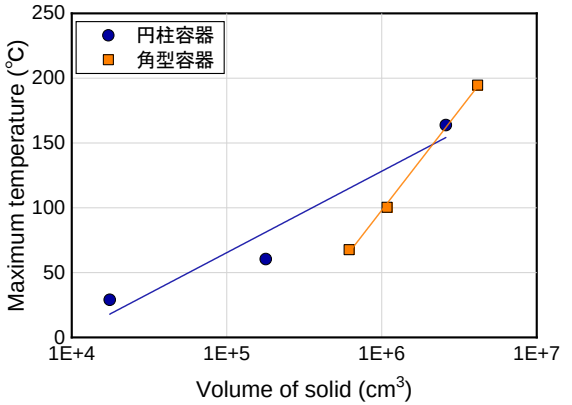


図2 温度と容器体系の関係

- 各容器について、放射能濃度と最大温度の関係を導出（図1）し、制限温度に対する、放射能濃度の計算が可能となった。
- 水処理二次廃棄物の放射能濃度（例：炭酸塩スラリー；Cs-137、Co-60：1E+03 [Bq/cm3]程度、Sr-90：1E+07 [Bq/cm3]）分析値と比較すると、Cs-137、Co-60による温度上昇は無視できるレベルであり、Sr-90についても3℃程度の温度上昇と推定された。
- 円柱、角型の形状ごとに直線関係があった。（図2）
- 固化体の体積を固化体中心と固化体上面の辺中点の距離（図3）で除した数で整理することで、形状による影響を受けることなく、最高温度を一本の関係式から算出可能となった。（図4）

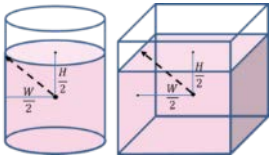


図3 固化体中心と固化体上面の辺中点の距離

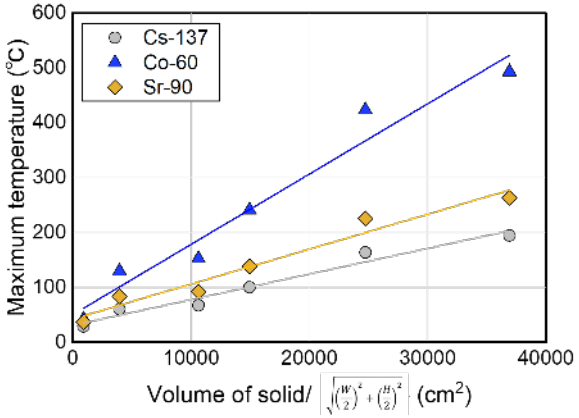


図4 温度と容器体系の関係

→Cs-137、Sr90、Co60について、6種の容器に封入した際の固化体の制限温度に対し放射能濃度の予測が可能になった。
（例）Cs-137の場合、放射能濃度 [Bq/cm3]（C）と最大温度 [℃]（T）の関係式： $T = -6.6 \times 10^{-19} C^2 + 4.1 \times 10^{-8} C + 20$
→容器形状が最大温度に与える影響について関係式を導出することができた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (ii) Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～素材(熱伝導率)関する係数(ドラム缶) ～
＜固化体熱物性の測定＞

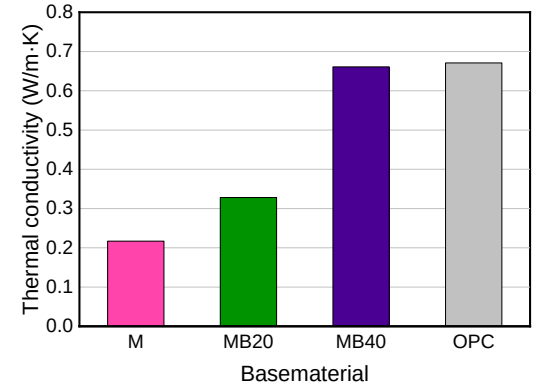
- 固型化材料をAAMにした場合の変化について解析を実施した。
- セメント(OPC)については密度、熱伝導率、比熱容量を文献値にて解析を実施したが、AAMについてはデータがないため、(a) ① i. (ii)スラリーに対するセメント、AAM固化体の特性データ取得内で作成した試料を測定(図1)した実測値を反映して解析を行い、セメント固化体との違いを調査した。

- 熱伝導率・比熱容量　取得方法

試験概要	ホットディスク法(非定常面熱源法) センサ2個を試料で挟み込み定電流を流し、一定発熱させ、センサの温度上昇から熱伝導率、熱拡散率を測定する。得られた値から比熱容量を算出する。
規格	ISO22007-2に準拠
測定装置	ホットディスク法熱物性測定装置(Hot Disk社製)
試料調整	・各固型化材料を所定の配合条件にて混練固化 ・105℃で数日乾燥(水分計で重量変化なくなるまで) ・φ50mm×20mm、2片重ねて使用



図1　ホットディスク法による測定



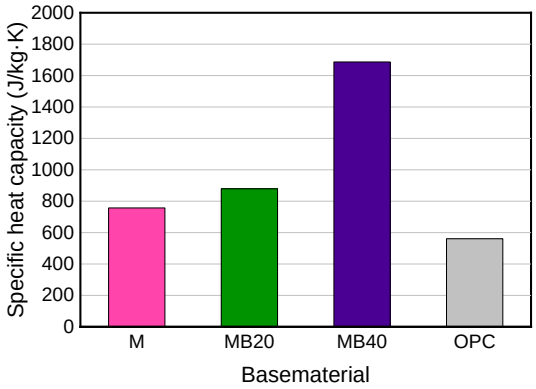


図2　測定結果(熱伝導率、比熱容量)

→ セメントとAAMについて、放射線輸送解析および熱伝搬解析に用いる物性値を取得した。(図2)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (ii) Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～素材(熱伝導率)関する係数(ドラム缶) ～
＜ 熱伝搬解析に使用する物性値の影響調査＞

➢ 実験的に得られた熱物性を用いた解析

- 実験的に得られた熱物性(表1)を用い、以下の条件で放射線輸送解析及び熱伝搬解析を行った。

表1 解析に使用する実測値

	密度 (kg/m^3)	熱伝導率 (W/(m・K))	比熱容量 (J/(kg・K))
AAM(M)固化体	1.59E+03	0.217	757
AAM(MB20)固化体	1.61E+03	0.328	879
AAM(MB40)固化体	1.67E+03	0.661	1687
セメント(OPC)固化体	1.90E+03	0.671	561

【参考】セメント(OPC)文献値
(セメント固化体の熱的影響調査に使用)

OPC(文献値)	2.69E+03	0.5	880

➢ 体系モデルと解析条件

解析条件	詳細
計算コード	PHITS、COMSOL
体系モデル	選出した6容器
放射性核種	Cs-137、Sr-90、Co-60
放射能濃度(Bq/cm^3)	1.0E+5、6、7、8、9、10
固型化材料	AAM(M、MB20、MB40)、セメント(OPC)(実測値)

➢ 実測値を用いた解析による発熱量と最大温度の算出

- 固型化材料をAAM(M)とした場合の最大温度は、63.489 [℃]、OPCとした際の最大温度は56.077 [℃]となり、7.421 [℃]の差が生じることが予測された。

➢ 最大温度計算に寄与する物性値の抽出

- 熱伝搬解析に使用する物性値が温度計算に与える影響を調査した
- 密度、熱伝導率、比熱容量をパラメータとして解析を行った。

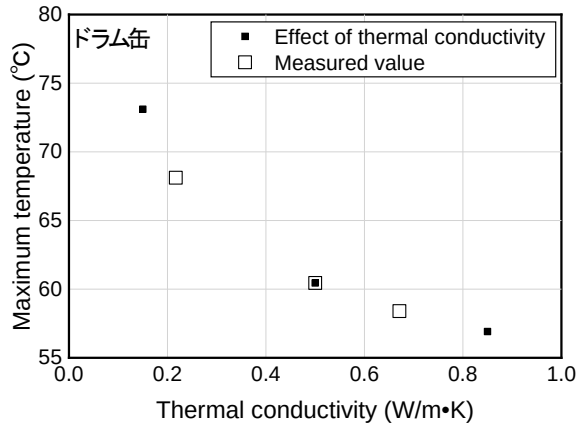


図1 固型化材料の熱伝導率と固化体の最大温度の関係

- 熱伝導率をパラメータとした解析結果において、実測値の解析結果との相関が見られた。
- 本解析条件における熱伝導率 K [W/(m·K)] と最大温度 T [℃]の関係式を導出した。得られた関係式の決定係数R^2は0.98であった。

$$T = 39.4K^2 - 60.9K + 80.7$$

→固型化材料の熱伝導率から最大温度の推算が可能となった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (ii) Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～ドラム缶複数配置モデルによる熱影響調査～

- 固化体容器を保管する際には、複数の廃棄体を縦横に配置した集積状態となることが予想される。
- 発熱している固化体容器が熱的に影響しあうことで生じる最大温度変化について、固化体容器の複数配置モデルを作成・解析し、調査を実施した。

- 体系モデルと解析条件
  - ドラム缶を4本搭載したパレットを3×3×3台配置した系を想定。

解析条件	詳細
計算コード	PHITS、COMSOL
体系モデル	円柱容器(ドラム缶) 108体
放射性核種	Cs137
放射能濃度(Bq/cm^3)	5.0E+8、9、1.0E+9、10
固型化材料	セメント(OPC)
密度(kg/m^3)	2.69E+3(文献値)
熱伝導率(W/(m・K))	0.500(OPC文献値)
比熱容量(J/(kg・K))	880(文献値)
周辺温度(℃)	20
対流	自然対流



図1　体系モデル

- 複数配置による熱影響
  - 自然対流により、固化体表面に除熱が見られた。
  - モデル中温度が最大の容器は、上段中央のパレットに位置していた。

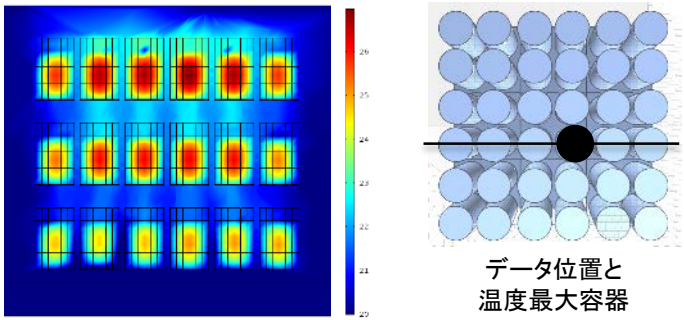


図2　複数配置の温度分布

- 制限温度に対する放射能濃度の算出
  - 解析結果から放射能濃度 C [Bq/cm^3]と最大温度 T[℃]の関係式を導出。

$$T = -8.69 \times 10^{-20} C^2 + 6.47 \times 10^{-9} C + 20$$

  - セメント変質の制限温度(60℃)に対し、放射能濃度の上限値は6.80E+09 Bq/cm^{3}であった。（炭酸塩スラリーCs-137分析値：1E+ 3Bq/cm^3）

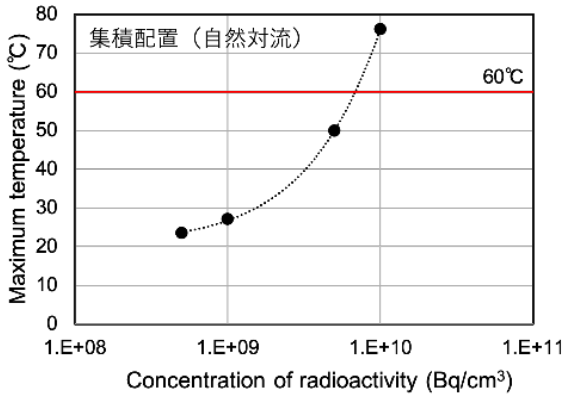


図3　固化体の放射能濃度と最大温度の関係

→放射能濃度と最大温度の関係式を導出し、制限温度に対する放射能濃度の上限値を得た。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

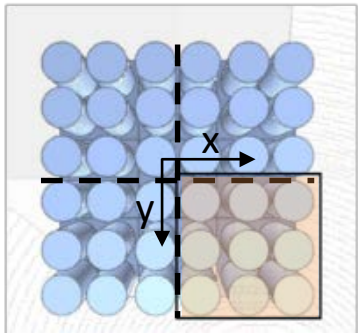


図1　108体配置体系の抽出部分
（俯瞰図）

➢　核種による発熱量分布の比較

- 計算した発熱量について、1体配置時と比較するため、ドラム缶1体配置時の発熱量計算値を1とした相対比に換算した。
- ドラム缶を108体配置した際、発熱分布は点対称の傾向を示すという仮定の下、複数配置体系を4分割したうちの1体系（27体：9×3段）を抽出した（図1）。
- 抽出した27体の、ドラム缶1体配置に対する発熱量相対比を図2に示す。

Cs-137

x / y	下段			中段			上段		
	1.09	1.10	1.08	1.13	1.12	1.08	1.10	1.10	1.07
	1.09	1.06	1.07	1.12	1.07	1.08	1.09	1.06	1.06
	1.07	1.10	1.04	1.08	1.11	1.05	1.06	1.09	1.04

Co-60

x / y	下段			中段			上段		
	1.19	1.19	1.13	1.25	1.24	1.11	1.19	1.18	1.13
	1.19	1.13	1.12	1.23	1.16	1.16	1.19	1.11	1.12
	1.12	1.19	1.08	1.16	1.23	1.11	1.12	1.19	1.08

Sr-90

x / y	下段			中段			上段		
	1.00	1.00	1.01	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
	1.00	1.01	1.01	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
	1.00	1.01	1.01	1.00	1.00	1.00	0.99	1.00	1.00

図2　ドラム缶1体配置時の発熱量に対する相対比

➢　γ線の発生が多いCo-60については、発熱量の分布に偏りが見られた。
➢　線種の特性と周囲によりドラム缶に与える影響に相関が生じることがわかった。

→複数配置の発熱量は、核種が放出する線種とエネルギーによって増大と分布の偏りが生じることがわかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 実際に使用される可能性の高い複数の容器に対して、含まれる核種、放射能量、固化体のマトリクス、単一/集積保管形態を考慮した到達温度の関係式を解析により導出した。
- ✓ これにより廃棄物中のインベントリがわかれば簡易に到達温度を評価できる手法を構築した。
- ✓ 最高線量領域にある実スラリーを固化した場合の最高到達温度を、性状把握で分析した値と、「i. (ii)」で導出された廃棄物最大充填率を用いて算出すると約3℃の上昇に収まり、大きな固化体性能の低下を示す可能性が低いことが分かった。
- ✓ 同様にCs吸着塔の廃ゼオライトを固化した場合の温度（廃棄物充填率30mass%）は、性状把握で導出したインベントリを用いた評価により、約37℃であり、廃棄物充填率100mass%とした場合でも一般的なセメントの制限値を超えなかった。
- ✓ 現行確認されている水処理二次廃棄物を固化処理した場合、単体では制限値を超える可能性は低いことが分かった。

課題など

- ✓ 集積保管時や空気対流が無い場合には高温となる可能性があるため、集積保管形態等での知見を増やし、それらも考慮した最高到達温度の評価式の精緻化を図る必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【実施内容】

固化体の長期的な変質挙動を調査するため、時間経過や外部要因によって生じる影響について調査を行う。セメントについて長期的な変質挙動評価の実績がある熱力学的平衡計算による手法について、セメント固化体、AAM固化体の解析に必要な熱力学データの調査およびデータの充足性の評価を行う。

セメント固化体は鉱物相変化の推定、AAM固化体は熱力学データの充足性や熱力学的平衡計算の適用性の可否について検討する。

実施内容
熱力学データの収集・整理と熱力学的平衡計算の適用性検討 結晶相への転移、乾燥、温度上昇（～60℃）を想定した安定相の計算を実施 ・長期挙動に影響する鉱物相変化の把握について、平衡計算による推定を試みる ・AAMに関しては、長期挙動を予測するための熱力学データの充足性や平衡計算の適用性を検討する
固化体の変質挙動評価における熱力学的平衡計算手法の適用性 ・各種低温固化体の適用可能範囲の抽出。地下水接触による固化体の変質挙動のシミュレーション。実験結果と比較することで、熱力学データの充足性と適用性を検討。 ・セメント固化体に関しては、長期変質に与える炭酸塩スラリーと鉄共沈スラリーの影響に関する知見を提示し、固化体の変質挙動評価における熱力学的平衡計算手法の適用性を示す

目標達成を判断する指標
・（セメント）鉱物相変化の推定結果の提示
・（AAM）熱力学データの充足性、平衡計算適用可否の提示
・相変化への熱力学的平衡計算の適用性とその結果の提示

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 熱力学的安定相の調査

AAM

- AAMマトリックスや鉄共沈スラリーの主成分である鉄水酸化物を解析する際に、対象とする変質相（準安定相も含む）の検討に反映するため、文献による調査を行った。
- AAMの変質相は、主にAAMマトリックスと類似組成を有する低温相である、天然ゼオライトを対象とした。
- 鉄水酸化物とAAMの相互作用で考えられる反応について、反応の有無や二次生成相の抽出を行った。

⇒これらの文献調査で得られた知見から、AAMの変質で考慮する熱力学的安定相・準安定相を抽出し（表1）、計算に反映した。

表1 AAMの変質で考慮する熱力学的安定相・準安定相

アルミノ珪酸塩, 珪酸塩, アルミン酸塩

条件	主な鉱物※1	
	準安定相	安定相
K–(Na, Ca, Mg–)Al–Si–H_2O 系	フィリップサイト (K+Na>Ca) エリオナイト(K)	イライト, カリ長石
Na–(K,Ca–)Al–Si–H_2O 系	フィリップサイト (Na, K, Ca),クリノタイロライト(Na, K, Ca)	アナルサイム(Na)
Ca–(Na,K–)Al–Si–H_2O 系	クリノタイロライト(Ca, Na, K), ヒューランダイト(Ca>Na+K), チャバサイト	ローモンタイト(Ca)
Ca–(Al–)Si–H_2O 系	C–S–H ゲル, C_3ASH_4※2	トバモライト, ジェナイト, アフィライト
Ca–Al–(SO_4, Cl–)H_2O 系	エトリンガイト, モノサルフェート, フリーデル氏塩	
Mg–Al–CO_3–H_2O 系	ハイドロタルサイト	
Mg–Si–H_2O 系	セピオライト	

水酸化物, 炭酸塩など

条件	主な鉱物
Ca, Mg–OH 系	ポルトランダイト, ブルーサイト, Mg–スメクタイト, Fe–スメクタイト, パリゴルスカイト
Ca, Mg–CO_3 系	カルサイト, ドロマイト

その他の鉱物相

Fe–蛇紋石（天然における観察事例から）, M–S–H 系のゲル, 低温で生成するゼオライト(ナトロライト, トムソライト)

※1 鉱物名に記した()内は, 沸石のアルカリ, アルカリ土類元素の組成を表す
※2 C_3ASH_4 : $3(CaO)\ Al_2O_3\ 4(H_2O)$

セメント

- セメントにおいても表1に示す鉱物相の生成の可能性がある。
- 熱力学的平衡計算による評価実績から、セメント水和反応によって生成する鉱物相（C–S–H相、Hydrogarnet相、 Ettringite相、モノサルフェート水和物相、水酸化カルシウム（Portlandite）、Mg含有相）も想定される。
- 鉄–セメント水和物相互作用により、鉄を含むアルミネート水和物の生成が確認されている。

⇒これまでの評価で考慮されてきた鉱物に加え、熱力学データが存在する鉄を含むアルミネート水和物を考慮する等、文献調査で得られた知見を計算に反映した。

➢ 熱力学データベースの収集と整備（セメント・AAM共通）

- セメントとAAMで共通して解析することを目指し、ベースとなる熱力学データベースの検討を行った。
- 廃棄物を混合した系を解析するにあたって、一般的なセメント系の解析では用いない元素を考慮する必要がある。

⇒Thermoddem（フランス地質調査所作成）：調査で取り得る熱力学的安定相として挙げられた鉱物種が多く掲載。

- Thermoddemに含まれていない鉱物種については文献調査を実施し、収集した熱力学データをデータベースに追加することでデータベースの整備を行った。
- 計算コードはThe Geochemist’s Workbenchを使用した。

セメント固化体やAAM固化体中で生成しうる熱力学的安定相を既往の知見より検討し、
熱力学データを文献調査によって収集・追加することで、熱力学データベースを整備した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (iii)長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～AAM系材料の計算～
＜熱力学的解析と平衡溶解試験の結果比較＞

➢ AAM固化体の計算及び平衡溶解試験結果との比較

- (a)(i)～データ取得で製作しているAAM（M）固化体の組成を用いて、熱力学的解析を行い、平衡溶解試験の結果と比較した。
  - ✓ 実験的には、非晶質相であるが、解析上は鉱物が生成する結果となり相違した。
  - ✓ 現時点ではN-A-S-H相の熱力学データが不足しており、2018年度に実施したAAM（M）固化体の平衡溶解試験の結果を再現することが困難であった。

- 平衡溶解試験で得られた液相濃度（Si、Al、Na）やpH、固相Si/Al比をよく再現できる固相鉱物の組み合わせ（N-A-S-H相に相当する鉱物相）を探査し、それらを用いた計算結果と実験値の比較評価を実施 （表1）。
  - ✓ 液相組成等をよく再現できる組み合わせがいくつか存在し、固相Si/Al比なども一定程度再現可能。
  - ✓ 各条件で計算されたpHはいずれの鉱物組み合わせにおいても実験値と近い値であった（図1）。
  - ✓ ただし固相のSi/Al比は、液固比が高い条件において計算値は実験値と離れた値になった。

［抽出された課題］
・AAM（M）固化体の相構成及び変遷に関する知見及び熱力学データが少ないことで、解析が困難。

表1 鉱物組み合わせによる計算結果と実験値の比較評価

鉱物組み合わせ			固相	液相				点数
			Si/Al比	pH	Si	Al	Na	
Phillipsite	×	Natrolite	△	○	△	△	○	3.5
Heulandite	×	Natrolite	△	○	○	△	○	4.0
Clinoptilolite	×	Natrolite	○	○	○	×	○	4.0
amo Si	×	Natrolite	○	○	○	×	○	4.0
Zeolite Y	×	Natrolite	○	○	○	×	○	4.0
N-A-S-H 2	×	Natrolite	○	○	○	×	○	4.0
Phillipsite	×	N-A-S-H 1	×	○	×	△	○	2.5
Heulandite	×	N-A-S-H 1	△	○	○	△	○	4.0
Clinoptilolite	×	N-A-S-H 1	△	○	○	○	○	4.5
amo Si	×	N-A-S-H 1	△	×	△	△	○	2.5
Zeolite Y	×	N-A-S-H 1	×	×	△	△	○	2.0
N-A-S-H 2	×	N-A-S-H 1	×	×	△	△	○	2.0
Phillipsite	×	Zeolite X	×	○	×	△	○	2.5
Heulandite	×	Zeolite X	×	○	○	△	○	3.5
Clinoptilolite	×	Zeolite X	△	○	○	○	○	4.5
amo Si	×	Zeolite X	○	×	△	△	○	3.0
Zeolite Y	×	Zeolite X	○	×	△	△	○	3.0
N-A-S-H 2	×	Zeolite X	○	×	△	△	○	3.0

○：両液固比において実験値と近い(1点)、△：片方の液固比のみ実験値と近い(0.5点)、×：両液固比とも実験値と遠い(0点)

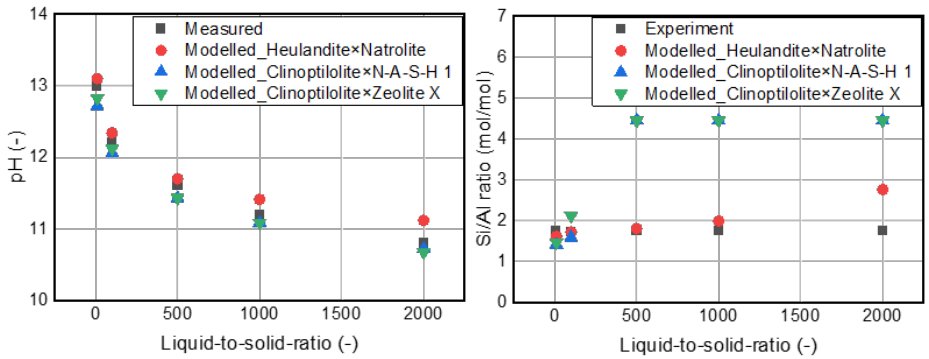


図1 平衡溶解試験結果との比較（pH、固相Si/Al比）

AAM系材料の固相自体を解析することはできないが、溶出による液相の変化傾向などを把握するための実験のサポート（例えば点数の削減など）面で貢献することは可能。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- AAM（M）固化体の固相については熱力学解析では正しく評価できるためのデータが不足していることから、廃棄物等とAAMの反応に関する基礎的な知見を実験的に取得することとした。
- 非平衡溶解試験に供した廃棄物成分（炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー）を含むAAM（M）固化体について、浸漬前後の試料のSEMおよびTEMを用いた分析を行い、廃棄物成分周囲で生じるnm～μmオーダーでの相変化に関するデータを取得した。
- まずSEM観察よりスラリー成分と思われれる部分を特定し、AAMマトリックス成分と接合していると推定される場所を特定し、その部分を対象にTEM観察を実施した。

➢ TEM観察の対象領域選定のためのSEM観察結果

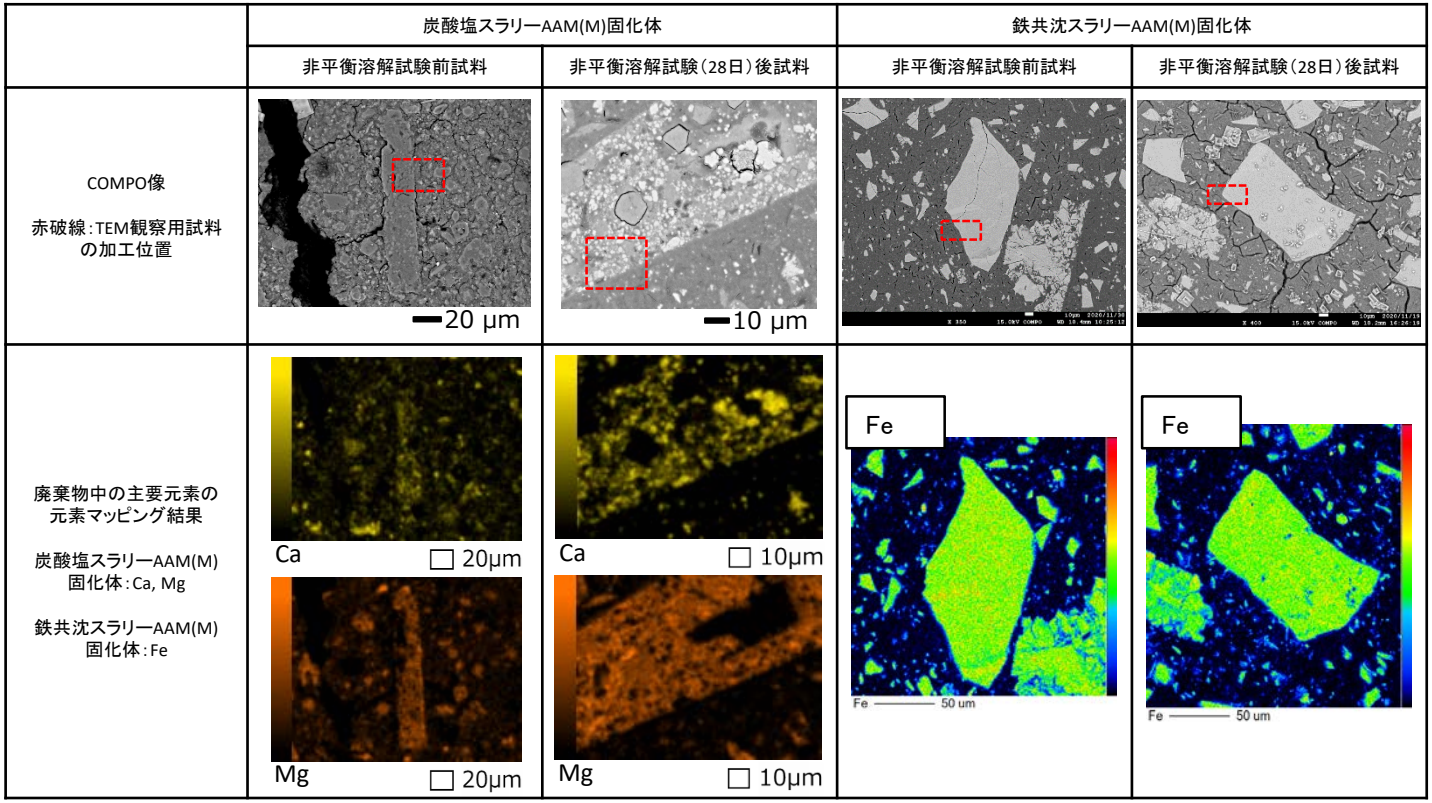


図1　各試料のCOMPO（反射電子組成像）像および元素マッピング結果

炭酸塩スラリー固化体
比較的粒子形状がはっきりしているCa、Mgに富む粒子とそれを取り巻くAAMマトリックス部分を選択。

鉄共沈スラリー固化体
粒子形状がはっきりしており、その粒子とそれを取り巻くAAMマトリックス部分を選択。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- TEM観察
  - 集束イオンビーム装置(FIB)を用いて、SEM観察によって決定した部位から、廃棄物-AAMマトリックス界面部分を含むTEM観察用試料を採取し観察した。

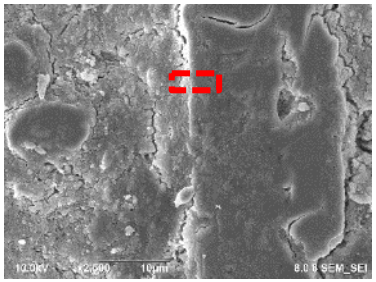
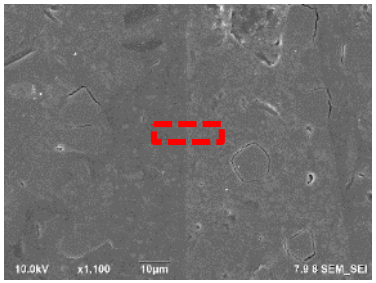
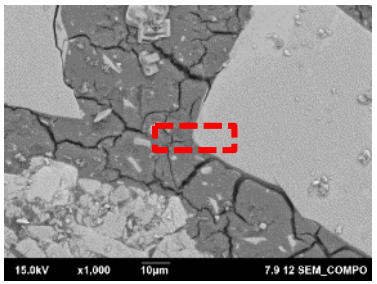
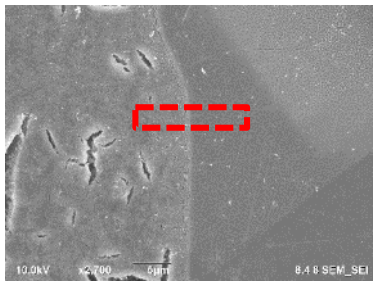
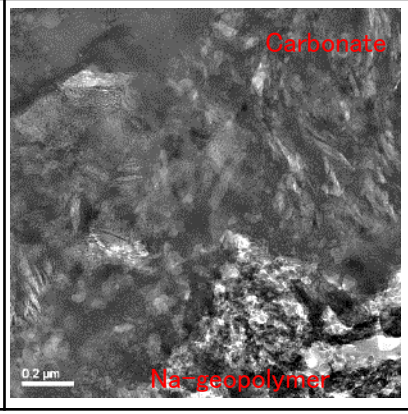
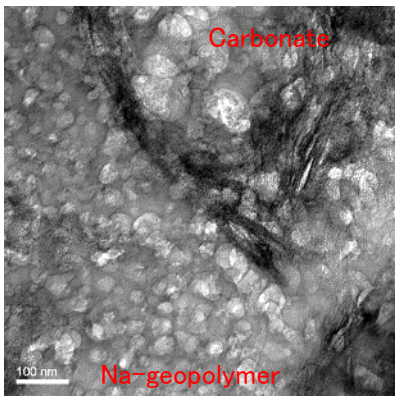
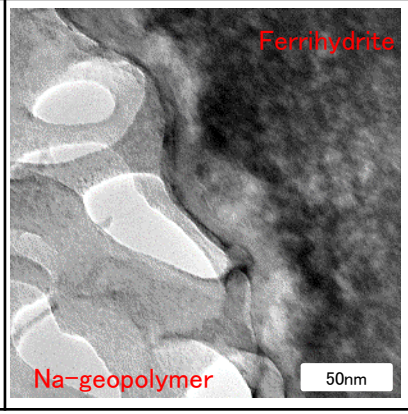
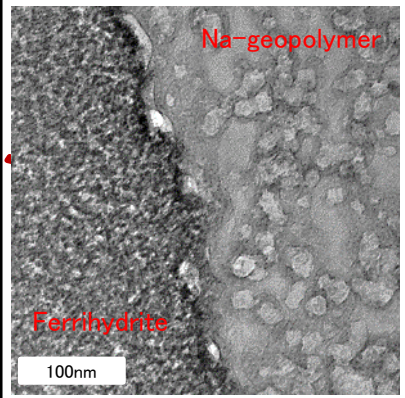
	炭酸塩スラリーAAM(M)固化体		鉄共沈スラリーAAM(M)固化体	
	非平衡溶解試験前試料	非平衡溶解試験(28日)後試料	非平衡溶解試験前試料	非平衡溶解試験(28日)後試料
SEM画像 赤破線: TEM観察用試料の採取位置				
TEM画像				

図1 TEM観察用試料の採取位置および採取した試料のTEM画像

- TEM観察の結果、いずれも模擬スラリーと母材界面に反応は見られなかった。
- ただし、遊離成分の移動による変質、あるいはAAM母材の結晶化の痕跡がみられた。

→ 熱力学的平衡計算においては、母材とスラリーの相互反応による鉱物相の生成は考慮しない。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (iii)長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～セメント系材料の計算～
＜計算結果と実験結果の比較＞

- セメント固化体の計算では、①データベース中から、これまでの知見により良く知られているセメント鉱物を抽出しその範囲で解析を行った場合と、②データベースに含まれる鉱物を対象に解析を行い、先に検討した安定相の知見を基に順次修正しながら解析を行った場合の2種類の解析を行った。①②で計算結果に相違がないことを確認した。（以降の計算では①の方法で解析を実施した。）
- セメント固化体について、(a)(i)～データ取得で製作しているセメント固化体の組成を用いて、熱力学的平衡計算で解析を行い、平衡溶解試験の液相分析結果と比較した。

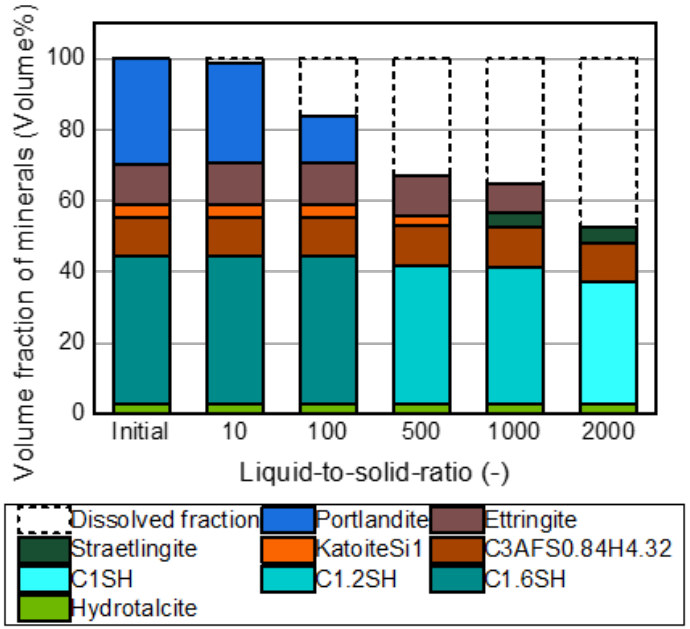


図1　熱力学的平衡計算により算出された生成鉱物相の体積割合

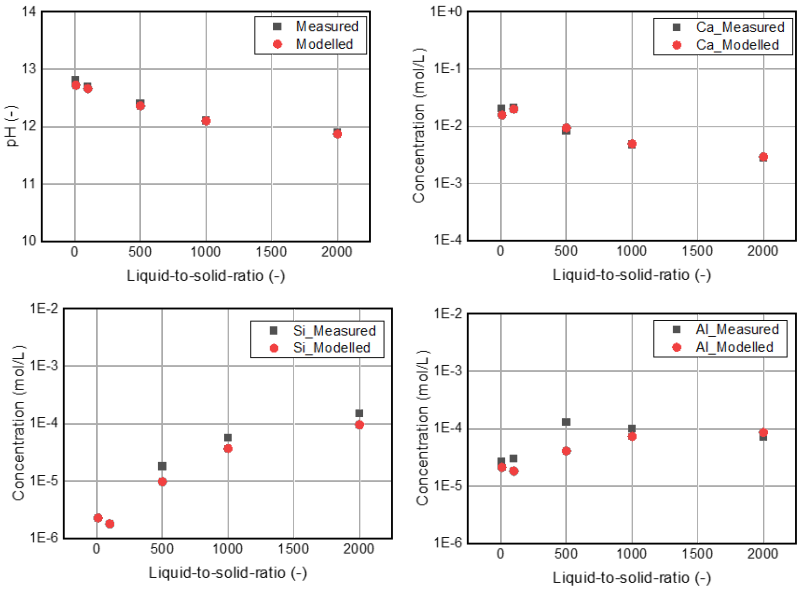


図2　平衡溶解試験結果との比較（pH、Ca、Si、Al濃度）

- セメント固化体の固体中鉱物組成比及び固相から液相に移動する溶脱成分を解析できた。
- 実験結果の化学組成及び液相pHをよく再現する解析結果が得られた（Portlanditeの溶解やC-S-HのCa/Si比の低下）。
- 一方で、実験のXRD分析で確認されたMonosulfate水和物相ではなく、計算ではhydrogarnet相が生成しており、アルミネート水和物の変化は、実験と計算で異なっていた。

［抽出された課題］
・解析を行う上で、セメント中に生成する鉱物、それらの鉱物がどのように変化するか、鉱物相の生成環境（温度、圧力等）の知見を用いないと得られない解析結果であり、知見の蓄積が必要（エネルギー的に安定な平衡相を求めているわけではない。）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (iii)長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～炭酸塩スラリーセメント固化体の計算～
＜廃棄物含有量変化および温度変化の影響＞

➢ 炭酸塩スラリーセメント固化体について、廃棄物充填量を変化させた場合の変化及び温度を変化させた場合の鉱物相の変化を熱力学的平衡計算で解析した。なお、解析はセメント水和物に加え、固化体の化学組成から生成可能な炭酸塩鉱物および塩化鉱物を熱力学データベースから抽出し、考慮した。

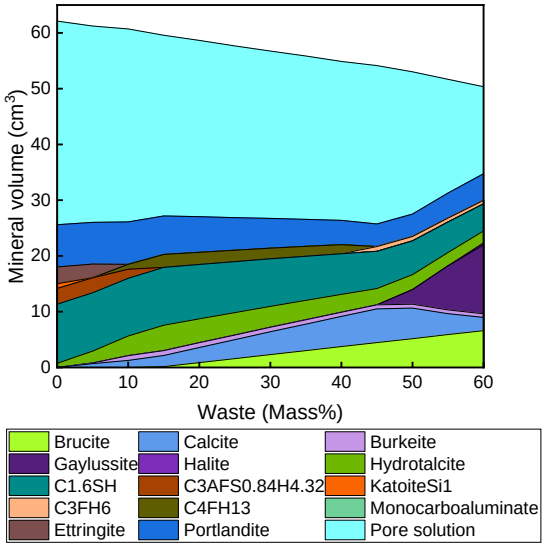


図1　廃棄物含有量の変化に伴う炭酸塩スラリーセメント固化体の鉱物相の体積変化（20℃、5mass%刻み）

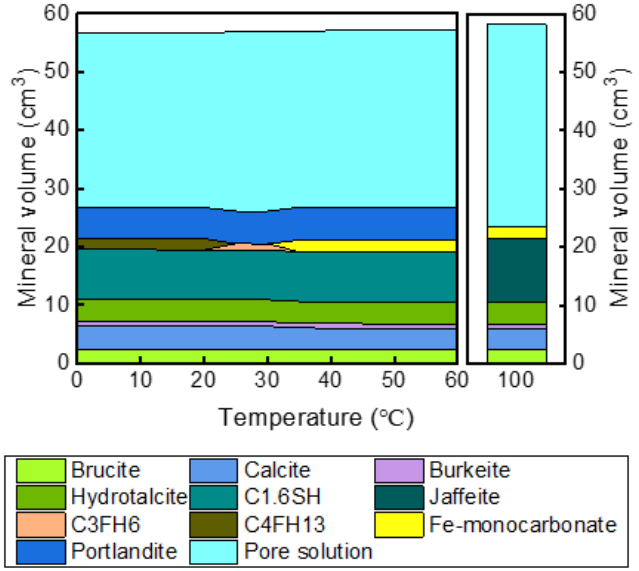


図2　温度変化に伴う炭酸塩スラリーセメント固化体の鉱物相の体積変化（30mass% 5度刻み）

- 廃棄物充填量が変化した場合に生じうる鉱物相の変化を解析的にとらえることができた。
- 廃棄物含有量が高い条件では、塩化鉱物の生成により、生成鉱物の全体積が増加した。
- 一方で、間隙水中のイオン強度が非常に高く、活量補正の適用範囲を超えており信頼性の確認が必要。

- 固化体の温度が変化した場合の鉱物相の変化について解析的にとらえることができた。
- 100℃の結晶化条件では鉱物の分解や結晶化により、生成鉱物の全体積が大きく減少した。
- 温度上昇に伴い、25℃付近で安定なFe含有セメント水和物（C4FH13、C3FH6)が変化した。
- 35℃以上で廃棄物由来の鉱物（Calcite）とセメント水和物（C3FH6）が反応し、Fe含有セメント水和物（Fe-monocarbonate）が新たに生成した。

［抽出された課題］
・廃棄物含有量が多い条件で信頼性の高い計算を行うためには、高イオン強度でも適用可能な活量補正式に対応した熱力学データベースを整備する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 炭酸塩スラリーセメント固化体について、(a)(i)～データ取得で製作しているセメント固化体の組成を用いて、熱力学的平衡計算で解析を行い、平衡溶解試験の結果と比較した。なお、解析はセメント水和物に加え、固化体の化学組成から生成可能な炭酸塩鉱物および塩化鉱物を熱力学データベースから抽出し、考慮した。

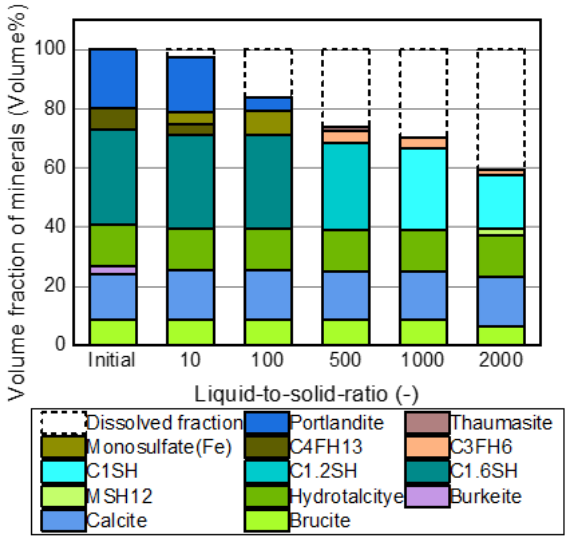


図1　熱力学的平衡計算により算出された生成鉱物相の体積割合

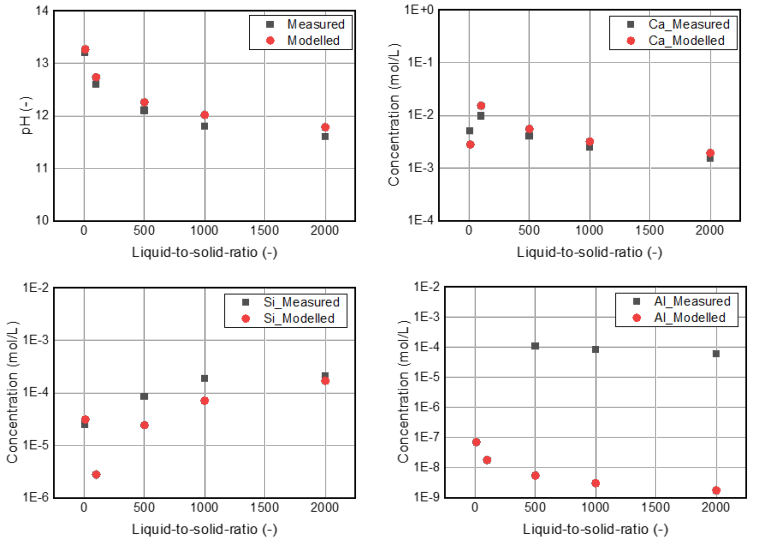


図2　平衡溶解試験結果との比較（pH、Ca、Si、Al濃度）

- 実験結果の液相化学組成、pHおよび鉱物相組成の変化を概ねよく再現する計算結果が得られた。
- 実験では同定されていないMg-Al鉱物であるHydrotalciteが、計算では全ての液固比で生成した。
- 計算結果の液相Al濃度は実験結果を大きく下回った（ Hydrotalcite が生成する結果だったことで説明が可能。）。
- 長期材齢のセメントペーストではHydrotalciteの生成が報告されており、本試料においても長期的には、Bruciteが反応してHydrotalciteが生成することも考えられる。

廃棄物の固化体の長期変質挙動を推定可能であることを示唆

[抽出された課題]
・平衡計算で解析された結果は一定の安定性を持つ相と考えられるが、その相がどのくらいの速度で出現、消失していくのかという情報は得られないことから、実験値との比較での整合・不整合の判定が難しい。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ① ii. (iii)長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～鉄共沈スラリーセメント固化体の計算～
＜廃棄物含有量変化および温度変化時の解析と試験結果の比較＞

➢ 鉄共沈スラリーセメント固化体について、廃棄物充填量を変化させた場合の変化及び温度を変化させた場合の鉱物相の変化を熱力学的平衡計算で解析した。なお、解析はセメント水和物に加え、固化体の化学組成から生成可能な鉄鉱物および塩化鉱物を熱力学データベースから抽出し、考慮した。

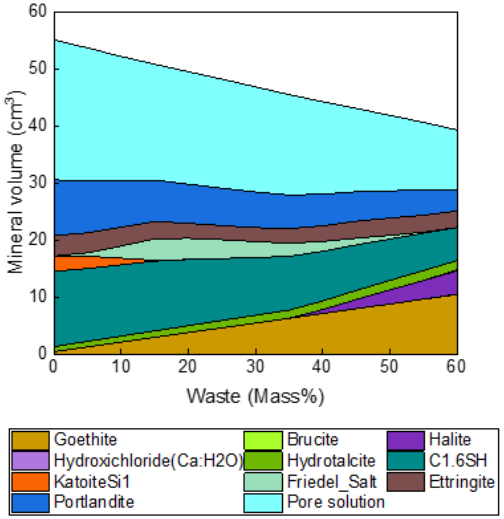


図1　廃棄物含有量の変化に伴う鉄共沈スラリーセメント固化体の鉱物相の体積変化（20℃、5mass%刻み）

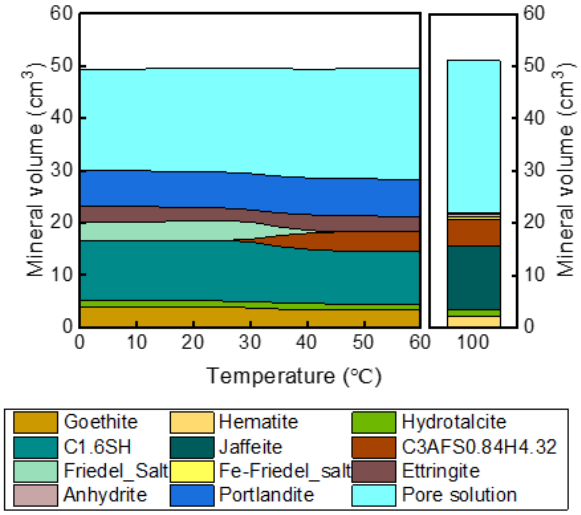


図2　温度変化に伴う鉄共沈スラリーセメント固化体の鉱物相の体積変化（30mass% 5度刻み）

- 廃棄物充填量が変化した場合に生じうる鉱物相の変化を解析的にとらえることができた。
- 廃棄物含有量が高い条件では、塩化鉱物の生成により、生成鉱物の全体積がやや増加した。
- 一方で、間隙水中のイオン強度が非常に高く、活量補正の適用範囲を超えており信頼性の確認が必要。

- 固化体の温度が変化した場合の鉱物相の変化について解析的にとらえることができた。
- 100℃の結晶化条件では鉱物の分解や結晶化により、生成鉱物の全体積が大きく減少した。
- 30℃以上で廃棄物由来の鉱物（Goethite）とセメント水和物（Friedel_SaltおよびC1.6SH）が反応し、AlとFeが固溶したセメント水和物（C3AFS0.84H4.32）が生成した。

[抽出された課題]
・廃棄物含有量が多い条件で信頼性の高い計算を行うためには、高イオン強度でも適用可能な活量補正式に対応した熱力学データベースを整備する必要がある。
・廃棄物の主成分であるFeは多くの化合物や鉱物相を形成するが、解析者の持つ知見から選定して解析を行っており、解析には適切な知見が必要。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～鉄共沈スラリーセメント固化体の計算～
＜接触水量変化の影響＞

- 鉄共沈スラリーセメント固化体について、(a)(i)～データ取得で製作している固化体組成を用いて、The Geochemist's Workbench で解析を行い、平衡溶解試験の結果と比較した。なお、解析はセメント水和物に加え、固化体の化学組成から生成可能な炭酸塩鉱物および塩化鉱物を熱力学データベースから抽出し、考慮した。

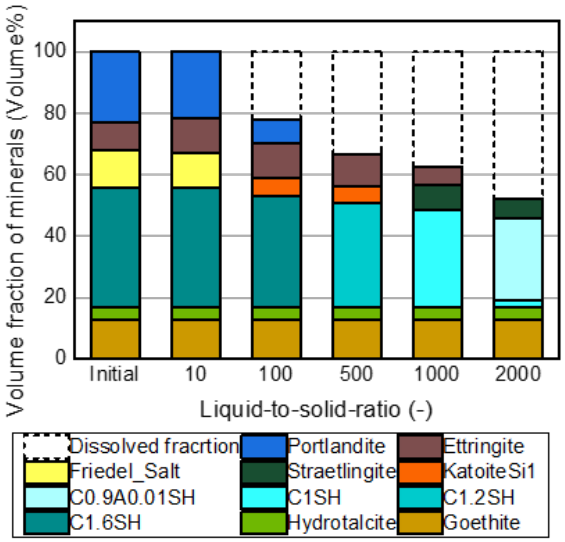


図1　熱力学的平衡計算により算出された生成鉱物相の体積割合

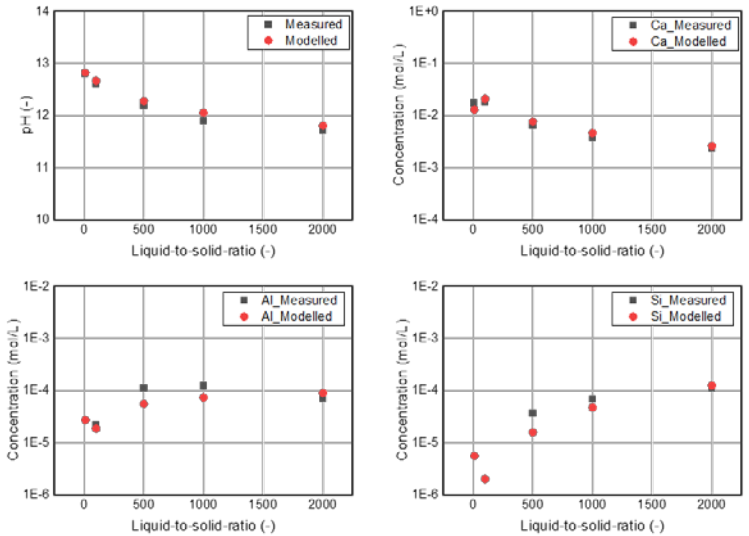


図2　平衡溶解試験結果との比較（pH、Ca、Si、Al濃度）

- 実験結果の液相化学組成、pHおよび鉱物相組成の変化を概ねよく再現する計算結果が得られた。
- 実験では同定されていないAl含有セメント水和物（Straetlingite [$Ca_2Al_2SiO_2(OH)_{10}$:2.5H_2O]、KatoiteSi1 [$Ca_3Al_2(SiO_4)_1(OH)_8$]）が生成した。（解析ではC-S-HへのAlの取り込みが十分に考慮できていないことが要因と推定 ）

［抽出された課題］
・解析を行う上で、セメント中に生成する鉱物、それらの鉱物がどのように変化するか、鉱物相の生成環境（温度、圧力等）の知見を用いないと得られない解析結果であり、知見の蓄積が必要（エネルギー的に安定な平衡相を求めているわけではない。）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 固化体の長期的な変質評価のため、時間経過による影響の調査と、熱力学的平衡計算によるセメント固化体、AAM固化体の解析に資するデータを収集した。
- ✓ セメント固化体については、廃棄物混合系、温度変化、水接触時の固相変化の解析を実施し、熱力学的平衡計算により固相変化に関する知見が得られる見通しを得た。
- ✓ AAMについては非晶質相の熱力学データが少なく、固相は整合性のある結果が得られなかったが、鉱物相を仮定することで液相変化は再現することができた。
- ✓ 不足するデータの補完のため、AAM固化体中の廃棄物と固型化材の局所境界領域の分析を行い、炭酸塩・鉄共沈スラリーとも28週までの相互作用は確認されず、新たな固相の生成を考慮する必要がないことがわかった。
- ✓ 現状では熱力学的平衡計算により長期的変質の観点からの処理技術の適用範囲を導出するのは困難であることが分かった。

課題など

- ✓ 廃棄物の含有量が多い条件下での信頼性の高い解析を実施するためには、高イオン強度でも適用可能な活量補正式に対応した熱力学データベースを整備する必要がある。
- ✓ 母材及び廃棄物が混合された系において生成しうる鉱物相やそれらの時間変化に関する知見の集積が必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築
②処理技術の適用性評価アプローチの検討
【目標】

- 各処理技術の情報から固体廃棄物に対する適用性評価が可能なアプローチ手法（図1）を構築するため、下記項目の検討を実施した。

i. 廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
各処理技術が適用可能な固体廃棄物の範囲を評価するため、固体廃棄物の組成・化学形態や固化体組成による固化体性能への影響を検討する。

ii. 各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
各処理技術の廃棄体仕様を評価するため、固化処理設備の概念を検討し、設備構成と処理効率、保守の内容、消耗品種類と交換頻度、二次廃棄物種類と量などの経済性データを取得し、技術調査表の追加更新を行う。別途試験等により取得したデータなどと合わせて、適用可能な技術を評価する手法を構築する。

iii. 高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査
高温処理技術ではCsの揮発が課題となるため、Csの揮発と抑制メカニズムを調査し、処理方法や運転条件によるCsの揮発特性を評価する。

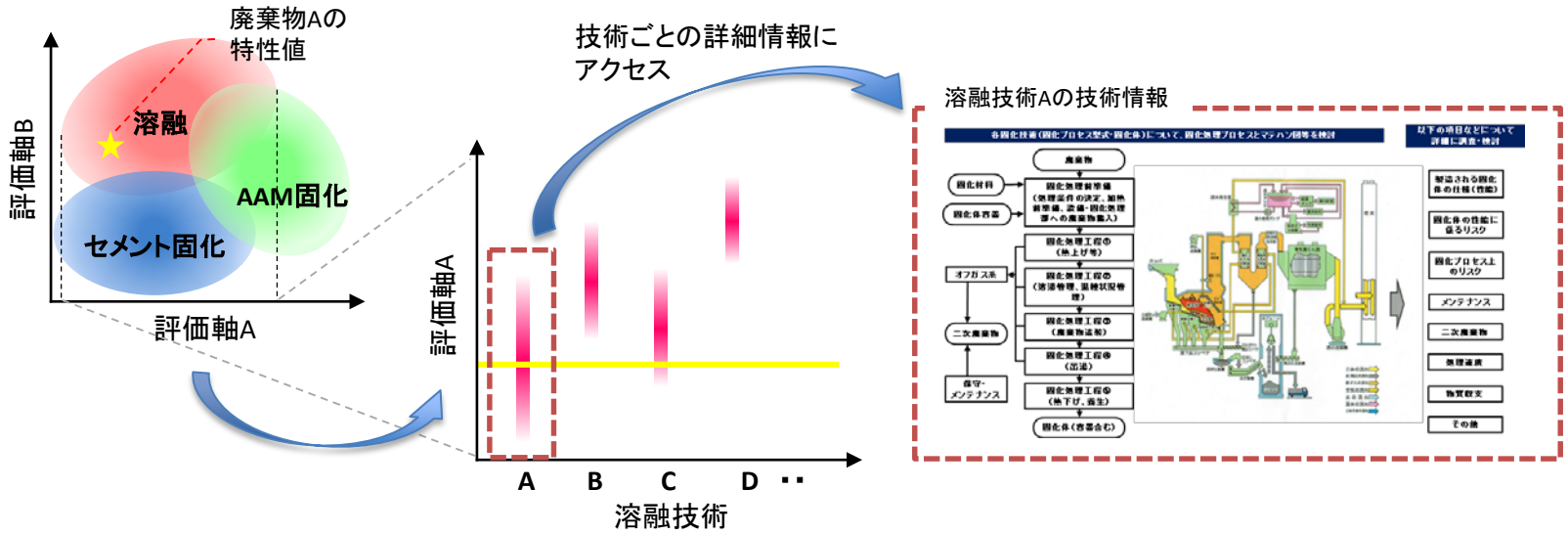


図1　開発する適用可能性評価手法（評価アプローチ）のイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築
②処理技術の適用性評価アプローチの検討
i. 廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
【実施内容】

各処理技術が適用可能な固体廃棄物の範囲を評価するため、固体廃棄物の組成・化学形態や固化体組成による固化体性能への影響を検討する。高温処理の適用範囲については、データベース等を用いて検討し、低温処理の適用範囲については、これまでに述べた別項目等で実施している試験の結果や文献調査を通じて調査を行う。
2019年度は、データベースや文献等を用いて適用範囲の調査を行い、2020年度は不足しているデータを実験的に取得して各処理技術の適用範囲の検討を行う。

実施内容

各水処理二次廃棄物に対する充填濃度(組成範囲)の評価
・文献等調査により、水処理二次廃棄物のガラス化試験(補助事業を含む)データを収集し、様々な充填濃度・組成でのガラス特性を整理する。
・ガラス特性モデルに反映し、融点等のガラス特性を確保する範囲での、主な水処理二次廃棄物の最大充填濃度を評価する

複数廃棄物を混合する場合の充填濃度(組成範囲)の評価
・低温系の実験で得られた結果、文献調査結果を反映し、廃棄物特性範囲の制限値、スラリーに関する充填濃度(混合可能範囲)を整理・評価する。
・融点等のガラス特性を確保する範囲での、主な水処理二次廃棄物の最大充填濃度をガラス特性モデルで評価する。なお、必要に応じ、ガラス溶融試験により特性確認を行う

目標達成を判断する指標

- ガラス特性データの収集と国内ガラスデータベースに基づく水処理二次廃棄物の充填濃度の評価結果提示
- 主な水処理二次廃棄物のガラスへの混合範囲の提示(低温処理における混合は取得データに基づく範囲の提示)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～ PNNL-DBによるガラス物性推算式の導出～
＜解析モデルの概要と手順＞

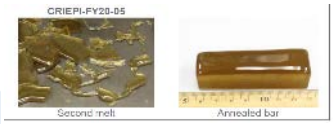
ガラス物性推算式の検討

↓ DBによる推算式係数の決定
・INTERGRAD
・PNNL-DB

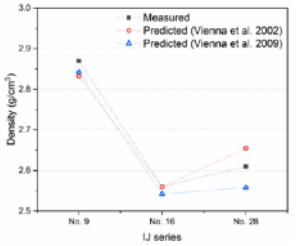
ガラス物性推算式の拡張

↓ ・るつぼ試験によるデータ補間
・過去の廃炉・汚染水対策事業
ガラス溶融試験データによる検証
・ガラス物性推算式有効性
の明確化

ガラス物性推算式の精度向上・確立



るつぼ試験の試料外観



密度実測値との比較による検証

ガラス物性推算式を用いた充填濃度範囲の評価
ガラス物性：密度、粘性等合計10種類以上

↓ 解析ケース（表1）
・炉型式：ガラス固化技術4種
・対象水処理二次廃棄物：6種
・複数廃棄物混合ケース：9ケース
解析における制限条件
・出湯有無、処理温度など炉型式による条件
・固化体健全性による条件
・これらに関わる溶解度に関する条件

単廃棄物・複数廃棄物処理における溶融可能範囲の解明

ガラス物性推算式とは

$$t(P) = \sum_{i=1}^{q} a_i g_i + Selected\left\{\sum_{i=1}^{q} a_{ii} {g_i}^2 + \sum_{i=1}^{q-1}\sum_{j=i+1}^{q} a_{ij} g_i g_j\right\}$$

where:

- $t(P)$ is the transformed property,
- q is the number of glass components in the model,
- a_i are the ith component coefficient,
- a_{ii} and a_{ij} are the $(i^{th})^2$ and i^{th} cross j^{th} component interaction coefficients, and
- g_i and g_j are the mass fractions of component i and j.

高温溶融物の物性推算式（上式）は、溶融する各成分の和として表現できることが知られているが、物理的なモデルからその係数を算出することは未だできないため、実験値の回帰式などから、求めることが一般的である。このため、導出値は係数を求める際に使用したデータの範囲の影響を受ける。
○PNNL-DB：PNNLが放射性廃棄物のガラス固化向けに開発。ホウケイ酸ガラスをベースとしたデータが多い。
○INTERGLAD：ガラス事業者の団体“ニューガラスフォーラム”が取りまとめたDB。各種ガラス製品用のデータがあるが、固化体として必要な特性に特化していない。

表1　解析ケース

対象炉型 4種
ICV（GeoMelt）
JHCM（LFCM）
CCIM
IVM（Dem&Melt）

対象廃棄物 6種
炭酸塩スラリー（Ca-Mg）
鉄共沈スラリー（FeOOH）
ゼオライト（Hershlite）
アレバスラッジ（ARS）
結晶性ケイチタン（CST）
ケイチタン酸（TSG）

混合処理 9種	
ゼオライト（Hershlite）	炭酸塩スラリ（Ca-Mg）
	鉄共沈スラリ（FeOOH）
	アレバスラッジ ARS
	結晶性ケイチタン酸（CST）
	チタン酸TSG
炭酸塩スラリ（Ca-Mg）	鉄共沈スラリ（FeOOH）
	アレバスラッジ ARS
	結晶性ケイチタン酸（CST）
	チタン酸TSG

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- INTERGLADからゼオライト50%超含有ガラスの物性データ（液相温度、粘度等）を抽出し、ガラス物性推算式を検討する。
- 過去に公開されたPNNLによるガラス物性推算式と比較し、国内ガラスDBに基づくガラス物性推算式の精度、適用範囲を把握する。

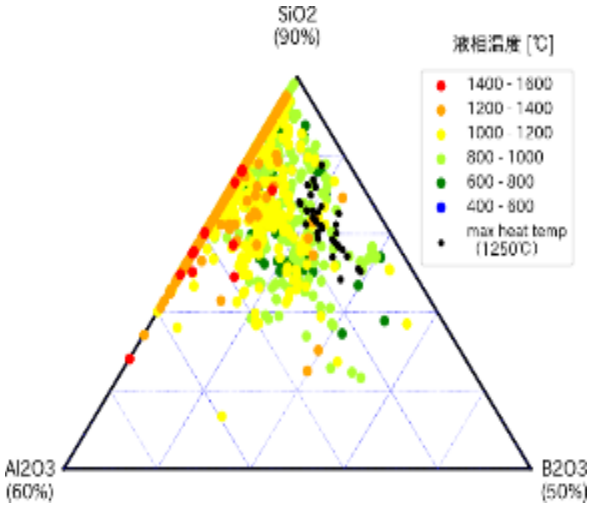


図1　液相温度のデータ
（黒点は1250℃で溶融確認）

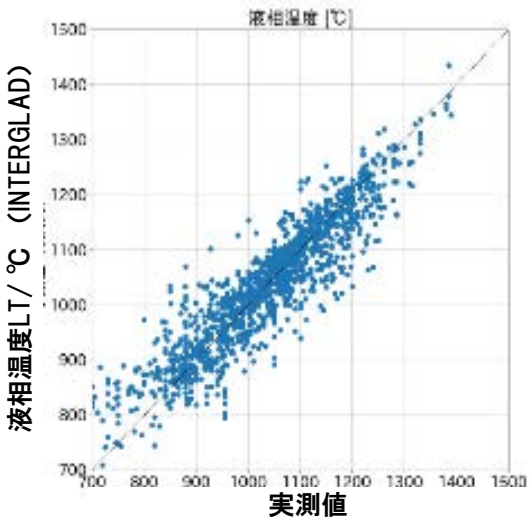


図2　液相温度データの重回帰結果

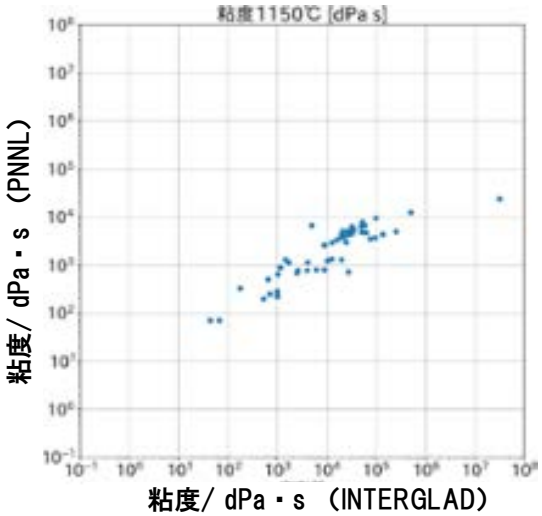


図3　粘度推算式（1150℃）の比較
（PNNLのガラス物性推算式との比較）

$$\mathrm{LT[T/K]} = \sum a_i x_i + a_x x_x$$

$$\ln \eta_{1150}[\mathrm{Pa{\cdot}s}] = \sum a_i x_i + \sum\sum a_{ij} x_i x_j$$

a_i：成分iの物性値係数[各物性値単位]，a_x：残成分の物性値係数[-]
x_i：成分i の重量比率[-]，x_x：微量成分の合計（残成分）重量比率[-]

- INTERGLADからゼオライト50%超含有ガラスの物性データが計18、209件抽出でき（図1）、液相温度、粘度等について重回帰分析によるガラス物性推算式導出が可能であることがわかった（図2）。
- 炭酸塩スラリーやチタン酸含有ガラスは、十分なデータがなく、推算式の導出が困難であった。
- PNNLのガラス物性推算式と比較すると、粘度は10^3 dPa･s以下ではほぼ一致するものの、それ以上では高めとなった（図3）。
- 続いて、PNNL-DBにより推算式の精度を上げ、濃度範囲を評価した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～ PNNL-DBによるガラス物性推算式の導出～
＜ガラス物性推算式＞

- PNNL-DBの重回帰分析により物性モデル式を導出する。
- 該当のガラス物性は、以下に示す物性値など合計10種以上。
- 以下に示す合計6つのモデル式を用い、以下に示すガラス物性のガラス物性推算式を導出する。

タイプ	ガラス物性
（1）	密度、MCC-1、K-3セラミックス腐食速度（1208℃）、SO_3溶解度、1%スピネル析出温度、2%スピネル析出温度、Zr含有相液相温度、TCLP浸出率
（2）	密度
（3）	PCT浸出率
（4）	スピネル液相温度、Zr含有相液相温度
（5）	粘度（粘性係数）
（6）	1000℃、1100℃、1200℃の電気伝導率

- 各々のガラス物性に対するガラス物性推算式に対して、PNNL-DBに基づき、係数を決定する。
- ガラス物性推算式は、以下の通り。

タイプ	ガラス物性	ガラス物性推算式概要
（1）	密度、MCC-1、 K-3セラミックス腐食速度 （1208℃）、SO_3溶解度、 1%スピネル析出温度、 2%スピネル析出温度、 Zr含有相液相温度、 TCLP浸出率	$t(P) = \sum_{i=1}^{q} a_i g_i + Selected\left\{\sum_{i=1}^{q} a_{ii} {g_i}^2 + \sum_{i=1}^{q-1}\sum_{j=i+1}^{q} a_{ij} g_i g_j\right\}$ t(P)：物性、q：ガラス成分数、a_i：ガラス成分iの係数 a_{ii}、a_{ij}：非線形項（ガラス成分iの二次項、ガラス成分iとガラス成分jの相互作用）の係数 g_i、g_{ij}：成分iと成分jの重量分率、Selected{ }：非線形項、回帰式のフィッティングにより選択
（2）	密度	$Density\ [g \cdot cm^{-3}] = \frac{\sum_{i=1}^{q} M_i x_i}{\sum_{i=1}^{q} a_i x_i}$ q：ガラス成分数、M_i：酸化物成分iのモル重量分率、a_i：酸化物成分iの部分モル体積、x_i：成分iのモル分率

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～ PNNL-DBによるガラス物性推算式の導出～

タイプ	ガラス物性	ガラス物性推算式概要
（3）	PCT浸出率	$Ln[PCT, g\cdot m^{-2}] = \sum_{i=1}^{q} a_i g_i + Selected\left\{\sum_{i=1}^{q} a_{ii} {g_i}^2 + \sum_{i=1}^{q-1}\sum_{j=i+1}^{q} a_{ij} g_i g_j\right\} + a_{(Al2O3)^3} g^3_{Al_2O_3} + a_{(Al2O3)^4} g^4_{Al_2O_3}$
		q：ガラス成分数、a_i：ガラス成分iの係数、a_{ii}、a_{ij}：非線形項（ガラス成分iの二次項、ガラス成分iとガラス成分jの相互作用項）の係数、g_i、g_{ij}：成分iと成分jの重量分率、Selected{ }：非線形項で回帰分析により含むか含まないかが選択される、$a_{(Al2O3)^3}$、$a_{(Al2O3)^4}$：3次項g^3_{Al2O3}と4次項g^4_{Al2O3}の係数
（4）	スピネル液相温度、Zr含有相液相温度	$T_L[°C] = \sum_{i=1}^{q} a_i x_i$
		T_L：液相温度、q：ガラス成分数、a_i：ガラス成分iの係数、x_i：成分iの金属モル分率
（5）	粘度（粘性係数）	$Ln[\eta, Pa\cdot s] = A_0 + \frac{\sum_{i=1}^{q} a_i\, g_i}{T^2}$
		A_o：定数（−4.5162）、q：ガラス成分数、a_i：ガラス成分iの係数、g_i：ガラス成分iのモル分率、T：絶対温度
（6）	1000℃、1100℃、1200℃の電気伝導率	$Ln\,[\varepsilon_T, S/m] = A + \frac{B}{T - T_0}$
		T：セ氏温度（℃） $A = \frac{2\cdot\ln[\varepsilon_{1000}]\cdot\ln[\varepsilon_{1200}] - \ln[\varepsilon_{1100}](\ln[\varepsilon_{1000}] + \ln[\varepsilon_{1200}])}{-2\cdot\ln[\varepsilon_{1100}] + \ln[\varepsilon_{1000}] + \ln[\varepsilon_{1200}]}$ $T_0 = \frac{-200(11\cdot\ln[\varepsilon_{1100}] - 5\cdot\ln[\varepsilon_{1000}] - 6\cdot\ln[\varepsilon_{1200}])}{-2\cdot\ln[\varepsilon_{1100}] + \ln[\varepsilon_{1000}] + \ln[\varepsilon_{1200}]}$ $B = \frac{-200\cdot(\ln[\varepsilon_{1100}] - \ln[\varepsilon_{1000}])\cdot(\ln[\varepsilon_{1100}] - \ln[\varepsilon_{1200}])\cdot(\ln[\varepsilon_{1000}] - \ln[\varepsilon_{1200}])}{(-2\cdot\ln[\varepsilon_{1100}] + \ln[\varepsilon_{1000}] + \ln[\varepsilon_{1200}])^2}$

- 各ガラス物性に対して、該当のモデル式の係数を決定し、ガラス物性推算式を構築した。

付表 1. PNNL データベースの平回帰分析により導出される物性モデル式（PCT, VHT, SO_3 溶解度, K-3 セラミックス熱変遷度 at 1208 ℃, Toxicity characteristic leach procedure (TCLP), MCC-1 浸出率, viscosity (η) ）の係数

Model	PCT η(MLa) ln(g·m^{-2})	PCT η(MLa) ln(g·m^{-2})	PCT η(MLa) ln(g·m^{-2})	VHT ln(depth) ln(μm)	SO_3 solubility wt%	K-3 corrosion at 1208 °C inch	TCLP mg/l	MCC-1 ln(MLa) ln(g·m^{-2})	Viscosity ln(η) ln(Pa·s)
Al_2O_3	78.704	71.660	63.962	3.125	2.092	23.696	0.5250	11.065	34295524.3739
B_2O_3	11.831	7.604	9.716	9.054	3.044	-0.965	12.0033	14.306	-7028243.9832
CaO	-4.261	0.165	-1.576	-165.025	4.442	6.59	11.1479	2.983	-3650394.9480
Cl					-22.654				
Cr_2O_3					-13.141	-85.437			
F									-18054786.499
Fe_2O_3	-0.137	-1.247	-1.521	-9.336		-4.316	-1.2093	5.292	7215055.3581
K_2O				-58.672	0.616	7.997			

表1　導出した係数（抜粋）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～ PNNL-DBによるガラス物性推算式の導出～
＜物性値の推定値とガラス溶融データの比較＞

➢ 過去の廃炉・汚染水対策事業において実施されたガラス溶融試験データと前節のガラス物性推算式から求めた推定値との比較を行うことで、ガラス物性推算式の適用性を確認した（図1～3）。

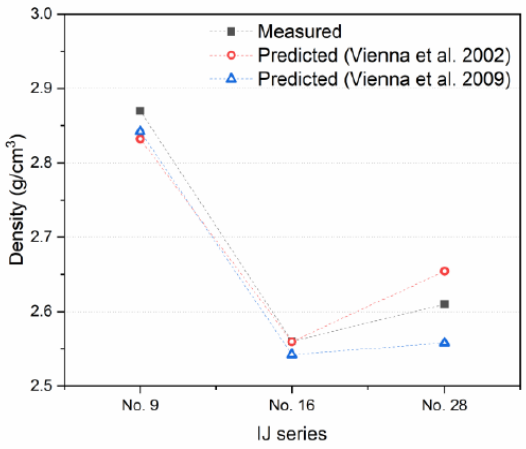


図1 密度の推算値と測定値の比較

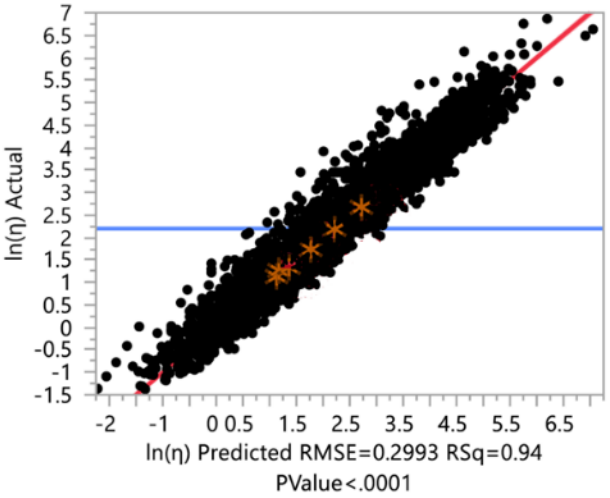


図2 粘性（η/Pa･s）の推算値と測定値
（●：PNNL-DB、＊：測定値）

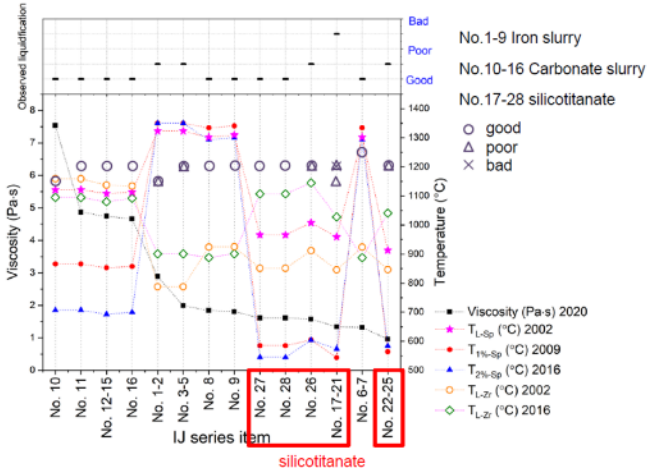


図3 液相温度（℃）の推算値
（スピネル液相温度TL-Sp、ジルコニウム含有相液相温度TL-Zr）と目視観察による溶融状態確認結果（Good、Poor、Bad）の比較

- 密度、粘性の予測値と測定値を比較した結果、良い一致がみられた（図1、2）。
- 炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、ケイチタン酸を含有するガラス溶融試験において、高温でるつぼを取り出して溶融状態を観察した試験と、ガラス物性推算式から算出したスピネル液相温度とジルコニウム含有相液相温度、粘性を比較した結果、ケイチタン酸含有組成のガラスの推定精度向上の必要性が示唆された（図3）。

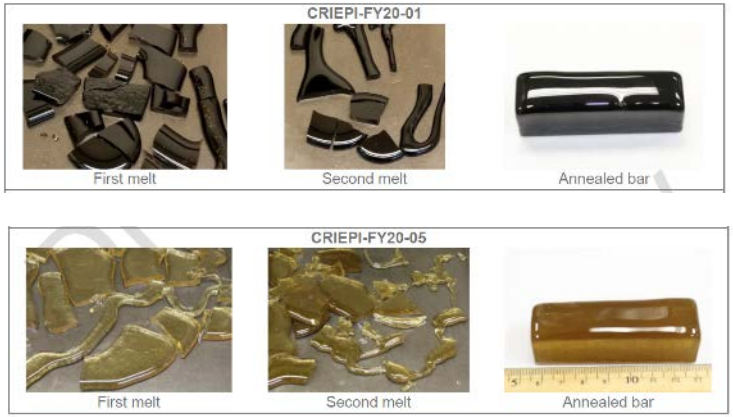
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～試験によるガラス物性値不足データの補完～
＜補完が必要なガラスデータの取得＞

- 水処理二次廃棄物をガラス化する上で不足している以下のデータを補完するため、10個のガラス（表1）を溶融固化し、物性測定試験を行った。
  - 結晶性ケイチタン（CST）とケイチタン酸（TSG）の溶融を評価するためのTiO_2を多く含むガラスの物性
  - 結晶性ケイチタン（CST）の溶融を評価するためのNb_2O_5を含むガラスの物性
  - ALPSの炭酸塩スラリー（Ca-Mg）の溶融を評価するためのMgOを多く含むガラスの物性

表1　るつぼ試験を行った10個のガラスサンプルの組成

Glass ID	Al_2O_3	B_2O_3	CaO	Fe_2O_3	Li_2O	MgO	Na_2O	Nb_2O_5	SiO_2	TiO_2	ZrO_2
CRIEPI-FY20-01	9.51	4.10	3.98	3.15	5.68	9.55	4.49	6.96	42.38	10.07	0.14
CRIEPI-FY20-02	11.77	9.31	2.14	2.38	2.84	5.03	11.57	1.02	39.46	10.40	4.08
CRIEPI-FY20-03	12.68	14.12	5.53	3.20	3.10	1.79	6.86	4.20	27.90	12.44	8.17
CRIEPI-FY20-04	10.94	10.15	9.66	1.34	5.53	10.79	5.55	2.94	27.27	3.14	12.69
CRIEPI-FY20-05	6.81	17.83	8.54	0.26	2.52	6.27	6.12	0.70	46.14	4.54	0.27
CRIEPI-FY20-06	15.81	17.71	0.03	2.65	3.57	1.07	10.04	7.97	35.84	3.61	1.70
CRIEPI-FY20-07	15.47	6.51	6.77	0.22	5.09	8.07	9.37	2.55	34.03	7.00	4.91
CRIEPI-FY20-08	2.05	8.50	3.47	2.51	4.82	2.75	7.92	5.76	54.56	5.32	2.34
CRIEPI-FY20-09	5.85	6.01	0.46	1.58	5.86	1.68	10.73	1.47	44.56	12.14	9.66
CRIEPI-FY20-10	3.51	11.93	9.27	0.03	3.71	0.04	4.24	7.52	37.15	10.37	12.25
Minimum	*2.05*	*4.10*	*0.03*	*0.03*	*2.52*	*0.04*	*4.24*	*0.70*	*27.27*	*3.14*	*0.14*
Maximum	*15.81*	*17.83*	*9.66*	*3.20*	*5.86*	*10.79*	*11.57*	*7.97*	*54.56*	*12.44*	*12.69*



