令和3年度開始「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）」

2021年度最終報告

令和４年９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

	頁番号
1. 研究開発への取り組み方	2
2. 事業内容	12
a. 保管管理	12
(a) 保管・管理方法の検討・評価	13
①高線量廃棄物の保管方法の検討	14
②容器及び保管設備の要求事項の検討	45
(b) 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発	126
b. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発	195
(a) 先行的処理方法の選定手法の構築	196
①低温処理技術	199
②処理技術の適用性評価アプローチの検討	261
(b) 処分方法の提示及び安全性評価手法の開発	273
①処分概念の検討と安全評価手法の構築に向けた情報整備	273
②処分への影響物質等の影響評価手法の開発	324
c. 性状把握	339
(a) 性状把握の効率化	341
①解析的インベントリ推算手法の検討	341
②中長期的な分析計画の提案	366
(b) サンプリング技術の開発	388
d. 研究開発成果の統合	420
3. 研究開発の運営	437

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1．研究開発への取り組み方

©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項）

©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）」公募要領（2021年3月1日）の「2. 事業内容」より“目標”を抜粋.
    なお、本目標は従前からの公募事業目標と同様であり、本研究は同一目標達成のために従前からの研究・開発を継続するものである。

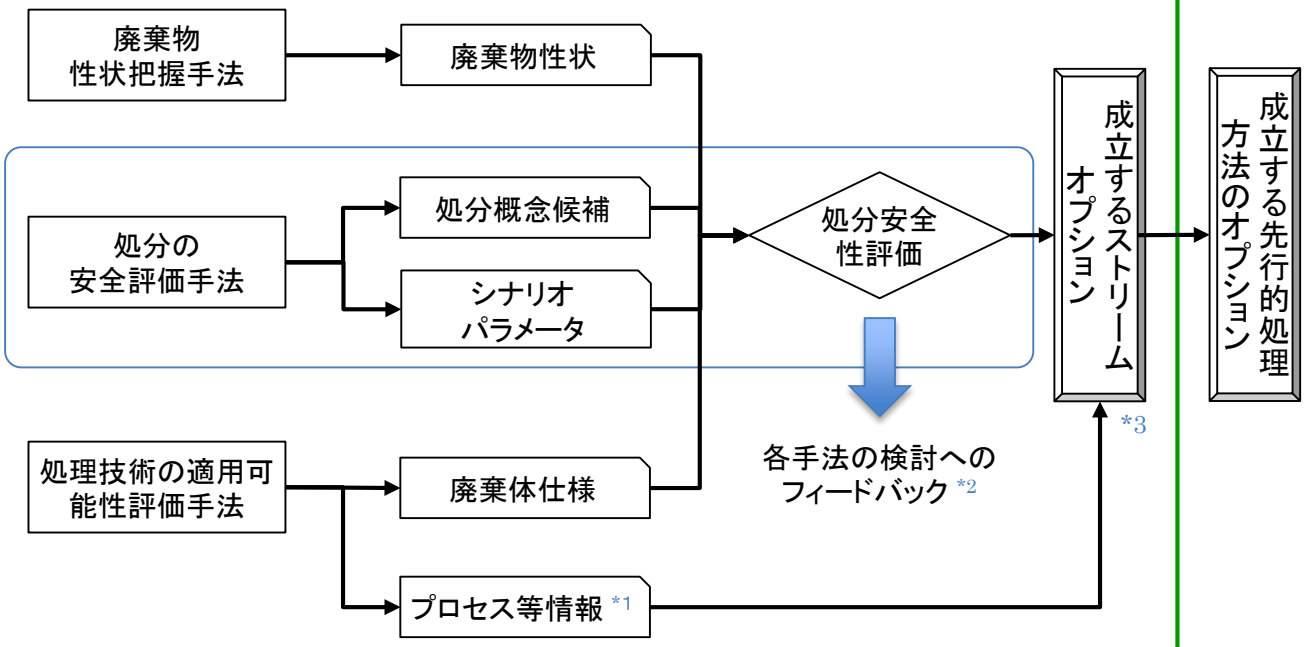
保管・管理の検討

- 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

*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

選定する手法の構築



（注）本研究では、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～

廃棄物管理
［事業］

研究開発

中長期ロードマップ
［廃棄物のマイルストーン］

廃棄物の発生

保管

安定化

保管

処理*

処分

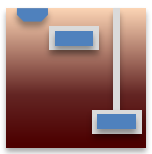












- 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術
- 性状把握の効率化
- サンプリング技術の開発
- 保管・管理方法の検討・評価
- 先行的処理方法の選定手法の構築
- 処分方法の提示及び安全性評価手法の開発
- 研究開発成果の統合

2019

2020

2021

現在



マイルストーン

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

* 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	収納缶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	事務局を介して連携

【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	事務局を介して連携
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
4	性状把握に関する知見	1Fサンプルの分析データの評価結果及び当該サンプルの生成プロセス等の考察	適時	燃料デブリ性状把握PJ	評価委員会参加

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
燃料デブリ性状把握PJ :「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」PJ
部分提案者:「先行的処理方法の選定手法の構築」において、固体廃棄物に対する高温処理技術の実処理への適用性検討を提案した事業者

©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（1/3）～

実施内容	計画 / 実績	2021年度 4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
a. 保管管理													
(a) 保管・管理方法の検討・評価													
①高線量廃棄物の保管方法の検討			調査計画立案 ▽			廃棄物性状の整理とパラメータの検討 ▽						まとめ ▽	
・廃棄物性状の整理とパラメータの検討													
			検討計画立案 ▽			代表的な高線量廃棄物の水素ガス発生量の評価 ▽						まとめ ▽	
・代表的な高線量廃棄物の水素ガス発生量の評価													
②容器及び保管設備の要求事項の検討			検討計画立案 ▽			トラブル事例の調査 ▽		課題の整理と対策の検討 ▽				まとめ ▽	
・トラブル事例の調査、整理													
			検討計画立案		▽		ベントフィルタの性能評価方法の検討 ▽					まとめ ▽	
・ベントフィルタの性能評価方法の検討													
(b) 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発			計画立案		▽		システム設計			▽		まとめ	▽
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. 低温固化処理固化可能性検査手法の検討		検討計画立案・委託手続き			▽	各試験及び分析実施（委託、内部実施）					試験完了・報告 ▽		
												まとめ ▽	
ii.加熱等による固化体変質の調査		検討計画立案・委託手続き			▽	各試験及び分析実施（委託、内部実施）					試験完了・報告 ▽		
												まとめ ▽	
iii.Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価		検討計画立案			▽	解析実施（内部実施）					試験完了・報告 ▽		
												まとめ ▽	
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価		検討計画立案・委託手続き			▽	各試験及び分析実施（委託、内部実施）					試験完了・報告 ▽		
												まとめ ▽	

各作業ステップの完了期限目途を「▽」で示す。

©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 (2/3) ～



各作業ステップの完了期限目途を「▽」で示す。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

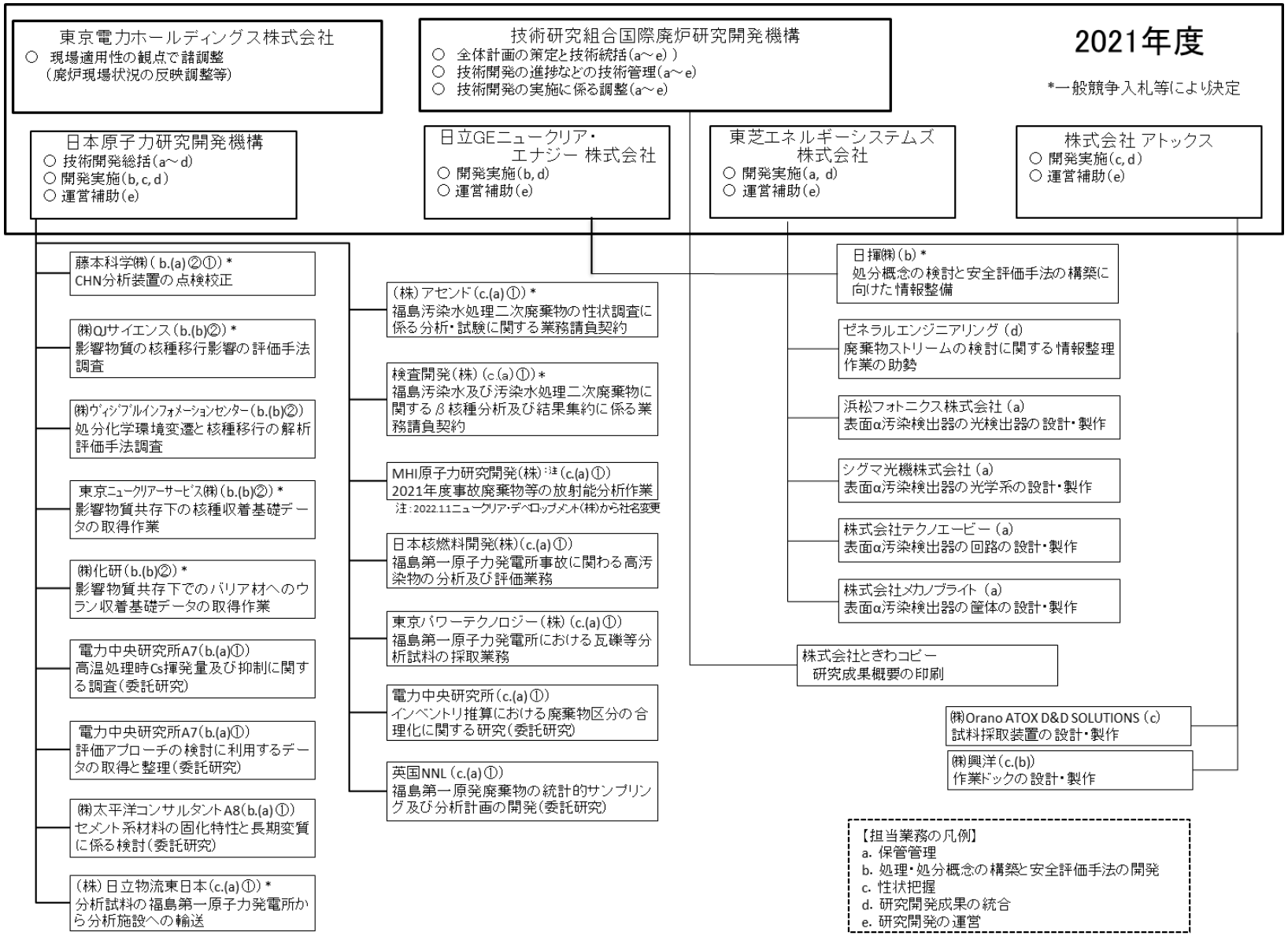
1. 研究開発への取り組み方
～ 実施スケジュール（3/3）～



各作業ステップの完了期限目途を「▽」で示す。

©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(その1)

a. 保管管理

(a) 保管・管理方法の検討・評価

① 高線量廃棄物の保管方法の検討

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

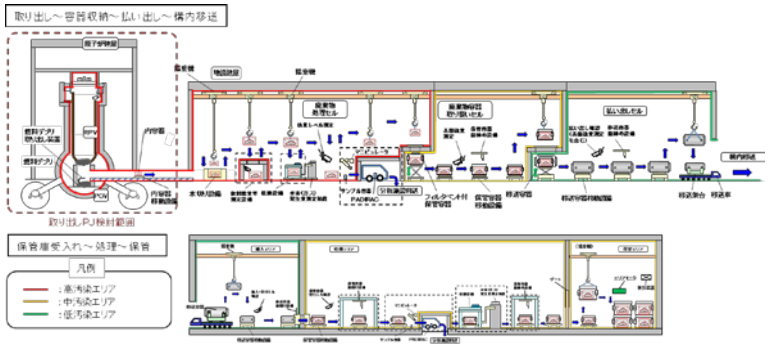
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- 「中長期ロードマップ」*において、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。

*「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

保管・管理の検討

✓ プロセスフローの検討、更新



容器及び保管設備の要求事項の検討

✓ 安全機能の検討

保管・管理において重要な課題
・水素を放出 (通気性(水素透過機能)の確保)
相反する安全機能要求の両立
・核種飛散を防止 (密閉性(微粒子捕集機能)の確保)

(水素透過性機能の確保)
水素発生量評価

(微粒子捕集機能の確保)
ベントフィルタへの要求事項の整理

昨年度までの主要検討

今年度は深堀検討、新規調査を実施

① 高線量廃棄物の保管方法

水素発生挙動評価
(対象物を広げ、評価を行うことで水素発生挙動評価の課題を検討・整理)
〈深堀検討〉

② 容器及び保管設備の要求事項の検討

容器および保管設備のトラブル事例の調査
(要求事項の情報を拡充するため、トラブル事例を調査し、課題・対策を検討)
〈新規調査〉

ベントフィルタの性能評価
(フィルタ性能や寿命に影響を与える環境等の整理、フィルタ性能試験の方法と条件の検討)
〈深堀検討〉

今年度の検討

1F保管・管理方法への反映

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 昨年度までの実績
- ○ 高線量廃棄物の保管の一例を想定し、Cs-137の汚染核種を代表として崩壊熱を設定し、水素発生速度を評価した。

■ 目標
- ○ 高線量廃棄物の水素発生挙動評価の課題を整理する。

■ 実施内容(詳細は次葉以降に記載)
- ○ 情報収集
  高線量廃棄物の廃棄物性状と水素生成のG値等のパラメータを整理する。
- ○ 水素発生量評価に必要な要因検討
  保管中に水素発生対策が必要となる高線量廃棄物を選定し、水素発生速度の評価に影響する因子を検討する。
- ○ 水素発生量評価
  - ✓ 水素発生評価モデルについて、水素発生速度に影響を及ぼすパラメータを抽出し、水素発生速度への影響について調査する。
  - ✓ 水素発生速度の評価に影響する因子ごとのパラメータを、より現実的な想定で設定し、水素発生量を評価する。
  - ✓ 代表的な高線量廃棄物の水素発生量の評価結果等から、高線量廃棄物の水素発生挙動評価の課題を検討・整理する

■ 目標達成を判断する指標
- ○ 高線量廃棄物の水素発生挙動の課題が整理されている。(終了時目標TRL:2→3)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜水素発生量評価に関するこれまでの検討と今年度の検討＞

以下に水素発生速度の評価式(リニアモデル)およびパラメータとそれらのこれまでの設定の考え方を示す。

$$\text{水素発生速度} = \sum_{i,j}(\text{核種i線種jの崩壊熱} \times \text{線種jの}\boldsymbol{G}\text{値} \times \text{線種jの水への吸収率})$$

①核種、線種　②G値*　③水への吸収率

$$\text{核種}\boldsymbol{i}\text{線種j}\text{の崩壊熱} = (\text{核種}\boldsymbol{i}\text{のインベントリ} \times \text{線種}\boldsymbol{j}\text{の放出率} \times \text{線種}\boldsymbol{j}\text{の放出エネルギー})$$

④インベントリ　⑤放出エネルギー

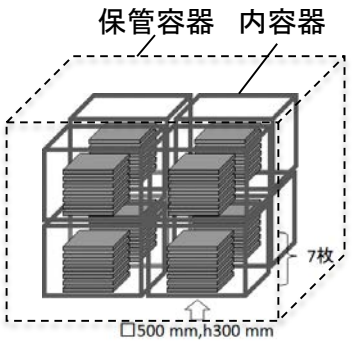
*G値：放射線がある反応系に作用するとき，その反応系に吸収された放射線エネルギー100 eV ごとに反応(生成，あるいは減少)した分子数

表1　2019～2021年度のパラメータと設定の考え方

パラメータ	①核種i, 線種j	②G値	③水への吸収率	④インベントリ	⑤放出エネルギー
2019年度	核種：Cs-137で代表 線種：β、γ	β、γともに0.45として計算	γ線、β線ともに保守的に1として計算	保管容器1基あたりの廃棄物重量(0.6ton)と、放射能重量濃度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	変更なし	変更なし	廃棄物のせん断、内容器への収納状態と水膜厚さを考慮	・放射能面積濃度から放射能量を推定** ・保管容器1基あたり8個の内容器が収納可能と仮定	β線のエネルギーをスペクトルで与え、PHITSで計算
2021年度	Cs-137以外のα核種、事故由来核種を含める 線種：β、γ、α	線種ごとに設定	放射線の線種や水の存在形態を考慮	燃料デブリ取り出し時に発生する廃棄物以外の廃棄物も対象とする	各種廃棄物の性状を考慮した評価モデルを検討して評価

** 燃料デブリ取り出し時に発生する廃棄物の想定インベントリ

2020年度評価



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

2019年度評価

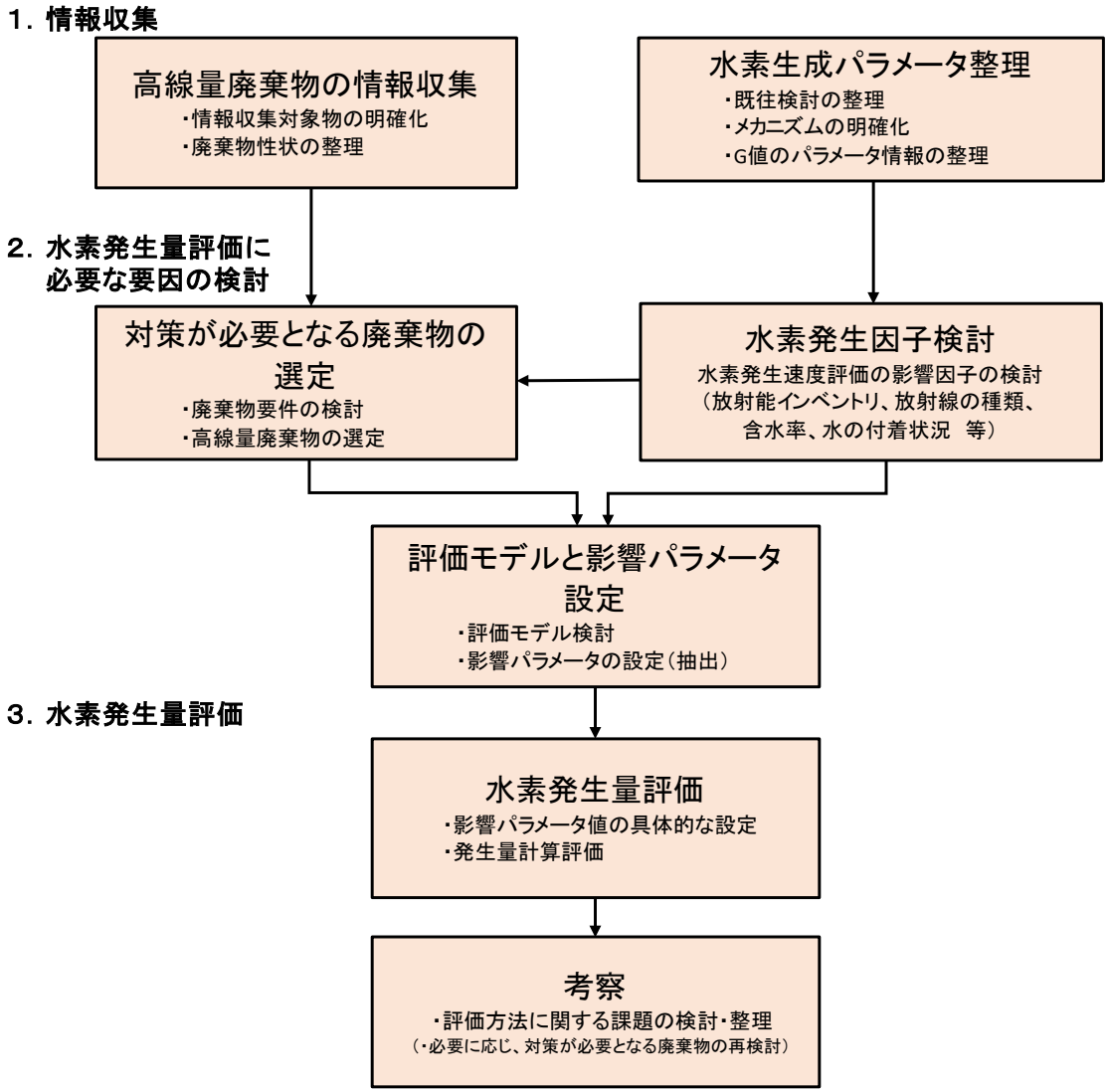
項目		上取り出し金属廃棄物
線源(Bq/t)	Cs-137	1.90E+15
保管容器当たりの収納量(t)		0.6
線源(Bq)	Cs-137	1.1E+15
放出エネルギー(MeV/s)		1.3E+15
水素発生速度(m^3/d)		1.8E-02
＜参考＞想定廃棄物		ドライヤ

保守性の排除
（水素発生速度：約13.5分の1）

2021年度は対象物を広げて、さらに現実的な評価を行うことで水素発生挙動評価の課題を検討・整理する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜高線量廃棄物の保管方法の検討＞
本年度の検討項目、手順を以下の検討フローに示す。



1．情報収集
- 研究開発成果の統合（廃棄物ストリーム）で検討した「廃棄物リスト」より、水素発生（高線量、水の有無）の観点から保管管理方法の検討が必要と想定される廃棄物の性状（廃棄物組成、放射能インベトリ、放射線の種類、含水率等）を整理する。
- 水素生成パラメータ整理では、水素発生メカニズムを明確にした上で、既往検討の結果や、G値等のパラメータに係わる情報を整理する。

2．水素発生量（水素発生速度）評価に必要な要因の検討
- 水素生成パラメータ整理の結果から、水素発生速度評価の影響因子を検討する。
- 高線量廃棄物の情報収集の結果と水素発生因子の検討結果から、保管時に対策が必要となる廃棄物を選定する。
- 選定した廃棄物を対象とし、評価モデルを検討し、水素生成パラメータのうち特に水素発生速度に影響を及ぼすパラメータ（影響パラメータ）を抽出する。

3．水素発生量（水素発生速度）評価
- 2．検討結果から具体的な計算評価で用いる影響パラメータ値（現実的な想定値）を設定し、代表的な高線量廃棄物の水素発生量を計算評価する。
- 計算評価の結果から、評価モデルやパラメータ設定に対する課題を検討する。
- また結果から、「対策が必要となる廃棄物の選定」が適切か再検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜水素生成パラメータ整理＞

放射線分解による水素発生評価式

（1）リニアモデル

水素発生速度＝Σi,j（核種i線種jの崩壊熱×線種jのG値×線種jの水への吸収率）

核種i線種jの崩壊熱＝ 核種iのインベントリ×線種jの放出率×線種jの放出エネルギー

水素発生速度は、**1）吸収エネルギー（崩壊熱）**、**2）G値**、**3）吸収率**、に比例する。

崩壊熱は核種インベントリに、G値は放射線の線種に、吸収率は水の存在状態（対象物表面の水膜厚さなど）に依存する。水素は一定の速度で発生し続ける。

（2）ラジオリシス（放射線分解）モデル[1]

$$\frac{dC_i}{dt} = \xi g_i^{\gamma} Q^{\gamma} + \sum_{l}^{N}\sum_{m}^{N} k_{lm} C_l C_m - C_i \sum_{s}^{N} k_s C_s$$

C_i、C_l、C_m、C_s：物質i、l、m、sの濃度(mol/l)、g_i^{γ}：物質iのガンマ線のG値(個/100eV)、
ξ：分子数とmolの換算係数(mol/個)、Q^{γ}：ガンマ線吸収エネルギー(eV)、N：反応に関与する物質数(-)
k_{lm}：物質lと物質mの反応速度定数(l/mol/sec)、k_s：物質iと物質sの反応速度定数(l/mol/sec)

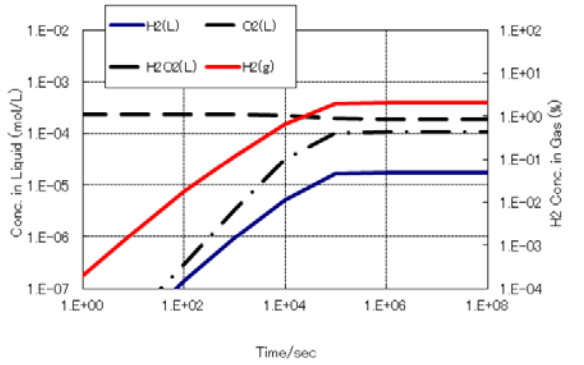


図1　ラジオリシスモデルにより求めた分解生成物濃度の経時変化[2]
※図中（L）（g）は液相、気相を意味する

水素発生速度は、
1）吸収エネルギー（崩壊熱、エネルギー吸収割合）、**2）G値**、
3）物質間の反応速度定数に依存し、時間の関数となる。

[1] Yoichi Wada, Masahiko Tachibana, Atsushi Watanabe, Kazushige Ishida, Nobuyuki Ota, Naoto Shigenaka, Hiromitsu Inagaki & Hiroshi Noda (2016) Effects of seawater components on radiolysis of water at elevated temperature and subsequent integrity of fuel materials, Journal of Nuclear Science and Technology, 53:6, 809-820

[2] Junichi Takagi and Seiji Yamamoto “ Alpha-radiolysis Simulation to Predict Hydrogen Accumulation under Fuel Debris Condition ”,The International Workshop on Radiolysis and Electrochemistry NPC 2016, Brighton, United Kingdom - October 7, 2016

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜水素生成パラメータ整理＞

【メカニズムの明確化】
リニアモデルとラジオリシスモデルの適用性について

水に放射線が照射され、水中に水素が生成する。生成した水素が容器内の気相に移行し水素分圧が上昇する。
時間とともに、水中の水素濃度は平衡に到達する。この濃度はラジオリシスモデルにより求めることができる。
容器内の気相水素濃度はヘンリー則に従い、液相水素濃度と平衡になる。
この時の濃度が4vol%未満であれば、水素対策は不要となる。

一方、気相の水素濃度が4vol%を超える場合、フィルタベントにより容器内の水素を容器外に放出する必要がある。
この時の水素発生速度は保守的にリニアモデルにより求めることとする。

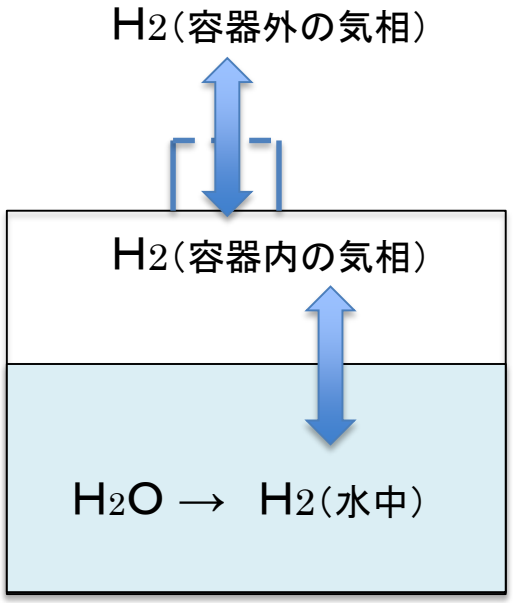


図1　容器内外の水素移行のイメージ

いずれの場合も、
評価に用いる、崩壊熱、G値、吸収率の設定が重要となる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜水素生成パラメータ整理＞

G値のパラメータ情報の整理[1]

- 水が放射線エネルギーを吸収する物理過程（励起、イオン化）、物理化学過程（スパー形成）、化学過程（スパー内での化学反応）をへて、マイクロ秒までに各化学種は空間内にほぼ均一に分布するようになる。
- 化学種の収量はG値で表記し，［個数／100 eV］や［mol/J］の単位が用いられる。
- スパー反応終了後（～10^{-7}秒）のG値はプライマリG値と呼ばれる。
- 一方、これらの分解生成物が相互に反応し、長時間経過後の生成量を「見かけのG値」「実効G値」と呼ぶこともある。一般にプライマリG値は見かけG値より大きいので、評価にはプライマリG値を用いる。

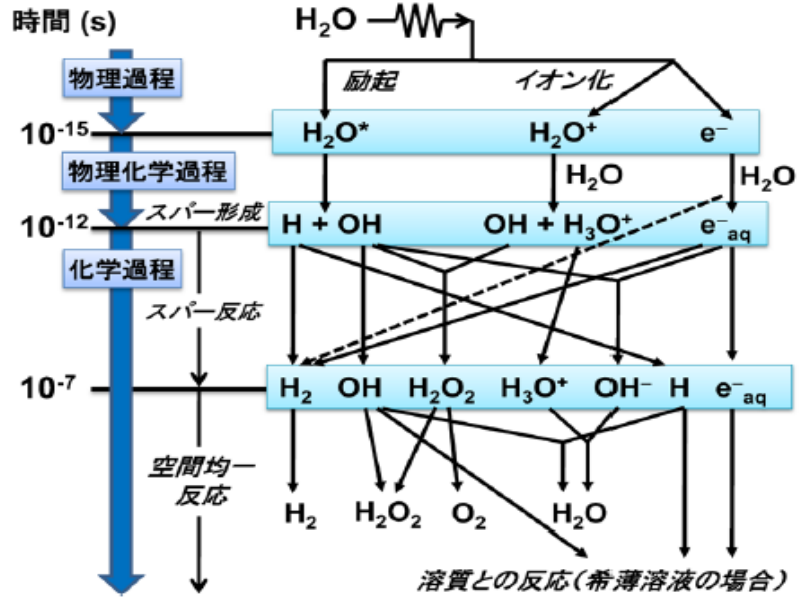


図１　水の放射線分解反応スキームの概要図（室温）（Color online）

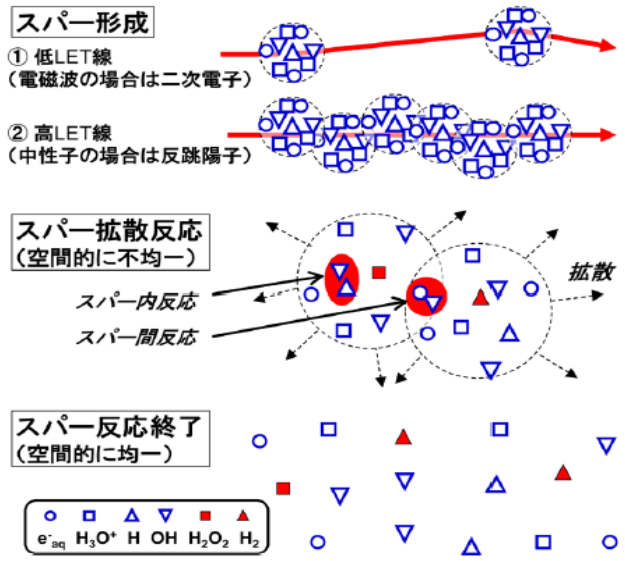


図２　スパー拡散反応過程（空間的に不均一な化学過程）（Color online）

[1]室屋 裕佐「水と水溶液の放射線化学 RADIOISOTOPES 66巻(2017)10号
https://www.jstage.jst.go.jp/article/radioisotopes/66/10/66_661006/_article/-char/ja

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜水素生成パラメータ整理＞

【G値のパラメータ情報の整理】

- プライマリG値は放射線の種類やエネルギーに依存。（表1[1]）
- 自由水とそれ以外の水（例；セメント結晶水）について、国によって扱いが異なる。（表2[2]）

【例】

- 米国および英国：セメント固化等による自由水の減少や水の状態変化を考慮して水素発生評価
- 仏国：セメント固化後も自由水のG値を使用

※各国ともに水素発生評価におけるG値は、廃棄物の性状（水の状態、有機物の種類、放射線種類）に応じて分類して設定

表1　主な放射線分解生成物のプライマリG値
（molec./100eV）

放射線の種類 (LET [eV/nm])	$-H_2O$	e^-_{aq}	OH	H	H_2	H_2O_2	HO_2/O_2^-
γ 線 (0.23)	4.08	2.63	2.72	0.55	0.45	0.68	0.008
18 MeV D^+ (12.3)	3.46	1.48	1.78	0.62	0.68	0.84	—
1.8 MeV H^+ (34.5)	2.85	0.92	1.08	0.38	0.79	0.85	0.03
32 MeV He^+ (61)	3.01	0.72	0.91	0.42	0.96	1.00	0.05
12 MeV He^{2+} (108)	2.84	0.42	0.54	0.27	1.11	1.08	0.07
Fast neutron (14.5 – 63.4)	2.91	0.99	1.15	0.40	0.78	0.85	0.03

表2　各国のG値の考え方の整理結果

G値は、廃棄物分類や水の状態に応じて設定していることを確認した。

		米国	英国	仏国
G値 (H_2)	炭酸塩スラリー	・乾燥時（5～20wt%）：1.6 ・セメント固化時：0.6～0.85*1	規制との交渉により設定（初期設定例は自由水の0.4または0.45）	・自由水、セメント水和水：0.452(文献値) ・$Mg(OH)_2$:0.051（文献値）
	鉄共沈スラリー	同上	同上	・自由水、セメント水和水：0.452(文献値) ・$Fe(OH)\cdot H_2O$：0.00529(実測値)
	炉内構造物	・付着水：1.6（乾燥後：0）	同上	・付着水：0.45
G値（H_2）の考え方		• 廃棄物性状（有機物の有無、固化の有無、含水率等）に応じて整理されている。*2 • α核種を含まない廃棄物であっても保守的にα線G値をベースとする。	• セメント固化による水の状態変化を考慮してG値0.05-0.5を設定した実績がある。 • 文献値を採用するか実測値を採用するかは規制との交渉事項。	• セメント固化後も自由水のG値を使用。 • 実測した場合はより低いG値を設定可能。（DSC*3乾燥スラッジでは0.032） • 発生源の質量分率と各G値の積和により廃棄物のG値を算出。

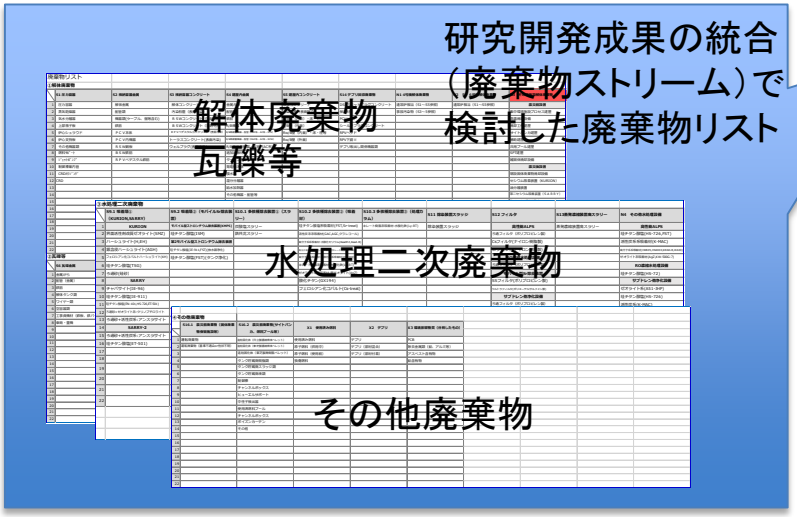
＊1　固化条件（セメント材の種類に依存）により設定。Type I（OPC）の場合、水/セメント重量比0.45でG値は0.6を使用。
Type V(超微細グラウト)の場合、水/セメント重量比0.8でG値は0.85を使用。
＊2　CH-TRU Payload Appendices（図書）
＊3　乾式貯蔵用容器（Dry Storage Container）

[1]室屋 裕佐「水と水溶液の放射線化学 RADIOISOTOPES 66巻(2017)10号
https://www.jstage.jst.go.jp/article/radioisotopes/66/10/66_661006/_article/-char/ja
[2]「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」、及び「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（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）」
（性状把握、保管・管理、処分、及び廃棄物ストリームに係る検討）平成30年度実施分成果報告
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_15.pdf?v=2

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

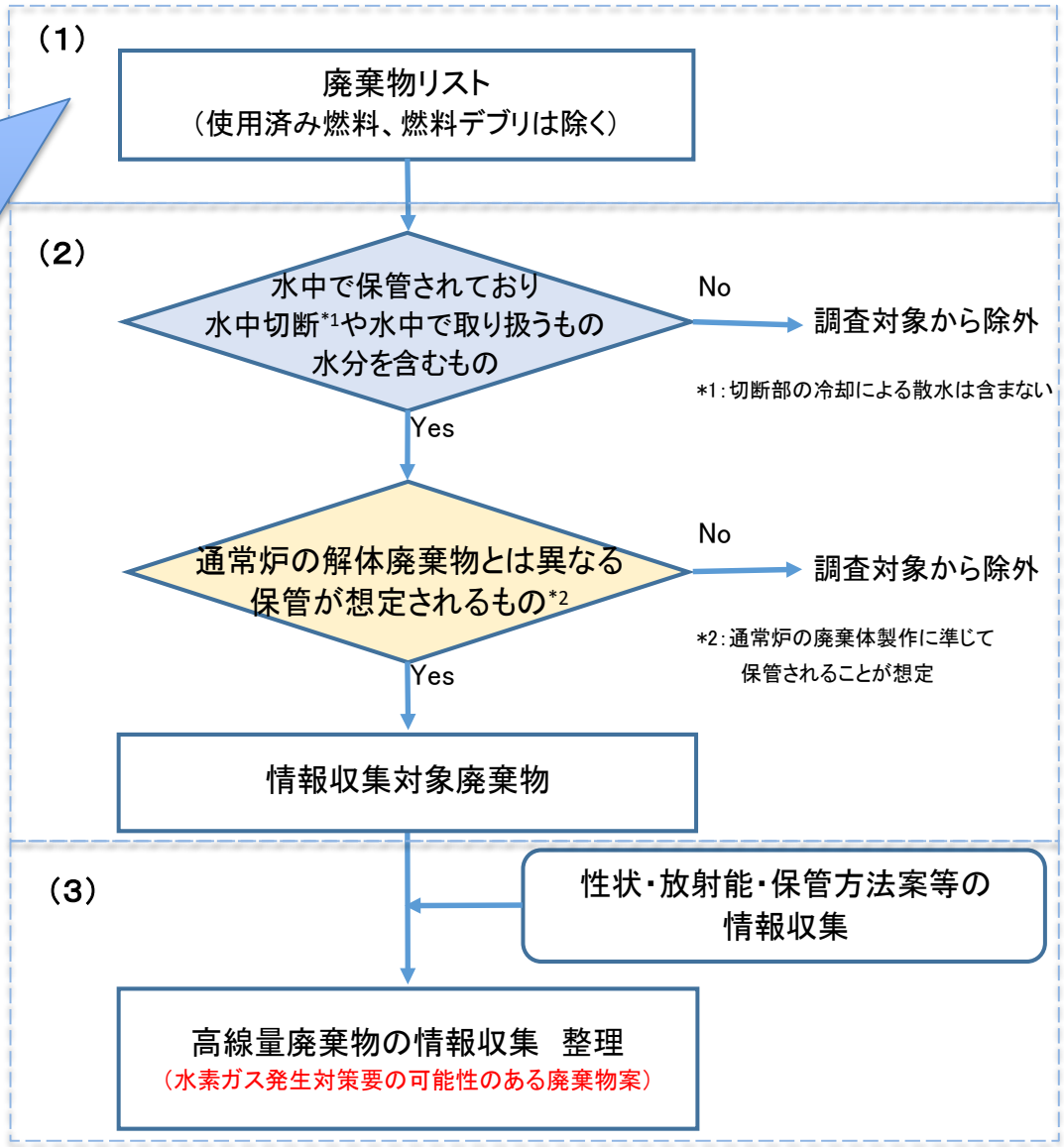
＜高線量廃棄物の情報収集手順＞



（1）廃棄物リスト
　情報収集は、廃棄物リストに基づき整理する。但し、使用済み燃料、燃料デブリは本検討の対象外とする。

（2）情報収集対象廃棄物
　水素発生の以下の主要因の観点から情報収集する廃棄物を抽出する。
- 水が存在するか否か

（3）高線量廃棄物の情報収集
　抽出した廃棄物について以下の情報を整理する
- 性状：塊状、粒子状等
- 放射能：核種別放射能濃度
- その他：保管時に使用される想定容器等



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜情報収集対象　1:解体廃棄物・瓦礫等＞

廃棄物リスト：水素ガス発生量評価では、通常炉と異なる汚染形態を想定し、１号機～3号機を対象とする

①解体廃棄物

	S1 圧力容器	S2 格納容器金属	S3 格納容器コンクリート	S4 建屋内金属	S5 建屋内コンクリート	S14 デブリ回収廃棄物	N1 4号機解体廃棄物	N2　5・6号機解体廃棄物	N3　その他施設解体廃棄物
1	圧力容器	解体金属	解体コンクリート	金属ガラ	解体コンクリート	DSPスロットプラグコンクリート	通常炉相当（S1～S5参照）	通常炉相当（S1～S5参照）	**震災前設置**
2	蒸気乾燥器	配管類	汚染粉塵（表面除染）	配管類	汚染粉塵（表面除染）	保温材	事故汚染物（S3～S5参照）		集中環境施設プロセス建屋
3	気水分離器	機器類(ケーブル、盤等含む)	ＲＳＷコンクリート（放射化）	鉄筋	T/B壁（内面）・床・柱等	PCVヘッド			高温焼却設備
4	上部格子板	鉄筋	ＢＳＷコンクリート（放射化）	R/B機器	T/B壁（外面）	シールドプラグコンクリート	通常炉では L2-L3相当		焼却工作建屋
5	炉心シュラウド	ＰＣＶ本体	ＲＰＶペデスタルコンクリート（表面汚染）	R/B高線量機器・配管（DHC系・AC系・FCS）	Rw/B壁（内面）・床・柱等	RPVヘッド			サイトバンカ建屋
6	炉心支持板	ＰＣＶ内機器	トップコンクリート(表面汚染)	R/B高線量機器・配管（DHC系・AC系・RCW）	Rw/B壁（外面）	RPV下鏡※			補助建屋
7	その他機器類	ＲＳＷ鋼板	ウェルプラグ(表面汚染)	R/B高線量機器・配管（AC系）		デブリ取出し関係機器類			共用プール建屋
8	燃料ｻﾎﾟｰﾄ	ＢＳＷ鉄筋		追加遮蔽材					SPT建屋
9	ｼﾞｪｯﾄﾎﾟﾝﾌﾟ	ＲＰＶペデスタル鉄筋		タービン本体					雑固体焼却設備
10	制御棒案内管			発電機本体					**震災後設置**
11	CRDﾊｳｼﾞﾝｸﾞ			復水器					増設固体廃棄物焼却設備
12	CRD			湿分分離器					セシウム吸着装置（KURION）
13				給水加熱器					油分離装置
14	燃料デブリ扱いのため検討対象外			その他機器・配管等					第二セシウム吸着装置（ＳＡＲＲＹ）
15				高線量配管（MS系）					第三セシウム吸着装置（ＳＡＲＲＹ-2）
16				Rw/B機器・配管・等					除染装置（ＡＲＥＶＡ）
17									逆浸透膜処理ユニット1
18									蒸発濃縮装置
19									脱塩用ＲＯユニット
20									脱塩器
21									円筒フランジ型タンク
22									横置タンク

通常炉ではL2廃棄物相当（L3含む）

通常炉ではL1廃棄物相当（L2含む）

②瓦礫等

	S6 瓦礫金属	S7 瓦礫コンクリート	S8 可燃物	S15　汚染土壌	N5　その他瓦礫等
1	金属がら	コンクリートがら	使用済み保護衣	汚染土壌	**左記に含まれない全ての瓦礫**
2	配管（金属）	コンクリート	紙・ウェス	礫・採石	難燃物（塩ビ管等）
3	鉄筋	汚染粉塵（表面除染）	プラスチック、ビニール類	浚渫土	不燃物（ガラス，陶磁器等）
4	解体タンク類		木材	アスファルト	機器類（ケーブル、電池等含む）
5	ワイヤー類		伐採木・草		什器類
6	空容器類		焼却灰		建屋スラッジ（水抜きに伴い発生）
7	工事資機材（鉄板、鉄パイプ等）				
8	車両・重機				

PCV、タービン、建屋コンクリート等は気中での解体が想定されるため対象外とした

赤枠内の廃棄物を検討対象とする

4～6号機は検討対象外

燃料デブリ扱いのため検討対象外

水中保管、水中切断無し

通常炉の廃棄物と同等

- ✓ 解体廃棄物のうち、赤枠で囲った圧力容器や燃料デブリ回収時に発生するDSPスロットプラグコンクリートなどを選定し廃棄物情報を整理する。
- ✓ 瓦礫等は線量が低いため本検討の対象外とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜情報収集対象　2・水処理二次廃棄物、その他廃棄物＞

③水処理二次廃棄物

	S9.1 吸着塔①（KURION,SARRY）	S9.2 吸着塔②（モバイルSr除去装置）	S10.1 多核種除去装置①（スラリー）	S10.2 多核種除去装置②（吸着材）	S10.3 多核種除去装置③（処理カラム）	S11 除染装置スラッジ	S12 フィルタ	S13蒸発濃縮装置廃スラリー	N4　その他水処理設備
1	KURION	モバイル型ストロンチウム除去装置(KMPS)	炭酸塩スラリー	珪チタン酸塩系吸着材(FST,Sr-treat)	キレート樹脂系吸着材:水酸化鉄(Ly-RT)	除染装置スラッジ	高性能ALPS	蒸発濃縮装置廃スラリー	高性能ALPS
2	界面活性剤改質ゼオライト(SMZ)	珪チタン酸塩(ISM)	鉄共沈スラリー	活性炭系系吸着材(GAC,AGC,クラレコール)			ろ過フィルタ（ポリプロピレン製）		珪チタン酸塩(HS-726,FST)
3	ハーシュライト(H,EH)	第2モバイル型ストロンチウム除去装置		高分子系系吸着材:水酸化ゼリウム(ReadE2,Read-B)			Csフィルタ(ナイロン樹脂製)		活性炭系系吸着材(K-MAC)
4	銀含浸ハーシュライト(AGH)	珪チタン酸塩(IE-911,FST)(放水路浄化)		高分子系系吸着材:イノミジ酢酸型キレート樹脂(IRC748)			Srフィルタ(ナイロン樹脂製)		高分子系系吸着材(CRB05,CN4000,READ-B,WA30)
5	フェロシアン化コバルトハーシュライト(KH)	珪チタン酸塩(FST)(タンク浄化)		高分子系系吸着材:水酸化鉄系吸着材(CN4000)			RO濃縮水処理設備		ゼオライト系吸着材(AgZ,KW-500G-7)
6	珪チタン酸塩(TSG)			キレート樹脂系吸着材:水酸化鉄(Ly-RT)			ろ過フィルタ（ポリプロピレン製）		RO濃縮水処理設備
7	ろ過砂(硅砂)			ゼオライト系系吸着材:銀ゼオライト(AgZ)			モバイル型Sr除去装置		珪チタン酸塩(HS-72)
8	SARRY			酸化チタン(GX194)			SSフィルタ(ポリプロピレン製)		サブドレン他浄化設備
9	チャバサイト(IE-96)			フェロシアン化コバルト(Cs-treat)			ウルトラフィルタ(ポリエーテルサルフォン製)		ゼオライト系(A51-JHP)
10	珪チタン酸塩(IE-911)						サブドレン他浄化設備		珪チタン酸塩(HS-726)
11	珪チタン酸塩(EN-101,HS-726,ET-501)						ろ過フィルタ（ポリプロピレン製）		活性炭系(K-MAC)
12	ろ過砂+ゼオライト系:クリノプチロライト						Csフィルタ(ナイロン樹脂製)		高分子系(READ-B)
13	ろ過砂+活性炭系:アンスラサイト						Srフィルタ(ナイロン樹脂製)		モバイル式処理装置
14	SARRY-2								珪チタン酸塩(IE-901)(SFP浄化)
15	ろ過砂+活性炭系:アンスラサイト								珪チタン酸塩(IE-901)(トレンチ浄化)
16	珪チタン酸塩(ET-501)								ゼオライト系(ET201)(トレンチ浄化)
17									高性能ALPS検証試験装置
18									珪チタン酸塩(HS-716)
19									高分子系(CRB05,WA30)
20									ゼオライト系(AgZ)
21									水酸化第二鉄系吸着材(As-C6H5CH2)
22									その他
									ゼオライト土嚢(ゼオライト)
									ゼオライト土嚢(活性炭土嚢)

④その他廃棄物

	S16.1　震災前廃棄物（固体廃棄物保管施設等）	S16.2　震災前廃棄物(サイトバンカ、燃料プール等)	X1　使用済み燃料	X2　デブリ	X3 環境影響物質（分別したもの）
1	運転廃棄物	造粒固化体（日立製濃縮廃液ペレット）	使用済み燃料	デブリ	PCB
2	運転廃棄物（基準不適合or性状不明）	造粒固化体（東芝製濃縮廃液ペレット）	原子燃料（供用中）	デブリ（部材混合）	除去金属類（鉛、アルミ等）
3		造粒固化体（東芝製廃樹脂ペレット）	原子燃料（使用前）	デブリ（部材付着）	アスベスト含有物
4		タンク貯蔵廃樹脂類	損傷燃料		鉛含有物
5		タンク貯蔵廃スラッジ類			
6		タンク貯蔵廃液類			
7		制御棒			
8		チャンネルボックス			
9		ヒューエルサポート			
10		中性子検出器			
11		使用済燃料プール			
12		チャンネルボックス			
13		ボイズンカーテン			
14		その他			
15					

赤枠内の廃棄物を検討対象とする

使用済み燃料、デブリ（燃料デブリ）は検討対象外

水中保管、水中切断無し

通常炉の廃棄物と同等

- ✓ 水処理二次廃棄物は殆どを選定し、廃棄物情報を整理する。
- ✓ 震災前廃棄物は通常炉のL1廃棄物の処理と同等と考え、調査対象外とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜高線量廃棄物の情報収集項目　1＞

抽出した廃棄物を対象に、以下の情報を整理する。

➢性状

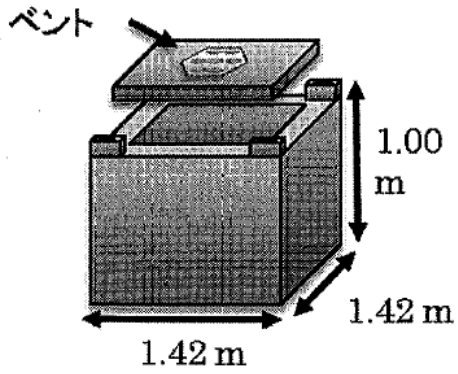
評価モデル検討に活用する情報

- ✓ 材質（金属orコンクリートor樹脂　等）
- ✓ 形状（塊状or多孔状or数mm径以下の粒子状）

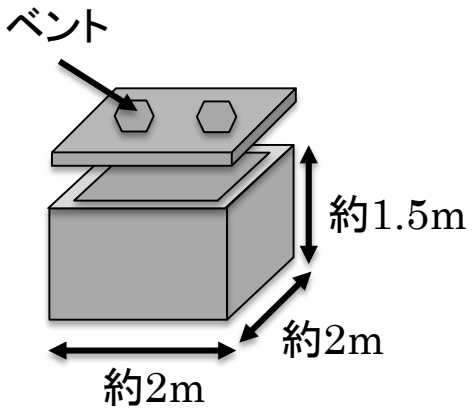
➢保管状況

評価に必要な保管容器（想定容器）、含水量等の情報

- ✓ 保管容器容量（推定）　[m^3]
- ✓ 収納廃棄物質量（推定）　[t]
- ✓ 核種別収納放射能量[Bq]
  （「インベトリ推算高度化」の放射能濃度と収納放射能量から算定）
- ✓ 収納水分量（推定）[L]
  （含水率、乾燥処理可否や前処理等を想定し設定）



（解体廃棄物用）[1]



（水処理二次廃棄物用）[2]

図1　廃棄物保管容器（イメージ）

[1]：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　最終報告書
[2]：水処理二次廃棄物に関する情報を基に保管容器を想定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜高線量廃棄物の情報収集項目　2＞
解体廃棄物の保管方法の想定

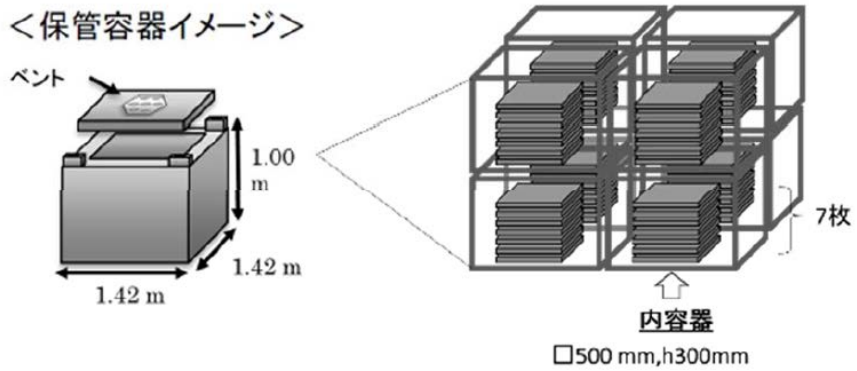


図1　2020年度水素発生量評価での保管容器収納ケースモデル

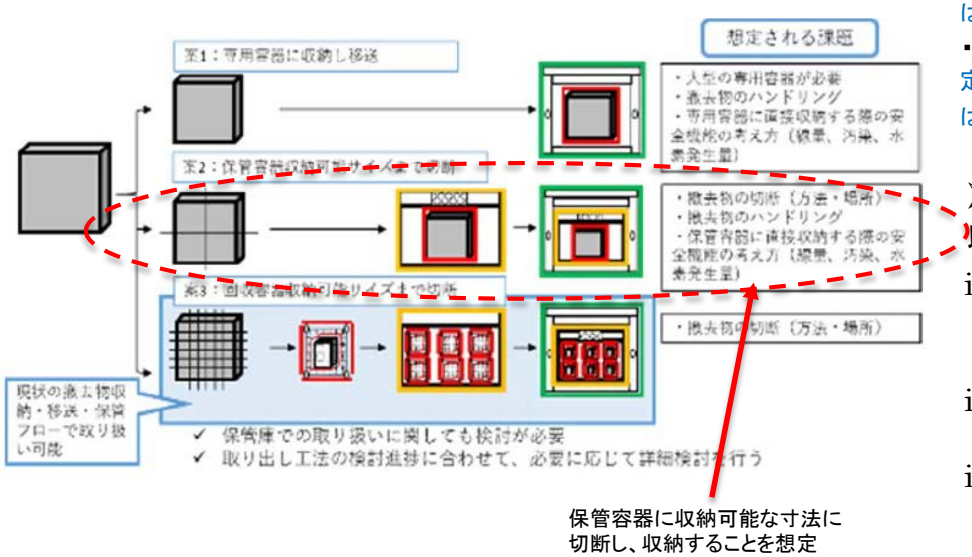


図2　2020年度検討　大型廃棄物の取扱いフロー

➢ 保管容器への収納状態

2020年度検討では、燃料デブリ取出し時に発生する廃棄物の形状を考慮したモデルを作成し水素発生量を評価している。本検討では、保管容器に以下で収納することを想定する。

✓ 圧力容器等の金属廃棄物：
形状、据付状況等で解体方法は異なるため詳細な切断は検討せず、遠隔操作により水中で廃棄物を保管容器の寸法に合わせて切断し、塊状の廃棄物を保管容器内に収納することを想定する。

✓ 燃料デブリ回収時に発生するコンクリート廃棄物：
ワイヤーソー等により容器に収納できる寸法で切断、収納し、容器内には以下の水が存在すると想定する。

・汚染水に接しコンクリート内の空隙にも水が含浸（当該コンクリートの空隙は10%以下と想定されるが、保守的に空隙10%と仮定）

・水中で切断後、引き上げ時の表面付着水（水が全面に均一付着することは無いと想定されるが、保守的に全面2mm厚で付着と仮定）

・コンクリート製造時の水は考慮しない（水セメント比50前後で製造したと仮定し、直後は自由水残存の可能性があるが、建設から時間が経過しているため自由水は蒸発し、無視できると仮定）

➢ 廃棄物の収納量、空隙量、含水率

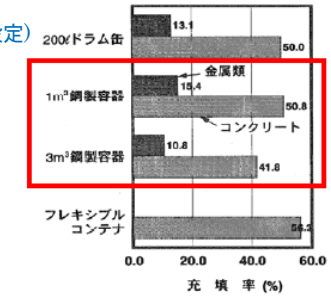
以下の方法で廃棄物の収納量、空隙率、含水率を設定する。

i. JPDR解体実績[1]から収納率を設定
　金属廃棄物：20vol%（実績よりも保守的に設定）
　コンクリート廃棄物：50vol%

ii. 容器内容積と比重から、廃棄物収納量を設定

iii. 公開文献等から、廃棄物に付随する水量を設定

＊：遮蔽厚は60mmと仮定し内容積を設定する
（内寸法、1.3m×1.3m×0.88m=1.5m³）

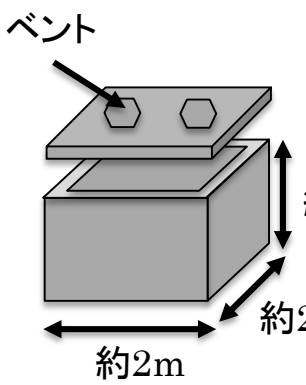


[1]　日本原子力研究所（白石邦生・助川武則・柳原敏）「動力試験炉（JPDR）の解体廃棄物データの分析（受託研究）」JAERI-Data/Code 99-050

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜高線量廃棄物の情報収集項目　3＞
水処理二次廃棄物の保管の想定



材質：SS400
内面：ポリエチレンライニング
外面：樹脂塗装
容量：約5.1m^3



図1　廃棄物保管容器（想定）
（水処理二次廃棄物用）[1]

スラリーに関しては
フィルタープレスで脱水処理

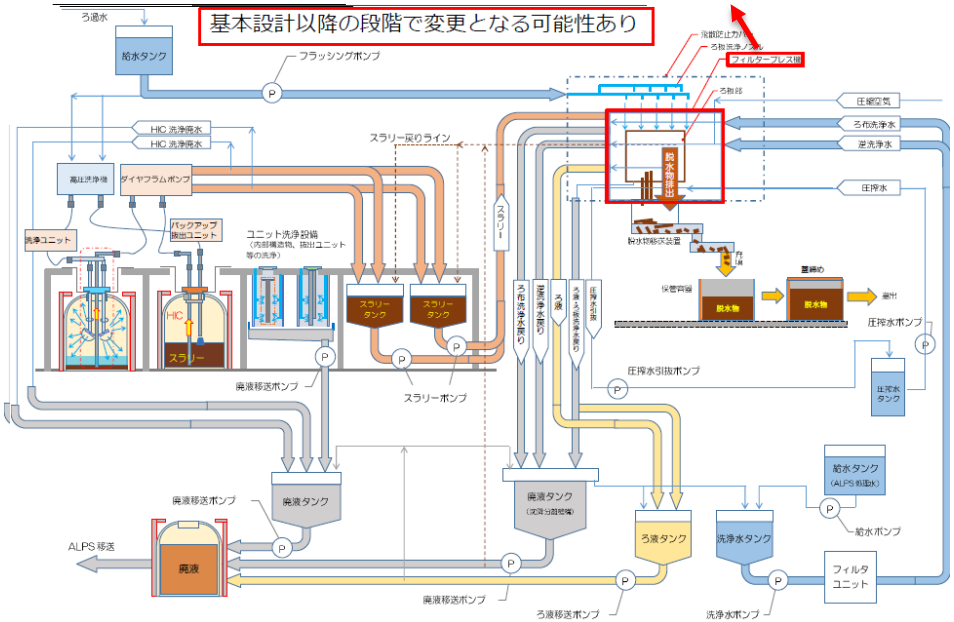


図2　水処理二次廃棄物（スラリー）の処理プロセス[2]

➢ 保管容器への収納状態

水処理二次廃棄物に関しては、東電HDのこれまでの検討結果から保管容器に以下のように収納することを想定する。

✓ スラリー（炭酸塩、鉄共沈）：
フィルタープレスにより脱水処理後、左図の保管容器に収納することを想定する。

✓ 廃吸着材：
HICから左図の保管容器に移し替えを実施したと想定する。なお、吸着材に関してはHIC保管時に水抜き装置で脱水処理を実施しているため移し替え時に脱水処理は実施しない。

➢ 廃棄物の収納量、空隙量、含水率

以下のように廃棄物の収納量、空隙率、含水率を設定する。
容器内容量
＊：遮蔽厚は50mmと仮定し内容積を設定する
（内寸法、1.9m×1.9m×1.4m=5.1m^3）

i.　収納率に関して
　スラリー：80vol.%（東電HD 検討結果から）
　廃吸着材：80vol.%（情報がないためスラリーと同じとする）
ii.　空隙率に関して
　容器内容積および廃棄物収納量から設定
iii. 含水率に関して
　スラリー：60vol.%（東電HD 検討結果から）
　廃吸着材：50wt.%
　（JPDRの長期保管使用済み樹脂の物性[3]から）

[1]：水処理二次廃棄物に関する情報を基に保管容器を想定
[2]：東京電力ホールディングス殿ご提示情報を参考に作図したもの
[3]加藤ら、“JPDRにおける長期所蔵中の使用済みイオン交換樹脂の廃棄作業とその物性調査”原子力学会誌、vol.22、No.6、pp.386 -391(1980)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜高線量廃棄物の情報収集項目　4－1＞
水素発生評価の入力条件とする核種

- 従来の評価
  - ✓ 高線量廃棄物を対象とした事故由来の汚染による水素発生評価においては、Cs-137によるとして評価(2020年度評価)
    ⇒Cs-137以外の核種の寄与を考慮した評価ではない。
  - ✓ 燃料デブリ(燃料成分、被覆管)の発熱量の解析結果により、β線、γ線、α線の発熱量(エネルギー)を求めることは可能(2020年度評価)
    ⇒解体廃棄物に上乗せされた事故由来の汚染、水処理二次廃棄物の汚染の発熱量(エネルギー)とは異なるため、燃料デブリの発熱量を、高線量廃棄物の評価にそのまま活用することはできない。

現状のデータを活用し、幅広い核種で評価

- 本評価の考え方
  - ✓ Cs-137以外の発熱に寄与する核種も考慮した、高線量廃棄物の水素発生評価を行う。
  - ✓ 水素発生量評価の核種は、燃料デブリの発熱量評価結果を基に選定する。
  - ✓ 選定した核種の濃度は、各廃棄物の放射能濃度データを用いる。

⇒発熱(吸収エネルギー)と廃棄物の放射能濃度の両方の観点から評価に用いる核種を選定し、β線、γ線、α線の発熱量を設定

a. JAEAが評価 した燃料の発熱量の評価結果[1]から、水素発生に寄与する(吸収エネルギーの大きい)核種を選定。
b. JAEA/電中研の廃棄物(解体、デブリ回収、水処理)別インベントリ推算結果[2] のバックデータの10年減衰放射能濃度データから、放射能濃度の高い核種を選定。
c. a.発熱量、b.放射能濃度の観点から、水素発生評価に起因する核種を網羅し、濃度と崩壊エネルギーの積により、β線、γ線、α線の発熱量を設定。

【補足】
検討対象とした解体廃棄物(金属、コンクリート)については、事故由来ではない放射化／二次的汚染核種でも水素発生を評価する場合には、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」(AESJ-SC-F014:2015)に沿って、Co-60は必ず評価対象核種に加える。

[1] JAEA-Data/Code 2012-018福島第一原子力発電所の燃料組成評価　https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?5036485
[2] Daisuke Sugiyama, Ryo Nakabayashi, Shingo Tanaka, Yoshikazu Koma & Youko Takahatake (2021) Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference, Journal of Nuclear Science and Technology, 58:4, 493-506,

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜高線量廃棄物の情報収集項目　4－2＞
水素発生評価の入力条件とする核種

- 発熱量の観点から

JAEAが評価した[1]、1F-3号機炉心燃料の発熱量の経時変化を、a)放射化物、b)アクチニド、c)核分裂生成物にわけて示す。

全体の発熱量に対する寄与は（右図・表参照）、初期には
　核分裂生成物＞アクチニド＞放射化物
であるが、半減期の長いアクチニドと比べて核分裂生成物の発熱量は減少し、50～100年後には
　アクチニド＞核分裂生成物＞放射化物　　となる。

10～50年後の核種のうち、燃料組成のデータから評価した、発熱量の大きな主要な核種（上位5核種）は以下の通りと考えられる。
・放射化物：Sb-125,Te-125m,Co-60,Ni-63,Fe-55
・アクチニド：Pu-238,Am-241,Cm-244,Pu-240,Pu-239
・核分裂生成物：Y-90,Ba-137m,Cs-137,Sr-90,Cs-134

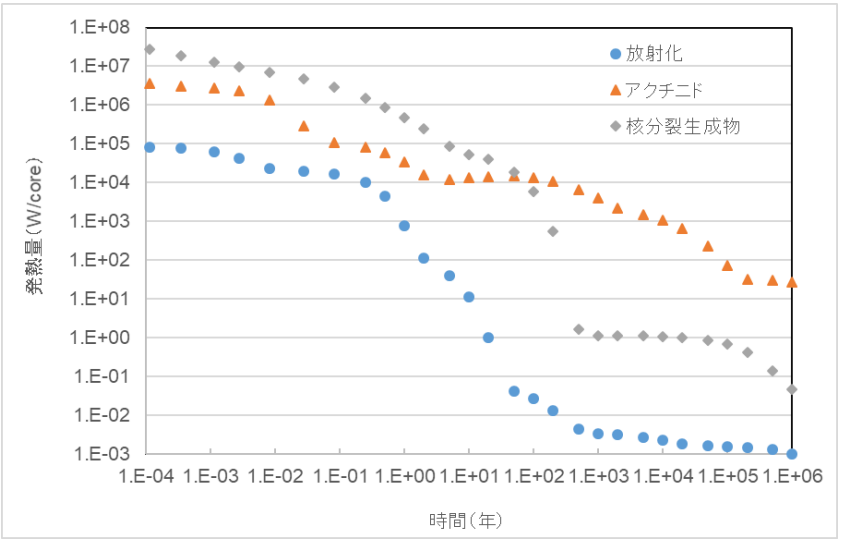


図1　1F-3号機炉心燃料の発熱量の経時変化

発熱量（W/core）

年	10年	20年	50年
放射化物	1.10E+01	1.01E+00	4.16E-02
アクチニド	1.31E+04	1.42E+04	1.47E+04
核分裂生成物	5.37E+04	3.95E+04	1.91E+04

↓

発熱量（W/g）

年	10年	20年	50年
放射化物	8.78E-08	8.01E-09	3.31E-10
アクチニド	1.04E-04	1.13E-04	1.17E-04
核分裂生成物	4.27E-04	3.14E-04	1.52E-04

[1] JAEA-Data/Code 2012-018福島第一原子力発電所の燃料組成評価　https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?5036485

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜高線量廃棄物の情報収集項目　4－3＞
水素発生評価の入力条件とする核種

➢ 解体廃棄物の核種

JAEA/電中研のインベントリ推算結果[1]のバックデータを引用し、10年減衰後の放射能濃度の高い核種から濃度を累積し、累積濃度が99%を超えるまでの核種を評価核種とした。

表1　炉内構造物(L2相当)の核種
〈検討対象とした圧力容器と同等と想定〉

順位	核種	線種	累積濃度
1	Cs-137	β、γ	39.21%
2	Pu-241	α	65.00%
3	Sr-90	β	88.76%
4	Pm-147	β	94.09%
5	Cs-134	β、γ	95.73%
6	Pu-238	α	96.57%
7	Eu-154	β、γ	97.40%
8	Sb-125	β、γ	97.91%
9	Cm-244	α	98.30%
10	Co-60	β、γ	98.56%
11	Eu-155	β、γ	98.79%
12	Pu-240	α	98.98%
13	Fe-55	β、γ	99.17%

表2　格納容器コンクリート(L2相当)の核種
〈検討対象としたコンクリートと同等と想定〉

順位	核種	線種	累積濃度
1	Cs-137	β、γ	52.37%
2	Pu-241	α	72.73%
3	Sr-90	β	89.67%
4	Pm-147	β	94.14%
5	Cs-134	β、γ	96.30%
6	Pu-238	α	97.00%
7	Sb-125	β、γ	97.68%
8	Eu-154	β、γ	98.30%
9	Cm-244	α	98.62%
10	Co-60	β、γ	98.84%
11	Eu-155	β、γ	99.01%

➢ 水処理二次廃棄物の核種

分析実績等から、各スラリー・スラッジ等が水処理で捕集した主要核種を整理。

表3　水処理二次廃棄物の選定核種

核種	KURION	SARRY	AREVA スラッジ	炭酸塩 スラリー	鉄共沈 スラリー	銀ゼオライト
β、γ	Cs-137	Cs-137	Sr-90	Sr-90	Sr-90	H-3
	Sr-90	Sr-90	Cs-137			Sr-90
	Cs-134	Cs-134				
α	Pu-241	Pu-241	Pu-241	Pu-241	Pu-241	Pu-241
	Pu-238	Pu-238	Pu-238	Pu-238	Pu-238	Pu-238
	Cm-244	Cm-244	Cm-244	Cm-244	Cm-244	Cm-244
	Pu-240	Pu-240	Pu-240	Pu-240	Pu-240	Pu-240

核種	珪チタン酸塩系吸着材	フェロシアン化コバルト	イノミジ酢酸型キレート樹脂	酸化チタン	水酸化鉄
β、γ	H-3	H-3	H-3	H-3	H-3
	Sr-90				
α	Pu-241	Pu-241	Pu-241	Pu-241	Pu-241
	Pu-238	Pu-238	Pu-238	Pu-238	Pu-238
	Cm-244	Cm-244	Cm-244	Cm-244	Cm-244
	Pu-240	Pu-240	Pu-240	Pu-240	Pu-240

➢ 水素発生評価の入力条件とする核種（案）

黒字：燃料組成の発熱評価から選定、青字：上記の核種を追加

放射化物：Sb-125,Te-125m,Co-60,Ni-63,Fe-55,H-3,Eu-154,Eu-155
アクチニド：Pu-238,Am-241,Cm-244,Pu-240,Pu-239,Pu-241
核分裂生成物：Y-90,Ba-137m,Cs-137,Sr-90,Cs-134, Pm-147

[1]　Daisuke Sugiyama, Ryo Nakabayashi, Shingo Tanaka, Yoshikazu Koma & Youko Takahatake (2021) Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference, Journal of Nuclear Science and Technology, 58:4, 493-506,

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜高線量廃棄物の情報収集（調査方法）＞

研究開発成果の統合（廃棄物ストリーム）で検討した「廃棄物リスト」から選定

収納状況、収納量、空隙率、含水率等を想定

廃棄物区分	廃棄物名称	廃棄物性状		総放射能濃度[Bq/t	保管状況					保管容器内状況（想定）						備考（想定根拠等）
		材質	形状		現在	保管前処理（計画）	保管前処理（想定）	保管容器仕様（想定）	容器内容積（想定）[m3]	廃棄物収納率[vol%]	廃棄物収納量[m3]	廃棄物収納量[t]	収納放射能量[Bq]	空隙量[m3]	水分量[L]	
解体廃棄物	圧力容器															
	蒸気乾燥器															
	気水分離器															
解体廃棄物	DSPスロットプラグコンクリート															
	保温材															
	PCVヘッド															
	シールドプラグコンクリート															
	RPVヘッド															
	RPV下鏡※															
	デブリ取出し関係機器類															
水処理二次廃棄物	界面活性剤改質ゼオライト(SMZ)															
	ハーシュライト(H,EH)															
	銀含浸ハーシュライト(AGH)															
	フェロシアン化コバルトハーシュライト(KH)															
	珪チタン酸塩(TSG)															
	….															
	….															

評価モデル検討に関する情報

分析結果または JAEA/電中研のインベントリ推算結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

情報収集

＜高線量廃棄物の情報収集（調査状況）＞

廃棄物区分			廃棄物名称	廃棄物性状		総放射能量*(インベントリ推算高度化)10年減衰[Bq/t]	保管状況					保管容器内状況（想定）						備考（想定根拠等）
大区分	中区分	小区分		材質	形状		現在	保管前処理（計画）	保管前処理（想定）	保管容器仕様（想定）	容器内容積（想定）[m3]	廃棄物収納率[vol%]	廃棄物収納量[m3]	廃棄物収納量[t]	収納放射能量[Bq]	空隙量[m3]	水分量[L]	
解体廃棄物	S1 圧力容器		圧力容器	金属	塊状	9.10E+13	据付中	－	切断	外寸1.42m×1.42m×1mh 廃棄物保管容器（ベント付き）	1.4872（約1.5）	20	0.3	2.34	別途整理	1.2	20	圧力容器廃棄物（事故前L2相当+滞留水汚染）の10年後減衰放射能濃度を想定 比重7.8とし、L1廃棄体2.9t収納時の表面付着水等：約4~20kgから20kg（学会標準参照）
			蒸気乾燥器	金属	塊状		据付中	－	切断			20	0.3	2.34		1.2	20	
			気水分離器	金属	塊状		据付中	－	切断			20	0.3	2.34		1.2	20	
解体廃棄物	S14 デブリ回収廃棄物		DSPスロットプラグコンクリート	コンクリート	多孔状	1.27E+14	据付中	－	切断	外寸1.42m×1.42m×1mh 廃棄物保管容器（ベント付き）	1.4872（約1.5）	50	0.74	1.8	別途整理	0.74	88	格納容器内廃棄物（コンクリート）（事故前L2相当+滞留水汚染）の10年後減衰放射能濃度を想定 比重2.4とし、内空隙10%全てに水浸漬, □1.2m×0.8m高≒6.8m2全面に2mm厚の水(約14L)が付着と仮定
			保温材	金属	多孔状	9.10E+13	据付中	－	切断			50	0.74	1.8		1.2	20	圧力容器と同一設定
			PCVヘッド	金属	塊状		据付中	－	切断			20	0.3	2.34		1.2	20	
			シールドプラグコンクリート	コンクリート	多孔状	1.27E+14	据付中	－	切断			50	0.74	1.8		0.74	88	DSPスロットプラグコンクリートと同一設定
			RPVヘッド	金属	塊状	9.10E+13	据付中	－	切断			20	0.3	2.34		1.2	20	
			RPV下鏡※	金属	塊状		据付中	－	切断			20	0.3	2.34		1.2	20	圧力容器と同一設定
			デブリ取出し関係機器類	金属	塊状		－(今後導入)	－	切断			20	0.3	2.34		1.2	20	
水処理二次廃棄物	S9.1 吸着塔①（KURION,SARRY）	KURION	界面活性剤改質ゼオライト(SMZ)	焼結体	粒状(数mm径)	1.27E+13	専用吸着塔保管（追加遮蔽あり）	情報なし	専用吸着塔保管(ベント孔あり)のまま	（情報無し）保管容器移し替え後の保管は想定されていない								
			ハーシュライト(H,EH)	焼結体	粒状(数mm径)													
			銀含浸ハーシュライト(AGH)	焼結体	粒状(数mm径)													
			フェロシアン化コバルトハーシュライト(KH)	焼結体	粒状(数mm径)													
			珪チタン酸塩(TSG)	焼結体	粒状(数mm径)													
			ろ過砂(硅砂)	珪砂・活性炭	粒状(数mm径)	2.11E+13	専用吸着塔保管(ベント孔あり)	情報なし	専用吸着塔保管(ベント孔あり)のまま									
		SARRY	チャバサイト(IE-96)	焼結体	粒状(数mm径)													
			珪チタン酸塩(IE-911)	焼結体	粒状(数mm径)													
			珪チタン酸塩(EN-101,HS-726,ET-501)	焼結体	粒状(数mm径)													
			ろ過砂+ゼオライト系:クリノプチロライト	焼結体	粒状(数mm径)													
			ろ過砂+活性炭系:アンスラサイト	珪砂・活性炭	粒状(数mm径)													
		SARRY-2	ろ過砂+活性炭系:アンスラサイト	珪砂・活性炭	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管(ベント孔あり)	情報なし	専用吸着塔保管(ベント孔あり)のまま									
			珪チタン酸塩(ET-501)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし		情報なし										
	S9.2 吸着塔②（モバイルSr除去装置）	モバイル型ストロンチウム除去装置(KMPS)	珪チタン酸塩(ISM)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし	外寸2×2×1.5mh ベントフィル付保管容器（遮蔽5cmを想定）	5.1	80	4.1（脱水物）	5.8（脱水物）	－	1.0	（含水率約50%）	淡水置換後水切りをして保管
		第2モバイル型ストロンチウム除去装置	珪チタン酸塩(IE-911,FST)(放水路浄化)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									SARRYの実績を基に
			珪チタン酸塩(FST)(タンク浄化)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
	S10.1 多核種除去装置①（スラリー）		炭酸塩スラリー	炭酸塩	粒状(数mm径)	7.72E+11	HIC保管	フィルタープレス	－								2900	容器収納率、脱水物のかさ密度等より設定
			鉄共沈スラリー	水酸化鉄	粒状(数mm径)	7.88E+12	HIC保管	フィルタープレス	－									
	S10.2 多核種除去装置②（吸着材）		珪チタン酸塩系吸着材(FST,Sr-treat)	焼結体	粒状(数mm径)	5.53E+10	HIC保管	情報なし	処理なし								（含水率約50%）	
			活性炭系系吸着材(GAC,AGC,クラレコール)	活性炭	粒状(数mm径)	4.81E+10	HIC保管											
			高分子系系吸着材:水酸化セリウム(ReadE2,Read-B)	樹脂	粒状(数mm径)	情報なし	HIC保管											
			高分子系系吸着材:イノミジ酢酸型キレート樹脂(IRC748i)	樹脂	粒状(数mm径)	2.30E+10	HIC保管											
			高分子系系吸着材:水酸化鉄系吸着材(CN4000)	樹脂	粒状(数mm径)	情報なし	HIC保管											
			キレート樹脂系吸着材:水酸化鉄(Ly-RT)	樹脂	粒状(数mm径)	1.26E+11	HIC保管											
			ゼオライト系系吸着材:銀ゼオライト(AgZ)	焼結体	粒状(数mm径)	4.81E+10	HIC保管											
			酸化チタン(GX194)	焼結体	粒状(数mm径)	4.70E+10	HIC保管											
			フェロシアン化コバルト(Cs-treat)	焼結体	粒状(数mm径)	4.65E+10	HIC保管											
	S10.3 多核種除去装置③（処理カラム）		キレート樹脂系吸着材:水酸化鉄(Ly-RT)	樹脂	粒状(数mm径)	1.26E+11	HIC保管											
	S11 除染装置スラッジ		除染装置スラッジ	硫酸バリウム	粒状(数mm径)	8.17E+12	貯槽D	遠心分離	－								（含水率約60%）	ALPSスラリーと同等と推定
	S12 フィルタ	高性能ALPS	ろ過フィルタ（ポリプロピレン製）	樹脂	多孔状	情報なし	コンクリートまたは金属製の保管容器（ベント孔あ[illegible]に収納[illegible]礫エリア[illegible]保管	情報なし	現行の保管容器（ベント[illegible]	（情報無し）[illegible]移し替え後の保管[illegible]ない								
			Csフィルタ(ナイロン樹脂製)	樹脂	多孔状													
			Srフィルタ(ナイロン樹脂製)	樹脂	多孔状													
		RO濃縮水処理設備	ろ過フィルタ（ポリプロピレン製）	樹脂	多孔状													
		モバイル型Sr除去装置	SSフィルタ(ポリプロピレン製)	樹脂	多孔状													
			ウ[illegible]ルサル[illegible]	[illegible]	多孔状													
		サブドレン他浄化設備	[illegible]フィルタ（ポリプロピレン製）	[illegible]	[illegible]													
			[illegible]sフィルタ(ナイロン樹脂製)	[illegible]	[illegible]													
			Sr[illegible]ルタ[illegible]製)	[illegible]	[illegible]													
	S13蒸発濃縮装置廃スラリー		蒸[illegible]濃縮装[illegible]廃スラ[illegible]	炭[illegible]	粒状(数[illegible]径)	[illegible]なし	[illegible]（ベ[illegible]ト管付き）	[illegible]報なし	現行[illegible]（ベント管あり）のまま									
	N4　その他水処理設備	高性能ALPS	珪チタン酸塩(HS-726,FST)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	HIC保管	情報なし	処理なし	外寸2×2×1.5mh ベントフィル付保管容器	6	80	4.8	－	－	1.2	（含水率約50%）	
			活性炭系系吸着材(K-MAC)	活性炭	粒状(数mm径)	情報なし	HIC保管											
			高分子系系吸着材(CRB05,CN4000,READ-B,WA30)	樹脂	粒状(数mm径)	情報なし	HIC保管											
			ゼオライト系吸着材(AgZ,KW-500G-7)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	HIC保管											
		RO濃縮水処理設備	珪チタン酸塩(HS-72)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
		サブドレン他浄化設備	ゼオライト系(A51-JHP)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
			珪チタン酸塩(HS-726)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
			活性炭系(K-MAC)	活性炭	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
			高分子系(READ-B)	樹脂	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
		モバイル式処理装置	珪チタン酸塩(IE-901)(SFP浄化)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									現在、休止中
			珪チタン酸塩(IE-901)(トレンチ浄化)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
			ゼオライト系(ET201)(トレンチ浄化)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
		高性能ALPS検証試験装置	珪チタン酸塩(HS-716)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
			高分子系(CRB05,WA30)	樹脂	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
			ゼオライト系(AgZ)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
			水酸化第二鉄系吸着材(As-CATCH2)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	専用吸着塔保管	情報なし	処理なし									
			その他	？		情報なし	情報なし	情報なし	処理なし									
			ゼオライト土嚢(ゼオライト)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	未回収	情報なし	処理なし									
			ゼオライト土嚢(活性炭土嚢)	焼結体	粒状(数mm径)	情報なし	未回収	情報なし	処理なし									

情報収集結果を一覧表に集約

水素発生量評価に必要となる要因の検討

＜保管中に水素発生対策が必要となる廃棄物の選定＞

- 水素発生の懸念がある以下の廃棄物を選定
  - ✓ 解体廃棄物のうち水中で保管、水中で取り扱う、または水中で切断し、保管容器に水が持ち込まれる可能性あるもの
  - ✓ まだ保管容器へ収納、保管されていないもの（既にベント付き容器で保管されているものは除く）
- 選定廃棄物と評価対象廃棄物

  選定廃棄物のうち以下を対象に評価する。同区分内で条件が異なる廃棄物がある場合には、**材質、保管容器の収納する放射能量、水分量の**観点から廃棄物を選定

表1　水素対策が必要と想定される廃棄物と水素発生評価の対象廃棄物

水素対策が必要と想定される廃棄物区分			評価対象廃棄物	選定理由
大区分	区分	廃棄物種類		
解体廃棄物	圧力容器	圧力容器 蒸気乾燥器 気水分離機	圧力容器等の金属廃棄物	事故由来の汚染と母材の放射化汚染及び二次的汚染（事故前L2相当と仮定）を有する金属廃棄物であること。
	燃料デブリ回収時に発生する廃棄物	DSPスロットプラグコンクリート 保温材 PCVヘッド、RPVヘッド　等	DSPスロットプラグコンクリート等のコンクリート廃棄物	コンクリート（事故前L2相当、事故由来汚染を有すると仮定）で、含水率が高い可能性のある廃棄物であること。
水処理二次廃棄物	モバイルSr除去装置（吸着塔）	珪チタン酸塩	―	（放射能濃度に関する情報がない。）
	多核種除去装置（スラリー、吸着塔等）	炭酸塩スラリー 鉄共沈スラリー　等	多核種除去装置の炭酸塩スラリー	水処理二次廃棄物のうち放射能濃度が高く、発生量の多いため。
	その他水処理施設	高性能ALPS、RO濃縮水処理設備等（珪チタン酸塩、活性炭、ゼオライト等）	―	（放射能濃度に関する情報がないが、上記よりも濃度は低いと想定される。）

多核種除去装置・炭酸塩スラリーを評価することで、保管中の水処理二次廃棄物の水素発生に係る課題は検討可能と考える。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価に必要となる要因の検討

＜水素発生因子検討＞

水素発生速度の評価に影響する以下の因子と評価モデルについて検討

- ✓ 放射線の種類(G値)
- ✓ 放射能インベントリ
- ✓ 発熱量およびエネルギー吸収割合
- ✓ 含水率

放射線の種類(G値)

評価核種のうち、主に、放射化物および核分裂生成物はβ線、γ線放出核種であるの対し、アクチニドはα線放出核種である。

水の放射線分解の観点から、β線とγ線は同等と考え、共通のG値を用いることとする。これまでの報告例の中から、燃料デブリを想定し、α線とγ線混合場で評価した際に用いられたG値を使用する[1]。

表1　評価に使用するG値

	H_2	e_{aq}^-	H	H_2O_2	OH	H^+	HO_2
γ	0.43	2.7	0.61	0.61	2.86	2.7	0.03
α	1.3	0.06	0.21	0.985	0.24	0.06	0.22

[1] Junichi Takagi and Seiji Yamamoto " Simulation study on hydrogen generation by the alpha radiolysis from the fuel debris particles " Proceedings Symposium on Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power plants in Asia - 2017 (AWC 2017)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価に必要となる要因の検討

＜影響パラメータ値の設定　1＞

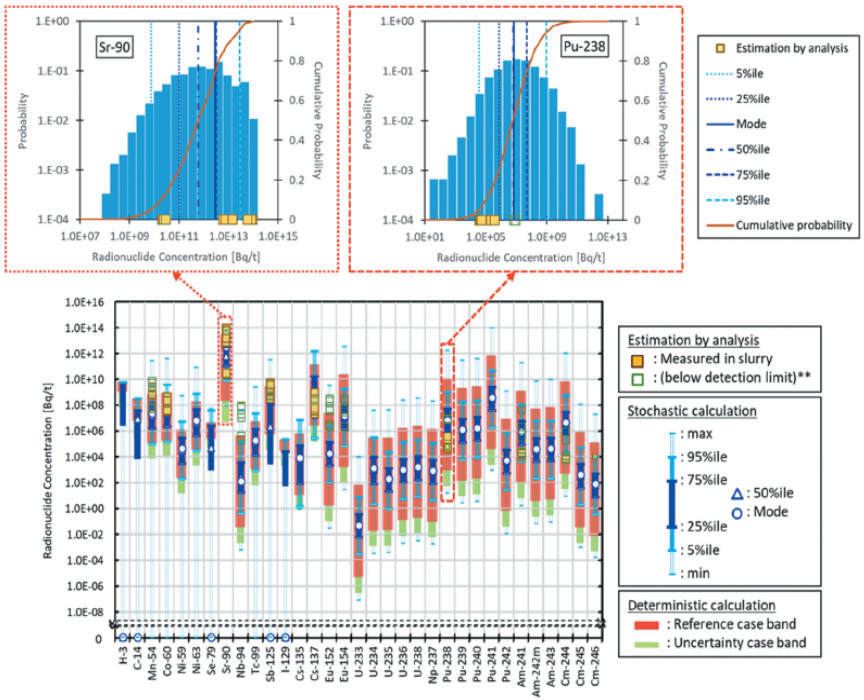
放射能インベントリ

放射能インベントリ(Bq)＝単位重量当たり放射能(Bq/t)×廃棄物重量(t)

・単位重量当たり放射能(Bq/t)
JAEA/電中研のインベントリ推算結果[1]の
廃棄物(解体、デブリ回収、水処理)別の
MAXの濃度から10年減衰放射能濃度とする。

・廃棄物重量(t)
容器内容積(m^3)×充填率(－)×廃棄物密度(t/m^3)
各廃棄物の質量は以下のように設定した。
・圧力容器(金属廃棄物)　　:重量2.34トン*
・燃料デブリ回収時に発生する廃棄物(コンクリート)
　　:重量1.8トン**
・水処理二次廃棄物　　:重量2.65トン***

*　容器内容積1.5m^3x充填率20vol%x密度7.8 t/m^3＝2.34トンと設定
**　容器内容積1.5m^3x充填率50vol%x密度2.4 t/m^3＝1.8 トンと設定
***　容器内容積5.1m^3x充填率80vol%=廃棄物容積4.1m^3、
4.1m^3x密度1.616 t/m^3x0.4＝2.65 トンと設定
(0.4(＝100wt%−60wt%)は、フィルタプレスにより
含水率60wt%の炭酸塩スラリーを想定)



** Radionuclide composition was estimated by conservative calculation using the value of the detection limit, although no radionuclide was detected in the waste [30–32].

Note: For some radionuclides (e.g., C-14, Se-79, and I-129), their bimodal distributions are estimated and the range of second distributions (> 0 Bq) is described as a band in the lower graph.

Figure 9. Modeling-calculated composition of radionuclides in carbonate precipitate slurry from the multi-radionuclide removal system.

図1　放射能インベントリ評価の例(炭酸塩スラリー中の各種濃度)[1]

[1] Daisuke Sugiyama, Ryo Nakabayashi, Shingo Tanaka, Yoshikazu Koma & Youko Takahatake (2021) Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference, Journal of Nuclear Science and Technology, 58:4, 493-506,

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価に必要となる要因の検討

＜影響パラメータ値の設定　2＞

発熱量およびエネルギー吸収割合

発熱量(W)＝単位核種放射能量当たりの発熱量(W/Bq)×放射能インベントリ(Bq)

JAEA「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」(JAEA-Date/Code2012-018)に報告された、1)核種ごとのBq数(Bq/core)、2)核種ごとの発熱量(W/core)、をもとに、核種毎の1Bq当たりの発熱量(W/Bq)を計算し、上記放射能インベントリとの積から、廃棄物発熱量を求めた結果を下表1に示す。
インベントリの値は評価の最大値を用いた。なお水処理二次廃棄物では評価値のばらつきが大きいため95%tileの値およびmode値を用いた評価も行った

放射線エネルギーのうち、大部分は熱になることが知られている。また、初期の分解生成物も結合反応により水になるため、分解に寄与するのは一部である[1]。具体的な報告例はないが、ここでは放射線分解の評価では、**発熱量の10%が放射線分解に寄与**すると仮定した。

表1　廃棄物種類と発熱量

廃棄物種類		発熱量[W]	
		βγ核種	α核種
圧力容器(金属廃棄物)	MAX	7.96	6.98
燃料デブリ回収時に発生する廃棄物(コンクリート)	MAX	10.69	9.82
水処理二次廃棄物	MAX	31.2	25.2
	(参考) 95%ile	8.65	0.225
	(参考) Mode	0.673	1.01E−4

α核種の発熱も考慮

[1]大野新一　「水の放射線分解による水素の生成」RADIOISOTOPES　Vol.29,No.8,P.401(1980)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価に必要となる要因の検討

＜影響パラメータ値の設定　3＞

含水率（容器内水量）

容器内の水分は水素発生源となる。評価においては、以下の設定を参考に容器内水量を設定する。

- 解体廃棄物の場合
  - ✓ 圧力容器（金属廃棄物）：表面付着水
  - ✓ 燃料デブリ回収時に発生する廃棄物（コンクリート）：自由水（内部空隙に全て水が含浸していると仮定）、付着水

- 水処理二次廃棄物の場合
  水処理二次廃棄物（炭酸塩スラリー）：60vol.%（東電HD 検討結果から）

- 各廃棄物の含水率（容器内水量）は以下のように設定した。
  - ✓ 圧力容器（金属廃棄物）　：20L*
  - ✓ 燃料デブリ回収時に発生する廃棄物（コンクリート）　：88L**
  - ✓ 水処理二次廃棄物　：3980L***

*　日本原子力学会標準（AESJ-SC-F014:2015）余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法：2015（L1廃棄体収納時の表面付着水：約4～20kg）より20Lと設定
**　保管容器の内空隙の10vol%分（74L）および内壁面全面の2㎜厚分（14L）の計88Lと設定
*** 保管容器への充填率80vol%、フィルタプレスにより含水率60wt%の炭酸塩スラリーとして設定
（容器内容積5.1m^3x充填率80vol%=廃棄物容積4.1m^3、4.1m^3x密度1.616 t/m^3x含水率0.6＝3980L）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価に必要となる要因の検討

＜水素発生評価モデル＞

高線量廃棄物の水素発生速度の算出に使用する評価モデル

・解体廃棄物（金属廃棄物、コンクリート廃棄物）の場合

廃棄物と水は比較的明瞭に分かれて存在する。容器に入れる廃棄物体積に対応して、水の量、気相（空気）の量を設定する。廃棄物から発生する放射線エネルギーの水への吸収率は、線種や存在状態に応じて設定する。

・水処理二次廃棄物の場合

スラリーや吸着材などの微細な粒子と水が均一に存在すると設定する。容器に入れる廃棄物体積に対応して、含水率から水の量を設定する。廃棄物から発生する放射線エネルギーの水への吸収率は、線種に応じて設定する。

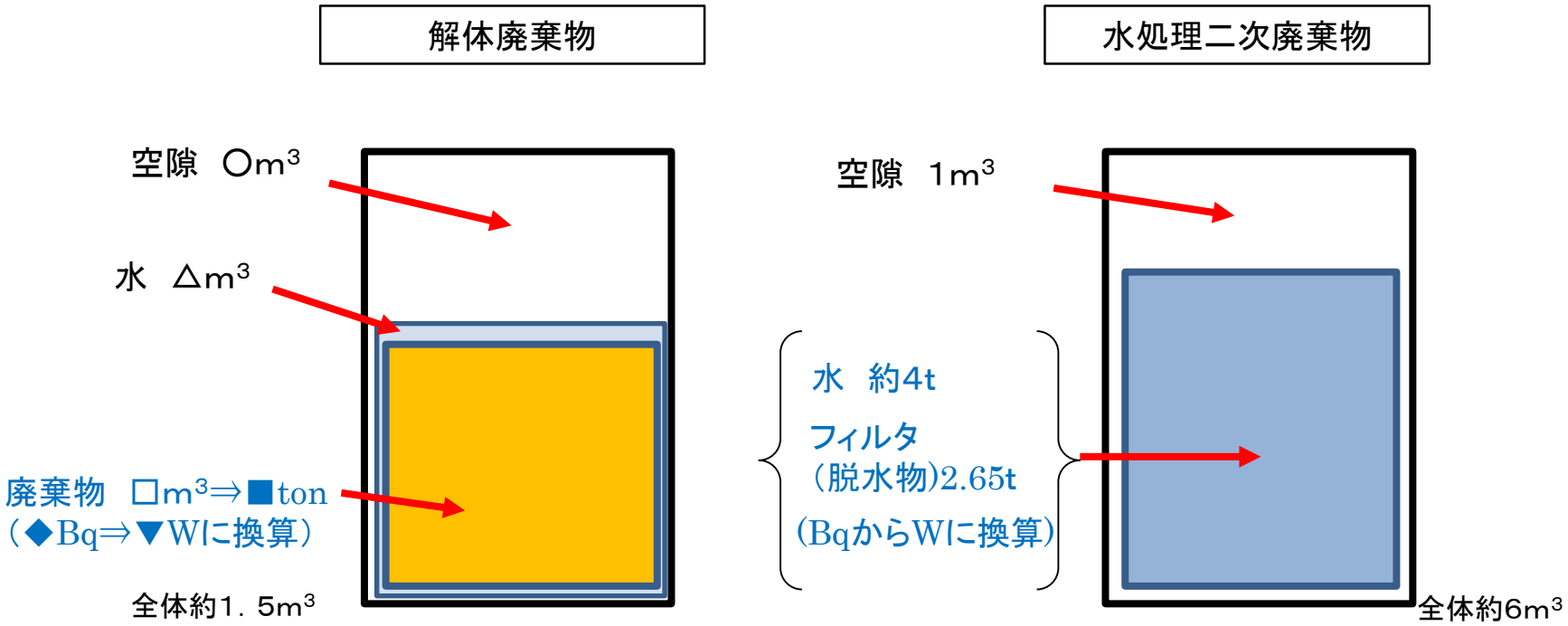


図1　水素発生速度の算出に使用する評価モデルのイメージ図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価

＜水素発生量評価結果1＞

1)ラジオリシスモデルによる評価

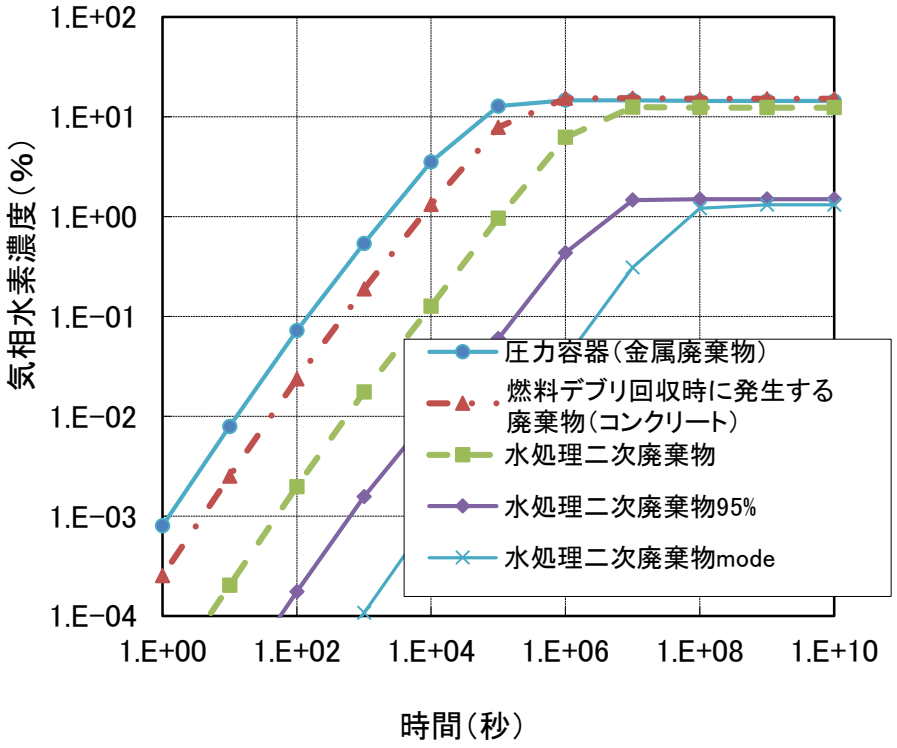


図1　気相水素濃度と時間の関係
（ラジオリシスモデルによる評価）

2)リニアモデルによる評価

（水素1molは22.4Lとして評価）
一定の速度で水素が発生する場合。
水素は全量気相に移行し、水素濃度は増加を続ける。

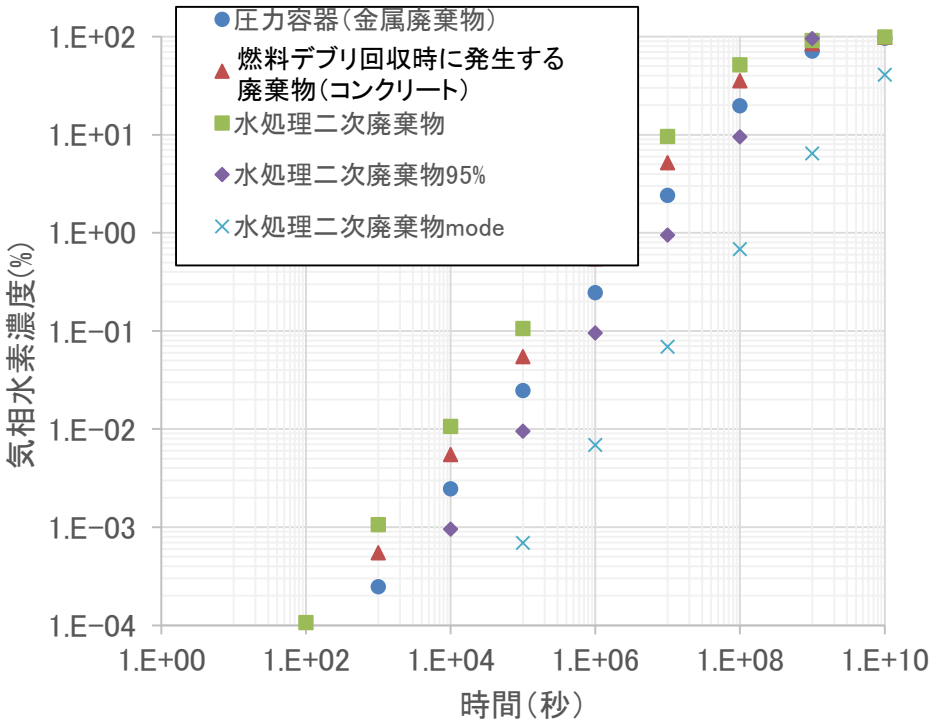


図2　気相水素濃度と時間の関係
（リニアモデルによる評価）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価

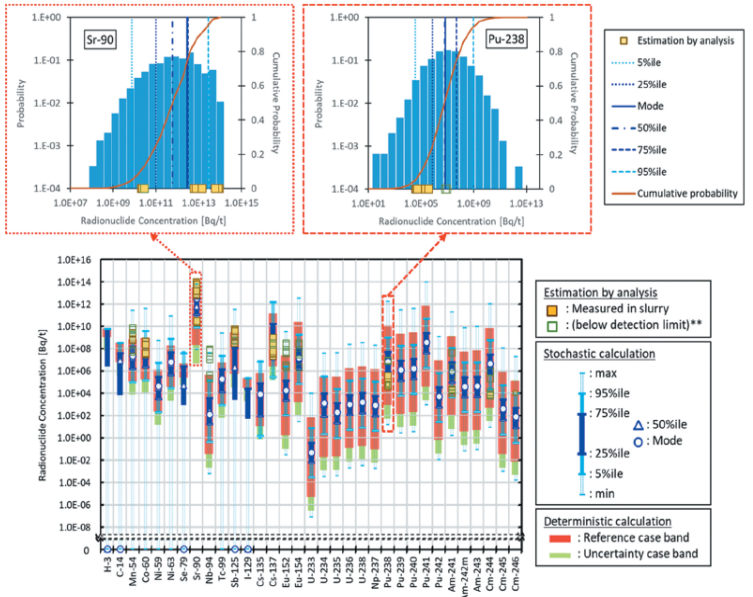
＜水素発生量評価結果2＞

表1　リニアモデルによる水素発生速度

廃棄物		水素発生速度(L/sec)
圧力容器(金属廃棄物)		2.94E-6
燃料デブリ回収時に発生する廃棄物(コンクリート)		4.08E-6
水処理二次廃棄物(炭酸塩スラリー)	MAX	1.09E-5
	95%ile	9.72E-7
	Mode	7.04E-8

表2　ラジオリシスモデルによる気相の平衡水素濃度

廃棄物		気相の平衡水素濃度(%)
圧力容器(金属廃棄物)		14.4
燃料デブリ回収時に発生する廃棄物(コンクリート)		15.1
水処理二次廃棄物(炭酸塩スラリー)	MAX	12.3
	95%ile	1.49
	Mode	1.31



** Radionuclide composition was estimated by conservative calculation using the value of the detection limit, although no radionuclide was detected in the waste [30–32].

Note: For some radionuclides (e.g., C-14, Se-79, and I-129), their bimodal distributions are estimated and the range of second distributions (> 0 Bq) is described as a band in the lower graph.

Figure 9. Modeling-calculated composition of radionuclides in carbonate precipitate slurry from the multi-radionuclide removal system.

図1　放射性核種濃度の範囲(例)[1]

- インベントリ評価値はいずれの核種も数桁のばらつきを持つ。
- 使用する値によって水素発生速度、平衡濃度、ともに桁で変わる。

[1] Daisuke Sugiyama, Ryo Nakabayashi, Shingo Tanaka, Yoshikazu Koma & Youko Takahatake (2021) Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference, Journal of Nuclear Science and Technology, 58:4, 493-506,

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価

＜ラジオリシスモデルとリニアモデルの比較＞

ラジオリシスモデル

- 水素酸素再結合反応を考慮しているので長時間経過時の「平衡濃度」の評価に有効
- 水素濃度の気液平衡が瞬時に成り立つと仮定し、保守的に評価した。

リニアモデル

- 気相体積を考慮しているため、4%到達時間の評価に有効
- 水素酸素再結合反応を考慮していないので、濃度が上昇し続け過度に保守的となる。

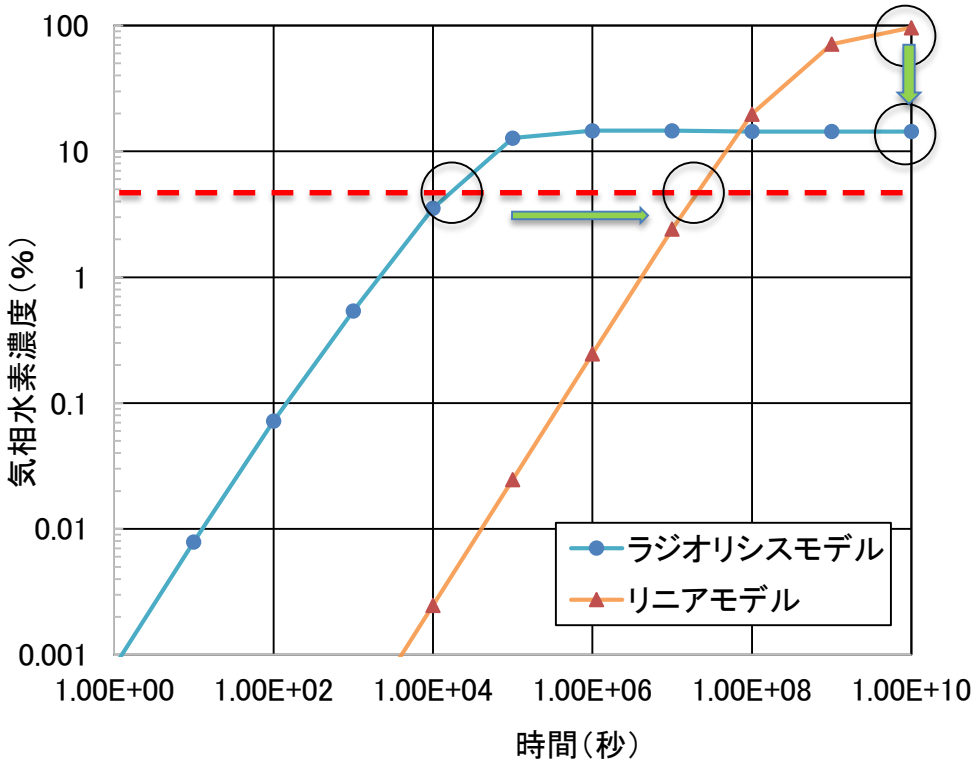


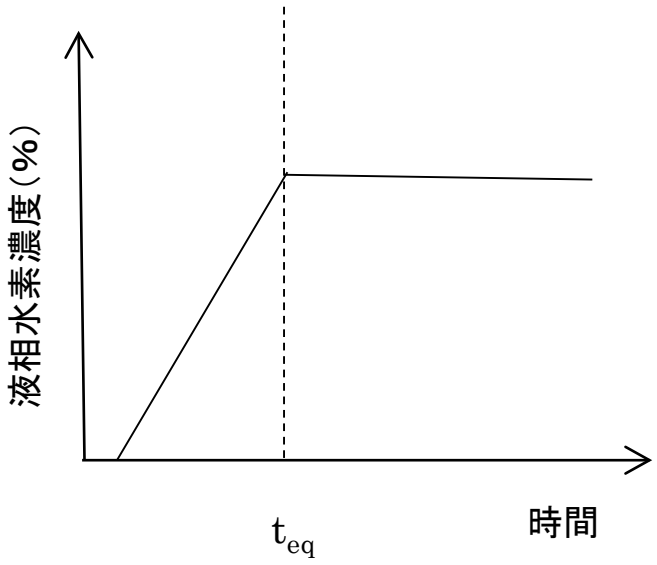
図1　圧力容器（金属廃棄物）の水素濃度評価結果の比較

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価

＜リニアモデルとのラジオリシスモデル適用案＞

- 平衡水素濃度はラジオリシスモデルによる評価が適切（①）
- 4%到達時間はリニアモデルによる評価が適切（②）



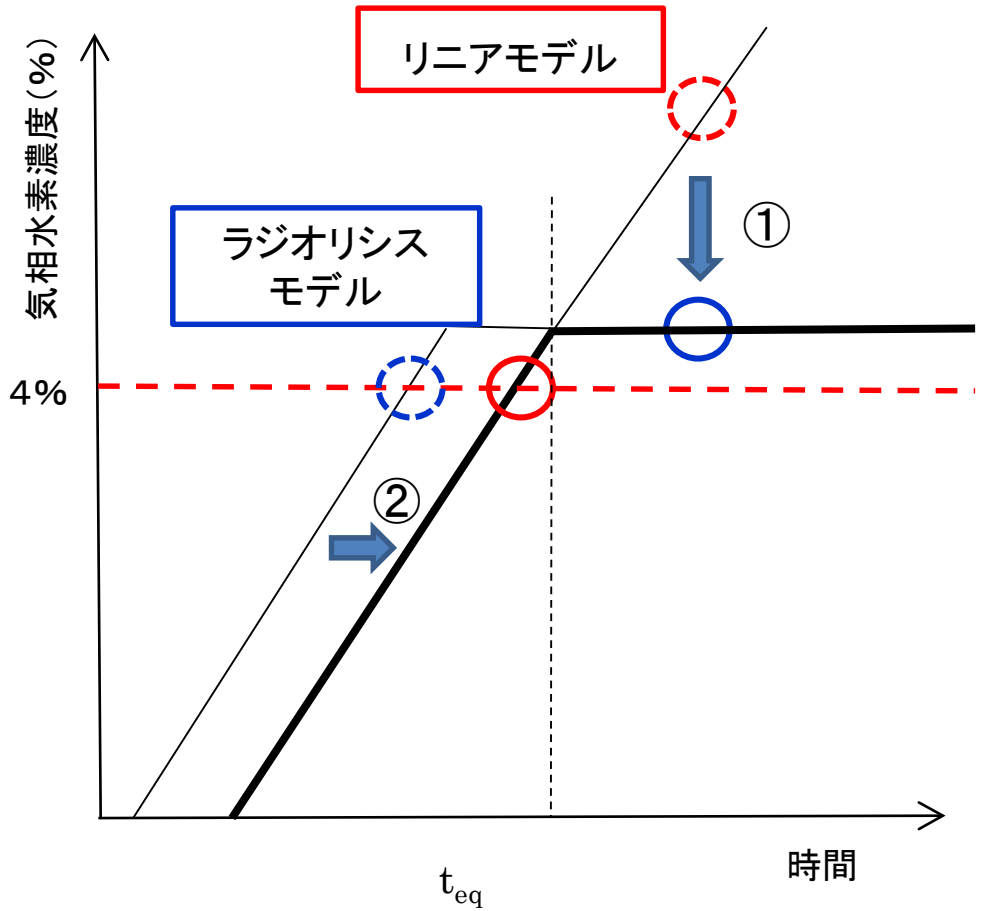


図1　リニアモデルとのラジオリシスモデルの適用案

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価

＜評価モデル及びパラメータ設定の課題＞

- ✓ 気相水素濃度を評価するモデルとしては、ラジオリシスモデルとリニアモデルとがある。
- ✓ ラジオリシスモデルでは、水素発生とともに、水への再結合反応を考慮しているため、気相水素濃度が平衡濃度に到達することが特徴である。
- ✓ リニアモデルでは水素が一方的に発生するのみなので、気相水素濃度には上限がない。
- ✓ 従って、容器内の気相水素濃度評価に当たっては、ラジオリシスモデルによって、平衡水素濃度が4%を超えるかどうかを評価する。
  - ➢ ＜4%の場合は、ベントが不要となる可能性がある。
  - ➢ ＞4%の場合は、ベント設計が必要となる。この場合は、水素発生量と系外への排気量とのバランスによって気相水素濃度が決定される。
- ✓ そのため、ベント設計のためにはリニアモデルによる評価が新たに必要となる。
- ✓ なお、ラジオリシスモデルでは、常時、Henry則が成り立っていると仮定しているため、初期の立ち上がりの領域では、気相水素濃度を過大に評価している。従って、4%到達時間はリニアモデルで評価する方が適切である。
- ✓ 現在、ラジオリシスモデル、リニアモデル共に、コンクリートやスラリーの廃棄物中で発生した水素の蓄積／放出等の動的挙動をモデルに反映していない。これらを水素発生量評価に反映する方法は、今後の課題であると考える。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

水素発生量評価

＜水素発生対策が必要な廃棄物について＞

- ✓ 圧力容器等の金属廃棄物、燃料デブリ回収時に発生するDSPスロットプラグコンクリート等のコンクリート廃棄物、水処理二次廃棄物の3種類について、発熱量（インベントリ）を最大値として保守的に評価したところ、いずれの廃棄物も、容器を密閉した場合の容器内水素濃度は4%を超える可能性があることが示された。

- ✓ これらの廃棄物については、水素発生速度に応じたベントフィルタの設置等、水素発生対策が必要となる可能性がある。

- ✓ 本評価は、発熱量（インベントリ）を最大値としているが、現実的な水素発生速度の評価において、収納放射能量（発熱量）の適切な設定が重要である。現実的、合理的な保管・管理計画の検討に向け、最新のインベントリに基づいた水素発生量評価が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 保管管理方法が必要な廃棄物の性状（廃棄物組成、放射能インベントリ、放射線の種類、含水率等）に関する情報と、水素生成パラメータに関する情報を収集し、整理した。
- ✓ 廃棄物情報と水素発生因子の検討結果から、保管時に対策が必要な廃棄物を選定し、評価モデル（ラジオリシスモデル、リニアモデル）とパラメータの影響を検討した。
- ✓ 水素発生量を評価し、廃棄物の種類ごとに想定される容器内平衡水素濃度と水素発生速度の値を得た。
- ✓ 評価結果から、容器内水素濃度は4%を超える可能性があるため、適切なベントフィルタの設置が必要である。

課題など

- ✓ 水素発生量評価では、廃棄物の発熱量（インベントリ）の値が重要であるが、現状のインベントリ評価値は数桁のばらつきを持つため、精度の高い水素発生速度、平衡濃度の評価が困難である。
- ✓ より精細な評価のためには廃棄物インベントリの評価精度向上が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 昨年度までの実績

○ これまで、1F廃棄物の保管容器、保管施設及び保管方法(システム)の設計への反映を目的とした、国内外のトラブル事例の調査及び整理は行われていない。

■ 目標

○ 過去のトラブル事例に基づいて廃棄物保管時の課題と対策を整理する。

■ 実施内容(詳細は次葉以降に記載)

○ 国内外事例調査と一次スクリーング
- ✓ 放射性廃棄物容器の保管時のトラブル事例について調査し、1F廃棄物保管の参考となる事例を深堀調査対象として抽出

○ 深堀調査
- ✓ 保管容器の種類、収納していた廃棄物の情報、トラブルの発生箇所・発生要因、保管施設の環境、保管期間等を深堀調査し、調査結果を整理

○ 廃棄物保管時の課題、対策の検討
- ✓ 整理した結果を基に、廃棄物保管時の課題、対策の検討を実施

■ 目標達成を判断するための指標

○ 過去のトラブル事例に基づいて廃棄物保管時の課題と対策が整理されている。
(終了時目標TRL:2→3)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜実施内容＞

1. 国内外調査と一次スクリーニング

国内外の幅広い公開情報から、以下の調査対象に関する情報を収集する。収集した情報について、トラブル発生施設、トラブル発生原因等を整理する。その結果から、1F廃棄物の保管容器、保管施設及び保管方法（システム）の設計への反映の可能性がある事例を抽出（一次スクリーニング）する。

【調査対象国と公開情報】
- 日本：JDream、JANSI（NUCIA）、INISデータベース、のウェブサイト
- 米国：NRCトラブル事例　（10 CFR Part 21に基づく欠陥・不適合の報告および異常事象報告書（LER）に関する事業者からの報告）
- 欧州
  - ✓ 英国：ONR四半期毎の事象通知、及びサイト自治体・利害関係者グループ向け報告
  - ✓ 仏国：ASN　随時の事象通知
  - ✓ 独国：BASEの定期的な事象通知

【調査対象】
- 廃棄物レベル　L1（クラスC廃棄物）～L3相当廃棄物の保管設備、金属製容器のトラブル事例
- 燃料キャスク、燃料プール、フレキシブルコンテナ、コンクリート製容器は対象外
- 水素対策として取り付けたベントフィルタによるトラブル事例が検索された場合には、注目事例として抽出

2. 深堀調査

抽出したトラブル事例に対し、保管容器の種類、廃棄物の収納状況、トラブルの発生箇所・保管施設の環境等、発生原因に関する情報と、再発防止対策の追加情報を調査、収集する。

3. 廃棄物保管時の課題、対策の検討

深堀調査結果を基に、1F廃棄物の保管容器、保管施設及び保管方法（システム）の設計時に、トラブル発生の懸念があるとして考慮すべき課題を挙げ、その対策を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜国内調査方法 ＞
以下のデータベースを用い、放射性廃棄物（廃棄体等）、保管容器（ドラム缶等）、保管設備（貯蔵庫等）に関するキーワードで検索し、固体廃棄物の容器及び保管設備、保管時のトラブル事例10件を調査（一次スクリーニング）した。

ﾃﾞｰﾀﾍﾞｰｽ（管理者）	概要（調査期間）	対象件数	調査除外例（固体廃棄物の事例以外）
JDream（国立研究開発法人科学技術振興機構（JST））	科学技術の全分野　約7,000万件の文献情報を収録。1981年以降の書籍情報（抄録、文献）が収録されており、日本語のキーワード検索で調査。（調査範囲：登録当初～2021年8月）	0件	• 核医学診療における放射線管理 • 治工具製作による現場改善 • 保管量増加に関する報告
原子力施設情報公開ライブラリー・ニューシア(NUCIA)（原子力安全推進協会(JANSI)）	国内原子力発電所や原子燃料サイクル施設の運転に関する情報を広く共有化するためのサイト。トラブル情報（法令に基づき国に報告・1966年から）、保全品質情報（国への報告義務はないが情報共有化することが有益な情報・2003年9月から）が登録されている。（調査範囲：登録当初～2021年8月）	9件	• 1F集中環境施設における造粒固化体収納保管場所での漏出物発見（収納物が固体ではないため）
国際原子力情報システム(INIS)（日本原子力研究開発機構(JAEA)）	INISは原子力の平和利用に関する利用技術情報の流通促進を目的に1970年に発足。INIS参加国（132ヶ国24国際機関）が自国の原子力文献情報を収集してIAEA／INIS本部に提供し、INIS本部はこれを統合してINISデータベースとして各参加国に配布している。参加国から提供された原子力文献情報は約440万件。（調査範囲：登録当初～20211年8月）	1件	• 東海研究所における放射性廃棄物処理 • 青森研究開発センターむつ事業所施設管理業務報告

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜国内調査結果1：NUCIA＞

発電所	発生日	トラブル概要	一次スクリーニング
東海第二	2020.3.19	JNFL搬出のLLWドラム缶1体の底部に錆による損傷	× （固型化材に起因する事象）
浜岡	2018.4.23	JNFL搬出のLLWドラム缶底部に塗装の剥がれと水滴付着（5体）。原因は、ドラム缶底部内面の傷に端を発し腐食が進展	○ （固型化廃棄体の事象であるが、収納・運搬時の課題が参考となる）
浜岡	2014.8.21	搬出予定のLLWセメント固化体ドラム缶底部に膨らみが発生	× （固型化材に起因する事象）
島根	2011.6.13	固体廃棄物貯蔵所で、LLW廃棄物を詰めたドラム缶底部に腐食を確認	○ （保管廃棄物のトラブル事例）
柏崎刈羽	2007.11.2	固体廃棄物貯蔵庫のドラム缶が中越沖地震により転倒したことを確認（汚染無し）	× （地震対策に関する事象）
志賀1号機	2007.10.30	中越沖地震後にLLW廃棄物保管ドラム缶を確認した結果、ドラム缶か液体の漏えい	× （地震対策に関する事象）
柏崎刈羽	2007.7.17	固体廃棄物貯蔵庫第二棟のドラム缶が中越沖地震により100本程度転倒	× （地震対策に関する事象）
柏崎刈羽	2002.7.24	固体廃棄物貯蔵庫第二棟のドラム缶からタール状固形化物の漏えい跡	× （固型化材に起因する事象）
福島第1	1997.9.5	搬出検査に備え濃縮廃液固化体ドラム缶を持ち上げたところ、底が抜けて内容物の一部がこぼれた。	× （固型化材に起因する事象）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜国内調査結果2：INIS他 ＞

施設	発生日	トラブル概要	一次スクリーニング
JAEA・大洗研究開発センター	2019.1	【INIS】 アスファルト固化体封入ドラム缶4体からアスファルトの漏えい跡	× （固型化材料に起因する事象）
JAEA・原子力科学研究所廃棄物処分場	2018.6.1 （変更申請）	【参考】「日本原子力研究開発機構原子力科学研究所廃棄物処理場におけるドラム缶健全性確認に係わる保管規定変更申請への対応について　－放射性廃棄物の長期保管への対応－」 地下ピットにおいて長期保管しているドラム缶の健全性確認及び詰替え作業実施のための保管規定の変更申請	× （トラブル事例ではなく、対象はRI廃棄物）

- JAEA「原子力科学研究所廃棄物処理場の地下ピットに保管廃棄したドラム缶の健全性確認」事例はトラブル事例ではなく自主対応である
- 本調査対象のL1（クラスC廃棄物）～L3相当廃棄物ではなくRI廃棄物
- 地下ピットに保管のドラム缶腐食は、仮置き建屋で潮風、降雨、コンクリートスラブ打設時の雨水侵入、ウエス等の水分を含む廃棄物のポリエチレン袋が破れ直接ドラム缶に接する等が原因

（ドラム缶の水分等による腐食は、浜岡、島根のトラブル事例と類似し、深堀対象から除外しても課題摘出に支障はないと考える。）

【その他のJAEA関連のトラブル事例】

- JAEAのHPで紹介されている「事故・トラブル関連」のプレス発表(2005年～)では、廃棄物保管に関する報告無し。
- むつ事業所（青森県安全監視委員会）の報告で、廃棄物保管に関して参考になる事例はなかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜国内一次スクリーニング＞

- 国内のトラブル事例は、多くが保管中の廃棄物ではなく、固型化後の固型化材に起因する事例であった。
- 島根原子力発電所のトラブル事例は、保管中のLLW廃棄物を詰めたドラム管の腐食によるものであり、深堀対象として選定。
- 浜岡原子力発電所のトラブル事例は、固型化後の廃棄物容器の塗装剥がれ（腐食）の事例であるが、廃棄物の収納が発生の一因であり、保管時にも同様の事象発生の可能性がある。
- 深堀調査事例として以下を選定した。
  1） 島根原子力発電所（2011.6.13）：固体廃棄物貯蔵所でLLW廃棄物を詰めたドラム缶底部に腐食を確認
  2） 浜岡原子力発電所（2018.4.23）：NFL搬出のLLWドラム缶底部に塗装の剥がれと水滴付着
- 保管設備に関するトラブル事例は抽出されなかった。保管設備に関する国内基準の調査を、深堀調査に追加。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜米国調査方法 ＞

以下のデータベースを用い、放射性廃棄物、金属製保管容器(ドラム缶、コンテナ)、保管設備(貯蔵庫等)に関するキーワードで検索し、固体廃棄物の容器及び保管設備、保管時のトラブル事例を調査した。

データベース名	概要
10 CFR Part 21に基づく欠陥・不適合の報告	連邦規則10 CFR Part 21では、原子力・放射線施設及び関連する重要な施設設備、機器について、安全上の懸念となる欠陥または認可ベースへの不適合が発見された場合、米国原子力規制委員会(NRC)へ報告するよう要求している。1995年からのNRC提出報告書がNRCホームページ上で公開されている。 (調査範囲:1995年~2021年8月)
異常事象報告書(LER)	連邦規則10 CFR Part 50.73では、原子力施設で異常や故障が判明した場合、設置者は60日以内に異常事象報告書(LER)を作成しNRCに提出することを要求している。LERには、事象の概要、原因解明、重要度分析、是正措置等を記載する。1980年からのLERがNRCホームページ上で公開されている。 (調査範囲:1995年~2021年8月)
事象通知報告書(ENR)	連邦規則10 CFR 50.72(即時通報要件)に基づく報告は、事象内容に応じて1時間以内から24時間以内の即時通報要件に基づいて、事象通知報告書(ENR)をNRCに提出することを要求している。ENRはLERと比較して簡素な内容となっている。1999年からのENRがNRCホームページ上で公開されている。 (調査範囲:1999年~2021年8月)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜米国調査結果＞

データベース	検索キーワード	件数	一次スクリーニング結果	データベース	検索キーワード	件数	一次スクリーニング結果
10CFR Part 21 に基づく報告	container	4	輸送に関する事例、バッテリーのコンテナ等に関する事例であり、調査対象なし	LER	container AND waste	35	輸送に関する事例、バッテリーのコンテナ等に関する事例であり調査対象外
	package	23	輸送に関する事例、作業パッケージ等に関する事例であり、調査対象なし		package AND waste	51	輸送に関する事例、作業パッケージ等に関する事例であり、調査対象なし
	gtcc	0	—		gtcc	0	—
	Greater-than-Class C	0	—		Greater-than-Class C	0	—
	cask（追加）	9	使用済燃料貯蔵用キャスクに関する事例であり、調査対象なし	ENR（追加）	waste container	64	輸送に関する事例、医療施設に関する事例および核分裂性物質の臨界安全に関する事例であり、調査対象外
	drum（追加）	3	輸送、ドラムブレーキの事例であり、調査対象なし		waste package	3	医療施設に関する事例であり、調査対象なし
	Storehouse（追加）	0	—		gtcc	8	うち7件は使用済燃料を対象とした事例であり調査対象外
					Greater-than-Class C	1	gtccの検索結果と重複した事例であった

⇒該当する事例は「事象通知報告書（ENR）」の１件のみ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜米国一次スクリーニング ＞

- 一次スクリーニングで抽出された事例（1件）は以下の通り。ただし、異常事象として報告されたものではない。
  - 発電所：Zion
  - 発生日：2015年2月3日
  - 件名：雪の影響による安全装置の機能喪失
  - Event Number：50787
  - 事象（報告内容）
    - ✓ NAC International社製の縦置き型の使用済燃料貯蔵用キャスクMAGNASTORにおいて、使用済燃料を貯蔵している33台及びGTCC廃棄物を貯蔵している1台、計34台で、空気流入部のベント箇所に雪が詰まり、閉塞率が50%以上となった。
    - ✓ Zionの認可取得者であるExelon社は、10 CFR 72.75d(1)(i) に基づき、24時間以内の事象通知（ENR）をNRCに提出。
    - ✓ 2月4日に雪を取り除き当該キャスク34台を全て閉塞率50%以下に復旧。
    - ✓ その後、Exelon社およびNAC International社は、当該キャスクの安全解析報告書（SAR）を検討した結果、SARでは閉塞率50%以下に復旧させる措置は58時間以内に完了することが要求されており、実際には10時間以内に完了していたことから、本件は即時通報要件に該当しないとして、10 CFR 72.75d(1)(i) に基づく24時間以内の事象通知を撤回。

- 上記の事象については、建屋内で保管する1F廃棄物の参考となるトラブル事例ではないため、深堀調査は実施しない。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜欧州調査方法 ＞

以下のデータベースを用い、放射性廃棄物（廃棄体等）、保管容器（ドラム缶等）、保管設備（貯蔵庫等）に関するキーワードで検索し、固体廃棄物の容器及び保管設備、保管時のトラブル事例を調査（一次スクリーニング）した。

国	データベース（調査範囲）	概要
英国	原子力規制局（ONR）四半期毎の事象通知	ONR規制対象の原子力施設について、事業者（サイト運営管理者）がONRに報告した事象のうち、ONR以外の省庁にも報告すべきもの（省庁報告基準に該当するもの）を摘出し、それらをONRのウェブページで四半期毎に公表している。（INESレベル1以上でも省庁報告基準に該当しないものは公表されない。）（調査範囲：2000年第4四半期分～2021年第1四半期）
	ONRのサイト自治体・利害関係者グループ向け報告書	ONR規制対象の原子力施設について、運営管理の現状、規制検査、事象の経験等の情報を整理し、主に立地自治体の行政当局や利害関係者に対して施設毎かつ四半期毎（または半年毎）に説明している。「四半期毎の事象通知」の対象には含まれないものが報告される場合がある。（調査範囲：2014年～2021年第1四半期）
仏国	原子力安全機関（ASN）の随時の事象通知	ASN規制対象の各原子力施設について、事業者（サイト運営管理者）がASNに報告した事象のうち、INESレベル1以上に区分されるものを摘出し、それらをASNのウェブページで随時公表している（通常は事象発表の英訳版はない）。（調査範囲：2009年分～2021年8月現在分）
	ASNの年報	ASNの規制活動の動向、規制対象施設の現状、その他等について、体系的に情報を整理し、毎年報告している（英訳版も発行される）。主に報告件数の総数や分類の内訳等の情報が記載されるが、特に注視すべき重要な事象がある場合にはその個別事象関連情報も記載されうる。（調査範囲：2009～2020年版）
独国	原子力廃棄物安全局（BASE）の原子炉事象月報	原子力施設の事故事象が発生した場合、事業者（サイト運営管理者）が州の許認可当局に報告し、さらに州の許認可当局が連邦の監督当局（BASE）に報告している。BASEの原子炉事象月報は、熱出力50kW以上の原子力発電所及び研究用原子炉の事象で、各州当局からBASEに報告されたもの（INESレベル0も含む）を毎月取りまとめている（英訳版無し）。（調査範囲：2010年分～2021年6月分）
	BASEの非原子炉（燃料サイクル施設その他等）事象年報	BASEの非原子炉事象年報は、燃料サイクル施設その他等の事象で、各州当局からBASEに報告されたもの（INESレベル0も含む）を、毎年取りまとめている（英訳版はない）。原子炉事象月報と比べると、非原子炉事象年報では、個々の事象に関する情報量が極少なく限られている。（調査範囲：2010年分～2020年分）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜英国調査結果＞

発電所	発生日	トラブル概要	一次スクリーニング
Dounreay 中レベル廃棄物処理施設	2002.11.12	（INESレベル0） 使用済電池を廃棄物容器に入れ、さらにフラスコに投入して処理しようとしたが、電池から臭化亜鉛溶液が漏えいして容器でもフラスコでも閉じ込められず、汚染と不慮の被ばくを生じた。	× （電池は現時点で廃棄対象物として挙がっていない 電池の詳細は不明、 小型の廃棄物）
West Cumbria 高レベル廃棄物固化処理施設	2019.2.7	HLWを容器内で固化した後、容器の蓋を溶接して閉止すべきであったのに、閉止せずに除染のための洗浄水を散布した。	× （固型化後の処理に関するトラブル事例）
West Cumbria THORP再処理施設	2019年4月～9月の間に発見	（INESレベル1） 特殊核燃料物質を封入するための容器の溶接部に、製作時の品質欠陥（耐圧性能不足）があった。	× （容器製造に関するトラブル事例）

＜英国一次スクリーニング＞
深堀調査対象：無し

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

国内外調査と一次スクリーニング

＜仏国調査結果＞

発電所	発生日	トラブル概要	一次スクリーニング
La Hague サイト	2013.3.27	（INESレベル1） 放射性廃棄物を梱包した容器（ビニル製フレキシブルコンテナ）を輸送用車輌に積載し施設内で運搬していた際に、車輌が転倒し、容器の内容物が露出した。	× （フレキシブルコンテナのトラブル事例）
Tricastin（Pierrelatte）転換施設（INB 105）	2019.2.7 発見	（INESレベル1） 不要となった資機材等（放射性物質を含むもの）を封入している金属製容器（ドラム缶）の保管区域を調べた結果、容器の密封性に係る不適合を摘出した。	○ （廃棄物容器のトラブル事例、同一サイトの関連事象として調査）
Tricastin（Pierrelatte）転換施設（INB 105）	2018.7.23と 2018.8.6に 発見	（INESレベル1） 不要となった資機材等（放射性物質を含むもの）を封入している金属製容器（ドラム缶）2個が、密封性を喪失して、容器外への汚染拡散を生じていた。	

＜仏国一次スクリーニング＞
深堀調査対象事例：Tricastin（Pierrelatte）転換施設（INB 105）のトラブル事象

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜独国調査結果＞

国内外調査と一次スクリーニング

発電所	発生日	トラブル概要	一次スクリーニング
Isar発電所1号機	2011.9.30	(INESレベル0)廃棄物を200ℓドラム缶に入れ、密封する前の乾燥処理作業を行なっていた際に、内容物から発煙。	× (保管前処理のトラブル事例)
Brunsbüttel発電所	2014.8.13	(INESレベル0)使用済の汚染除去フィルタ等を封入していた複数のドラム缶が腐食していたことが発覚し、その後の調査で、廃棄物の取扱・貯蔵・搬送の際の管理に不備があったことが判明 。	○ (保管容器の腐食事象)
Gundremmingen発電所	2016.6.13	(INESレベル0)LLWを180ℓドラム缶に入れて、密封する前の乾燥処理作業を行なっていた際に、内容物から発煙。	× (保管前処理のトラブル事例)
Brunsbüttel発電所	2018.5.25	(INESレベル0)使用済の汚染除去フィルタを封入していた200ℓドラム缶が老朽化し使用継続不能となったため、開封しバキューム装置を用いて内容物を回収した際に漏えい。	× (廃棄物移送のトラブル事例)
Brunsbüttel発電所	2020.10.6	(INESレベル0)廃止措置で発生した解体物(廃金属)を容器に封入して溶融再生施設へ搬出したが、その内容物が、解体物追跡管理システムに登録された容器の識別票のデータと不一致。	× (データ管理システムのトラブル事例)
Brunsbüttel発電所	2021.2.9	(INESレベル0)廃棄物を最終処分用鋼製容器に封入した際に使用していたコンクリート充填材が、所定の仕様に従っていなかった。	× (固型化材の仕様に関するトラブル事例)

＜独国一次スクリーニング＞　深堀調査対象事例：Brunsbüttel発電所　2014年のトラブル事象

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

深堀調査

＜国内：深堀調査1＞

件　名	島根原子力発電所　腐食ドラム缶の確認について		
発生確認日	2011.6.13	発生場所	固体廃棄物貯蔵所 B 棟

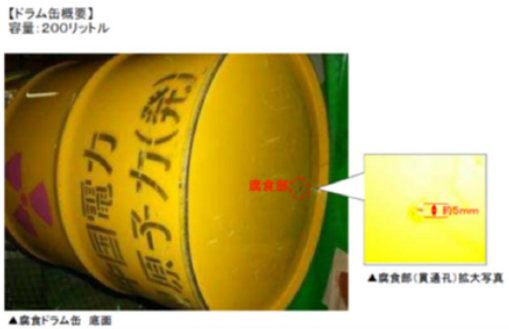
【発生時状況】

低レベル放射性廃棄物を詰めたドラム缶の移動作業を実施していたところ、5 本のドラム缶底面に腐食（貫通孔）があることを確認した。その後、保管中のドラム缶約 23,000 本の外観点検を実施した結果、腐食による貫通孔のあるドラム缶は 5 本のみであった。

【原因調査】

腐食ドラム缶と内容物から以下を確認

- ドラム缶内面の塗装劣化
  （廃棄物による塗装の剥がれ）
- 内容物から水分・湿分を確認



【原因】

腐食ドラム缶及び内容物を確認した結果、ドラム缶内面の塗装劣化箇所に、水分・湿分が付着して腐食が進行し、貫通孔が生じたものと推定。

【再発防止策】

放射性固体廃棄物の管理に係る社内手順書に以下を盛り込む改正を行った。

- 塗装の劣化防止及び水分付着防止のため、内装ポリ容器（円柱に形成されたインナー容器）を使用する。
- ドラム缶の再使用基準、廃棄物収納方法について明確化する。
- 腐食が進行し貫通孔が生じる可能性のあるドラム缶が確認された場合には、健全なドラム缶へ廃棄物を詰替える。

廃棄物保管に関する課題：容器の傷・劣化の防止、水分の付着防止

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜国内：深堀調査2＞

深堀調査

件　名	浜岡原子力発電所　低レベル放射性廃棄物のドラム缶底部の塗装の剥がれ及び水滴の付着		
発生確認日	2018.4.23	発生場所	日本原燃　低レベル放射性廃棄物埋設センター

【発生時状況】

3 月 25 日に引き渡したドラム缶（廃棄体）960 本を対象に、埋設に向けた検査の準備していたところ、廃棄体 1 本の底部に塗装の剥がれと水滴の付着を確認。その後、それ以外の廃棄体 959 本と同年 5 月に搬出を予定していた廃棄体 928 本の外観確認を実施した結果、それぞれ 1 本（計 2 本）の廃棄体底部に塗装の剥がれおよび水滴の付着を確認した。

さらに、2019 年 2 月 25 日から 3 月 12 日にかけて、同埋設センター内で一時貯蔵の期間が 1 年を超える廃棄体について、日本原燃の社内規定に基づき外観確認を実施した結果、1 本の廃棄体底部に塗装の膨らみと水滴の付着、1 本の廃棄体底部に塗装の剥がれ、水滴、膨らみ（以下「塗装の剥がれ等」という。）を確認した。

合計 5 本の廃棄体において、塗装の剥がれ等を確認した。（いずれも底部に付着した水滴の放射能は検出限界値未満）

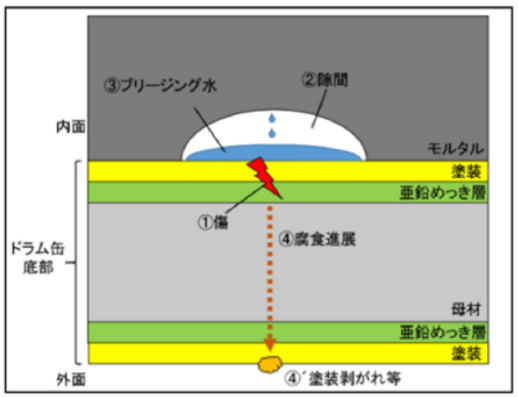
【原因調査】

1 本は、ドラム缶製造時の外表面乾燥工程で塗装面に微細な鉄粉が付着し、時間と共に錆びて膨れ外表面の塗装が膨張と確認。

4 本は以下を確認。

①底部内面に傷　②モルタルとドラム缶底部内面にすき間　③底部内面に塩素（Cl）
④底部内面から外面に達する腐食　⑤底部外面に塩化物イオン（Cl⁻）存在下で生成される鉄の腐食生成物と亜鉛の腐食生成物
⑥底部外面にモルタルの成分であるカルシウム（Ca）等を確認
⑦内部に水分（飽和水蒸気量近くの水蒸気）が存在し得る（文献確認）
⑧底部内面からの腐食が廃棄体底部外面に達していることを確認

（貫通孔の一つは約 6mm）



【原因】

4 本は、廃棄物収納時または収納後の運搬時にドラム缶底部内面の傷が発生し、充填モルタルと底部内面との界面にできた隙間に水が溜まり、傷を起点に腐食が発生。それが進展して外面塗装の剥がれ等が発生。

【再発防止策】

- （傷低減）ドラム缶を傾けて廃棄物を収納。板状廃棄物は板面を低部に収納。
- （隙間防止）振動機を用いてモルタルを浸透しやすくする。
- （従事者教育）収納作業の従事者に本事象の周知と再発防止策を教育。

廃棄物保管に関する課題：容器の傷・劣化の防止、水分の付着防止

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

深堀調査

＜国内：関連基準1＞

実用発電用原子炉に関する規則における廃棄物の貯蔵に関する条項から、**固体廃棄物の容器貯蔵に関連する要求事項**を抽出

● 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

第六十七条（記録）

法第四十三条の三の二十一の規定による記録は、発電用原子炉ごとに、次の表の上欄に掲げる事項について、それぞれ同表中欄に掲げるところに従って記録し、それぞれ同表下欄に掲げる期間これを保存しておかなければならない。（ここでは表は割愛し、記録事項のみを示す）

五　放射線管理記録

チ　工場又は事業所の外において運搬した核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路

リ　廃棄施設に廃棄し、又は海洋に投棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄又は投棄の日、場所及び方法

第九十条（工場又は事業所において行われる廃棄）

法第四十三条の三の二十二第一項の規定により、発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設を設置した工場又は事業所において行われる放射性廃棄物の廃棄に関し、次の各号に掲げる措置を講じ、廃棄前にこれらの措置の実施状況を確認しなければならない。

十一　第六号ハの方法により廃棄する場合において、**放射性廃棄物を放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄するとき**は、次によること。

イ　放射性廃棄物を容器に封入して保管廃棄する場合は、**封入された放射性廃棄物の全部を吸収できる材料で当該容器を包むこと、封入された放射性廃棄物の全部を収容できる受皿を設けること等当該容器に亀裂又は破損が生じた場合の汚染の広がりの防止について必要な措置を講ずる**こと。

ロ　当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい過熱が生じるおそれのある場合は、冷却について必要な措置を講ずること。

● 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

第四十条（廃棄物貯蔵設備等）

放射性廃棄物を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。

一　通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。

二　**放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。**

三　**崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食しないこと。**

2　固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、**放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

深堀調査

＜国内：関連基準基準2＞

規則に沿って原子力発電所で定められている**「放射性廃棄物管理の保安規定」の一例**（島根原子力発電所の保安規定）を以下に示す。

第6章「放射性廃棄物管理」

第86条（放射性固体廃棄物の管理）
3．各課長は，次の事項を確認するとともに，その結果異常が認められた場合は，必要な措置 を講じる。
（1）課長（放射線管理）は，**貯蔵所における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，１週間に1回貯蔵所を巡視するとともに，3箇月に1回保管量を確認**する。
（2）課長（発電）は,廃樹脂タンク等における使用済樹脂およびフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し，3箇月に1回貯蔵量を確認する。
（3）課長（燃料技術）は，サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等の保管状況を確認するために，1箇月に1回サイトバンカを巡視すると ともに，3箇月に1回保管量を確認する。また，燃料プールにおける原子炉内で照射され た使用済制御棒，チャンネルボックス等について，3箇月に1回貯蔵量を確認する。

6．課長（放射線管理）は，前項の運搬において，容器等の線量当量率が法令に定める値を超 えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 10 分の1を超 えていないことを確認する。ただし，第92条（管理区域内における区域区分）第1項（1） に定める区域から運搬する場合は，表面汚染密度についての確認を省略できる。

廃棄物保管に関する課題：巡視対応（保管容器外観が確認できるような容器配置）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

深堀調査

＜欧州：深堀調査1＞

件　名	仏国：ウラン転換施設での放射性物質容器の異状と不適合　（INES レベル 1）		
発生確認日	2017 年	発生場所	Tricastin（Pierrelatte）サイト内ウラン転換施設　2008 年閉鎖 （施設登録番号 INB105）

【発生時状況】

事業者である AREVA NC 社（旧 COMURHEX 社）は、放射性物質容器専用の貯蔵建屋で数年間保管されていた金属製容器（不要となった資機材等で放射性物質を含むものの封入容器）について、一連の点検活動を開始した。本来なら、容器が第一の閉じ込め障壁、容器を収納する（ヴォールト・ピット状の）周囲構造物が第二の閉じ込め障壁として機能するはずであった。しかし点検の結果、多数の容器で障壁に係る不適合があった。更に、容器密閉性が損なわれている懸念があるにもかかわらず、周囲構造物の搬入口を閉鎖しなかった。国際原子力・放射線事象評価尺度（INES）のレベル 1 に区分された。

【原因調査】

当該貯蔵区域の問題の容器は、安全解析が行われていなかった。

また、施設の一般操業規則と、放射線防護担当部署の防護方針見解に抵触し、容器の定期検査が行われていなかった。

更に、周囲構造物の搬入口の一部は正常に閉鎖されていたものと誤認されており、実際には正常に閉鎖されていなかった。

【原因】

- 容器管理の不備
- 定期検査の不履行

【再発防止策】

- 容器管理の改善
- 安全解析の実施

廃棄物保管に関する課題：保管中の不適合対応に対する事前検討

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜欧州：深堀調査2＞

深堀調査

件　名	仏国：ウラン転換施設での放射性物質容器の密封性能の喪失と汚染の拡散　（INES レベル 1）		
発生確認日	2018.7.23 2018.8.6	発生場所	Tricastin（Pierrelatte）サイト内ウラン転換施設　2008 年閉鎖 （施設登録番号 INB105）

【発生時状況】

事業者である Orano 社（旧 AREVA NC 社）は、計 2 体の放射性物質容器（不要となった資機材等で放射性物質を含むものの封入容器）の密封性能が損なわれていたことを発見。その保管場所周辺では、放射線測定監視用の計測器が異常値を示していた。

問題の容器から内容物を回収処理し別の容器に詰め替えられることとなり、それまでの間、負圧に保たれた堅牢なエアロック設備（静的な閉じ込め機能と動的な閉じ込め機能を備えたもの、周辺構造物）の中へ移された。しかし、2 つの周囲構造物のうちの 1 つが正常に閉鎖されておらずそこから外部へ汚染が拡散した。

本事象の発見当時、保守作業等は行なっておらず、従業者への影響はなかった。また周囲構造物の外で検出された放射能レベルに基づき、サイト外への影響はないと結論された。しかし周囲構造物が正常に閉鎖されておらず外部へ汚染が拡散したことは一般操業規則の違反であり、また発見が遅れたため、国際原子力・放射線事象評価尺度（INES）のレベル 1 に区分された。

【原因調査】

当該貯蔵区域（周辺構造物内部）は夏季に高温となること、容器内に気体状のフッ化水素酸が存在したことで、容器は内圧が上昇して密封性能を喪失し、上蓋部からの漏えいが発生。容器の安全解析は実施されていなかった。

放射線測定監視用の計測器と連動するはずの警報装置が不適切に設定されており機能せず、異常が見落とされた。

【原因】

- 容器管理の不備
- 貯蔵区域（周囲構造物内部）の夏季の高温と容器内の気体状フッ化水素酸による容器内圧上昇
- 周囲構造物の閉鎖の不備、及び警報装置の設定の不備

【再発防止策】

- 容器管理の改善

廃棄物保管に関する課題：保管中の不適合対応に対する事前検討、内圧上昇要因の検討と対策

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

深堀調査

＜欧州：深堀調査3＞

件　名	独国：Brunsbüttel での固体放射性廃棄物容器（ドラム缶）の管理に係る不備　（INES レベル 0）		
発生確認日	2014.8.13	発生場所	Brunsbüttel 発電所　（廃止措置中）

【発生時状況】

固体放射性廃棄物容器（ドラム缶）の管理に係る不備が発覚した。問題の廃棄物容器は、2012 年の汚染除去フィルタ処分時に発生したものであり、1 つの容器は著しく腐食し（その内容物は全て回収）、他の幾つかの容器でも腐食が観察された。

【原因調査】

事業者は、固体放射性廃棄物の取扱・処理・貯蔵に何れに問題点があるか確認するため、一連の評価を実施。管理区域内の固体廃棄物保管庫の 6 つの地下区画に焦点を当て評価した。それらの区画では、運転中に発生した低中レベル放射性廃棄物（主に、フィルタ樹脂、蒸発処理の残滓、危険化学物質も含む混合廃棄物等）を封入した容器を保管している。

評価の結果、容器の腐食の原因は、湿分の増加、腐食防止対策の不備、取扱時の保護塗装（外側や内側のコーティング材）の損傷等であった。

【原因】

- 容器管理の不備
- 保管庫の湿分の増加
- 腐食防止対策の不備
- 取扱い時の保護塗装の損傷

【再発防止策】

- 容器管理の改善
- 腐食防止の向上
- 保護塗装の損傷の未然防止と早期発見

廃棄物保管に関する課題：容器の傷・劣化の防止、水分の付着防止、容器損傷の早期発見

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

廃棄物保管時の課題、対策の検討

＜課題＞

一次スクリーニング及び深堀調査結果を踏まえ、固体廃棄物の保管容器及び保管設備への要求事項、要求事項を求めることとなったトラブル事例、及び今後の検討に反映すべき課題を以下に示す。

No.	要求事項	要求を求めることになったトラブル事例等	課題
1	放射性固体廃棄物の保管管理	・保安規定 ・仏国：Tricastinウラン転換施設 ・独国：Brunsbüttel発電所	・早期発見・1回/週の巡視対応（保管容器外観が確認できるような容器配置） ・保管中の不適合対応に対する事前検討
2	地震時の転倒防止	・国内：中越沖地震（柏崎刈羽、志賀）	・地震時に転倒しない措置
3	腐食対策等の容器の健全性確保	・国内：島根　ドラム缶腐食 ・国内：浜岡　ドラム缶腐食 ・仏国：Tricastinウラン転換施設 ・独国：Brunsbüttel発電所	・容器の傷・劣化防止 ・水分の付着防止 ・内容物（腐食性物質等の除外物質有無）の確認と処理 ・内圧発生要因の事前評価と対策

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

廃棄物保管時の課題、対策の検討

＜対策＞
課題に対する対策案を以下に示す。

No.	要求事項	課題	対策案
1	放射性固体廃棄物の保管管理	巡視対応	効率的な点検通路の設置。 具体的には、容器の健全性のリスクを考慮しリスクの高いものは、外観確認可能な位置に配置し、リスクの低いものは、サンプル検査等を実施するなどの効率化を図る。
		保管中の不適合対応に対する事前検討	保管中の不適合要因を抽出し、対応策を事前検討する。必要に応じ、警報、閉じ込め設備の設置を検討する。
2	地震時の転倒防止	転倒防止措置	地震時に想定される加速度でも転倒しない処置を施し、処置が問題ないことを解析評価する。容器を積み重ねる場合には、連結等を施す。
3	腐食対策等の容器の健全性確保	容器の傷・劣化防止	容器内面を傷つけない収納方法（容器を傾ける、容器底部に突起物を入れない等）の実施する。そのための作業員の教育を行う。
		水分付着防止	・水分を有する廃棄物の収納には、内装ポリ容器の使用。 ・保管エリアの温度、湿度を管理する。
		内容物（腐食性物質等の除外物質有無）の確認	・鋼製容器の腐食の原因となる塩化物イオン、硫酸イオン等の有無、接触によりガルバニック腐食が懸念される異種金属等の有無を確認し、中和処理や内装ポリ容器を使用する。
		内圧発生要因の事前評価と対策	内圧発生要因を検討し、内圧を評価した上で、必要に応じて対策（ベント）を設置する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

廃棄物保管時の課題、対策の検討

＜対策の具体化1＞

既に実施済みの参考例と、1Fの廃棄物保管の具体化に向け対策検討が必要な事項を以下に示す。

No.	要求事項	課題	対策実施例（参考例）	対策具体化に向けた検討(案)
1	放射性固体廃棄物の保管管理	巡視対応	【1F固体廃棄物貯蔵庫の管理】 保管中のドラム缶等は震災前と同様に、巡視により可能な範囲で異常の有無を確認し、確認できない位置のドラム缶は「ドラム缶点検フロー」により確認する具体的な方法を提示[1]	既に保管中の廃棄物の巡視については検討が為されている[2]。 今後発生する保管容器や、保管形態の見直しが生じた際には、巡視・確認方法の具体化と、保管容器設置方法を検討
		保管中の不適合対応に対する事前検討	【ベントフィルタの性能評価】(本プロジェクト) 考慮が必要なフィルタの事象と対策の検討を実施	保管施設、保管容器、廃棄物の具体的な仕様に基づき、不適合発生要因を抽出し、対策要否を検討
2	地震時の転倒防止	転倒防止措置	【低レベル貯蔵ドラム缶の地震時転倒解析】 電中研にて転倒耐力評価し対策効果を確認[3]	転倒による飛散可能性のある廃棄物有無の調査、飛散等による被ばく線量評価と転倒防止対策の実施

[1]:東京電力ホールディングス,福島第一原子力発電所　放射性固体廃棄物(ドラム缶等)の保管状況について」 2018.7.23、特定原子力施設放射性廃棄物規制j検討会(第7回)　資料4
[2]:「福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係わる実施計画」Ⅲ特定原子力施設の保安、「2　放射性廃棄物の管理に関する補足説明」
[3]:電力中央研究所、「低レベル貯蔵ドラム缶の地震時転倒解析」、2011、地球高額研究所・環境科学研究所　研究概要　-2020年度研究成果,

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

廃棄物保管時の課題、対策の検討

＜対策の具体化2＞

既に実施済みの参考例と、1Fの廃棄物保管の具体化に向け対策検討が必要な事項を以下に示す。

No.	要求事項	課題	対策実施例（参考例）	対策具体化に向けた検討(案)
3	腐食対策等の容器の健全性確保	容器の傷・劣化防止	【各電力で定める廃棄物保管管理要領】 収納時の留意点等を保管管理要領に記載	保管容器を廃棄物が明確になった段階で、廃棄物の収納方法の具体化を検討（例：突起物は底部に収納しない。板状の廃棄物を底部に収納する等）
		水分付着防止	【発電プラント・内装ポリ容器の使用】 ドラム缶用のポリエチレン製インナー容器の使用 【1F貯蔵庫9棟】 温度・湿度コントロール	水を随伴する水量の把握と処理の有無の検討、 インナー容器を使用する場合、容器の設計と適用方法の検討（高線量廃棄物収納の場合は放射線等の劣化影響を評価。また、水素ガス発生の懸念がある場合は非密封化等の仕様を検討） 保管時の温度・湿度コントロールの要否検討
		内容物（腐食成分有無）の確認	【各電力で定める廃棄物保管管理要領】 腐食性物質等の除外物質を明確にし、保管管理要領に記載	保管廃棄物中の腐食性物質の調査と除外物質の明確化と保管管理要領への反映
		内圧発生要因の事前評価と対策	【高線量物の保管方法の検討】 （本プロジェクト） 廃棄物の性状を調査し水素発生量を評価、ベント劣化要因の検討	保管廃棄物性状の詳細調査と内圧上昇要因の検討、及び内圧評価（保管容器仕様、保管方法具体化検討、試験の実施等）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜調査結果＞

- 規制当局等のウェブサイトで公開されている報告書から、廃棄物レベル　L1（クラスC廃棄物）～L3相当廃棄物の保管設備、金属製容器を対象とした国内外のトラブル事例を検索、調査した。

- 廃棄物の保管に関し以下のトラブル事例が参考になると考え、深堀調査した。
  - 国内
    - ✓ 島根原子力発電所：LLW廃棄物を詰めたドラム缶底部の腐食
    - ✓ 浜岡原子力発電所：JNFL搬出のLLWドラム缶底部の塗装剥がれと水滴付着
  - 仏国

    Tricastin（Pierrelatte）転換施設：不要資機材の封入容器の密閉性喪失
  - 独国

    Brunsbüttel発電所：フィルタ封入ドラム缶の腐食

- 調査の結果から、保管管理、地震時の転倒防止、容器の健全性確保の観点から課題を抽出し、各課題に対して以下の対策を検討し、参考事例と対策の具体化に向けた検討項目を示した。
  - 保管管理：巡視対応、事前の不適合対応の検討⇒巡視・確認方法の具体化
  - 地震時の転倒防止：解析評価、連結等の施行　⇒　飛散性廃棄物の線量評価と転倒対策
  - 容器の健全性確保：傷・劣化の防止、水分付着防止対応、内容物の確認、事前の内圧評価
    ⇒　収納方法具体化、腐食性物質等の除去、内圧上昇要因の検討・評価・対策　等

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 国内外事例調査としてL1～L3相当廃棄物の保管容器及び保管設備に関するトラブル事例を検索し、一次スクリーングで1F廃棄物保管の参考となる事例を抽出した。
- ✓ 抽出した事例について、保管容器の種類、収納していた廃棄物の情報、トラブルの発生箇所・発生要因等に関する情報と再発防止対策を調査し、結果を整理した。
- ✓ 整理した結果を基に、保管管理、地震時の転倒防止、容器の健全性確保の観点から、廃棄物保管時の課題を検討し、対策の参考事例を調査、対策具体化に向けた検討内容を整理した。

課題など

- ✓ 容器仕様と廃棄物性状に基づき、容器に傷を生じさせない具体的な収納方法と、保管管理要領で定める除外物質の除去方法の具体化が必要である。
- ✓ 廃棄物収納時のインナー容器の使用等、水分対策の検討が必要である。
- ✓ 個別の廃棄物に対し、地震時の転倒耐力評価、内容物飛散時の線量評価、内圧発生評価等、評価の実施と、対応策具体化が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【参考】

(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　～容器及び保管設備のトラブル事例の調査～

＜調査状況の例＞

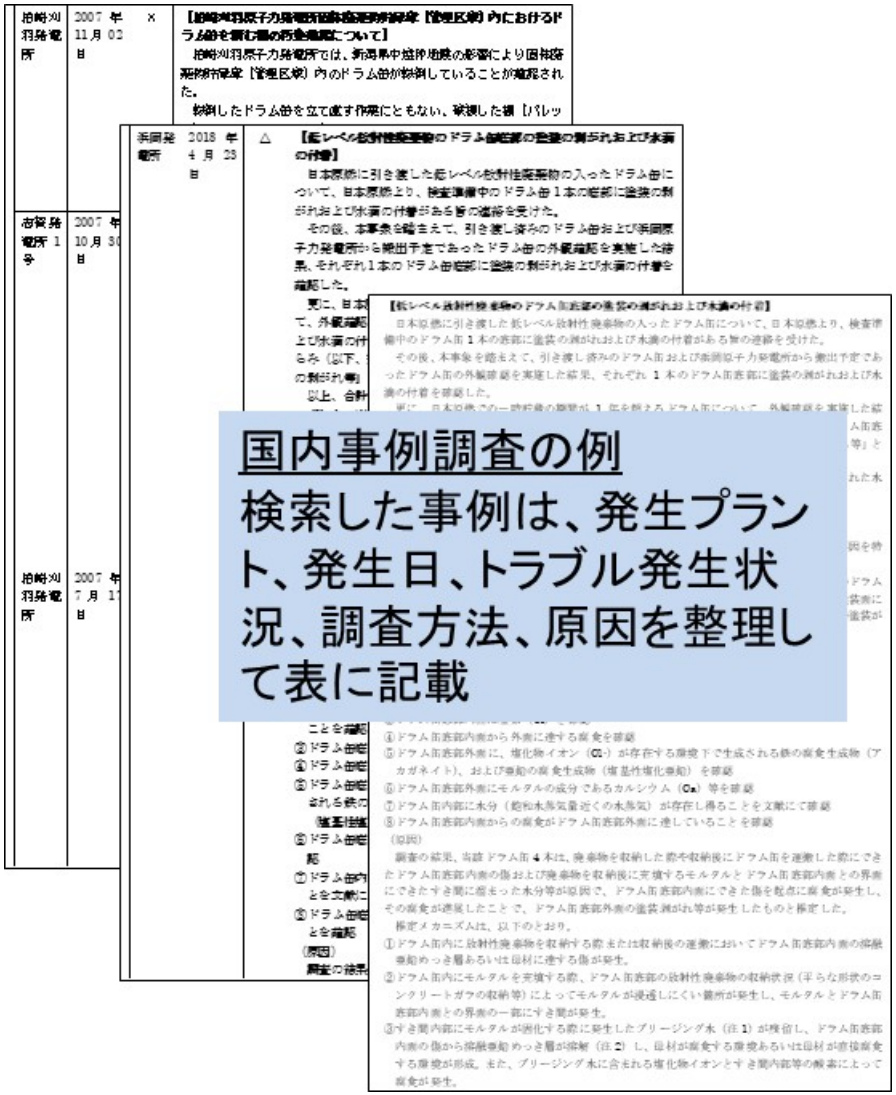


図1　国内事例調査の例

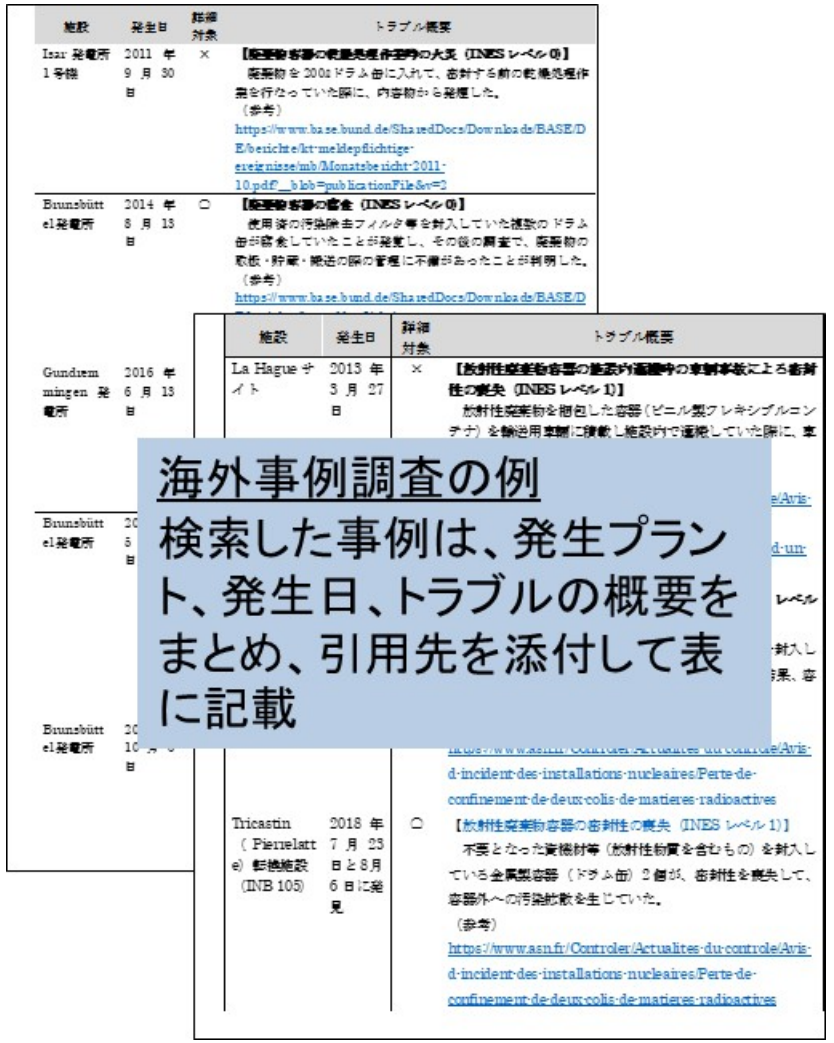


図2　海外事例調査の例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 昨年度までの実績

- ○ 諸外国で水素ガス対策として使用されているフィルタベント付き容器に関する情報を整理。
- ○ プロセスフローを参照し、考慮が必要なフィルタの事象と対策の検討を実施し、フィルタの仮仕様を設定。

■ 目標

- ○ 高線量廃棄物をフィルタ付き容器で保管する際のフィルタ機能及びフィルタ寿命に関する評価の整理。

■ 実施内容（詳細は次葉以降に記載）

- ○ 高線量廃棄物の廃棄物性状等に基づいて、フィルタ付き保管容器で保管が必要となる高線量廃棄物を選定し、フィルタ付き保管容器が置かれる現地環境と保管施設の条件等について検討し、フィルタ機能及びフィルタ寿命に関する試験方法と試験条件を検討するとともに、保管施設でフィルタ付き保管容器を保管中にフィルタ機能が維持できていることを確認する方法を検討する。

■ 目標達成を判断するための指標

- ○ フィルタ付き容器で保管する際のフィルタ機能及びフィルタ寿命に関する評価方法が整理されていること。
（終了時目標TRL：2 → 3）

表1　各国の水素ガス発生への対策

諸外国では、乾燥やセメント固化等により、できる限り水分（自由水）を低減した上で、発生した水素ガスをフィルタを通してベントから放出して建屋側にて管理している。

	米国	英国	仏国
水素ガス発生対策	・WCS処分場、WIPP処分場ともに含水率1vol%以下のものを受入れる。（処分場では書類の確認を行う） ・ベントフィルタの設置が義務づけられている。（過去にはTRU廃棄物を密封容器で処分していたが、その後ベントフィルタを後付した例もある）	・水酸化鉄スラッジ セメント固化して廃棄体表面をグラウトでキャップした後、ネジ山を通じて水素を拡散できるように設計されたカバーで蓋をする。 ・炭酸バリウムスラリー 水酸化鉄スラッジとほぼ同様。フィルタと一体になった蓋を設置する。 ・レガシー混合廃棄物 3m³容器（膨張リスク緩和のために二重壁で、腐食予防のためにコンクリート内張りされており、ガス放出のために蓋にフィルタが設置）入れて数十年間中間保管する。 ・プルトニウム汚染物質 超圧縮（super-compaction）した200ℓドラム缶を500ℓドラム缶に数個収容し、グラウトを詰める。フィルタと一体になった蓋を設置する。	・乾燥により含水量低減している（CSD-C：ハル・エンドピース圧縮体で含水率5%以下で運用実績がある）また、DSC（スラッジ状の廃棄物）についても、実施は未定であるものの、含水率5%以下となるような乾燥方法を研究開発中）

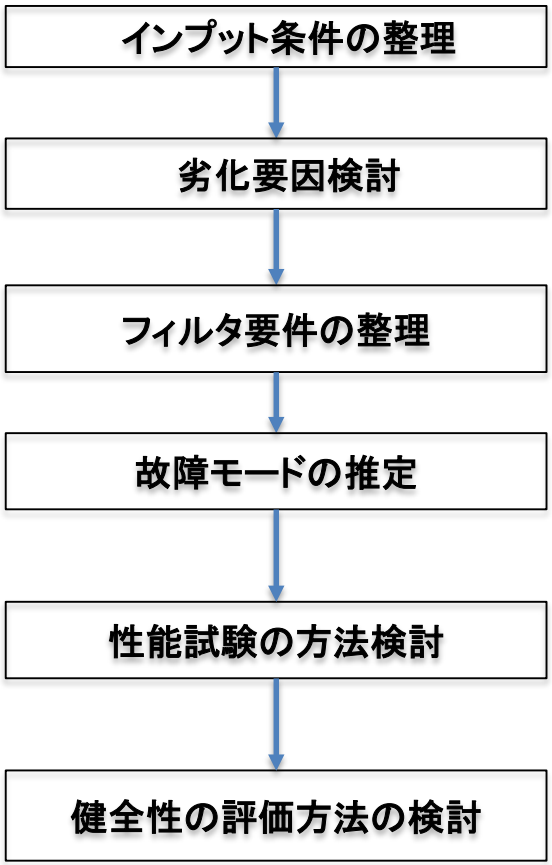
表2　考慮が必要なフィルタの事象と対策案

作業ステップ	移送時	一時（長期）保管時
対策案*	(1)フィルタの目詰まり • 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。 • 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フィルタに到達しないようにする。 • 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、移送時専用のフィルタ付きの蓋を用いる（保管時に保管専用のフィルタ付きの蓋に交換する）。 • 想定される水素濃度（4vol%）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（0.3 μmの粒子に対して99.97%の粒子捕集率）を要求する。 • ガス成分については、換気システムで処理する。 • 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)フィルタの腐食、劣化 • 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)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。

* ベントフィルタの適用可否や対策の程度は規制側との交渉による

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

＜ベントフィルタの性能評価の検討＞
以下の検討フローに従い、長期使用に伴うフィルタの劣化を検討。

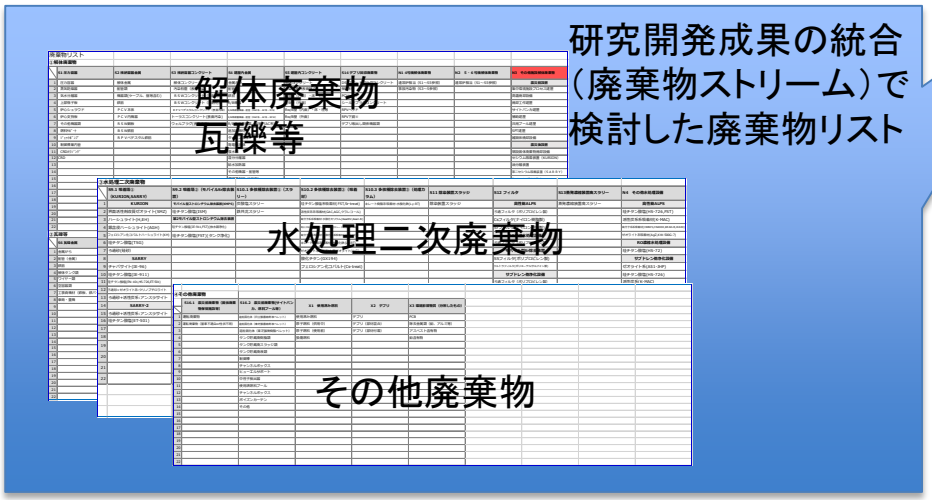


※フィルタ機能の評価に関しては、選定のための性能評価指針や手法を提示することを目的とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜高線量廃棄物の情報収集手順＞



- 廃棄物リスト
  情報収集は、研究開発成果の統合（廃棄物ストリーム）で検討した「廃棄物リスト」に基づき整理する。但し、以下の観点から、対象廃棄物の絞り込みを行う。
  - ➢ 燃料及び燃料デブリ、震災前固体廃棄物、通常炉廃棄物は本検討の対象外とする。
  - ➢ フィルタは新たに作製する容器に取り付けることを想定するためすでにベント孔/フィルタ付きの容器に保管され、移し変えを想定していないものも対象外とする。
  - ➢ 燃料デブリまたは汚染水と接触した履歴のあるものはα汚染の可能性があり対象とし、それ以外の廃棄物は対象外とする。

- 情報収集対象廃棄物
  以下の項目（劣化の主要因）のうちいずれか1つでも該当するものを対象
  - ➢ 水の有無
  - ➢ 粒子状物質の有無
  - ➢ 腐食性イオンの有無

- 高線量廃棄物の情報収集
  抽出した廃棄物について以下の情報を整理する
  - ➢ 性状：材質、放射能濃度、含水率、粒子径、腐食性イオン濃度
  - ➢ 保管状態：保管環境、保管容器　等

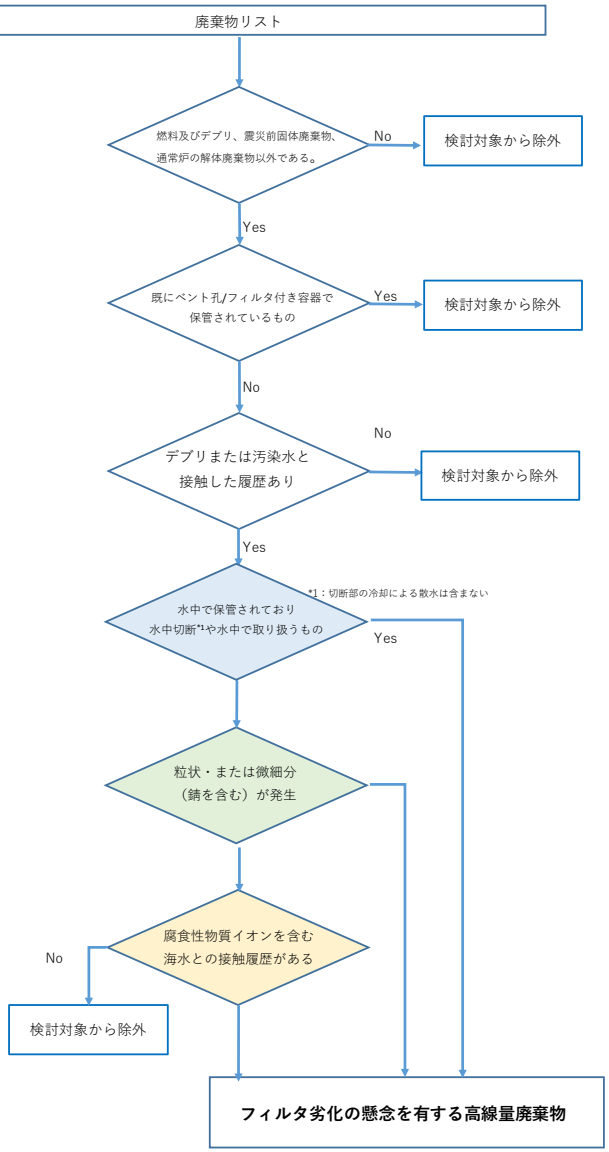


図1　対象廃棄物の絞り込みフロー

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜廃棄物リストからの対象物の選定＞

廃棄物リスト

①解体廃棄物

	S1 圧力容器	S2 格納容器金属	S3 格納容器コンクリート	S4 建屋内金属	S5 建屋内コンクリート	S14 デブリ回収廃棄物	N1 4号機解体廃棄物	N2　5・6号機解体廃棄物	N3　その他施設解体廃棄物
1	圧力容器	解体金属	解体コンクリート	金属ガラ	解体コンクリート	DSPスロットプラグコンクリート	通常炉相当（S1～S5参照）	通常炉相当（S1～S5参照）	震災前設置
2	蒸気乾燥器	配管類	汚染粉塵（表面除染）	配管類	汚染粉塵（表面除染）	保温材	事故汚染物（S3～5参照）		集中環境施設プロセス建屋
3	気水分離器	機器類(ケーブル、盤等含む)	ＲＳＷコンクリート（放射化）	鉄筋	T/B壁（内面）・床・柱等	PCVヘッド			高温焼却設備
4	上部格子板	鉄筋	ＢＳＷコンクリート（放射化）	R/B機器	T/B壁（外面）	シールドプラグコンクリート			焼却工作建屋
5	炉心シュラウド	ＰＣＶ本体	ＲＰＶペデスタルコンクリート（表面汚染）	R/B高線量機器・配管（DHC系・AC系・FCS）	Rw/B壁（内面）・床・柱等	RPVヘッド			サイトバンカ建屋
6	炉心支持板	ＰＣＶ内機器	トーラスコンクリート(表面汚染)	R/B高線量機器・配管（DHC系・AC系・RCW）	Rw/B壁（外面）	RPV下鏡※			補助建屋
7	その他機器類	ＲＳＷ銅板	ウェルプラグ(表面汚染)	R/B高線量機器・配管（AC系）		デブリ取出し関係機器類			共用プール建屋
8	燃料ｻﾎﾟｰﾄ	ＢＳＷ鉄筋		追加遮蔽材					SPT建屋
9	ｼﾞｪｯﾄﾎﾟﾝﾌﾟ	ＲＰＶペデスタル鉄筋		タービン本体					雑固体焼却設備
10	制御棒案内管			発電機本体					震災後設置
11	CRDﾊｳｼﾞﾝｸﾞ			復水器					増設固体廃棄物焼却設備
12	CRD			湿分分離器					セシウム吸着装置（KURION）
13				給水加熱器					油分離装置
14				その他機器・配管等					第二セシウム吸着装置（ＳＡＲＲＹ）
15				高線量配管（MS系）					第三セシウム吸着装置（ＳＡＲＲＹ-2）
16				Rw/B機器・配管・等					除染装置（ＡＲＥＶＡ）
17									逆浸透膜処理ユニット1
18									蒸発濃縮装置
19									脱塩用ＲＯユニット
20									脱塩器
21									円筒フランジ型タンク
22									横置タンク

②瓦礫等

	S6 瓦礫金属	S7 瓦礫コンクリート	S8 可燃物	S15　汚染土壌	N5　その他瓦礫等
1	金属がら	コンクリートがら	使用済み保護衣	汚染土壌	左記に含まれない全ての瓦礫
2	配管（金属）	コンクリート	紙・ウエス	礫・採石	難燃物（塩ビ管等）
3	鉄筋	汚染粉塵（表面除染）	プラスチック、ビニール類	浚渫土	不燃物（ガラス，陶磁器等）
4	解体タンク類		木材	アスファルト	機器類（ケーブル、電池等含む）
5	ワイヤー類		伐採木・草		什器類
6	空容器類		焼却灰		建屋スラッジ（水抜きに伴い発生）
7	工事資機材（鉄板、鉄パイプ等）				
8	車両・重機				
9					
10					
11					

燃料デブリ扱いのため除外

通常炉廃棄物と同等のため除外

燃料デブリ・汚染水との接触がないのため除外

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜廃棄物リストからの対象物の選定＞

③水処理二次廃棄物

	S9.1 吸着塔①（KURION,SARRY）	S9.2 吸着塔②（モバイルSr除去装置）	S10.1 多核種除去装置①（スラリー）	S10.2 多核種除去装置②（吸着材）	S10.3 多核種除去装置③（処理カラム）	S11 除染装置スラッジ	S12 フィルタ	S13蒸発濃縮装置廃スラリー	N4　その他水処理設備
1	KURION	モバイル型ストロンチウム除去装置(KMPS)	炭酸塩スラリー	珪チタン酸塩系吸着材(FST,Sr-treat)	キレート樹脂系吸着材:水酸化鉄(Ly-RT)	除染装置スラッジ	高性能ALPS	蒸発濃縮装置廃スラリー	高性能ALPS
2	界面活性剤改質ゼオライト(SMZ)	第2モバイル型ストロンチウム除去装置	鉄共沈スラリー	活性炭系系吸着材(GAC,AGC,クラレコール)			ろ過フィルタ（ポリプロピレン製）		珪チタン酸塩(HS-726,FST)
3	ハーシュライト(H,EH)			高分子系系吸着材:水酸化セリウム(ReadE2,Read-B)			Csフィルタ(ナイロン樹脂製)		活性炭系系吸着材(K-MAC)
4	銀含浸ハーシュライト(AGH)	珪チタン酸塩(IE-911,FST)(放水路浄化)		高分子系系吸着材:イノシン酢酸型キレート樹脂(IRC748)			Srフィルタ(ナイロン樹脂製)		高分子系系吸着材(CRB05,CN4000,READ-B,WA30)
5	フェロシアン化コバルトハーシュライト(KH)	珪チタン酸塩(FST)(タンク浄化)		高分子系系吸着材:水酸化鉄系吸着材(CN4000)			RO濃縮水処理設備		ゼオライト系吸着材(AgZ,KW-500G-7)
6	珪チタン酸塩(TSG)			キレート樹脂系吸着材:水酸化鉄(Ly-RT)			ろ過フィルタ（ポリプロピレン製）		RO濃縮水処理設備
7	ろ過砂(硅砂)			ゼオライト系系吸着材:銀ゼオライト(AgZ)			モバイル型Sr除去装置		珪チタン酸塩(HS-72)
8	SARRY			酸化チタン(GX194)			SSフィルタ(ポリプロピレ		サブドレン他浄化設備
9	チャバサイト(IE-96)			フェロシアン化コバルト(Cs-treat)			ウルトラフィルタ(ポリエーテルサ		ゼオライト系(A51-JHP)
10	珪チタン酸塩(IE-911)						サブドレン他		珪チタン酸塩(HS-726)
11	珪チタン酸塩(EN-101,HS-726,ET-501)						ろ過フィルタ（ポ	レン製）	活性炭系(K-MAC)
12	ろ過砂+ゼオライト系:クリノプチロライト						Csフィルタ	ン樹脂製）	高分子系(READ-B)
13	ろ過砂+活性炭系:アンスラサイト						Srフィ	ロン樹脂製）	モバイル式処理装置
14	SARRY-2								珪チタン酸塩(IE-901)(SFP浄化)
15	ろ過砂+活性炭系:アンスラサイト								珪チタン酸塩(IE-901)(トレンチ浄化)
16	珪チタン酸塩(ET-501)								ゼオライト系(ET201)(トレンチ浄化)
17									高性能ALPS検証試験装置
18									珪チタン酸塩(HS-716)
19									高分子系(CRB05,WA30)
20									ゼオライト系(AgZ)
21									水酸化第二鉄系吸着材(As-CATCH2)
22									その他
									ゼオライト土嚢(ゼオライト)
									ゼオライト土嚢(活性炭土嚢)

既にベント孔/フィルタ付き容器
保管し、移し替えを想定していないため除外

④その他廃棄物

	S16.1　震災前廃棄物（固体廃棄物保管施設等）	S16.2　震災前廃棄物(サイトバンカ、燃料プール等)	X1　使用済み燃料	X2　デブリ	X3 環境影響物質（分別したもの）
1	運転廃棄物	造粒固化体（日立製濃縮廃液ペレット）	使用済み燃料	デブリ	PCB
2	運転廃棄物（基準不適合or性状不明）	造粒固化体（東芝製濃縮廃液ペレット）	原子燃料（供用中）	デブリ（部材混合）	除去金属類（鉛、アルミ等）
3		造粒固化体（東芝製廃樹脂ペレット）	原子燃料（使用前）	デブリ（部材付着）	アスベスト含有物
4		タンク貯蔵廃樹脂類	損傷燃料		鉛含有物
5		タンク貯蔵廃スラッジ類			
6		タンク貯蔵廃液類			
7		制御棒			
8		チャンネルボックス			
9		ヒューエルサポート			
10		中性子検出器			
11		使用済燃料プール			
12		チャンネルボックス			
13		ボイズンカーテン			
14		その他			
15					

通常炉廃棄物と同等
のため除外

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜性状からの対象物の選定＞

検討対象廃棄物		① 水が存在する	② 粒子状物質である	③ 腐食性イオンを有する	判定
大区分	中区分				
解体廃棄物	S1　圧力容器	○	○	○	○
	S2 格納容器金属	－	○	○	○
	S3 格納容器コンクリート	－	○	－	○
	S14 燃料デブリ取出廃棄物に発生する廃棄物	○	○	○	○
	N3　その他施設解体廃棄物（震災後）	○	○	○	○
水処理二次廃棄物	S9.2 吸着塔②（モバイルSr除去装置）	○	○	○	○
	S10.1 多核種除去装置①（スラリー）	○	○	○	○
	S10.2 多核種除去装置②（吸着材）	○	○	○	○
	S10.3 多核種除去装置③（処理カラム）	○	○	○	○
	S11 除染装置スラッジ	○	○	○	○
	N4　その他水処理設備	○	○	○	○

- 水が存在する
  - ・解体廃棄物に関し高線量のものは水中切断を想定。
  - ・水処理二次廃棄物に関しては、飛散防止のためある程度水を含む状態での保管を想定。
- 粒子状物質である
  - ・解体廃棄物は切断による微粒子発生を想定。
  - ・水処理二次廃棄物に関しては、粉砕による微粒子発生を想定。
- 腐食性イオンを有する
  - ・解体廃棄物、水処理二次廃棄物とも海水との接触履歴ありと想定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜解体廃棄物における整理結果＞

廃棄物区分			廃棄物名称	廃棄物性状		①	②		③			④			
大区分	中区分	小区分		材質	形状	放射能量*(インベントリ推算基度化) 10年減衰[Bq/t]	含水率%	想定する脱水処理	成分	粒子径［μm］	発生要因	塩化物イオン［ppm］	その他腐食性イオン［ppm］	pH	海水と接触あり
解体廃棄物	S1 圧力容器		圧力容器	炭素鋼	塊状	9.10E+13	7	水切り	炭素鋼	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			蒸気乾燥器	ステンレス	塊状		7	水切り	ステンレス	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			気水分離器	ステンレス	塊状		7	水切り	ステンレス	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
解体廃棄物	S2 格納容器金属		解体金属	炭素鋼	塊状		情報なし	水切り	炭素鋼	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			配管類	炭素鋼	塊状		情報なし	水切り	炭素鋼	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			機器類(ケーブル、盤等含む)	鉄	塊状		情報なし	水切り	鉄	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			鉄筋	鉄	塊状		情報なし	水切り	鉄	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ＰＣＶ本体	炭素鋼	塊状		情報なし	水切り	炭素鋼	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ＰＣＶ内機器	鉄	塊状		情報なし	水切り	鉄	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ＲＳＷ鋼板		塊状		情報なし	水切り		情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ＢＳＷ鉄筋	鉄	塊状		情報なし	水切り	鉄	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ＲＰＶペデスタル鉄筋	鉄	塊状		情報なし	水切り	鉄	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
解体廃棄物	S3 格納容器コンクリート		解体コンクリート	コンクリート	多孔状		情報なし	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			汚染粉塵（表面除染）	コンクリート	多孔状		情報なし	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ＲＳＷコンクリート（放射化）	コンクリート	多孔状		情報なし	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ＢＳＷコンクリート（放射化）	コンクリート	多孔状		情報なし	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ＲＰＶペデスタルコンクリート（表面汚染）	コンクリート	多孔状		情報なし	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			トーラスコンクリート(表面汚染)	コンクリート	多孔状		情報なし	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ウェルプラグ(表面汚染)	コンクリート	多孔状		情報なし	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
解体廃棄物	S14 デブリ回収廃棄物		DSPスロットプラグコンクリート	コンクリート	多孔状	1.27E+14	12	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			保温材	炭素鋼	多孔状	9.10E+13	3	水切り	炭素鋼	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			PCVヘッド	ステンレス	塊状		7	水切り	ステンレス	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			シールドプラグコンクリート	コンクリート	多孔状	1.27E+14	12	水切り	コンクリート	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			RPVヘッド	低合金鋼	塊状	9.10E+13	7	水切り	低合金鋼	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			RPV下鏡部	低合金鋼	塊状		7	水切り	低合金鋼	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			デブリ取出し関係機器類	ステンレス	塊状		7	水切り	ステンレス	情報なし	切断切粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
解体廃棄物	N3　その他施設解体廃棄物		増設固体廃棄物焼却設備	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			セシウム吸着装置（KURION）	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			油分離装置	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			第二セシウム吸着装置（ＳＡＲＲＹ）	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			第三セシウム吸着装置（ＳＡＲＲＹ-2）	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			除染装置（ＡＲＥＶＡ）	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			逆浸透膜処理ユニット１	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			蒸発濃縮装置	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			処理用ＲＯユニット	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			処理器	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			円筒フランジ型タンク	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			横置タンク	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			角型タンク	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			固体廃棄物貯蔵庫	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			スラリー安定化設備	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			減容処理設備	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			3号燃料取出用カバー	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			3号燃料取出装置	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			デブリ取出し関係設備	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			デブリ一時保管庫・保管庫	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			汚染水貯蔵タンク	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			除染装置スラッジ抜出し装置	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○
			セシウム吸着塔一時保管施設	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	情報なし	○

インベントリデータに関しては、JAEA/電中研の廃棄物（解体、デブリ回収、水処理）別インベントリ推算結果[1] のバックデータを引用

材質以外の情報に関しては、不確定な部分が多い

[1]　Daisuke Sugiyama, Ryo Nakabayashi, Shingo Tanaka, Yoshikazu Koma & Youko Takahatake (2021) Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference, Journal of Nuclear Science and Technology, 58:4, 493-506,

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜水処理二次廃棄物における整理結果＞

廃棄物区分			廃棄物名称	廃棄物性状		①	②		③			④			
大区分	中区分	小区分		材質	形状	総放射能量*(インベントリ推算高度化)　10年減衰[Bq/t]	含水率%	想定する脱水処理	成分	粒子径［μm］	発生要因	塩化物イオン［ppm］	その他腐食性イオン［ppm］	pH	海水と接触あり
水処理二次廃棄物	S9.2 吸着塔②（モバイルSr除去装置）	モバイル型ストロンチウム除去装置(KMPS)	珪チタン酸塩(ISM)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	17000	情報なし	情報なし	○
		第2モバイル型ストロンチウム除去装置	珪チタン酸塩(IE-911,FST)(放水路浄化)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	2300	情報なし	情報なし	○
			珪チタン酸塩(FST)(タンク浄化)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	2300	情報なし	情報なし	○
	S10.1 多核種除去装置①（スラリー）		炭酸塩スラリー	炭酸カルシウム、	粒状(数mm径)	7.72E+11	約60%	フィルタープレス	炭酸カルシウム、	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	9.2-11.2	○
			鉄共沈スラリー	水酸化鉄	粒状(数mm径)	7.88E+12	約60%	フィルタープレス	水酸化鉄	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
	S10.2 多核種除去装置②（吸着材）		珪チタン酸塩系吸着材(FST,Sr-treat)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	5.53E+10	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
			活性炭系系吸着材(GAC,AGC,クラレコール)	活性炭	粒状(数mm径)	4.81E+10	約50%	水切り	活性炭	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
			高分子系系吸着材:水酸化セリウム(ReadE2,Read-B)	水酸化セリウム	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	水酸化セリウム	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
			高分子系系吸着材:イノミジ酢酸型キレート樹脂(IRC748)	キレート樹脂系	粒状(数mm径)	2.30E+10	約50%	水切り	キレート樹脂系	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
			高分子系系吸着材:水酸化鉄系吸着材(CN4000)	キレート樹脂系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	キレート樹脂系	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
			キレート樹脂系吸着材:水酸化鉄(Ly-RT)	キレート樹脂系	粒状(数mm径)	1.26E+11	約50%	水切り	キレート樹脂系	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	6-7	○
			ゼオライト系系吸着材:銀ゼオライト(AgZ)	ゼオライト系	粒状(数mm径)	4.81E+10	約50%	水切り	ゼオライト系	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
			酸化チタン(GX194)	酸化チタン	粒状(数mm径)	4.70E+10	約50%	水切り	酸化チタン	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
			フェロシアン化コバルト(Cs-treat)	フェロシアン化物	粒状(数mm径)	4.65E+10	約50%	水切り	フェロシアン化物	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
	S10.3 多核種除去装置③（処理カラム）		キレート樹脂系吸着材:水酸化鉄(Ly-RT)	キレート樹脂系	粒状(数mm径)	1.26E+11	約50%	水切り	キレート樹脂系	情報なし	粉砕粉	13000	情報なし	情報なし	○
	S11 除染装置スラッジ		除染装置スラッジ	硫酸バリウム	粒状(数mm径)	8.17E+12	約60%	遠心分離	硫酸バリウム	情報なし	粉砕粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
	N4　その他水処理設備	高性能ALPS	珪チタン酸塩(HS-726,FST)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
			活性炭系系吸着材(K-MAC)	活性炭	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	活性炭	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
			高分子系系吸着材(CRB05,CN4000,READ-B,WA30)	キレート樹脂系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	キレート樹脂系	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
			ゼオライト系吸着材(AgZ,KW-500G-7)	ゼオライト系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ゼオライト系	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
		RO濃縮水処理設備	珪チタン酸塩(HS-72)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
		サブドレン他浄化設備	ゼオライト系(A51-JHP)	ゼオライト系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ゼオライト系	情報なし	粉砕粉	17000	情報なし	情報なし	○
			珪チタン酸塩(HS-726)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	17000	情報なし	情報なし	○
			活性炭系(K-MAC)	活性炭	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	活性炭	情報なし	粉砕粉	17000	情報なし	情報なし	○
			高分子系(READ-B)	キレート樹脂系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	キレート樹脂系	情報なし	粉砕粉	17000	情報なし	情報なし	○
		モバイル式処理装置	珪チタン酸塩(IE-901)(SFP浄化)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	17000	情報なし	情報なし	○
			珪チタン酸塩(IE-901)(トレンチ浄化)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	17000	情報なし	情報なし	○
			ゼオライト系(ET201)(トレンチ浄化)	ゼオライト系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ゼオライト系	情報なし	粉砕粉	17000	情報なし	情報なし	○
		高性能ALPS検証試験装置	珪チタン酸塩(HS-716)	ケイチタン酸塩	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ケイチタン酸塩	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
			高分子系(CRB05,WA30)	キレート樹脂系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	キレート樹脂系	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
			ゼオライト系(AgZ)	ゼオライト系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ゼオライト系	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
			水酸化第二鉄系吸着材(As-CATCH2)	水酸化鉄	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	水酸化鉄	情報なし	粉砕粉	6350	情報なし	情報なし	○
			ゼオライト土嚢(ゼオライト)	ゼオライト系	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	ゼオライト系	情報なし	粉砕粉	情報なし	情報なし	情報なし	○
			ゼオライト土嚢(活性炭土嚢)	活性炭	粒状(数mm径)	情報なし	約50%	水切り	活性炭	情報なし	粉砕粉	情報なし	情報なし	情報なし	○

インベントリデータに関しては、JAEA/電中研の廃棄物（解体、デブリ回収、水処理）別インベントリ推算結果[1] のバックデータを引用
水質データに関しては、平成27年度　原子力発電施設等安全技術対策委託費　水処理二次廃棄物の管理基準の検討事業報告書[2] から引用

- 水質（塩化物イオン等）は保守的評価のため処理開始初期の値を抽出
- 材質以外の情報に関しては、不確定な部分が多い

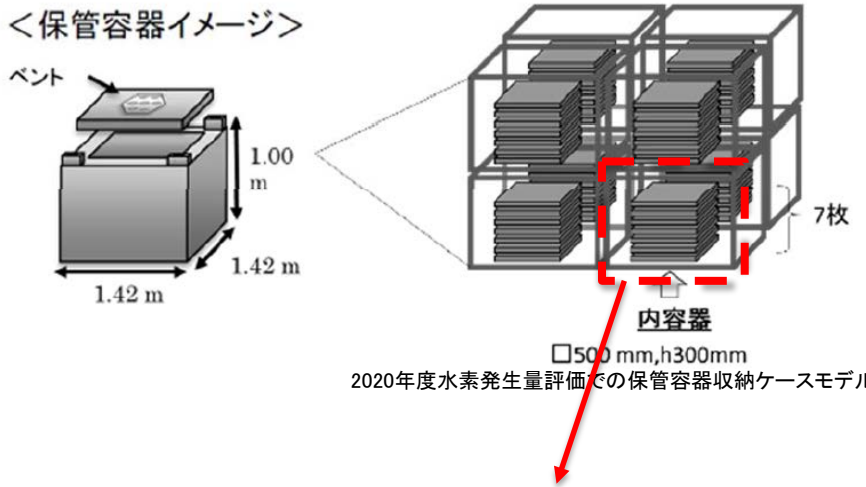
[1]　Daisuke Sugiyama, Ryo Nakabayashi, Shingo Tanaka, Yoshikazu Koma & Youko Takahatake (2021) Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference, Journal of Nuclear Science and Technology, 58:4, 493-506,
[2]　国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構　平成27年度　原子力発電施設等安全技術対策委託費　水処理二次廃棄物の管理基準の検討事業報告書，平成28年3月

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜保管条件の整理　保管容器に関して＞

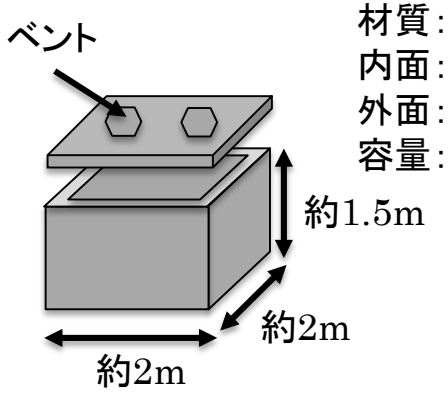
＜保管容器イメージ＞



2020年度水素発生量評価での保管容器収納ケースモデル

図1　解体廃棄物の保管イメージ*1

・解体廃棄物は内容器に入れてから保管容器に収納
・内容器は水素が溜まらないように格子状ラックを想定
・保管/内容器材質は未定であるが、水処理二次廃棄物と同様に、炭素鋼と想定



材質：SS400
内面：ポリエチレンライニング
外面：樹脂塗装
容量：約5.1m^3（肉厚5cm想定）



図2　水処理二次廃棄物の保管イメージ*2

スラリーに関してはフィルタープレスで脱水処理

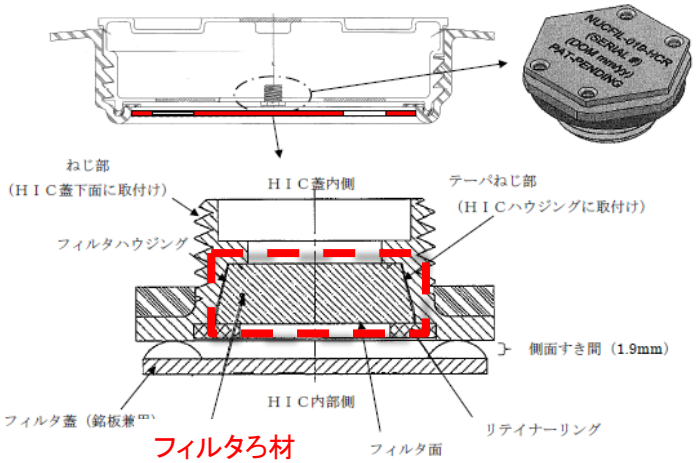


図3　保管容器のフィルタ部分イメージ

フィルタの取付け方はHICと同等、ハウジングに収納してネジ締め付けにより保管容器蓋部分に取り付ける

➢解体廃棄物、水処理二次廃棄物、それぞれベント付き専用容器で保管

＊1：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　最終報告書
＊2：東京電力ホールディングス殿ご提示情報を参考に作図したもの

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜保管条件の整理　保管容器に関して＞

最も線量が高いと想定される炭酸塩スラリーにおいて、HIC収納時の内部温度を測定*1

表1　炭酸塩スラリーの温度測定結果

測定位置※	温度
500mm（水面付近）	13.2℃
1000mm	14.1℃
1500mm	14.0℃
底面付近	14.1℃

※：下部プレートからの距離

格納日　2014.11.1
測定日　2015.4.10
外気温　13.9℃

＊1：東京電力ホールディングス殿HP資料（2018　高性能容器（HIC）の長期健全性の確認について　P7）

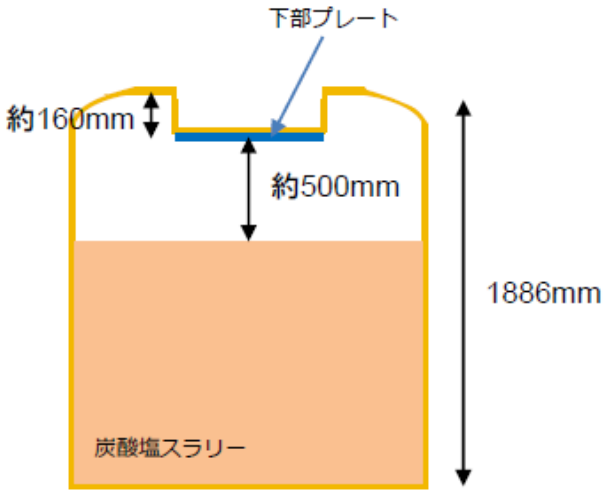


図1　高性能容器（HIC）の模式図

内部温度はほぼ外気温と同じ値

➢容器内の温度は保管環境の温度と同じ値になると想定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット条件の整理

＜保管条件の整理　保管環境に関して＞



図1　解体廃棄物の処理プロセス*1

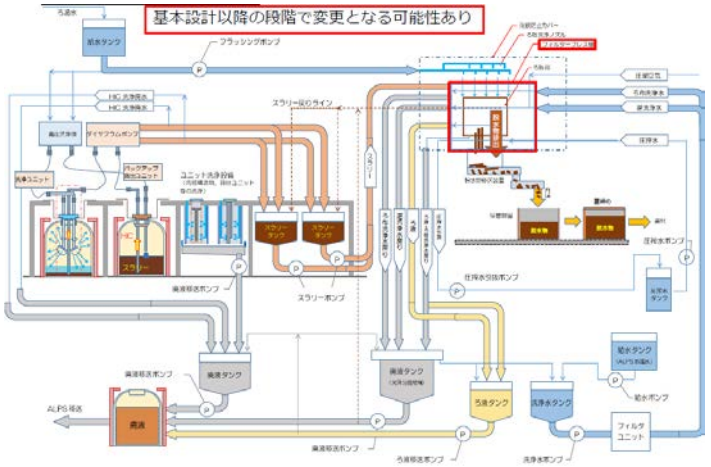


図2　水処理二次廃棄物（炭酸塩スラリー）の処理プロセス*2

保管建屋に収納

＊1：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　最終報告書
＊2：東京電力ホールディングス殿ご提示情報を参考に作図したもの

- 収納～保管まで全プロセスにおいて屋内で実施されると想定。
- 保管建屋は現在運用されている固体廃棄物貯蔵庫第9棟相当と想定。
  - 建屋遮蔽機能を有し、飛散防止策が講じられる。
  - 換気システム（給気フィルタ付き）あり。
  - 温度管理システムには言及がないため、外気温（0～40℃）を想定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

劣化要因検討

＜劣化モードの定義＞

保管容器ベントフィルタに要求される機能は以下である

- 水の放射線分解で発生する水素を逃がす機能 ＝ 水素透過機能（水素透過速度）
- 放射性物質を含む微粒子を閉じ込める機能 = 微粒子捕集機能（捕集効率）

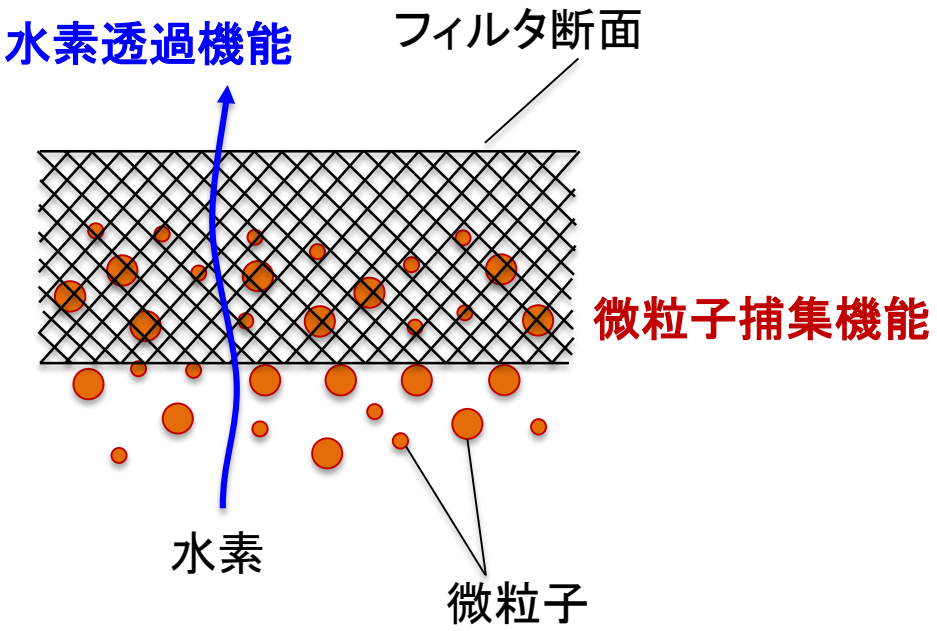


図1　フィルタ機能のイメージ

フィルタの劣化とは

水素が透過しない
　＝フィルタが**閉塞**した状態

微粒子を捕集できない
　⇒　フィルタが**破損**した状態

劣化モードをフィルタの閉塞と破損と定義する
固体廃棄物の保管環境を踏まえフィルタの閉塞と破損に至る原因と事象を整理

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

劣化要因検討

＜フィルタ劣化（破損・閉塞）の原因と事象を検討＞

・安全評価シナリオ作成手法(FEP*1)を参考に、固体廃棄物の保管環境を5つの環境分類として整理
（放射線環境、熱的環境、応力環境、化学環境、外部環境）
・それぞれの環境分類において想定され得るフィルタ劣化の原因と事象を整理

環境分類	原因	事象	事象詳細	劣化モード
放射線環境	放射線分解	水素発生	固体廃棄物の放射線分解により水素が発生し微粒子が舞い上がることで、フィルタが閉塞する。	閉塞
			固体廃棄物の放射線分解により水素が発生し微粒子が舞い上がることで、フィルタが閉塞し、内圧が上昇してフィルタが破損する。	破損
		水素脆化	廃棄物に同伴する水の放射線分解で生成する水素に長時間暴露することでフィルタが水素脆化し破損する	破損
	放射線	放射線劣化	固体廃棄物の放射線によりフィルタ材料が劣化し破損する。	破損
熱的環境	崩壊熱	熱変質	崩壊熱により廃棄物の温度が上昇し、熱伝導でフィルタの温度が上昇することでフィルタが熱変質して破損する。	破損
		熱変形(容器)	崩壊熱により廃棄物の温度が上昇し、熱伝導で容器の温度が上昇することで容器が熱変形して、固定されているフィルタに応力がかかることで破損する。	破損
		熱対流	熱対流で微粒子が舞いフィルタが閉塞する。	閉塞
応力環境	運搬時や地震による振動	衝撃	運搬時、地震発生時における衝突・落下などの衝撃により容器やフィルタが変形／破損しフィルタの機能を失う。	破損
		振動による発塵	運搬・地震などの振動により微粒子が舞いフィルタが閉塞する。	閉塞
化学環境	腐食	減肉	減肉の過程で発生する腐食性物質の付着により閉塞する	閉塞
		酸化膜発生	フィルタ繊維表面に腐食により、酸化膜が形成され繊維径が増加（孔径が減少）することで閉塞する。	閉塞
		塩析出	腐食性物質を含む蒸気に長時間暴露することで、フィルタに腐食性物質が蓄積することでフィルタが閉塞する。	閉塞
		電食	フィルタが電気腐食することで発生した腐食生成物で目詰まりして閉塞する。	閉塞
外部環境	容器内と外部環境の差	微生物膜	フィルタ内外でカビ等の微生物が繁殖し、バイオフィルタが形成されることでフィルタが閉塞し水素が透過しない。	閉塞
		水膜	フィルタ内外の温度差によりフィルタ表面に水膜が形成されることでフィルタが閉塞し水素が透過しない。	閉塞
		凍結	結露によりフィルタ表面に水膜が形成後、空調設備異常により、フィルタが氷点下の条件に置かれた場合に水膜が凍結し、フィルタ中が氷に満たされた場合、フィルタが閉塞する。	閉塞
		エアロゾル堆積	海塩粒子等のエアロゾルが飛散によりフィルタ外面に堆積し閉塞する。	閉塞
		微粒子の飛散	フィルタ内外の圧力差により流れが生じ微粒子が舞い、フィルタを閉塞する。	閉塞
	環境中のUV	UV劣化	環境のUVによりフィルタ材料が劣化し破損する。	破損

＊1　シナリオ特性（Feature）、イベント（Events）、プロセス（Process）をリストとして取り纏め個別事象を整理する手法

合計18の劣化事象を抽出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

フィルタ要件の整理

過去PJ(2018年度)で暫定仕様として、以下のように提示*1

- ろ材　→　耐腐食性材料　(SUS316Lや炭素複合材)
- 微粒子捕集機能　→　HEPA並み
- 水素透過機能→　容器内の水素濃度が4%を超えない

*1　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・処分に関する研究成果)」2019年成果報告会資料p.33

上記暫定仕様を含め、さらに一般的なエアフィルタの仕様について調査

以下の項目を調査し、フィルタ要件として整理

A) 用途、主要メーカーに関して

B) 製造方法、ろ材に関して

C) 微粒子捕集機能に関して

D) 水素透過機能に関して

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

フィルタ要件の整理

＜エアフィルタに関する仕様の調査　例1＞



図1　Poral製焼結金属フィルタ*1

＊1　Poralカタログ（brochure-filtres-poral.pdf）

B）　製造方法、ろ材に関して

耐食性などの観点から以下の材料を使用
・焼結金属
・カーボンコンポジット

製造方法の詳細は公開されていないが、一般的に焼結金属の場合、金属繊維や金属粒子を高温で処理し、接合することでフィルタとする。

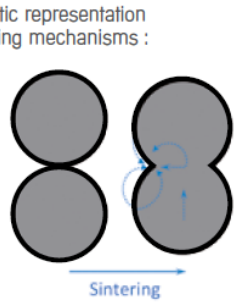


図2　高温処理による接合のイメージ

＊2　DOE/WIPP 11-3384 “CBFO Approved Filter Vents” U.S. Department of Energy Revision 2 March 2011　https://www.osti.gov/biblio/1041227
＊3　Terry Wickland and John Schierloh “HYDROGEN DIFFUSIVITY THROUGH DRUM AND LINER VENTING FILTERS” WM Symposia 1998 SESSION 27 ,37
https://xcdsystem.com/wmsym/archives//1998/html/sess27/27-37/27-37.htm

A）　用途、主要メーカーに関して

原子力関係の使用例は、以下の通り。
・米国：WIPP処分場のTRU廃棄物容器
・フランス：La Hagueハルエンドピース、スラッジ廃棄物容器
・イギリス：スラッジ、被覆管などの廃棄物容器
・日本：汚染水処理二次廃棄物容器（HIC）

主なメーカーとしては、以下の通り。
・Nuclear Filter Technology（NFT）
・UltraTech
・Poral　　など

C）　微粒子捕集機能に関して

米国WIPP(Waste Isolation pilot Plant)の廃棄物容器用フィルタの場合、容器の種類に応じて粒子捕集性能の仕様値が示されている*2
認証品の一例として、NucFil®019-HCRの粒子捕集性能は、
＞99.97%@0.3-0.5μmDOP（規定流量：210ml/min@330 Pa）
とHEPA相当の性能を有する

表1　米国WIPPの廃棄物容器用フィルタの捕集性能の例

	CH-TRAMPAC 直接ハンドリングが可能なTRU廃棄物容器	RH-TRAMPAC 遠隔ハンドリングが必要なTRU廃棄物容器	TRUPACT-III TRAMPACTRU 廃棄物輸送容器
粒子捕集性能(%)	>99.9	>99.5	>99.9

CH-:Contact-Handled
RH-:Remote-Handled
TRAMPAC: Transuranic Waste Authorized Methods for Payload Control
TRUPACT-III:Transuranic Package Transporter III

D）　水素透過機能に関して

米国WIPP(Waste Isolation pilot Plant)の廃棄物容器用フィルタの場合、水素透過速度（Hydrogen diffusivity　mol/sec/mol-fraction）はモル濃度勾配当たりに1秒間にフィルタを透過する水素モル数として定義され、試験によって測定される*3。NFT製等、X（3.70×10^{-6}m/s/mf)を基準として、x/2から5x、25xなど高水素透過性のフィルタがある。
フランスのPoral製フィルタの場合、水素拡散係数が指標として用いられており、拡散係数3.66×10^{-6} (m^2/s)のものなどが用いられている。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

フィルタ要件の整理

＜エアフィルタに関する仕様の調査　例2＞



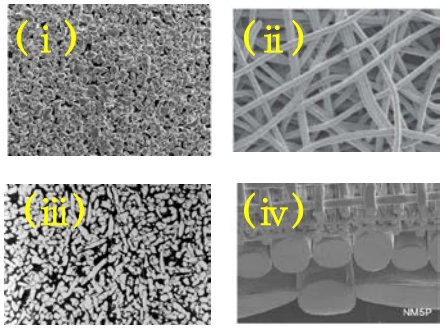


図1　フィルタ断面構造
(i)粉末焼結体　　(ii)長繊維焼結体
(iii)短繊維焼結体　(iv)多層金網焼結体
日本精線製焼結金属フィルタ*1

A)　用途、主要メーカーに関して

用途として、
- フィルム成膜、合成繊維紡糸
- 合成繊維(原料系のろ過)
- 各種エアフィルタ(高温ガス、排気ガス等)
- エア機器フィルタ(整流、分散)　など

主なメーカーとしては
- 富士フィルタ　・小段金属
- 日本製線　・ニチダイ
- モスフィルなど

B)　製造方法、ろ材について

表1　フィルタの種類、製法、特徴、ろ材について

種類	製法／特徴	ろ材
(i)粉末 焼結体	金属粉末を焼結 強度が高い	SUS316、SUS316L、SUS304、Al、青銅、Cu、Ti、Ni、600合金など
(ii)長繊維 焼結体	金属長繊維を焼結 幅広いろ過精度 様々な形状加工可能	SUS316、SUS316L、SUS304
(iii)短繊維 焼結体	金属短繊維を焼結 サブミクロンろ過が可能 ガス・低粘度流体に適する	SUS316L
(iv)多層金網 焼結体	金属金網を焼結 強度が高い	SUS316、SUS316L、SUS304、Cu

＊1　日本精線(株)HP(https://www.n-seisen.co.jp/products/filter/metal/)

C)　微粒子捕集機能に関して

ろ過精度はメーカやフィルタ種類によって異なるが、0.1～数百μmで短繊維焼結体だとサブミクロンオーダー粒子(HEPA相当)も捕集可能。ろ過精度はあくまで公称で、ある大きさ以上のすべての粒子に対する重量除去効率に基づき、メーカで任意に決めた値であって、JISなどで規定された評価方法ではない。

D)　水素透過機能に関して

特に明記はされていないが、焼結体の細孔は数μmオーダーであり、空孔率も40~80%あり、細孔径5μmで、空気流量170mL/min 、差圧294Paであることから、海外で使用されているベントフィルタと同程度の水素透過機能があると推定される。
(値は全て日本精線のカタログ値より)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

フィルタ要件の整理

＜エアフィルタに関する仕様の調査　例3＞

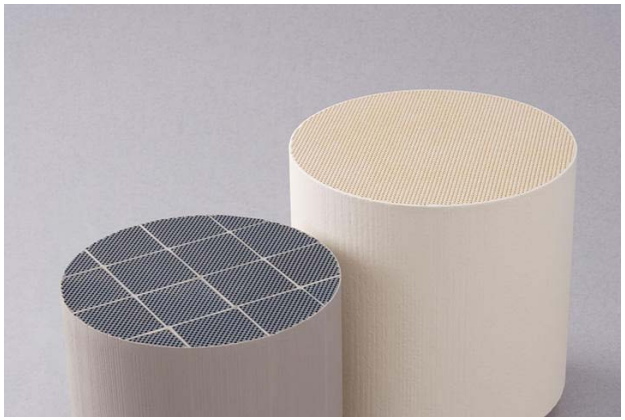


図1　日本ガイシ製セラミックスフィルタ*1

＊1　日本ガイシ(株)HP(https://www.ngk.co.jp/product/dpf.ht

B)　製造方法、ろ材に関して ＊2、3

・原料秤量、混合・混錬、押し出し成形、乾燥、仕上げ切断、(目封じ)、焼成、外周研磨・コート

・使用材料としては、以下の通り。
　アルミナ(Al_2O_3):0.004～15μm
　ゼオライト:nmレベル(分子ふるい)
　コージェライト($2MgO \cdot 2Al_2O_3 \cdot 5SiO_2$) :2～100μm
　炭化ケイ素(SiO_2):10μm

＊2「多孔質ファインセラミックスの産業技術の系統化」
　国立科学博物館の系統化調査報告vol12.2008March
＊3　日本機械学会論文集(B編)72巻721号(2006-9)

A)　用途、主要メーカーに関して

用途として、
・脱臭
・高温ガス中の異物除去
・ガス分離
など

主なメーカーとしては
・日本ガイシ
・イビデン
・ノリタケ
など

C)　微粒子捕集効率に関して

100nm-300nmの粒径範囲の捕集効率が低いが、粒子が捕集され細孔が埋まることで、全粒径に対し100%に近い捕集効率となるため、細孔制御によりHEPA相当の捕集効率となると推定される

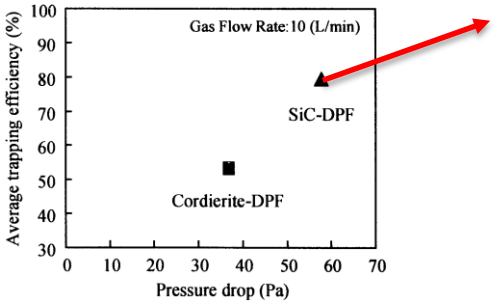


図2　DPF(Diesel particulate filter)の初期性能
(平均粒径170nm、個数密度6×10^6[cm^{-3}] の模擬微粒子を10[NL/min]で供給した場合)＊2

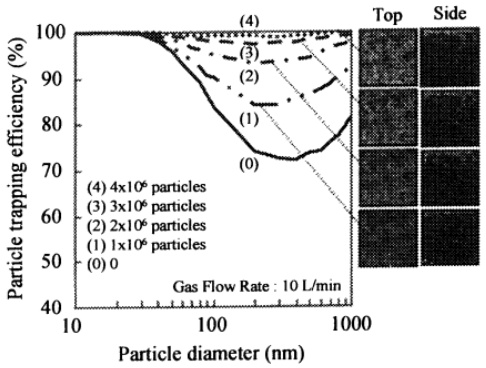


図3　粒径と捕集効率の関係
(捕集量増加により捕集効率が増加)＊2

D)　水素透過機能に関して

特に明記はされていないが、排ガス10NL/min通気時で40-60Paと気体通過時の抵抗が低いため、水素透過機能は十分高いと推定される

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

フィルタ要件の整理

＜エアフィルタに関する仕様の調査　例4＞

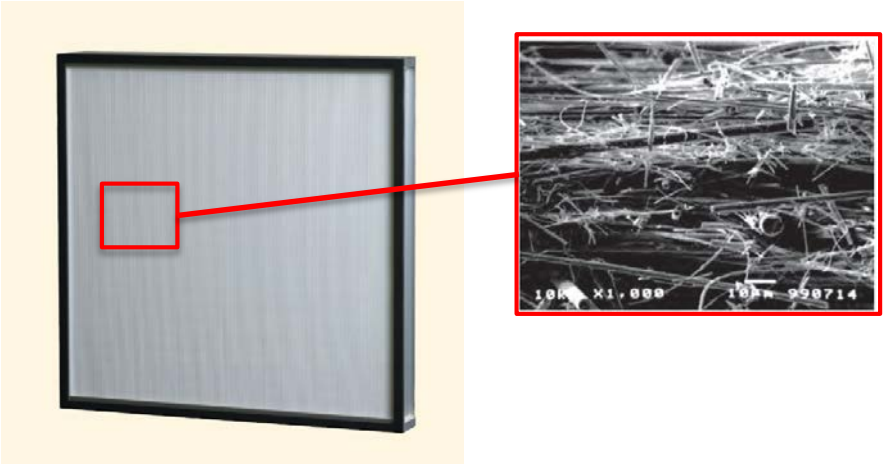


図1　日本ケンブリッジフィルター製空調用HEPAフィルタ*1

＊1　日本ケンブリッジフィルター（株）HP（https://cambridgefilter.com/pdf/）

A）　用途、主要メーカーに関して

用途として、
- ・クリーンルーム
- ・食品工場
- ・病院
- ・原子力施設

主なメーカーとしては
- ・日本エアーフィルター
- ・近藤工業
  （日本ケンブリッジフィルター）
- ・ニッタ
- ・エアプロダクツ
- ・忍足研究所

B）　製造方法、ろ材に関して

直径1μm以下の繊維を、メルトブロー法*1やエレクトロスピニング法*2といった手法で、充填率：約10%（空孔率90%）、孔径：数μm程度で紡糸する。
使用材料としては、主にガラスファイバーで、用途によっては、高分子材料（ポリプロピレン、オレフィン、PTFE　など）が使用されている。