- 試験結果とガラス物性推算式への反映
  - 適用できるTiO_2濃度範囲の上限値が5.49mass%から4.54mass%に下がり、4.54mass%以上では結晶析出の可能性が高いことが確認できた。
  - 28日間のMCC-1試験に供した結果を図1に示す。得られた結果を用いてMCC-1モデルの係数を修正した。修正した係数は、以降の解析に反映した。
  - ガラス物性モデルの有効性は、重回帰分析を行う測定データの存在範囲として制限される。ガラス物性モデルが有効なガラス成分濃度範囲をPNNL-DBを基に明らかにした。

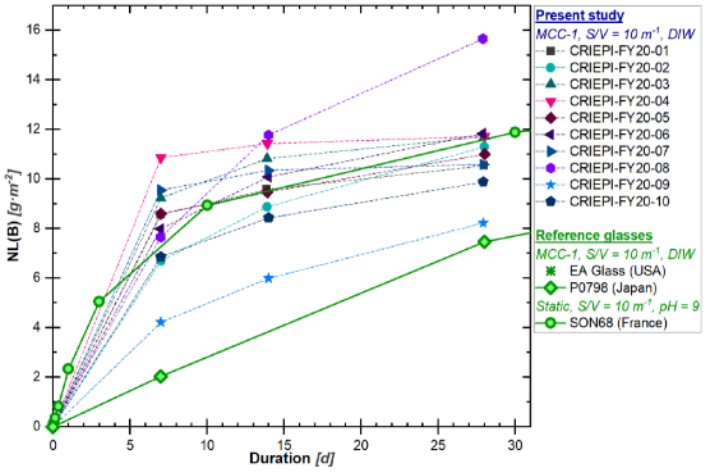


図1　取得した各ガラスサンプルの規格化浸出率（NLi、g/m²）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～組成範囲のマッピング～
＜ガラス溶融技術型式による制限条件の設定＞

- ガラス物性推算式の適用にあたり、ガラス溶融技術型式、固化体の健全性、溶解度の観点からの制限因子と制限条件を明らかにする。
- ガラス溶融技術型式は、LFCM（またはJHCM）、GeoMelt（またはICV）、CCIM、Dem&Melt（ICM）の4型式とし、これらの技術について制限条件を設定する。

制限因子	制限因子の制限を決定するための考慮事項、制限条件
溶融運転温度T_M [℃]	・対象廃棄物の融点より高い温度とする ・出湯などの観点から結晶相の生成を抑制するため各種結晶相の生成温度から100℃程度高い温度とする
SO_3濃度 [mass%] ※1	・炉材の腐食、水溶解相の生成、揮発率増加を回避するために制限
粘性(η_T) at T_M [Pa*s]	・流下が必要な型式では、フリーズバルブでの閉塞を回避するために粘性を一定以下に保つとともに、フリーズバルブ部の材料腐食抑制のため粘性が低すぎないことを条件とする。 ・流下が不要な型式では、対流や電磁攪拌で溶融ガラスが十分流動して均質化されるよう、粘性範囲を設定。
電気伝導率(ε_T) at T_M [S/m]	・ジュール加熱の原理で加熱する場合は、十分な電気伝導率が必要 ・誘導加熱の原理で加熱する場合は、渦電流の発生に問題ない電気伝導率が必要
Ti O_2結晶化濃度 [mass%] ※1	・ルチル(TiO_2)の析出による流下阻害を回避するために、試験的得ているガラス中の最大濃度に対する割合(5～12mass%)として決定 (・ルチル(TiO_2)の析出による固化体の耐浸出性低下の回避)
K-3セラミックス腐食速度 [inch/6days]	・LFCMメルターに使用されているK-3セラミックス耐火物の溶融ガラスによる腐食減肉を一定の範囲以下に抑え、炉体の健全性を担保する制限。 ・6日で0.04inch以下※2

※1 固化体の健全性の観点からの制限にも関係あり
※2 I. S. Muller, I. L. Pegg, M. Chaudhuri, I. Joseph, and K. Gilbo, "Final Report : K-3 Refractory Corrosion and Sulfate Solubility Model Enhancement , VSL-18R4360-1 , Rev 0," Office of River Protection, Richland, Washington, 2018. ORP-63490.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～組成範囲のマッピング～
＜固化体の健全性・溶解度による制限条件＞

➢ 溶解度の観点からの制限条件を制限因子とともに以下の通り設定した。

制限因子	制限因子の制限を決定するための考慮事項、制限条件
MCC-1規格化浸出率 NL_B（28日、90℃）[g/m²] (ASTM C1220-17)	・表面積の小さな体系（S/V=10m⁻¹）で90℃で溶出させて得られる浸出率 ・28日浸出でのBの規格化浸出率NL_B≦7.46 g/m²を制限条件とした ・日本の高レベル廃棄物ガラス固化体P0798の浸出率に準拠
PCT規格化浸出率 NL_B、NL_{Li}、NL_{Na} [g/m²] (ASTM C1285-14)	・表面積の大きな体系（S/V=2000 m⁻¹）で90℃で7日間溶出させて得られる浸出率 ・保守的にサバンナ・リバーの高レベル廃棄物ガラス固化施設DWPFの環境アセスメントで測定されたガラスのPCT-Aの値を制限条件とした ・NL_B≦8.35 g/m²、NL_{Li}≦4.785 g/m²、NL_{Na}≦6.675 g/m²
Vapor Hydration Test (ASTM C1663-18)	・1F廃棄物を含有するガラスへの現状VHTモデルは誤差が大きいため、参考値として計算

➢ 固化体の健全性の観点からの制限条件を制限因子とも以下の通り設定した。

制限因子	制限因子の制限を決定するための考慮事項、制限条件
分相を回避できる規格化アルカリ濃度（Taylor基準）	ガラスの二相分離を回避する
Submixtureモデルによるネフェリン析出確率	・submixture modelでのネフェリンの析出を採用 ・ネフェリン析出確率が0.3未満とする
TiO_2結晶化濃度 [mass%]	結晶相の析出による、流下が阻害されること。もう一つは、固化体の耐浸出性が低下の回避
SO_3濃度 [mass%]	・炉材の腐食、水溶解相の生成、揮発率増加を回避するために溶解度×0.85以下とする ・ガラス溶融炉を運転する高温では、約15%の硫酸塩が揮発するので、その減少量を見越して、溶解度×1以下とする

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～組成範囲のマッピング～
＜制限条件一覧・ガラス物性推算式の有効性範囲＞

➢ これまでに述た制限条件を考慮し、ガラス溶融技術ごとに、制限因子とこれに対する具体的制限値を設定した。

制限因子	LFCM (JHCM)	GeoMelt (ICV)	CCIM	Dem&Melt (ICM)
溶融運転温度T_M [℃]	1100–1200℃ (ノミナル1150℃)	1150–1500℃ (ノミナル1300℃)	1000–1500℃ (ノミナル1300℃)	900–1100℃ (ノミナル1050℃)
SO_3濃度 [mass%]	<溶解度×1	<溶解度×0.85	<溶解度×1	<溶解度×0.85
粘性(η_T) at T_M [Pa*s]	$2 \leqq \eta_T \leqq 8$	$1 \leqq \eta_T \leqq 15$	$2 \leqq \eta_T \leqq 8$	$1 \leqq \eta_T \leqq 15$
電気伝導率(ε_T) at T_M [S/m]	$10 \leqq \varepsilon_T \leqq 70$	$10 \leqq \varepsilon_T \leqq 70$	$10 \leqq \varepsilon_T \leqq 70$	条件なし
分相を回避できる規格化アルカリ濃度 (Taylor基準)	≧0.2重量分率	≧0.2重量分率	≧0.2重量分率	≧0.2重量分率
Submixtureモデルによるネフェリン析出確率	確率≦0.3	確率≦0.3	確率≦0.3	確率≦0.3
Ti O_2結晶化濃度 [mass%]	$TiO_2 \leqq 5.49$	$TiO_2 \leqq 12.18$	$TiO_2 \leqq 5.49$	$TiO_2 \leqq 12.18$
スピネル液相温度T_{L-Sp} [℃]	T_M－100℃	条件なし	T_M－100℃	条件なし
Zr含有相液相温度T_{L-Zr} [℃]	T_M－100℃	条件なし	T_M－100℃	条件なし
K-3セラミックス腐食速度[inch/6days]	<0.04	条件なし	条件なし	条件なし
MCC-1規格化浸出率 NL_B (28日、90℃) [g/m²]	$NL_B \leqq 7.46$	$NL_B \leqq 7.46$	$NL_B \leqq 7.46$	$NL_B \leqq 7.46$
PCT規格化浸出率 NL_B、NL_{Li}、NL_{Na} [g/m²]	$NL_B \leqq 8.35$ $NL_{Li} \leqq 4.785$ $NL_{Na} \leqq 6.675$	$NL_B \leqq 8.35$ $NL_{Li} \leqq 4.785$ $NL_{Na} \leqq 6.675$	$NL_B \leqq 8.35$ $NL_{Li} \leqq 4.785$ $NL_{Na} \leqq 6.675$	$NL_B \leqq 8.35$ $NL_{Li} \leqq 4.785$ $NL_{Na} \leqq 6.675$

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～組成範囲のマッピング～
＜水処理二次廃棄物の廃棄物最大充填率と制限決定因子＞

➢ 導出したガラス物性推算式を用い、4種の炉型式に対して制限値を満たすような水処理二次廃棄物の廃棄物最大充填率を求めた。

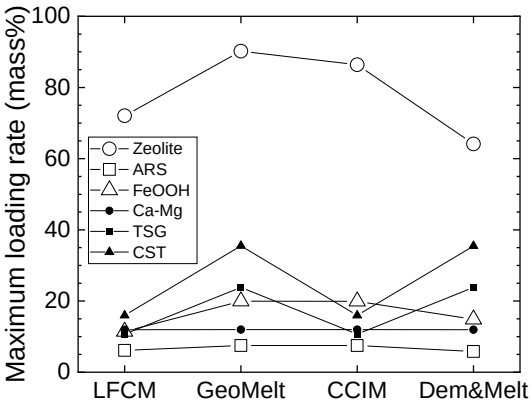


図1 ガラス溶融型式と廃棄物最大充填率

- 使用するガラス化材（Glass Forming Chemicals）は廃棄物成分組成に応じ天然鉱物の組合せにより選定。

  天然鉱物：Kyanite（Al2SiO$_2$）、ホウ酸（H_3BO_3）、Wollastonite（$CaSiO_3$）、炭酸リチウム（Li_2CO_3）、炭酸ナトリウム（Na_2CO_3）、シリカ（SiO_2）、酸化バナジウム（V_2O_3）、ジルコン（$ZrSiO_4$）

ガラス溶融型式と廃棄物最大充填率の関係を図1に示す。

- ゼオライトを溶融する場合は、GeoMeltが最も廃棄物充填率が高い。
- アレバスラッジ（ARS）と鉄共沈スラリー（FeOOH）を最も充填できるのは、GeoMeltとCCIM。
- 炭酸塩スラリー（Ca-Mg）はいずれの炉型式でも廃棄物最大充填率が約12mass%となっている。これは推算式を導出する際のMgOの参照データが6mass%までであったため、推算式の適用範囲をCaO-MgO合わせて12mass%以下に限定して計算したことに起因。
- チタン酸（TSG）と結晶性ケイチタン酸（CST）の廃棄物最大充填率は、いずれもTiO_2結晶化濃度の制限に起因。

➢ 水処理二次廃棄物（単廃棄物）の廃棄物最大充填率とともに、これを決定する際に制限条件となった制限因子を把握する。

溶融技術		Chabasiteゼオライト Zeolite	アレバスラッジARS	鉄共沈スラリー FeOOH	炭酸塩スラリー Ca-Mg	チタン酸TSG	結晶性ケイチタン酸 CST
LFCM	廃棄物最大充填率（mass%）	72.06	6.15	11.44	11.94	10.70	15.95
	制限因子	MCC-1, Vis, T_L, Zr, Li	MCC-1, Vis, T_L, B, Ca, Li	MCC-1,T_L, Vis, spinel, K-3, B, Ca, Li	MCC-1, Vis, K-3, Mg	MCC-1, Vis, Al, B, Ca, Li, Ti	MCC-1, Vis, Al, B, Ca, Li, Ti
GeoMelt	廃棄物最大充填率（mass%）	90.21	7.51	19.95	11.96	23.84	35.52
	制限因子	Vis, B	MCC-1, B, Ca, Li, V	MCC-1, Taylor, Al, B, Fe	Taylor, B, Mg	Taylor, Al, Ti	MCC-1, Taylor, Al, B, Ti
CCIM	廃棄物最大充填率（mass%）	86.39	7.51	19.93	11.96	10.71	15.96
	制限因子	Vis, B, Li	MCC-1, B, Ca, Li, V	MCC-1, T_L, spinel, Taylor, B, Fe	Taylor, Mg	Vis, Taylor, Al, Li, Ti	Taylor, Al, B, Ti
Dem& Melt	廃棄物最大充填率（mass%）	64.15	5.84	14.86	11.95	23.84	35.46
	制限因子	MCC-1, Vis, Taylor, Li	MCC-1, Vis	MCC-1, Vis, Taylor, Zr	MCC-1, Vis, Li, Mg	Vis, Al, Li, Ti	MCC-1, Vis, Taylor, B, Ti, Zr

（注）制限因子のB、Al、、Li、Ca、Mg、Fe、Vは、ガラス物性推算式におけるこれらの酸化物の有効範囲に起因して制限されていることを意味する

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～組成範囲のマッピング～
＜水処理二次廃棄物の最大充填率＞

- 各溶融技術で制限となる物性条件を仮定し、水処理二次廃棄物を含有できる組成範囲を推定。
  - 2つの水処理二次廃棄物が入った場合の組成の組み合わせを総当たりし、一つ一つの組成でガラス物性推算式より物性を計算し、制限条件を満足するかどうか判断し、廃棄物充填率を三元図マッピングした。（図1）
  - なお、ガラス化材（Glass Forming Chemicals）を廃棄物組成ごとに最適化する方法（Floating GFC）、最大充填率を示す廃棄物組成に対して最適化されたガラス化材組成に固定して全体を再計算する方法（Best GFC）の種類で充填組成範囲を評価した。

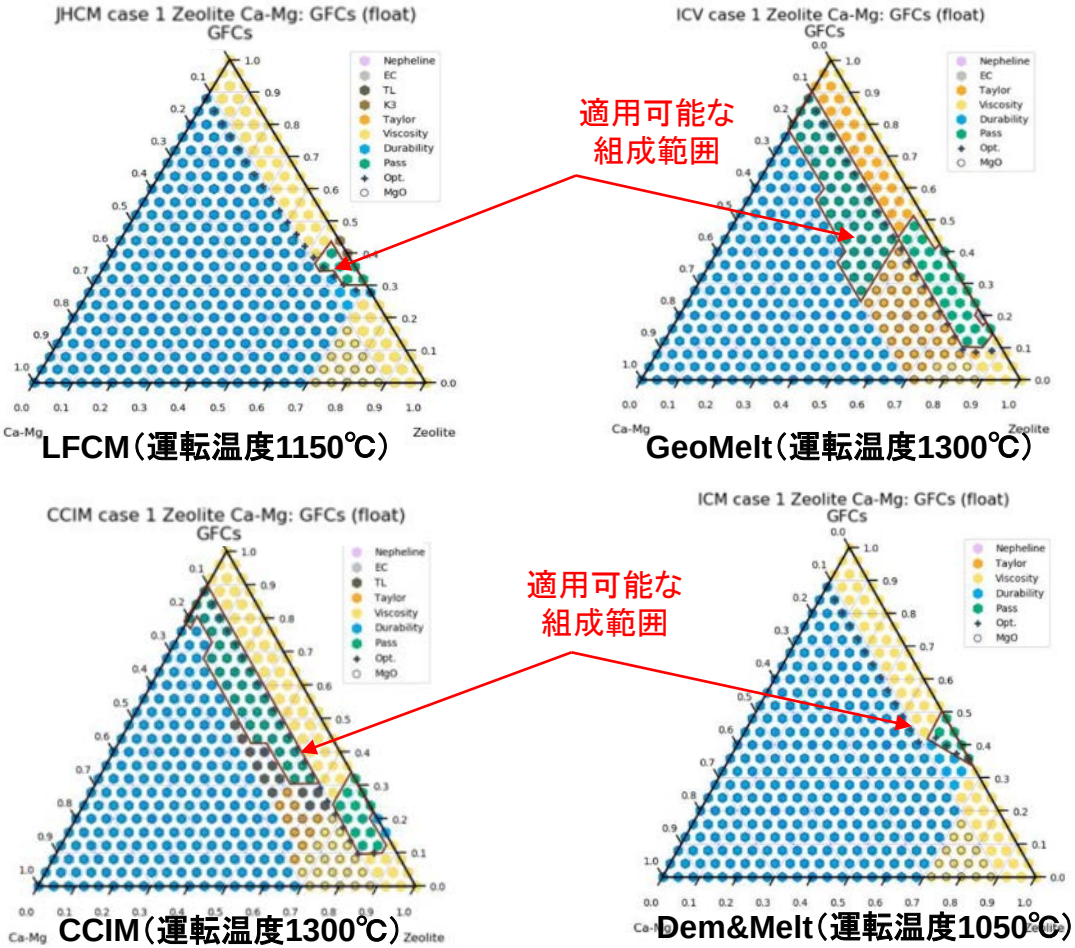


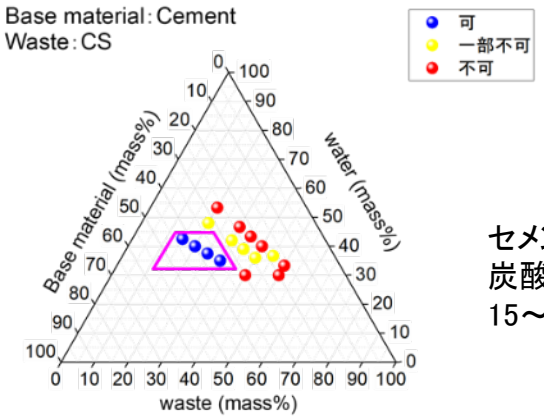
図1　ゼオライトと炭酸塩スラリーを組み合わせた場合の廃棄物充填率の三元図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

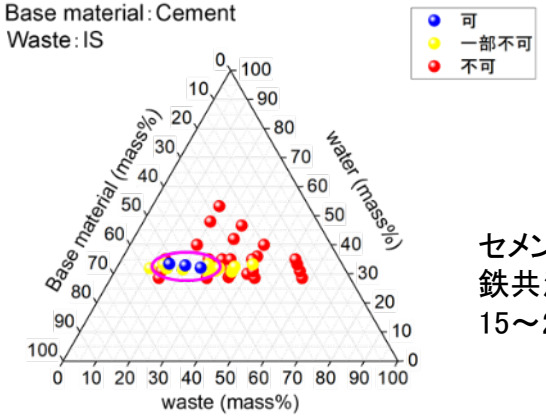
（a）② i.廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する調査検討
～組成範囲のマッピング～
＜水処理二次廃棄物の廃棄物最大充填率：低温処理＞

➢ 低温固化処理について、実験的に得られた水処理二次廃棄物を含有できる組成範囲を下図に示した。

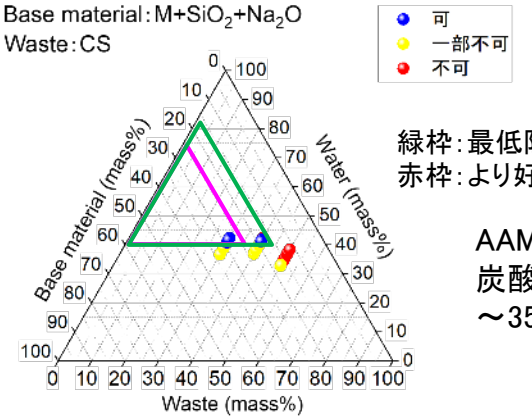
- 高温処理では、主として元素組成により処理の特性が左右されるため、組成の異なる廃棄物を組み合わせることで、より多くの廃棄物を処理することが可能であると想定される。
- 低温処理でも、廃棄物の中にセメント（OPC）やAAMと同様の役割を果たすものがあれば、廃棄物を組合せて処理した場合に、適用範囲の拡張が期待される。しかしながら、これまでの検討においては、そのような知見が得られていないことから、複数の廃棄物を各々充填する方が適用範囲が広いと推定した。



セメント
炭酸塩スラリー　：
15～40mass%

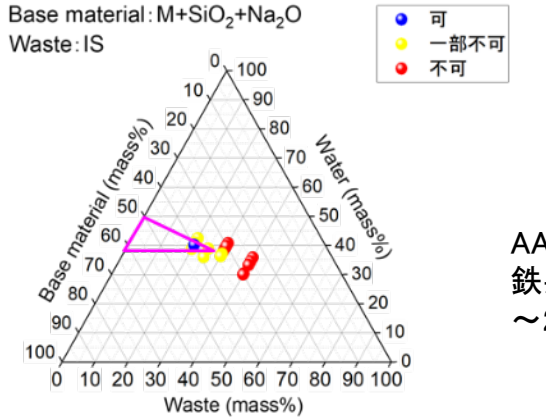


セメント
鉄共沈スラリー　：
15～25mass%



緑枠：最低限の範囲
赤枠：より好ましい範囲

AAM
炭酸塩スラリー　：
～35mass%



AAM
鉄共沈スラリー　：
～20mass%

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 調査等により入手したデータ及び不足するTi系のデータを試験的に取得し、ガラスデータベースを拡張した。
- ✓ 高温処理による固化体の物性に対して、12のガラス物性推算式とそれに対比する4つの型式別の制限値を設定し、水処理二次廃棄物単体及び2種混合処理の計15の廃棄物種に対する溶融可能範囲とそれを制限する物性を導出した。
- ✓ 低温処理で整備した情報とともに、廃棄物の充填可能範囲を適用性評価アプローチに適用した。

課題など

- ✓ 水処理二次廃棄物の処理可能範囲については、低温と高温処理技術により範囲を制限する指標が異なるため、統一的軸による範囲を示すことが困難である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築　②処理技術の適用性評価アプローチの検討
ii. 各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
【実施内容】

適用可能と判断された複数の各処理技術の中から様々な視点での技術選定ができるよう、設備構成と処理効率、保守の内容、消耗品種類と交換頻度、二次廃棄物種類と量等の経済性データを調査し、整理する。
一部の技術については、固化処理設備の概念を検討するなどして、不足する経済性データを取得し、 各技術の技術情報として整理する。

実施内容
各処理技術の設備構成等に関するデータ取得 ・各処理技術の適用性評価の一環として、対象とする技術について、設備構成や処理効率、保守の内容、消耗品種類と交換頻度、二次廃棄物量等のデータを調査・検討する ・一部の技術については、さらにプロセスフローやマテリアルハンドリング等の検討を行い、各技術の技術情報として整理する
各技術の調査結果整理 ・これまでに得られているデータも含めて調査結果を整理する

目標達成を判断する指標
・設備構成、処理パラメータ等のデータ提示 ・各技術情報の取り纏め結果の提示

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 放射性廃棄物固化処理に実績がある、ガラス固化技術5種類、溶融固化技術4種類、セメント（OPC）固化、AAM固化を抽出。

分類			固化処理技術方式
高温処理	ガラス固化	流下式	ジュール加熱（廃液直接供給セラミックメルター　LFCM）
		流下式	ロータリーキルン焼焼+誘導加熱（AVM・AVH）
		流下式	コールドクルーシブ誘導加熱（CCIM）
		InCan式	ICVジュール加熱（GeoMelt）
		InCan式	ICM外部加熱式（Dem&Melt）
	溶融固化	流下式	誘導加熱（低周波）
		流下式	プラズマ加熱
		InCan式	誘導加熱（ホットクルーシブル）
		InCan式	誘導加熱（超高周波加熱）

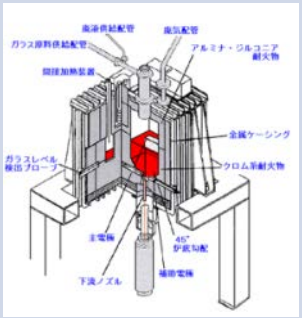
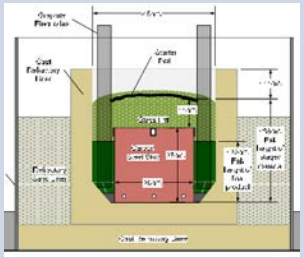
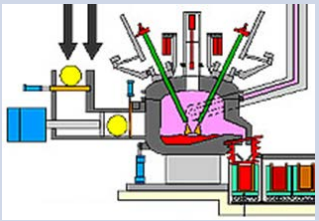
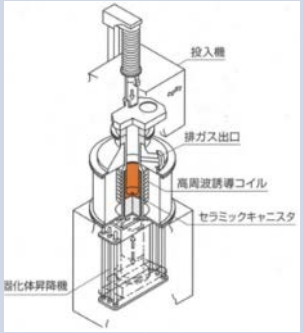
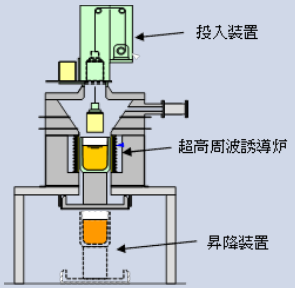
分類		固化処理技術方式
低温処理	セメント固化	インドラム式
		アウトドラム式
	AAM固化	インドラム式
		アウトドラム式

➢ ガラス固化技術2種類、溶融固化技術3種類、セメント（OPC）固化技術、AAM固化技術に関して、調査結果の整理を行った。
➢ 調査結果の整理内容に関する項目は以下の通り。

調査項目	調査の目的
技術の概要、開発動向・実績	各固化処理技術の成熟度を推し量るために、技術の開発動向や放射性廃棄物への適用実績を調査する。
水処理二次廃棄物への適用性	各固化処理技術の適用性評価の第一段階として、固化の可否、固化処理プロセスの成立性という観点から、影響を及ぼす可能性がある各々の水処理二次廃棄物の特性を挙げ、各固化処理技術の適用性を検討する。
水処理二次廃棄物固化処理の経済性・工学的実用性の評価	固化処理技術の経済性・工学的実用性を、プロセスフローダイアグラム図やマテリアルハンドリング図を製作し、具体的かつ総合的に検討し評価する。更に、セメント固化技術に関しては、高線量廃棄物への適用例が殆どないことから、遠隔作業を考慮した場合のセメント固化技術を遂行する建屋の建築面積に関して、詳細を検討する。
固化材料の比較	実績がある固化材料や水処理二次廃棄物への適用として候補となっている固化材料に関して、その特徴や物性などを調査する。(ガラス固化材1種、炭酸塩スラリーを例とした場合の溶融固化体1種、セメント固化材4種、AAM固化材7種→OPC、AAMを主に比較)
比較項目の選定	水処理二次廃棄物への適用に向けた、固化処理技術の選定に向け、経済性・工学的実用性の観点も含めて、各固化処理技術を特徴付け、評価するための比較項目を選定する。
各固化処理技術の適用結果の比較	水処理二次廃棄物へ適用する固化処理技術の選定に向けた第一段階として、選定した比較項目毎に、各固化処理技術を比較する。

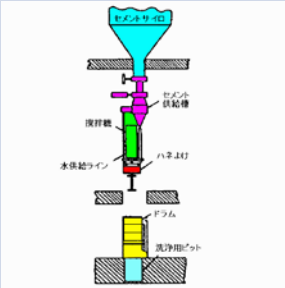
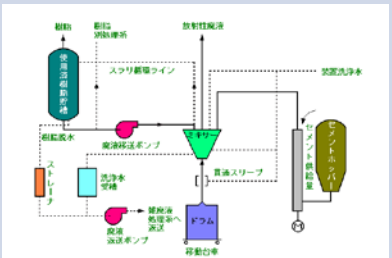
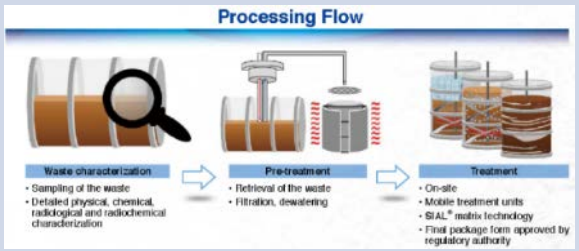
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～技術の概要および開発動向・実績～
＜高温処理技術＞

	LFCM （ガラス固化　流下式）	GeoMelt （ガラス固化　InCan式）	プラズマ加熱 （溶融固化　流下式）	ホットクルーシブル （溶融固化 InCan式）	超高周波加熱 （溶融固化　InCan式）
設備 模式図					
固化原理	直接通電ジュール加熱によるガラス固化	直接通電ジュール加熱によるガラス固化	プラズマからの伝熱による溶融固化	誘導加熱された容器からの伝熱による溶融固化	超高周波誘導加熱による溶融固化
主な実処理設備	LFCM（六ケ所村、 JNFL）、 TVF（東海、JAEA） DWPF、WTP、WVDP(米) VEK（独）、EP500（露）	GeoMelt（三重、大栄環境） GeoMelt（米）	PACT8（敦賀、原電） 高減容処理施設（東海、現JAEA） PACT(スイス)	雑固体廃棄物溶融炉（美浜発電所他、関西電力他）	超高周波誘導加熱（実用段階前、MMC）
開発段階	実用段階	実用段階	実用段階 （稼働停止設備あり）	実用段階	実証段階（30L規模）
放射性廃棄物実績	高レベル廃液	金属類、汚染土壌、廃液、スラッジ(海外)	L2運転廃棄物	L2運転廃棄物	なし
水処理二次廃棄物実績	CST、MST（DWPF、WTP）	見当たらない	見当たらない	見当たらない	見当たらない
特長	高レベル/水処理廃棄物への適用実績あり	様々な種類の廃棄物への適用実績あり	L2運転廃棄物適用実績豊富	L2運転廃棄物適用実績豊富	実証段階(無機物の直接誘導加熱に期待)

- 高レベル廃液および水処理二次廃棄物への適用実績はLFCMが顕著である。
- L2廃棄物への適用実績はホットクルーシブルが顕著である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

	セメント(OPC) （セメント固化インドラム式）	セメント(OPC) （セメント固化アウトドラム式）	AAM （AAM固化インドラム式）	AAM （AAM固化アウトドラム式）
設備模式図	 図3 インドラム・ミキシング法 ［出典］ 日本原子力産業会議（編）：放射性廃棄物管理1994年、1994年7月, p.98	 図 4 アウトドラム・ミキシング法 ［出典］日本原子力産業会議：放射性廃棄物管理ガイドブック 1994年版, (1994年), p. 36		セメント(OPC)アウトドラム式に類似
固化原理	OPCの水和反応によるセメント固化		アルミナシリカ粉末と.アルカリシリカ溶液の脱水縮合反応	
主な実処理設備	・インドラム式セメント固化設備（国内発電所、東北電力他） ・再処理LWTF（大洗、JAEA）	アウトドラム式セメント固化設備（福島第一、柏崎刈羽、・東京電力） （東海第二、敦賀、日本原子力発電）	・SIAL（敦賀発電所、日本原子力発電） ・SIAL（スロバキア　ボフニチェ原発、モホフチェ原発） ・SIAL（チェコ、テメリン原発、ドュコバニ原発）	なし
開発段階	実用段階	実用段階	実用段階	検討段階
放射性廃棄物実績	廃液、使用済樹脂、フィルタスラッジ等	廃液、使用済樹脂、フィルタスラッジ等	Sr、Csを含むスラッジ等 スラッジ、イオン交換樹脂、有機系化合物、固体ホウ酸塩等	なし
水処理二次廃棄物実績	試験例あり		試験例あり	なし
特長	L2廃棄物への適用実績豊富	L2廃棄物への適用実績豊富	海外での適用実績	

- セメント(OPC)は、安価で、L2廃棄物への適用実績が豊富。
- AAMは、一部の固化材料に関して実処理に適用されているが、未解明の要素もある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～水処理二次廃棄物への適用性（抜粋）～
＜高温処理技術＞

➢ 各固化処理技術の適用性評価の第一段階として、固化の可否、固化処理プロセスの成立性という観点から、影響を及ぼす可能性がある各々の水処理二次廃棄物の特性を挙げ、各固化処理技術の適用性を検討した。

廃棄物	廃棄物特性	制限値				
		LFCM（ガラス固化　流下式）	GeoMelt（ガラス固化　InCan式）	プラズマ加熱（溶融固化　流下式）	ホットクルーシブル（溶融固化 InCan式）	超高周波加熱（溶融固化　InCan式）
全ての廃棄物	融点	1200℃未満	1650℃未満	約1600℃未満	1500℃未満	1650℃未満
	粘性	2～8Pa・s	1～15Pa・s	約1Pa・s以下	数Pa・sオーダー以下（気体発生がある場合）	約1Pa・s以下
	Cs濃度	制限はないが濃度に関わらずオフガスへの移行がある（コールドキャップによる抑制対策が実施可）		制限はないが濃度に関わらずオフガスへの移行がある		
	含水率	液体やスラリー状態で供給可	目安として30mass%以下	目安として5mass%以下	含水物は原則なし 初装で少量供試	目安として30mass%以下
	粒度	搬送が可であれば、溶融するため固化処理にはほぼ問題ない				
炭酸塩スラリー	CaCO3	融点降下剤の添加が必要		融点降下剤の添加が必要。（例えば、重量比で廃棄物：SiO2＝66：34～50：50など）		
	Mg(OH)2					
	Na_2CO_3	Na酸化物として固化体中約10mass%以下で問題ないとの報告があるため、廃棄物中の含有量を把握し、最終的な対象廃棄物の中の含有量を調整する必要がある。Naは融点降下させるため問題ないが、Naの化学形態によってはNaやCsの揮発が増加する。				
	ホウ酸	ホウ素酸化物として固化体中約10mass%以下で問題ないとの報告があるため、廃棄物中の含有量を把握し、最終的な対象廃棄物の中の含有量を調整する必要がある。Bは融点降下させるため問題ないが、化学形態によってはBやCsの揮発が増加する。				

- 固化や固化処理技術プロセスの成立性を損なう廃棄物特性は少ない（但し机上検討のみの場合あり）。
- 融点の降下、溶湯の粘度制御の観点から、添加剤を必要とし、廃棄物投入量が制限される場合がある。
- 硫酸塩など固化体性能に影響を及ぼすと予測される物質があり、詳細把握が必要である。
- Cs揮発や、Cs揮発促進する物質に関しても、十分把握することが必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～水処理二次廃棄物への適用性（抜粋）～
＜高温処理技術＞

廃棄物	廃棄物特性	制限値				
		LFCM（ガラス固化　流下式）	GeoMelt（ガラス固化　InCan式）	プラズマ加熱（溶融固化　流下式）	ホットクルーシブル（溶融固化 InCan式）	超高周波加熱（溶融固化　InCan式）
鉄共沈スラリー	FeO(OH)	詳細不明	工学規模試験において5mass%程度では問題ないことを確認済	制限なし	詳細不明であるが制限がある可能性がある。FeOが生成されると、キャニスタのCと反応し、気体が発生する懸念がある。	制限なし
フェロシアンスラッジ	$BaSO_4$	硫酸塩層の形成により、固化体浸出耐性が低下するため、廃棄物充填率の制限が必要。	廃棄物充填量としては6mass%以下では結晶析出がないことを確認済	融点降下剤の添加が必要であり、SiO2の場合、廃棄物充填率は約50mass%。SOxとして揮発すると予測されるため、硫酸塩層形成の観点から制限はない。	融点降下剤の添加が必要であるため、廃棄物充填量が制限される。 Sは、SOxとして揮発すると予測されるため、硫酸塩層の形成はない。	融点降下剤の添加が必要であるため、廃棄物充填率が制限される。 Sは、SOxとして揮発するか固化体内に硫酸塩層として残存するか詳細不明。硫酸塩として残存するとガラス欠点や浸出率低下の要因となる可能性がある。
	シアン化合物	CNは分解・酸化され固化体内に残存しない。	制限なし	CNは分解・酸化され固化体内に残存しない。	CNは分解・酸化され固化体内に残存しない。	制限なし
チタン酸塩、珪チタン酸塩	チタン塩酸	融点が処理温度を超える場合、融点降下剤が必要。	ゼオライトに対して30mass%以下で浸出率に問題ないことを確認済。	融点が処理温度を超える場合、融点降下剤が必要。	不明	融点が処理温度を超える場合、融点降下剤が必要。
（海水由来）	NaCl	Clが Csの揮発を促す可能性があるためCsに対して同モル濃度以下が望ましい。				
	$CaCl_2$	Clが Csの揮発を促す可能性があるためCsに対して同モル濃度以下が望ましい。				
	Na_2SO_4	Naに関しては$NaCO_3$、SO_4に関しては$BaSO_4$の項を参照のこと。				
	K_2SO_4	SO_4に関しては$BaSO_4$の項を参照のこと。Kの影響に関しては不明。				

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～水処理二次廃棄物への適用性（抜粋）～
＜低温処理技術＞

関係廃棄物	問題となる廃棄物特性	制限値	
		セメント(OPC)	AAM
全ての廃棄物	融点	制限なし	
	粘性	制限なし	
	Cs濃度	制限なし（微量であれば固化阻害等不具合は生じない。ただし、線量の観点（水素ガス発生）で制限が生じる）	
	含水率	制限はないが、含水率・吸水率を把握し、配合調整する必要がある。また、含水率が高い場合、廃棄物充填率の増大に伴い固体中の水分割合が増大し強度が低下してしまう。	
	粒度	粒度が細かい場合、既定の流動性を確保するためより多くの混練水を必要とする傾向にあることから、固化体強度が低下する傾向を示す。	
	Na_2CO_3	添加率（廃棄物充填率）0.2mass%程度では凝結遅延、2mass%程度では10分程度で固化。添加率増大に伴い強度低下（2mass%で4割）（試験結果）。制限値は0.2mass%以下。	添加率（廃棄物充填率）3mass%以下では影響が小さい（「特殊セメントの調査」検討において得られた試験結果に基づく）
	ホウ酸	添加率の増大に伴い凝結が大きく遅延し、強度は添加率1mass%で6割程度低下する（試験結果）。制限値は0.2mass%以下。	添加率（廃棄物充填率）3mass%以下では影響が小さい（「特殊セメントの調査」検討において得られた試験結果に基づく）

- 廃棄物充填量が制限されるが、炭酸塩スラリーに関して適用可能と判断される。（炭酸塩スラリー模擬粉体を用いた試験に基づく）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～経済性・工学的実用性の評価～
＜経済性データの取得に関わる調査の前提条件＞

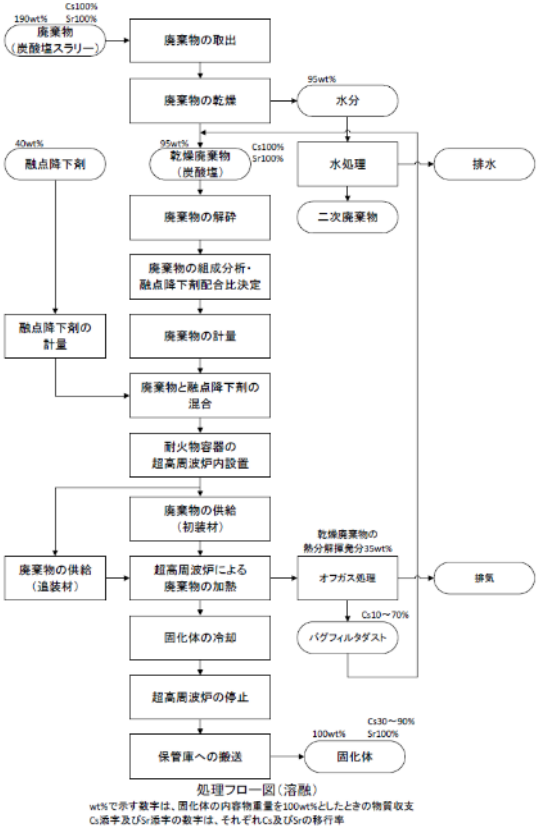
項目		内容
対象廃棄物	種類	• 炭酸塩スラリー脱水物（ALPS Ⅰ、Ⅲ）
	物性	• 含水率50mass%、固形分密度：2.6g/m^3
	比放射能（Bq/mL）	• 主要核種：Sr-90（純β核種） （Sr-90：～3E7、Cs-137：～3E2、Co-60：～2.2E2、Mn-54：～7E3、Sb-125：～5.1E3）
	廃棄物量	2017年7月時点：スラリー≒4900m^3、うち固形分≒950m^3（内訳2500トン、含水率50mass%脱水物換算：5000トン）。
処理プロセスおよび設備条件	対象プロセス範囲	• 炭酸塩スラリー脱水物収納容器からの廃棄物の取り出しから、セメント固化体を製造するまでとする。
	処理技術	• セメント固化（インドラム式、アウトドラム式）※いずれもバッチ式
	固化材料	• セメント(OPC)、AE減水剤
	固化配合	• 廃棄物（炭酸塩スラリー脱水物）：40mass%、OPC：49mass% • AE減水剤：1mass%、水:10mass% ※廃棄物充填率＝40mass%（固化体全体重量に対する廃棄物全体重量） ※廃棄物中含水量を混練水として取り扱い導出した配合
	混練機器	• インドラム式：撹拌機（200Lドラム缶に合致する仕様） • アウトドラム式：2m^{3}容量ミキサー
	1系統当たりの処理能力	• インドラム式：セメント固化体160L（うち、炭酸塩スラリー脱水物120kg）／1時間／バッチ • アウトドラム式：セメント固化体1500L（うち、炭酸塩スラリー脱水物1080kg）／4時間／バッチ ※混練中のオーバーフロー防止、ミキサー容量に対する適切な混練容量を考慮し、バッチ当たりの固化体量を導出。 ※バッチ当たりの処理時間：容器セットから固化材料供給、混練、充填（アウトドラムのみ）、洗浄（アウトドラムのみ、1バッチごと）、固化体移動に要する時間を考慮。なお、インドラム式は撹拌羽ごと固化。
	系統数	• インドラム式：2系統 • アウトドラム式：1系統 ※1日当たりの処理量が同等となるよう系統数を設定（仮に1日の有効処理時間を12時間とした場合の炭酸塩スラリー脱水物処理量は、インドラム式2系統で2.9トン(固化体約3.8m^3)／日（12バッチ／系列）、アウトドラム式1系統で3.2トン（固化体約4.5m^3）／日（3バッチ／系列）
参考：処理速度、処理期間	上記条件により、有効処理時間12時間／日、年間稼日数250日（装置保守期間として3.5か月を考慮）とした場合、炭酸塩スラリー脱水物（含水率50mass%）処理量は、インドラム式で720トン／年、アウトドラム式で810トン／年となる。 このため、2017年7月時点での保管量分（脱水物換算5000トン）の処理年数は、インドラム式で7年、アウトドラム式で6.2年。	

- 以上の前提条件に基づき、経済性に関わる調査を実施した。

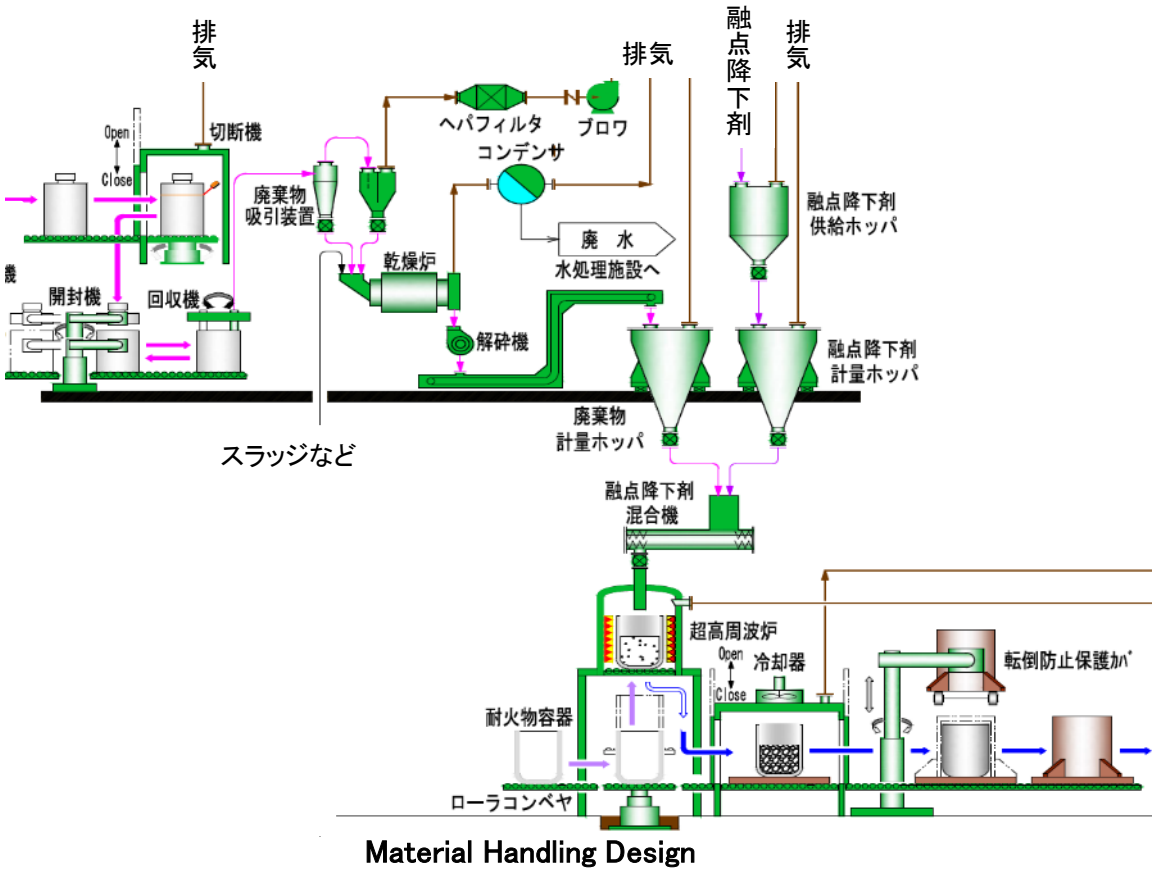
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜超高周波誘導加熱のPFD・マテリアルハンドリング図例＞

- 固化処理技術の経済性・工学的実用性を、プロセスフローダイアグラム（PFD）図やマテリアルハンドリング図を製作し、具体的かつ総合的に検討し評価することを試みた。
- 例えば、処理工程の詳細と共に、各工程における二次廃棄物発生量や、保守などのデータも取得・評価することが可能となる。
- 高線量廃棄物への適用が少ないセメント固化技術に関しては、これらのPFD図やマテリアルハンドリング図をもとに、高線量に応じ、遠隔操作などの設備付加を応じ考慮した上で、建築面積等に関する調査を行った。



Process Flow Diagram

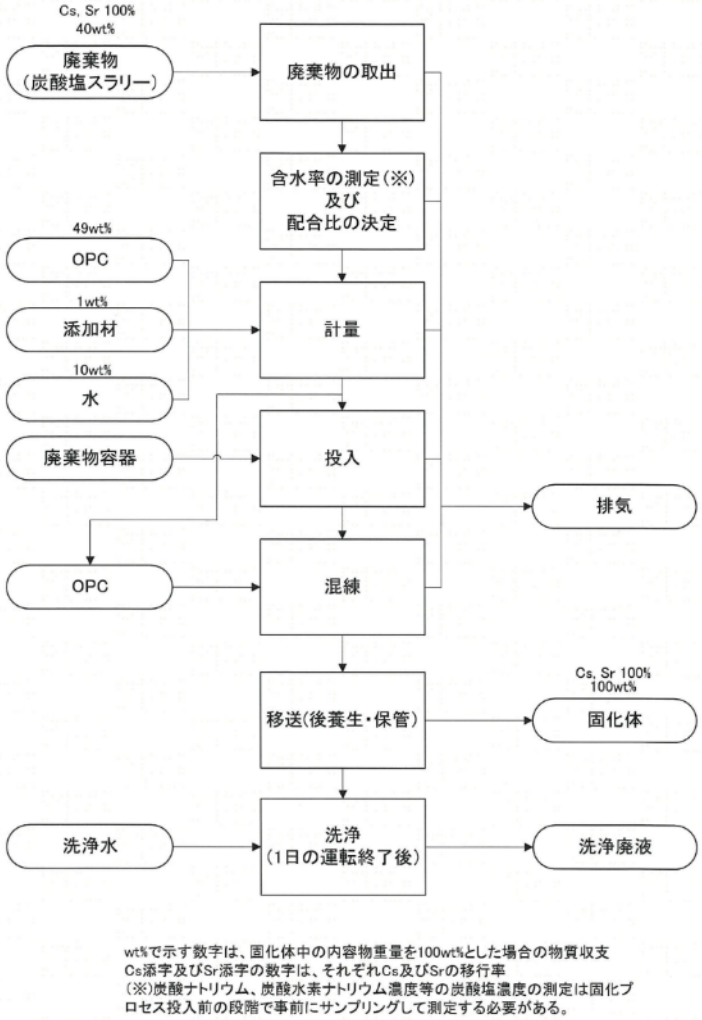


Material Handling Design

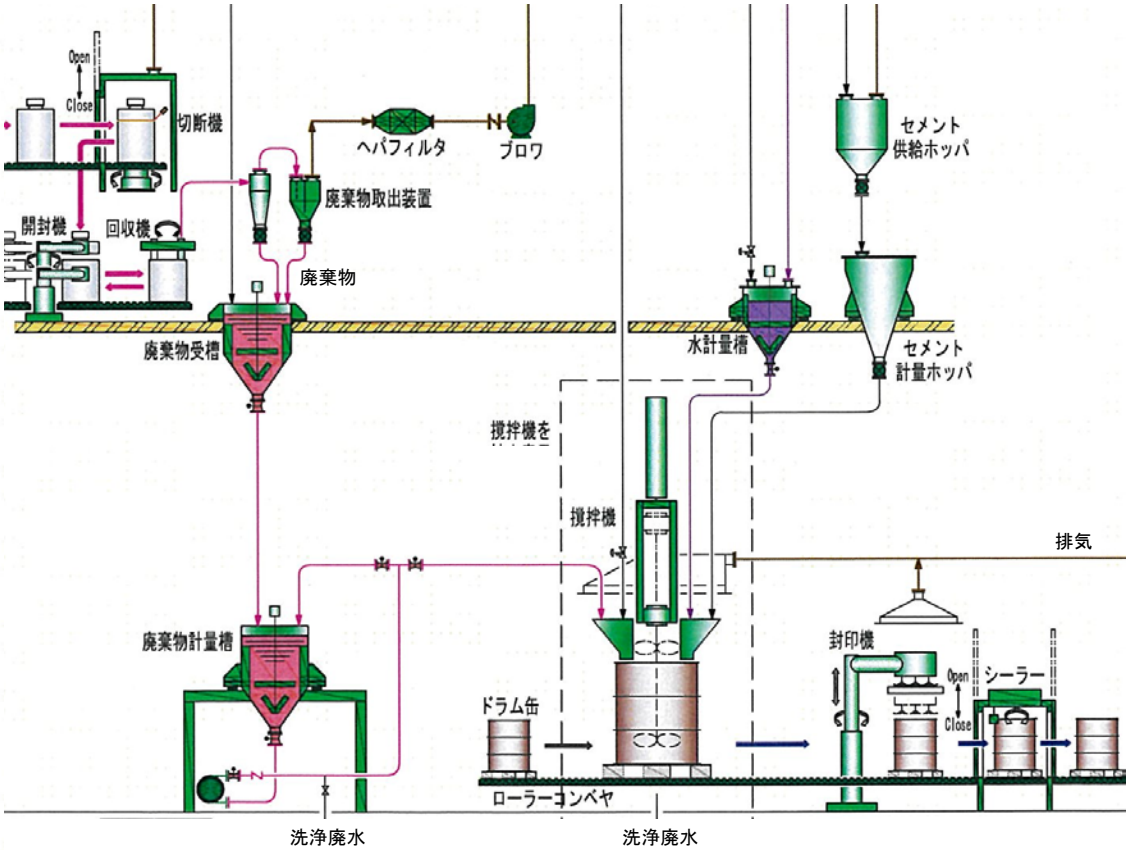
- 処理工程の詳細と共に、各工程における二次廃棄物発生量や、保守などのデータも取得・評価することができた。
- 具体的なデータとしては、評価軸に相対させて整理した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～経済性・工学的実用性の評価～
＜セメント固化(インドラム式)のPFD・マテリアルハンドリング図例＞



Process Flow Diagram

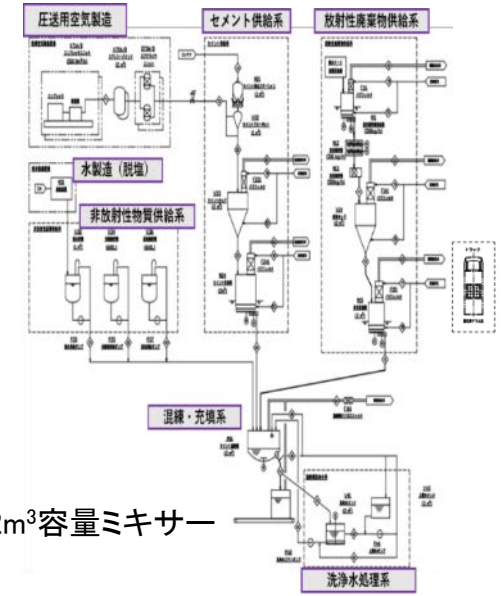


Material Handling Design

- 処理工程の詳細と共に、各工程における二次廃棄物発生量や、保守などのデータも取得・評価することができた。
- 具体的なデータとしては、評価軸に相対させて整理した。

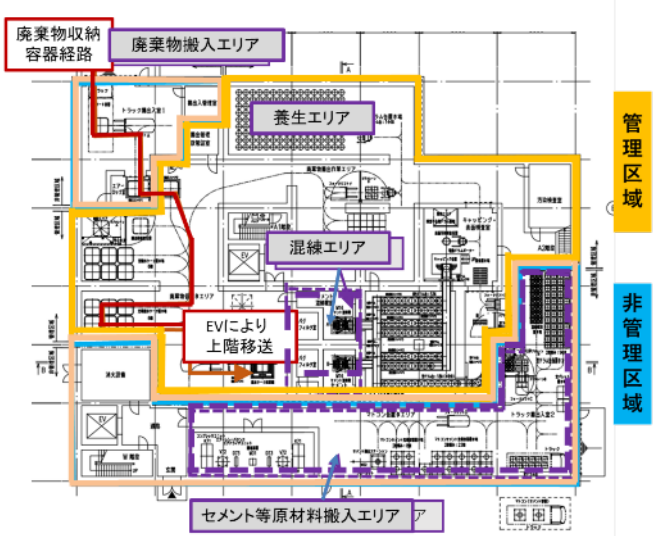
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- セメント固化技術に関して、PFD図やマテリアルハンドリング図をもとに、高線量に応じ、遠隔操作などの必要な設備の付加を考慮した上で、建築面積等に関する調査を行った。
  なお、炭酸塩スラリーのインベントリ、年間被ばく線量限度（20mSv/年）、保守を含めた各種操作に要する見込み時間を考慮し、直接操作可能なインベントリを設定した。（炭酸塩スラリーの比放射能の分析最大値の1/100以下は直接操作型設備が利用可能）

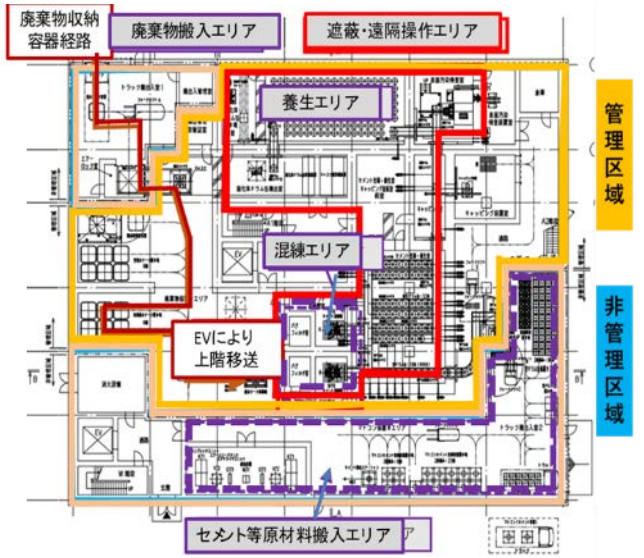


2m^{3}容量ミキサー

対象：炭酸塩スラリー（低線量）
- 固化材料：OPC+AE減水剤
- 処理速度：約3.2t/d （必要に応じ複数系統）



対象：炭酸塩スラリー（高線量）
- 固化材料：OPC+AE減水剤
- 処理速度：約3.2t/d （必要に応じ複数系統）



- 洗浄保守作業が比較的容易な、セメント固化インドラム式に関して、遠隔操作を考慮し、高線量廃棄物を対象とした場合における建屋面積を見積もった。
- 炭酸塩スラリー（低線量）は、建屋面積（m^2）　管理区域：（うち遮蔽・遠隔操作エリア）：非管理区域=1400：（700）：700
- 炭酸塩スラリー（高線量）は、建屋面積（m^2）　管理区域：（うち遮蔽・遠隔操作エリア）：非管理区域=1400：（700）：700

→ 線量・遮蔽、遠隔操作を考慮しても、建屋面積は概ね変わらない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～固化材料の比較～
＜固化材料の特性の比較（抜粋）＞

➢ 高温処理技術、低温処理技術にて製作される固化体の幾つかに対して、固型化材料の観点で代表的特性の整理・比較を行った。

	高温処理技術（文献値）		低温処理技術（模擬炭酸塩スラリーに対する試験結果）			
	ガラス固化体	溶融固化体	セメント固化体	AAM固化体		
固型化材料種類	ホウケイ酸ガラス	CaO、MgO、SiO_2の溶融スラグ（炭酸塩スラリー+融点降下剤SiO2）	OPC	M	MB20	MB40
廃棄物充填率目安	20-30mass%	50～66mass%	30mass%	30mass%	30mass%	30mass%
圧縮強度 [MPa、N/mm^2]	300オーダー 時間に伴う低下は無視できると予測	10オーダー 時間に伴う低下は無視できると予測	7 （28日）	5 （28日）	6 （28日）	8 （28日）
耐浸出性	非常に優れている（$10^{-4}kg/m^2/d$オーダー未満）	非常に優れている	溶出率： Cs:96%、Sr：5%、Sn:ND、Ce:ND （ANS/ANSI-16.1）	溶出率: Cs:24%、Sr：0.5%、Sn:5% 、Ce:0.5% （ANS/ANSI-16.1）	溶出率: Cs:18%、Sr：0.5%、Sn:2% 、Ce:0.3% （ANS/ANSI-16.1）	溶出率: Cs:27%、Sr：0.5%、Sn:4% 、Ce:0.4% （ANS/ANSI-16.1）
耐放射線性 G値[/100eV]	0	0	0.16-0.17	0.13-0.28	0.05-0.11	0.08-0.15
耐放射線性 圧縮強度変化[MPa、N/mm^2]	問題ないとの見解が多い		未照射:7 →30kGy:8	未照射:5 →30kGy:3	未照射:6 →30kGy:5	未照射:8 →30kGy:7
耐熱性 （強度）	問題ないとの見解が多い(ガラス転移温度(500℃)まで上昇しなければ、結晶析出などは懸念されない)	スラグのため問題ないと予測	80℃乾燥下でも強度低下せず	80℃乾燥よりも乾燥強度が低いR.H.60%下でも、強度が4～5割減		

- 高温処理技術で製作されるガラス固化体、溶融固化体は、一般的に、固化体特性に優れているとの見解が多い。
- セメント、AAM固化に関しては、物性の実測値を取得し、次のような傾向が把握できた。
  - ✓ 圧縮強度は固化材料による差はなく、いずれも5MPa以上（28日）
  - ✓ 水素G値に関しては、AAM（MB20）が比較的低い傾向がある。
  - ✓ 耐熱性に関しては、セメント固化体では強度低下がないが、AAM固化体では最大5割の低下が確認された。
  - ✓ 低温固化体の長期安定性に関しては、現状では評価はできていない。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～適用性評価アプローチの検討～

- 水処理二次廃棄物への適用に向けた、固化処理技術の選定に向け、適用性評価へ至るアプローチについて検討を行った。適用性の評価では、比較対象に何らかの基準に基づいて、順位をつける必要がある。
- 順位の付け方として、一般的なのは、比較表と項目ごとの配点表を用いて各々の点数を算出する方法であり、過去の多くの評価では、要件を満たすのに必要とされる性能や制限事項を比較の項目とし、各々の比較の項目ごとに、許容できる性能基準を踏まえた配点を行うことで、評価軸としている。
- このことから、これまでに調査した内容について、文献※における観点等を基に評価軸案として以下のように整理し、比較を行った。

※Committee on Waste Forms Technology and Performance、Nuclear and Radiation Studies Board、Division of Earth and Life Studies、2011
米国National Research Councilにより、HanfordのDefense Wasteと呼ばれる地下タンクの廃液やスラッジを処理して得られた高レベル廃棄物（スラッジ、Cs等を吸着した吸着剤等）と低放射能廃棄物（処理済み水等）に適した安定固化体と固化技術の評価を行った報告書

評価項目	評価小項目	文献中の区分名
技術実績	開発段階・動向、一般、放射性、水処理二次廃棄物への適用実績、主なトラブル事例	①経験・実績
プロセス性能	プロセス数、処理温度、処理速度、最大処理単位、 Cs揮発率、揮発抑制方策、固化容器に対する要求仕様	②プロセスの工業的な単純性、処理速度
運転性・安全性	プロセスリスク、保守内容と頻度、遠隔運転性、固化プロセス制御の容易さ	③スケジュール順守の促進、リスク低減
経済性	主要設備構成、消費電力、消耗品、設備寿命、 建築面積、減容率、二次廃棄物・量、 異種水処理二次廃棄物混合処理の可否	④処理コスト、適切な廃棄物充填量、コスト低減
固化体特性	均質性、強度、耐浸出性、耐放射線性（水素G値、固化体組織の変質）、耐熱性（熱的負荷が性能に及ぼす影響）、長期安定性	⑤廃棄物安定性

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～各固化処理技術の適用結果の比較～
＜高温処理技術　設備構成など（抜粋）＞

- 選定した評価軸に対して、各固化処理技術の調査結果（抜粋）を、改めて整理し、固化処理技術毎に比較した。
- 一部の調査結果は、炭酸塩スラリー（含水率50%）に対するものとした。
- 技術の実績に関してはP139及びP140で既述のため省略、廃棄物充填率（減容率）についてはグラフのみで後述。

技術		LFCM（ガラス固化　流下式）	GeoMelt（ガラス固化 InCan式）	プラズマ加熱（溶融固化 流下式）	誘導加熱（ホットクルーシブル）（溶融固化 InCan式）	超高周波加熱（溶融固化 InCan式）
対象水処理二次廃棄物→ 固化体製品		炭酸塩スラリー →ガラス固化体	ゼオライト＋炭酸塩/鉄共沈スラリー→ガラス固化体	炭酸塩スラリー →溶融固化体（スラグ）	炭酸塩スラリー →溶融固化体（スラグ）	炭酸塩スラリー→溶融固化体（スラグ）
プロセス性能	処理温度	1100～1200℃	1300℃（1150～1500℃）	1500～1600℃	～1500℃	1500～1650℃程度
	処理速度	～0.3t/h	0.18～0.32t/h	約0.2～0.3t/h（概算推定値）	約0.055～0.137t/h（概算推定値）	約0.07t/h（130L/8h）
	Cs揮発率	Cs　1-10%	0.70～8.54%	実測値なし、Cs揮発率55%未満を担保する運転条件は確立済(LLW)	実測値なし、Cs揮発率50%未満を担保する運転条件は確立済(LLW)	実測値なし、これまでのすべての測定実績として10%～70%
運転性・安全性	プロセスリスク	容器損傷等による溶湯漏れ、内圧上昇、非均質な固化体生成など固化体不良、添加剤等の配合ミス、廃棄物搬送箇所の閉塞				
		出湯部の閉塞 コールドキャップ制御不能	コールドキャップ制御不能	出湯部の閉塞 ﾌﾟﾗｽﾞﾏﾄｰﾁ冷却水漏れ	キャニスタ破損、高温溶湯の漏れ	廃棄物固着による閉塞、降下剤配合誤り、高温溶湯の漏れ
	保守内容と頻度	バグフィルタの交換（数年に1回）、HEPAフィルタの交換（約1回/年）、電気系、冷却水搬送系などの点検(半年に1回程度)				
		セラミックの交換、	溶融コンテナーが消耗品のためメルターの保守負担は小さい	耐火物のチェック(バッチ毎)、吹付け補修（1回/半年）、電極交換（陽極：1回/150h、陰極：1回/4000h）、傾動装置点検	炉内耐火物の交換	炉内耐火物の交換
経済性	主要加熱設備構成	ガラスメルター、サンプリング装置、出湯装置	ガラスメルター（黒鉛電極、容器）	プラズマトーチ・駆動設備、電源、冷却系、制御系、出湯設備、サンプリング装置	高周波電源 水冷コイル 加熱補助バーナー	誘導コイル、制御系、冷却系、固化体冷却設備、サンプリング設備
	消耗品	張替セラミック	容器（耐火物込み）、黒鉛電極	スラグ受け容器、HEPA・セラミックフィルタ、ろ布、耐火材、電極、ｵﾌｶﾞｽ処理系のNaOH等のｱﾙｶﾘ類	・オフガスフィルタ（定期交換） ・セラミックキャニスタ	耐火物容器、バグフィルタ、HEPAフィルタ。
	発生二次廃棄物	HEPAフィルタ、フィルタ残滓、電極、張替セラミック	オフガス系フィルター類	交換した耐火物、フィルタ類	・オフガス系フィルタ残渣等	バグ・HEPAフィルタ、乾燥炉後段で凝縮した水（0.2m^3/日程度）
固化体	耐浸出性	ホウケイ酸ガラス固化体に同等で、耐浸出性は高い		主成分CaO、MgO、SiO2のスラグに同等と予測（1×10^{-7}kg/m^2/d（28d）以下（Cs、Sr）と予測）		
	他	強度、耐熱性などは問題ないとの見解が多い。水素G値は0				

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～各固化処理技術の適用結果の比較～
＜低温処理技術　設備構成など（抜粋）＞

技術		セメント固化（セメント固化　インドラム式）	セメント固化（セメント固化　アウトドラム式）	AAM固化（AAM固化インドラム式）
対象水処理二次廃棄物→ 固化体製品		炭酸塩スラリー→セメント固化体	炭酸塩スラリー→AAM固化体	炭酸塩スラリー→AAM固化体
プロセス性能	処理温度	常温	常温	常温
	処理速度	0.12t/h	0.24t/h	0.12t/h
	Cs揮発率	原理的に揮発しない		
保守内容と頻度	プロセスリスク	セメントに対して炭酸ナトリウム2%以上で急結	セメントに対して炭酸ナトリウム2%以上で急結	特になし
	保守内容と頻度	計量器校正、防塵設備保守	計量器校正、防塵設備保守	計量器校正、防塵設備保守
経済性	主要固化設備構成	混練設備（撹拌翼、撹拌機）	混練設備（撹拌翼、撹拌機、撹拌容器）	混練設備（撹拌翼、撹拌機）
	消耗品	撹拌翼（バッチ毎）、防塵フィルタ（定期的）	撹拌翼（定期的）、防塵フィルタ（定期的）	撹拌翼（バッチ毎）、防塵フィルタ
	発生二次廃棄物	なし	なし（洗浄水再利用）	なし
固化体特性	強度 [MPa、N/mm^2]	7（廃棄物充填率30mass%、28日）		5以上（廃棄物充填率30mass%、28日）
	G値 [/100eV]	0.16-0.17		0.05-0.28
	耐浸出性	Cs:96%、Sr：5%、Sn：ND、Ce:ND（溶出率、ANS/ANSI-16.1で評価）		Cs:24%、Sr：0.5%、Sn:5%、Ce:0.5%（溶出率、ANS/ANSI-16.1で評価）
	耐熱性	80℃乾燥下でも強度低下せず		80℃乾燥よりも乾燥強度が低い R.H.60%下でも、強度が4～5割減

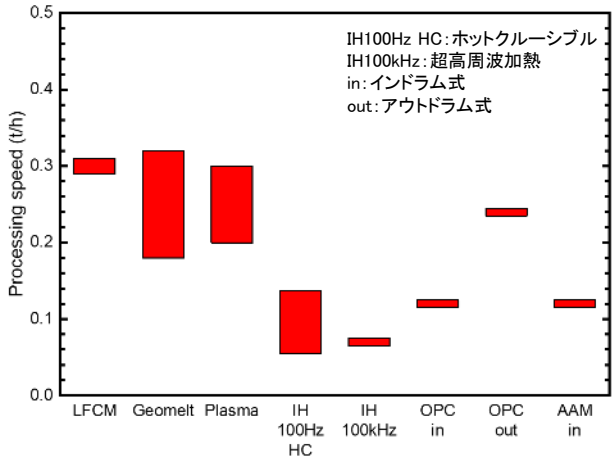
- 高温処理技術、低温処理技術、いずれも、各工程における二次廃棄物発生量や、保守などのデータを取得・評価することができた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～各固化処理技術の適用結果の比較～
＜「プロセス性能」処理速度・Cs揮発＞

- 水処理二次廃棄物へ適用する固化処理技術の選定に向けた第一段階として、選定した評価軸毎に、50mass%含有炭酸塩スラリーへ適用した結果を想定し各固化処理技術を比較する。

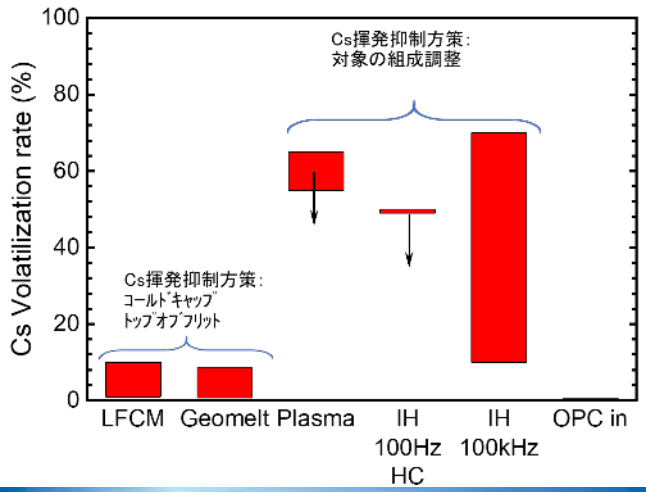
➢ 処理速度



- 全ての技術に対する処理速度の幅は0.07～0.32t/h。
- 高温処理技術のジュール加熱（LFCM、GeoMelt）、プラズマ加熱、アウトドラム式の処理速度が比較的速い。
- セメント固化アウトドラム式の処理速度はインドラム式に比較して2倍程度速い。
- 高温処理技術の誘導加熱（ホットクルーシブル、超高周波加熱）によるものが、比較的遅く、0.1t/h程度。
- 処理速度が遅い技術も、並列処理により、数t/d オーダーの処理速度とすれば、現実的な期間での処理が可能と予想。

※GeoMeltの値は工学規模試験における処理条件、処理速度を基に机上検討した推定値

➢ Cs揮発率



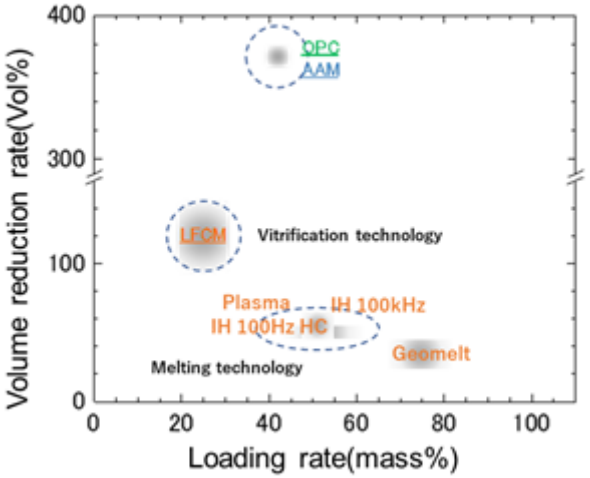
- 高温処理技術におけるCs揮発率の幅は0～70%と広い。
- セメント・AAM固化の実測値はないが、Csの揮発温度を踏まえると揮発はない。
- LFCMおよびGeoMeltに関しては、処理温度が比較的低いことやCs揮発抑制方策の有効性により、Cs揮発率10%未満に低減できそうである。
- プラズマ溶融、ホットクルーシブル、超高周波加熱のCs揮発抑制方策に関しては、溶湯の組成調整方策が主。また、水処理二次廃棄物に適用した場合における具体的なCs揮発率は不明。

※ LFCMの水処理二次廃棄物に対する実測値なし。
GeoMeltの値は工学規模試験の値より。
超高周波誘導加熱の値はこれまでの実測値の幅を示しでいる。
OPC、AAM固化は、インドラム式、アウトドラム式に関わらずCsは揮発しない
プラズマ溶融、ホットクルーシブルは、Cs揮発率の上限を担保する処理条件を確立しており、図中の矢印は上限を意味する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～各固化処理技術の適用結果の比較～
＜「経済性」廃棄物充填率・減容率＞

➢ 廃棄物充填率・減容率に関して、各固化処理技術を50mass%含有炭酸塩スラリーへ適用した場合として、調査、推定し、比較した。



減容率（vol%）=固化体体積/廃棄物体積×100
廃棄物充填率（mass%）=廃棄物重量/固化体重量×100

固化体体積：埋設容器に納める前の体積。廃棄体の体積ではない。
廃棄物体積：含水率50mass%の炭酸塩スラリーの体積。水も含む。
固化体重量：固化材を含む。添加した水は、添加材としている。
廃棄物重量：炭酸塩スラリーの重量。含水率は0%とする。

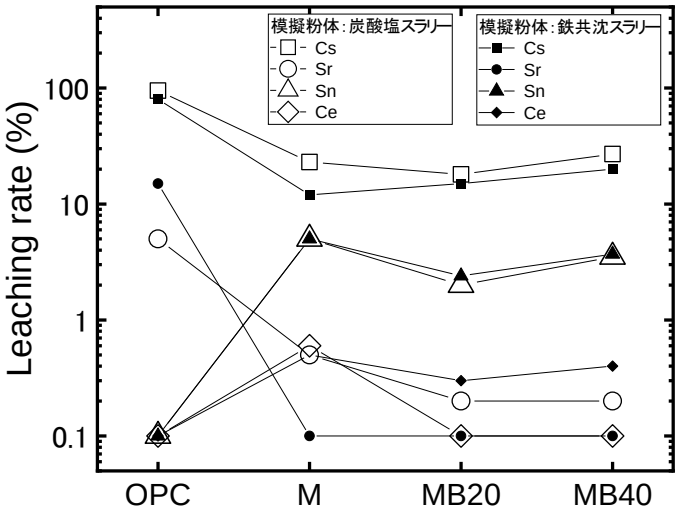
技術種類	注釈
LFCM	廃棄物充填率20～30mass%を参考に推定。
GeoMelt	工学規模試験における値（25mass%）と推定値（41mass%）を幅で示した。ガラス化材（SiO2）として添加したゼオライトも廃棄物として扱っているため廃棄物充填率は高く、70mass%である。
プラズマ、高周波誘導加熱（ホットクルーシブル）	推定値
超高周波誘導加熱	推定値。初期加熱用導電体を投入するか否かが値の幅となる。
セメント、AAM	いずれも同じであり、ラボ試験の結果。

- 減容効果が顕著なのは、プラズマ溶融、高周波誘導加熱など溶融固化技術。
- LFCMなどのガラス固化技術はガラス化材の添加により、減容効果を期待できない。但し、GeoMeltのように、ガラス化材をゼオライトなどの廃棄物で代用できれば、良好な減容効果が期待できる。
- セメント、AAM固化技術の場合は、廃棄物充填率が制限され、また、混練り時に入る空隙があるため減容効果が低い。
- セメント、AAM固化技術と溶融固化技術は、廃棄物充填率が同じであっても、減容率に差異が生じる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～各固化処理技術の適用結果の比較～
＜「固化体性能」耐浸出性＞

- 評価軸「固化体性能」の代表的評価小項目である、耐浸出性（溶出率：ANS/ANSI-16.1）に関して、炭酸塩スラリー模擬粉体を供試し製作したセメントおよびAAM固化体3種に対して、比較・整理する。
- ガラス固化体および溶融固化体は、一般的に耐浸出性が優れていること、水処理二次廃棄物を用いた固化体のデータを入手できなかったことからここでは除く。



溶出率（%）=溶出液中の核種量/固化体中の核種量*100

技術種類	注釈
セメント(OPC)固化	普通ポルトランドセメント
AAM(M)固化	メタカオリン100mass%、水ガラス、水酸化ナトリウム水溶液、水
AAM(MB20)固化	メタカオリン80mass%、高炉スラグ微粉末20mass%、水ガラス、水酸化ナトリウム水溶液、水）
AAM(MB40)固化	メタカオリン60mass%、高炉スラグ微粉末40mass%、水ガラス、水酸化ナトリウム水溶液、水

- 溶出率の固化体の種類に対する依存性は核種により異なっている。このことから、目的とする核種によって使い分けをすることが重要となる。
- AAM（M, MB20, MB40）の3種のみで比較すると、溶出率の固化体の種類に対する依存性は、概ね同様の傾向を示しており、いずれも同程度の耐浸出性であると考えられる。
- AAMは非晶質体であり、その形態が安定な期間においては調和溶解となることが推察されるため、溶解速度を確認することで核種浸出速度を評価可能となる可能性がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② ii.各処理技術の設備構成等に関するデータ取得
～適用性評価アプローチの検討～
＜評価軸について＞

- 技術の比較において、高温技術については、処理型式による差異中心のデータが収集できているが、固化体の素材や性能については比較データの取得が今後必要であり、一方の低温技術については、処理型式による差異のデータ取得が今後必要と、「固化体の性能に関するもの」と「処理装置・運転に関するもの」との両面で不足データが明らかとなった。

- 評価をする上では、各々の比較項目の中で、技術毎に特徴をもって分布していれば、配点の割当てや差異の認識がしやすい。しかしながら、技術側にも自由度があることから、技術毎の明確な差がでない項目が多く、評価時の配点の設定について検討が必要。

- 処理技術は単独で終了するものと、二次廃棄物などが発生し、処理が連続するものとがある。これまでの調査では、1つの処理技術に焦点を絞り、その特徴を調査比較しているため、必要となる前処理や後続の処理のつながりなどの調査はできていない。適用性評価を行う上では、サイト内の廃棄物処理の全体計画など事業上のシナリオや、保管容量、安全基準などの事業者に係る規制などの要求事項から、比較に必要となる技術的な項目の調査検討が必要。

- 各々の項目で比較を行った結果、いくつかの項目で共通的に適用範囲を表すことができたことから、これらの項目については、「技術間の比較が可能」かつ「項目の値による区分」が可能であり、評価軸となりうる技術項目であることを示すことができた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ ガラス固化技術2種類、溶融固化技術3種類、セメント（OPC）固化技術、AAM固化技術に関して、設備構成、処理パラメータなどのデータを調査・整理した。
- ✓ 調査したデータ及び前項までの研究で取得したデータ等から、それぞれの技術を比較する項目として、技術実績、プロセス性能、運転性・安全性、経済性、固化体特性を抽出し、情報を比較表・図として整理した。
- ✓ これにより、処理技術の適用性評価アプローチ（手法）を構築した。

課題など

- ✓ 特に調査取得した情報において、技術比較を行う上で重要な項目（例えば経済性等）の情報に、その根拠や導出方法が明確ではないものが確認できた。これら項目については比較する上での共通指標などの検討が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築　②処理技術の適用性評価アプローチの検討
iii. 高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査
【実施内容】

高温処理技術では Cs の揮発が課題となり、型式や設備構成等に強く影響する。
このため、実験室スケールで現象的にCs の揮発と抑制メカニズムを調査し、処理方法や運転条件による Cs の揮発特性を評価する。2019年度はCs揮発に関する情報の収集と揮発抑制に関する検討を行い、2020年度は少量の試料を用いた実験によりデータを取得する。

各種設備で採用されている温度管理や廃棄物の追装によるCs揮発率の抑制対策のメカニズムを調査確認することで、Cs揮発率の評価及び有効な抑制対策を提示

実施内容
廃棄物の高温処理におけるCsの揮発抑制に関わる知見の整理 ・関連する文献調査と各候補技術の工学試験結果を整理する
水処理二次廃棄物の高温処理におけるCs揮発の抑制効果の測定 ・ KURION-EH、IE-96、珪チタン酸、等でのCsの揮発抑制効果を評価 ・ガラス構成材を入れたガラス固化を模擬する試料でのCsの揮発抑制効果を評価 ・整理した各型式の工学試験結果を、得られた理想的条件での揮発抑制効果と比較する

目標達成を判断する指標
・Cs揮発抑制に関する知見の整理結果の提示 ・試験に基づくCs揮発抑制手法の効果の提示

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② iii.高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査
～Cs揮発に関する文献調査および工学試験結果の整理～

- 国内外で実施されている高温処理に関する各候補技術の工学試験を調査し、Cs揮発量に関するデータおよび揮発抑制方策に関わる知見を整理した。
  - ゼオライトのガラス固化時のCs揮発は、溶融温度やガラス添加剤（B_2O_3等）により大きく変化するとの報告あり。その他の吸着材のCs揮発は殆ど報告なし。
  - Cs揮発率は型式により差があるが、気密性や炉内温度制御、攪拌方法（バブリング）等の装置条件だけでなく、溶融温度やコールドキャップの形成、廃棄物の混合割合、ガラス化材の選定などの運転条件も異なるため、判断が難しい。

型式	LFCM	ロータリーキルン焜焼+誘導加熱（AVM・AVH）	CCIM	GeoMelt	Dem&Melt
運転温度/加熱方法	1100～1200℃/直接通電ジュール加熱	1150℃/高周波誘導加熱（金属容器）	高温処理：1200℃以上 低温処理：1000～1200℃ /高周波誘導加熱（ガラス）	1000℃～1800℃/直接通電ジュール加熱	900-1100℃/外部ヒータ
工学規模試験/実規模試験におけるCs等揮発データ	・WAK、SRNL、JNFL六ケ所再処理工場等で実機運転中 ・高レベル廃液では、NOx、Ru、Cs等が揮発するが、か焼層の形成によりCs等の揮発を数%まで抑制できる実績あり	・ORANOのUP3にて実機運転中 ・Csの揮発が問題との情報があるが、具体的な揮発量は不明。 ・高レベル廃液では、ロータリーキルンにてNOx、Ru、Cs、Tc等が揮発する。	・ORANOの実機は不明 ・高レベル廃液では、NOx、Ru、Cs等が揮発するが、か焼層の形成によりCs等の揮発を数%まで抑制できる	・VNSの工学規模試験ではオフガス移行率がCs＝1～9% ・運転温度が高温の場合、Csの揮発が高くなる可能性あり ・Csの約98%がガラスに残留	・ORANOの工学試験では1%未満か
揮発に関する項目	・ゼオライト等のCs吸着材を含む高レベルスラリーのガラス固化（Hanford）では、低温のコールドキャップを形成することにより、揮発を抑制している	・揮発性成分のオフガスへの移行が廃液供給でか焼層を形成するため低減される	・コールドキャップの形成の最適化により溶融温度を低減することにより、揮発量を低減する ・バブリングは最低限とする	・廃棄物を下部から溶融し、上部は低温に保つことにより、揮発を抑制。 ・溶融する最終段階では、Top Off Fritと呼ばれる低融点ガラス材を投入して揮発を抑制する。	・比較的低温 ・温度コントロールが容易でCs揮発を抑制し易い
	・コールドキャップ	・コールドキャップ	・コールドキャップ ・バブリング	・コールドキャップ ・Top Off Frit	

工学試験ごとにCs揮発量に差異があることがわかったが、この差が型式（工学装置）でなく、運用法（温度、ガラス組成、供給法、等）の差に起因するかどうかを見極めるためのデータが必要。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② iii.高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査
～Cs揮発に関係する主要因子の抽出と試験概要～

➢ 放射性廃棄物の高温処理に関する文献調査を行い、Cs揮発抑制に関わる知見を整理した結果、Csの揮発に関係すると考えられる主要な因子として、以下の4つが抽出された。

No	Csの揮発に関係すると考えられる主要な因子	Cs揮発量に与える影響
1	コールドキャップ形成	Csの揮発量は温度に依存。溶融表面にコールドキャップを形成させることで、揮発界面の温度を低下させ、揮発量を抑制
2	ホウ素添加量・添加方法	Csの揮発形態は主として$CsBO_2$などのホウ素との化合物であり、ガラス化剤としてのホウ素の添加量がCs揮発量に影響。ガラス化剤の添加形態により、Csと化合物形成する温度や量が変化する可能性あり
3	Top off frit	バッチ溶融における供給の最終段階で、低温溶融性のガラスフリットを供給することで、表面にCsを含まない層を形成させてCsの揮発を抑制
4	バブリング	試料の均質化や処理速度向上のために溶融された試料に空気等を吹込む技術。気液界面の増加により、Csの揮発が促進される可能性あり

➢ これらの因子がCs揮発量に与える影響の程度を把握するため、小規模の基礎試験を実施した。
- TG/DTA等を利用し、廃棄物試料からのCsの揮発が、抑制対策によりどの程度低下するかを測定する（図1、図2）。

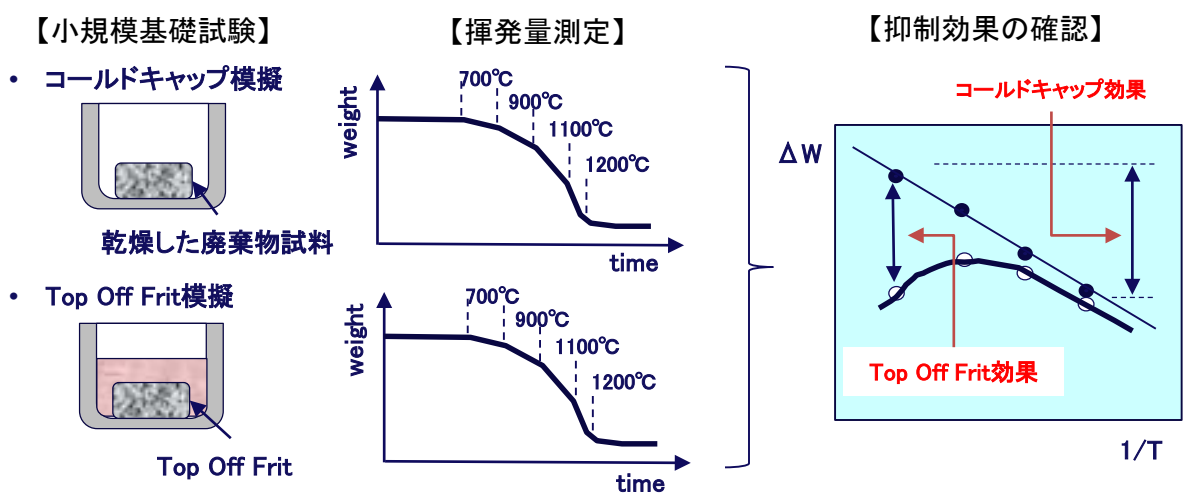


図1 Cs揮発抑制効果の確認イメージ

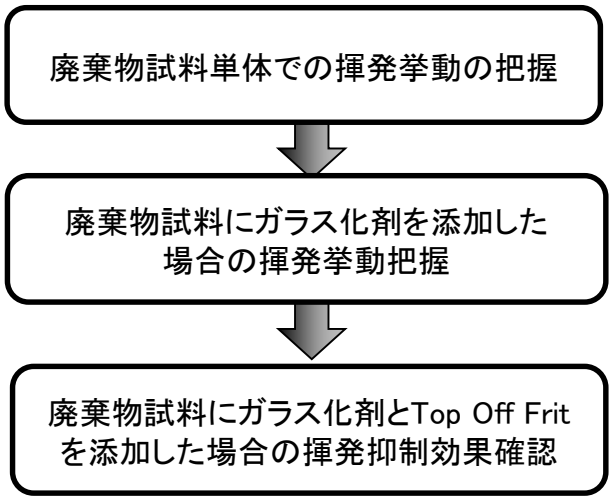


図2 揮発抑制効果の確認フロー

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② iii.高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査
～廃棄物試料単体での揮発挙動の把握～
＜水処理二次廃棄物からのCs揮発挙動＞

- 代表的な廃棄物であるゼオライトおよびケイチタン酸を加熱した場合に吸着させたCsの揮発挙動について調査した。
  - 廃棄物の加熱特性を明らかにするために、Csを吸着させたケイチタン酸吸着材（CST）単体を加熱し、加熱特性に関するデータを取得した。試験には、メーカーの異なる2種類のCST（CST-1およびCST-2）を使用した。
  - Cs吸着量による違いを明らかにするために、吸着量の異なる試料を準備し、比較を行った。
  - また、同様の性能と考えられる国産の吸着材についてもデータを取得し比較した。

・試料を乳鉢で粉砕して使用
・昇温速度10℃/min、500℃で5時間保持、800、950、1050、1150、1250、1350℃で2時間保持
・ボンベ空気を100mL/minで導入

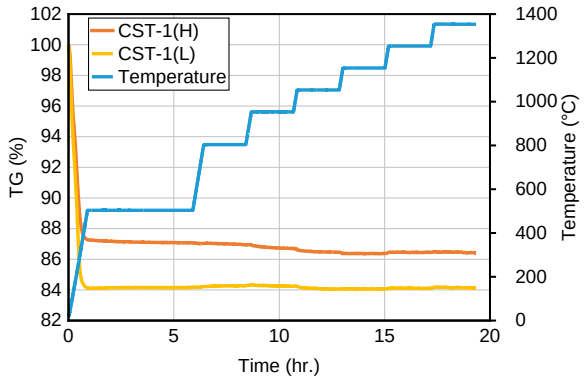


図1　CST-1の揮発挙動

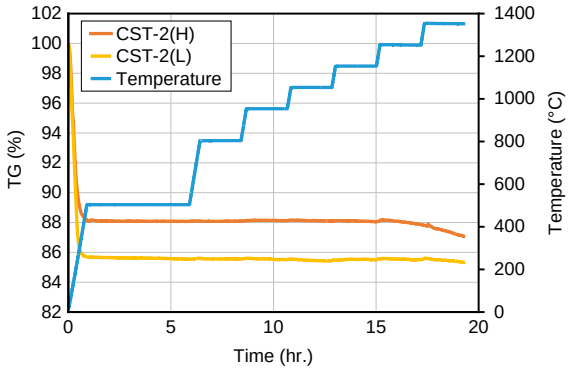


図2　CST-2の揮発挙動

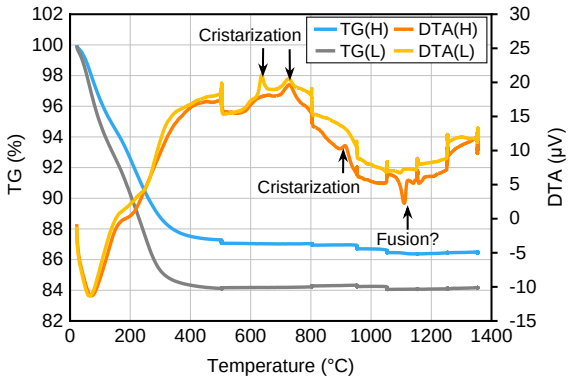


図3　TG/DTA（横軸温度）

- ケイチタン酸は種類により、1250℃以上においてCsが揮発する場合も見られた。
- 1350℃までの加熱において、これら廃棄物がガラス化することを確認した。
- ゼオライトについては、単体で加熱しても有意なCsの揮発は生じなかった。

- 1350℃までの加熱において、TG変化からは明確な揮発は確認できなかった。
- Cs吸着量の違いにより、結晶化あるいは相転移温度が異なる様子が見られた。

1) Y. Su、et al.、“Evaluation of thermally converted silicotitanate waste forms、” Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Vol.556 (1999).