※1メルトブロー法
溶融ポリマーを高速高温ガスで牽引細化して紡糸する手法
※2エレクトロスピニング法：
ポリマー溶液を入れた容器の先のノズルとターゲット電極間に高電圧を印加することでノズルから電荷を帯びたポリマー溶液が極細の繊維となって噴出し、それを紡糸する手法

C）　微粒子捕集機能に関して

HEPAフィルタの場合、JIS8901に従い、
粒径0.3μm粒子に対し、99.97%以上の捕集効率を有し、
ULPAフィルタの場合、JIS　Z　8122に従い、
粒径0.15μm粒子に対し、99.9995%以上の捕集効率を有し、
かつ、それぞれ初期圧損が、245Pa以下となるように、規定されている。
HEPAフィルタにおいて、特に原子力施設が用途となる場合、
JIS Z　4812において、
粒径0.15μm粒子に対し、99.97%以上の捕集効率を有し、
標準風量（0.4-32m/s）の場合、初期圧損が245Pa以下
多風量（ 28-56m/s ）の場合、初期圧損が300Pa以下となるように規定されている。
これらの性能はろ材で一義的に決まるのではなく、編み込み方で設定可能

D）　水素透過機能に関して

特に明記されていないが、気体流量が数10m/sの場合においても、数100Pa程度の圧損のみ生じること、空孔率も孔径も比較的大きいことから、水素透過機能は十分高いと推定される

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

フィルタ要件の整理

＜微粒子捕集機能に関する調査結果＞

一般産業で使用されている金属、セラミックス、ガラスファイバ、高分子のいずれを選択しても海外ベントフィルタと同等のHEPA相当の性能を含む、中性能~ULPAの範囲で製作可能

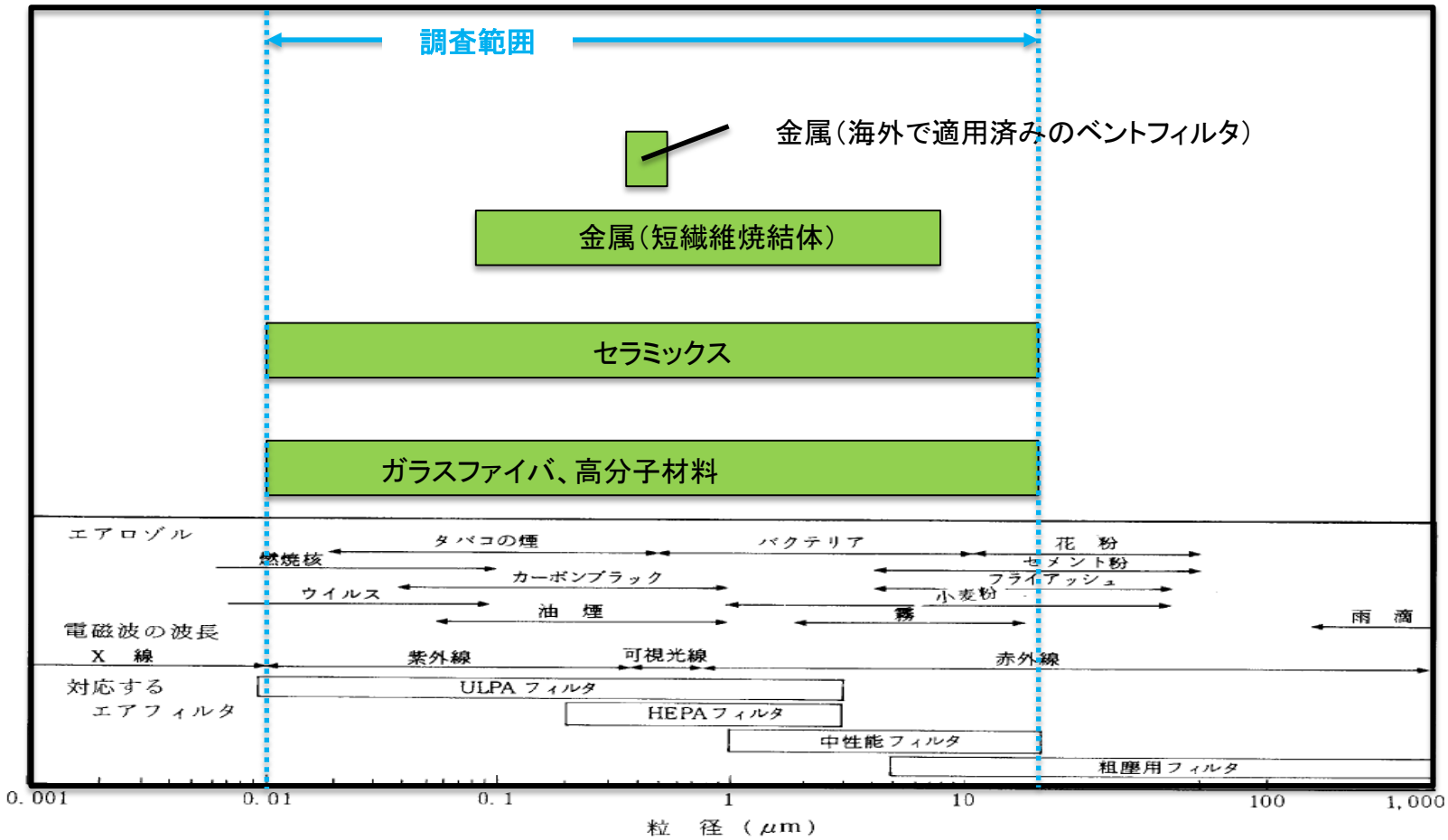


図1　エアロゾルなどと対応するフィルタ、粒径の関係＊1

＊1　上島、“エアフィルタユニットの性能”,エアロゾル研究、Vol.4、No.4（1989）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

フィルタ要件の整理

＜水素透過機能に関する調査結果＞

一般産業で使用されているフィルタに関しては水素透過拡散係数の実測値はカタログ等には記載されていなかった。しかし、海外ベントフィルタと比較した場合、原理的には金属フィルタに関しては同等程度、その他の材料に関しては、同等以上の性能を有すると推測される。

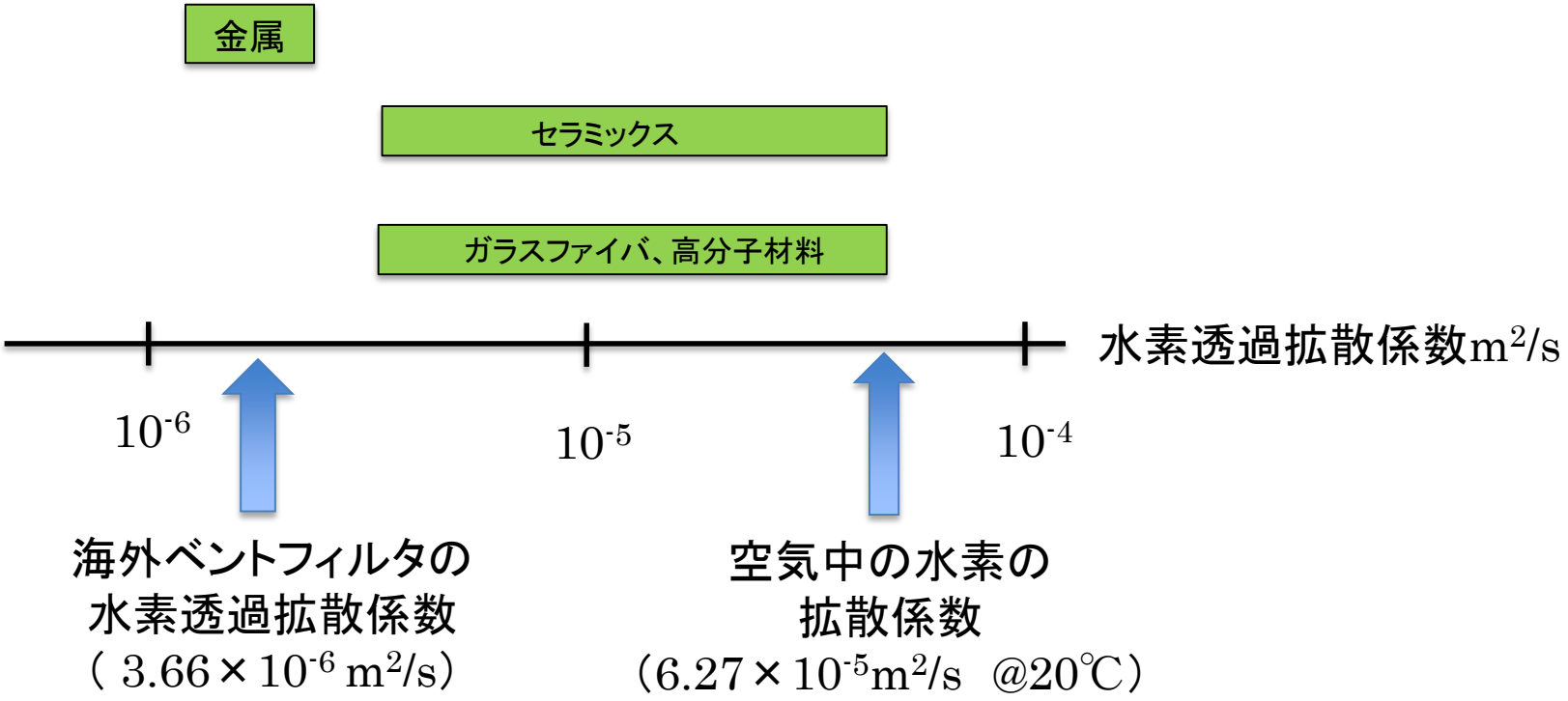


図1　調査したフィルタの水素透過拡散係数の範囲

水素を排出し易い

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

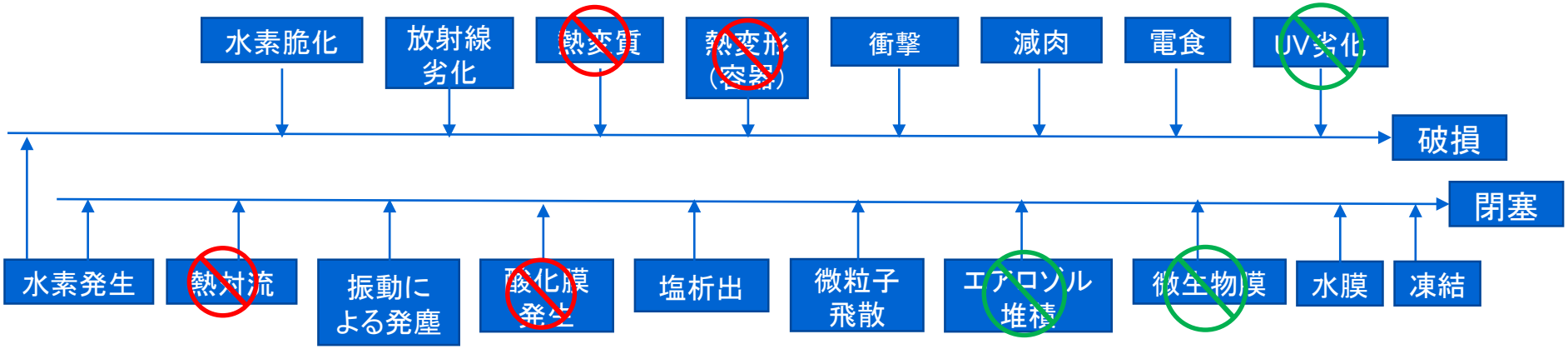


図1　フィルタ劣化（破損・閉塞）に至る事象の検討

インプット条件（No.81-82）より、内部温度＝外気温（0-40℃）のため
- 熱変質/熱変形：当該温度で、金属/セラミックス/ガラス/高分子ともに顕著な変化なし。
- 酸化皮膜：当該温度で、有意な厚みの酸化皮膜は発生しない。
- 熱対流：当該温度で、有意な熱対流は発生しない。

インプット条件（No.82）より、収納～保管まで全プロセスにおいて屋内
- UV劣化：屋内のため、UVに曝されることがないため発生しない。
- エアロゾル堆積：換気空調（給気フィルタ付き）によりエアロゾル堆積は発生しない。
- 微生物膜：換気空調（給気フィルタ付き）により微生物が混入することはない。

18の劣化事象⇒7個除外により、検討すべき項目は11個に絞り込みをした

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

表1　フィルタ劣化事象別　故障モードシナリオの検討

	故障モードシナリオ		
	収納時	輸送時	保管時
水素発生	短時間での水素発生による目詰まりの可能性は低い	短時間での水素発生による目詰まりの可能性は低い	水の放射線分解による水素気流が長期にわたり発生することで固体廃棄物微粒子が飛散し、フィルタが目詰まりしフィルタ機能を失う
水素脆化	短時間での水素脆化の可能性は低い	短時間での水素脆化の可能性は低い	発生した水素が吸収されかつ水分が生成した状態になり、保管期間内に脆化を発生する濃度になり破損しフィルタ機能を失う
放射線劣化	短時間での放射線劣化の可能性は低い	短時間での放射線劣化の可能性は低い	放射線エネルギーを吸収劣化し、フィルタ材料が破損しフィルタ機能を失う。
衝撃	蓋閉め時、地震発生時における衝突／落下などの衝撃により蓋やフィルタが変形／破損しフィルタの機能を失う	運搬時、地震発生時における衝突／落下などの衝撃により容器やフィルタが変形／破損しフィルタの機能を失う	運搬時、地震発生時における衝突／数mの高さからの落下などの衝撃により容器やフィルタが変形／破損しフィルタ機能を失う
振動による発塵	短時間での振動による発塵による目詰まりの可能性は低い	短時間での振動による発塵による目詰まりの可能性は低い	運搬時、地震時の容器転倒により、微粒子が舞いフィルタ表面に付着しフィルタが目詰まりしフィルタ機能を失う
減肉	短時間での減肉の可能性は低い	短時間での減肉の可能性は低い	廃棄物が保有する水や結露によりフィルタに水分が付着しするとともに、塩化物イオンまたは廃棄の粒子が付着し、孔食またはすき間腐食が発生し、腐食生成物が生成して目詰まりしフィルタ機能を失う
塩析出	短時間での塩析出の可能性は低い	短時間での塩析出の可能性は低い	差圧や衝撃によって廃棄物に含まれる水が容器外に向かって噴出し、フィルタに付着し乾燥後、塩が析出して目詰まりしフィルタ機能を失う
電食	短時間での電食の可能性は低い	短時間での電食の可能性は低い	廃棄物に含まれる水または結露によってフィルタが濡れて、かつ塩化物イオン等が付着もしくはpHがアルカリ側（内容物にコンクリートを含む場合）にシフトすることで電食が発生し腐食し、発生した腐食生成物にて目詰まりしフィルタ機能を失う
水膜	短時間での結露発生可能性は低い	短時間での結露発生可能性は低い	結露で発生した水膜によりフィルタが目詰まりしフィルタ機能を失う
凍結	短時間での凍結発生の可能性は低い	短時間での凍結発生の可能性は低い	冬期に、結露による水膜形成と空調系の故障が同時に起こった場合、凍結によりフィルタが目詰まりしフィルタ機能を失う
微粒子の飛散	収納時は同一の圧力環境による操作であり、差圧が生じる環境ではないため、フィルタが目詰まりすることはない	輸送時は同一の圧力環境による操作であり、差圧が生じる環境ではないため、フィルタが目詰まりすることはない	保管建屋の換気システムの影響により保管容器内に流れが生じ微粒子が舞いフィルタ表面に付着・目詰まりしフィルタ機能を失う

：故障が考えられるシナリオ

インプット条件、収納に至るまでのプロセスを考慮し劣化事象故障モードシナリオを作成

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

表1　劣化事象およびフィルタろ材別の劣化発生評価(試験方法の検討要否判断)

フィルタ分類調査結果から代表的なろ材を選定

	金属			セラミックス			ガラス				高分子		
	ステンレス	ニッケル基合金	チタン合金	アルミナ	コージュライト	ゼオライト	Eガラス	Cガラス	Sガラス	Dガラス	ポリエチレン	ポリプロピレン	PTFE
水素発生	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―
水素脆化	―	―	×	―	×	×	―	―	―	―	―	×	―
放射線劣化	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	×
衝撃	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
振動による発塵	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
減肉	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
塩析出	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
電食	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―
水膜	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
凍結	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
微粒子の飛散	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―

インプット条件と照らしあわせ残った11個の劣化事象

―	発生可能性がないため試験方法の検討必要なし
○	発生するが、調査結果から発生進行度の予測が可能のため試験方法の検討必要なし (※この場合は理論式によりフィルタ性能の経時評価をする必要あり)
×	試験方法の検討必要あり

- 水素発生・電食・微粒子の飛散は、ーでフィルタ劣化に影響なし(検討不要)
- 水素脆化のチタン合金・コージュライト・ゼオライト・ポリプロピレン以外は、ーでフィルタ劣化に影響なし(検討不要)
- 放射線劣化の高分子材料以外は、○で発生進行度の予測が可能のため試験方法の検討必要なし
- 上記ー、○以外で×の事象は、試験方法の検討が必要。

以下のスライドで、このような評価に至った理由について詳細を記載。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 水素発生

・水の放射線分解による水素気流が長期にわたり発生することで固体廃棄物微粒子が飛散し、フィルタが閉塞し機能を失う

・解体廃棄物よりも、微粒子の割合が高い

水処理二次廃棄物の保管時の影響を考える※

※二次処理廃棄物の体系で影響しなければ、解体廃棄物においても影響は生じないと考える

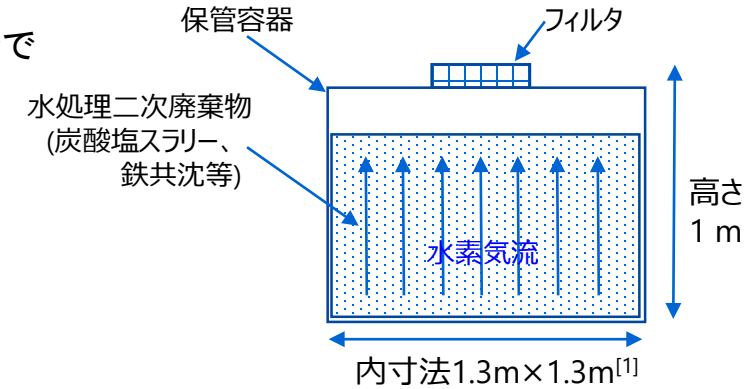


図１　水素気流発生の模式図

（保管容器内で発生する事象）

・水処理二次廃棄物の充填層全体から水素が発生し、廃棄物間の空隙を上昇する

・水素気流が大きいと微粒子が層内で浮遊し始める

・粒子が浮遊開始する速度は粒子が沈降する速度に等しく、以下に示すストークスの式より計算可能である

推算式[1]：　$v_s = d_p^2(\rho_p-\rho_f)\,g\,/18\mu$

d_p：平均粒子径(m), ρ_p：粒子密度(kg/m^3), ρ_f：流体密度 (kg/m^3),
g:重力加速度(m/s^2), μ：流体粘度(Pa・s)

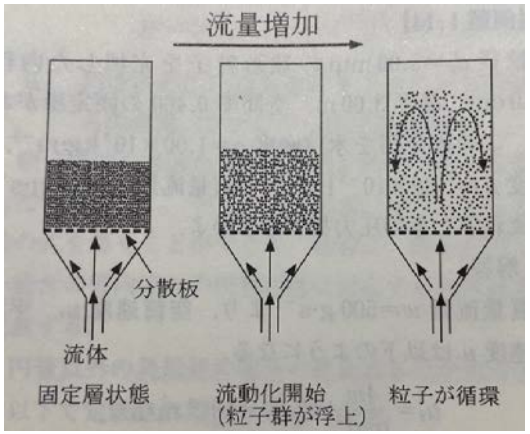


図２　粒子浮上の概略図[2]

流動化開始速度を推算し、水素気流により流動化が起こりうるかを検討

[1]：水処理二次廃棄物に関する情報を参考に想定

[2]：小川浩平、”シリーズ＜新しい化学工学＞1、流体移動解析”初版版、朝倉書店、(2011年) p51,58

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 水素発生

（微粒子が浮遊する終末速度）

凡その廃棄物密度・粒子径の範囲で計算

＜計算条件＞

・粒子径（0.1μm～10μm）
飛散しやすい小粒径側はHEPA, ULPAの性能評価の標準粒径0.3, 0.15μmを包含する0.1μmに設定

・粒子密度（ 1−8g/cm^3）
保管が想定される炭酸塩スラリー(約3g/cm^3)、コンクリート（2−3g/cm^3）、ステンレス（約8g/cm^3）を含む範囲で設定

・流体の粘度と密度：20℃の値を使用

⇒微粒子が浮遊する終末速度は10^{-7}～10^{-2}(m/s)の範囲

（水素発生による流速）

・水素発生速度は水素発生量評価で想定される1.6E−6(L/s)とする

・水素発生流速は以下の式で計算

水素発生による流速(m/s)
= 水素発生速度/1000 （m^3/s）／ 流路断面積(m2)

・流路断面積は水処理二次廃棄物(□1.9m×1.9m)[1]、解体廃棄物(□1.3m×1.3m)[2]

・水素発生の流速が大きい(断面積が小さい)解体廃棄物の保管容器断面で計算

⇒水素発生による流速は9.5E−10(m/s)であり、浮遊開始速度より十分小さい

水素発生による微粒子の飛散によるフィルタ劣化影響は無視できると判断

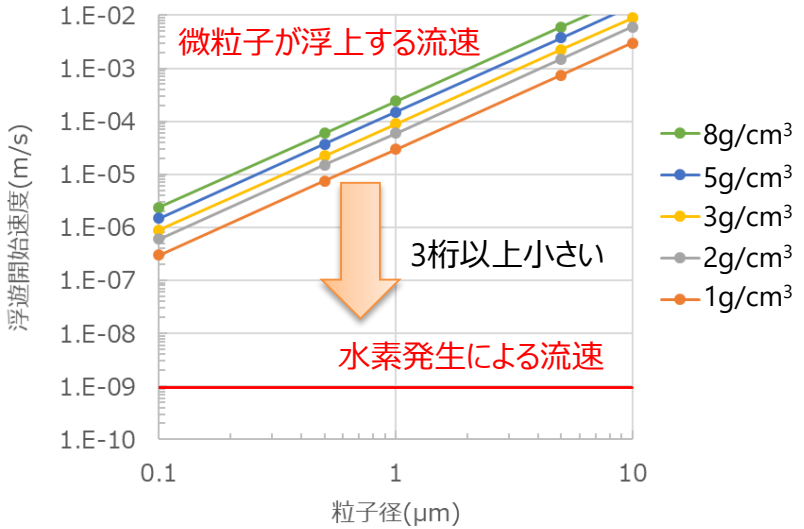


図1　微粒子が浮上する流速と水素発生による流速の関係

[1]：水処理二次廃棄物に関する情報を参考に想定

[2]：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　最終報告書

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■ 各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 水素脆化

■ 容器内の水素分圧の評価

容器内外の圧は同じと仮定

空気中の水素濃度0.5ppmより、水素圧は0.05Pa

表1　水素発生速度

	圧力容器（金属廃棄物）	燃料デブリ回収時に発生する廃棄物（コンクリート）	水処理二次廃棄物（炭酸塩スラリー）
水素発生速度（L/sec）	1.6E-6	1.59E-6	7.36E-8

容器内の水素分圧は表1の水素発生速度をもとにPV=nRTを利用して計算した。
温度30℃と仮定すると、水素圧は
圧力容器と燃料デブリ回収時に発生する廃棄物（コンクリート）の場合は0.013Pa、
水処理二次廃棄物の場合は0.0006Paとなる。温度300℃の水素圧は約2倍になる。
従って、容器内の水素圧は、温度30℃の場合、圧力容器と燃料デブリ回収時に発生する廃棄物（コンクリート）の場合は0.063Pa、水処理二次廃棄物の場合は0.0006Paとなる。

■ ステンレス鋼およびNi基合金の場合

・SUS304Lの水素溶解度は容器内の水素圧を考慮すると、図1より、温度300℃でも5ppmよりも低い*。オーステナイト系ステンレス鋼の水素溶解度は鋼種による差はほとんどないため、SUS316Lでも溶解度は同じと考えられる。

・SUS316Lは常温でも数百ppm、85℃では数十ppm吸収しても水素脆化は発生しない**。

・Ni基合金の溶解度は組成によって異なるが、温度400℃でNi量85%程度で、Feの5倍程度になる*。Feの水素の溶解度はSUSはあまり変わらないことが報告されているため***、そこから推定すると温度300℃におけるNi量85%の水素溶解度は30ppm以下となる。この濃度では、水素脆化は発生する可能性は低い。水素溶解度は温度低下とともに低くなるので、常温でも水素脆化は生じないと考えられる。

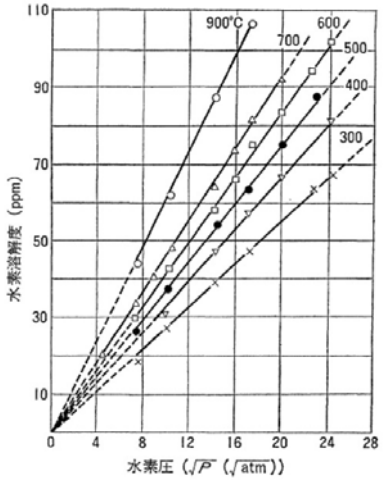


図1　SUS304Lの水素溶解度と水素圧の関係*

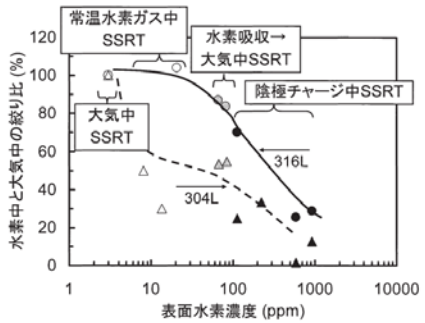


図2　水素脆化特性に及ぼす表面水素濃度の影響**

*野村ら、日本金属学会会報、第15巻、第9号、p.563~570(1976)
**大村、中村、材料と環境、60、241-247(2011)
***吉田ら、日本金属学会会報、第11巻、第7号、p.533~548(1972)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■ Ti

図1より、Tiの水素溶解度は常温で10ppm程度、工業用Ti(Fe:0.3%含む)で100 mass ppmであり、水素脆化を発生する濃度は100～300ppmであることを考慮すると種類によっては常温で水素脆化を発生する可能性はある*。

＊　藤井ら、材料と環境、60、248-253(2011)

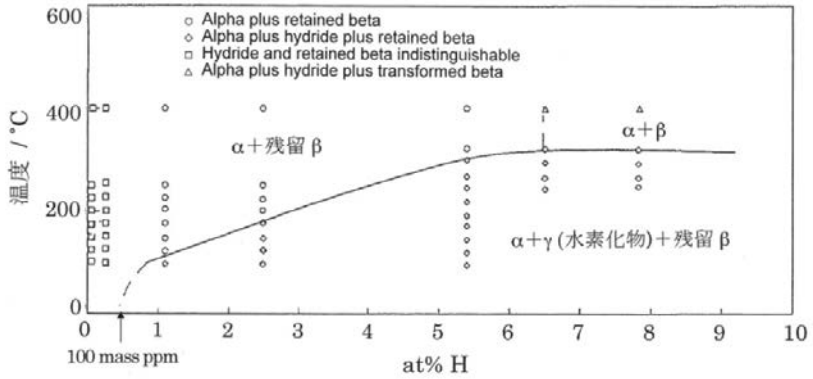


図1　Feを0.3%含む工業用純チタンASTM Gr.3の水素含有量と相構成*

■ セラミックスの場合

セラミックスであるアルミナは水素透過量を削減させる性質があり、金属等の水素脆化を抑制膜として適用が検討されている。表1に水素バリア機能膜の報告例を示す＊＊。

水素環境でアルミナは脆化は生じないと報告されている***

コージュライト、ゼオライトの水素脆化に関する報告は認められなかった。

表 1.　水素バリア機能膜の報告例

皮膜の種類	水素透過量の削減比率
Al_2O_3	10 ～ 10000
TiC	10 ～ 10000
TiN	10 ～ 10000
Cr_2O_3	10
BN	100

＊＊　　NEDO　水素先端科学基礎研究事業　中間評価報告書(2008)
＊＊＊　JST/科学技術戦略推進費、「構造材料の環境脆化における水素の機能に関する研究」、平成13年～14年:第2期)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■ ガラス繊維

ガラス繊維は水素による劣化挙動の報告は認められなかった。結晶性石英ガラスファイバーに関しては水素環境下では脆化しないことが報告されている*

＊（JST/科学技術戦略推進費、「構造材料の環境脆化における水素の機能に関する研究」、平成13年～14年：第2期）。

■ 高分子

ポリエチンは、水素ガス配管として利用可能であることが、高圧ガス協会より報告されている＊＊。

ポリプロピレンについては報告はない。

PTFEは、水素ガス環境下での使用が一般的に認められている。＊＊＊

＊＊　田畑、水素エネルギーシステム、Vol.35、No.4（2010）
＊＊＊　中日技研工業（株）HPより出典

流　体	PTFE	継手材質 CS	SUS 304	SUS 316	Brass	透過
ジイソブチレン	－	－	●	●	●	
ジエチルフタレート	●	－	●	●	●	
四塩化炭酸	●	×	△	△	△	
ジオクチルフタレート	●	●	●	●	●	
シクロヘキサノン	●	－	●	●	－	
シクロヘキサン	●	●	●	●	●	
ジメチルアニリン	●	－	－	－	●	
ジメチルフタレート	●	－	－	－	●	
重クロム酸カリウム	●	－	●	●	－	
シュウ酸	●	×	△	●	×	
臭素水	●	×	×	×	×	
硝酸 10%	●	×	△	△	×	
硝酸 70%	●	×	△	△	×	
硝酸塩第一鉄	●	－	●	●	－	
硝酸塩第二鉄	●	×	●	●	－	
硝酸カリウム	－	×	△	●	－	
硝酸カルシウム	●	●	●	●	●	
硝酸銀	●	△	●	●	△	
硝酸ナトリウム	●	●	△	△	△	
ジンクアセテート	●	●	●	●	●	
ジンククロライド	●	×	△	●	×	
酢	●	×	△	●	×	
水銀	●	●	●	●	×	
水素ガス	●	●	●	●	●	C
スチーム	●	●	●	●	△	A

●：良好　△：限定された使用年限では使用可能　×：推薦できない　－：テストデータなし

図1　各環境下におけるPTFEの使用可否＊＊＊

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■ 各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 放射線劣化

廃棄物から発生する放射線

- 放射線を出す核種として、水素発生評価で選定したものを考える。

・アルファ線：エネルギーは5～7MeVと高いが、飛程が短い（空気中で数cm）ため影響は無視できる。

・ベータ線、ガンマ線：飛程が長く、フィルタから離れた廃棄物からも照射を受けるため考慮が必要。

各種材料への放射線影響

（1）金属材料、セラミック材料（ステンレス、ニッケル基合金、アルミナなど）

- ステンレス鋼やニッケル基合金は、広く原子炉内で使用されており、問題はないと考えられる。
- アルミナに300MGyの電子線照射後、3点曲げ試験を行った結果、わずかに強度変化が見られた。変化は最大15%程度であり（図1）、裕度の範囲で材料選定することで問題は避けられると考えられる[1]。

（2）ガラス材料

- ガラスに放射線照射すると機械強度が変化し、含有元素によって機械強度は低下する場合や増大する場合がある[2]。しかし、ガラス材料は延性が無い材料であるので放射線照射による劣化は問題ないと考えられる。

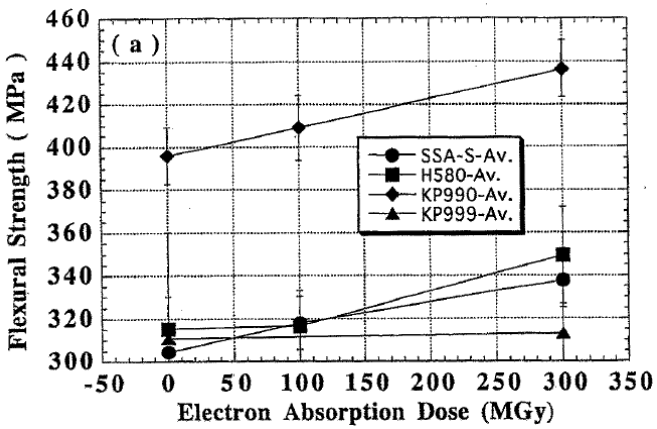


図1　照射アルミナ材料試験結果[1]

[1]金正倫計他「真空ダクト用アルミナセラミックの放射線照射効」第41回真空に関する連合講演会プロシーディングス，真空，P131.Vol. 44, No. 3, 2001

[2]武山芸英「衛星搭載工学システムのレンズ設計」光学40巻7号P.331（2011）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査　故障モードの推定

○ 放射線劣化

各種材料への放射線影響

（3）有機材料　（ポリエチレン、PTFEなど）

- 有機材料に放射線照射した場合、機械強度が変化する [3]。
- HICの内張を模擬し、ポリエチレンに60℃で環境を変化させ（空気、水、水酸化鉄、炭酸Ca,Mg）ガンマ線照射した結果、破断伸び減少[4]
- PTFEの場合、耐放射線性はポリエチレンよりさらに低く、より低い線量で機械強度は低下する[5]。

まとめ

有機材料は放射線による機械特性の変化が生じるため、使用条件を十分に検討する必要がある。

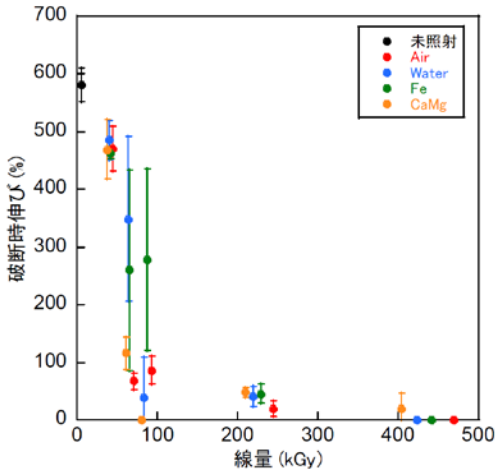


図1　照射ポリエチレンの材料試験結果[5]

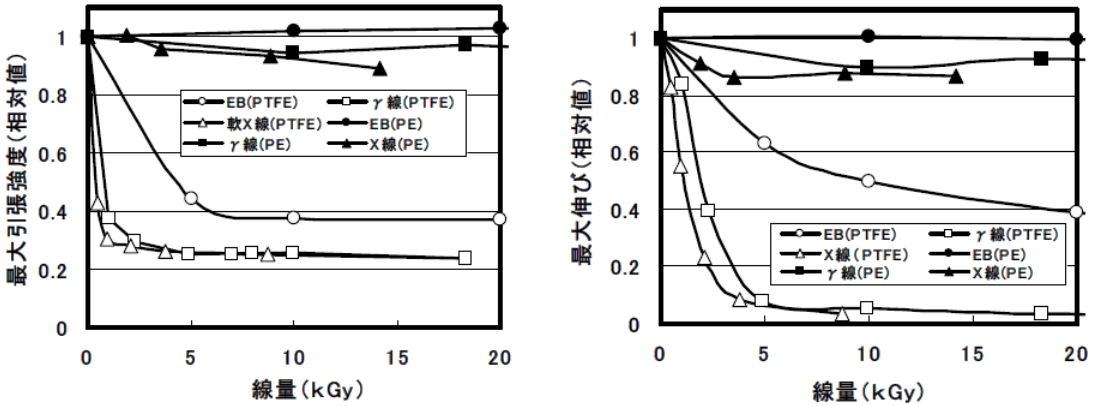


図 13.　各種放射線を照射した PE 及び PTFE の最大引張強度（左図）と最大伸び（右図）の変化

図2　照射ポリエチレンPTFEの材料試験結果[5]

[3]佐伯誠一他「特集　最新放射線化学（基礎編）9　高分子への放射線照射効果」RADIOISOTOPES, 66, 469-477（2017）
[4]ポリエチレンの放射線劣化に関する試験結果について　量子科学技術研究開発機構(平成30年2月19日）
（https://www2.nsr.go.jp/data/000223970.pdf）
[5]関口正之他、「X線照射により高分子材料の劣化と吸収線量の評価」東京都立産業技術研究所研究報告第7号（2004）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■ 各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 衝撃

衝撃が影響を与える事象

- 運搬時、地震発生時における衝突・落下などの衝撃により容器やフィルタが変形／破損しフィルタの機能を失う可能性について検討する。

廃棄物保管容器

仕様を金属部のみを考慮し想定

表1　廃棄物保管容器の材質、外形等（想定）

	解体廃棄物用	水処理二次廃棄物用
材質	炭素鋼(密度7.8g/cm^3)	炭素鋼 (密度7.8g/cm^3)
外形	1.42m×1.42m×1.0m[1]	2.0m×2.0m×1.5m[1]
厚さ	0.06m	0.05m
ベント部	Φ100mm×1	Φ100mm×2

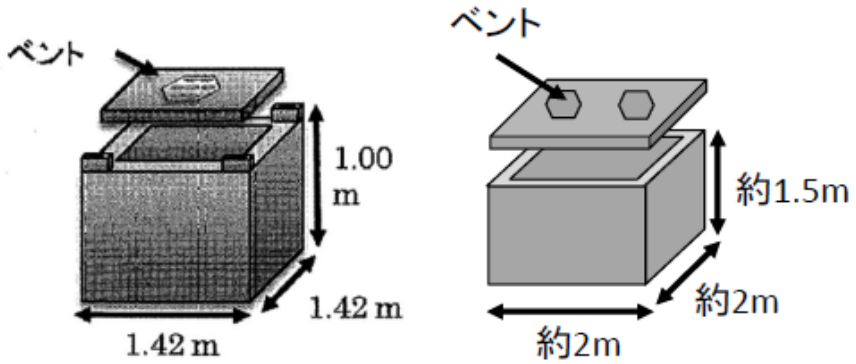


図1　廃棄物保管容器（想定）

上記仕様をもとに保管容器の重量を算出。4ton、7tonと仮定して検討。

＊1：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　最終報告書
＊2：水処理二次廃棄物に関する情報を基に保管容器を想定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

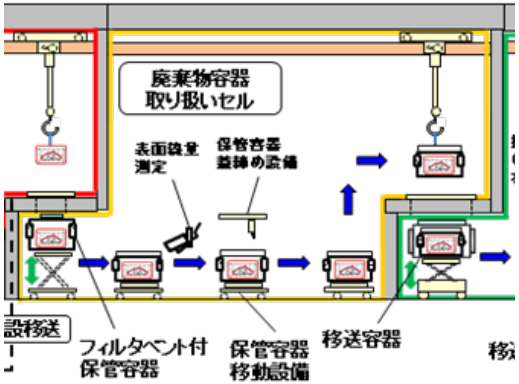
故障モードの推定

■ 各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

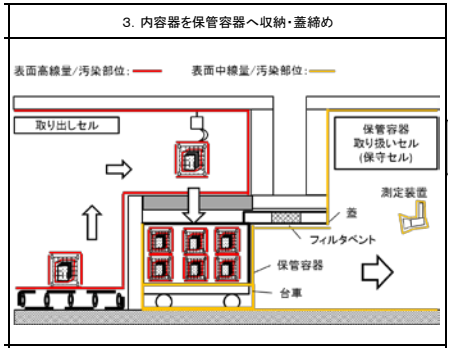
○ 衝撃

衝撃が発生すると考えられる作業

- ✓保管容器つり上げ後の落下（地震を含む）。
- ✓ 保管容器移送時の揺れや地震の揺れによる保管容器側面の衝突。



解体廃棄物[1]



水処理二次廃棄物[2]

図1　廃棄物の収納・移送・保管フロー中の作業の例（想定）

衝撃がフィルタに及ぼす影響

- ✓保管容器(4ton, 7ton)が数mの高さから落下した際には、その衝撃や保管容器の蓋の変形により、フィルタが変形/破損しその機能を失う可能性がある。なお、落下する高さ、移動速度、接地箇所（保管容器底部から落下、横転など）、フィルタの固定方法などにより変形/破損状況が異なる。

- ✓ 衝突した際、フィルタが変形/破損しフィルタの機能を失う可能性がある。なお、衝突した際の移動速度、衝突箇所、フィルタの固定方法などにより変形/破損状況が異なる。

- ✓ 内容器の仕様やフィルタ取付部の仕様（取付部の形状、邪魔板の有無やその仕様など）によっては、保管容器内の廃棄物の飛び跳ねによるフィルタの変形/破損や閉塞を考慮する必要がある。

[1]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年度最終報告資料（2021年3月）より引用し編集
[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　2020年度研究報告書（最終報告）より引用し編集

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 振動による発塵

・運搬時、地震時の振動や容器の転倒により、
微粒子が舞いフィルタ表面に付着／閉塞しフィルタ機能を失う

（振動による発塵の評価方法）
振動により微粉末が上向きの初速度を得るものとし、重力場で流体抵抗と浮力を受けながら上昇運動する物理モデルにより、最高到達点を評価する（図1）

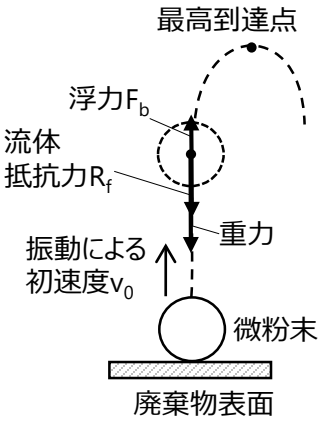


図1　物理モデル

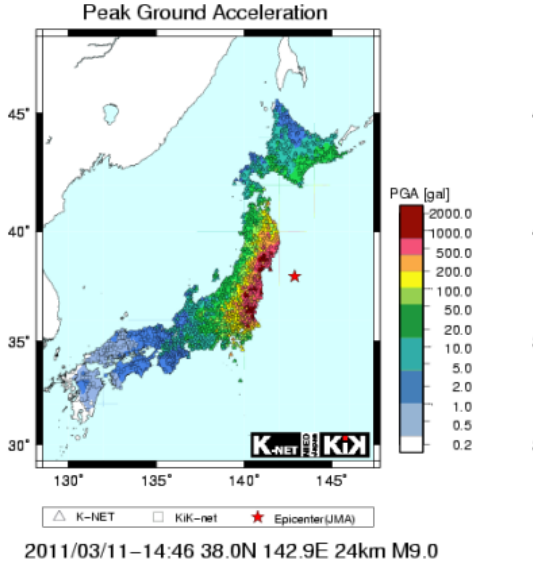


図2　東日本大震災振動加速度[1]

（地震・運搬時の振動による初速度）
地震動：東日本大震災の振動加速度2933(gal=cm/s^2)[1]
地震周期0.3(s)　⇒初速度：　約4.5m/s

運搬時振動[2]：　運搬時の振動加速度1.5(m/s^2)
振動周期0.6～20(Hz)　⇒初速度：0.27～1.6m/s
⇒保守的に1.6m/sと考える

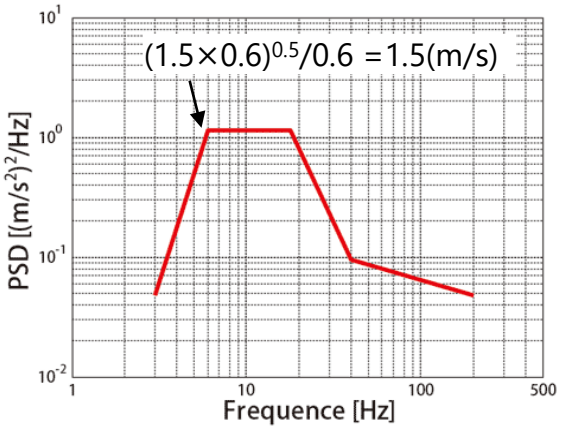


図3　運搬時の振動試験の掃引加速度[2]

[1]防災科学技術研究所、強震観測網(K-NET&KiK-NET)地震速報、最大加速度分布図より引用
[2]小川浩平、"シリーズ＜新しい化学工学＞1、流体移動解析"初版版、朝倉書店、(2011年) p51

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 振動による発塵

・密度と粒径が大きいほど到達距離は高く、運搬時振動で最大9.23cm、地震動で最大46.7cmに達する

・廃棄物−フィルタ間の距離を踏まえると、**地震動はフィルタの目詰まりに影響する可能性がある**

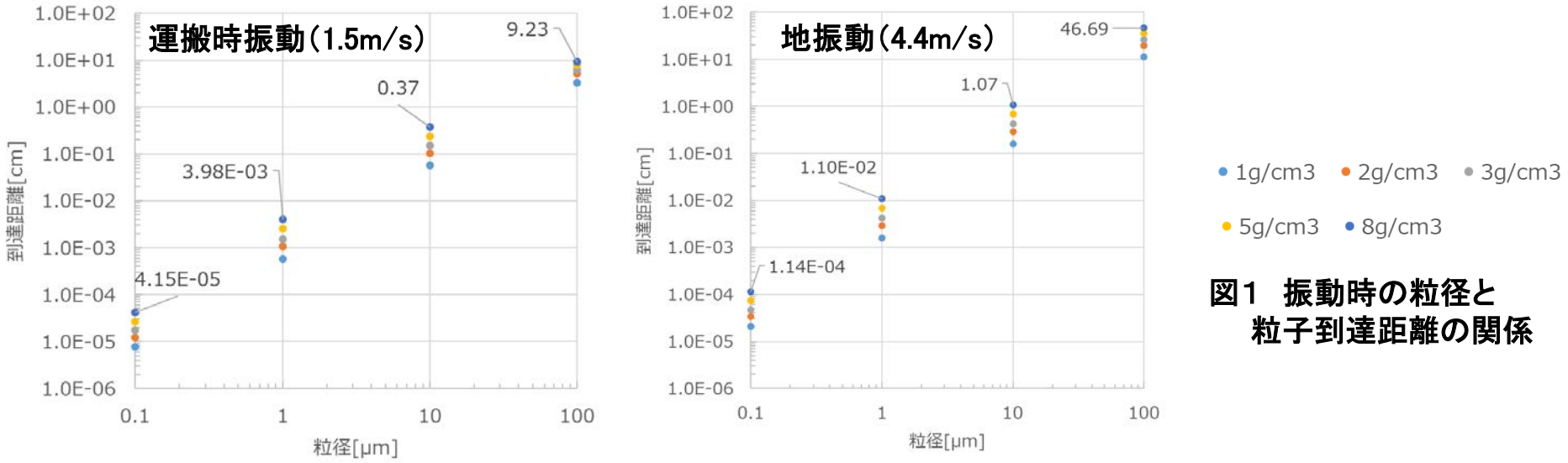


図1　振動時の粒径と粒子到達距離の関係

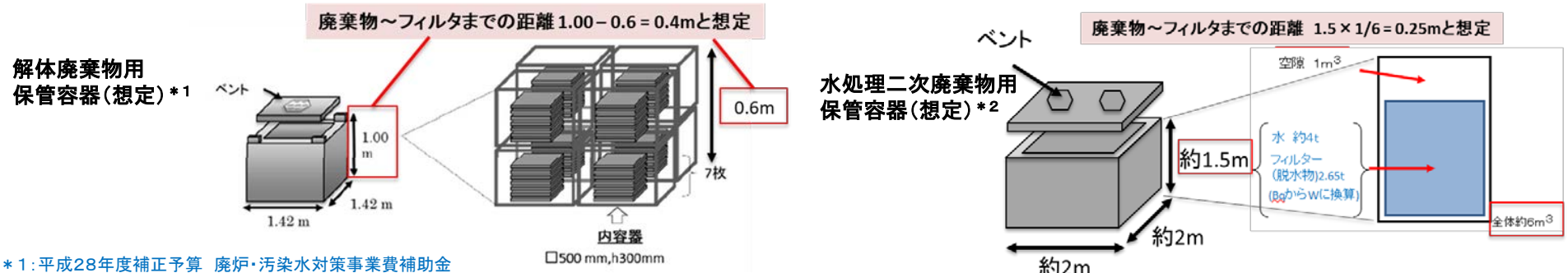


図2　廃棄物-フィルタ間の距離の推定

＊1：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　最終報告書
＊2：東京電力ホールディングス殿ご提示情報を参考に作図したもの

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 減肉

（1）金属フィルタ

すき間腐食は孔食より卑（低い）な電位で発生するため、すき間腐食発生で評価。図1より、大気環境下でSUS316Lのすき間発生塩化物イオン濃度は500ppm以上である。Ni基合金やTi合金はSUS316Lより高耐食材料なため、発生濃度は高くなると推定されるが、保管環境下より、廃棄物由来の粒子や腐食性イオン、水分が局部的に付着した場合を想定すると発生を否定できない。

アルカリ環境下では、図3に示すようにステンレス鋼は強アルカリになると耐食性は低下する。Ni基合金、Ti合金はアルカリに高耐食性を示すが、具体的な腐食量は推定できない。

電力中央研究所報告　Q12001　平成25年4月

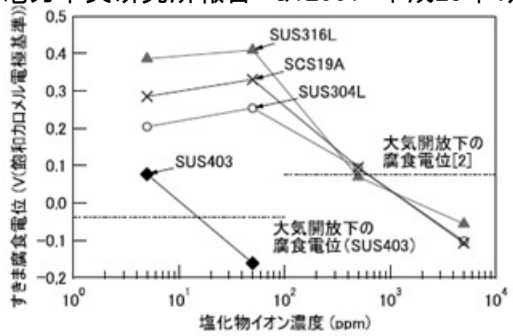


図1　すき間腐食電位と
塩化物イオン濃度の関係（50℃）

佐藤広士ら、配管技術、24、66（1982）

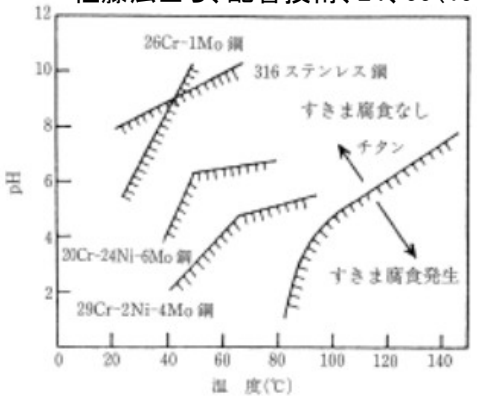


図2　飽和塩化ナトリウム水溶液環境におけるTiおよび各種
ステンレス鋼のすき間腐食発生限界電位

コンクリート工学年次論文集、Vol.30、No.1（2008）

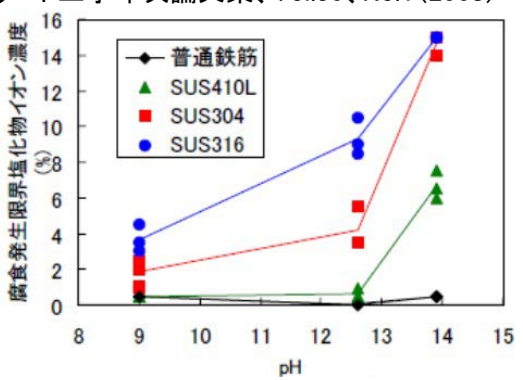


図3　限界塩分濃度とpHの関係

（2）セラミックスの場合

アルミナ（Al2O3）・・酸性溶液には耐食性有、アルカリ溶液中の耐食性は劣る。純度が高いほど耐食性は良好

コージュライト（2MgO・2Al2O3・5SiO2）・・アルミナよりも耐食性は劣る、アルカリに強いと報告有

ゼオライト　（SiO4とAlO4四面体構造を基本）・・耐食性に関する報告無

＊吉尾ら、材料と環境、44，405-415（1995）

表1　酸および塩基に対するセラミックスの耐食性 7

MgO、ThO_2　弱塩基性	耐酸性↓	大↑耐塩基性
BeO　両性、Al_2O_3 よりも塩基性		
$MgAl_2O_4$　Al_2O_3 よりも塩基性		
Al_2O_3、Cr_2O_3、ZrO_2　両性		
SiO_2、TiO_2、SiC、B_4C、Si_3N_4　弱酸性	大	性

図4　酸及び塩基に対するセラミックスの耐食性＊

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 減肉

(3)ガラス繊維の場合

ガラス繊維フィルタとしては、E(一般用)、C(耐酸性)、S(高強度)、D(低誘電率)の種類が挙げられるが、Cのみ耐食性を考慮して製作されているものである。

ガラス繊維は耐アルカリ性は良好ではなく、Si-O結合格子を切断するためと考えられている。また、中性希釈海水および水中などでの腐食に関する報告はない。

(4)高分子

ポリエチン、ポリプロピレン、PTFEは、塩水およびアルカリ溶液に対して良好な耐食性を示す。

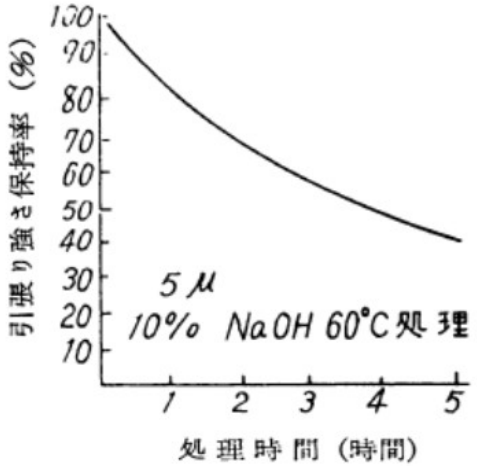


図1　ガラス繊維の耐アルカリ性

春日、繊維製品消費科学、Vol.6、No4(1965)

プラスチック材質の種類 / 油・溶剤・薬品 (50容積) [濃度重量%・温度°C]	塩化ビニル樹脂 軟質 PVC	塩化ビニル樹脂 硬質 PVC	塩化ビニリデン PVdC	ポリビニルアルコール PVA	ポリ酢酸ビニル PVAc	ポリスチレン PS	A B S	ポリエチレン PE	ポリプロピレン PP
塩化カリウム Potassium chloride	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩化カルシウム Calcium chloride	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩化 (第二) 水銀 Marcuric chloride	○	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩化第二錫 Stannic chloride	○	◎	◎	◎			○	◎	◎
塩化 (第二) 鉄 Ferric chloride	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩化第二銅 Copper chloride	○	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩化チオニル Thionyl chloride	×	×					×	×	×
塩化ニッケル Nickel chloride	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩化バリウム Barium chloride	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩化ベンジル Benzyl chloride	×	△					×		
塩化マグネシウム Magnesium chloride	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩化メチル Methyl chloride	×	×	×	×	×	×	△	×	△
塩酸 Hydrochloric acid [10・RT]	◎	◎	◎	◎			◎	◎	◎
塩酸 Hydrochloric acid [20・RT]	○	◎	◎	◎			○	◎	◎
塩酸 Hydrochloric acid [20・80]	×	△	△	△	×	×	△	△	○
塩酸 Hydrochloric acid [38・RT]	△	◎	◎	◎			△	◎	◎
塩水 Salt water	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
塩素ガス (乾) Chlorine gas (dry)	△	○	○			◎	×	△	△
塩素ガス (湿) Chlorine gas (wet)	△	○	○				×	△	△
塩素化溶剤 Chlorinated solvents	×	×	×	×	×	×	×	×	×
王水 Aqua regia	×	△	×	×	×	×	×	×	△
オクチルアルコール Octyl alcohol	×	○	○				○	△	△
オゾン Ozone	○	○	◎				△	△	
オリーブ油 Olive oil	△	○	○				◎	○	○
オレイン酸 Oleic acid	△	◎	◎	◎			◎	△	○
過塩素酸 Perchloric acid	○	○	○				○	○	△
過酸化水素 Hydrogen peroxide [5・RT]	○	◎	◎				△	◎	◎
過酸化水素 Hydrogen peroxide [5・50]	○	◎	◎				△	○	◎
過酸化水素 Hydrogen peroxide [30・RT]	○	◎	◎				×	○	◎
過酸化ナトリウム Sodium peroxide	◎	◎	◎					◎	◎
カ性ソーダ Sodium hydroxide [10・RT]	○	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
カ性ソーダ Sodium hydroxide [30・RT]	○	◎	◎	◎	○		◎	◎	◎
カ性ソーダ Sodium hydroxide [30・70]	×	△	△	△	△		○△	○	◎

ポリイソブチレン PIB	ポリアミド (ナイロン) PA	ポリアセタール (デルリン/ジュラコン) POM	メタクリル (アクリル) PMMA	ポリカーボネート PC	フッ素 (テフロン) PTFE	酢酸セルロース CA
◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
◎	◎	◎	◎	◎	◎	
×	○	○	○	○	◎	
◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
×	×				◎	
◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
×	×				◎	
◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
×	×	×	×	×	◎	×
◎	◎	◎	○	◎	◎	
◎	△		○	○	◎	
△	×	×	△	△	◎	
◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
×	×				○	
×	×	×	△	×	○	
×	×	×	×	×	◎	×
○	△	△	△	○	◎	
○	×		△		◎	
×	◎	○	×	○×	◎	
○				○	◎	
◎	◎			○	◎	
◎	◎			○	◎	
◎	◎			△	◎	
◎			×	×	◎	
◎	◎	◎	○	△	◎	
◎	◎		△	△	◎	
◎	×		△	×	◎	

表1　ポリエチン,ポリプロピレン,PTFEの耐食性
いずれも◎で良好

華陽物産(株)より抜粋
http://www.kayo-corp.co.jp/

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 塩析出

・廃棄物中に含まれる水が容器外に向かって噴出し、フィルタに付着し乾燥後、塩が析出してフィルタを閉塞することでフィルタ機能を失う事象
⇒塩を含む水がフィルタに接触することが必要条件

（塩を含む液滴の飛散性）
・液滴は水素発生による飛散、地震動による飛散の2つが考えられる
①水素発生による飛散
・廃棄物中に含まれる水の中を水素の気泡が上昇し液面に到達後、気泡が弾ける際に生成する微小な液滴が生成する
・微小な液滴は通常film dropと呼ばれ、直径5−10μm程度である[2]
・水の密度は1g/cm3であるから、水素発生による微粒子浮上の評価結果から、微小な液滴は発生してもフィルタには到達しない

②地震動による飛散
・地震動の振動によって塩を含む水がフィルタに接触する可能性は大きい
・塩を含む水が乾燥した場合に生成する塩粒子は200−800μmと想定される[3]
・HEPAフィルタは主に1μm前後のガラス繊維から成り、空隙率は90%程度のため[4]空隙の大きさは凡そ1μm／(1−0.9) =10μm程度と考えられる

⇒地震動により塩を含む水がフィルタに接触し、乾燥後に生成する塩によりフィルタが閉塞される可能性がある

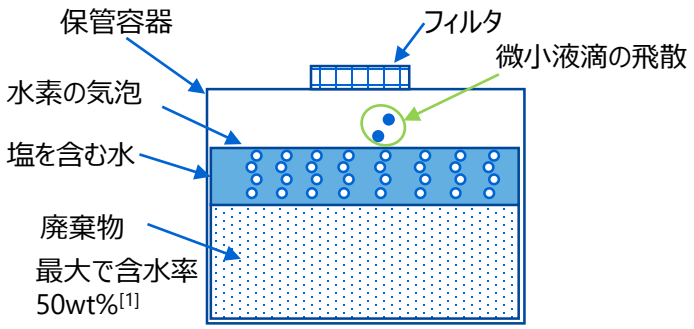


図1　液滴飛散の概念図[1]

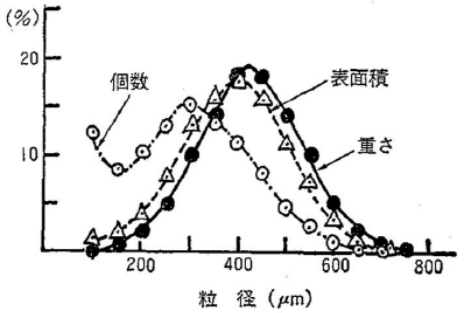


図2　飽和濃度の塩を含む水を蒸発した際の結晶粒子径[3]

図3　HEPAフィルタの構造例 [4]

[1]水処理二次廃棄物に関する情報を基に保管容器を想定し概念図を作成
[2]角脇怜、“大気中の海塩粒子”、エアロゾル研究、第6巻、第2号(1991)
[3]横地明、”HEPAフィルタに関する最近の動向”,保険物理, 19, 249258(1984)
[4]包理、“高性能エアフィルタの集塵性能に及ぼす繊維径分布の影響”、エアロゾル研究,12(1),38−44(1997)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 電食

廃棄物に含まれる水または結露によってフィルタが濡れて、かつ、塩化物イオン等が付着することで電食が発生し腐食し、発生した腐食生成物にて閉塞する

●仮定条件として

保管容器材料は炭素鋼

フィルタの構造は図1を参照

フィルタハウジングはステンレスもしくはNi基合金

●セラミックス、ガラスおよび高分子は絶縁体で あるため、電食は発生しない。従って、金属フィルタのみを評価

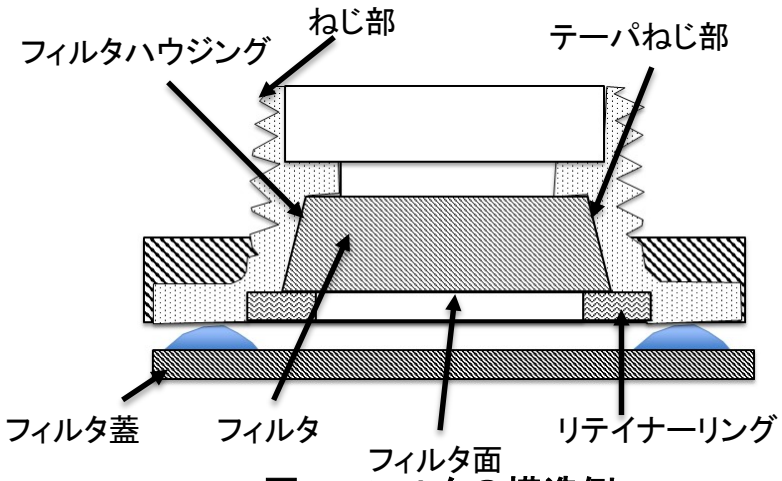


図1　フィルタの構造例

●フィルタ材SUS、Ni基合金およびTi合金の場合、ほぼ電位差はないので、電食は生じない。

表1　接触エリアの材質と電食の有無

保管容器材料	フィルタハウジング	フィルタ材	フィルタ電食有無
炭素鋼	SUS製	SUS316L	無
		Ni基合金	無
		Ti合金	無

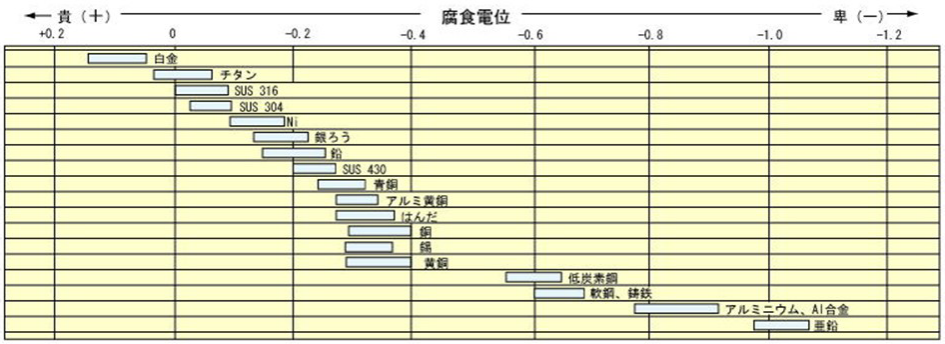


図2　海水中（温度25℃）の金属の電位差＊

＊アーバンスチール研究会「鉄鋼系景観材料ガイド」1997.7

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■ 各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 水膜

水膜の生成

- 結露によりフィルタ表面に水膜が形成される可能性がある。容器内温度が30℃から10℃に低下したとする。
  飽和蒸気量：30.4g/m^3@30℃、9.4g/m^3@10℃、廃棄物容器容量約1.5m^3、蓋面積約1.69m^2、とすると、
  結露水量は31.5g。蓋面のみに結露水が付着すると、フィルタ表面付着水量は31.5/1.69＝18.6g/m^2。
  水の比重を1g/cm^3とすると水膜は18.6μmと非常に薄いが、集まれば、フィルタエレメントが水で閉塞される。
- 結露による水膜発生は、フィルタの材質に依存しないため、全ての材質について議論する。

フィルタが水分により閉塞した場合

- 適切な温度湿度管理で結露は低減できるが、短期的は閉塞の可能性は否定できない。
  その場合、水素発生による内圧上昇が、フィルタエレメント内の水分を押し出せるかが性能指標となる。
- 容器内圧力１気圧、水素0vol.%で結露によりフィルタ閉塞後、水素発生により濃度4vol.%となった場合、全体の圧力は約1.04気圧になる。したがって、水濡れしたフィルタがこの圧力より低い条件で通気が開始できれば、使用可能と考えられる。一方、通気できない場合は容器内に水素が蓄積する恐れがある。

まとめ

結露によりフィルタエレメント表面が水膜で覆われた場合、水素濃度が燃焼下限濃度に到達する前に排気できるかは、試験により確認する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■ 各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 凍結

凍結の発生

- 結露によりフィルタ表面に水膜が形成と空調設備異常により、フィルタが氷点下の条件に置かれた場合に凍結が発生する。フィルタ中が氷に満たされた場合、フィルタエレメントは閉塞される。また、有機材料の場合、低温にさらされた場合に機械特性が変わる可能性がある。
- 凍結による閉塞発生は、フィルタの材質に依存しないため、全ての材質の場合について議論する。

フィルタが凍った場合

- 適切な温度湿度管理下では、結露の可能性は低く、また、0℃以上であれば凍結は起こらない。
  ただし、凍結により完全にフィルタが閉塞した場合、水素の蓄積の可能性がある。
- この場合、水素発生速度と凍結継続時間から、水素濃度が4%になるかどうかを評価できる。
- 有機材料を使用する場合、低温での機械強度を調べておく必要がある。

まとめ

フィルタエレメントに凍結した場合、所定の機械強度を満足するか、試験により確認する必要がある。

水素濃度が燃焼下限濃度に到達する前に氷が解けて排気できるかは、試験ではなく、水素発生速度と凍結継続時間より評価できる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ 微粒子の飛散

・保管建屋の換気システムの影響により保管容器内に流れが生じ微粒子が舞いフィルタ表面に付着・閉塞し
　フィルタの機能を失う

（影響が顕在化する条件）

・換気によって生じる流れにより廃棄物表面から
　微粒子が飛散する場合に影響が生じる
・換気の影響はフィルタの材質に依らないため、
　全ての材質について議論する

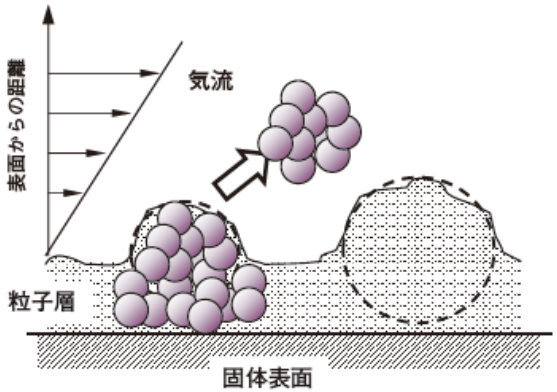


図1　固体表面からの微粒子の飛散　概念図[1]

（換気条件）

・保管容器内は気流が流れる流路は存在せず、容器内と容器外の差圧が容器内の気流を生むことになる
・しかし建屋内の換気は、吸気と排気の両方を行うはずであり、容器内外の気圧差は生じない
　⇒微粒子が飛散するような流量条件に至らないと考えられる

換気システムによる微粒子飛散の影響はないと想定し、故障モードから除外

[1]後藤邦彰、“粒子分散技術と粉体の付着性に関する一考察”、粉砕No.59(2016)、p51-59

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

故障モードの推定

■ 各劣化要因がフィルタに及ぼす影響の調査

○ まとめ

● 各劣化事象についてフィルタ劣化（閉塞・破損）に与える影響を評価

● 固体廃棄物の収納プロセスにおいてフィルタの劣化に影響を与える可能性がある劣化事象として以下8事象を選定

なお、【】内は影響が顕在化するプロセス、()内は影響が及ぶフィルタ材料を記載

- 水素脆化　【保管時】(高分子)
- 放射線劣化　【保管時】(高分子)
- 衝撃　【収納時／輸送時／保管時】(全素材)
- 振動による発塵　【保管時】(全素材)
- 減肉　【保管時】(全素材)
- 塩析出　【保管時】(全素材)
- 水膜　【保管時】(全素材)
- 凍結　【保管時】(全素材)

● 以降、性能試験方法にて、影響の及ぶ8事象に対し、劣化模擬及び性能評価方法を調査

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

性能試験方法の検討

■ フィルタ材料の試験方法

○ 水素脆化試験

- 固体廃棄物の保管期間と廃棄物の水素発生速度より、水素発生量を算出する。その結果をもとに水素発生量の最大、中間および最小の発生量を選定し、各種フィルタ材料に対して、水素をチャージさせる。チャージさせたフィルタ材をフィルタ性能評価装置に設置し、試験を行う。チャージ方法は、電解法、高圧法等あるが、その材料に適正な手法を用いて行う。
- チャージさせたフィルタは、チャージした水素量の確認を行う。その手法として、昇温脱離分析を用いる。　（図1参照）

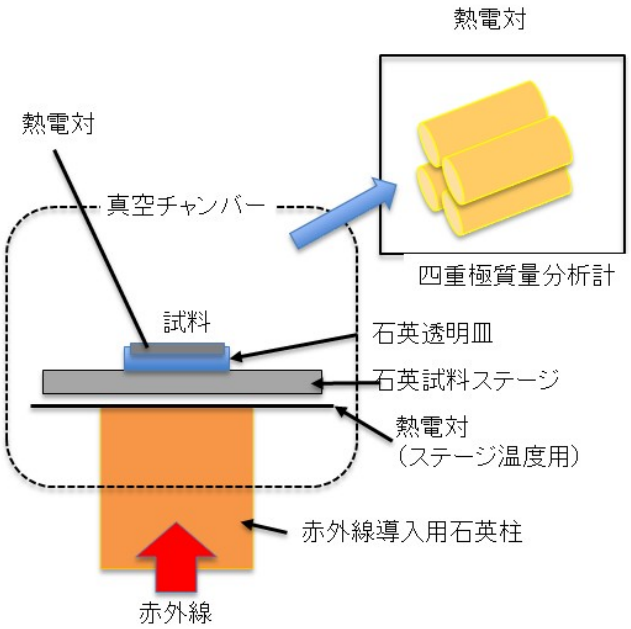


図1　昇温離脱分析装置例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

性能試験方法の検討

■ フィルタ材料の試験方法

○ 放射線劣化試験

- 対象材料に、想定される線量の放射線を照射。照射前後の機械特性を調べる。

  フィルタとして使用中に想定される応力に対し、上記の機械特性が満足するかを調査する。

- 放射線照射線量

  フィルタの照射線量は、容器内容物の放射能量や、距離、水分量などに依存するため推定することは難しいので、図1に示すように仮に30mSv/hと設定する[1]。50年間の集積線量は

  $$30 \times 10^{-3}(\mathrm{Sv/h}) \times 24(\mathrm{h}) \times 365(\mathrm{day}) \times 50(\mathrm{year}) = 1.3 \times 10^{4}(\mathrm{Sv})$$

  約13万Sv程度までの照射を実施し、劣化程度と線量の関係を評価すればよいと考えられる。

- 影響試験

  あらかじめフィルタに放射線照射して使用中の劣化を模擬し、その後、衝撃試験を行うことで、放射線による機械強度への影響を評価できる。

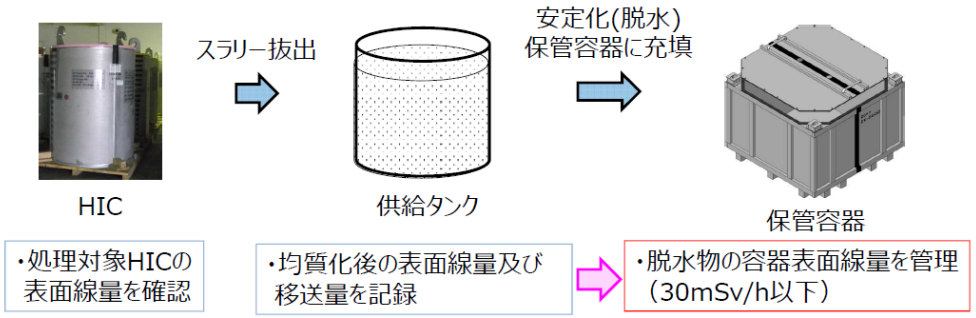


図1　廃棄物容器線量率の例[1]

[1]「スラリー安定化処理に向けた設計について」特定原子力施設監視・評価検討会（第88回）資料1－2－1,2021/1/25 (https://www.nsr.go.jp/data/000340737.pdf)　に記載の容器表面線量率を参考に設定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

性能試験方法の検討

■ フィルタ材料の試験方法

○ 衝撃試験

収納・移送・保管フローの作業で発生すると想定される衝撃をフィルタに与える。衝撃を与えた後のフィルタの健全性を確認する。

＜影響試験＞

- 保管容器を模擬した構造体（以下、保管容器模擬体）の蓋部にフィルタを固定する
- 吊具にて所定の高さまで保管容器模擬体を吊り上げる
- 保管容器模擬体を吊具から切り離し、自由落下させる
- 落下後のフィルタの健全性を確認する（外観、フィルタ性能試験など）

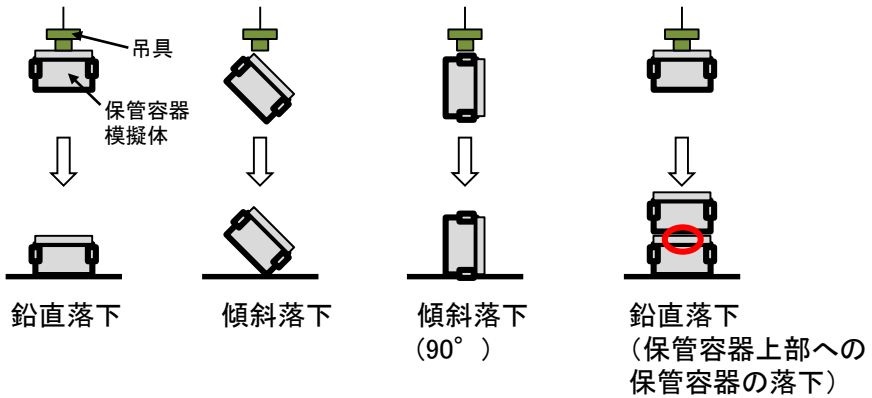


図1　影響試験における保管容器模擬体の落下方向の例

➢ なお、フィルタの蓋部への固定方法、保管容器の形状・寸法、保管容器の蓋部の固定方法、内容器の形状などにより結果が異なる可能性があり、詳細仕様決定の後試験を行うことが望ましい。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

性能試験方法の検討

■フィルタ材料の試験方法

○震動による発塵試験（地震動による発塵試験）

実際の地震動を模擬したランダム振動を与える加振試験を実施し、

地震動により浮遊する微粒子を付着させることでフィルタの劣化を模擬する

（試験方法）
・地震動を模擬できる振動台を用意する
・廃棄物の種類(密度、粒子径)を参考に模擬微粒子を選定
・振動台に模擬微粒子を載せ、フィルタは保管容器で想定される
　廃棄物ーフィルタ間距離に相当する高さに配置する
　（具体的な保管容器の構造が決定している場合は、
　　その構造を模した試験体を用いる）
・地震動を模擬して加振試験を行う
・加振後、フィルタの重量、分光分析により付着量、
　付着状態を確認し、別途性能評価試験で性能を評価する

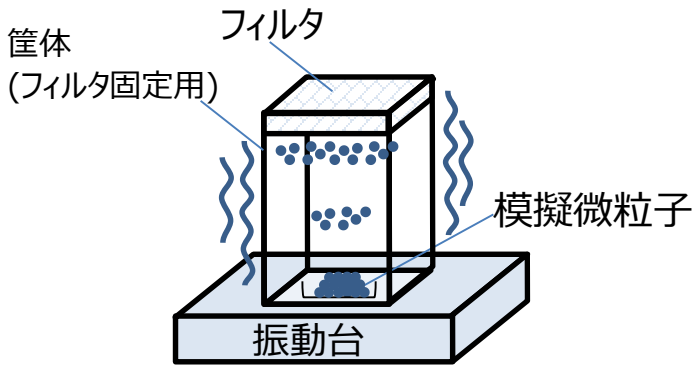


図1　地震動模擬試験の概略図

※なお、フィルタの蓋部への固定方法、保管容器の形状・寸法、保管容器の蓋部の固定方法、内容器の形状などにより結果が異なる可能性があり、詳細仕様決定後の試験が望ましい

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

性能試験方法の検討

■ フィルタ材料の試験方法

○ 減肉試験方法

- 複合サイクル試験(JIS K 5600_7_9)：塩水噴霧、乾燥、加湿　を1サイクルとして、繰り返す腐食試験　塗装の評価に用いる方法。この手法を用いて、各種フィルタの減肉・閉塞評価を行う。
- 上記の試験方法を用いて、腐食環境下に各種フィルタを曝して減肉および閉塞状態を作成。劣化度合を変えたフィルタを、フィルタ性能評価用装置に設置し試験を行い、性能を維持可能な劣化度合を明確にする。
- 一方で、想定される模擬環境条件で、各種フィルタの腐食試験を行い、腐食環境下における劣化度合と相対比較、および推定環境と合わせて、劣化発生を検討する。

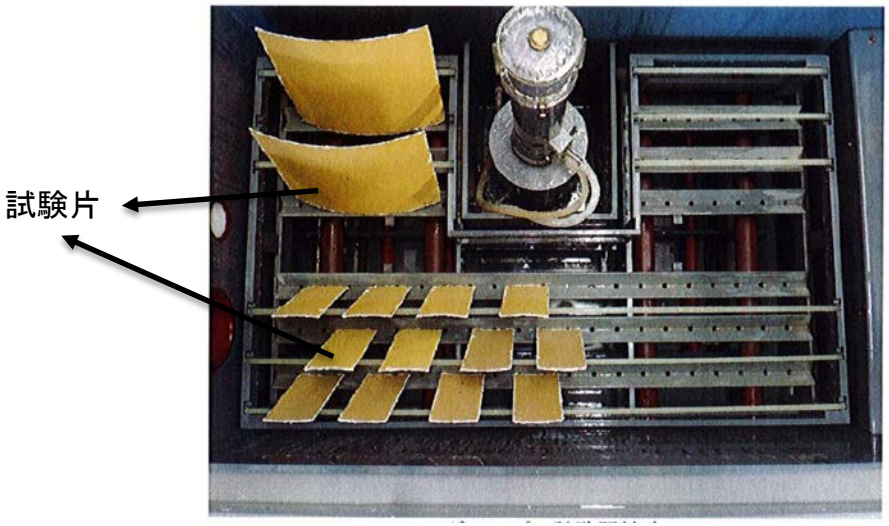


図1　複合サイクル試験装置例

図1の装置内にフィルタを設置し、複合サイクルを行うことで、フィルタを腐食させる。
中央にある塔が噴霧塔となり水や塩水等を噴霧させる装置となる。湿度発生器は下部に設置してあり蒸気管を通してミスト状の水を吹き込む形式になっている。
温度調整は直接蒸気加熱方式によって行っている。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

性能試験方法の検討

■フィルタ材料の試験方法

○ 塩析出による劣化模擬試験

塩を含む水にフィルタを含侵・乾燥させることで、塩析出によるフィルタの劣化を模擬する

（試験方法）
・塩を含む模擬水溶液を調製(塩の種類、濃度を模擬)
・廃棄物（模擬）に対する溶液の比率を調製し、
　模擬廃棄物を容器内に調製
・容器上部にフィルタを設置
（廃棄物ーフィルタ間距離に調整にする）
・蓋をして、地震動を模擬した加振試験を行う
・加振後にフィルタを取り出し、乾燥後、
　塩の付着量、付着形態を評価
・別途性能評価試験で性能を評価する

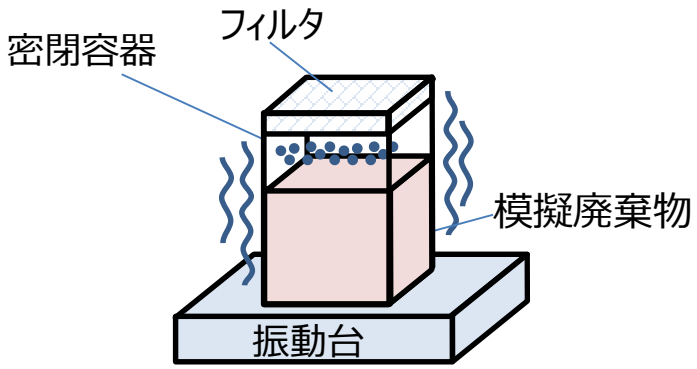


図1　塩析出模擬試験の概略図

※なお、フィルタの種類、廃棄物の充填量、含水率、
　溶液中の塩の種類・濃度、pH、容器寸法・形状などにより
　結果が異なる可能性があり、詳細仕様決定後の試験が望ましい

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

性能試験方法の検討

■ フィルタ材料の試験方法

○ 水膜試験

液滴により閉塞したフィルタの通気試験

- 完全に閉塞していない場合
  - ・フラジール形通気性試験（JIS L 1096、JIS L 1913）[1]
    試験片内外面の圧力差を一定にし、ファンで通気した際の空気量（$cm^3/cm^2 \cdot s$）を測定する。
    部分的な閉塞はフィルタ膜面積の減少と等価と考えれば、本試験によりフィルタ面積の裕度が評価できる。
- 完全に閉塞した場合
  - ・閉塞したフィルタの通気性試験案[2]
    繊維の防水性試験の手法を応用し、水がフィルタから排出される圧力を評価する。
    フィルタを固定して水で加圧し、排出された時の圧力を測定する。本試験により結露水生成時のガス排出に必要な圧力を評価できる。

※1 試験片上側の大気圧と①の差圧を示す。
※2 ①と②の差圧を示す。

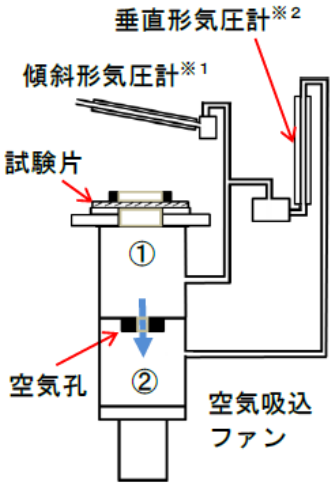


図1　フラジール形通気性試験機概念図[1]

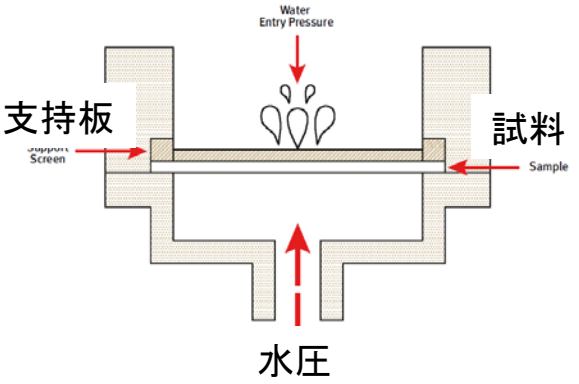


図2　閉塞したフィルタの通気性試験概念図（[2]をもとに作成）

[1]「繊維製品の通気性試験について」,あいち産業科学技術総合センターニュース 2018 年12 月号
(http://www.aichi-inst.jp/other/up_docs/no.201_03.pdf)
[2]GORE社資料（https://www.gore.co.jp/sites/g/files/ypyipe116/files/2016-04/PTV-TechInfo-WEP-Testing-US.pdf）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

性能試験方法の検討

■ フィルタ材料の凍結影響の試験方法

○ 凍結影響試験

- 対象材料に、水を含ませた状態で冷却、凍結させる。凍結した状態及び溶解した後の機械特性を調べる。
  フィルタとして使用中に想定される応力に対し、上記の機械特性が満足するかを調査する。
- 凍結条件
  冷却温度および冷却時間については、フィルタの使用条件に応じて決定する。
- 影響試験
  フィルタ材料の凍結による劣化を模擬し、その後、衝撃試験を行うことで、機械強度への影響を評価できる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

健全性の評価方法の検討

■ 粒子捕集機能の評価方法
- エアフィルタの試験方法は大別して質量法、計数法の2種があり、**HEPA、ULPAは計数法**を用いる
- 計数法ではエアロゾルを含む気流をフィルタ固有の定格流量で流した際の、**最小捕集効率(個数基準)**と**圧力損失**を評価

■ 試験方法[1]
- 温度25±10℃、湿度55±15℃、送風機の流量をフィルタ部で0.45m/s±20%に調整
- 試験用エアロゾルをフィルタ上流側に供給(試験用粒子2の1種(DOP)またはこれと同等のエアロゾルを使用[2])
- 試験用エアロゾル濃度を調整(上流側の粒子計[3]で0.3μm以上の粒子数が5×10^6個/min 以上)
- 下流側の粒子計[3]の調整(清浄空気中で測定し、読みが安定するまで静置)
- フィルタに試験用エアロゾルを供給し、上流側と、下流側の粒子数を一定の時間間隔ごとに連続計測し、捕集効率を計算
- マノメータによってフィルタの上流側と下流側との静圧差を測定し、圧力損失を計算

■ 判定条件[4]
- **最小捕集効率(個数基準)**:HEPA　0.3μmの粒子に対し99.97%以上、ULPA　0.15μmの粒子　99.9995%以上
- **圧力損失**:HEPA ULPA　ともに　初期圧力損失 245Pa 以下

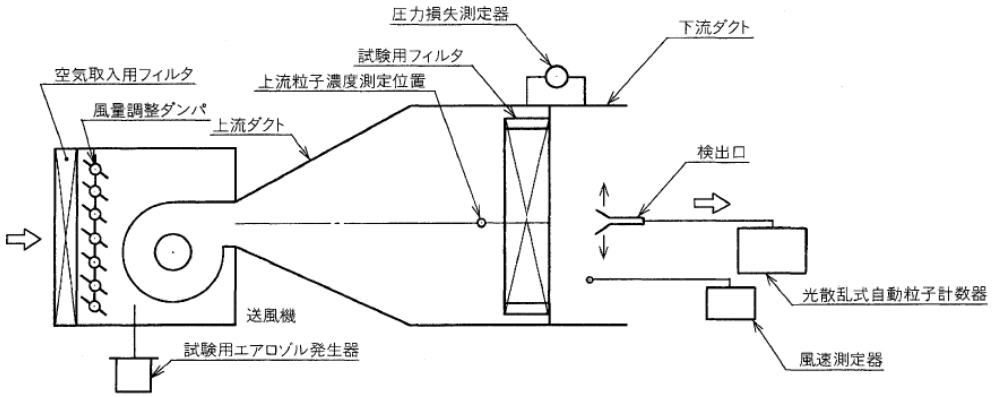


図1　性能評価試験　装置構成(例) [1]

HEPA　ULPAについては
劣化試験後のフィルタ性能が
判定条件を満足すれば劣化の影響なしとする

[1] JIS K 3801 除菌用HEPAフィルタの性能試験方法
[2] JIS Z 8901 試験用粉体及び試験用粒子
[3] JIS B 9921 光散乱式自動粒子係数器
[4] JIS Z 8122 2000 コンタミネーションコントロール用語

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

健全性の評価方法の検討

■ 水素透過機能の評価方法

- 参考文献[1]に、米国原子力施設で用いられているフィルタの水素透過機能の評価方法が記載されている。フィルタ付き容器内に所定濃度(4%)の水素を封入、静置。容器内水素濃度を5分毎に7回を測定する。下記の式より、水素透過速度(hydrogen diffusivity　D)を求める。

$$D = \frac{PV}{tRT} Ln\left(\frac{H_0}{H_t}\right)$$

D:水素透過速度(Mol/sec/molFraction)、
P:圧力(atm)、V:容器体積(L)、t:時間(秒)、
R:理想気体のガス定数(0.082Latm/molK)、
T:温度(K)、H_0:初期水素濃度、
H_t:時刻tでの水素濃度

- 容器に設置する場合は、容器内の水素発生速度に応じて、所定のフィルタを必要な個数設置する。

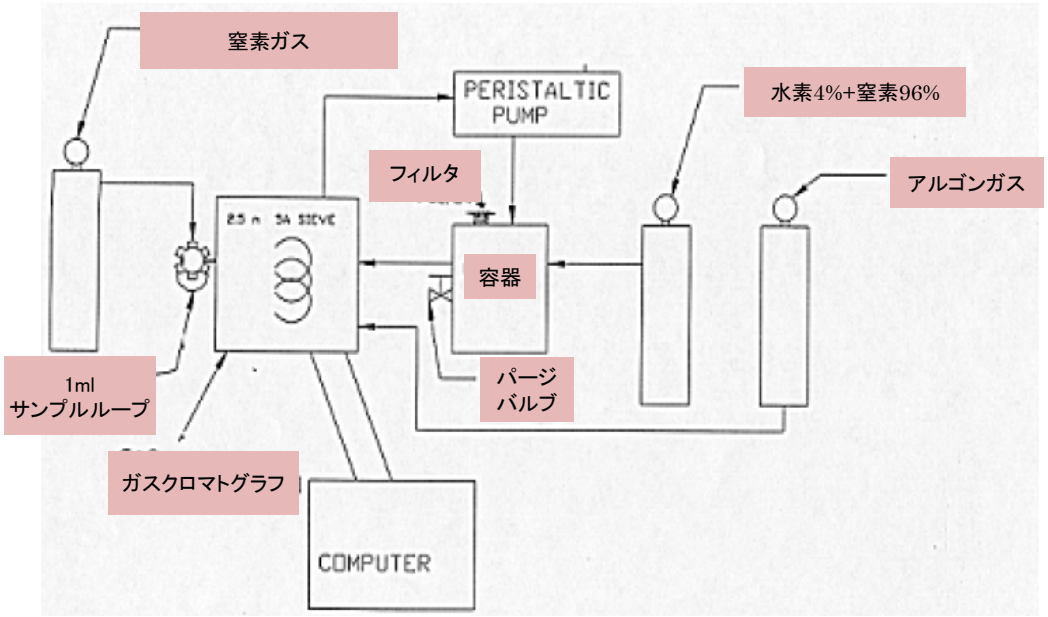


図1　水素透過機能評価試験　装置構成(例)

[1] Terry Wickland and John Schierloh "HYDROGEN DIFFUSIVITY THROUGH DRUM AND LINER VENTING FILTERS" WM98 (http://archive.wmsym.org/1998/html/sess27/27-37/27-37.htm)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 実施結果

- ○ インプット条件の整理
  - ✓ 廃棄物リストおよび廃棄物性状から、対象廃棄物を選定
  - ✓ 保管条件、保管環境を整理
- ○ 劣化要因検討
  - ✓ 劣化モードをフィルタの閉塞と破損と定義
  - ✓ 固体廃棄物の保管環境を踏まえフィルタの閉塞と破損に至る原因と事象を整理、合計18の劣化事象を抽出
- ○ フィルタ要件の整理
  - ✓ 海外原子力で実績のあるフィルタの他、一般産業向けのフィルタ(金属、セラミックス、ガラスファイバ、高分子)について①製造方法、ろ材、②用途、主要メーカー、③微粒子捕集機能、④水素透過機能　を調査・整理
  - ✓ 一般産業向けフィルタは、海外ベントフィルタの微粒子性能(HEPA相当)を満足するものを製作可能であり、水素透過機能は、実測値はカタログ等に記載がないものの、原理的には海外ベントフィルタ相当であると推定
- ○ 故障モードの推定
  - ✓ インプット条件を踏まえ18個の劣化要因からフィルタ劣化に影響する可能性がある11個の劣化要因を抽出
  - ✓ 11個の劣化要因についてプロセスごとに故障モードシナリオを作成
  - ✓ 各種フィルタを適用した場合の劣化発生の有無・発生進行度を文献調査から推定し、影響する8事象を選定
- ○ 性能試験の方法検討
  - ✓ 8個の故障モードがフィルタ寿命に与える影響を評価するために必要な性能試験の方法を検討・整理した
- ○ 健全性評価方法の検討
  - ✓ 各故障モードがフィルタ健全性に与える影響を評価するための、フィルタ性能試験の方法を検討した

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 固体廃棄物種類の整理から、廃棄物ごとに共通する性状を抽出するとともに、想定される処理プロセスを基にフィルタのおかれる環境についてインプット条件として仮定、整理した。
- ✓ フィルタに要求される機能として、水素を透過させる機能、微粒子を捕集する機能と定義し、これらに影響をおよぼす可能性のある劣化環境要因を抽出した。 また、一般的なフィルタ仕様を調査し、環境要求に応じたフィルタ材質が選択できる見込みを得た。
- ✓ フィルタ機能と固体廃棄物の処理プロセスから、フィルタ性能を低下させる可能性のあるシナリオを検討し、それぞれの故障モードシナリオについて調査整理するとともに、故障モードがフィルタ寿命に与える影響を評価するための試験方法案について検討した。

課題など

- ✓ 固体廃棄物種類、処理方法、保管要件、環境基準、施設制約などがフィルタ仕様決定におけるインプット情報となることから、実機作業の進捗によって条件が具体化した項目について、本研究にて仮定したインプット条件との比較を行い、劣化模擬試験条件や故障モードの再選定の必要性について再検討する必要がある。

©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

■ 昨年度までの実績
- ○ αカメラを製作し、システムの機能確認試験を実施した。
- ○ 現地でα汚染機器(フランジタンク片)を対象としたモックアップ試験を実施し、性能評価を実施した。フランジタンク片に固定した220Bq、740Bq、2960Bqのα線源(Am-241)を計測できたが、ノイズが同等以上で発生した。

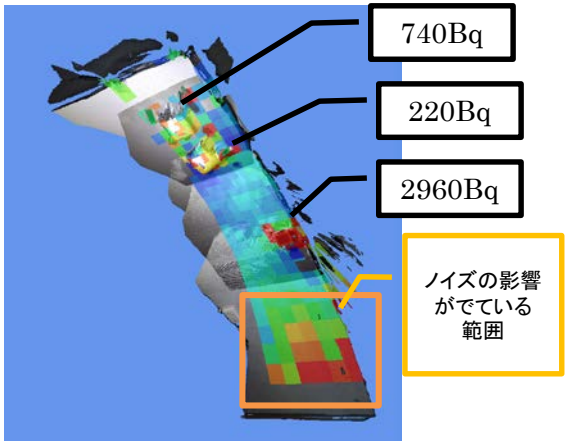


図1　2020年度モックアップ試験結果

■ 目標
- ○ フランジタンク片で発生したノイズの発生要因を特定し、ノイズ対策を行う。
- ○ 対策を行ったうえでα汚染の検出性能を再評価する。

■ 実施内容(詳細は次葉以降に記載)
- ○ 測定に影響がある項目を現場調査をもとに課題整理
- ○ 整理した課題に対して、以下を実施

αカメラ　　:フランジタンク片で発生したノイズ対策を行う。
距離計測システム:現場調査結果をふまえてTOFの成立範囲を示す。
アクセス手段　　:αカメラを搭載したクローラ台車の想定図を示す。(本国プロでは課題整理まで)

■ 目標達成を判断する指標
- ○ αカメラの現地適用に向けたモックアップ試験結果に基づいた課題と対策を提示する。
(終了時目標TRL:3→4)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

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、分別して保管容器に収納する。今後本格化した廃炉作業において、汚染状況の把握を全てスミア測定することは、測定時間や被ばく量低減の観点から現実的ではない。

● 廃棄物分別技術に係るニーズ

- 対象物の表面汚染分布を離れた位置から把握できること。
- 短い時間で広い範囲の汚染分布を把握できること。

● 本PJの目的

解体対象(または、エリア)表面を**網羅的、かつ短時間**に測定できる技術を開発する。また、性能に応じて適用可能なプロセスを明確にする。

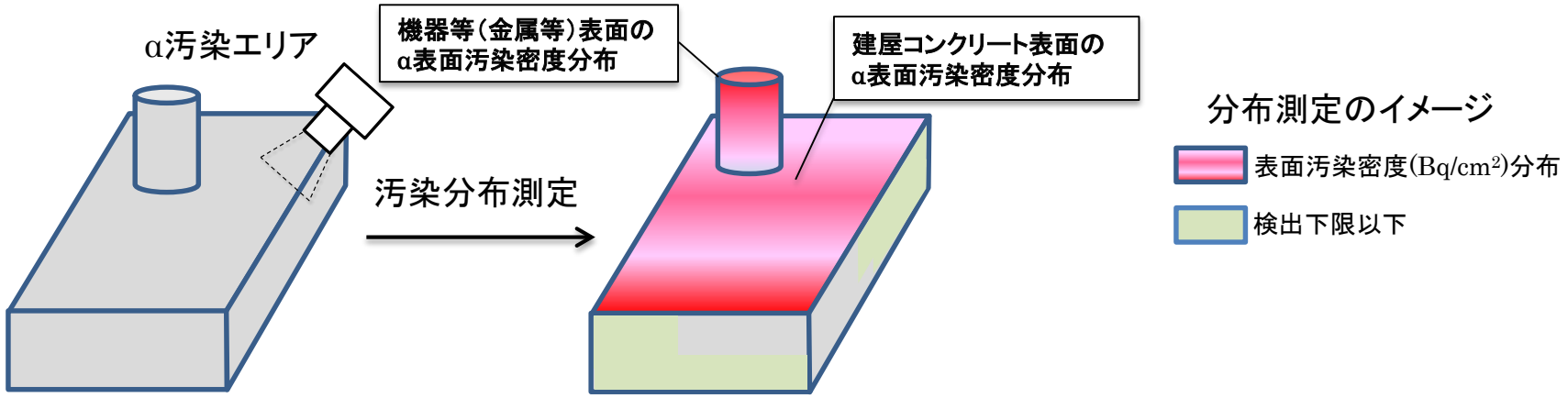


図1　αカメラを用いた分布測定のイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

αカメラの原理と利点

測定原理

① α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に入射するγ線は遮蔽する。

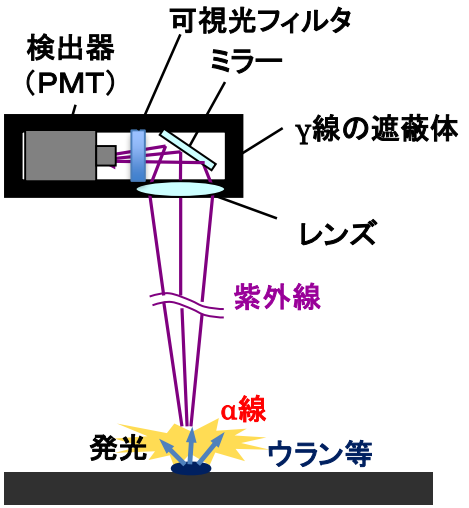
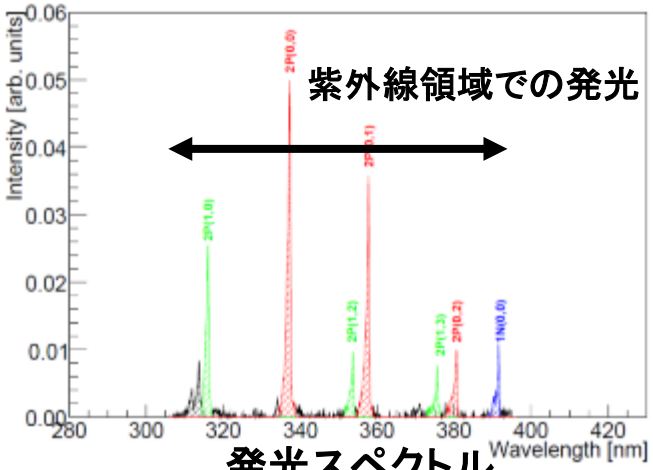


図1 原理を示す模式図

利点

・α汚染源から離れた位置で計測が可能

・広い範囲を一括で測定することができる



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

αカメラに関する主な発表実績例

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

開発の経緯

表1　開発の経緯

項目		2018年度	2019年度	2020年度	2021年度	2022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	αカメラ単体	設計・製作　試験		高感度化、可動部軽量化、距離計測システムとの組み合わせ、基本性能検証		
			改良　試験	ゴースト※対策、遮蔽機構改良		
	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	・材質（表面状態）に対する感度評価 ・1F現地でのモックアップ試験		
		・αカメラとして性能評価 ・測定結果のマッピング機能追加検証		製作　性能確認試験		
	改良・対策 モックアップ試験で確認された課題に対する対策			現場調査 課題抽出		
		・現場調査による課題の抽出 ・課題対策（αカメラ、距離計測システム）			対策	

※　線源位置以外のピーク

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

本年度の報告内容

2020年度1Fモックアップ試験での想定外のノイズ発生を受けて以下を実施

(1)共通事項

- 現場写真をもとにαカメラ、距離計測システム、アクセス手段に関する阻害要因を抽出
- 阻害要因から各要素の課題を整理

(2)αカメラの課題に対する対策

- 現場調査結果を受けた対策の進め方
- α線、β線の発光プロセスを定量的に整理(本年度は窒素発光に注力)
  - ↳ 発光試験、シミュレーションから予測モデルを構築、評価
- ノイズ発光の特徴から対策を総合的に検討、有効性を評価

(3)距離計測システムの課題に対する対策

- 距離計測可能範囲の明確化
- 距離合成アルゴリズムの改良

(4)アクセス手段

- 現存の除染クローラの流用を仮定した場合の想定図
- 実機適用までの課題

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

課題整理　2020年度モックアップ試験の振り返り(1)
～　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、βγ汚染が広範囲に分布しており、かつ可能な限り高線量率であるフランジタンク片を選定

- 測定対象：除染作業前のフランジタンク片のうち、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。

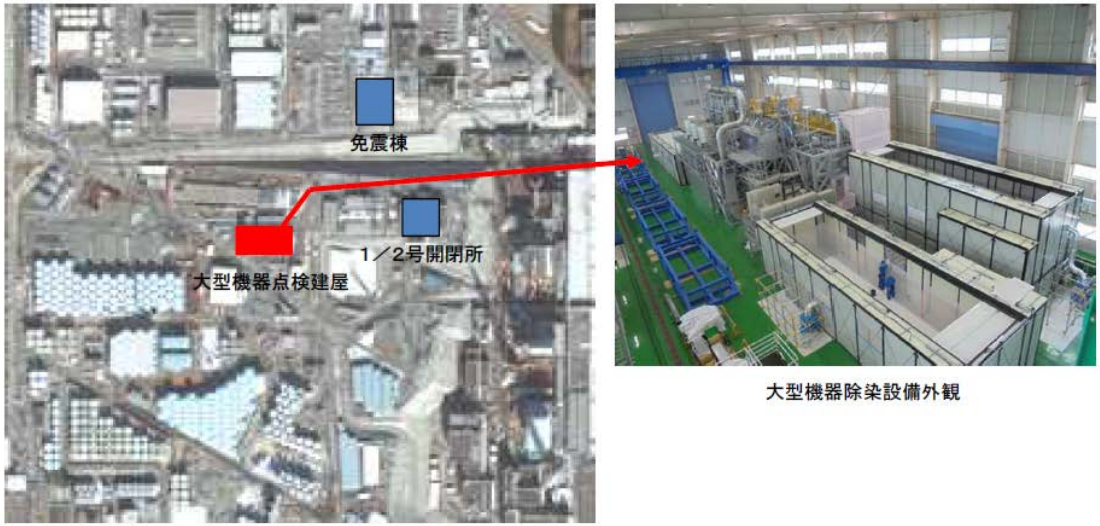


図1　大型機器点検建屋の位置外観
東京電力HD 「大型機器除染設備の設置状況2018.4.16]より引用



図2　フランジタンク片
2020.10.30撮影

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

課題整理　2020年度モックアップ試験の振り返り(2)

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**。
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3次元汚染分布を作成**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

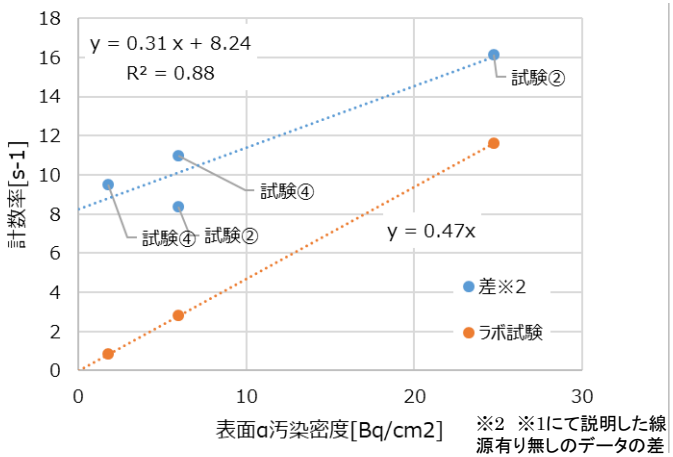


図1　α表面汚染密度と計数率の相関(試験②)

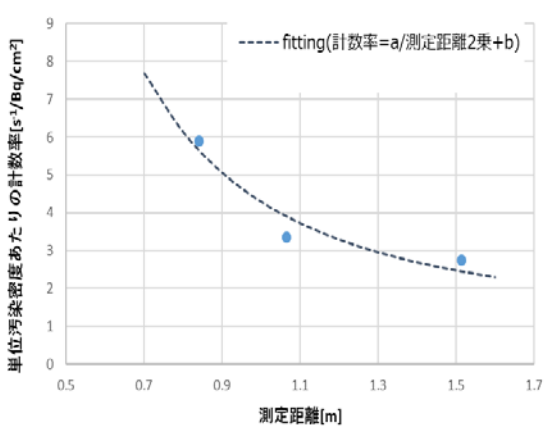


図2　α線感度の測定距離依存性(試験③)

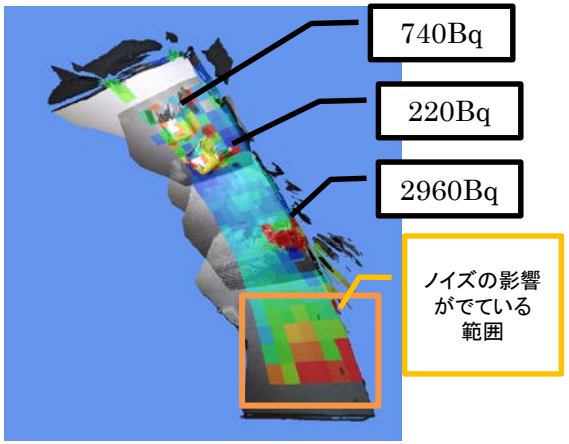


図3測定結果からノイズを差引いた分布(試験④)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

課題の抽出　現場の状況調査

例1) 3号機-1F-西側通路



例2) 2号機-5F-東側搬入口



表1　3号機で確認された課題要因

項目	確認された課題要因	
α線の測定	壁	塗料
	床	塗料(水溜まりあり)
	ケーブル	黒色
	シート	なし
	遮光性	発光物無
距離測定	影響なし	
アクセス性	床面の凹凸	

表2　2号機で確認された課題要因

項目	確認された課題要因	
α線の測定	壁	塗料
	床	塗料
	ケーブル	なし
	シート	ピンク養生シート
	遮光性	外部光有
距離測定	機材の影響がある可能性	
アクセス性	床面の凹凸、機材の散逸	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

現場調査結果マッピング

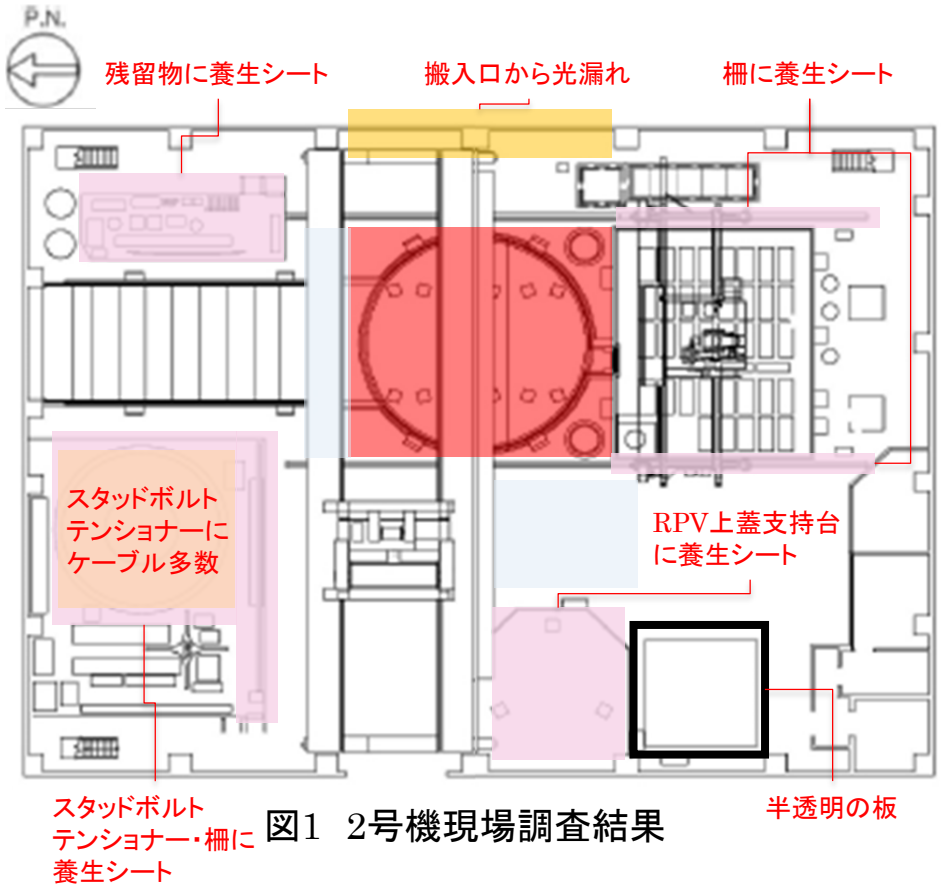


図1　2号機現場調査結果

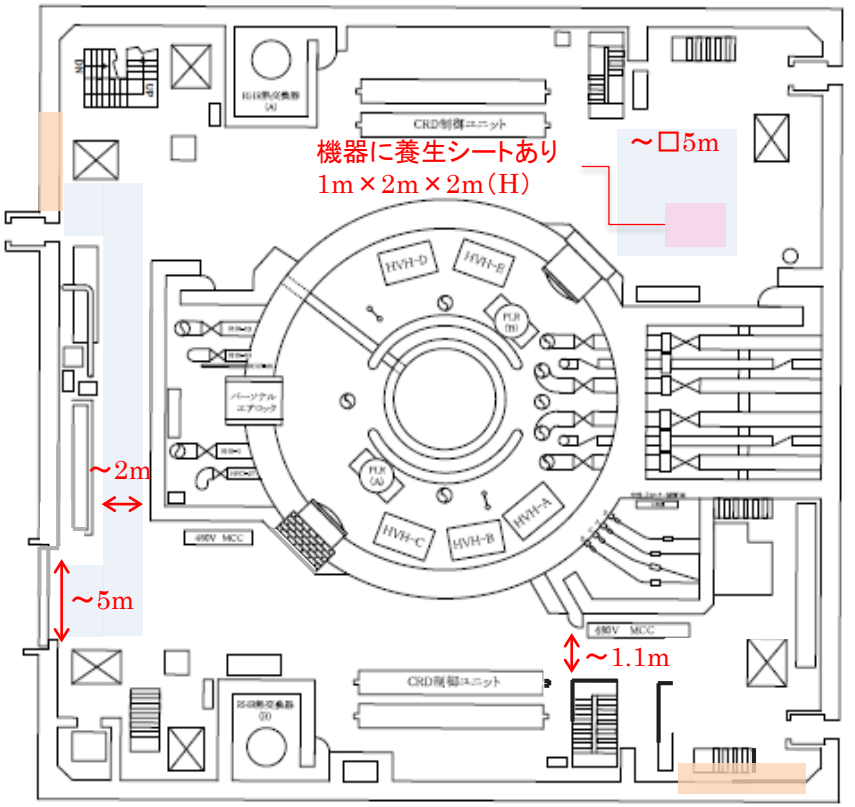


図2　3号機現場調査結果

水溜まり有り

ケーブル多数

養生シート

βγ汚染密度高

光漏れ(外部光)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

課題整理　測定に影響がある可能性がある項目

解体前建屋の汚染分布を測定する観点で、測定に影響が出る可能性がある項目を抽出

表1　現場調査で評価すべき項目

対象システム		項目	事象	評価すべき現場状況
αカメラ	β線、γ線の影響による発光ノイズ	シンチレーション光	窒素(空気)の発光	ー
			窒素以外の発光	塗料、シートの種類等
		チェレンコフ光	屈折率を持つ物質によるチェレンコフ発光	塗料、シートの種類等
	α線信号量への影響	測定対象の材質	材料表面の粗さによるα線感度の変化	瓦礫等の有無 (粗いほど感度高)
			表面の濡れ	水溜まり等の有無
	測定における制約条件	遮光性	照明等の影響	非常灯等の有無 建屋外からの光漏れ
距離測定		周辺にある物質の影響	撮影角度	アクセス方向
			赤外線の透過	材料
			赤外線の吸収	材料
アクセス台車		搬入経路	台車が搬入不能	段差の有無、通路幅等

©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

課題整理ドリルダウン：α汚染計測システムの課題

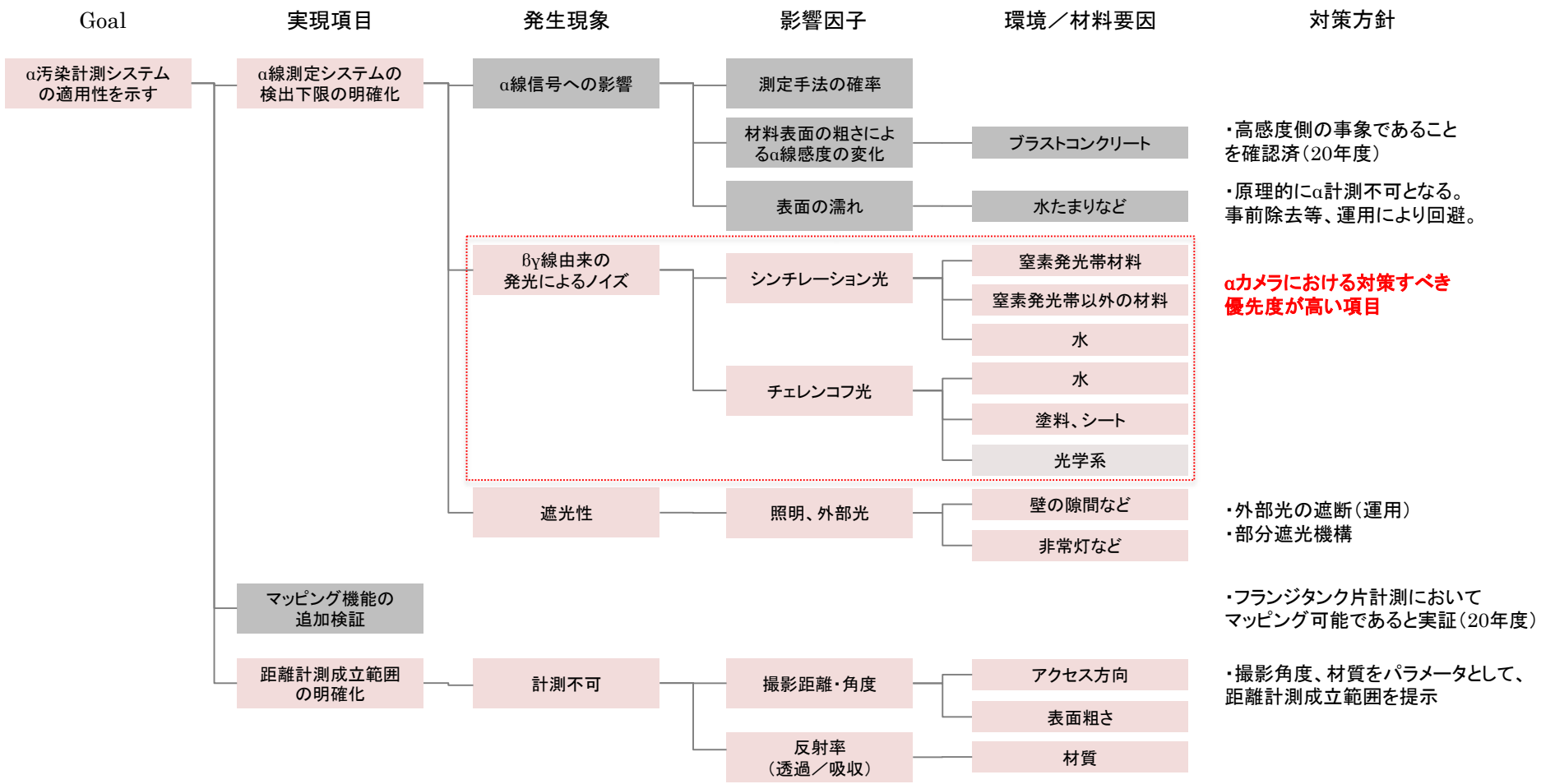


図1　α汚染計測システムの課題ドリルダウン

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

αカメラの課題に対する取り組み

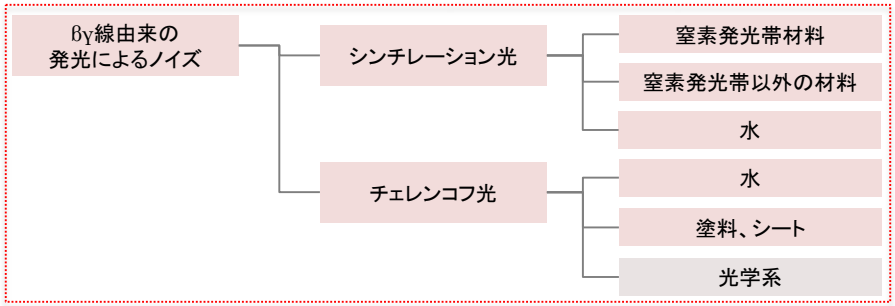


図1　課題ドリルダウン抜粋

＜課題に対して考慮すべきこと＞

①各材料の発光量やαカメラの検出信号に関して精査する必要がある

②現場において想定外の発光源があっても対処できるようにする必要がある

③事前に対策可能なものは対策を実施する

①、②：各発光を定量的に把握し、シミュレーションによる予測を可能にする

③：発光の特徴を踏まえて取り得る対策を総合的に検討する

表1　各発光の発光源と特徴

発光現象	発光源	発光の特徴
シンチレーション光	空気中窒素	・α線、β線ともに窒素発光は同じ波長分布 ・α線とβ線の飛程の違いによって空間的な発光の様子が異なる可能性 ・飛程の長さに応じた発光時間
	窒素以外（塗料、養生シート）	・材質の違いによって発光量が異なる ・材質の違いによって波長分布が異なる ・発光時間はnsオーダー
チェレンコフ光	塗料 シート 水 光学系	・波長分布は$\propto\lambda^{-2}$、α線の窒素発光と異なる ・発光量は屈折率nに依存 ・発光の方向は荷電粒子の入射方向に対して$\cos\theta=c/nv$（v:媒質中の速度）の角度にコーン状 ・発光時間はpsオーダー

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2021年度の進め方

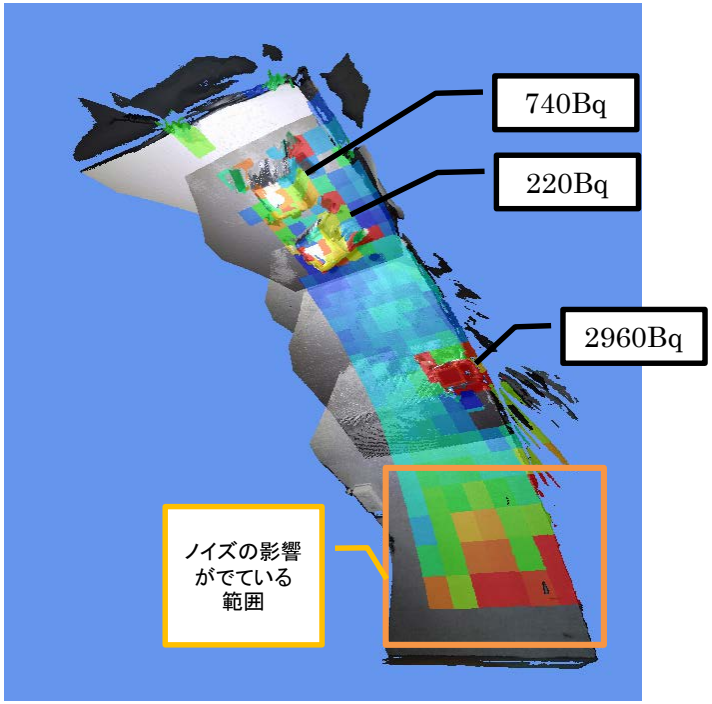


図1　2020年度モックアップ試験結果

2020年度の状況及びノイズ評価の前提条件

- β線の表面線量率(β)は20mSv/h程度
- ノイズ信号の計数率は500cps程度

2021度の方針概要

1.発光プロセスの定量的な把握

1-1.β線源による発光試験
1-2.シミュレーション構築
1-3.発光現象の定量的な把握

➡ **α線、β線の窒素発光の定量把握まで実施**

2. ノイズ対策

1-1.αカメラの発光計測特性の確認と各発光の特徴を踏まえた対策の総合的な検討
1-2.ノイズ対策の有効性評価

➡ **各種対策の有効性評価を実施**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

発光プロセスの定量的な整理方法概要

～α線窒素発光のプロセス～

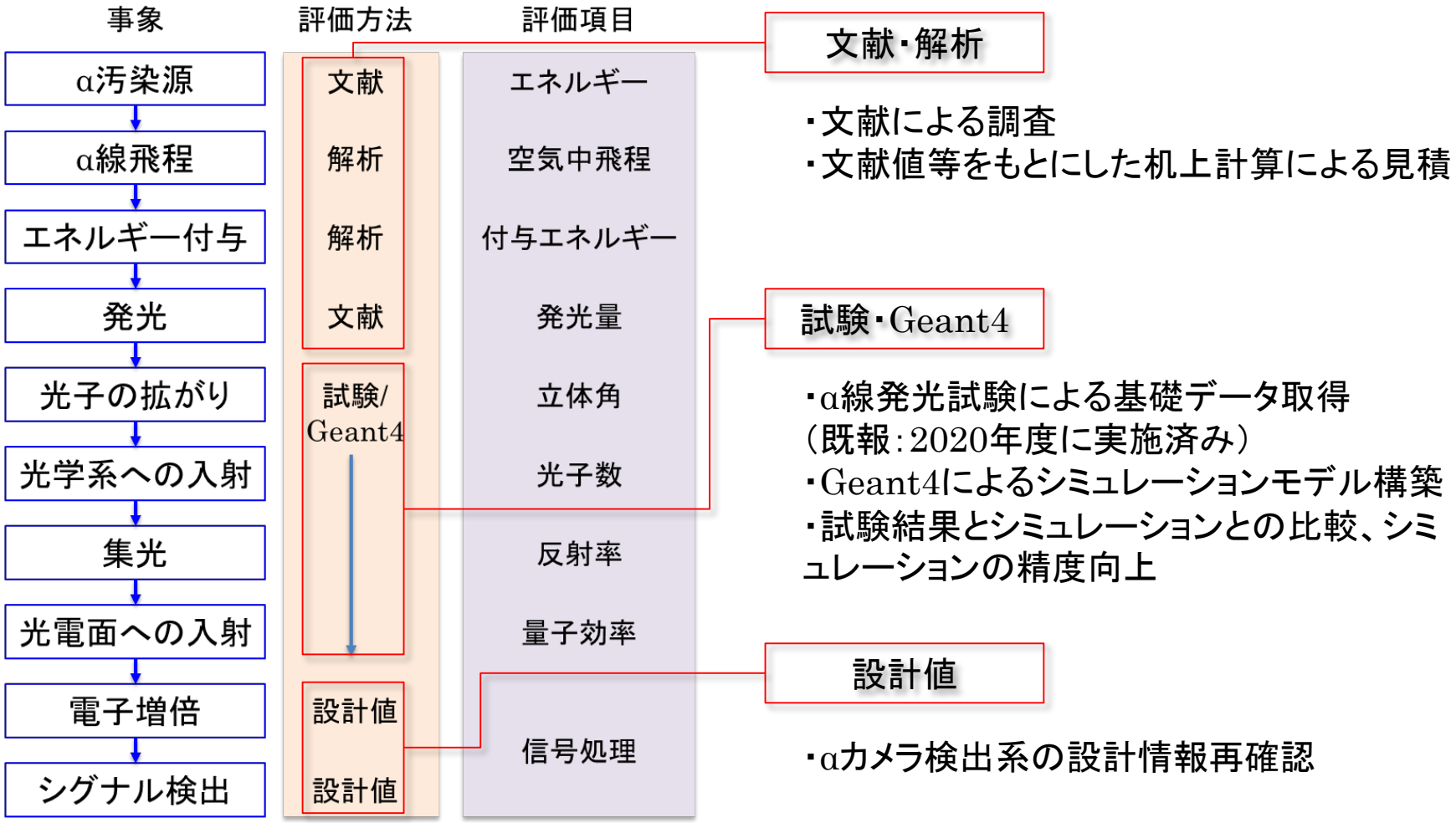


図1　α線による窒素発光フロー図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

発光プロセスの定量的な整理方法概要
～β線窒素発光のプロセス～

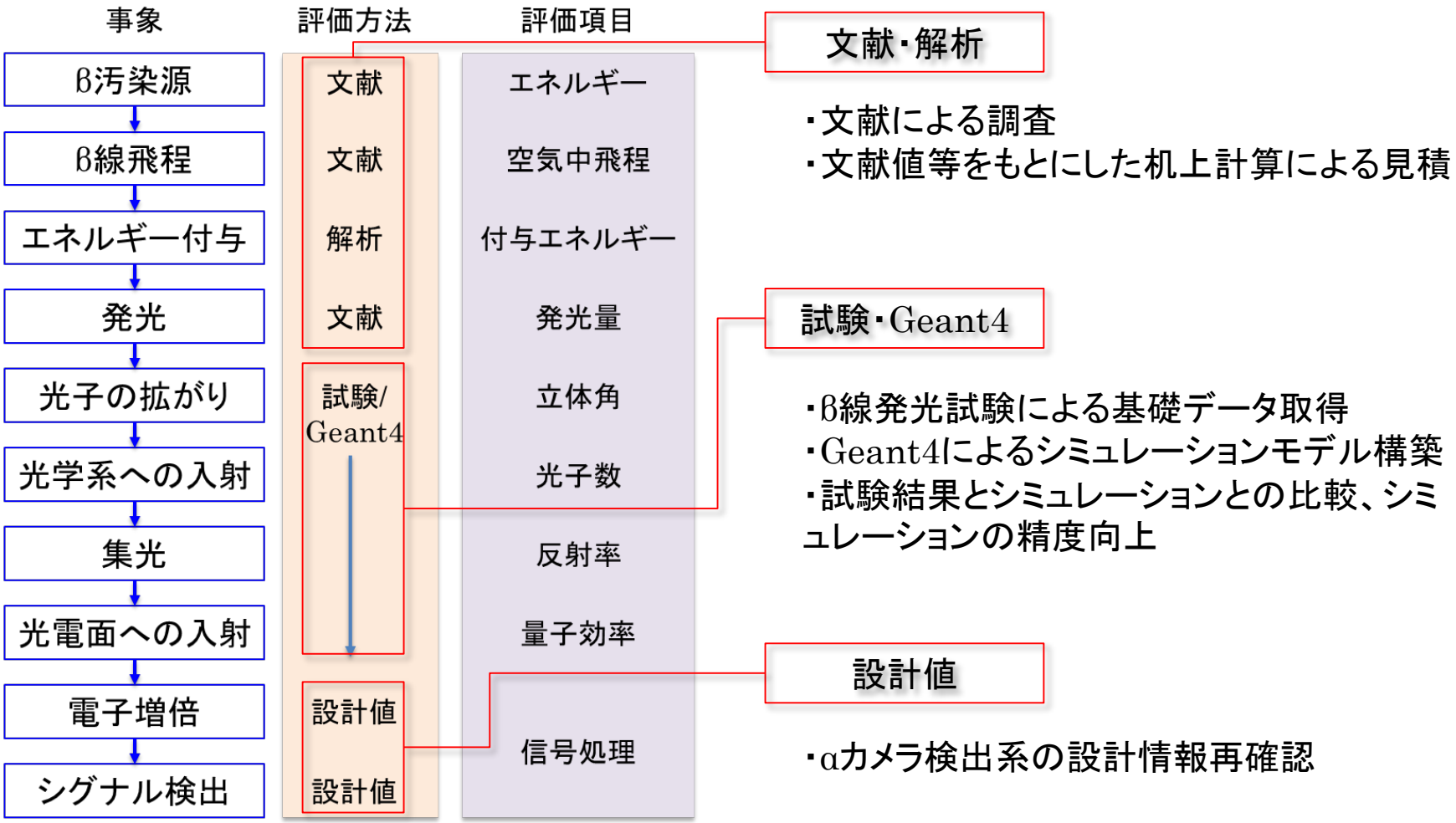
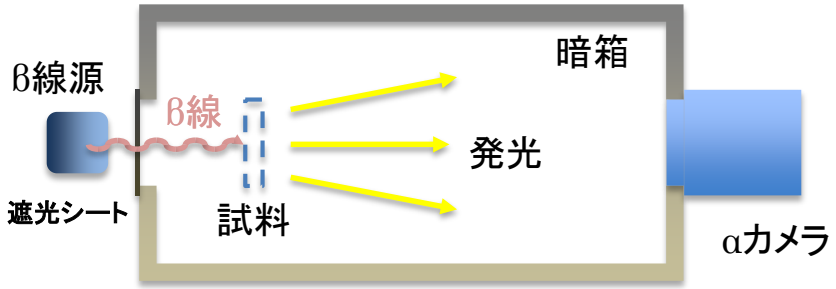


図1　β線による窒素発光フロー図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験の目的と実現手段

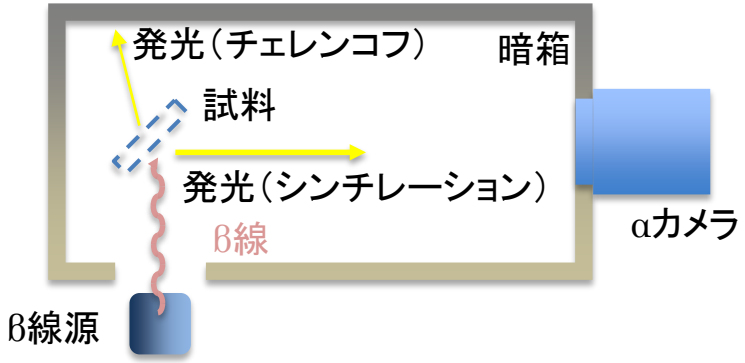
(1)高いβ線量における発光量を把握する:直線体系



・β線源は1Fモックアップ環境相当(約15mSv/h)
・試料を配置しない場合はシンチレーション光(窒素発光)のみ
・試料を配置した場合はシンチレーション光とチェレンコフ光両方を含む

図1　高線量のβ線による発光試験体系概要図

(2)シンチレーション光とチェレンコフ光を分離して発光量を把握する:直角体系



・チェレンコフ光の発光方向を考慮して、β線源ー試料ーαカメラを直角に配置
・線源に高エネルギー、低エネルギー※両方を用いることでチェレンコフ光の発生条件が異なる体系で計測
※臨界エネルギーを超えるβ線が少ない線源を選定

図2　発光現象を分離した試験体系概要図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験　試験体系

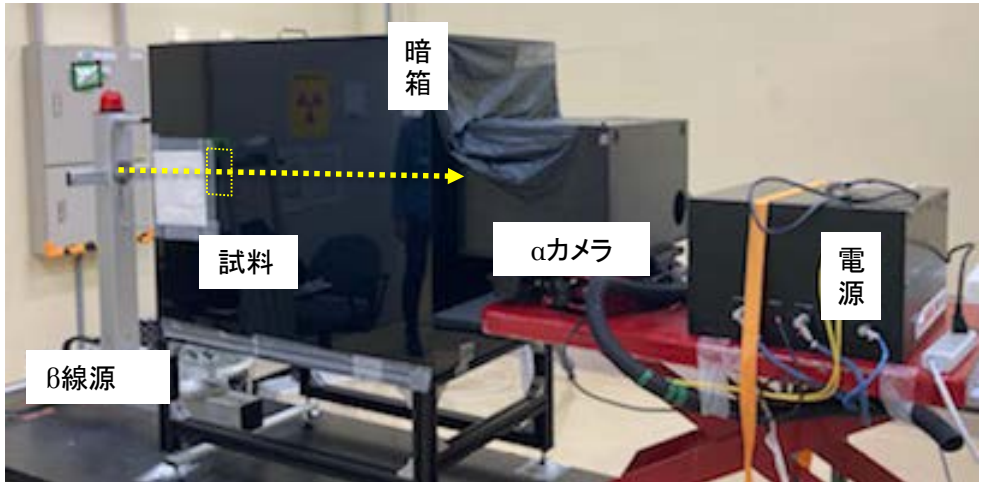


図1　直線体系外観

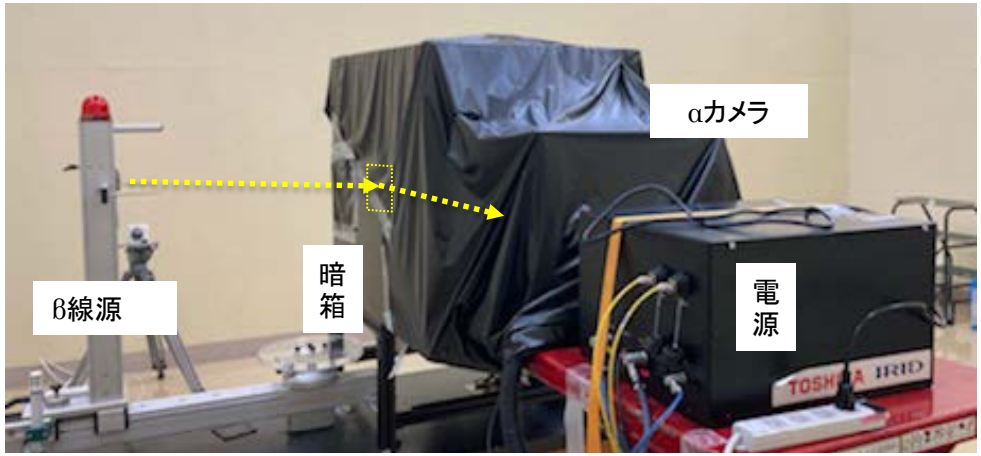


図2　直角体系外観

表1　β線源一覧

線源	線量率※1	距離※2	評価対象	外観
Sr-90/Y-90	15.6 mSv/h (98mSv/h)	50cm (20cm)	窒素発光、シンチレーション光、チェレンコフ光	
Pm-147	0.21 mSv/h	20cm	シンチレーション光（チェレンコフ光排除）	

※1　試料位置表面における線量率
※2　β線源から試料までの距離

・Sr-90/Y-90は1Fフランジタンク片周辺の線量相当の距離で計測
・窒素発光＋試料を配置したシンチレーション光及びチェレンコフ光を測定

・Pm-147のβ線は最大約220keVのためチェレンコフ光の発生量が少ないこと、発生方向からαカメラにおける検出量は無視できるレベル

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線源のエネルギー分布

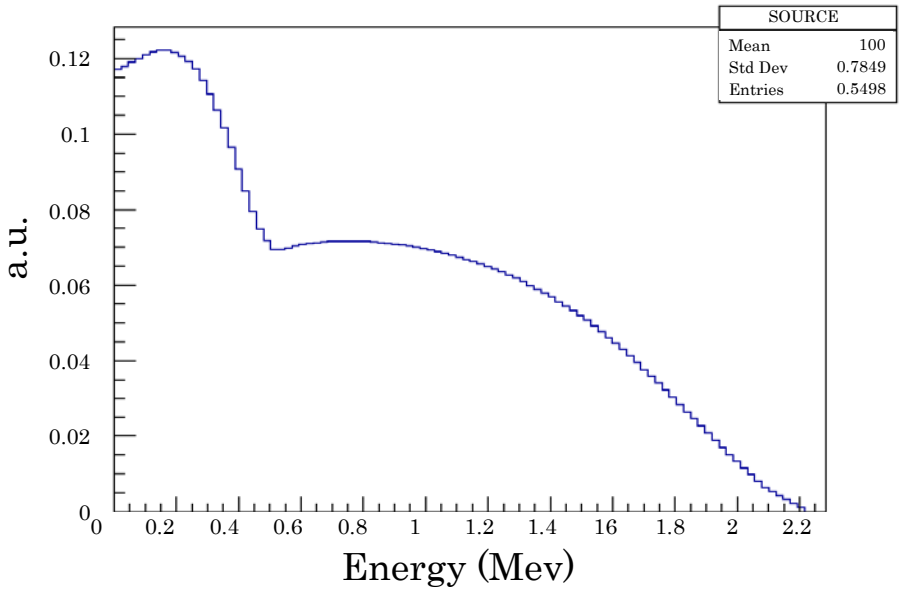


図1　Sr-90/Y-90のβ線エネルギー分布

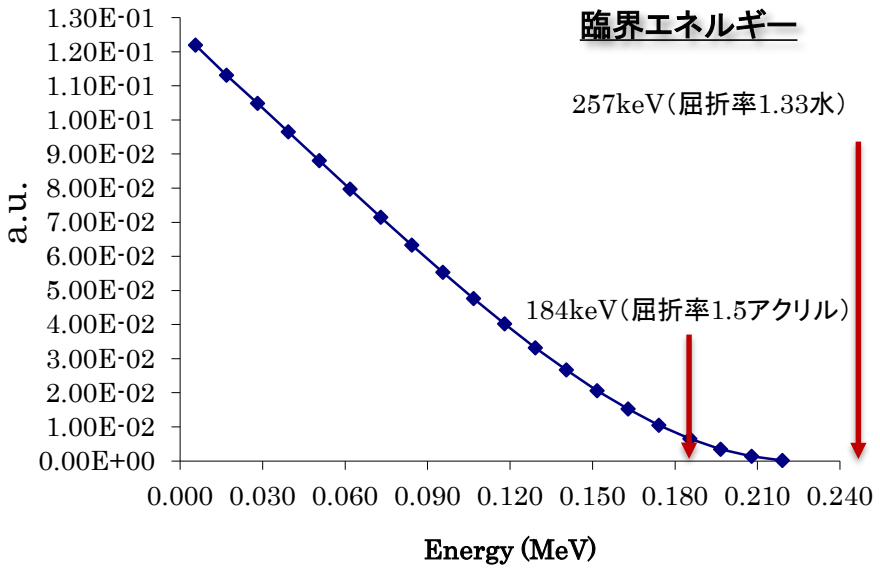


図2　Pm-147のβ線エネルギー分布

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験直線体系　発光現象の整理

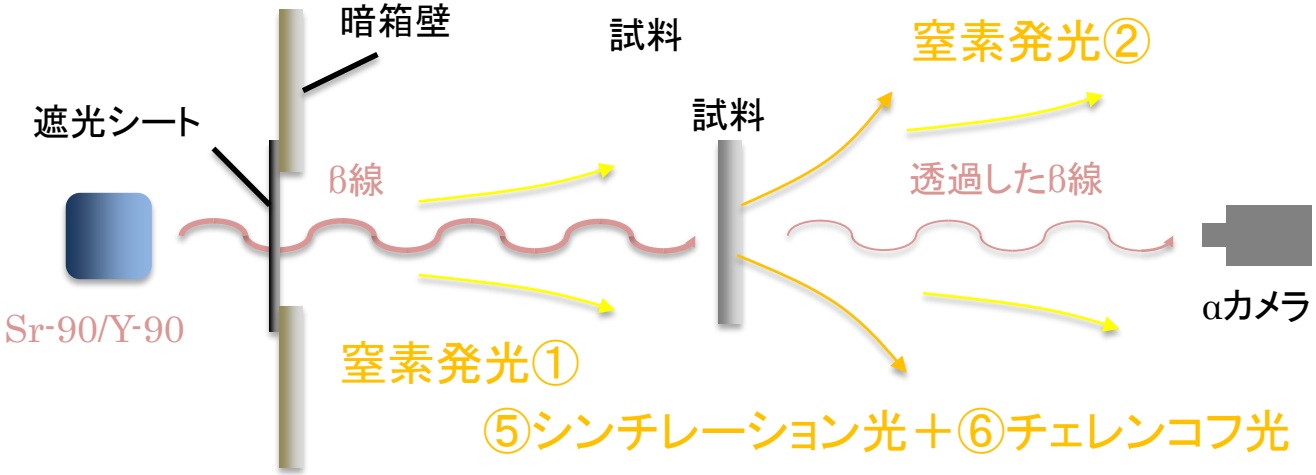


図1　Sr-90/Y-90直線体系での発光現象

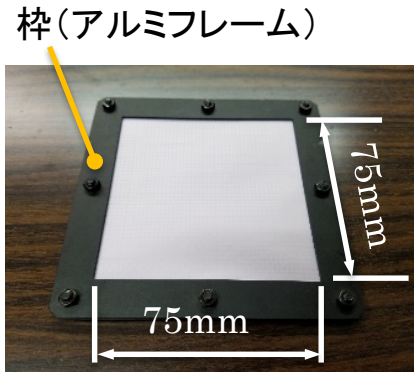


図2　試料外観
養生シートピンク

表1　Sr-90/Y-90直線体系での発光現象一覧

No.	発光/現象	メモ
①	試料前窒素発光	線源-試料間50cmにおける窒素発光
②	試料後窒素発光	減衰した電子による窒素発光
③	試料による①の遮光	試料により透過率が異なる
④	枠による①の遮光	どの条件でも遮光効果は同じとする
⑤	試料からの発光　シンチレーション光	明らかにしたい現象その1
⑥	試料からの発光　チェレンコフ光	明らかにしたい現象その2
⑦	αカメラ内の発光	光学系に到達した電子や制動放射により発生

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験　直線体系の試験条件と影響要因

表1　Sr-90/Y-90直線体系　各条件での影響要因

No.	試料	補足	① 前N2	② 後N2	③ 試料遮光	④ 枠遮光	⑤ シンチ	⑥ チェレ	⑦ 内部発光
1	なし(窒素)		○	○	―	―	―	―	○
2	塗料白	t0.3mm	△	○	○	○	○	○	○
3	塗料白	t0.5mm	△	○	○	○	○	○	○
4	塗料白	t1.0mm	△	○	○	○	○	○	○
5	塗料灰	t1.0mm	△	○	○	○	○	○	○
6	塗料黒	t1.0.mm	△	○	○	○	○	○	○
7	ピンク養生シート		○	○	△	○	○	○	○
8	透明養生シート		○	○	△	○	○	○	○
9	αカメラ遮光		―	―	―	―	―	―	○
10	枠のみ		○	○	―	○	―	―	○
11	枠＋遮光		△	○	○	○	―	―	○
12	透明養生シート＋遮光		△	○	○	○	―	―	○

凡例

○:影響あり
△:小さいが影響あり
―:影響なし

その他試験条件

・測定時間10min
・BG測定5min
・信号はBGを差分
・室温21.3℃～21.9℃
・気圧1005.8hPa～1011.2hPa
・湿度26.7%～41.7%

検出結果の処理

・対象とする試料を設置したのちに測定を開始
・測定終了後に線源を取り外してBGを測定
・試験結果の評価値は試料測定値からBGを各chごとに差分した数値を使用

1.3	2.3	2.7	3.1	3.2	2.7	2.1	1.0
1.8	3.5	4.9	5.5	5.1	4.3	3.2	1.5
2.4	5.2	7.4	9.9	9.2	6.2	4.2	2.1
2.6	5.9	9.5	37.9	32.1	8.2	4.6	2.2
2.6	5.8	9.7	37.2	32.1	8.3	4.6	2.2
2.1	4.8	6.9	8.8	8.7	6.3	4.1	2.1
1.8	3.2	4.3	4.9	4.5	4.0	2.9	1.6
1.3	2.2	2.7	2.9	2.9	2.6	2.1	1.1

図1　試験結果の例(No.7)　単位:cps

試験結果の解析

①中心2×2の計数の総和
→試料と同等サイズの視野

②中心4×4の計数の総和
→枠外からの光も考慮

③中心8×8全体の計数の総和
→全体の発光を考慮

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験　直線体系試験結果

単位：cps

0　20　40

1.7	3.1	3.9	4.1	3.9	3.5	2.9	1.7
2.5	4.8	5.9	6.8	6.4	5.4	4.1	2.1
3.3	6.4	9.1	11.3	10.5	7.6	5.3	2.7
3.8	7.4	11.1	20.2	19.7	8.8	5.4	2.7
3.5	7.4	11.1	20.1	19.6	9.0	5.5	2.9
3.2	6.0	8.6	10.7	10.2	7.3	4.9	2.7
2.4	4.6	5.5	6.3	5.9	5.1	4.0	2.2
1.9	3.1	3.6	3.8	3.8	3.5	2.8	1.5

No.1
試料なし（窒素）

0.8	1.5	1.9	2.2	2.1	1.9	1.5	0.5
1.1	2.9	3.6	3.9	3.8	3.3	2.4	1.2
1.7	3.9	5.3	6.7	6.3	4.8	3.3	1.6
2.1	4.5	6.5	10.1	9.7	5.7	3.4	1.6
1.8	4.4	6.3	8.6	8.9	5.5	3.4	1.4
1.6	3.6	4.9	5.5	5.4	4.3	3.1	1.5
1.1	2.6	3.1	3.3	3.3	2.8	2.3	1.2
0.9	1.5	1.9	1.9	1.9	1.7	1.5	0.7

No.2
塗料白t0.3mm

0.9	1.6	2.0	2.3	2.3	2.1	1.6	0.6
1.3	2.9	3.6	4.1	4.1	3.4	2.6	1.2
1.8	3.8	5.2	6.6	6.5	5.1	3.7	1.6
1.9	4.5	5.9	10.6	11.2	6.2	3.7	1.7
1.7	4.1	6.0	9.1	10.1	6.0	3.5	1.6
1.7	3.4	4.7	5.6	5.9	4.8	3.2	1.7
1.2	2.4	3.2	3.5	3.6	3.1	2.5	1.3
0.7	1.6	2.0	2.1	2.2	2.0	1.5	0.7

No.3
塗料白t0.5mm

0.7	1.5	2.0	2.1	2.3	1.9	1.4	0.7
1.0	2.6	3.2	3.5	3.5	3.0	2.5	1.0
1.5	3.6	4.8	5.9	5.6	4.4	3.1	1.4
1.8	4.0	5.5	8.9	9.1	5.4	3.3	1.6
1.7	3.8	5.8	7.6	8.5	5.6	3.2	1.5
1.5	3.2	4.4	5.1	5.2	4.1	3.0	1.5
1.0	2.3	2.9	3.1	3.2	2.9	2.4	1.1
0.7	1.5	1.8	1.8	1.8	1.8	1.4	0.7

No.4
塗料白t1.0mm

0.7	1.4	1.9	2.1	2.1	2.1	1.5	0.7
1.1	2.5	3.2	3.8	3.9	3.4	2.6	1.1
1.5	3.2	4.3	6.0	6.5	5.0	3.7	1.6
1.7	3.8	4.9	9.1	11.1	6.3	3.6	1.8
1.7	3.6	5.4	9.0	11.4	6.4	3.6	1.6
1.6	3.2	4.5	5.6	6.1	4.9	3.5	1.6
1.2	2.5	3.3	3.4	3.6	3.2	2.5	1.2
0.7	1.5	1.8	2.1	2.1	1.9	1.5	0.7

No.5
塗料灰t1.0mm

0.8	1.5	1.9	1.9	2.1	1.8	1.4	0.6
1.2	2.6	3.4	3.7	3.5	3.1	2.3	1.0
1.5	3.6	4.8	5.8	6.0	4.3	3.0	1.4
1.9	4.2	6.0	11.0	10.3	5.2	3.2	1.4
1.6	3.9	5.8	10.7	10.7	5.2	3.3	1.6
1.5	3.3	4.5	5.5	5.5	4.1	3.0	1.4
1.2	2.6	3.1	3.2	3.3	2.8	2.2	1.2
0.7	1.4	1.8	1.8	1.8	1.7	1.4	0.6

No.6
塗料黒t1.0mm

1.3	2.3	2.7	3.1	3.2	2.7	2.1	1.0
1.8	3.5	4.9	5.5	5.1	4.3	3.2	1.5
2.4	5.2	7.4	9.9	9.2	6.2	4.2	2.1
2.6	5.9	9.5	37.9	32.1	8.2	4.6	2.2
2.6	5.8	9.7	37.2	32.1	8.3	4.6	2.2
2.1	4.8	6.9	8.8	8.7	6.3	4.1	2.1
1.8	3.2	4.3	4.9	4.5	4.0	2.9	1.6
1.3	2.2	2.7	2.9	2.9	2.6	2.1	1.1

No.7
ピンク
養生シート

1.2	2.4	2.7	3.0	2.6	2.7	2.2	1.1
1.8	3.8	4.6	5.2	5.0	4.1	3.3	1.6
2.5	4.9	7.1	8.6	8.1	5.8	4.1	2.1
2.7	5.8	8.6	20.2	17.9	7.1	4.2	2.2
2.5	5.7	8.5	19.3	17.4	7.2	4.2	2.1
2.1	4.8	6.4	7.8	7.6	5.8	3.9	2.1
1.8	3.4	4.2	4.4	4.4	3.9	3.0	1.7
1.2	2.1	2.7	2.8	2.8	2.6	2.0	1.1

No.8
透明
養生シート

1.4	2.0	2.7	3.2	2.9	2.8	2.1	1.1
1.8	3.5	4.6	5.1	4.7	4.0	3.0	1.4
2.4	5.1	6.8	8.2	7.7	5.9	3.9	1.9
2.8	5.7	8.1	15.5	14.2	6.8	4.2	2.2
2.7	5.5	8.2	14.7	14.1	6.6	4.1	2.1
2.3	4.5	6.3	7.4	7.3	5.6	4.0	2.0
1.8	3.3	4.0	4.4	4.3	3.5	3.0	1.6
1.1	2.1	2.5	2.9	2.8	2.6	2.0	1.0

No.9
αカメラ遮光

1.0	2.1	2.5	2.8	2.5	2.5	2.0	0.9
1.7	3.3	4.2	4.8	4.6	3.9	2.9	1.6
2.2	4.6	6.2	7.5	7.1	5.3	3.8	1.8
2.4	5.1	7.2	10.2	10.6	6.6	3.9	2.1
2.4	5.0	7.5	9.9	10.5	6.7	4.0	2.2
2.0	4.2	5.7	6.5	6.7	5.3	3.6	2.0
1.7	3.2	3.9	4.2	4.1	3.5	2.8	1.6
1.1	1.9	2.4	2.5	2.6	2.4	1.9	1.0

No.11
枠＋遮光

1.1	1.9	2.4	2.7	2.7	2.4	1.7	0.7
1.7	3.4	4.2	4.8	4.3	3.9	2.7	1.4
2.2	4.7	6.4	7.9	7.6	5.4	3.6	1.8
2.6	5.4	7.7	16.3	15.4	6.7	4.0	1.9
2.4	5.3	7.9	15.9	15.0	6.6	3.9	2.1
2.1	4.3	6.0	6.8	6.8	5.3	3.7	1.9
1.7	3.2	3.9	4.2	4.1	3.5	2.8	1.5
1.1	1.9	2.5	2.6	2.5	2.3	1.8	0.9

No.12
透明養生シート
＋遮光

図1　全条件の試験結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験　直線体系試験結果の分析

凡例　差分の結果
○：影響あり
△：小さいが影響あり
―：影響なし

表1　差分処理結果と残る影響

差分No.※1	試料	補足	① 前N2	② 後N2	③ 試料遮光	④ 枠遮光	⑤ シンチ	⑥ チェレ	⑦ 内部発光	2×2※2	4×4※2	8×8※2
2-11	塗料白	t0.3mm	―	△	△	―	○	○	―	-3.9	-15.2	-41.1
3-11	塗料白	t0.5mm	―	△	△	―	○	○	―	-0.1	-10.0	-31.4
4-11	塗料白	t1.0mm	―	△	△	―	○	○	―	-7.1	-23.7	-56.1
5-11	塗料灰	t1.0mm	―	△	△	―	○	○	―	-0.6	-12.9	-39.9
6-11	塗料黒	t1.0mm	―	△	△	―	○	○	―	1.6	-14.2	-46.3
8-11	透明養生シート		△	△	△	―	○	○	―	33.7	43.8	55.7
8-12	透明養生シート		―	△	△	―	○	○	―	12.2	19.7	32.4
7-11	ピンク養生シート		―	△	△	―	○	○	―	98.2	119.2	134.1
1-9	試料なし	窒素発光	○	○	―	―	―	―	―	75.3	176.9	322.3

※1　P.146の試験結果の差分、※2　P.145の図1参照

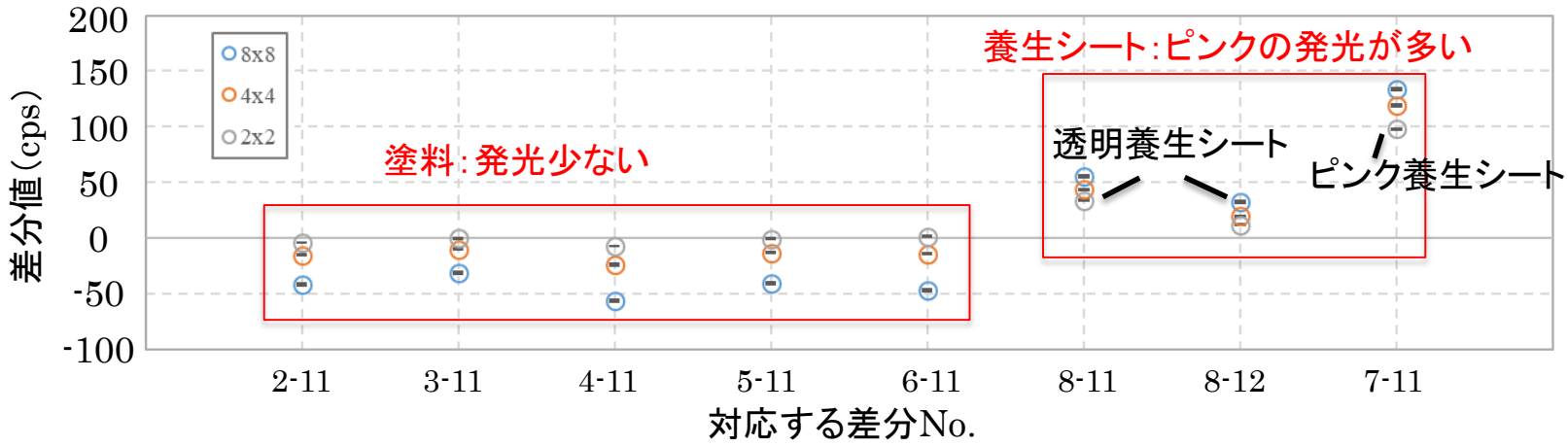


図1　差分処理結果と残る影響（統計誤差込み）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験直角体系　発光現象の整理

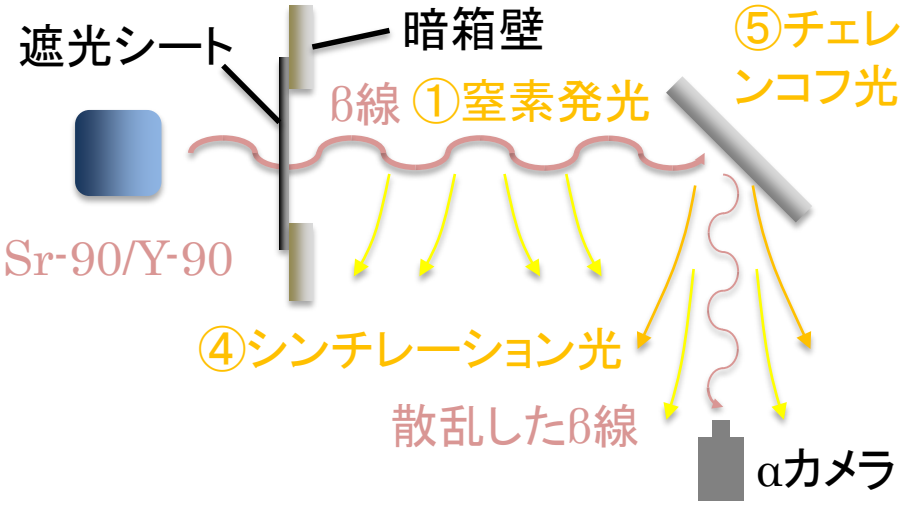


図1　Sr-90/Y-90直角体系での発光現象

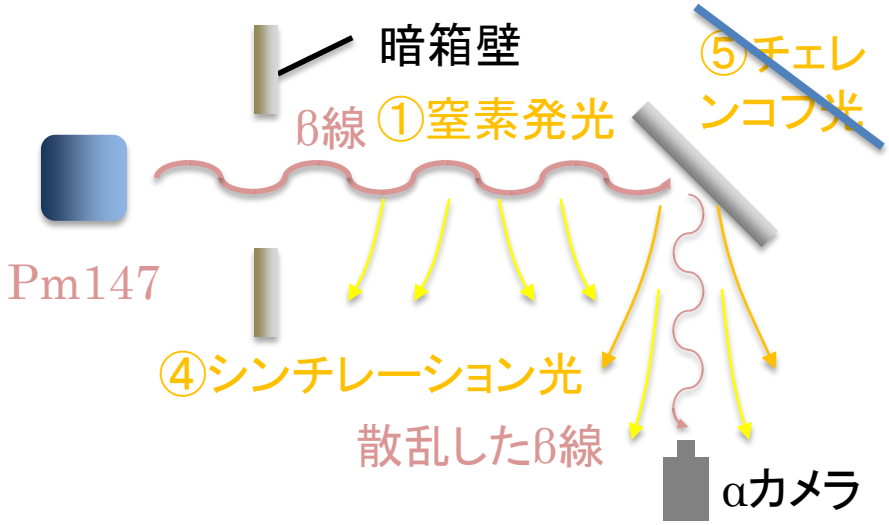


図2　Pm-147直角体系での発光現象

表1　直角体系での発光現象一覧

No.	発光/現象	メモ
①	試料前窒素発光	線源-試料間20cmにおける窒素発光
②	試料後窒素発光	散乱した電子による窒素発光
③	試料による①の反射	試料により反射率が異なる
④	試料からの発光　シンチレーション光	明らかにしたい現象その1
⑤	試料からの発光　チェレンコフ光	明らかにしたい現象その2、Pm147では無視できるレベル
⑥	αカメラ内の発光	光学系に到達した電子や制動放射により発生

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験　直角体系の試験条件と影響要因

表1　Pm-147直線体系　各条件での影響要因

No.	試料	補足	①前N2	②後N2	③試料反射	④シンチ	⑤チェレ	⑥内部発光
1	なし(窒素)		○	―	―	―	―	―
2	ピンク養生シート		○	―	△	○	―	―
3	透明養生シート		○	―	△	○	―	―
4	白	塗料	○	―	△	○	―	―
5	ライトグレー(灰)	塗料(フランジタンク片同等)	○	―	△	○	―	―

表2　Sr-90/Y-90直線体系　各条件での影響要因

No.	試料	補足	①前N2	②後N2	③試料反射	④シンチ	⑤チェレ	⑥内部発光
6	なし(窒素)		○	―	―	―	―	○
7	ピンク養生シート		○	○	△	○	―	○
8	透明養生シート		○	○	△	○	―	○
9	白	塗料	○	○	△	○	―	○
10	ライトグレー(灰)	塗料(フランジタンク片同等)	○	○	△	○	―	○
11	αカメラ遮光		―	―	―	―	―	○

凡例

○:影響あり
△:小さいが影響あり
―:影響なし

その他試験条件

・測定時間10min
・BG測定5min
・信号はBGを差分
・室温20.0℃～20.4℃
・気圧1003.8hPa～1022.3hPa
・湿度31.2%～43.0%

検出結果の処理

・対象とする試料を設置したのちに測定を開始
・測定終了後に線源を取り外してBGを測定
・試験結果の評価値は試料測定値からBGを各chごとに差分した数値を使用

単位:cps

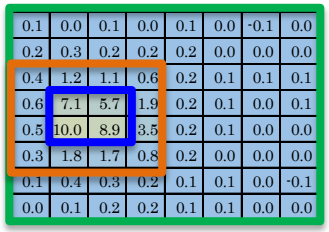


図1　直角体系でのデータ処理位置

①中心2×2の計数の総和
→試料と同等サイズの視野
②中心4×4の計数の総和
→枠外からの光も考慮
③中心8×8全体の計数の総和
→全体の発光を考慮

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験　直角体系試験結果

Pm-147の結果

Sr-90/Y-90の結果(参考)

No.1 Pm窒素

0.0	-0.1	0.1	0.0	0.0	-0.1	0.0	0.0
0.0	0.2	0.2	0.0	0.1	0.1	0.0	0.1
0.2	0.9	0.8	0.2	0.1	0.0	0.1	0.1
0.5	6.2	2.2	0.7	0.1	0.1	0.1	0.0
0.5	8.9	3.1	1.2	0.2	0.1	0.0	0.0
0.3	1.5	1.2	0.4	0.2	0.1	0.0	0.0
0.1	0.3	0.3	0.1	0.1	0.0	0.0	0.0
0.1	0.1	0.1	0.1	0.0	0.0	0.0	0.0

No.2 Pmピンク養生シート

0.1	0.0	0.1	0.0	0.1	0.0	-0.1	0.0
0.2	0.3	0.2	0.2	0.2	0.0	0.0	0.0
0.4	1.2	1.1	0.6	0.2	0.1	0.1	0.1
0.6	7.1	5.7	1.9	0.2	0.1	0.0	0.1
0.5	10.0	8.9	3.5	0.2	0.1	0.0	0.0
0.3	1.8	1.7	0.8	0.2	0.0	0.0	0.0
0.1	0.4	0.3	0.2	0.1	0.1	0.0	-0.1
0.0	0.1	0.2	0.2	0.1	0.1	0.0	0.0

No.3 Pm透明養生シート

0.1	0.1	0.2	0.1	0.0	0.0	0.0	0.0
0.1	0.2	0.2	0.1	0.0	0.0	0.0	0.1
0.4	1.0	1.0	0.4	0.1	0.1	0.0	0.1
0.4	6.9	4.2	1.8	0.2	0.1	0.1	0.0
0.5	9.7	6.2	2.6	0.1	0.1	0.1	0.0
0.4	1.6	1.5	0.5	0.1	0.0	0.1	0.0
0.2	0.4	0.4	0.1	0.1	0.0	0.0	0.0
0.1	0.1	0.1	0.1	0.0	0.0	0.1	0.0

No.4 Pm塗料白

0.0	0.0	0.1	0.1	0.1	0.0	0.0	0.0
0.1	0.2	0.2	0.1	0.1	0.0	0.0	0.0
0.3	1.1	0.9	0.3	0.0	0.0	0.0	-0.1
0.5	7.1	3.0	1.5	0.0	0.0	0.1	0.0
0.6	10.2	4.3	2.6	0.1	0.1	0.0	0.0
0.3	1.6	1.4	0.6	0.2	-0.1	0.0	0.0
0.1	0.3	0.3	0.2	0.1	0.0	0.0	0.0
0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.0	0.0

No.5 Pm塗料灰

0.1	0.0	0.0	0.1	0.0	0.0	0.0	-0.1
0.0	0.1	0.2	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.1
0.3	1.0	0.8	0.3	0.1	0.0	0.0	-0.1
0.5	6.3	2.9	1.3	0.1	0.1	0.0	-0.1
0.6	8.7	4.1	2.3	0.0	0.0	0.0	0.1
0.3	1.5	1.4	0.6	0.1	0.0	0.0	0.0
0.1	0.3	0.4	0.2	0.1	0.1	0.0	0.0
0.2	0.2	0.1	0.2	0.1	0.0	0.0	0.0

0　5　10　単位：cps

0　100　200　単位：cps

No.6 Sr窒素

2	4	6	7	8	9	8	4
3	8	12	16	19	20	18	8
5	17	31	39	36	31	25	12
7	75	79	54	42	33	26	13
7	97	87	52	40	32	25	13
6	23	37	33	29	25	20	10
3	9	12	15	16	15	14	7
3	4	6	7	7	8	6	3

No.7 Srピンク養生シート

2	4	6	8	9	9	7	4
3	9	13	17	19	19	17	7
6	21	36	42	35	27	22	10
9	82	136	72	37	27	22	11
9	105	183	83	36	26	20	11
7	28	44	37	27	21	17	9
3	10	14	16	16	15	13	6
3	5	7	8	8	8	7	3

No.8 Sr透明養生シート

2	4	6	8	8	9	7	3
3	8	13	17	18	19	17	7
6	20	35	40	34	27	22	10
8	79	118	65	37	28	22	11
8	101	150	70	36	28	21	11
6	26	41	35	26	21	18	9
3	10	14	15	16	14	13	6
2	5	7	7	8	8	6	3

No.9 Sr塗料白

2	4	6	7	8	8	7	3
3	8	12	16	18	18	16	7
6	19	32	38	32	25	19	8
7	76	82	47	27	20	16	8
7	98	92	44	26	19	14	8
6	25	39	32	24	18	14	7
3	9	13	15	16	14	12	6
3	5	7	7	8	7	6	3

No.10 Sr塗料灰

2	4	6	8	8	9	7	4
3	8	13	16	19	19	17	7
5	18	32	39	34	27	21	9
7	75	81	49	32	24	19	9
7	95	90	45	31	23	17	9
6	24	39	34	27	21	16	8
3	9	13	15	16	15	13	6
3	5	7	8	8	8	7	3

No.11 Srカメラ遮光

0.1	0.1	0.0	0.1	0.1	0.0	0.1	0.0
0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
0.2	0.0	0.0	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
0.0	0.1	0.1	0.0	0.1	0.1	0.1	0.1
0.1	0.1	0.0	0.0	0.0	0.1	0.1	0.0
0.1	0.0	0.1	0.0	0.0	0.1	0.1	0.0
0.2	0.1	0.2	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1

図1　全条件の試験結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

β線発光試験　直角体系結果の分析

凡例
○：影響あり
△：小さいが影響あり
—：影響なし

表1　差分処理結果と残る影響

差分No.	試料	補足	①前N2	②後N2	③反射	④シンチ	⑤チェレ	⑥内部発光	2×2	4×4	8x8
1	Pm窒素発光	差分処理なし	○	—	—	—	—	—	20.4	28.7	31.6
2-1	Pmピンク養生シート		—	—	—	○	—	—	11.3	17.3	19.0
3-1	Pm透明養生シート		—	—	—	○	—	—	6.6	10.5	11.7
4-1	Pm白	塗料	—	—	△	○	—	—	4.2	7.7	7.8
5-1	Pm灰	塗料	—	—	△	○	—	—	1.5	4.1	4.3
6-11	Sr窒素発光	試料なし	○	○	—	—	—	—	337.6	648.6	1339.7
7-6	Srピンク	養生シート	—	—	△	○	—	—	167.6	249.0	206.9
8-6	Sr透明	養生シート	—	—	△	○	—	—	110.7	159.2	111.7
9-6	Sr白	塗料	—	—	△	○	—	—	11.1	2.3	-128.3
10-6	Sr灰	塗料	—	—	△	○	—	—	3.1	-0.8	-78.4

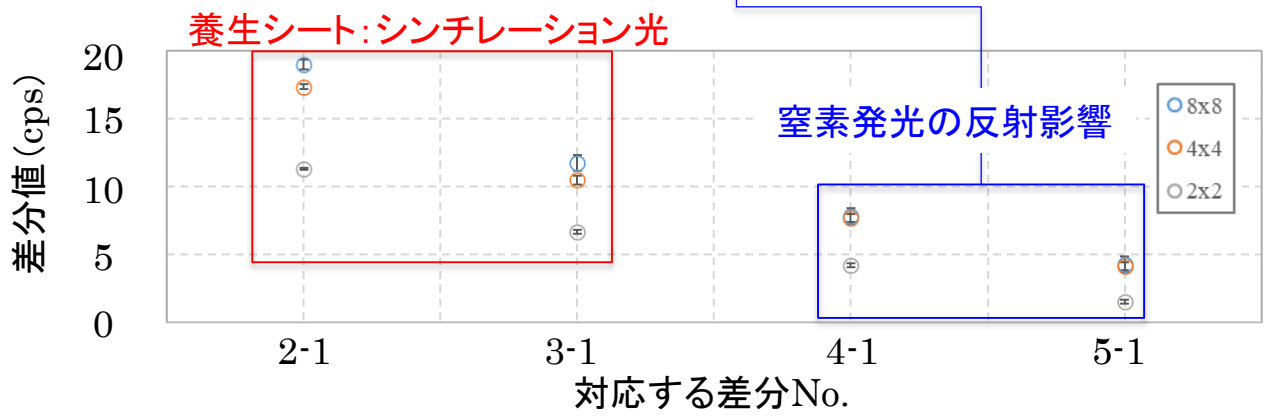


図1　差分処理結果と残る影響（統計誤差込み）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

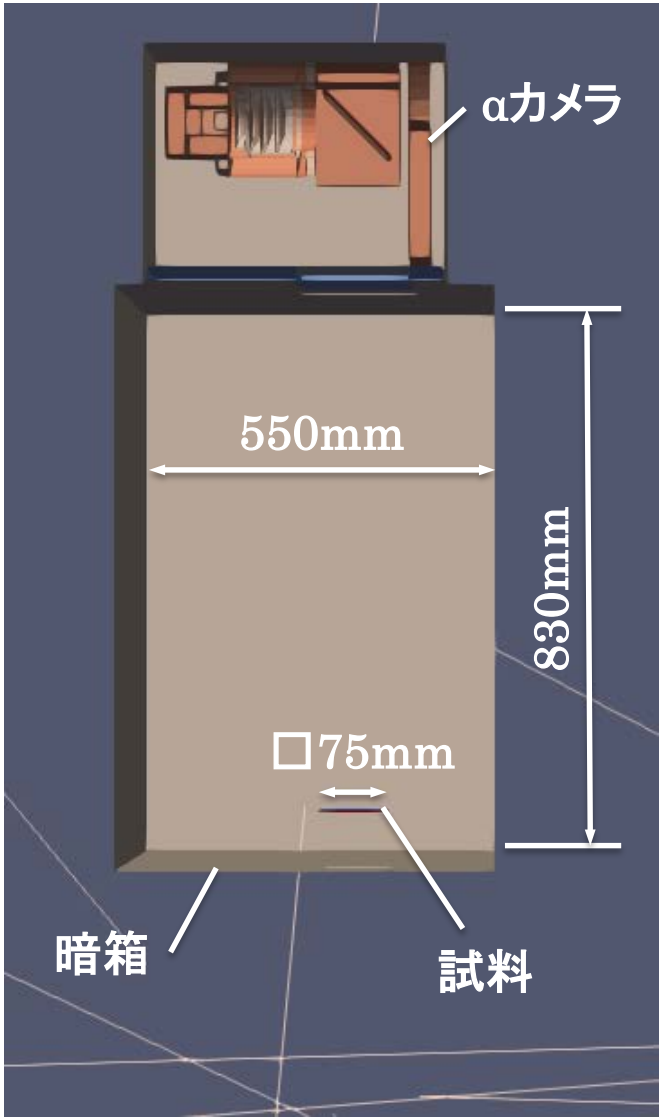
シミュレーションの目的と実施内容

＜シミュレーションの目的＞
空間的に分布するβγ表面汚染に対してα汚染検出性能範囲(現場の環境条件に応じたα汚染検出下限)を得る。
1. α汚染密度や空間的な分布の模擬
2. β汚染密度や空間的な分布の模擬
3. 実測値を持たない/持つことが困難な要因に対する予測ツールとしての整備
   例1　光学系へ偶然入射するβ線の影響
   例2　新たな材質の発光

＜2021年度実施内容＞
β線発光試験と同様の体系を基本モデルとして以下を行う。
1. Am-241を空間に配置した体系で窒素発光の実測計数率と合わせる
2. Sr-90/Y-90を空間に配置した体系で窒素発光の実測計数率と合わせる

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

シミュレーション　Geant4基本モデル　直線体系



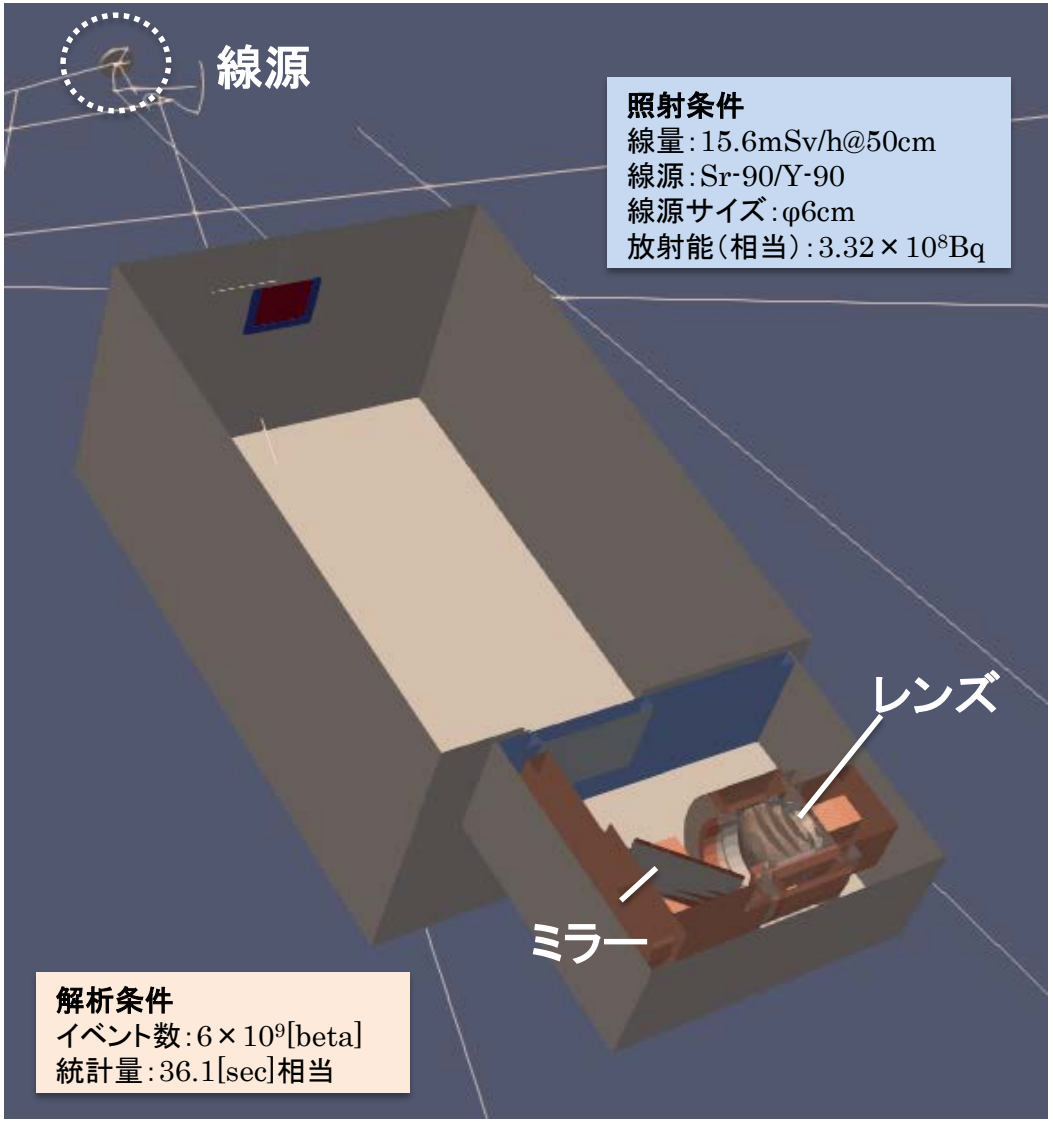


図1　シミュレーション基本モデル

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

シミュレーション　α線源体系

0.1	0.1	0.3	0.3	0.1	0.1	0.1	0.1
0.2	0.4	0.7	0.9	0.5	0.2	0.1	0.0
0.2	0.9	3.2	4.8	2.5	0.7	0.1	0.1
0.4	1.1	5.3	21.4	3.8	0.8	0.2	0.1
0.2	0.5	3.0	4.5	3.0	0.6	0.2	0.2
0.3	0.3	0.6	1.0	0.6	0.3	0.1	0.1
0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.1	0.1
0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.0	0.1

照射条件
線源：Am-241（5.4Mev, α）
線源サイズ：φ3.6cm
放出方向：2π

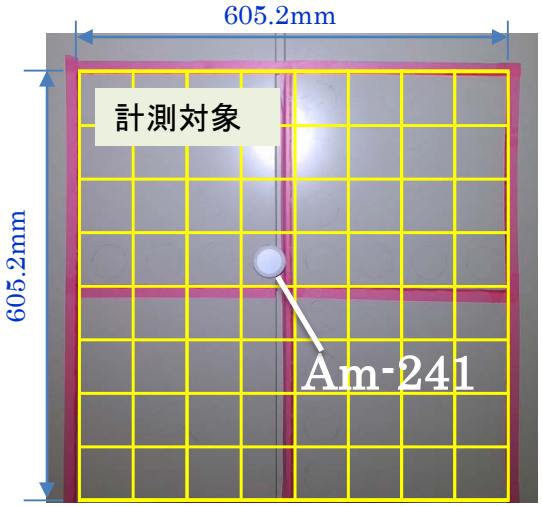
解析条件
イベント数：1×10^6[Alpha]
統計量：xxx[sec]相当

線源（Am-241）視野の計測値

シミュレーション　：21.4cps
実測値　：16.8cps

複数ケースの線源位置に対して0.5≦（計算値）/（実測値）≦2（＝Factor2）の精度でシミュレーションできることを確認

図1　α線窒素発光シミュレーション結果



0.3	-0.2	0.2	0.8	1.2	0.0	0.4	0.4
-0.3	0.1	0.3	0.7	0.6	0.0	0.1	-0.1
-0.3	0.3	0.7	1.1	1.0	0.3	-0.3	0.3
-0.3	0.1	1.6	16.8	6.6	0.3	0.5	0.1
-0.1	0.4	0.8	4.4	2.2	0.0	-0.2	-0.2
0.0	-0.2	0.3	0.8	0.6	-0.1	0.0	0.3
-0.2	0.4	0.0	0.0	0.2	-0.3	-0.2	0.2
0.2	0.4	0.1	0.2	0.4	-0.6	-0.2	0.1

0　20　40　単位：cps

図2　α線窒素発光試験結果（2020年度既報）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

シミュレーション　β線源直線体系

シミュレーションによるβ線窒素発光検出数評価結果

1.9	3.7	4.4	4.3	4.3	4.4	3.5	2.1
3.9	5.7	6.6	7.9	8.0	7.4	6.0	3.1
4.0	6.0	8.5	9.1	9.1	8.5	7.3	3.3
3.6	7.0	9.1	11.1	11.2	8.2	6.9	3.4
4.5	7.0	9.2	11.7	11.0	9.2	7.1	3.2
4.1	6.3	7.3	9.2	8.5	9.0	6.7	3.1
3.1	5.7	6.6	7.8	7.8	7.7	6.5	2.6
1.7	3.3	4.5	4.7	5.1	4.0	3.6	1.9

試験によるβ線窒素発光検出数評価結果（再掲）

1.7	3.1	3.9	4.1	3.9	3.5	2.9	1.7
2.5	4.8	5.9	6.8	6.4	5.4	4.1	2.1
3.3	6.4	9.1	11.3	10.5	7.6	5.3	2.7
3.8	7.4	11.1	20.2	19.7	8.8	5.4	2.7
3.5	7.4	11.1	20.1	19.6	9.0	5.5	2.9
3.2	6.0	8.6	10.7	10.2	7.3	4.9	2.7
2.4	4.6	5.5	6.3	5.9	5.1	4.0	2.2
1.9	3.1	3.6	3.8	3.8	3.5	2.8	1.5

0　20　40　単位：cps

割合

シミュレーションと実測の比較評価

1.1	1.2	1.1	1.1	1.1	1.3	1.2	1.2
1.5	1.2	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.4
1.2	0.9	0.9	0.8	0.9	1.1	1.4	1.2
0.9	0.9	0.8	0.5	0.6	0.9	1.3	1.3
1.3	1.0	0.8	0.6	0.6	1.0	1.3	1.1
1.3	1.0	0.8	0.9	0.8	1.2	1.4	1.2
1.3	1.2	1.2	1.2	1.3	1.5	1.6	1.1
0.9	1.1	1.2	1.2	1.4	1.1	1.3	1.3

0.5　1　2　単位：ー

差分

0.2	0.6	0.5	0.2	0.5	0.9	0.6	0.4
1.4	0.9	0.8	1.1	1.6	2.0	1.9	0.9
0.8	-0.5	-0.6	-2.2	-1.4	1.0	2.0	0.6
-0.2	-0.4	-2.0	-9.1	-8.5	-0.6	1.4	0.7
1.0	-0.4	-1.9	-8.5	-8.6	0.2	1.6	0.3
0.9	0.3	-1.3	-1.4	-1.7	1.8	1.8	0.5
0.7	1.1	1.1	1.5	1.9	2.6	2.5	0.3
-0.2	0.2	0.9	0.9	1.3	0.5	0.8	0.4

-10　0　10　単位：⊿cps

図1　β線窒素発光比較評価結果（直線体系）

0.5≦（計算値）/（実測値）≦2（＝Factor2）の精度でシミュレーションできることを確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

発光プロセスの整理　α線の窒素発光

事象	評価方法	評価項目	評価値
α汚染源	文献	エネルギー	5.486 Mev
α線飛程	解析	空気中飛程	4.1cm
エネルギー付与	解析	付与エネルギー	5.486 MeV/alpha
発光	文献	発光量	20.38±0.98 photon/MeV ～110 Photon/Alpha
光子の拡がり	試験/ Geant4	立体角	2π
光学系への入射		光子数	2~3 Photon/Alpha
集光		反射率	80%以上（λ>300 nm）
光電面への入射		量子効率	量子効率（P.158 Appendix.1 参照）
電子増倍	設計値	信号処理	信号処理
シグナル検出	設計値		

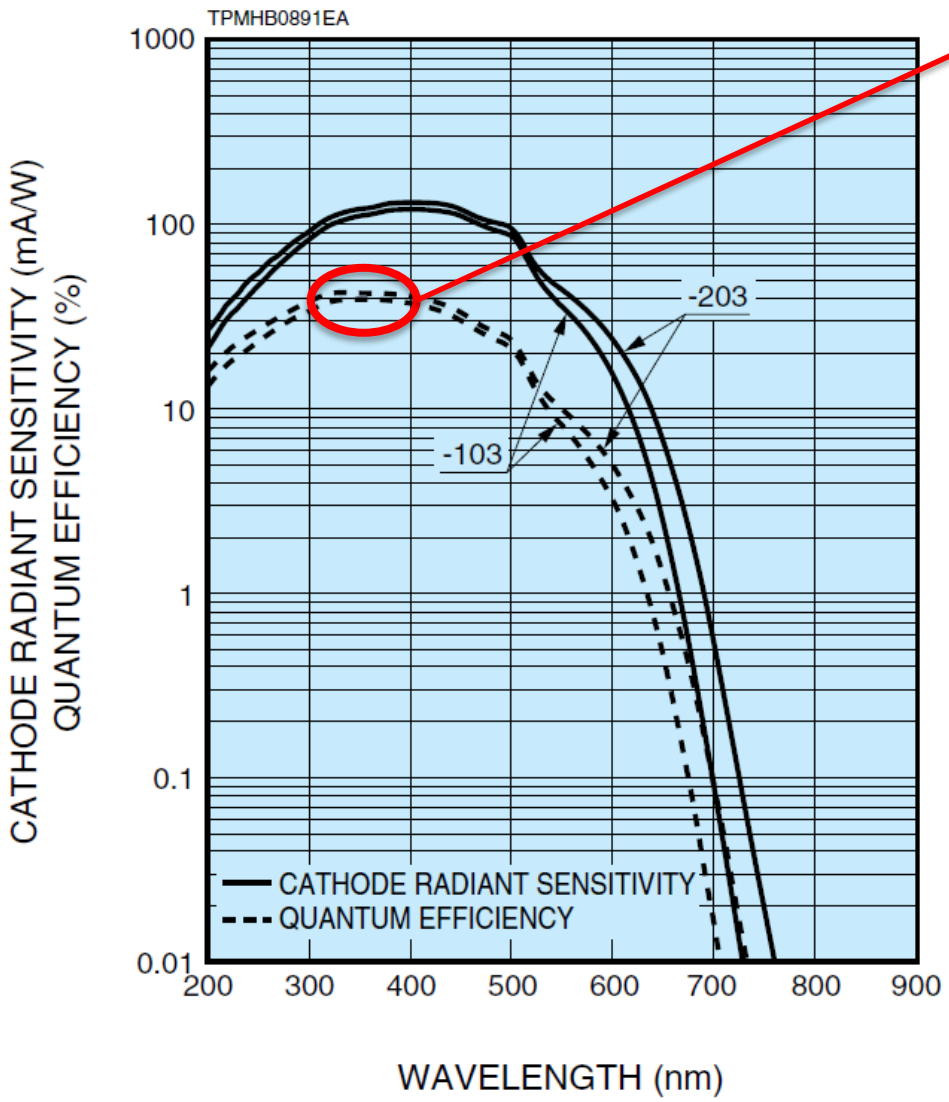
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

発光プロセスの整理　β線の窒素発光

事象	評価方法	評価項目	評価値
β汚染源	文献	エネルギー	P.143 図1参照
β線飛程	文献	空気中飛程	～10m
エネルギー付与	解析	付与エネルギー	P.159 Appendix.2参照
発光	文献	発光量	20.38±0.98 photon/MeV ／2×10^{-6} Photon/Beta
光子の拡がり	試験/ Geant4	立体角	4π
光学系への入射	↓	光子数	3.6×10^{-8} Photon/Beta
集光	↓	反射率	80%以上（λ>300 nm）
光電面への入射	↓	量子効率	量子効率（P.158 Appendix.1 参照）
電子増倍	設計値	信号処理	信号処理
シグナル検出	設計値		

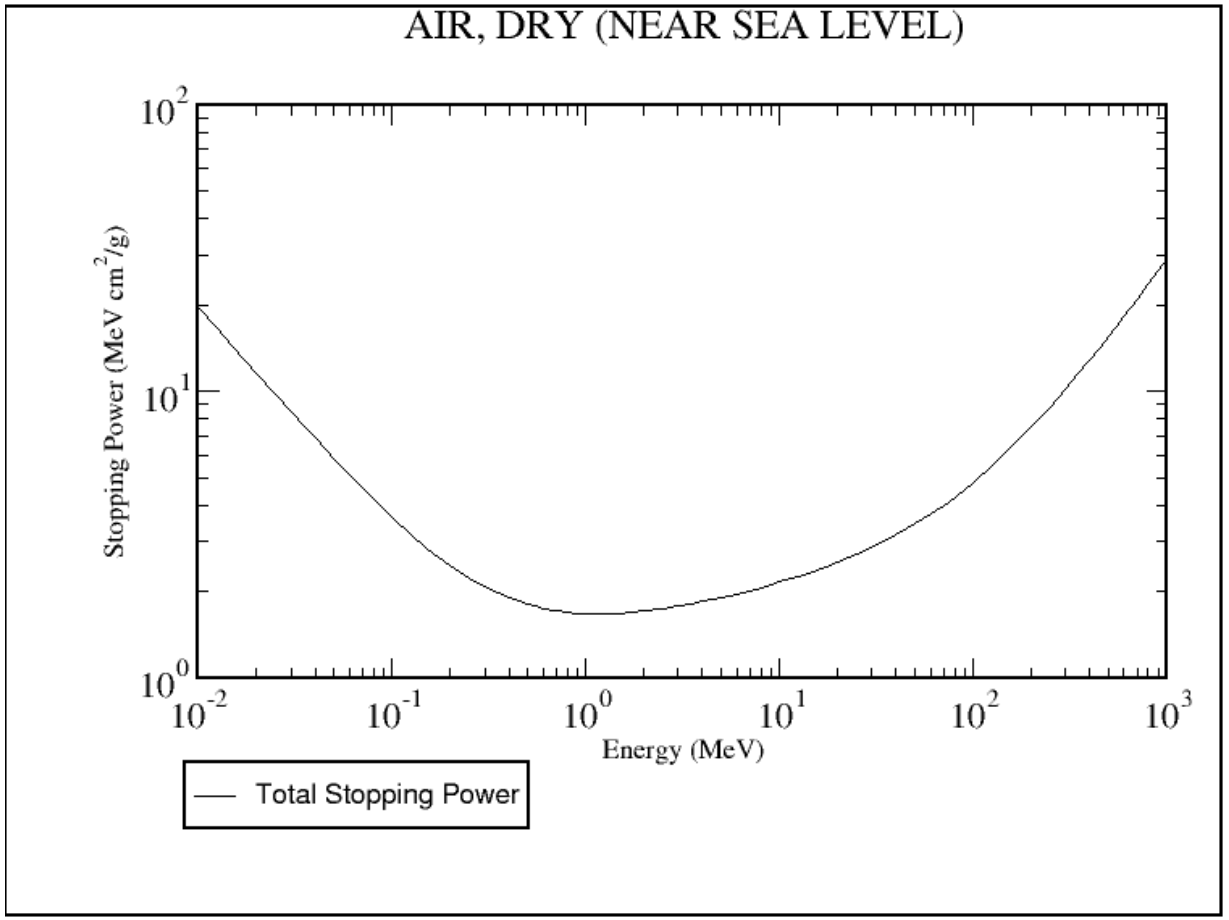
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

Appendix.1　PMTの量子効率



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

Appendix.2　β線Stopping Power



"Stopping-Power & Range Tables for Electrons, Protons, and Helium Ions"
出典：National Institute of Standards and Technology (NIST) ESTAR Database
NIST Standard Reference Database 124
DOI: https://dx.doi.org/10.18434/T4NC7P

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

発光プロセスの定量的な整理

＜β線発光試験＞
・Sr-90/Y-90、Pm-147を線源とした発光試験を完了
・塗料は発光が少ないことを確認
・養生シートは発光量が多いことを確認
　シンチレーション光が発生していることを確認。一方でチェレンコフ光が発生していたかより詳細に検討が必要であることを確認
・空気中の窒素発光も多いことを確認
・ 2020年度のノイズは養生シート（ピンク）と窒素発光が主要である可能性を確認

＜シミュレーションまとめ＞
・α線源による窒素発光現象を模擬したモデルを構築、αカメラが検知する光量を評価した結果Factor2の精度（対実測値）であることを確認
・β線源による窒素発光現象を模擬したモデルを構築、αカメラが検知する光量を評価した結果Factor2の精度（対実測値）であることを確認

＜発光プロセスの定量的な整理　重要な項目＞
・α線あたりの検出光子数は2~3Photon、β線あたりの検出光子数は3.6×10^{-8}Photon
・α線、β線ともに汚染密度や空間線量率に依存して検出光子数は大きく変化
・本年度実施した発光試験では9000BqのAm-241で1ch最大約17cpsに対して、Sr-90/Y-90を対象にした場合、15.6mSv/hの空間線量率を視野にしたchで最大約20cps
・シミュレーションによる汚染の空間的な広がりや密度変化を模擬したモデル拡張が必要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　方針概要

表1　各発光現象に対する取りえる対策

発光現象	考慮すべき事項	取りえる対策
シンチレーション光	＜窒素発光＞ ・α線、β線ともに窒素発光は同じ波長分布 ・α汚染とβ汚染の分布や濃度によって発光の様子に違いがある可能性 ・発光時間は試料からの発光に比べて長い ＜窒素以外の発光＞ ・発光源の材質によって波長域が異なる ・発光源の材質によって発光量が異なる ・発光源が存在する場所から光が広がる ・発光時間はnsオーダー	＜窒素発光＞ ・発光様子の違いを利用した弁別 ・β汚染に対するα汚染検出可能範囲（現場の環境条件に応じたα汚染検出下限）を示す ＜窒素以外の発光＞ ・波長域の違いを利用したフィルタ ・発光時間の違いを利用した弁別 ・発光源となる試料を使わない、事前除去するなど運用による回避 ・発光の同時性を利用した弁別
チェレンコフ光	・波長分布は$\propto\lambda^{-2}$ ・発光量は屈折率nに依存 ・発光の方向は荷電粒子の入射方向に対して$\cos\theta=c/nv$（v:媒質中の速度）の角度にコーン状 ・発光時間はpsオーダー	・波長分布の違いを利用したフィルタ ・発光時間の違いを利用した弁別 ・発光の同時性を利用した弁別

＜ノイズ対策実施項目＞
1. β線発光試験によりシンチレーション光、チェレンコフ光を分けて測定する
2. 現状のαカメラ信号処理回路を確認、上記試験にて各種発光の時間弁別可能性を検証
3. 上記を踏まえてとるべき対策を総合的に判断

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策検討　現状αカメラの信号処理回路

ノイズ弁別手段として発光現象、回路時定数から時間弁別の可能性を検討

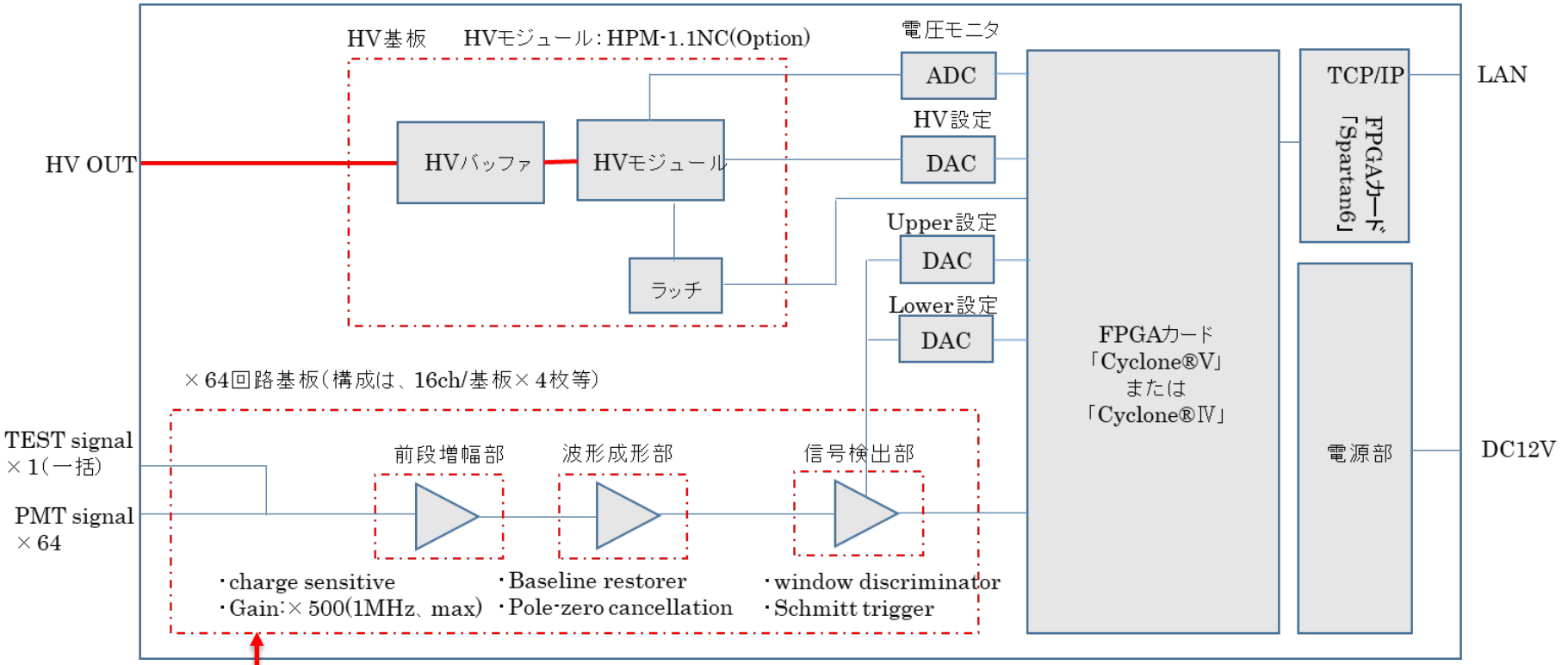


図1　現状のαカメラ信号処理回路

時定数に影響する回路部分（次ページに作用を説明）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　信号処理時定数とカウント

表1　光子入射からシグナルまでの信号処理

回路	効果
Charge sensitive Gain(×500, 1MHz max)	信号増幅
Baseline restorer Pole-zero cancellation	波形成形

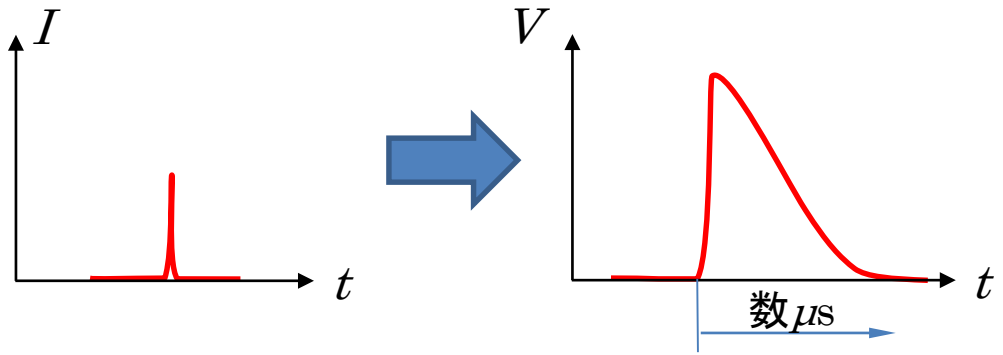


図1　信号処理前後のシグナル例（1イベント）

表2　信号に対するカウント

回路	効果
Window discriminator	Upper、Lower でカット
Schmitt trigger	

α、βによる発光
を十分含む
閾値幅

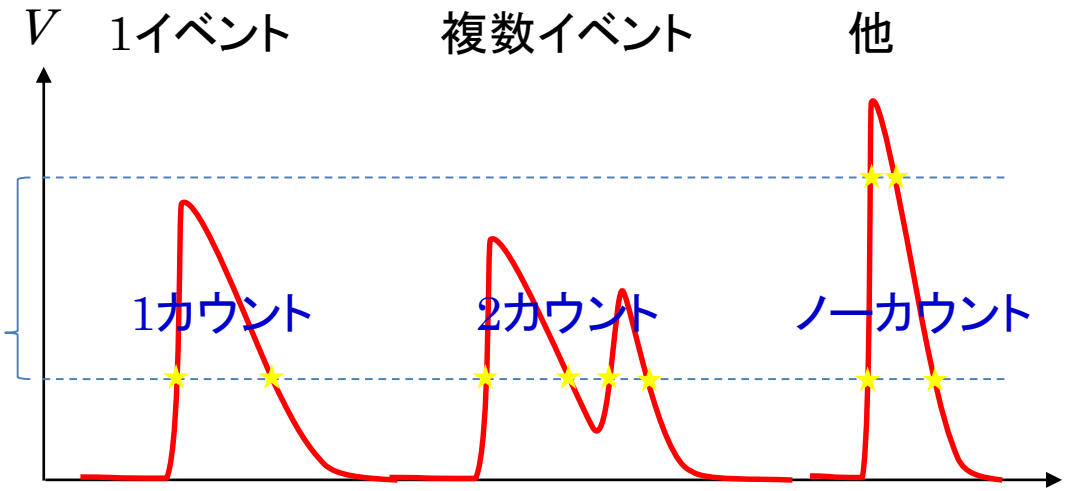


図2　カウント数への変換例

現状のαカメラ回路はμsオーダーの時定数
→チェレンコフ光、シンチレーション光の発光時間による識別はできない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　現状回路の時定数評価結果（実際の信号の確認）

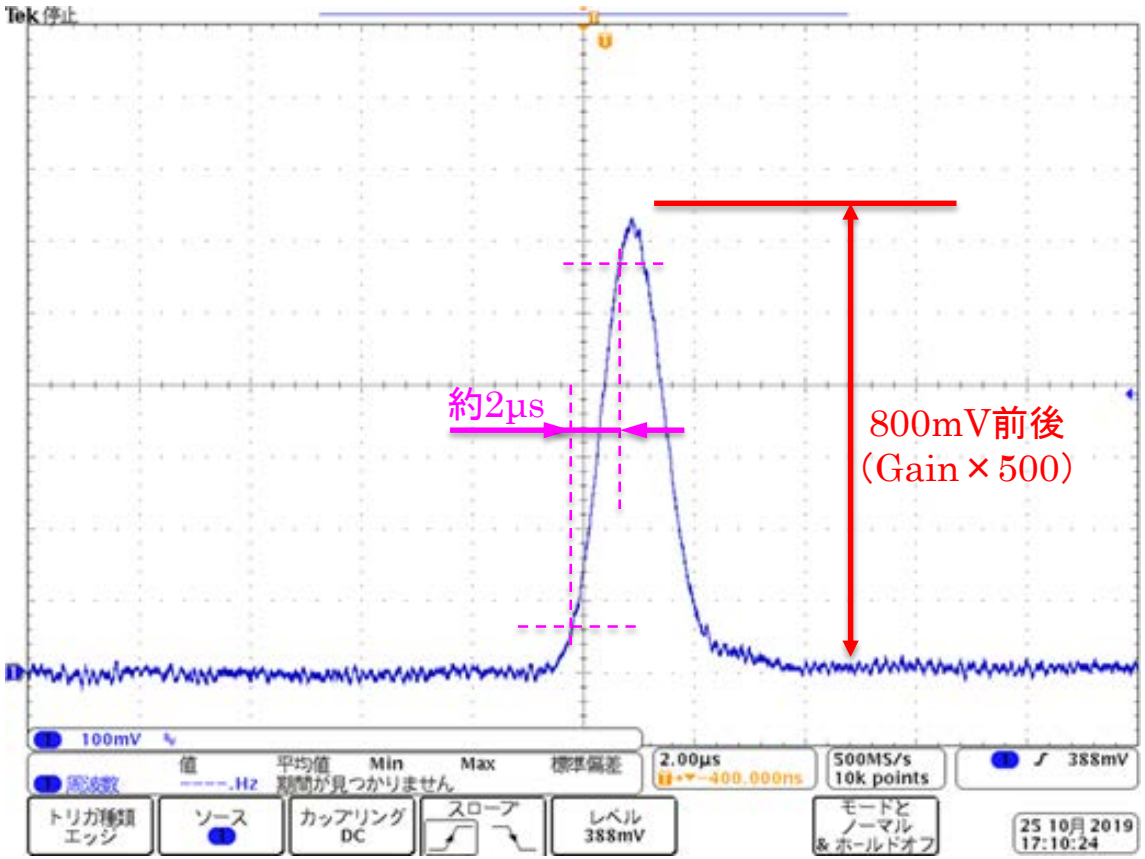


図1　α線源を測定した際の信号波形

・1フォトン入射時に1.6mVの出力、Gain×500で波高値は800mV前後
・出力波形幅は10%-90%で約2μs

→現状のαカメラ回路ではμs未満の時間分解能は持っていない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　高速化の可能性検討

表1　各発光現象に対する取りえる対策

発光現象	考慮すべき事項	取りえる対策
シンチレーション光	＜窒素発光＞ ・α線、β線ともに窒素発光は同じ波長分布 ・α汚染とβ汚染の分布や濃度によって発光の様子に違いがある可能性 ・発光時間は試料からの発光に比べて長い ＜窒素以外の発光＞ ・発光源の材質によって波長域が異なる ・発光源の材質によって発光量が異なる ・発光源が存在する場所から光が広がる **・発光時間はnsオーダー**	＜窒素発光＞ ・発光様子の違いを利用した弁別 ・β汚染に対するα汚染検出可能範囲（現場の環境条件に応じたα汚染検出下限）を示す ＜窒素以外の発光＞ ・波長域の違いを利用したフィルタ **・発光時間の違いを利用した弁別** ・発光源となる試料を使わない、事前除去するなど運用による回避 ・発光の同時性を利用した弁別
チェレンコフ光	・波長分布は$\propto\lambda^{-2}$ ・発光量は屈折率nに依存 ・発光の方向は荷電粒子の入射方向に対して$\cos\theta=c/nv$（v:媒質中の速度）の角度にコーン状 **・発光時間はpsオーダー**	・波長分布の違いを利用したフィルタ **・発光時間の違いを利用した弁別** ・発光の同時性を利用した弁別

1）100GHz以上の帯域を持つ高速アンプの適用
→回路系の改良コスト、64ch分の対応などを考慮すると現実的ではない
2）チャージセンシティブアンプをnsオーダーのI/Vアンプへ置換
→I/Vアンプは入射光子数に波高値が依存するため、発光時間に応じて入射する光子数が変化する場合はそれに伴って波高値も変化する。
（想定現象）
ns発光するシンチレーション光とps発光するチェレンコフ光とでは、発光時間の間に連続して光が検出される場合に、シンチレーション光の方が波高値が高くなる。

シンチレーション光とチェレンコフ光を分離した発光試験により検証

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　β線発光試験でのI/Vアンプ検証

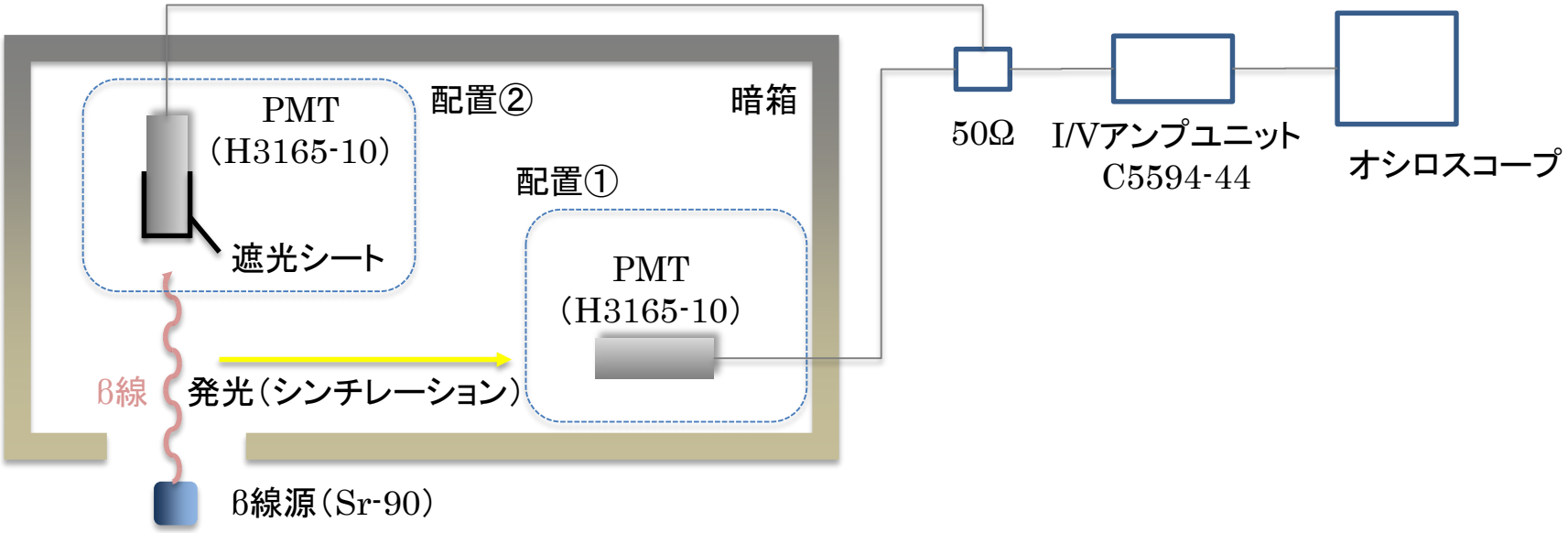


図1　I/Vアンプによる発光測定体系

表1　配置と対象とする発光現象

PMT配置	捉える発光現象
①	電子線の入射を避けた位置で、窒素発光(シンチレーション光)を測定
②	窒素発光を遮光し、電子線を入射させることでチェレンコフ光を測定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　β線発光試験でのI/Vアンプ検証結果

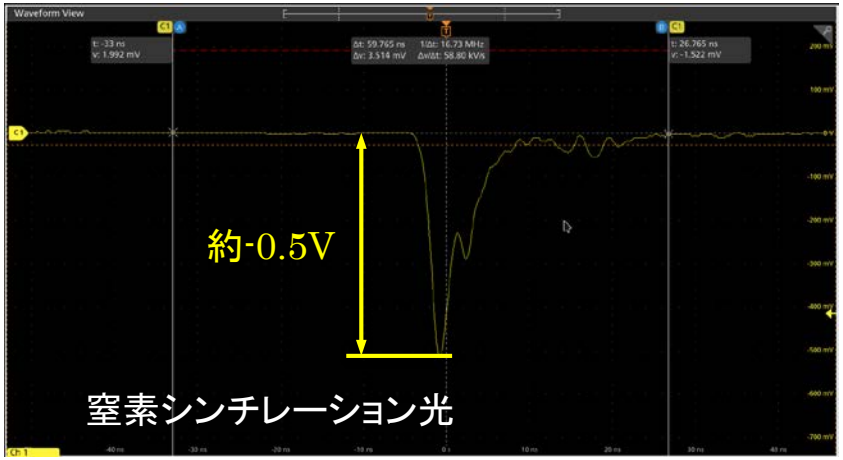


図1　配置①における発光検出波形

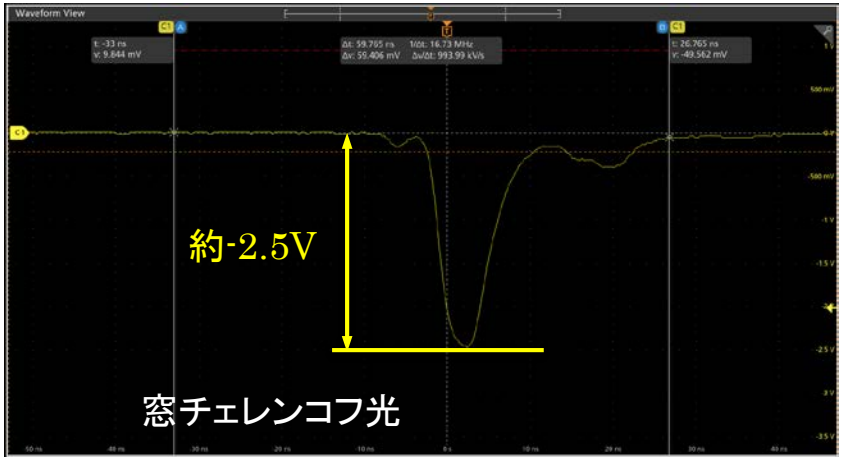


図2　配置②における発光検出波形

・窒素発光の入射は3.6×10^{-8}Photon/Beta（P.157）
・本体系でも1Phton～数Photonの検出

・窓チェレンコフでは入射光子数は非常に多い
・本体系でも多量の光子を検出した波形

・現場での検出光子数は1イベント1個~レベルと想定されるため、例えば低空間線量率環境では波高値による識別は困難
・複数イベントの光子をある時間幅で検出するような高空間線量率環境では発光時間と入射光子数が相関を持つ可能性があり、この場合識別可能性がある
　→汚染の空間的な分布、密度、発光源の配置など複数要因を考慮して可能性を見極める必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　同時計数法

※同時計数法の原理と効果

- 発光検出の同時性を利用してシグナルとノイズを識別する手法。従って2つのPMTで同じ視野を計測する。
- 窒素発光を対象例とすると1イベントあたりの光子入射数はβ線に対してα線が多いため、α線窒素発光計数率の減少に対してβ線の窒素発光計数率の減少がはるかに大きいと想定できる。(S/Nの改善が見込める)
- この効果は、発光原理によらず、熱ノイズ、電気ノイズ、照明によるノイズ、γ線によるノイズなど、時間的にランダムに発生するノイズに共通して低減効果があると推定される。
- ただし、ノイズの発生頻度が増えると、偶然同時に計数してしまう誤検知によるノイズは発生する。

⇒S/Nが最適になる補助用検出器信号の感度※を評価する。

※概ね、α線に対する感度を向上させると、β線などのノイズ感度も増加する

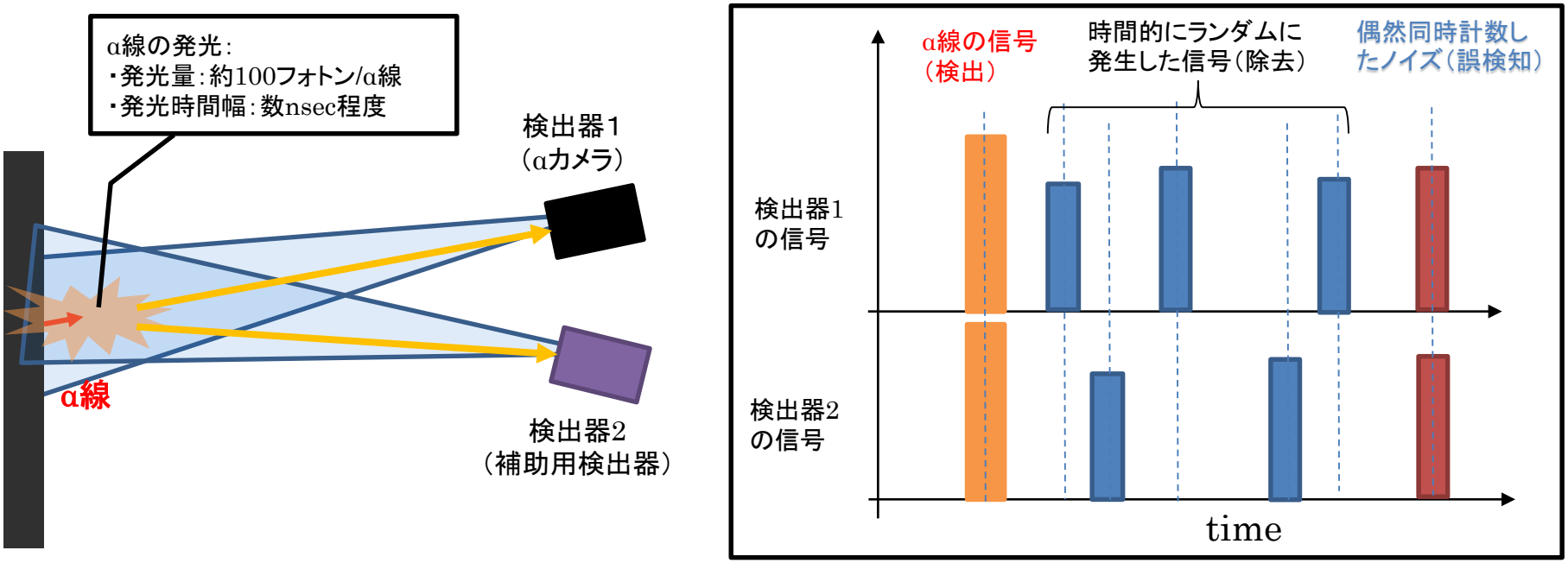


図1　同時計数法の原理

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　補助検出器の構成検討

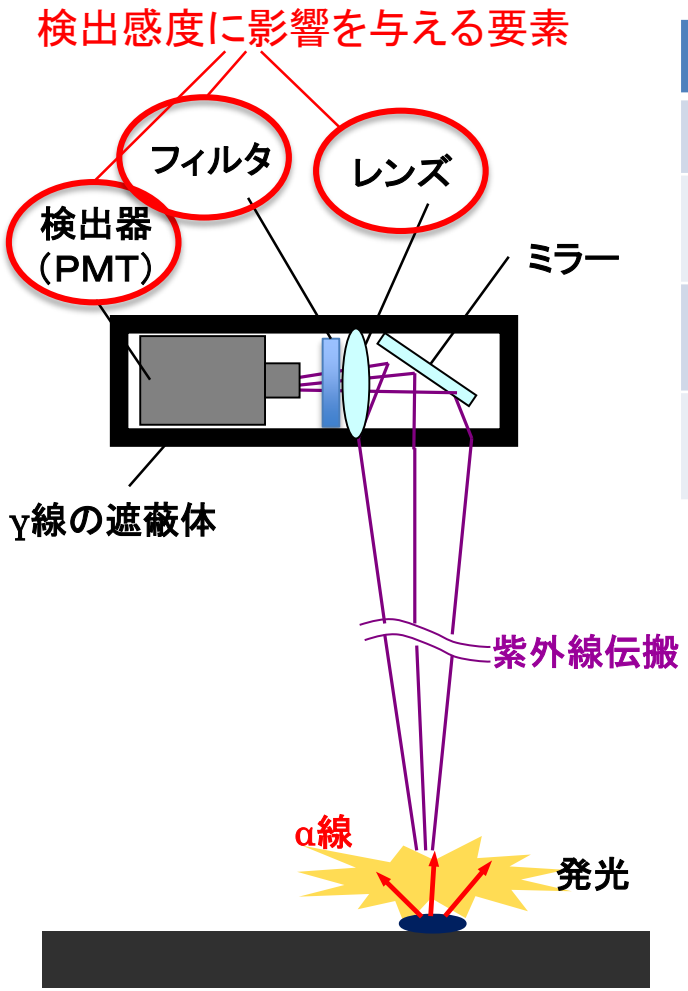


図1　αカメラの原理

表1　各要素の候補一覧

検出器	フィルタ	レンズ
8×8アレイ	バンドパスフィルタ（UG11など）	φ100mm、短焦点レンズ
単一PMTのアレイ/ライン(2×2)	300nm～400nm窒素発光領域のフィルタ	φ10mm程度の長焦点レンズ
φ100mm程度の単一PMT	337nmなど単一窒素発光波長フィルタ	なし
φ10mm程度の単一PMT	なし	