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ ゼオライトまたはCSTに他の水処理二次廃棄物成分およびガラス化剤を添加し、Cs揮発量を測定した。
- 500℃で5時間保持により試料を脱水した後、ステップ状に昇温してTG変化を測定した。

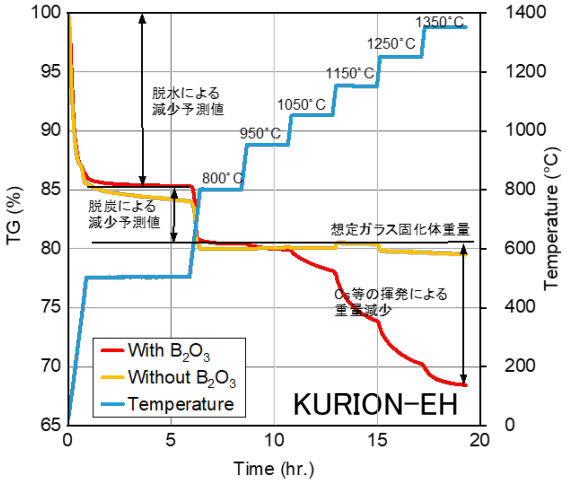


図1 ガラス化剤添加ゼオライトの揮発挙動

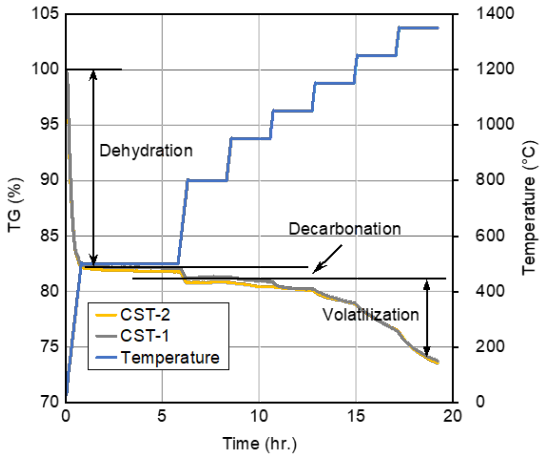


図2 ガラス化剤添加CSTの揮発挙動

- 950℃以上では温度の上昇に伴って揮発量が増加したが、800℃以下では優位な揮発は起こらなかった。

→コールドキャップ等で表面温度を下げることで揮発の抑制が可能であることが示唆された。

- 揮発成分の質量分析および加熱前後の試料のマスバランスから、CsとBがモル比1:1で揮発していることを明らかとした。

→Csの揮発形態は$CsBO_2$、$Cs_2B_2O_4$などと推定された。

ガラス化剤中のB濃度がCs揮発量に影響を与えている可能性が示唆された。

➢ ガラス化剤を添加したCSTのTG/DTA分析

実プロセスを想定し、Cs吸着CSTに成分としてゼオライト（KURION-EH）を添加して熱重量示差熱分析を実施。

表1 添加物組成

添加剤	添加割合（mass%）
CST	20.40
KURION-EH	60.60
SiO_2	6.72
B_2O_3	4.79
$LiOH-H_2O$	4.62
Na_2CO_3	2.87

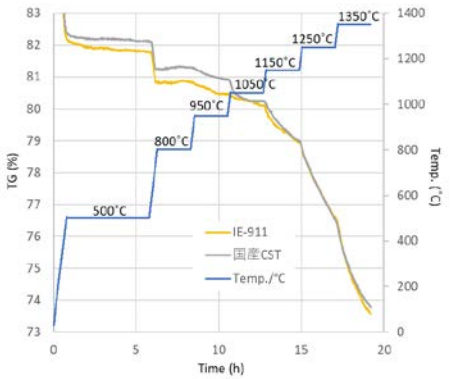


図3 CSTの熱重量変化

- ゼオライトと同様、800℃以下では顕著な重量減少はなく、950℃以上で揮発を確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- ガラス化剤中のホウ素(B)の添加量をCsに対して変化させた混合試料を作製し(表1)、TG変化を測定した。

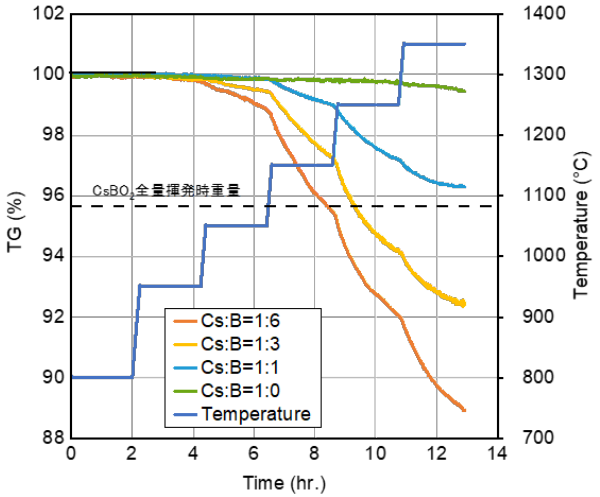


図1　Cs/B比を変化させた場合のTG曲線

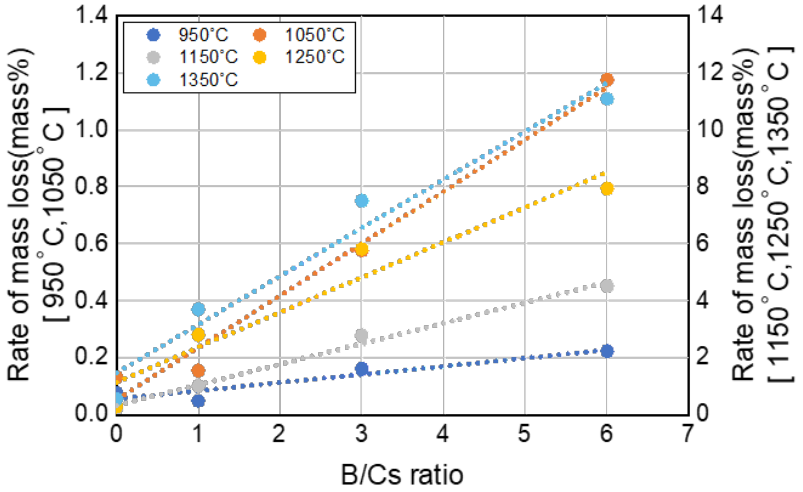


図2　Cs/B比と重量減少量の関係

- **1350℃まで加熱した場合にも、Bを添加しない場合にはCsの揮発量はわずかであった。**
  →B濃度がCs揮発量に影響を与えることが明らかとなった。
- **揮発量はBの添加量の増加に伴って、およそ直線的に増加した。**

表1　ゼオライトを含む混合試料の調製割合

成分	添加試薬	添加量(-)			
		Cs:B=1:6	Cs:B=1:3	Cs:B=1:1	Cs:B=1:0
ゼオライト成分	KURION-EH	58.60	58.60	58.60	58.60
炭酸塩スラリー成分	$CaCO_3$	9.02	9.02	9.02	9.02
	MgO	6.24	6.24	6.24	6.24
鉄共沈スラリー成分	Fe_2O_3	4.31	2.00	2.00	4.31
ガラス化剤成分	SiO_2	3.78	4.31	4.31	3.78
	B_2O_3	4.23	2.12	0.71	0.00
	Na_2CO_3	2.00	3.78	3.78	2.00
	$LiOH \cdot H_2O$	7.86	7.86	7.86	7.86
	ZrO_2	3.97	3.97	3.97	3.97
	合計	100.00	97.89	96.48	95.77

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 各ステップ温度で保持した際の重量減少曲線は、初期において勾配が急であり、時間経過とともに緩やかとなる場合が多い(図1、2)。これは揮発する成分が試料内部から表面へと拡散しているためと推定される。
- そこで、支配的な揮発元素がCsと考えられる1150℃以下の重量減少曲線にフィッティングさせることで、揮発するCsの拡散係数を算出。拡散係数の温度依存性を取得できれば、任意の温度、加熱時間および体系において、拡散による輸送量からCs揮発量を予測できるようになる。

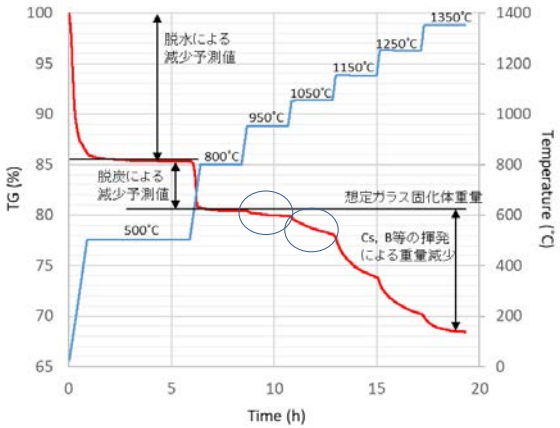


図1 ステップ昇温におけるTG曲線

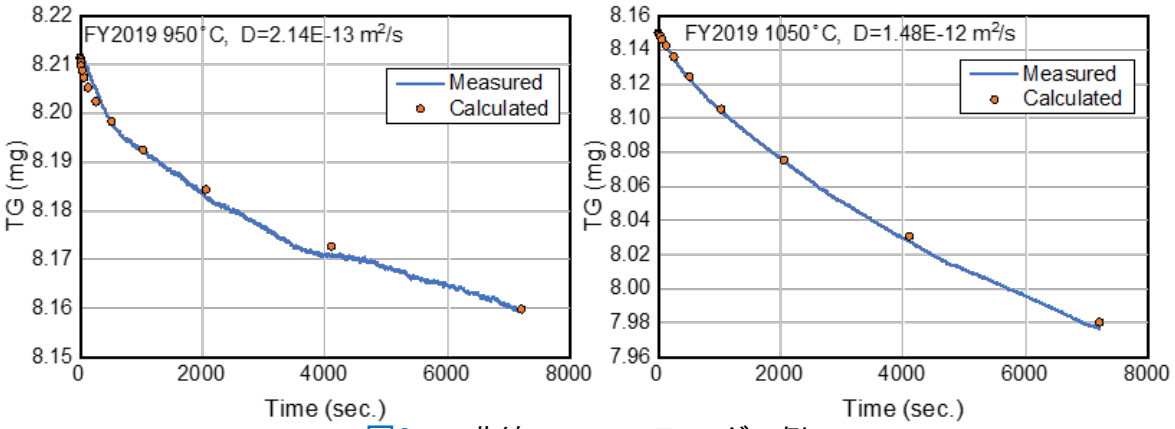


図2 TG曲線へのフィッティングの例

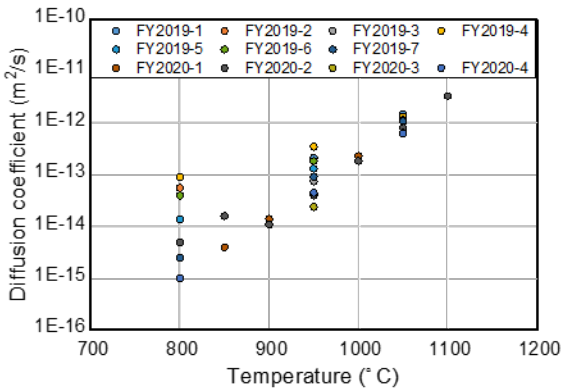


図3 取得した拡散係数

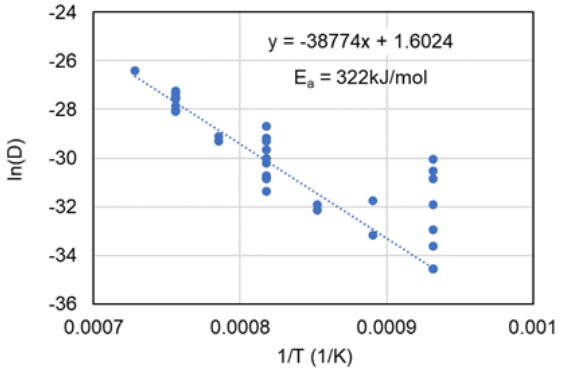


図4 取得した拡散係数の温度依存性
(アレニウスプロット)

- **温度保持時の重量減少曲線にフィッティングすることで、各温度での拡散係数を取得。**
- **取得した拡散係数のアレニウスプロット(図4)より、データにばらつきはあるものの、拡散との関係性が示唆された。**

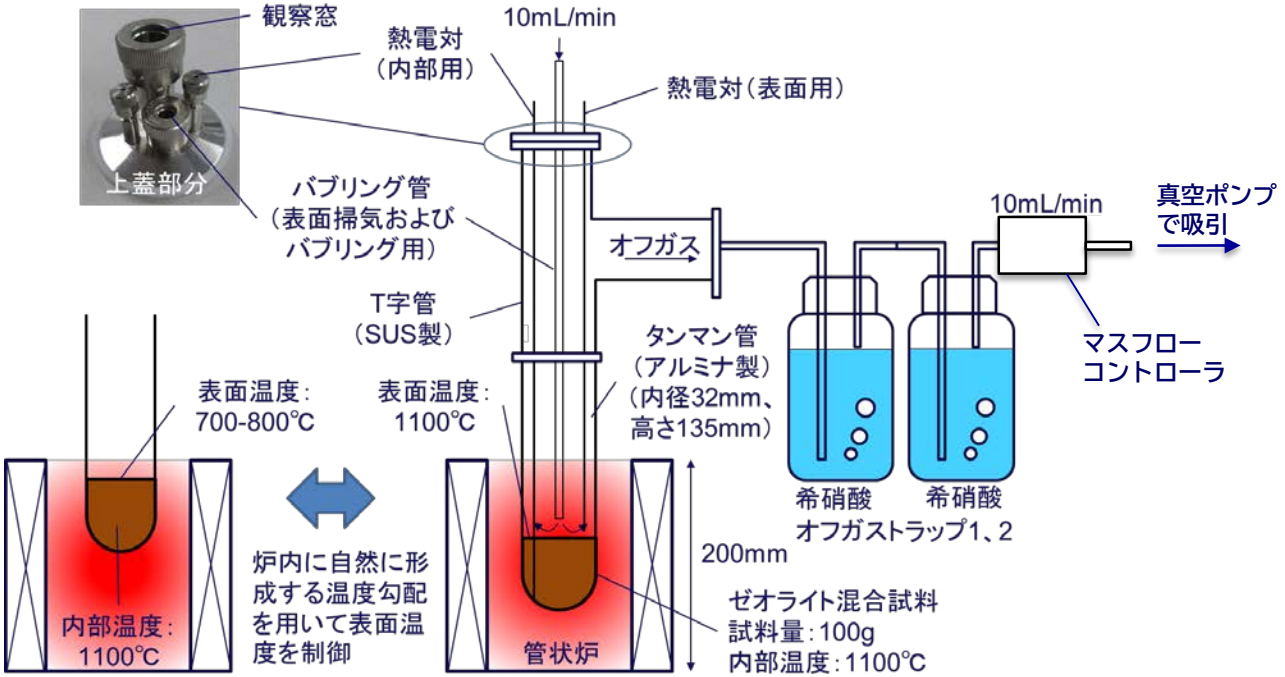
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) ② iii.高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査
～ Cs揮発抑制手法の評価～
＜Cs揮発抑制手法の効果を把握するためのるつぼ試験＞

- Csの揮発抑制効果が期待されるコールドキャップおよびTop off fritの形成、および、揮発量増加が想定されるバブリングについて、揮発に与える効果の程度を把握するためのるつぼ試験を実施した。

表1　各試験における試験条件

	試験	概要	条件
1	標準試験	試料全体を1100℃で1時間加熱	・コールドキャップなし
2	コールドキャップ試験	試料底部を1100℃、表面部を700-800℃で1時間加熱	・コールドキャップあり
3	Top off frit試験	下部3/4にCs吸着ゼオライトの混合試料を充填、上部1/4にCsなしゼオライトの混合試料を充填し、全体を1100℃で1時間加熱	・コールドキャップなし
4	バブリング試験	試験1の後半30分において試料中心部に100 mL/minで空気吹込み	・コールドキャップなし ・コールドキャップあり



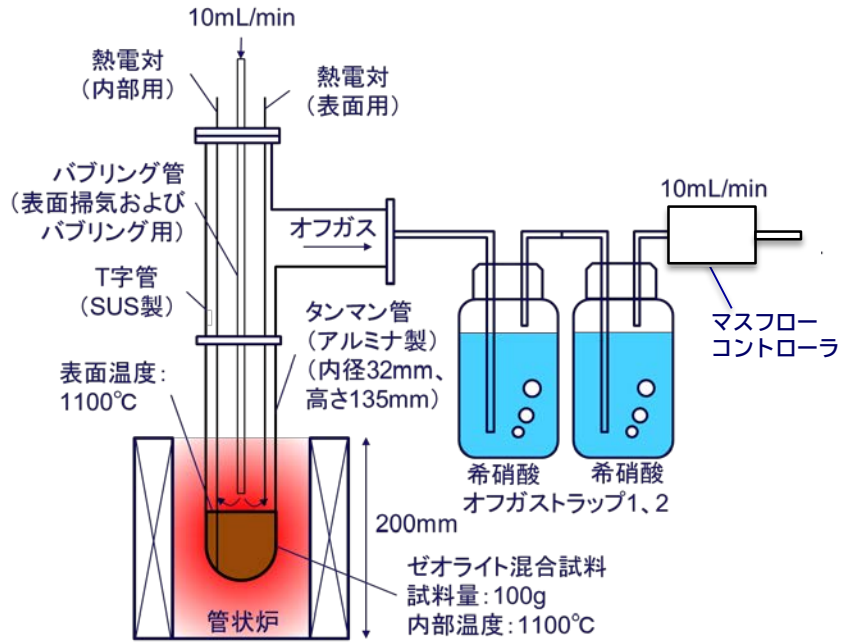
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 試験結果

るつぼ試験装置を用いた各試験により、各測定部位別のCs揮発量を得た。
表1に各試験における試料採取部位別のCs量割合を示す。

表1 各試験における試料採取部位別のCs量割合（%）

部位		試験1	試験2	試験3	試験4
		標準	コールドキャップ	Top off frit	バブリング
ガラス試料		99.957	100.000	99.967	99.920
揮発物回収部位	タンマン管	0.013	0.000	0.012	0.030
	T字管	0.030	0.000	0.021	0.050
	オフガストラップ1	0.000	0.000	0.000	0.000
	オフガストラップ2	0.000	0.000	0.000	0.000
揮発合計		0.043	0.000	0.033	0.080
合計		100.000	100.000	100.000	100.000



➢ 表面温度を800℃以下としてコールドキャップを形成させた場合には、揮発量が2桁以上低減した。コールドキャップの形成は揮発抑制に効果的であることがわかった。

➢ Top off frit 試験では揮発量が減少したが、効果は限定的であった。これは、表層試料が下部試料と混合されたためであった。実プロセスにおいても、混合を防止することが重要といえる。

➢ バブリングにより揮発量は約2倍に増加した。一方で、気液界面の増加量と比べて揮発量の増加量はわずかであった。この理由の解明を進め、Cs揮発量の正確な評価手法を開発することが課題である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

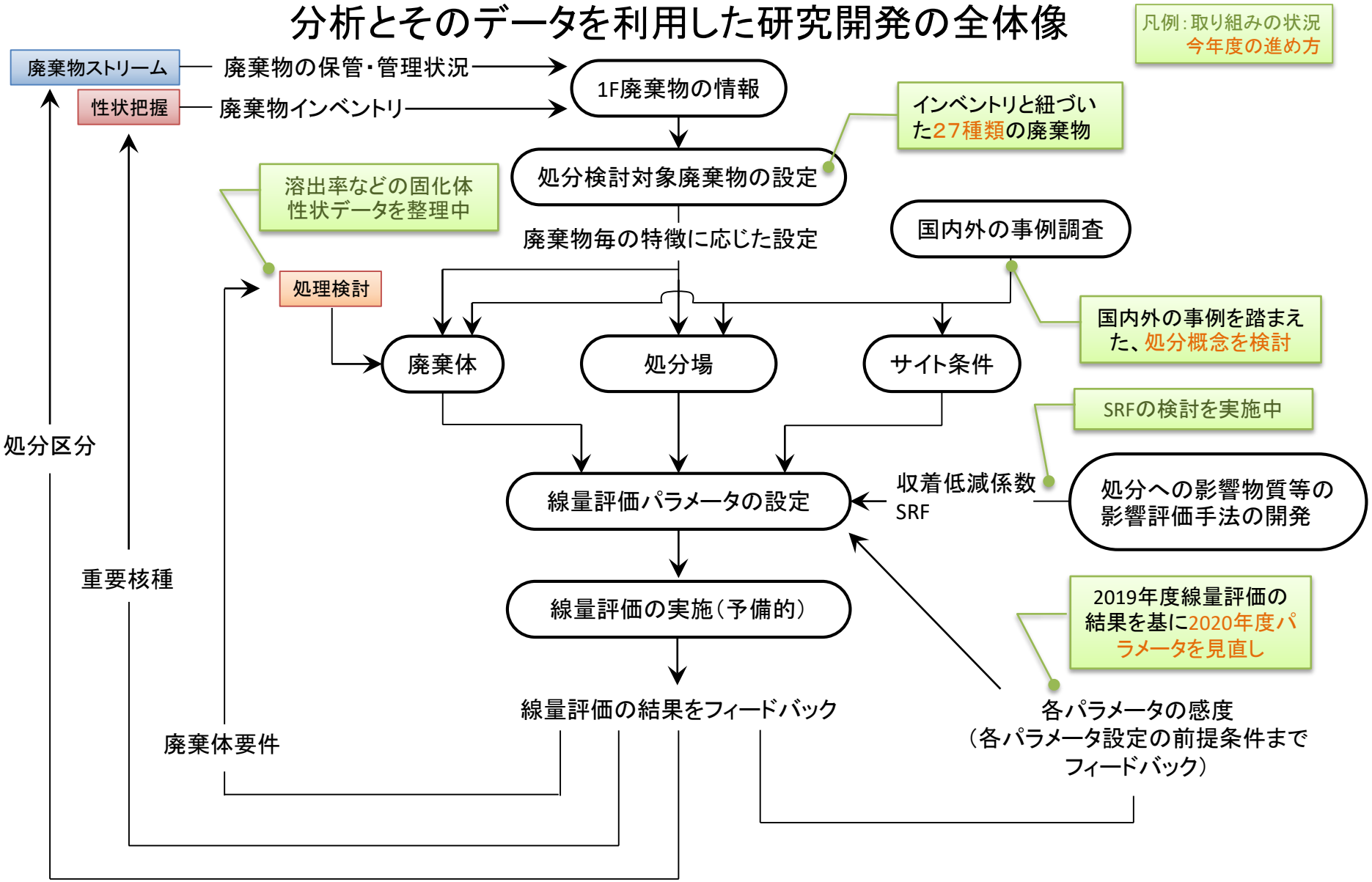
- ✓ 高温処理におけるCs揮発の抑制因子として、コールドキャップ形成、ホウ素の添加、Top off frit形成およびバブリングの4項目を抽出した。
- ✓ るつぼ試験等において、これら抑制因子ごとの揮発量に関するデータを取得し、コールドキャップ（表面温度800℃以下）では、Cs揮発抑制効果が大きく、揮発量が2桁以上低減されるが、バブリングでは揮発量が増加する結果が得られた。
- ✓ ホウ素の添加方法により、Cs揮発量が変動することが分かった。

課題など

- ✓ 抑制因子ごとの揮発抑制効果を正確に導出するために、因子とともに温度条件や表面状態の違いによるCs揮発に係るデータの蓄積が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

分析とそのデータを利用した研究開発の全体像



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 2019年度までの実績
  - 海外処分場調査を行い、重要事例を抽出するとともに、1F廃棄物処分への適用性について評価した。
  - 廃棄物マネジメント戦略を検討するための、処分概念検討プロセスを構築した。
  - 推定インベントリを基に廃棄物分類を行い、各廃棄物の処理・処分オプションの検討を行った。
- 2020年度目標
  - 固体廃棄物の分類に応じた廃棄体イメージ、および処分方法を示す。
- 実施内容
  - 2020年度上期の実績
    - インベントリ、パラメータ等の不確実性の評価
    - 2019年度成果を踏まえた2020年度線量評価条件の検討
  - 2020年度下期の実施計画
    - 重要パラメータの抽出と対応方針の検討
    - 廃棄体化までのプロセスおよび処分方法の検討
    - 線量評価の実施
- 目標達成を判断するための指標
  - 固体廃棄物の分類に応じた複数の処分方法の提示。洗い出した検討を要する項目について、必要な情報の提示。廃棄体のイメージの提示。

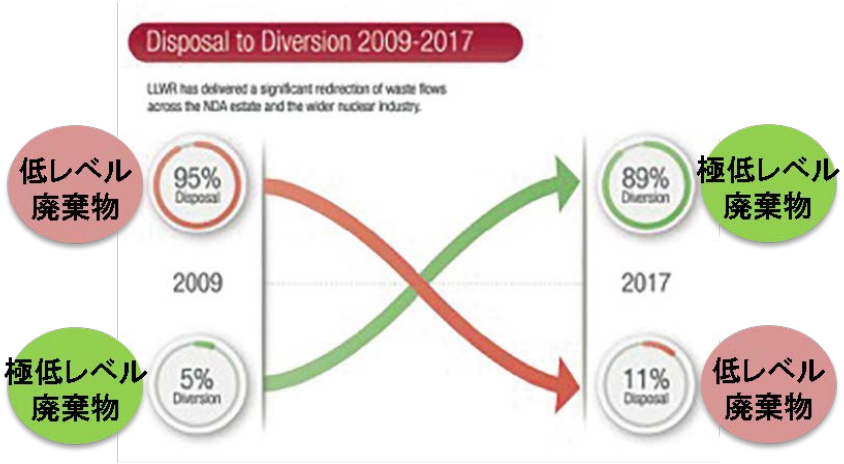


図1 英国における廃棄物処分戦略

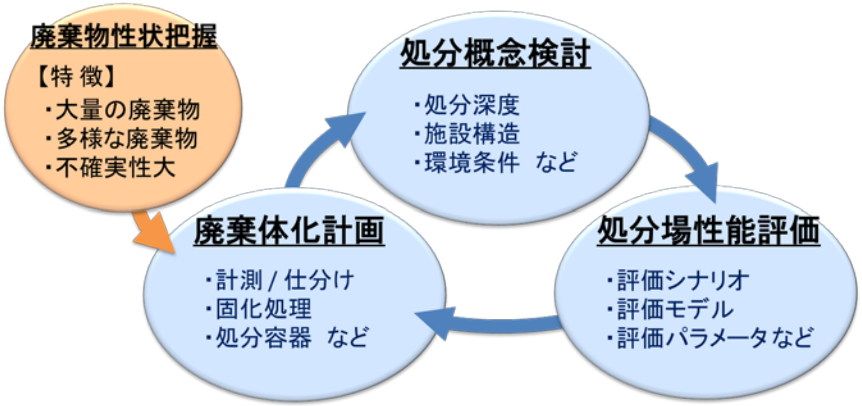


図2 処分概念検討プロセス

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2017-2018年度の成果・課題と2019-2020年度の検討方針

＜2017-2018年度の主な成果＞

1. 海外処分場の事例調査

● 海外処分場の事例を抽出し、1F廃棄物処分への適用性について評価した。

2. 処分概念の検討プロセスの構築

● 廃棄体化計画(計測/仕分け、固化処理、容器など)、処分概念検討、処分場性能評価を連環的に検討する処分概念検討プロセスを構築した。

3. 複数の処分概念に対するケーススタディ

● 処分施設、処分容器、固化体のそれぞれについて閉じ込め性能を改善した場合のケーススタディを行い、効果の確認やフィードバックが可能であることを確認した。

＜課題と2019-2020年度の検討方針＞

1. 廃棄物ごとの特徴を考慮した処分概念の検討

▸ 2019-2020年度の検討にて、廃棄物ごとの特徴を検討、整理する。
▸ 廃棄物ごとの特徴に基づいた、処分概念を導出するプロセスを検討する。

2. 安全評価手法の構築に向けた課題、検討を要する項目の抽出

▸ 仮想廃棄体、仮想処分場に対して最新の規制を考慮した安全評価を行い、安全評価における課題や必要なパラメータを検討する。

3. 処分安全評価からの廃棄体要求事項の考え方の検討

▸ 廃棄物ごとの特徴に基づき、廃棄体化の考え方、及びその要求事項を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2019-2020年度の進め方(1/2)

＜計画立案にあたり、関係者で協議した事項＞

●検討する廃棄物の種類は、広範な廃棄物を網羅していること、及び、これまでの検討成果を利用できることから、性状把握にて検討している推定インベントリ*の事故廃棄物27種類とする。

●現時点では、インベントリの不確かさ、及び処分サイトが決定していないことによる線量評価パラメータの不確かさなどがあり、線量評価の結果は数桁の不確実性を含むものと推測する。
そのため本検討では、線量評価の結果は参考値とし、処分方法を決定するためのプロセス構築、及びその課題抽出を主眼に置く。

●まずは出発点として予備的に線量評価を行う。ここでは、事故廃棄物27 種類を原廃棄物として、トレンチ・ピット・中深度に仮想的に処分した場合の線量を評価し、第二種廃棄物埋設施設の規則の基準値と比較する。個々の廃棄物に関して、どの処分区分が想定されるのか、処分概念のベースとして予備的に検討する。
　この処分区分を基に、廃棄物ごとの特徴を踏まえて処理・処分方策を検討し、廃棄物の分類に応じた処分概念の提示を目指す。

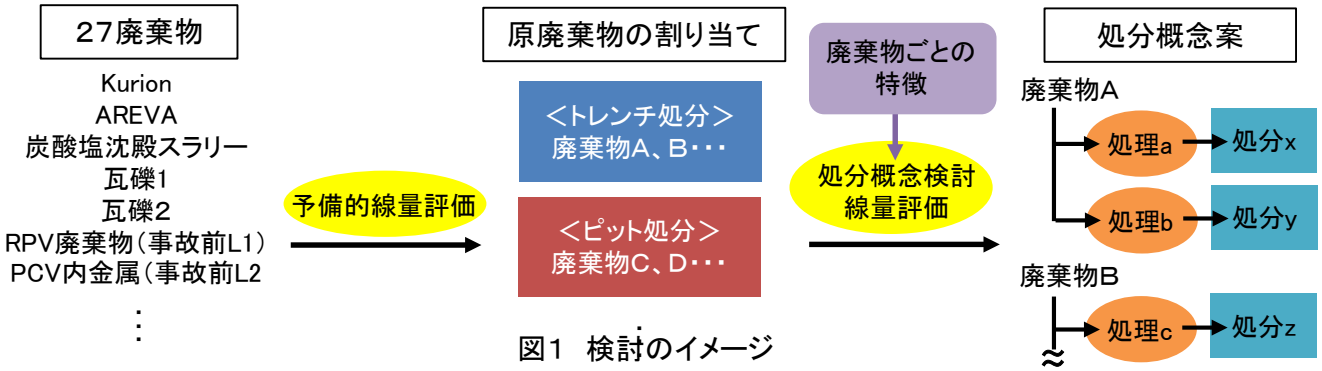


図1　検討のイメージ

表1　事故廃棄物27種類の例

廃棄物種類	
水処理二次廃棄物	Kurion
	AREVA
	SARRY
	炭酸塩沈殿スラリー
	ALPS使用済吸着材(チタン酸塩)
瓦礫	<0.005 mSv/h
	0.005-0.1 mSv/h
	0.1-1 mSv/h
	1-30 mSv/h
	>30 mSv/h
解体廃棄物	RPV廃棄物(事故前L1)
	PCV内金属(事故前L2)
	建屋内金属(事故前L3)
	建屋内コンクリート(事故前非放)

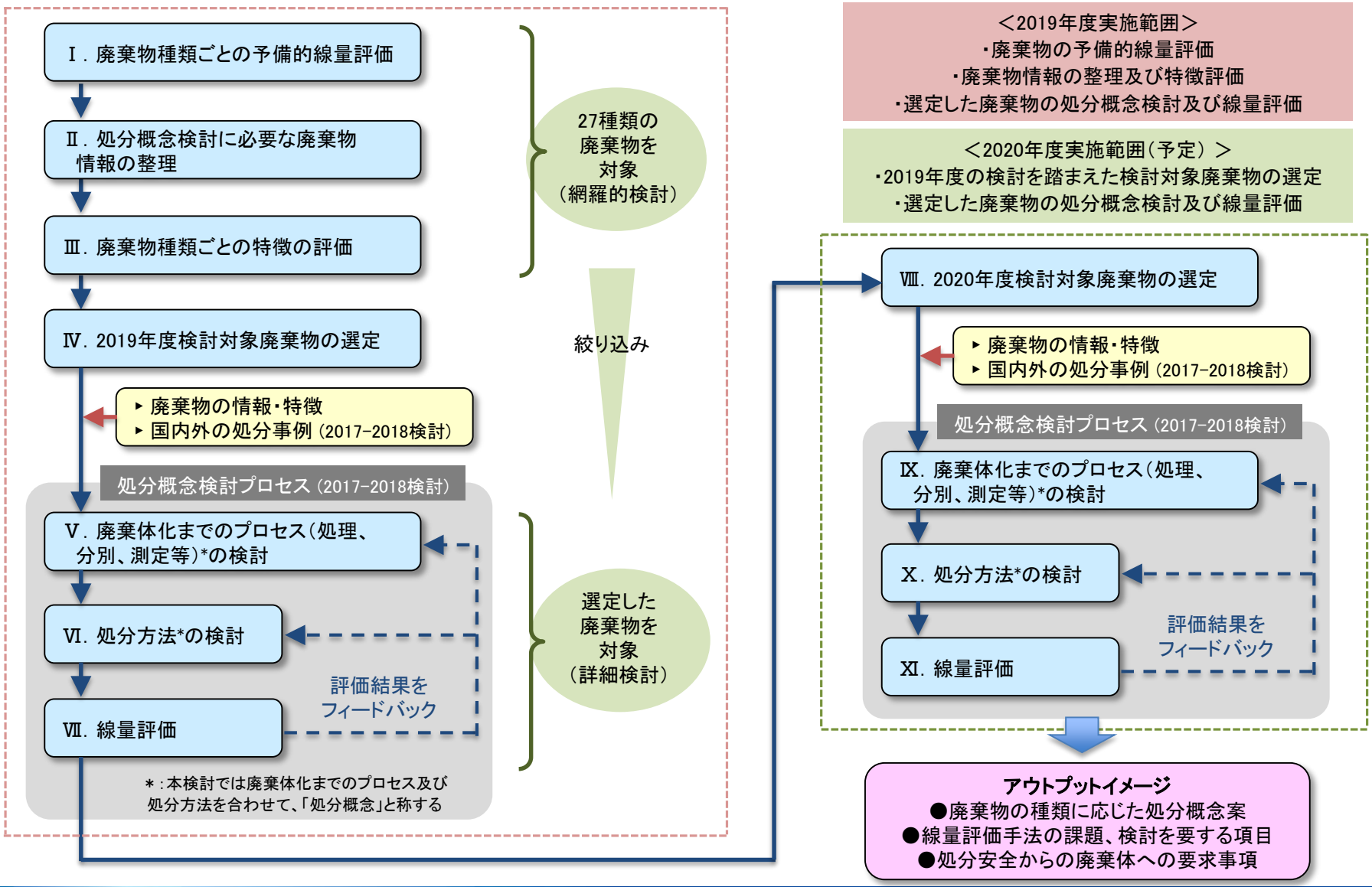
＊2.c.(a)①iv. 統計論的インベントリ推定方法　参照

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全評価手法の開発

①固体廃棄物の分類に応じた処分方法の検討と安全評価手法の構築に向けた情報の収集・整理

2019-2020年度の進め方(2/2)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2019年度の線量評価の流れ

線量評価条件の設定

↓

全廃棄物(27種類)を対象とした
予備的線量評価
【全廃棄物の暫定処分区分を提示】

↓

廃棄体化までのプロセスの設定
処分方法の設定

↓

代表廃棄物(8種類*)を対象とした
廃棄体化・処分方法ごとの線量評価
【廃棄体化・処分方法に応じた
暫定処分区分の提示】

*p304に記載の8核種

2020年度の線量評価の流れ

2019年度の線量評価結果の整理
線量評価条件の改善点の抽出

↓

線量評価条件の見直し

↓

全廃棄物(27種類)を対象とした
線量評価
【全廃棄物の暫定処分区分を更新】

↓

代表廃棄物を対象とした
廃棄体要求事項の検討
【暫定的な施設要件・廃棄体要件を提示】

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2019年度の線量評価結果の整理
線量評価条件の改善点の抽出

廃棄物種類ごとの課題と対応方針

●水処理二次廃棄物
地下水シナリオにてC-14やI-129が支配核種となっていたが、特定の核種のみを蓄積させるという廃棄物の特性を考慮すると、過大に評価されている懸念がある。
⇒性状把握の効率化担当チームと一年間議論し、見直したインベントリを用いて線量評価を行う。

●瓦礫
低線量の瓦礫であっても、収着性(処分影響物質の影響を含む)やサイト条件を保守的に設定すると、地下水シナリオが制限となり、中深度以深の処分が見込まれる。
⇒最新の知見をもとに、地下水シナリオに関連するパラメータ(収着特性やサイト条件など)を見直す。

●解体廃棄物
PCV内廃棄物などの燃料デブリが付着した廃棄物は、燃料デブリの特性に引きずられ、地層処分が見込まれる。
⇒汚染経路を考慮した廃棄物分類を用いて、燃料デブリに汚染されていない廃棄物分類の処分区分も検討し、比較する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価条件の見直し

インベントリ見直し
（主に水処理二次廃棄物）

- 廃棄物ごとに核種の寄与を整理した。例えば、水処理二次廃棄物、瓦礫はC-14やI-129の寄与が、解体廃棄物はC-14、α核種の寄与が大きいことを可視化した。
- 水処理二次廃棄物の課題を考慮すると、C-14、I-129等は過大にインベントリ評価されている可能性がある。

2019年度線量評価結果
（廃棄物種類；代表8種、処分区分;中深度処分、インベントリ;50%ile、Kd;影響物無し、溶出率；1/y）

廃棄物種類		線量率＊ μSv/y	支配核種	支配核種との被ばく線量比 1/10＜	支配核種との被ばく線量比 1/100＜	支配核種との被ばく線量比 1/1000＜
水処理二次廃棄物	KURION	1.4E+02	C-14		I-129	
	AREVA	9.1E-01	C-14		I-129	
	スラリー2 炭酸塩沈殿	3.6E+01	C-14		I-129	
瓦礫	瓦礫1（0-0.005 mSv/h）	5.1E+00	C-14		I-129	
	瓦礫2（0.005-1 mSv/h）	1.7E+01	C-14		I-129	
解体廃棄物	RPV廃棄物（事故前L1）	7.3E+03	C-14			
	PCV内金属（事故前L2）	6.5E+00	C-14	Pu-239	Tc-99, Po-210, Np-237, U-234, I-129	U-238, Pb-210, Ra-226, Pu-242 U-236
	建屋内ｺﾝｸﾘｰﾄ（事故前非放）	7.5E+00	C-14		I-129	

＊10μSv/hを超えるものを黄色くハッチング　スラリー2 炭酸塩沈殿……p306の表参照　事故前非放……事故発生以前に非放射性であったもの

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全評価手法の開発

①固体廃棄物の分類に応じた処分方法の検討と安全評価手法の構築に向けた情報の収集・整理

インベントリ見直し
（主に水処理二次廃棄物）

表1　事故廃棄物27種類の推定インベントリ*（2020年度版、抜粋）

廃棄物種類		発生量		50%ile** (Bq/t)			95%ile (Bq/t)		
		容積 (m^3)	重量 (t)	C-14	Cs-137	Pu-239	C-14	Cs-137	Pu-239
水処理二次廃棄物	Kurion	2,800	12,000	5.0E+05	1.5E+13	1.4E+04	1.4E+06	1.5E+13	2.8E+05
	AREVA	600	600	6.0E+04	1.7E+12	1.5E+05	1.6E+05	1.7E+12	1.6E+07
	SARRY	1,200	5,200	8.1E+05	2.4E+13	2.2E+04	2.3E+06	2.4E+13	3.8E+05
	炭酸塩沈殿スラリー	7,900	7,900	8.3E+06	1.4E+09	1.0E+06	3.2E+08	1.5E+12	1.6E+08
	ALPS使用済吸着材（チタン酸塩）	330	280	1.0E+04	5.1E+08	2.8E+02	7.9E+04	4.6E+10	1.5E+04
瓦礫	<0.005 mSv/h	190,000	380,000	1.3E+05	1.7E+09	3.4E+02	6.1E+05	1.7E+09	1.4E+04
	0.005-0.1 mSv/h	48,000	96,000	1.7E+06	2.1E+10	4.4E+03	7.9E+06	2.1E+10	1.8E+05
	0.1-1 mSv/h	27,000	53,000	1.2E+07	1.5E+11	3.1E+04	5.5E+07	1.5E+11	1.3E+06
	1-30 mSv/h	52,000	104,000	2.8E+07	1.1E+12	2.2E+05	2.9E+07	1.1E+12	9.2E+06
	>30 mSv/h	36,000	72,000	4.1E+07	2.8E+12	5.2E+05	4.2E+07	2.8E+12	2.3E+07
解体廃棄物	RPV廃棄物(事故前L1)	230	220	2.1E+11	3.0E+14	6.7E+11	2.1E+11	4.1E+14	1.1E+12
	PCV内金属(事故前L2)	1,200	870	4.6E+07	6.2E+13	4.2E+10	4.0E+08	9.1E+13	7.0E+10
	建屋内金属（事故前3）	24,000	36,000	3.7E+07	8.7E+10	9.1E+05	3.8E+07	1.5E+11	4.0E+07
	建屋内コンクリート（事故前非放）	370,000	560,000	3.3E+05	8.6E+10	1.3E+05	1.1E+06	1.5E+11	3.7E+07

*2020年度時点の情報を参照した不確実性(核種濃度で数桁以上となる廃棄物もある)を保守的に評価した値であるが、瓦礫類や汚染水等の分析データ等の充実に応じて今後も継続的に更新されることに留意
**50%ile値に有意値が設定されていない核種はGeomean値を参照。以下のスライドにて50%ile値を用いる場合も同様。

・事故廃棄物27種類について、発生量・核種ごとの放射能（67核種）を推定。
・廃棄物ごとに、保守性に応じた複数のインベントリが推定されている。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価条件の見直し

インベントリ見直し
（主に水処理二次廃棄物）

主として水処理二次廃棄物のC−14やI−129など、従来保守的に設定されていた核種の放射能が大幅に見直されており、一部の水処理二次廃棄物を除いて低減しているので、地下水シナリオの線量への影響が大きいことが予想される。

2020年度インベントリの見直し結果(C-14)

C-14	2019年度インベントリ		2020年度インベントリ		インベントリ比(2020/2019)	
放射能量(Bq)	50%ile	95%ile	50%ile	95%ile	50%ile	95%ile
KURION	8.8E+11	1.6E+12	5.8E+09	1.6E+10	0.007	0.010
AREVA	5.7E+09	9.8E+09	3.6E+07	9.6E+07	0.006	0.010
SARRY	6.3E+11	1.1E+12	4.2E+09	1.2E+10	0.007	0.011
スラリー1_鉄共沈	2.6E+10	2.2E+12	8.3E+09	2.3E+12	0.319	1.042
スラリー2_炭酸塩沈殿	2.3E+11	2.4E+12	6.5E+10	2.5E+12	0.287	1.043
ALPS-4_Ag添着活性炭	1.9E+08	2.2E+09	2.9E+06	2.3E+07	0.015	0.010
ALPS-2_チタン酸塩	9.5E+07	1.4E+09	2.8E+06	2.2E+07	0.029	0.015
ALPS-3_フェロシアン化合物	1.7E+07	1.1E+09	2.9E+06	2.3E+07	0.166	0.020
ALPS-6_キレート樹脂	8.6E+06	2.3E+08	2.6E+06	2.2E+07	0.302	0.096
ALPS-5_酸化チタン	2.1E+06	1.9E+08	2.7E+06	2.3E+07	1.293	0.118

2020年度インベントリの見直し結果(I-129)

I-129	2019年度インベントリ		2020年度インベントリ		インベントリ比(2020/2019)	
放射能量(Bq)	50%ile	95%ile	50%ile	95%ile	50%ile	95%ile
KURION	5.5E+10	1.1E+11	3.6E+08	9.4E+08	0.007	0.008
AREVA	3.6E+08	6.8E+08	2.2E+06	5.7E+06	0.006	0.008
SARRY	3.8E+10	7.3E+10	2.6E+08	6.7E+08	0.007	0.009
スラリー1_鉄共沈	5.4E+10	1.6E+11	5.1E+08	1.7E+09	0.010	0.011
スラリー2_炭酸塩沈殿	1.2E+10	1.2E+11	5.7E+08	1.7E+09	0.047	0.014
ALPS-4_Ag添着活性炭	5.6E+09	1.1E+11	1.7E+10	1.8E+11	3.020	1.567
ALPS-2_チタン酸塩	4.9E+06	9.6E+07	5.4E+05	1.6E+06	0.110	0.017
ALPS-3_フェロシアン化合物	1.1E+06	8.2E+07	5.4E+05	1.7E+06	0.489	0.020
ALPS-6_キレート樹脂	4.7E+05	1.6E+07	5.1E+05	1.7E+06	1.087	0.100
ALPS-5_酸化チタン	1.1E+05	1.0E+07	5.1E+05	1.6E+06	4.571	0.158

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価条件の見直し

地下水シナリオに関連する
パラメータの見直し

- ✓ 各処分形態での処分の可能性は、放射能濃度を含む廃棄体特性、処分施設の閉じ込め性能の他、地質環境条件やサイト周辺の環境条件にも依存する。特に地質環境条件及びサイト周辺の環境条件については、サイト依存性が高く、処分の成立性に大きな影響を与える。

- ✓ 処分サイトが特定されていない段階では、これらの環境条件については、幅広い範囲の中からより厳しい条件を考慮することが処分サイトの選定の自由度を大きくすることができるが、廃棄体要件や処分施設の要件への要求が高くなる。そのため、このような保守的な条件を基本としつつも、環境条件について平均的な条件での評価を合わせて実施することで、環境条件の影響を把握することができる。

- ✓ 特に地下水シナリオにおける線量への影響が大きい地下水流動に関するパラメータ、河川等の流量、及び放射性物質の閉じ込めと遅延に関係する分配係数について、国内のデータを文献調査した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価条件の見直し

地下水シナリオに関連するパラメータの見直し

線量評価への影響が大きいパラメータとして透水係数と流出点水系流量を選定し、保守的設定値と現実的設定値の2種類を設定。

パラメータの影響度検討と2020年度パラメータ設定

パラメータ	項目	線量評価への影響	対応方針	設定パラメータ	
				保守的設定値	現実的設定値
透水係数 (m/s)	天然バリア（表層）	短半減期核種への影響大	実験データ、国内、海外事例など参考に保守的値と現実的値を設定した。	3E-5	1E-5
	天然バリア（浅層）			1E-6	1E-7
	天然バリア（中深度）	中長半減期核種への影響大		1E-7	1E-8
	ベントナイト混合土L2			1E-8	1E-10
	ベントナイトL1			1E-10	1E-11
流出点水系流量 (m^3/y)	河川流量	流量と線量評価結果は反比例	国内河川データを基に保守的値と現実的値を設定した。	2E+7	1E+8
	帯水層流量			2E+5	1E+6
	海水交換量			4E+8	2E+9

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

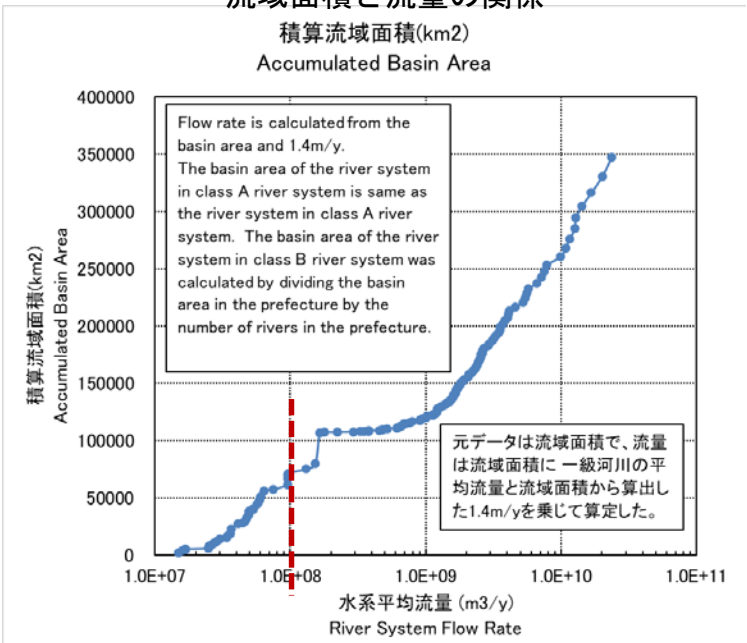
線量評価条件の見直し

地下水シナリオに関連する
パラメータの見直し

河川の流量については国土交通省において統計データが取りまとめられているが、流量が直接示されているのは一級河川水系のみ
⇒河川データブック[1)]を基に、二級河川水系を含めた統計評価を実施し、河川流量の保守的な設定値は、個々の河川の平均的な規模を考慮して2E+7 m^3/y、現実的な設定値は1E+8 m^3/yとした。

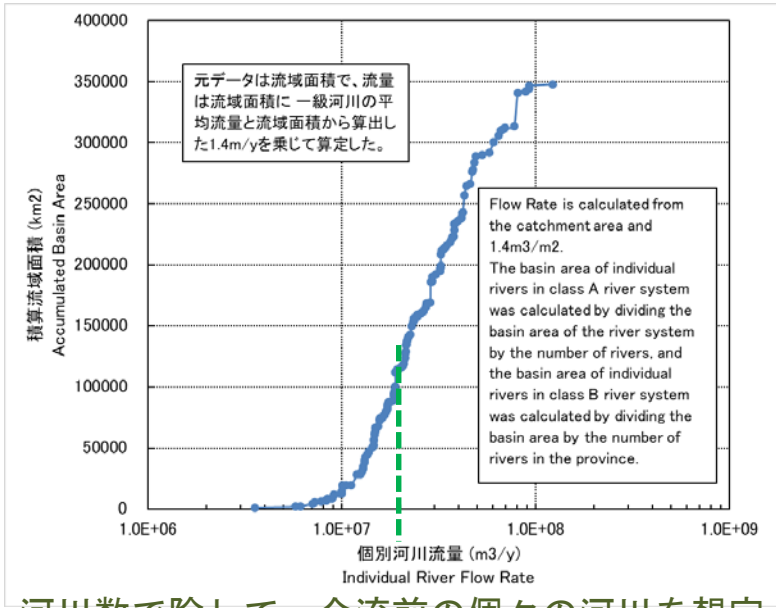
1)河川データブック2019（https://www.mlit.go.jp/river/toukei_chousa/kasen_db/index.html）

参考図　国内の一級及び二級河川水系の流域面積と流量の関係



国内面積の約2/3までは1E+8 m^3/y以上の河川水系の流域に入る（現実的な設定値）

参考図　国内の一級及び二級河川水系の個々の河川の流域面積と流量の関係



河川数で除して、合流前の個々の河川を想定した平均的な流量は2.3E+7 m^3/y（保守的な設定値）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

線量評価条件の見直し

地下水シナリオに関連するパラメータの見直し

地下水流動に関するパラメータは、特に地下水流動への影響が大きい媒体の透水係数について、国内の透水係数の調査し、それに基づいて地下水流速等のパラメータを設定した。

表　国内の透水係数の調査（一部の例）

地質分類		透水係数(m/sec)				動水勾配			
		平均値	上限値	下限値	設定根拠	平均値	上限値	下限値	設定根拠
第四紀 堆積岩類	砂丘砂層　(du層)	1.5E-04	2.5E-04	1.1E-04	単孔式透水試験	4.8E-03	6.2E-03	2.6E-03	東西方向 孔間の地下水勾配より算出
		3.2E-04	2.5E-04	3.6E-04	揚水試験	4.6E-03	6.2E-03	2.3E-03	
	堆積層 礫混じり砂(Ag2層)	1.2E-04	3.2E-04	3.7E-05	単孔式透水試験	5.4E-04	1.1E-03	-1.1E-03	南北方向 孔間の地下水勾配より算出
						-4.7E-04	2.0E-04	-7.7E-03	
	堆積層 砂層　(As層)	1.6E-05	5.3E-05	9.4E-06	単孔式透水試験				
	堆積層 粘土層　(Ac層)	4.7E-09	-	-	単孔式透水試験				
	第四紀層	2.6E-06	-	-	試験個数16 標準偏差0.6	3.0E-02	-	-	地下等高線から設定
		4.0E-06	-	-	試験個数12 標準偏差0.8				
		5.0E-06	-	-	試験個数14 標準偏差0.6				
	第四紀堆積岩類	1.5E-04	2.0E-03	1.0E-10					
	火山灰性粘性土		1.0E-04	1.0E-08					
	シラス		1.0E-05	1.0E-06					
	高有機質土		1.0E-06	1.0E-07					
	泥炭（石狩地域）		1.0E-04	1.0E-05					
	粘土（石狩地域）		1.0E-05	1.0E-06					

<参考文献>

1)東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所，第二種廃棄物埋設施設事業許可申請“第二種廃棄物埋設施設に係る水理の状況について”平成30年7月，日本原子力発電株式会社(https://www2.nsr.go.jp/data/000240480.pdf)（日本原子力発電株式会社，2018）
2)【参考配布資料】福島第一原子力発電所周辺の地質及び浸透流解析モデルの設定及び解析結果について，平成26年7月30日，東京電力株式会社(https://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/77812.pdf)（東京電力株式会社，2014）
3)廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について，第十条 廃棄物埋設地のうち第四号(廃止措置の開始後の評価)廃棄物埋設地の状態設定－透水係数の設定－(資料3(12/21))，及び－廃棄物埋設地付近の透水試験結果－(資料3(14/21))，2020年5月，日本原燃株式会社 (https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tekigousei/nuclear_facilities/WAS/WAS_03/meeting/index.html)（JNFL，2020）
4)社団法人土木学会 エネルギー委員会 低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に関する研究小委員会，“余裕深度処分の安全評価における地下水シナリオに用いる核種移行評価パラメータ設定の考え方”，2008年6月，(2008).（土木学会，2008）
5)電気事業連合会，核燃料サイクル開発機構，“TRU廃棄物処分技術検討書－第2次TRU廃棄物処分研究開発取りまとめ－”，2005年9月，JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02, (2005).（電事連・JNC，2005）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価条件の見直し

地下水シナリオに関連する
パラメータの見直し

核種のバリアへの収着に関するパラメータとして、材料種類と対象核種の範囲が広い六ヶ所3号埋設施設の安全評価資料の設定（JNFL，2020）をもとに分配係数を設定し、一部の核種については、NUMO包括的技術報告書（NUMO，2018）を参考に設定した。

各バリア材の分配係数の設定値（一部抜粋）

元素	バリア材料	分配係数の設定値* (m^3/kg)	塩影響がある場合の収着低減係数
C	セメント	0.004	1
	ベントナイト	0	1
	岩，土壌	0.0001	1
	農耕土	0.002	1
Cs	セメント	0.01	0.1
	ベントナイト	0.1	0.07
	岩，土壌	0.9	0.07
	農耕土	0.27	0.07
Pu	セメント	0.4	0.1
	ベントナイト	0.03	0.07
	岩，土壌	0.02	0.07
	農耕土	1.8	0.07

*セメント及びベントナイトについては、充填モルタルやコンクリートに含まれる混和剤、減水剤及び雑固体に含まれる程度の有機物の影響を考慮した設定値

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

①固体廃棄物の分類に応じた処分方法の検討と安全評価手法の構築に向けた情報の収集・整理
線量評価条件の見直し

地下水シナリオに関連するパラメータの見直し

元素	2020年度 各バリア材の分配係数の設定値 (m^3/kg)				2019年度 各バリア材の分配係数の設定値 (m^3/kg)				
	セメント	ベントナイト	岩，土壌	農耕土	セメント保守的	セメント現実的	ベントナイト	岩、土壌保守的	岩、土壌現実的
H	0	0	0	0	0	1E-10	0	0	1E-10
Be	0.1	0.004	0.1	3	0.003	0.05	0.003	0.24	0.06
C	0.004	0	0.0001	0.002	0.05	1E-10	0	0.002	1E-10
Cl	0.0005	0	0	0.00025	0.0001	0.001	0	0.00025	0.0001
Ca	0.009	0.1	0.1	0.11	0.001	0.001	0.1	0.009	0.008
Co	0.1	0.004	0.1	0.99	0.003	0.1	0.003	0.06	0.058
Ni	0.009	0.004	0.1	1.1	0.009	0.1	0.07	0.4	0.056
Se	0.0025	0.74	0.15	1.8	0.0025	0.2	0.74	0.15	0.001
Rb	0.01	0.1	0.9	0.67	0.01	0.015	1	0.055	0.39
Sr	0.009	0.1	0.1	0.15	0.001	0.1	0.1	0.013	0.014
Zr	0.8	0.5	0.02	7.3	0.3	10	0.5	0.6	1.1
Nb	0.8	0.5	0.02	2	0.3	10	0.5	0.16	0.2
Mo	0.0025	0.0003	0.0001	0.027	0.001	0.05	0.0003	0.0074	0.001
Tc	0.0002	0	0.0001	0.0015	1E-10	6	0	0.00014	1
Pd	0.009	0.004	0.1	0.67	0.0013	0.1	0.27	0.055	0.056
Ag	0.01	0.1	0.9	15	0.01	1	0.18	0.09	1
Cd	0.009	0.004	0.1	0.81	0.009	0.1	0.07	0.074	0.056
Sn	0.25	0.67	0.13	1.6	0.25	5	0.67	0.13	10
I	0.0001	0	0	0.027	1E-10	0.001	0	0.001	0.0012
Cs	0.01	0.1	0.9	0.27	0.01	0.015	1	0.27	0.39
Ba	0.009	0.1	0.1	0.06	0.001	0.15	0.1	0.06	0.057
La	0.009	0.004	0.1	0.65	0	0	0	0	0
Pm	0.009	0.004	0.1	1	0.02	10	6	2	0.1
Sm	0.009	0.004	0.1	3	0.009	10	0.07	0.24	0.1
Eu	0.009	0.004	0.1	3	0.009	10	0.07	0.65	0.1
Tb	0.009	0.004	0.1	0.65	0	0	0	0	0
Ho	0.009	0.004	0.1	3	0.009	10	0.07	0.24	0.1
Pt	0.009	0.004	0.1	0.09	0	0	0	0	0
Pb	0.009	0.004	0.1	22	0.009	0.1	0.07	0.27	0.056
Po	0.009	0.004	0.1	6.6	0	0	0	0	0
Ra	0.009	0.1	0.1	2.4	0.001	0.19	0.1	0.49	0.1
Ac	0.1	6	0.1	5.4	0.02	10	6	0.45	0.1
Th	0.4	0.03	0.02	89	0.02	10	0.03	3	1.1
Pa	0.4	0.03	0.02	6.6	0.02	10	0.03	0.54	1
U	0.02	0.009	0.001	0.4	1E-10	30	0.009	0.033	0.01
Np	0.009	0.004	0.0009	1.2	1E-10	10	0	0.0041	1
Pu	0.4	0.03	0.02	1.8	0.02	10	0.03	0.54	0.13
Am	0.1	6	0.1	110	0.02	10	6	2	0.1
Cm	0.1	6	0.1	12	0.02	10	6	4	0.1

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

線量評価条件の見直し

地下水シナリオに関連するパラメータの見直し

元素	化学形態	分配係数	
		セメント系材料[1][2]	ベントナイト・土壌・岩 [1]
H	水分子	1	1
Be	二価のイオン、ヒドロキシ錯体、酸化物の陰イオン	0.1	0.07
C	高アルカリ性環境下で二価の陰イオン	1	1
Cl	一価の陰イオン	0.1	0.07
Ca	アルカリ土類金属	0.1	0.07
Co	二価のイオン、ヒドロキシ錯体、酸化物の陰イオン	0.1	0.07
Ni	二価のイオン、ヒドロキシ錯体	0.1	0.07
Se	高アルカリ性環境下で二価の陰イオン	0.1	0.07
Rb	アルカリ金属	0.1	0.07
Sr	アルカリ土類金属	0.1	0.07
Zr	ヒドロキシ錯体	0.1	0.07
Nb	ヒドロキシ錯体	0.1	0.07
Mo	酸化物の陰イオン	0.1	0.07
Tc	酸化物の陰イオン	0.1	0.07
Pd	白金族	0.1	0.07
Ag	塩素と錯体生成 (Bと同じ)	0.1	0.07
Cd	二価のイオン、ヒドロキシ錯体	0.1	0.07
Sn	高アルカリ性環境下で二価の陰イオン	0.1	0.07
I	一価の陰イオン	0.1	0.07
Cs	アルカリ金属	0.1	0.07
Ba	アルカリ土類金属	0.1	0.07
La	中性：炭酸錯体、高pH：酸化物イオン	0.1	0.07
Pm	中性：炭酸錯体、高pH：酸化物イオン	0.1	0.07
Sm	中性：炭酸錯体、高pH：酸化物イオン	0.1	0.07
Eu	中性：炭酸錯体、高pH：酸化物イオン	0.1	0.07
Tb	中性：炭酸錯体、高pH：酸化物イオン	0.1	0.07
Ho	中性：炭酸錯体、高pH：酸化物イオン	0.1	0.07
Pt	白金族	0.1	0.07
Pb	中性：炭酸錯体、高pH：酸化物イオン	0.1	0.07
Po	二価のイオン、ヒドロキシ錯体	0.1	0.07
Ra	アルカリ土類金属	0.1	0.07
Ac	中性：炭酸錯体、高pH：ヒドロキシ錯体	0.1	0.07
Th	ヒドロキシ錯体あるいは炭酸錯体	0.1	0.07
Pa	ヒドロキシ錯体あるいは炭酸錯体	0.1	0.07
U	ヒドロキシ錯体、炭酸錯体	0.002	0.07
Np	酸化物イオン、炭酸錯体、ヒドロキシ錯体	0.1	0.07
Pu	ヒドロキシ錯体あるいは炭酸錯体	0.1	0.07
Am	中性：炭酸錯体、高pH：ヒドロキシ錯体	0.1	0.07
Cm	中性：炭酸錯体、高pH：ヒドロキシ錯体	0.1	0.07

[1] 廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について 第十条 補足説明資料8 2020.5
[2] JAEA 2020.5.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価条件の見直し

解体廃棄物の汚染経路を考慮した廃棄物分類

PCV内廃棄物などの燃料デブリが付着した廃棄物は、燃料デブリの特性に引きずられ、地層処分が見込まれる。汚染経路に応じたインベントリも合わせて評価し、汚染経路を考慮した場合の影響を比較評価した。
特にα核種の付着量が大きく異なっており、線量評価結果への影響が大きいことが予想される。

廃棄物種類		発生量		50%ile (Bq/t)			95%ile (Bq/t)		
		容積 (m^3)	重量 (t)	C-14	Cs-137	Pu-239	C-14	Cs-137	Pu-239
RPV廃棄物(事故前L1)	再分類なし	230	220	2.1E+11	3.0E+14	6.7E+11	2.1E+11	4.1E+14	1.1E+12
	燃料デブリ付着	160	160	2.0E+11	2.9E+14	9.0E+11	2.5E+11	4.4E+14	1.5E+12
	滞留水汚染	70	60	2.4E+11	2.5E+14	2.5E+08	3.9E+11	6.3E+14	2.1E+09
PCV内金属(事故前L2)	再分類なし	1,200	870	4.6E+07	6.2E+13	4.2E+10	4.0E+08	9.1E+13	7.0E+10
	燃料デブリ付着	180	140	4.1E+07	3.7E+13	1.4E+11	4.0E+08	1.0E+14	4.4E+11
	滞留水汚染	990	740	4.3E+07	2.5E+13	4.6E+06	4.0E+08	9.2E+13	8.3E+08
建屋内コンクリート(事故前非放)	再分類なし	370,000	560,000	3.3E+05	8.6E+10	1.3E+05	1.1E+06	1.5E+11	3.7E+07
	気体汚染	320,000	470,000	2.2E+04	1.1E+10	4.7E+02	6.4E+04	1.6E+10	4.3E+04
	滞留水汚染	56,000	84,000	2.1E+06	5.2E+11	7.6E+05	7.5E+06	9.6E+11	2.5E+08

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

全廃棄物(27種類)を対象とした線量評価

線量評価シナリオ
⇒大枠は昨年度
の設定を踏襲

✔原廃棄物(全廃棄物27種類)を想定し、重量濃度を用いて仮想接近シナリオを評価した。
✔その結果に基づいて、設定した判断基準線量を下回れば、その処分形態の処分が可能とした。
中深度処分の判断基準線量を上回る場合は、暫定的に地層処分とした。

表1　評価シナリオおよび主要評価条件

大項目	項目	トレンチ	ピット	中深度
接近	評価シナリオ	土地利用シナリオ	土地利用シナリオ	濃度制限シナリオ
	被ばく経路	建設/居住***	建設/居住***	河川水利用、建設/居住
	インベントリ*	50%ile及び95%ileを用いて評価		
	判断基準線量**	300μSv/y	1mSv/y	20mSv/y
	発生時期	仮に制度的管理期間を長く設定してみた場合等の影響を評価した。		10万年後**
		50** – 600年後	300** – 600年後	
地下水	評価シナリオ	地下水移行シナリオ	地下水移行シナリオ	地下水移行シナリオ
	被ばく経路	河川水利用	河川水利用	河川水利用
	インベントリ#	50%ile及び95%ileを用いて評価		
	基準線量##	10μSv/y	10μSv/y	10μSv/y

*:2017-2018年度 性状把握にて検討した推定インベントリを用いた。
**:第二種埋設に関する新規制基準の検討状況を踏まえ、深さと人工バリアの有無に応じた各処分形態における接近シナリオの時期と判断基準を設定した。
***:トレンチ処分/ピット処分では、処分場の全量掘削を想定する。その評価では、廃棄物濃度を利用して被ばく線量の評価を実施する。
#:2017-2018年度 性状把握にて検討した推定インベントリを用いた。
##:処分場総和として100μSv/y、処分場あたり10種類の廃棄物を割り当てることを想定し、1種類の廃棄物あたり10μSv/yを設定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

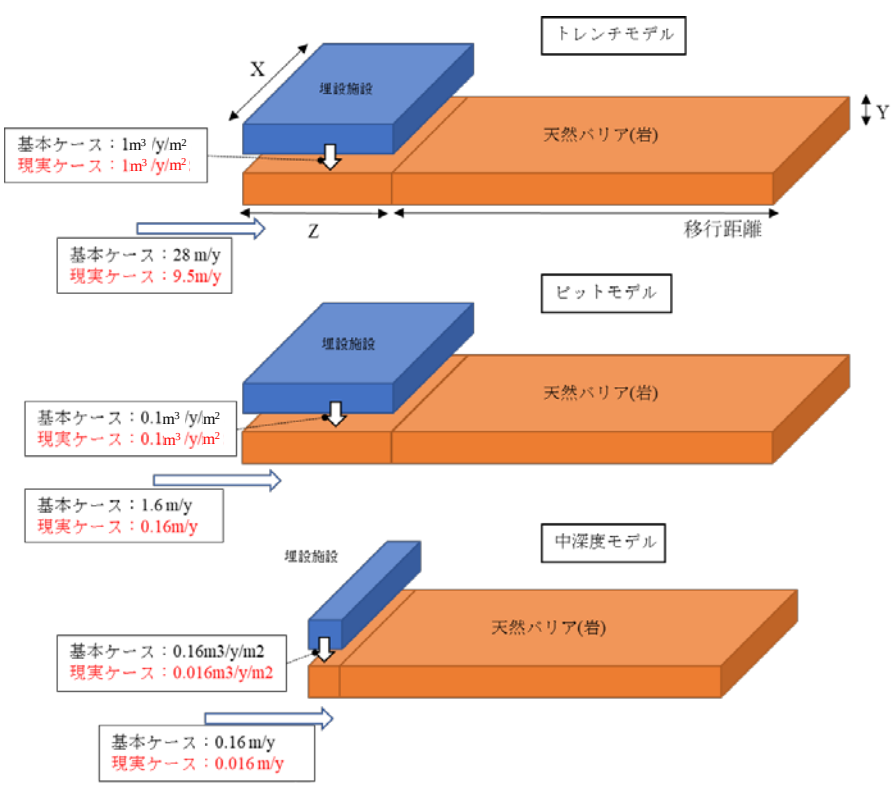
(b)処分方法の提示及び安全評価手法の開発

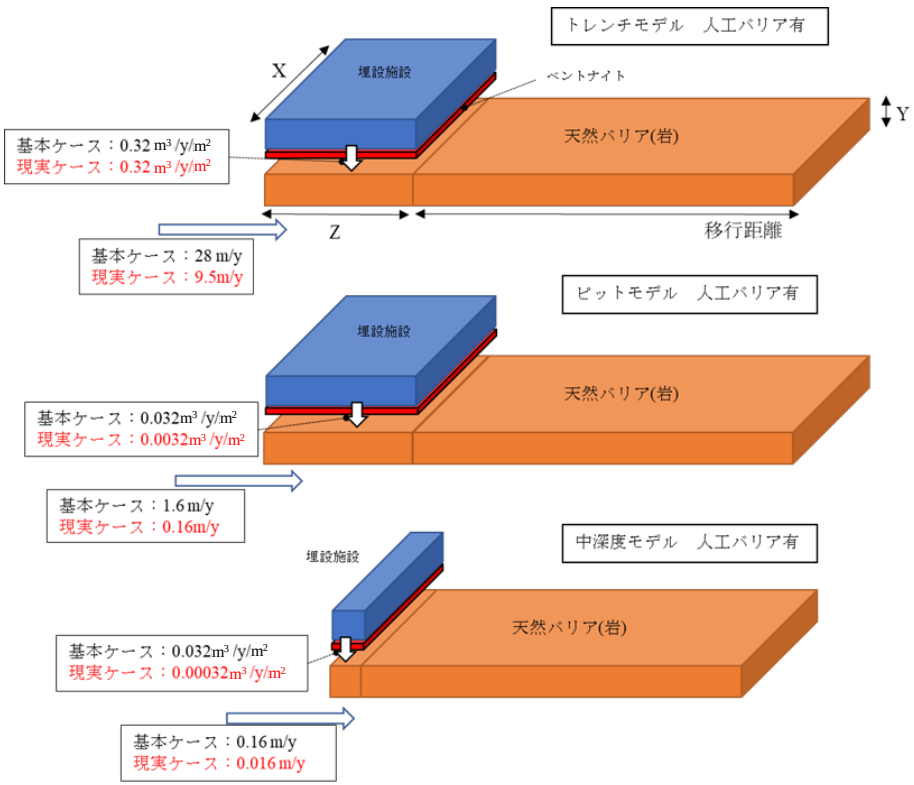
①固体廃棄物の分類に応じた処分方法の検討と安全評価手法の構築に向けた情報の収集・整理