広 ↓ 画角 ↓ 狭

・単体で最もよい検出下限が見込める組み合わせを選定
・机上で候補となる構成の感度を評価

表2　各構成での感度評価結果

構成	感度比	備考
現行体系 8×8アレイ＋短焦点レンズ	1	カメラー測定対象距離1m
φ10mm単一PMT ＋長焦点レンズ	4.2	
φ100mm単一PMT	3.6	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　同時計数法の事前評価

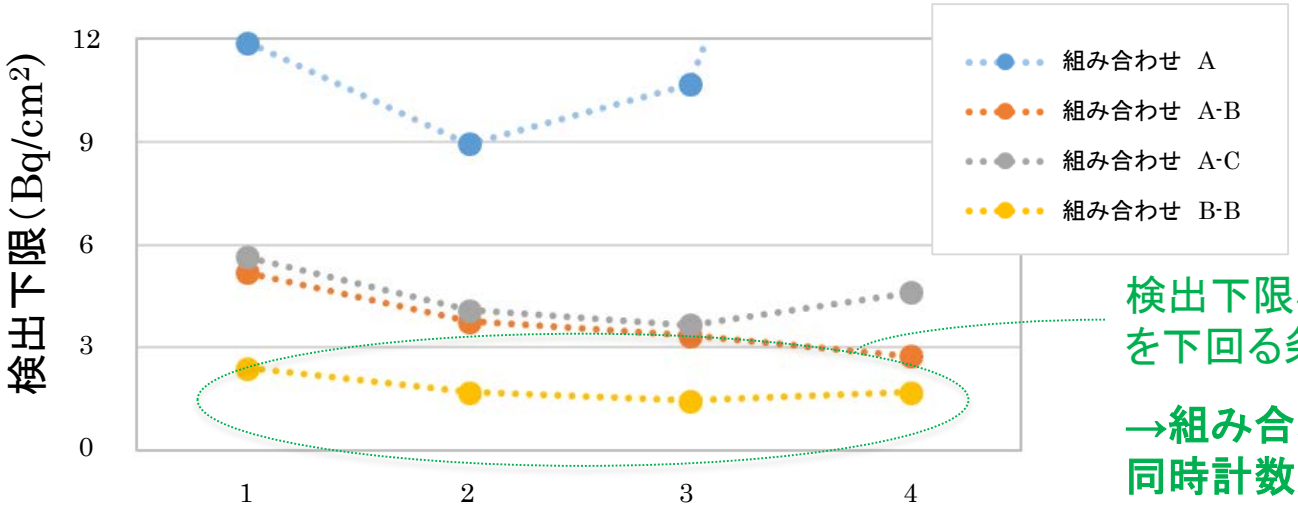
表1　評価体系

分類	構成
A	現行体系 8×8アレイ＋短焦点レンズ
B	φ10mm単一PMT ＋長焦点レンズ
C	φ100mm単一PMT

同時計数法を模擬した組み合わせ
A、A-B、A-C、B-B（参考）

表2　解析条件

No.	フィルタ条件	透過率（%）		備考
		窒素発光	チェレンコフ	
1	275nm-375nm	100	100	従来
2	315nm-375nm	100	52.4	窒素発光全体
3	337nm-375	79	31	窒素発光一部
4	337nm±10nm	42	18.2	窒素発光一部



検出下限4Bq/cm²
を下回る条件

→組み合わせA-Bによる
同時計数法の評価へ

図1　検出下限評価結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　試作した補助検出器と試験体系

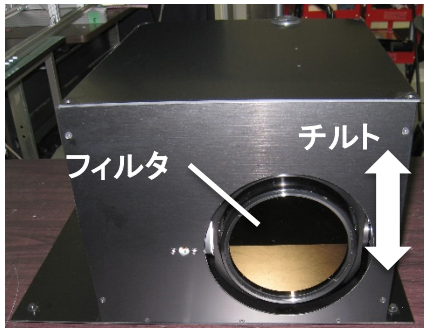


図1　補助検出器外観

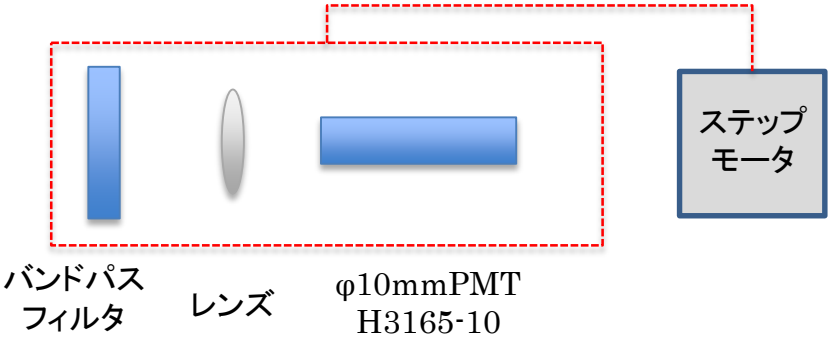


図2　補助検出器構成

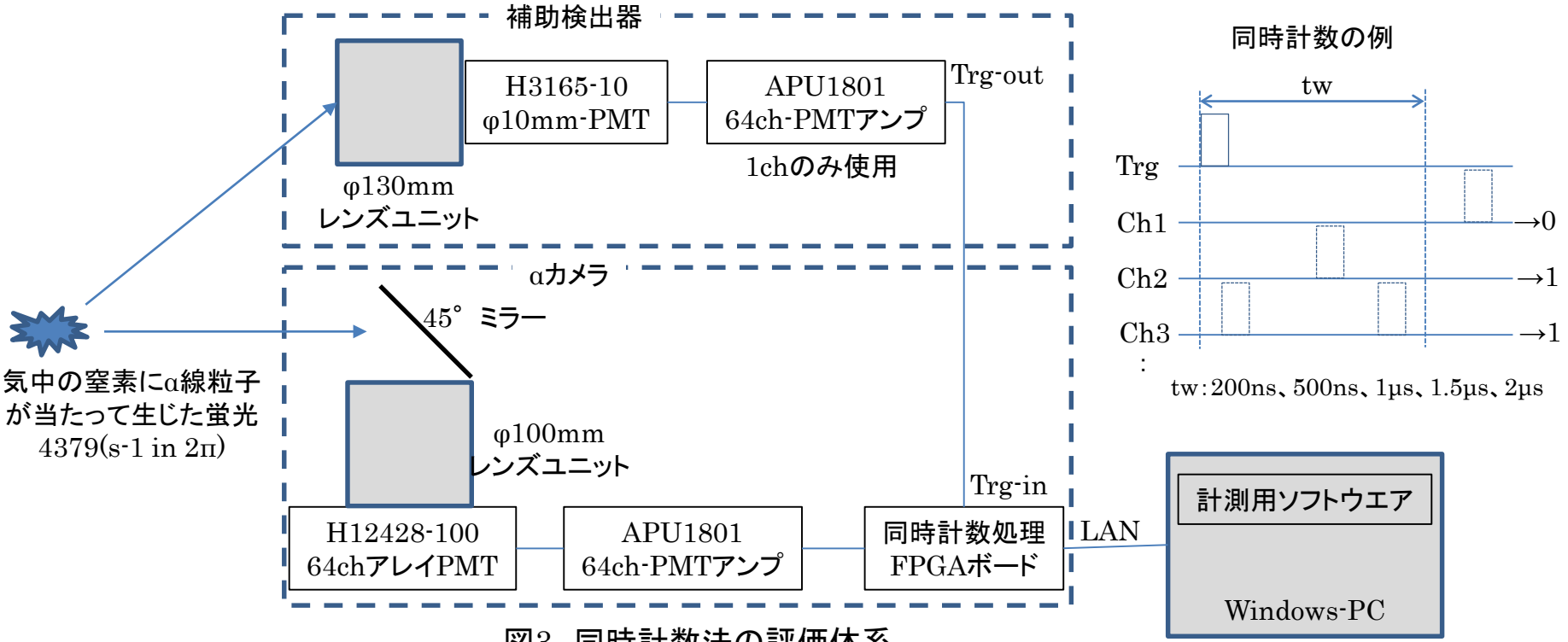


図3　同時計数法の評価体系

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　同時計数法の有効性評価

試験条件
測定時間：9720sec
tw(時間ゲート幅)：1μs

Am-241配置

0　15　単位：cps

0.78	0.97	0.82	1.45	3.43	2.16	0.98	1.69
0.51	0.80	1.07	1.93	1.89	1.25	0.65	0.72
0.53	1.13	2.67	2.93	1.91	1.28	0.72	0.62
0.64	1.25	7.86	5.81	5.99	1.36	0.69	0.57
0.52	1.00	3.98	10.68	15.21	1.59	0.91	1.05
0.46	0.72	1.42	3.48	2.90	1.59	0.91	0.57
0.45	0.83	0.76	0.86	1.31	0.91	0.58	0.41
2.32	0.60	0.84	0.85	0.85	0.85	0.62	0.46

図1　同時計数適用前

0　8×10^{-2}　単位：cps

1.5E-02	2.9E-03	2.8E-03	2.4E-03	1.6E-03	1.1E-03	1.5E-03	1.5E-02
4.0E-03	1.0E-03	6.2E-04	8.2E-04	8.2E-04	7.2E-04	6.2E-04	4.5E-03
4.3E-03	1.0E-03	1.3E-03	3.9E-03	3.6E-03	2.0E-03	6.2E-04	3.2E-03
9.5E-03	1.9E-03	2.3E-03	3.0E-02	4.3E-02	3.4E-03	2.4E-03	7.2E-03
5.9E-03	1.0E-03	3.8E-03	4.5E-02	8.2E-02	5.0E-03	2.3E-03	9.3E-03
3.0E-03	5.1E-04	1.9E-03	4.1E-03	5.9E-03	2.0E-03	1.2E-03	3.2E-03
4.8E-03	1.1E-03	3.1E-04	2.2E-03	2.8E-03	1.3E-03	9.3E-04	2.5E-03
1.6E-02	5.2E-03	2.9E-03	4.6E-03	6.9E-03	4.1E-03	3.9E-03	1.3E-02

図2　同時計数適用後

・Am-241視野以外のBG等のノイズを低減
・計数率は0.5%に低下、計測時間は約16倍(本試験における計測時間/通常10分)
→適用プロセスの絞り込みが必須(例：高線量域など)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　バンドパスフィルタによるノイズ低減

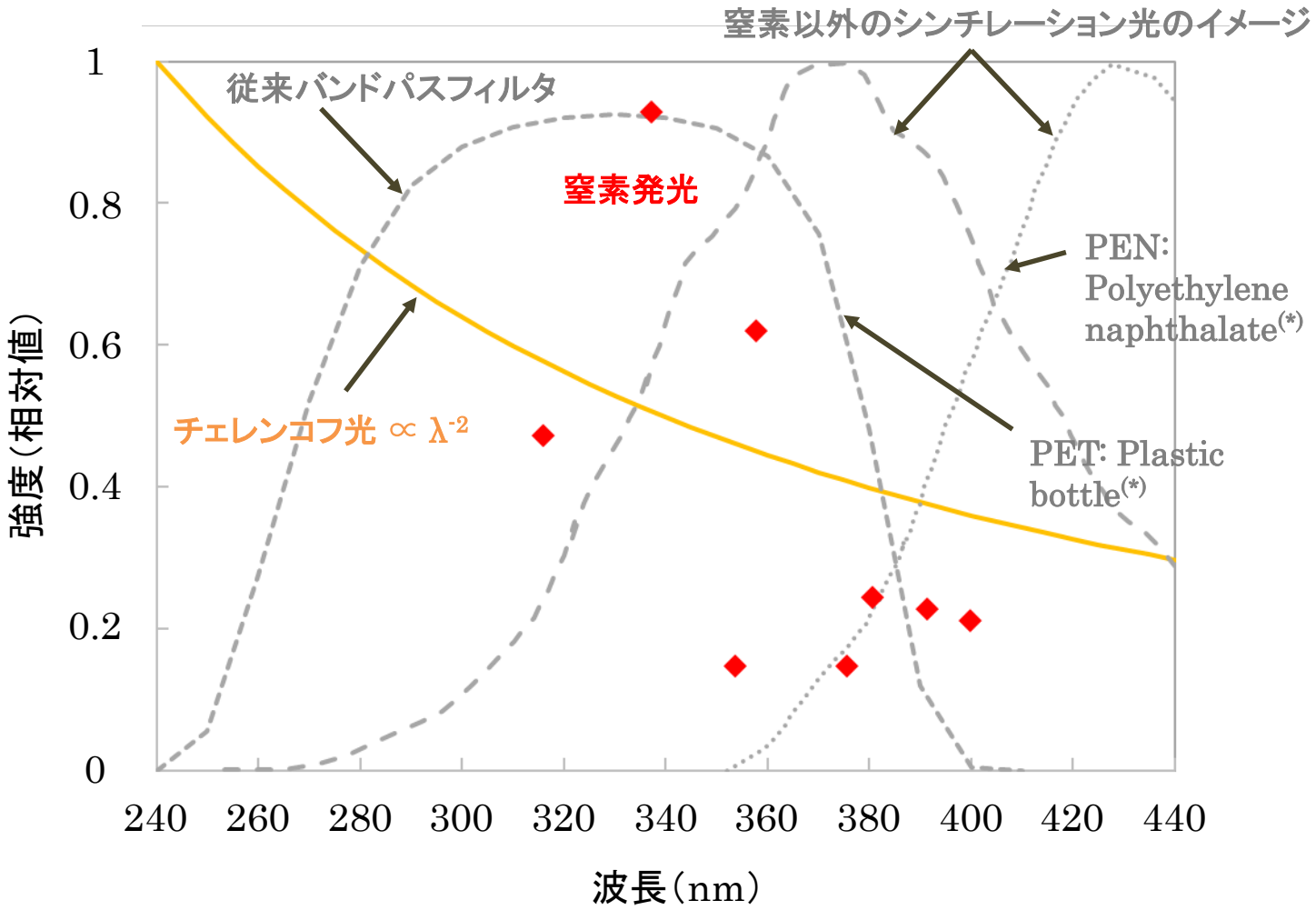


図1　各種発光のスペクトル及び従来バンドパスフィルタのフィルタ特性

(*) H.Nakamura et.al., “Evidence of deep-blue photon emission at high efficiency by common plastic”, EPL, 95 (2011)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　バンドパスフィルタ候補の周波数特性

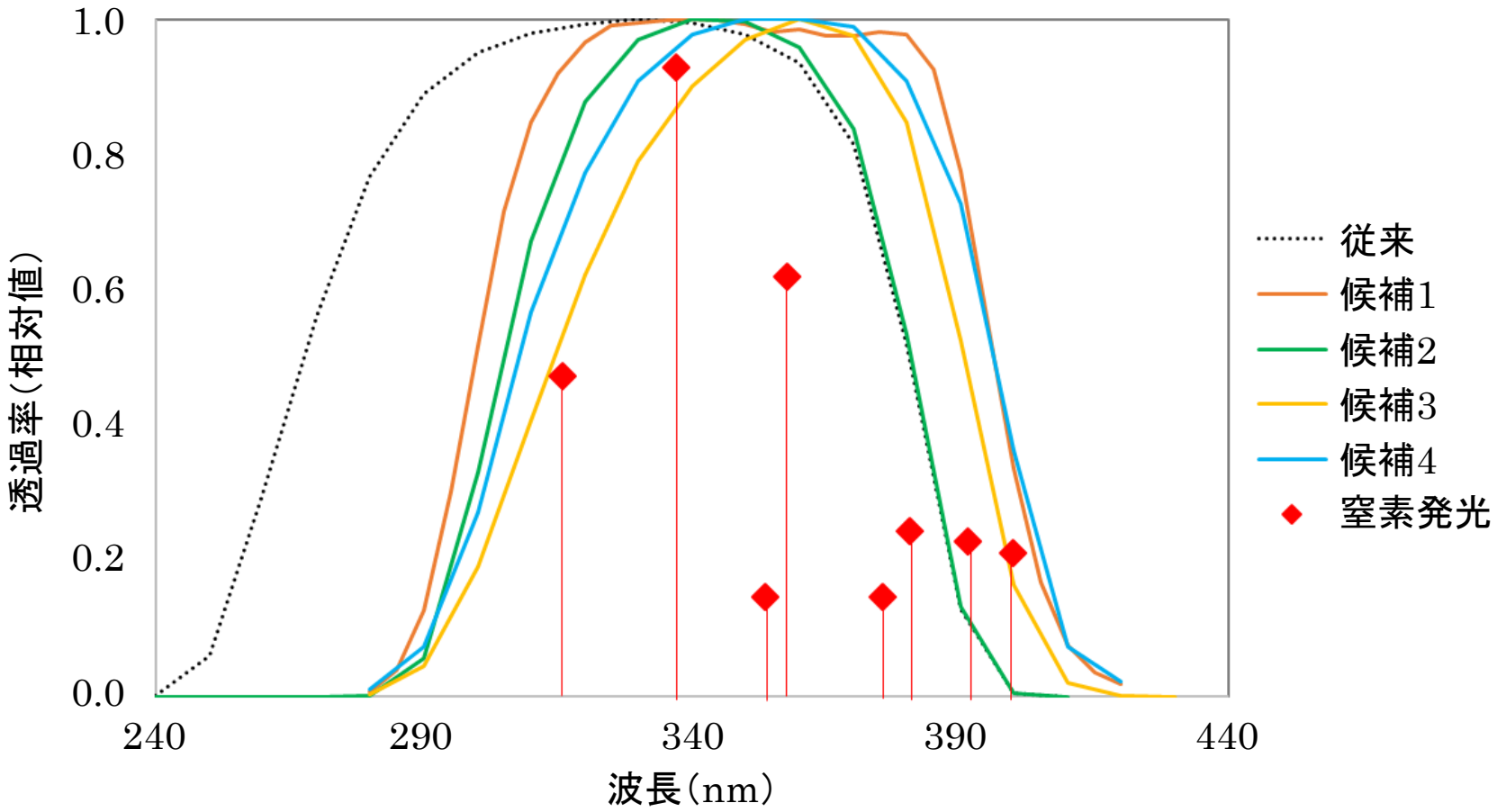


図1　バンドパスフィルタ候補のフィルタ特性

各バンドパスフィルタについて適用後の感度を評価

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　バンドパスフィルタ候補適用後のS/N評価

表1　バンドパスフィルタ候補各種でのS/N評価結果

バンドパスフィルタ	窒素発光量(S)(*)	チェレンコフ光量(N)(*)	S/N	順位
従来	1.00	1.00	1.00	5
候補1	1.15	0.75	1.54	4
候補2	0.96	0.59	1.62	3
候補3	0.96	0.57	1.68	1
候補4	1.08	0.66	1.62	2

※従来バンドパスフィルタの数値で規格化

窒素発光の最大ピーク337nmより長波長側にピークを持つバンドパスフィルタ候補3によって以下の見込みを得た
・チェレンコフ光に関して従来バンドパスフィルタ比で約1/2に低減
・S/Nが1.7倍に改善

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ノイズ対策　まとめ

チェレンコフ光、シンチレーション光の特徴をもとに対策案を選定し、有効性を評価した

発光時間の違いを利用した弁別可能性

・現状のαカメラ信号処理回路はμsの時間分解能であることを確認
・nsの時間分解能を持つI/Vアンプの適用性を検討した結果、検出光子数が波高値に相関があることが分かったが、現場環境に応じたチェレンコフ光とシンチレーション光とで光子検出の時間と検出数の関係を整理する必要があることを確認

波長分布の違いを利用した弁別可能性

・窒素発光に対して短波長側に分布を持つチェレンコフ光を対象に、長波長側へ透過特性をシフトしたバンドパスフィルタを複数選定
・最もS/Nが改善するバンドパスフィルタによって約1.7倍に改善することを確認した

発光検出の同時性を利用したノイズ低減

・同時計数法を行うための補助検出器として感度が約4倍になる構成を選定
・試作した補助検出器を用いた検証試験により計数率、測定時間を評価
・BG等のノイズ成分が低減するが、計数率は0.5%に低下することを確認
・測定時間が約16倍かかることを確認
・同時計数法を利用するプロセスを絞り込む必要があることを確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

課題整理：距離測定における課題

表1　現場調査を踏まえた課題

項目	課題内容	検討方針
距離計測に関わる課題	赤外線(850nm)の飛行時間により距離を計測しているため、赤外線が戻らず飛行時間が計測できないため、距離計測が行えない条件がある。	現場調査で確認された材料に対して、赤外線の入射角を変数として、距離計測可否を評価する。
距離計測結果合成に関わる課題	形状の特徴を元に合成を行っているため、形状変化の全くない壁面等では合成ができない恐れがある。	外観画像を活用し、画像の特徴も組み合わせて処理を行い、形状変化がない対象に対する合成可否を整理する。

表2　距離計測成立範囲検証のための試験条件

想定対象	材質	形状	代表寸法	撮影距離	撮影角度
壁面、床面	エポキシ系塗料（灰色）	平板	αカメラ画角、対象物の実寸法から選定	1000～3000mmの中で一定間隔	0°（正対）～90°
養生シート	ポリエチレン	平板			0°（正対）～90°
ケーブル	塩化ビニル（黒色）	円柱			－
計器の窓	アクリル	平板			0°（正対）～90°
計器の窓	ガラス	平板			0°（正対）～90°
水たまり	水	－			0°（正対）～90°

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測成立範囲の評価　試験体系(1)

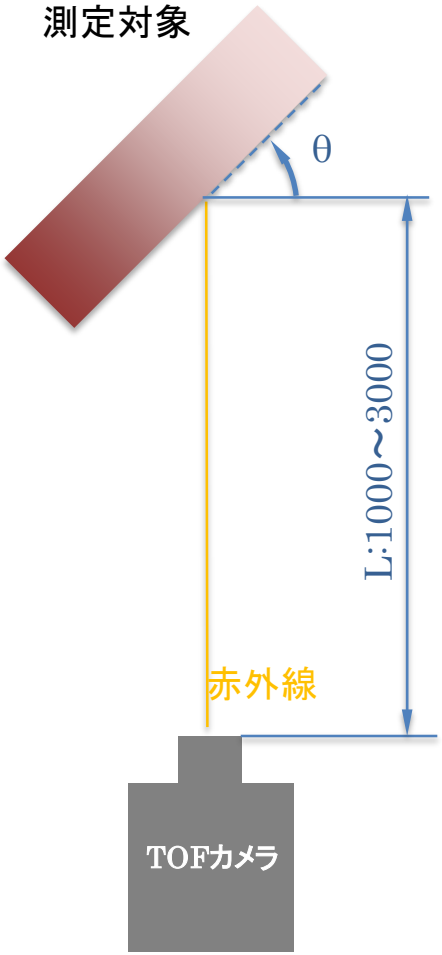
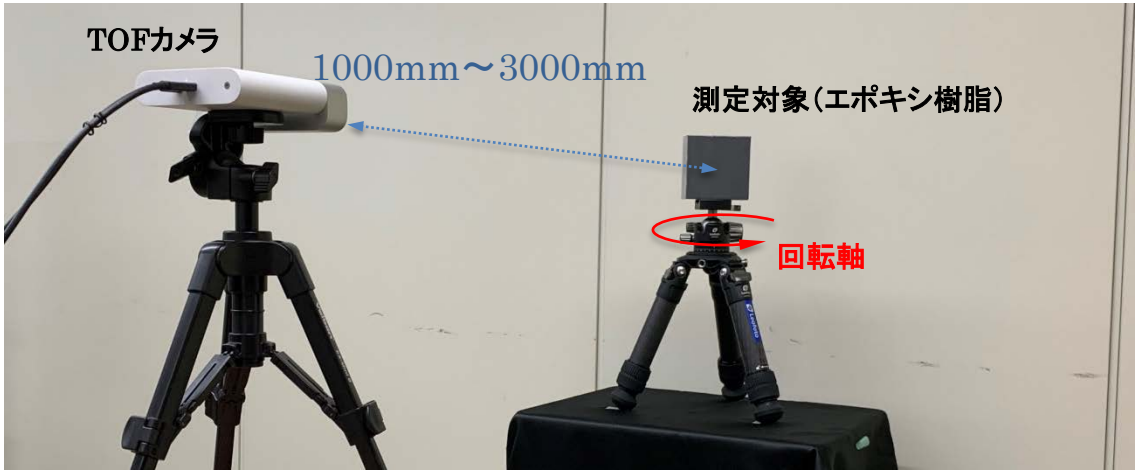


図1　試験体系

表1　距離計測成立範囲検証試験条件

想定対象	材質	形状	代表寸法	撮影距離	撮影角度
壁面、床面	エポキシ系塗料（灰色）	平板	αカメラ画角、対象物の実寸法から選定	1000mm～3000mmの中で一定間隔	0°（正対）～90°
養生シート	ポリエチレン	平板			0°（正対）～90°
ケーブル	塩化ビニル（黒色）	円柱			-
計器の窓	アクリル	平板			0°（正対）～90°
計器の窓	ガラス	平板			0°（正対）～90°
水たまり	水	-			0°（正対）～90°



単位：mm

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測成立範囲の評価　評価結果

表1　L=1000mm、コンクリートを測定対象とした検証結果

材質	0°（正対）	45°	60°	75°
エポキシ樹脂（100mm角）				
コンクリート（無垢、100mm角）				
コンクリート（はつり、100mm角）				

赤色部：距離計測結果なし

コンクリート表面の違いの検証結果

（1）正対の中央が計測できていないのは正反射による。データ補完により対応可能。

（2）エポキシ樹脂は60°で計測不能となるが、コンクリート（無垢）は75°で計測ができなくなる。
　　測定対象の反射率や凹凸による影響と推定。

（3）コンクリート（はつり）は75°まで計測可能。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測成立範囲の評価　評価結果

表1　L=1000mm、ケーブルを測定対象とした検証結果

材質	0°（正対）	15°	30°
エチレンプロピレンゴム（黒色、φ20）	×	×	×
ポリ塩化ビニル（黒色、φ7）	×	×	×
ポリ塩化ビニル（黒色、φ3）	×	×	×

計測対象範囲



図1　距離画像
背景と同色（同距離）となっており、ケーブルの距離を計測できていない



図2　計測対象
（上：エチレンプロピレンゴム（黒色、φ20）
中：ポリ塩化ビニル（黒色、φ7）
下：ポリ塩化ビニル（黒色、φ3））

ケーブルを対象とした検証結果

（1）φ20のケーブルは計測できない

（i）φ20のケーブルの15°　以下は計測できていない（データ欠損）

（ii）φ20のケーブルの30°　以上、またφ7以下のケーブルでは、ケーブルからの反射を計測できず、背景の壁面からの反射光を計測している

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測成立範囲の評価　評価結果

表1　L=1000mm、透過性材料を測定対象とした検証結果

材質	0°（正対）	30°	60°
アクリル（100mm角）			
ガラス（100mm角）			

赤色部：距離計測結果なし

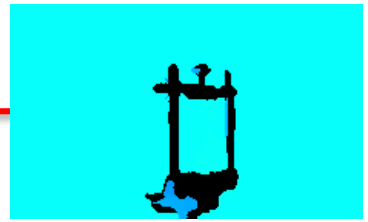


図1　距離画像

背景と同色（同距離）となっており、対象の距離を計測できていない

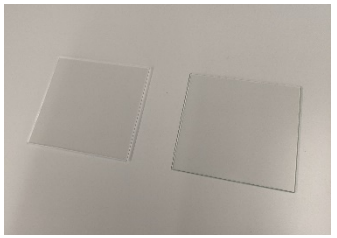


図2　計測対象
（左：アクリル、右：ガラス）

透過性材料を測定対象とした検証結果
（1）0°　の中央の計測ができていない部分は正反射による高い反射強度が影響と推定
（2）対象部の計測結果は背景の距離が計測されているため、いずれの角度でもできない。透過性材質の場合は対象の反射強度が弱く、透過した背景の反射を測定していると推定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測成立範囲の評価　評価結果

表1　養生シートを測定対象とした距離の影響評価結果

距離	0°（正対）	45°	60°	75°
1m				
2m				
3m				

赤色部：距離計測結果なし

距離（材質は養生シート、赤外の透過性あり）の違いによる結果

（1）距離1mでは60°　以上で計測ができなくなる。

（2）距離2m以上では計測がいずれの角度でもできない。透過性材質の場合は反射光強度が弱く、距離が離れることでさらに弱くなるためと推定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測成立範囲の評価　試験体系(2)

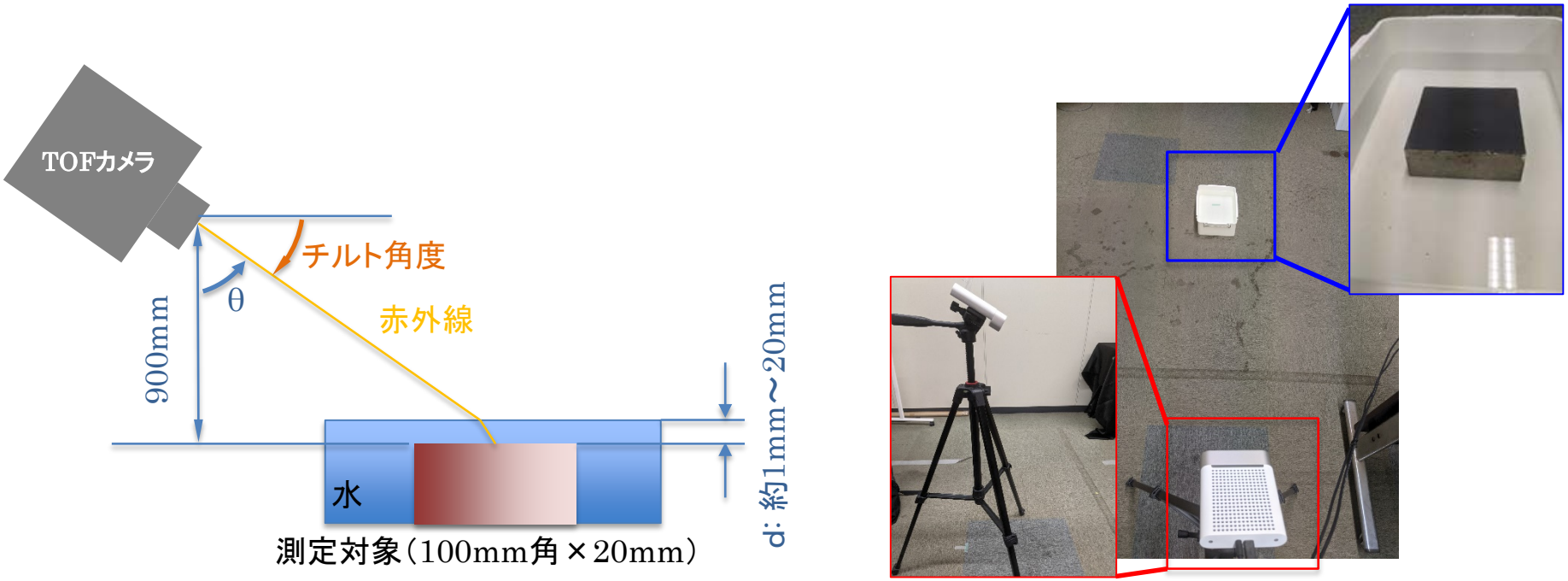


図1　水面を対象とした試験体系

床面に確認される水たまりによる距離測定への影響を検証
・水たまりの深さを約1mm～20mmと想定
・遠隔台車にTOFカメラを設置した場合を想定し、高さ約900mmで固定
・遠隔台車のチルト角度範囲は0°～55°(θ= 35°～90°)であるため、θは30°～とする
・θ=75°では距離が3000mm超となるため、θは30°～60°の範囲で実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測成立範囲の評価　評価結果

表1　d=約1mmでの評価結果

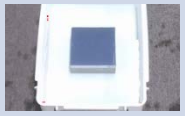
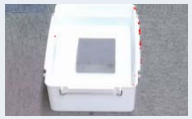
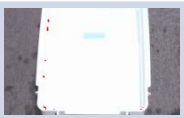
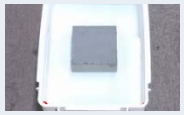
材質	30°	45°	60°
エポキシ樹脂（100mm角）			
コンクリート（無垢、100mm角）			
水のみ			

表2　d=10mmでの評価結果

材質	30°	45°	60°
エポキシ樹脂（100mm角）			
コンクリート（無垢、100mm角）			
水のみ			

赤色部：距離計測結果なし

表3　d=20mmでの評価結果

材質	30°	45°	60°
エポキシ樹脂（100mm角）			
コンクリート（無垢、100mm角）			
水のみ			

水深、角度の違いによる結果

・本評価の範囲では、水の深さ、角度によらず計測可能であった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測成立範囲の評価　評価結果サマリ

表1　距離計測成立範囲検証試験結果サマリ

想定対象	材質	撮影距離	撮影可能範囲（角度）
壁面、床面	エポキシ系塗料(灰色)	1000mm	0°（正対)～45°
		2000mm	0°（正対)～45°
		3000mm	0°（正対)のみ
	コンクリート（無垢）	1000mm	0°（正対)～60°
		2000mm	0°（正対)～60°
		3000mm	0°（正対)～45°
	コンクリート（はつり）	1000mm	0°（正対)～75°
		2000mm	0°（正対)～60°
		3000mm	0°（正対)～45°
床面（養生状態）	養生シート＋エポキシ系塗料（灰色）	1000mm	0°（正対)～60°
		2000mm	0°（正対)～60°
	養生シート＋コンクリート（無垢）	1000mm	0°（正対)～60°
		2000mm	0°（正対)～60°
養生シート	ポリエチレン	1000mm	0°（正対)～45°
		2000mm	計測不可
		3000mm	計測不可
計器類	ガラス	1000mm～3000mm	計測不可
	アクリル	1000mm～3000mm	計測不可
配線、ケーブル	エチレンプロピレンゴム（黒色、φ20）	1000mm～3000mm	計測不可
	ポリ塩化ビニル（黒色、φ7）	1000mm～3000mm	計測不可
	ポリ塩化ビニル（黒色、φ3）	1000mm～3000mm	計測不可

想定対象	材質	水深	撮影可能範囲（角度）
水たまり	水＋エポキシ系塗料(灰色)	約1mm	30°～60°
		10mm	30°～60°
		20mm	30°～60°
	水＋コンクリート（無垢）	約1mm	30°～60°
		10mm	30°～60°
		20mm	30°～60°

各材料に対するアクセス方向を現場運用のインプットとする

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測結果合成の評価　構成検討

ICP(Interactive Closest Point)アルゴリズムにより3次元点群間で比較を行い、位置ずれ(誤差)を最小化
→全計測データ間で繰り返し行い、全体の位置ずれを最小化する

・ICPアルゴリズムとは

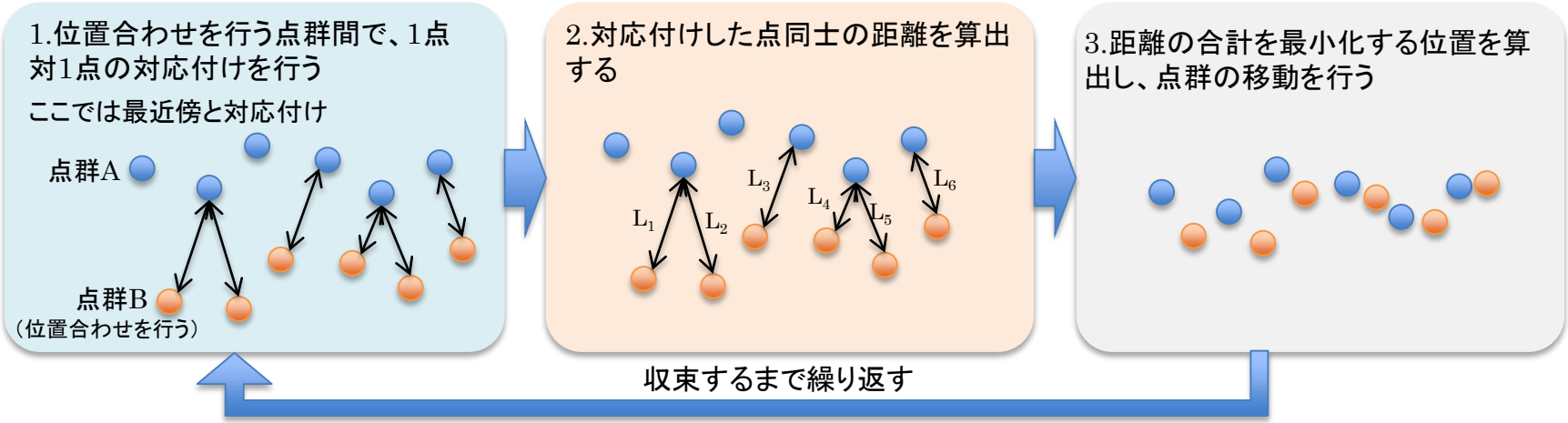


図1　従来の距離合成アルゴリズム

形状変化がない、または同じ形状が繰り返される対象の場合、形状の差(誤差)が最小化となる位置が一意に求まらない

対策

同時に撮影している画像の色情報(テクスチャ、模様)を利用し、形状の差と色情報の差の両方を評価し、最小となる位置へ点群の移動を行う

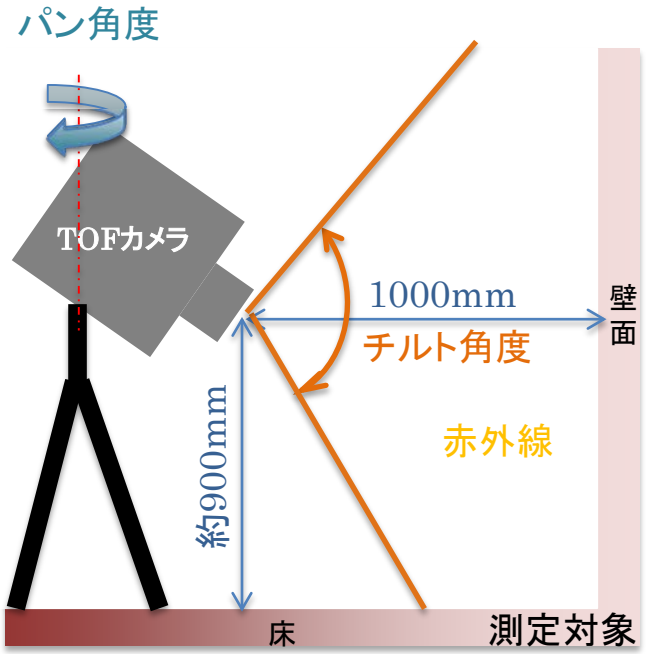
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測結果合成の評価　試験体系

距離計測結果合成の評価のための試験条件

- 対象は形状に特徴がない、平面もしくは繰り返し形状
- 対象にテクスチャ(模様)が存在

上記の条件にて撮影した場合の距離計測結果合成処理を検証
・遠隔台車にTOFカメラを設置した場合を想定し、高さ約900mmに設置
・計測時に想定している計測距離を想定し、正面の壁面から1000mm位置に設置
・チルト角度範囲は-60°～60°、パン角度範囲は0°～30°





測定対象(床)



測定対象(壁面)

図1　距離合成評価試験体系と評価対象外観

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測結果合成の評価　評価結果







図1　各対象の距離合成結果

色情報を用いた距離合成アルゴリズムの有効性を確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

距離計測システム　まとめ

＜距離計測システムに関わる課題＞
現場調査で確認された材料に対して計測試験を実施、以下の計測可能範囲を確認

エポキシ樹脂	:0°~45°
コンクリート塗料	:0°~45°
コンクリート無垢	:0°~60°
コンクリートはつり	:0°~75°
Φ3-20mmのケーブル	:計測できない
アクリル、ガラス	:計測できない
養生シート	:0°~45° @1m、計測できない@2m以上
水中のコンクリート塗料	:全範囲

＜距離計測結果合成に関わる課題＞
形状変化がない、あるいは同じ形状が繰り返される壁面や床面を対象に以下を実施
・色情報(テクスチャ、模様)の差を評価するアルゴリズムに改良
・従来アルゴリズムでは合成ができない対象でも、距離合成が可能なことを確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考資料　TOFカメラとステレオカメラ

表1　TOFカメラとステレオカメラの比較表

項目	TOFカメラ	ステレオカメラ
測定原理	赤外線のTOFによるアクティブ距離計測	三角法によるパッシブ距離計測
特徴	・赤外線を反射する対象であれば計測可能 ・環境光の影響が少ない（低照度下でも計測可能） ・赤外線が拡散し強度が低下するため長距離の計測には向かない	・対象に表面模様が必要（壁、床などの均一平面には不適当） ・十分な環境光が必要 ・画角とカメラ間の距離により計測可能な範囲を調整可能

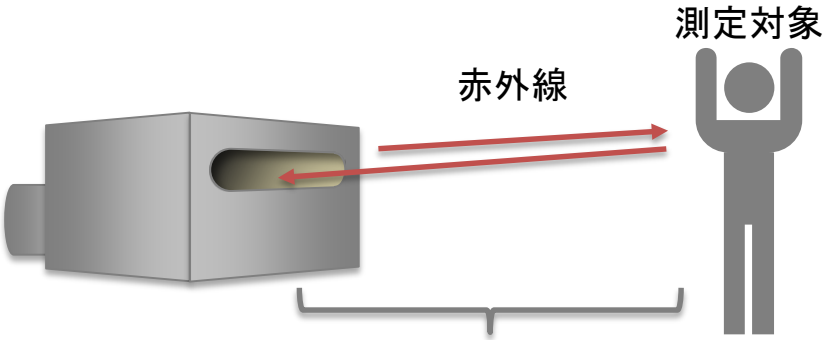


図1　TOFカメラ概要図

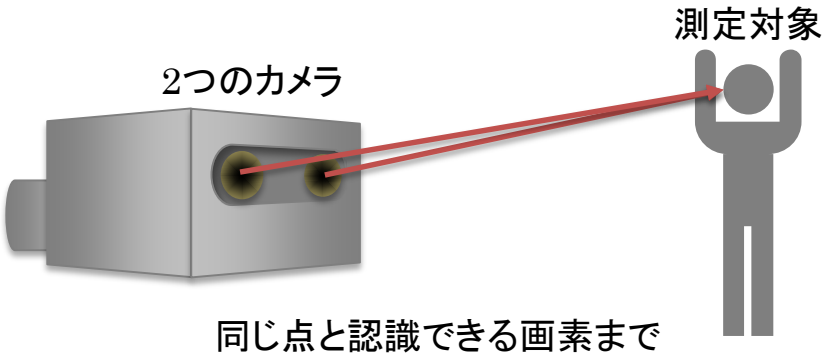


図2　ステレオカメラ概要図

αカメラの計測距離範囲、および解体中であり十分な照明を用意できない可能性を考慮し、本システムではTOFカメラを採用

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

課題整理:アクセスにおける課題

表1　現場調査結果をふまえた課題

項目	課題内容	検討方針	現場対応方針
移動に関わる課題	床面の段差により通過できない。	建屋図面や写真をもとに障害になる段差位置を明確にする。※	障害になる段差には仮設スロープを設置する。
	通路の幅が狭くて通過できない、または台車の方向転換できず測定可能範囲が制約される。	建屋図面や写真をもとに通路幅が狭い箇所を洗い出し、通過時の姿勢から測定可能範囲を整理する。※	—
測定に関わる課題	遠隔台車と組み合わせることでαカメラの設置位置が高くなり、測定可能な床面近傍範囲が制約される恐れがある。	遠隔台車との組み合わせの配置検討を行い、測定可能範囲を整理する。	—

※検討対象:3号機-1F、2号機-5F



遠隔台車(高所用除染装置)と組み合わせた場合のイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

台車に搭載するαカメラ計測システム概要図

補助検出器含むαカメラ概形

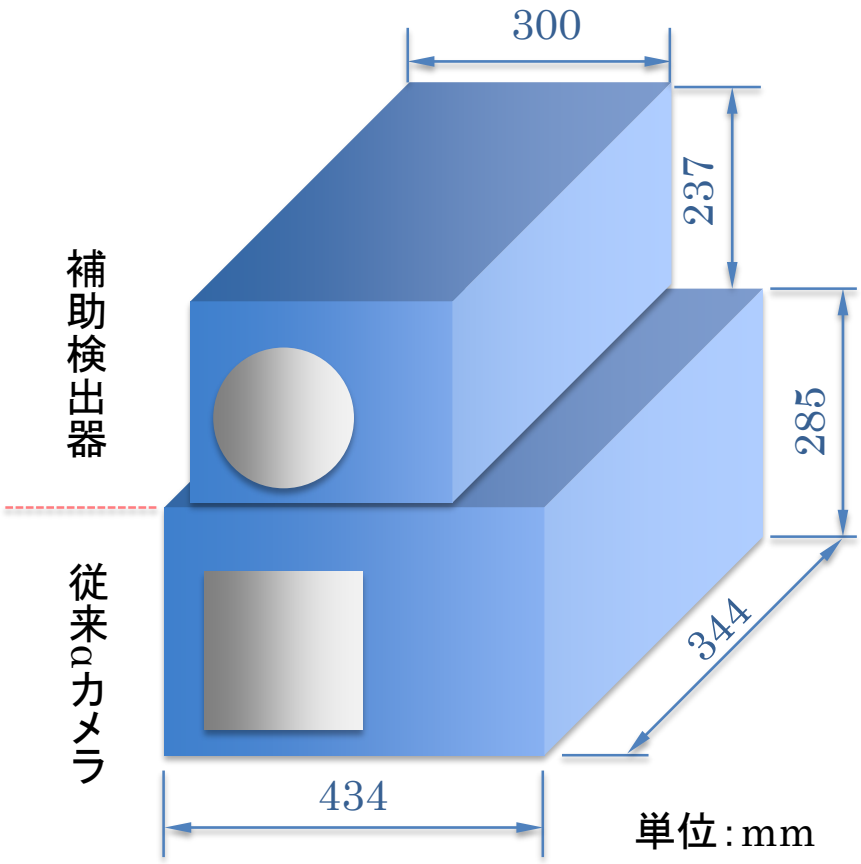


図1　補助検出器を含むαカメラ概形

補助検出器含むαカメラ図面

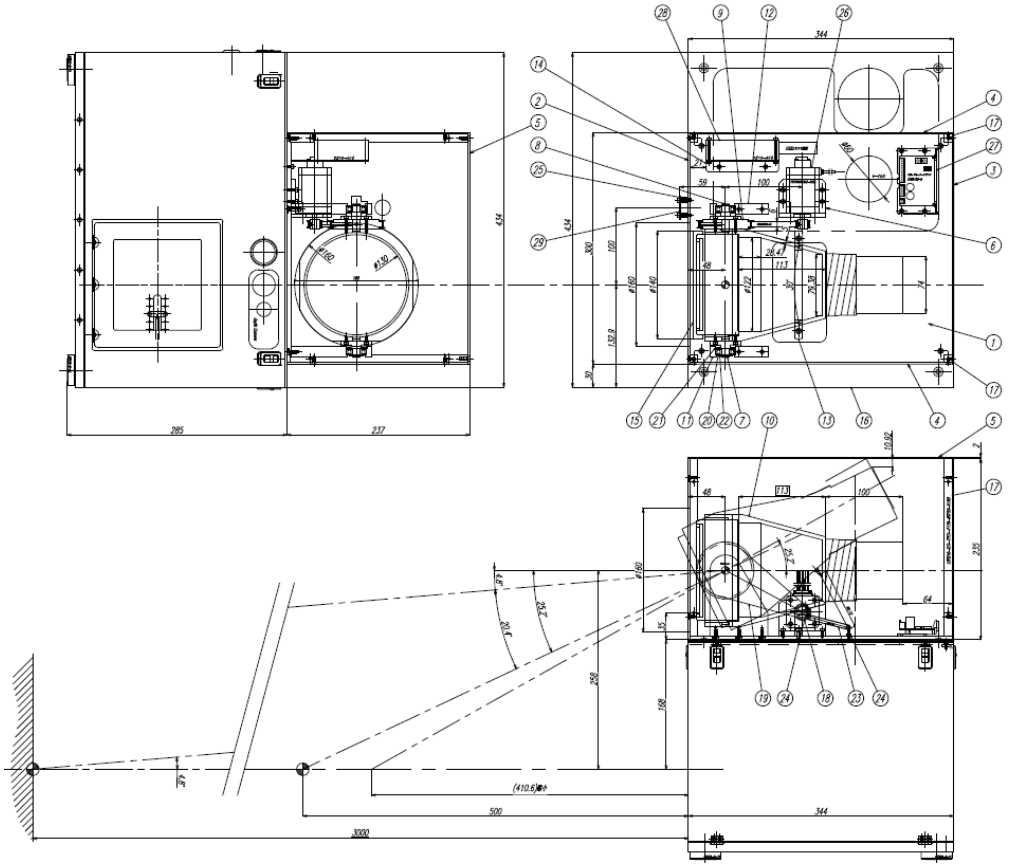


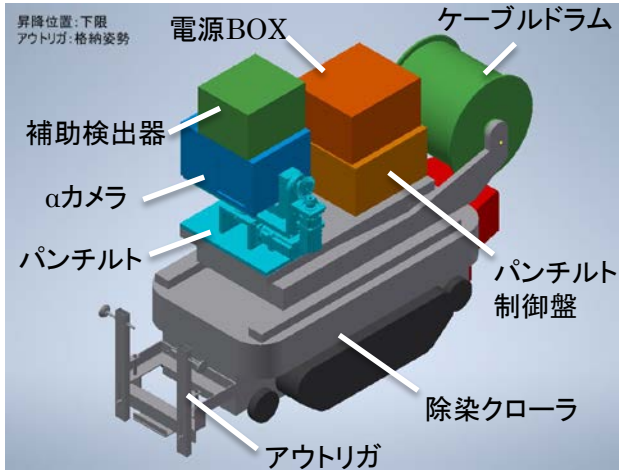
図2　補助検出器を含むαカメラ詳細図

既存のクローラに搭載した構成案を作成

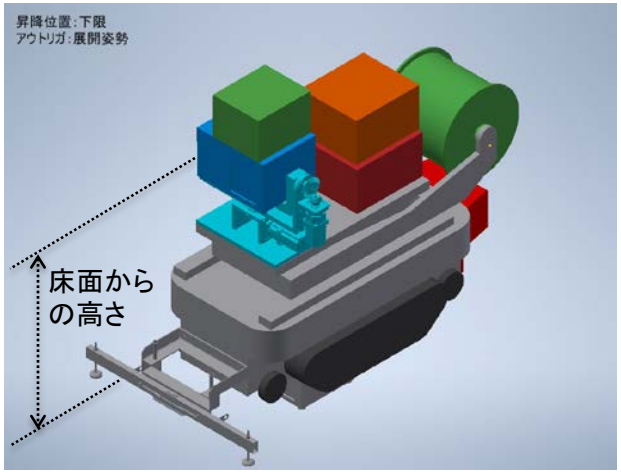
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

台車搭載構想図と課題整理結果

(a)格納姿勢



(b)アウトリガ展開



(c)昇降上限

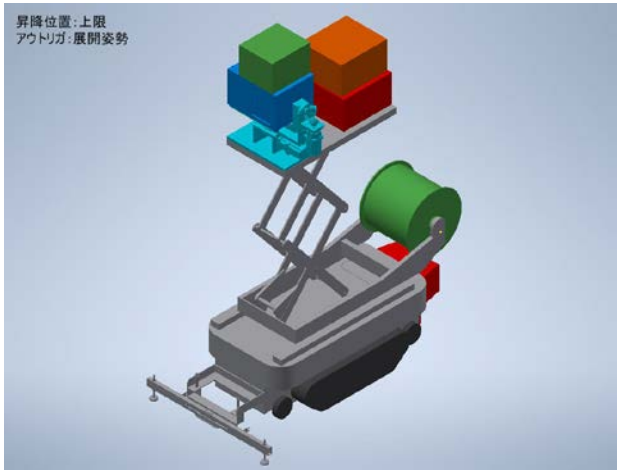


図1　除染クローラへの搭載構想図

＜アクセス台車における課題＞
・転倒リスク回避(クローラの重心)
・床面の高さがαカメラの要求値を超える(昇降機構などの追加設置)
・パンチルト機構のパワー不足(補助検出器搭載による重量増加のため)
・除染クローラの対応可能段差は約40mm、それ以上はスロープの追加設置などの対応

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ α線、β線による発光～信号検出に至る各発光プロセスを定量的に整理し、シミュレーションモデルを構築した。さらに、発光試験により構築したαカメラ、線源からなる最小限のシミュレーションモデルを検証し、シミュレーションの精度を評価した。
- ✓ 基本モデルによる窒素発光評価を行い、0.5≦(計算値)/(実測値)≦2 (＝Factor2)の精度であることを確認した。
- ✓ シミュレーション結果から窒素発光の各プロセスの物理量を定量的に整理した。
- ✓ ノイズ対策として高速回路を用いた時間弁別、発光の同時性を利用した同時計数法、波長域の違い利用したフィルタについて検討し、それぞれ有効性を確認した。
- ✓ 現場調査結果をもとに、距離計測システムの阻害要因となりえる材料を中心に計測可否範囲を明確にした。また形状変化がない面(壁など)に対して距離計測結果の合成が可能であることを確認した。
- ✓ 改良したα計測システムを搭載したアクセス台車の構想図を作成した。また、実機適用までに想定される課題を明確にした。

課題など

- ✓ β汚染の空間分布を模擬したシミュレーションモデルの構築
- ✓ 塗料、シートなどの発光源を模擬したシミュレーションモデルの構築
- ✓ 現場で想定される空間線量率(＋分布)や材料を模擬した場合のα汚染検出性能範囲(現場の環境条件に応じたα汚染検出下限)の提示
- ✓ α汚染検出性能範囲を踏まえたαカメラの適用性評価と付帯する現場環境条件の明示

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 事業内容(その2)

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性評価手法の開発

① 処分概念の検討と安全評価手法の構築に向けた情報整備

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

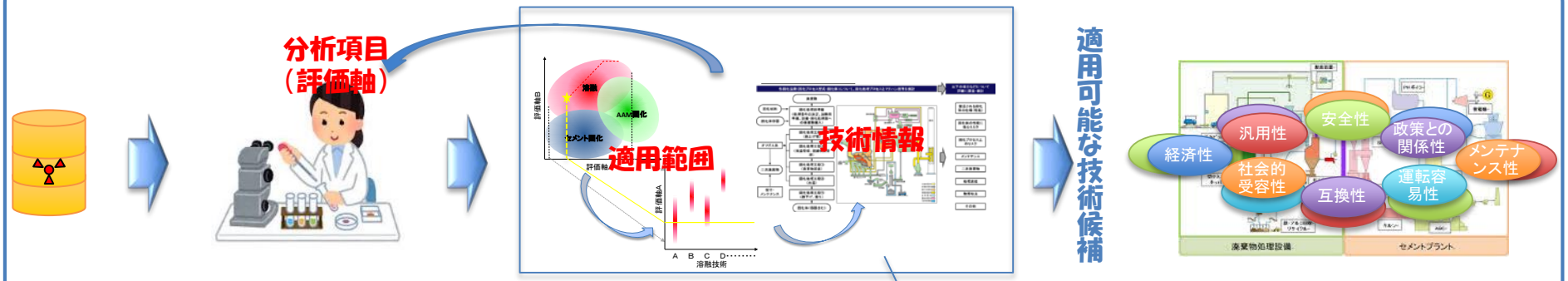
(a)先行的処理方法の選定手法の構築

- 昨年度までの実績
  - 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、AAM(アルカリ活性化材料)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、模擬廃棄物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	目標達成を判断する指標
①低温処理技術	i.低温固化処理固化可能性検査手法の検討	・画像判定による定量化の検討 ・福島第一原子力発電所で発生し得る幅広い廃棄物を念頭に、適用性を検討するとともに、必要なデータの取得	画像判定方法を取り入れたスクリーニング手法を提示する。
	ii.加熱等による固化体変質の調査	・保管環境を模擬した周期条件等のデータ取得	保管環境(周期)条件下での固化体構成相に係るデータを調査し、調査結果を提示する。
	iii. Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価	・角型容器の集積保管時の影響に関する解析	角型容器を集積保管した場合の到達温度の評価を行い、算出方法を提示する。
	iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価	・変質に関する加速試験方法の調査 ・加速試験によるデータ取得及び適用性の検討	変質の加速試験方法について調査を行い、調査結果を提示する。
②処理技術の適用性評価アプローチの検討	i. 技術比較に用いる取得データ及び評価軸の整理	試験で取得するデータについて既往のものと合わせて取りまとめ、評価軸の整理	各固体廃棄物に対する適用可能性のある固化技術を評価する手法(アプローチ手法)を提示する。
	ii. 高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査	・試験に基づくCs揮発抑制に関するデータ取得	各事象による揮発抑制効果の調査結果を提示する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

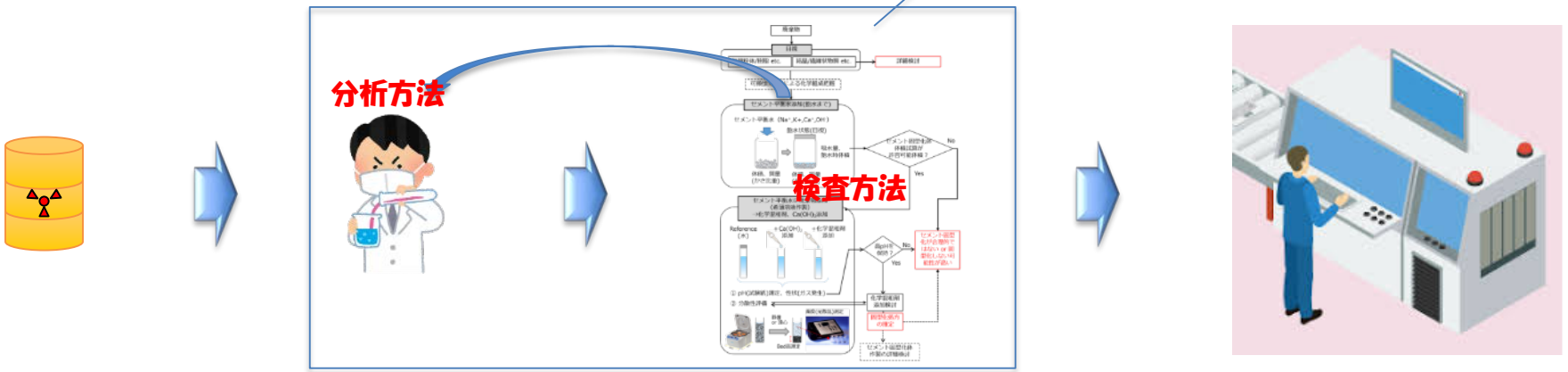
(a)先行的処理方法の選定手法の構築
～開発する手法と技術選定等プロセスの関係性～



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～

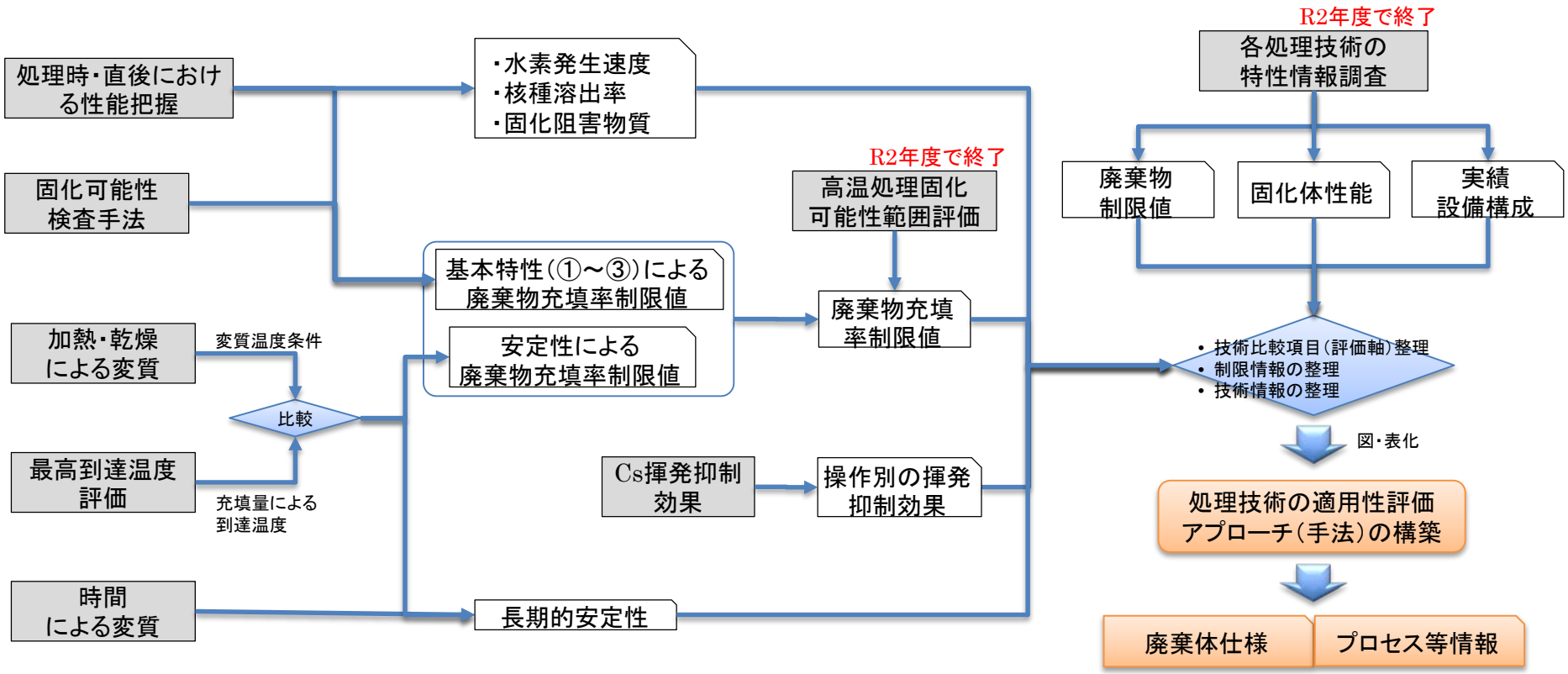
- ✓ 低温固化処理においては、廃棄物が有する物理的・化学的特性による固型化材の特性の変化と、固化体に求められる性能の関係の考慮が必要
- ✓ 求められる時期は性能によって相違(図1)

⇩

- ● 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



©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～実施内容～

■ 昨年度までの実績
- 様々な固体廃棄物の特性から、低温固化処理（セメント、AAM）の可能性を判断する手法を検討し、一次スクリーニング（固化可能性評価）および二次スクリーニング（配合検討および固化体性能確認）からなる手法を構築した。また一次スクリーニングについて、画像判定による定量化を試行し、適用性を確認。
- 現場適用とデータの精緻化に向け、以下の課題が抽出された。
  - ✓ 一次スクリーニングにおける定量的な判定基準の策定。
  - ✓ 検査手法の一般化に向けて、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。

■ 目的

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、画像判定による定量化の検討・提案を行う。また、提案した手法について、福島第一原子力発電所で発生し得る幅広い廃棄物を念頭に適用性を検討するとともに、必要なデータを取得し取りまとめる。

実施内容
化学混和剤による流動性改善効果の検証 • セメント、AAMについて、流動性改善効果が見込まれる化学混和剤（減水剤）を種別ごとに調査、選定する。 • 二次スクリーニング（配合検討および固化体性能確認）として、実際の固化条件設定時に想定される、選定した化学混和剤の添加影響についての検討を行う。
画像判定による定量化の検討 • 検査項目の追加および固化特性データの取得方法の検討を行う。 • 画像判定装置による定量化を検討し、スクリーニング手法に反映する。

目標達成を判断する指標
画像判定方法を取り入れたスクリーニング手法を提示する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

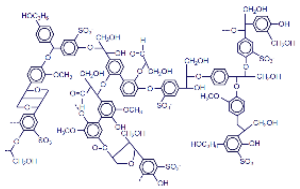
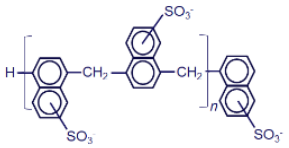
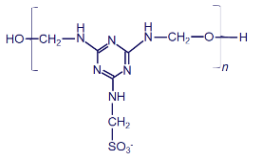
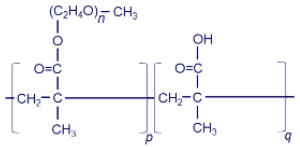
(a)先行的処理方法の選定手法の構築　①低温処理技術

i. 低温処理固化可能性検査手法の検討

～化学混和剤の選定～

- 本検討では、セメント材料の流動性改善のために使用される減水剤・高性能減水剤（以後、化学混和剤と表記）の中から、代表的な4種の化学成分に着目した。
- 調査結果の中から、減水性に対して役割を果たす化学的成分の種別が異なる化学混和剤の候補を選定した（表1）。
- 銘柄は、過去に使用した経験・実績の有無や、製造メーカーから入手した情報を考慮して選定した。

表1　選定した化学混和剤

種類	分子構造（模式図）	セメントにおける効果	AAMにおける効果	銘柄
リグニンスルホン酸系		セメント粒子に吸着し、粒子を負に帯電させ静電反発効果を得る。 長所：安価。 短所：セメント水和反応遅延。減水効果は低い。	AAMでの研究例は少ない。 減水効果を示すとの報告が一部あるが、一定の見解なし。 高アルカリへの耐性あり（見込み）。	パールレックスDP パールレックスNP
ナフタレンスルホン酸系		セメント粒子に吸着し、粒子を負に帯電させ静電反発効果を得る。 長所：水和反応が遅延しにくい。 短所：時間経過により流動性が低下しやすい。	AAMでの研究例が比較的多い。 減水効果を示すとの報告が一部あるが、一定の見解なし。 高アルカリへの耐性あり（見込み）。	マイティ100
メラミンスルホン酸系		セメント粒子に吸着し、粒子を負に帯電させ静電反発効果を得る。 長所：水和反応が遅延しにくい。 短所：時間経過により流動性が低下しやすい。	AAMでの研究例は非常に少ない。 減水効果は不明。 高アルカリへの耐性あり（見込み）。	シーカメントFF86
ポリカルボン酸系		セメント粒子に吸着。帯電効果は弱いが、側鎖同士で立体反発効果を得る。 長所：時間経過しても流動性を維持しやすい。減水効果が高い。 短所：高価。水和反応遅延。 ※土木建築分野で最も利用例が多い。	AAMでの研究例は比較的多い。 減水効果を示すとの報告が一部あるが、一定の見解なし。 高アルカリへの耐性に懸念。	シーカメント1200N

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～化学混和剤による流動性改善効果の検証～

➢ 化学混和剤による流動性改善効果の検証

- 固型化材料（セメント、AAM）に対して、化学混和剤が物性にどのような影響を及ぼすか、選定した化学混和剤（表1）を用いて試験を実施した。
- セメントとAAMでは、化学混和剤の使用実績や研究例に差があるため、実施内容を各々設定した。

□ セメント：一般的に流動性改善効果を示す知見が豊富であるため、模擬廃棄物混合系（炭酸塩スラリー：CS、鉄共沈スラリー：IS）に関する検討を中心に実施する。
- 選定した化学混和剤の効果確認（母材、模擬廃棄物混合系）
- 化学混和剤添加時の模擬廃棄物混合固化体特性データの取得（化学混和剤添加率・廃棄物充填率の調整（図1））

□ AAM：化学混和剤を添加した場合の研究例が少ないため、化学混和剤が効果を示すかについて調査を行う。
- 選定した化学混和剤の効果確認（母材、模擬廃棄物混合系）
- 流動性改善効果を示すAAM組成の調査

- 各固型化材料のデータ取得のほか、化学混和剤が放射線によりどのような変質挙動を示すかについても、調査を行った。

□ 化学混和剤に対する放射線影響調査
- 照射による化学混和剤の変質調査
- 化学混和剤を含むセメント固化体の照射特性調査

表1　選定した化学混和剤

区分	種別	商品名	メーカー
化学混和剤	リグニンスルホン酸系	パールレックス NP（OPC）	日本製紙
		パールレックス DP（AAM）	日本製紙
	ナフタレンスルホン酸系	マイティ 100	花王
	メラミンスルホン酸系	シーカメント FF86	日本シーカ
	ポリカルボン酸系	シーカメント 1200N	日本シーカ

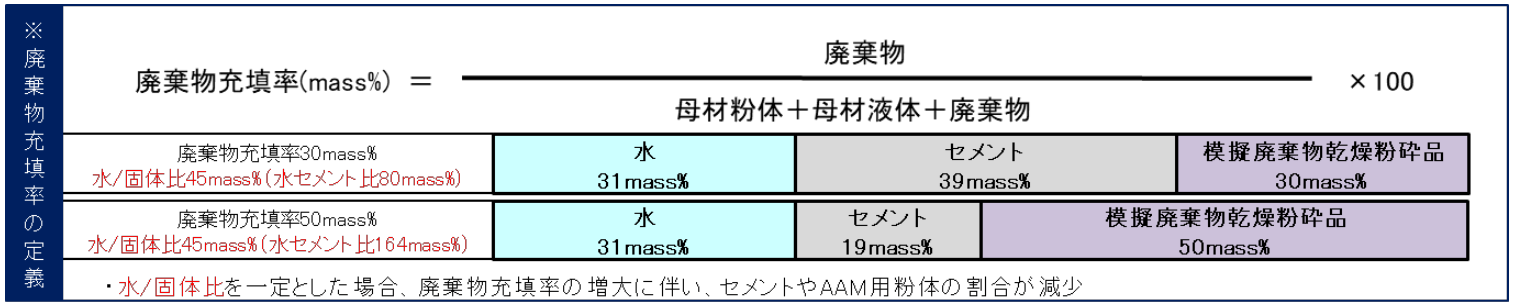


図1　廃棄物充填率の定義

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～化学混和剤による流動性改善効果の検証（セメント）～



図1　小フロー試験

➢ セメントに対する化学混和剤の影響

- 選定した化学混和剤の流動性改善効果について、母材および模擬廃棄物混合系のペーストを作製し、小型リング（φ25×50 mm）を用いた小フロー試験（図1）により流動性データを取得した。
- 模擬廃棄物は、軽質炭酸カルシウム、珪石粉末、重質炭酸カルシウム、模擬炭酸塩スラリー、模擬鉄共沈スラリーの5種とした。
- 得られた小フロー値を、化学混和剤を含まない系に対する流動性増加割合で整理した（表1）。

表1　選定した化学混和剤の流動性確認結果

種別		小フロー値の増加割合による評価※1					
		母材	模擬廃棄物混合系				
		セメント	軽質炭酸カルシウム	珪石粉末	重質炭酸カルシウム	模擬炭酸塩スラリー	模擬鉄共沈スラリー
リグニンスルホン酸系	パールレックス NP	◎	○	○	○	○	○
ナフタレンスルホン酸系	マイテイ 100	◎	○	○	○	ー	○
メラミンスルホン酸系	シーカメント FF86	◎	○	○	○	ー	○
ポリカルボン酸系	シーカメント 1200N	◎	◎	◎	◎	ー	◎

※1　評価記号説明　◎：大きく改善（＋30%以上）、○：改善あり（0～＋30%）、ー：改善なし

✓ 模擬炭酸塩スラリー以外はすべての化学混和剤で流動性改善効果を示した。
✓ 模擬炭酸塩スラリーは、リグニンスルホン酸のみ改善効果を示した。
✓ 模擬鉄共沈スラリーは、すべての化学混和剤で流動性改善効果を示したが、特にポリカルボン酸において高い効果を示した。

✓ セメントでは、全ての模擬廃棄物に対して流動性改善効果を表す化学混和剤があることを確認した。

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～化学混和剤添加時の固化体特性データの取得（セメント）～

■ 汚染水処理二次廃棄物の模擬物である模擬炭酸塩スラリー、模擬鉄共沈スラリーを対象に、化学混和剤を含む固化体の特性データを取得した。

➢ 試験方法
- 化学混和剤による流動性改善効果の検証結果から、各模擬スラリーに対して最も効果を示した化学混和剤を用いた。
  - 模擬炭酸塩スラリー：リグニンスルホン酸系（パールレックスNP）
  - 模擬鉄共沈スラリー：ポリカルボン酸系（シーカメント1200N）
- 固化体特性の試験方法と評価基準（表1）を基に、廃棄物充填率を変化させ（表2）データを取得した。
- 化学混和剤の添加量については、粉体材料（セメント+模擬廃棄物）（P）の重量に対する有効成分量の重量%として示した。

表1　固化体特性の試験方法と評価基準

	流動性	凝結性	圧縮強度	材料分離（セメント）
試験方法	小フロー試験 Φ25×50 [mm]小型リング	ビカー針による凝結試験	圧縮強度測定 2×2×3 [cm]小型固化体	ブリーディング消失日数の確認
評価基準	小フロー試験 ＝66～81 [mm]（セメント） ＝110～130 [mm]（AAM）	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/mm^2]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

表2　混練配合

	水/粉体比（W/P）[mass%]	廃棄物充填率[mass%]
模擬炭酸塩スラリー混合系	53.8	30－40
模擬鉄共沈スラリー混合系	43.0	20－50

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～化学混和剤添加時の固化体特性データの取得：模擬炭酸塩スラリー（セメント）～

➢ 化学混和剤を含む模擬廃棄物混合系の特性

- 模擬炭酸塩スラリー（CS）混合系に効果を示す化学混和剤（リグニンスルホン酸系：パールレックスNP）添加時の固化特性データを取得した（図1、図2、図3）。

流動性

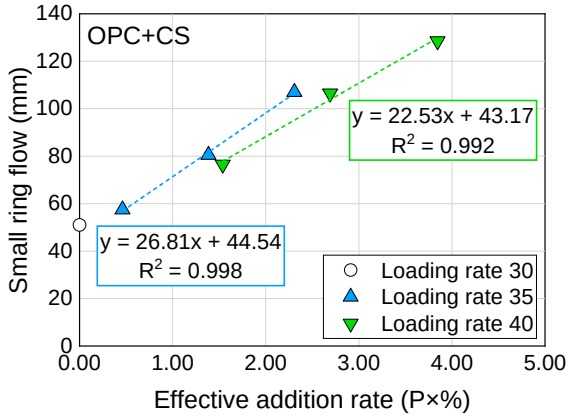


図1　化学混和剤添加率と流動性の関係

✓ 充填率を増加させても、化学混和剤の添加量を調整することで流動性を確保可能。

強度

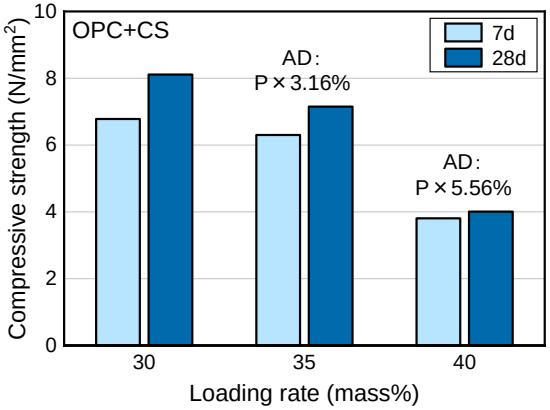


図2　充填率と強度の関係

✓ 充填率の増加に伴い強度は低下
✓ 充填率40mass%まで廃棄物混合可能。

凝結

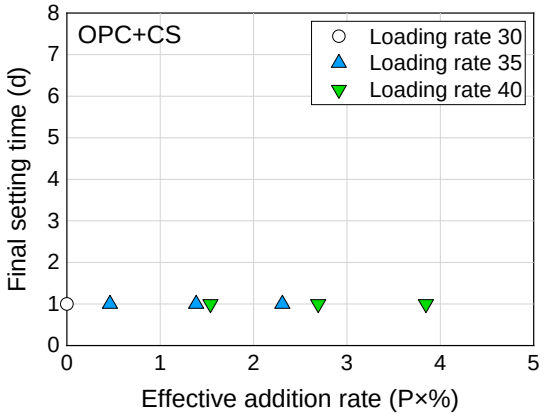


図3　化学混和剤添加率と硬化日数の関係

✓ 検討した充填率40mass%、化学混和剤添加率P×4%程度までの配合では、全ての水準で、24時間以内に終結。

材料分離性

✓ 検討した充填率40mass%、化学混和剤添加率P×4%程度までの配合では、全ての水準でブリーディング水は、24時間以内に消失。

✓ 化学混和剤の添加により、セメント固化体への模擬炭酸塩スラリーの充填率は昨年度決定した代表配合(30mass%)から、今回の調査範囲において40mass%まで向上可能。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 化学混和剤を含む模擬廃棄物混合系の特性

- 模擬鉄共沈スラリー（IS）混合系に効果を示す化学混和剤（ポリカルボン酸系：シーカメント1200N）添加時の固化特性データを取得した。

流動性

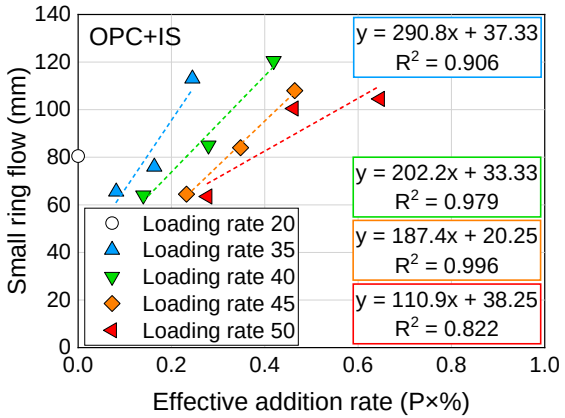


図1　化学混和剤添加率と流動性の関係

✓ 充填率を増加させても、化学混和剤の添加量を調整することで流動性を確保可能。

強度

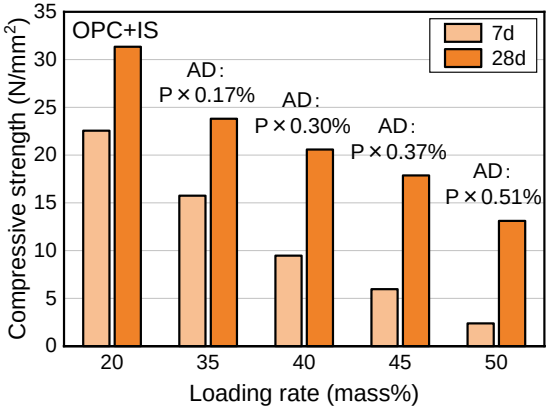


図2　充填率と強度の関係

✓ 充填率の増加に伴い、強度は低下。
✓ 充填率50mass%でも評価基準の1.47N/mm²を満たす。

凝結

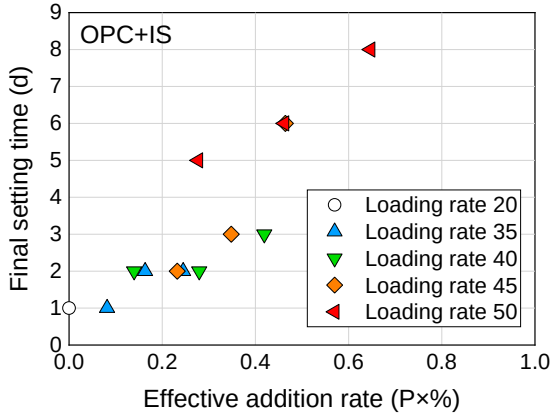


図3　化学混和剤添加率と硬化日数の関係

✓ 充填率増加とともに、硬化日数が長くなる。
✓ 硬化促進剤を使用することで、硬化日数の遅延を短縮できる可能性がある。

材料分離性

✓ 充填率50mass%でも、全ての水準でブリーディングは24h以内に消失した。

✓ 模擬鉄共沈スラリー混合系においては、化学混和剤の添加により流動性を確保できるものの、凝結（硬化日数）が遅延するため、廃棄物充填率の向上は期待されない。

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～化学混和剤による流動性改善効果の検証（AAM）～

➢ AAMに対する化学混和剤の影響

- 選定した化学混和剤の流動性改善効果について、母材（M：メタカオリンのみ、MB40:M+スラグ40mass%）および模擬廃棄物を含む系のペーストを作製し、小型リング（φ25×50mm）を用いた小フロー試験により流動性データを取得した。
- 模擬廃棄物は、模擬炭酸塩スラリー、模擬鉄共沈スラリーの2種とした。
- 得られた小フロー値の結果を図1に、化学混和剤を含まない系に対する流動性増加割合で整理した結果を表1に示す。

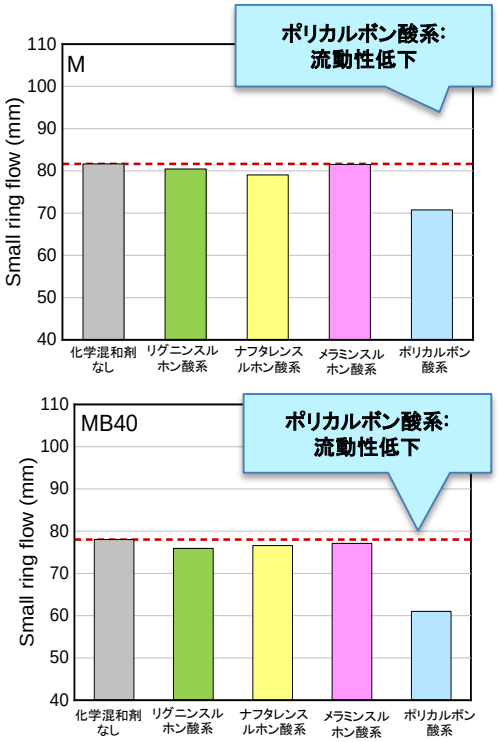


図1　化学混和剤を添加した母材の小フロー値
（上：AAM（M）、下：AAM（MB40））

表1　選定した化学混和剤の流動性確認結果

種別		φ25 [mm] リングフロー値の増加割合による評価※1					
		AAM（M）			AAM（MB40）		
		母材	模擬炭酸塩スラリー	模擬鉄共沈スラリー	母材	模擬炭酸塩スラリー	模擬鉄共沈スラリー
リグニンスルホン酸系	パールレックスDP	ー	○	ー	ー	○	ー
ナフタレンスルホン酸系	マイティ100	ー	◎	ー	ー	◎	ー
メラミンスルホン酸系	シーカメントFF86	ー	◎	ー	ー	◎	ー
ポリカルボン酸系	シーカメント1200N	×	×	×	×	×	×

※1　評価記号説明　◎：大きく改善（＋30%以上）、○：改善あり（0～＋30%）、ー：改善なし、×：流動性低下

（M：メタカオリンのみ、MB40：メタカオリン+スラグ40mass%）

✓ ポリカルボン酸系ではいずれの条件でも流動性が低下した。
✓ 母材系では、化学混和剤による流動性向上は見られなかった。
✓ 模擬炭酸塩スラリー混合系ではポリカルボン酸系を除いて流動性の改善が見られた。
✓ 模擬鉄共沈スラリー混合系では、いずれの化学混和剤も流動性改善効果を示さなかった。

✓ AAMでは共通して効果を示す化学混和剤は確認できず、混合する廃棄物によって効果を示す場合があることが分かった。

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～化学混和剤による流動性改善効果の検証（AAM）～

➢ 検証の背景
- AAMでは、母材には効果を示さない化学混和剤が、模擬廃棄物混合系では一部効果を示すなど、傾向が異なる点が見られた。
- これらの流動性改善効果の違いは溶液の組成によるものと考えられ、AAMの場合はアルカリ溶液組成が化学混和剤の効果に影響すると予想される。
- そこで、廃棄物混合系でアルカリ混練水のNa濃度、Si濃度を変化させた場合の、化学混和剤の効果についても調査した。

➢ 試験条件
- AAM（M＋CS（充填率30%））、AAM（M＋IS（充填率20%））、AAM（MB40＋CS（充填率30%））、AAM（MB40＋IS（充填率20%））
- アルカリ混練水組成：溶液中のNa濃度、Si濃度を変化
- 図1にアルカリ溶液組成を変化させた場合の小フロー値の変化を示す。

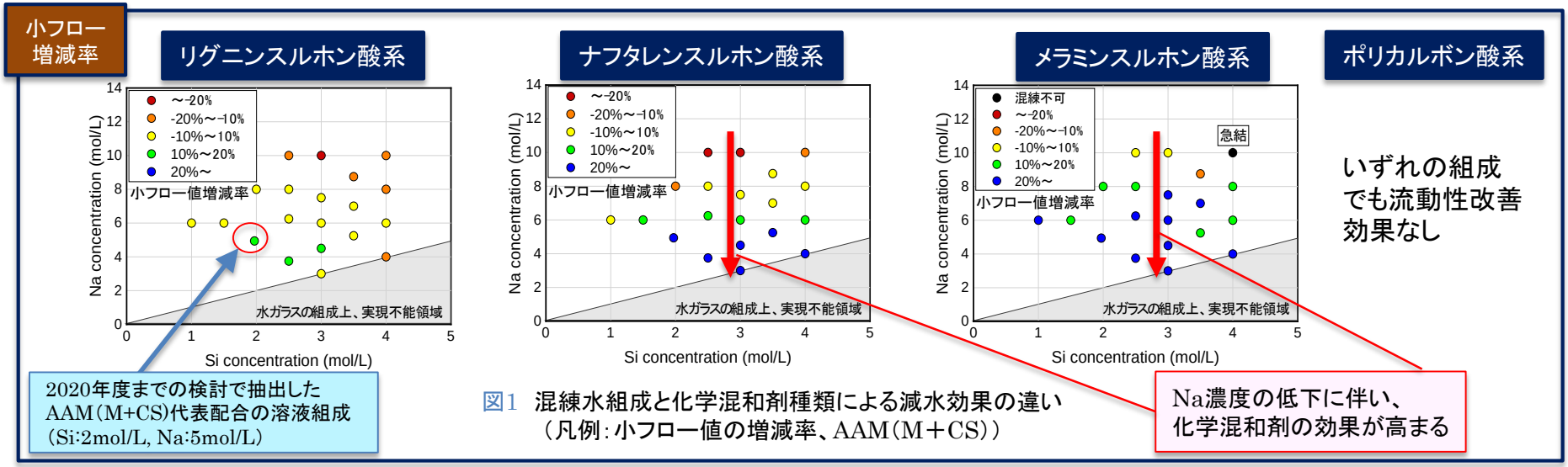


図1　混練水組成と化学混和剤種類による減水効果の違い
（凡例：小フロー値の増減率、AAM（M＋CS））

➢ 試験結果
- ✓ いずれの化学混和剤も混練水組成によって減水効果が大きく変化した。
- ✓ ポリカルボン酸は、いずれの組成域においても減水効果を示さなかった。
- ✓ アルカリ混練水のNa濃度の低下に伴い、減水効果が高くなることが分かった。特に、ナフタレンスルホン酸とメラミンスルホン酸の減水効果が高い傾向が見られた。

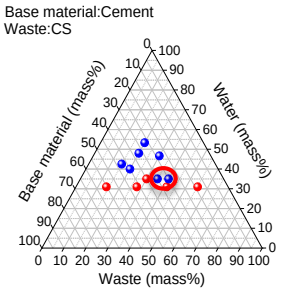
- ✓ AAMに対し化学混和剤を添加する場合には、使用する化学混和剤ごとに再度配合調整を実施する必要がある。

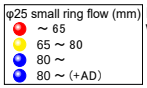
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築　①低温処理技術
i. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～化学混和剤添加時の固化処理適用範囲の検討（セメント）～

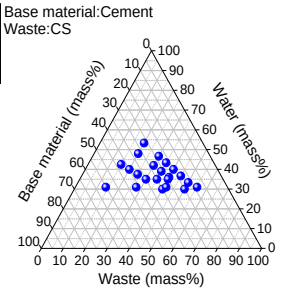
■ 化学混和剤を添加した模擬廃棄物の混合セメント固化体において取得した特性データを、2020年度に提示した三角図に反映した（ ○で囲ったプロットを追記）。

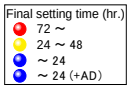
➢ 模擬炭酸塩スラリーセメント固化体+リグニンスルホン酸系（パールレックスNP）の固化特性



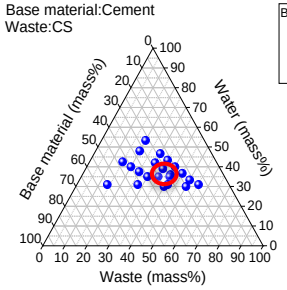


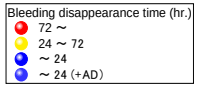
流動性



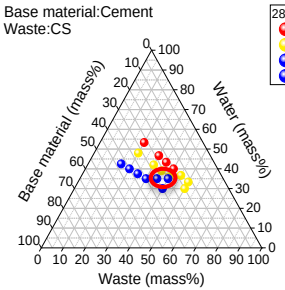


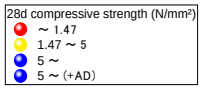
硬化時間



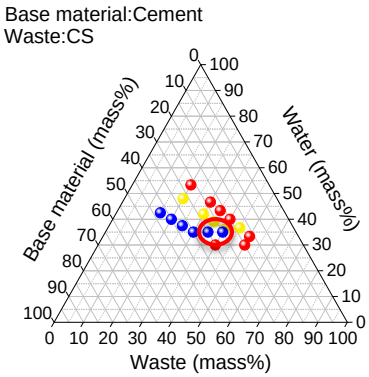


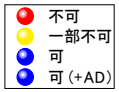
材料分離性



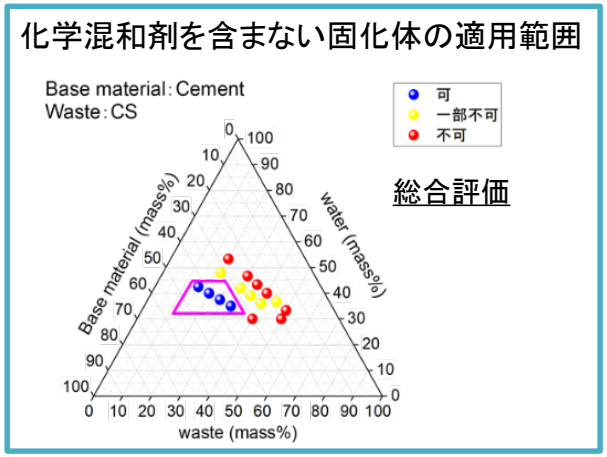


強度





総合評価



総合評価

表1　化学混和剤添加時の固化処理可能範囲（セメント+CS系）

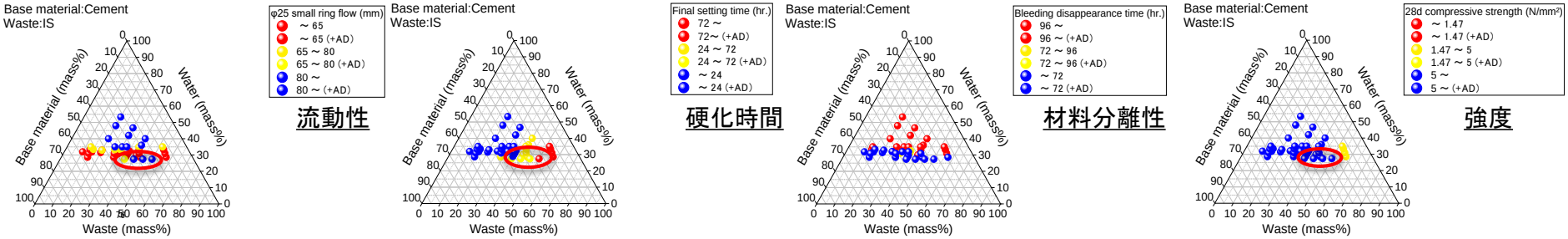
	化学混和剤なし	化学混和剤あり
模擬炭酸塩スラリー	15～40 [mass%]	15～45 [mass%]
セメント	30～55 [mass%]	20～55 [mass%]
水	30～45 [mass%]	30～45 [mass%]

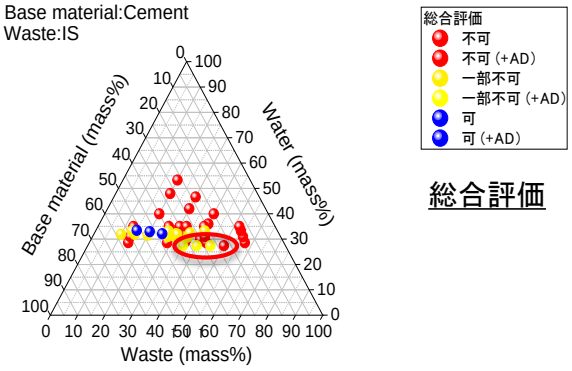
図1　模擬炭酸塩スラリーセメント固化体の化学混和剤（パールレックスNP）添加時の固化処理可能範囲

✓ 化学混和剤の添加により、炭酸塩スラリーの固化可能範囲を拡大できた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 模擬鉄共沈スラリーセメント固化体+ポリカルボン酸系（シーカメント1200N）の固化特性





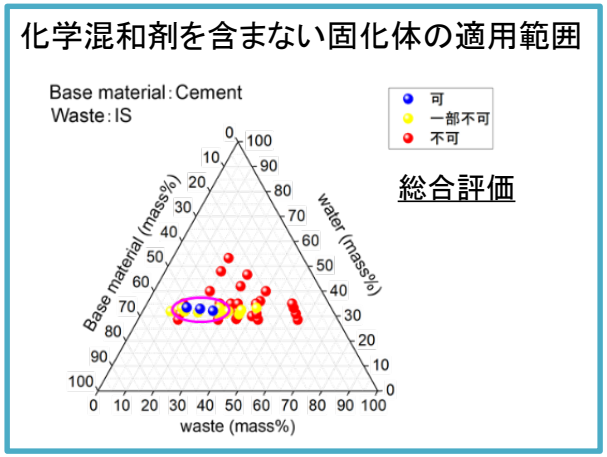


表1　化学混和剤添加時の固化処理可能範囲
（セメント+IS系）

	化学混和剤なし	化学混和剤あり
模擬鉄共沈スラリー	15～25 [mass%]	左同
セメント	45～50 [mass%]	左同
水	30～35 [mass%]	左同

図1　模擬鉄共沈スラリーセメント固化体の化学混和剤（シーカメント1200N）添加時の固化処理可能範囲

✓ 流動性を改善すると、凝結が遅延するため、結果として適用範囲の拡大は見られなかった。

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～照射試験：化学混和剤の照射特性～

➢ 照射による化学混和剤の変質調査

- 化学混和剤の減水効果を示す化学成分の放射線による変質をγ線照射試験により確認した。
- 照射試料は表1に示す化学混和剤5種とし、混和剤有効成分が20mass%、水分が量80mass%程度となるよう希釈し、ガラスバイアルに封入した。
- γ線照射は表2に示す条件で実施した。
- 照射前後の試料に対してFT-IR分析（全反射測定法）による比較を行った（図1）。
- 照射後、容器内の水素ガス分析を行い、G値を算出した（図2）。

表1　照射対象試料

	化学混和剤	試料形態
1	リグニンスルホン酸系（パールレックスNP）	粉末（水溶液）
2	リグニンスルホン酸系（パールレックスDP）	粉末（水溶液）
3	ナフタレンスルホン酸系（マイティ100）	粉末（水溶液）
4	メラミンスルホン酸系（シーカメントFF86）	液体
5	ポリカルボン酸系（シーカメント1200N）	液体

表2　照射条件

試験内容	化学混和剤へのγ線照射
試験場	高崎量子応用研究所
線源	Co-60
線量率	約3 [kGy/h]
積算線量（計画）	3 [kGy]

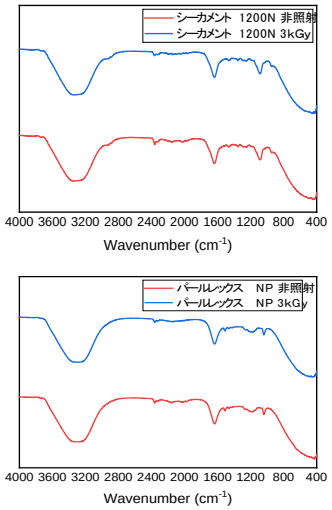


図1　化学混和剤のFT-IR分析結果

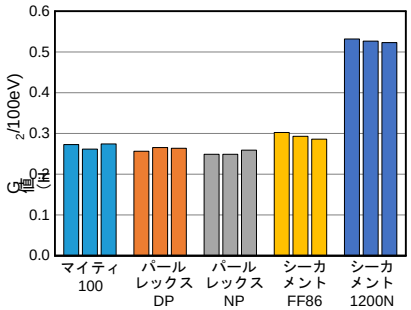


図2　化学混和剤のG値

✓ FT-IRでは、全ての化学混和剤において照射前後でピーク形状に差異は見られなかった。
✓ ポリカルボン酸のシーカメント1200Nを除く化学混和剤については、水のG値（0.45）と比較して低い値を示した。
✓ シーカメント1200NのG値は高い値を示したが、FT-IRの結果からは混和剤の分解によるものでは無いと推察される。

✓ 放射線による化学混和剤の変質は確認されなかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 化学混和剤を含む固化体の照射特性

- 放射線影響により、固化体内の化学混和剤が変質して有機成分の溶出などが見られないか調査した。
- 照射試料は表1に示すセメント固化体とした。
- γ線照射は表2に示す条件で実施した。
- 照射前後の試料で浸出試験を実施した。さらに浸出試験後の固相の有機成分の変化をCHN分析により確認した。

表1　照射対象試料

固型化材料	W/C [mass%]	小フロー値 [mm]	化学混和剤	養生日数	試料サイズ
セメント	45	66-81	-	7日	Φ10×20 [mm]
	25		シーカメント1200N		

表2　照射条件

試験内容	化学混和剤へのγ線照射
試験場	高崎量子応用研究所
線源	Co-60
線量率	約3 [kGy/h]
積算線量（計画）	3 [kGy]

- 固相のCHN分析結果を図1に示す。

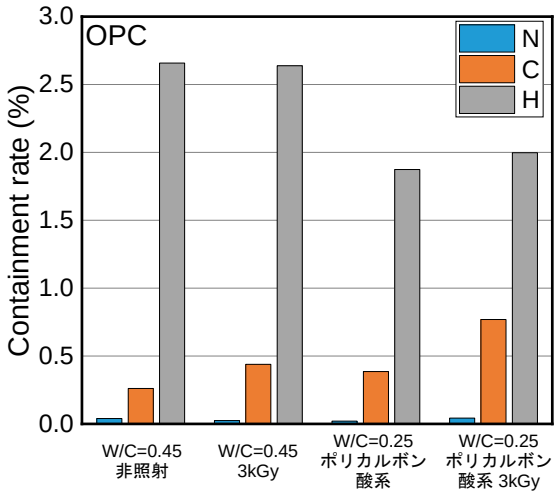


図1　浸出試験後の固相のCHN分析結果

✓ 浸出試験においては、照射前後で有機成分の溶出は確認出来なかった。
✓ 全ての試料において、照射後の炭素割合が増加するデータが得られたが浸出特性に影響はない。
✓ 外部（たとえば容器内の気相成分など）からの炭素の取り込みの可能性が考えられる。

✓ 放射線による化学混和剤成分の溶出は確認されず、浸出特性への影響については小さいと考えられる。

©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
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による流動性改善効果の判定～

➢ 一次スクリーニングによる流動性改善効果の判定

- 一次スクリーニング（廃棄物と検査液体の組み合わせで判定を行う）の中で化学混和剤の効果を判定することができれば、二次スクリーニング（廃棄物と固型化材料を混錬し、ペーストによって判定を行う）を用いるより簡便に判定が可能になる。
- 化学混和剤(0.1g)を添加した検査液体（セメント平衡水、40g）を用いて、廃棄物の分散性を測定することで、一次スクリーニングの中で化学混和剤の効果の判定ができるかを確認した。
- 一次スクリーニング（遠沈管による検査液体と廃棄物の分散性確認）による結果（表1）と、二次スクリーニング（ペーストによる流動性確認試験）による結果（表2）を比較した。

□ セメント

表1　一次スクリーニング手法での分散性確認結果

検査液液（比較基準：セメント平衡水） ＼ 模擬廃棄物種類	一次スクリーニング（固化可能性評価）の結果（粒子の沈降の様子による評価※1）					
	研究用セメント	軽質炭酸カルシウム	珪石粉末	重質炭酸カルシウム	模擬炭酸塩スラリー	模擬鉄共沈スラリー
セメント平衡水＋パールレックス NP	○	○	○	○	ー	○
セメント平衡水＋シーカメント FF86	○	◎	◎	◎	ー	○
セメント平衡水＋マイテイ 100	○	◎	◎	◎	ー	○
セメント平衡水＋シーカメント 1200N	○	◎	◎	◎	ー	○

※1　評価記号説明　◎：分散性向上（全粒子）、○：分散性向上（微粒子のみ）、ー：変化なし

表2　二次スクリーニング手法での流動性確認結果

種別	小フロー値の増加割合による評価※2					
化学混和剤種類 ＼ 模擬廃棄物種類	セメント	軽質炭酸カルシウム	珪石粉末	重質炭酸カルシウム	模擬炭酸塩スラリー	模擬鉄共沈スラリー
パールレックス NP	◎	○	○	○	○	○
シーカメント FF86	◎	○	○	○	ー	○
マイテイ 100	◎	○	○	○	ー	○
シーカメント 1200N	◎	◎	◎	◎	ー	◎

※2　評価記号説明　◎：大きく改善（+30%以上）、○：改善あり（0～+30%）、ー：改善なし

✓ 模擬炭酸塩スラリーを除くセメント単体・模擬廃棄物（計5種）で、化学混和剤の添加により粒子の分散性が向上した（表1）。
✓ 模擬炭酸塩スラリーを除く模擬廃棄物について、流動性改善効果が一致した（表2）。

□ AAM

✓ 一次スクリーニング（分散性の変化）と二次スクリーニング（流動性の変化）の傾向は一致しなかった。

✓ セメントでは、模擬炭酸塩スラリー以外の模擬廃棄物について結果が整合しており、化学混和剤を含む系でもスクリーニング手法による判定が可能。

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～検査項目の追加および固化特性データの取得方法の検討：凝結性確認試験～

➢ 超音波法による固化体凝結性確認方法の検討

- 固化特性の評価項目である凝結性は、二次スクリーニングでビガー針を用いて試験・評価することになっているが、被ばく量低減などの観点から遠沈管のような密閉系で操作が完結出来る方が望ましい。
- 超音波による遠沈管外面からの凝結性の取得方法を検討した。
- セメントペースト（表1）を混練し、遠沈管内に充填した直後から24時間後まで超音波伝播時間(Ultrasonic Propagation Time ：UPT)を取得した。

表1　配合条件

固化体試料	充填率 [mass%]	W/P [mass%]
セメント	-	30
セメント＋CS	30	53.8
セメント＋IS	20	48

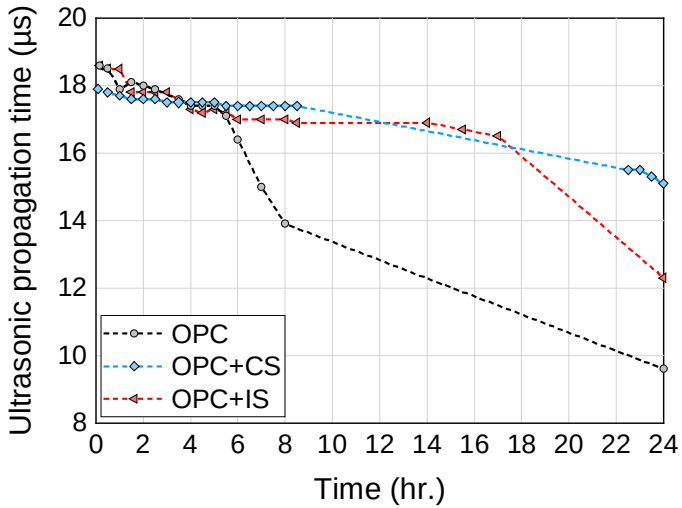


図1　経過時間と超音波伝播時間の関係

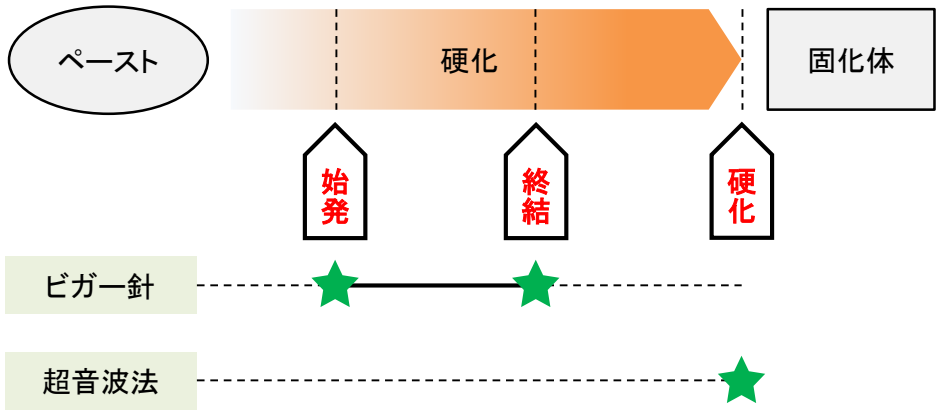


図2　セメント硬化時の特性変化と取得データの関係イメージ

✓ すべての試料で、超音波伝播時間が大きく低下する変曲点があることが示唆された（図1）。
✓ ペースト中と固化体中では、超音波の伝搬速度は変化するため、時間経過に伴いペーストから固化体に変化する様子が取得出来ていると考えられる。
✓ ビガー針によって取得する凝結始発終結時間と、超音波法によって取得する伝搬時間が示す固型化材料の状態は図2のようになると考えられる。

✓ ビガー針の挿入といったサンプルに接触する操作をせずに、ペーストが固化するタイミングを取得可能であることが示唆された。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 固化体浸出性評価方法の検討

- 固化特性の評価を行う上で、現行の評価基準以外に浸出性の把握も重要となるため、浸出性を簡易に評価するための方法について検討した。
- 被ばく量低減などの観点から遠沈管のような密閉系で操作が完了できる試験方法が望ましい。

- 50ml遠沈管を用いた浸出性試験（以後、遠沈管法）を行い、ANS浸出試験（以後、ANS法）の結果と比較（表1）し、遠沈管法の適用性を検討した。
- 遠沈管内に15cc程度試料を充填・硬化させ、材齢28日まで封緘養生を行った。その後、遠沈管内の試料に対して、超純水を30cc注入、静置し、溶液を回収・補充。回収した溶液の元素濃度を測定した。

表1　ANS浸出試験と簡易法の試験条件の比較

試験条件	溶液量[cm³] /試料接触面積比	浸出期間 [h]	回収溶液量
ANS浸出試験 (2020年度実施)	10	2, 7, 24, 48, 72, 96, 120	1.2 [L]前後/回
遠沈管法 (本年度実施)	2.62	2, 7, 24, 48, 72, 96, 120	30 [cc]/回

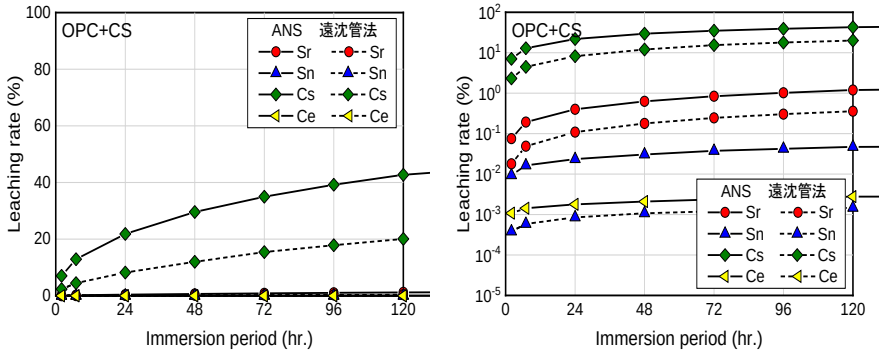


図1　ANS法と遠沈管法の溶出率比較 セメント+CS
（左：実数軸、右：対数軸）

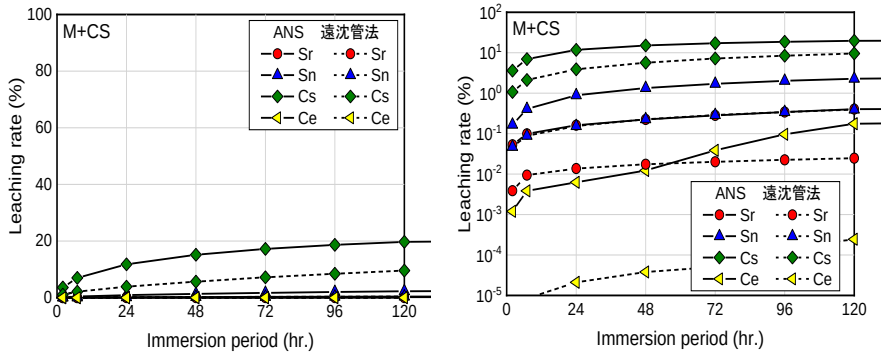


図2　ANS法と遠沈管法の溶出率比較 AAM(M+CS)
（左：実数軸、右：対数軸）

✓ 遠沈管法では、セメント系とAAM系のいずれにおいても、溶出しやすい元素と溶出しにくい元素は、ANS法と一致した（図1、図2）。
✓ セメント系では、各元素の溶出率の大小関係も一致した。AAM系では、溶出しにくい元素について溶出率の大小関係は一致しなかった。
✓ 遠沈管法は、元素における溶出のしやすさの判定には、適用出来る可能性がある。
✓ ANS法との接液面積の関係性を制御できれば、遠沈管でも浸出性の評価（L値の取得）が出来る可能性がある。

✓ 小規模の浸出試験（遠沈管法）によって、元素の溶出挙動が把握出来る可能性が示唆された。

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～画像判定試験装置による定量化検討～

➢ 画像判定試験装置による定量化検討

- 検査手法の判定基準を設定するため、画像判定装置（図1）を用いた各判定基準の数値化を実施。
- 判定基準設定のためには、判定基準に対して「適」または「不適」を示す両方の廃棄物データの蓄積が必要である。
- これまで、固化可能な模擬廃棄物については画像判定装置によって目視と同等の判定が可能であることが分かっている。
- 本検討内では、2020年度調査で検討した12種類の模擬廃棄物の内、目視判定で不適と判定された3種の模擬廃棄物（表1）を対象に、画像判定装置によるデータ取得を実施した。

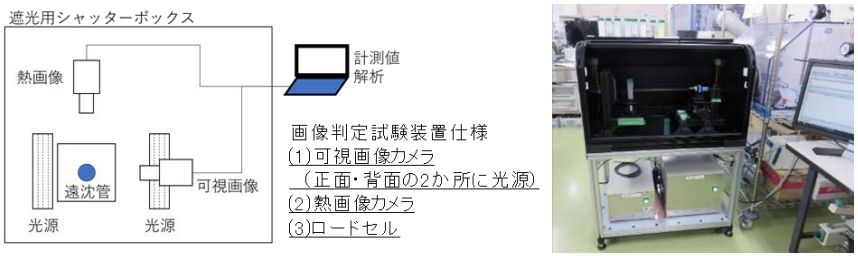


図1　画像判定試験装置の構成、装置仕様および装置外観

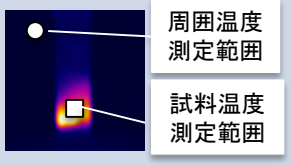
表1　目視判定で不適と判定された3種の模擬廃棄物

模擬廃棄物	「不適」と判断された性状	検査液体
アルミニウム粉末	検査液体滴下後に発泡	セメント混練模擬液
モンモリロナイト	検査液体滴下後に膨張	純水
硫酸マグネシウム	検査液体滴下後から急激に発熱	純水

➢ 不適性状を示す画像の取得

✓ 3種の模擬廃棄物を画像判定装置にかけ、得られた画像を表2に示す。

表2　各模擬廃棄物の取得画像

アルミニウム粉末+セメント混練模擬液	モンモリロナイト+純水	硫酸マグネシウム+純水
		
・気泡発生の確認：○	・膨張の様子：○	・発熱の様子：○ ・温度の取得：○

- ◘ アルミニウム粉末
  - ✓ 可視画像から気泡発生を確認
- ◘ モンモリロナイト
  - ✓ 可視画像からわずかに膨張している様子を確認
- ◘ 硫酸マグネシウム
  - ✓ 熱画像による発熱の様子を確認
  - ✓ 検査液体の滴下後からの急激な発熱を時間経過とともに数値として取得

✓ 不適性状についても、画像判定装置を用いることで、目視同等の判定が可能。

©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. 低温処理固化可能性検査手法の検討
～画像判定試験装置による定量化検討～

➢ 不適性状の数値化に関する検討

- 気泡の発生と膨張について、不適性状の数値化が出来ないか検証を実施した。
- 気泡発生の様子が確認できる画像を解析ソフトで調整し、気泡部分の選択と面積値が自動で抽出可能であるか検証した（図1）。

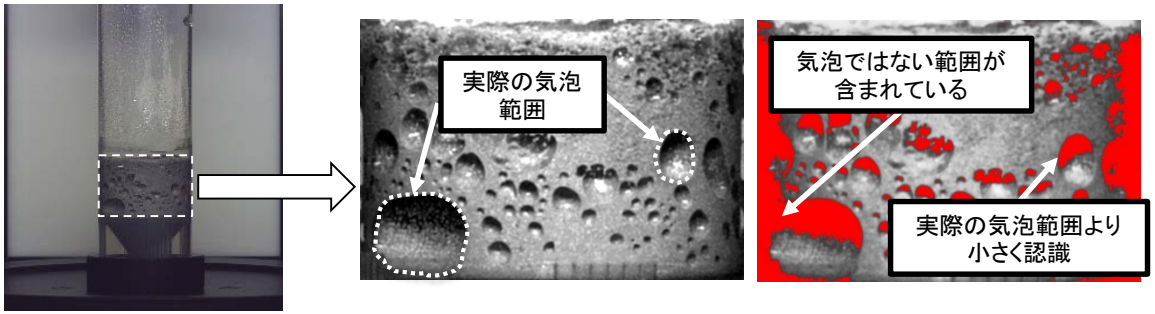


図1　画像調整による気泡の認識（赤い部分が面積計算の対象範囲）

✓ 実際の気泡の大きさよりも小さく認識されてしまい、気泡のみの面積を算出することが出来なかった。
✓ 遠沈管の影となっている部分などが同じコントラスト領域として認識され、気泡以外の部分を含んでしまった。
✓ 気泡量を画像から自動で取得するには、撮影時の条件を含めた検討が必要。

- 発熱性について、温度上昇値（Δ温度＝[試料温度]－[周囲温度]）に着目し、判定基準の設定を試行した。

✓ 模擬廃棄物の他、混練したセメントペーストのΔ温度を画像判定装置により取得し、同じく画像判定装置により取得した模擬廃棄物のΔ温度と比較した（表1）。
✓ 模擬廃棄物のΔ温度が、セメント母材のΔ温度（1.2℃）を超えない範囲であれば、固化可能と判定できる。
✓ 模擬鉄共沈スラリーのΔ温度はセメントペーストより高い3.4℃だが、固化可能であることが昨年度までの検討から確認されている。
✓ 発熱性の判定基準値は、3.4～24.1℃の間にあると推察される。

✓ 明確な判定基準を導出するためには、様々な発熱を呈する試料を用いた試験によるデータの蓄積が必要。

表1　模擬廃棄物の最大Δ温度

	最大Δ温度[℃]	固化判定
セメント	1.2	-
硫酸マグネシウム	24.1	不適
アルミニウム粉末	1.2	適
モンモリロナイト	1.3	適
炭酸カルシウム	1.7	適
模擬炭酸塩スラリー	1.3	適
模擬鉄共沈スラリー	3.4	適

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

これまでの成果

- ✓ 化学混和剤の調査を行い、セメント・AAMに効果を示す可能性のある化学混和剤を5種類抽出した。
- ✓ 抽出した化学混和剤が固化体性状の変化に与える影響について、流動性、凝結性、強度、材料分離性について検証し、データを取得した。
- ✓ セメント固化：模擬炭酸塩スラリーに対してはリグニンスルホン酸、模擬鉄共沈スラリーに対してはポリカルボン酸を改善効果の高い化学混和剤として選定した。化学混和剤の添加により模擬炭酸塩スラリーの最大充填率を40mass%から45mass%まで向上することが出来た。
- ✓ AAM固化：AAMに対して化学混和剤は効果を示さなかった。化学混和剤をAAMにて使用する場合は、配合を再度調整する必要がある。
- ✓ スクリーニング手法の改善として、超音波を用いてサンプルに接触せずに凝結確認が可能となる評価手法の見込みが得られた。遠沈管を用いた浸出試験によって元素の溶出挙動が把握できる可能性があることが分かった。

課題など

- ✓ 検査手法に適用可能な簡易測定法のさらなる検討が必要である。
- ✓ 検査手法の一般化に向け、様々な固体廃棄物を想定した検証が必要である。
- ✓ 発泡と膨張量を画像から定量化する手法の構築と、固化可能性の判定基準を導出するために、様々な発熱を呈する試料を用いた試験によりデータの蓄積が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築　①低温処理技術
ii.加熱等による固化体変質の調査
～実施内容～

■ 昨年度までの実績

- 加熱・乾燥による、固化体の変質に関する調査と試験を実施し、加熱、乾燥が固化体の強度低下に寄与することを明らかにした。
- 現場適用とデータの精緻化に向け、以下の課題が抽出された。
  ✓ 実保管環境における固化体変質データの取得と到達温度評価。

■ 目的

処理から保管に至る期間に固化体が受ける影響を調査するため、実環境の温湿度変化を想定した加熱、乾燥などで模擬した試験を行い、保管環境が固化体の変質に与える影響について調査を行う。

実施内容
保管環境を模擬した周期条件などのデータ取得 • 保管環境の温湿度変化を想定した固化体曝露条件の設定 • 周期条件負荷後の固化体変質の評価

目標達成を判断する指標
保管環境（周期）条件下での固化体構成相に係るデータを調査し、調査結果を提示する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 試験条件

- 試験対象：作製した固化体（表1）
- 固化体作製方法：円筒状型枠（φ5×10cm）に対して上部に1cm空間を設けた（図1）
- 曝露試験方法：材齢7日経過試験素材（φ5×9cm）を、各曝露条件に設定した調湿調温装置内に曝露（図2）。

表1　固化体配合

試料名　表記※		廃棄物充填率 [mass%]	水/固体比 [mass%]	Si/Al比 [mol/mol]	Na/Si比 [mol/mol]
セメント	母材	-	45	-	-
	セメント+CS	30	54	-	-
	セメント+IS	20	48	-	-
AAM (M)	母材	-	150	1.8	1.2
	M+CS	30	92	1.8	1.2
	M+IS	20	100	1.9	1.0
AAM (MB40)	母材	-	100	1.8	0.8
	MB40+CS	30	80	1.8	0.8
	MB40+IS	20	87	1.9	0.95

※略語の説明
CS　　：模擬炭酸塩スラリー
IS　　：模擬鉄共沈スラリー
セメント　：普通ポルトランドセメント(OPC)
AAM(M)　：メタカオリン100mass%
AAM(MB40)　：メタカオリン60mass%＋高炉スラグ40mass%



図1　型枠に打設した固化体
※半透明の型枠を用いることによって、脱型をせずに内部状況（浮き水量など）をおおよそ観察可能



図2　調温調湿装置内の様子

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

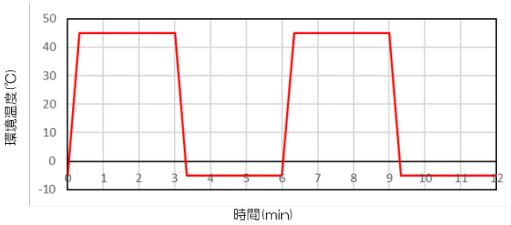


図1　固化体曝露温度設定条件

➢ 保管環境を模擬した周期条件の設定

【固化体が保管中に晒される環境負荷条件の見込み】

- 固化容器密封状態で保管（外気との接触なし→乾燥しにくい条件）
- 保管環境（屋内）における、日中夜間の周期的な温度変化、季節による温度変化が発生
- 温度変化幅：-5～45℃程度

  浪江町のアメダスオリンピックデータ（夏季：37.3℃　2018年、冬季：-12.4℃　2014年）に、ドラム缶複数配置体系の温度上昇値（ Cs-137, 1E+9 Bq/cm^3 、自然対流あり、20℃→27℃）を加味して設定。

周期条件：固化体の変化を加速するため、最高温度45℃→最低温度－5℃→最高温度45℃の1周期を6時間に設定した。（24時間で4周期、昇温・降温は各20分、最高・最低温度保持時間160分）（図1、表1）

表1　1サイクル（6h）の温度設定条件

時間 [min]	恒温槽設定温度
10	20℃→45℃
160	45℃
20	45℃→−5℃
160	−5℃
10	−5℃→20℃

➢ 固化体変質の評価方法

- 2020度までの検討結果を含め、生じうる現象を調査し、評価する特性データ（表2）・分析箇所（図2）を決定した。

表2　評価する特性データ

番号	特性	分析方法	分析箇所
①	圧縮強度	超音波（非破壊式）	-
②	密度	非破壊（寸法・重量から算出）	-
③	水分量（自由水）	粗砕⇒105℃乾燥法	上部・下部
④	結晶構造（XRD）	粉砕⇒XRD	上部・下部
⑤	細孔径分布	粗砕⇒前処理⇒MIP	上部・下部

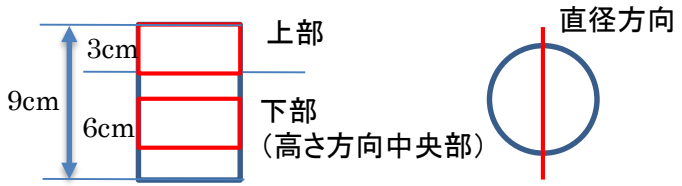


図2　試料分析箇所のイメージ

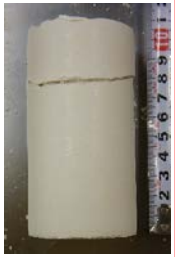
- 曝露中の固化体内部温度を検証するため、各組成の固化体1本に熱電対を埋設した 。

©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.加熱等による固化体変質の調査
～外観変化_1. 写真～

➢ 曝露後の外観変化（表1）

表1　周期条件曝露後の固化体の写真

	セメント	セメント+CS	セメント+IS	AAM (M)	AAM (M+CS)	AAM (M+IS)	AAM (MB40)	AAM (MB40+CS)	AAM (MB40+IS)
100サイクル目									
200サイクル目									
280サイクル目									

- ✓ 100サイクル目：AAM(M＋CS)のみ、全試験体で上下に割れ発生。他固化体は異常なし
- ✓ 200サイクル目：AAM(M＋CS)のみ、全試験体で上下に割れ発生。他固化体は異常なし
- ✓ 280サイクル目：AAM(M＋CS)のみ、全試験体で複数の割れ発生。他固化体は異常なし
- ✓ （まとめ）AAM（M+CS)固化体のみ、周期的温度負荷によって割れが生じた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 破損が見られた固化体に関する調査

- 曝露中の固化体内部温度を検証するため、各組成の固化体1本に埋設していた熱電対によるデータを確認した（図1、図2）。

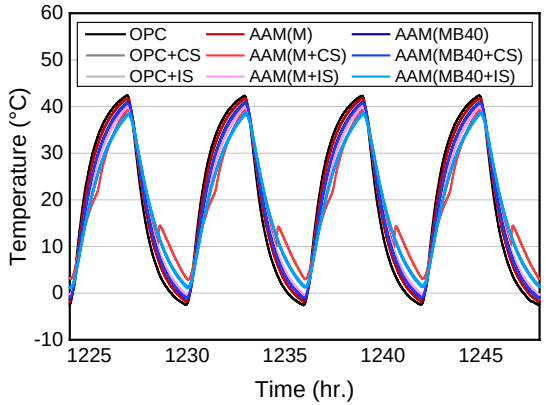


図1　固化体内部温度の変化

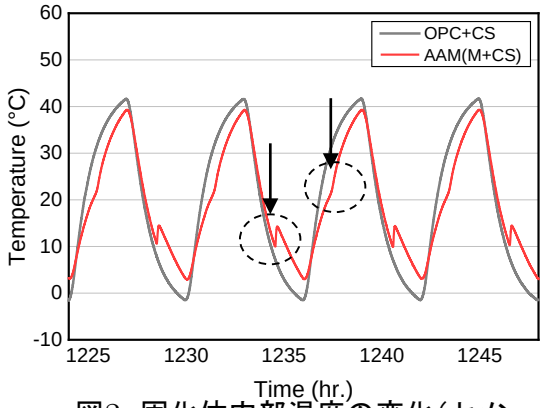


図2　固化体内部温度の変化（セメント+CS、AAM(M+CS)のみ抜粋）

✓ 割れが発生したAAM(M+CS)固化体のみ、固化体内部温度が異なる挙動を示すことが分かった。

- 原因調査として、同配合のAAM(M+CS)固化体を追加で作製し、周期条件下にて温度負荷試験を実施した（図3）。

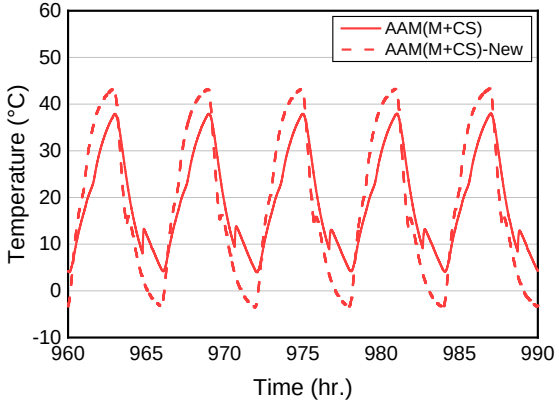


図3　AAM(M+CS)固化体内部温度変化（初回と追加作製分）

✓ 追加で作製したAAM(M+CS)固化体についても、同様の内部温度傾向を示しており、AAM(M+CS)固化体に特有の傾向があることが確認された。

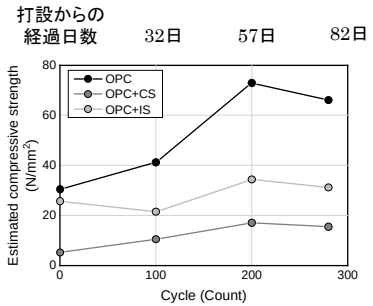
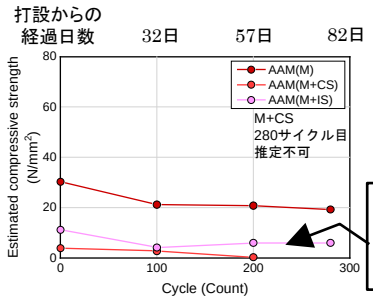
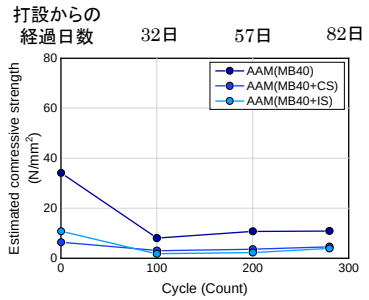
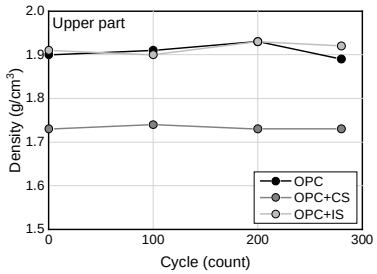
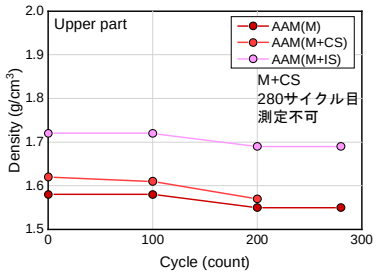
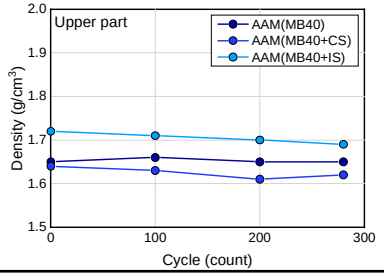
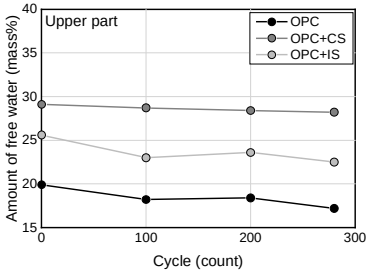
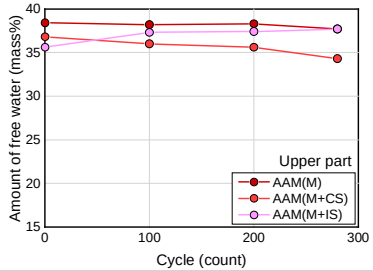
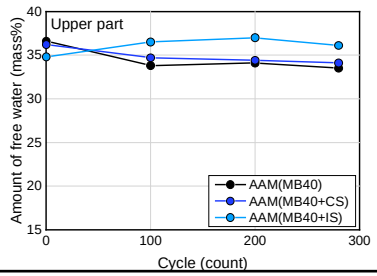
✓ 昇温時及び降温時に内部温度が不連続に変化する現象は、温度による固化体の熱伝導率・熱容量の変化や、吸熱・発熱を伴う現象の発生を示唆している。

✓ 他の固化体のものと異なる内部温度の傾向が確認できたのは、周期条件の1サイクル目からであったことから、割れは1サイクル目で生じていると推測。

✓ 特有の内部温度傾向と、割れの関係に関する原因については、今後さらに詳細な検討が必要。

©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.加熱等による固化体変質の調査
～試験結果_1. ①圧縮強度、②密度、③自由水量～

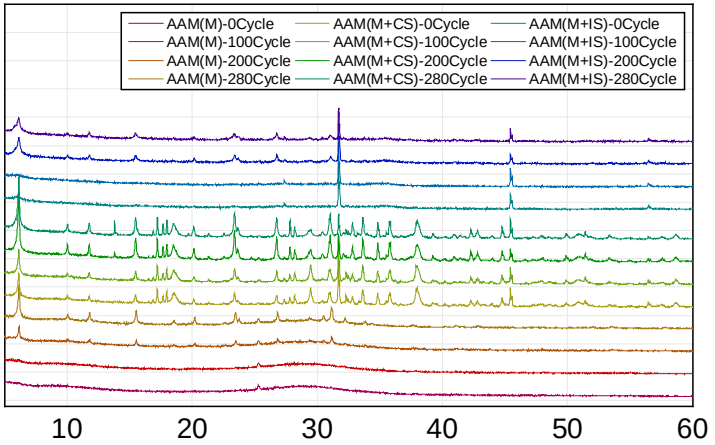
	セメント系	AAM(M)系	AAM(MB40)系
①圧縮強度推定値		 ※割れが発生したAAM(M+CS)は測定方法を変更した。(固化体の側面方向から超音波を当てた)	
	✓ セメントはサイクル数の増加に伴い、強度が増加しているように見えるが、これは水和反応が進んだことでの強度発現であると考えられ、周期条件での影響ではないと推察する。 ✓ AAM(M)、AAM(MB40)固化体は0→100サイクルで強度の低下が見られた。		
②密度			
	✓ いずれの固化体にも大きな変化は見られなかった。(固化体の上部と下部では違いが見られなかった。)		
③自由水量			
	✓ 全ての固化体で有意な変化は見られなかった。		

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

④周期的温度負荷による固化体の結晶構造の変化

- 固化体上部と下部で差異がなかったため、下部の結果で比較（図1、表1）。

AAM(M)



AAM(MB40)

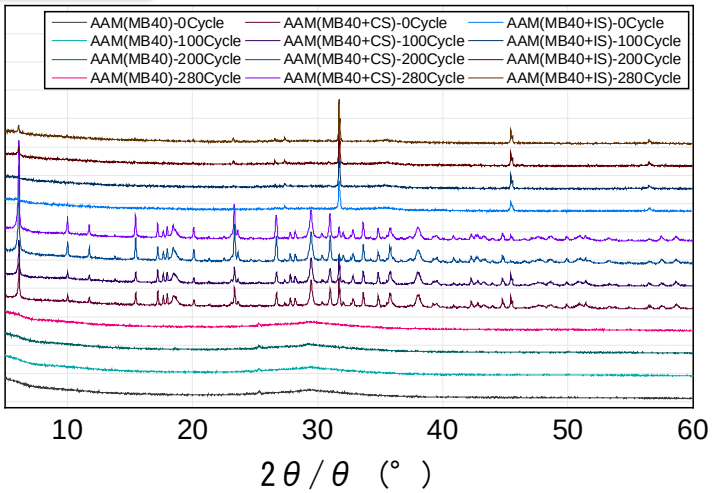


図1　結晶構造分析結果（AAM（M）、AAM（MB40））

表1　結晶構造分析結果

サイクル数		0	100	200	280
セメント	母材	—	—	—	—
	CS	—	—	—	—
	IS	—	—	—	—
AAM (M)	母材	—	—	○生成 Faujasite	○生成量増 Faujasite
	CS	—	—	○生成 Faujasite	○生成量増 Faujasite
	IS	—	—	○生成 Faujasite	○生成量増 Faujasite
AAM (MB40)	母材	—	—	—	—
	CS	—	—	○生成 Faujasite	○生成 Faujasite
	IS	—	—	○生成 Faujasite	○生成 Faujasite

凡例　構成相の変化　—：なし、○：あり
（併記した鉱物名は生成した鉱物相を表す）

- ✓ セメント固化体：鉱物相の変化は見られなかった。
- ✓ AAM(M)固化体：サイクル数の増大に伴い母材およびCS、IS混合固化体でFaujasiteの生成量の増大が認められた。（Faujasiteはゼオライトの一種）
- ✓ AAM(MB40)固化体：CSおよびIS混合固化体は200サイクル以降にFaujasiteの生成が認められた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

⑤周期的温度負荷による細孔径分布

- 固化体上部と下部で差異がなかったため、上部の結果で比較した（図1）。

※周期負荷後のサンプルについては脱型時から崩壊していたため、測定不可能であった。

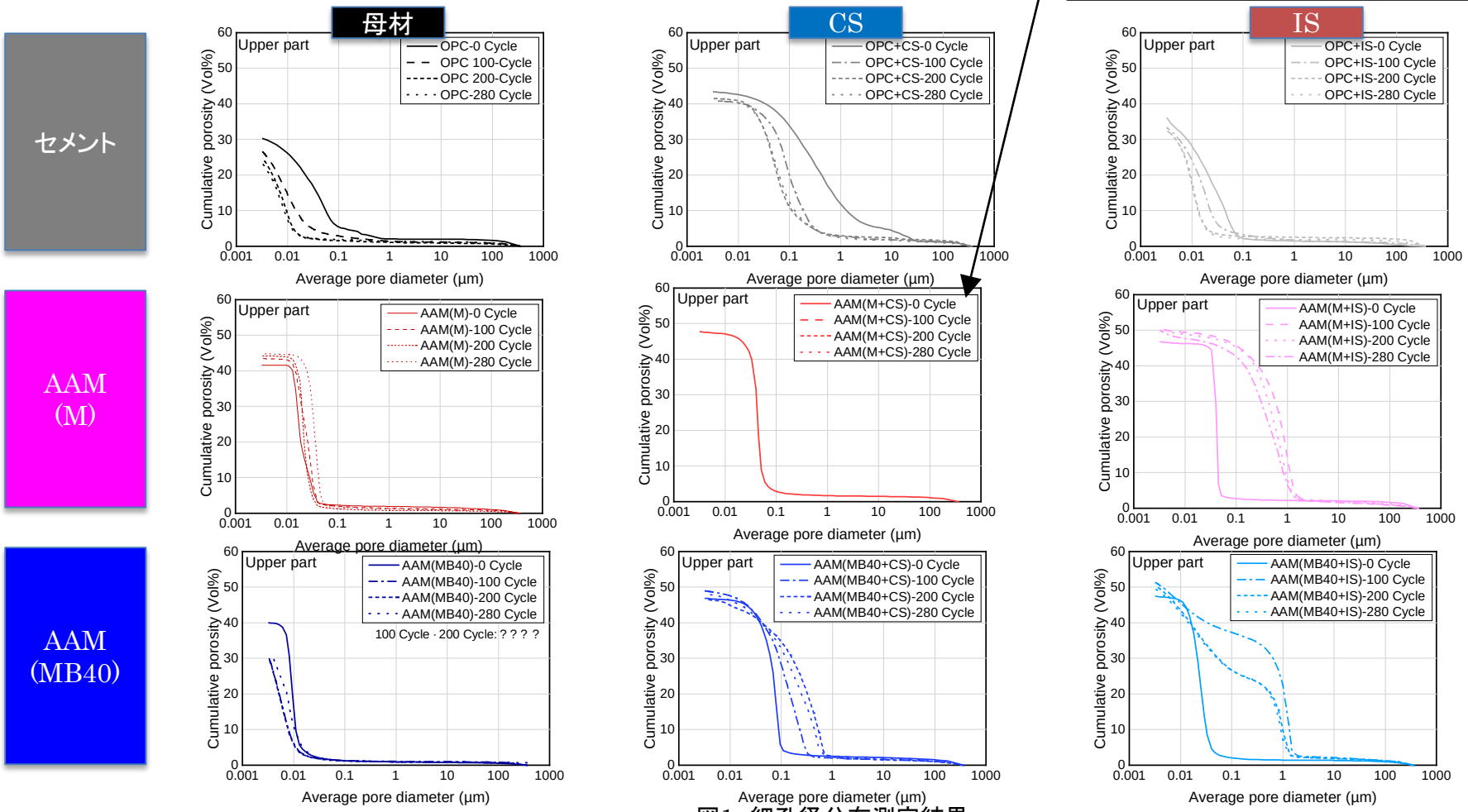


図1　細孔径分布測定結果

✓ セメント　　：サイクル数の増加に伴い、細孔径が緻密化したが、これは水和反応が進んだことによる結晶成長が由来であると考えられるため周期条件での影響ではないと推察する。

✓ AAM(M)　　：母材は変化なし。CS混合はサンプルが崩壊し測定できなかった。IS混合は0→100サイクルで細孔径が粗大化。

✓ AAM(MB40：母材は変化なし。CS混合は空隙率がやや増大、細孔径も少し粗大化。IS混合は0→100サイクルで細孔径が粗大化。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～試験結果_4. 一覧（周期条件の負荷によって観察された変化）～

- 各分析は0、100、200、280サイクルの4回で実施した。サイクル数の間で見られた変化を以下の表に示す。

サイクル数		0→100サイクルでの変化			100→200サイクルでの変化			200→280サイクルでの変化		
		割れ	XRD	MIP	割れ	XRD	MIP	割れ	XRD	MIP
セメント系	母材	—	—	○ 緻密化	—	—	○ 緻密化	—	—	—
	CS	—	—	○ 緻密化	—	—	○ 緻密化	—	—	—
	IS	—	—	○ 緻密化	—	—	○ 緻密化	—	—	—
AAM(M)系	母材	—	—	—	—	○ 生成	—	—	○ 生成量増	○ 粗大化
	CS		—	—		○ 生成	—		○ 生成量増	—
	IS	—	—	○ 粗大化	—	○ 生成	○ 緻密化	—	○ 生成量増	○ 緻密化
AAM(MB40)系	母材	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	CS	—	—	○ 粗大化	—	○ 生成	○ 粗大化	—	○ 生成	○ 緻密化
	IS	—	—	○ 粗大化	—	○ 生成	○ 緻密化	—	○ 生成	—

凡例　割れ　—：なし、写真：あり　　構成相変化（XRD）　—：なし、○：あり　　空隙率変化（MIP）　—：なし、○：あり

- ✓ セメント固化体は周期条件の負荷の影響が見られなかった。
- ✓ AAM(M)固化体は周期条件の負荷により、割れや構成相の変化が発生することが分かった。
- ✓ AAM(MB40)固化体は周期条件の負荷により、構成相の変化が発生することが分かった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

これまでの成果

- ✓ 浪江町の最高・最低気温に固化体発熱量を加味した温度変化範囲（-5℃～45℃）における、固化体の変質について調査するための試験を実施した。
- ✓ 保管環境を模擬した周期条件で曝露した固化体の変質を観察した結果は以下の通り。
- ✓ セメント固化体では割れや鉱物相の変化が見られず、保管環境中でも変質しないことが分かった。
- ✓ AAM(M)固化体では混合する廃棄物の種類によっては、固化体の割れが発生するものもあることが分かった。
- ✓ AAM（MB40）固化体では固化体の割れは見られなかったものの、構成相に変化（非晶質から鉱物相への変化）が観察されたため、廃棄物の浸出特性等の固定化性能が変化（低下）してしまう恐れがあることがわかった。

課題など

- ✓ AAM（M）およびAAM（MB40）固化体は廃棄物との組み合わせによって、保管環境の影響を受けて、固定化性能が低下する恐れがあるため、事前に廃棄物との組み合わせを確認する手法が必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

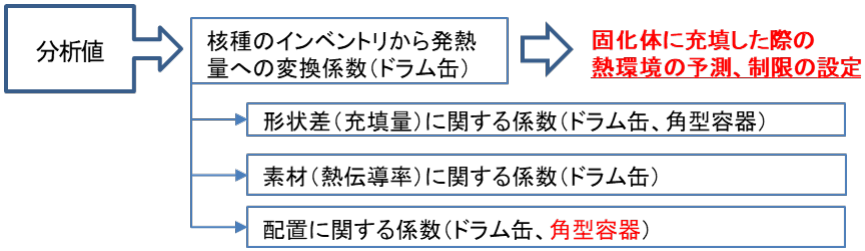
(a)先行的処理方法の選定手法の構築　①低温処理技術
iii. Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価

- 低温固化処理技術（セメント、AAM）において、固化体の性能は温度により影響を受けるため、材料ごとに上限値が決まる。
- 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。

■ 昨年度までの実績

- 容器形状、固形化材、放射性核種をパラメータとした単体固化体および円筒形固化体の集積配置体系内に包含されるインベントリによる発熱を解析し、簡易に固化体温度を推定する関係式を導出
- 現場適用とデータの精緻化に向け、以下の課題が抽出された。
  - ✓ 集積保管形態（角型容器）などでの知見を増やし、それらも考慮した最高到達温度を評価する式の導出。



■ 目的

- 放射性廃棄物を固化した場合の固化体温度について、解析を実施し、固化体中に包含されるCsなどの核種と固化体温度の関係性を評価する。
- 評価結果より、固化体の健全性を維持しつつ含有可能なインベントリを検討し、熱影響の予測に資する。

実施内容
角型容器を集積保管した場合の熱的影響調査 ・体系モデル作成　・解析条件設定　・Cs他核種熱影響解析
熱影響を予測する式の導出 ・単体配置容器の発熱量、温度を求める式の導出　・集積配置容器の発熱量、温度を求める式の導出

⇒

目標達成を判断する指標
角型容器を集積保管した場合の到達温度の評価を行い、算出方法を提示する。

©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
iii. Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～角型容器の集積配置が発熱に与える影響の解析_1. モデルと解析条件～

➢ 角型容器における集積配置モデルの作成、解析条件の設定
- 固化体容器の保管は、複数容器を縦横に配置した集積状態となり、容器同士の熱影響による温度増大が予測される。
- 解析データの現場適用に向け、集積配置条件にて解析実績のあるドラム缶容器に比べ容器の収納効率が優れる角型容器について、発熱量解析および温度解析に用いるモデルを作成した。
- 汚染水処理二次廃棄物をセメント固化した廃棄物を想定し、解析条件を設定した。

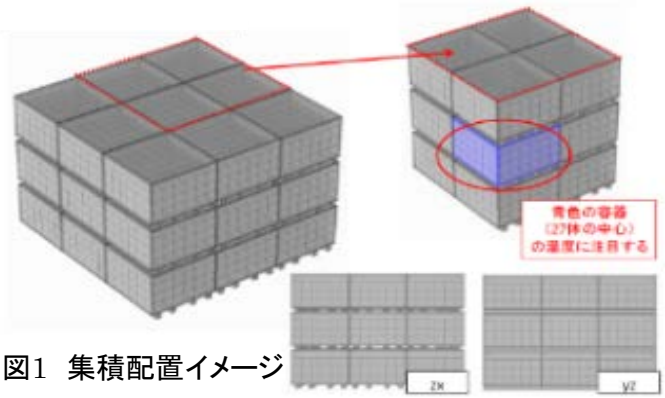


図1　集積配置イメージ

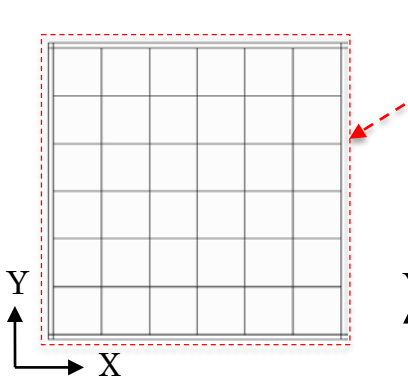


図2　固化体分割イメージ
（容器単体・俯瞰視点）

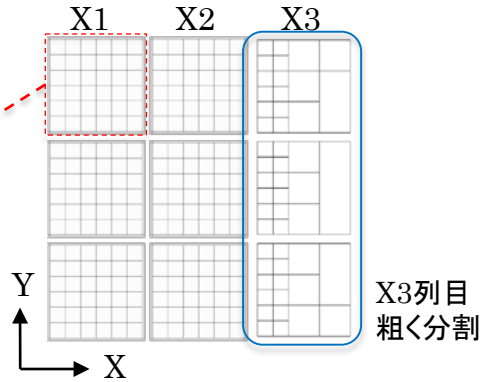


図3　固化体分割イメージ
（容器集積・俯瞰視点）

➢ 解析条件

解析条件	詳細
容器	角型1m^{3}容器（板厚0.2 [cm]）27体
固型化材	セメント
固化体密度 [g/cm^3]	2.69
放射能濃度 [Bq/cm^3]	1.0E+05、 06、 07、 08、 09
使用ソフト	PHITS（発熱量解析） COMSOL（温度解析）

➢ 角型容器の集積配置モデルの情報
- 均一な放射能を持つセメントを角型1m^{3}容器8割高さまで充填し、27体集積
- 縦横高さ各3×3×3個設置、中心の容器が周囲より受ける熱影響を観察できるよう設定（図1）
- 容器単体の固化体部分は縦横高さ6×6×3で108のセルに分割（図2）（発熱量解析に用いたソフトウエア設定の都合上、X3列目容器の分割は粗く設定（図3））

✓ 解析データの現場適用に向け、容器の収納効率の良い角型1m^{3}容器の集積配置モデルを作成した

©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
iii. Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～角型容器の集積配置が発熱に与える影響の解析_2. 発熱量解析～

- 角型容器の集積配置条件における発熱量解析
  - 容器間の放射線相互作用による発熱量の増大が見込まれる集積配置条件について、温度解析に用いる値を取得するため、発熱量解析を実施した。
- 解析条件
  - 集積による固化体発熱量の変化は、放射線の線種の影響を受け、核種により傾向が異なると予測。
  - 放射線の強度が異なるSr-90，Cs-137，Co-60 を解析。
  - 集積による影響を評価するため、集積した各容器の発熱量を、単体配置の発熱量を1.00とした比で整理。

1.05	1.07	1.05	1.07	1.09	1.07	1.05	1.06	1.05
1.06	1.08	1.07	1.09	1.11	1.09	1.06	1.08	1.06
1.05	1.07	1.05	1.07	1.09	1.07	1.05	1.07	1.05

下段　中段　上段

図1　1m³容器1体を1.00とした発熱量上昇率（Co-60）

1.02	1.03	1.02	1.03	1.04	1.03	1.02	1.03	1.02
1.03	1.04	1.03	1.04	1.05	1.04	1.03	1.04	1.03
1.02	1.03	1.02	1.03	1.04	1.03	1.02	1.03	1.02

下段　中段　上段

図2　1m³容器1体を1.00とした発熱量上昇率（Cs-137）

1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00

下段　中段　上段

図3　1m³容器1体を1.00とした発熱量上昇率（Sr-90）

- 発熱量解析の結果
  - ✓ Co-60, Cs-137では、単体配置と比較し発熱量が増大（図1、図2）、上昇率の大小関係はガンマ線のエネルギーの大小関係と一致（表1）。
  - ✓ 周囲容器からの影響は、放出されるガンマ線のエネルギーに依存する。
  - ✓ Sr-90では、単体配置から発熱量の増大なし（図3）。
  - ✓ ガンマ線の発生しない核種では、集積による影響は熱伝搬によるもののみ。

表1　核種の崩壊エネルギー

核種	ガンマ線 [MeV]
Co-60	1.173 1.332
Cs-137	0.662 0.0321 0.0365
Sr-90	なし

- ✓ 集積による発熱量の増大は、核種が放出する放射線の線種とγ線のエネルギーに依存することを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 角型容器の集積配置条件における温度解析

- 容器間の熱相互作用による固化体温度の増大が見込まれる集積配置条件について、対流のない条件および自然対流を考慮した2条件の温度解析を実施した。
- 固化体、周囲空気の初期温度を20℃に設定し、発熱量解析の結果（Cs-137）を用いて、温度を解析。
- 実際の保管では、固化体と周囲空気の温度差で発生した自然対流による除熱を考える必要がある。
- まず安全側として、より高温側の温度結果が期待される対流を考慮しない（重力を設定しない）条件を解析。
- 次いで同じモデルに重力を追加することで、より現実に近い結果が期待される自然対流を考慮した条件を解析。

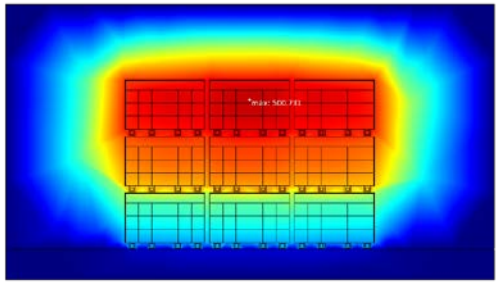


図1　対流なし条件における温度解析結果

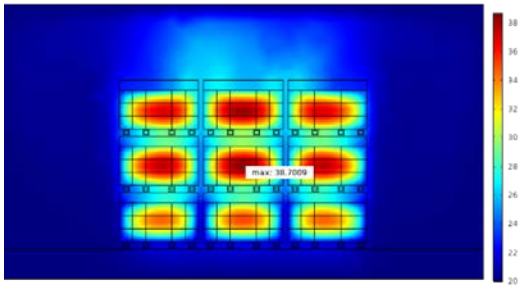


図2　自然対流条件における温度解析結果

✓ 固化体最大温度は、自然対流条件で38.70 ℃ となった。

➢ 解析結果を用いたインベントリ上限値の予測

- 固化体の健全性を維持しつつ含有可能なインベントリを評価するため、自然対流を考慮した条件の解析結果を、固化体の持つ放射能濃度を横軸に、固化体の最大温度を縦軸にプロットし（図1）、近似式からインベントリ制限値を求めた。

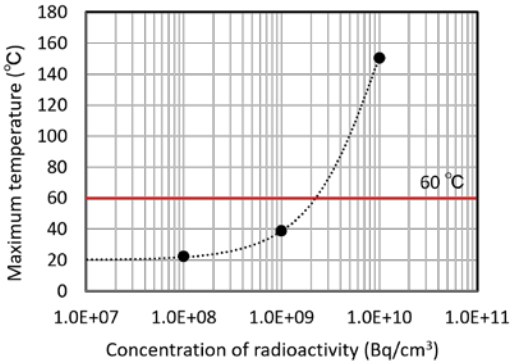


図1　放射能濃度と固化体最大温度の関係

✓ 解析結果のプロットより、放射能濃度と固化体最大温度の関係式が導出された。

$$y = (-6.35 \times 10^{-19})x^2 + (1.94 \times 10^{-8})x + 20 \quad （式1）$$

- x：放射能濃度 [Bq/cm^3]
- y：固化体最大温度 [℃]

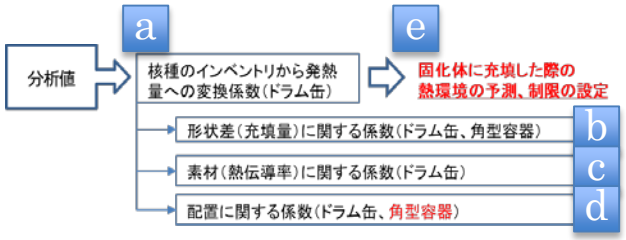
✓ $y = 60$ より、Cs-137のインベントリ制限値は2.22×10^9 Bq/cm^{3}と予測される。

✓ 自然対流条件について、温度解析結果を用い導出した放射能濃度と固化体最大温度の関係式より、Cs-137のインベントリ制限値は2.22×10^9 Bq/cm^3 となった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 単体配置条件における熱影響の予測

- 放射性廃棄物を含有する固化体温度の予測に資するため、解析結果より任意条件の温度を求める式を導出した。



- 単体配置した容器形状をパラメータとした発熱量と温度の関係式を導出 (e) 。
- 核種・容器形状・固型化材をパラメータとした放射能濃度と発熱量の関係式を導出 (a, b, c)。
- 2式の連立により任意のパラメータにおける固化体温度を求める形とした。

➢ 発熱量と温度の関係式の導出 (e)

- 各体系モデルの解析結果より、発熱量から最大温度を求める式(式2)を導出(表1)

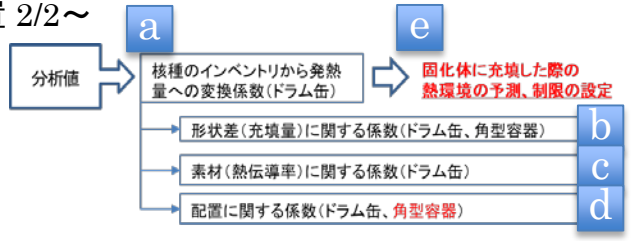
$$T = oW^2 + pW + q \quad (式2)$$

- T ：最大温度 [℃]
- W ：発熱量 [W/m³]
  （単体配置 最大温度セル）

表1　体系ごとの最大温度関係式の一覧

体系モデル		発熱量と最大温度の関係式
単体配置	角型1m³	$T = -2.16 \times 10^{-4}W^2 + 0.70W + 20$
	角型6m³	$T = -3.03 \times 10^{-3}W^2 + 1.70W + 20$
	遮蔽体付き角型1m³	$T = -1.33 \times 10^{-4}W^2 + 0.43W + 20$
	ペール缶	$T = -6.40 \times 10^{-5}W^2 + 0.10W + 20$
	ドラム缶	$T = 3.06 \times 10^{-5}W^2 + 0.35W + 20$
	HIC	$T = -2.76 \times 10^{-3}W^2 + 1.28W + 20$

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning



➢ 放射能濃度と発熱量の関係式の導出(a, b, c)

- 核種・容器形状・固型化材の解析結果より、放射能濃度から発熱量を求める式を導出
- まず、基準とする条件(表1)を設定、基準条件の放射能濃度と発熱量の関係式を導出(式3)。

$$W = (1.21 \times 10^{-13}) \times x \quad (式3)$$

・ W : 発熱量 [W/m^3]
・ x : 放射能濃度 [Bq/cm^3]

表1　基準条件

核種	Cs-137
容器形状	ドラム缶
固型化材	セメント

- 次に、基準条件と他条件の結果の比を各パラメータの係数として基準条件の式に掛け合わせ、任意条件の発熱量を求める式(式4)を導出

$$W = \left\{(1.21 \times 10^{-13}) \times \left(a_{核種}/a_{Cs-137}\right)\right\} \times \left(a_{容器}/a_{drum}\right) \times \left(a_{固型化材}/a_{セメント(文献値)}\right) \times x \quad (式4)$$

・ 核種の係数　：　$a_{核種}/a_{Cs-137}$
・ 容器形状の係数　：　$a_{容器}/a_{drum}$
・ 固型化材の係数　：　$a_{固型化材}/a_{セメント(文献値)}$

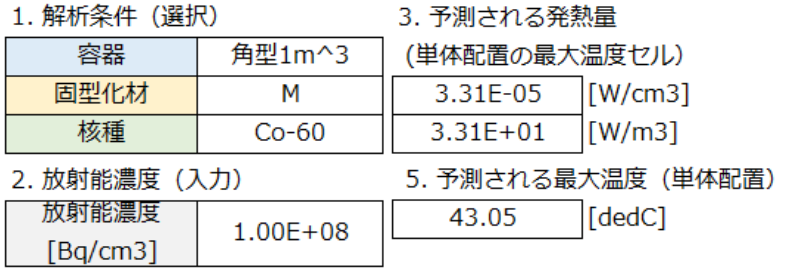


図1　最大温度を予測する計算シートの例

➢ 温度と発熱量の予測式の連立

- 最後に、式4と前頁式2の連立により、本項目にて解析実績のある範囲について、任意の条件・放射能濃度における固化体最大温度の予測が可能となった(図1)。
- 例として、核種をCo-60、角型1m^{3}形状、固型化材をAAM(M)、放射能濃度を1.0E+08 [Bq/cm^3]に設定した(表2)場合、
$W = \{(1.21 \times 10^{-13}) \times (2.96)\} \times (1.01) \times (0.92) \times (1.00 \times 10^{8})$
より、固化体の発熱量は3.31×10^{1} [W/m^3]と予測され、
$T = -2.16 \times 10^{-4}W^2 + 7.04 \times 10^{-1}W + 20$
より、固化体の温度は43.05℃と予測される。

表2　係数として用いた値

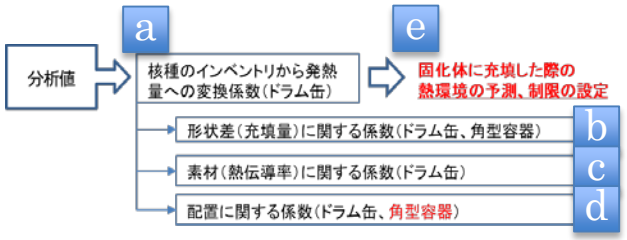
係数	条件	値
$a_{核種}/a_{Cs-137}$	Co-60	2.96
$a_{容器}/a_{drum}$	角型1m^{3}容器	1.01
$a_{固型化材}/a_{セメント(文献値)}$	AAM(M)	0.92

✓ 任意形状の固化体最大温度を予測する式、核種・容器形状・固型化材ごとの係数を用い発熱量を予測する式を導出した。
✓ 2本の式の連立により、任意の条件および放射能濃度における固化体最大温度の予測が可能となった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 集積配置条件における熱影響の予測

- 集積配置条件における固化体温度の予測に資するため、核種・固型化材をパラメータとした解析実績が多い単体配置の結果(a, b, c)を集積配置に拡大(d)



- 発熱量と温度の関係式の導出(e)
- 単体配置と集積配置の発熱量の関係式を導出(d)
- 2式の連立により任意のパラメータにおける固化体温度を求める形とした。
- 集積配置条件における導出式が反映可能な範囲は以下の通り
  - 核種：Cs-137
  - 固型化材：セメント
  - 集積配置容器：ドラム缶、角型1m^{3}容器

➢ 発熱量と温度の関係式の導出(e)

- 各体系モデルの解析結果より、対流なし条件について、集積配置の発熱量から最大温度を求める関係式(式5)を導出(表1)

$$T = oW_{集積}^{\ 2} + pW_{集積} + q \quad (式5)$$

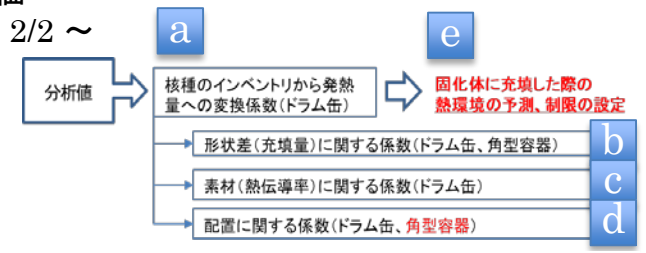
- T ：最大温度 [℃]
- $W_{集積}$: 発熱量 [W/m^3] (集積配置の最大温度容器)

表1　体系ごとの最大温度関係式の一覧

体系モデル		発熱量と最大温度の関係式
集積配置	ドラム缶108体集積配置	$T = -1.70 \times 10^{-2} W_{集積}^2 + 6.25 W_{集積} + 20$
	角型1m^3 27体集積配置	$T = -9.6 \times 10^{-3} W_{集積}^2 + 5.07 W_{集積} + 20$

©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
iii. Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～解析結果をもとにした熱影響の予測_4. 集積配置 2/2 ～



➢ 単体配置と集積配置の発熱量における関係式の導出(d)

- 解析結果より、単体配置と集積配置の発熱量の関係式を導出（式6）

$$W_{集積} = b \times W_{総合} \quad （式6）$$

  - $W_{総合}$：発熱量 [W/m³]（1体配置の総合）
  - b ：係数（体系モデル、核種による）
  - $W_{集積}$：発熱量 [W/m³]（集積配置時の最大温度を示す容器の総合）

- 各体系の係数bは、解析対象核種の崩壊エネルギーより、以下の式（式7、式8）で表すことができる。
  - ドラム缶：$b = 0.18 \times l + 1$ （式7）
  - 角型1m³容器：$b = 0.06 \times l + 1$ （式8）
  - l：各核種の崩壊における放出割合最大の光子エネルギー

- $W_{総合}$は、単体配置時の総合発熱量より、以下の関係式（式9）から求めた。

$$W_{総合} = k \times W \quad （式9）$$

  - W：発熱量 [W/m³]（単体配置の最大温度セル）
  - k ：係数（核種による）
  - $W_{総合}$：発熱量 [W/m³]（単体配置の総合）

➢ 温度と発熱量の予測式の連立

- 式6と前頁式5の連立から本項目にて解析実績のある範囲について、単体配置の結果を拡張し任意の条件・放射能濃度における固化体最大温度の予測が可能となった（図1）。
- 例として、核種をCo-60、角型1m³形状、固型化材をAAM(M)、放射能濃度を1.0E+08 [Bq/cm³]に設定した（表1）場合、

$W_{集積} = (0.06 \times l + 1) \times k \times W$

より、固化体の発熱量は4.00×10^{1}[W/m³]と予測され、

$T = -9.6 \times 10^{-3} W_{集積}^{2} + 5.07 W_{集積} + 20$

より、固化体の温度は207.31℃と予測される。

✓ 本項目にて解析実績のある範囲について、任意の集積配置形状における固化体最大温度を予測する式、および単体配置の発熱量より集積配置の発熱量を予測する式を導出した。
✓ 関係式の連立により、単体配置の解析結果を拡張し、集積範囲条件における固化体温度の予測が可能となった。

1. 解析条件（選択）

容器	角型1m^3
固型化材	M
核種	Co-60

2. 放射能濃度（入力）

放射能濃度 [Bq/cm3]	1.00E+08

3. 予測される発熱量（単体配置の最大温度セル）

3.31E-05	[W/cm3]
3.31E+01	[W/m3]

4. 予測される発熱量（集積配置の最大温度容器）

4.00E-05	[W/cm3]	(27体_X2Y2Z3容器)
4.00E+01	[W/m3]	(27体_X2Y2Z3容器)

5. 予測される最大温度（単体配置）

43.05	[dedC]

6. 予測される最大温度（集積配置）

207.3057129	[dedC]	(27体_X2Y2Z3容器)

図1　最大温度を予測する計算シートの例

表1　係数として用いた値

係数	条件	値
W	Co-60 角型1m³容器 AAM(M)	3.31×10^{-5}
l	Co-60	1.3320
k	Co-60	0.97

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

これまでの成果

- ✓ 解析データの現場適用に向け、容器の収納効率の良い角型1m^{3}容器の集積配置モデルを作成した。
- ✓ 容器の集積による発熱量の増大は、核種が放出するγ線のエネルギーに依存することが分かった。
- ✓ 温度解析結果を用い導出した放射能濃度と固化体最大温度の関係式より、Cs-137のインベントリ制限値は2.22×10^9 Bq/cm^{3}となった。
- ✓ 解析実績のある範囲について、任意形状の固化体最大温度を予測する式、容器形状・固型化材・核種ごとの係数を用い発熱量を予測する式を導出した。式の連立により、任意の条件および放射能濃度における固化体最大温度の予測が可能となった。
- ✓ 解析実績のある範囲について、任意の集積配置形状における固化体最大温度を予測する式、単体配置の発熱量より集積配置の発熱量を予測する式を導出した。式の連立により、単体配置の解析結果を拡張し、集積条件の固化体温度の予測が可能となった。

課題など

- ✓ 空気対流による除熱効果の検討など、より詳細な検討については実際の保管環境を加味した条件設定による解析が必要となる。

©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
iii. Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～解析結果をもとにした熱影響の予測_2. 単体配置 2/2 補足資料～

➢ ～解析結果をもとにした熱影響の予測_2. 単体配置 2/2 ～の補足のため、以下の係数を一覧として提示する。

表1 式4における核種の係数($a_{核種}/a_{Cs-137}$)の一覧

核種	$a_{核種}/a_{Cs-137}$	核種	$a_{核種}/a_{Cs-137}$
Sr-90	1.49	Pm-146	1.01
Y-90	1.23	Pm-147	0.08
Tc-99	0.14	Sm-151	0.03
Ru-106	1.87	Eu-152	1.53
Rh-106	2.12	Eu-154	1.80
Ag-110m	3.31	Eu-155	1.63
Cd-113m	0.25	Pu-238	9.56
Sn-119m	0.02	Pu-239	8.69
Sn-123	0.71	Pu-240	8.49
Sn-126	3.41	Pu-241	1.91
Sb-125	0.71	Am-241	8.61
Te-123m	0.19	Am-242m	25.87
Te-125m	0.05	Am-243	374.13
Te-127	0.31	Cm-243	16.14
Te-127m	0.42	Cm-244	26.53
I-129	0.12	Mn-54	0.98
Cs-134	2.04	Co-60	2.96
Cs-137	1.00	Ni-63	0.02
Ce-144	1.76	Zn-65	0.66
Pr-144	1.64	H-3	0.01
Pr-144m	1.31		

表2 式4における容器形状の係数($a_{容器}/a_{drum}$)の一覧

容器形状	$a_{容器}/a_{ドラム缶}$
ペール缶	0.871
ドラム缶	1.000
HIC	1.045
角型1m^{3}容器	1.010
角型6m^{3}容器	0.979
遮蔽体付き角型1m^{3}容器	0.973

表3 式4における固型化材の係数($a_{固型化材}/a_{セメント(文献値)}$)の一覧

固型化材	$a_{固型化材}/a_{OPC文献値}$
セメント(文献値)	1.00
セメント(測定値)	0.95
AAM(M)	0.92
AAM(MB20)	0.92
AAM(MB40)	0.93

©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
iii. Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
～解析結果をもとにした熱影響の予測_4. 集積配置 2/2 補足資料～

➢ ～解析結果をもとにした熱影響の予測_4. 集積配置 2/2 ～の補足のため、以下の係数を一覧として提示する。

表1 式6~9における各核種における係数
（ドラム缶の集積配置）

核種	*l*	b	k	核種	*l*	b	k
Sr-90	0.0000	1.0000	1.01	Pm-146	0.4530	1.0831	0.91
Y-90	0.0000	1.0000	1.01	Pm-147	0.1210	1.0222	1.01
Tc-99	0.0000	1.0000	1.01	Sm-151	0.0215	1.0039	1.01
Ru-106	0.0000	1.0000	1.00	Eu-152	0.0400	1.0073	0.91
Rh-106	0.5120	1.0939	0.98	Eu-154	0.1230	1.0226	0.91
Ag-110m	0.6580	1.1207	0.89	Eu-155	0.0865	1.0159	1.00
Cd-113m	0.0000	1.0000	1.00	Pu-238	0.0159	1.0029	1.01
Sn-119m	0.0252	1.0046	1.00	Pu-239	0.0159	1.0029	1.01
Sn-123	1.0890	1.1997	0.99	Pu-240	0.0159	1.0029	1.01
Sn-126	0.0876	1.0161	0.94	Pu-241	0.0156	1.0029	1.00
Sb-125	0.0274	1.0050	0.94	Am-241	0.0161	1.0030	1.02
Te-123m	0.1590	1.0292	0.93	Am-242m	0.0179	1.0033	1.01
Te-125m	0.0274	1.0050	1.00	Am-243	0.0747	1.0137	1.00
Te-127	0.4180	1.0767	0.99	Cm-243	0.2776	1.0509	1.01
Te-127m	0.0274	1.0050	1.02	Cm-244	0.0169	1.0031	1.01
I-129	0.0297	1.0054	1.01	Mn-54	0.8350	1.1531	0.88
Cs-134	0.6050	1.1110	0.90	Co-60	1.3320	1.2443	0.89
Cs-137	0.6620	1.1214	0.93	Ni-63	0.0000	1.0000	1.01
Ce-144	0.1340	1.0246	1.02	Zn-65	1.1160	1.2046	0.88
Pr-144	0.6970	1.1278	0.99	H-3	0.0000	1.0000	1.01
Pr-144m	0.0359	1.0066	0.88				

表2 式6~9における各核種における係数
（角型1m^{3}容器の集積配置）

核種	*l*	b	k
Sr-90	0.0000	1.0000	1.00
Cs-137	0.6620	1.1214	0.98
Co-60	1.3320	1.2443	0.97
Pu-238	0.0159	1.0029	1.01
Am-241	0.0161	1.0030	1.02
H-3	0.0000	1.0000	1.00

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 昨年度までの実績

- 熱力学平衡計算を用いる、固化体の長期的な変質の推定可能性検証より、一定の適用性は確認しつつも、長期的な鉱物相変化に対し知見の取得が必要であることが分かった。
- 現場適用とデータの精緻化に向け、以下の課題が抽出された。
  ✓　固化体の長期的変質の推定を可能とする試験的知見の取得

■ 目的

固化体の長期的な変質挙動を調査するため、固化体の長期的な変質に関する加速試験方法について調査し、調査した加速試験方法について、固化体のより長期の変質挙動評価への適用性を検討する。

実施内容
変質に関する加速試験方法の調査 以前から用いられているセメント、コンクリート、地層処分人工バリア材料、ガラスなどの変質に影響を与える因子、生じる変質、変質の評価手法（加速試験を含む）などを調査、整理する。
加速試験によるデータ取得および適用性の検討 調査した加速試験方法を踏まえて実際に試験を実施し、データを取得する。

目標達成を判断する指標
変質の加速試験方法について調査を行い、調査結果を提示する。

©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
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～加速試験方法の調査～

➢ 変質に関する加速試験方法の調査

- 以前から用いられているセメント、コンクリート、地層処分人工バリア材料、ガラスなどの変質に影響を与える因子、生じる変質、変質の評価手法（加速試験を含む）などを調査、整理した（表1）。

表1　加速試験に関する調査、整理結果

対象	変質因子	変質因子の作用	起こりうる現象	生じる性能低下	変質の評価手法（一例）	加速試験（一例）	参考となる試験規格など
コンクリート	温度	乾燥に伴う収縮	ひび割れ	強度低下	目視確認、長さ変化測定、強度測定など	乾燥収縮試験	JIS A 1151(2002)
		温度変化による容積変化	ひび割れ	強度低下	目視確認、強度測定など	温冷繰り返し試験	JIS A 6909(2014)
		凍結融解による容積変化	ひび割れ 剥離 ポップアウト	強度低下	目視確認、動弾性係数測定など	凍結融解試験	JIS A 1148 (2001)
		熱による体積変化	ひび割れ	強度低下	目視確認、長さ変化測定、強度測定など	加温養生試験	
		生成相の変化	ひび割れ	強度低下	目視確認、長さ変化測定、強度測定、XRDなど	加温養生試験	
	湿度	湿度変化による容積変化	ひび割れ	強度低下	目視確認、長さ変化測定、強度測定など	乾湿繰り返し試験	
	塩分	鋼材腐食による膨張	ひび割れ	強度低下	目視確認、自然電位測定、強度測定など	塩水浸漬試験 塩水噴霧試験	JCI(2014)
	炭酸ガス	炭酸化による容積変化	ひび割れ	強度低下	目視確認、中性化深さ測定、強度測定など	促進中性化試験	JIS A 1153(2003)
		コンクリートのpH低下による鋼材腐食	ひび割れ	強度低下			
	酸、アルカリなど	セメント水和物の分解	ひび割れ 剥離	強度低下	目視確認、水和物量定量、強度測定など	浸漬試験	
	水（降雨）	セメント水和物の溶解・溶脱	ひび割れ 剥離	強度低下	目視確認 水和物量定量（TG/DTA） 強度測定など	浸漬試験 通水試験 電気的促進試験 化学的促進試験	
		水溶性成分の移動	白華 （エフロレッセンス）	景観性低下 強度低下	目視確認、 色調測定（色差計）など	白華試験	
	荷重	引張応力による部材変形	ひび割れ	強度低下	寸法変化測定、強度測定など	載荷試験	
ポリマーセメントモルタル	温度	温度変化による容積変化	ひび割れ 剥離	付着性低下	温冷繰り返しなど	温冷繰り返し試験	JIS A 6909(2014)
	紫外線	ポリマーの劣化	チョーキング （白亜化）		目視確認、 色調測定（色差計）など	促進耐候性試験	JIS A 6909(2014)
ガラス	熱	温度変化による容積変化	ひび割れ	強度低下	目視確認、強度測定など	温冷繰り返し試験	JIS R 3223(2017)
	水	成分の溶出	重量減少	強度低下	液相組成分析など	浸漬試験 流水溶解試験	JIS R 3503(2007)
	酸、アルカリなど	侵食	重量減少	強度低下	液相組成分析など	浸漬試験 流水溶解試験	JIS R 3503(2007)

✓ JISで定められた加速試験は強度低下に関する性能評価をするもののみであった。

✓ しかし、強度低下だけでは廃棄体性能（劣化）の評価は不十分である。

✓ 固化体の閉じ込め性能に寄与する鉱物相の変化に影響する変質の影響を確認する評価方法が必要と考えられる。

- 変質因子の作用に着目し、鉱物相の変化に影響を及ぼしうると考えられる試験方法を抽出した。

⇒ ✓ 加温養生試験
⇒ ✓ 白華試験

- なお、強度低下への影響評価のため、JIS規格で加速度の定量が可能である以下の試験方法を抽出した。

⇒ ✓ 凍結融解試験
⇒ ✓ 促進中性化試験

©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
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～加速試験方法の選定～

➢ 固化体の長期的な変質挙動を確認するための試験として、以下の4試験を抽出・実施した（表1）。
- 合わせて、1F廃棄物の性状、処理方法等を考慮し、想定される変質因子の見直しを行った。

表1　選定した試験方法

試験種類	想定した変質内容	想定される変質因子	評価指標	加速度の定量化方法
凍結融解試験	水処理廃棄物（主にスラリー）の低温固化処理では、比較的多くの水を用いた混練が必要。固化体の保管環境が、内陸部、寒冷地、空調の効かない屋内、屋外となった場合、凍結融解作用を受け、固化体の健全性（強度など）が大きく低下する可能性がある。	温度・水	強度低下	あり（JIS A 1148）
促進中性化試験	固化体の保管容器の健全性が損なわれた場合、保管環境により、大気中の炭酸ガスの影響を受け、固化体が変質する可能性がある。	炭酸ガス	強度低下	あり（JIS A 1153）
加温養生試験	長期間における保管中の温度変化や固化体外部からの水分供給の影響により、生成している結晶相・非晶質相が相変化し、固化体性状が大きく異なる可能性がある。	温度・水	鉱物相の変化	なし※
白華試験	固化体の保管容器の健全性が損なわれた場合、固化体中の水分が徐々に蒸発し、固化体中の元素が固化体表面に移動するとともに相変化をする可能性がある。	水	物質の移動 鉱物相の変化	なし※
参考 平衡溶解試験 （2020年度実施）	固化体からの溶出は、単位時間当たりに接触する水分量に依存すると考えられる。固化体重量に対する接触水分量（＝固液比）を変化させることで水溶性成分の溶出が加速されることが期待される。	水	水溶性成分の溶出	なし（考え方あり）

※劣化の加速試験方法として確立されていない（現時点では加速度を評価・算出する式はない）が、セメント固化体を保管する際の変質メカニズムと同様と推定され、固化体性能の評価（鉱物相の変化）に必要と考えた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

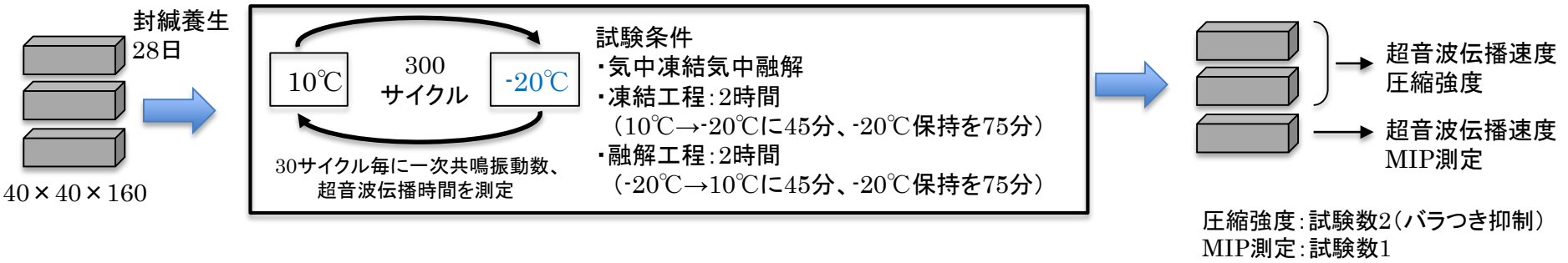
➢ 凍結融解試験：凍害によるコンクリートの内部損傷を評価するための試験（JIS A 1148）

表1　凍結融解試験の概要

変質因子	評価項目	判定基準	固化体寸法 [mm]	開始材齢	各サイクルにおける測定項目	終了時期	試験終了後試料の測定項目
温度	耐凍害性（凍害劣化）	相対動弾性係数 60%以上（表2参照）	40×40×160	28日	一次共鳴振動数 超音波伝播時間（30サイクル毎※）	300サイクル	超音波伝播時間 圧縮強度測定 MIP測定

※試験開始直後のみ、5サイクル、15サイクルを測定し、以降は30サイクル毎に測定

➢ 凍結融解試験条件



圧縮強度：試験数2（バラつき抑制）
MIP測定：試験数1

表2　各学会における相対動弾性係数の位置づけ

文献名	相対動弾性係数	追記事項
日本建築学会 鉄筋コンクリート造建築物の耐久施工指針(案)・同解説	ひび割れに対する限界状態で60%	使用安全性上問題のあるひび割れが生じる時のコンクリートの劣化指標を相対動弾性係数で表記。
土木学会 コンクリート標準示方書	最小限界値で60%	断面厚さが20 [cm]程度以上。（凍結融解がしばしば繰り返され、構造物が普通の露出状態の場合）



図1　凍結融解試験装置と試験状況

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 凍結融解試験における加速度の調査

JIS A 1148「コンクリートの凍結融解試験方法」の試験条件が実環境に比べてどの程度加速した条件であるかについて、日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針（案）・同解説」をもとに算出した。

➢ 加速度の調査結果

「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針（案）・同解説、2016年版」では、凍害に対する性能の検証方法として以下を記載。

- 凍害によるひび割れに対する限界状態は相対動弾性係数により設定する。
- 設計限界状態は相対動弾性係数が60%に達した時とする。（設計限界：使用安全性上問題のある状態）
- ひび割れが限界となる年数は以下の式により求める。

$$SL_d = C_{yn} / C_{yp}$$

SL_d：ひび割れが限界となる年数 [年]

C_{yn}：ASTM C 666(JIS A 1148)A法による限界状態の相対動弾性係数となる時の試験サイクル数 [回]

C_{yp}：年間ASTM※1相当サイクル数※2 [回/年]

※1：ASTM：American Society for Testing and Materials（米国材料試験協会）

※2：ある地域の気象条件下でコンクリートが1年間に受ける凍結融解作用を表すサイクル数

C_{yn}について

本来であれば試験結果を用いることが原則であるが、本検討では加速度を算出するためにC_{yn}を仮定した。

⇒300サイクルと仮定※（＝ JIS A 1148規定の試験終了サイクル）

※日本建築学会、土木学会の指針などから「300サイクル終了までに相対動弾性係数が60%以下となるコンクリートを構造物に使用することはない」と考えられるため Cynを300サイクルと仮定

C_{yp}について

建設地点の気象データから信頼できる資料を用いて求めることが前提。

⇒耐久設計施工指針が引用している長谷川らの文献のC_{yp}を使用した。

福島におけるC_{yp}：6.3（地域を福島に設定）

長谷川拓哉ほか；コンクリートの凍害劣化を対象とした劣化予測手法および気象データの違いによる耐用年数の比較（コンクリート工学年次論文集，Vol.37，No.1，2015，pp.859-864）

$$SL_d = 300/6.3 = 47.6 \fallingdotseq 48\text{年}$$

300サイクルに要する時間：1200時間
＝50日
≒**2ヵ月**

1サイクル4時間として算出

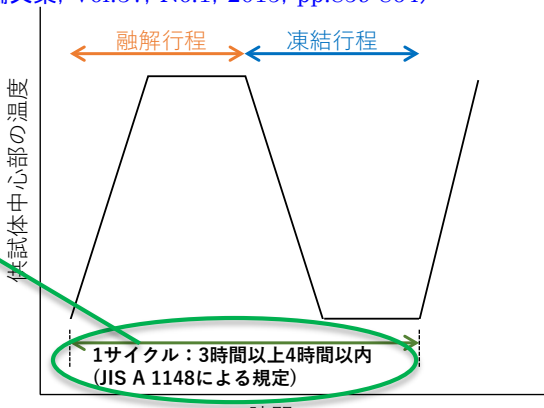


図1　凍結融解サイクルとJIS A 1148による規定

福島におけるひび割れが限界となる年数
48年

約288倍速

凍結融解試験300サイクルに要する時間
2ヵ月

✓ 試験方法の種類が水中凍結融解試験方法、300サイクルで相対動弾性係数が60%となる固化体を用いた場合、凍結融解試験300サイクルは福島の48年間（288倍）の期間に相当する。

©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
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～凍結融解試験_3. 試験結果～

➢ 凍結融解試験の結果

表1　凍結融解試験結果

試料名	測定項目								評価項目	ひび割れ限界年数
	外観観察				一次共鳴振動数	超音波伝播時間	初期試料からの変化・変質		耐凍害性	
	析出物	ひび割れ	ｽｹｰﾘﾝｸﾞ※	破損	相対動弾性係数	超音波伝播率	強度	MIP		
セメント母材	－	－	－	－	○	○(100%)	変化なし(107%)	大きな変化なし	＋＋＋	48年以上
セメント+CS	＋	＋	＋	＋	○	○(86%)	変化なし(86%)	大きな変化なし	＋＋＋	48年以上
セメント+IS	－	＋	－	－	○	○(94%)	変化なし(102%)	大きな変化なし	＋＋＋	48年以上
AAM(M)母材	＋	＋	－	＋	×	×(59%)	－(14%)	10^{-2}～10^{0}の空隙増	＋	3年
AAM(M)+CS	＋	－	＋	－	○	○(91%)	＋(245%)	10^{-2}～10^{0}の空隙減	＋＋	48年以上
AAM(M)+IS	＋	－	－	－	○	○(77%)	－(33%)	10^{-1}～10^{0}の空隙増	＋＋	48年以上
AAM(MB40)母材	＋	－	－	－	×	○(97%)	－(34%)	10^{-2}～10^{0}の空隙増	＋	43年
AAM(MB40)+CS	＋	－	－	－	○	○(71%)	△(74%)	10^{-1}～10^{0}の空隙増	＋＋	48年以上
AAM(MB40)+IS	＋	－	－	－	○	○(71%)	－(25%)	10^{-2}～10^{0}の空隙増	＋＋	48年以上
記号説明	＋:発生 －:未発生				○:60%以上 ×:60%以下	○:60%以上 ×:60%以下 ()内は期間中の超音波伝播速度率最小値	＋:増加 △:50%未満の低下 －:50%以上の低下	－	＋の数:耐凍害性の度合い	－

※ スケーリング ・・・ コンクリートを劣化させる凍害現象の1つで、表面部分が凍結融解作用により剥離する現象

- ✓ セメント系固化体　:いずれも凍結融解による変質(強度低下・空隙率の変化)は少ない。
- ✓ AAM(M)系固化体　:母材は強度低下が発生。しかし、AAM(M+CS)、AAM(M＋IS)は母材と比較すると影響は受けにくくなると推定される。
- ✓ AAM(MB40)系固化体　:母材は強度低下が発生。しかし、AAM(MB40+CS)、AAM(MB40+IS)は母材と比較すると影響を受けにくくなると推定される。
- ✓ 凍結融解試験　:凍結融解による固化体の変質を定量的(相対動弾性係数を60%とした300サイクルの試験で、福島地域の48年間(288倍)相当)に加速し、固化体の割れや強度低下の評価が可能。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

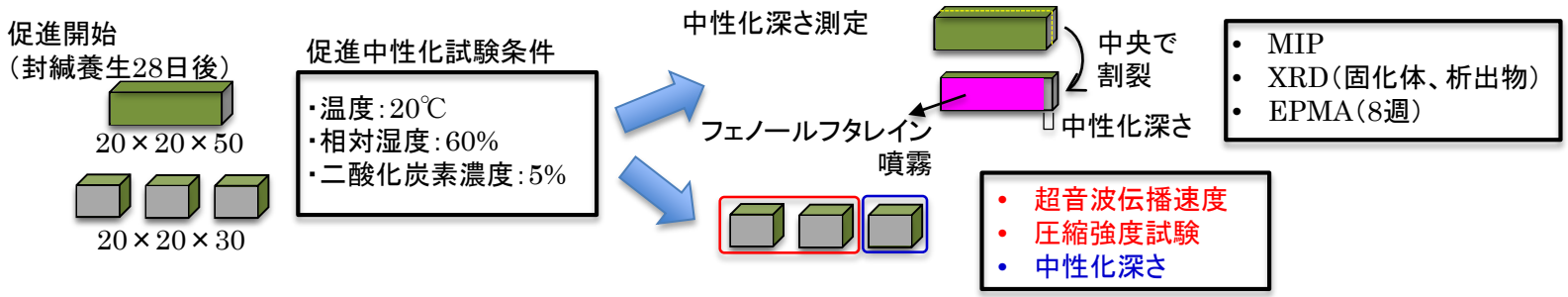
➢ 促進中性化試験：大気中の炭酸ガスによるコンクリートの中性化を促進し、材料の劣化を評価する試験（ JIS A 1153 ）

表1　促進中性化試験の概要

変質因子	評価項目	固化体寸法 [mm]	開始材齢	測定項目	促進期間 [週]	試験終了後試料の測定項目※2
炭酸ガス	大気中の炭酸ガスによる影響の評価（中性化、乾燥）	20×20×50	28日経過（20℃、60%RH乾燥を含む）	中性化深さ	0※1、1、4、8	MIP測定（0、1、4、8週で測定） XRD測定（0、1、4、8週で測定） EPMA測定（8週で測定）
		20×20×30		超音波伝播時間※2 圧縮強度※2		―

※1 促進中性化前の初期試料　　※2 JIS規定とは別に追加で行った測定

➢ 促進中性化試験条件



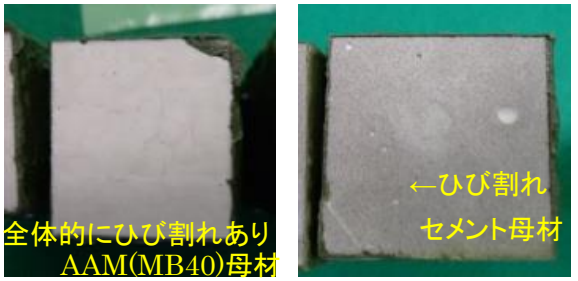


図1　中性化断面のひび割れ発生状況





図2　フェノールフタレイン溶液噴霧前後の割裂面の状況
（AAM(MB40)母材　促進期間4週）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 促進中性化試験条件の加速度合いの調査

JIS A 1153「コンクリートの促進中性化試験方法」の促進環境下が大気中に比べてどの程度加速した条件であるかについて、日本建築学会「高耐久鉄筋コンクリート造設計施工指針案・同解説」と試験方法のもととなった既往の研究（阿部ほか、1990）をもとに算出した。

阿部道彦ほか；コンクリートの促進中性化試験法の評価に関する研究、（日本建築学会構造系論文報告集、第409号、1990年3月、pp.1-10）

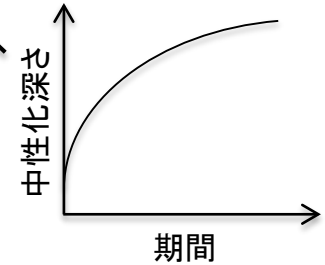
➢ 加速度の算出結果

JIS条件
- 供試体寸法：10×10×40 [cm]
- 養生方法：20℃水中
- 養生期間：型枠中1日+水中27日
- 乾燥期間：28日（20℃、60%）
- 促進試験温度：20℃
- 促進試験湿度：60%
- CO_2ガス濃度：5%

この条件における中性化深さを期間で表すと・・・

$C = A\sqrt{t}$

C：中性化深さ　　t：期間
A：中性化速度係数



CO_2濃度を変えて試験をした結果、
阿部らは、CO_2濃度5%以外の環境下における中性化深さの算出式を提案。

$C = A\sqrt{CO_2/5}\sqrt{t}$

CO2濃度が5%（＝標準条件）の時 $\sqrt{CO_2/5} = 1$
⇒ $C = A\sqrt{t}$ が成り立つ

図1　期間と中性化深さの関係

促進中性化試験の試験条件の換算
上記の算出方法を参考に、大気中の中性化深さがJIS条件における促進期間8週の促進中性化深さとなるために必要な期間を算出。
大気中の炭酸ガス濃度は屋外で0.03%、屋内で0.1%程度（その他の条件は同一とする）

JIS条件における中性化深さ：$C = A\sqrt{t}$
大気中における中性化深さ：$C = A\sqrt{CO_2/5}\sqrt{t'}$

$A\sqrt{t} = A\sqrt{CO_2/5}\sqrt{t'}$

屋外で0.03%
屋内で0.1%

屋外：$t' = 167t$
（JIS条件の167倍の期間）
屋内：$t' = 50t$
（JIS条件の50倍の期間）

✓ 促進期間8週の中性化深さは、大気中における中性化深さに換算すると26年程度（屋外）、8年程度（屋内）に相当する。
167倍　　50倍

©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
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～促進中性化試験_3. 試験結果（セメント系固化体）～

➢ 促進中性化試験の結果

表1　セメント固化体の促進中性化試験結果(促進期間8週まで)

試料名	測定項目							評価項目	促進期間8週間が実環境下で想定される期間
	外観観察		中性化深さ(8週)	初期試料（促進中性化期間：0週）からの変化・変質				中性化抵抗性	
	析出物	ひび割れ		強度	XRD	MIP	EPMA		
セメント母材	－	＋	4.9mm	＋（172%）	Calcite生成	大きな変化なし	Ca,SI,Al：表面5mmまでの濃度低下	＋＋	屋外：26年（167倍加速） 屋内：8年（50倍加速）
セメント+CS	－	－	1.3mm	＋（137%）	Beliteピーク低下	大きな変化なし	Na：表面濃度上昇 Cl：表面濃度低下，5mm以深の濃度上昇	＋＋＋	
セメント+IS	－	－	6.8mm	＋（139%）	Beliteピーク低下 Haliteの消失	大きな変化なし	Na:表面3mmまでの濃度上昇 Cl:表面3mmまでの濃度低下，3mm以深の濃度上昇	＋＋	
記号説明	＋：発生 －：未発生	＋：発生 －：未発生	－	＋：増加 △：50%未満の低下 －：50%以上の低下 （）内の数値は初期試料からの変化率	－	－	－	＋の数： 中性化抵抗性の度合い	－

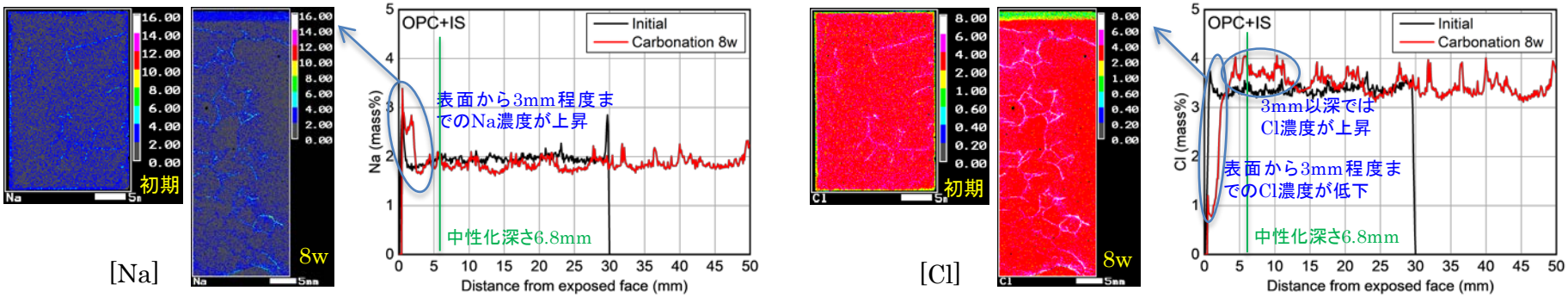


図1　EPMAマッピング画像と濃度分布の一部結果（セメント+IS：中性化が最も深い試料を選定し、変動の大きな元素マッピング画像を選定）

✓ セメント系固化体　：　母材、CS混合、IS混合のいずれも強度は増加し、鉱物相の変化も観察された。

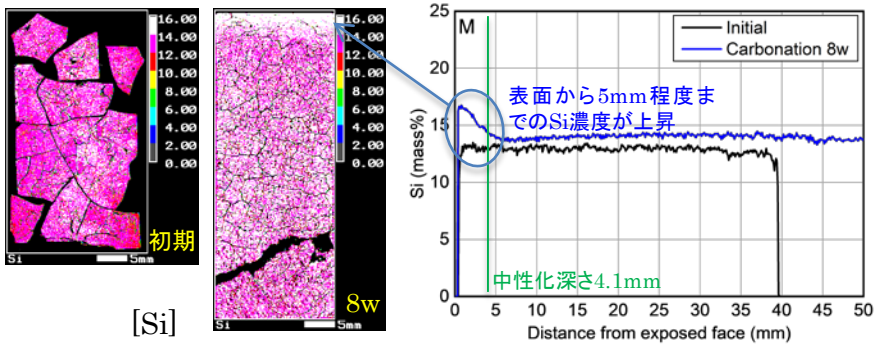
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)先行的処理方法の選定手法の構築　①低温処理技術
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～促進中性化試験_4. 試験結果（AAM(M)系固化体）～

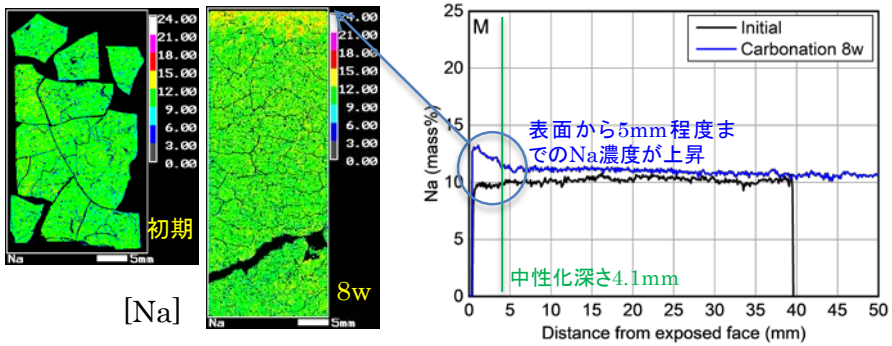
➢ 促進中性化試験の結果

表1　AAM（M)系固化体の促進中性化試験結果(促進期間8週まで)

試料名	測定項目							評価項目	促進期間8週間が実環境下で想定される期間
	外観観察		中性化深さ(8週)	初期試料(促進中性化期間:0週)からの変化・変質				中性化抵抗性	
	析出物	ひび割れ		強度	XRD	MIP	EPMA		
AAM (M)母材	－	－	4.1mm	変化なし（88%）	大きな変化なし	10^{-2}～10^{0}空隙増	Si:表面5mmまでの濃度上昇 Na:表面5mmまでの濃度上昇	＋＋	屋外:25年（167倍加速） 屋内:8年（50倍加速）
AAM (M+CS)	＋（Nahcolite）	－	0.92mm	＋（201%）	Northupite生成	空隙率低下 10^{-2}～10^{0}空隙減	Ca,Si,Al,Mg：表面2mmまでの濃度低下 Na,Cl:表面2mmまでの濃度上昇(析出物の発生)	＋＋＋	
AAM (M+IS)	＋（Halite）	－	1.2mm	変化なし（105%）	大きな変化なし	大きな変化なし	Na,Cl:表面1mmまでの濃度上昇(析出物の発生)	＋＋＋	
記号説明	＋:発生 －:未発生	＋:発生 －:未発生	－	＋:増加 △:50%未満の低下 －:50%以上の低下 ()内の数値は初期試料からの変化率	－	－	－	＋の数:中性化抵抗性の度合い	－



[Si]



[Na]

図1　EPMAマッピング画像と濃度分布の一部（M母材：中性化が最も深い試料を選定し、変動の大きな元素マッピング画像を選定）

✓ AAM(M)系固化体　：　母材、IS混合は強度及び鉱物相の変化はなかった。CS混合のみ強度が増加し、鉱物相変化も観察された。

©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
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～促進中性化試験_5. 試験結果（AAM(MB40)系固化体）～

➢ 促進中性化試験の結果

表1　AAM(MB40)系固化体の促進中性化試験結果(促進期間8週まで)

試料名	測定項目							評価項目	促進期間8週間が実環境下で想定される期間
	外観観察		中性化深さ(8週)	初期試料(促進中性化期間:0週)からの変化・変質				中性化抵抗性	
	析出物	ひび割れ		強度	XRD	MIP	EPMA		
AAM (MB40)母材	－	＋	35.6mm	－(41%)	C-S-H消失 Aragonaite生成	大きな変化なし	Ca:炭酸化部の濃度低下 Na:表面濃度の上昇	＋	屋外:26年（167倍加速） 屋内:8年（50倍加速）
AAM (MB40+CS)	－	－	6.9mm	変化なし (107%)	Faujasite生成	10^{-2}～10^{-1}空隙増	Ca,Si,Al,Mg：表面7mmまで濃度低下 Na,Cl:表面濃度上昇, 1～5mmまで濃度低下	＋＋	
AAM (MB40+IS)	＋	－	5.3mm	＋(123%)	Faujasite生成 Halite消失	10^{-2}～10^{-1}空隙増	Ca:3～5mm濃度上昇 Si,Al:表面7mmまで濃度上昇 Na,Cl:表面濃度上昇, 1～5mmまで濃度低下	＋＋	
記号説明	＋:発生 －:未発生	＋:発生 －:未発生	－	＋:増加 △:50%未満の低下 －:50%以上の低下 ( )内の数値は初期試料からの変化率	－	－	－	＋の数: 中性化抵抗性の度合い	－

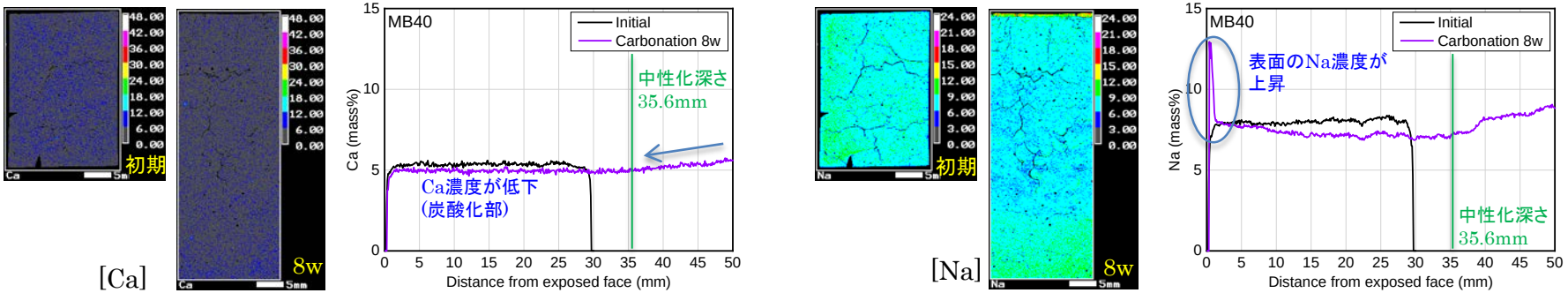


図1　EPMAマッピング画像と濃度分布の一部（MB40母材：中性化が最も深い試料を選定し、変動の大きな元素マッピング画像を選定）

✓ AAM(MB40)系固化体　：母材はひび割れが発生した。CS混合、IS混合はゼオライト鉱物（Faujasite）が生成した。

✓ 促進中性化試験　：変質（炭酸ガスによる中性化）を定量的に加速し、固化体強度および鉱物相の変化を評価できる可能性が示唆された。（実環境における中性化による変質状況と同一であること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
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～加温養生試験_1. 概要・試験条件～

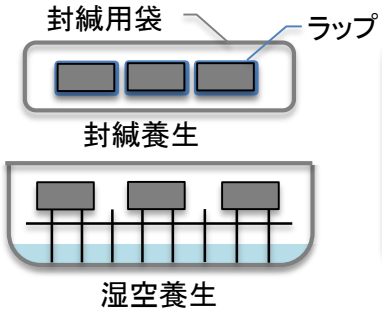
➢ 加温養生試験

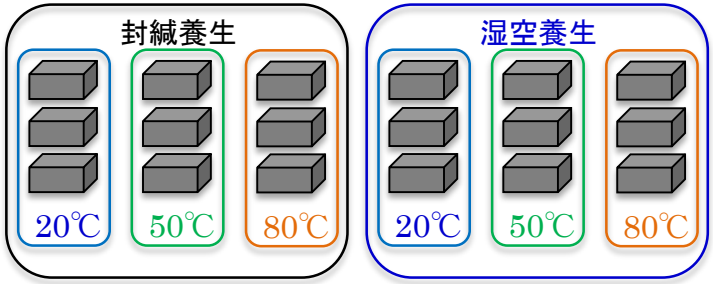
表1　加温養生試験の概要

変質因子	評価項目	固化体寸法 [mm]	開始材齢	温度 [℃]	養生	測定項目	試験期間 [週]
温度・水	物質移動、再結合	50×50×20	28日	20 50 80	封緘 湿空	MIP、XRD SEM/EDS	4、8



図1　加温試験の状況



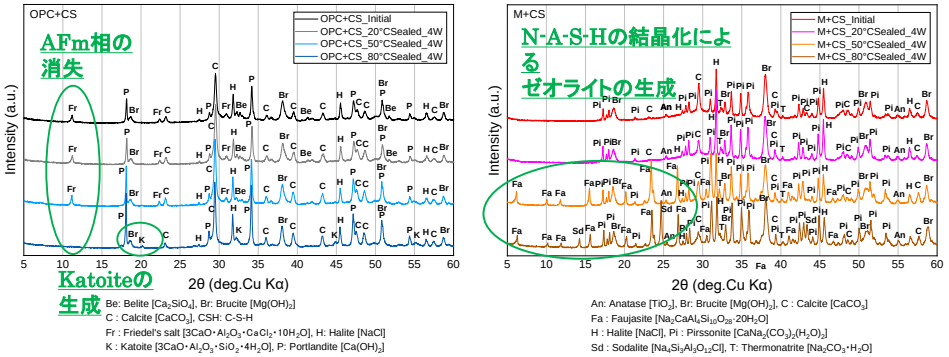


- XRD測定
- MIP測定
- SEM/EDS

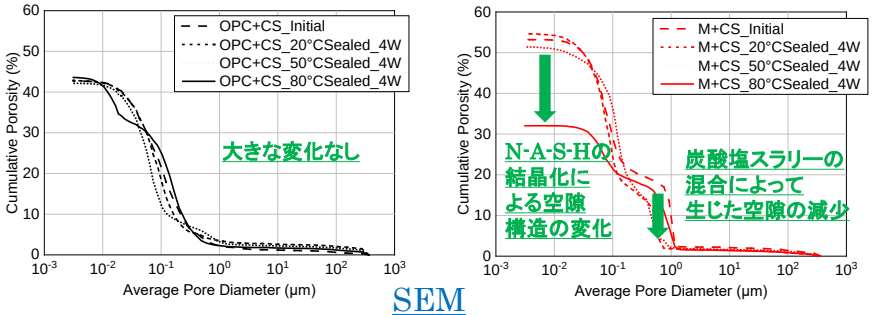
※SEM/EDSはXRDの結果をもとに試料を選定して測定する

➢ 加温養生試験の結果

XRD



MIP



SEM

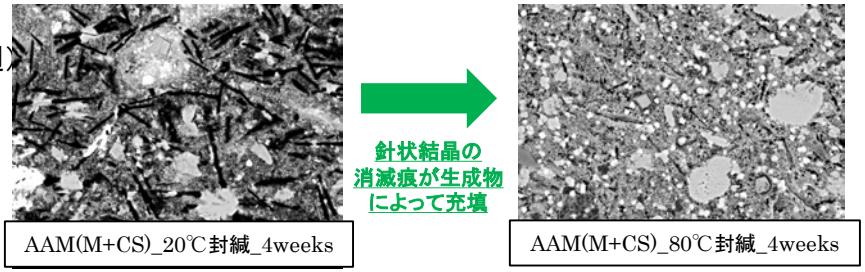


図2　加温養生試験の測定結果（セメント+CS、AAM(M+CS)；試験期間4週）

- 加温養生を行うことで、固化体中の鉱物相および空隙構造に変化が生じた。
  ⇒固化体ごとに加温試験の結果の整理を行った。

©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
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～加温養生試験_2. 試験結果（セメント系固化体）～

➢ 加温養生試験の結果（セメント系固化体）

表1　セメント系固化体の加温養生試験の結果（XRD、MIP　養生期間8週）

試料名	封緘			湿空		
	20 [℃]	50 [℃]	80 [℃]	20 [℃]	50 [℃]	80 [℃]
セメント母材	―	―	・AFm相であるMonosulfateが消失 ・熱力学的に安定なKatoiteが生成 ・乾燥による空隙の粗大化が生じ、10^{0} [μm]以下の空隙が増加	・水和の進行によって10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が減少	・水和の進行によって10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が減少	・AFm相であるMonosulfateが消失 ・熱力学的に安定なKatoiteが生成 ・クリンカー鉱物のBeliteが消失 ・水和の進行によって10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が減少
セメント+CS	―	・クリンカー鉱物のBeliteが消失	・クリンカー鉱物のBeliteが消失 ・AFm相であるFriedel's saltが消失 ・熱力学的に安定なKatoiteが生成	・水和の進行によって10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が減少 ・C-S-Hの構造変化によって10^{-2} [μm]以下の空隙が増加	・クリンカー鉱物のBeliteが消失 ・水和の進行によって10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が減少 ・C-S-Hの構造変化によって10^{-2} [μm]以下の空隙が増加	・クリンカー鉱物のBeliteが消失 ・AFm相であるFriedel's saltが消失 ・熱力学的に安定なKatoiteが生成 ・水和の進行によって10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が減少 ・C-S-Hの構造変化によって10^{-2} [μm]以下の空隙が増加
セメント+IS	―	・クリンカー鉱物のBeliteが消失 ・熱力学的に安定なKatoiteが生成	・クリンカー鉱物のBeliteが消失 ・AFm相であるFriedel's saltが減少 ・熱力学的に安定なKatoiteが生成 ・乾燥による空隙の粗大化が生じ、10^{0} [μm]以下の空隙が増加	―	・クリンカー鉱物のBeliteが消失 ・熱力学的に安定なKatoiteが生成	・クリンカー鉱物のBeliteが消失 ・AFm相であるFriedel's saltが消失 ・熱力学的に安定なKatoiteが生成

✓ 全ての試料において、80℃でAFm相（Monosulfate、Friedel's salt）が消失し、代わりに熱力学的に安定なKatoiteが生成した。

✓ セメント+IS固化体ではセメント母材、セメント+CS固化体では生成が確認されない50℃でもKatoiteが生成した。
⇒廃棄物混合に伴うFe含有量の増加により、常温でも生成可能なFe固溶Katoiteが生成している可能性がある。

✓ 湿空養生試料では試料の水和がより進行しており、Beliteのピークの消失や空隙構造変化が確認された。
（封緘養生試料でも、Beliteのピークや乾燥による空隙構造変化が確認された。）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 加温養生試験の結果（AAM(M)系固化体）

表1　AAM(M)系固化体の加温養生試験の結果（XRD、MIP　養生期間8週）

試料名	封緘			湿空		
	20 [℃]	50 [℃]	80 [℃]	20 [℃]	50 [℃]	80 [℃]
AAM(M)母材	―	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} μmの空隙が増加	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加	―	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加
AAM(M+CS)	・Faujasiteが生成 ・CS混合により生じた10^{0} [μm]程度の空隙が減少（原因不明）	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1} [μm]程度の空隙が増加 ・CS混合により生じた10^{0} [μm]程度の空隙が減少（原因不明）	・Faujasiteが生成 ・Sodaliteが生成 ・Sodaliteの生成（結晶化）により、10^{-1} [μm]以下の空隙が減少 ・CS混合により生じた10^{0} [μm]程度の空隙が減少（原因不明）	・Faujasiteが生成 ・CS混合により生じた10^{0} [μm]程度の空隙が減少（原因不明）	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1} [μm]程度の空隙が増加 ・CS混合により生じた10^{0} [μm]程度の空隙が減少（原因不明）	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1} [μm]程度の空隙が増加 ・CS混合により生じた10^{0} [μm]程度の空隙が減少（原因不明）
AAM(M+IS)	―	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加 ・10^{-1} [μm]以下の空隙が減少（原因不明）	―	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加 ・10^{-1} [μm]以下の空隙が減少（原因不明）

✓ 加温養生により、固化体のマトリックス部分のN-A-S-Hが結晶化し、ゼオライト鉱物（Faujasite、Sodalite）が生成した。
⇒一部試料では20℃でも同じゼオライト鉱物が確認されており、加温養生により反応が加速されたと考えられる。

✓ 生成したゼオライト鉱物は配合や養生条件によって異なっており、空隙構造の変化も生成するゼオライト鉱物によって異なった。
⇒固化体の組成によって生成するゼオライト鉱物は変化し、その生成過程の違いが空隙構造変化を生じさせていると示唆された。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 加温養生試験の結果（AAM(MB40)系固化体）

表1　AAM(MB40)系固化体の加温養生試験の結果（XRD、MIP　養生期間8週）

試料名	封緘			湿空		
	20 [℃]	50 [℃]	80 [℃]	20 [℃]	50 [℃]	80 [℃]
AAM (MB40) 母材	・C-S-Hが生成	・C-S-Hが生成	・C-S-Hが生成 ・乾燥により空隙が粗大化、10^{-1} [μm]以下の空隙が増加	・C-S-Hが生成	・C-S-Hが生成	・C-S-Hが生成 ・Faujasiteが生成
MB40 +CS	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加	・Faujasiteが生成 ・Sodaliteが生成 ・Sodaliteの生成（結晶化）により、10^{-1} [μm]以下の空隙が減少	・Faujasiteが生成	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加	・Faujasiteが生成 ・Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加 ・Zeolite Na-Pが生成
MB40 +IS	・C-S-Hが生成 ・Faujasiteが生成 ・10^{0} [μm]以上の空隙が増加（原因不明）	・C-S-Hが生成 ・Faujasiteが生成 ・10^{0} [μm]以上の空隙が増加（原因不明）	・C-S-Hが生成 ・Sodaliteが生成 ・Sodaliteの生成に伴い、10^{-1} [μm]以下の空隙が減少 ・10^{0} [μm]以上の空隙が増加（原因不明） ・乾燥により空隙が粗大化、10^{-1} [μm]程度の空隙が増加	・C-S-Hが生成 ・Faujasiteが生成 ・10^{0} [μm]以上の空隙が増加（原因不明）	・C-S-Hが生成 ・Faujasiteが生成 ・10^{0} [μm]以上の空隙が増加（原因不明）	・C-S-Hが生成 ・Faujasiteが生成 ・Sodaliteが生成 ・Zeolite Na-Pが生成 ・10^{0} [μm]以上の空隙が増加（原因不明）

✓ 加温養生により、固化体のマトリックス部分のN-A-S-Hが結晶化し、ゼオライト鉱物（Faujasite、Sodalite、Zeolite Na-P）が生成した。
⇒一部試料では20℃でも同じゼオライト鉱物が確認されており、加温養生により反応が加速されたと考えられる。

✓ 生成したゼオライト鉱物は配合や養生条件によって異なっており、空隙構造の変化も生成するゼオライト鉱物によって異なった。
⇒固化体の組成によって生成するゼオライト鉱物は変化し、その生成過程の違いが空隙構造変化を生じさせていると示唆された。

<u>加温養生試験の結果</u>

✓ 20℃で封緘養生した基本条件（変質因子を操作していない）と比較し、加温養生試験では変質因子（温度および水分）によって、鉱物相の生成を加速できることが分かった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 白華試験

表1　白華試験の概要

変質因子	評価項目	固化体寸法 [mm]	開始材齢	測定項目	促進期間 [週]	試験終了後試料の測定項目
水	吸水による物質移動性	50×50×20	28日	外観の経過観察 析出物発生量	1、4、8	MIP測定（1、4、8週で測定） XRD測定（1、4、8週で測定） EPMA測定（8週で測定）

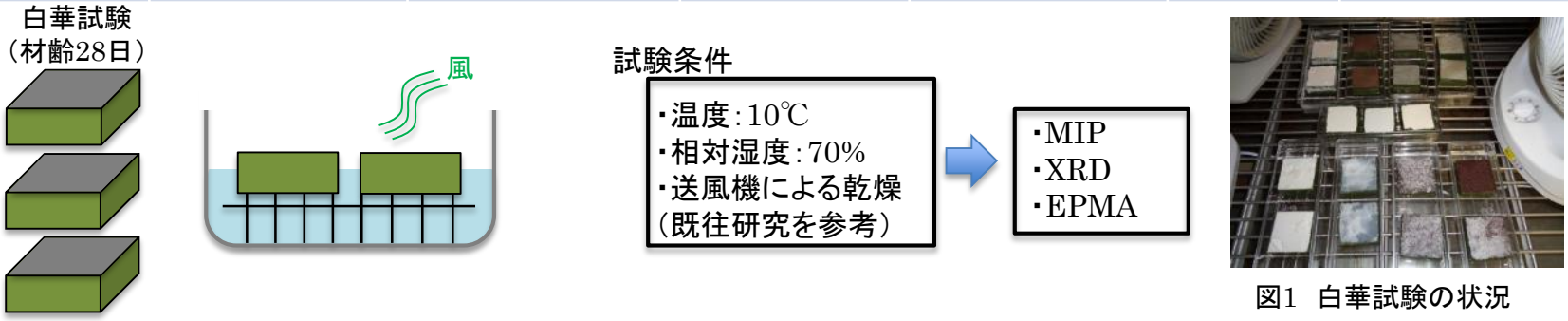
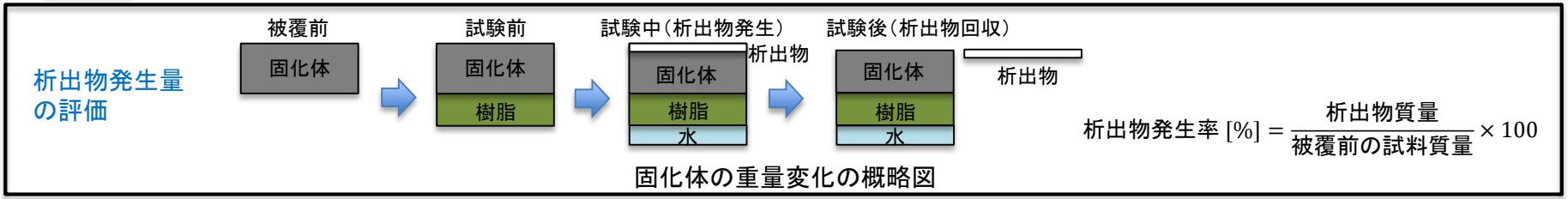


図1　白華試験の状況



固化体の重量変化の概略図



図2　予察試験時の析出物発生状況（AAM(M+CS)の実体顕微鏡写真）

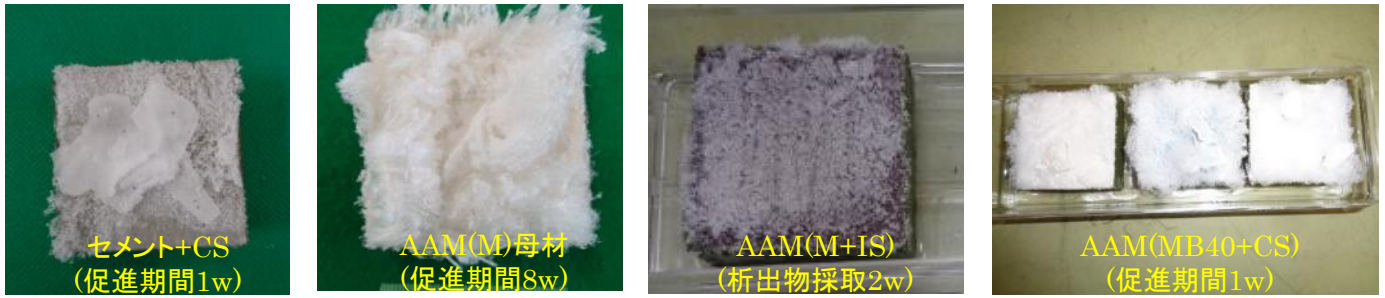


図3　本試験による析出物の発生状況の例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 白華試験の結果（セメント系固化体）