全廃棄物(27種類)を対象とした線量評価

地下水評価モデル

トレンチ、ピット、中深度それぞれについて、人工バリア有無の2つのモデルを用いて、線量評価を実施





基本ケース……文献調査の結果から保守的な数値を基に設定したケース
現実ケース……文献調査の結果から平均的な数値を基に設定したケース

	トレンチ	ピット	中深度
X(m)	100	100	100
Y(m)	5	5	10
Z(m)	100	100	10

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

全廃棄物(27種類)を対象とした線量評価

解析条件の見直しにより、昨年度の線量評価の課題については、以下のように改善された。

水処理二次廃棄物:

C-14やI-129の核種濃度の見直しにより、地下水シナリオの被ばく線量が大幅に低減され、多くの場合で接近シナリオが処分区分を決定することが示唆された。

瓦礫類:

比較的線量の低い瓦礫であれば、保守的なサイト条件でもトレンチ・ピット処分が可能である見通しを得るとともに、高線量の瓦礫であってもサイト条件や廃棄体化条件によっては中深度処分対象となる可能性が示唆された。

解体廃棄物:

汚染経路により廃棄物を分類することで、汚染の小さい廃棄物は、比較的浅い処分が可能となることが示唆された。

⇒ 次頁以降、代表的な廃棄物の詳細な検討結果を示す

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

代表廃棄物を対象とした廃棄体要求事項の検討

接近シナリオ評価の例
KURION

核種濃度 [Bq/t]	50%ile	95%ile
H-3	1.3E+09	2.6E+09
C-14	5.0E+05	1.4E+06
Cl-36	6.8E+03	1.9E+04
Co-60	2.8E+06	1.8E+07
Ni-59	3.8E+03	2.5E+04
Sr-90	1.4E+12	2.5E+13
Tc-99	1.7E+04	1.1E+05
Sn-126	6.5E+02	4.2E+03
I-129	3.1E+04	8.1E+04
Cs-137	1.5E+13	1.5E+13
U-238	1.7E+01	3.4E+02
Pu-238	8.0E+04	1.7E+06
Pu-239	1.4E+04	2.8E+05
Pu-240	1.9E+04	3.8E+05
Am-241	9.4E+03	1.9E+05
Cm-244	4.8E+04	9.8E+05

ピット相当処分接近シナリオ

放射能	管理期間	線量(mSv/年)	備考
50%ile	300年	757	Cs-137, Sr-90, Cs-135
	400年	75	Cs-137, Sr-90, Cs-135
	600年	0.94	Cs-137, Cs-135, Sr-90
95%ile	300年	2,924	Sr-90, Cs-137, Cs-135
	400年	270	Sr-90, Cs-137, Cs-135
	600年	2.6	Sr-90, Cs-137, Cs-135

中深度処分接近シナリオ

放射能	評価期間	線量(mSv/年)	備考
50%ile	10万年	0.28	Cs-135, I-129,Tc-99, Se-79,Cl-36,
95%ile	10万年	0.32	Cs-135, Tc-99, I-129, Cl-36, Se-79

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

代表廃棄物を対象とした廃棄体要求事項の検討

接近シナリオ評価の例
瓦礫2

核種濃度 [Bq/t]	50%ile	95%ile
H-3	6.2E+06	1.6E+08
C-14	1.7E+06	7.9E+06
Cl-36	2.3E+04	1.1E+05
Co-60	5.8E+06	1.9E+08
Ni-59	8.1E+03	2.6E+05
Sr-90	3.3E+07	4.1E+08
Tc-99	3.6E+04	1.1E+06
Sn-126	1.4E+03	4.4E+04
I-129	9.6E+04	5.4E+05
Cs-137	2.1E+10	2.1E+10
U-238	5.4E+00	2.2E+02
Pu-238	2.5E+04	1.0E+06
Pu-239	4.4E+03	1.8E+05
Pu-240	5.9E+03	2.3E+05
Am-241	3.0E+03	1.2E+05
Cm-244	1.6E+04	6.2E+05

トレンチ相当処分接近シナリオ

放射能	管理期間	線量(mSv/年)	備考
50%ile	50年	439	Cs-137, Sr-90, Ag-108m
	300年	1.5	Cs-137, C-14, Ag-108m
	400年	0.22	Cs-137, C-14, Ag-108m
	600年	0.078	C-14, Ag-108m, I-129
95%ile	50年	462	Cs-137, Sr-90, Tc-99
	300年	2.1	Cs-137, Tc-99, C-14
	400年	0.75	Tc-99, C-14, Cs-137
	600年	0.57	Tc-99, C-14, Ag-108m

ピット相当処分接近シナリオ

放射能	管理期間	線量(mSv/年)	備考
50%ile	300年	0.57	Cs-137, C-14, Ag-108m
	400年	0.085	Cs-137, C-14, Ag-108m
	600年	0.030	C-14, Ag-108m, I-129
95%ile	300年	0.79	Cs-137, Tc-99, C-14
	400年	0.29	Tc-99, C-14, Cs-137
	600年	0.22	Tc-99, C-14, Ag-108m

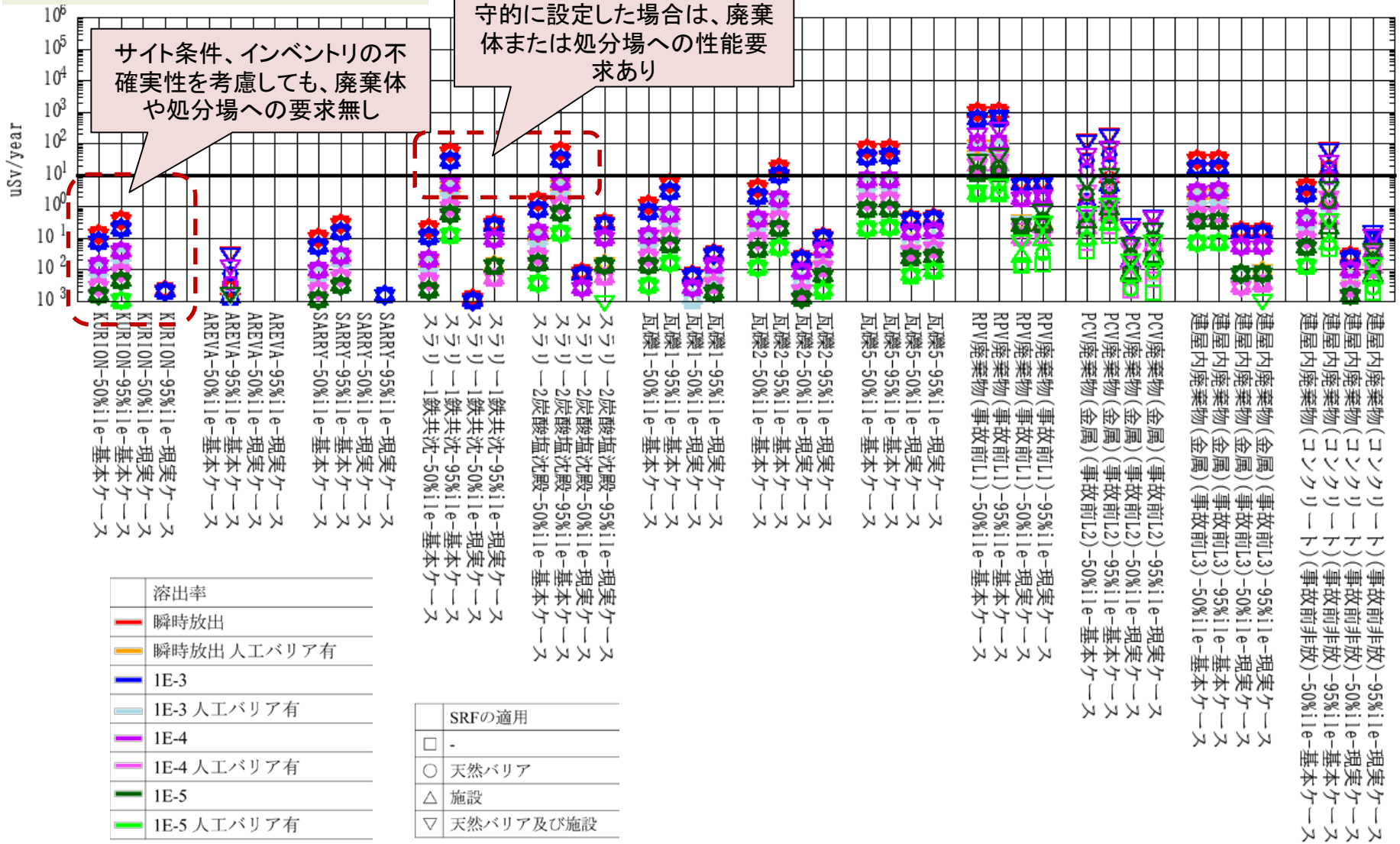
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

代表廃棄物を対象とした廃棄体要求事項の検討

地下水シナリオの評価の例
中深度処分（12廃棄物）

サイト条件、インベントリの不確実性を考慮しても、廃棄体や処分場への要求無し

サイト条件やインベントリを保守的に設定した場合は、廃棄体または処分場への性能要求あり



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- ✓ 廃棄物の処分形態は、種々のケース、評価シナリオにおいて、設定した基準を満足するかどうかによって判断する。
- ✓ 基準としては、線量基準の他に、法令で定められた廃棄体基準や濃度基準も考慮する必要がある。
- ✓ 廃棄体基準については、性能が満足することが重要であるので、現行の規定は考慮しつつも、柔軟に考えることが合理的と思われる。
- ✓ 濃度基準については、中深度処分の基準が政令であるのに対して、トレンチ処分およびピット処分は省令で定められたものであるので、後者の方が合理性があれば改訂の余地があると考える。
- ✓ 線量評価の結果については種々の不確実性を含むものであるので、一つの結果だけでなく、種々のケーススタディの結果を総合的に見て判断することが重要と考えられる。
- ✓ 例えば、収着性がほとんどないC-14やI-129のような核種が支配的な廃棄物は、単独では影響物質の有無は評価には影響しない。しかし、他の廃棄物と同じ場所に埋設される場合には、全体の評価に影響することが考えられるので、この観点でも廃棄体要件を考慮しておく必要がある。

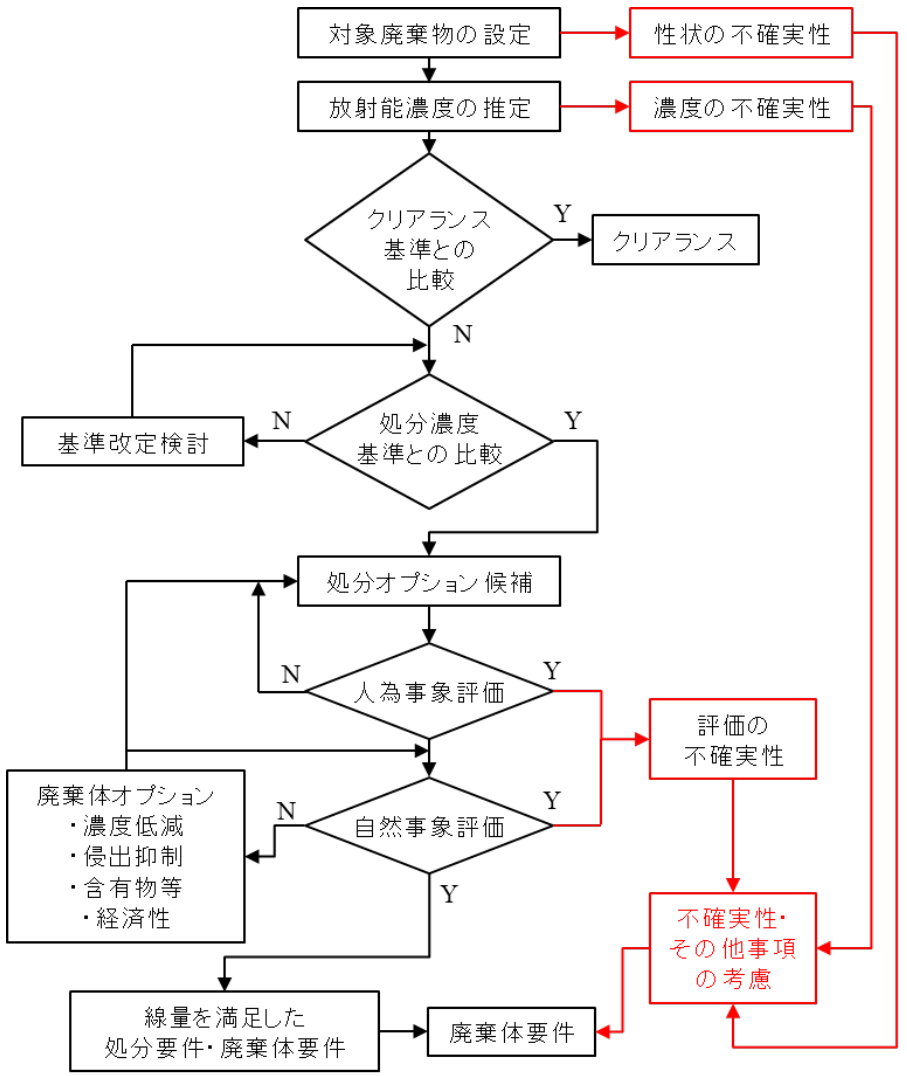


図 1　廃棄体要件の導出手順（案）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 1F廃棄物を27種類に分類し、分類ごとの廃棄物情報を整理した。
- ✓ 2019年度に国内外事例調査を踏まえて、不確実性を考慮した複数の線量評価条件(シナリオ・モデル・パラメータ)を設定し、27種類の1F廃棄物を対象とした線量評価を実施した。
- ✓ 2019年度の予備的線量評価の結果をフィードバックし、2020年度は各パラメータの見直しを行ったうえで再度線量評価を実施し、2019年度の課題の解決が図られていることを確認した。
- ✓ 線量評価の結果を踏まえ、代表的な1F廃棄物について、施設要件と廃棄体要件を整理した。

課題など

- ✓ 地下水シナリオでは多くのケースでC-14が支配核種になっている。これらの評価では、低分子の移動しやすい有機形態を前提としており、放射能濃度についても不確実性が大きいことを考えると、各廃棄物について、C-14の化学形態と放射能濃度の精査が必要と考えられる。
- ✓ 燃料デブリや滞留水汚染のある解体廃棄物では、Cs, Sr, PuあるいはAmが支配核種になる場合もある。これらの核種は有機物や塩類の影響を受けやすいので、分配係数と収着低減係数(SRF)の精査が必要と考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～目標と実施内容～

■ 実績
- ○ 固体廃棄物に含まれる可能性のある影響物質や想定される処分概念の調査から、処分時核種移行への影響評価の優先度が高い核種移行パラメータやバリア材を選定。
- ○ 影響物質による影響プロセスや、その理解度やデータ量に応じて核種収着パラメータへの影響を評価する手法の考え方を構築(図1)。

■ 目標
- ○ 多様な影響物質が処分時核種移行に及ぼす影響を定量的に評価する方法を、評価に必要となるデータとともに整備し、それらを処分の成立性検討や安全評価の基盤情報として反映する。

■ 実施内容(図2)
- ○ 2019年度は、主要な影響物質による核種移行影響を評価するうえで不足している知見の調査とデータの拡充を行うとともに、処分時核種収着への影響を定量的に評価する手法を改良する。
- ○ 2020年度は、不足している知見の調査とデータの拡充を継続して核種収着の影響評価手法を構築するとともに、現時点での安全評価の想定条件に対して核種収着パラメータとその不確実性範囲の設定の試行と課題の抽出を行う。

■ 目標達成を判断する指標
- ○ 重要な影響物質と核種の組合せを対象として影響評価に必要なデータの拡充と影響評価手法の改良。(2019年度)
- ○ 安全評価の想定条件に対して核種収着パラメータとその不確実性範囲の設定の試行と課題の抽出。(2020年度)

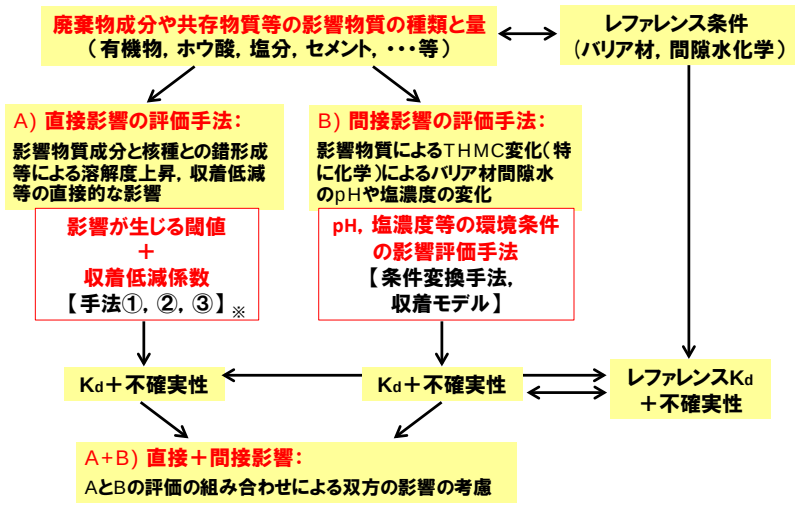


図1 影響物質が核種収着に及ぼす影響評価手法の概要

※ 手法①:溶解度上昇等の影響データから収着低減係数を設定する手法
手法②:熱力学データによる錯形成の定量情報に基づき収着低減係数を設定する手法
手法③:影響物質共存下での収着データに基づき収着低減係数を設定する手法

元素群	代表元素	収着低減係数 (SRF) 有機物 ISA:1×10⁻²M* (EDTA:1M*)	海水 イオン強度 0.68M*	ホウ酸 $Na_2B_{10}O_{16}$ 2×10⁻²M*	フェロシアン化合物 $Na_4[Fe(CN)_6]$ 1×10⁻¹M*	硫酸塩 Na_2SO_4 1×10⁻²M*	炭酸塩 CO_3^{2-} 1×10⁻²M*
アルカリ金属	Cs						
アルカリ土類金属	Sr						
II 価遷移金属	Ni(II)						
IV 価遷移金属	Zr(IV)						
V 価遷移金属	Nb(V)						
III 価アクチニド	Am(III)						
IV 価アクチニド	Th(IV)						
V 価アクチニド	Np(V)						
VI 価アクチニド	U(VI)						
ハロゲン	I						
陰イオン種	Se						

2019-2020年度のデータ拡充の視点
・ホウ酸やフェロシアン化合物のアクチニドへの影響データ拡充
・有機物や硫酸塩等の不足核種のデータ拡充

：既往の情報調査結果に基づき設定
：収着試験による取得データに基づき設定（未設定のものは今後設定，あるいはデータ拡充後に設定）
：既往の情報調査およびデータ取得を未実施（調査の結果データなどがないことを確認したものを含む）

図2 影響因子に対するバリア材への収着低減係数の整理イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～検討の全体の流れ～

表　影響物質リスト(影響の関係整理例)

共存物質/廃棄体化処理追加成分	影響
ホウ酸水	・ホウ酸イオンは核種と錯体を形成し、溶解度及び分配係数に影響を及ぼす可能性がある。 ・ホウ酸塩として存在する場合、そのカウンターイオン放出により間隙水イオン強度が増加する可能性がある。
海水成分	・海水成分の陽イオンは、核種の収着において競合する可能性があるほか、イオン強度増加により溶解度等に影響を及ぼす可能性がある。 ・海水成分の溶出によって間隙水のイオン強度が上昇し、溶解度等に影響を及ぼす可能性がある。 ・海水成分によって、セメント中での二次鉱物生成や、ベントナイトのイライト化が生じる可能性がある。
油分	・核種によ[illegible]分とともに移行する可能性がある。 ・油分の分解によ[illegible]トの劣化が生じる可能性がある。
シリカ系(無機系飛散防止剤)	・無機系の飛散防止剤(ケイ酸塩)が溶出してシリカを放出した場合、ベントナイトのセメンテーションやセメント中C-S-H相形成が生じる可能性がある。
有機物(草木、有機系飛散防止剤)	・有機物により、その分解生成物と核種での錯形成が生じる可能性がある。
金属	・溶出した鉄イオンによって、ベントナイトの変質や鉄系コロイドの形成が生じる可能性がある。 ・腐食時に周辺間隙水のEh変化や腐食生成物によるコロイド形成が生じる可能性がある。
セメント系材料	・高pH間隙水を形成し、ベントナイトの変質や、核種溶解度の変化が生じる可能性がある。 ・セメント水和物起源のコロイドに核種が収着する可能性がある。

検討対象とする物質を抽出

- 対象物質:6物質を抽出
  (有機物、海水成分、ホウ酸、フェロシアン化物、硫酸塩、炭酸塩)

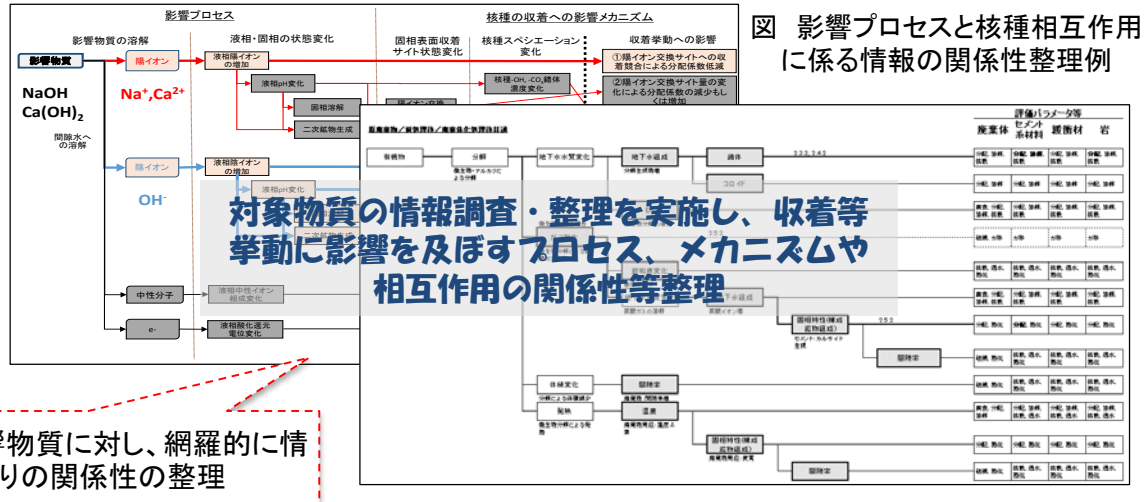


図　影響プロセスと核種相互作用に係る情報の関係性整理例

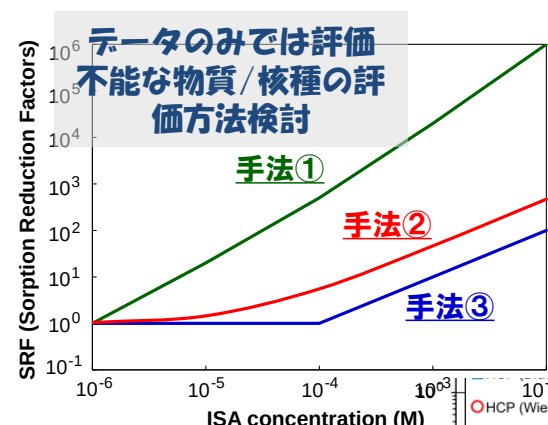
対象物質の情報調査・整理を実施し、収着等挙動に影響を及ぼすプロセス、メカニズムや相互作用の関係性等整理

- 整理された影響物質に対し、網羅的に情報調査し、一通りの関係性の整理

元素群	代表元素	収着低減係数(SRF)					
		物質A	物質B	物質C	物質D	物質E	物質F
アルカリ金属	Cs	1	2	2	1	2	46
アルカリ土類金属	Sr	1	7	3	10	8	31
II価遷移金属	Ni(II)	1	10	36	1	12	1
IV価遷移金属	Zr(IV)	1	10	10	10^3	12	109
V価遷移金属	Nb(V)	1	10	10	1	12	10
III価アクチニド	Am(III)	1	10	10	10^2	12	1
IV価アクチニド	Th(IV)	1	10	10	10^6	12	1
V価アクチニド	Np(V)	1	100	10	10^2	12	1
VI価アクチニド	U(VI)	1	100	10	10^2	12	1
ハロゲン	I	–	–	–	1	–	–
陰イオン種	Se	–	–	–	–	–	–

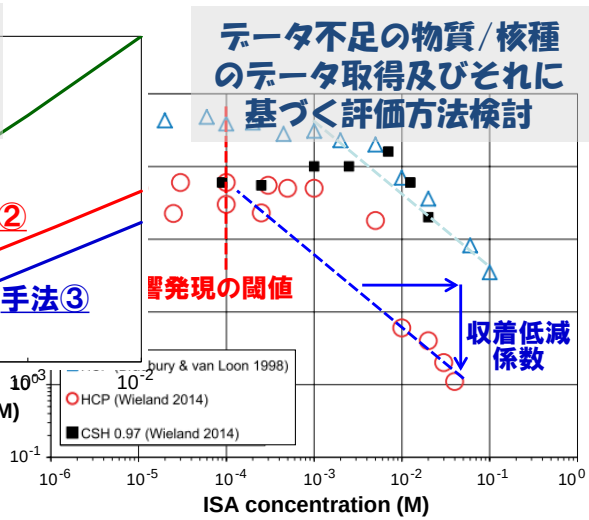
安全評価に資する処分影響物質の影響評価データの提示

影響因子に対するバリア材への収着低減係数の整理イメージ



データのみでは評価不能な物質/核種の評価方法検討

情報量に応じた複数の手法による影響評価事例
有機物(ISA)共存系でのセメントへのAmの収着低減係数



データ不足の物質/核種のデータ取得及びそれに基づく評価方法検討

既存データに基づく評価事例
AmのKdへの有機物影響

- データなし/不足する物質を中心に収着影響データ取得
- データ量に応じた評価方法を検討・評価

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～これまでの課題設定:「評価対象とする影響物質とバリア材の選定」～

■ 評価対象の影響物質

- ○ 多くの事故廃棄物に共通して含まれる共存物質として、有機物、海水成分、ホウ酸水を選定
- ○ 共通性は高くないが優先度が比較的高い水処理二次廃棄物のうち、影響が懸念される原廃棄物成分として、フェロシアン化合物、硫酸塩、炭酸塩を選定

⇒ これら6種類の影響物質を対象に選定(表1)

■ 評価対象のバリア材・パラメータ・核種

- ○ いずれの処分概念に共通し、かつ、廃棄体に近い領域で影響物質の影響が大きいと想定されるバリア材と核種収着パラメータを選定(図1)。
- ○ 既往の処分概念の評価対象核種と化学的類似性に基づくグルーピングの考え方より対象核種を選定

■ 評価対象の影響物質とバリア材の組合せ

- ○ 間隙水の化学変化等による間接影響については、既往の知見と手法が適用可能なことから、既往の知見が不足する影響物質の直接影響に着目　＋　**間接影響も考慮**
- ○ 直接影響については、既往の知見等の充足度を考慮して評価対象を選定(緩衝材は対象を限定)

表1 主な事故廃棄物と含まれる影響物質と選定した6物質(赤枠)

原廃棄物		汚染水処理二次廃棄物													瓦礫／伐採木等						燃料デブリ	解体廃棄物		
		セシウム吸着塔	第二セシウム吸着塔	除染装置スラッジ	鉄共沈スラリー	炭酸塩スラリー	Ag添着活性炭	チタン酸塩	酸化チタン	フェロシアン化合物	キレート樹脂	樹脂系吸着材(カラム)	フィルター	瓦礫(コンクリート)	瓦礫(金属)	瓦礫(その他)	伐採木	土壌	使用済保護衣		解体廃棄物(コンクリート)	解体廃棄物(金属)	解体廃棄物(その他)
影響物質	原廃棄物成分																						
	ゼオライト	○	○																				
	シリカ系物質	○		○																			
	水酸化鉄			○	○																		
	炭酸塩					○																	
	水酸化マグネシウム					○																	
	硫酸塩			○																			
	活性炭						○																
	有機物			○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○	○	○				○
	チタン系物質		○					○	○														
	フロシアン化合物			○						○													
	金属	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○		○	○						○	○	○
	コンクリート													○							○		
	デブリ																			○			
	MCCIデブリ																			○			
	ホウ化物・炭化物																			○			
	共存物質																						
	海水成分	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○	○
	ホウ酸水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○								○	○	○
	油分	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○								○	○	○
	有機物	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○	○
	シリカ系物質													○	○	○							
	燃料付着物																				○	○	○

○: 原廃棄物に含まれる影響物質

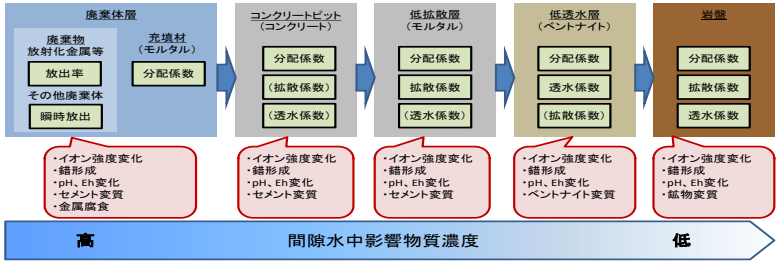


図1 各バリア層における核種収着への影響

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～影響物質による収着影響評価＝直接影響＋間接影響～

- 影響物質による収着影響を評価するための手法としては、複数のオプションが存在し、影響物質が対象とするバリアシステムがどのように影響を与えるかによって異なる。
  - ケース1　直接影響：影響物質によって、システムの化学的な条件の変化や固相の変質を生じず、放射性核種の挙動にのみ直接影響を及ぼす場合。たとえばセメントのようなpHが一定に緩衝されたシステムで、有機配位子の影響が放射性核種の挙動のみに及ぶ状況（図1の曲線a）。
  - ケース2　間接影響：影響物質がシステムの液相化学や固相特性にも影響を及ぼす場合。たとえば、影響物質と放射性核種との錯体形成による直接影響に加え、間隙水のpHの変化などの環境変遷を介して間接的に収着影響が生じる状況（図1の曲線b-c）。

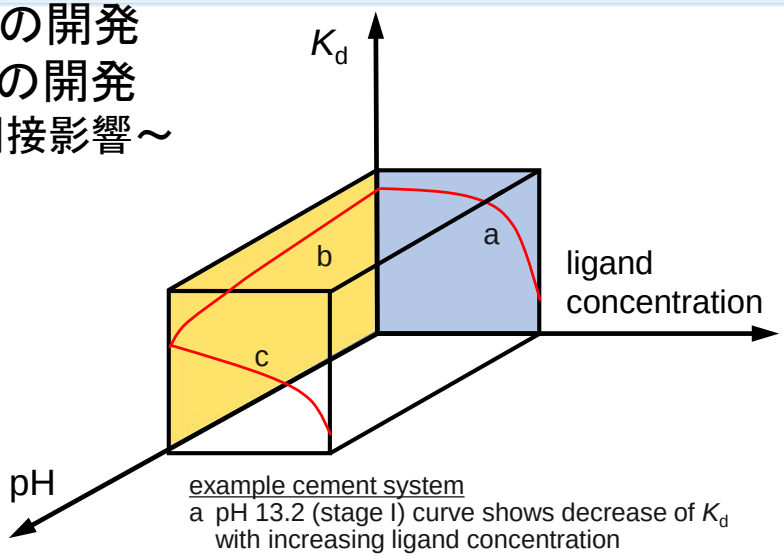


図1 収着影響における直接影響と間接影響の概要

- 収着影響評価の基本的なアプローチ（図2）
  - 直接影響の場合、収着低減係数（Sorption Reduction Factor: SRF）を設定し、共存物質濃度に応じて収着分配係数K_dを減じる効果を定量化。
  - 間接影響の場合、考慮すべき影響プロセスとそのプロセスに関する知見に応じて、条件変換手法等に基づき収着影響を定量化。直接影響と組合せた評価が必要。

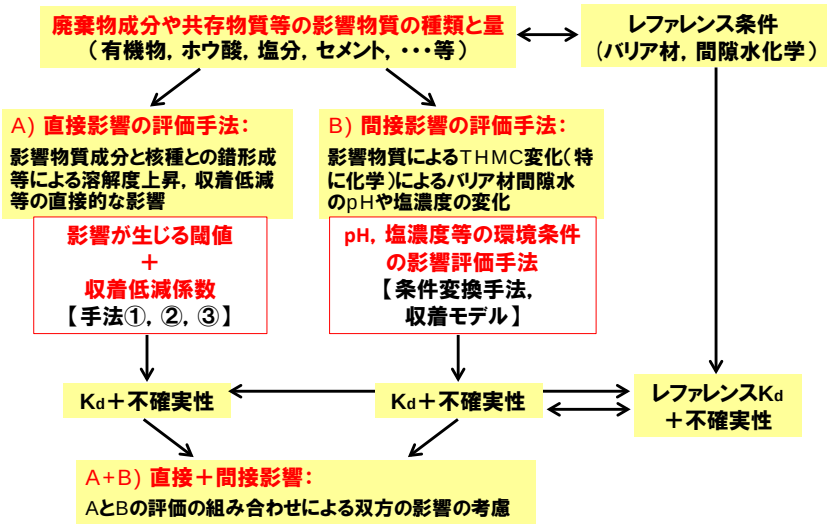


図2 影響物質が核種収着に及ぼす影響評価手法の概要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～直接影響：収着低減係数設定のためのデータ取得の対象と条件の設定～

- 2020年度は、これまでに設定した影響物質－バリア材－核種の評価対象のうち、未取得であるIV価遷移金属、V価遷移金属、ハロゲン、陰イオン種等、及び、再取得が必要なデータの取得を実施
- ホウ酸、フェロシアン化合物、硫酸塩共存下の収着データを取得するため、これらの影響物質の濃度や液性条件（pH等）をパラメータに収着試験を実施
- 実環境を考慮し、炭酸錯体を形成する核種は、一部炭酸を添加した条件で試験を実施（表1）

表1 データ取得条件

影響物質	ホウ酸		
固相	ベントナイト		セメント
試験溶液	NaCl	NaCl + 炭酸	NaCl
pH	7、9.3		セメント平衡水（約pH12.5）
試験パラメーター	ホウ酸濃度	ホウ酸濃度、炭酸濃度	ホウ酸濃度、NaCl濃度
対象核種	Ni、Sn、Nb、I、Se、Np	Eu	Ni、Sn、Nb、I、Se

影響物質	フェロシアン化合物		硫酸塩
固相	ベントナイト	セメント	セメント
試験溶液	NaCl	NaCl	NaCl
pH	4-12	セメント平衡水（約pH12.5）	セメント平衡水（約pH12.5）
試験パラメーター	フェロシアン化合物濃度	フェロシアン化合物濃度	硫酸塩濃度
対象核種	Ni、Sn、Nb、I、Se	Sn、Nb、I、Se	Sn、Nb、I、Se

ベントナイトはクニミネ工業製クニピアFを、セメント試料はOPCセメントペーストを使用

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～収着低減係数設定のためのデータ取得結果(ホウ酸)～

ホウ酸影響の評価検討

- これまでの先行研究で採用してきたホウ酸濃度条件や、塩濃度・pH条件などを踏襲し、未取得の核種の収着データを拡充。
- 例えば、Niのセメント(OPC)への収着は時間依存性のため平衡条件でのKd取得には至っていないが、ホウ酸影響は顕著ではないことを確認(図1)。
- ホウ酸共存下でのベントナイトへのNi、Nbの収着試験結果からは、Niは依存性が確認できず、一方、Nbでは明瞭なホウ酸濃度への依存性を確認(図2)。
- 明瞭な依存性が取得されたバリア材−核種の組合せを対象に、収着低減係数SRFを導出。
- 一方で、一部核種では十分な精度で収着分配係数が取得できなかったが、これまでに取得された一連のデータから、ホウ酸影響は顕著ではないと評価。

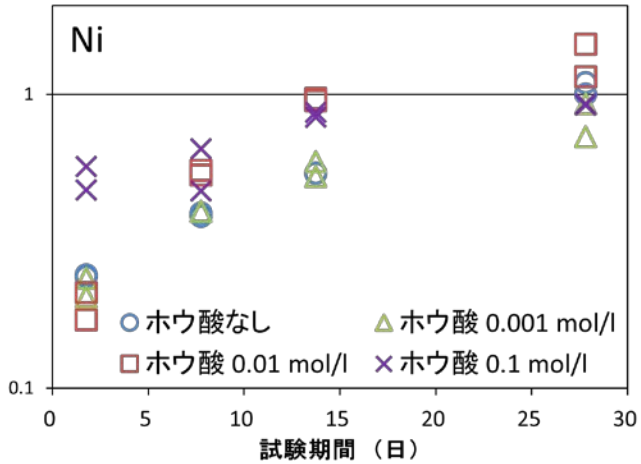


図1 ホウ酸共存下でのセメント(OPC)へのNiの収着試験結果

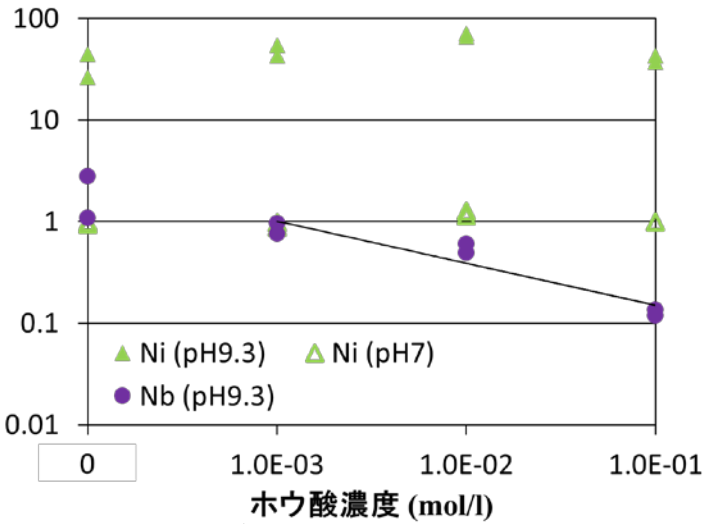


図2 ホウ酸共存下でのベントナイトへのNi、Nbの収着試験の結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～収着低減係数設定のためのデータ取得結果(フェロシアン化合物・硫酸塩)～

フェロシアン化合物影響の評価検討

- フェロシアン化合物の共存がSnのベントナイトへの収着に及ぼす影響はわずかであること、pHが比較的低い領域でわずかな収着低減が生じることを確認(図1)。
- 一部核種では十分な精度で収着分配係数が取得できなかったが、これまでに取得された一連のデータから、フェロシアン化合物の共存影響は顕著とはならないと推定。

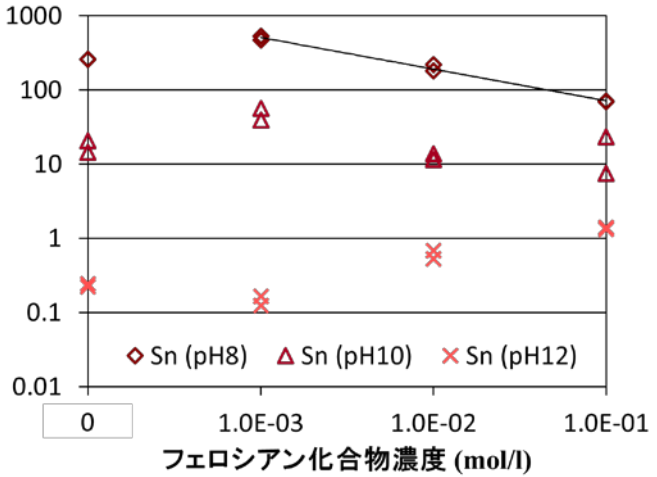


図1 フェロシアン化合物共存下でのベントナイトへのSnの収着試験結果

硫酸塩影響の評価検討

- 硫酸塩共存下でのセメント(OPC)へのIの収着では、硫酸塩濃度が低濃度(0.001及び0.1mol/L)の条件では収着分配係数が0.001m^3/kg程度で硫酸影響が生じないのに対し、硫酸濃度が高濃度0.1mol/Lでは、Iの分配係数が高く、時間とともに増加していく傾向を確認(図2)。

➢ 昨年度までの取得データと合わせて、化学的特性を踏まえた元素グループごとのSRFを整理した。

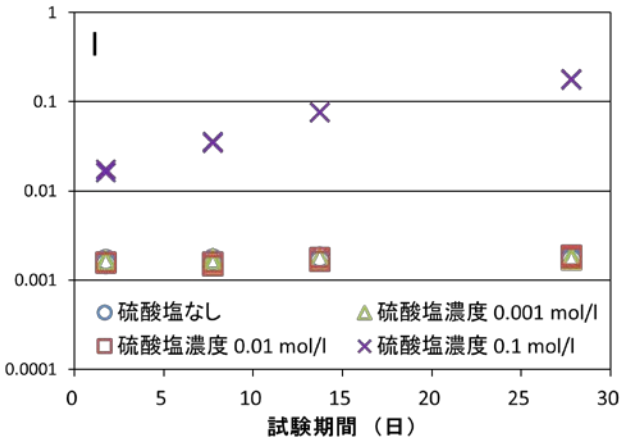


図2 硫酸塩共存下でのセメント(OPC)へのIの収着試験の結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～パラメータ設定(影響発現のしきい値と収着低減係数)の試行結果のまとめ～

セメント系

元素群	代表元素	影響発現濃度（しきい値）と収着低減係数（SRF）						
		有機物（ISA）		海水	ホウ酸		フェロシアン化合物	
		しきい値	SRF	SRF[*3]	しきい値	SRF	しきい値	SRF
アルカリ金属	Cs	—	1	2	—	1	—	1
アルカリ土類金属	Sr	1×10^{-2} M[*1]	10	8	—	1	—	1
II 価遷移金属	Ni	—	1	1	—	1	—	1
IV 価遷移金属	Sn	1×10^{-4} M	100	10	—	1	課題有	課題有
V 価遷移金属	Nb	1×10^{-4} M	100	10	課題有	課題有	課題有	課題有
III 価アクチニド	Am	1×10^{-4} M	10	10	—	1	—	1
IV 価アクチニド	Th	1×10^{-4} M	100	10	課題有	課題有	課題有	課題有
V 価アクチニド	Np	1×10^{-4} M	10	10	—	1	1×10^{-3} M	3
VI 価アクチニド	U	5×10^{-4} M	10	10	1×10^{-2} M	500	1×10^{-3} M	3
ハロゲン	I	—[*2]	1	—[*2]	1×10^{-4} M	1.3	—	1
陰イオン種	Se	—[*2]	1	—[*2]	課題有	課題有	課題有	課題有

※硫酸塩、炭酸塩の直接影響については、既往の錯形成に関する知見より、その影響は顕著とはならないと評価

ベントナイト系

元素群	代表元素	影響発現濃度（しきい値）と収着低減係数（SRF）			
		ホウ酸		フェロシアン化合物	
		しきい値	SRF	しきい値	SRF
アルカリ金属	Cs	—	1	—	1
アルカリ土類金属	Sr	—	1	—	1
II 価遷移金属	Ni	—	1	課題有	課題有
IV 価遷移金属	Sn	1×10^{-2} M	100	1×10^{-3} M	2.7
V 価遷移金属	Nb	1×10^{-4} M	2.6	—	1
III 価アクチニド	Am	1×10^{-4} M	1.3	—	1
IV 価アクチニド	Th	課題有	課題有	課題有	課題有
V 価アクチニド	Np	—	1	1×10^{-3} M	4
VI 価アクチニド	U	—	1	1×10^{-3} M	2
ハロゲン	I	課題有	課題有	—	1
陰イオン種	Se	課題有	課題有	1×10^{-4} M	2.0

*1 M:mpl/L、*2 K_d = 0 (m^3/kg)を設定
*3 降水条件⇒海水条件間のSRF

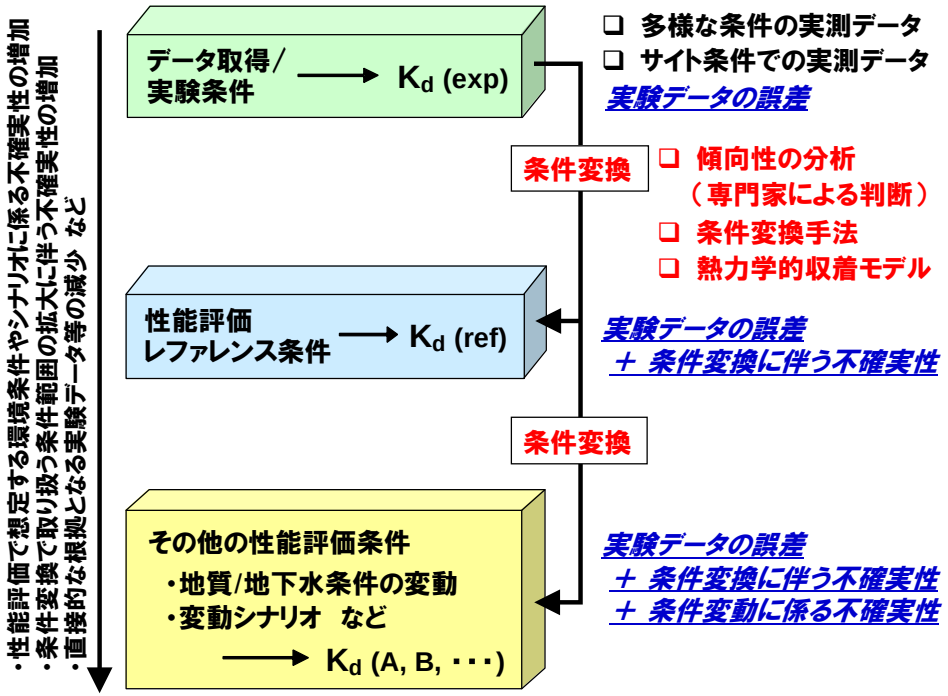
：既往の情報に基づき設定
：収着試験による取得データに基づき設定
：データ取得を実施したが十分な精度で分配係数を取得できず(ただし、その影響は顕著ではないと推定)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～ 間接影響：これまでの収着研究に基づく間接影響の評価手法の調査・検討 ～

- 共存物質の影響で、セメントやベントナイトの間隙水pH変化や固相変質等が生じる場合、その間接的な影響の考慮が必要。
- 間接影響の評価は、これまで地層処分研究で構築された、多様な環境条件とその変動に対応した収着分配係数の設定手法が活用可能。
- 理論的なモデルに基づく条件変化を予測する“熱力学的収着モデル”、環境条件と収着分配係数の変化の関係性をもとに補正する“条件変換手法”、限られた実測データや収着メカニズムの知見に基づく“専門家の判断（expert judge）”により設定する手法がありえるが、その適用性は、影響物質によるバリア材の特性への影響プロセスや、実測データやメカニズム理解の充実度に依存。

地層処分の性能評価のための多様な環境条件等に対応するための収着分配係数の評価手法の概念（NEA、2005; 舘ほか、2017）



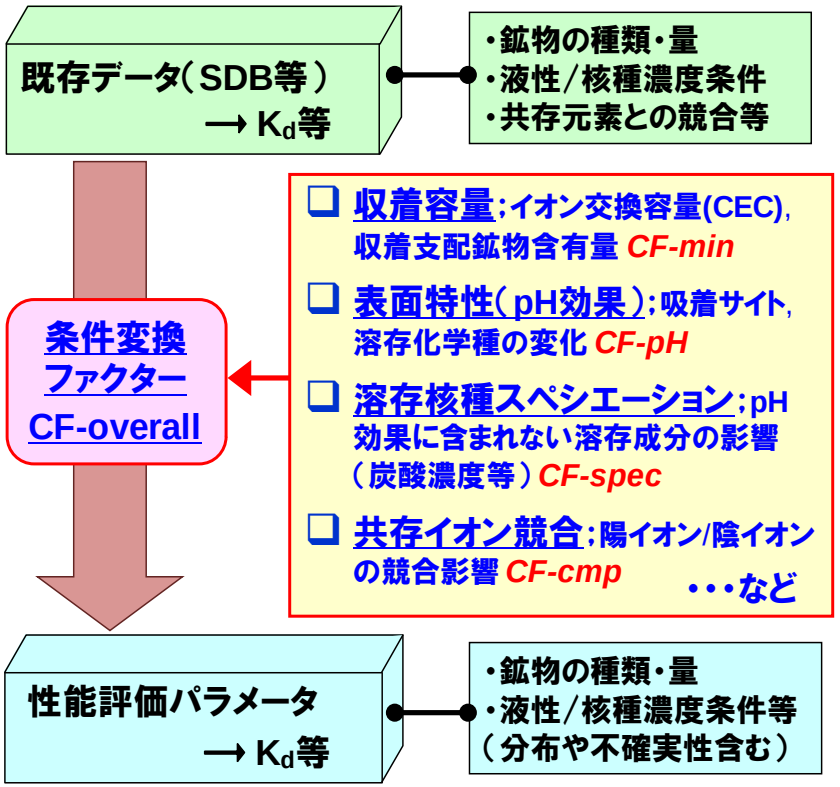
- ベントナイトの間接影響評価：これまでにベントナイトを主たる対象に検討されてきた“条件変換手法”がある程度適用可能。
- セメントの間接影響評価：影響物質によってどの鉱物にどのような変遷が追加的に生じる可能性があるか、どの放射性核種がその固相変遷の影響を受けるか、といった定性的な検討をもとに、収着分配係数を保守的な観点も考慮し、エキスパートジャッジ的に変更する手法が、現時点で採用しうるアプローチ。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～ 間接影響：これまでの収着研究に基づく間接影響の評価手法（ベントナイト）～

ベントナイトを対象とした間接影響評価の方法

- ベントナイトへの条件変換事例は、様々な間隙水条件（pH、塩濃度、炭酸濃度等）の多様な核種の収着影響に関するデータやモデルが充実しており、これらの適用した条件変換手法の適用が可能。



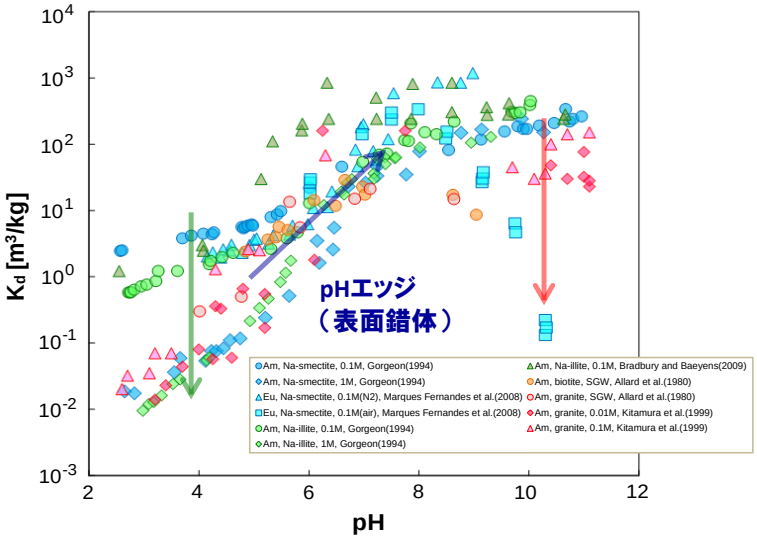


図1 粘土鉱物へのAm/Euの収着データの傾向性分析例

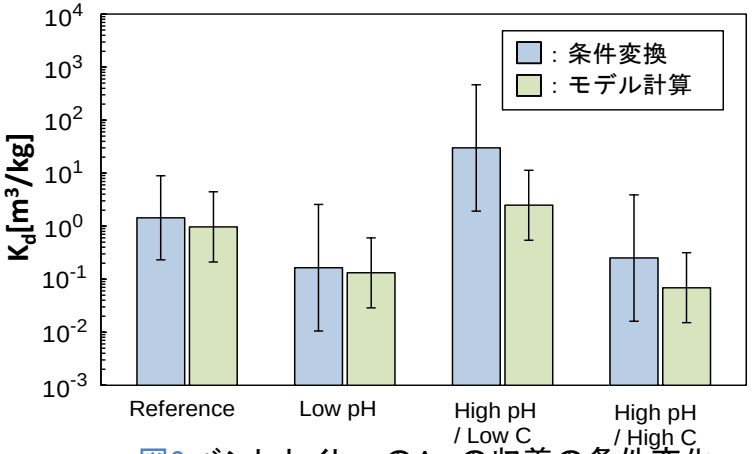


図2 ベントナイトへのAmの収着の条件変化手法の適用評価事例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～ 間接影響：これまでの収着研究に基づく間接影響の評価手法（セメント）～

セメントを対象とした間接影響評価の方法

- セメント（OPC）は、ケイ酸塩鉱物や酸化物鉱物、各種添加剤で構成され、地下水との反応によって、これら固相の水和反応によって固相及び間隙水（pH）は、いくつかの変遷・劣化状態（State）を経ることとなり（図1、2）、これらの変遷に応じた核種の収着分配係数の設定がなされる。
- 影響物質によってこれらの固相・間隙水の変遷過程に影響が及ぶ場合には、影響物質によってどの鉱物にどのような変遷が生じる可能性があるか、どの放射性核種がその固相変遷の影響を受けるか、といった定性的な検討を行うとともに、エキスパートジャッジ的に保守性のある収着分配係数を設定することが、現時点でとりうる現実的な手法。

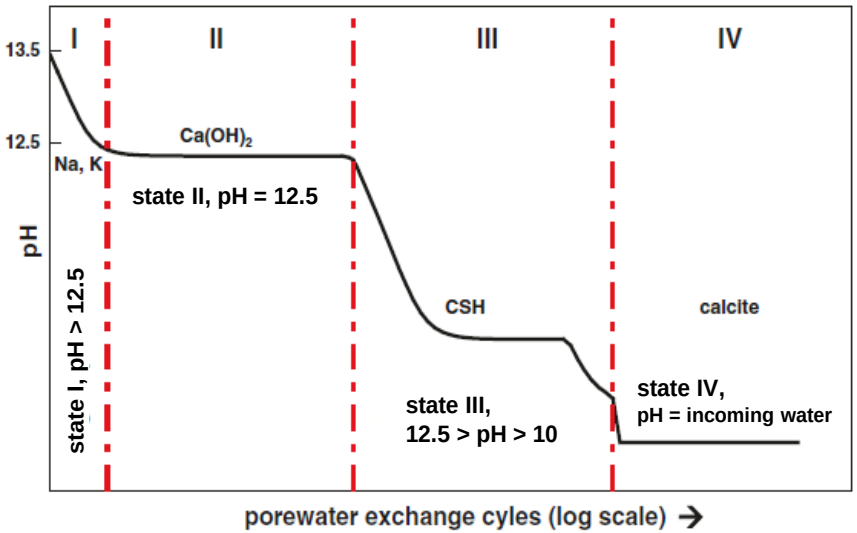


図1 普通ポルトランドセメント（OPC)の固相・間隙水の変遷過程（ステージI～IV）（Ochs et al.、2016）

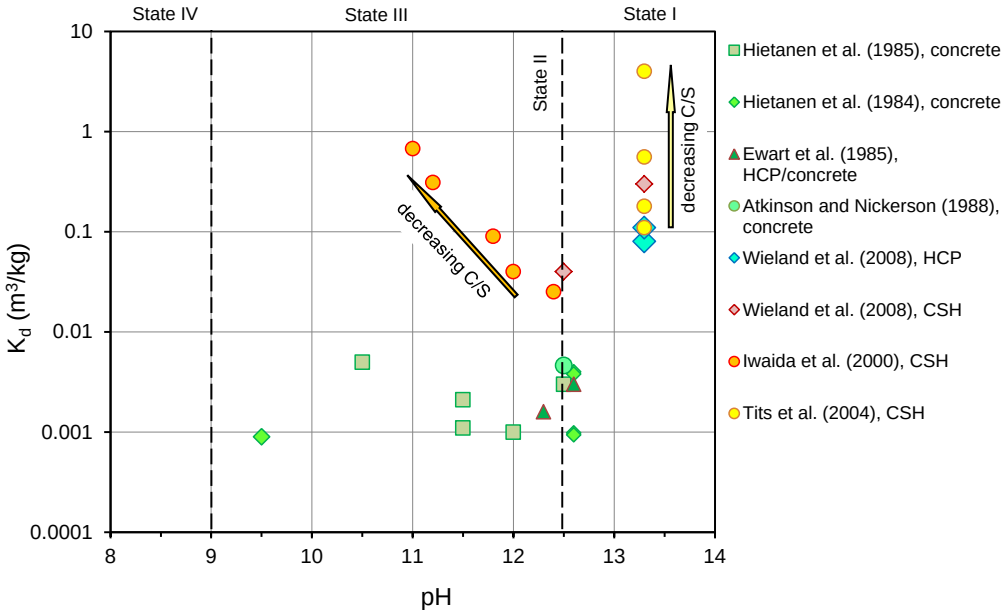


図2 セメント系材料に対するSrの収着分配係数データのpH依存性 （Ochs et al.、2016を修正）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～ 間接影響：各影響物質による間接影響プロセスの調査・検討～

- 6つの影響物質ごとに関連する既往の知見の調査・分析や、海水成分の影響を例に(図1)に示すような影響フローの形で整理しつつ、考慮すべき間接影響プロセスを検討。
- 例えば、セメントに対する海水成分による間接的影響としては、Mg成分によるブルーサイトの形成や、硫酸成分によるエトリンガイトやジプサムの形成、Clによるフリーデル氏塩の形成など、固相変遷の可能性が考えられ、このような固相変遷が核種の収着に影響に加え、透水性や力学特性の変化にもつながる可能性もある。

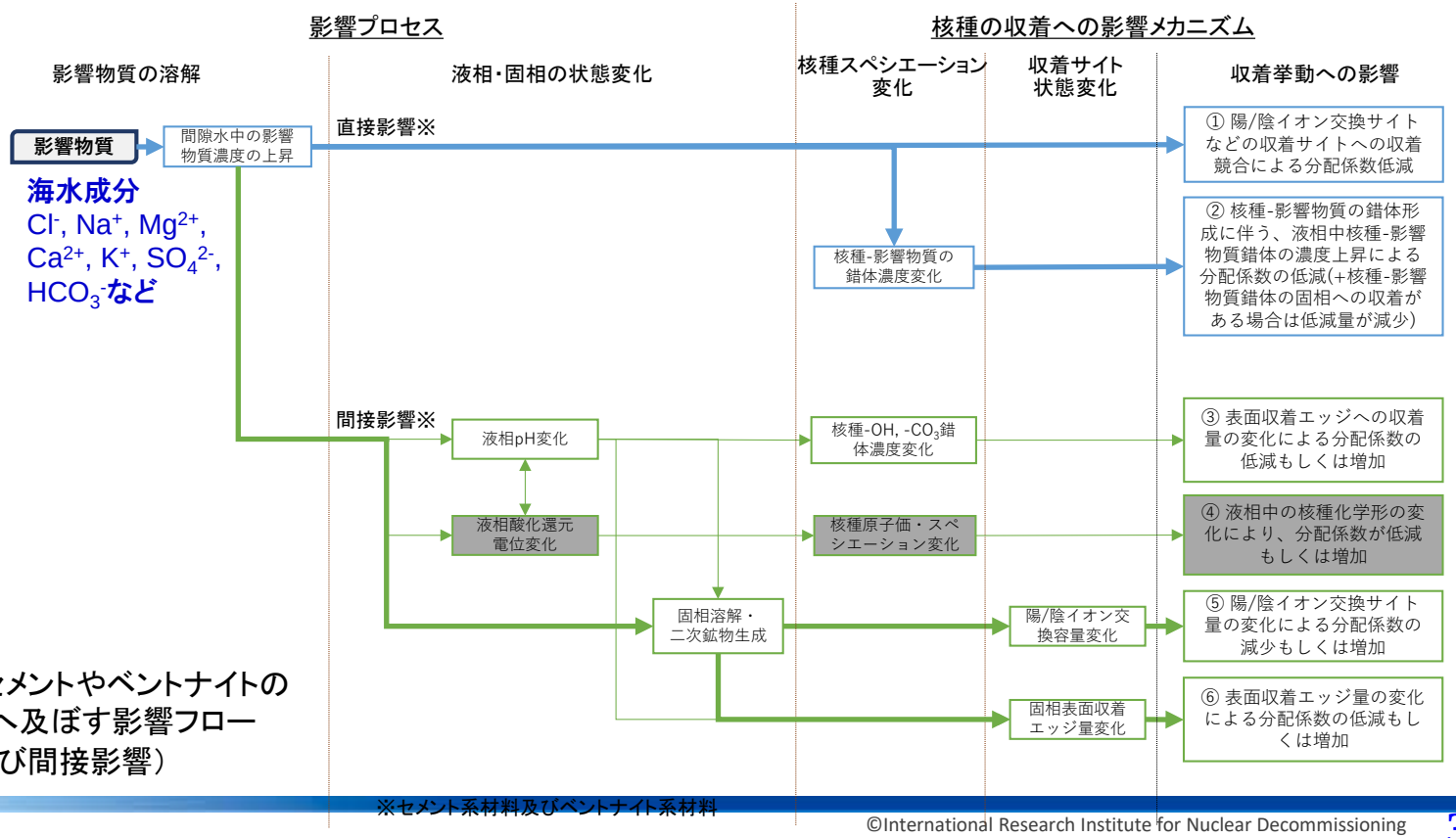


図1 海水成分がセメントやベントナイトの収着分配係数へ及ぼす影響フロー（直接及び間接影響）

※セメント系材料及びベントナイト系材料

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～ 間接影響：影響物質による影響評価手法の試行（セメントへの収着パラメータの設定の試行）～

セメントを対象とした間接影響評価を含む条件での収着分配係数の設定の試行

- 現状のセメントの状態変遷に考慮した収着分配係数の設定値に対し、さらに影響物質による間接影響として、どの鉱物にどうような変遷が生じる可能性があるか、どの放射性核種がその固相変遷の影響を受けるか、といった定性的な検討をもとに、エキスパートジャッジ的に収着パラメータを保守的に設定。
- 例えば、Iの収着分配係数は、海水成分の塩化物イオンとの競合による影響を受け、液相中の塩化物イオンの総濃度とともに減少すること、さらに、高Cl濃度での固相変質の影響も受けて収着が低減されることなどの知見（例えば図1）をもとに、収着分配係数を設定可能。
- 間接的影響を含めた収着分配係数の設定試行結果は表1の通り

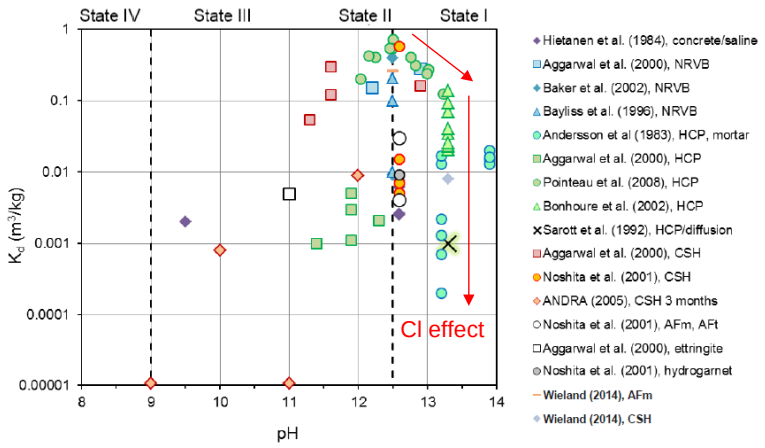


図1 セメント系材料に対するIの収着分配係数データのpH依存性：
矢印の変化はCl濃度に対する依存性を示す
（Ochs et al.、2016を修正）

表1 セメント系材料に対するSr、I、Uの収着分配係数

影響物質＼pH領域	核種	State I	State II	State IIIa	State IIIb
無し	Sr	0.1	0.03	0.1	0.1
ISA～0.021M		0.01	1.6×10-3	0.01	0.01
ホウ酸～0.4M		0.025	7.5×10-3	0.025	0.025
ホウ酸～0.04M		0.1	0.03	0.1	0.1
海水～0.6M		0.017	5×10-2	0.017	0.017
海水～6M		1.7×10-3	5×10-4	1.7×10-3	1.7×10-3
無し	I	1×10-3	1×10-2	1×10-3	0
ISA～0.021M		1×10-3	1×10-2	1×10-3	0
ホウ酸～0.4M		1×10-3	1×10-2	1×10-3	0
ホウ酸～0.04M		1×10-4	1×10-3	1×10-4	0
海水～0.6M		1×10-4	1×10-3	1×10-4	0
海水～6M		0	0	0	0
無し	U	2	20	20	20
ISA～0.021M		0.2	2	2	2
ホウ酸～0.4M		0.02	0.2	0.2	0.2
ホウ酸～0.04M		0.002	0.02	0.02	0.02
海水～0.6M		0.2	2	2	2
海水～6M		0.2	2	2	2

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～ 間接影響：影響物質による影響評価手法の試行（セメントへの収着影響の競合効果）～

セメントに対するTh収着に及ぼす有機物（ISA）と炭酸の競合効果の評価

- セメントへの影響物質評価のうち、有機物（ISA）影響による直接影響については、熱力学データに基づく平衡計算によって、ISAと核種の錯体を含む化学種分布を評価し、その結果から収着低減係数を推定可能なことを示してきた。
- 複数の影響物質が共存する現実的な状況への対応手法を例示するため、有機物（ISA）と他の影響物質として炭酸イオンの共存する系を事例に、アクチニド核種の錯形成と収着低減係数への影響評価を試みた。炭酸濃度が非常に高濃度で共存する場合、Thと炭酸塩の化学種分布に変化が観察され、収着低減係数（SRF）は1桁程度低い値へと変化することが確認された（図1）。

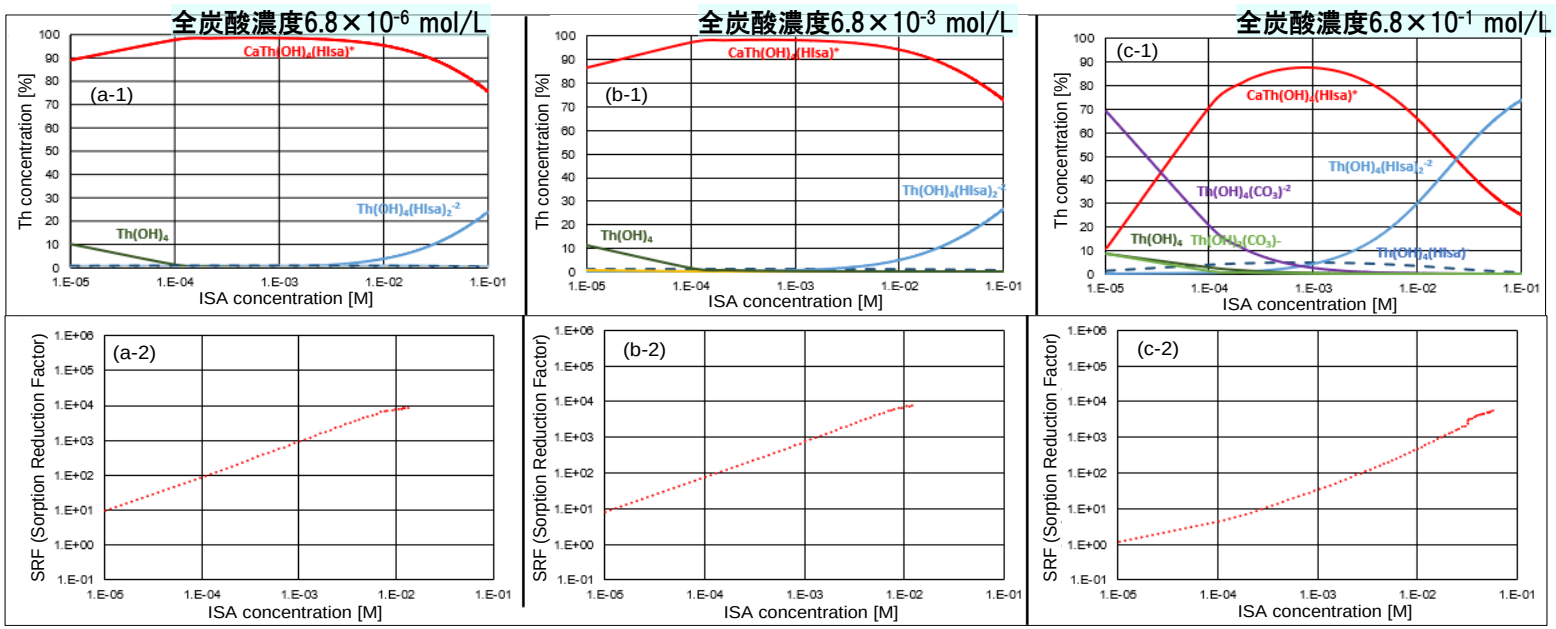


図1 セメントに対するTh収着に及ぼす有機物（ISA）と炭酸の競合効果の評価例：
Th化学種分布（上段）と収着低減係数（下段）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～現時点での評価と課題の抽出～

■ これまでの調査・検討結果を踏まえ、有機物、海水成分、ホウ酸水、フェロシアン化合物、硫酸塩、炭酸塩の6種類の影響物質を対象に、直接影響と間接影響を含む収着影響評価の現状と今後の課題を以下にまとめる。

影響物質	処分時の収着影響の現時点での評価	今後の課題
有機物	・有機物影響については、既往の知見が比較的充実しており、特に最も影響が大きいイソサッカリン酸（ISA）の収着影響データが充実していることから、現時点ではこのISA共存下の実測の収着データに基づく設定評価を検討することが妥当であると判断された。 ・他の有機物の影響は十分なデータは存在しないものの、熱力学データ等に基づき、概括的な影響評価は可能であると考えられる	・有機物の影響は他の影響物質と比較して、特に直接影響が顕在化する可能性がある。このための事故廃棄物に実際に含まれる可能性のある有機物とその分解生成物、およびその濃度を想定して、より現実的な影響評価が必要となる。複数の手法を組合わせたSRF評価手法については、多様な有機物と核種の組合せに対して適用性や妥当性を検討していく必要がある。
海水成分	・海水成分が核種収着に及ぼす影響については、既往の知見が比較的充実しており、海水成分との収着競合などの収着メカニズムの理解に基づいて、ある程度定量的な収着低減評価が可能である。 ・高濃度の海水成分の影響評価においては、固相変遷等の間接的な影響が含まれ、直接影響と間接影響の双方を含んだ評価方法が必要となる。	・各核種の収着メカニズムと海水成分の影響評価に関する最新の知見に基づく、設定の更なる見直しが必要。 ・また、間接影響については、その他の影響物質の影響も加味した評価手法の検討が必要となる。
ホウ酸水	・ホウ酸の影響については、収着影響データを取得し、その結果をもとに、アルカリ金属、アルカリ土類金属ではホウ酸の影響は小さく、一方で、アクチニドの場合には、ホウ酸がある程度影響するものの炭酸共存を考慮すればその影響は顕著とはならないものと評価できる。 ・廃棄物のホウ酸の含有量が高濃度となる場合には、固相の変遷の影響も考慮する必要があるが、この点に関する情報は不足している。	・高濃度のホウ酸共存によるセメント固相の変遷とその核種移行への影響が検討課題としてあるが、この点は、ホウ素が環境基準物質であることも念頭に、廃棄体化の検討において、そのような高濃度のホウ酸が廃棄体に含まれる状況は回避されると考えられる。
フェロシアン化合物	・フェロシアン化合物については、フェロシアン化合物共存下での収着データを取得し、一部の核種で若干の影響が認められるものの、その影響は顕著とはならないと評価された。 ・フェロシアン化合物の含有量が高濃度となる場合には、固相の変遷の影響が生じる可能性はあるが、この点に関する情報は不足している。	・全シアンが環境基準物質であることに加え、フェロシアン化合物自体の廃棄体内や処分環境での挙動をあわせて評価し、前処理時の対策を含めた検討が必要である。
硫酸塩	・熱力学データに基づく評価からは硫酸錯体の形成による直接影響としては、ほとんど影響を及ぼさないと評価された。 ・一方で、硫酸塩共存系でのセメント系材料への収着試験では、固相変遷の影響を示唆する結果が得られ、この固相変遷の影響については、海水を対象とした影響評価と同様の手法によって保守的な評価は可能である。	・硫酸塩共存下の固相変遷については、その変遷プロセスの把握に加え、核種移行以外への影響も含めて更なる検討が必要である。
炭酸塩	・炭酸塩の影響については、もともと天然の岩石・地下水環境に含まれる成分であり、その影響評価手法も従来研究で検討されてきたものを活用可能である。 ・事故廃棄物由来の炭酸塩が存在しない場合においても間隙水中の炭酸イオン濃度の影響は考慮されており、事故廃棄物に含まれる炭酸塩の影響をさらに追加して考慮する必要性は低いと考えられる。	・左記の評価の妥当性について、事故廃棄物による炭酸塩によるイオン濃度等が、既存検討で考慮されている影響範囲内であることなどを確認する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
② 処分への影響物質等の影響評価手法の開発
～まとめ～

これまでの成果

- ✓ 存在するデータの状況に応じた収着低減係数(SRF)の導出方法を試行・提示した。
- ✓ 核種の収着挙動に影響を及ぼす恐れのある主要6物質を抽出し、核種収着への直接的影響を、人工バリア(セメント、ベントナイト)、主要元素それぞれに対するSRFとしきい値として整理した。
- ✓ 間接的影響も加味したSRFの導出を試行し、一部の有害物質と元素に対するトータルのSRFを導出した。
- ✓ 有機物及び海水成分については概ね評価可能、炭酸塩は既存の評価に対して廃棄物に含まれる成分による影響を付加する必要はないと考えた。
- ✓ ホウ酸塩、フェロシアン化合物、硫酸塩についての直接影響は考慮する必要はないと考えられたが、固相変遷などの知見が不十分であり間接影響を現時点では評価できない。

課題など

- ✓ 間接影響については、特にホウ酸塩、フェロシアン化合物、硫酸塩などの固相変遷などの知見が不十分である。
- ✓ 環境基準物質でもあるものについては、それ自体の廃棄体内や処分環境での挙動評価と合わせて、前処理時の対策を含めた検討が必要である。
- ✓ 構築される処分概念における、核種収着挙動の被ばく線量への寄与度を評価しつつ、選択的な対応をする必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 事業内容

c. 性状把握の効率化

(a)性状把握の効率化

① 分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせて性状を把握する方法の構築

i. 汚染メカニズムの把握
ii. 分析データの代表性に関する評価
iii. 分析データの特徴に関する調査、整理
iv. 統計論的インベントリ推定方法
v. 分析データの取得
vi. 分析データの評価・管理

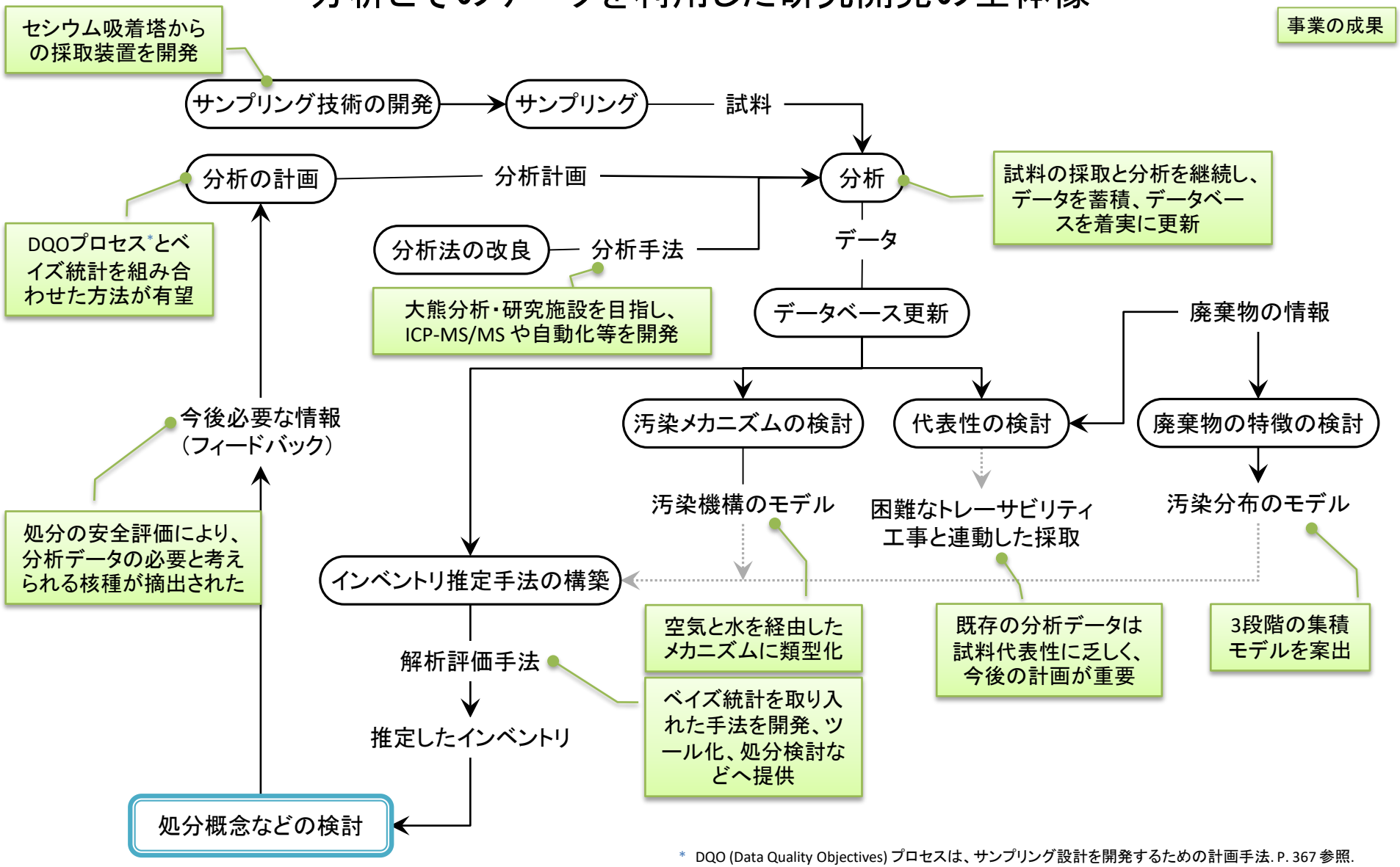
② 分析方法の簡易・迅速化等

i. 試料のサンプリング技術開発
ii. 分離プロセスの合理化検討
iii. 自動化技術の開発
iv. 標準的な分析手法の確立

(b)サンプリング技術の開発

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

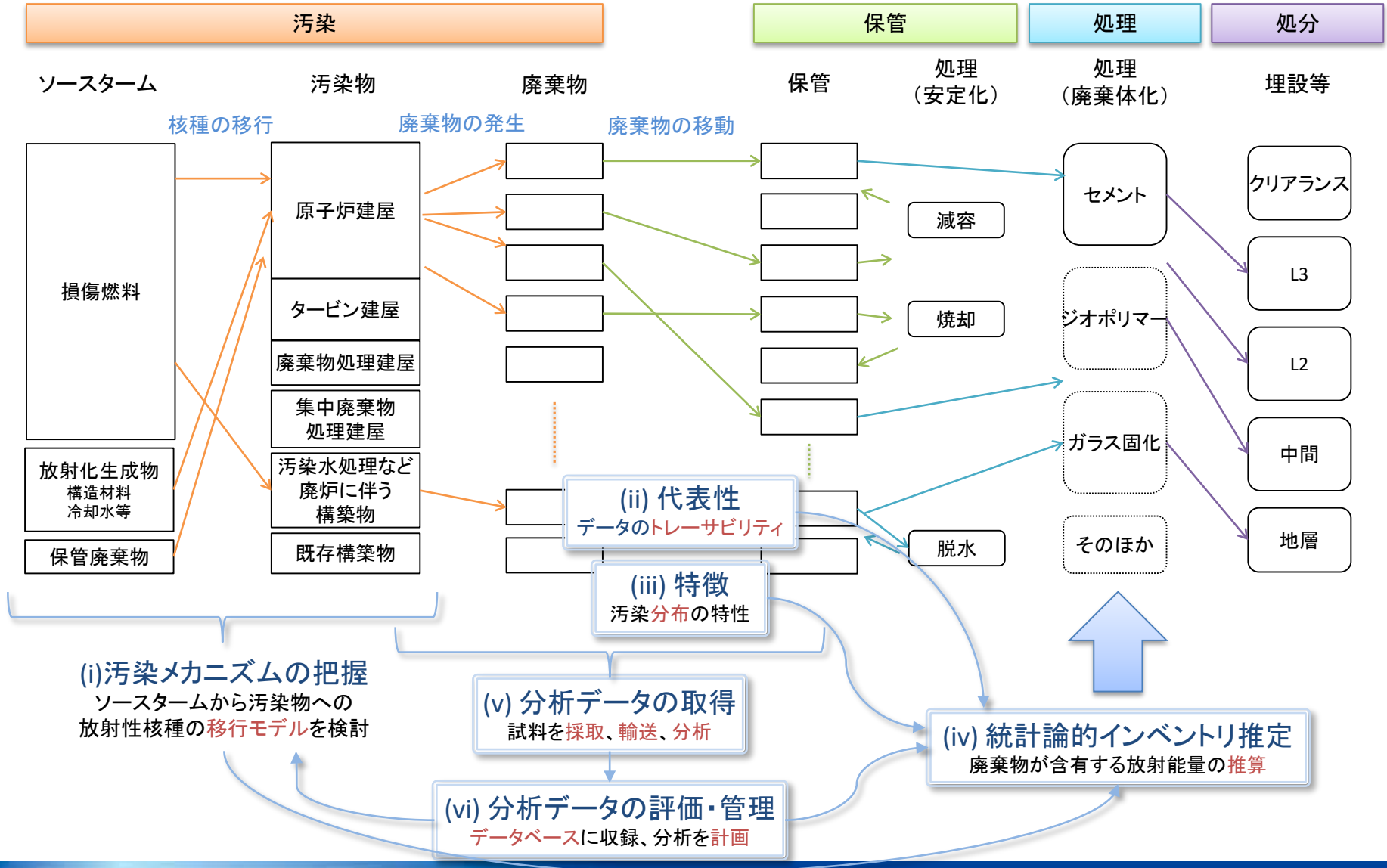
c. 性状把握の効率化
分析とそのデータを利用した研究開発の全体像



* DQO (Data Quality Objectives) プロセスは、サンプリング設計を開発するための計画手法. P. 367 参照.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
– 放射性廃棄物の発生から処分までの流れと実施内容 –