表1　セメント系固化体の白華試験の結果（試験期間8週）

試料名	試験名※1	測定項目						評価項目
		外観観察		析出物発生率 [%]	初期試料からの変化・変質			吸水による物質移動性
		析出物	ひび割れ		XRD(1,4,8w)※2	MIP(1,4,8w)※2	EPMA(8wのみ)	
セメント母材	白華	－	－	－	大きな変化なし	大きな変化なし	Ca：上面2mmの濃度低下 Na：上面2mmの濃度上昇	＋
	加温養生20℃封緘	－	－	評価対象外	大きな変化なし	大きな変化なし	評価対象外	評価対象外
セメント+CS	白華	＋	－	4.2	大きな変化なし	大きな変化なし	Na,Cl：濃度の低下(全体) (析出物発生による)	＋＋＋
	加温養生20℃封緘	－	－	評価対象外	大きな変化なし	大きな変化なし	評価対象外	評価対象外
セメント+IS	白華	－	－	－	大きな変化なし	大きな変化なし	Na:上面から2mm以深の濃度低下 Cl:上面，下面の濃度低下	＋
	加温養生20℃封緘	－	－	評価対象外	大きな変化なし	大きな変化なし	評価対象外	評価対象外
記号説明		＋：発生 －：未発生	＋：発生 －：未発生	－：未発生	－	－	上面：乾燥面 下面：浸漬面	＋の数： 移動性の高さの度合い

※1　白華試験との比較のため、リファレンスとして加温養生試験20℃封緘養生の結果を記載。
※2　加温養生試験20℃封緘養生ではXRD,MIPの測定は4,8wのみ。

✓ セメント系では、セメント+CSでのみ析出物（Thermonatrite、Halite、Gaylussite）の発生を確認した。
✓ 試験期間8週後のXRD、MIPの結果は、初期試料と大差なかった。
✓ EPMAの結果より、析出物の発生していない母材、セメント+ISにおいてもNa、Cl濃度の変化（物質の移動）を確認した。
✓ 水と接する環境下でない加温試験20℃封緘養生と比較し、セメント+CSでは析出物の発生を確認できたことから、白華試験は、セメント系固化体の変質を加速していると考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 白華試験の結果（AAM(M)系固化体）

表1　AAM(M)系固化体の白華試験の結果（試験期間8週）

試料名	試験名※1	測定項目						評価項目
		外観観察		析出物発生率 [%]	初期試料からの変化・変質			吸水による物質移動性
		析出物	ひび割れ		XRD(1,4,8w)※2	MIP(1,4,8w) ※2	EPMA(8wのみ)	
AAM(M)母材	白華	＋	＋	8.0	Thermonatrite生成・消失（母材中のNa溶解）	かさ密度低下 空隙率増加	Na：濃度低下(全体)（析出物の発生による）	＋＋＋
	加温養生 20℃封緘	－	－	評価対象外	大きな変化なし	大きな変化なし	評価対象外	評価対象外
AAM (M+CS)	白華	※3	＋	測定せず※3	Thermonatrite消失（母材、CS中のNa溶解）	かさ密度低下 空隙率増加	Na,Cl:濃度低下(全体)（析出物の発生による）	＋＋＋
	加温養生 20℃封緘	－	－	評価対象外	Faujasiteが生成	CS混合により生じた 10^0 [μm]程度の空隙が減少（原因不明）	評価対象外	評価対象外
AAM (M+IS)	白華	＋	－	8.8	大きな変化なし	かさ密度低下 空隙率増加	Si,Al：濃度低下(全体) Na,Cl：濃度低下(全体)（析出物発生による）	＋＋＋
	加温養生 20℃封緘	－	－	評価対象外	大きな変化なし	大きな変化なし	評価対象外	評価対象外
記号説明		＋：発生 －：未発生	＋：発生 －：未発生	－：未発生	－	－	上面：乾燥面 下面：浸漬面	＋の数：移動性の高さの度合い

※1　白華試験との比較のため、リファレンスとして加温養生試験20℃封緘養生の結果を記載。
※2　加温養生試験20℃封緘養生ではXRD,MIPの測定は4,8wのみ。
※3　固化体上面まで水分を含んでいたため析出物が確認されなかったが、固化体を乾燥させると、析出物が多量に発生。

✓ AAM(M)系のすべての試料で、析出物の発生を確認した。ただし、AAM(M+CS)は、試験終了後の乾燥過程で発生を確認。
（AAM(M)系のすべてでThermonatriteを析出し、さらにAAM（M+CS）系で Gaylussite、AAM（M+IS）系でHaliteを確認。）

✓ 水と接する環境下でない加温試験20℃封緘養生と比較し、すべての試料で析出物の生成を確認できたこと、Thermonatriteの生成、消失を確認できたこと、空隙率の増加、かさ密度の低下を確認できたことから、白華試験は、AAM(M)系固化体の変質を加速していると考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 白華試験の結果（AAM(MB40)系固化体）

表1　AAM(MB40)系固化体の白華試験の結果（試験期間8週）

試料名	試験名※1	測定項目						評価項目
		外観観察		析出物発生率 [%]	初期試料からの変化・変質			吸水による物質移動性
		析出物	ひび割れ		XRD(1,4,8w)※2	MIP(1,4,8w)※2	EPMA (8wのみ)	
AAM (MB40) 母材	白華	＋	＋	0.9	Aragonite、Calcite生成 (母材中のCa溶解、炭酸化により生成)	大きな変化なし	Ca,Si,Al,Na：濃度低下	＋＋
	加温養生 20℃封緘	－	－	評価対象外	C-S-H	大きな変化なし	評価対象外	評価対象外
AAM (MB40 +CS)	白華	＋	＋	0.5	大きな変化なし	かさ密度増加 空隙率減少	Cl:濃度低下 (析出物の発生による)	＋＋
	加温養生 20℃封緘	－	－	評価対象外	Faujasiteが生成	Faujasiteの生成（結晶化）により、10^{-1}～10^{0} [μm]の空隙が増加	評価対象外	評価対象外
AAM (MB40 +IS)	白華	＋	－	2.1	C-S-H（スラグの水和反応により生成） Calcite生成(母材中のCa溶解、炭酸化により生成により生成) Haliteの消失 (固化体中のClのほぼ全量が溶解)	かさ密度低下 空隙率増加 10^{-2}～10^{1}空隙減少	Na,Cl：濃度低下 (析出物の発生による)	＋＋＋
	加温養生 20℃封緘	－	－	評価対象外	C-S-Hが生成 Faujasiteが生成	10^{0} [μm]以上の空隙が増加（原因不明）	評価対象外	評価対象外
記号説明		＋：発生 －：未発生	＋：発生 －：未発生	－：未発生	－	－	上面：乾燥面 下面：浸漬面	＋の数：移動性の高さの度合い

※1　白華試験との比較のため、リファレンスとして加温養生試験20℃封緘養生の結果を記載。　※2　加温養生試験20℃封緘養生ではXRD,MIPの測定は4,8wのみ。

✓ 水と接する環境下でない加温試験20℃封緘養生と比較し、すべての試料で析出物の発生を確認した。

（AAM(MB40)系のすべてでThermonatriteを析出し、さらにAAM（MB40+CS）系で Halite 、Gaylussite、AAM（MB40+IS）系でHaliteを確認。）

✓ 加温試験20℃封緘養生では、生成相の変化、空隙率とかさ密度の変化を生じているものの、析出物の発生を確認できていない。このことから、白華試験は、AAM(MB40)系固化体の変質を加速していると考えられる。

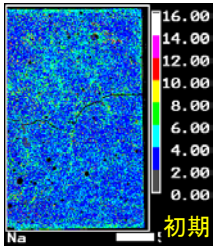
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

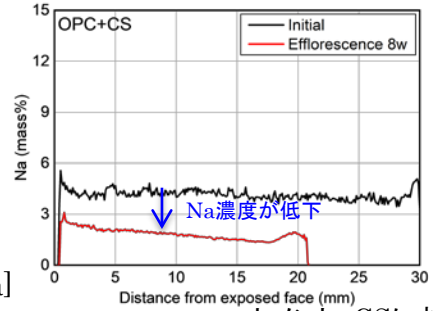
～白華試験_5. 試験結果（EPMAマッピング画像）～

➢ 白華試験の結果（EPMAマッピング画像の例）

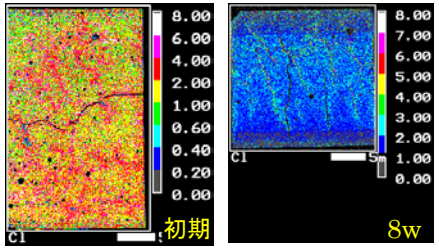
析出物が多く発生している試料をセメント、AAM(M)、AAM(MB40)から1試料ずつ選定し、EPMA分析結果の一部として示す（表1）。
初期試料は深さ30mm※、促進期間8週後試料は深さ20mm※で分析。見られた析出物（ThermonatriteやHalite）に含まれているNaとClに着目して表記。

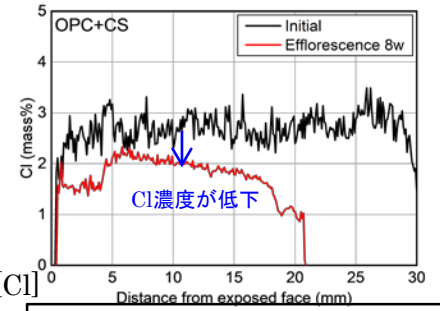
表1　EPMAマッピング画像と濃度分布の一部





[Na]

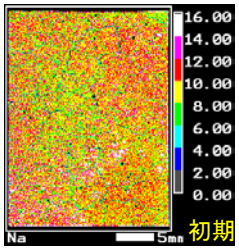


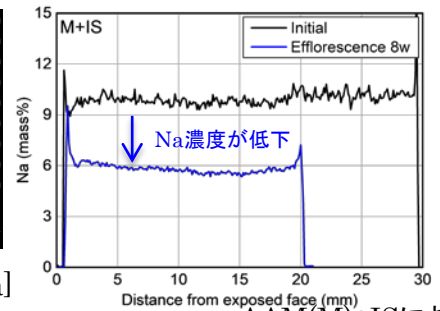


[Cl]

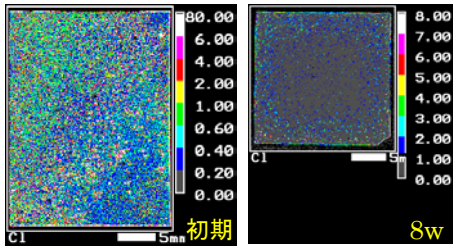
セメント+CSにおけるEPMAの結果

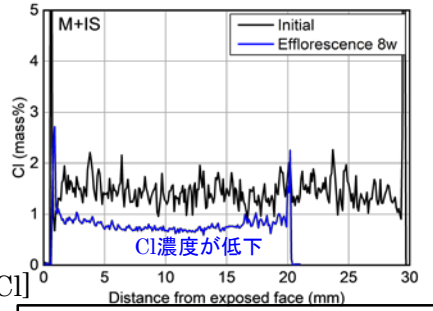
発生した析出物:Halite, Thermonatrite





[Na]

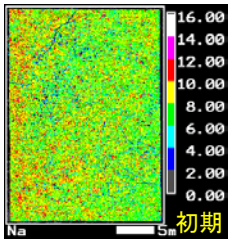


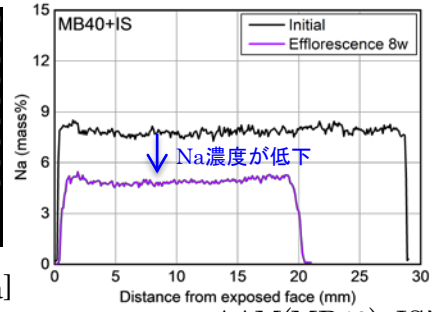


[Cl]

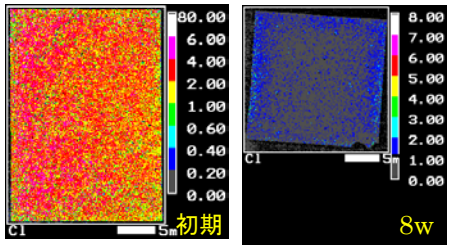
AAM(M)+ISにおけるEPMAの結果

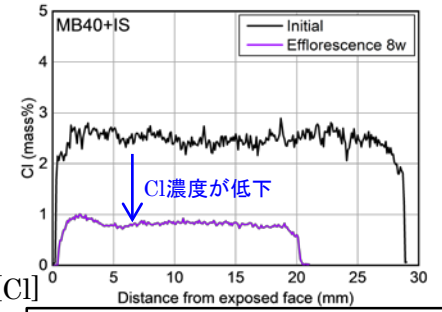
発生した析出物:Halite, Thermonatrite





[Na]





[Cl]

AAM(MB40)+ISにおけるEPMAの結果

発生した析出物:Halite, Thermonatrite

※初期試料は外部影響が少ない深さ（30mm）とし、促進期間8週後の試料は、EPMAマッピングに変化が現れている深さ（20mm）としました。

©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
iv.長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
～加速試験のまとめ～

加速試験種類	試験目的	試験結果			長期的な変質挙動の評価への適用性
		セメント	AAM(M)	AAM(MB40)	
凍結融解試験	固化体の保管環境が、内陸部、寒冷地、空調の効かない屋内、屋外となった場合を想定し、凍結融解作用による固化体中の水分形態の変化による変質を観察する。	• セメント系固化体はいずれも凍結融解による変質は少なく、耐凍害性を有していると考えられる。	• AAM(M)母材は短期間でひび割れが発生したため、耐凍害性は低い。 • AAM(M)+CSは、明らかに他の固化体とは違う挙動を示したが、原因は明らかになっていない。 • AAM(M)+ISは、AAM(M)母材に比較すると凍結融解作用の影響は受けにくいと推定された。	• AAM(MB40)母材は相対動弾性係数の挙動と圧縮強度の低下から、凍結融解作用による影響を大きく受けている。 • AAM(MB40)+CSおよびAAM(MB40)+ISは、AAM(MB40)に比べるとその影響は小さいが、凍結融解作用による影響を受けると考えられる。	• 変質（凍結融解）を加速し、固化体の割れや強度低下の評価が可能。 • しかし、鉱物相の変化を考える上では、拡散媒体である水分を固定してしまうため、鉱物相の変化を抑制してしまうことが考えられる。
促進中性化試験	固化体の保管容器の健全性が損なわれた場合を想定し、大気中の炭酸ガスの影響による固化体変質挙動を取得する。	• セメント系固化体は、模擬炭酸塩スラリーや模擬鉄共沈スラリーを混合した固化体であっても中性化抵抗性を有している。	• AAM(M)系固化体は、中性化深さが小さく、圧縮強度に大きな変化も見られなかったため、中性化抵抗性は有しているといえる。	• AAM(MB40)母材はひび割れによる中性化と圧縮強度の低下が顕著であったため、中性化抵抗性は低いと考えられる。 • AAM(MB40)+CSおよびAAM(MB40)+ISの中性化深さが5mm以下であることや圧縮強度の低下も見られなかったため、中性化抵抗性は有していると考えられる。	• 変質（炭酸ガスによる中性化）を定量的に加速し、固化体強度および鉱物相の変化を評価できる可能性が示唆された。（実環境における中性化による変質状況と同一であることを確認する必要がある）
加温養生試験	長期的なAAM材料の変質（ゼオライト化など）について加温による加速を試行し、固化体性状に与える変質を観察する。	• 養生温度80℃で、Al含有セメント水和物の相変化が生じた。 • 固化体中で模擬鉄共沈スラリーとセメント水和物の相互作用が生じていると示唆された。 • 空隙構造変化に対する鉱物相変化の影響はあまり見られなかった。	• 加温養生によってN-A-S-Hの結晶化が生じ、ゼオライト鉱物が生成した（一部試料では20℃でも生成が確認された）。 • 固化体の配合や養生条件によって生成するゼオライト鉱物が変化し、空隙構造変化も生成するゼオライト鉱物によって異なった。 • 空隙構造は、マトリックス部分の組成の違いや廃棄物影響、温度影響などの複数の要因が複合し、複雑な変化を生じていた。		• リファレンス（20℃封緘養生）と比較し、加温養生することにより、変質（鉱物相の変化）が加速されていることを確認した。 • 温度と水分（蒸気）の二つが変質に寄与していることが分かった。
白華試験	固化体の保管容器の健全性が損なわれ固化体中の水分が徐々に蒸発した場合を想定し、固化体上部に核種移動が生じた際に固化体が受ける影響を観察する。	• セメント系固化体はいずれも鉱物組成や空隙構造は初期試料からほとんど変化していなかったため、AAM(M)系固化体やAAM(MB40)系固化体よりは固化体内部の物質移動は小さいと考えられる。	• AAM(M)母材およびAAM(M)+ISでは、析出物の発生によるかさ密度の低下および空隙率の増加が確認された。 • AAM(M)+CSは試験中に析出物が発生することはなかったが、表面を乾燥させることにより析出物の発生を確認した。	• AAM(MB40)系固化体いずれからも析出物の発生を確認した。 • AAM(MB40)母材では空隙構造はほとんど変化していなかった。 • AAM(MB40)+CSではかさ密度の増加および空隙率の減少が確認されたが、AAM(MB40)+ISではかさ密度が急激に低下し、空隙率は急激に増加していた。	• リファレンス（20℃封緘養生）と比較し、白華試験操作により変質（鉱物相の変化）が加速されていることを確認した。 • 水分（細孔水）が変質に寄与していることが分かった。

✓ 促進中性化試験及び加温養生試験、白華試験では鉱物相の変化が確認されたため、固化体の長期的な鉱物相の変化を加速し、評価できる可能性がある。
✓ 変質因子（水・温度）の与え方や違いによって、鉱物相の変化が異なることが分かった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

これまでの成果

- ✓ 長期的な変質挙動評価に応用可能と思われる加速試験を調査した。
- ✓ 凍結融解試験については、変質（凍結融解）を福島地域の48年間（288倍）相当に加速し、固化体の割れや強度低下の評価が可能である。しかし、拡散媒体である水分を固定してしまうため、鉱物相の変化を抑制してしまうことが考えられる。
- ✓ 促進中性化試験については、変質（炭酸ガスによる中性化）を167倍相当（屋外）、50倍相当(屋内)に加速し、固化体強度および鉱物相の変化を評価できる可能性が示唆された。（AAMにおいては実環境における中性化による変質状況と同一であることを確認する必要がある）
- ✓ 加温養生試験については、変質因子（温度と蒸気）により、変質（鉱物相の変化）が加速できることを確認した。
- ✓ 白華試験については、変質因子（細孔水）により、変質（鉱物相の変化）が加速できることを確認した。

課題など

- ✓ 固化体内を通過する水分量を測定する方法を検討する必要がある。
- ✓ 白華試験や加温養生試験については、加速の有無と変質（鉱物相の変化）の発現度合いを長期間比較することで、加速度合いを定量化する検討が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 昨年度までの実績

- 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、汚染水処理二次廃棄物種類と量などの経済性データを取得し、実験的に取得できたデータとともに整理した。
- これらより、①廃棄物特性から適用可能な固化処理を選定する、②同一固化処理内でもよりニーズに沿った固化処理技術を選定する、③選定した固化処理技術の技術実績、プロセス情報、経済性データより選定技術の導入の是非を検討するのに必要な一連の、アプローチ手法を構築した 。
- 精緻な選定手法構築に向け以下の課題が抽出された。
  ✓　適用可能な固体廃棄物の範囲などを評価するため、継続的なデータの拡充

■ 目的

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、取得する各種データをもとに、各処理技術の評価軸、プロセスデータなどを整理し、各固体廃棄物に対して適用可能性のある処理技術を評価する手法とその適用範囲を提示する。

実施内容
評価手法（アプローチ）の継続的なアップデート 汚染水処理二次廃棄物の固化技術を選定するため、多角的な評価手法（アプローチ）を継続して検討する。
本年度取得データの反映 本年度取得する加熱などによる固化体変質、長期変質挙動などから得られた知見を反映し、アップデートする。

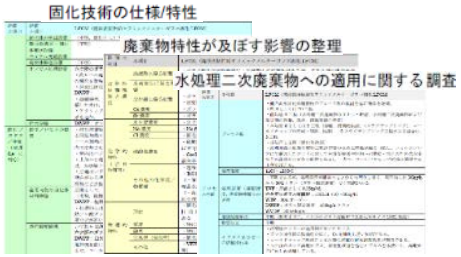
目標達成を判断する指標
各固体廃棄物に対する適用可能性のある固化技術を評価する手法（アプローチ手法）を提示する。

©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
i. 技術比較に用いる取得データ及び評価軸の整理

➢ 2021年度アプローチ手法のアップデート

【2020年度までの調査結果】



【2021年度　実施項目】

- 低温固化処理固化可能性検査手法の検討
- 加熱等による固化体変質の調査
- Cs等インベントリと固化体温度の関係性評価
- 長期的な変質に与える影響因子の調査と評価
- 高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査

評価軸	評価小項目	ICVジュール加熱（GeoMelt）	プラズマ加熱	誘導加熱（超高周波）	セメント インドラム	セメント アウトドラム	AAM インドラム
固化体特性	均質性	処理温度における粘性を組成で制御し、問題ない（TiO2を対象とする場合を除く）	LLWの溶融固化体では均質性が確認されている。	電磁誘導で生じる電磁力および熱対流により撹拌。全量溶融後、1時間程度以上の保持時間を確保することにより、固化体が均質になる。	未評価だが、高いと推測	未評価だが、高いと推測	未評価だが、高いと推測
	強度	・約300MPa（固化材がホウケイ酸ガラスとなるようにした場合）	CaO、MgO、SiO2を主成分とするスラグ体に同等（20MPa以上程度）	CaO−MgO−SiO2系の組成（SiO2が40wt%程度）のスラグ質又はガラス質材料とほぼ同等	・7MPa(28日、炭酸塩スラリー充填率30%) ・32MPa(28日、鉄共沈スラリー充填率20%)	・7MPa(28日、炭酸塩スラリー充填率30%) ・32MPa(28日、鉄共沈スラリー充填率20%)	・5MPa以上(28日、炭酸塩スラリー充填率30%)、(M、MB20、MB40) ・15MPa以上(28日、鉄共沈スラリー充填率20%)(M、MB20、MB40)
	耐浸出性	NML_N＜0.2 g/m^2/d 10−4 kg/m2/dオーダー（ホウケイ酸ガラスの場合）	CaO、MgO、SiO2を主成分とするスラグ体に同等（1E−7kg/m2/d（28d）以下（Cs、Sr）と予測）	実測値はない。CaO−MgO−SiO2系の組成（SiO2が40wt%程度）のスラグ質又はガラス質材料とほぼ同等と予測。	Cs:95%、Sr:5%、Sn:≦0.1%、Ce:≦0.1%(炭酸塩スラリー充填率30%、ANS/ANSI−16.1で評価した溶出率)	Cs:95%、Sr:5%、Sn:≦0.1%、Ce:≦0.1%(炭酸塩スラリー充填率30%、ANS/ANSI−16.1で評価した溶出率)	Cs:23%、Sr:0.5%、Sn:5%、Ce:0.6%(炭酸塩スラリー充填率30%M固化体、ANS/ANSI−16.1で評価した溶出率)
	耐放射線性（水素G値、固化体組織の変質）	無視できる	溶融固化体であるため、特に問題になるレベルではないと予測	溶融固化体であるため、特に問題になるレベルではないと予測	・0.16−0.17（炭酸塩スラリー模擬粉体充填率30%）	・0.16−0.17（炭酸塩スラリー模擬粉体充填率30%）	・0.13−0.28（炭酸塩スラリー模擬粉体充填率30%M固化体） ・0.05−0.15（炭酸塩スラリー模擬粉体充填率30%MB固化体）
	耐熱性（熱的負荷が性能に及ぼす影響）	無視				28日乾燥での強存率90%以上	80℃−28日乾燥での強度残存率20%以下
	長期安定性	安定					

本年度実施項目から得られた固化体特性のデータを、評価小項目として反映し、アプローチ手法を拡充・アップデート

➢ 2021年度評価軸案として抽出した下記5項目のうち、「固化体特性」に係る箇所の評価小項目に「化学混和剤の添加影響」として、化学混和剤を含む固化体の取得データを追加した。

評価項目	評価小項目
技術実績	開発段階・動向、一般、放射性、汚染水処理二次廃棄物への適用実績、主なトラブル事例
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
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
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、 異種汚染水処理二次廃棄物混合処理の可否
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、化学混和剤の添加影響

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 化学混和剤を含む固化体の取得データを追加し、評価手法（アプローチ手法）を拡充した（表1）。

表1　化学混和剤の添加影響の詳細

評価項目	評価小項目	セメントインドラム /セメントアウトドラム	AAMインドラム
固化体特性	【追加】 化学混和剤の 添加影響	・検証した化学混和剤 ＞リグニンスルホン酸系 ＞メラミン系 ＞ナフタレンスルホン酸系 ＞ポリカルボン酸系 ・炭酸塩スラリーに対してはリグニンスルホン酸系、鉄共沈スラリーに対してはポリカルボン酸系を選定。 ・化学混和剤の添加により、炭酸塩スラリーの充填量を向上可能。 ＞適用範囲：40%→45% ・鉄共沈スラリーについては充填率増大に伴って凝結が遅延するため、適用範囲の拡大は不可。 ・化学混和剤を含む母材の照射特性 ＞G値：0.1以下（3kGy照射　φ10x20mm小型円柱）。	・検証した化学混和剤 ＞リグニンスルホン酸系 ＞メラミン系 ＞ナフタレンスルホン酸系 ＞ポリカルボン酸系 ・MとMB40は検証した化学混和剤に対して同じ傾向を示した。 ・炭酸塩スラリー混合固化体に対して流動性改善効果を示した。 ・ポリカルボン酸系においては母材、混合系全てで流動性が著しく低下した。 ・炭酸塩スラリーの適用範囲を一部拡充可能。 ＞M：Na濃度、Si濃度を調整することによって、炭酸塩スラリーの充填率を30%→40%まで向上可能。 ＞MB40：強度の低下が顕著となるため、適用範囲の拡充には懸念あり。 ・鉄共沈スラリー混合系に対しては流動性改善効果を示さない。

✓ 汚染水処理二次廃棄物のうち、炭酸塩スラリーおよび鉄共沈スラリーを対象とした場合の化学混和剤（4種）添加影響を追加した。化学混和剤の添加により、セメント+炭酸塩スラリーにおいて汚染水処理二次廃棄物を含有できる組成範囲が拡大した（図1、表2）。

✓ 取得したデータについては、評価軸として整理するとともに、固型化材ごとの調査結果にも反映した。

表2　化学混和剤添加時の固化処理可能範囲（セメント+CS系）

	化学混和剤なし	化学混和剤あり
炭酸塩スラリー	15～40wt%	15～45wt%
セメント	30～55wt%	20～55wt%
水	30～45wt%	30～45wt%

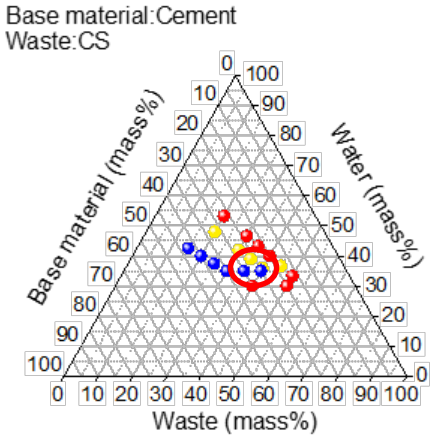


図1　セメント＋炭酸塩スラリーの適用範囲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

これまでの成果

- ✓ 評価軸案のうち、「固化体特性」に係る箇所に、「①-i」で実施した検討を踏まえ、評価小項目「化学混和剤の添加影響」を追加した。
- ✓ 化学混和剤を含む固化体の汚染水処理二次廃棄物（模擬炭酸塩スラリー、模擬鉄共沈スラリー）に対する検討結果を反映し、拡充した低温固化処理技術項目の適用範囲を提示した。

課題など

- ✓ 異なる性状を持つ廃棄体に対する共通のデータ取得方法の設定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

➢ 前年度の実績

- Cs揮発が課題となる高温処理技術のより適切な選定に向け、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の揮発特性を整理するとともに、実験的に揮発量に関するデータを取得し評価した。
- 以上の検討より精緻な選定手法構築に向け以下の課題が抽出された。
  - ✓ 適用可能な固体廃棄物の範囲などの評価のため、継続的なデータの拡充
  - ✓ 実際の運転を考慮した条件でのさらなるデータ取得

➢ 目的

- 高温処理技術では Csの揮発が課題となり、型式や設備構成などに強く影響する。このため、固有技術に係わらずにコールドキャップ、トップオフフリット等によるCsの揮発抑制メカニズムに関する試験を実験室レベルで実施し、Csの揮発抑制効果を検討する。

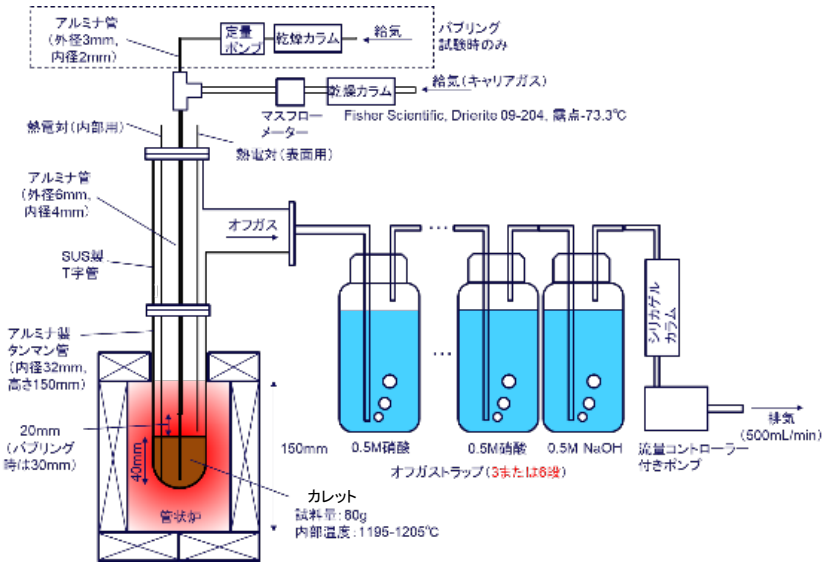


図1　試験装置の概要

実施内容
試験に基づくCs揮発抑制に関するデータ取得 コールドキャップ、トップオフフリット等によるCsの揮発抑制メカニズムに関する試験を実験室レベルで実施し、Csの揮発抑制効果を検討する。

目標達成を判断する指標
各事象による揮発抑制効果の調査結果を提示する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ii. 高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査
～試験条件～

➢ 試験条件（表1）
- 投入形態は、以下の2通り
  混合試料：本来想定される試料の投入形態「Csを吸着させたゼオライト+ガラス化剤」（表2）。
  カレット：試験上の制約から混合試料の体積を減らすために、事前に混合試料を溶融してガラスカレット化したもの（次頁図1）。

- 試験⑤（トップオフフリット、TOF）においては、低融点ガラスを2種選定し、検討を行う。
- ガラス温度の最高温度は電気炉の最高温度である1200℃に設定。

表1　実施試験の概要

番号	試験	投入形態※1	試料投入量 [g]	加熱温度 [℃]	表面温度 [℃]	バブリング流量 [mL/min]
①	給気流量依存性試験	カレット	100	1200	1150	
②	供給形態依存性確認	混合試料	30	800-1100間で2条件程度	800-1100で2条件程度	
③	温度依存性確認	カレット	100	800-1200で2-3条件程度	800-1150で2-3条件程度	
④	コールドキャップ	カレット（下層） 混合試料（上層）	80 20	1000-1200で2条件程度	800-900	
⑤	トップオフフリット（低融点ガラス2種）	カレット（下層） TOF（上層）	40 40	1200	1150	
⑥	バブリング	カレット	100	1200	1150	10-200 2-3条件程度
⑦	コールドキャップ+バブリング	カレット（下層） 混合試料（上層）	80 20	1200	800	10-200 2-3条件程度

表2　ゼオライトとガラス化剤成分の混合割合

成分	添加試薬	添加重量（%）
ゼオライト成分	ゼオライト	53.88
	（Cs）	（3.81）
模擬炭酸塩スラリー成分	$CaCO_3$	10.05
	MgO	6.95
模擬鉄共沈スラリー成分	Fe_2O_3	4.80
ガラス化剤成分	SiO_2	4.21
	B_2O_3	4.71
	Na_2CO_3	2.23
	$LiOH \cdot H_2O$	8.75
	ZrO_2	4.42
	合計	100.00

※1：投入方法が下層+上層となっている条件については、2層とならなかった場合、試料装荷方法の再検討を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～試験条件～

■ 本来想定できる試料の投入形態は混合試料であるが、今回の試験の都合上サンプルの体積を減らす必要があるためガラスカレットによる試料供給を行うこととした。

➢ 投入試料の調整

ゼオライトにガラス化剤を添加した混合試料を1100℃で加熱し、ガラスカレットを作製した（図1）。加熱時の状態を（図2）に示す。

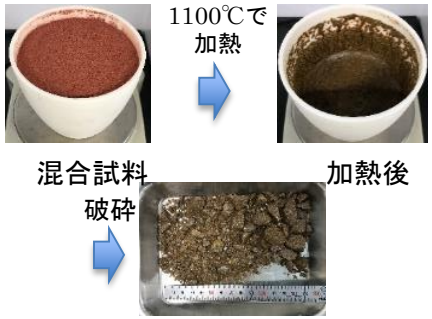


図1　投入試料の作製の様子

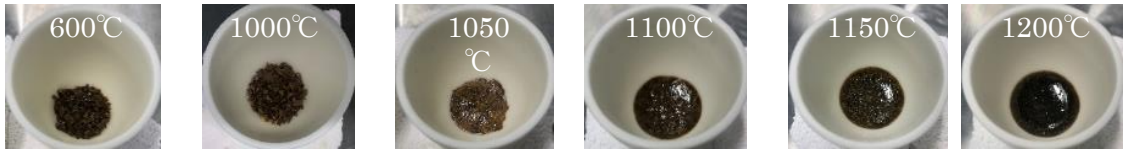


図2　作製したガラスカレットの溶融挙動

※低温では難溶のポルサイト（ネフェリン系）およびZrO_2がカレット中に確認されたが、これらは1200℃での加熱により溶解することを確認

➢ トップオフフリット材の調整

トップオフフリット材（2種類）をそれぞれ以下の条件で加熱し、トップオフフリットを作製した。加熱時の状態を（図3）に示す。

- トップオフフリット1（以後、TOF-1）



混合試薬を1200℃で加熱溶融、トップオフフリット材を試作

→ 融点は950～1000℃



- トップオフフリット2（以後、TOF-2）



トップオフフリット1にSiO_2を混合、1300℃で加熱溶融して作製

→ 融点は1050～1100℃

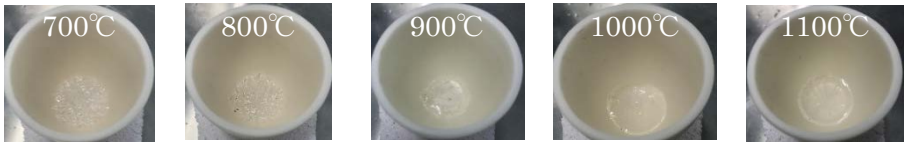


図3　作製したトップオフフリットの溶融挙動

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～試験結果_1. ①給気量依存性、②温度依存性、③供給形態依存性～

試験①　給気流量依存性試験

- 給気流量を変化させ、Cs揮発量を測定※した（図1）。また、6段階のオフガストラップにより、Csを回収した（図2）。

※Cs揮発量：揮発したCsを試験系各部位から回収した量

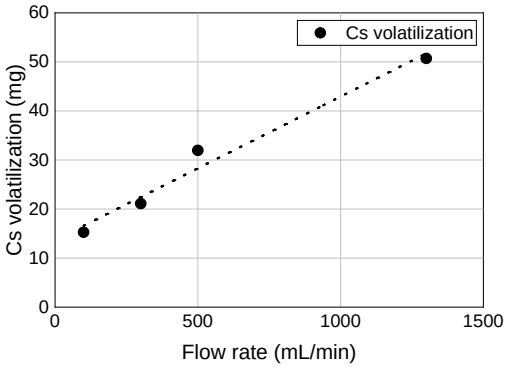


図1　給気流量とCs揮発量

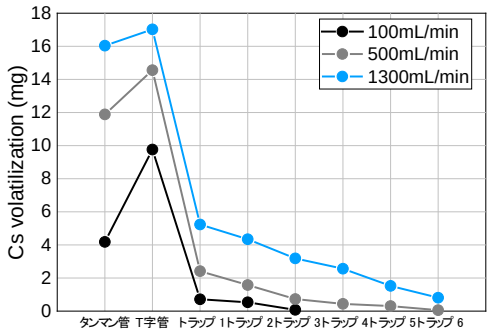


図2　各部位からのCs回収量

- ✓ 給気流量の増加に伴い、Csの揮発量が増加し、オフガストラップ後段への移行量が増加した。
- ✓ 給気速度を100 [mL/min], 500 [mL/min]とした場合、揮発したCsの全量を6段のオフガストラップで回収できた。

- ✓ 以降の試験に、給気速度500 [mL/min]の条件を反映することとした。

試験②＋ ③　温度依存性および供給形態依存性確認試験

- ゼオライトにガラス化剤を添加した混合試料およびカレットからのCs揮発量の差異を、温度を変化させて取得した（表1、図3）。

表1　加熱温度と表面温度の関係

加熱温度 [℃]	表面温度 [℃]	
	カレット	混合試料
1100	1053	1075
1000	955	977
850	819	811

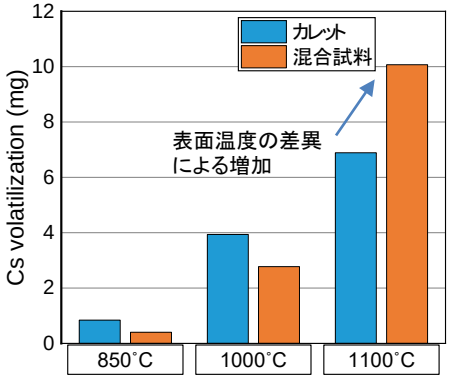


図3　カレットと混合試料のCs揮発量比較

- ✓ 加熱温度850℃, 1000℃では、カレットと比べて混合試料の方が揮発量が少なかった。
- ✓ どちらの試料も融液化する1100℃では混合試料において揮発量が増加した。
  - ✓ 融液化した場合、表面温度の差異が影響したと考えられる（表1）。

- ✓ 表面温度が低いコールドキャップ試験（試験④）においては、下層はカレットを使用し、1000℃以下となる上層部分には混合試料を配置して試験を実施することとした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

試験④　コールドキャップによる揮発抑制効果

- 溶湯表面温度を抑制することで、図1のようにコールドキャップを形成させて、試験条件（表1）におけるCs揮発量を測定した（図2）。

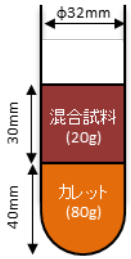


図1　投入試料の概要

表1　試験条件
（加熱温度と測定温度）

試験	加熱温度 [℃]	底部温度 [℃]	表面温度 [℃]
Ref.1200	1200	1205	1147
Ref.850	850	-	819
1	1200	1185	803
2	1100	1094	806
3	1000	990	806

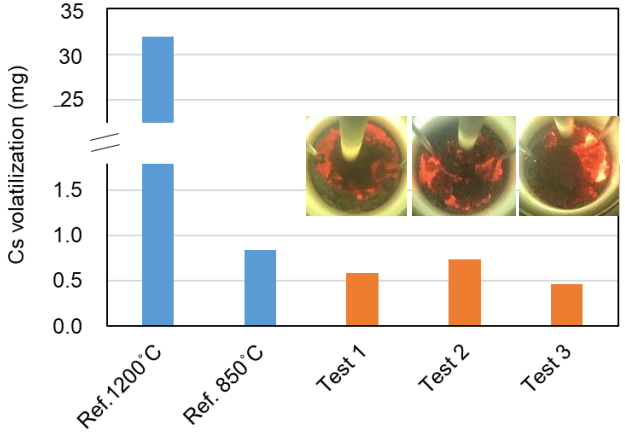


図2　コールドキャップの温度とCs揮発量の関係

- ✓ 試料表面にコールドキャップを形成させることで、Csの揮発量を1/50以下に低減できた。
- ✓ Csの揮発量はコールドキャップの温度（試料表面温度）に依存し、内部の試料温度には依存しないことを確認した。

試験⑤　トップオフフリット使用時のCsの揮発挙動調査

- 図3のようにトップオフフリット材を投入し、温度条件（表2 ）におけるトップオフフリット材2種類をそれぞれ使用した際のCs揮発量を測定した（図4）。

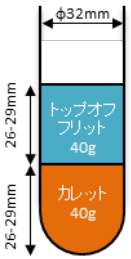


図3　投入試料の概要

表2　試験条件（加熱温度と測定温度）

試験	トップオフフリット	加熱温度 [℃]	底部温度 [℃]	表面温度 [℃]
4	TOF-1	1200	1198	1165
5		1200	1156	1028
6	TOF-2	1200	1201	1172
7		1200	1166	1035

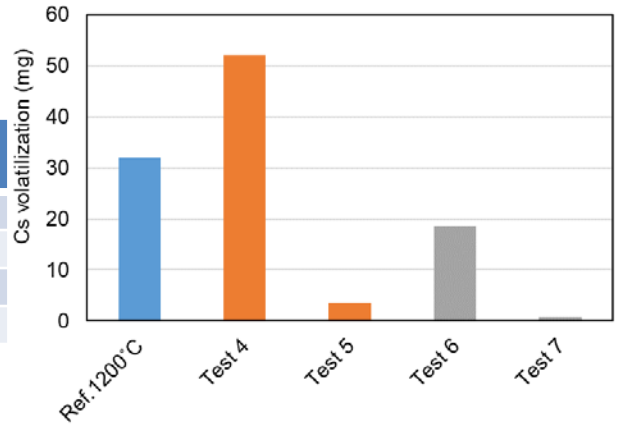


図4　トップオフフリットの有無とCs揮発量の関係

- ✓ 融点の低いトップオフフリットを使用した場合、Cs揮発量がむしろ増加する可能性があり、融点が加熱温度に近いフリットを使用することが重要である。
- ✓ 表面温度をフリットの融点以下とすることで、高い揮発抑制効果が発揮されたが、フリット投入量が増加（廃棄体体積の増加）するため、投入量と揮発量のバランスが重要となる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

試験⑥　バブリングによるCsの揮発挙動調査

- バブリングを行った上で、Cs揮発量を測定した（図1,2）。

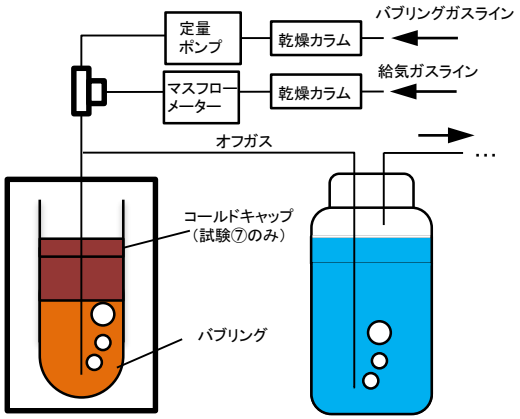


図1　試験概要図（試験⑥、⑦共通）

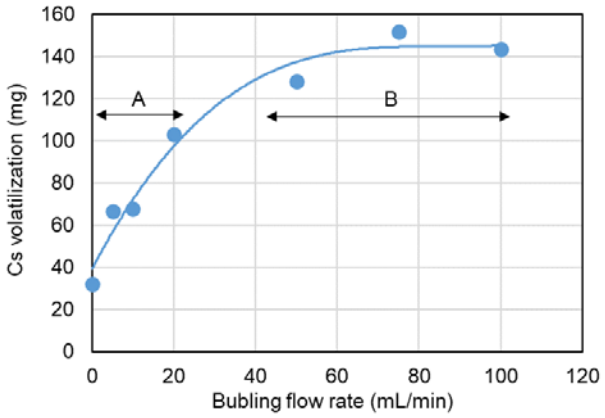


図2　Cs揮発量のバブリング流量依存性

- ✓ バブリングガスは実験室大気から水分を除去したものを使用した。
- ✓ ひとつひとつ独立した気泡が形成した領域Aでは、バブリング流量の増加とともに揮発量が直線的に増加したが、気泡が連続した領域Bでは流量によらず一定の揮発量を示す傾向が見られた。
- ✓ 溶融試料体積約32 [mL]に対し、10 [mL/min]（炉内温度ではこの4.9倍に膨張）でバブリングした場合の揮発量は2.1倍、50 [mL/min]では4.0倍となった。

試験⑦　コールドキャップ+バブリング

- コールドキャップによる揮発抑制を行った上で、バブリングを実施した際のCs揮発量を測定した（表1、図1,3）。

表1　試験条件（加熱温度と測定温度）

試験	加熱温度 [℃]	底部温度 [℃]	表面温度 [℃]	バブリング [mL/min]
1	1200	1130	914	10
2	1200	1170	803	10
3	1200	1140	891	20
4	1200	1139	919	50

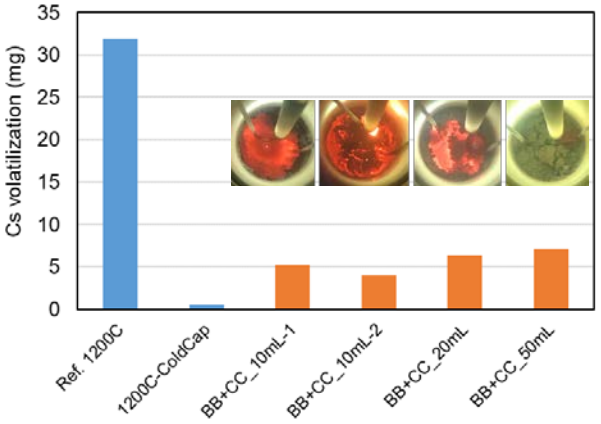


図3　Cs揮発量の結果

- ✓ コールドキャップを形成させることで、バブリング時の揮発量は1/10 ～ 1/30に減少した。
- ✓ 揮発量はバブリング流量の増加とともに増加する傾向が見られたが、顕著ではなかった。
- ✓ 試験1および3において、初期に数回観察された以外は、表面での気泡発生（ホットスポットの形成）はなかった。

なお、試験時に表面からは白煙が発生しており、バブリングガスはコールドキャップの試料粒子間から抜けていたと考えられる。

©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. 高温処理時のCs揮発量及び抑制に関する調査
～揮発抑制効果ごとのCs揮発量とその評価～

➢ 揮発抑制効果ごとのCs揮発量の変化
- 試験装置の各測定部位別のCs揮発量を整理した（表1）。

表1　各測定部位別のCs揮発量

部位		リファレンス	試験④ コールドキャップ	試験⑤ トップオフフリット	試験⑥ バブリング	試験⑦ コールドキャップ +バブリング
ガラス温度 [℃]		1205	1185	1166	1198	1139
表面温度 [℃]		1147	803	1035	1184	919
ガラス試料 [%]		99.092	99.983	99.956	96.353	99.798
揮発物回収部位 [%]	タンマン管	0.338	0.006	0.015	1.167	0.029
	T字管	0.414	0.006	0.022	1.395	0.076
	オフガストラップ1	0.069	0.003	0.002	0.989	0.054
	オフガストラップ2	0.045	0.001	0.002	0.073	0.022
	オフガストラップ3	0.021	0.000	0.001	0.016	0.012
	オフガストラップ4	0.012	0.000	0.001	0.003	0.006
	オフガストラップ5	0.009	0.000	0.000	0.002	0.002
	オフガストラップ6	0.002	0.000	0.000	0.001	0.001
揮発合計 [%]		0.908	0.017	0.044	3.647	0.202
合計 [%]		100.000	100.000	100.000	100.000	100.000

✓ 表面温度を約800℃としてコールドキャップを形成させた場合、Csの揮発量を1/50以下に低減できた。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示された。

✓ バブリングによりCs揮発量は最大で5倍に増加したが、コールドキャップを形成させた場合、バブリング時の揮発量は1/10 ～ 1/30に減少した。

✓ トップオフフリット材の適切な選定と使用により、Csの揮発量を1/20以下に低減できることが示された。

✓ CsはT字管部分で最も多く回収された。装置内の低温部位などにCsが蓄積する可能性が示唆された。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

これまでの成果

- ✓ 揮発抑制因子ごとのCs揮発量に関するデータを取得し、揮発抑制効果を比較し、結果を提示した。
- ✓ 表面温度を約800℃としてコールドキャップを形成させた場合、Csの揮発量を1/50以下に低減できた。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示された。
- ✓ トップオフフリット材の適切な選定と使用により、Csの揮発量を1/20以下に低減できることが示された。
- ✓ バブリングによりCs揮発量は最大で5倍に増加したが、コールドキャップを形成させた場合、バブリング時の揮発量は1/10 ～ 1/30に減少した。

課題など

- ✓ Cs揮発量の抑制にはコールドキャップの表面被覆率が重要であるため、可視画像を取得する方法について検討する必要がある。
- ✓ バブリングによる影響は試験体系に応じて変化することが予測されるため、実機との差異を考慮したさらなる検討が必要である。
- ✓ Cs以外の元素を対象とした溶融時の移行挙動調査についても検討が必要である。

©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
①処分概念の検討と安全評価手法の構築に向けた情報整備

- 昨年度までの実績
  - 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。
  - 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)を暫定的に設定し、27種類の1F廃棄物を対象とした予備的線量評価を実施した。
  - 予備的線量評価の結果を踏まえ、代表的な1F廃棄物について、処理オプションに応じた処分区分を導出するための手法を示した。

- 目標
  - 最新の性状把握・処理検討の結果を踏まえ、代表的な廃棄物ストリームに対する複数の処分概念と、その安全評価検討に必要な項目を示す。

- 実施内容
  - 国内外の処分概念及び安全評価手法に関する調査内容並びに固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、代表的な廃棄物ストリームを対象に複数の処分概念を検討する。そして、固体廃棄物に適用可能な処理技術を踏まえた処分概念及び処分概念毎の安全評価手法の構築に向けて、検討を要する項目を洗い出し、必要な情報を収集・整理する。

- 目標達成を判断するための指標
  - 代表的な廃棄物ストリームを、選定した理由を含めて提示
  - 代表的な廃棄物ストリームに対する複数の処分概念を提示
  - 代表的な廃棄物ストリームに対する処理技術を踏まえた処分概念・安全評価手法の構築に向けた検討を要する項目の提示
  - 上記検討を要する項目の情報収集および整理

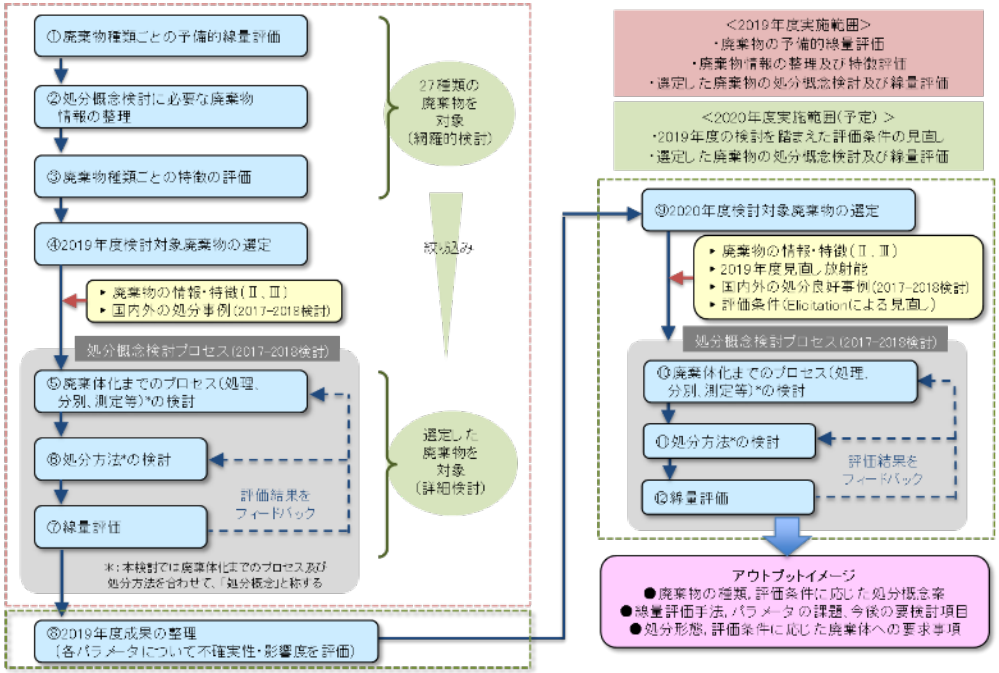


図1　2019-2020年度実施処分概念・安全評価手法の検討フロー

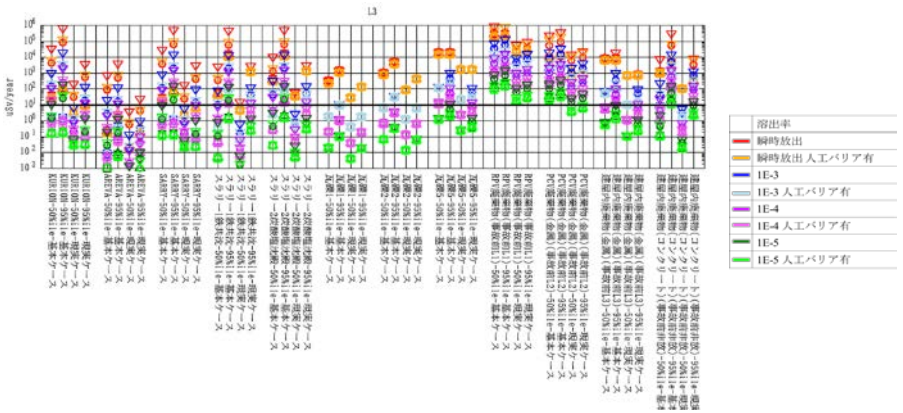
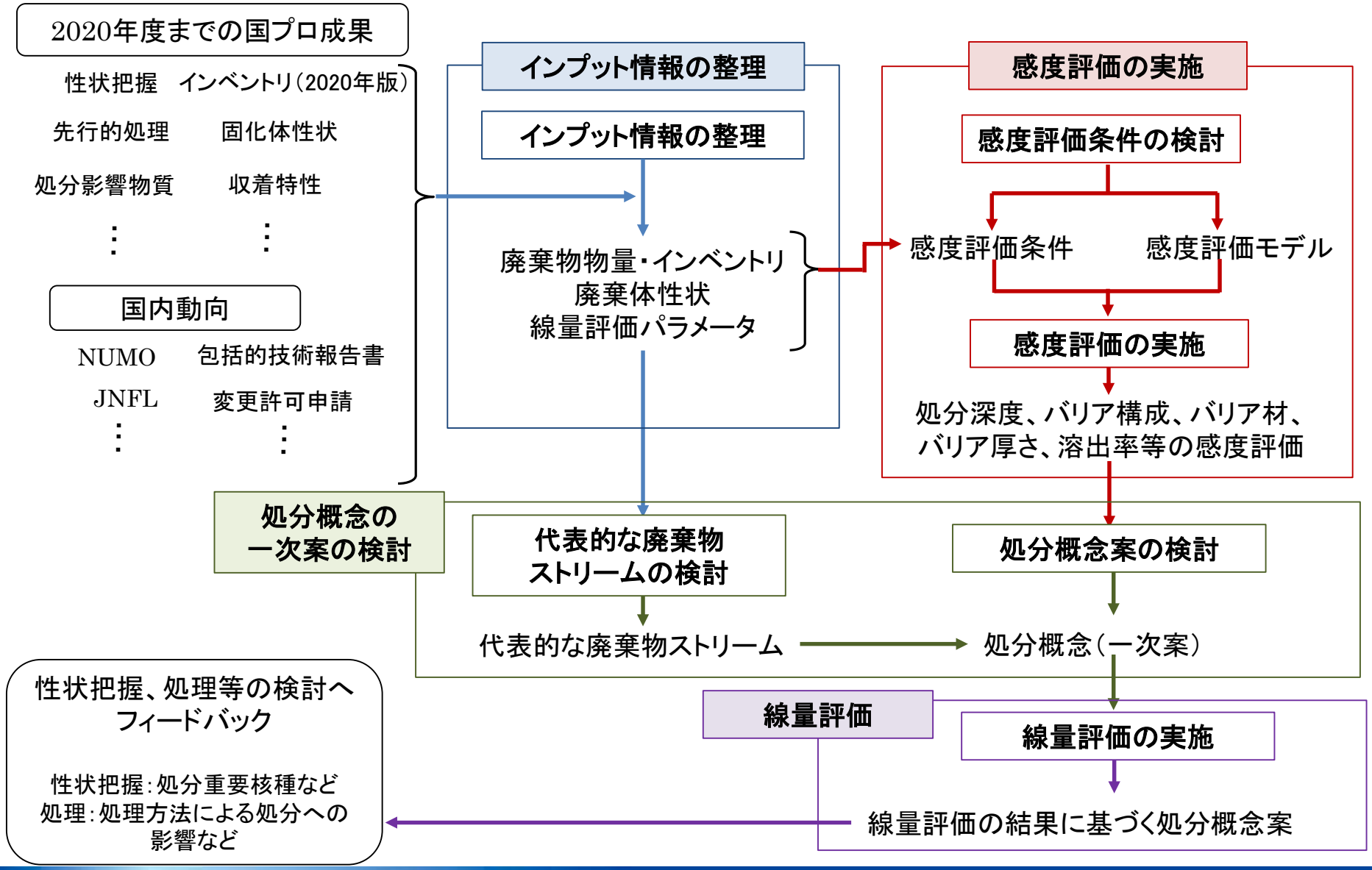


図2　2020年度線量評価結果(トレンチ・地下水)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2021年度検討計画　概要



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2021年度検討計画　実施項目

インプット情報の整理

- 2020年度までに検討した1F廃棄物の情報(性状把握、処理手法、処分影響物質など)の収集・整理を行い、評価に用いる廃棄物物量・インベントリ・廃棄体性能等のパラメータを設定する。
- NUMO包括的技術報告書等の最新の国内動向を踏まえて、核種移行に影響を与え得る核種毎の分配係数等の線量評価パラメータを設定する。

感度評価の実施

- 2020年度までの処分概念の検討結果を踏まえ、トレンチ処分、ピット処分、および中深度処分の各深度に複数の処分概念をモデル化する。
- インプット情報の整理の検討結果をもとに、感度評価のベースケースのパラメータ、および感度評価ケースのパラメータを設定する。
- 複数の処分概念をモデルに対して、各施設のパラメータ(バリア材質、バリアの厚さ、分配係数等)を変化させた場合の解析評価を行い、パラメータの感度を評価する。

処分概念の一次案の検討

- 感度評価の結果とインプット情報の整理の結果を踏まえ、1F廃棄物の性状に適した処分概念の一次案を示す。

線量評価の実施

- 処分概念の一次案に対して線量評価を行い、その結果をもとに見直しを行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット情報の整理(1/10)

- 2020年度の「性状把握」において検討された解析的インベントリの結果を基に、処分概念検討に用いる物量・インベントリの更新を行った。
- 2020年度までの処理の検討結果等から廃棄物ごとに処理方法を設定し、廃棄体化した際の重量・物量を算出した。
- ガラス、溶融、セメント、AAM固化体からの溶出率について、2020年度までの先行的処理の検討成果等を基に、固化体中の拡散係数や固化体の溶出率を算出した。
- 最新の国内処分動向(NUMO殿 包括的報告書など)を参考に、JNFL殿低レベル放射性廃棄物埋設センター 変更申請書をベースとした2020年度の分配係数の設定値を一部見直しを行った。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット情報の整理(2/10)

＜廃棄物量(重量・体積)＞

2020年度の性状把握の成果を反映した廃棄物物量を感度解析・処分概念案検討に用いる。

・2021年度の瓦礫類については金属とコンクリートのそれぞれの正味の体積の合計値を記載。

⇒廃棄体化を考慮した物量が、主に接近シナリオにおける被ばく線量に影響すると想定

2021/2020年度　廃棄物量比較	2020年度廃棄物量			2021年度廃棄物量		
	m3	ton	ton/m3	m3	ton	ton/m3
KURION	2847	11565	4.06	2877	11685	4.06
AREVA	597	597	1.00	597	597	1.00
SARRY	1196	5184	4.33	1274	5520	4.33
スラリー1_鉄共沈	1833	1833	1.00	2001	2001	1.00
スラリー2_炭酸塩沈殿	7887	7887	1.00	8610	8610	1.00
ALPS-4_Ag添着活性炭	222	184	0.83	181	181	1.00
ALPS-2_チタン酸塩	332	276	0.83	272	272	1.00
ALPS-3_フェロシアン化合物	222	184	0.83	181	181	1.00
ALPS-6_キレート樹脂	443	368	0.83	363	363	1.00
ALPS-5_酸化チタン	222	184	0.83	181	181	1.00
ALPS-7,1	46	57	1.25	68	68	1.00
瓦礫1	190000	380000	2.00	34656	186873	5.39
瓦礫2	48000	96000	2.00	30140	177951	5.90
瓦礫3	26700	53400	2.00	6079	33705	5.54
瓦礫4	52000	104000	2.00	20729	103528	4.99
瓦礫5	36000	72000	2.00	19617	106797	5.44
伐採木	18000	14400	0.80	17264	13811	0.80
圧力容器廃棄物(事故前L1相当)	230	216	0.94	231	222	0.96
圧力容器廃棄物(事故前L2相当)	185	1466	7.91	185	1467	7.91
格納容器内廃棄物(金属)(事故前L2相当)	1164	873	0.75	1164	877	0.75
格納容器内廃棄物(金属)(事故前L3相当)	1211	1831	1.51	1211	1829	1.51
格納容器内廃棄物(コンクリート)(事故前L2相当)	431	328	0.76	431	329	0.76
格納容器内廃棄物(コンクリート)(事故前L3相当)	449	682	1.52	449	679	1.51
建屋内廃棄物(金属)(事故前L3相当)	23677	35677	1.51	23677	35677	1.51
建屋内廃棄物(金属)(事故前非放射性)	6454	9725	1.51	6454	9725	1.51
建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前L3相当)	8766	13208	1.51	8766	13208	1.51
建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前非放射性)	370586	558403	1.51	370586	558403	1.51

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット情報の整理(3/10)

＜放射能インベントリ＞

2020年度の性状把握の成果を基に、感度解析・処分概念案検討のインプットとするインベントリを設定。

- 27廃棄物を対象とし、処分に影響の大きい68核種の放射能を設定(下表では代表5核種を記載)。インベントリの不確実性を考慮し、最頻値(一部、平均値を使用)と95%ileの2通りを評価する。
- 一部の水処理二次廃棄物(SARRY, KURION, AREVAなど)のC-14, I-129放射能量が大幅に見直し⇒主に地下水シナリオにおける被ばく線量に影響すると想定

凡例:
- 放射能の2021年/2020年が0.5以下
- 放射能の2021年/2020年が2以上

	放射能量 (Bq) 2020年度と2021年度の比較表	C-14				Sr-90				I-129				Cs-137				Pu-239			
		Geomean_Mode		95%ile		Geomean_Mode		95%ile		Geomean_Mode		95%ile		Geomean_Mode		95%ile		Geomean_Mode		95%ile	
		2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)	2021年度 (Bq)	昨年度との比 (2021年度/2020年度)
1	KURION	9.6E+11	164.833	1.4E+12	90.202	9.1E+14	0.056	2.0E+17	0.687	5.8E+10	162.530	1.0E+11	106.176	1.7E+17	1.001	1.7E+17	1.000	1.9E+10	117.334	8.0E+11	245.389
2	AREVA	6.0E+08	16.929	2.9E+09	30.096	1.5E+16	51.440	3.8E+16	21.189	3.7E+07	16.696	1.7E+08	30.162	1.0E+15	1.001	1.0E+15	1.000	5.7E+08	6.167	2.0E+11	20.349
3	SARRY	7.5E+11	180.367	1.1E+12	95.300	6.8E+16	5.170	1.6E+17	0.711	4.6E+10	178.208	7.7E+10	115.615	1.3E+17	1.053	1.3E+17	1.053	1.4E+10	122.963	4.9E+11	247.027
4	スラリー1_鉄共沈	2.7E+11	32.652	2.3E+12	0.976	3.9E+16	33.374	2.0E+17	0.999	4.4E+08	0.850	1.3E+09	0.788	2.0E+12	0.162	1.7E+13	0.001	1.1E+09	0.495	6.0E+11	0.586
5	スラリー2_炭酸塩沈殿	1.1E+11	1.685	1.4E+12	0.540	8.9E+15	1.881	1.1E+17	0.512	4.3E+08	0.751	1.3E+09	0.767	1.9E+11	0.017	4.7E+12	0.000	5.4E+09	0.653	7.9E+11	0.610
6	ALPS-4_Ag添着活性炭	1.1E+06	0.370	9.3E+06	0.411	8.2E+10	2.021	5.6E+11	0.605	4.2E+10	2.505	1.5E+11	0.847	7.8E+08	0.005	7.3E+09	0.001	4.0E+04	0.476	2.3E+06	0.553
7	ALPS-2_チタン酸塩	1.1E+06	0.388	8.8E+06	0.403	8.8E+12	1.876	1.1E+14	0.512	4.1E+05	0.762	1.3E+06	0.777	8.4E+08	0.006	8.2E+09	0.001	4.0E+04	0.512	2.4E+06	0.574
8	ALPS-3_フェロシアン化合物	1.1E+06	0.381	9.0E+06	0.390	8.5E+07	520.448	6.2E+08	0.722	4.1E+05	0.761	1.2E+06	0.738	2.2E+10	0.002	1.7E+12	0.000	4.0E+04	335.516	2.4E+06	0.611
9	ALPS-6_キレート樹脂	1.0E+06	0.392	7.0E+06	0.313	7.8E+07	1.993	4.8E+08	0.629	4.0E+05	0.784	1.2E+06	0.724	7.8E+05	0.006	7.5E+06	0.001	2.2E+05	0.295	2.3E+08	0.568
10	ALPS-5_酸化チタン	1.1E+06	0.408	8.7E+06	0.386	7.8E+09	84993.994	5.2E+10	57.300	4.2E+05	0.816	1.3E+06	0.774	1.7E+07	124.363	6.2E+08	0.049	1.2E+04	1185.287	8.1E+05	0.491
11	ALPS-7,1	1.1E+06	0.391	8.7E+06	0.383	2.4E+07	1424.382	2.2E+08	0.240	4.3E+05	0.807	1.3E+06	0.789	2.3E+05	1.772	3.6E+06	0.000	1.2E+04	9815.208	9.2E+05	0.583
12	瓦礫1	3.6E+08	0.007	2.9E+09	0.012	1.4E+10	0.015	1.3E+11	0.011	6.0E+06	0.002	1.7E+08	0.011	1.1E+13	0.017	1.1E+13	0.017	1.1E+06	0.008	1.9E+07	0.004
13	瓦礫2	1.1E+11	0.697	9.1E+11	1.200	4.5E+12	1.436	4.1E+13	1.042	1.9E+09	0.210	5.4E+10	1.045	3.4E+15	1.678	3.5E+15	1.680	3.4E+08	0.817	6.0E+09	0.350
14	瓦礫3	1.2E+11	0.188	9.8E+11	0.334	4.9E+12	0.387	4.4E+13	0.281	2.1E+09	0.057	5.8E+10	0.330	3.7E+15	0.452	3.7E+15	0.453	3.7E+08	0.220	6.5E+09	0.094
15	瓦礫4	1.8E+12	0.610	1.4E+13	4.756	7.1E+13	0.405	6.5E+14	0.294	3.0E+10	0.190	8.5E+11	4.096	5.4E+16	0.474	5.4E+16	0.474	5.4E+09	0.231	9.4E+10	0.099
16	瓦礫5	3.6E+12	1.242	2.9E+13	9.680	1.4E+14	0.466	1.3E+15	0.338	6.1E+10	0.387	1.7E+12	8.336	1.1E+17	0.544	1.1E+17	0.545	1.1E+10	0.265	1.9E+11	0.114
17	伐採木	2.1E+11	0.753	9.9E+11	0.714	5.8E+12	1.102	4.7E+13	0.621	1.2E+10	0.714	6.2E+10	0.656	3.9E+15	1.041	3.9E+15	1.042	3.3E+08	0.439	6.3E+09	0.219
18	圧力容器廃棄物(事故前L1相当)	4.6E+13	1.000	4.6E+13	1.004	4.4E+16	1.790	4.8E+16	1.013	3.1E+07	0.258	3.2E+10	1.413	8.2E+16	1.246	8.7E+16	0.984	2.2E+14	1.502	2.3E+14	0.960
19	圧力容器廃棄物(事故前L2相当)	5.4E+10	0.980	4.7E+11	1.386	4.0E+16	1.665	4.8E+16	1.024	1.4E+07	0.161	2.6E+10	1.417	6.6E+16	1.207	7.0E+16	0.984	2.1E+14	1.484	2.3E+14	0.965
20	格納容器内廃棄物(金属)(事故前L2相当)	3.3E+10	0.824	4.9E+11	1.404	9.7E+15	1.441	1.2E+16	1.004	8.6E+07	0.170	2.9E+10	1.419	7.3E+16	1.351	7.8E+16	0.976	5.4E+13	1.455	5.8E+13	0.953
21	格納容器内廃棄物(金属)(事故前L3相当)	6.9E+10	0.905	5.5E+11	1.377	1.1E+16	1.647	1.3E+16	1.015	8.8E+07	0.168	3.0E+10	1.419	7.7E+16	1.353	8.1E+16	0.976	5.5E+13	1.479	5.8E+13	0.968
22	格納容器内廃棄物(コンクリート)(事故前L2相当)	9.6E+08	0.275	1.7E+11	1.451	9.0E+15	1.424	1.2E+16	1.008	3.4E+07	0.177	1.1E+10	1.412	2.7E+16	1.278	2.9E+16	0.977	5.1E+13	1.378	5.8E+13	0.968
23	格納容器内廃棄物(コンクリート)(事故前L3相当)	1.4E+09	0.339	1.8E+11	1.449	1.0E+16	1.630	1.2E+16	1.003	3.5E+07	0.176	1.1E+10	1.415	2.9E+16	1.285	3.0E+16	0.976	4.9E+13	1.367	5.7E+13	0.971
24	建屋内廃棄物(金属)(事故前L3相当)	1.3E+12	0.991	1.3E+12	0.976	8.5E+12	0.040	1.1E+15	0.182	3.0E+08	0.417	5.0E+08	0.199	9.3E+14	0.299	1.4E+15	0.257	2.8E+10	0.862	5.0E+11	0.344
25	建屋内廃棄物(金属)(事故前非放射性)	1.2E+09	0.355	2.0E+09	0.182	8.1E+12	0.142	2.6E+14	0.168	6.3E+07	0.316	1.2E+08	0.184	2.4E+14	0.281	3.5E+14	0.240	5.4E+08	0.431	1.3E+11	0.300
26	建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前L3相当)	1.6E+10	0.846	1.7E+10	0.577	2.4E+14	3.194	3.1E+14	0.143	8.6E+07	0.314	1.4E+08	0.156	3.3E+14	0.282	4.3E+14	0.214	6.5E+08	0.380	1.6E+11	0.295
27	建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前非放射性)	6.7E+10	0.361	1.1E+11	0.174	6.6E+14	0.211	1.6E+16	0.172	4.7E+09	0.407	6.8E+09	0.175	1.3E+16	0.280	1.9E+16	0.229	2.7E+10	0.378	7.2E+12	0.346

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

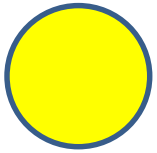
インプット情報の整理(4/10)

＜処理の設定＞

2021年度の解析評価では、2020年度までの処理の検討結果等から廃棄物ごとに処理方法を設定し、廃棄体化した際の重量・物量を算出

2020年度まで：原廃棄物を対象に評価*

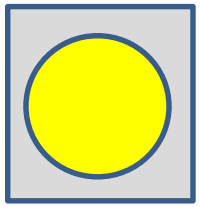
*:代表廃棄物に対する一部の検討では処理方法を設定して評価



原廃棄物

重量・容量ともに原廃棄物のまま

2021年度：2020年度までの処理の検討結果等から廃棄物ごとに処理方法を考慮し、重量・物量を設定



固化等



脱水等

原廃棄物の重量・容量に適切な係数を乗じて設定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット情報の整理(5/10)

＜廃棄体体積、廃棄体重量の設定値＞

廃棄物種類	廃棄体化体積比	廃棄体化重量比	原体積(m^3)	原重量(t)	廃棄体体積(m^3)	廃棄体重量(t)
KURION	1	2	2,877	11,685	2,877	5,753
AREVA	0.03	0.04	597	597	18	24
SARRY	1	2	1,274	5,520	1,274	2,548
スラリー1_鉄共沈	0.3	0.5	2,001	2,001	600	1,000
スラリー2_炭酸塩沈殿	0.3	0.4	8,610	8,610	2,583	3,444
ALPS-4_Ag添着活性炭	0.5	0.5	181	181	91	91
ALPS-2_チタン酸塩	0.5	0.5	272	272	136	136
ALPS-3_フェロシアン化合物	0.5	0.5	181	181	91	91
ALPS-6_キレート樹脂	0.5	0.5	363	363	181	181
ALPS-5_酸化チタン	0.5	0.5	181	181	91	91
ALPS-7,1	0.5	0.5	68	68	34	34
瓦礫1	3.7	2	34,656	186,873	129,089	373,747
瓦礫2	4.0	2	30,140	177,951	120,113	355,902
瓦礫3	3.8	2	6,079	33,705	23,114	67,410
瓦礫4	3.5	2	20,729	103,528	73,019	207,055
瓦礫5	3.8	2	19,617	106,797	73,588	213,594
伐採木	1.3	3	17,264	13,811	22,443	41,434
RPV廃棄物(事故前L1)	1	2	231	222	231	443
RPV廃棄物(事故前L2)	5	2	185	1,467	927	2,934
PCV廃棄物(金属)(事故前L2)	1	2	1,164	877	1,164	1,753
PCV廃棄物(金属)(事故前L3)	1	2	1,211	1,829	1,211	3,658
PCV廃棄物(コンクリート)(事故前L2)	1	2	431	329	431	658
PCV廃棄物(コンクリート)(事故前L3)	1	1	449	679	449	679
建屋内廃棄物(金属)(事故前L3)	1	2	23,677	35,677	23,677	71,353
建屋内廃棄物(金属)(事故前非放)	1	2	6,454	9,725	6,454	19,449
建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前L3)	1	1	8,766	13,208	8,766	13,208
建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前非放)	1	1	370,586	558,403	370,586	558,403
合　計			558,245	1,274,740	863,237	1,945,073

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

インプット情報の整理(6/10)

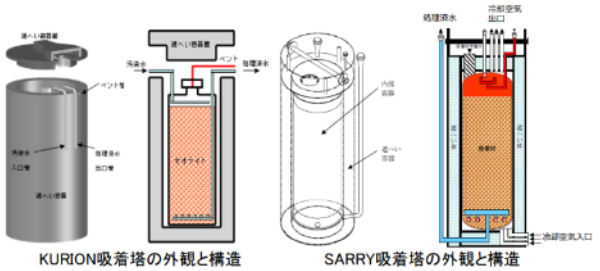
＜廃棄体体積、廃棄体重量の設定値の考え方＞

①KURION・SARRY

⇒現在の重量は“遮蔽容器込み”として算出されている。

(KURION:2877m^3、11685t、SARRY:1274m^3、5520t)

⇒固化体の想定として、体積は変わらず、密度は2t/m^{3}になると仮定した。



②AREVA・鉄共沈スラリー・炭酸塩スラリー

- ✓ 脱水等の処理→固型化を行うと想定
- ✓ 原廃棄物の固体／液体 重量比及び体積比を元に、固化体の充填率を廃棄物(固体分):30%(鉄共沈スラリーは20%)、充填材:70%(鉄共沈スラリーは80%)として体積比、重量比を算出してまるめた値。

廃棄体化係数	AREVA	鉄共沈スラリー	炭酸塩スラリー
原廃棄物体積比	0.03	0.3	0.3
原廃棄物重量比	0.04	0.5	0.4

AREVA

ピット保管物重量比(wt%)	
固体	液体
1.33	98.67
ピット保管物容積比(vol%)	
固体	液体
0.36	99.64

第52回事務局会議資料、第73回監視・評価検討会資料より算出

鉄共沈スラリー

重量比(wt%)	
固体	液体
10	90
容積比(vol%)	
固体	液体
3	97

第21回事務局会議資料抜粋

炭酸塩スラリー

重量比(wt%)	
固体	液体
12.1	87.9
容積比(vol%)	
固体	液体
5.1	94.9

第34回事務局会議資料抜粋

③ALPS 1～7

⇒原廃棄物の分析データがないため、鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリーの結果を踏まえ、廃棄体化における原廃棄物体積比・重量比をそれぞれ0.5と仮定した。

④瓦礫1から5

⇒瓦礫金属の充填率は20%(すなわち、廃棄体化体積比は5)、瓦礫コンクリートの充填率は50%(すなわち、廃棄体化体積比は2)と仮定した。また、廃棄体化重量比は、容器・充填材込みの重量比を保守的(小さい方)にまるめて2とした。
金属とコンクリートを合わせた瓦礫1～瓦礫5の廃棄体化体積比は、全体の平均では3.5~4.0の範囲で、個別の廃棄体では金属とコンクリートの割合に応じて2~5の範囲で変化する。

⑤伐採木

⇒原廃棄物の物量は焼却後であるので、焼却灰の充填率を30wt%、固化体密度を2t/m^{3}として、廃棄体化重量比を3、廃棄体化体積比を1.3と設定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

インプット情報の整理(7/10)

＜廃棄体体積、廃棄体重量の設定値の考え方＞

⑥RPV・PCV廃棄物・建屋内廃棄物

⇒原廃棄物体積・重量から密度を算出し、以下の観点で整理

(i)金属廃棄物

✓ 密度が7.9t/m^{3}程度(RPV廃棄物(事故前L2)のみ)

⇒瓦礫金属と同等の充填率0.2を仮定し、廃棄体化体積比は5、廃棄体化重量比は2と設定

✓ 密度が0.7～1.5t/m^{3}程度(RPV廃棄物(事故前L2)以外))

⇒容器で保管されている状態と想定。廃棄体化体積比は1、廃棄体化重量比は2と仮定

(ii)コンクリート廃棄物

廃棄体化体積比は1とし、密度が1以下の場合は廃棄体化重量比は2とし、密度が1以上の場合は廃棄体化重量比は1とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット情報の整理(8/10)

＜廃棄体中の拡散係数、溶出率＞

ガラス、溶融、セメント、AAM固化体からの溶出率について、2020年度までの先行的処理の検討成果等を基に、固化体中の拡散係数や固化体の溶出率を算出した。

表1 (例)セメント(OPC)中の核種毎の溶出率

核種*	拡散支配(拡散が支配的な浸出であるとした場合)			溶解支配**	
	拡散係数D(cm^2/s)	溶出期間(年)	溶出率(1/y)	溶出率(1/y)	全量溶出期間(y)
炭酸塩スラリーCs	6.3E-08	1	1.6E-01	3.1E-01	3.2E+00
		100	41年で全量溶出		
炭酸塩スラリーSr	1.7E-10	1	8.2E-03	1.6E-02	6.1E+01
		100	8.2E-04		
炭酸塩スラリー Sn,Ce	6.9E-14	1	1.6E-04	3.3E-04	3.0E+03
		100	1.6E-05		
鉄共沈スラリーCs	4.4E-08	1	1.3E-01	2.6E-01	3.8E+00
		100	58年で全量溶出		
鉄共沈スラリーSr	1.6E-09	1	2.5E-02	4.9E-02	2.0E+01
		100	2.5E-03		
鉄共沈スラリー Sn,Ce	6.9E-14	1	1.6E-04	3.3E-04	3.0E+03
		100	1.6E-05		

*p281の②の固形化に対応

**短期(91日)の浸漬試験の結果を直線的に外挿しているため、溶解支配(溶解が支配的な浸出であるとした場合)の溶出率の方が保守的な値となる。

表2 (例)ガラス固化体の溶出率

評価温度(℃)	浸出速度(kg/m^2d)	溶出率(1/y)	全量溶出期間(y)
10℃	1.0E-08	1.6E-08	6.4E+07
25℃	5.0E-08	7.8E-08	1.3E+07
60℃	1.0E-06	1.6E-06	6.4E+05
90℃	1.0E-04	1.6E-04	6.4E+03

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

インプット情報の整理(9/10)

最新の国内処分動向(NUMO殿 包括的報告書など)を参考に、JNFL殿低レベル放射性廃棄物埋設センター 変更申請書をベースとした2020年度の分配係数の設定値を一部見直し。

＜分配係数(Kd)の設定値＞

赤字は昨年度からの見直し箇所

Kd	Cement	Bentonite	Rock/Soil	Farm soil
H	0	0	0	0
Be	0.1	0.004	0.01	3
C	0.004	0	0.0001	0.002
Cl	5E-04	0	0	0.00025
Ca	0.009	0.01	0.01	0.11
Co	0.1	0.004	0.01	0.99
Ni	0.009	0.004	0.1	1.1
Se	0.01	0.01	0.001	1.8
Rb	0.01	0.1	0.1	0.67
Sr	0.009	0.01	0.01	0.15
Zr	0.1	0.1	0.02	7.3
Nb	0.1	0.1	0.02	2
Mo	0.01	0.0003	0.0001	0.027
Tc	0.0002	0	0.0001	0.0015
Pd	0.009	0.004	0.1	0.67
Ag	0.01	0.1	0.1	15
Cd	0.009	0.004	0.1	0.81
Sn	0.25	0.67	0.13	1.6
I	0.0001	0	0	0.027
Cs	0.01	0.1	0.1	0.27

Kd	Cement	Bentonite	Rock/Soil	Farm soil
Ba	0.009	0.01	0.01	0.06
La	0.009	0.004	0.1	0.65
Pm	0.009	0.004	0.1	1
Sm	0.009	0.004	0.1	3
Eu	0.009	0.004	0.1	3
Tb	0.009	0.004	0.1	0.65
Ho	0.009	0.004	0.1	3
Pt	0.009	0.004	0.1	0.09
Pb	0.009	0.004	0.1	22
Po	0.009	0.004	0.1	6.6
Ra	0.009	0.01	0.01	2.4
Ac	0.1	1	0.1	5.4
Th	0.4	0.03	0.02	89
Pa	0.4	0.03	0.02	6.6
U	0.02	0.009	0.001	0.4
Np	0.009	0.004	0.0009	1.2
Pu	0.4	0.03	0.02	1.8
Am	0.1	1	0.1	110
Cm	0.1	1	0.1	12

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

参考

インプット情報の整理(10/10)

非保守的な設定値についてはNUMO殿 包括的報告書やデータベースから見直し。

分配係数Kdの設定状況

赤字は昨年度からの見直し箇所

元素	2020年度の設定値	NUMO 包括的技術報告書				JAEA データベース		2021年度の設定値
	岩，土壌（JNFL 変更申請書ベース）	新第三紀堆積岩 基本ケース HLW, Gr.1，2，4 低Cl^-濃度	新第三紀堆積岩 基本ケース HLW, Gr.1，2，4 高Cl^-濃度	新第三紀堆積岩 基本ケース Gr.3（処分場閉鎖後1,000年まで）低Cl^-濃度	新第三紀堆積岩 基本ケース Gr.3（処分場閉鎖後1,000年まで）高Cl^-濃度	砂岩 対数平均	砂岩 最もデータ数が多い範囲の下限値	岩，土壌（2020年度のJNFL 変更申請書ベースから一部見直し）
Co	0.1	3	0.5	3E−4	5E−5	0.08357	0.01	0.01
Ni	0.1	3	0.5	3E−4	5E−5	0.5422	0.1	0.1
Se	0.15	0.04	0.05	0.04	0.05	0.02818	0.01	0.001 *
Sr	0.1	0.2	0.07	2E−4	7E−5	0.01361	0.01	0.01
Nb	0.02	6	6	6	6	1.774	0.1	0.02
Sn	0.13	100	100	100	100	2.433	0.1	0.13
Cs	0.9	1	0.1	0.001	1E−4	0.1916	0.1	0.1
Th	0.02	30	5	30	5	0.3566	0.1	0.02
U	0.001	6	2E−6	6	2E−6	0.2294	0.01	0.001
Np	0.0009	30	5	30	5	0.02128	0.001	0.0009
Pu	0.02	30	5	30	5	1.019	0.1	0.02
Am	0.1	200	20	200	20	1.124	1	0.1

*: Seの岩，土壌に対する分配係数は，JAEAデータベースで砂岩の酸化条件での数値が0.001～0.01m^3/kgの範囲に分布していることを考慮して保守的に0.001m^3/kgと設定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(1/15)

- トレンチ処分、ピット処分、中深度処分の各処分深度ごとに複数の処分概念を考案し、感度解析に向けてモデル化した。(287~290ページ)
- 処分概念ごとに感度評価のパラメータを設定した。(287~290ページ)
- 感度評価として、1GBqの核種が均一に廃棄物充填材に分布していることを仮定し、各バリア毎(充填材、低拡散層、低透水層、天然バリア)の出口核種移行率を比較し、各バリア通過後の核種移行率減衰量を評価した。(291~295ページ)
- バリア構造の感度およびバリアパラメータの感度を整理した。(296~300ページ)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(2/15)

＜感度評価の概要＞
地下水シナリオを対象に、トレンチ処分、ピット処分及び中深度処分の地下水移行で考慮される各バリア毎（充填材、低拡散層、低透水層、天然バリア）の出口核種移行率を比較し、各バリア通過後の核種移行率減衰量を理解する。（図２参照）

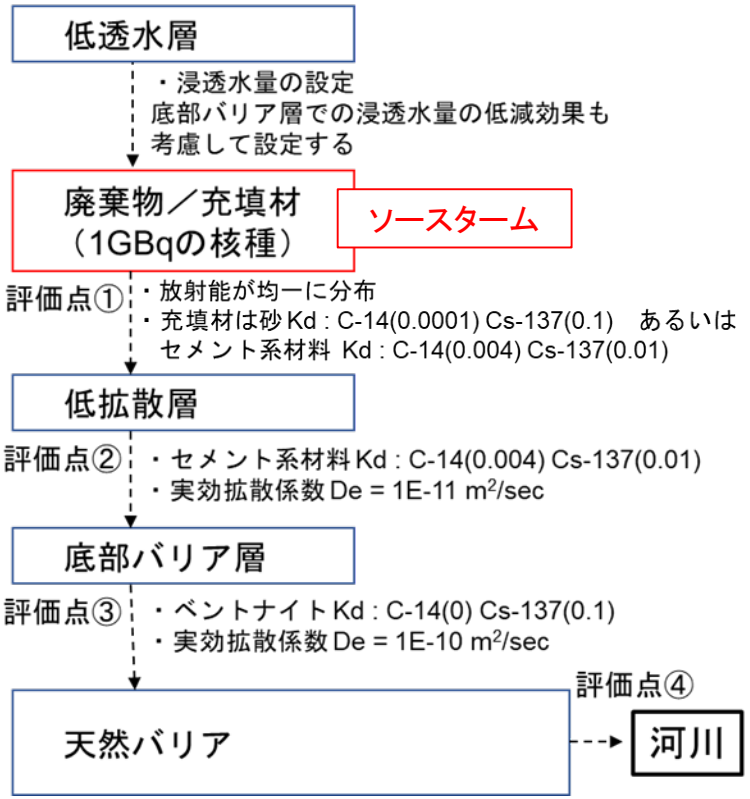


図１　評価モデルイメージ

（注）本図のバリア構成は一例であり、
処分概念に応じたモデルを作成（次頁以降参照）

廃棄物ごとの評価において、バリアに求める能力の必要性を議論する指標とする。

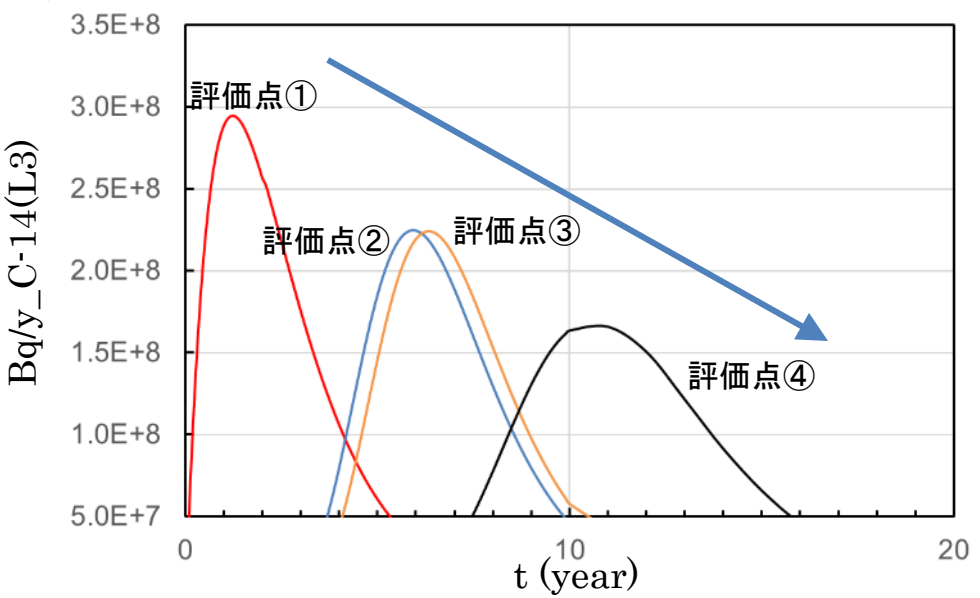


図2　各評価点における核種移行率のイメージ

各バリア通過後における核種移行率ピークを評価
→移行中に遅延するため、ブロード化と減衰により
核種移行率ピークは低下

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(3/15)

＜感度解析ケースの検討(トレンチ処分に相当する処分概念)＞
トレンチ処分の評価モデル(図1)、処分概念(図2)、感度解析パラメータ(表1)を設定。

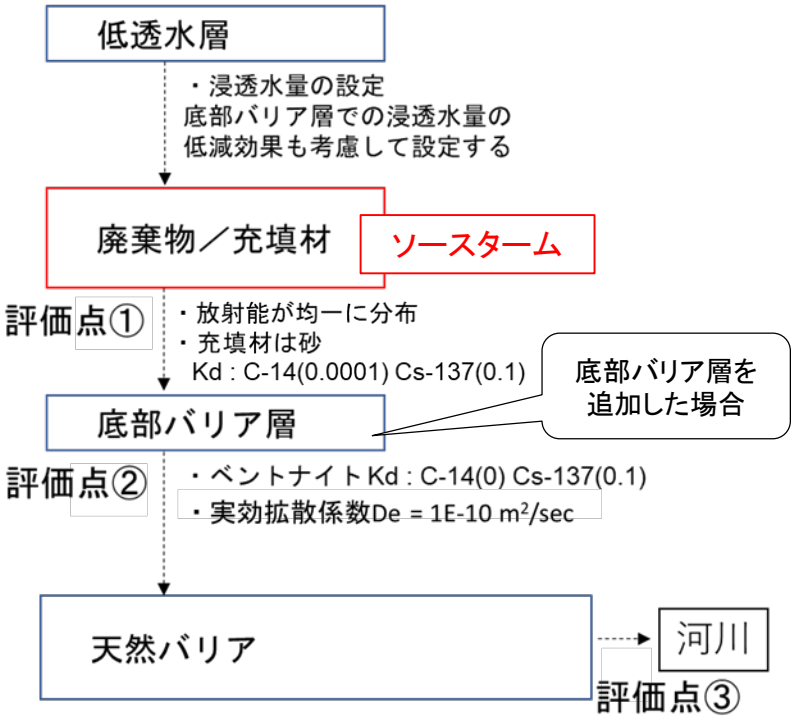
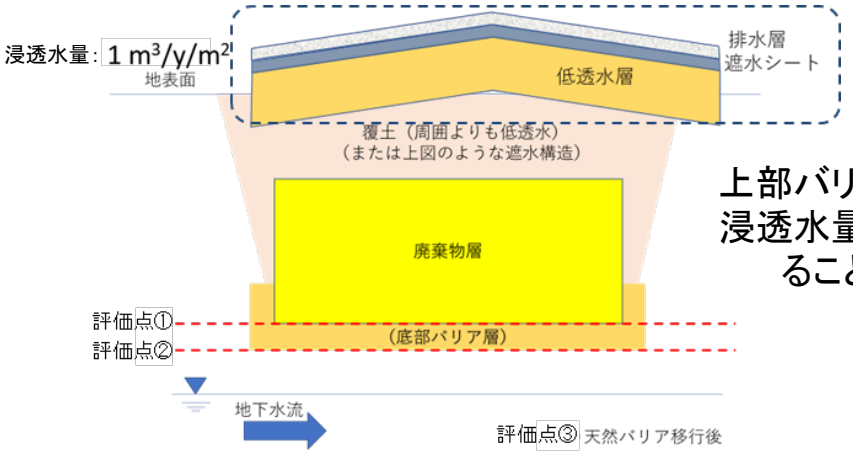


図1　トレンチ処分の評価モデル



上部バリアの影響は浸透水量を変動させることで評価

図2　トレンチ処分概念

表1　感度解析パラメーター覧

			Initial value	Sensitivity parameter/magnification			
	施設形状	L(m)	100				
		W(m)	100				
		H(m)	5				
	浸透水量	m³/y/m²	1	×10	×0.1	×0.01	
廃棄物	核種溶出率	1/y	1	0.01	0.001	0.0001	
	閉じ込め期間	y	0	100	1000	10000	
	破損時間	y	0	100	1000	10000	
充填材	充填材材料		砂 sand				
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
底部バリア層	材質		bentonite				
	厚さ	m	0.5	0	1	2	
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
天然バリア	移行距離	m	100	30	300		
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(4/15)

＜感度解析ケースの検討(ピット処分に相当する処分概念)＞
ピット処分の評価モデル(図1)、処分概念(図2)、感度解析パラメータ(表1)を設定。

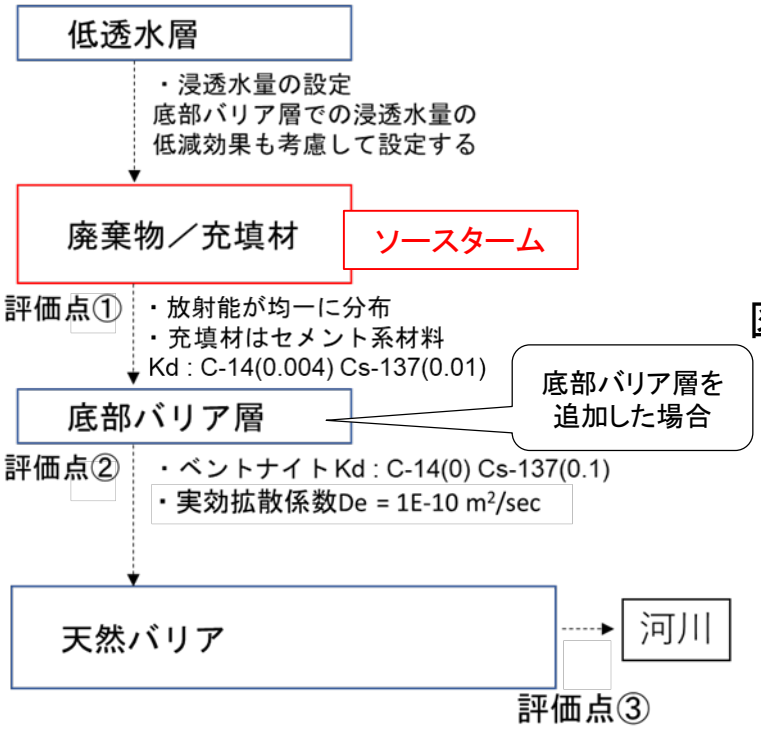


図1　ピット処分の評価モデル

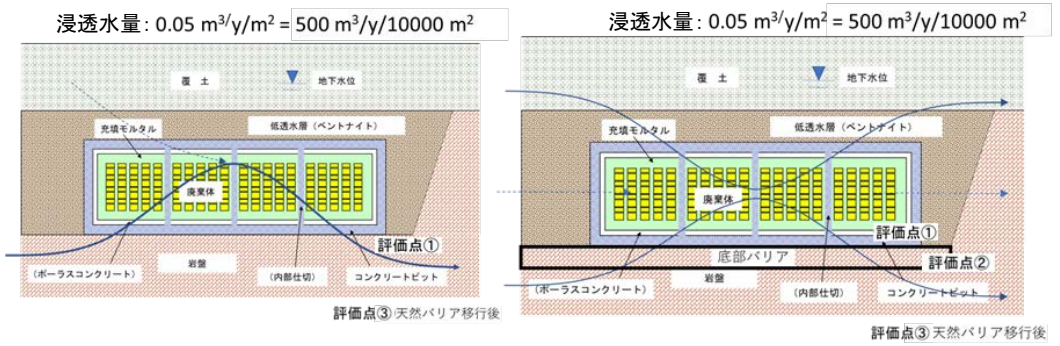


図2　ピット処分概念(左:下部バリア無し、右:下部バリアあり)

表1　感度解析パラメーター覧

			Initial value	Sensitivity parameter/magnification			
	施設形状	L(m)	100				
		W(m)	100				
		H(m)	5				
	浸透水量	$m^3/y/m^2$	0.1 , 0.05	×10	×0.1	×0.01	
廃棄物	核種溶出率	1/y	1	1.E-02	1.E-03	1.E-04	
	閉じ込め期間	y	0	100	1000	10000	
	破損時間	y	0	100	1000	10000	
充填材	充填材材料		Cement type				
	分配係数 Kd	m^3/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
底部バリア層	材質		bentonite				
	厚さ	m	1	0	0.5	2	
	分配係数 Kd	m^3/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
天然バリア	移行距離	m	100	30	300		
	材質		rock				
	分配係数 Kd	m^3/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(5/15)

＜感度解析ケースの検討(中深度処分に相当する処分概念)＞
中深度処分の評価モデル(図1)、処分概念(図2)、感度解析パラメータ(表1)を設定。

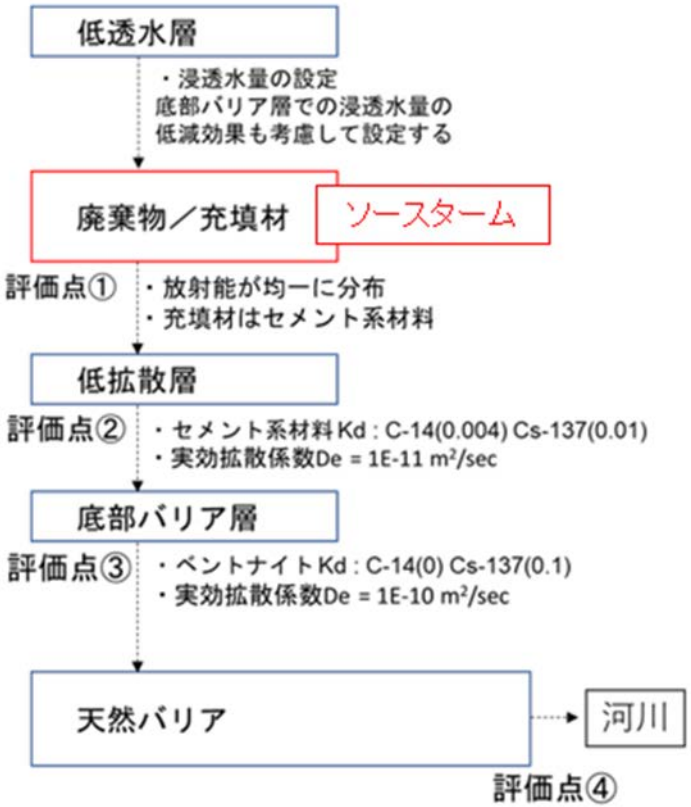


図1　中深度処分の評価モデル

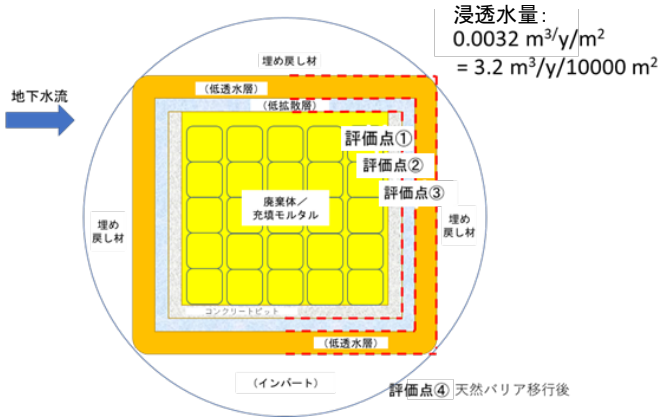


図2　中深度処分概念

表1　感度解析パラメーター覧

			Initial value	Sensitivity parameter/magnification			
	施設形状	L(m)	10				
		W(m)	100				
		H(m)	10				
	浸透水量	m³/y/m²	0.16 ,3.2E-03	×10	×0.1	×0.01	
廃棄物	核種溶出率	1/y	1	1.E-02	1.E-03	1.E-04	
	閉じ込め期間	y	0	100	1000	10000	
	破損時間	y	0	100	1000	10000	
充填材	充填材材料		Cement type				
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
低拡散層	材質		Cement type				
	厚さ	m	0.5	0			
	拡散係数	m²/y	1E-11				
底部バリア層	材質		Bentonite				
	厚さ	m	1	0	0.5	2	
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
天然バリア	移行距離	m	300	100	900		
	材質		rock				
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(6/15)

＜バリア構造の感度評価＞

表１に抜粋した地下水評価より線量に寄与する代表的な核種（昨年度検討結果）を対象として、バリア構造影響について、核種ごとの感度を評価。核種は以下のようにグルーピングして評価。

- C-14, Tc-99, I-129：半減期が長く(~5000y)、収着による遅延減衰がそれほど見込めない
- Cs-135, Pu-239：半減期が長く(~5000y)、収着による遅延減衰をある程度見込める
- Sr-90, Cs-137：半減期が短く、収着による遅延減衰をある程度見込める

表1　バリア材毎の各核種に対する分配係数　Kd

		分配係数 Kd (m^3/kg)		
核種	半減期(y)	セメント	ベントナイト	岩，土壌，砂
C-14	5700	0.004	0	0.0001
Sr-90	29	0.009	0.01	0.01
Tc-99	211100	0.0002	0	0.0001
I-129	15700000	0.0001	0	0
Cs-135	2300000	0.01	0.1	0.1
Cs-137	30	0.01	0.1	0.1
Pu-239	24110	0.4	0.03	0.02

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(7/15)

＜トレンチ処分*におけるバリア構造影響評価＞

溶出率や浸透水量抑制の感度を評価し、C-14、Tc-99、I-129については溶出率や浸透水量抑制により低減するが、移行中の遅延はほぼないことを確認（図２）

*：本資料ではトレンチ処分のみを代表してご紹介。

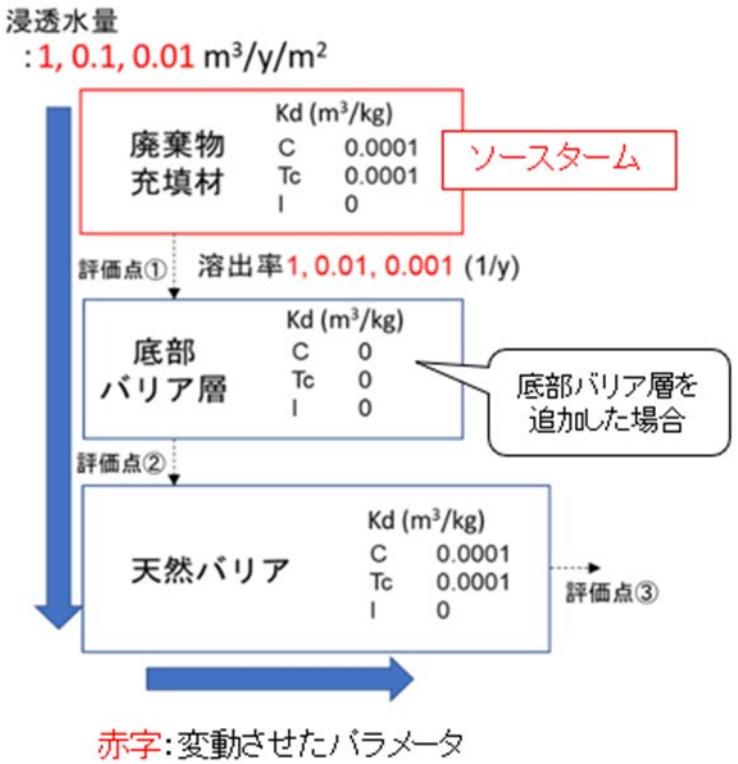
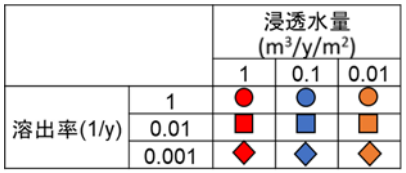
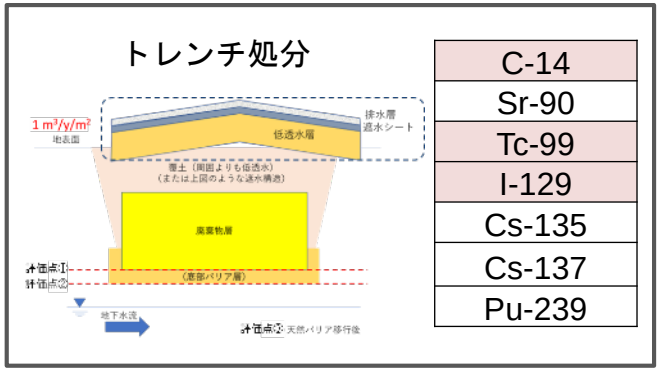


図1　トレンチ処分の評価モデル





遅延による
影響は小

溶出率や浸透水量
の抑制により低減

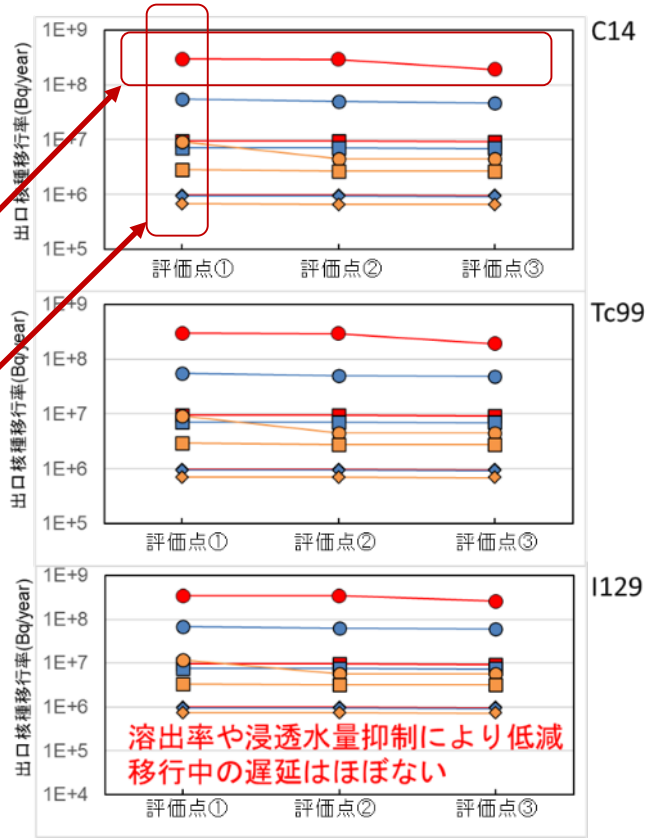


図2　浸透水量・溶出率に対する感度評価結果

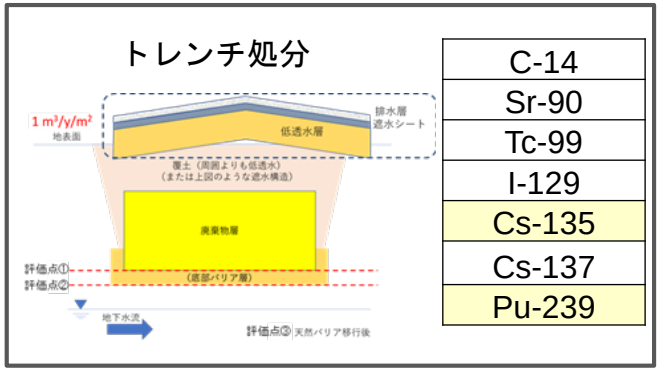
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(8/15)