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
i. 汚染メカニズムの把握

- 実績
  - 様々な試料の分析データを蓄積しており、放射性核種の汚染挙動の整理を進めている。例えば、汚染水中の U はPCV と以後の下流側で Cs に対する比が異なっている（図1）。また、Np は U や Pu と異なる挙動を示す（図2）。
  - 同様に、固体や汚染水中の放射性核種の濃度について、Cs を基準として相対的に比較し、挙動に関する元素のグループを検討した。
- 目標
  - 放射性核種の移行挙動を表現するモデルを構築するため、汚染のメカニズムを把握する。
- 実施内容
  - 放射性核種の移行に関して、複数のソースターム、並びに複数の媒質を含むモデルを検討する。放射性核種は、廃棄物管理において重要と考えられるものを包含し、分析によってデータが得られない場合はその挙動を推定する。
  - （2019年度）汚染の現象が一般的に対数正規分布により近似されることを考慮して、汚染の要素的な過程について考察する。
  - （2020年度）新たに得られたデータをもとに検討結果を見直す。
- 目標達成を判断する指標
  - 汚染現象を表すモデルを作成する。（2019年度）
  - モデルを見直す。（2020年度）

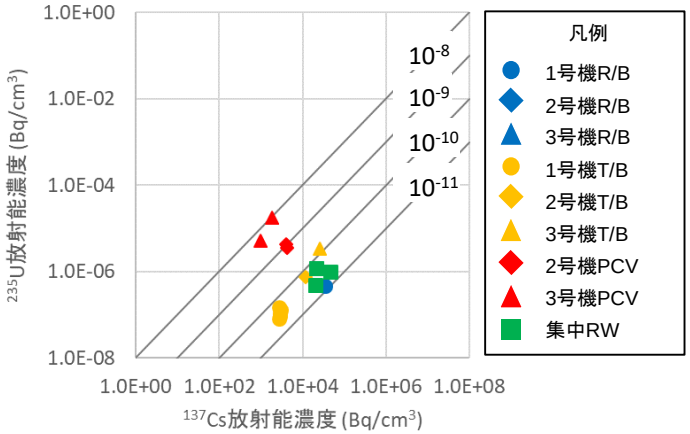


図1 種々の汚染水の ^{235}Uと^{137}Cs 放射能濃度比*1

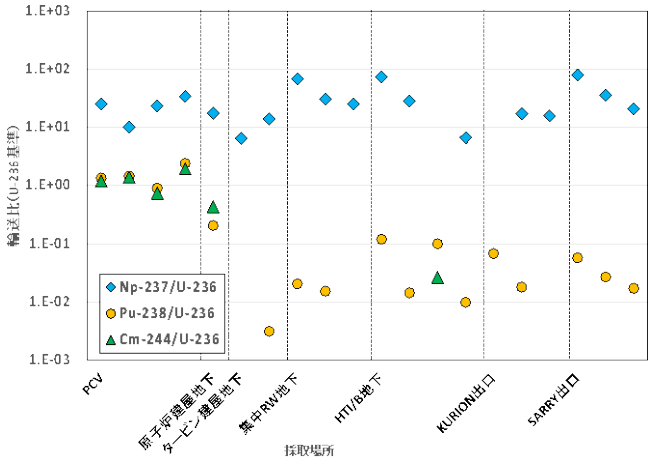


図2 汚染水中の TRU 核種の放射能濃度比
（燃料組成で規格化した輸送比）

*1 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会（第56回）, 2018年7月26日.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
i. 汚染メカニズムの把握（ケーススタディの対象）

- 汚染メカニズムをソースターム、移行プロセス、汚染の固定に分割して検討を進めた（図1）。廃棄物の汚染は発生場所や材質により異なり多岐にわたるため、対象を限定して「ケーススタディ」を実施した。
  - ケーススタディの対象は、21種の廃棄物分類を設定し、廃棄物の「重要性」を 3 段階に評価して選んだ。最終的には原子炉建屋解体廃棄物を選定した（表1）。
  - 原子炉建屋のうち分析データの多い 2 号機を対象として、空気と汚染水を経由した 2 通りの汚染メカニズムを検討した。

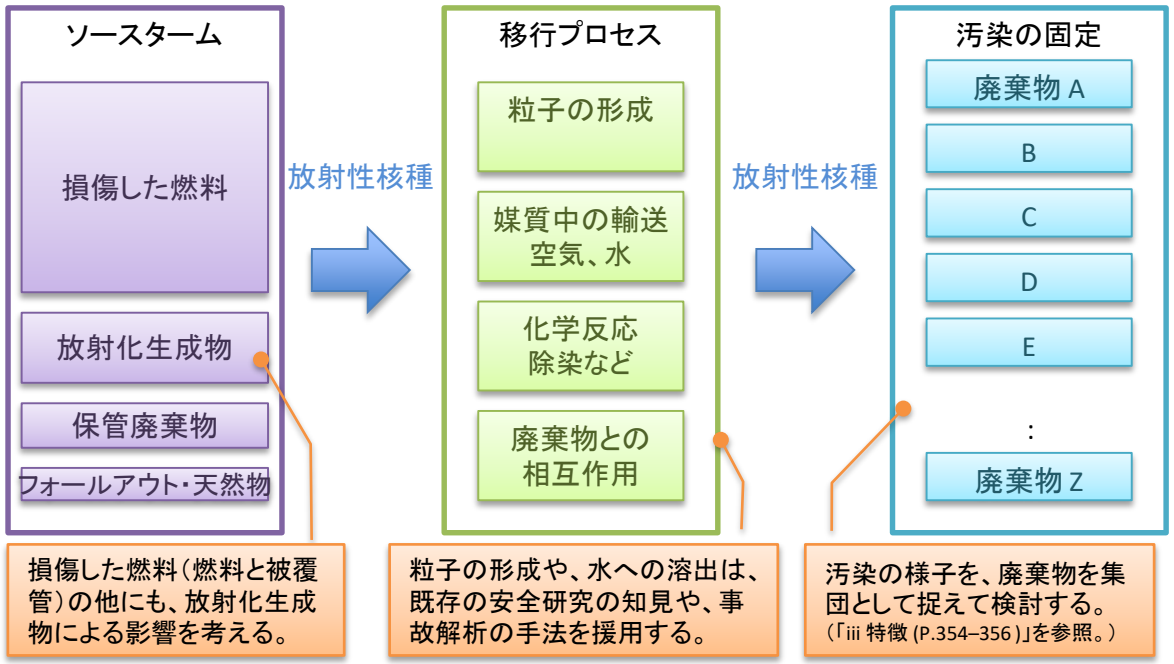


図1　汚染メカニズム検討の方向性

表1　ケーススタディのための廃棄物分類

分類1	分類2	材料（評価項目に含む）
瓦礫*	＜0.005[mSv/h]	コンクリート，金属
	0.005-0.1[mSv/h]	コンクリート，金属
	0.1-1[mSv/h]	コンクリート，金属
	1-30[mSv/h]	コンクリート，金属
	30[mSv/h]＞	コンクリート，金属
使用済み保護衣等		焼却灰
伐採木		焼却灰
汚染土		汚染土
水処理二次廃棄物	KURION	（吸着材ごと）
	SARRY	（吸着材ごと）
	除染装置（AREVA）	スラッジ
	ALPSスラリー	鉄共沈，炭酸塩沈殿
	ALPS吸着材	（吸着材ごと）
	モバイル式処理装置	（吸着材ごと）
	濃縮廃液	スラリー
解体廃棄物*	圧力容器内	コンクリート，金属
	格納容器内	コンクリート，金属
	原子炉建屋内	コンクリート，金属
	その他建屋	コンクリート，金属
	廃炉作業に伴う（デブリ取り出しを含む）廃棄物	装置類（金属など） デブリ等付着の可能性あり

段階的に絞っていき、最終的に原子炉建屋内の汚染を選んだ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
i. 汚染メカニズムの把握（空気を経由する場合）

- 空気を経由した汚染のメカニズムについて、ソースターム、空間の輸送、物質との接触を検討した（図1）。
- ソースタームとして複数を考慮する必要がある。また、移動の形態として固体と水の粒子を想定すべきである。分析データに基づいて、主要な核種グループの挙動を次のように整理した。
  - 被覆管が過熱水蒸気と反応した際に、^{3}H と ^{14}C が放出された。水粒子に付随して輸送された可能性を考えた。
  - 燃料からは、FP やアクチニドが蒸発や水への溶解を経て粒子を形成して輸送される。ウランはもともと材料に含まれている天然ウランの寄与がある。
  - ^{60}Co など放射化生成物は、冷却系統からの拡散を考慮すべきである。
- 空間の輸送は、熱源（燃料）に起因する圧力差により駆動される。線量率や核種濃度の分布によっては、経路を特定しにくく事故事象に基づいた熱流体的な計算等が必要となる。
- 物質との接触過程は、イメージングプレートのデータにより、粒子状であることが示唆され、上記の考察を支持する。

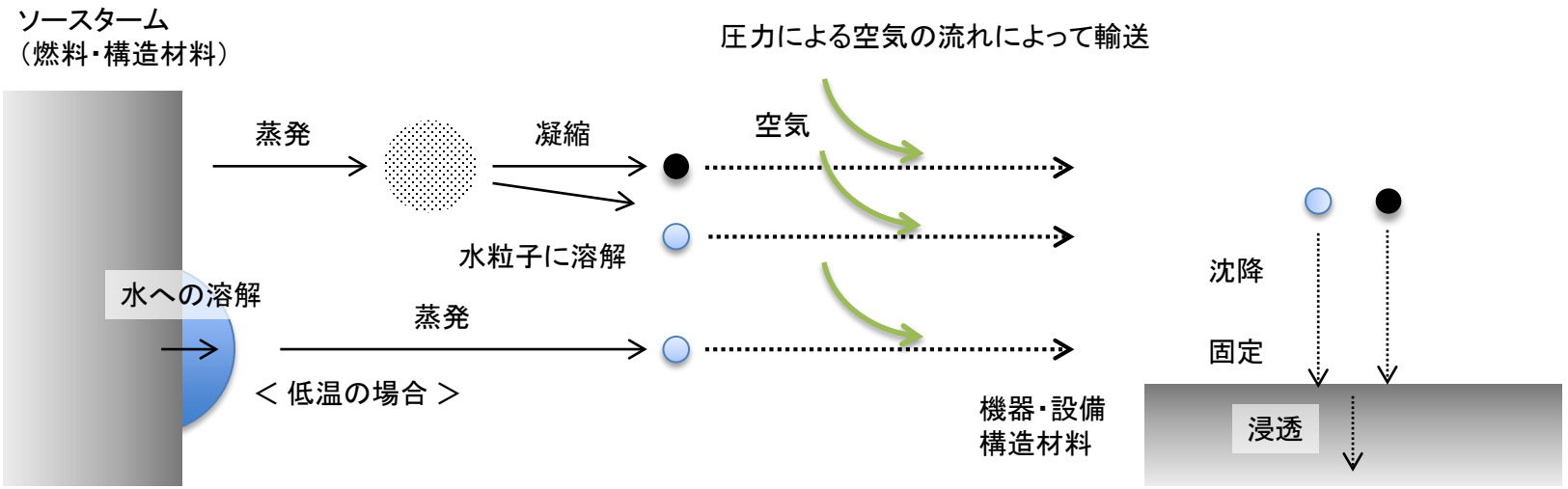


図1　空気を経由した汚染メカニズムのモデル

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
i. 汚染メカニズムの把握 (空気を経由する場合のソースターム)

- 2号機原子炉建屋内での空気を経由した汚染に関して、採取場所が明らかな分析試料のデータを検討した。
- 核種の挙動を比較するため、輸送比(^{137}Csに対する濃度比を、燃料組成で規格化した量)を求めた(図1)。輸送比は、化学的な性質が似た元素は同様の値を示すことから、^{3}H、^{14}C や U 核種は、そのほかの核種と移行のメカニズムが他と異なる可能性が示唆される。
  - ^{3}H と ^{14}C は^{137}Cs と挙動が異なっており(図1)、それぞれ輸送比が幅広い値を取ることから(図2)、Cs とは独立して移行したことが示唆される。ソースタームとしては、損傷した被覆管が考えられる。
  - U 核種は、天然の核種組成に近く、天然ウランの寄与が大きい(表1)。
  - ほかの FP や TRU 核種は損傷した燃料が、また、^{60}Co と ^{63}Ni は放射化生成物がそれぞれソースタームである。

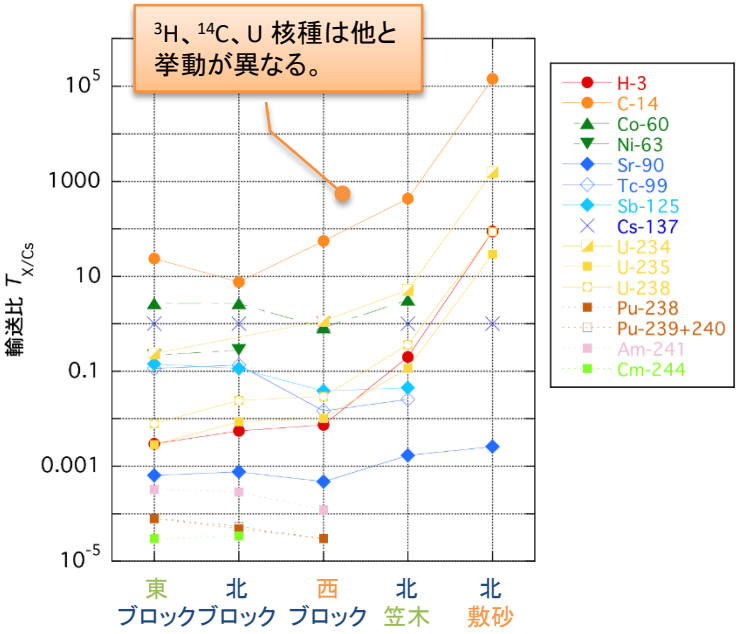


図1 2号機原子炉建屋屋上への輸送比

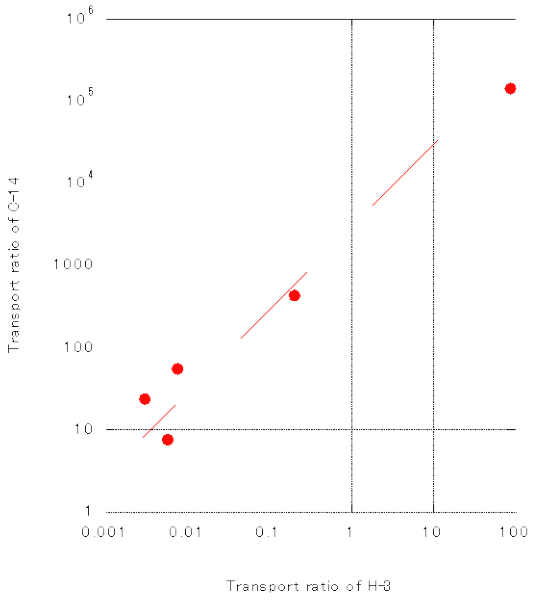


図2 2 号機原子炉建屋屋上への輸送比に関する H-3 と C-14 の相関

表1 2号機屋上試料の U-235/U-238 の比

試料／参考	U-235/U-238 (n/n)
2RB-RF-BL1	0.69%
2RB-RF-BL2	0.69%
2RB-RF-BL4	0.68%
2RB-RF-SA2	0.63%
2RB-RF-KA2	0.65%
天然 U	0.73%
燃料計算値*	1.93%

* K. Nishihara et al., JAEA-Data/Code 2012-018 (2012).

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
i. 汚染メカニズムの把握 （空気を経由する場合の輸送プロセス）

- 2号機原子炉建屋は、5階（オペフロ）のシールドプラグ近傍が線量率が高く、汚染も顕著である（図1左）。線量率を支配する ^{137}Cs 濃度は、天井に比べて床面において 2 桁以上高い（図1右）。
  - 汚染は、PCVとの境界であるシールドプラグから拡散したこととみられ、また汚染は不均一である。
  - 一方で、線量率と核種濃度の相関は低い。線量率は簡便に測定できるが、汚染経路を特定するには不十分である。
- 5階の分析データのうち、床を除いた天井と壁、並びに屋上を比較するため、主要核種の輸送比を求めた（図2）。それぞれの核種の値は似ており、空間の移動において核種の組成はおおよそ一定であった。
  - 粒子の移動において、輸送の過程で化学的な変化はないものとみられる。
  - 2号機は東壁のブローアウトパネルが脱落し、汚染した空気が環境へ出たが、屋上で採取した瓦礫類の分析データによると、西と北に比べて東の濃度が高く、環境への拡散を示唆する。

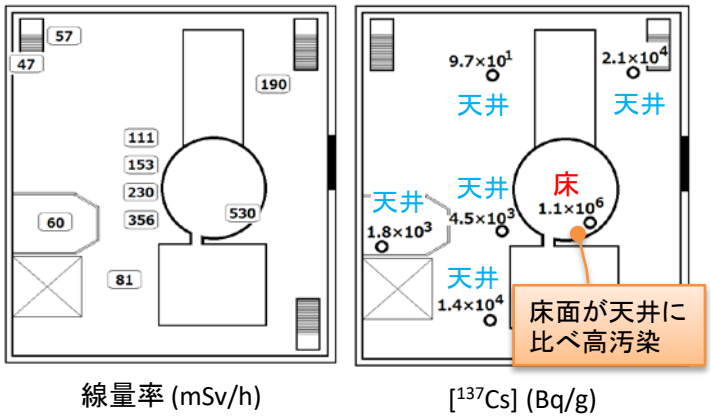


図1　2号機原子炉建屋5階（オペフロ）における線量率と ^{137}Cs 濃度の分布

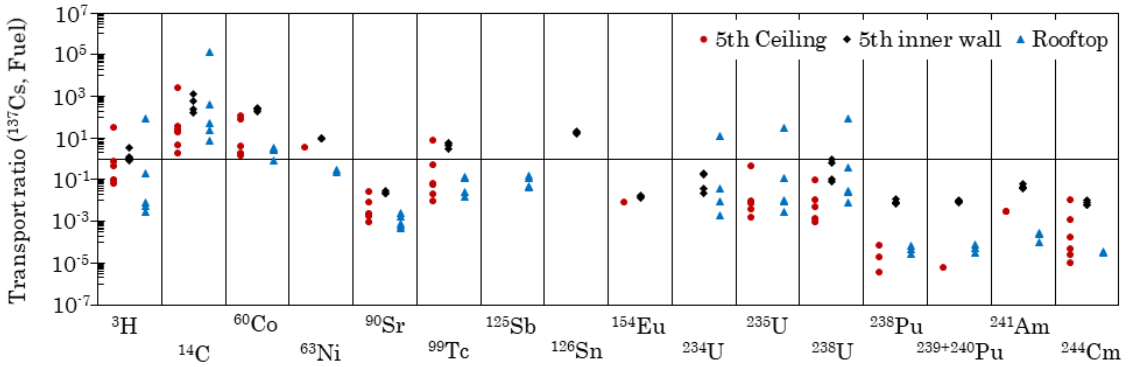


図2　2 号機原子炉建屋の5階天井と内壁、並びに屋上への主要核種の輸送比（規格化した^{137}Cs に対する濃度比）

*1 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会（第56回）, 2018年7月26日.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
i. 汚染メカニズムの把握 （空気を経由する場合の汚染の固定）

- 従来、瓦礫のイメージングプレート (IP) 測定を行い、データを蓄積してきた。コンクリートや金属の汚染では、汚染が材料に浸透しにくいことが定性的に分かってきた。
- 一方で、IP の画像データは、試料の立体的形状と放射線の透過性があいまって、平坦かつ光量を伴ったものとなる（図1b）。高強度の領域に着目して強度分布を表示する（トーンカーブを変更する）ことにより、強い線源の領域を判別しやすくなる（図1c）。画像処理した映像により、汚染の領域を抽出でき、汚染が点の集合であることが明らかとなった（図1d）。
- 放射性核種による汚染をスポットとして表すことができれば、種々の画像処理の手法により、汚染の分布を定量的に評価する可能性が広がる（「iii. 分析データの特徴に関する調査・整理」参照）。

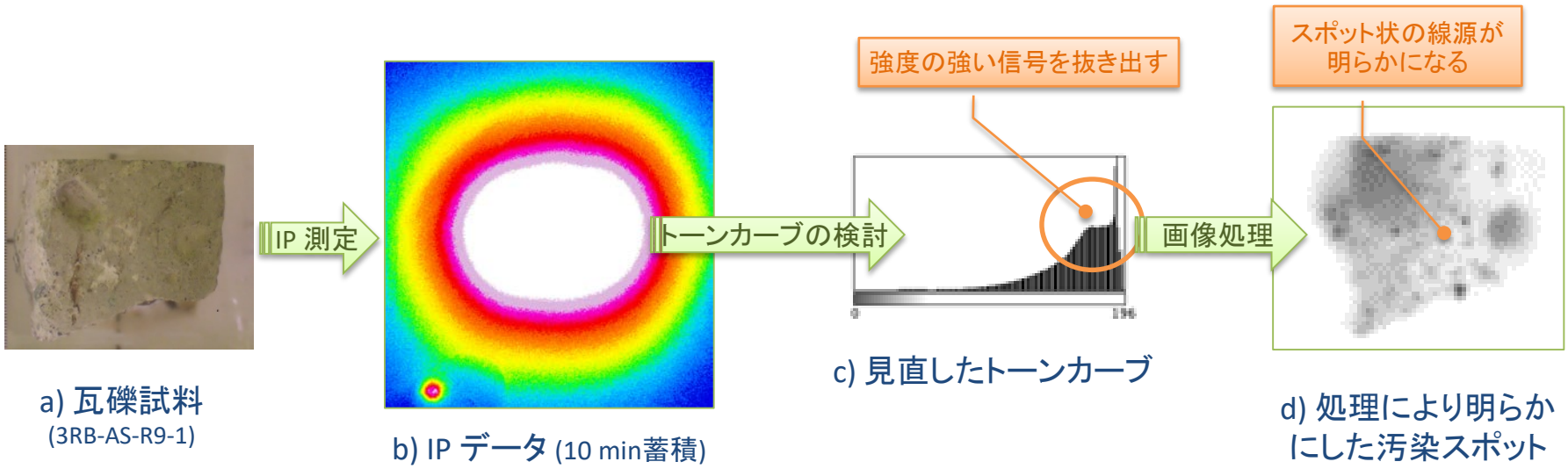


図1 試料個体のイメージングプレート (IP) データに見られる粒子状の汚染

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
i. 汚染メカニズムの把握（水を経由する場合）

- 水を経由した汚染のメカニズムについて、損傷した燃料からの核種の溶出、水中の核種と材料の相互作用、水の性質を摘出した（図1）。
- 損傷した燃料から放射性核種が溶出する段階を次のように整理した。
  - 核種の溶出は、燃料が損傷した時の即時溶出とその後にゆっくりと一定の割合で進む遅速溶出に分類される。
  - 水への移行は、水への溶解のしやすさに影響され、ハロゲン（I）、カルコゲン（Se、Te）、アルカリ金属（Cs）、アルカリ土類（Sr）は溶出しやすい。一方で、アクチニド（U、Pu、Amなど）や希土類（Euなど）は溶出せず、大半が燃料デブリとして残っている。
- 滞留水中のスラッジには、アクチニド核種が含まれており、水に溶解した後に、沈殿を形成したものとみられる。コンクリートや鉄サビの表面にも収着すると考えられ、これらは解体廃棄物のインベントリとして考慮する必要がある。
- 建屋の場所によっては、初期の海水が相当の割合で残っている。環境で観察される塩水くさびに似た現象が示唆される（図2）。燃料冷却の RO 水は、淡水（地下水、雨水）や海水と混合して性状が変化し（表1）、上記の溶出や収着の挙動に影響するため、水の性状を知ることが重要となる。

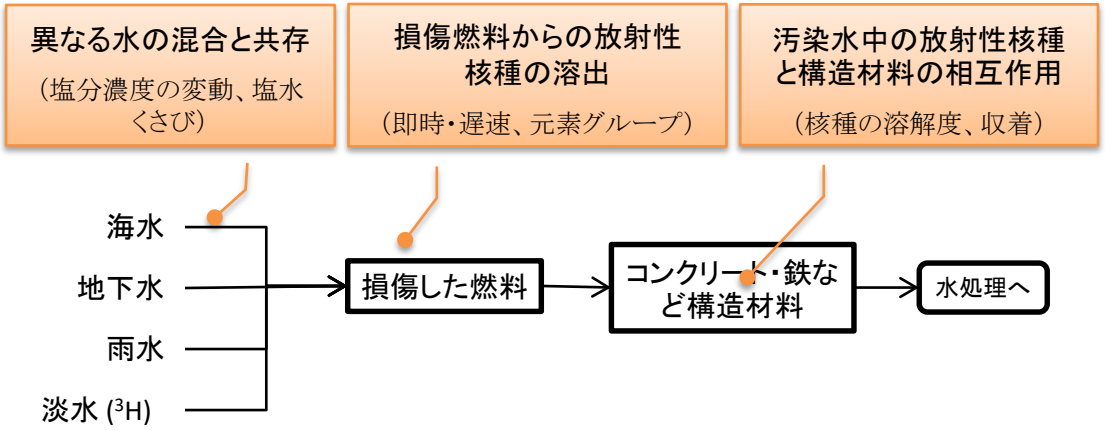


図1　水を経由した汚染メカニズムのモデル



図2 河川水と海水が層状構造をなす塩水くさびの例
小倉城と紫川の塩水くさび, http://karurakarura.seesaa.net/article/420313034.html

表1　炉内への注水実績（2011年3月12日～5月15日）

号機	海水		淡水	
	期間	体積 [m³]	期間	体積 [m³]
1	3/12～25	2,842	3/25～5/15	8,341
2	3/14～26	9,101	3/26～5/15	9,115
3	3/13～25	4,680	3/25～5/15	9,963

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
ii. 分析データの代表性に関する評価

- 実績
  - 保管管理されている放射性廃棄物の情報の電子化(データベース化)に着手し、すでに約 6 万件のデータを集積している(図1)。
  - 一方で、様々な試料の分析データを蓄積してきており、濃度は対数正規分布で表現できる可能性を見出した(図2)。
- 目標
  - 分析により得られるデータの代表性を評価する方法を見出す。
- 実施内容
  - 廃棄物の発生形態をいくつかの分類に類型化し、それぞれについてインベントリを推定する方法を検討する。
  - (2019年度)廃棄物の汚染分布に関して、発生した状態から集積、保管される過程を想定して、汚染分布の変化を分析データを踏まえて検討する。母集団が確定していない対象を統計論的に検討するため、ベイズ推定の有用性を調査する。
  - (2020年度)新たに得られたデータをもとに検討結果を見直す。前年の結果に基づいて、統計論的なインベントリ推定方法を検討する。また、方法の適用性を分析データを用いて評価する。
- 目標達成を判断する指標
  - 廃棄物の情報を整理し、廃棄物の特性を評価する。(2019年度)
  - 廃棄物情報と分析データの対応関係を示す方法を提案する。(2020年度)

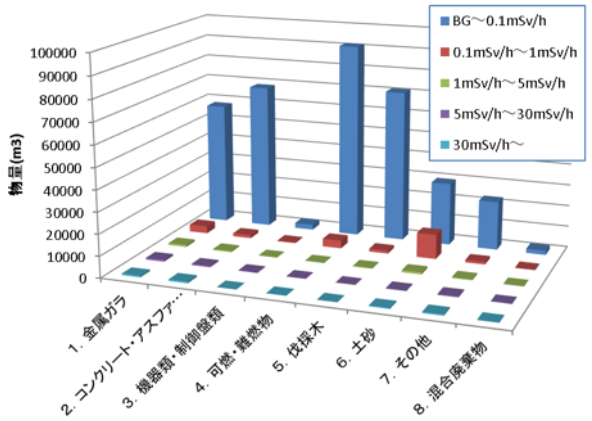


図1 保管されている廃棄物の情報の抽出例

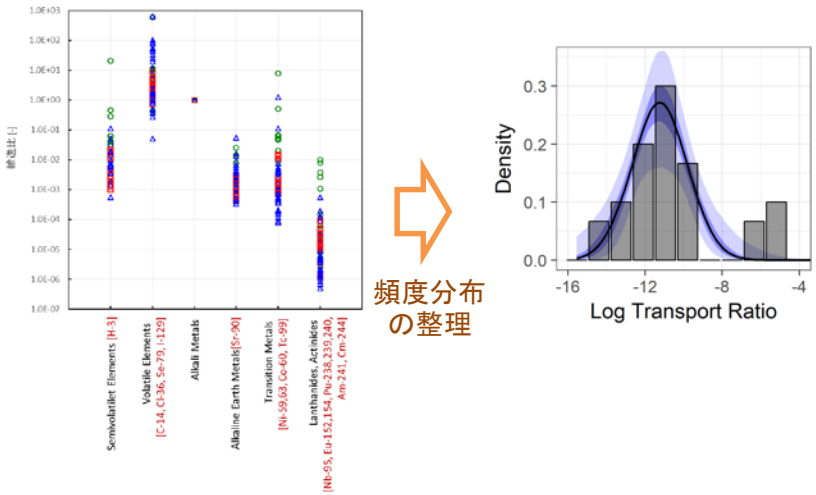


図2 分析データの統計的取り扱い方法に関する検討
(建屋内気中放出割合の例)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
ii. 分析データの代表性に関する評価(既分析試料のトレーサビリティ)

- 分析試料と廃棄物の関係を推定するために、現場の保管管理状況と分析データベースを照合した。(図1)
- トレーサビリティを有する保管エリアは「エリアQ」と「固体廃棄物貯蔵庫」に限られることが分かった。(表1)
  - 「エリアQ」に存在した瓦礫類は既に固体廃棄物貯蔵庫内に移送されており、結果として、現在、トレーサビリティのある保管エリアは「固体廃棄物貯蔵庫」のみである。
- 分析データの代表性は、廃棄物のトレーサビリティに応じて、方法を検討しなければならない。

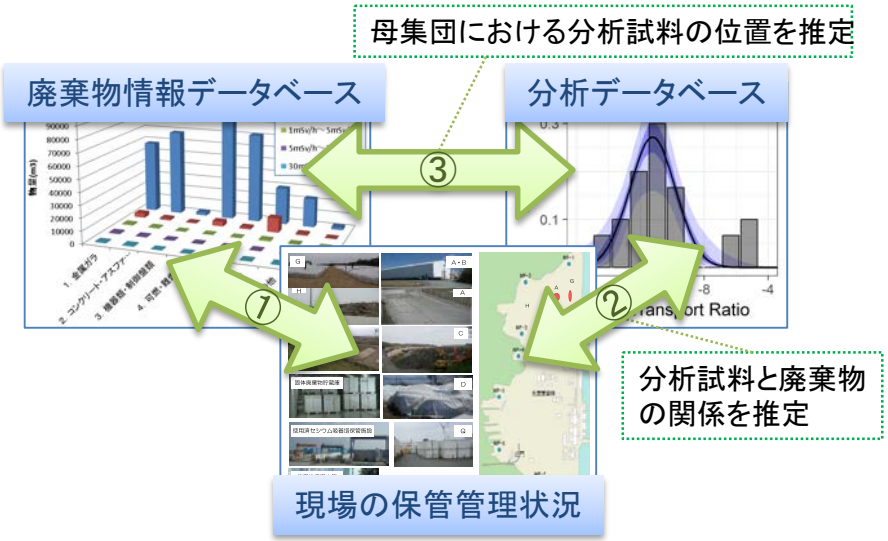


図1 実際の廃棄物とデータの照合、比較検討

表1 保管エリアの情報と廃棄物のトレーサビリティ(2019.8.30時点)

エリア	保管方法	保管物	表面線量率区分(mSv/h)	エリア占有率	トレーサビリティ
B	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	95%	無し
C	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	99%	無し
F2	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	85%	無し
J	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	78%	無し
N	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	96%	無し
O	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	83%	無し
P1	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	80%	無し
U	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	100%	無し
V	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	80%	無し
AA	屋外集積	瓦礫類	0.1 以下	26%	無し
D	シート養生	瓦礫類	0.1～1	58%	無し
E1	シート養生	瓦礫類	0.1～1	88%	無し
P2	シート養生	瓦礫類	0.1～1	62%	無し
W	シート養生	瓦礫類	0.1～1	27%	無し
X	シート養生	瓦礫類	0.1～1	65%	無し
L	覆土式一時保管施設	瓦礫類	1～30	100%	無し
A	仮設保管設備	瓦礫類	1～30	14%	無し
E2	容器収納	瓦礫類	1～30	26%	無し
F1	容器収納	瓦礫類	1～30	99%	無し
Q	容器収納	瓦礫類	1～30	0%	物により有り
固体廃棄物貯蔵庫	容器収納	瓦礫類	—	36%	有り
G	屋外集積	伐採木, 幹根枝葉	—	63%	無し
H	屋外集積	伐採木, 幹根枝葉	—	74%	無し
M	屋外集積	伐採木, 幹根枝葉	—	88%	無し
V	屋外集積	伐採木, 幹根枝葉	—	2%	無し
G	一時保管槽	伐採木, 枝葉	—	88%	無し
T	一時保管槽	伐採木, 枝葉	—	94%	無し
小文字エリア	屋外集積	使用済み保護衣	—	81%	無し

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築

ii. 分析データの代表性に関する評価(代表性を考慮した分析試料の採取に関する検討)

- 処理がなされる廃棄物は、処理後の性状を調べる必要があり、また、処理後に試料の採取が困難となる場合がある。一方で、工学的な運転を行う前提では、サンプリングの代表性を検討しやすい。そこで、継続した発生が見込まれる、可燃物の焼却処理により発生する焼却灰からのサンプリングを検討した。
  - 焼却処理は、保護衣が順次処理されており、他の可燃物にも拡大される予定である。灰がドラム缶詰めにされる過程で代表性を持ったサンプリングを行う必要がある。(図1)
- 運転において得られる情報として、焼却灰を収納したドラム缶の表面線量率がある、これは、サンプリングの方針を立てる上で重要であるので、情報を整理した(図2)。また、焼却処理の工程に基づいて、焼却後の灰のサンプリングの方法を検討した。
  - 放射性物質分析・研究施設第1棟の運用が開始された後に、分析される見通しであり、具体化を継続する必要がある(「vi. 分析データの評価・管理」のサンプリング手法の検討を参照)。

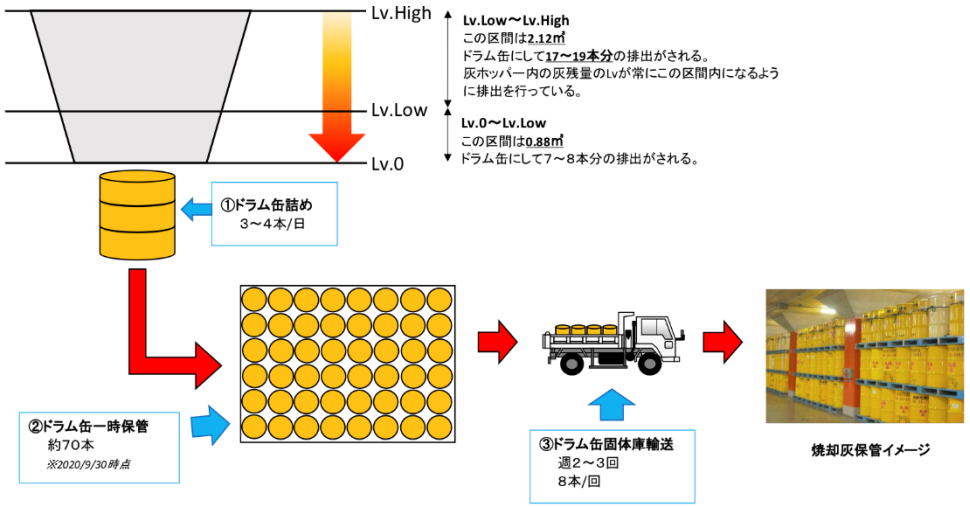


図1 可燃物の焼却処理により生ずる灰の保管

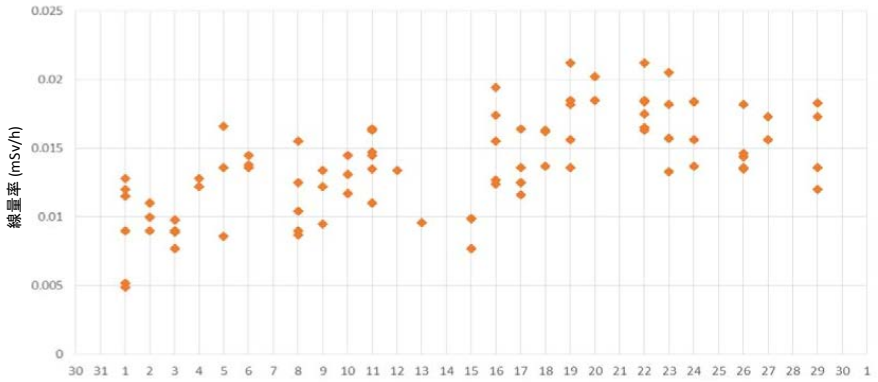


図2 ある月に発生したドラム缶の線量率分布

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
ii. 分析データの代表性に関する評価(つづき)

- 2021年度以降の操業が予定され、伐採木や雑可燃物も処理の対象としている増設焼却炉(図1)から発生する焼却灰のサンプリング方法の検討を行った。
  - 可燃物は不均一であるが、焼却時に均質化されるため、月に1度の頻度でのサンプリングを検討した。灰充填室内においてコンテナの蓋を締める前に行う方法を検討した。
- 汚染土は、専用貯蔵庫から増設貯蔵庫へ移される見込みであり、事故当時の汚染分布が残る場所として「震災当初に建設された仮設設備」および「フェーシングエリア」があることから、サンプリング方法を検討した。
  - 土壌の汚染は深度方向にも分布していると考えられる(図2)ことから、サンプリング手法として深度方向に5 mm間隔でサンプリング可能なスクレーパープレート(図3)の使用を検討した。
- また、分析試料を工事等の作業から入手する方法があり、工事等の内容や工程を考慮して、計画を検討し、工事等と連携して試料を採取することが重要である。

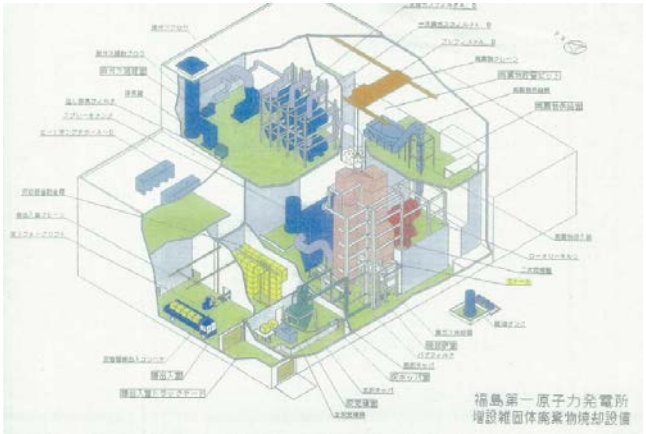
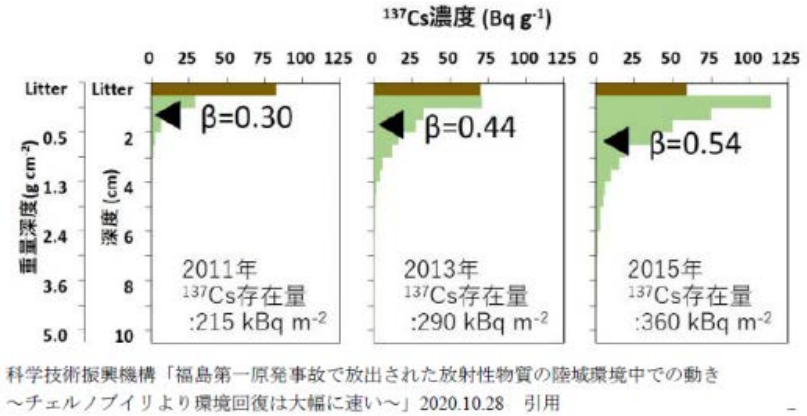


図1 増設焼却設備全体図



科学技術振興機構「福島第一原発事故で放出された放射性物質の陸域環境中での動き ～チェルノブイリより環境回復は大幅に速い～」2020.10.28 引用

図2 福島原子力発電所郊外のスギ林土壌のCs-137濃度

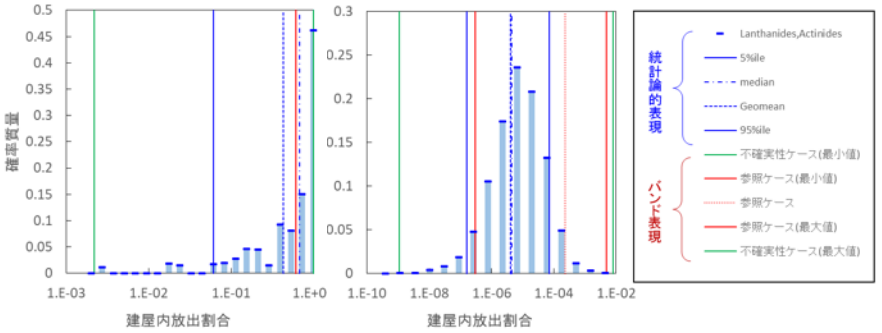


図3 スクレーパープレート
(参考:塚原製作所)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

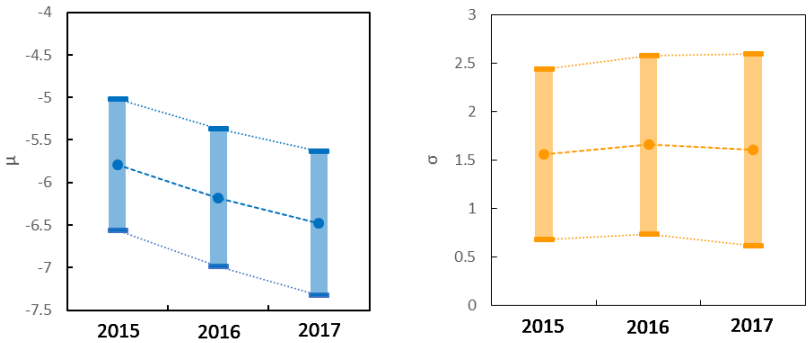
（a）性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
iii. 分析データの特徴に関する調査・整理、iv 統計論的インベントリ推定方法

- 実績
  - 核種の移行割合を推定するために、分析データからベイズ統計に基づき確率密度分布として表現しうることを見出した（図1）。
  - 分析データの蓄積に伴い、分布のパラメータ（平均と分散）が変化するが、核種や廃棄物の種類によっては不確実性に改善が見られない場合があることがわかり、モデルや処理方法の改善が必要である（図2）。
- 目標
  - 廃棄物の含有する放射能量（インベントリ）を統計論的に推定する方法を確立する。
- 実施内容
  - 廃棄物の発生形態をいくつかの分類に類型化し、それぞれについてインベントリを推定する方法を検討する。
  - （2019年度）ブートストラップ法等と比較し、ベイズ統計が本法に最も適していると結論付けた。
  - （2020年度）インベントリを統計論的に推算する方法の高度化を目的とし、いくつかのパラメータの見直しを行う。また、廃棄物インベントリの統計論的推算手法をツールとして使用できるようにパッケージ化する。
- 目標達成を判断する指標
  - 分析データの特徴を整理して示す。応用に適した統計論的な手法を抽出する。（2019年度）
  - パッケージ化されたツールにてインベントリを推算する。（2020年度）



アルカリ金属核種　　ランタニド・アクチニド核種

図1　ベイズ統計に基づきモンテカルロ計算を援用して求めた核種移行割合（確率密度分布としての表現）



平均 (μ)　　分散 (σ)

図2　データ増加に伴う対数正規分布パラメータの変化（原子炉建屋内へのアルカリ土類金属元素輸送比）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築

iii. 分析データの特徴に関する調査・整理(階層モデル、個体の汚染分布)

- 発生した廃棄物は、容器に入れられて保管される。個々の廃棄物の汚染分布は一般的に不均一であり、結果として、保管容器内部の分布、また、保管設備における汚染分布はいずれも不均一である(図1)。分析データの特徴として重要である、値のばらつきに関して、この 3 階層に基づくモデルを考慮して特性を検討している。
- 第一の階層である個々の廃棄物に関しては、イメージングプレートによるデータを収集しており、その分布を定量的に評価する方法を検討している。(図2、「i. 汚染メカニズムの把握」参照)

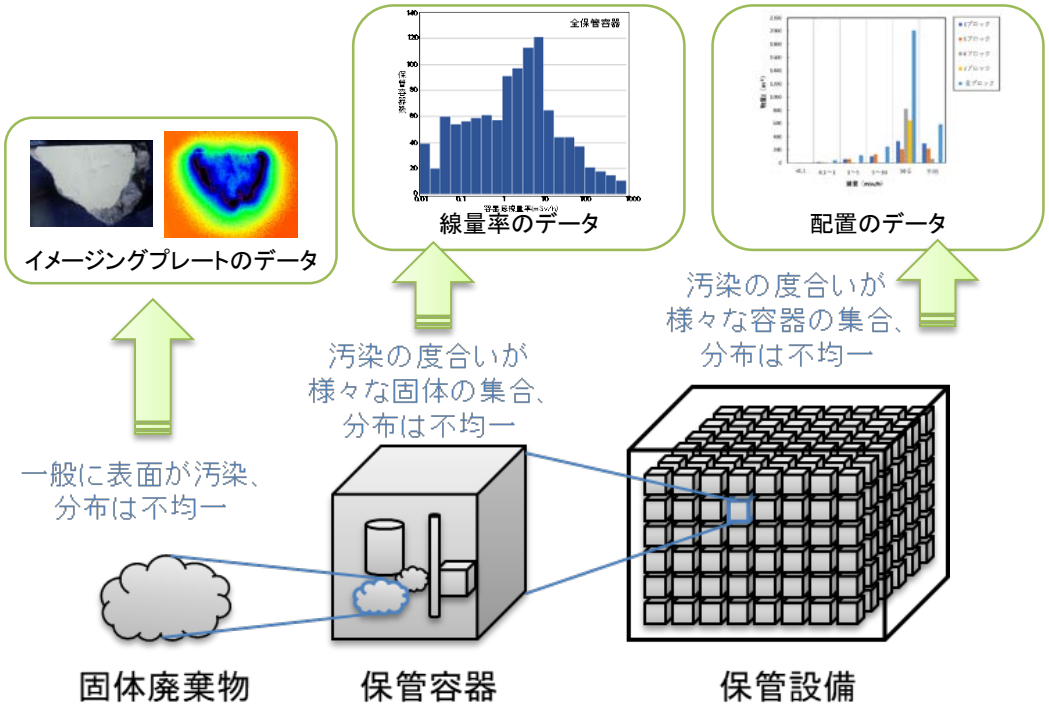


図1 廃棄物の集積に関する階層構造モデルと関連する情報

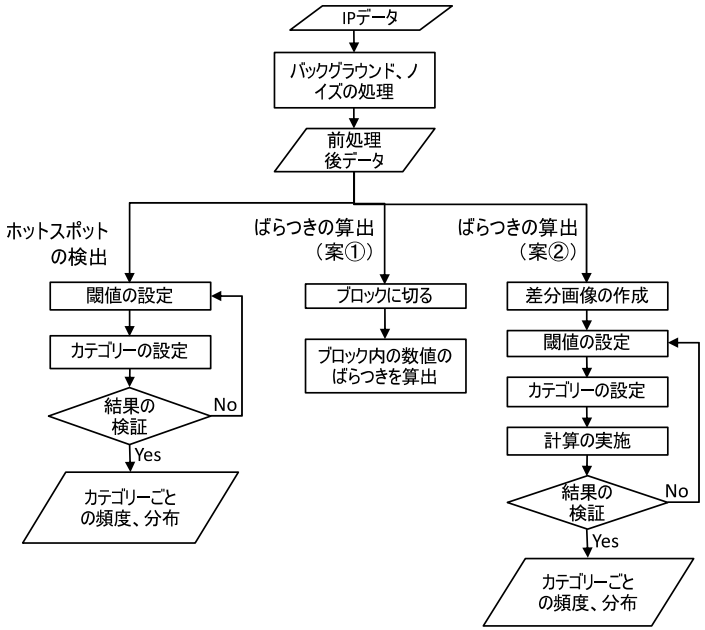


図2 イメージングプレートデータの解析による汚染のばらつき評価方法(試案)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築

iii. 分析データの特徴に関する調査・整理(保管容器の汚染分布)

- 第二の階層である、保管容器単位の分布については、コンテナの線量率を複数の方向から測ったデータがあり(図1)、これを活用して検討した。
- 容器の側面から測定した線量率について、それらの平均に対する比を求め、その標準偏差を計算した。コンテナを線量率に応じて分類して頻度分布をプロットすると、標準偏差はばらつきがある分布を示すことが示唆された(図2)。
  - 線量率による区分にかかわらず同様の分布を示した。また、コンテナの内部で中心に位置している(標準偏差がゼロ)場合よりも、幾分ずれているところに最頻値が現れた。
- これは、保管容器内における放射性核種の分布を統計的に推定しうることを示唆するものであり、似たような分布としてガンマ分布がある(図3)。

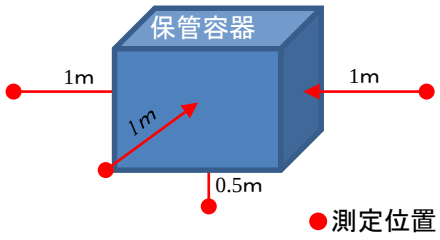


図1 保管容器の線量率測定条件

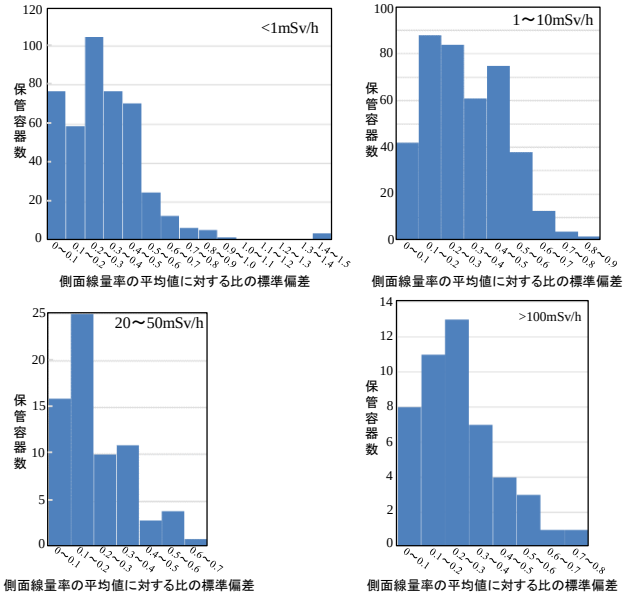


図2 高線量瓦礫コンテナの線量率の偏在(複数の方向からの測定値のばらつき)

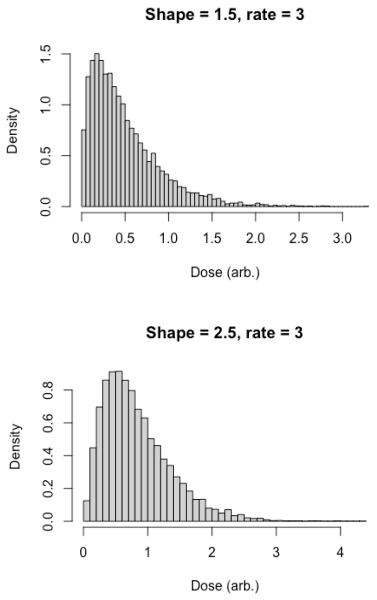


図3 保管容器線量率のばらつきと対照するガンマ分布の例(計算による)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築

iii. 分析データの特徴に関する調査・整理(施設の汚染分布、まとめ)

- 第三の階層である保管設備に収納された廃棄物(容器)の分布については、線量率と物量の関係を調べた。
  - 収納されているブロックごとにばらつきはあるものの、全体的に見ると、ある分布を持つことがうかがわれた(図1)。
- 以上のように、汚染分布を体系的に議論するため、階層ごとのモデル化とともに、階層間の関係をモデル化して組み合わせることが重要であると考えられる(図2)。
  - それぞれの階層において制約条件があり、最終的な施設内で保管する廃棄物(第三階層)の分布はある範囲の分布を持つものとなると予想される。

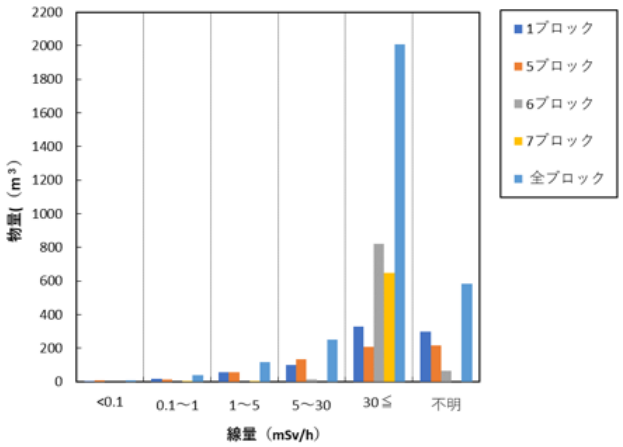


図1 固体廃棄物貯蔵庫8棟地下2階に保管される廃棄物の線量率分布

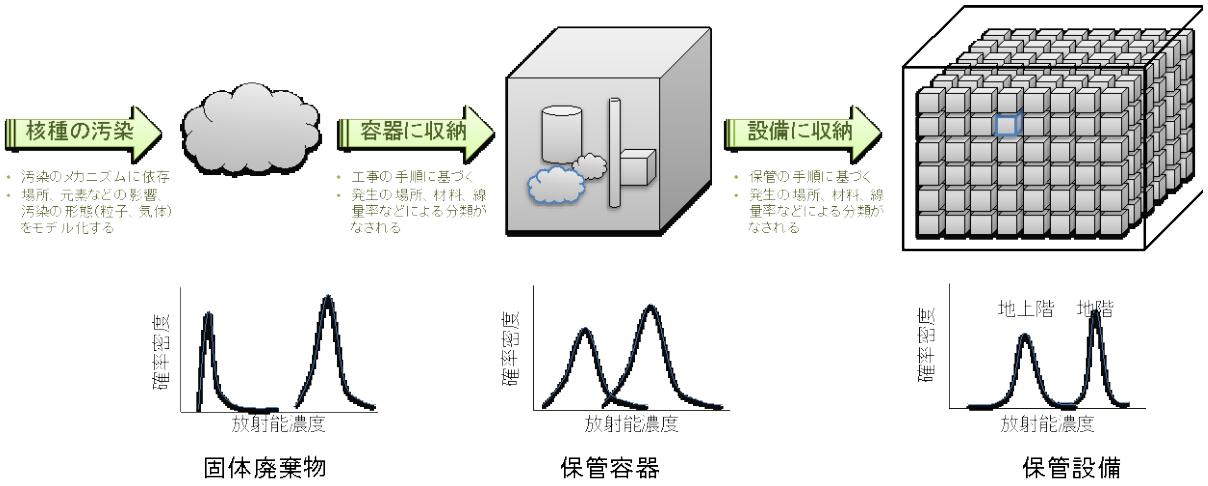


図2 廃棄物が集積される階層間の制約と期待される汚染の分布

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築

iv. 統計論的インベントリ推定方法(核種移行パラメータの不確実性低減)

- インベントリ推定のために解析的な核種移行モデルの開発に取り組んだ。炉内燃料と炉内構造物(放射化生成物)をソースタームとして種々の廃棄物への移行を計算する。放射性核種の移行パラメータを分析値をもとに設定していく(図1)。
- 核種移行パラメータは、建屋の内外、滞留水への移行について分析データに基づいて設定する。これまでに移行割合が対数正規分布に従うことを利用して確率密度分布として表現すること、蓄積されるデータによりパラメータの不確実性を表現することを確立してきた。分析データの蓄積とともに、パラメータの確からしさを向上することができた(図2)。
  - この方法では、相対的かつ規格化した濃度(輸送比)の分布をベイズ統計により解析し、パラメータ(平均と標準偏差)の不確実性を定量的に表すことができる。

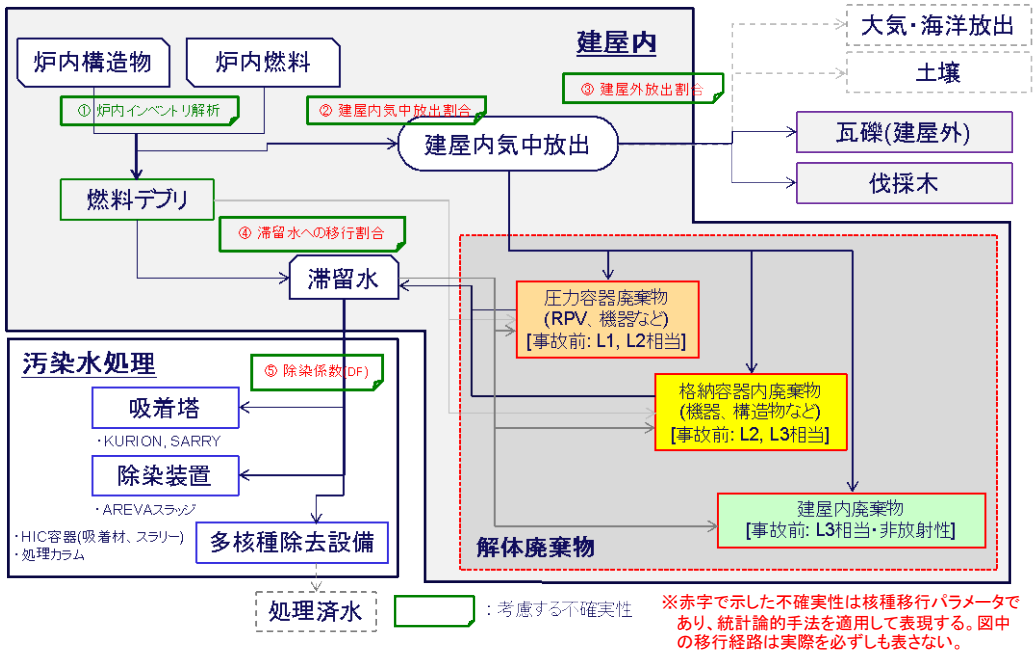


図1 福島第一事故廃棄物発生の全体像

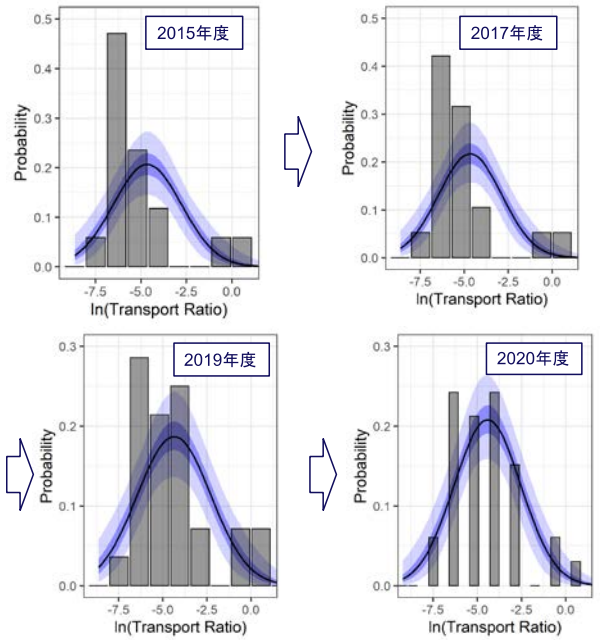


図2 分析データの蓄積に伴う建屋外放出割合の変遷(遷移金属グループ)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
iv. 統計論的インベントリ推定方法（インベントリの計算、計算ツールの整備）

- 新たに得られたデータを用いて、核種移行パラメータを見直し、統計論的なインベントリを改めて求めた。
- ALPS吸着材の一部で得られた分析と推算結果を比較したところよく整合していた（図1）。
- 他にも、汚染水処理二次廃棄物(KURION 吸着塔・SARRY 吸着塔・AREVA スラッジおよび多核種除去設備)、瓦礫等、燃料デブリ、解体廃棄物を対象としてインベントリを推算し、次年度の処分等の技術検討への提供に備えることができた。
- 蓄積した分析データを効率的に利用するため、分析データベース（「vi. 分析データの評価・管理 」参照）の「ダウンロード出力」機能からのデータを取り込むよう改良し、ベイズ統計計算を可能とする計算ツールを整備した（図2）。

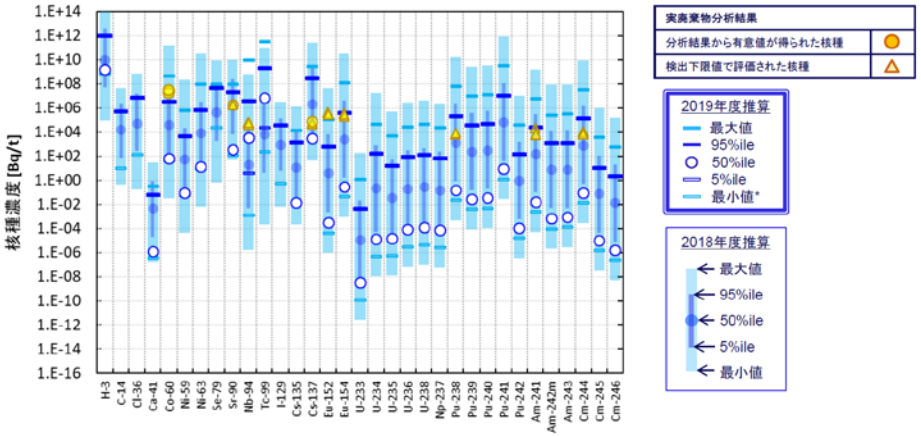


図1 統計論的なインベントリ推算結果と分析値の比較の例
（ALPS吸着材 活性炭）

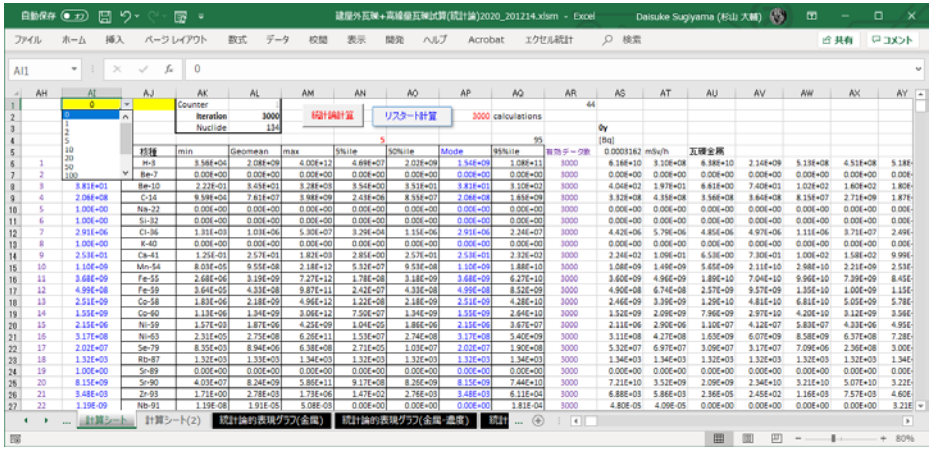


図2 分析データの利用をより簡便にするよう整備した計算ツール

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
iv. 統計論的インベントリ推定方法

- インベントリ推算の不確実性を低減するため、いくつかの方法を基礎的に検討した。今後計算ツールへの取り込みを検討する。
- 分析値が外れた傾向にあるデータを除外する(ある廃棄物の集合を複数に分割することに相当する)場合について、その効果を定量的に評価することを試みた。
- 線量率の測定データがある保管中の水処理二次廃棄物(HICに収納されたスラリー)を対象として(図1)、前の工程の水の分析値(図2左)から除染係数(DF)を算出し(図2中)、スラリーのインベントリを計算した(図2右)。
- 高線量瓦礫収納コンテナの線量率分布が対数正規分布となると仮定して、ベイズ推定により線量率の分布を再現しうることを見出した。
- 確率密度分布が双峰を示す核種グループには、最頻値がゼロとなる事例があった。この場合に、50%ile値を参照すると、算出されるインベントリが過剰に保守的となることが課題となった。モンテカルロ計算で得た統計論的な核種インベントリ推算結果から確率密度関数を求め、カーネル密度推定法を適用し、最頻値を求める手法を整備した。

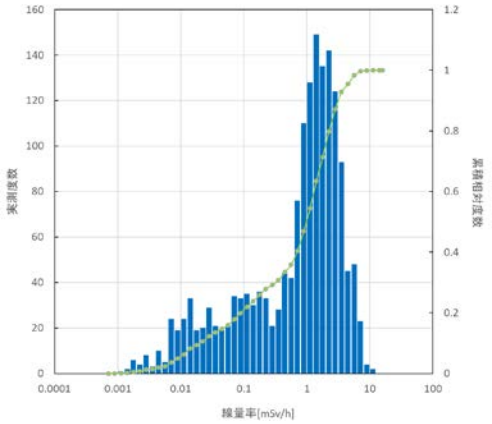
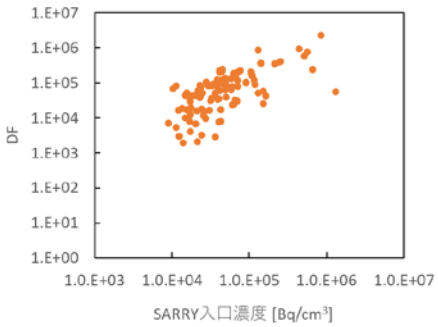
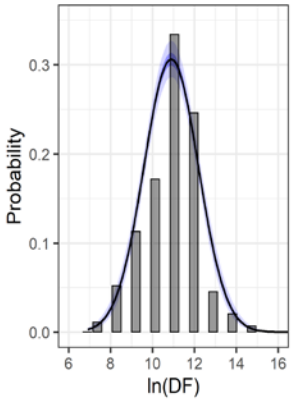


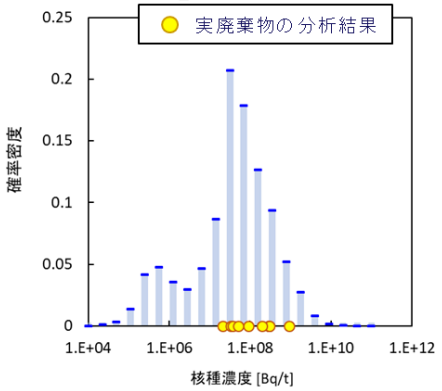
図1炭酸塩スラリーを収納した保管容器の線量率分布



セシウム吸着塔 (SARRY)の ^{137}Cs入口濃度と DF の関係



セシウム吸着塔処理による DFの確率密度分布



炭酸塩スラリーインベントリの確率密度分布

図2除染係数(DF)を確率論的に設定したインベントリの推算

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
v. 分析データの取得, vi. 分析データの評価・管理

- 実績
  - 分析試料を採取、あるいは東京電力から提供を受けて入手し、これを茨城地区の分析施設に輸送して分析している。(図1)。得られた分析データは順次公開するとともに(図2)、データベース (FRAnDLi) に収録して閲覧に供している。
- 目標
  - 性状把握の方法を構築するため、分析データを蓄積する。
- 実施内容
  - 分析に供する試料を採取、あるいは東京電力から提供を受け入手する。得られた分析試料は東京電力の協力を得て保管管理するとともに、分析施設へ輸送する。試料は使用の許可を有する施設にて分析する。(2019年度、2020年度)
  - 得られた分析データは順次公開するとともに、インターネットを介した閲覧に供する。また充足するべきデータを、蓄積したデータや廃棄物の発生予測等を考慮して検討する。(2019年度、2020年度)
- 目標達成を判断する指標
  - 分析試料の採取、保管管理、輸送、分析を実施する。分析データの公開を継続する。不足している分析データ、試料を示す。(2019年度、2020年度)

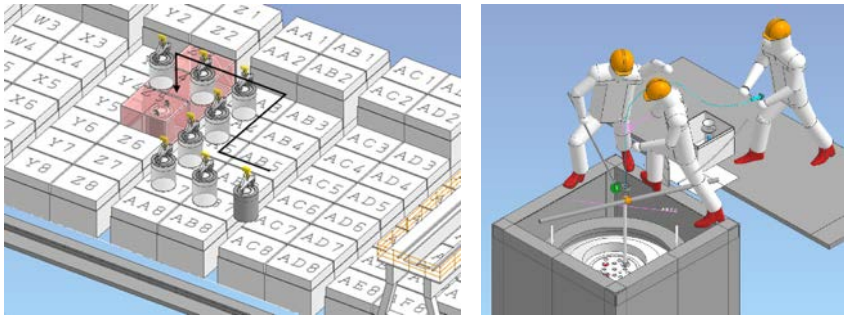


図1 保管容器 (HIC) からの水処理二次廃棄物試料の採取作業

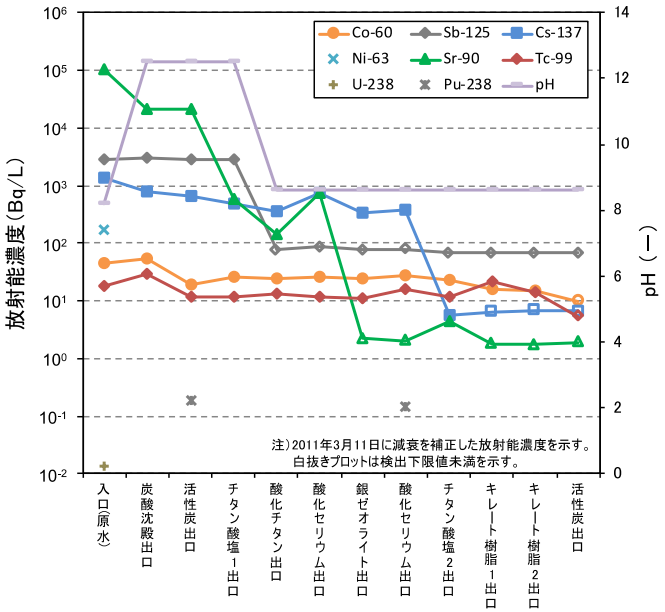


図2 公開した分析データの例[*1]
(多核種除去設備の主要機器出口の放射能濃度)

*1 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会(第60回), 2018年11月29日.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
v. 分析データの取得（分析試料の採取）

- 採取した分析試料（汚染水処理二次廃棄物、汚染水）

分類	対象	試料	採取日
処理水	SARRY II 工程水	入口側フィルタ出口、同時吸着塔1~4塔、出口（計6試料）を4組。	2019.12.3 2020.1.30 2020.3.17 2020.11.20
吸着材	ALPS（既設 ABC系）	チタン酸塩1	2019.11.29
	ALPS（増設 A系）	チタン酸塩1	2020.6.12
		酸化セリウム	2020.7.8
		銀ゼオライト	2020.9.8
		活性炭	2020.6.24
	ALPS（増設 B.C系）	チタン酸塩1	2020.6.12
		酸化セリウム	2020.7.30
		チタン酸塩2	2020.9.14
		キレート樹脂1	2019.8.26
		キレート樹脂2	2019.9.12
	保管中HIC	CN4000	2020.1.27

内容物	HICシリアルNo.	採取日
鉄共沈スラリー	625899-163	2019.12.18
	625899-283L	2020.1.9
	PO641180-142	2020.1.10
	625899-205L	2019.12.25
	PO641180-65	2020.1.14
	PO646393-71	2019.12.19
	PO646393-78	2020.1.20
	PO646393-90	2020.1.24
	625899-013	2019.12.20
	625899-053	2019.12.23
	625899-304	2020.1.17
	625899-164	2019.12.24
炭酸塩スラリー	PO648352-191	2020.1.22
	PO648352-185	2020.1.23
	PO641180-242	2020.1.15
	PO646393-181	2020.1.21

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（a）性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
v. 分析データの取得（分析の状況、試料の輸送）

■ 2020年に採取した試料（【】は採取日）

分類	試料
増設 ALPS 吸着材	銀ゼオライト（A系）【9/8】、酸化セリウム（BC系）【7/30】、（A系）【7/8】、活性炭（A系）【6/24】、モレキュライトSR（A系）【6/12】、チタン酸塩 2（BC系）【9/14】
SARRY II 工程水	入口、フィルター出口（F-2）、同時吸着塔 1塔出口（S-2）、同2塔出口（S-3）、同3塔出口（S-1）、同4塔出口（S-4）【11/20】

■ 分析を実施した試料

項目	分析施設	試料
瓦礫	JAEA（原科研）	覆土式一時保管施設第2槽瓦礫、1号機周辺（西側）瓦礫、3号機原子炉建屋ASTACO撤去瓦礫、3号機オペフロ瓦礫
汚染水 水処理二次廃棄物	JAEA（核サ研）	2号機原子炉建屋トーラス室等 滞留水、多核種除去設備吸着材（銀ゼオライト、酸化セリウム等）、土嚢ゼオライト、濃縮廃液スラリー
瓦礫	JAEA（大洗）	覆土式一時保管施設第4槽瓦礫
解体廃棄物、汚染水	NDC	2号機原子炉建屋屋上瓦礫、PMB及びHTI建屋スラッジ、SARRY Ⅱ 処理水
汚染水、水処理二次廃棄物	NFD	1号機廃棄物処理建屋スラッジ、2号機原子炉建屋トーラス室スラッジ、既設ALPS鉄共沈スラリー、増設ALPS炭酸塩スラリー

■ 福島第一原子力発電所から各分析施設への分析試料の輸送実績

回数	輸送日	行先	分析試料
輸送1	2020年9月30日	NDC	処理水、建屋スラッジ
輸送2	2021年2月4日	JAEA（核サ研）	ALPS炭酸塩スラリー

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a) 性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
v. 分析データの取得 （原子炉建屋内および周辺瓦礫の分析結果*）

- 1号機周辺、3号機R/Bオペフロから採取した瓦礫試料および3号機R/Bから遠隔操作重機により撤去された瓦礫試料を分析した（表1）。イメージングプレート（IP）法による撮影（図1）の際、瓦礫試料の面研削により得られたコンクリート粉末を、試料表面からの層別に集めて分析試料とし、放射性核種分析に供した。
- 1及び3号機原子炉建屋瓦礫の$^{90}Sr/^{137}Cs$比、，$^{238}Pu/^{137}Cs$比は、これまでに報告した値と同程度であった（図2）。

表1　原子炉建屋内および周辺瓦礫試料

試料名	採取場所	試料
1U-03-A	1号機周辺（西側）	上面 I
1U-03-B		上面 II
1U-03-C		中間層 I
1U-03-D		中間層 II
1U-03-E		深層
3RB-OP-C1-A	3号機オペフロ	塗膜面
3RB-OP-C1-B		境界付近
3RB-OP-C1-C		コンクリート
3RB-AS-R9-1-A	遠隔操作重機撤去瓦礫	高汚染層I
3RB-AS-R9-1-B		高汚染層II
3RB-AS-R9-1-C		高汚染層III
3RB-AS-R9-1-D		高汚染層IV
3RB-AS-R9-1-E		高汚染層V
3RB-AS-R9-1-F		高汚染層VI
3RB-AS-R9-1-G		中間層I
3RB-AS-R9-1-H		中間層II
3RB-AS-R9-1-I		中間層III
3RB-AS-R9-1-J		中間層IV
3RB-AS-R9-1-K		深層

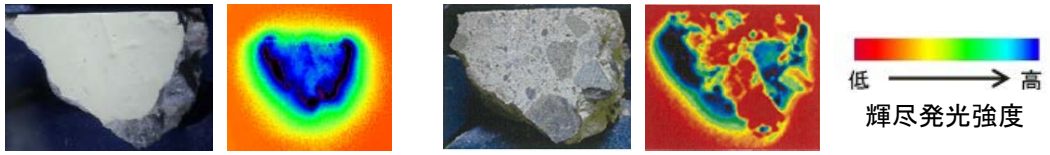


図1　IP撮影画像の例（左：試料写真，右：IP画像）

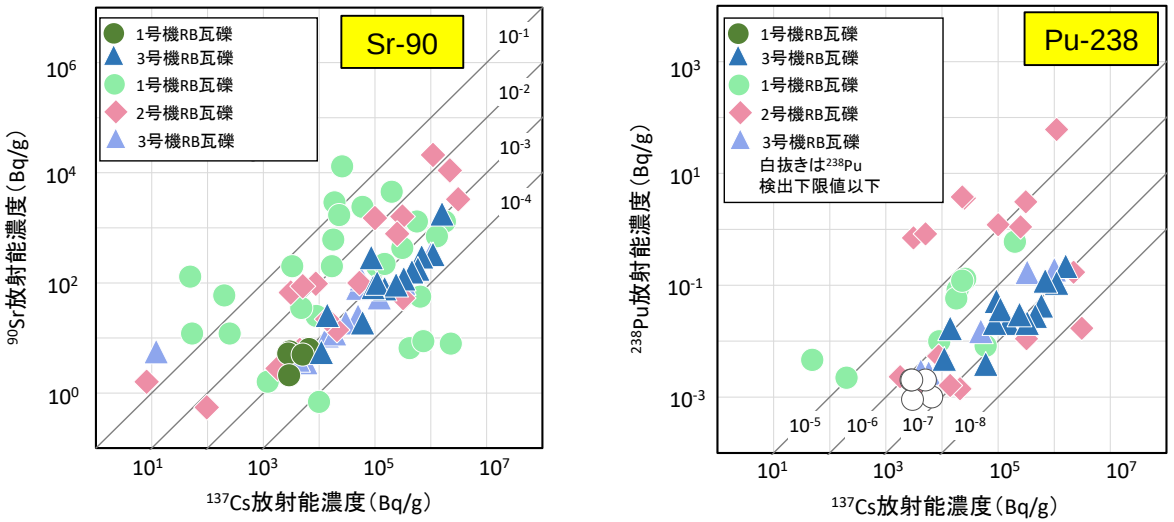


図2　核種分析結果（Cs-137濃度に対するプロット）（左：Sr-90，右：Pu-238）

* 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第56回），平成30年7月26日.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
v. 分析データの取得 （土嚢ゼオライトの分析結果）

- 集中廃棄物処理建屋の地下に投入された土嚢ゼオライトを分析した。中長期的に低減すべきリスクのひとつに挙げられている。
- 約 0.1 g の試料をシャーレ越しに測定したところ 2 mSv/h 程度であった。試料は高線量率であり、作業者の被ばく低減のために硝酸カリウム水溶液と接触させ、線量率を 4 分の 1 程度に低減して分析を行った。
- 蛍光 X 線分析により、クリノプチロライトであることを確認した。
- 前処理のために打撃を加えて粉砕した。未使用のものと比べ、破砕の様子に違いは認められなかった。
- 放射性核種は、^{137}Cs が主であり、^{90}Sr や微量の ^{241}Am を検出した。一方、^{54}Mn、^{60}Co、^{94}Nb、^{125}Sb、^{152}Eu、^{238}Pu、$^{239+240}$Pu、^{244}Cm は検出されなかった。

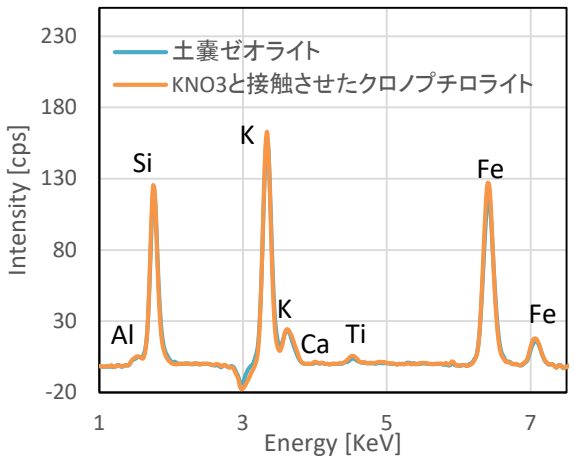


図1 クリノプチロライトと土嚢ゼオライトの比較（Cs粗分離処理をしたのちのスペクトル）

表1 土嚢ゼオライトの放射能分析結果

No.	試料名		放射能濃度〔Bq/g〕*1						
			^{54}Mn（約312日）	^{60}Co（約5.3年）	^{94}Nb（約2.0×10^{4}年）	^{134}Cs（約2.1年）	^{137}Cs（約30年）	^{152}Eu（約14年）	^{125}Sb（約2.8年）
1	PMB-Ze-01	Cs粗分離分	< 4×10^{2}	< 2×10^{2}	< 2×10^{2}	(6.6±0.1)×10^{6}	(1.1±0.1)×10^{8}	< 7×10^{2}	< 3×10^{3}
		ｱﾙｶﾘ融解分	< 2×10^{2}	< 8×10^{1}	< 8×10^{1}	(1.9±0.1)×10^{6}	(3.1±0.1)×10^{7}	< 4×10^{2}	< 5×10^{2}
		残渣分	< 2×10^{1}	< 7×10^{0}	< 7×10^{0}	(8.2±0.1)×10^{3}	(1.3±0.1)×10^{5}	< 3×10^{1}	< 3×10^{2}
		合計				(8.5±0.1)×10^{6}	(1.4±0.1)×10^{8}		

No.	試料名		放射能濃度〔Bq/g〕*1				
			^{90}Sr（約29年）	^{238}Pu（約88年）	^{239}Pu+^{240}Pu（約2.4×10^{4}年, 約6.6×10^{3}年）	^{241}Am（約4.3×10^{2}年）	^{244}Cm（約18年）
1	PMB-Ze-01	Cs粗分離分	(9.2±0.1)×10^{6}	< 3×10^{-1}	< 3×10^{-1}	< 3×10^{-1}	< 4×10^{-1}
		ｱﾙｶﾘ融解分	(1.5±0.1)×10^{6}	< 2×10^{-1}	< 2×10^{-1}	(2.4±0.6)×10^{-1}	< 2×10^{-1}
		合計	(1.1±0.1)×10^{7}			(2.4±0.6)×10^{-1}	

*1 放射能濃度は採取日（2020.2.12）において補正。分析値の±の後の数値は、計数値誤差である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

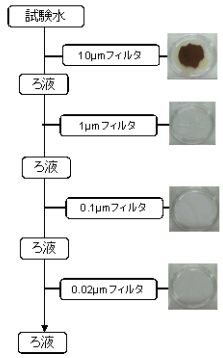
(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
v. 分析データの取得 （2号機トーラス室滞留水の分析結果*）

- 2号機トーラス室底部で採取された固形物を含む滞留水 2 試料について、孔径 10、1、0.1、0.02 μmのフィルターでろ過した各回収物及びろ液の放射性核種分析等を実施した。
- 最深部水試料（LI-TS-05）の 10 μmフィルター回収物から、Pu、Am 及び Cm が検出された。ろ液から Pu-238 及び Am-241 が検出された。放射能量は、99.9 %以上が 10 μmフィルターにより回収された。
- 固形分は Feが主成分である。硝酸に不溶解性の成分からは、主として Siが検出されており、α核種は、Fe系の粒子に同伴するものと Si系の粒子に同伴するものが存在するとみられる。

表1 2号機トーラス室滞留水に含まれる固形分の放射能、元素濃度の分析結果

4-① α核種分析 TEPCO

- 試験水に対し、段階的なフィルタを設け、各フィルタでの回収物とろ液に対し分析を実施。
- フィルタ径の選定にあたっては、ALPSで使用しているクロスフローフィルタが0.02μmであることから本試験でも0.02μmまでを採用することとした。



粒径	Bq/L						
	U-235	U-238	Am-241	Cm-244	Cm-242	Pu-238	Pu-239+240
＞10 μm	7.2E-01	5.7E+00	1.7E+04	1.3E+04	5.6E+01	5.2E+03	1.8E+03
10～1 μm	<6.0E-04	1.3E-03	<2.0E+00	<2.0E+00	<2.0E+00	<6.0E-01	<6.0E-01
1～0.1 μm	<6.0E-04	1.7E-03	<2.0E+00	<2.0E+00	<2.0E+00	<5.0E-01	<6.0E-01
0.1～0.02 μm	3.0E-03	2.4E-02	<1.0E+00	<2.0E+00	<2.0E+00	<6.0E-01	<9.0E-01
＜0.02 μm（ろ液）	<9.0E-04	1.9E-03	7.7E-01	<5.0E-01	<6.0E-01	1.4E+00	<5.0E-01

【参考】

粒径	Bq/L			
	全α	Cs-134	Cs-137	Co-60
＞10 μm	3.7E+04	1.7E+06	3.2E+07	1.7E+06
10～1 μm	<2.0E+00	2.2E+04	4.4E+05	<8.0E+02
1～0.1 μm	<2.0E+00	<7.0E+02	3.2E+03	<5.0E+02
0.1～0.02 μm	<2.0E+00	5.9E+03	1.1E+05	5.6E+02
＜0.02 μm（ろ液）	2.2E+00	7.0E+07	1.4E+09	5.5E+04

Uを除くデータは廃炉・汚染水対策事業による成果

α核種の粒径として、概ね数μm以上のものと推測され、同程度のフィルタを設置することにより、告示濃度(4Bq/L)を満足できると考える。

フィルタ設備のメッシュ径の設計に反映

5

【参考】フィルタ回収物の元素組成 TEPCO

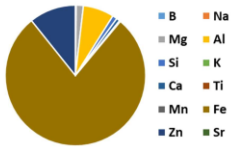
- 孔径10μmフィルタ回収物について硝酸溶液で溶解し、元素濃度を分析した。
- 主に鉄成分に海水由来の元素が確認されている。

フィルタ回収物の元素濃度*2 ［単位：mg/mL］

	B	Na	Mg	Al	Si	K
採取器で採取した水（2020.6.30採取）	4.6×10^{-3}	ND	4.2×10^{-2}	1.8×10^{-1}	2.7×10^{-2}	ND
ポンプで採取した水*1（2020.2.13採取）	ND	1.3×10^{-1}	1.1×10^{-2}	ND	ND	ND
	Ca	**Ti**	**Mn**	**Fe**	**Zn**	**Sr**
採取器で採取した水（2020.6.30採取）	2.0×10^{-2}	ND	6.4×10^{-3}	2.0×10^{0}	2.8×10^{-1}	ND
ポンプで採取した水*1（2020.2.13採取）	5.4×10^{-3}	ND	ND	1.3×10^{-3}	ND	ND

フィルター回収物の元素組成*2 *3 ［単位：%］

	B	Na	Mg	Al	Si	K
採取器で採取した水（2020.6.30採取）	0.18	ND	1.6	7.1	1.1	ND
ポンプで採取した水*1（2020.2.13採取）	ND	88.2	7.3	ND	ND	ND
	Ca	**Ti**	**Mn**	**Fe**	**Zn**	**Sr**
採取器で採取した水（2020.6.30採取）	0.79	ND	0.25	78.2	10.7	ND
ポンプで採取した水*1（2020.2.13採取）	3.6	ND	ND	0.8	ND	ND



フィルター回収物元素組成

*1 孔径1及び10 μmフィルタ回収物の合計値。ろ過後に洗浄していないため、海水成分による影響の可能性がある。
*2「ND」は不検出。
*3 検出された元素の合計を100 %としている。

本データは廃炉・汚染水対策事業による成果

6

* 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第86回）, 資料3-1, 令和3年1月28日.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
vi. 分析データの評価・管理（データベース）

- データベース FRAnDLi (Fukushima Daiichi Radwaste Analytical Data Library) の運用を継続して実施している（図1）。
  - 本事業で得たデータとともに、東京電力が発表した関連データも収録している（表1、3月24日にも追加して収録した）。
  - アクセスの統計データから、毎月 1,000 件を超えるアクセスを得ており、年間を通して利用されていることがわかった（図2）。

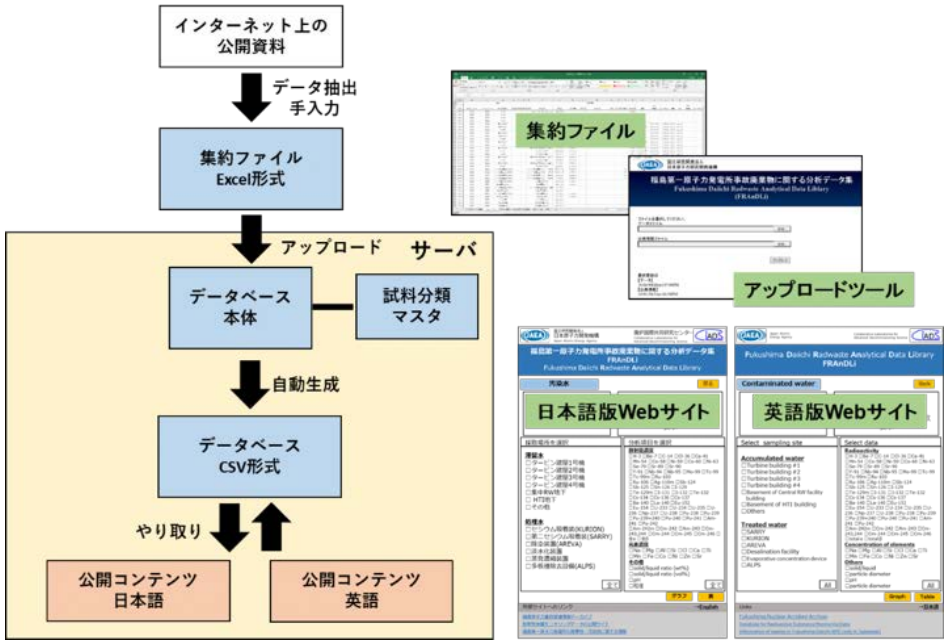


図1 FRAnDLi の概要

表1 2020年度のデータ収録の実績（2021年3月17日現在）

データ(試料)	データ報告機関	格納件数
汚染水	IRID／原子力機構 東京電力	108
瓦礫	IRID／原子力機構	27
汚染水処理二次廃棄物	IRID／原子力機構	5
保管・貯蔵量	東京電力	1,248

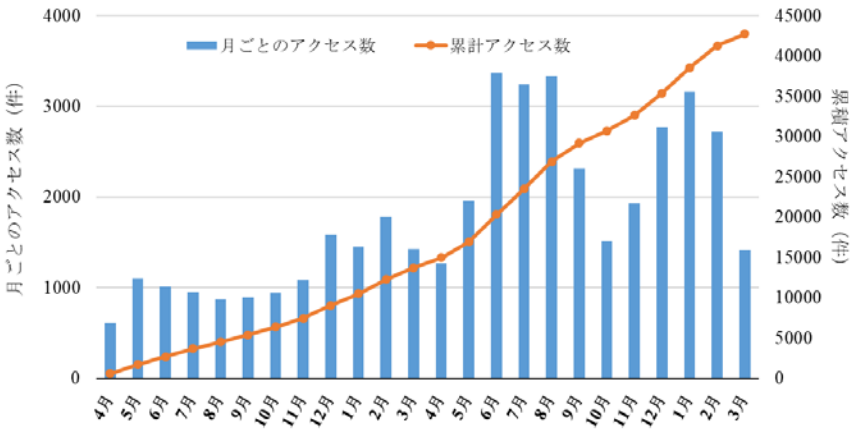


図2 データベースへのアクセス数の推移（リピーターを含む）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
vi. 分析データの評価・管理（サンプリング手法の検討）

- 分析データが不足しており、分析試料をサンプリングする対象として、保管されている廃棄物、1～4号機の原子炉建屋等の内部における瓦礫類が挙げられた。
- 保管されている廃棄物のサンプリングに関して、廃棄物保管データの活用を検討した。
  - 廃棄物保管データには汚染分類が記入されており、分析対象の廃棄物を検討するためこの情報を整理した。（図1 ）
  - α汚染が記録されている廃棄物の発生場所は 1～4号機エリアに限られていた。また、α汚染が記録されている廃棄物は、1～4号エリアから発生した廃棄物のうちごくわずかであった。（図2）
- 廃棄物保管データを利用したサンプリング方法について、以下の3つのアプローチを検討した。
  - 固体廃棄物貯蔵庫のコンテナからの採取
  - 既存の保管エリア（固体廃棄物貯蔵庫以外）からの採取
  - 今後計画されている工事中に採取

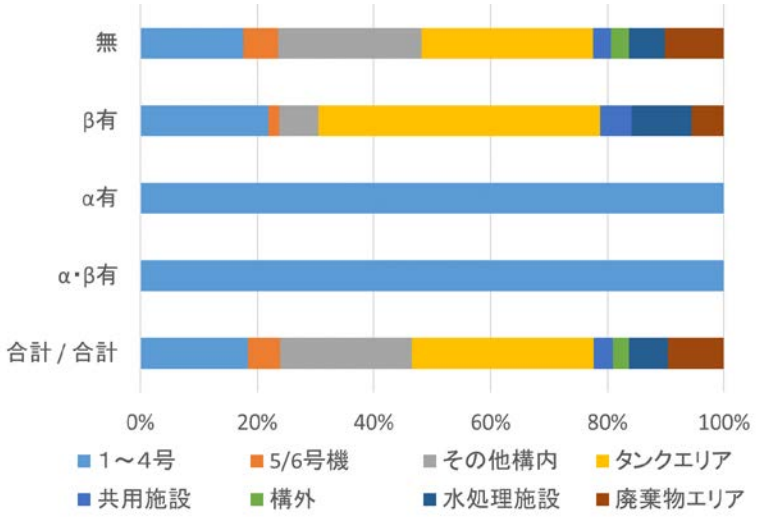


図1　廃棄物保管データの汚染分類別の発生場所割合

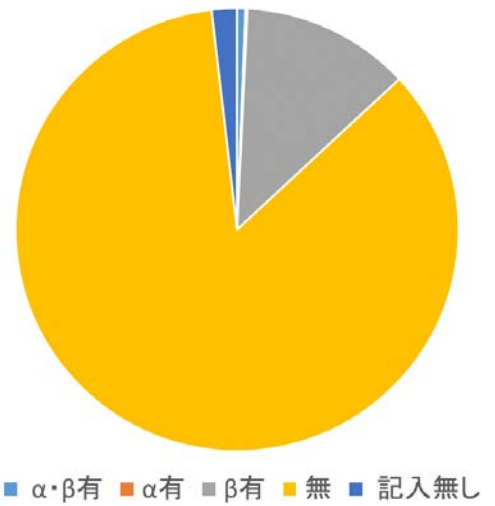


図2　1~4号発生廃棄物の汚染区分割合

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
vi. 分析データの評価・管理（つづき）

- 固体廃棄物貯蔵庫内のコンテナから試料採取を行う方法、および今後発生する廃棄物から試料採取する方法を概念検討し、作業被ばく、設備および運用などの課題を考慮し作業フローを検討した。
  - ○ 早期に試料採取を目指すという観点では、今後発生する廃棄物から試料採取する方法が有効である。（図1）
  - ○ 検討した作業フローを用いて2020年度下期にサンプリングを行った。

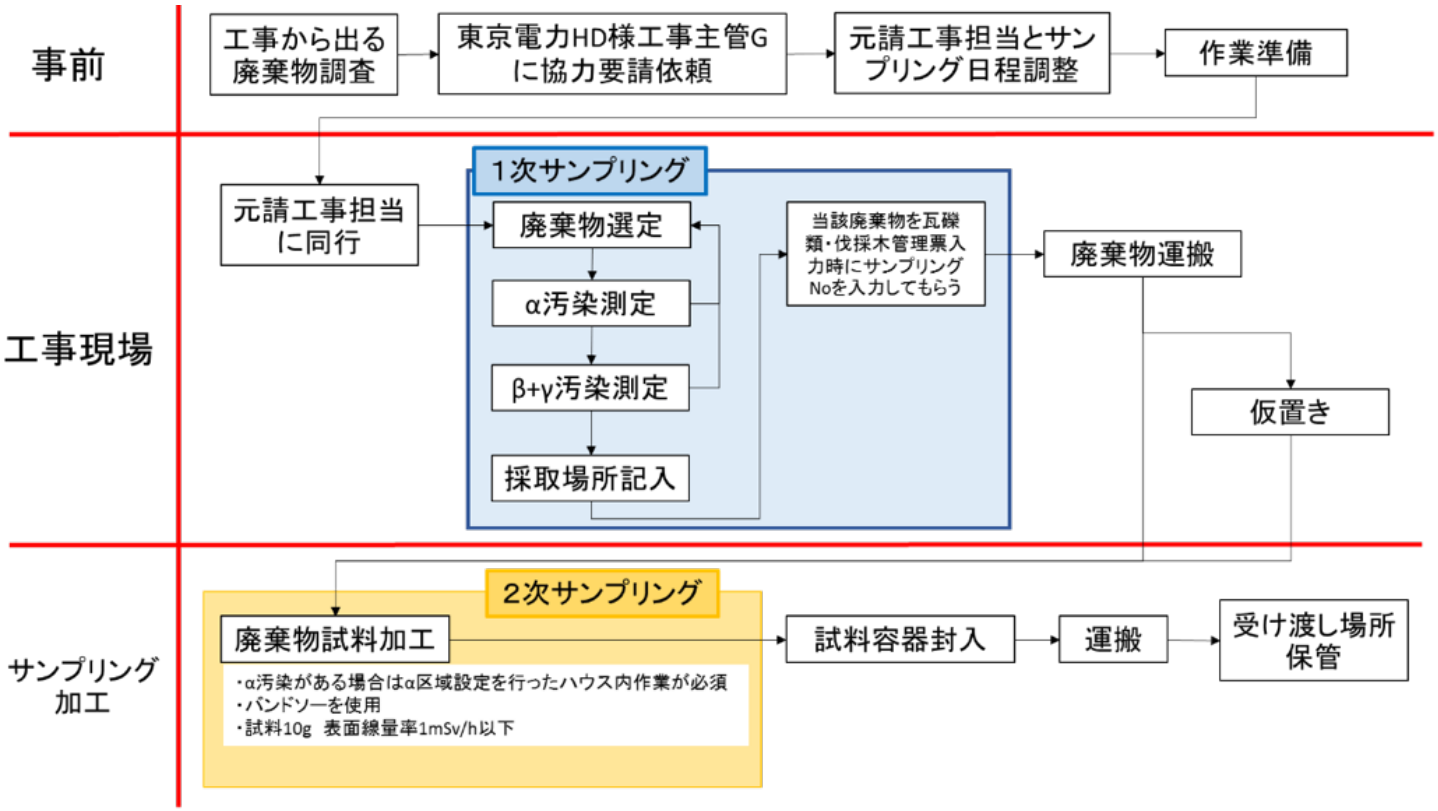


図1 今後発生する廃棄物から試料採取する方法の作業フローの例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
vi. 分析データの評価・管理（つづき）

- 1～4号機および周辺建屋内瓦礫類のサンプリングを行った。
  - 各建屋から合計 60 点の試料を採取した。（表1）
  - 1～4号機周辺工事から、1号機RBの保温材、および1/2号機排気筒のサンプル（図1）を提供いただいた。
- 今後、採取した試料の分析を進めていく。

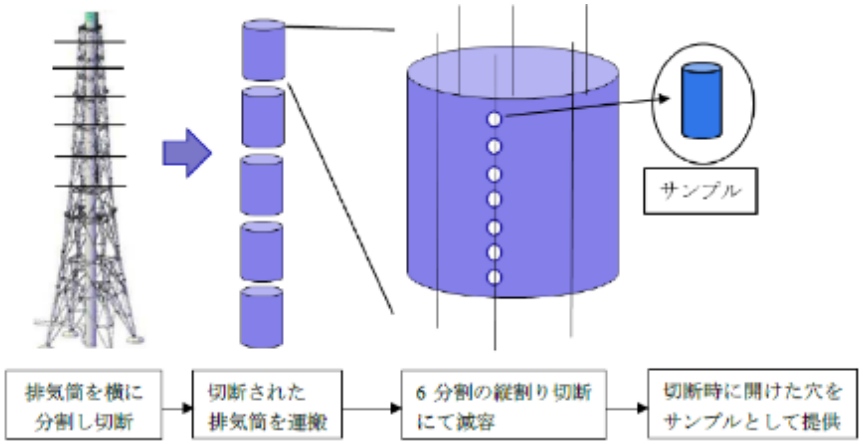


図1 排気筒サンプルイメージ

表1 1～4号機および周辺の建屋内で実施したにより得られた瓦礫とスミア試料

場所			採取した試料数	
号機	建屋*	階	瓦礫	スミア
1号機	RB	1	1	1
		3	1	1
	TB	1	2	2
		2	2	2
	RwB	1	1	1
2号機	TB	1	2	2
		2	2	2
	RwB	1	1	1
1・2号機	SB	1	3	3
3号機	TB	1	2	2
		2	2	2
	RwB	1	1	1
4号機	RB	中地下1	1	1
		1	1	1
		2	1	1
		3	—	—
	TB	1	2	2
		2	0	2
	RwB	1		
		2		
3・4号機	SB	中地下1	1	1
		1	2	2
		2	1	1

* RB:原子炉建屋、TB:タービン建屋、RwB:廃棄物処理建屋、SB:サービス建屋.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
vi. 分析データの評価・管理 (分析計画法の検討 (英国の規制下を想定した検討))

- 分析を長期的に継続するにあたり、1F廃棄物の特性に合わせた分析計画法の確立が不可欠である。英国 NNL の協力を得て、DQOプロセスとベイズ推定法を組み合わせた手法を検討した(図2)。
  - ○ DQOプロセスは米国 EPA にて開発され、放射性廃棄物の分野でも標準的な方法として認識されつつある(図1)。
- 福島第一原子力発電所の廃棄物から 3 種類を選び、試行した結果、母集団が明らかでない対象に有効であることを見出した。

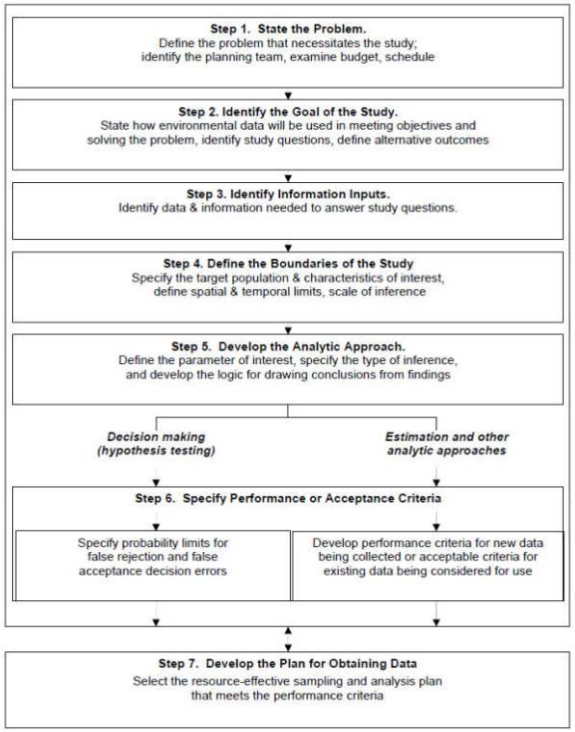


図1 米国 EPA による環境復旧(クリアランス)向けの DQO プロセス*

Step 1 課題の明確化
Step 2 ゴールの特定
Step 3 入力データの特定
Step 4 境界条件の定義
Step 5 分析アプローチの検討
Step 6 性能／受入れ条件への適合性検討
Step 7 分析計画の作成

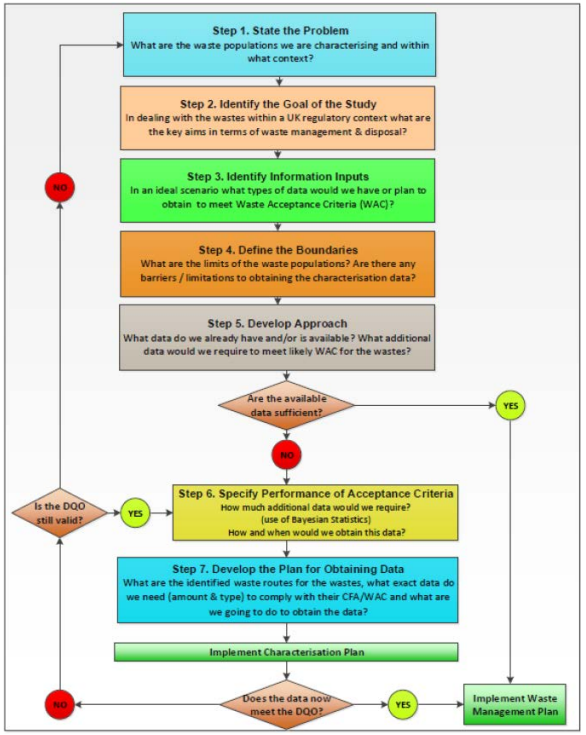


図2 英国NNLによる、廃棄物分析に応用した DQO プロセス

* US EPA, EPA QA/G-4 (2006).

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
vi. 分析データの評価・管理（分析計画法の検討）

■ 1F廃棄物への適用性を検討するため、国内の状況に基づいて新しい分析計画法の試行を行った。

○ ステークホルダーとして、廃炉の支援者、廃棄物の管理者、廃棄物試料の分析者、統計等の専門家など、関連分野の有識者が参画するワークショップを開催して、試行を進めた（表1）。

○ 検討の対象とする1F廃棄物として、除染装置スラッジと解体廃棄物（コンクリート）を選定した。

リスト1　ベイズ推定法を組み合わせたDQOプロセス

Step 1　課題の明確化
- 1F廃棄物に対して検討すべきこと、規制等の前提条件を整理し、解決すべき問題を明確に示す。

Step 2　検討すべき項目とゴールの特定
- 課題に基づき、日本国内の規制条件下で1F廃棄物の管理、処理および処分を行うことを念頭に、検討すべき項目とゴールを特定する。

Step 3　入力するデータの種類やその情報源の特定
- Step2で特定した項目に基づき、入力データとして必要な技術情報、引用元を特定する。

Step 4　対象廃棄物の特定
- 議論の対象とした1F廃棄物の発生量、汚染の状況、処理計画等を考慮し、検討の対象とする1F廃棄物の範囲を特定する。

Step 5　課題に対する入力データの適合性の検討
- Step3で特定した各種の入力データをもとに、Step1で設定した課題への適合性を検討する。

Step 6　ベイズ推定法を用いた検出確率の計算
- Step5の検討で追加で分析データを取得する必要が認められた場合、本Stepで計算により評価する。

Step 7　分析計画の作成
- Step6で評価した、追加で必要な分析データの数量、要求される事項等をもとに、それらを得るための分析計画を作成する。

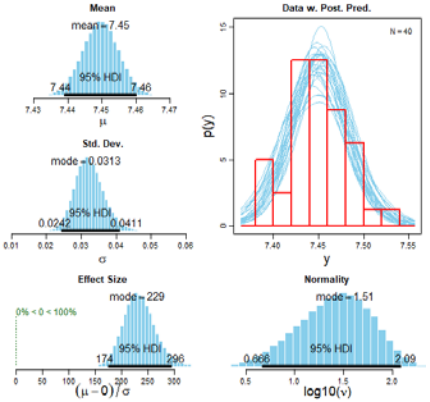
表1　分析計画法検討の試行への参加者

参加者の役割	廃炉対策における役割	参加者
廃棄物を所管する者	廃炉事業者	東京電力
進捗及び成果の全体を管理する者	廃炉中長期的戦略の立案、研究開発の企画、進捗管理及び評価	NDF
廃棄物のキャラクタリゼーションに関する専門家	研究機関	JAEA
統計論の専門家	研究機関	JAEA
廃棄物の処理・処分方法に関する専門家	処理・処分に関する研究開発	NDF，IRID
	廃棄物の処理の実施	東京電力
情報収集及び管理を行う者	廃棄物の保管管理	東京電力
関連する分野の専門家	補助事業で協力している研究機関等（統計論，確率論的リスク評価等の有識者）	電中研等

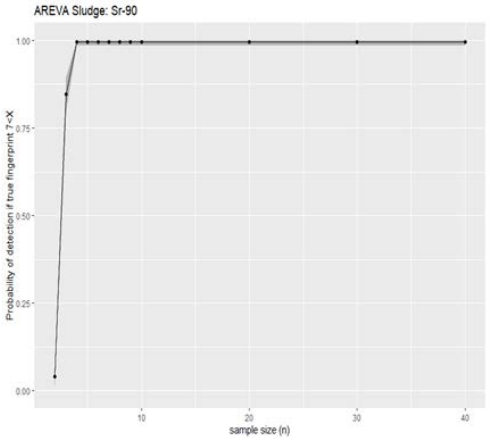
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①性状を把握する方法の構築
vi. 分析データの評価・管理（続き）

- 除染装置スラッジを対象とした試行
  - 脱水処理後に処分する場合を想定し、脱水処理においてサンプリングすることとした。
  - 処分する場合の濃度限度に収まる確率を Co-60，Sr-90 および Cs-137 について計算した（図1）。
  - 4 試料以上の分析により 90%以上の確率で想定する基準を満たすことが確認できるものと推定された。
- 解体廃棄物（コンクリート）を対象とした試行
  - 瓦礫類は、性状が多様であり個体差が大きいことから、サイト内に既に集積、保管されている瓦礫類を合理的に分類することを目的とした。
  - 2号機原子炉建屋5階から発生した瓦礫類を対象として、その TRU 核種の濃度に着目し、2 つのグループに分類する妥当性の判断に必要な分析試料数を計算した。6試料以上の分析により、70%以上の確率で分類を判断することが可能であると推定された。
- まとめと課題
  - DQOプロセスとベイズ推定法を組み合わせた方法は、日本国内の諸条件に基づいた場合においても有効と考えられる。
  - 今後は、検討対象の廃棄物を増やし、また、放射性物質分析・研究施設での分析計画に資するよう、試行事例を蓄積する。その結果、本法の改良すべき課題を摘出し、実用化に向けた改良を進めていく。



濃度分布のシミュレーション



分析試料数と検出確率の関係

図1　想定する基準値を満たすことの確認に必要な試料数の計算（除染装置スラッジの ^{90}Sr の例）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 放射性核種による汚染を表現するモデルを検討し、空気と水を経由した汚染に大別し、それぞれの機構を検討した。空気経由の汚染は、損傷した燃料（被覆管含む）と放射化生成物をソースタームとし、固体あるいは水粒子の輸送を考えた。また、水経由の汚染は、海水、淡水及び純水の混合物と損傷燃料等との相互作用が重要である。
- ✓ 廃棄物の管理情報と分析試料の情報を照合して、試料のトレーサビリティを得ることが難しく、今後の試料採取の計画が重要であることを示した。分析試料の採取は、工事等の現場作業と連携して実施することが合理的である。
- ✓ 廃棄物の汚染分布を特徴づけるため、集積状態を3区分したモデルを提案した。個体はイメージングプレートのデータ、容器は複数の方向から測定した線量率、保管設備は保管容器の配置情報が重要である。
- ✓ 統計論的インベントリ推定法として、ベイズ統計を取り入れて汚染分布の不確実性を評価できる手法を開発した。推算手法を計算ツールとして整備し、インベントリを改めて求めた。また、保管管理の情報を利用して、推定の不確実性を低減する方法等を提案した。
- ✓ 瓦礫、水処理二次廃棄物等を採取、分析し、得られたデータをデータベースに収録した。
- ✓ 分析計画法として、DQOプロセスとベイズ推定法を組み合わせた手法を開発した。スラッジや瓦礫等に適用した結果、ツールとして有用であると考えられた。分析試料が得られていない原子炉建屋等の内部から瓦礫試料の計画的採取を試行した。

課題など

- ✓ 汚染モデルは、粒子の形成と空間の移行挙動、水の性質と固体–液相間の反応を検討すべきである。
- ✓ 分析試料の代表性を考慮しつつ、現場作業の工事予定と連動した試料採取計画を策定する。
- ✓ 廃棄物の集積状態に応じて、汚染分布を統計論的に表現する方法を検討する。
- ✓ 算出したインベントリを処分などの検討に提供する。不確実性低減の方策を検討し、その有用性を評価して計算ツールに組み込んでいく。
- ✓ 放射性物質分析・研究施設の運用開始を見据えて、試料の採取と分析を継続する。
- ✓ 分析計画法の試行を積み重ね、手法として確立していく。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化
②分析方法の簡易・迅速化等

- 事故廃棄物の分析において定常的に用いる分析方法を確立することを目標として、現在の分析方法の簡易・迅速化を検討した。(図1)

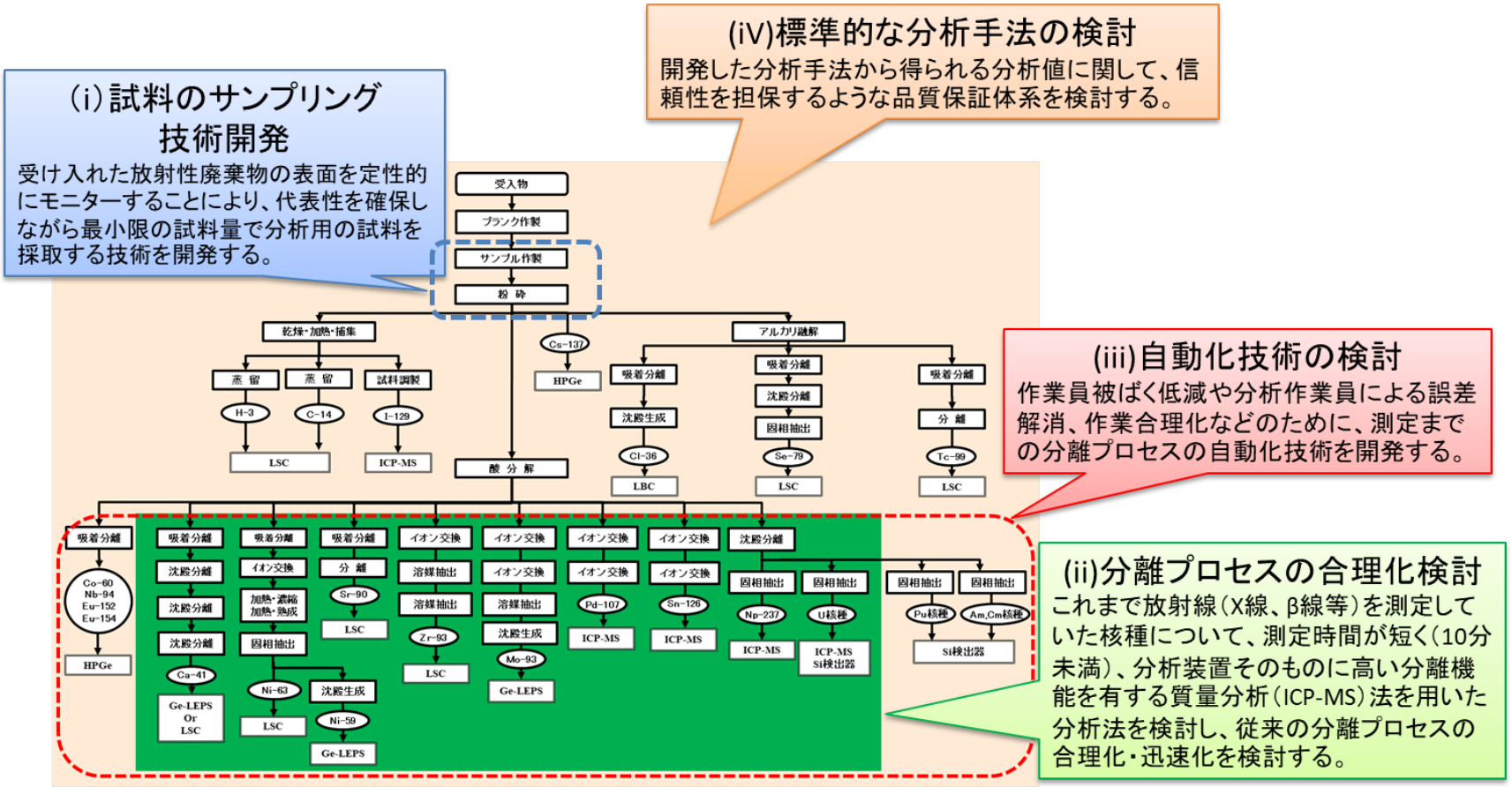


図1 分析方法の改良を図る対象とその方策

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
i. 試料のサンプリング技術開発

■ これまでの実績
- ○ 非破壊分析で放射性廃棄物表面の放射能濃度分布を評価することにより、試料の代表性を確保しつつ極力少量の試料採取で済むような方法論を構築した（図1）。
- ○ 試料表面のγ線放出核種の分布を計測する装置および任意の位置から試料を粉体として採取する装置を試作した（図2,図3）。

■ 目標
- ○ 合理的なサンプリング方法を確立するため、その具体的な方策を示すとともに、試料採取のための装置のモックアップ機を製作し、機能の検証と実機適用に向けた課題を抽出する。

■ 実施内容
- ○ 2019年度には、統計学的に評価された試料表面からのサンプリングサイズに対して採取位置の決定方法、サンプリング精度およびサンプリングサイズの妥当性について検討する。
- ○ 試作機から得られる知見を基に、設計上の最適化のための条件等を抽出する確認試験を実施し、モックアップ機を設計する。
- ○ 2020年度には、モックアップ機の製作を行い、現場適用に向けた改良点や解決すべき課題を抽出する。

■ 目標達成を判断する指標
- ○ 分析試料の合理的なサンプリング方法の具体的な方策を提示する。（2019年度）
- ○ 試料採取のための装置のモックアップ機の設計図を示す。（2019年度）
- ○ 実用機の製作のための改良点および課題を提示する。（2020年度）

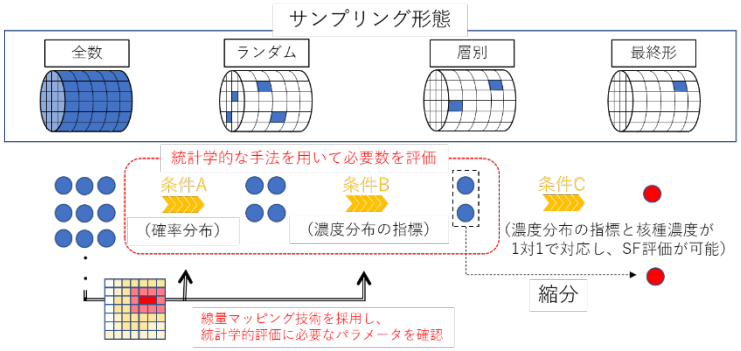


図1 最小限の試料量に抑えるサンプリング技術のイメージ

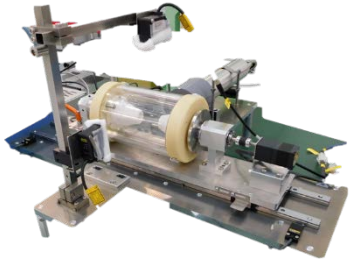


図2 試料マッピング装置の試作機



図3 サンプリング装置の試作機

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
i. 試料のサンプリング技術開発

■ 試料表面のγ線放出核種濃度の分布データから、試料濃度の代表性を担保しつつ最小の試料量を評価するための具体的な統計学的方法論および試料採取方法を提案した。

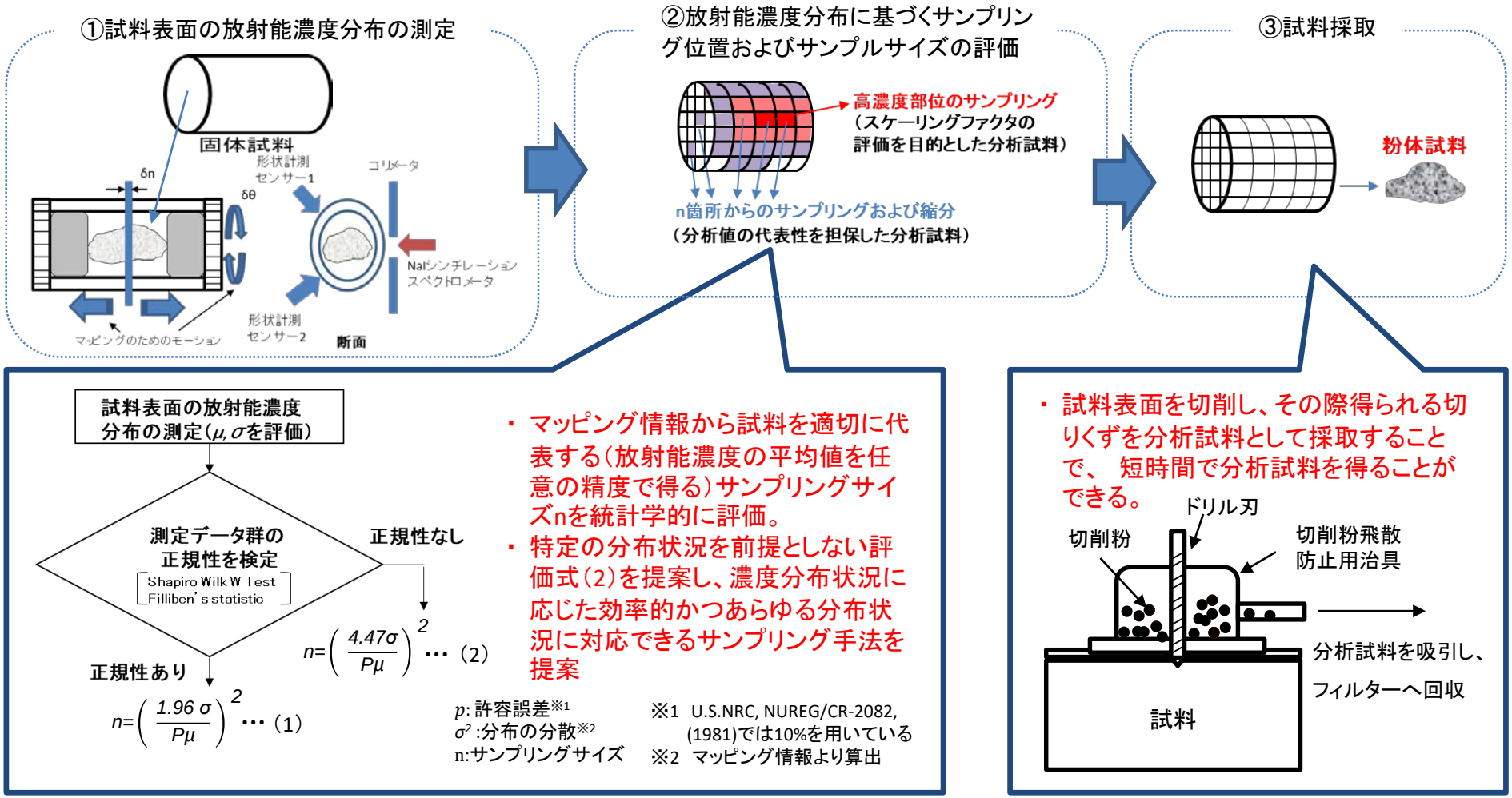


図1 最小量の試料量となるサンプリング技術の概念

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
i. 試料のサンプリング技術開発

■ マッピング装置のモックアップ機を製作した（図1）。

試料表面の形状を分解能 1 mm で計測
・高分解のため、形状を正確に計測可能（図2）
・マッピング図のベースを作成
・測定プログラムを自動作成

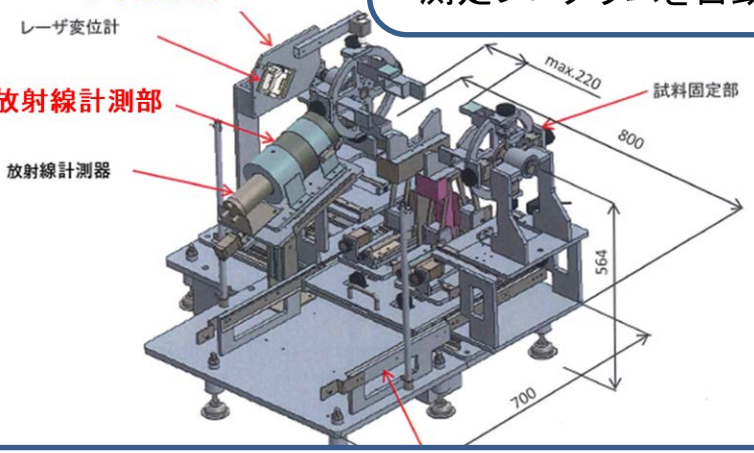
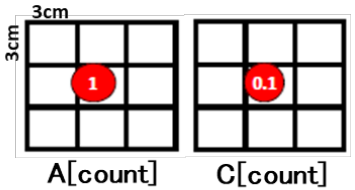
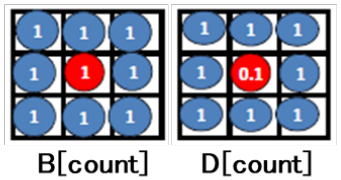




図2 凹凸のある試料の形状測定結果の例



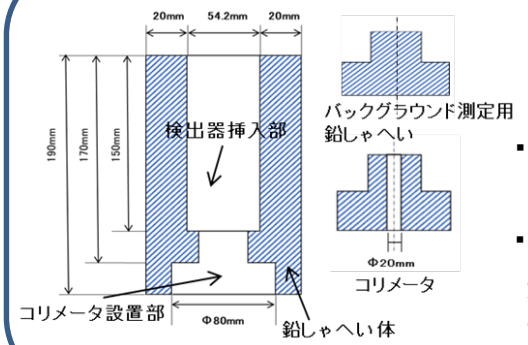


$B_{[count]}/A_{[count]}$= 1.03

$C_{[count]}/D_{[count]}$= 1.05

※：計測時間：10000[s]

図3 表面汚染を模擬した円柱形コンクリート試料の測定結果



コリメータによる試料表面の放射能測定（図3）

・鉛遮蔽によるバックグラウンド測定
・測定プログラムに基づく上下運動により検出器と測定対象部の距離を常に一定に保つ

図1 マッピング装置モックアップ機の概要

■ 実機製作に向けた改善点

○ 放射線計測の際、試料表面の凹凸の影響を受けにくくするように検出器径を小型化する。

○ 検出器内部のシンチレータについて、放射線入射方向の厚みを増すことで検出効率の向上を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
i. 試料のサンプリング技術開発

■ 試料採取装置のモックアップ機を製作した（図1、表1）。

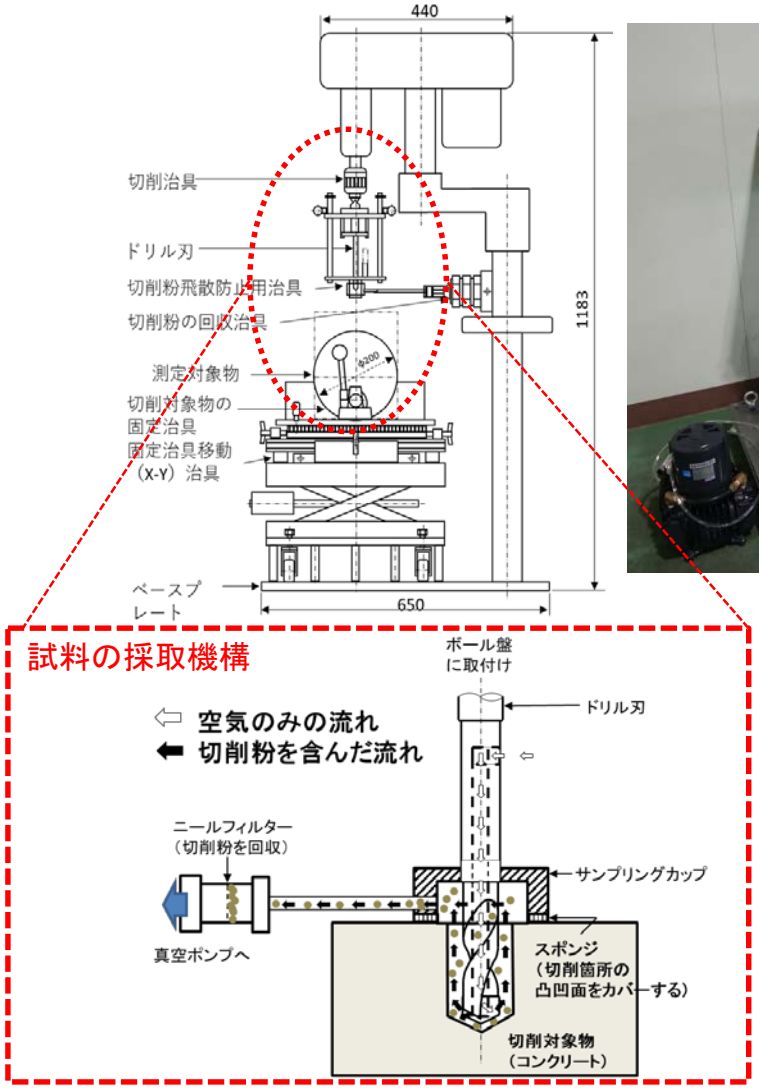


図1 試料採取装置モックアップ機の概要



表1 コンクリートの切削試験結果（N=6）

切削深さ（mm）	回収率（%）	RSD（%）
10	97.2	5.4
30	97.5	6.1
50	98.2	3.7

■ 実機製作に向けた改善点

- ○ サンプリングカップと試料の間のスポンジ素材について、試料表面形状に対するフィッティング性の向上を検討する。
- ○ より吸引力の強い真空ポンプの適用性を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

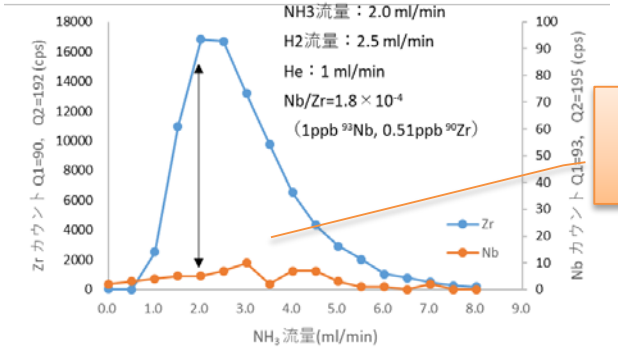
(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
ii. 分離プロセスの合理化検討

■ これまでの実績
- ○ トリプル四重極ICP-MS(ICP-MS/MS)を用いた分析に関する最新の知見(検出下限値、有効な固相抽出剤および有効なリアクションガスに関する情報等)を整理し、従来の放射能分析では前処理工程が複雑となる核種について簡素化した分離プロセスを提案することができた。
- ○ 2019年度は、ICP-MS/MS分析によるリアクションガスを用いた、同重体(^{93}Nb)との^{93}Zrおよび^{93}Mo分離条件(図1)、固相抽出操作による試料マトリクスからのZr,NbおよびMoの逐次分離条件を検討した。(図2、表1)。その結果、1段の固相抽出操作とICP-MS/MS分析を組み合わせた^{93}Zrおよび^{93}Mo分析のための簡易な分離プロセスを開発することができた 。

■ 目標
- ○ 提案した分離プロセスについて模擬試料を用いた試験を実施し、最適な分離条件および測定条件を評価する。
- ○ アクチノイドについても同様に合理的な分離プロセスを提案する。

■ 実施内容
- ○ 提案したICP-MS/MSを導入した合理的な分離プロセスについて、模擬試料を用いた試験を実施し、その妥当性を評価する。
- ○ 2020年度は、2019年度に引き続き、模擬試料を用いた試験を実施する。

■ 目標達成を判断する指標
- ○ 合理化した分離プロセスの最適な分離・測定条件の提示(2019年度、2020年度)
- ○ アクチノイドに関する現在の分析手法のリストを提示する。(2019年度)
- ○ アクチノイドに関する合理的手法案を提示する。(2019年度)
- ○ アクチノイド測定に関する装置の校正方法案を提示する(2019年度)



NH_3をリアクションガスに用いて^{93}Zrの同重体(^{93}Nb)を有効に分離

図1 ICP-MS/MS分析におけるZrからのNbの分離

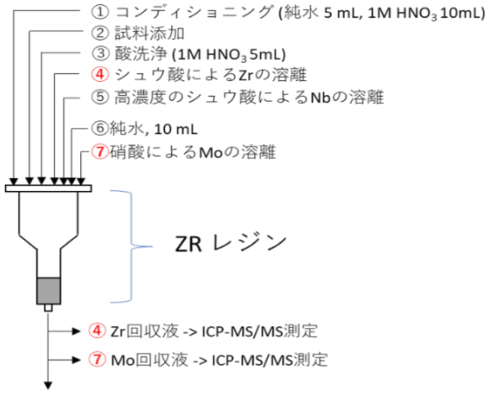


図2 ZrとMoの固相抽出分離

表1 ZrおよびMoの抽出分離試験結果

操作	Zr回収率 (RSD)	Mo回収率 (RSD)	Nb混入率
④(Zr回収)	93.7%(7.5%)	-	<2.6%
⑦(Mo回収)	-	93.7%(7.5%)	<0.6%

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
ii. 分離プロセスの合理化検討（ICP-MS/MSを用いた分離プロセスの合理化）

- 難測定核種である^{93}Zr、^{93}Mo、^{107}Pd、^{126}Snについて、ICP-MS/MSを適用した分析手法を開発した。また、U核種についてもICP-MS/MSの適用により検出感度の向上を目指して、測定条件を検討した。
- ^{93}Zrおよび^{93}Mo分析は、リアクションガスにNH_3を用いることで同重体（^{93}Nb）との高い分離効果が得られると期待された（図1）。また、装置へ導入するためのマトリクス除去とともに、同重体分離のさらなる高度化を目的として分離プロセスについても検討した（図2）。その結果、1段の簡易な抽出クロマトグラフィー操作にて試料マトリクスからZrおよびMoを逐次的に分離することが可能な合理的な分離プロセスを開発した（表1）。

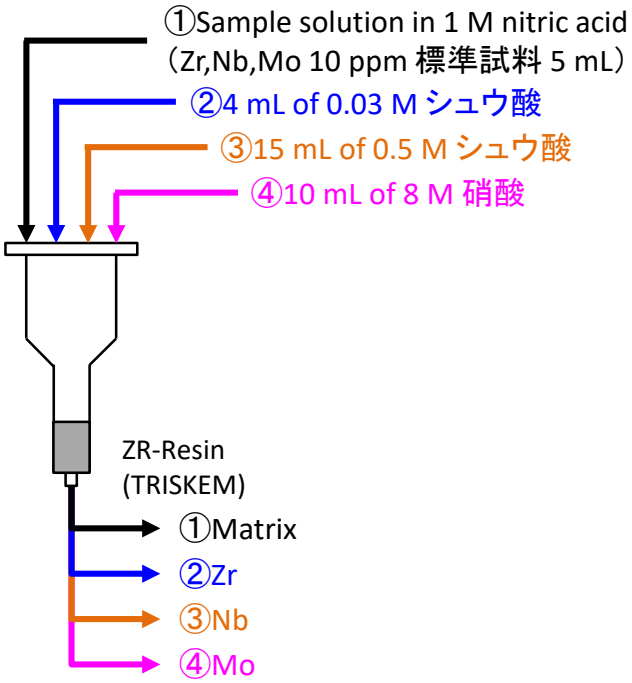


図2 ICP-MS/MSでの^{93}Zrおよび^{93}Mo測定のための分離フロー（1 g コンクリート溶解試料）

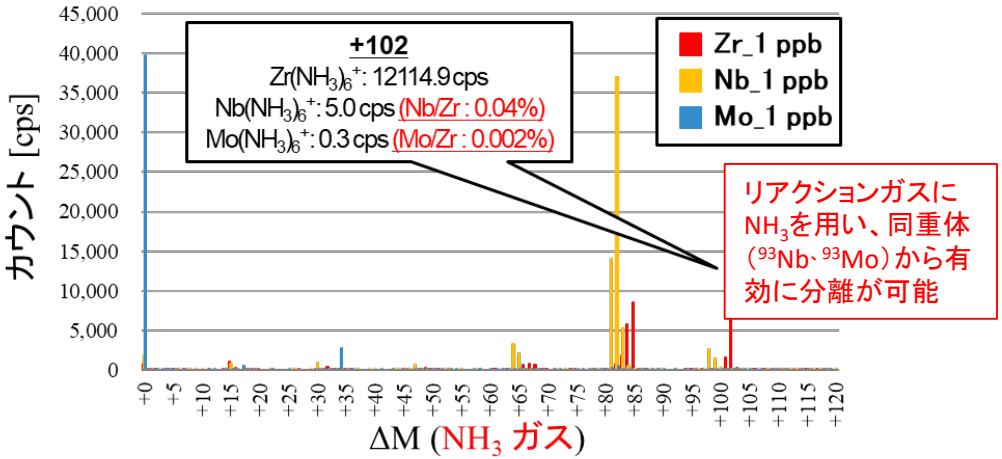


図1 ICP-MS/MS分析における Zr からの Nb、Mo の分離

表1 ZrおよびMoの抽出分離試験結果

操作	標準試料(N=6)			コンクリート試料(N=3)	
	Zr回収率（RSD）	Mo回収率（RSD）	Nb混入率	Zr回収率（RSD）	Mo回収率（RSD）
②(Zr回収)	93.7%(7.5%)	-	<2.6%	92.4%(11%)	-
④(Mo回収)	-	93.8%(2.2%)	<0.6%	-	93.7%(3.9%)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等

ii. 分離プロセスの合理化検討（ICP-MS/MSを用いた分離プロセスの合理化）

- ^{107}Pd 分析のための分離条件を探索し、Pdの同重体であるAgと良好な分離フローを確立した。（図1、表1）
- ICP-MS/MS における Ag の分離について、安定同位体 (^{105}Pd) を用いた試験により ^{107}Pd に対する同重体 (^{107}Ag) の影響を 8.0×10^{-3} に低減できることを明らかにした（図2）。^{93}Zr–^{93}Mo分析と同等の効果（10^{-4}～10^{-5}）を得るには、分離プロセスにおいて Pd を選択的に分離する手法（Niレジン–硝酸系）との併用が効果的である。

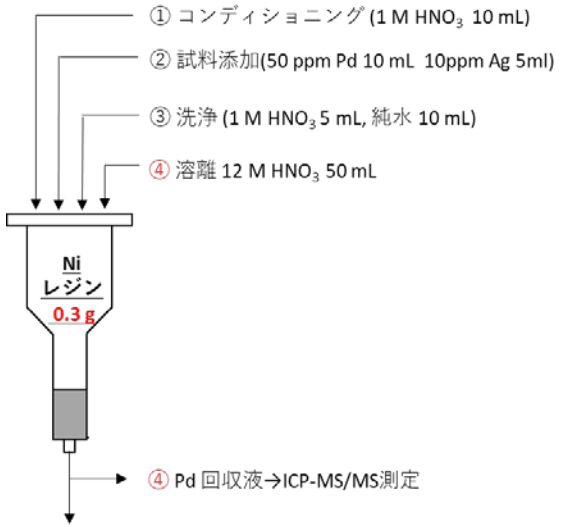


図1 ICP-MS/MSでの^{107}Pd測定のための分離フロー

表1　Pdの抽出分離試験結果

Pd		Ag	
回収率[%]	RSD[%]	回収率[%]	RSD[%]
69	1.5	<0.1	-

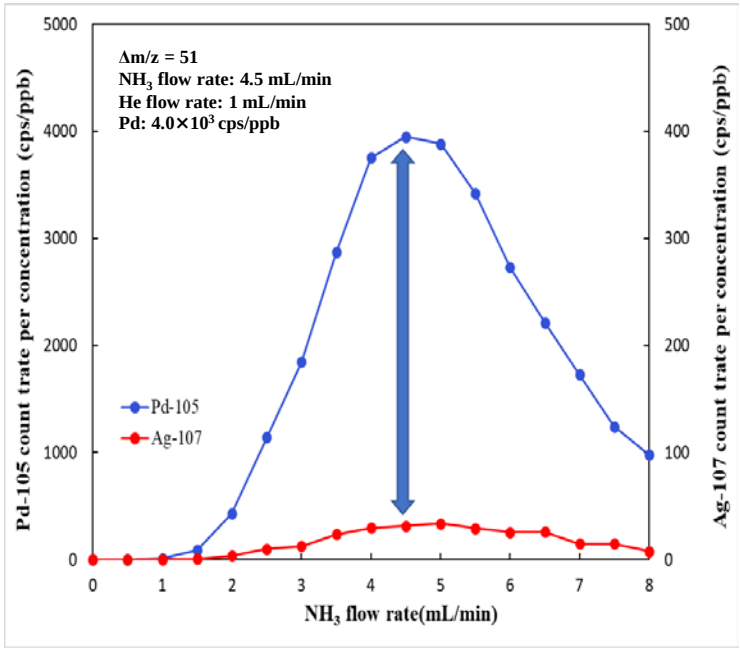


図2 ICP-MS/MS分析におけるPd からの Ag の分離

（リアクションガス：NH_3（4.5 mL/min）、測定形態：$Pd(NH_3)_3$、1 ppb での ^{107}Ag/^{105}Pd：8.0×10^{-3}）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等

ii. 分離プロセスの合理化検討（ICP-MS/MSを用いた分離プロセスの合理化）

- ^{126}Sn 分析のための分離条件を探索し、Sn の同重体である Te と良好な分離フローを確立した。（図1、表1）
- ICP-MS/MSにおける Te の分離について、安定同位体 (^{125}Te) を用いた試験により 、^{126}Sn に対する同重体 (^{126}Te) の影響を 1.1×10^{-3} に低減できることを明らかにした（図2）。^{93}Zr–^{93}Mo 分析と同等の効果（10^{-4}～10^{-5}）を得るには、分離プロセスにおいて Sn を選択的に分離する手法（TEVAレジン–フッ酸系）との併用が効果的である。

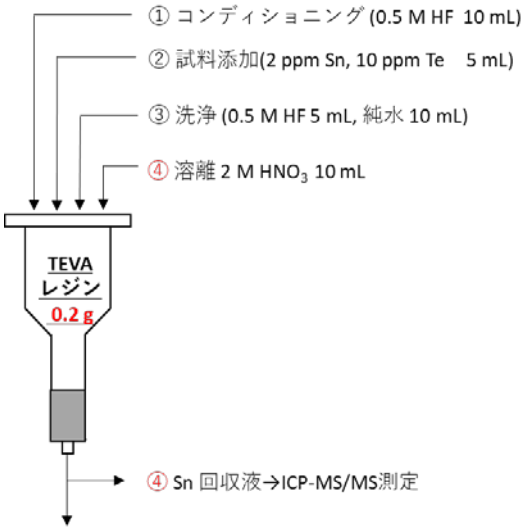


図1 ICP-MS/MSでの^{126}Sn測定のための分離フロー

表1　Snの抽出分離試験結果

Sn		Te	
回収率[%]	RSD[%]	回収率[%]	RSD[%]
100	0.9	<0.1	-

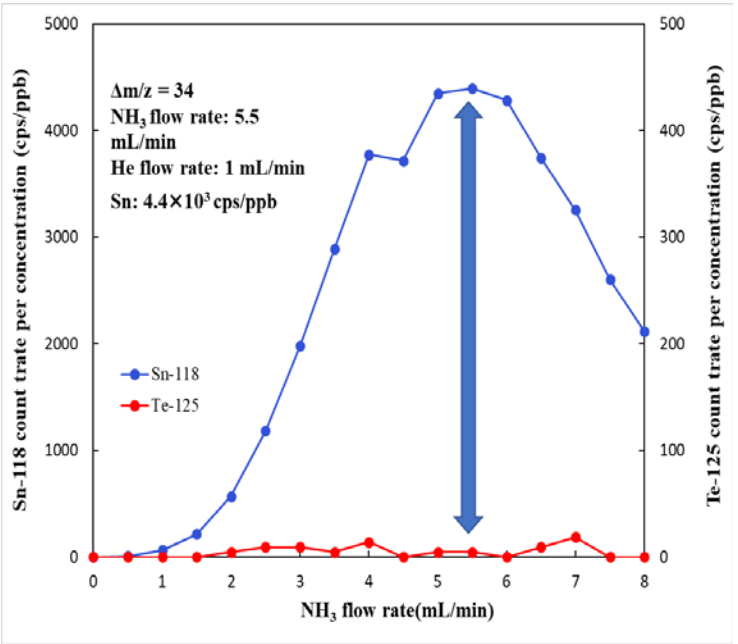


図2 ICP-MS/MS分析における Sn からの Te の分離

（リアクションガス：NH_3（5.5mL/min）、測定形態：$Sn(NH_3)_2$、1ppbでの^{125}Te/^{118}Sn：1.1×10^{-3}）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②分析方法の簡易迅速化等
ii. 分離プロセスの合理化検討（放射能分析法の分離プロセスの合理化）

■ 放射能分析法の妥当性確認

- ○ 検出感度等の観点からICP-MS/MSの適用が妥当でないと判断したβ線および特性X線測定対象核種（^{36}Cl,^{41}Ca,^{63}Ni, ^{90}Sr）については、可能な限り複数の核種を同じ分離操作フローの中で処理できるような合理的な分離プロセスを検討した。
- ○ これら4核種の内、^{41}Ca,^{63}Ni, ^{90}Srについては系統的な分離プロセスの構築が可能と考えられ、模擬試料ベースでの分離試験を実施し、提案した分離プロセスの妥当性を評価した（図1）。
- ○ 当該分離プロセスは、良好な回収率および繰り返し精度に加え、主要な核種である ^{137}Csおよび^{90}Srとの分離性能を有していることから、1F放射性廃棄物分析の分離プロセスとして基本的な妥当性を有していることを確認した（表1）。
- ○ 従来の手法と比較し、作業時間が半分程度になり、合理化効果が確認されたことに加え、腐食性の高いHClの使用量が大幅に低減されたことから、設備への負荷低減効果も併せて確認することができた（表2）。

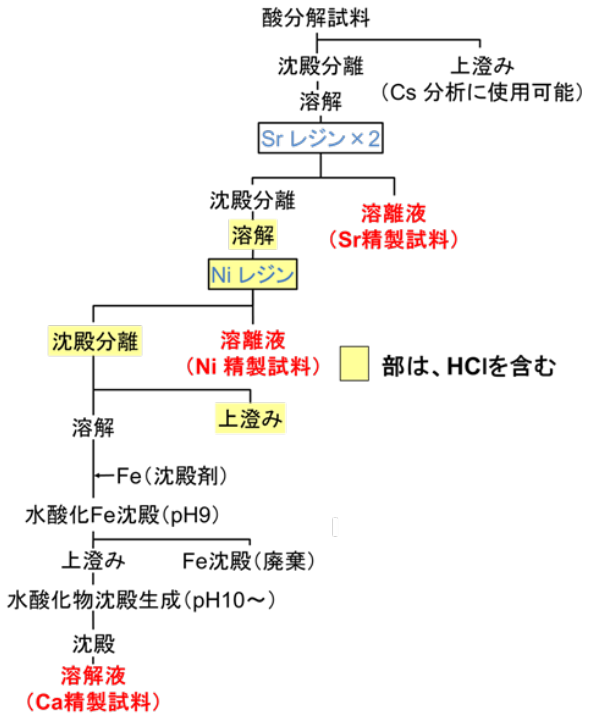


図1 ^{41}Ca,^{63}Ni, ^{90}Sr分離プロセスの概要

表1 Ca、Ni、Sr分離試験結果

		回収率 %（N=3）(RSD%)			
		Ca	Ni	Sr	Cs
コンクリート模擬試料	Ca精製試料	**86.7 (1.2%)**	<0.1	<1	<0.1
	Ni精製試料	<0.1	**99.7 (1.0%)**	<1	<0.1
	Sr精製試料	1.8	<0.1	**92.5 (0.12%)**	<0.1
焼却灰模擬試料	Ca精製試料	**88.3 (1.9%)**	<0.1	<1	<0.1
	Ni精製試料	<0.1	**99.9 (1.0%)**	<1	<0.1
	Sr精製試料	1.0	<0.1	**92.1 (0.70)**	<0.1

表2 HCl使用量および作業時間の低減効果

	試料量	HCl使用量（mL）	作業時間（時間）
従来手法	3	62	68
新規手法	1	4	30

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
iii. 自動化技術の開発

■ これまでの実績

製作した自動化システム(図1)の性能に関して、熟練者による操作と比較した。最も煩雑な^{63}Niの分離操作を想定してNiに関する一連の分析操作を行い、回収率を比較したところ、同等の回収率、精度を達成し、自動化システムの有用性を実証した(表1)。

■ 目標

製作した自動化システムを用いた測定対象核種の分離プロセスの成立性について評価する。

■ 実施内容

2019年度および2020年度を通して、「(ii)分離プロセスの合理化」にて検討した分離プロセスに対して自動化システムを用いた分離・精製試験　を実施し、その成立性を評価する。

本試験は、実際の分析条件における　成立性を評価することを目的として放射性廃棄物の模擬試料を用いて実施する。

■ 目標達成を判断する指標

合理化検討された分離プロセスに対する自動化システムを用いた分離　操作の成立性評価結果を提示する。
(2019年度および2020年度)

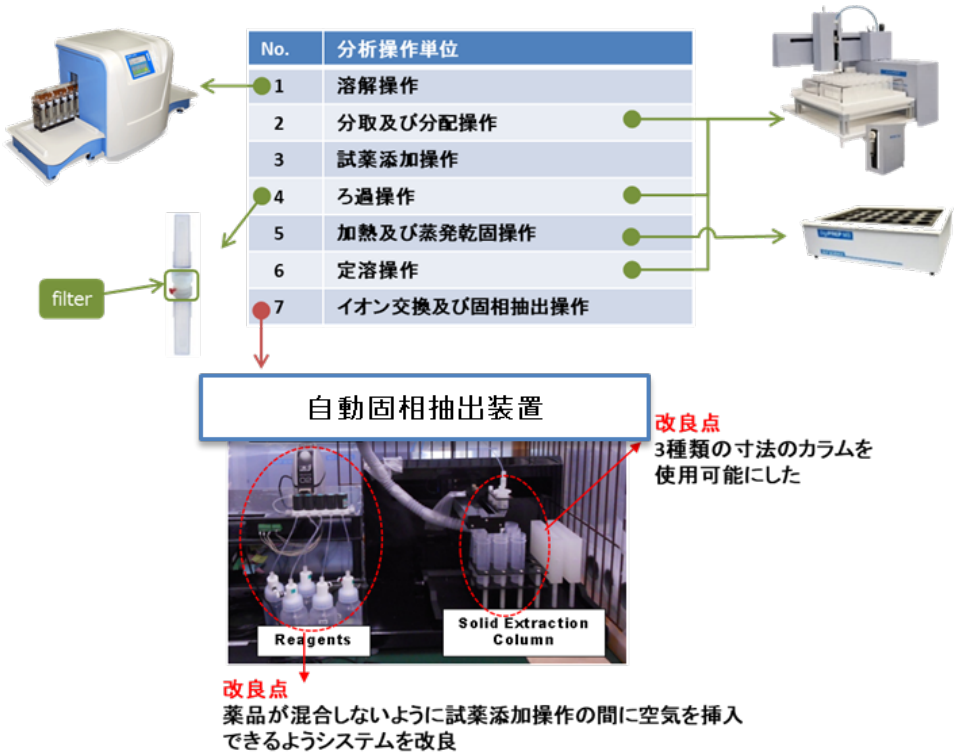


図1 自動化技術の構成と改良した自動固相抽出装置

表1 自動化した固相抽出の性能評価
(^{63}Ni分析における回収率の比較)

操作	Ni回収率	標準偏差
自動化システム	89.8%	2.9%
熟練分析者	87.0%	2.2%

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
iii. 自動化技術の開発

- 「分離プロセスの合理化検討」にて検討した^{93}Zr,^{93}Mo、^{107}Pd、^{126}Sn固相抽出分離プロセスを自動固相抽出装置に適用することで作業負荷の低減だけでなく、更なる分析手法の迅速化を試みた。（図1）
- 固相抽出におけるチャネリングの発生が課題であったが、改善策を講じ、5日間に渡る繰り返し試験を行い、良好な繰り返し精度が得られ、改善対策の有効性が確認できた。（図2）
- 各ステップの通液速度を1 ml/min以上の条件にて最適化を検討した結果、回収率および繰り返し精度ともに良好な結果が得られた（表1）。さらに、作業時間がマニュアル操作での120分から60～70分程度に短縮された。
- 以上のことから、自動化システムへの適用による分離操作の成立性および迅速化を確認した。

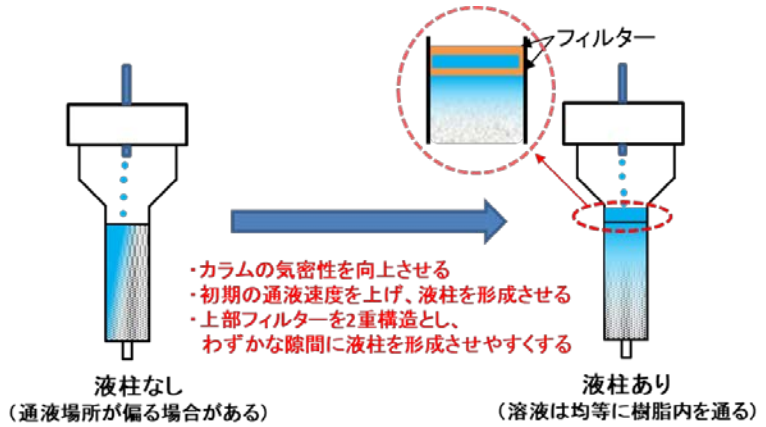


図2 固相抽出におけるチャネリングの問題と対策

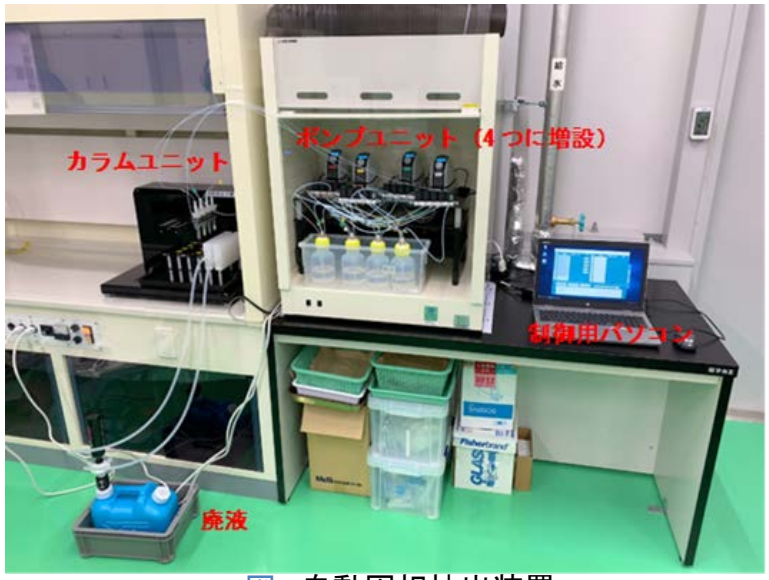
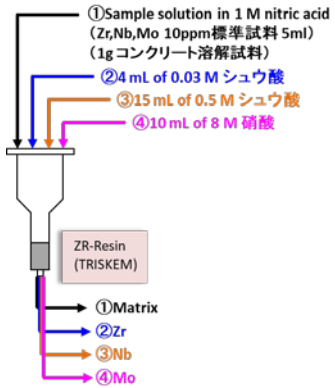


図1 自動固相抽出装置

表1 自動固相抽出操作によるZrおよびMoの繰返し抽出分離試験結果



		②Zr 回収率 [%]	④Mo 回収率 [%]
1日目	4サンプル平均	76.1	92.5
	%RSD	3.35	1.02
2日目	4サンプル平均	79.2	89.3
	%RSD	3.17	1.15
3日目	4サンプル平均	69.5	96.2
	%RSD	5.99	1.61
4日目	4サンプル平均	75.3	98.1
	%RSD	0.48	0.94
5日目	4サンプル平均	76.7	94.3
	%RSD	1.95	1.90
全体	**平均**	**75.4**	**94.1**
	%RSD	**5.30**	**3.52**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
iv. 標準的な分析手法の確立

■ 実績

ISO9001規格の体系への反映および放射性廃棄物の特徴である多種多様な分析試料への適用を目的とした標準分析法の検認方法(表1)について、具体的な評価項目を検討した(リスト1)。

■ 目標

合理化された分離プロセスを用いた分析手法について、放射性廃棄物分析法としての品質保証の観点を考慮した成立性を評価する。

■ 実施内容

- ○「(ii)分離プロセスの合理化」にて検討した分離プロセスを用いた分析手法に対して、図1に示す検認条件に該当する各パラメータを評価し、放射性廃棄物分析法としての成立性を評価する。
- ○ 模擬試料を用いた試験にて放射性廃棄物分析法としての成立性を評価する。

■ 目標達成を判断する指標

合理化検討された分離プロセスを用いた分析手法に対して、放射性廃棄物分析法としての成立性評価結果を提示する。(2019年度および2020年度)

表1 標準分析方法の検認方法

試料(マトリクス)		元素(核種)	溶解(溶液化)	分離	測定
コンクリート		C 14C 12C・・・	酸溶解	イオン交換	ICP-AES
灰		Ni 59Ni 63Ni・・・	アルカリ融解	カラム分離	HPGe
土壌		・・・	灰化	沈殿分離	LSC
・・・			・・・	・・・	・・・
分析方法の検認条件	選択性 及び 特異性		○ ①	○ ③⑥⑦⑧	
	測定範囲			○ ④	○ ⑫⑬
	校正 及び トレーサビリティ				○ ⑩
	かたより		○ ①	○ ③⑥⑦⑧	○ ⑨⑩
	直線性				○ ⑫
	検出限界値／定量下限値				○ ⑪
	堅牢性		○ ②	○ ⑤	
	精度		○ ①	○ ③	○ ⑩

リスト1 具体的評価項目の検討

【溶解操作】
① 繰り返し精度
② 試料性状が異なる影響

【分離】
③ 繰り返し精度
④ 濃縮操作の必要性
⑤ 試料性状が異なる影響
⑥ 妨害核種の除染係数評価(β線測定)
⑦ 妨害核種除去の追認(β線測定)
⑧ スペクトル干渉の評価(ICP-MS測定)

【測定】
⑨ 測定試料マトリクスの影響
⑩ 装置校正とその測定の正確さ
⑪ 方法検出下限値/方法定量下限値の評価*
⑫ 検量線の直線性(ICP-MS/MS測定)
⑬ β線測定のエネルギー範囲(β線測定)

* 方法検出下限値:操作ブランク試料を10回測定したときに得られる信号の3倍の信号を与える濃度. 方法定量下限値:操作ブランク試料を10回測定したときに得られる信号の10倍の信号を与える濃度.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②分析方法の簡易迅速化等
iv. 標準的な分析手法の確立

- 2019年度は、「分離プロセスの合理化」にて開発した^{93}Zrおよび^{93}Mo分析手法について、標準分析方法の検認方法に示す項目を評価し、当該分析手法の廃棄物分析法としての成立性を評価した。
- 実際の1F放射性廃棄物の分析を想定した^{93}Zrおよび^{93}Moの全体フローを検討し(図1)、方法検出下限値を検討した結果、トレンチ処分における線量相当濃度(トレンチ処分濃度)を下回ることが分かった。この結果より、当該分析手法は、1F放射性廃棄物の処理・処分方法を検討するための分析手法として十分な感度を有していることを確認した(表1)。
- 図1のフローに対してスペクトル干渉の影響を評価した結果、プロセスブランクとマトリックスブランクでの^{93}Zrと^{93}Mo測定結果(バックグラウンド相当濃度; BEC)がよく一致していることから、当該手法は試料由来のスペクトル干渉を除去した状況で^{93}Zrと^{93}Moを測定できることを確認した(表2)。