＜トレンチ処分*におけるバリア構造影響評価＞

溶出率や浸透水量抑制の感度を評価し、Cs-135、Pu-239については溶出率や浸透水量抑制により低減するとともに、収着による減衰効果を確認
（特に廃棄物充填層の影響が大きい）（図２）

*：本資料ではトレンチ処分のみを代表してご紹介。



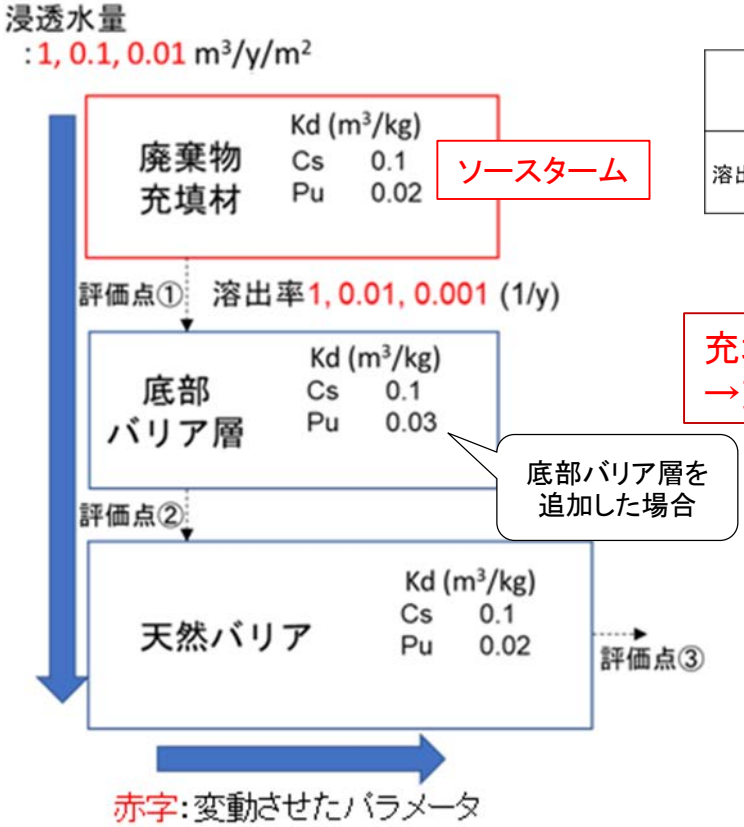
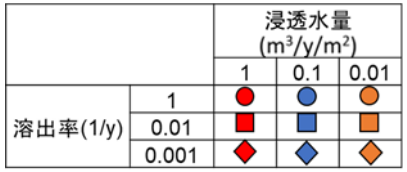
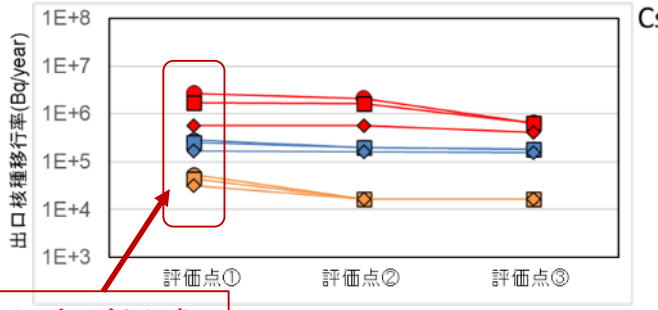


図1　トレンチ処分の評価モデル





充填材出口において核種移行率が低減
→充填材での収着の影響大きい

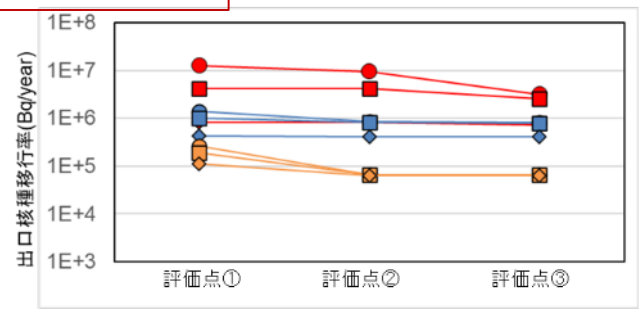


図2　浸透水量・溶出率に対する感度評価結果

溶出率や浸透水量抑制により低減
収着による減衰効果を確認（特に廃棄物充填層の影響が大きい）

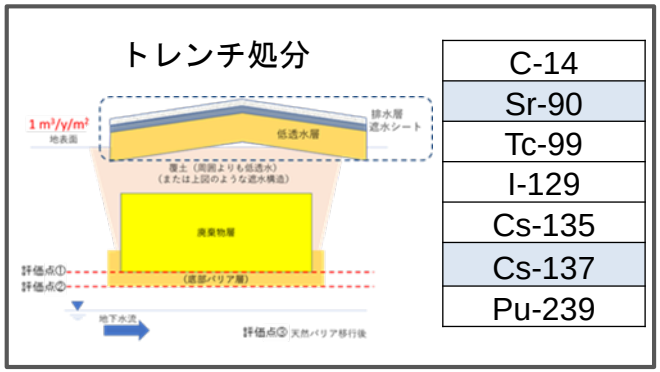
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(9/15)

<トレンチ処分*におけるバリア構造影響評価>

溶出率や浸透水量抑制の感度を評価し、Sr-90、Cs-137については溶出率や浸透水量抑制により低減し、遅延減衰で各バリアでピークが大きく低減することを確認（図２）

*：本資料ではトレンチ処分のみを代表してご紹介。



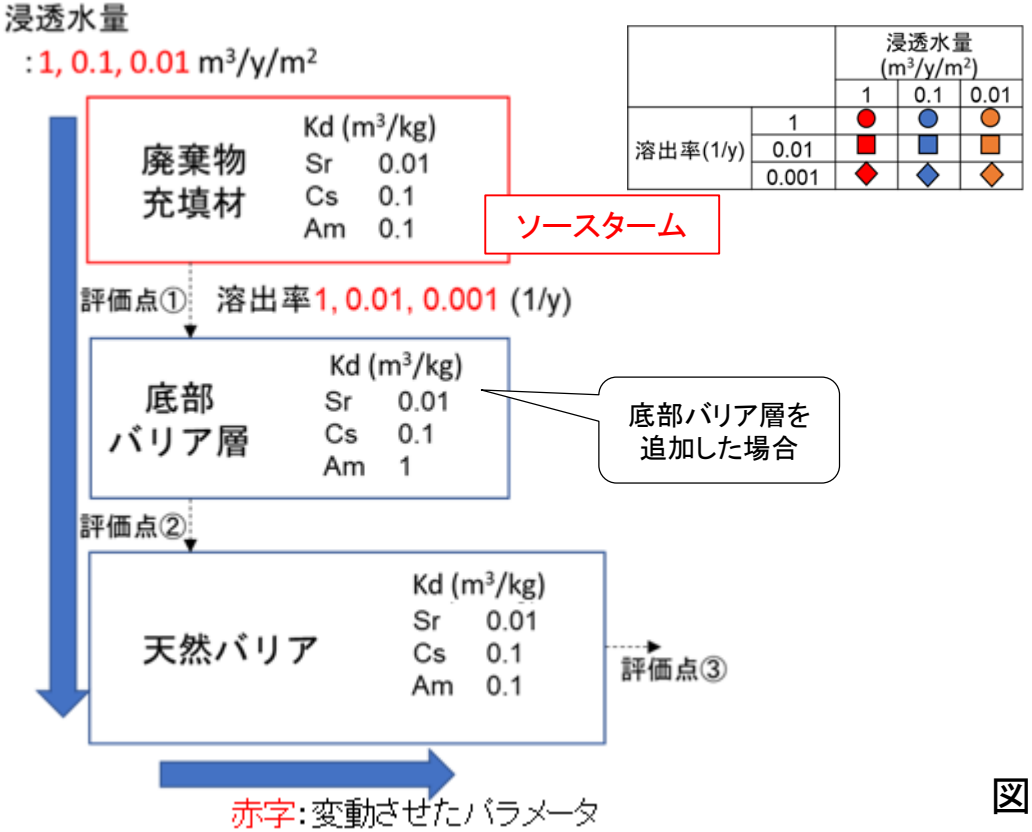


図１　トレンチ処分の評価モデル

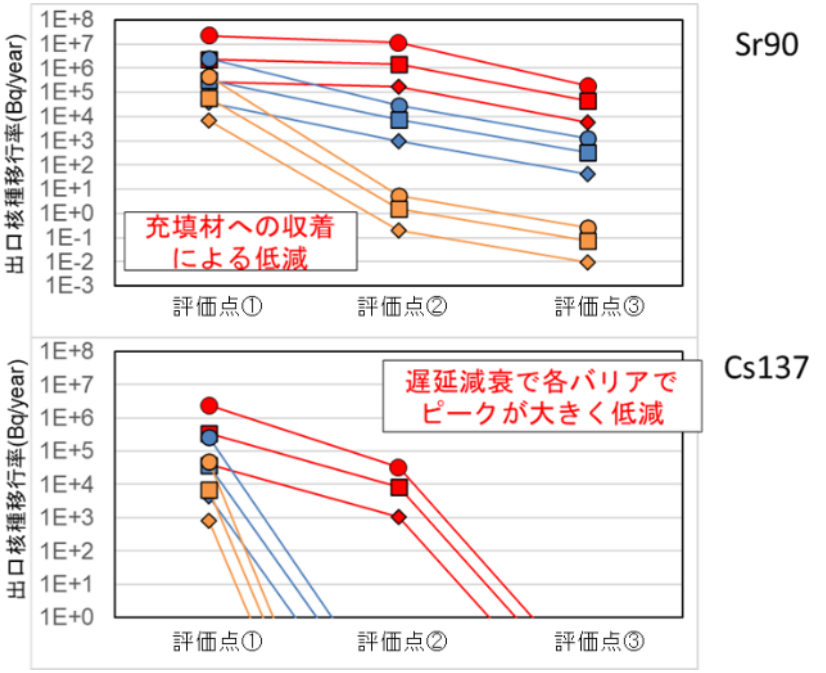


図２　浸透水量・溶出率に対する感度評価結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(10/15)

バリア構造の感度評価のまとめ

〇低収着性・長半減期核種(C-14, Tc-99, I-129)
- 廃棄物からの溶出抑制及び浸透水量抑制する人工バリアが有効

〇収着性・長半減期核種(Cs-135, Pu-239)
- 廃棄物からの溶出抑制及び浸透水量抑制する人工バリアが有効
- 人工バリア・天然バリアによる遅延減衰の効果はある程度見込める

〇収着性・短半減期核種(Sr-90, Cs-137)
- 廃棄物からの溶出抑制及び浸透水量抑制も見込めるが、人工バリア・天然バリアによる遅延減衰の効果が支配的である

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(11/15)

＜バリアのパラメータの感度評価＞

表１に抜粋した地下水評価より線量に寄与する代表的な核種（昨年度検討結果）を対象として、バリアのパラメータ(浸透水量、溶出率、閉じ込め期間、各バリアのKd、移行距離)について、核種ごとの感度を評価。核種は以下のように各グループの代表核種を評価。

- C-14 ：低収着性・長半減期核種、半減期が長く(~5000y)、収着による遅延減衰がそれほど見込めない
- Cs-135：収着性・長半減期核種、半減期が長く(~5000y)、収着による遅延減衰をある程度見込める
- Sr-90：収着性・短半減期核種、半減期が短く、収着による遅延減衰をある程度見込める

表1　バリア材毎の各核種に対する分配係数　Kd

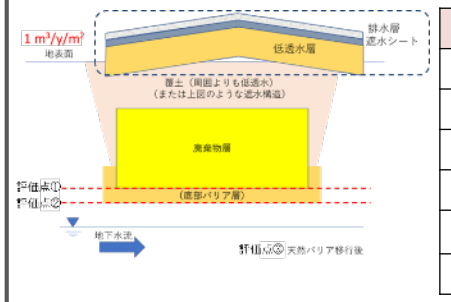
核種	半減期(y)	分配係数 Kd (m^3/kg)		
		セメント	ベントナイト	岩，土壌
C-14	5700	0.004	0	0.0001
Sr-90	29	0.009	0.01	0.01
Tc-99	211100	0.0002	0	0.0001
I-129	15700000	0.0001	0	0
Cs-135	2300000	0.01	0.1	0.1
Cs-137	30	0.01	0.1	0.1
Pu-239	24110	0.4	0.03	0.02

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(12/15)

＜トレンチ処分*におけるバリアパラメータ影響評価＞
バリアのパラメータの感度を評価し、C-14については浸透水量、充填材Kd、溶出率、破損期間の影響が大きいことを確認。（図２）

*：本資料ではトレンチ処分と中深度処分の代表例をご紹介。



C-14
Sr-90
Tc-99
I-129
Cs-135
Cs-137
Pu-239

図１　トレンチ処分概念図

◆はレファレンスケース

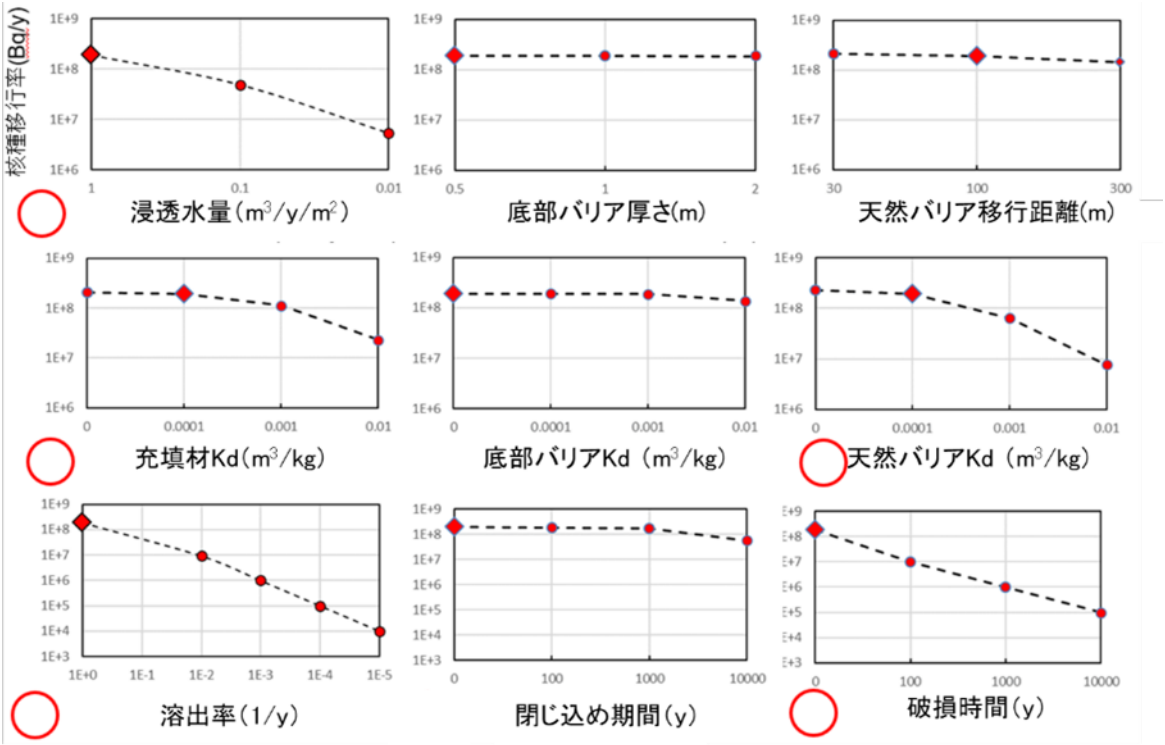


図２　各パラメータに対する感度評価結果

天然バリア出口（評価点③）を評価（図1参照）

表１　感度解析パラメーター覧（再掲）

			Initial value	Sensitivity parameter/magnification			
	施設形状	L(m)	100				
		W(m)	100				
		H(m)	5				
	浸透水量	m³/y/m²	1	×10	×0.1	×0.01	
廃棄物	核種溶出率	1/y	1	0.01	0.001	0.0001	
	閉じ込め期間	y	0	100	1000	10000	
	破損時間	y	0	100	1000	10000	
充填材	充填材材料		砂 sand				
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
底部バリア層	材質		bentonite				
	厚さ	m	0.5	0	1	2	
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
天然バリア	移行距離	m	100	30	300		
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01

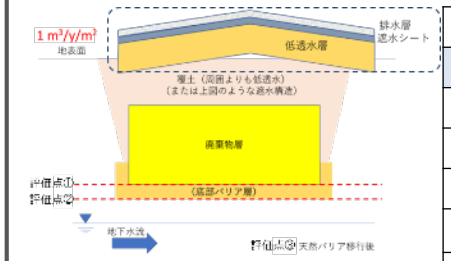
○・・・感度の高いパラメータ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(13/15)

＜トレンチ処分*におけるバリアパラメータ影響評価＞
バリアのパラメータの感度を評価し、Sr-90については浸透水量、溶出率、閉じ込め期間、破損期間の影響が大きいことを確認。（図２）

*：本資料ではトレンチ処分と中深度処分の代表例をご紹介。



C-14
Sr-90
Tc-99
I-129
Cs-135
Cs-137
Pu-239

図１　トレンチ処分概念図

◆はレファレンスケース

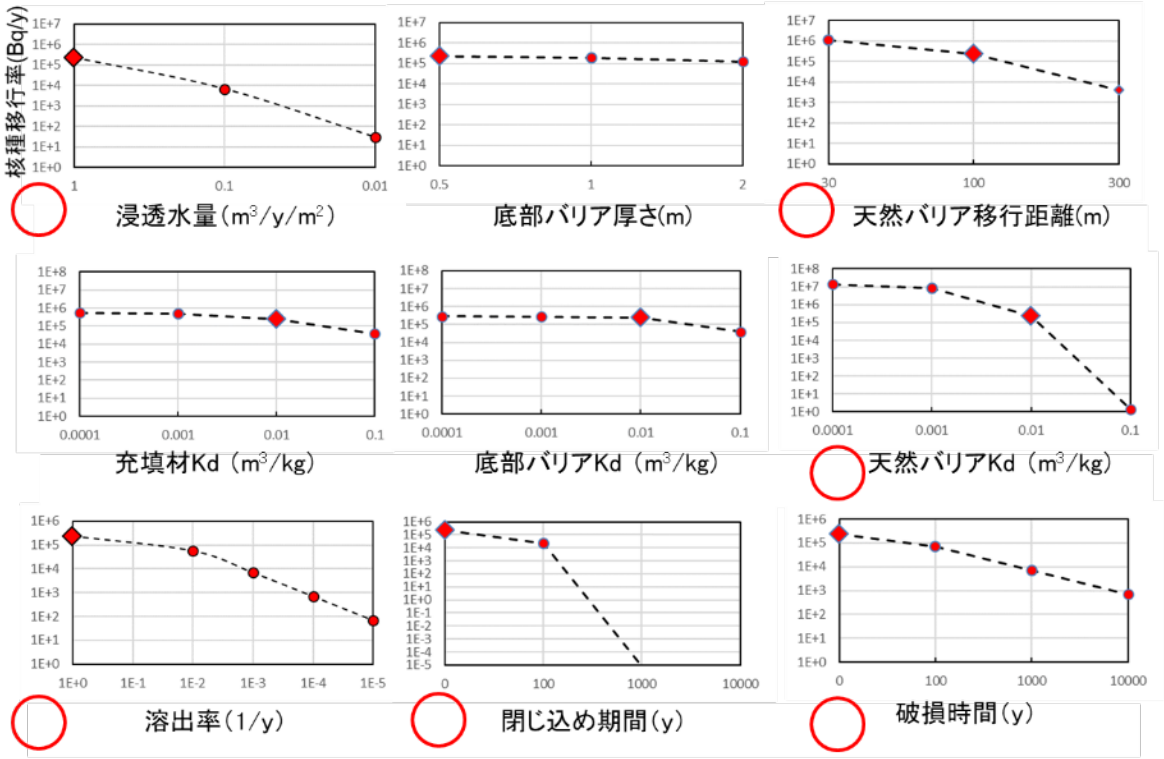


図2　各パラメータに対する感度評価結果

天然バリア出口（評価点③）を評価（図1参照）

表1　感度解析パラメーター覧（再掲）

			Initial value	Sensitivity parameter/magnification			
	施設形状	L(m)	100				
		W(m)	100				
		H(m)	5				
	浸透水量	m³/y/m²	1	×10	×0.1	×0.01	
廃棄物	核種溶出率	1/y	1	0.01	0.001	0.0001	
	閉じ込め期間	y	0	100	1000	10000	
	破損時間	y	0	100	1000	10000	
充填材	充填材材料		砂 sand				
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
底部バリア層	材質		bentonite				
	厚さ	m	0.5	0	1	2	
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
天然バリア	移行距離	m	100	30	300		
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01

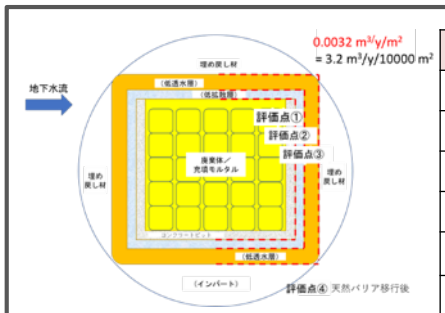
○・・・感度の高いパラメータ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(14/15)

＜中深度処分*におけるバリアパラメータ影響評価＞
バリアのパラメータの感度を評価し、C-14については浸透水量、充填材Kd の影響が大きいことを確認。（図２）

*：本資料ではトレンチ処分と中深度処分の代表例をご紹介。



C-14
Sr-90
Tc-99
I-129
Cs-135
Cs-137
Pu-239

図１　中深度処分概念図

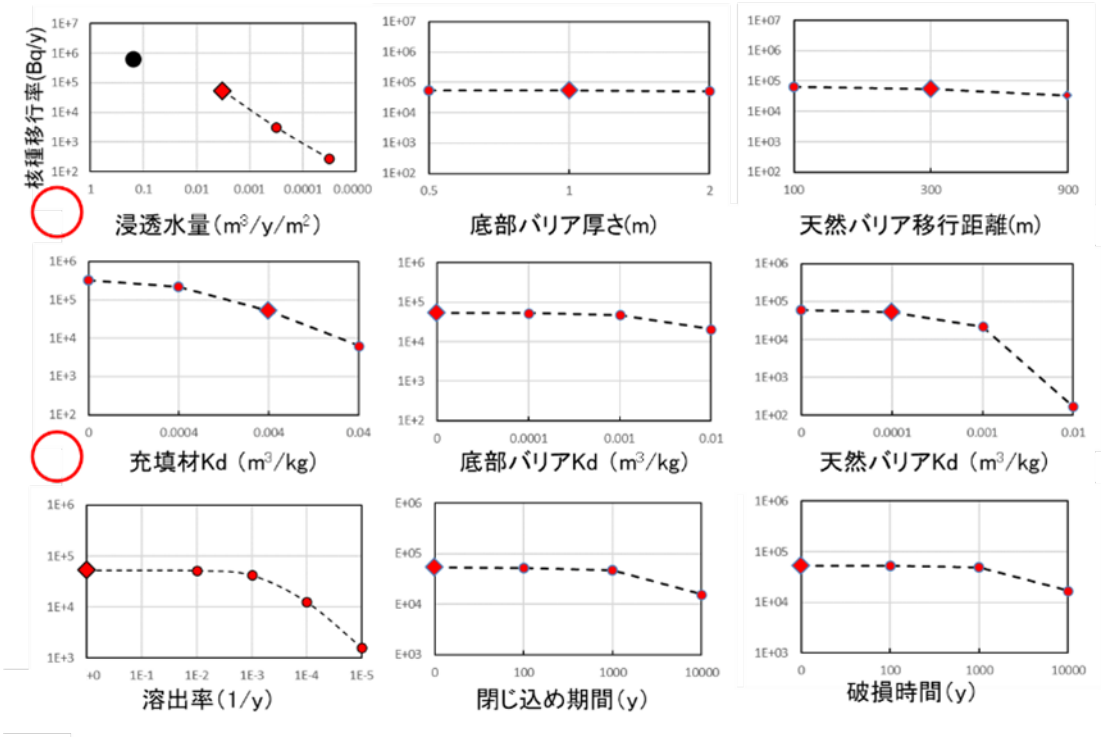


図2　各パラメータに対する感度評価結果

天然バリア出口（評価点④）を評価（図1参照）

◆はレファレンスケース

●：浸透水抑制を考慮しないケース（施設周りを岩と同等の透水係数(1E−7)とする）

表1　感度解析パラメーター覧（再掲）

			Initial value	Sensitivity parameter/magnification			
	施設形状	L(m)	10				
		W(m)	100				
		H(m)	10				
	浸透水量	m³/y/m²	0.16 ,3.2E-03	×10	×0.1	×0.01	
廃棄物	核種溶出率	1/y	1	1.E-02	1.E-03	1.E-04	
	閉じ込め期間	y	0	100	1000	10000	
	破損時間	y	0	100	1000	10000	
充填材	充填材材料		Cement type				
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
低拡散層	材質		Cement type				
	厚さ	m	0.5	0			
	拡散係数	m²/y	1E-11				
底部バリア層	材質		Bentonite				
	厚さ	m	1	0	0.5	2	
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01
天然バリア	移行距離	m	300	100	900		
	材質		rock				
	分配係数 Kd	m³/kg	設定値	×100	×10	×0.1	×0.01

○・・・感度の高いパラメータ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

感度評価の実施(15/15)

バリアパラメータの感度評価のまとめ

核種毎にバリアのパラメータ感度評価を行い、感度の高いパラメータを抽出した。（表１）

表1　感度の高いパラメータ

	トレンチ	ピット	中深度
低収着性・長半減期核種 (C-14で代表して評価)	浸透水量 充填材Kd 溶出率 破損時間	浸透水量 充填材Kd 溶出率 破損時間	浸透水量 充填材Kd
収着性・長半減期核種 (Cs-135で代表して評価)	浸透水量 充填材Kd 溶出率	浸透水量	― （人工バリア無しでも支配核種にならない）
収着性・短半減期核種 (Sr-90で代表して評価)	浸透水量 溶出率 閉じ込め期間 破損時期	― （人工バリア無しでも支配核種にならない）	― （人工バリア無しでも支配核種にならない）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

処分概念の一次案(1/8)

- 各廃棄物について、感度評価により求めた線量から処分区分を導出するための方法を検討した。(302~303ページ)

- 感度評価結果を受けての廃棄物毎での処分概念の一次案を整理した。
(304~308ページ)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

処分概念の一次案(2/8)

各廃棄物について、昨年度までに検討した線量評価方法を用いて処分区分を検討した(下表は人工バリア無し、インベントリはMODE値)。対象廃棄物は昨年度までに選定した12廃棄物とした。

接近シナリオが処分区分を決定している廃棄物は、人工バリアなどを設置しても処分区分を見直すことが困難である。そこで、人工バリアが無い場合に地下水シナリオが処分区分を決定する廃棄物を抽出した。(表1参照)

表1　処分区分検討結果　(単位:μSv/y)

廃棄物名	接近シナリオ				地下水シナリオ(バリア無)				地下水評価が処分区分を決定している廃棄物
		管理期間							
		400y	400y	10万y					
	処分区分	L3	L2	L1	処分区分	L3	L2	L1	
KURION	L1	2.1E+05	8.8E+04	1.5E+03	L1-地層	2.3E+03	6.9E+01	9.3E+00	○
AREVA	L1	6.9E+06	2.6E+06	4.3E+03	L2	7.5E+03	4.3E-02	5.8E-03	
SARRY	L1	7.2E+05	3.0E+05	2.7E+03	L1-地層	3.3E+04	5.4E+01	7.3E+00	○
スラリー1_鉄共沈	L1	4.7E+05	1.9E+05	6.9E+02	L1 - 地層	1.9E+04	1.9E+01	2.6E+00	○
スラリー2_炭酸塩沈殿	L1	2.7E+04	1.0E+04	4.8E+01	L2 - 地層	4.3E+03	7.9E+00	1.1E+00	○
瓦礫1	L3	3.0E-01	1.4E-01	8.4E-03	L3	8.7E-01	2.6E-02	3.5E-03	
瓦礫2	L3	1.0E+02	4.7E+01	2.9E+00	L2 - 地層	2.8E+02	8.2E+00	1.1E+00	○
瓦礫5	L1	5.3E+03	2.5E+03	1.5E+02	地層	8.8E+03	2.6E+02	3.5E+01	○
RPV廃棄物(事故前L1)	地層	9.1E+07	3.8E+07	4.0E+06	地層	1.1E+05	3.3E+03	4.4E+02	
PCV廃棄物(金属)(事故前L2)	地層	4.6E+06	1.8E+06	2.0E+05	L1	4.7E+03	3.1E+01	6.5E-01	
建屋内廃棄物(金属)(事故前L3)	L2	7.0E+02	3.3E+02	3.8E+00	地層	3.2E+03	9.4E+01	1.3E+01	○
建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前非放)	L3	1.9E+02	7.2E+01	8.0E+00	L2 - L1	3.2E+02	4.8E+00	6.5E-01	○

接近シナリオ基準線量			
L3	L2	L1	
300	1000	20000	μSv/y

地下水シナリオ基準線量	
10	μSv/y

基準線量超え

地下水シナリオにおいて基準線量を超過しない廃棄物に対し、他の核種・廃棄物の重量を考慮し、目安線量1μSv/hを超過するものを朱書きした

*: 接近シナリオの場合は基準線量、地下水シナリオの場合は目安線量を満足する中で、最も深度の浅い処分区分

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

処分概念の一次案(3/8)

人工バリアが無い場合は地下水シナリオが処分区分を決定している廃棄物について、目安線量:1μSv/yまで抑えることができるバリアおよびバリア性能を、感度評価結果より選定する。次頁以降に高線量の水処理廃棄物の例としてKURION、比較的低線量の瓦礫類の例として瓦礫5についてのバリアおよびバリア性能の選定手法を示す。

表1　各処分概念における線量および主要核種

(単位:μSv/y)

	接近シナリオ	地下水シナリオ　河川利用者　バリア無								
		L3			L2			L1		
廃棄物名	処分区分	核種	1/10 <	線量	核種	1/10 <	線量	核種	1/10 <	線量
KURION	L1	C14	Sr90	2.3E+03	C14	I129	6.9E+01	C14		9.3E+00
AREVA	L1	Sr90		7.5E+03	C14	Se79,I129	4.3E-02	C14	Se79	5.8E-03
SARRY	L1	Sr90		3.3E+04	C14	I129	5.4E+01	C14		7.3E+00
スラリー1_鉄共沈	L1	Sr90		1.9E+04	C14		1.9E+01	C14		2.6E+00
スラリー2_炭酸塩沈殿	L1	Sr90		4.3E+03	C14		7.9E+00	C14		1.1E+00
瓦礫1	L3	C14		8.7E-01	C14		2.6E-02	C14		3.5E-03
瓦礫2	L3	C14		2.8E+02	C14		8.2E+00	C14		1.1E+00
瓦礫5	L1	C14		8.8E+03	C14		2.6E+02	C14		3.5E+01
RPV廃棄物(事故前L1)	地層	C14	Sr90	1.1E+05	C14		3.3E+03	C14		4.4E+02
PCV廃棄物(金属)(事故前L2)	地層	Sr90	Pu240,Pu239 Pu238,Am241	4.7E+03	Pu239	Pu240	3.1E+01	Pu239	Np237,C14 U234,Po210	6.5E-01
建屋内廃棄物(金属)(事故前L3)	L2	C14		3.2E+03	C14		9.4E+01	C14		1.3E+01
建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前非放)	L3	Sr90	C14	3.2E+02	C14	I129	4.8E+00	C14		6.5E-01

:接近シナリオの処分区分以浅の処分区分において、目安線量:1μSv/yを超過する地下水シナリオの処分区分

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

処分概念の一次案(4/8)

＜KURIONに対する感度評価の適用＞

KURIONの処分区分は接近シナリオでは中深度処分となるが、地下水シナリオでは中深度処分であると目安線量(1μSv/y以下)を超過する。(表1参照)
地下水シナリオの支配核種はC-14であり、線量9.3μSv/yを目安線量以下まで低減するためのバリアおよびバリア性能を、感度評価結果より検討する。(図1参照)

表1　地下水シナリオにおける各処分概念の線量

	接近シナリオ	地下水シナリオ　河川利用者(バリア無) 目標線量1μSv/y								
		L3			L2			L1		
廃棄物名	処分区分	核種	1/10 <	線量	核種	1/10 <	線量	核種	1/10 <	線量
KURION	L1	C14	Sr90	2.3E+03	C14	I129	6.9E+01	C14		9.3E+00

Kurion
地下水シナリオ支配核種　：C-14
地下水シナリオ線量　：9.3 μSv/y(C-14)

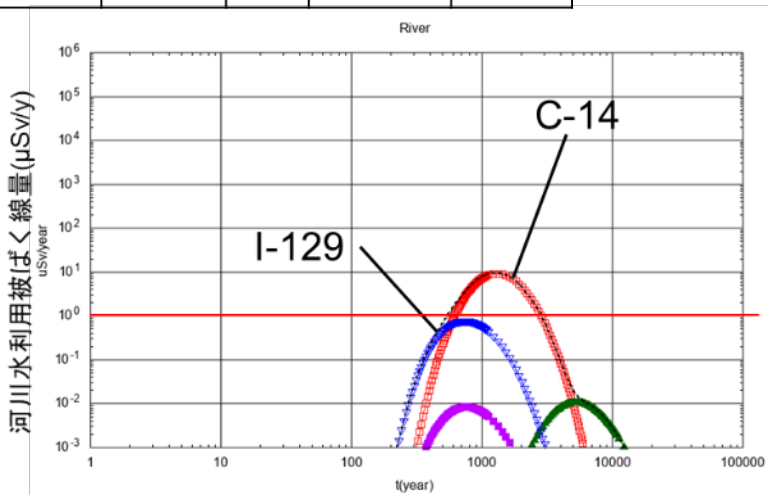


図1　L1バリア無しにおける線量の時間依存性

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

処分概念の一次案(5/8)

＜KURIONに対する感度評価の適用＞

KURIONの場合、線量9.3μSv/yを目標線量:1μSv/y以下まで低減するためには、感度評価結果からベントナイト層での浸透水量を3.2E-3(m³/y/m²)程度以下に抑える必要がある(図1)(浸透水抑制バリアが必須)。充填材での収着による濃度低減の感度も比較的大きいことから、処分影響物質を制限する等充填材Kdに悪影響を与えない運用をすることが重要であると判断する。(図2)

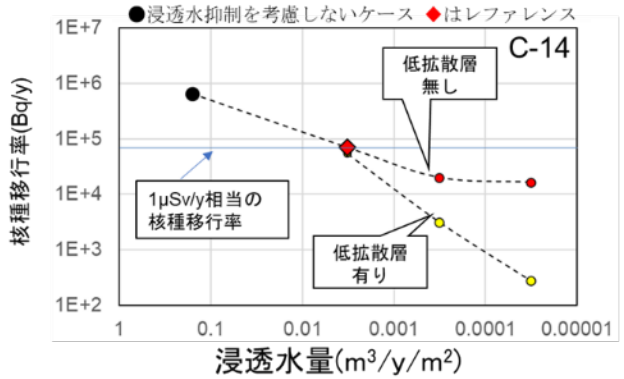


図1　浸透水量依存性

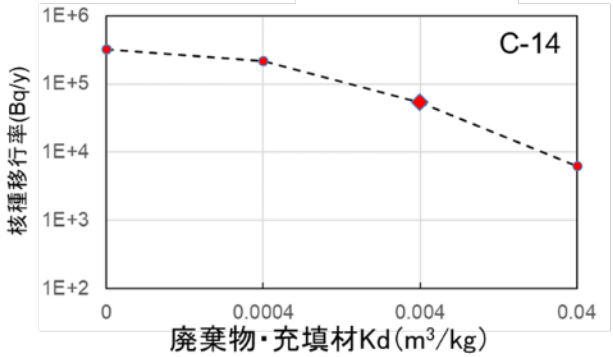


図2　廃棄物・充填材Kd依存性

表1　浸透水量・核種移行率変化による線量の変化

	バリアなし	レファレンス	目標
浸透水量 ($m^3/y/m^2$)	0.16	0.0032	0.0032
核種移行率 (Bq/y)	6.5E+5	7.0E+4	7.0E+4
線量 (μSv/年)	9.3	1.0	1.0

線量を1μSv/年相当以下（約1/10以下）に抑えるためには、ベントナイト層での浸透水量を3.2E-3 ($m^3/y/m^2$)（透水係数1E-10m/s）程度以下に抑える必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

処分概念の一次案(6/8)

＜瓦礫5に対する感度評価の適用＞

瓦礫5の処分区分は接近シナリオでは中深度処分となるが、地下水シナリオでは中深度処分であると目安線量(1μSv/y以下)を超過する。(表1参照)

地下水シナリオの支配核種はC-14であり、線量35μSv/yを目標線量:1μSv/y以下まで低減するためのバリアおよびバリア性能を、感度評価結果より検討する。(図1参照)

表1　地下水シナリオにおける各処分概念の線量

	接近シナリオ	地下水シナリオ　河川利用者(バリア無) 目標線量1μSv/y								
		L3			L2			L1		
廃棄物名	処分区分	核種	1/10 <	線量	核種	1/10 <	線量	核種	1/10 <	線量
瓦礫5	L1	C14		8.8E+03	C14		2.6E+02	C14		3.5E+01

瓦礫5
地下水シナリオ支配核種　：C-14
地下水シナリオ線量　：35 μSv/y(L1)

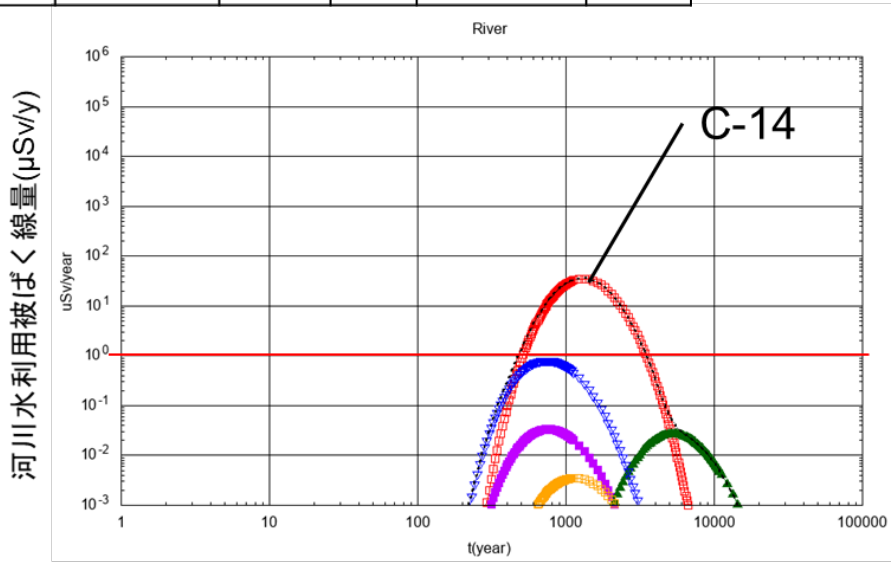


図1　L1バリア無しにおける線量の時間依存性

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

処分概念の一次案(7/8)

＜瓦礫5に対する感度評価の適用＞

瓦礫5の場合、線量35μSv/yを目標線量:1μSv/y以下まで低減するためには、感度評価結果からベントナイト層での浸透水量を1E-3(m³/y/m²)程度以下に抑える必要がある(図1)(浸透水抑制バリアが必須)。充填材での収着による濃度低減の感度も比較的大きいことから、処分影響物質を制限する等充填材Kdに悪影響を与えない運用をすることが重要であると判断する。(図2)

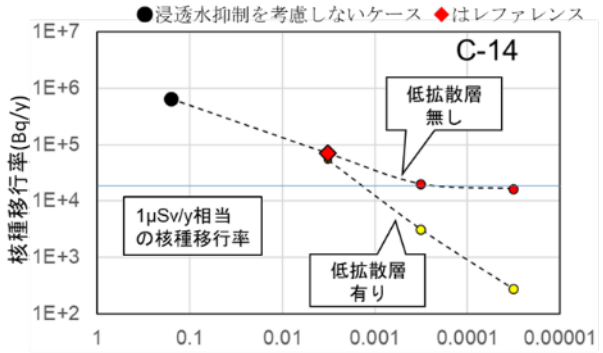


図1 浸透水量依存性

表1 浸透水量・核種移行率変化による線量の変化

	バリアなし	レファレンス	目標
浸透水量 ($m^3/y/m^2$)	0.16	0.0032	0.001 (低拡散バリア有)
核種移行率 (Bq/y)	6.5E+5	7.0E+4	2E+4
線量 (μSv/年)	35	3.8	1

浸透水量の抑制による線量低減効果は大きい

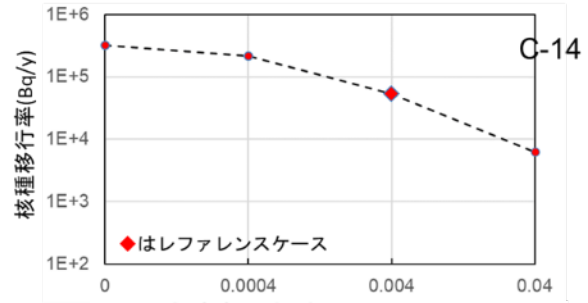


図2 廃棄物・充填材Kd依存性

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

処分概念の一次案(まとめ)(8/8)

感度評価結果を受けての廃棄物毎での処分概念の一次案を表1に示す。

表1　各廃棄物の処分概念の一次案

廃棄物名	処分区分一次案	処分区分決定シナリオ	接近シナリオ支配核種	地下水シナリオ支配核種	浸透水抑制バリア	浸透水量 ($m^3/y/m^2$)	充填材 Kd (*2)(m^3/kg)
KURION	L1	地下水	I-129, Cs-135(>10%)	C-14, I-129(>10%)	要	3E-3以下	0.004以上
AREVA	L1	接近	Se-79, Tc-99(>10%)	C-14, Se-79(>10%)	不要	ー	0.004以上
SARRY	L1	地下水	I-129, Cs-135(>10%)	C-14, I-129 (>10%)	要	3E-3以下	0.004以上
スラリー1_鉄共沈	L1	地下水	Se-79, Tc-99(>10%)	C-14, I-129 (>1%)	要	3E-3以下	0.004以上
スラリー2_炭酸塩沈殿	L1	地下水	Se-79, Tc-99(>10%)	C-14, I-129 (>1%)	要	3E-3以下	0.004以上
瓦礫1	L3	接近/地下水	Cs-137, Sr-90(<1%)	C-14, I-129 (>1%)	不要	ー	0.004以上
瓦礫2	L2	地下水	Cs-137, C-14(>1%)	C-14, I-129 (>1%)	要	1E-2以下	0.004以上
瓦礫5	L1	地下水	Tc-99, Cl-36(>10%)	C-14, I-129 (>1%)	要	1E-3以下	0.004以上
RPV廃棄物(事故前L1)	地層(*1)	接近	Tc-99, Ra-226(>10%)	C-14, TRU(～10%)	要	1E-4以下	0.004以上
PCV廃棄物(金属)(事故前L2)	地層(*1)	接近	Tc-99, Ra-226(>10%)	TRU	不要	ー	ー
建屋内廃棄物(金属)(事故前L3)	L1	地下水	C-14, Cs-137(>10%)	C-14, I-129 (<1%)	要	3E-3以下	0.004以上
建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前非放)	L2	接近/地下水	Cs-137, Tc-99(>10%)	C-14, I-129 (>10%)	要	1E-2以下	0.004以上

*1:本評価ではL1で処分が困難な廃棄物は、暫定的に地層処分とした。地下水シナリオの支配核種はL1に対する値。
*2:地下水シナリオ支配核種に対する充填材Kd。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(1/14)

- 感度評価の結果得られた処分概念案に対して線量評価を行った。(地下水シナリオのみ)(310~318ページ)
- 線量評価を行う際に、パラメータは感度評価と共通とし、“保守的モデル(国内実績と類似の解析モデル)”と“英国処分評価モデル”の2つのモデルを用いて評価を行い、結果の比較を行った。(310~318ページ)
- 保守的モデル(国内実績と類似の解析モデル)を用いた線量評価結果より、感度評価で決めた処分概念を線量評価した結果概ね満足する見通しを得た。(319~321ページ)
- 英国処分評価モデルを用いた線量評価結果より、最大線量の低下が見られた。処分概念の各構成要素では、特に廃棄体・埋め戻し材の拡散、および経年劣化を考慮した場合、線量評価に与える影響が大きい事を確認した。(317~318ページ)

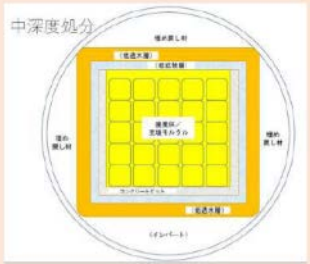
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(2/14)

・感度評価の結果得られた処分概念案に対して線量評価を行った。(**地下水シナリオのみ**)

・線量評価を行う際に、パラメータは感度評価と共通とし、**"保守的モデル(国内実績と類似の解析モデル)"**と**"英国処分評価モデル"**の2つのモデルを用いて評価を行い、結果の比較を行った。(図1参照)

処分概念案
(感度評価の結果を基に作成)

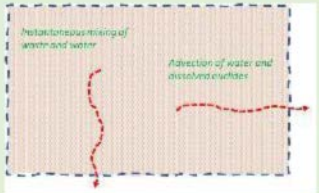


インベントリ
/ パラメータ

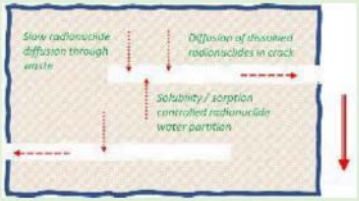
95%ile	95%ile	95%ile
KURION	AREVA	SARRY
2.6E+15	5.3E+12	2.0E+15
3.6E+06	7.1E+05	3.0E+06
8.3E+08	1.7E+08	6.8E+08
1.4E+12	2.9E+09	1.1E+12
0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
2.0E+10	3.9E+07	1.5E+10
0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
6.2E+08	1.2E+08	4.9E+08
1.1E+13	2.0E+12	7.7E+12
3.5E+13	6.6E+12	2.6E+13
4.8E+12	8.9E+11	3.5E+12
2.4E+13	4.5E+12	1.8E+13

線量評価のモデル

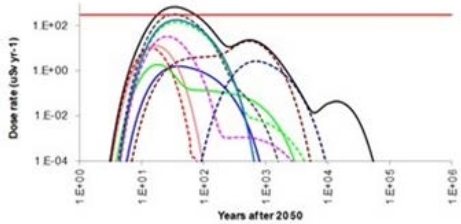
保守的モデル
(Conservative conceptual model)



英国処分評価モデル
(Cautiously realistic conceptual model)



線量評価の結果



GoldSim

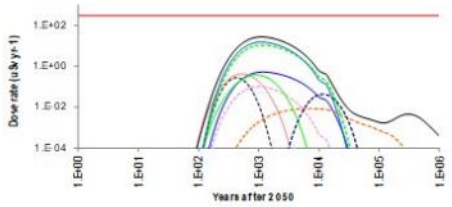


図1　線量評価モデルの概略比較

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(3/14)

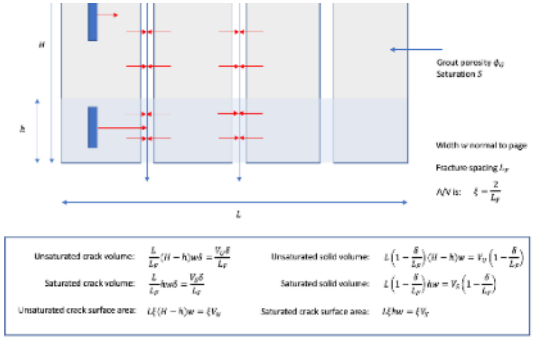
・2017年～2019年にかけて行った海外処分事例調査結果を踏まえ、英国処分評価モデルの線量評価への適用を試行することとした。

・英国処分評価モデルは、英国のセーフティケースにて取り入れられているアプローチである。「観測」、「プロセスモデル」、「数値モデル」および「データ誘出」によって構築され、最新の知見を踏まえてセーフティケースの更新に合わせ更新される。(図1参照)

観測
(Observation)

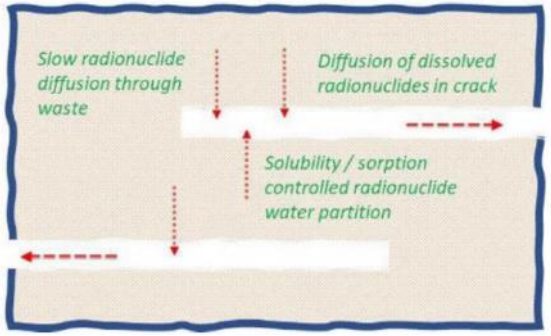


数値モデル
(Numerical model)



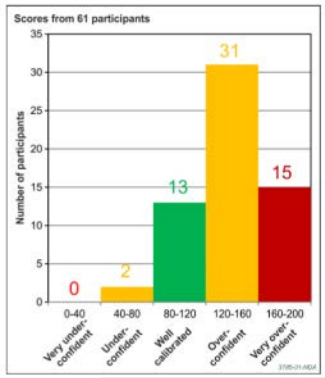
英国処分
評価モデル

プロセスモデル
(Process model)



廃棄体層でのCautiously realistic modelのパラメータ
グラウト部分 ： セメント(80vol%)＋水(20vol%)
グラウト部拡散係数 ： 1E-11m²/s
亀裂間隔 ： 1m、亀裂幅 ： 0.001mm
亀裂内流量 ： 施設断面積(m²)×浸透水量(m/s)
飽和度 ： 地下水面上 0.5、 地下水面下 1.0

データ誘出
(Data elicitation)



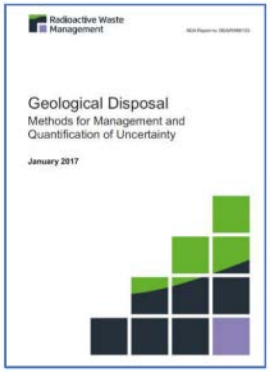


図1　英国処分評価モデルの概略

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(4/14)

・線量評価を行う際に、保守的なパラメータセットおよび保守的なモデルを使用した場合、不確実性を包含した保守的な評価を行う事ができる一方で、線量が過大に評価される可能性がある。(要求される処分深度・概念に影響を与え得る)(図1参照)

・このため、保守的なモデルと英国の処分評価モデルの両モデルを用いて評価を行い、モデルの違いによる影響を比較した。

保守的モデル

利点
- ・不確実性を包含した保守的評価が可能
- ・国内規制への適合性が高いと考えられる

懸念点
- ・線量の過大評価による処分深度、施設構造への負荷の増加(過度な保守性)

英国処分評価モデル

利点
- ・過度な保守性の除外による、処分深度、施設構造への負荷の低減

懸念点
- ・データの不確実性により、パラメータ設定や計算結果の妥当性担保が困難
- ・国内規制への適合性が課題

全放出期間の積算線量(面積)が等しい場合でも、放出の時期が遅れることによって最大線量(ピーク)が下がる効果がある。

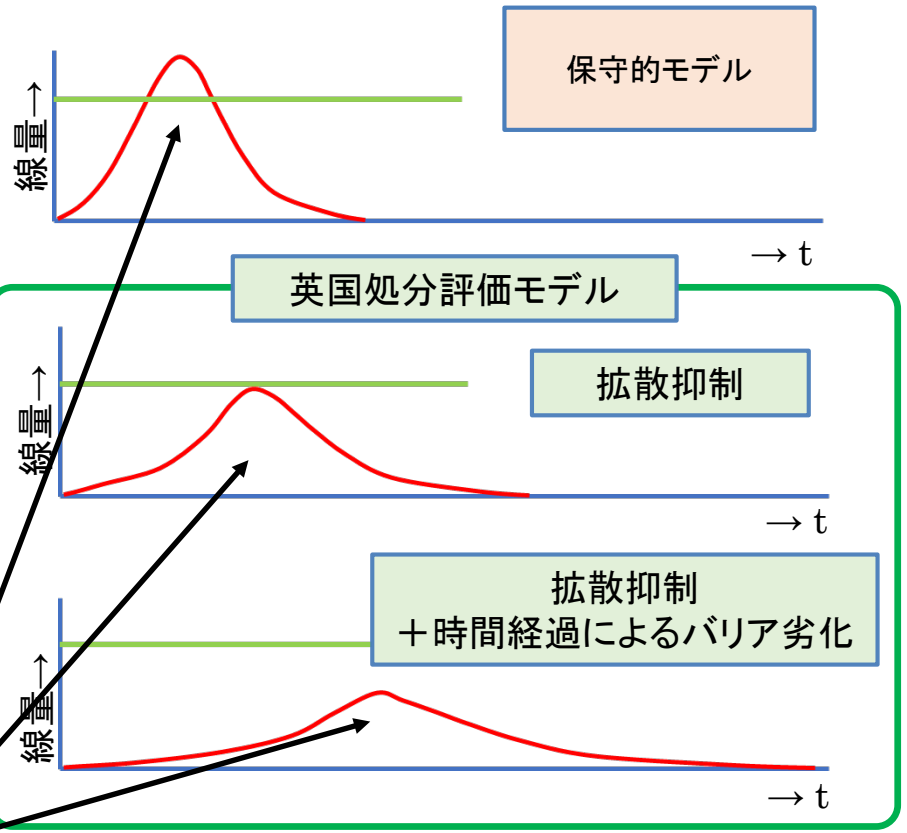


図1　評価モデルの違いによる線量評価結果への影響(イメージ)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(5/14)

・線量評価を行う各処分施設の各構成要素(低透水層、廃棄体、施設外壁など)について、それぞれ保守的なモデルと英国処分評価モデルを用意した。

・各構成要素(バリア)のモデルの組み合わせによって、複数のケースで線量評価を実施した。

線量評価のケース (L2処分施設の例)(図1参照)

- 全ての構成要素を保守的モデルに設定
- 低透水層を英国処分評価モデル、その他の構成要素を保守的モデルに設定
- 廃棄体を英国処分評価モデル、その他の構成要素を保守的モデルに設定
- 全ての構成要素を英国処分評価モデルに設定

など

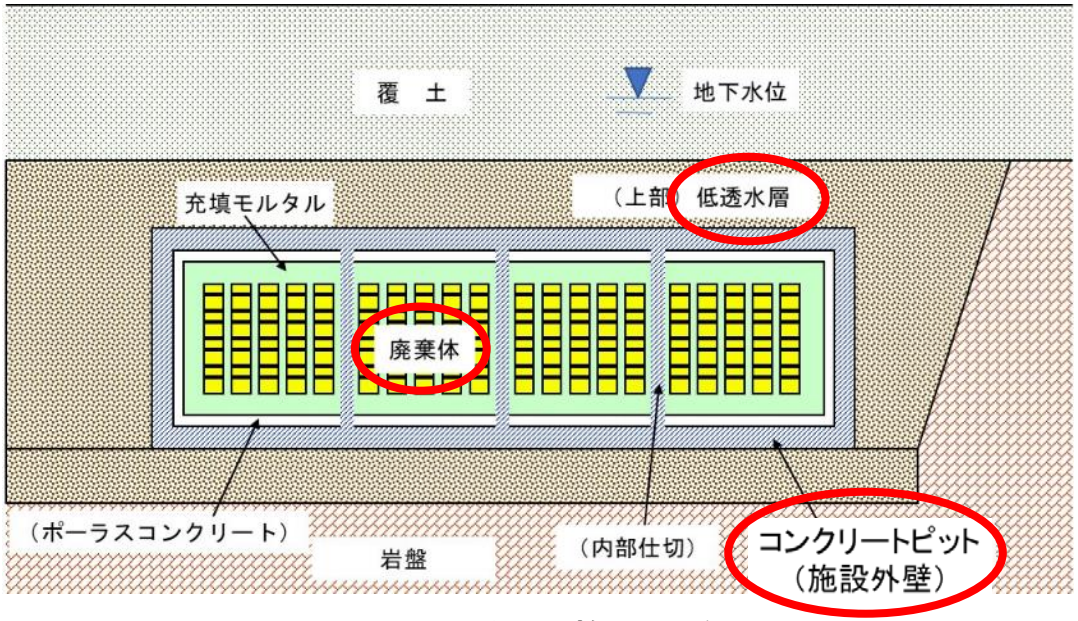


図1　L2処分施設の例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(6/14)

・低透水層における保守的モデルと英国処分評価モデルの違いを図1に示す。
・英国処分評価モデルでは、低透水層の経年劣化による浸透率の変化を考慮する。

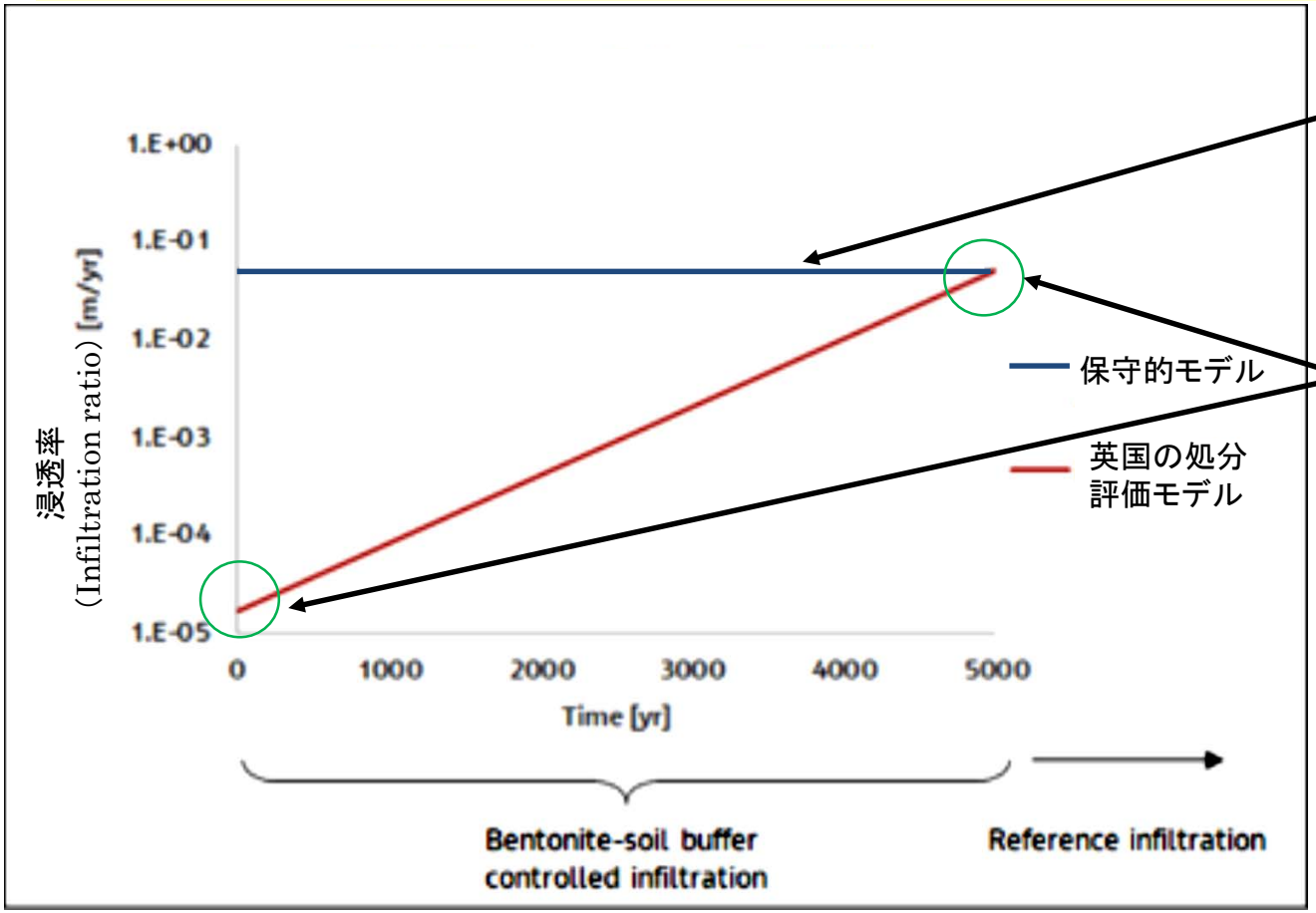
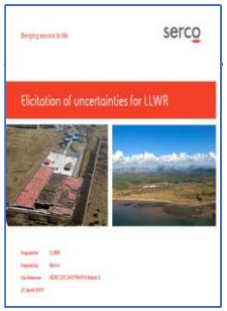


図1　低透水層の浸透率の時間変化

保守的モデル
・保守的に全期間にわたって透水量が多い状態(0.05 m/yr)を設定

英国処分評価モデル
・**経年劣化**による透水量の変化を想定
・初期は最も透水量が低い状態の1.6E-5 m/yr(=1E-11 m/s)を設定
・5000年間の経年劣化を想定し、5000年後は0.05 m/yrを設定

(今回英国の処分評価モデルに使用した値は、英国LLWRのセーフティケースを基に設定)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(7/14)

・廃棄体における保守的モデルと英国処分評価モデルの違いを以下に示す。
・英国処分評価モデルでは、容器経年劣化や、廃棄体中の各種の拡散遅延効果を取り入れたモデルとなっている。(図1および図2参照)

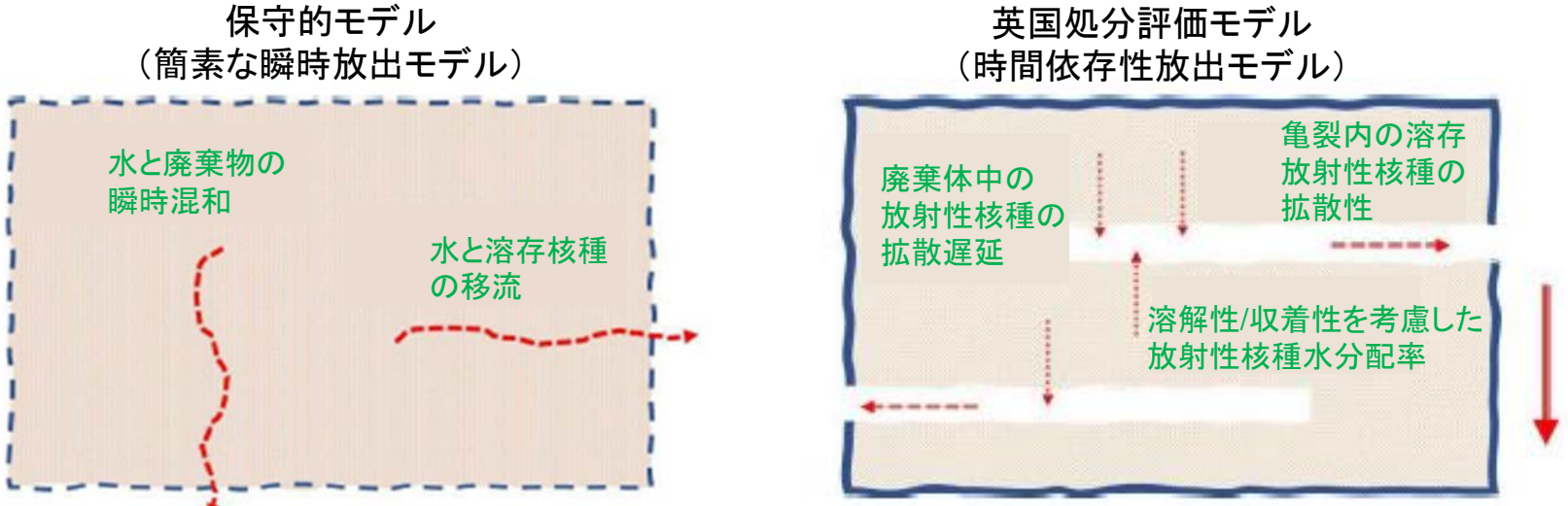


図1　保守的モデルと英国処分評価モデルの廃棄体条件の比較

・容器の瞬時劣化 ・水と廃棄物の瞬時混和 ・放射性核種の急速な放出 ・連続・定速プロセス	⟷	・容器の経年劣化 ・セメントの亀裂を考慮 ・放射性核種の順次放出 ・時間依存プロセス

図2　各モデルの特徴

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(8/14)

・モデルの違い(保守的モデル/英国処分評価モデル)による線量評価結果への影響を以下に示す。
・L2のスラリー1では、低透水層の時間依存性考慮による線量低減効果が見られた。(表1)

表1　処分概念案L2, 対象廃棄物　スラリー1(鉄共沈)の線量評価結果

Waste name:	Slurry_1										
Disposal concept	L2b										
			Well			River			Sea		
Realization	Calculation case	Scenario	Peak dose (uSv/yr)	Time (yr)	Key RN	Peak dose (uSv/yr)	Time (yr)	Key RN	Peak (uSv/yr)	Time (yr)	Key RN
1	Pb_Ref	Reference case (conversative)	1.44E+02	333	Sr-90	1.27E+01	118	C-14	6.70E-01	238	C-14
2	Pb_2	Waste and backfill controlled variant (conservative Kd)	9.63E-02	70000	Se-79	9.21E-03	6220	C-14	7.10E-04	5790	C-14
3	Pb_3	Waste and backfill controlled variant (c			I-129	9.15E-03	6720	C-14	5.99E-04	6850	C-14
4	Pb_4	Container with longer lifetime			Se-79	8.19E+00	681	C-14	4.96E-01	762	C-14
5	Pb_5	Buffer controlled variant	9.17E+00	3510	Se-79	1.82E+00	1850	C-14	1.19E-01	1980	C-14
6	Pb_6	Engineered vault controlled variant	8.83E+00	2920	Se-79	1.81E+00	1820	C-14	1.26E-01	2000	C-14
7	Pb_7	Integrated (conservative Kd)	9.60E-02	74000	Se-79	8.37E-03	7030	C-14	6.57E-04	5170	C-14
8	Pb_8	Integrated (cautiously realistic Kd)	8.08E-03	9250	I-129	8.32E-03	7540	C-14	5.46E-04	7670	C-14

保守的モデル

低透水層の時間依存性を考慮

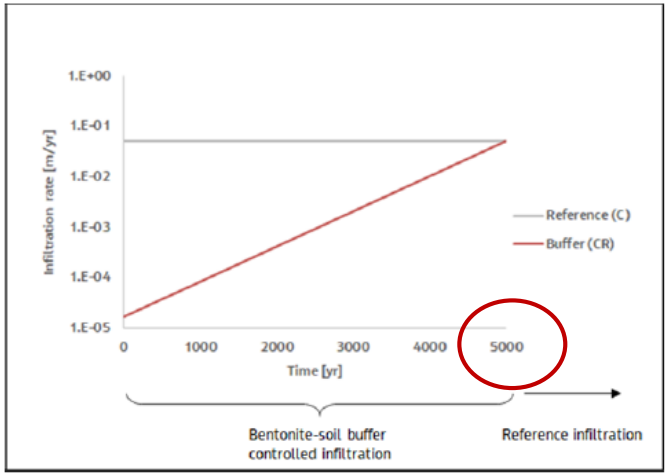


図1　低透水層の浸透率の時間変化

低透水層の英国の処分評価モデル適用の影響(河川利用シナリオの場合)

・最大線量の低下が見られる
・線量が最大となる時期が1700年程度遅れる

物理的な遅延効果が大きく影響している
(低透水層の劣化を想定する5000年という期間は、主要核種C-14の半減期に相当する(図1))

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(9/14)

・線量評価の結果、廃棄体・埋め戻し材に英国の処分評価モデルを適用した場合、最も高い線量低減効果が見られた。
→スラリー1(鉄共沈)に対しては廃棄体性能の評価が処分安全評価に大きな影響を与えうる。
(なお、図1のケースにおいてKdは共通の値(保守的な値、P.284参照)を用いて解析を行った)

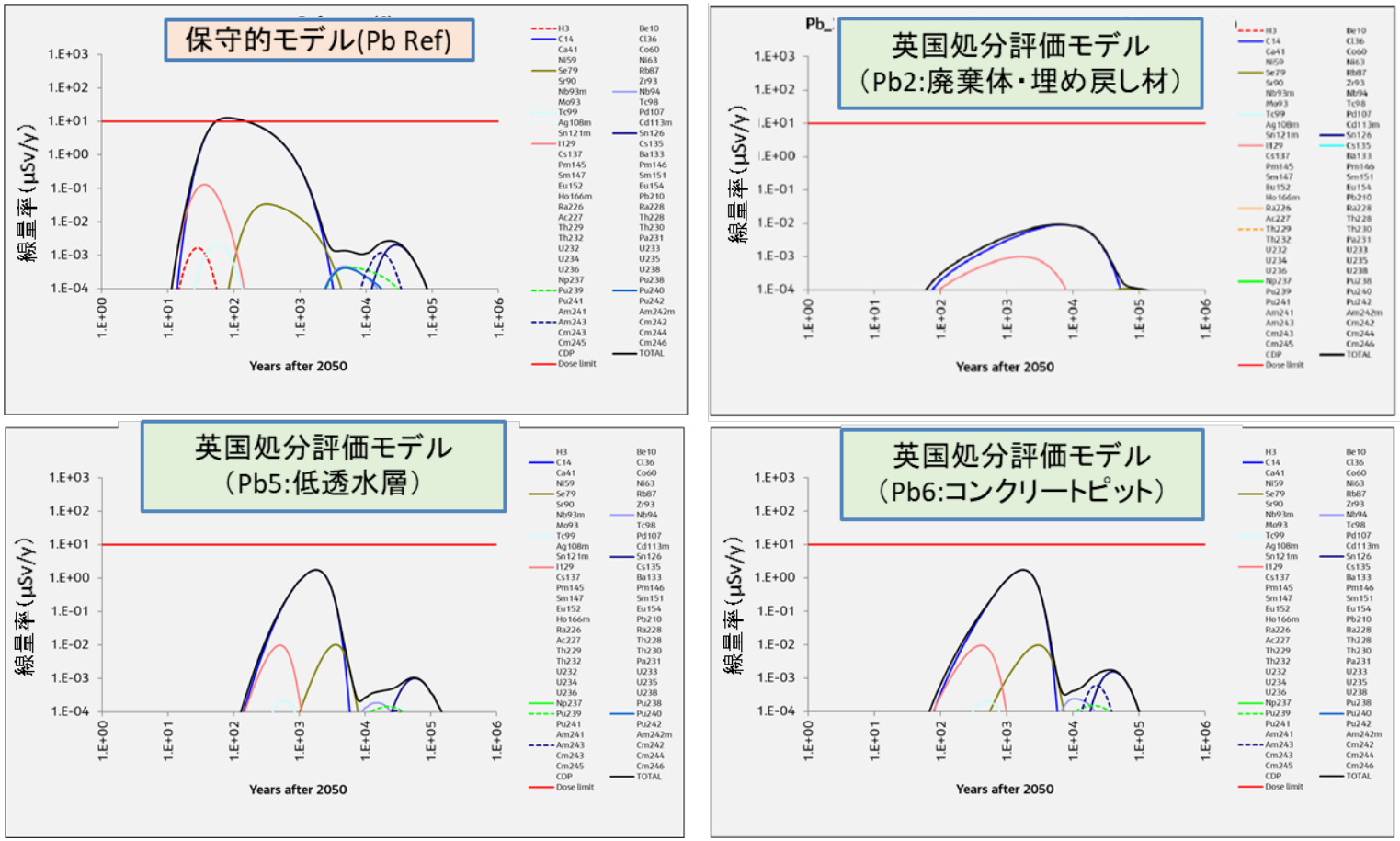


図1　処分概念案L2, 対象廃棄物　スラリー1(鉄共沈)の線量評価結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(10/14)

・廃棄体中の拡散を考慮した事によって、C-14とPu-240の廃棄体中への閉じ込めが見られる
・拡散による遅延効果によって、I-129も埋め戻し材中への閉じ込めが見られる。
(なお、図1のケースにおいてKdは共通の値(保守的な値, P.284参照)を用いて解析を行った)

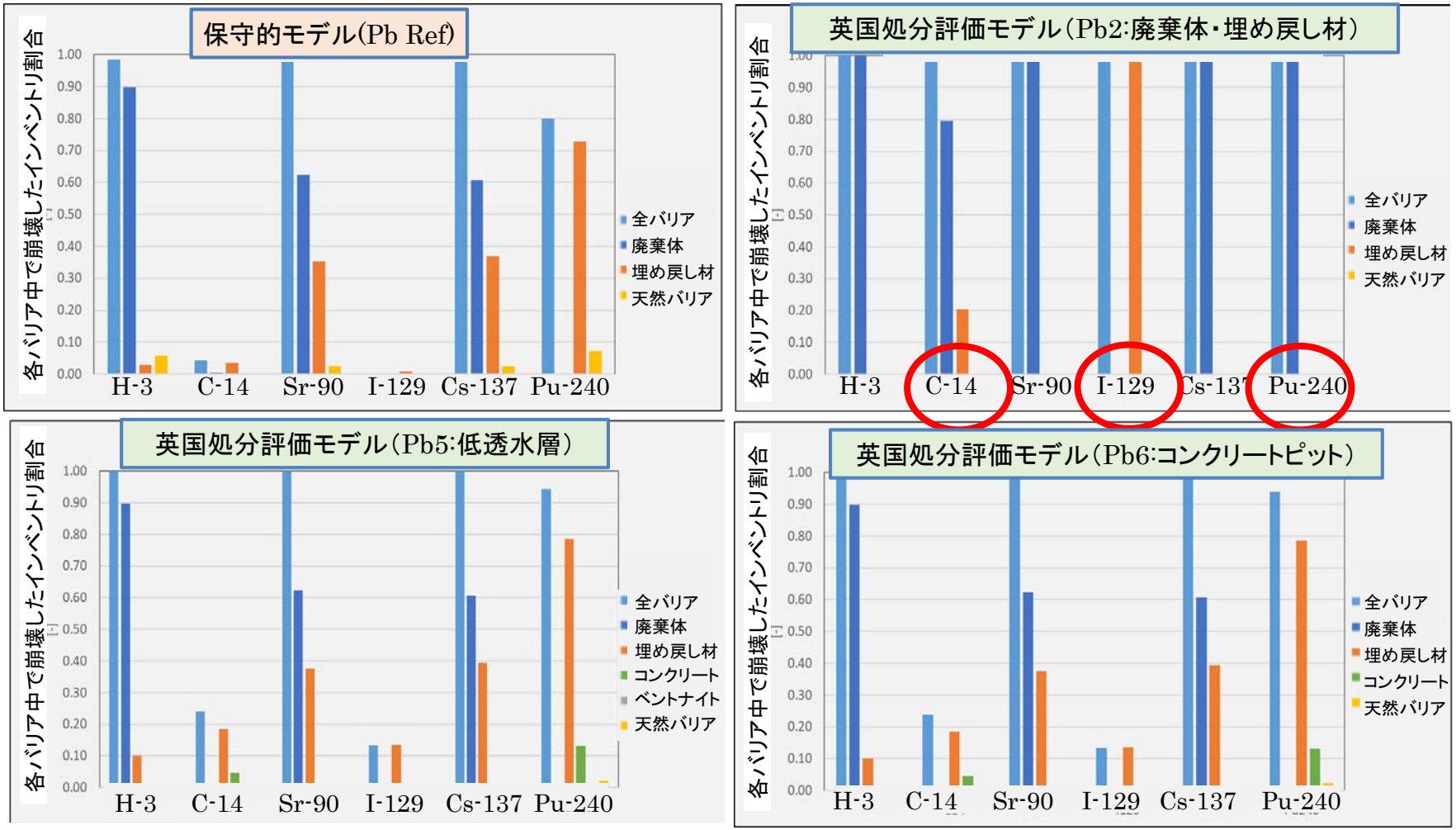


図1 処分概念案L2, 対象廃棄物 スラリー1(鉄共沈)の線量評価結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(11/14)

・「瓦礫1」については保守的なモデルによる評価でも処分概念案L3に適合する見通しを得た。(表1参照)
・「建屋内廃棄物(コンクリート)(事故前非放)」については保守的なモデルでは最大線量が高く、キャップの経年劣化などを適切に評価したモデルによる線量評価を行う必要があると考えられる。(図1参照)
・処分概念の一次案の検討と同様の結果といえる。

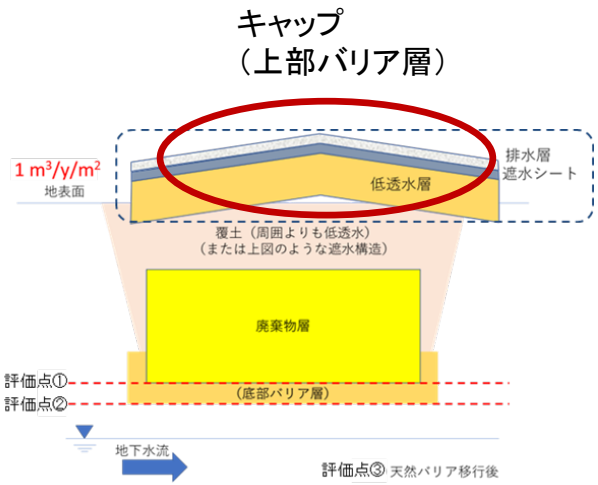


図1 処分概念案L3

表1 処分概念案L3に対する線量評価のまとめ

廃棄物	ケース	モデル条件	河川利用シナリオ		
			最大線量 (μSv/y)	線量が最大となる時期 (y)	主要核種
建屋内廃棄物 (コンクリート) (事故前非放)	T_Ref	保守的モデル(キャップなし)	7.37E+02	128	Sr-90
	T_2	保守的モデル(キャップ有)	3.74E+01	135	Sr-90
	T_6	英国処分評価モデル (キャップの経年劣化を考慮)	3.95E+00	347	C-14
瓦礫1	T_Ref	保守的モデル(キャップなし)	1.50E+00	43.6	C-14
	T_2	保守的モデル(キャップ有)	1.61E-01	46.4	C-14
	T_6	英国処分評価モデル (キャップの経年劣化を考慮)	1.99E-02	349	C-14

基準線量に近いので、L3は厳しい。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(12/14)

・「AREVA」および「瓦礫2」については保守的なモデルによる評価でも処分概念案L2に適合する見通しを得た。(表1参照)
・「瓦礫2」はRefケースでは基準線量に近いので、浸透水量抑制や廃棄体層での浸出抑制等が必要と考えられる。
・「建屋内廃棄物(金属)(事故前L3)」および「スラリー1_鉄共沈」については保守的なモデルでは最大線量が高く、一次案評価でもL2での成立が難しく、L1のバリア有概念が必要。
・これらをL2で処分するためには、廃棄体・埋め戻し材の経年劣化・拡散などを適切に評価したモデルによる線量評価を行う必要があると考えられる。

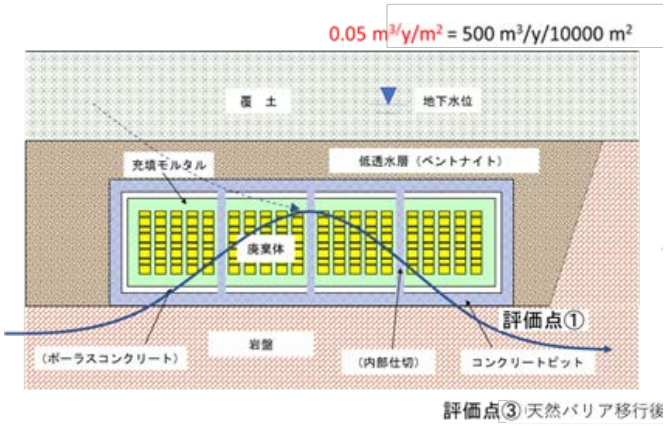


図1 処分概念案L2

表1 処分概念案L2に対する線量評価のまとめ

廃棄物	ケース	モデル条件	河川利用シナリオ		
			最大線量 (μSv/y)	線量が最大となる時期 (y)	主要核種
AREVA*	Pa_Ref	保守的モデル	3.00E-02	108	C-14
	Pa_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	2.48E-04	97000	Cs-135
建屋内廃棄物(金属)(事故前L3)	Pa_Ref	保守的モデル	6.20E+01	119	C-14
	Pa_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	4.38E-02	6630	C-14
スラリー1_鉄共沈*	Pa_Ref	保守的モデル	1.27E+01	118	C-14
	Pa_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	9.21E-03	6220	C-14
瓦礫2	Pa_Ref	保守的モデル	5.42E+00	116	C-14
	Pa_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	6.62E-03	2350	I-129

*:接近シナリオにてL1以深の処分概念が適用される廃棄物

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(13/14)

・「SARRY」、「スラリー2」および「PCV廃棄物(金属)(事故前L2)」については保守的なモデルによる評価でも人工バリアを設置したL1処分概念が適用可能な見通しを得た。(表1参照)

・「KURION」、「瓦礫5」および「RPV廃棄物(事故前L1)」については浸透抑制なしでは最大線量が高く、低透水層や廃棄体・埋め戻し材の経年劣化・拡散などを適切に評価したモデルによる線量評価を行う必要があると考えられる。

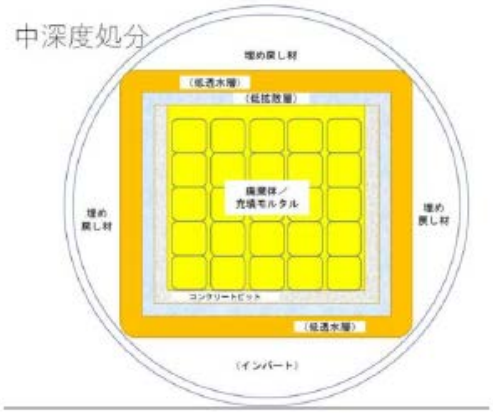


図1　処分概念案L1

表1　処分概念案L1に対する線量評価のまとめ

廃棄物	ケース	モデル条件	河川利用シナリオ		
			最大線量 (μSv/y)	線量が最大となる時期 (y)	主要核種
KURION	I_Ref**	保守的モデル	1.15E+01	1380	C-14
	I_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	1.42E-01	2740	I-129
SARRY	I_Ref**	保守的モデル	9.06E+00	1380	C-14
	I_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	1.11E-01	2750	I-129
スラリー2	I_Ref**	保守的モデル	1.30E+00	1390	C-14
	I_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	3.31E-03	6700	C-14
瓦礫5	I_Ref**	保守的モデル	4.31E+01	1390	C-14
	I_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	1.88E-01	3250	I-129
PCV廃棄物(金属)(事故前L2)*	I_Ref**	保守的モデル	1.73E+00	5760	Np-237
	I_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	8.70E-02	180000	Ra-226***
RPV廃棄物(事故前L1)*	I_Ref**	保守的モデル	5.40E+02	1390	C-14
	I_2	英国処分評価モデル(廃棄体・埋め戻し材)	1.32E+00	8030	C-14

*:接近シナリオにてL1でも処分概念が困難な廃棄物
**:I_Refは低透水層による浸透水量抑制を考慮していない
***: Ra-226はUが移行して生成したもので、Rn-222の寄与は考慮していない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

線量評価の実施(14/14)

線量評価のまとめ

・感度評価で決めた処分概念を線量評価した結果、概ね満足する見通しを得た。なお、基準線量を超過した一部の廃棄物については、他の廃棄物との重畳を考慮するとバリア構成やパラメータを慎重に判断する必要がある。

・保守的モデルと英国の処分評価モデルの両モデルを使用して、いくつかのバリア構成も考慮して線量評価を行った。
結果として、低透水層による浸透水量の低減、拡散抑制やバリア材の経年劣化を考慮することにより、最大線量を低減できることが明らかとなった。廃棄体層の拡散を考慮した英国の処分評価モデルと英国のセーフティケースに基づくパラメータによる評価は、溶出率の低減と同様に比較的大きい線量の低下が見られた。

・英国の処分評価モデルにより、廃棄体層のモデル化と、経年変化の考慮は線量低減への寄与が期待できることが明らかとなったので、今後パラメータ等を整備して取り込むことが考えられる。

・検討対象とした廃棄物ストリームでは、処分区分を決定するのは、廃棄物によって異なるが、地下水シナリオではほとんどC-14が支配的で、その次にI-129となる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

まとめ

これまでの成果

- ✓ 2020年度までのIRID検討成果(性状把握、処理等)および最新の国内処分動向を基に、線量評価に関わるパラメータを整備した。
- ✓ トレンチ処分、ピット処分、中深度処分の各処分深度ごとに、バリア構成およびバリアパラメータの感度評価を実施し、核種ごとに感度のあるパラメータを抽出した。
- ✓ 各廃棄物について、感度評価により求めた線量から処分区分を導出するための方法を検討し、感度解析の結果を利用したバリア構成・バリア要求性能を導出する案を示し、廃棄物毎での処分概念の一次案を整理した。
- ✓ 処分概念の一次案の線量評価結果より、感度評価で決めた処分概念が基準線量を概ね満足する見通しを得た。

課題など

- ✓ 英国の処分評価モデルにより、廃棄体層のモデル化と、経年変化の考慮は線量低減への寄与が期待できることが明らかとなったので、今後パラメータ等を整備して取り込むことが考えられる。
- ✓ 検討対象とした廃棄物ストリームでは、処分区分を決定するのは、廃棄物によって異なるが、地下水シナリオではほとんどC-14が支配的で、その次にI-129となる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b)処分概念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

■ 前年度までの実績
- ○ 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、影響評価上優先度が高い核種移行パラメータやバリア材、影響物質(6物質)を選定。
- ○ 影響物質による影響プロセスと、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)。
- ○ 6物質に対する直接影響による収着低減効果と、検討に資する情報が比較的多い一部条件下での間接影響を含む収着低減効果について試行・導出(表1)。
- ○ 課題として、
  - ✓ 特にホウ酸塩、フェロシアン化合物などの固相変遷の知見が不足。
  - ✓ 検討中の処分概念における被ばく線量への寄与度を評価しつつ選択的な対応が必要。

■ 目標
- ○ これまでの知見と十分な知見がないケースに対するデータ取得を基に、直接・間接的影響を考慮した線量評価へ適用するパラメータセットとその考え方を整理する。

■ 実施項目
- a. 核種移行の直接・間接影響評価に不足する知見・データの拡充と、影響の定量的評価。
- b. 影響物質による収着影響の線量評価へのインパクトの検討。

■ 目標達成を判断する指標
- a. 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提示。
- b. 核種収着パラメータ低減の影響を含む各種のパラメータが線量評価に及ぼす影響の分析結果と重要なパラメータの抽出。

⇒b. については「①処分概念の検討と安全評価手法の構築に向けた情報整備」の中で実施

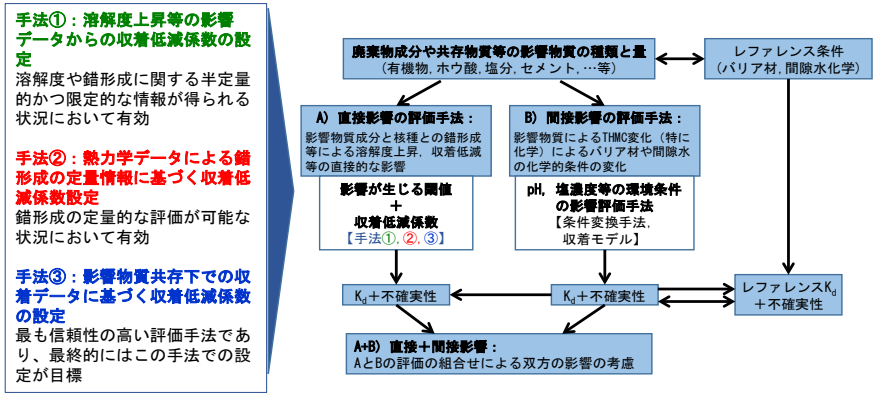


図1 影響物質が核種収着に及ぼす影響評価手法の概要

表1 影響物質に対するバリア材への収着低減効果の整理結果

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

(影響物質によるセメントへの収着低減係数(直接影響))

pH領域 / 影響物質	State I	State II	State IIIa	State IIIb
無し	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

(Sr の影響物質によるセメントへの収着分配係数(間接影響含む))

©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
～検討の流れ(直接影響評価の場合)～

表1 影響物質リスト(影響の関係整理

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C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	・核種によっては、[illegible]分とともに移行する可能性がある。 ・油分の分解により[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

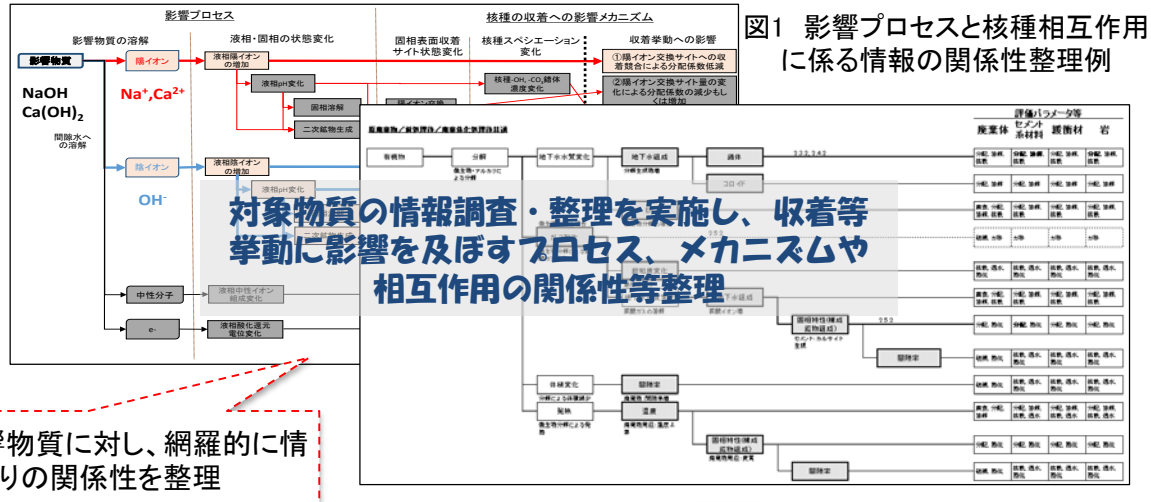


図1 影響プロセスと核種相互作用に係る情報の関係性整理例

- 対象物質: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)

- 整理された影響物質に対し、網羅的に情報調査し、一通りの関係性を整理

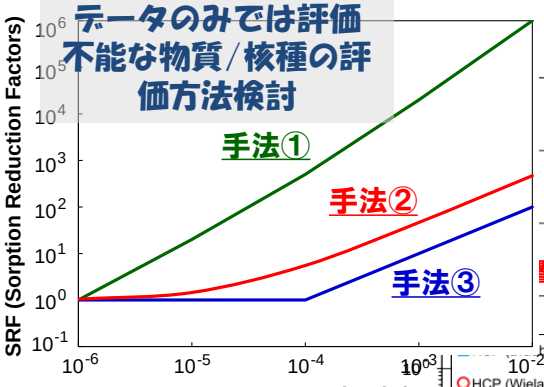
元素群	代表元素	収着低減係数(SRF)					
		物質A	物質B	物質C	物質D	物質E	物質F
アルカリ金属	Cs	1	2	2	1	2	46
アルカリ土類金属	Sr	1	7	3	10	8	31
II価遷移金属	Ni(II)	1	10	36	1	12	1
IV価遷移金属	Zr(IV)	1	10	10	10^3	12	109
V価遷移金属	Nb(V)	1	10	10	1	12	10
III価アクチニド	Am(III)	1	10	10	10^2	12	1
IV価アクチニド	Th(IV)	1	10	10	10^6	12	1
V価アクチニド	Np(V)	1	100	10	10^2	12	1
VI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

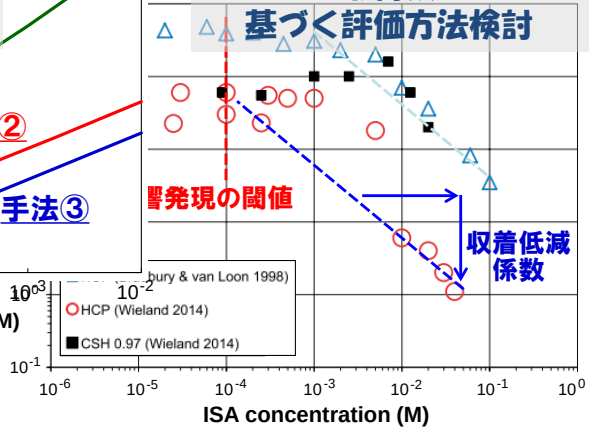
- データなし/不足する物質を中心に収着影響データ取得
- データ量に応じた評価方法を検討・評価

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

©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）。

- 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。

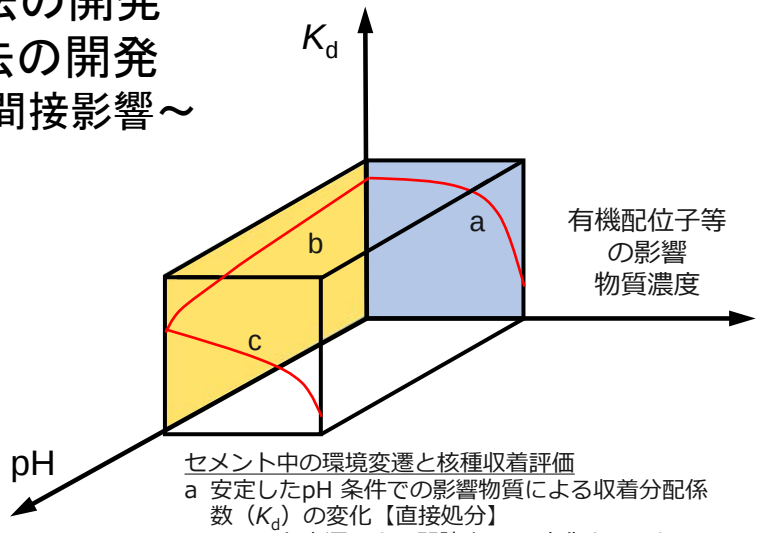


図1 収着影響における直接影響と間接影響の概要

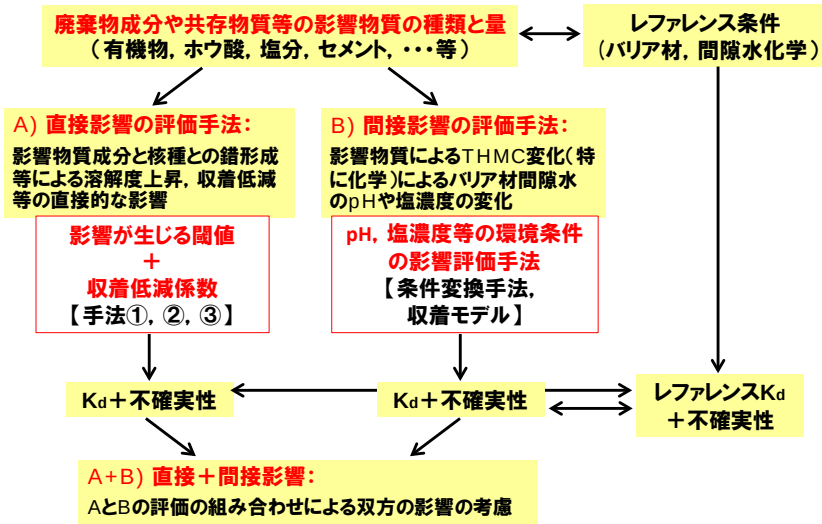


図2 影響物質が核種収着に及ぼす影響評価手法の概要

©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
～直接影響評価：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～

- 昨年度の試験条件と取得できたデータの関係性を分析
- 十分な精度でデータ取得できなかった要素（表1赤枠）と、一部データが不十分である要素（表1緑枠）を抽出
- 抽出された各要素に対して、収着低減係数算出の基礎データとなる分配係数が取得できなかった原因や、想定される地質環境条件との整合性などを確認
- 使用核種、液固比などの条件を変更、影響物質の濃度や液性条件（pH等）をパラメータとする試験条件設定
（表2、精度向上：赤字、データ充足性：緑字）

表1 本年度再試験する要素

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

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

表2 本年度再試験する要素の試験条件一覧

影響物質	ホウ酸		フェロシアン化合物	
固相	ベントナイト	セメント	ベントナイト	セメント
試験溶液	NaCl	NaCl	NaCl	NaCl
pH	7, 9.3	セメント平衡水（約pH12.5）	4-12	セメント平衡水（約pH12.5）
試験パラメータ	ホウ酸濃度		フェロシアン化合物濃度	
対象核種	Sn*1, Se*2	Sn*1, Nb*3, Se*3	Sr*5, Ni*4, Sn*1, U*4	Ni*3, Sn*1, Nb*3, Am(Eu) *4, Se*3

試験では、固相を含まないブランク試験等により、各対象核種の容器収着や沈殿等の挙動を確認して評価

*1：これまでに取得したデータは初期濃度が高く、処分環境を十分に模擬できていないため、放射性核種を使用して初期濃度が低い条件で実施
*2：初期濃度と収着平衡後の濃度の差が小さく、分配係数が算出できなかったため、液固比を変更して再取得
*3：収着量が大きく収着平衡後の濃度が装置の定量下限値を下回り、分配係数が算出できなかったため、液固比を変更して再取得
*4：比較対象となるフェロシアン化合物非共存下でのデータがなく、分配係数のフェロシアン化合物濃度依存性を十分に評価できないため再取得
*5：処分環境で対象となる中性付近のデータがないため再取得

©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
～直接影響評価：ホウ酸影響の評価検討～

Sn

- セメント(OPC)への分配係数は、Na濃度が0.05 mol/lにおいて、ホウ酸濃度が高い条件(0.1 mol/l)で低下。
- ベントナイトへの分配係数は、pH7、9.3のどちらの条件でも、ホウ酸濃度が高い条件で低下(図1)。

Nb

- セメント(OPC)への収着量が大きく、試験後の濃度が定量下限を下回ったため、分配係数を評価できず。

Se

- セメント(OPC)への分配係数は、ホウ酸濃度が高い条件で低下(図2)。
- ベントナイトへの分配係数は、pH7、9.3ともにホウ酸共存下で低下。pH9.3では、ホウ酸が共存すると収着量が低下し、分配係数を算出できず。

- 分配係数のホウ酸濃度依存性が確認されたバリア材−核種の組合せを対象に、収着低減係数SRFを導出し、新たにSRFを評価、または、信頼性の高い値に更新。

<u>新たにSRFを評価</u>(以下、「元素 − 対象固相: SRF値」で記載)

Se − OPC: 32, Se − ベントナイト: 1.5

<u>SRFを信頼性の高い値に更新</u>

Sn − OPC: 1 → 2, Sn − ベントナイト: 100 → 2.0

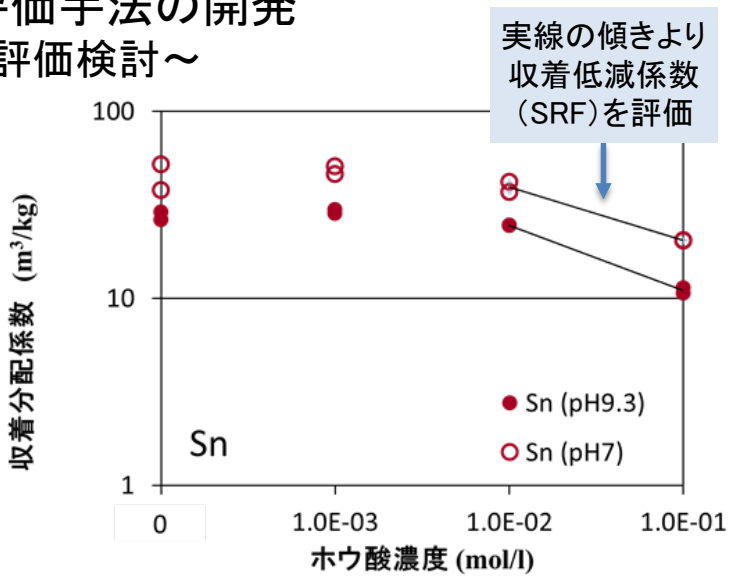


図1 ホウ酸共存下でのベントナイトへのSnの収着試験の結果

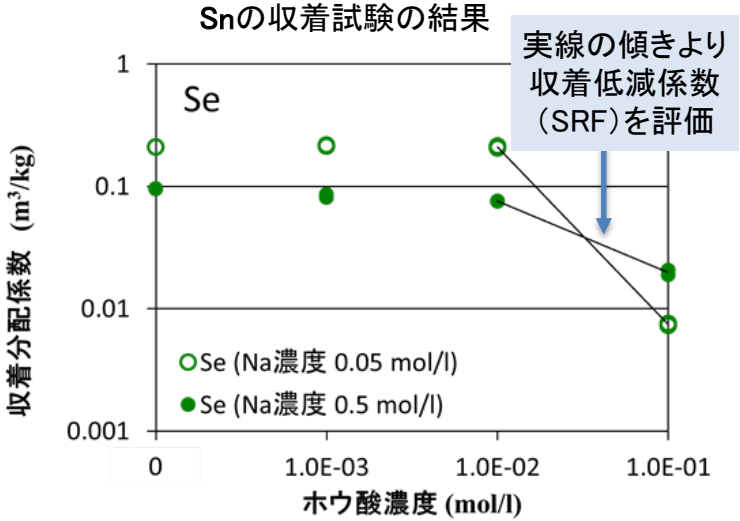


図2 ホウ酸共存下でのセメント(OPC)へのSeの収着試験結果

©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
～直接影響評価：フェロシアン化合物影響の評価検討～

Sr
- ベントナイトへの分配係数は、全てのpH条件（pH4-12）において、フェロシアン化合物濃度が高い条件（0.1 mol/l）で低下。

Sn
- セメント（OPC）への分配係数は、フェロシアン化合物濃度が高い条件で低下（図1）。
- ベントナイトへの分配係数は、pH4-10でフェロシアン化合物濃度が高い条件で低下。pH12では依存性なし。

Am (Eu)
- セメント（OPC）への分配係数にフェロシアン化合物濃度依存性は見られず（図1）。

U
- ベントナイトへの分配係数は、pH8において、フェロシアン化合物濃度に依存して低下（図2）。

Se
- セメント（OPC）へ分配係数にフェロシアン化合物濃度依存性は見られず。

- 試験結果より収着低減係数SRFを新たに評価、または、信頼性の高い値に更新。

<u>新たにSRFを評価</u>（以下、「元素 － 対象固相：SRF値」で記載）

Sn － セメント（OPC）：1.8, Se －セメント（OPC）：1

<u>SRFを信頼性の高い値に更新</u>

Sr － ベントナイト：1 → 2.9, Sn － ベントナイト：2.7 → 100

U － ベントナイト：2 → 2.1

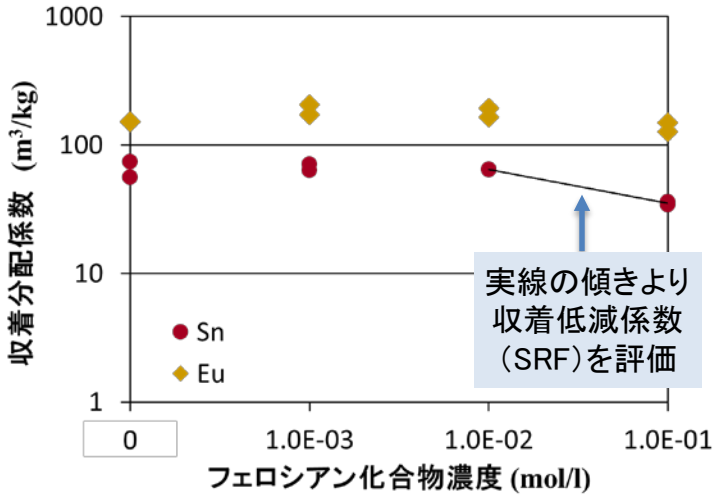


図1 フェロシアン化合物共存下でのセメント（OPC）へのEu,Snの収着試験結果

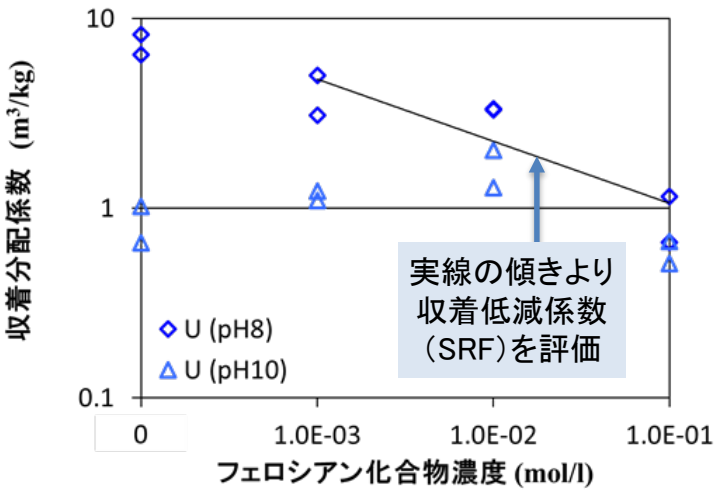


図2 フェロシアン化合物共存下でのベントナイトへのUの収着試験の結果

©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
～直接影響評価：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	1×10^{-2} M	2	1×10^{-2} M	1.8
Ⅴ価遷移金属	Nb	1×10^{-4} M	100	10	課題有	課題有	（解析中）	（解析中）
Ⅲ価アクチニド	Am/Eu	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	1×10^{-2} M	32	－	1

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	1×10^{-2} M	2.9
Ⅱ価遷移金属	Ni	－	1	（解析中）	（解析中）
Ⅳ価遷移金属	Sn	1×10^{-2} M	2.2	1×10^{-2} M	100
Ⅴ価遷移金属	Nb	1×10^{-4} M	2.6	－	1
Ⅲ価アクチニド	Am/Eu	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^{-4} M	2.1
ハロゲン	I	課題有	課題有	－	1
陰イオン種	Se	1×10^{-3} M	1.5	1×10^{-4} M	2.0

*1 M：mol/L

*2 K_d = 0 ($m^3\ kg^{-1}$)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

赤字　本年度試験結果より値を更新したデータ

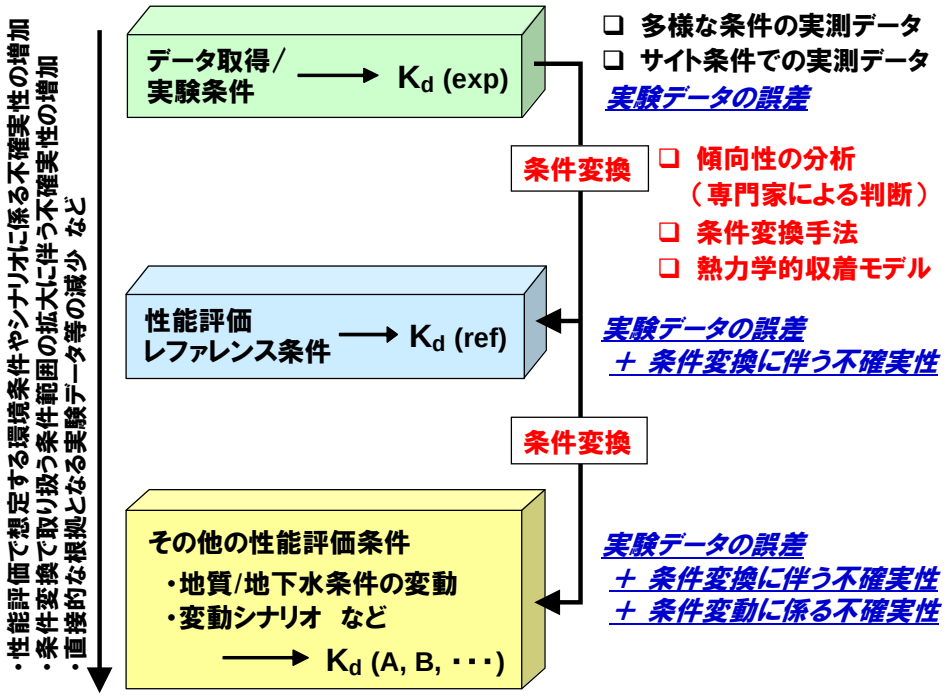
※硫酸塩、炭酸塩の直接影響については、既往の錯形成に関する知見より、その影響は顕著とはならないと評価し、掲載していない。

©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
～ **間接影響評価**：従来の処分研究に基づく間接影響の評価手法～

- 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：これまでの地層処分評価において、ベントナイトを対象に環境変遷影響も考慮した収着パラメータを設定するために検討されてきた“条件変換手法”が適用可能。
- セメントの間接影響評価：セメント系材料の場合、その固相特性や変遷過程、それらと放射性核種の収着・保持メカニズムとの関係性の複雑さから、ベントナイトの同様な方法での間接影響の評価は難しく、固相の変遷過程とその核種収着への影響とを関係性等に基づく推定評価