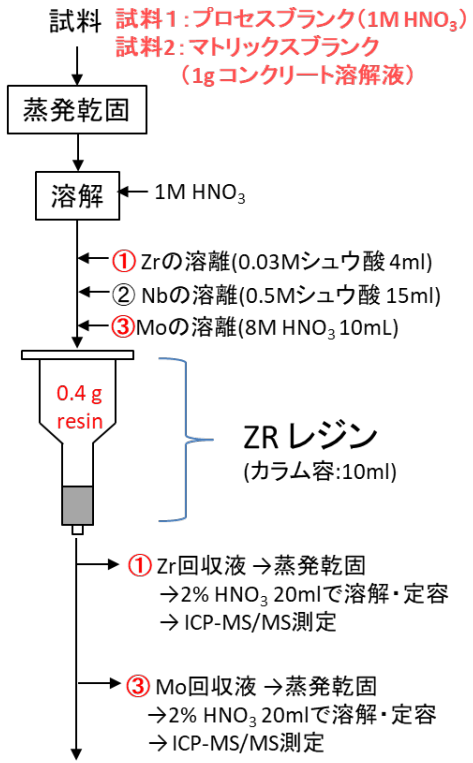


図1 ICP-MS/MSによる^{93}Zr、^{93}Mo分析フロー

表1 ICP-MS/MSによる^{93}Zr、^{93}Mo分析手法の方法検出下限値評価結果

対象	方法検出下限値	トレンチ処分濃度
^{93}Zr	2.4×10^{-3} [Bq/g]	1200 [Bq/g]
^{93}Mo	0.30 [Bq/g]	11 [Bq/g]

表2 ICP-MS/MSによる^{93}Zr,^{93}Mo分析手法のバックグラウンド相当濃度(BEC)評価結果

	プロセスブランク (1M HNO3)	**マトリックスブランク (コンクリート溶解液)**
^{93}Zr	1.3[ppt]	1.3[ppt]
^{93}Mo	0.2[ppt]	0.4[ppt]

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等
iv. 標準的な分析手法の確立

- 2020年度は「分離プロセスの合理化」にて開発した^{107}Pd、^{126}Sn分析手法および放射能分析法(^{41}Ca, ^{63}Ni, ^{90}Sr)について、標準分析 方法の検認方法に示す項目を評価し、当該分析手法の廃棄物分析法としての成立性を評価した。
- 実際の1F放射性廃棄物の分析を想定した^{107}Pdおよび^{126}Sn全体フローを検討し(図1、図2)、方法検出下限値、スペクトル干渉等の影響を評価した結果、^{93}Zrおよび^{93}Moと同様に放射性廃棄物の標準分析法としての成立性を有することを確認した(表1)。
- β線測定核種について、廃棄物中に高濃度で共存する核種、化学的性質の類似性、測定エネルギー範囲を考慮し、測定妨害核種を選定(表2)、模擬試料を用いた分析手法の除染係数(DF)評価試験を実施した結果、10^2～10^4以上のDFが得られ、放射性廃棄物の標準分析法としての成立性を有することを確認した。

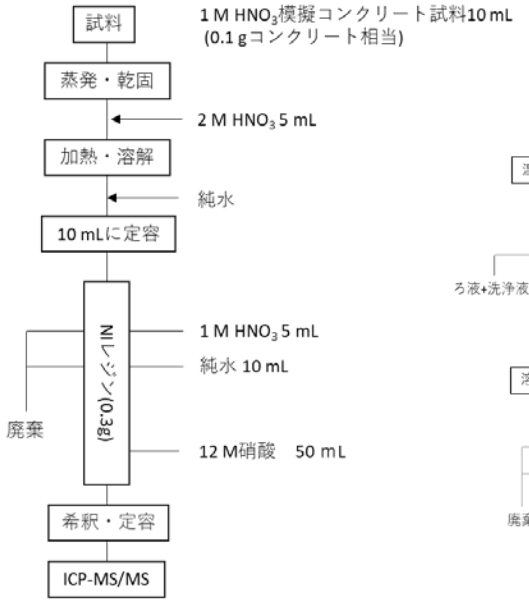


図1 ICP-MS/MSによる^{107}Pd分析フロー

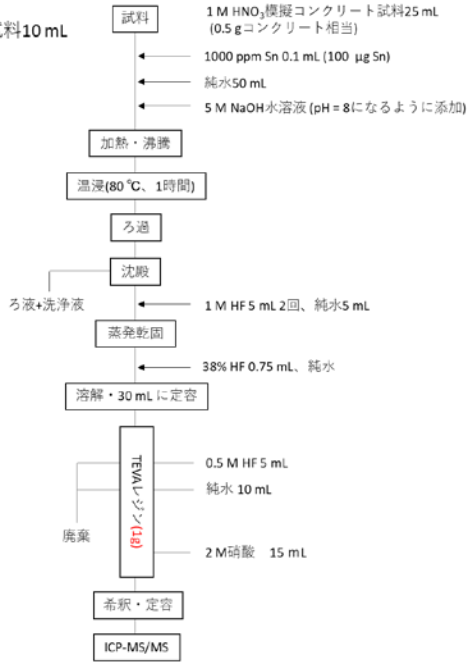


図2 ICP-MS/MSによる^{126}Sn分析フロー

表1 ICP-MS/MSによる^{107}Pd,^{126}Sn分析手法の方法検出下限値およびバックグラウンド相当濃度 (BEC) 評価結果

対象	方法検出下限値（トレンチ処分濃度）	BEC [ppt]	
		プロセスブランク (1M HNO_3)	マトリックスブランク (コンクリート溶解液)
^{107}Pd	2.4×10^{-2} [Bq/g] (1200 [Bq/g])	0.2	0.2
^{126}Sn	1.2×10^{-3} [Bq/g] (1.3 [Bq/g])	0.1	0.1

表2 β線計測における妨害核種

測定対象	想定する妨害核種 (除染係数を評価する核種)
^{41}Ca	^{55}Fe, ^{60}Co, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{90}Y, ^{106}Ru, ^{125}Sb, ^{133}Ba, ^{137}Cs, ^{152}Eu
^{63}Ni	^{60}Co, ^{90}Sr, ^{90}Y, ^{106}Ru, ^{125}Sb, ^{133}Ba, ^{137}Cs, ^{152}Eu
^{90}Sr	^{60}Co, ^{90}Y, ^{106}Ru, ^{125}Sb, ^{133}Ba, ^{137}Cs, ^{152}Eu
^{36}Cl	^{90}Sr, ^{90}Y, ^{106}Ru, ^{125}Sb, ^{137}Cs

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化　②分析方法の簡易迅速化等 まとめ

これまでの成果

- ✓ 長半減期核種の分析法に関して、分離プロセスの簡素化、作業員被ばくの低減、分析廃棄物の低減、分析要員/設備の最小化を目指して、分析技術の開発に取り組んできた。
- ✓ 具体的には、試料のサンプリング、分離プロセスの合理化、分析操作の自動化および標準的な分析手法の確立について検討した。
- ✓ 試料のサンプリングは、大型の固体試料から最小限の試料量で分析用試料を採取することを目的として、サンプリングの方法論およびモックアップ機の製作を実施し、その基本的な成立性を確認した。
- ✓ 分離プロセスの合理化は、従来β線やX線などの放射線測定を実施していた核種について、ICP-MS/MS を用いた手法に切り替え、それに合わせた前処理工程を検討することで簡易化した分析手法を提案することができた。
- ✓ 自動化は、化学分離操作を対象として再現性および迅速性の向上に取り組み、マニュアル操作と比較して複数のサンプルを迅速かつ高い繰り返し精度で処理できる操作条件を明らかとした。
- ✓ 標準的な分析手法の確立については、1F放射性廃棄物分析手法としての成立性を評価するための方法論を提案するとともに、「分離プロセスの合理化」にて提案した手法へ適用することでその成立性を評価した。

課題など

- ✓ 得られた成果は、放射性物質分析・研究施設第1棟の運用開始に合わせ、実用に供し、分析の効率化の実証や更なる改良に取り組んでいく。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

- 2019年度までの実績
  - セシウム吸着装置（KURION）および第二セシウム吸着装置（SARRY）吸着塔内部の試料採取工法、装置の概念設計を実施した（図1）。
  - 採取予備試験装置を製作し、吸着塔内から試料を採取するための試験を実施し、サンプリングツールの仕様を決定した（図2-1、図2-2）。
  - 吸着塔の内容物、発生時期、通水時間、表面線量率等の情報を整理し、分析ニーズ等を踏まえつつ、採取対象とする吸着塔を選定し、採取条件の見直しを行った（図3）。
  - 一連の要素試験（穿孔、採取、閉止）の試験項目を決定した。
  - 要素試験に必要な要素試験装置や模擬吸着塔等の設計を完了し、製作を開始した。

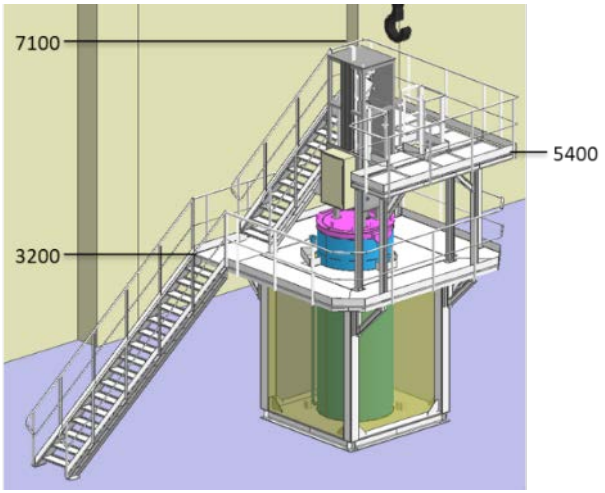


図1 概念設計


図2-1 採取予備試験装置

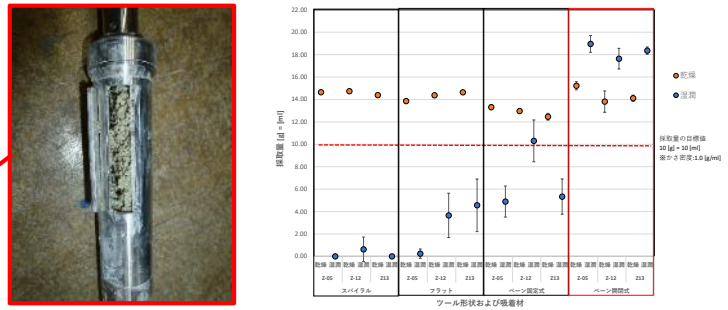


図2-2 採取性確認試験

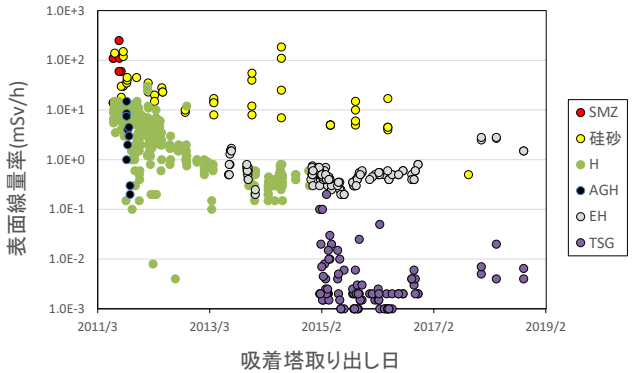


図3 吸着塔情報の整理（KURION）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

■ 目標

セシウム吸着材の採取に関して、KURION、SARRYの両方に対応する試料採取装置を検討し、モックアップ装置（実証機）の設計に必要な要素技術の試験、評価を行う。

■ 2019年度実施内容

・吸着塔の内容物、発生時期、通水時間、表面線量率等の情報を整理し分析ニーズを踏まえ、採取対象とする吸着塔を選定した。
・採取条件の見直しを行い、採取条件を決定した。
・モックアップ装置（実証機）の設計に必要な吸着塔の穿孔、試料の採取、穿孔部位の閉止等の要素試験の項目を抽出し、必要な要素試験装置、試験用模擬吸着塔の設計製作を開始し、試験準備を行った。

■ 2020年度実施内容

・要素試験装置を完成させ、吸着塔の穿孔、試料の採取、穿孔部位の閉止について要素試験を実施した。
・要素試験結果を踏まえ、現場で適用できる採取工法、装置の見通しを得た。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

■ 目標達成を判断する指標

2019年度	試料採取装置のモックアップ装置（実証機）の設計に必要な要素試験項目を抽出し、試験準備を行う。【終了時目標TRL：レベル3→4】
2020年度	モックアップ装置（実証機）の設計に必要な要素試験を完了させ、評価する。【終了時目標TRL：レベル3→4】

TRL レベル 3	従来の経験を応用、組合せによる開発、エンジニアリングを進めている段階。または、従来経験のほとんどない領域で基礎データに基づき開発、エンジニアリングを進めている段階。
TRL レベル 4	開発エンジニアリングのプロセスとして、試作レベルの機能試験を実施する段階。

【補助事業概要説明書より】

■ 2019-2020年度指標に対する実績

2019年度	・要素試験項目の抽出⇒完了 ・模擬吸着塔の設計、製作⇒完了 ・要素試験装置の設計⇒完了 ・要素試験装置の製作⇒部品手配完了	目標を達成
2020年度	・試験用作業ドックの設計製作⇒完了 ・試験用作業スタンドの設計製作、据付⇒完了 ・要素試験装置の製作⇒完了 ・要素試験（穿孔、採取、閉止）⇒完了 ・作業性評価、課題抽出⇒完了	コロナ感染症の影響により、工程が約1か月遅れとなったが目標を達成

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～要素試験装置の全体構成～

- サンプリングを行うためには「吸着塔の穿孔」「試料の採取」「穿孔部の閉止」が必要であり、実作業スケールにて穿孔・採取・閉止の要素試験を実施するために、要素試験装置を製作した（図1、表1）。

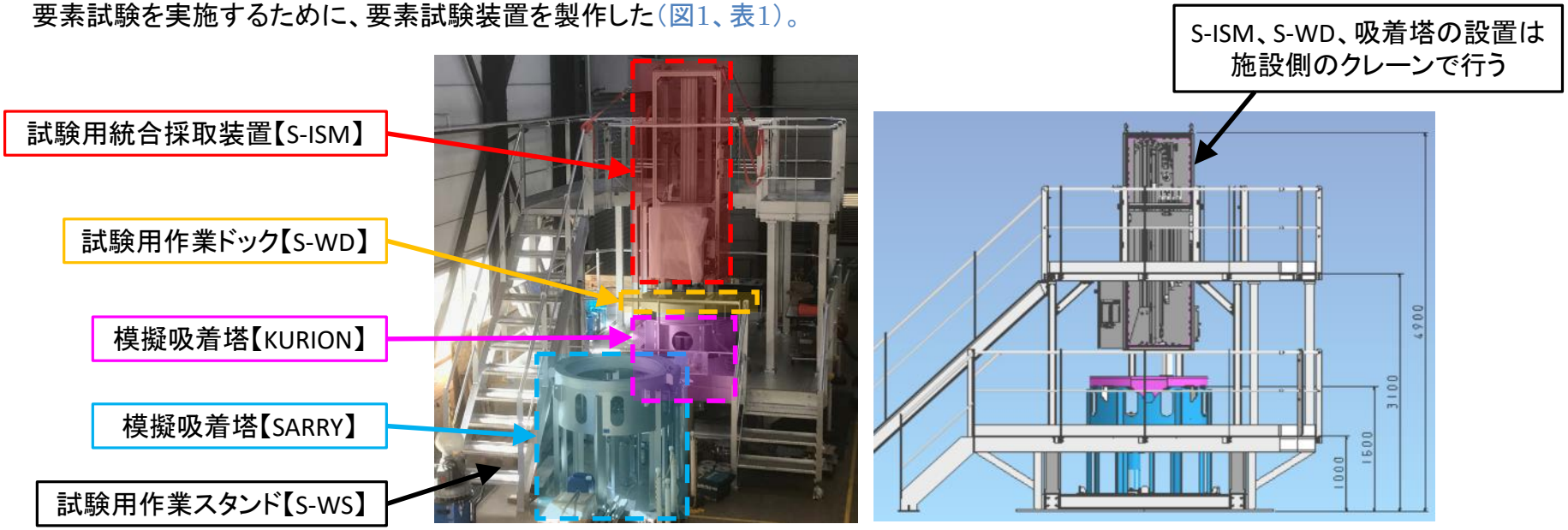


図1 要素試験装置の全体構成

表1 要素試験装置の構成と機能

構成	機能
試験用統合採取装置 (S-ISM)	上下に駆動する回転ロッドを交換することで、穿孔、採取、閉止の一連の操作を行う ロッドの着脱は人手により行い、穿孔、採取、閉止は自動で行う
試験用作業ドック (S-WD)	S-ISMと模擬吸着塔を連結する装置、回転ロッドのブレ防止用のガイド機構を有する 実機の場合は吸着塔からの放射線の遮へい体を兼ねる
模擬吸着塔	KURIONおよびSARRY吸着塔の上部構造を模擬したもの
試験用作業スタンド (S-WS)	作業用の足場、作業性の確認用

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～試験用統合採取装置（S-ISM）～

- S-ISMは穿孔・採取・閉止を行うための専用ツールを取り換えることで一連の動作が可能。
- 穿孔時に発生する切削片・切削油は別置きの吸引回収ユニットにて吸引。

専用ツール



穿孔刃



サンプリングヘッド



閉止栓

・上記ツールは人手にて交換した後
自動で穿孔、採取、閉止の操作を行う

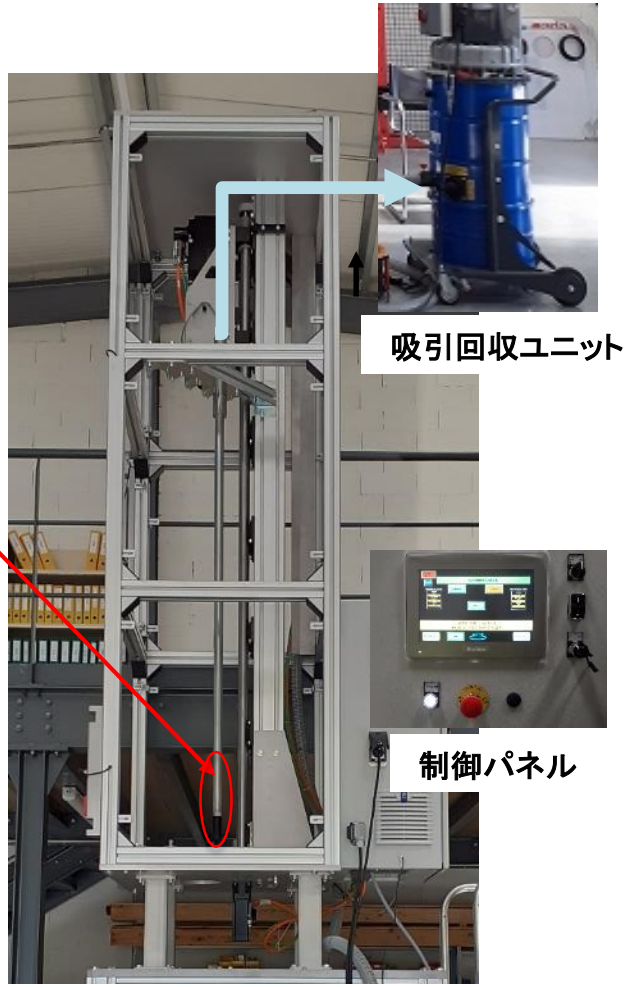


図1 S-ISMの主要構成機器

表1 S-ISM概略仕様

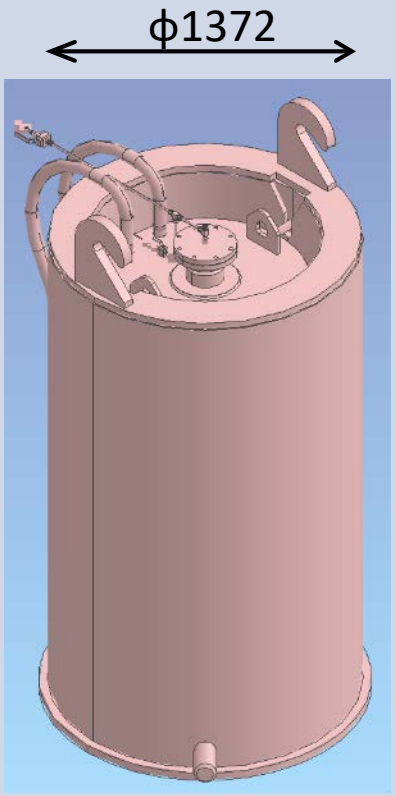
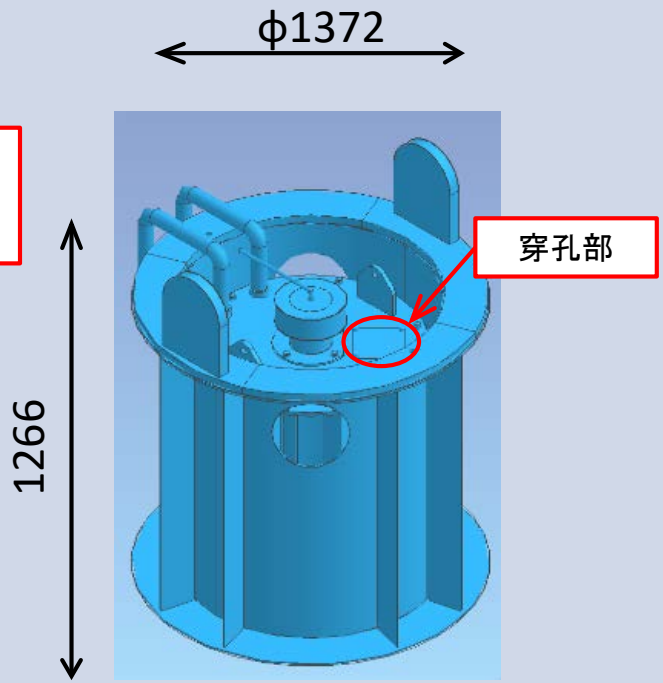
項目		仕様
外形		1100×950×3200[mm] 約800[kg]
データロガー		各アクチュエータ動作状況 モータ負荷値
垂直駆動	駆動方法	ボールねじによる垂直駆動
	モータ仕様	出力：0.75[kW] トルク：20[N・m] 昇降速度：～30[mm/sec]
	ストローク	2000[mm]
回転駆動	モータ仕様	出力：5[kW] トルク：300[N・m] 回転速度：～150[rpm]
吸引		（最大）200[m^3/h]，-20[kPa]
切削油供給		（設定値）10[mL/h] （圧縮空気と混合し噴霧）
ユーティリティ		電源：AC 200[V] 30[A] 圧空：160[L/min]

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～模擬吸着塔（KURION）～

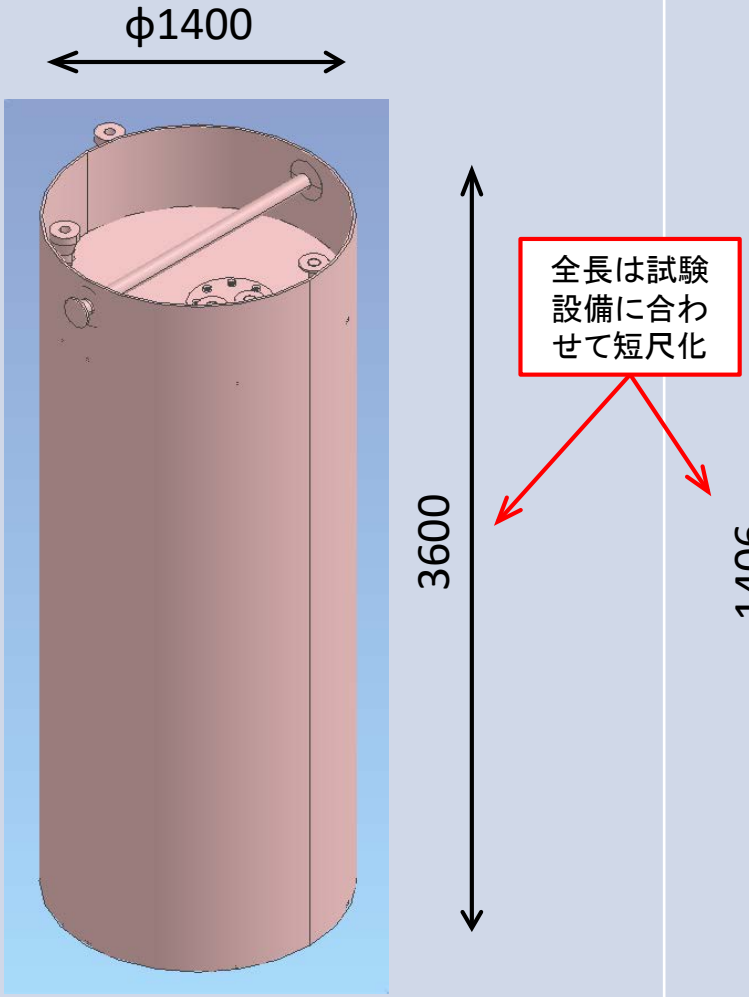
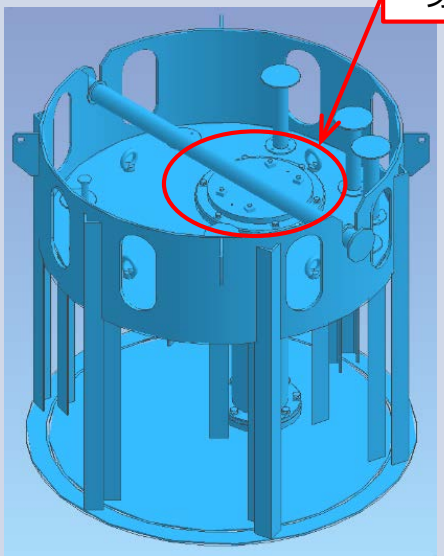
- 実規模サイズのサンプリング試験を実施するには、以下の要求事項を満足する試験用吸着塔（以下、模擬吸着塔）が必要となる。
  ① 試験設備のクレーン揚程に合わせ、全長を短くした模擬吸着塔であること。
  ② 穿孔、採取、閉止の状態を外部から目視確認が可能であること。
  ③ 穿孔部を交換することで、一連のサンプリング試験（穿孔・採取・閉止）を繰り返し実施できること。
- 上記条件に合致するKURION、SARRY模擬吸着塔の製作を行った。

吸着塔名	実吸着塔	模擬吸着塔
KURION		

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～模擬吸着塔（SARRY）～

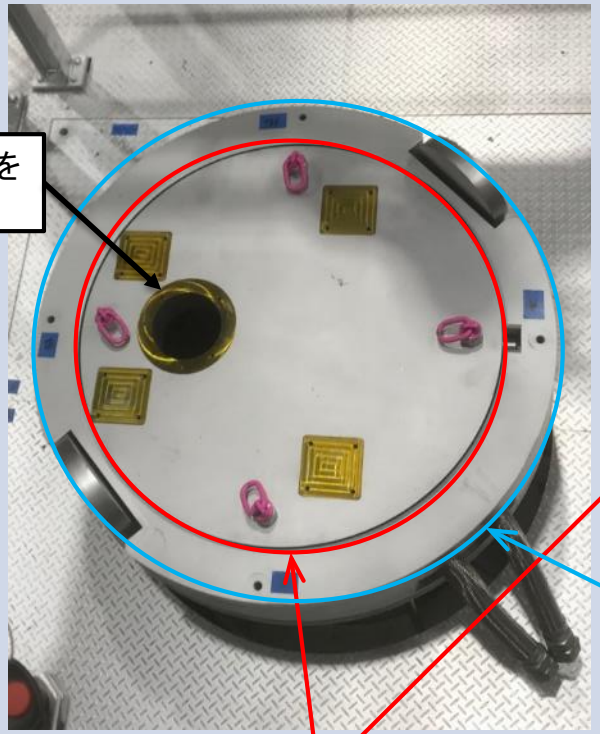
吸着塔名	実吸着塔	模擬吸着塔
SARRY		

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～試験用作業ドック (S-WD)～

- 吸着塔と試験用統合採取装置の位置決めのために、両者の間に試験用作業ドックを設ける。
- 実機概念設計と異なり内部空間に鉛等の遮蔽体を持たないが、外形は実機概念設計を反映している。
- 試験用統合採取装置で穿孔する際の芯ブレを抑制するためのガイド機構を備える。

機器名	KURION用	SARRY用
試験用 作業ドック		

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～予備試験と要素試験～

- 各機構（穿孔・採取・閉止）の設計仕様を確定し、S-ISMの設計等に反映することを目的に予備試験を実施。

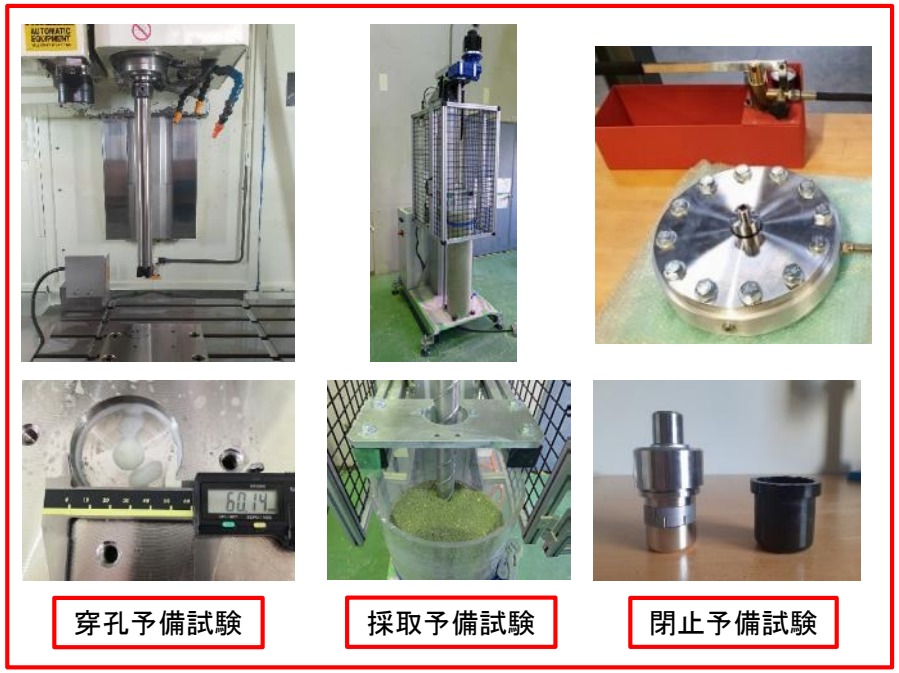


図1 予備試験の状況

S-ISMの設計・試験計画に反映

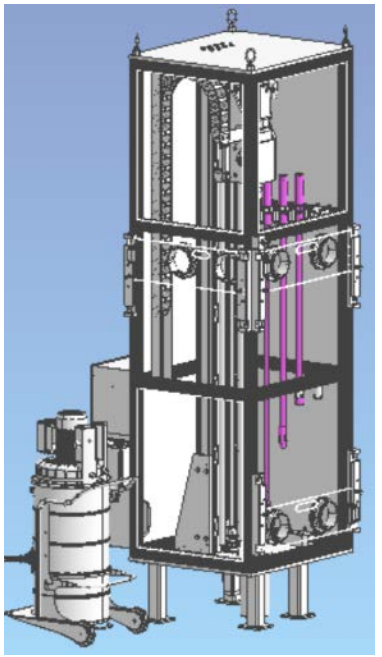


図2 予備試験結果を踏まえたS-ISMの設計

【予備試験】

2019～2020年上期に、2018年度に製作した採取試験装置（テストベンチ）や一般の工作機械を利用し、部分的に試作した穿孔刃、サンプリングヘッド、閉止栓にて予備試験を実施。

- 専用ツール（穿孔・採取・閉止）の詳細仕様の決定
- 要素試験装置に必要な機能の確認

【要素試験】

S-ISMにより、実作業を想定した要素試験を実施し、現場で適用でききる採取工法、装置の見通しを得た。

- 実作業スケールでの穿孔・採取・閉止機能の検証
- 人手による作業性、作業時間の確認
- モックアップ機（実証機）設計に向けた課題の抽出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～穿孔予備試験（1/3）～

➢ 吸着塔穿孔における技術的課題

金属切削は一般的な加工技術として確立されているが、吸着塔の穿孔においては装置と穿孔部位の位置関係から長尺のロッド先端で穿孔を行うため、表1に示す課題を克服する必要があった。

表1 吸着塔穿孔における技術的課題と達成状況

No	課題項目	課題	達成状況
①	切削片の小粒化	穿孔ロッド自体を流路として吸引するため、約5[mm]以下に細断する	達成
②	円筒度の向上	閉止に支障が無い寸法精度、表面仕上げを確保する	達成
③	切削刃の耐久性	被ばく低減、作業効率化のため、切削刃の途中交換を要しない	達成
④	切削油の低減	切削性を確保しつつ、吸着塔内への油分混入を抑制する	達成

①切削片の小粒化（図1）

一般的な切削刃による切削では、リボン状の切削片が発生するため、穿孔刃に上下微動を繰り返すことで、切削片を細断できることを確認した。しかし、切削片の幅が10[mm]程度であったため、さらに穿孔刃表面に溝加工を行うことで切削片の幅が5[mm]以下に細断できることを確認した。



図1 切削片小径化

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～穿孔予備試験（2/3）～

②円筒度の向上

円筒度を確保するためには、装置全体構造および穿孔ロッドの剛性を高めることが必要であるが、以下の制約がある。

・S-ISMは現場で吸着塔上部に設置して使用するため、設置幅が制限され、かつ汎用工作機械と比較して軽量である。
・合理化により穿孔、採取、閉止を単一の装置で実施するため、装置に必要な垂直ストロークが採取位置に依存し、長尺である。
・装置設置位置と吸着塔構造の関係から、SARRY吸着塔の場合、S-ISM底板から穿孔部上面まで823[mm]と長い（図1）。
・穿孔後の閉止性や吸着塔内での干渉を考慮すると、ロッドの外径は60[mm]以下とする必要がある。

予備試験において、長尺ロッドのみでは剛性が不足し円筒度を確保した穿孔が困難であった。
そこで、穿孔面にガイド機構を設け、切削刃の外周を保持する機構（図2）を開発し、良好な仕上がりを達成した。
副次的な効果として、穿孔部が覆われることによる切削片の飛散防止、回収率向上の効果があった。

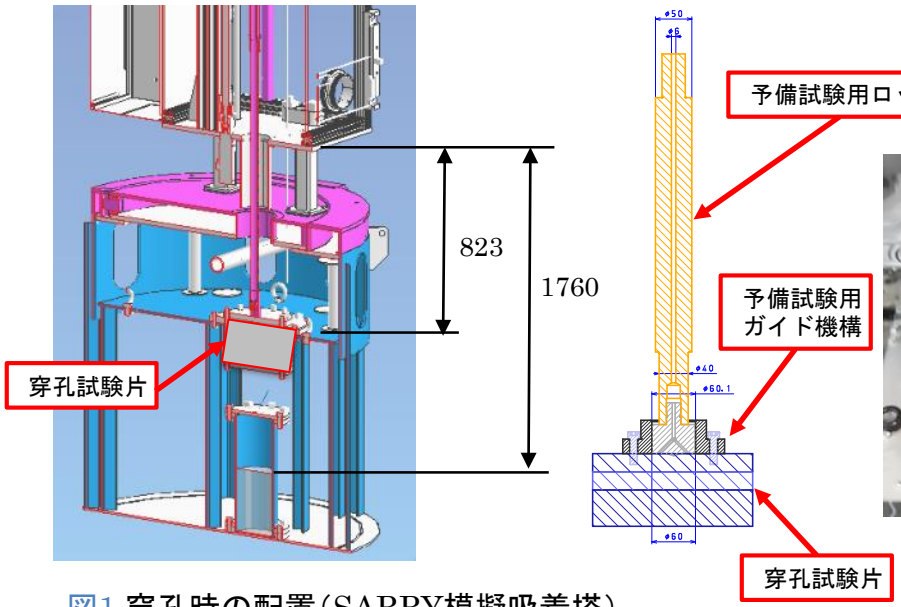


図1 穿孔時の配置（SARRY模擬吸着塔）



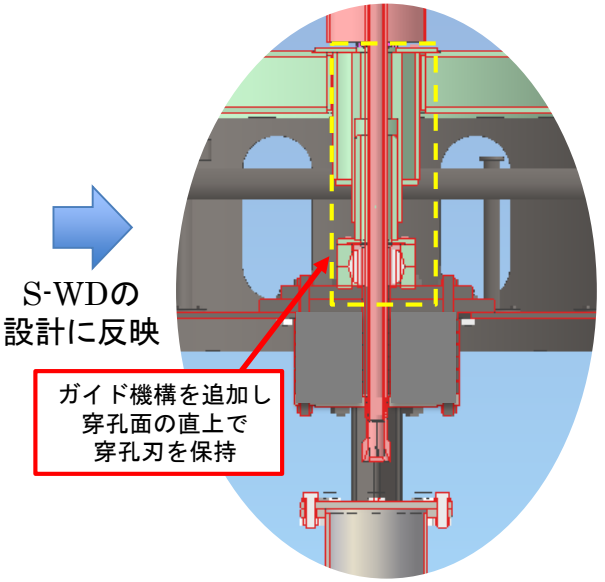


図2 ガイド機構の検討

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～穿孔予備試験（3/3）～

③切削刃の耐久性

吸着塔を穿孔するとき、頻繁に穿孔刃の交換が必要になると、被ばく増加の原因となる。そこで吸着塔1基の穿孔で使用する同一寸法の穿孔刃について、所定の穿孔量を満足する耐久性があるか確認を行った。

・初期の穿孔刃では、穿孔自体に支障は無かったが中心部の角が欠ける事象が見られたため、形状の見直しを行った（図1）。

・最も穿孔距離の長いSARRYを想定した穿孔試験においても、外観上の劣化は見られなかった（図2）。

なお、汚染管理の観点から吸着塔毎に穿孔刃を交換すべきと想定したため、穿孔刃の寿命測定はしていない。

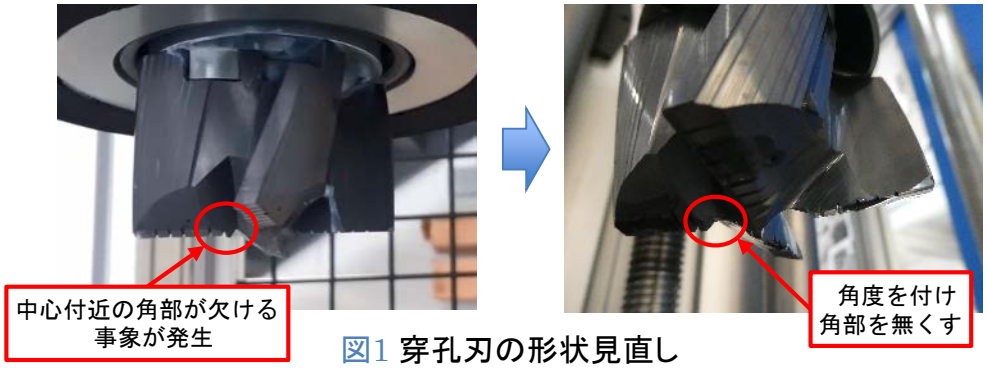


図1 穿孔刃の形状見直し



図2 使用前後の比較

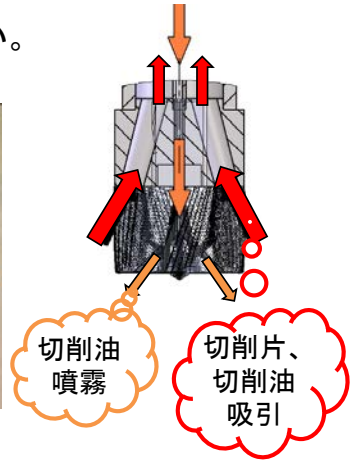


図3 切削油供給方法

④切削油の低減

穿孔刃は、内部の切削油流路から切削油を給油する構造とした（図3）。一般的な金属切削では、大量の切削油（液）を噴射することで、穿孔刃の潤滑だけでなく冷却、切削片の排出を行うが、本対象においては吸着塔内へ混入するため不適当である。そこで、微量の切削油を圧縮空気により噴霧するセミドライ方法とし、最適条件を確認した。

・連続的穿孔に必要な最小切削油供給量：5[mL/h]

・貫通前の残り厚さ5[mm]程度は、切削油の供給なしで切削可

表1 切削油仕様

外観	茶色透明液体
密度 (at 20 °)	≈ 0.925 [g/cm^3]
引火点	≥ 186 [°C]
動粘度 (at 40 ℃)	≈ 39 [mm^2/s]
動粘度 (at 100 ℃)	≈ 8.7 [mm^2/s]
粘度指数	208 [-]
銅板腐食試験 (at 60 ℃) (ISO 2160)	銅板腐食標準色 1b
推奨保管温度	0 ～ 50 [°C]
推奨保管期間	2 年 (未開封保管時)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～採取予備試験（1/4）～

➢ 採取における技術的課題

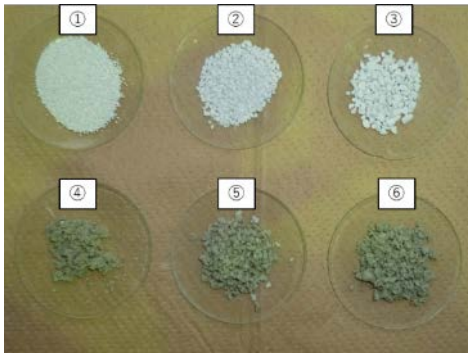
2018年度までの研究で基本的な採取技術を確立したが、新たに発生した課題について検討を行った。

No	課題項目	課題	達成状況
①	試料の性状変化	採取試験に供する吸着材の性状変化（粘性、固化）を想定した模擬試料の調製	達成
②	サンプリングヘッドの干渉リスク	穿孔部と採取を行うサンプリングヘッドの干渉リスクの対応	達成
③	試料の性状変化リスク	性状変化（粘性、固化）した吸着材の採取性	達成
④	採取前の吸着塔内部確認	採取前に吸着塔内の視認確認を行う方法	達成

①試料の性状変化

実物の吸着材はKURIONで7種類、SARRYで6種類が使用されており、特殊な吸着材で入手が困難なものも多い。そこで、入手が可能であった天然ゼオライトと実物の吸着材の物理的な性状の比較を行い、試験対象とする乾燥、湿潤の模擬試料を設定した（図1）。

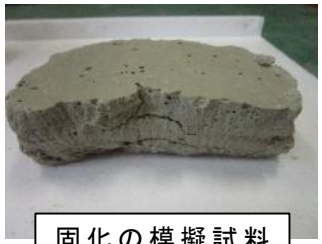
さらに、試料の性状変化を想定して、天然ゼオライトを用いて粘性化した模擬試料と固化した模擬試料を調製した（図2）。



試験対象とする模擬試料	
①	天然ゼオライト　粒径0.5～1[mm]　乾燥
②	天然ゼオライト　粒径0.5～2[mm]　乾燥
③	天然ゼオライト　粒径1～3[mm]　乾燥
④	天然ゼオライト　粒径0.5～1[mm]　湿潤
⑤	天然ゼオライト　粒径0.5～2[mm] 湿潤
⑥	天然ゼオライト　粒径1～3[mm] 湿潤

図1 乾燥、湿潤の模擬試料


粘性の模擬試料


固化の模擬試料

試験対象物		
⑦	粘性の模擬試料（粘性試料）	含水率40[wt%]に調合した天然ゼオライト
⑧	固化の模擬試料（固化試料）	⑦を加熱乾燥した試料

図2　性状変化を想定した模擬試料

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～採取予備試験（2/4）～

②サンプリングヘッドの干渉リスク

過年度に開発したベーン開閉式ヘッドは、試料採取後にベーンが閉じなかった場合、SARRY吸着塔のφ40[mm]穿孔部通過時に干渉し、吸着塔内部から引き上げ困難になる干渉リスクがあったため、過年度のベーン開閉式ヘッドを改良して小径化したヘッド（図1小径ベーン開閉式ヘッド）を製作し採取性を再度確認した（図2）。

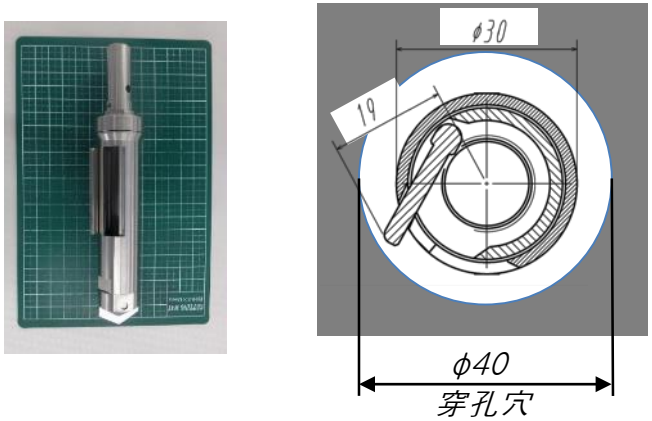


図1 小径ベーン開閉式ヘッド



採取状況　　小径ベーン開閉式ヘッドに採取された試料

図2 小径ベーン開閉式ヘッドによる採取（粘性試料）

③吸着材の性状変化リスク

性状変化（粘性、固化）に対応する新規の底面開閉式ヘッド（図3）を製作し、合わせて採取性を確認した。

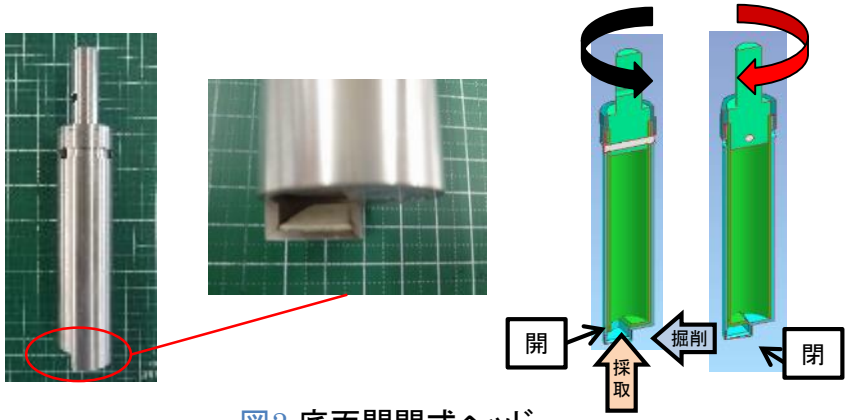


図3 底面開閉式ヘッド



採取状況　　採取後における固化試料の状態　　底面開閉式ヘッドに取り込まれた試料

図4 底面開閉式ヘッドによる採取（固化試料）

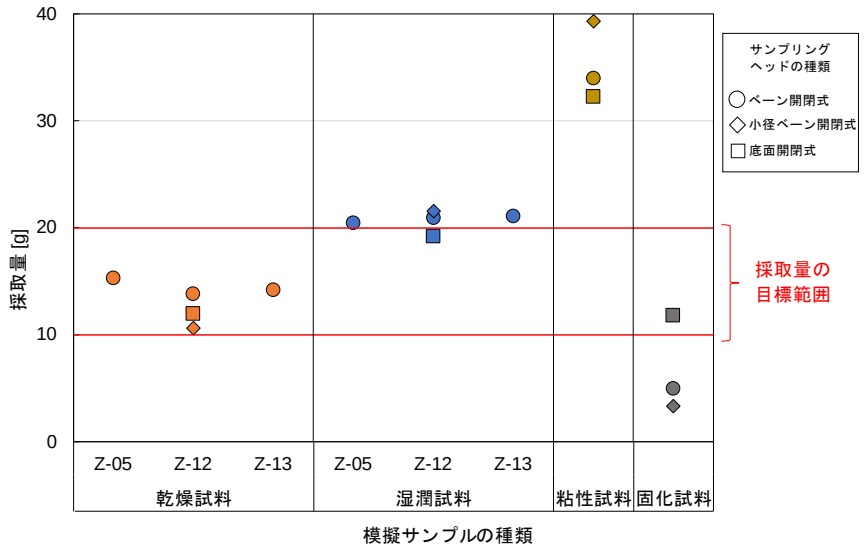
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～採取予備試験（3/4）～

③試料の性状変化リスク

新たに製作した、「小径ベーン開閉式ヘッド」、「底面開閉式ヘッド」について、各種の模擬試料にて採取性を確認した。



粘性の模擬試料（粘性試料）	固化の模擬試料（固化試料）
 	 
粘性試料は含水率および比重が高く、ヘッド表面への付着量が増加することから、見かけ上の採取量が過剰となったが、採取口体積を見直すことで目標範囲の採取は可能。	固化試料を掘削しながら、底部の採取口より試料を取り込むことで目標量の採取が可能。

サンプリングヘッド	利点	欠点
小径ベーン開閉式ヘッド	採取口を側面に設けることで開口部を広くでき、また、可動ベーンにより安定的かつ短時間で試料採取が可能である。	採取対象が固化試料のように硬化している場合、可動ベーンでは固化試料を削り取れず、ほとんど採取できない。
底面開閉式ヘッド	粒状の吸着材だけでなく、粘性試料や固化試料においても目標量の採取が可能である	採取口を大きくすることが構造上困難であり、目標量の試料を採取するためには時間を要する。

➡ 側面に採取口を設けた「小径ベーン開閉式ヘッド」を標準的に使用することとし、採取前の内部確認にて吸着材の固着が確認された場合は「底面開閉式ヘッド」を用いる方針とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～採取予備試験（4/4）～

④採取前の吸着塔内部確認

- 実サンプリングでは採取前に吸着塔内部を確認し、内部配管等の干渉物の有無や吸着材の状況を把握することが必要である。そこで、模擬吸着塔に内視鏡を挿入し、内部の視認性を確認した（図1、図2、写真①）。
- 内視鏡による内部の視認性は良好であった（写真②～④）。
- 内視鏡カメラ（直視／側視、遠点／近点）を使い分けることで、内部側面や吸着材表面の状況を視認できることを確認した。
- レーザー距離計を使用して、吸着材の充填高さを測定できることを確認した（要素試験参照）。

○カメラ先端部の光学アダプタにより、
・視野方向
・焦点
等を選択可能。
○本試験では、
・視野方向：直視／側視
・焦点：遠点／近点
の計4パターンをテストした。



図1　内視鏡イメージ
※オリンパスHPより

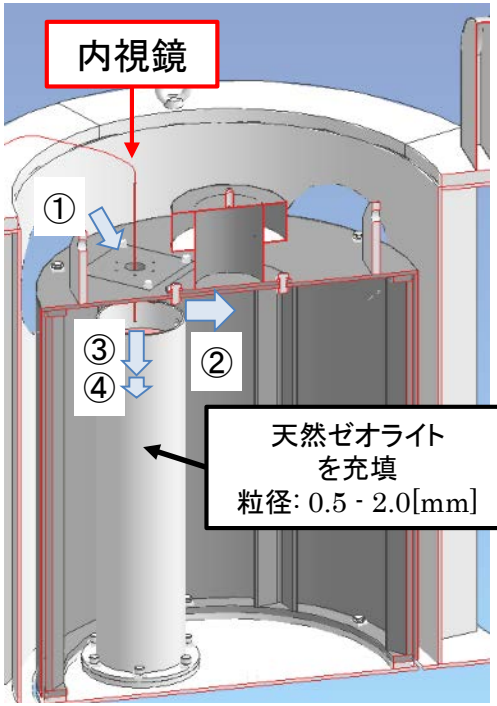
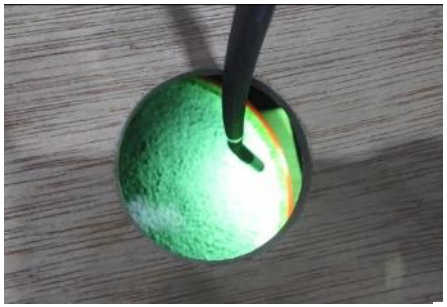


図2　模擬吸着塔（KURION）
内部構造



写真①　内視鏡の挿入状況



写真②　模擬吸着塔の側面状況
（内視鏡：側視遠点）



写真③　ゼオライトの状況
（内視鏡：直視遠点）



写真④　ゼオライトの状況
（内視鏡：直視近点）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～閉止予備試験（1/2)～

➢ 穿孔部閉止における技術的課題

No	課題項目	課題	達成状況
①	閉止栓仕様	閉止栓の構造、シール部の材質および圧縮率の最適化	達成（②に関連）
②	耐圧性の確保	SARRY吸着塔の最高使用圧力に対応した耐圧性	達成＊
③	遠隔操作性	S-ISMにより遠隔による着脱が可能	達成

＊：穿孔部の状態等により基準を満足しないケースがあった。

①閉止栓仕様

閉止栓の基本設計（図1）をもとに、シール部の拡張部品（図1③）について複数の試作試験を行い（図2）、最終仕様を決定した。また、シール部（図1 ④）について硬度、初期外径および厚さの異なる試作品を製作して試験を行い、適切なシール部の仕様と圧縮率（内部部品の拡張量）の範囲を求めた（図3）。

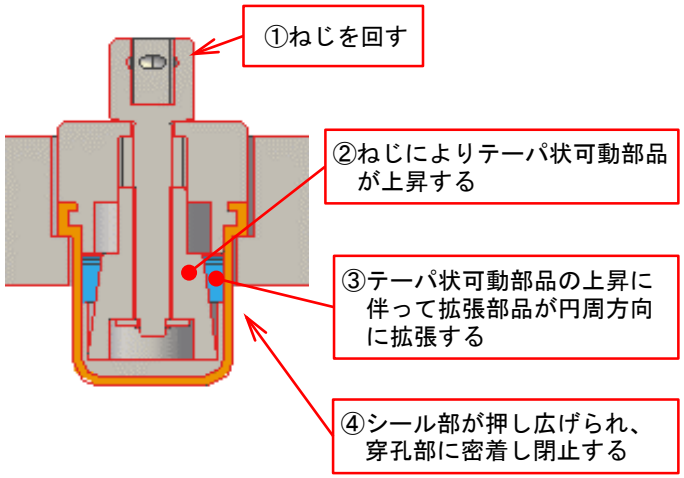


図1 閉止栓の基本設計と動作原理



図2 拡張部品試作品（右側を採用）

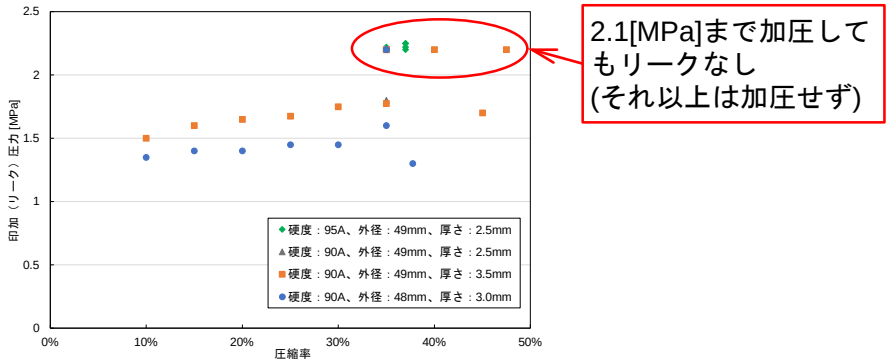


図3 各シール部試作品に対する圧縮率とリーク圧力の関係

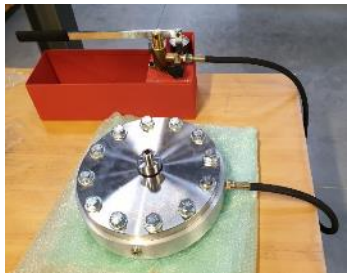
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

～閉止予備試験（2/2）～

②耐圧性の確保

「①閉止栓仕様」にて確認した条件の範囲で、複数の穿孔試験片に対して耐圧性の確認試験を実施した。穿孔部の状態等により基準を満足しないケースがあったが、適正条件において耐圧性を満足することを確認した。

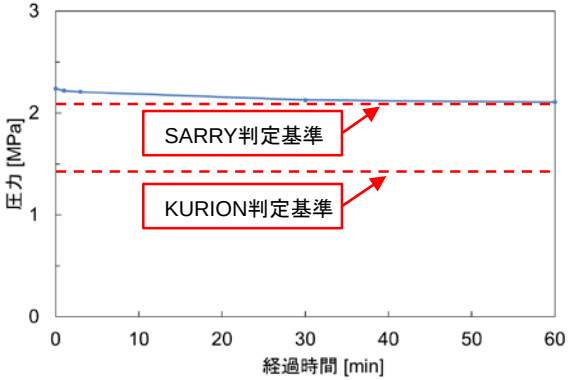


(a) 耐圧予備試験装置



(b) 圧力の時間変化の確認

図1 耐圧試験の様子



(a) 圧力の時間変化



(b) 漏れや異常が無いことを確認

図2 耐圧試験結果 （硬度95A、圧縮率40%、S-ISMにて自動取付）

③遠隔操作性

遠隔操作性を確認するため、製作中のS-ISMを使用し、遠隔自動取付について試験を実施した。



図3 遠隔自動取付

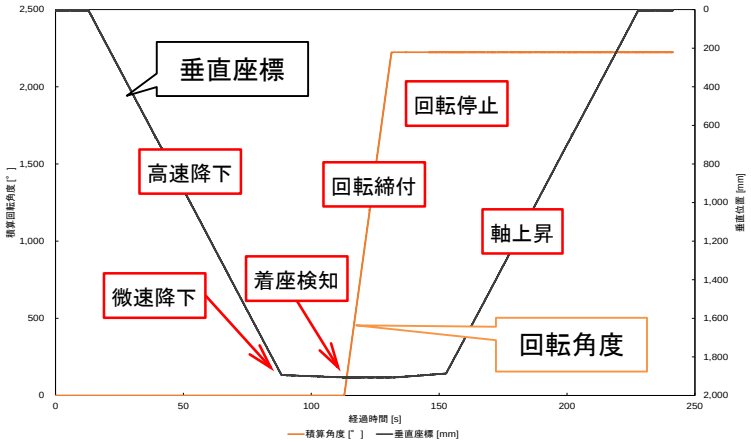


図4 締付動作シークエンス

遠隔操作性を確認、最適な動作条件を設定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

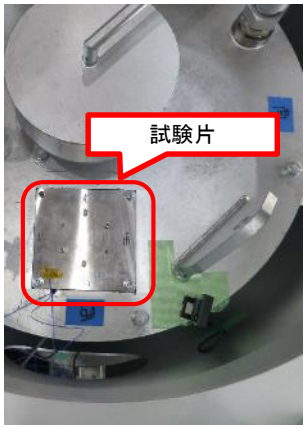
（b）サンプリング技術の開発

～要素試験の手順（1/4）～

- KURION／SARRY模擬吸着塔、S-ISM、S-WDを用いて、実スケールの作業手順を想定し要素試験を実施した。
- 模擬吸着塔および試験用作業ドック（S-WD）の設置

1. 模擬吸着塔（KURIONまたはSARRY）を設置





・吸着塔を作業架台に設置する。
・赤枠は交換可能なステンレス製の試験片であり、この試験片を穿孔し、閉止栓を取付ける。

図1　模擬吸着塔設置状況

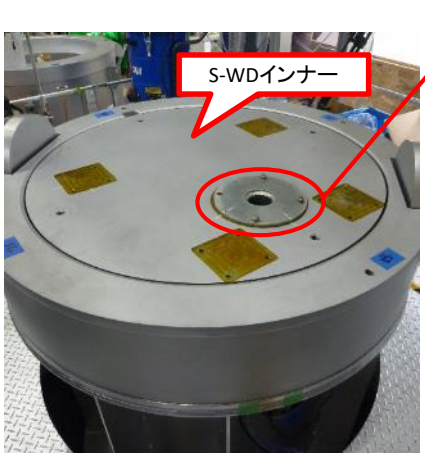
2. 模擬吸着塔にS-WDアウターを設置



・吸着塔のフックを模擬した部分に切り欠き位置を合わせてS-WDアウターを設置する。

図2　S-WDアウター設置状況

3. S-WDインナーを設置



・赤丸部分がS-WDインナーと一体のロッド芯振れ防止用ガイド機構。

図3　S-WDインナー設置状況

【結果】
・クレーン仕様、玉掛等の条件は現場と異なるが、クレーン操作により、S-WDアウター、インナーが設置できることを確認。

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

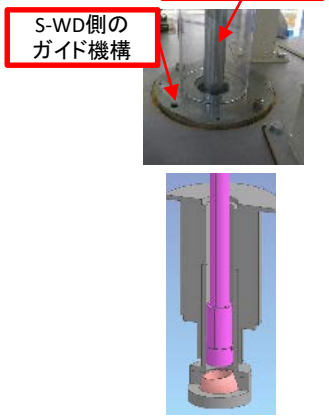
（b）サンプリング技術の開発

～要素試験の手順（2/4）～

➢ 試験用統合採取装置（S-ISM）の設置および穿孔

4. S-ISMの設置

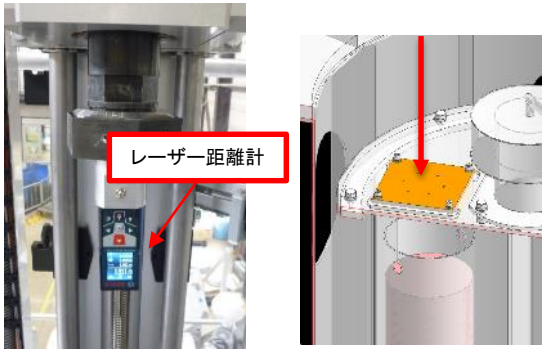




・作業ドック上の定位置にS-ISMをクレーンで設置。

図1　S-ISM設置状況

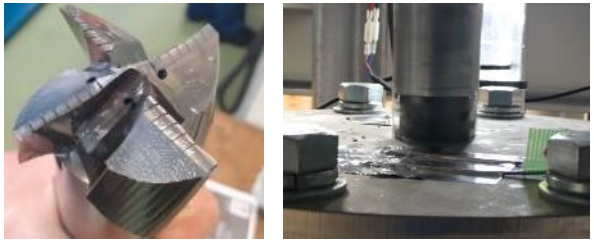
5. 穿孔試験片までの距離測定



・レーザー距離計を用いて試験片（吸着塔天板）までの距離測定を実施。

図2　距離計測状況

6. 穿孔



・穿孔操作を自動モードで実施する。
・φ60およびφ50穿孔刃で段付き穴を形成。
・SARRYの場合はさらに底板をφ40穿孔刃で穿孔する。

図3　穿孔状況

【結果】
・クレーンによるS-ISMの設置性を確認。
・S-ISMロッドとS-WD側ガイド機構の中心軸が一致するように設置する必要があるため、作業に時間を要した。

【結果】
・吸着塔穿孔部までの距離測定が可能。

【結果】
・KURION/SARRYともに穿孔できることを確認。
・詳細は「試験結果」を参照。

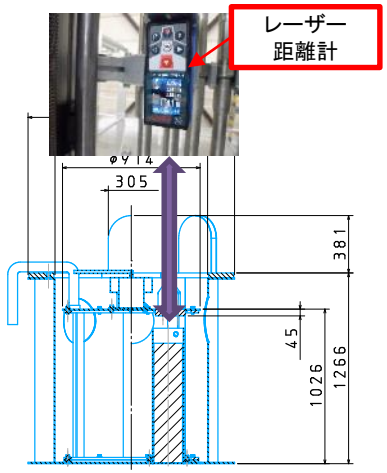
©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～要素試験の手順 (3/4)～

➢ 吸着材の性状確認、試料の採取、サンプリングヘッドの取り外し

7. 吸着材表面までの距離



・吸着材表面までの距離を測定。

図1　吸着材表面距離測定

8. 内視鏡を用いた吸着材の性状確認



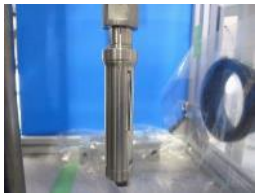


乾燥試料　　粘性試料　　切粉混入した湿潤試料

・内視鏡と触診棒による確認。

図2　吸着塔内部確認

9. 試料の採取



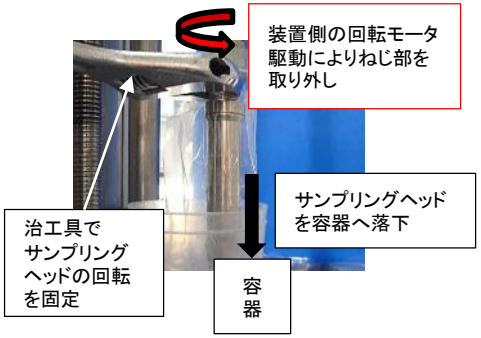
サンプリングヘッド



試料採取の様子

図3　試料採取

10. サンプリングヘッドの取り外し



・サンプリングヘッドは装置側ロッドとねじ固定されているため、回転モータの駆動により、容器へ落下させることが可能か確認。

図4　ヘッド取り外し

【結果】
・吸着材までの距離を測定可能。

【結果】
・触診棒（緑）の接触状況をカメラ映像にて確認することで、対象物までの距離や硬さ状態等を視認できる。

【結果】
・採取可能であることを確認。詳細は「試験結果」参照。
・遠隔でサンプリングヘッドを取り外し可能なことを確認。

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～要素試験の手順 (4/4)～

➢ 穿孔部の清掃、閉止栓の取付、耐圧試験

11. 穿孔部の清掃





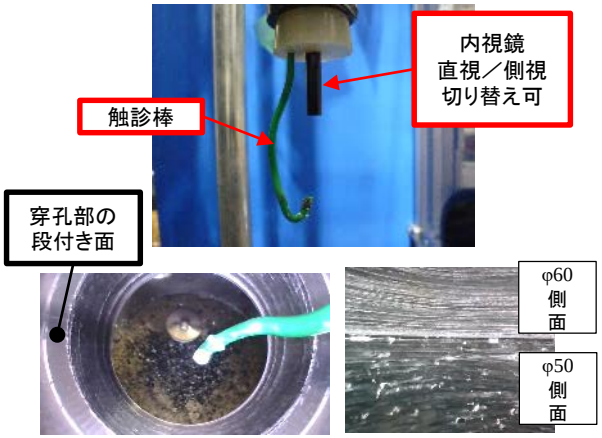
清掃前　　清掃後

・穿孔部に残留する油分や微細な切削粉は閉止栓の取付に悪影響を与えるため、バフにて遠隔清掃を実施。

図1　バフによる穿孔部の清掃

【結果】
・バフを穿孔部に通過させる操作を3回程度繰り返すことで、穿孔部の切削片を除去できること確認。

12. 内視鏡を用いた穿孔部の確認結果



直視映像　　側視映像

・内視鏡にて穿孔穴の内部確認を実施。

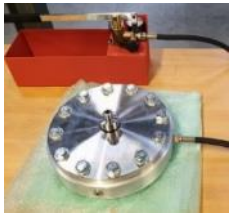
図2　穿孔部の目視確認

【結果】
・内視鏡により吸着塔の下面、側面共に視認可能なことを確認。

13. 閉止栓の取付、耐圧試験



閉止栓取付の様子



耐圧試験の様子

・遠隔にて閉止栓を取付け。
・試験片を取り外し、耐圧試験を実施。

図3　閉止試験

【結果】
・閉止できることを確認。詳細は「試験結果」参照。

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～KURION／SARRY穿孔要素試験（1/4）～

➢ 概要

・KURION吸着塔の天板部分にφ60-50[mm]の段付き穴を開ける。
・SARRY吸着塔の積層フランジ部にφ60-50[mm]の段付き穴を、底板部にφ40の貫通穴を開ける。
・穿孔刃形状、穿孔条件は設計仕様値および事前の予備試験の結果から決定し、穿孔試験を行った。

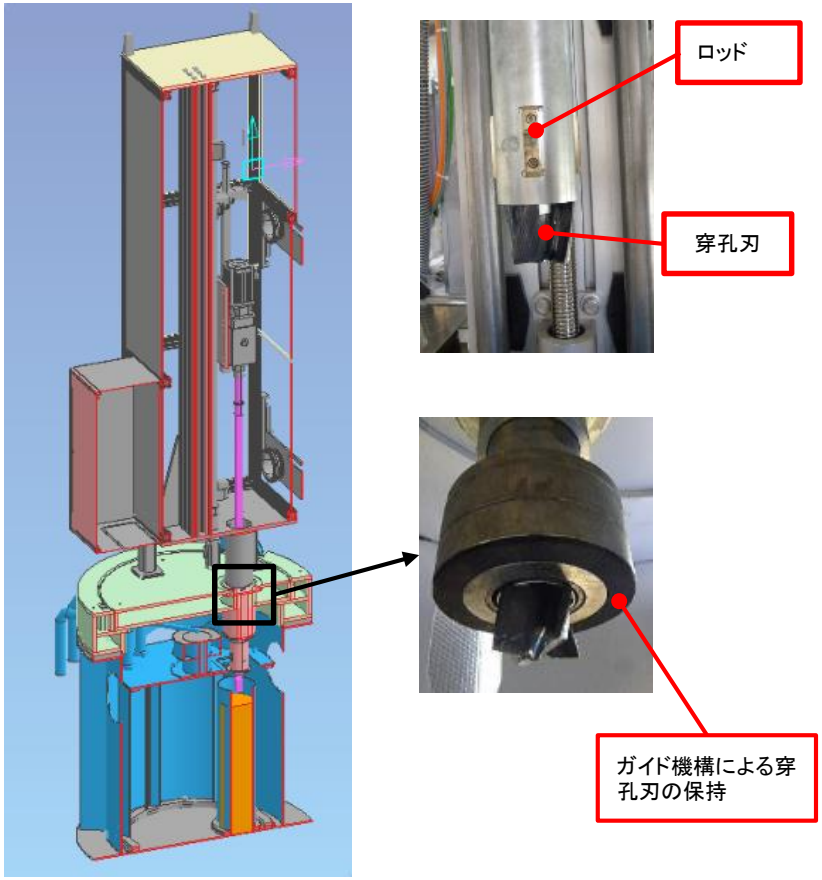


図1　穿孔試験の概要

表1　穿孔における実施内容

吸着塔	穿孔ステップ	実施事項	材質	油噴霧	吸引
KURION	1	φ60穿孔	ステンレス及び炭素鋼	あり	あり
	2	φ50穿孔		あり	あり
	3	φ50穿孔（貫通）		なし	なし
SARRY	1	φ60穿孔		あり	あり
	2	φ50穿孔（貫通）		あり	あり
	3	φ40穿孔（溶接ナット含む）		あり	あり
	4	φ40穿孔（貫通）		なし	なし

表2　穿孔の運転条件

項目		条件
穿孔	回転数	70-100[rpm]
	送り速度	0.6[mm/min]
	押付け動作	上下微動※のサイクル動作を連続実施 ※1.01[mm]降下⇒1[mm]上昇・吸引 （約 1[s/サイクル]）
	吸引	貫通前：ON　貫通時：OFF
	油噴霧	貫通前：ON　貫通時：OFF
油噴霧		10[mL/h]
吸引流量		（最大）200[m^3/h]

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～KURION／SARRY穿孔要素試験（2/4）～

➢ 試験結果（1/3）

目的	内容	評価・判定	結果
穿孔状況の判断	穿孔時の負荷率の変化を測定	・負荷率の変化から天板が貫通したかどうか判断できること。 ・最適な穿孔条件の設定。	・回転トルクの減少により貫通の判断が可能である。 ・SARRY積層フランジにおいて、遮蔽フランジ（SS400）から閉止フランジ（SUS316）に到達したことをトルク変化から確認できる。

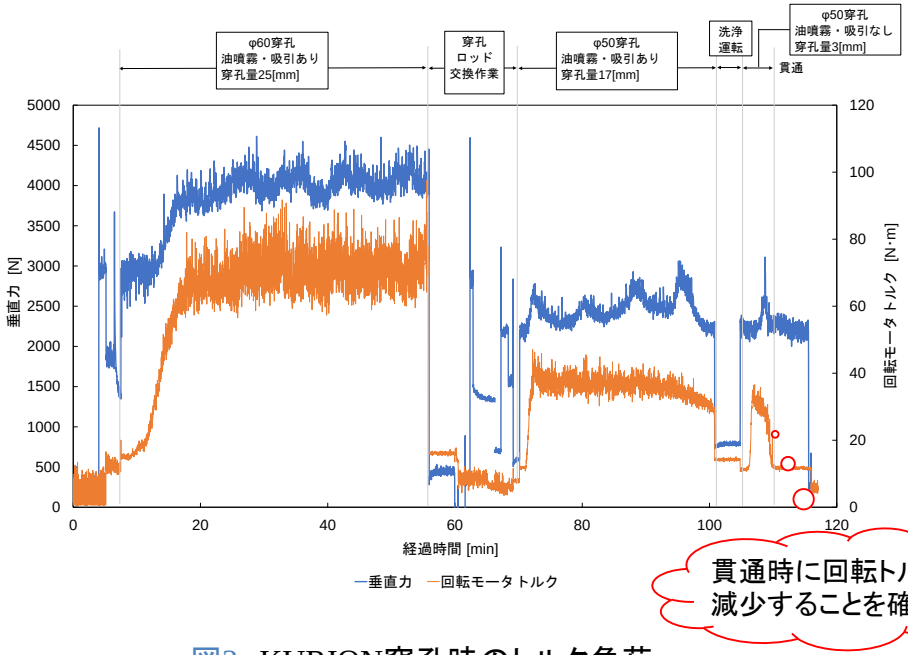


図3　KURION穿孔時のトルク負荷

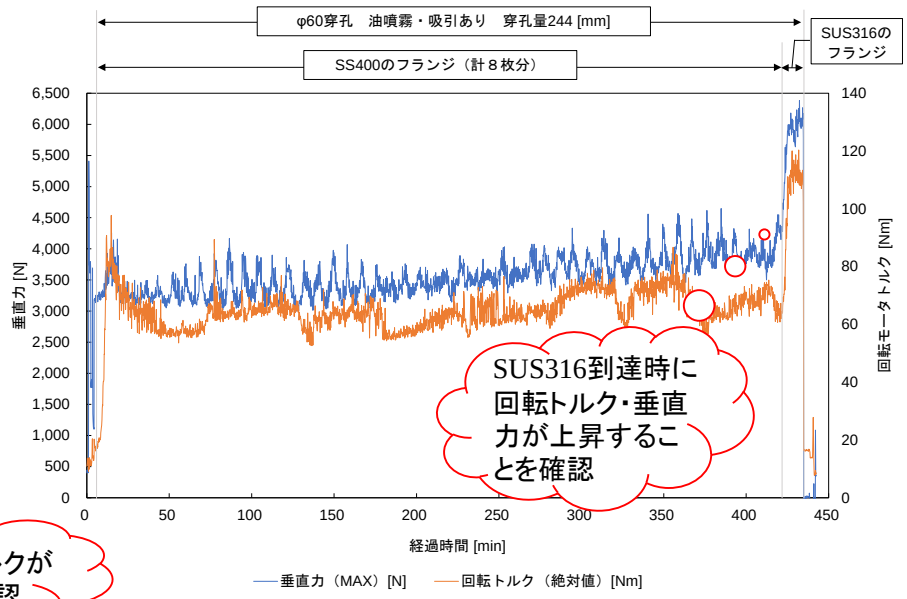


図2　SARRYφ60穿孔時のトルク負荷

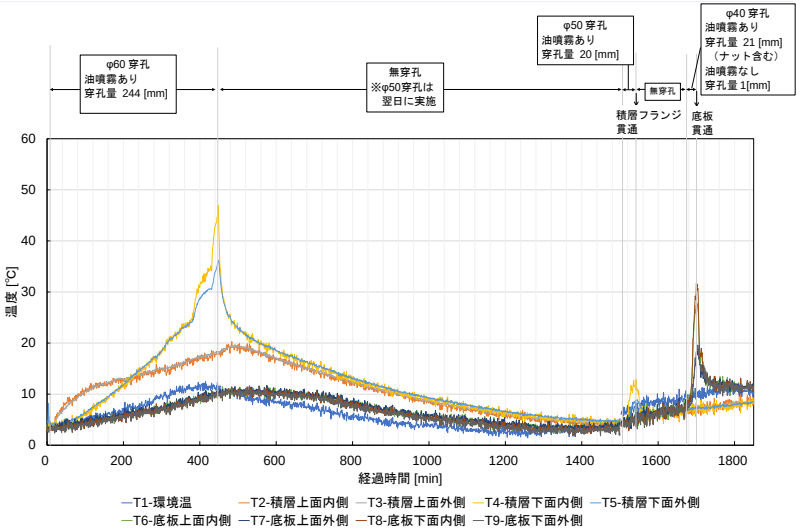
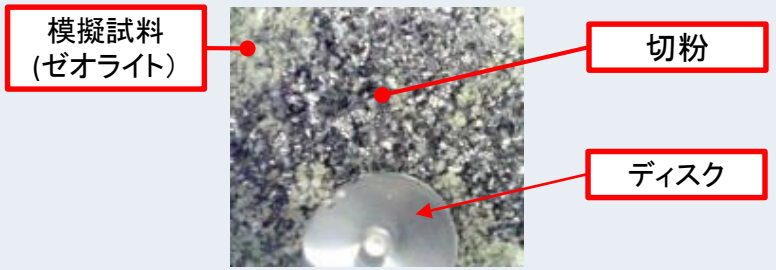
※トルクはモータ電流値からの換算値

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～KURION／SARRY穿孔要素試験（3/4）～

➢ 試験結果（2/3）

目的	内容	評価・判定	結果	試験状況（例示）
爆発・変質の防止	穿孔時の鋼板温度を熱電対にて測定	・最高温度が水素の発火点（500[℃]）未満であること。 ・ガスケット周辺温度が許容温度以下であること。	・KURION、SARRYともに、穿孔試験片底部の穿孔中心より60[mm]の位置で最大温度約50[℃]、90[mm]の位置で最大温度約40[℃]（外気温10[℃]）程度であった。 ・本条件による穿孔で異常な発熱が発生しないこと確認した。なお、水素爆発のリスクを減らすために、作業前に吸着塔の窒素置換を行う予定。	 図1　SARRY穿孔における鋼板の温度変化
異物混入防止	発生量の測定	・許容混入率を設定（分析側と協議）し、達成すること。	・異物として、穿孔の後に粒径が細かい切粉とディスクが発生した。 ・異物は吸着塔内部におよそ25[g]程度落下することを確認した。(切粉：15[g]程度、ディスク：10[g]程度)	 図2　ゼオライト表層に落下した異物

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

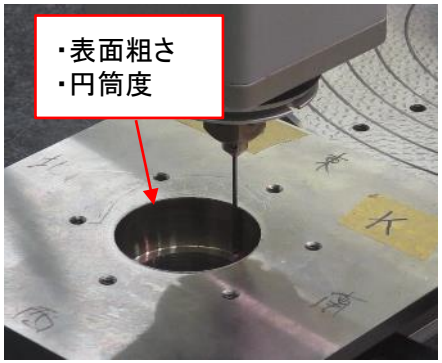
（b）サンプリング技術の開発

～KURION／SARRY穿孔要素試験（4/4）～

➢ 試験結果（3/3）

目的	試験項目	評価・判定	試験結果
穿孔の評価	・穿孔形状の確認 （円筒度※、表面粗さの測定を含む）	・KURION／SARRYの穿孔が可能なこと。 ・穿孔部は閉止できること。	・KURIONおよびSARRYを想定した試験片を穿孔できることを確認した。 ・円筒度、表面粗さの測定の結果、穿孔形状にバラツキは見られるが、閉止栓の取付が可能なことを確認した。
作業性の確認	・穿孔速度の測定 ・消耗品（穿孔刃等）の交換頻度を確認	作業性評価（作業時間・被ばく）に反映する。	・0.6[mm/min]の穿孔速度により、同一径の穿孔刃を交換することなく、穿孔できることを確認した。 ・穿孔後の刃は目視による摩耗は確認されなかったが、吸着塔毎に交換することを想定。 ・油噴霧および吸引なしで3[mm]程度の穿孔が可能であることを確認した。

※円筒度：円筒形体の幾何学的に正しい円筒からの狂いの大きさ（JIS B 0621による定義）



KURIONのNo. 1は模擬吸着塔の剛性が低く、穿孔時に比較的大きな振動が生じていた
⇒円筒度が大きくなる傾向を確認

図1　穿孔部の測定

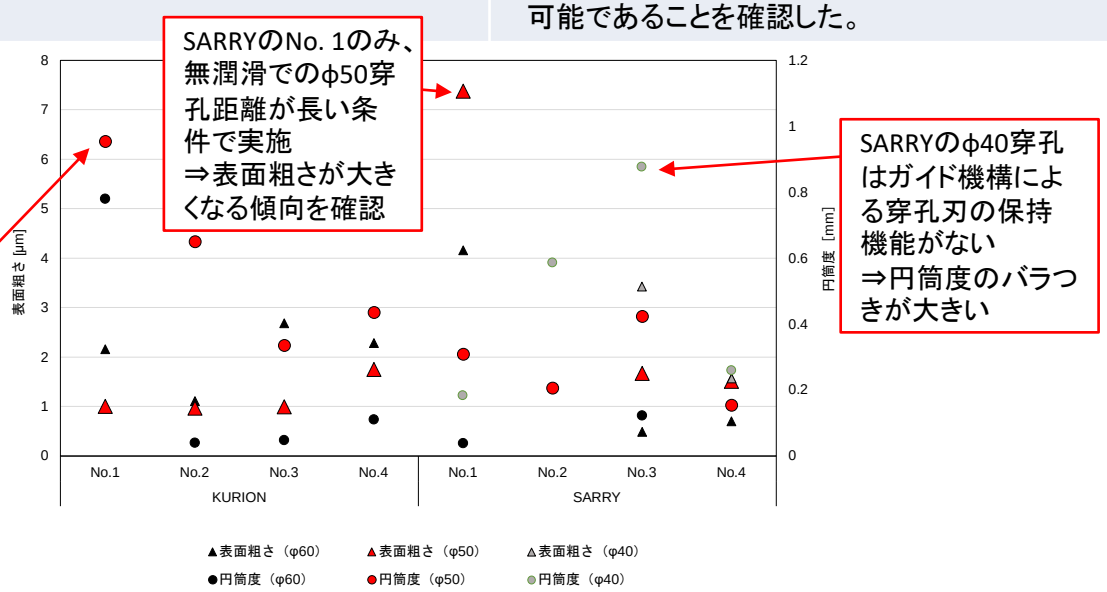


図2　穿孔部の表面粗さと円筒度

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

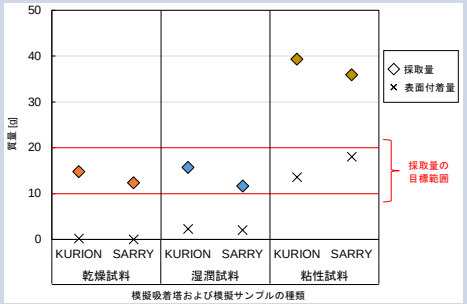
（b）サンプリング技術の開発

～KURION／SARRY採取要素試験（1/2）～

➢ 概要

実スケールにおける採取の成立性や採取後のサンプリングヘッドの取り扱い等を検討するために、S-ISMによる採取試験を実施した。改良した小径ベーン開閉式ヘッドをS-ISMに取り付けて、乾燥・湿潤・粘性の模擬試料に対して採取における飛散状況等を確認した。

➢ 試験結果（1/2）

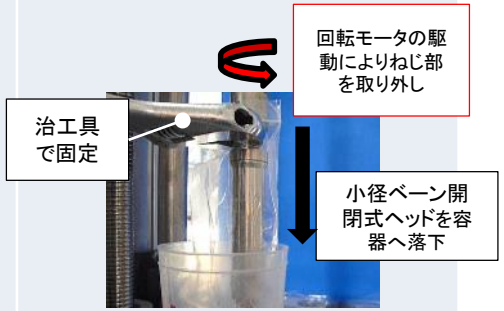
目的	測定内容	評価・判定	結果	試験状況（例示）
一定の採取量を保証する	模擬試料の性状をパラメータとして採取量を測定	10[mL]以上を安定的に採取できること。	S-ISMに小径ベーン開閉式ヘッドを取り付け、乾燥・湿潤・粘性の模擬試料の採取試験を実施し、予備試験と同等の試料を採取できることを確認した。	 図1 採取試験の結果
採取状況を判断する	採取時の負荷率（回転トルク、押付力）の変化を測定	負荷率の変化からサンプリングヘッドが吸着材に到達したかどうか判断できること。	模擬試料の表層位置では、大きな負荷がかからないため、負荷値による判断は困難。 なお、事前のレーザー距離測定や内視鏡・触診棒による絶対座標の測定で表層位置の判断が可能なため、それらを事前に実施することを前提とする。	
切粉の混入率を評価する	穿孔試験と採取試験を連続して実施し、採取量に対する切粉混入率を測定	許容混入率を設定（分析側と協議）し、達成すること。	穿孔により切粉が模擬試料（ゼオライト）表面に落下するが、掘削後に側面部から試料採取する小径ベーン開閉式ヘッドでは切粉の混入はわずかであった。	 図2 採取試料  図3 ゼオライト表面

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～KURION／SARRY採取要素試験（2/2）～

➢ 試験結果（2/2）

目的	試験項目	評価・判定	結果	試験状況（例示）
採取時の汚染拡大を防止する	・サンプリングヘッド表面に付着した吸着材質量を測定 ・サンプリングヘッドの引き上げ、養生における吸着材の飛散量を測定	・採取装置内に吸着材が拡散しないこと。 ・作業性評価（装置のメンテナンス・除染）の検討に反映する。	・小径ベーン開閉式ヘッド表面への付着量は採取対象の含水率や粘性等に大きく影響を受ける。 ・表面への付着量について、乾燥試料は0.47[g]、湿潤試料は2.79[g]、粘性試料は8.99[g]程度であった。粘性試料は採取量および表面付着量が大幅増加する傾向にあるので、採取口体積および全長を小型化する必要がある。 ・採取後に小径ベーン開閉式ヘッドを迅速に容器へ収納することで、汚染の飛散は防止できる。	 乾燥試料の表面付着量 0.47[g] 湿潤試料の表面付着量 2.79[g] 粘性試料の表面付着量 8.99[g] 図1　小径ベーン開閉式ヘッド付着状態
作業性を確認する	・採取時間を測定	・作業性評価（作業時間、被ばく）に反映する。	・遠隔にて小径ベーン開閉式ヘッドを降下・採取・装置内まで上昇するのに要する時間は3分40秒程度。 ・小径ベーン開閉式ヘッドの取外しに要する時間は2分20秒程度。 ・装置の回転モータ駆動により、遠隔で小径ベーン開閉式ヘッドを容器へ落下・収納できることを確認。	 図2　小径ベーン開閉式ヘッド取外し

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～KURION／SARRY閉止要素試験（1/2）～

➢ 概要

遠隔操作にて穿孔部に閉止栓を取付け、耐圧性の確認や取り外しに必要なトルク値等を測定する。
閉止栓を取付けた後に模擬吸着塔から試験片を取り外して耐圧試験を実施した。

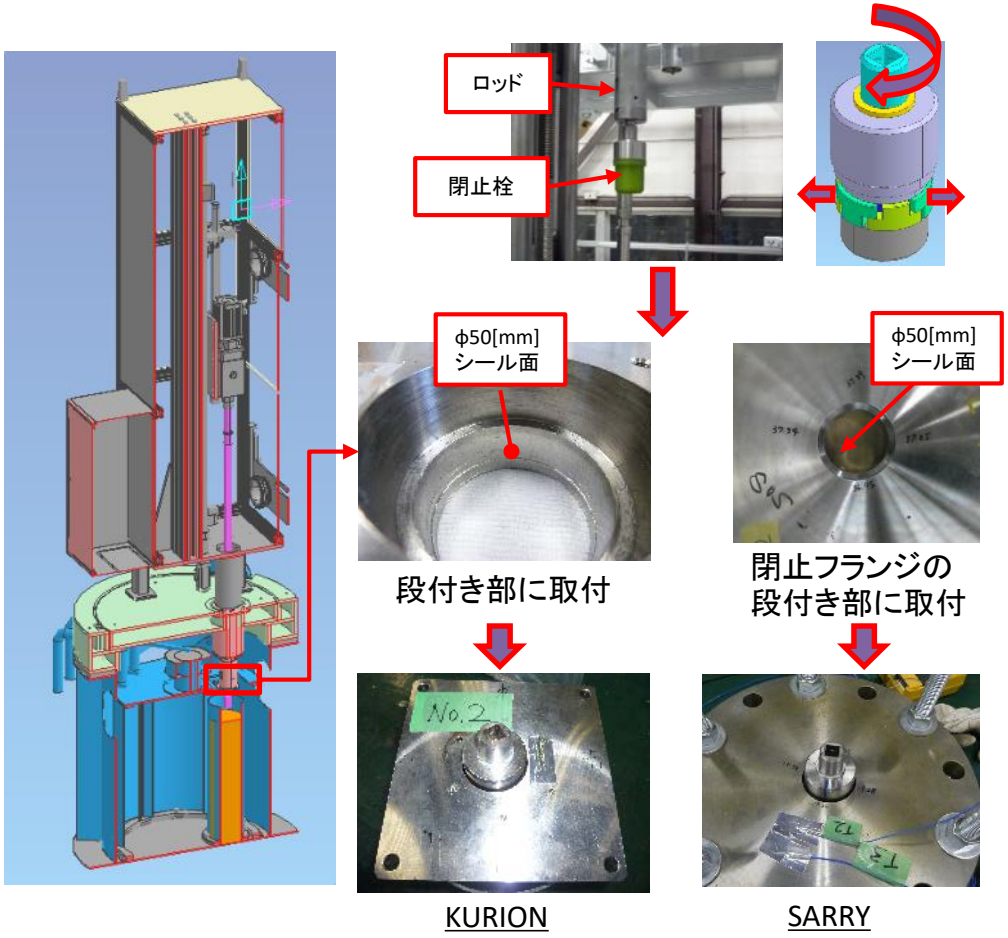


図1　閉止試験概要



図2　耐圧試験

表1　閉止の運転条件（自動操作）

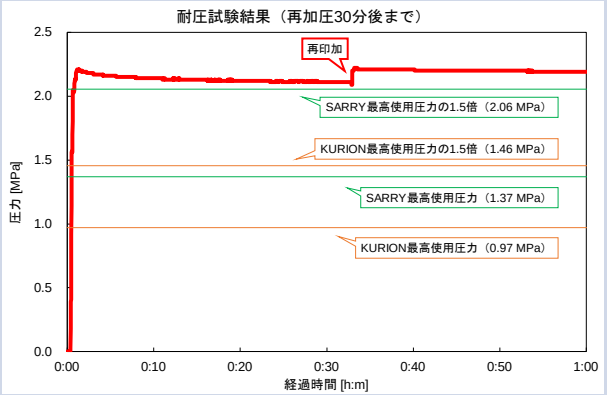
No	項目	内容
1	穿孔部までの接近	穿孔部付近までロッドに接続された閉止栓を25[mm/s]の速度で接近させる。
2	穿孔部への接触	閉止栓を穿孔部の段付き面に接触させるために、垂直モータ負荷値が1.5[N·m]になるまで0.5[mm/s]で降下させる。
3	閉止栓の拡張・取付	閉止栓を20[rpm]で約6回転させて拡張し、φ50穿孔部を閉止する。
4	閉止栓の切り離し	1[mm/s]の速度でロッドを上昇させ、ロッドと閉止栓を切り離す。

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～KURION／SARRY閉止要素試験 (2/2)～

➢ 試験結果

目的	試験項目	評価・判定	試験結果	試験状況（例示）
耐圧性の確保	・閉止栓を取付、漏れ（耐圧）試験を実施。 ・複数回施工時のバラツキを確認する。	・別途設定する条件において漏れが生じないこと。 ・最適な閉止栓形状の選定。 ・最適な取付条件の設定。	・目標とする2.06[MPa]以上の耐圧性を確保できることを確認。 ・閉止部からの水漏れがないことを目視で確認。 ・複数回施工におけるバラつきが発生するため、対策を今後の課題とし、検討を進めていく。	 図1　耐圧試験結果
取外し／再取付け可否を確認する	・取外し作業性 ・再取付け後の漏れ（耐圧）試験を実施する。	・取外し可能なこと。 ・漏れが生じないこと。	・治工具により手動で閉止栓を取り外し可能なことを確認。 ・7[N·m]程度のトルクで取り外しが可能	 図2　手動での取付け・取外し試験

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～KURIONの一連操作における作業時間～

➢ 作業時間の測定

S-ISMを設置してからの、KURION各作業ステップの時間を測定した。

作業ステップ	詳細作業サイクル	操作方法	操作時間	備考
穿孔前確認	吸着塔天板高さ測定（レーザー距離）	**手動**	1分	
穿孔	φ60穿孔ロッド取付	**手動**	2分	
	φ60穿孔	自動	50分	深さ30[mm]まで
	φ60穿孔ロッドクリーニング運転	自動	4分	ロッド内残渣物を吸引
	ロッド交換（φ60→φ50）	**手動**	4分	
	φ50穿孔 （潤滑→クリーニング→乾式）	自動	40分	潤滑ありで深さ40[mm]まで 潤滑なしで深さ40[mm]から45[mm]（貫通）まで
	φ50ロッドクリーニング運転	自動	4分	ロッド内残渣物を吸引
	ロッド交換（φ50→バフ）	**手動**	4分	
	穿孔部バフ洗浄	自動（手動）	15分	バフの交換作業（3回）は手動
採取前確認	ロッド交換（バフ→レーザー距離）	**手動**	4分	
	吸着材高さ測定（レーザー距離）	**手動**	1分	位置の異なる4点を測定
	ロッド交換（レーザー距離→内部確認）	**手動**	2分	
	吸着塔内部確認（内視鏡）	自動 （マニュアル）	10分	2方向（垂直、側面）録画。映像を確認しながらマニュアルモードでロッドを上下・回転
採取	ロッド交換（内部確認→サンプリング）	**手動**	4分	
	サンプリング	自動	4分	小径ベーン開閉式ヘッドによるサンプリング時間
	サンプリングヘッド取り外し	**手動**	3分	取り外し、ビニール袋収納まで
閉止	ロッド交換（サンプリング→閉止）	**手動**	4分	
	閉止栓取付	自動	2分	ロッド原点引上げまで
		合計時間	**158分**	※：秒単位は切り上げ

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～SARRYの一連操作における作業時間～

- 作業ドック（S-WD）の設置から、閉止までの操作までの一連の操作は、基本的にKURIONと同様に実施可能。
- S-ISMを設置してからの、SARRY各作業ステップの操作時間を測定した。

※：秒単位は切り上げ

作業ステップ	詳細作業サイクル	操作方法	操作時間	備考
穿孔前確認	吸着塔天板高さ測定（レーザー距離）	手動	1分	
穿孔	φ60穿孔ロッド取付	手動	2分	
	φ60穿孔	自動	420分(約7時間)	深さ244[mm]まで
	φ60穿孔ロッドクリーニング運転	自動	4分	ロッド内残渣物を吸引
	ロッド交換（φ60→φ50）	手動	4分	
	φ50穿孔（潤滑→クリーニング→乾式）	自動	40分	潤滑ありで深さ264[mm]（φ50貫通）まで
	φ50ロッドクリーニング運転	自動	4分	ロッド内残渣物を吸引
	ロッド交換（φ50→φ40）	手動	4分	
	φ40穿孔	自動	40分	厚さ14[mm]、仮押さえナットを含む
	φ40ロッドクリーニング運転	自動	4分	
	ロッド交換（φ40→バフ）	手動	4分	
	穿孔部バフ洗浄	自動（手動）	15分	バフの交換作業（3回）は手動
採取前確認	ロッド交換（バフ→レーザー距離）	手動	4分	
	吸着材高さ測定（レーザー距離）	手動	1分	位置の異なる4点を測定
	ロッド交換（レーザー距離→内部確認）	手動	2分	
	吸着塔内部確認（内視鏡）	自動（マニュアル）	10分	2方向（垂直、側面）録画。映像を確認しながらマニュアルモードでロッドを上下・回転
採取	ロッド交換（内部確認→サンプリング）	手動	4分	
	サンプリング	自動	4分	小径ベーン開閉式ヘッドによるサンプリング時間
	サンプリングヘッド取り外し	手動	3分	取り外し、ビニール袋収納まで
閉止	ロッド交換（サンプリング→閉止）	手動	4分	
	閉止栓取付	自動	2分	ロッド原点引上げまで
		合計時間	**576分(9.6時間)**	**KURION（158分）の約3.6倍**

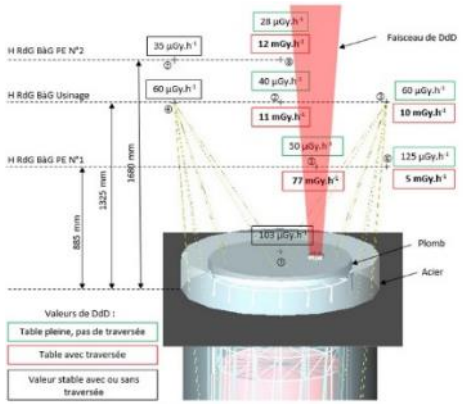
SARRYで追加される操作

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～適用性評価（被ばく推定）～

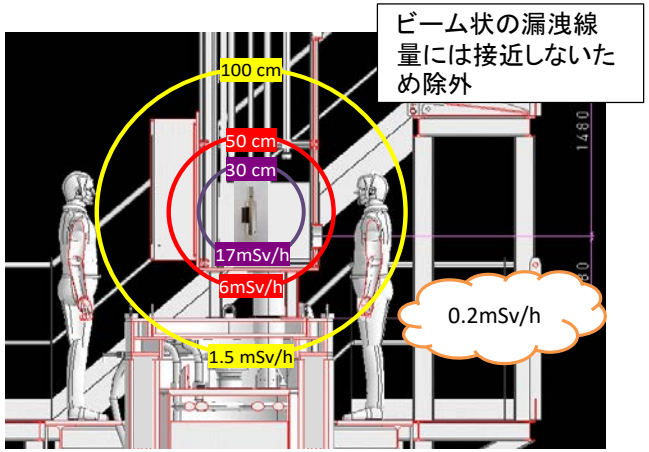
- 要素試験における、各ステップの作業時間から作業者の被ばく線量を推定する。



線量率が最も高い吸着塔から、遮蔽を設置した状態での周囲の雰囲気線量率を0.2mSv/hと推定



サンプリングヘッド表面に大量に粘性試料が付着したケースを想定



試料をCs-134/137の点線源とみなし空間線量率を推定

図1　線量率の推定

表1　被ばく推定結果

	吸着塔1体あたりの採取所要時間 [作業日数／総作業時間]	個人被ばく 最大線量	総被ばく線量
KURION吸着塔	2日間／9時間53分	0.85[mSv/人]	3.269[mSv/23人]
SARRY吸着塔	4日間／17時間58分	0.85[mSv/人]	4.295[mSv/35人]
採取後の取扱い作業	1日／11分	0.9[mSv/人]	2.16[mSv/7人]

※作業場所が未定なため、吸着塔周辺以外のBGは0とした

最も被ばくする作業は、採取後のサンプリングヘッドを取り扱う作業である。採取試料の引渡し条件は調整中であるが現状の想定での総作業時間は11分で、このうち最もサンプリングヘッドに近づいて作業する時間は3分である。

相応の被ばくが推定されるが、最も高線量なケースを想定しており、作業ステップ毎に作業者が分担して対応することで、作業として成立すると考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

（b）サンプリング技術の開発

～適用性評価（作業場所検討）～

➢ 試料採取場所に要求される要件を整理した。その結果から設置できると考えられる建屋に設置した場合の検討を実施した。

表1　設置場所要件

要件	仕様
設置面積	約7.5×4.5[m]以上 吸着塔の設置に耐えられる床荷重
クレーン能力	・荷重24[t]以上（KURIONのみの場合18[t]） ・揚程8[m]以上（KURIONのみの場合7[m]）
ユーティリティ	・電源200[V]-100[A] ・圧空160[L/min]（コンプレッサー設置にて対応可）
経路	吸着塔運搬用トレーラー（40[t]）が進入可能なこと

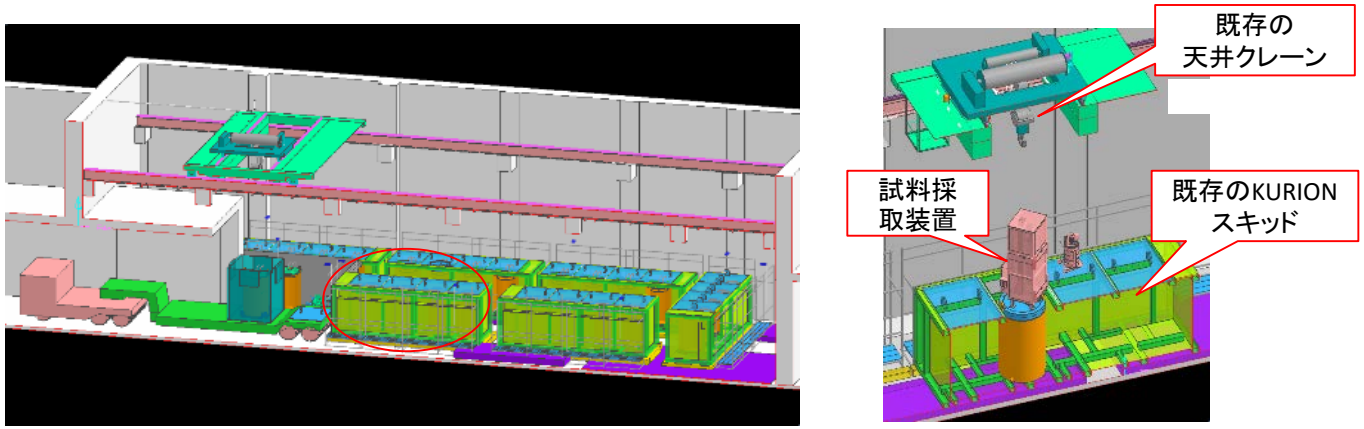


図1　工作機械建屋設置イメージ

1F構内では、吸着塔の運搬、保管が定常的に行われており、設置要件を満足する採取場所が複数ある。
しかし、他作業との工程調整や、運用要件（水処理設備運転への影響、台風、津波）への合致も必要となるため、
関係者との調整、詳細な現場調査を行っていく必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Deco[mm]issioning

(b)サンプリング技術の開発

まとめ

これまでの成果

- ✓ 要素試験の項目を検討し、要素試験計画を策定した。
- ✓ 実規模での要素試験装置の設計要件を把握するため、穿孔、採取、閉止について予備試験を実施した。
- ✓ 実規模要素試験装置として、統合試料採取装置(S-ISM)、試験用作業ドック(S-WD)、模擬吸着塔、その他付帯設備を設計、製作し、試験準備を行った。
- ✓ 実規模要素試験を実施し、一連の採取作業が概ね計画通り実施できることを確認し、1F現場へ適用できる見通しを得た。
  (KURION吸着塔は約160分、SARRY吸着塔は約580分で一連の操作を完了)

課題など

- ✓ 閉止後の耐圧性にバラツキが多く、確実性を向上させる必要がある。
- ✓ 穿孔時(貫通直前)に切削片が円盤状になり吸着塔内に混入した。円盤の落下防止もしくは円盤が発生しないように、穿孔条件の見直しが必要である。
- ✓ 分析側への引渡し条件について、引続き検討が必要である
- ✓ 実作業を検討するうえで、1Fでの作業場所、制約条件が未定であり、引続き関係者との調整が必要である。
- ✓ 装置の吊上げ、作業性に改善が必要な点があり、今後の設計に反映させる必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 事業内容

d. 研究開発成果の統合

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
～廃棄物ストリームの検討～

- 実績
  - 2019年度までに、既往研究で得られた最新の成果を反映し、進捗、成果の整合性、及び残された課題を統合的に評価する手法を構築した（図１）。また、構築した方法で、進捗、成果の整合性、及び残された課題を示した。
- 目標
  - 廃棄物ストリームに、他の研究で得られた成果を取り込み、進捗、成果の整合性及び残された課題を統合的に評価する。
- 実施内容（詳細を次頁に示す。）
  - 2019年度は、処理側（前処理・処理・再加工）の研究開発成果に加えて、処分側（廃棄体化、廃棄前保管）の研究開発成果に基づく要求を廃棄物ストリームに反映し、処理・処分の双方の観点から処理方法の選択肢を整備する。また必要に応じ、対象廃棄物毎に、インプット整理表の記載事項を見直す。
  - 2020年度は、2019年度に得られた課題や研究開発成果を取り込んで廃棄物ストリームの更新を継続すると共に、進捗・成果の整合性および残された課題の評価結果を提示する。
- 目標達成を判断する指標
  - 廃棄物ストリームを更新する。（2020年度）
  - インプット整理表を更新する（2020年度）

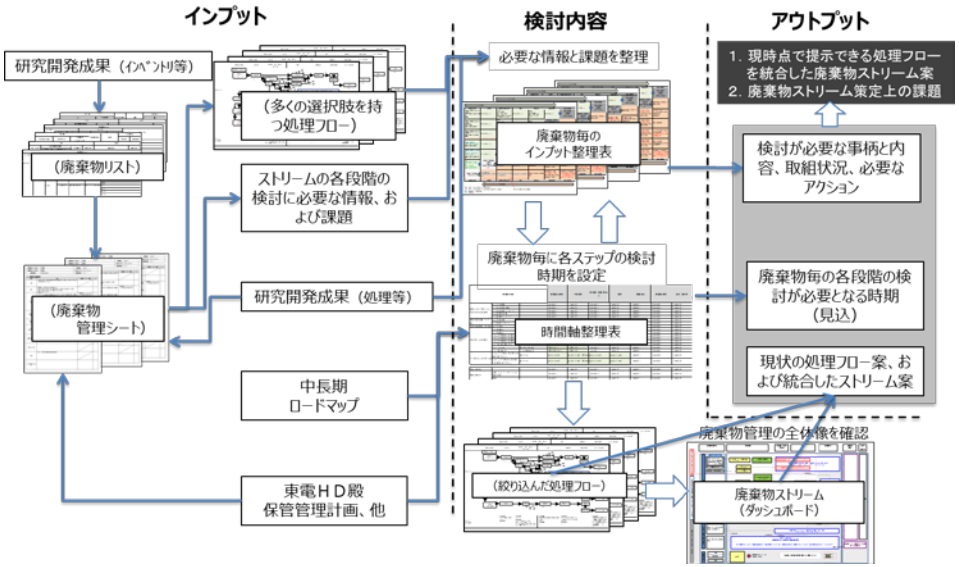


図1　廃棄物ストリーム検討の全体像

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
～背景と目標～

背景

1. 1Fには多種多様な廃棄物があり、サイトの安全性への影響の観点で緊急性が異なり、また、性状が不明なものもある。
   - ✓ IRIDでは、既に発生しているものと今後発生すると予想されるものとを含めて、2018年度末時点で890種類の固体廃棄物を見込み、リスト化している。廃棄物の種類は更に増える可能性がある
2. これらを安全に処理し保管して、処分に向けた道筋を示す必要がある。
   - ✓ 中長期ロードマップでは、廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を2021年頃に得ることとしている
     - ① そのためには、固体廃棄物の発生から保管、処理（分別・減容・安定化等）を経て、長期保管あるいは処分にいたる流れ（廃棄物ストリーム）を整備する必要がある
     - ② 本補助事業では、廃棄物の性状に応じて複数の選択肢を持つ廃棄物ストリームの絞り込みに取り組み、取り組みを通じて、課題を抽出している。
3. 一方、廃棄物の性状把握や処理・処分方策の安全性に関する研究の完了には時間を要する。
   - ✓ 研究開発全体を合理的、効率的に進める必要がある
     - ① 本補助事業では、研究開発の項目毎に情報を相互にフィードバックしながら進めることで研究開発全体の合理化・効率化を図っている。（「研究開発成果の統合」の役割）

本補助事業のうち、研究開発成果の統合の目標

- 中長期ロードマップ第三期（2021年以降）に向けて、次頁に示す項目を提示する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

2015年から2019年度までの
廃棄物ストリームの主な検討と成果

1. **全ての廃棄物をリスト化**
   - 固体廃棄物を網羅的に検討するため、1F廃棄物を廃棄物リストとしてまとめた。
2. **リスト化した廃棄物を分類**
   - 廃棄物リストに記載の廃棄物を「性状」、「汚染区分」、「汚染源／汚染履歴」で分類。
3. **分類毎に処理の選択肢を検討**
   - 分類した廃棄物の処理の選択肢を検討し、処理フローを構築した。
4. **処理の選択肢を研究成果から絞り込み**
   - 研究成果や新たな課題などから処理の選択肢を絞り込んだ。
5. **情報が不足する選択肢について、ケースを設定し、絞り込み**
   - 種々の前提条件を設定し、最も処理が少なくなる（処分側の負荷が大きい）場合の絞り込み例を提示。課題を抽出した。またBPEO※など、選択肢の比較・絞り込み手法案も提示。
6. **絞り込み結果から、全体を統合し課題抽出する方法を構築・試行**
   - インプット整理表で研究成果を取り込み、残っている課題と検討進捗を可視化するツール（時間軸整理表）を構築することで優先度を管理するなどの、全体統合の考え方を提示、試行した。

※BPEO(Best Practical Environmental Options)：環境に与える影響の観点で最適な選択肢を選定する意思決定手法

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
2020年度に解決しようとする課題

＜目標＞

- 本補助事業の廃棄物ストリームの検討および課題抽出を通じて、第三期以降の研究開発の方向性や目標（指標）の案を示す。

（2019年度報告内容から転載）

＜課題＞

- 廃棄物ストリームから研究開発の方向性や目標を示すにあたり、固体廃棄物管理の全体像と研究開発の相関、進捗状況が見え辛い点が課題と認識。

固体廃棄物に関して、成果を統合し背骨となるストーリーを提示

＜解決方法＞

- 廃棄物ストリームのダッシュボードに研究開発の要点を集約し、固体廃棄物の研究開発の進捗状況を関係者で共有できるよう示していく。
  - ダッシュボードとは、固体廃棄物の管理として目指す姿、現状課題及び各研究開発成果の要点を纏めたものである。
  - 進捗状況とは、①固体廃棄物の性状、②性状を踏まえた管理の方向性（目指す姿）、③目指す姿を実現するための課題、である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
2020年度のアプローチ

- 時系列に沿って、以下に研究開発成果を統合し、これまでの研究開発で明らかになった部分、更に深堀が必要な部分を検討。

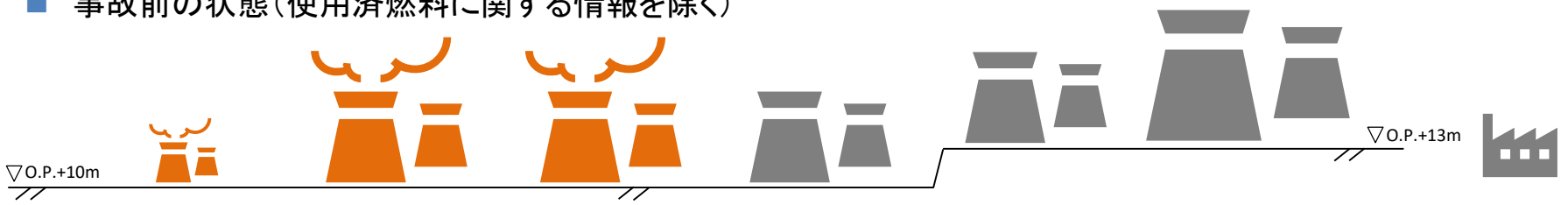
1. 事故前の状態および事故の内容
2. 事故による核種の分配と発生量、発生時期の概要
3. 固体廃棄物管理の方向性（目指す姿）
   - ✓ 固体廃棄物の保管のあるべき姿
   - ✓ 処理・処分で求められる要件
   - ✓ 研究開発課題の抽出
4. 全体の統合

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の概要　事故前後の状態

■ 事故前の状態（使用済燃料に関する情報を除く）



1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	その他
（小規模BWR）	（中規模BWR）	（中規模BWR）	（中規模BWR）	（中規模BWR）	（大規模BWR）	（発電所運転中に発生した保管廃棄物など）
運転中	運転中	運転中	停止中	停止中	停止中	

■ 事故の概要



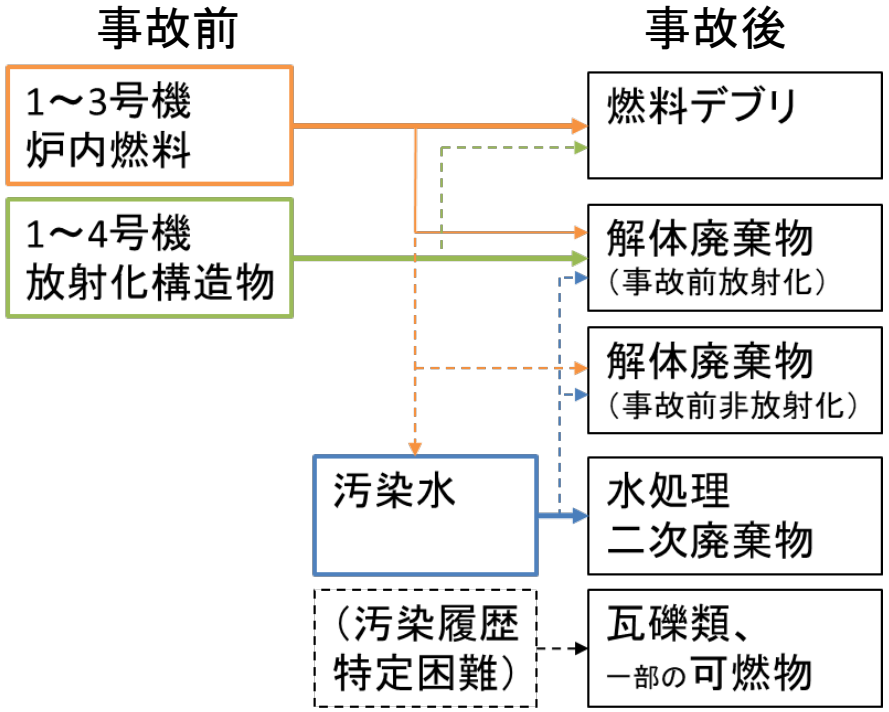
1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	その他
燃料損傷、建屋水素爆発	燃料損傷	燃料損傷、建屋水素爆発	停止中、建屋水素爆発	停止中	停止中	

1Fのインベントリ総量は事故前の燃料、建屋放射化物、保管廃棄物の総和。
燃料損傷や建屋の水素爆発、津波・汚染水により、核種分配先が多種多様となっている。
また、廃棄物性状の観点で、海水成分の付着は処分にも影響する。

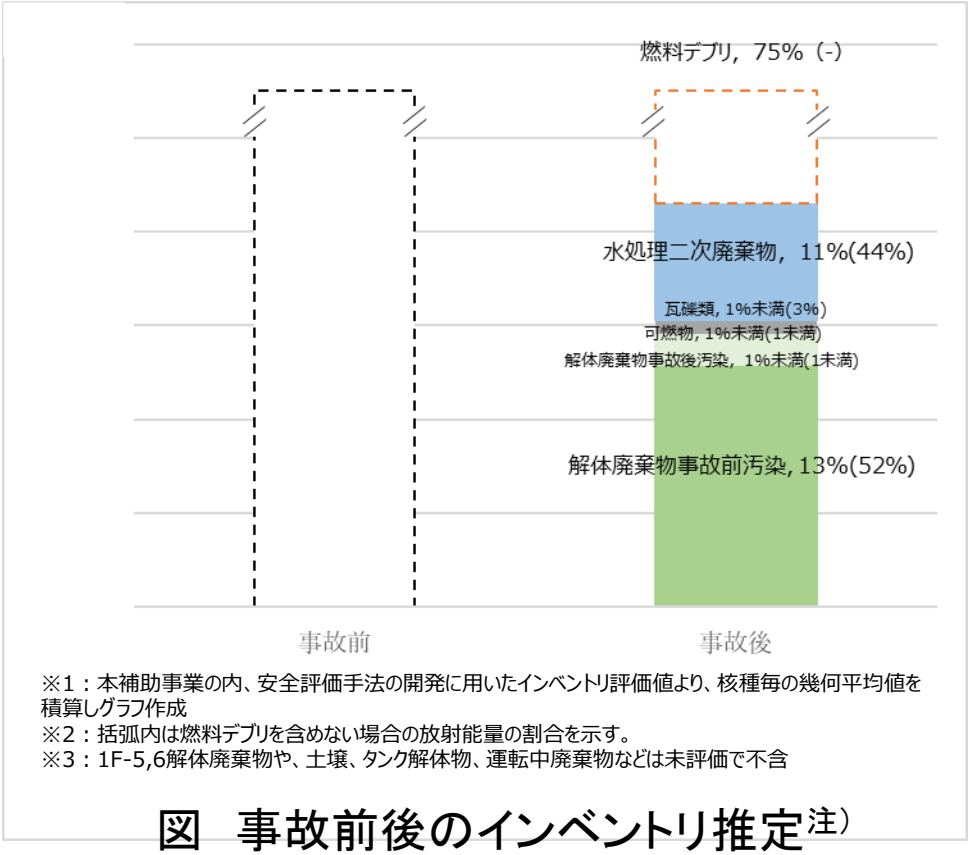
※図は東京電力「福島原子力事故調査報告書（平成24年6月20日）」を参照しIRIDにて作成。
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
固体廃棄物の概要

■ 核種の主な分配先とインベントリの概要



※本図では、一部の汚染の流れや、廃棄物のうち5，6号機建屋構造物、運転中廃棄物他を省略している。



※1：本補助事業の内、安全評価手法の開発に用いたインベントリ評価値より、核種毎の幾何平均値を積算しグラフ作成
※2：括弧内は燃料デブリを含めない場合の放射能量の割合を示す。
※3：1F-5,6解体廃棄物や、土壌、タンク解体物、運転中廃棄物などは未評価で不含

図　事故前後のインベントリ推定注）

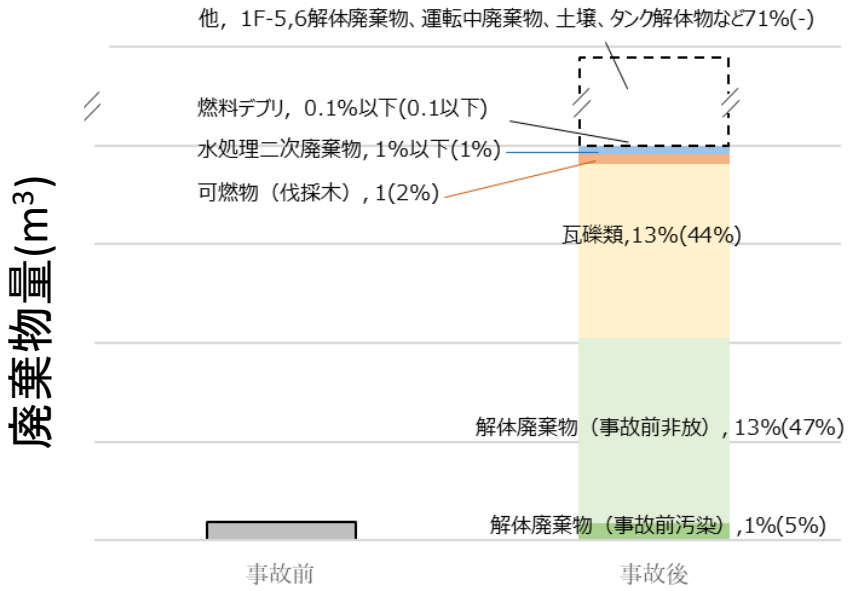
1F固体廃棄物における主な核種分配先は、固体廃棄物として扱わない燃料デブリを除くと、事故前から放射化している解体廃棄物（炉心近傍に存在）と水処理二次廃棄物（汚染水の核種を捕集）と見込まれる注）。

注）今後、研究開発を通じて更新していくものであり暫定値。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
固体廃棄物の概要

■ 核種の主な分配先と物量の概要



※1：解体廃棄物（事故前汚染）、同（事故前非放）、瓦礫類、水処理二次廃棄物、可燃物、燃料デブリは、インベントリデータセット2019（統計論）の物量データから作成。その他廃棄物の物量は、IRID廃棄物リストの総廃棄物量から前記廃棄物の物量を除して作成。
※2：括弧は、その他廃棄物を除いた場合の廃棄物量の割合を示す。

図　事故前後の物量

廃棄物量は事故後で大幅に増加。特に瓦礫類や事故前は非放射性物質であった解体廃棄物など、インベントリの観点では支配的ではなかった廃棄物が、物量の観点では支配的な見込み※1。これらは敷地利用の制約となり得る。

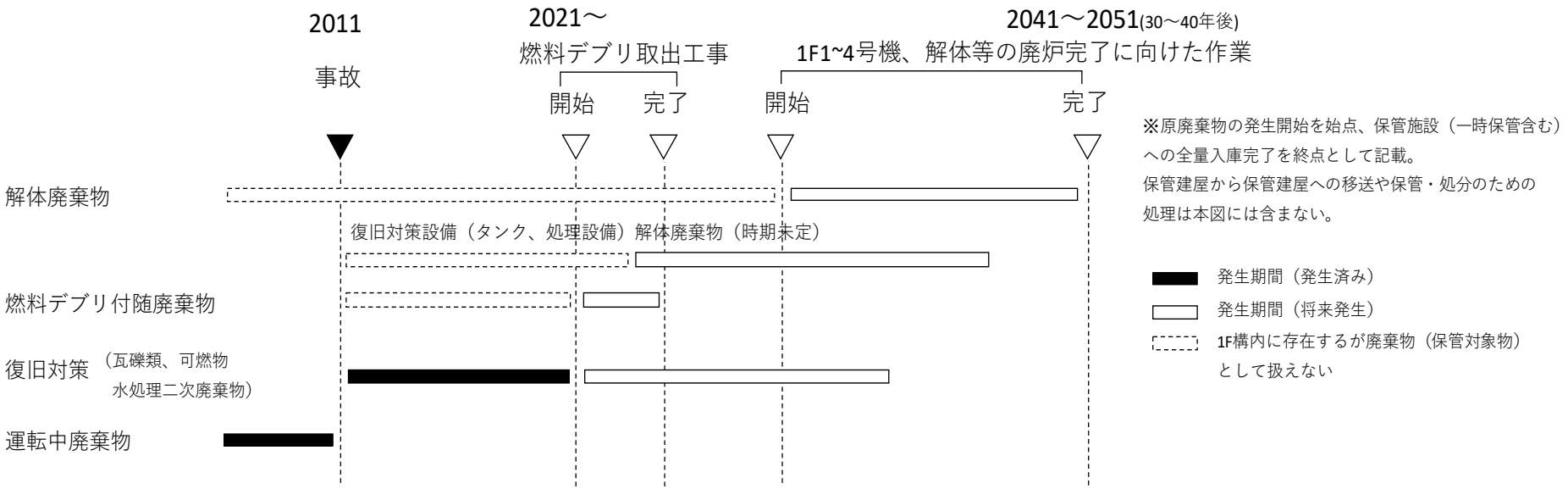
※1：今後、研究開発を通じて更新していくものであり暫定値。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
固体廃棄物の概要

■ 時間軸

○ 原廃棄物の発生開始を始点、保管施設（一時保管含む）への全量入庫完了を終点として時間軸を整理。おおまかな廃棄物発生時期を整理。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
固体廃棄物管理の方向性（目指す姿）と課題

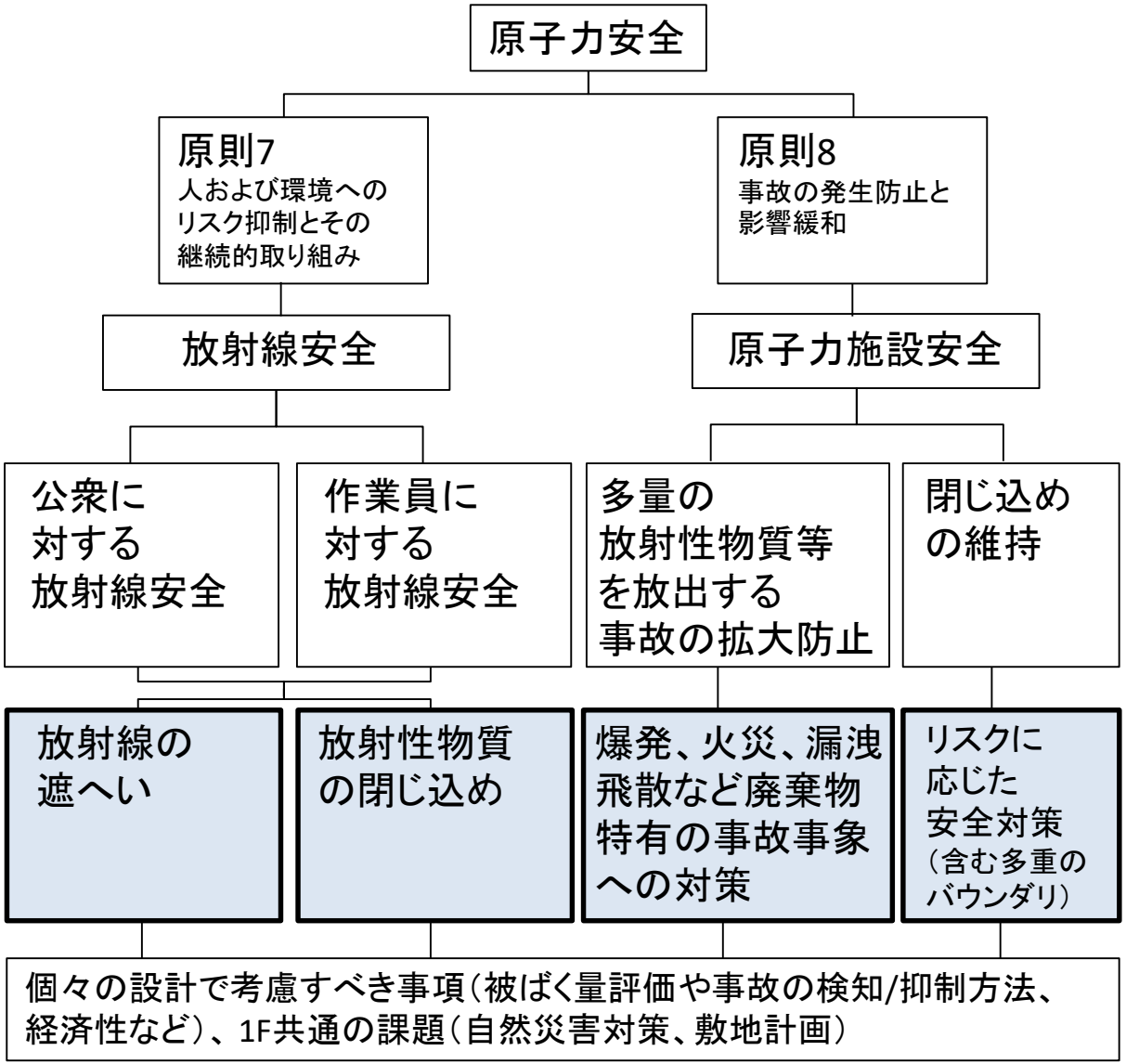
ここまで、廃棄物発生までの経緯と、固体廃棄物の全体像をまとめた。
次に、発生した廃棄物の管理の方向性の検討した。
原子力安全の考え方から、保管、処理・処分に求められる要件（目指す姿）を検討した。

原子力安全	カテゴリ		原則		備考
人と環境を放射線リスクから防護する	1	責任とマネジメント	1	安全に対する責務	組織、体制に関わるもの
			2	政府の役割	組織、体制に関わるもの
			3	規制機関の役割	組織、体制に関わるもの
			4	安全に対するリーダーシップとマネジメント	組織、体制に関わるもの
			5	安全文化の醸成	組織、体制に関わるもの
	2	人および環境の防護	6	原子力施設と活動の正当性の説明	組織、体制に関わるもの
			7	人及び環境へのリスク抑制とその継続的取り組み	**求められる要件として考慮すべきもの** （敷地境界線量を低減し、漏洩飛散を防止）
	3	放射線リスク源の閉じ込め	8	事故の発生防止と影響緩和	**求められる要件として考慮すべきもの** （火災・爆発や自然災害での放射性物質の大規模放出を防止）
			9	緊急時の準備と対応	避難などの防災措置に関わるもの
			10	現存する放射線リスク又は規制されていない放射線リスクの低減のための防護措置	自然放射線源や過去の規制管理外の残渣、復旧対策の防護措置などに関わるもの

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合
固体廃棄物管理の方向性（目指す姿）と課題

- 原子力規制庁の新検査制度の議論なども参考に、固体廃棄物管理において、最低限満足すべき要件を検討。
- 固体廃棄物においても、放射線安全と原子力施設安全が重要であると設定した。
- 放射線の遮へい、放射性物質の閉じ込めとともに、多量の放射性物質を放出する事故の防止、閉じ込めの維持を最低限考慮する要件とした。
  - 臨界を生じない固体廃棄物においては特に、一部の水素を生じる廃棄物における爆発や、可燃物の火災、漏洩飛散が、多量の放射性物質を放出する事故と想定（自然災害を除く）。
  - また1Fの現状及び物量が多いという固体廃棄物の特徴を鑑み、敷地のひっ迫も考慮するものとした。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

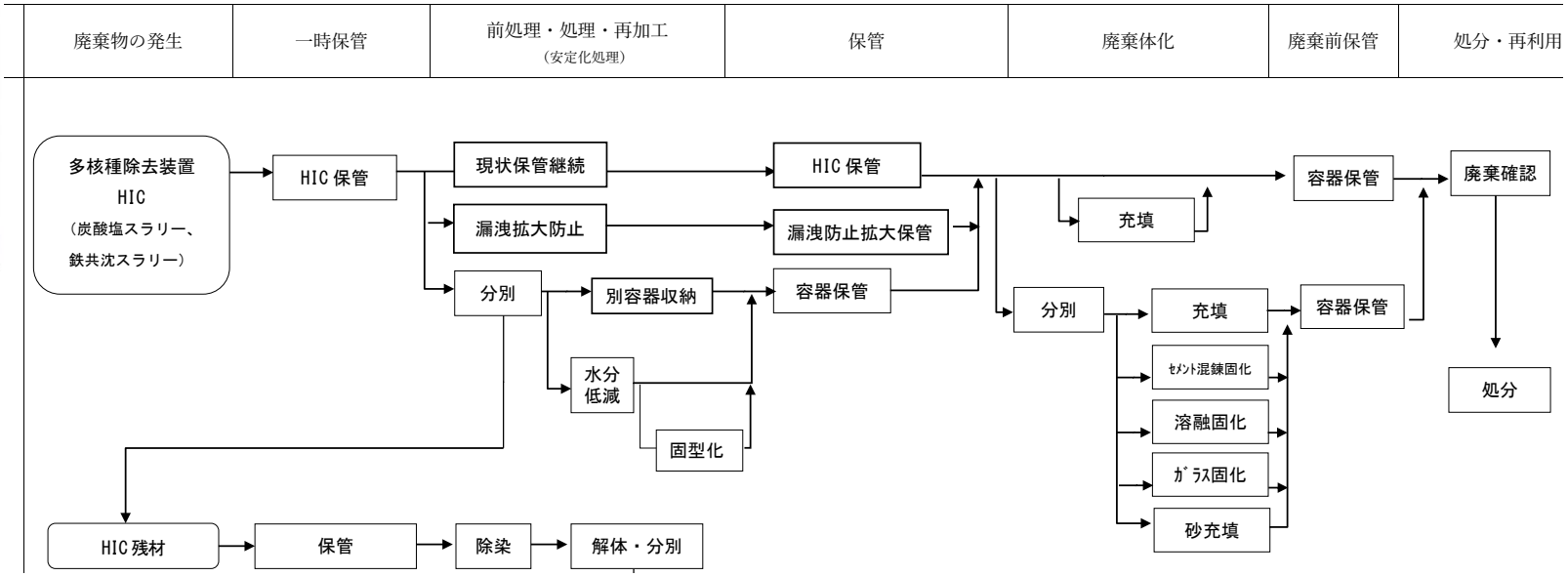
固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題
～保管のあるべき姿：多核種除去装置スラリーの例～

- 多核種除去設備スラリーの例
  - スラリーは、水分を低減し保管することが決定している。
  - 処理フローに示す「現状保管継続」、吸着材と同様な処置である保管建屋への移送による「漏洩拡大防止」の選択肢の適否を前述の要件に基づき検証。



HICイメージ
（SUS補強前）

基本フロー



ストリームS10①多核種除去装置スラリー





多核種除去装置スラリーのイメージ（写真は模擬物）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題
～保管のあるべき姿：多核種除去装置スラリーの例～

■ 多核種除去設備スラリーの現状の保管状態

- ○ スラリーをHICに収納し、HICをボックスカルバートに入れ一時保管施設で保管し、遮へい・閉じ込めている（図1）。
- ○ 一部の高線量のスラリーを収納するHICにおいて、水の放射線分解による水素発生と滞留があり、スラリーの体積膨張による上澄み水の漏洩事象があった。しかし、水位を下げる処置をしたことで再発は防止（図2）。



※写真は東京電力HD殿ご提供
（複写・転載禁止）

図1　HIC外観写真

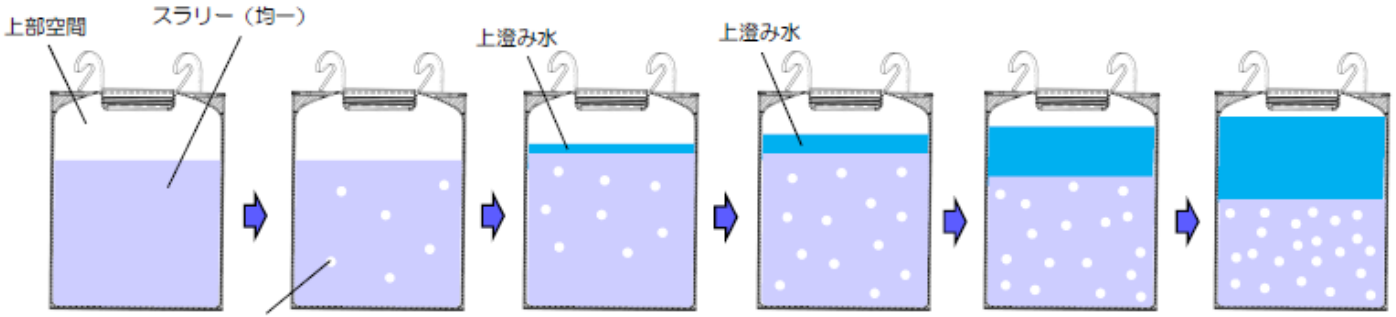


図2　スラリー内の水素滞留及び体積膨張※1

放射性物質を容器とボックスカルバートで閉じ込め、飛散・漏洩リスクは低い状態を維持。
しかし、一部のスラリーは水素を内包した状態。
水の放射線分解が起こり得る状態では、水素を脱気しても数年後に再現する。
ここでは、水素を内包する状態を大規模な放射性物質の放出リスクとして考えた。※2

※1：東京電力，HICのため水発生の原因と対策の検討・実施状況（2015年12月4日）
※2：HIC内には着火減が無いこと及び容器に水素ベントフィルタがあることから、実際には爆発や火災などで大規模な放射性物質の放出に至る可能性は極めて低い。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題
～保管のあるべき姿：多核種除去装置スラリーの例～

■ 多核種除去設備スラリーの保管に至る処理の選択肢の絞込み

- ○ 処理の選択肢を原子力安全から検討した最低限満足すべき要件に当てはめて検討。
- ○ 結果、スラリーに関しては、保管建屋への移送では水素を内包した状態からの地震などでの水素の大量放出リスクと火災リスクが残る状態と評価した。
- ○ 水分低減と水分低減後の固化が有望と評価した。このうち、固型化は要素技術を研究開発段階。
- ○ 以上のことから、スラリーの保管に当たっては、水分を低減して保管建屋で保管するものと絞り込める。
- ○ なお、吸着材は粒状であり、水素が発生しても気泡が液面に向かって上昇し、水素はベントを通じて容器外に放出される。よってスラリー同様に水を内包している場合であっても、水分低減の必要性は低いものと評価する。

No.	保管に至る処理の選択肢	遮へい	閉じ込め	事故の拡大防止（廃棄物内の水素滞留防止）	リスクに応じた安全対策（（閉じ込め維持）
1	現状保管継続／別容器収納保管	○	○	×スラリーが水素を内包	△（一時保管）
2	漏洩拡大防止（保管建屋で保管）	○	○	×スラリーが水素を内包	○容器及び保管建屋
3	水分低減して保管建屋で保管	○	○	○水素は脱水物の空隙から抜ける	○容器及び保管建屋
4	水分低減して固化して保管建屋で保管	○	○	○固型化方法に依るが一般的に安定	○廃棄物自体及び容器、保管建屋

同様の評価を廃棄物分類ごとに行い、保管に関する研究開発課題を抽出した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題
～保管のあるべき姿～

保管管理計画に基づき直近10年については、事業者にて対策を計画済み。
数十年の保管に向けては、一部研究開発課題が残る。

No.	満足すべき要件	保管の観点　研究開発課題要点※1
1	放射線の遮へい	特段の研究開発課題は認識されていない。
2	放射性物質の閉じ込め	特段の研究開発課題は認識されていない。
3	爆発、火災、漏洩飛散への対策	事業者にて対策を実施もしくは計画済みであり、至近で特段の研究開発課題は認識されていない（個別の設計にて対応）。
4	リスクに応じた安全対策	至近で対応が必要な研究開発課題は認識されていない。 ただし、保管期間や廃棄物性状に依っては、バウンダリの健全性維持を担保するための基礎研究は必要と見込まれる。 （容器母材、溶接などの接合部、容器ベントフィルタの健全性など）

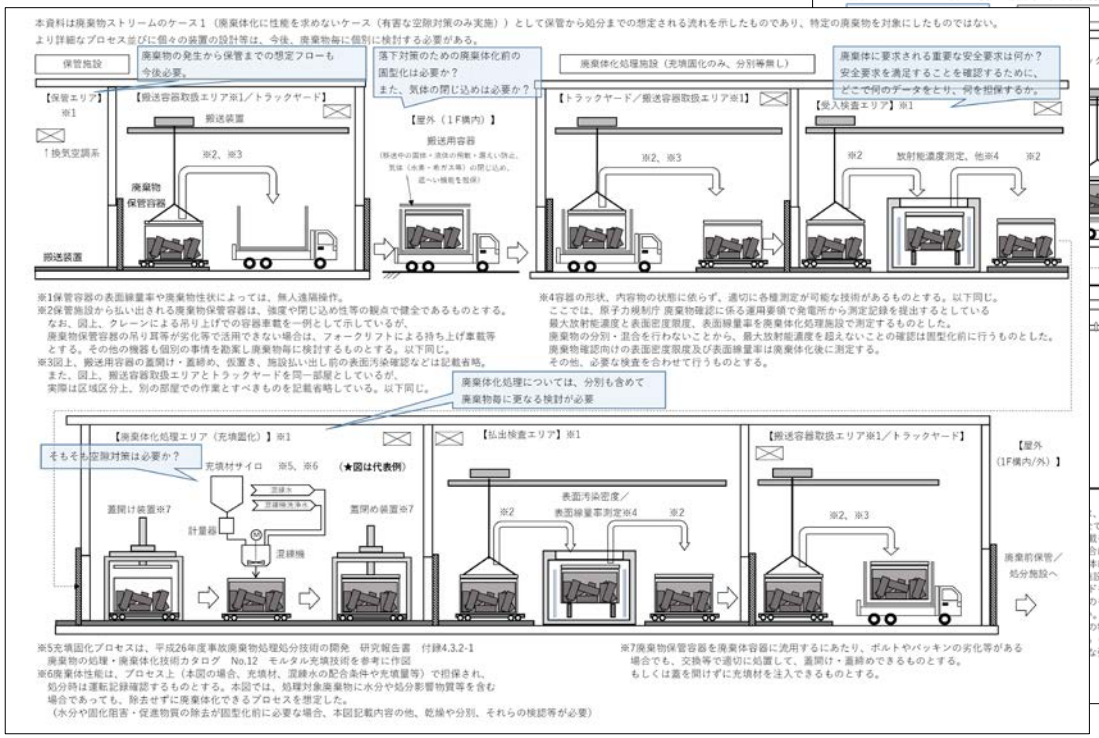
※1：今後、実廃棄物の分析結果から新たな課題を認識した場合、都度研究開発の必要性を判断

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

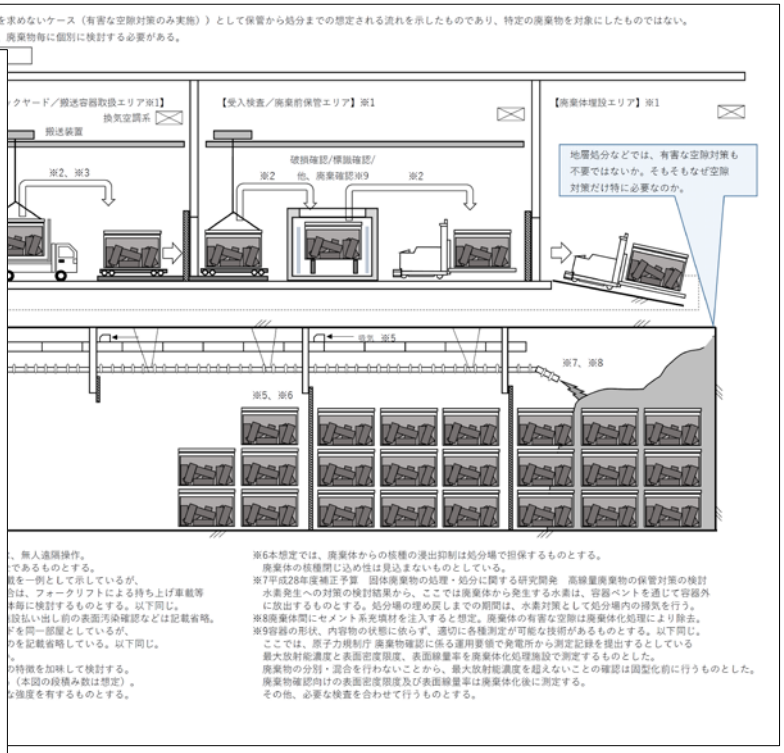
d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題　～将来の処理・処分～

- 処理・処分の観点でも時間軸（超長期）や条件（ 人間系による管理を期待しないなど）は保管と異なるが、原子力安全の考え方に基づく要求は同じと考える。
- 既存の処分システムの適用範囲については研究段階であり、処分区分の特定や影響評価などは現時点ではまだ困難である。廃棄物ストリームでは、保管から処分のプロセスを想定（下図）し、最低限必要な要件を抽出した。



（廃棄物の処理及び保管場所からの搬出作業の想定図）



（廃棄物の処分場所での定置及び埋設作業の想定図）

処分に向けて、廃棄体化処理におけるインベントリや性状の担保方法が共通課題。
処理の安全性、処理後の安定性、廃棄確認対応性、廃棄体性能を要件として、廃棄物を評価した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題
～将来の処理・処分：研究開発課題の概要～

主要な廃棄物について、研究開発課題の抽出結果を示す。

■ 水処理二次廃棄物

○ 放射能が集中して存在する吸着材の性状および放射能濃度の範囲などは理解できていない。これらを理解するための実廃棄物のサンプリングと分析、および放射能濃度の範囲と分布状況などを理解する方法（統計論的手法など）の開発に取り組んでおり、引き続き取り組んでいく必要がある。廃棄体化処理の要否は検討途上であるが、要素試験に基づき、固化特性に係る適用範囲を検討した（189~193頁参照）。

No.	満足すべき要件	廃棄体（処理・処分）の観点※1
1	放射線の遮へい	特段の研究開発課題は認識されていない。（個別の設計で対応するもの）
2	放射性物質の閉じ込め（廃棄体性能）	廃棄体への要求は定まっていない。一般的な特性値など、現状でも担保できる可能性がある特性をコールド試験にて確認し処分検討にフィードバックしていく状況。
3	爆発、火災、漏洩飛散へ対策（処理の安全性）	水素対策は個別の設計で対応可能と見込まれているものの、廃棄物の性状確認結果を踏まえ、対策の具体化及び課題の特定を適宜行う必要あり。各種固化処理試験の条件は、コールド試験時で確認済み。
4	リスクに応じた安全対策（処理後の安定性、廃棄確認対応性）	廃棄体への要求は定まっていない。コールド試験により固化体強度等の特性データを取得しているものの、長期的安定性は未評価。廃棄確認の対応性については、現状で担保しうる特性を検討して処分検討にフィードバックしている状況。

※1：今後、実廃棄物の分析結果から新たな課題を認識した場合、都度研究開発の必要性を判断

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題
～将来の処理・処分：研究開発課題の概要～

■ 解体廃棄物

○ 燃料デブリ取り出し工事完了後に、汚染状態を確定させ、廃止措置計画を立案するものと考える。事故前の放射化状態に、事故による汚染、工事等による汚染の拡大度合いなどを考慮し、サンプリングや統計論的手法を用いて汚染状態を特定するものと考える。その際、デブリ付着などによるホットスポットが処分に影響を与えないよう計画を立案する必要ある。廃棄体化処理は、発電所廃棄物と同じ要求であれば低線量廃棄物へのモルタル充填など、従来技術の適用も可能と考える。廃棄物発生時点で処分に対応できる程度の分別が出来れば処理の負担が軽くなる。

○ 燃料デブリ付随廃棄物も、廃棄物性状に応じた設計は必要であるが、基本的な考え方は解体廃棄物、もしくは瓦礫類と同様と考える。

No.	満足すべき要件	廃棄体（処理・処分）の観点※1
1	放射線の遮へい	特段の研究開発課題は認識されていない。（個別の設計で対応するもの）
2	放射性物質の閉じ込め（廃棄体性能）	廃棄体への要求は定まっていないが、発電所廃棄物と同じ要求であれば特段の研究開発課題はない見込み。
3	爆発、火災、漏洩飛散へ対策（処理の安全性）	金属、コンクリート主体の安定な物質と考えられ、特段の研究開発課題は認識されていない。
4	リスクに応じた安全対策（処理後の安定性、廃棄確認対応性）	廃棄確認対応性においては、デブリ付着などのホットスポットの影響を考慮する必要がある。処理後の安定性については、安定的な物質と考えられ、特段の研究開発課題は認識されていない。

※1：今後、実廃棄物の分析結果から新たな課題を認識した場合、都度研究開発の必要性を判断

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題
～将来の処理・処分：研究開発課題の概要～

■ 瓦礫類

○ 物量が多いことに加え、汚染履歴の特定が困難なものもある。表面線量率毎に分別されているが、処分適合性を担保する程度ではない。廃棄体化処理前の分別や放射能濃度評価が必要になる可能性があり整備が必要。廃棄体化処理に関しては、金属、コンクリートが主体であるため、発電所廃棄物と同じ要求であれば、モルタル充填などの従来技術が適用できると推定される。

No.	満足すべき要件	廃棄体（処理・処分）の観点※1
1	放射線の遮へい	特段の研究開発課題は認識されていない。（個別の設計で対応するもの）
2	放射性物質の閉じ込め（廃棄体性能）	廃棄体への要求は定まっていないが、発電所廃棄物と同じ要求であれば特段の研究開発課題はない見込み。
3	爆発、火災、漏洩飛散へ対策（処理の安全性）	金属、コンクリート主体の安定な物質と考えられるが、処分や処理に影響を与える物質が混在していないことの確認が必要となる可能性がある。
4	リスクに応じた安全対策（処理後の安定性、廃棄確認対応性）	廃棄確認対応性においては、放射能濃度評価方法の整備が必要である。 処理後の安定性については、安定的な物質と考えられ、特段の研究開発課題は認識されていない。

※1：今後、実廃棄物の分析結果から新たな課題を認識した場合、都度研究開発の必要性を判断

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合

固体廃棄物の管理の方向性（目指す姿）と課題
～将来の処理・処分：研究開発課題の概要～

■ その他

○ 可燃物（焼却灰）は、フォールアウトや汚染水との接触による汚染であるためインベントリはある程度一定と考えられる。しかし汚染履歴に応じて変動する可能性があり、廃棄体化処理前の放射能濃度評価について整備が必要。廃棄体化処理においては、発電所廃棄物と同じ要求であれば、要素試験は必要であるが、セメント混錬固化などの従来技術が適用できると推定される。

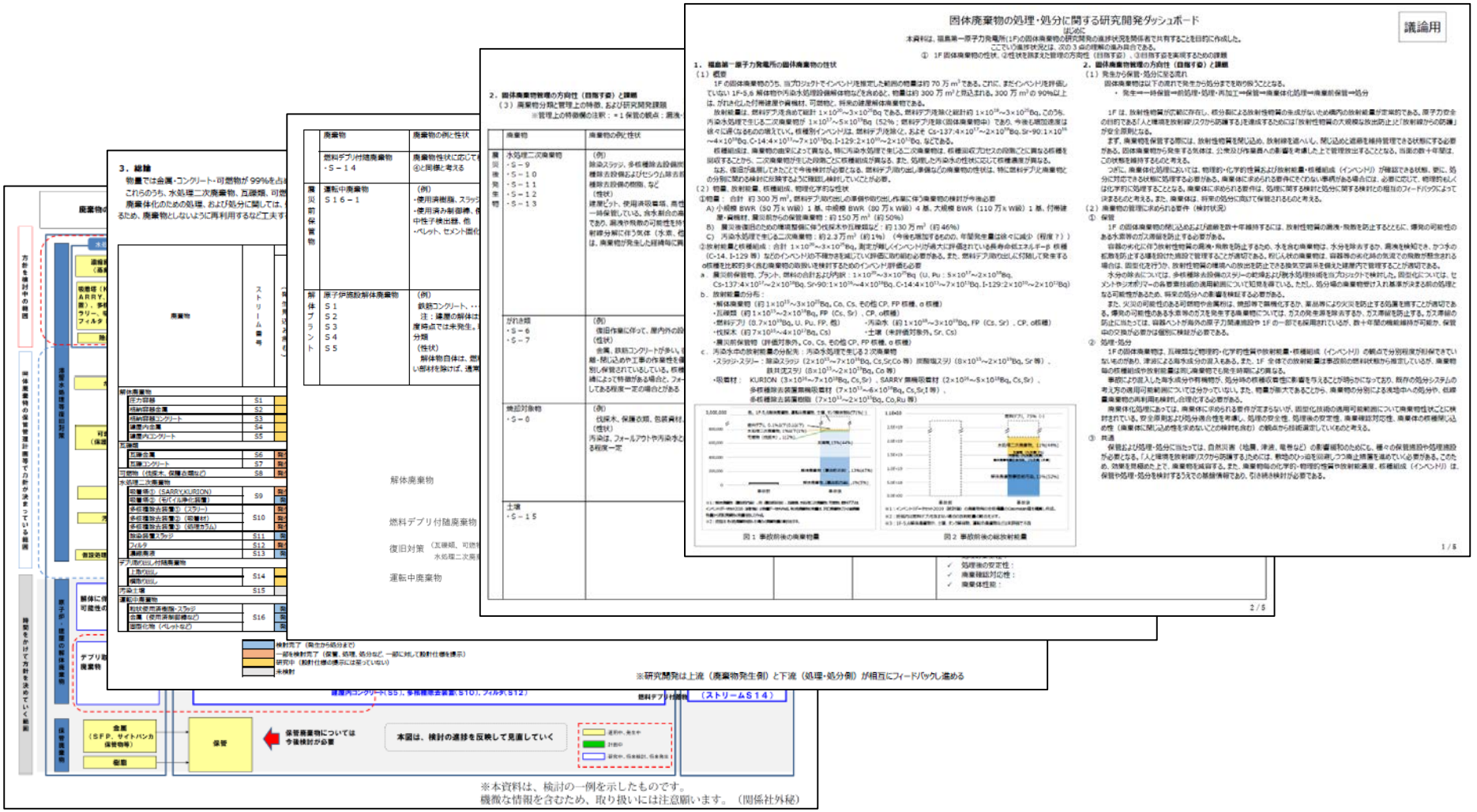
○ 汚染土壌は、安定的な物質と考えられ、廃棄体化処理においても、発電所廃棄物と同じ要求であれば特段の研究開発課題は無いものと考えられる。

廃棄物分類ごとに評価を行い、
処理・処分に関する研究開発課題を抽出した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

実施結果の例

成果をダッシュボードとしてまとめ、廃棄物ストリーム・インプット整理表を更新した。



d.研究開発成果の統合　まとめ

研究成果を統合し、事故前の状態から、事故、保管を経て処理・処分に至るまでについて検討。課題を抽出し、ダッシュボードにまとめた。

1. 1Fの核種の総量は、事故前の状態及び事故の経緯から、1号機から3号機の燃料、1号機から6号機の放射化した建屋構造物、発電所運転中に発生した保管廃棄物の総和である。
2. 核種の分配に特徴があり、汚染メカニズムの解明は引き続き最重要課題。
   - インベントリの観点では（燃料デブリを除き）、事故前から放射化している解体廃棄物と水処理二次廃棄物が支配的である。固体廃棄物ではないが、燃料デブリとして回収されるインベントリは、固体廃棄物全体のインベントリを決定するうえで重要。
   - 物量の観点では、事故前後で物量が大幅に増加している。瓦礫類や事故前に非放射化物であった解体廃棄物が支配的で敷地利用の制約になりえる。
3. 保管、処理・処分の観点では、目指す姿を原子力安全の考え方から設定。放射線の遮へい、放射性物質の閉じ込め、放射性物質の大規模放出をもたらす事故の防止、閉じ込めを維持するための多重のバウンダリを各廃棄物で満たした状態を最低限満たすべき項目とした。
   - 保管に関しては、各廃棄物に対して事業者にて対策を計画済みであり、至近では、特段の研究開発課題はないものと評価した。ただし数十年の保管においては一部、基礎研究が必要と考える。
4. 処分の廃棄体化要求などは検討途上であるが、研究課題を抽出するため、保管から処分までの標準的なプロセスを検討。廃棄物の処分にあたって、廃棄体化処理におけるインベントリや性状の担保方法に課題があると抽出。
   - 瓦礫類など物理的・化学的性質や放射能量・核種組成（インベントリ）の観点で分別程度が担保できていないものがある。
   - 水処理二次廃棄物は、発生時期により放射能濃度の範囲が異なる。
   - 海水成分や有機物の混入もあり処分に影響を与える。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

d.研究開発成果の統合　まとめ

これまでの成果

廃棄物ストリームでは、現在の状況把握、将来の状態予測、研究開発課題の整理が重要。

- ✓ 現在の状況の把握には、ダッシュボードや、廃棄物管理シートを整備した。廃棄物毎のインベントリ、物量、廃棄物性状など、補助事業での性状把握の研究成果が表示され、下流の処理・処分の設計インプットとして利用できるようにした。
- ✓ 将来の状態予測では、時間軸整理表にて、処理等が必要となる時期を整理した。
- ✓ 現在から将来を繋ぐための研究開発の整理では、インプット整理表や時間軸整理表を整備した。必要な研究開発と、現在行われてる研究開発、これから必要な研究開発を表示し、研究計画の一助として利用できるようにした。
- ✓ これらを俯瞰的に把握できるよう、ダッシュボードをまとめた。

課題など

- ✓ 将来の状態の予測においては、物量の時系列変化、核種濃度や分配先の変化を処理の選択肢毎にシミュレーションし、事業計画の一助として利用できるようにする必要もある。
- ✓ 将来予測に向け、廃棄物ストリームの物質収支、放射能収支を処理の選択肢毎に落とし込んでいけるようにする必要がある。
- ✓ 整備の中で、必要なパラメータを整理し、処分側が必要とする情報なども取り込んでいく。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

3. 研究開発の運営

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

研究開発全体の成果

デブリ取り出し工法の検討から抽出した廃棄物情報に基づき、デブリ取り出し時撤去物の水素発生量評価・廃棄物の暫定区分の設定等を実施

インベントリ推定法、分析計画法、簡易・迅速な分析法、高線量試料採取法を開発

2019年度の検討成果を踏まえて線量評価方法を再設定。再設定した線量評価手法を用いて代表的な廃棄物の処分区分を検討

保管・管理の検討

- 保管・管理方法の検討・評価
- 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

1F保管・管理方法への反映

選定する手法の構築

廃棄物性状把握手法 → 廃棄物性状

廃棄物に含まれる主要な化学物質6種による収着低減係数を導出

処分の安全評価手法 → 処分概念候補、シナリオパラメータ → 処分安全性評価

処分安全性評価 → 各検討へのフィードバック※2

処分安全性評価 → 成立するストリームオプション※3 → 成立する先行的処理方法のオプション

処理技術の適用可能性評価手法 → 廃棄体仕様、プロセス等情報※1

・固化可能性検査手法及び処理技術の適用性評価アプローチを構築
・模擬廃棄物による低温処理でのスラリー最大充填率（炭酸塩：40mass%程度、鉄共沈：25mass%）を確認

現地性能確認試験により広範囲に汚染した環境下でα線に対する感度を有する事、ノイズ影響が予想外に大きいことを確認

※1.処理技術のプロセス構成、運転条件等
※2.廃棄体の仕様、着目核種(注)等、より合理的な手法の条件
※3.適用可能性のある処分概念と処理技術の組合せ

- 廃棄物性状を踏まえた**安全かつ合理的な保管・管理**方法を提示した
- 先行的処理の方法を合理的に**選定する手法を構築した**

（注）今回の研究では、広範な廃棄物を網羅する事故廃棄物27種類を選定し、統計論的インベントリ検討で推定したC-14やPu-239等の67核種に着目しました。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～ 人材育成、叡智の結集、条件・仕様の明確化 、指標の設定～

- 中長期的視点での人材育成
  - IRIDシンポジウムの開催及びIRIDホームページにての研究開発成果解説動画の掲載を行い、研究成果や今後の計画の紹介を通して理解促進及び啓発活動を行った。
  - 日本原子力学会2020年秋の年会及び2021年春の年会において、14件の研究成果発表を行い、理解促進及び啓発活動を行った。
- 国内外の叡智の結集
  - 平成26年度来、国内研究機関（電力中央研究所、企業研究機関、等）との協力を継続するとともに、海外研究機関への同種事例の情報調査を行い、有識者・経験者から有益な情報収取を行った。
  - 本事業において目指すべきアウトプット等の妥当性確認のためIRIDで内外有識者による設計レビューを実施。（ 2019 年6月4日、7月19日、12月10日、 2020 年2月25日、2020 年8月18日、2020 年11月17日、2021 年3月23日）
- 試験条件や開発仕様の明確化
  - 2019 年6月4日にIRIDで実施した内外有識者による設計レビューにより、前提条件、仮定条件 、事業のアウトプット内容等の意見交換を行を行い、試験条件や仕様の明確化を図った。
- 目標達成を判断する指標の設定
  - 着手にあたって、事業の目標達成の判断基準となるべき指標の検討を行い、目標とする技術成熟度（TRL）を設定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～ 他の研究開発との連携、研究管理 ～

■ 廃炉作業や他の研究開発との連携

○ 関連プロジェクト間にて定期的な打合わせを実施することにより、各プロジェクトの進捗状況、及び課題などに関する情報を共有した。また、これまでに構築している事業計画や成果の情報管理を共有化するしくみを継続・活用した。

○ 燃料デブリ取り出しに係る廃棄物処理・処分に関する研究開発を遺漏なく推進するため、収納缶プロジェクト及びデブ取りプロジェクト※とのワーキングに参画し、それぞれのプロジェクトにおける情報共有を図った。また、その後もメール等によりフォローを行った。

※ 収納缶プロジェクト:「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」プロジェクト

デブ取りプロジェク:「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」プロジェクト

■ 研究の管理

○ 本事業に係る関係者が一同に会した会議（廃棄物処理・処分プロジェクト調整会議）を毎月定期的に開催し、研究開発のスケジュールと進捗状況を共有するとともに、発生した問題点などについての解決方針などを定め、対策を展開した。

2019 年4月5日、5月10日、6月6日、7月4日、8月2日、9月5日、10月3日、11月5日
12月6日、2020年1月9日、2月2日、3月2日※ ※書面会議

2020 年4月3日 、5月8日 、6月4日 、7月3日 、8月6日 、9月4日 、10月8日、11月6日
12月4日、2020年1月6日、2月2日、3月5日 オンライン会議

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～ 作業管理、事業の報告、情報発信、代替案 ～

- 1F等の現場情報の反映と現場適用性を考慮した作業管理
  - IRIDと東京電力間で「1Fの廃炉に向けた取り組みに関わる覚書」を取り交わし、東京電力の協力のもと必要となる管理体制を構築し、適切な安全対策を実施した。
- 事業の報告
  - 2019年10月29日、2020年4月9日（書面開催）、2020年7月21日（オンライン開催）、及び2020年10月28日（オンライン開催）に報告会を行うと共に、進捗状況について、毎月の月末における実績工程表をMRI 事務局へ提出した。
- 情報発信の充実
  - IRID ホームページに本事業の成果を掲載し、一般の人を対象にわかりやすく情報発信を実施した。また、日本原子力学会や海外機関などが開催する国内外の学会等で発表することにより、本事業成果の情報発信を行った。
- 代替案の事前準備
  - 事業実施期間中は、事業が予定通りに進捗しなかった場合に備え、必要に応じて、事前に代替案を検討することしているが、本期間中には発生しなかった。

以　上

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning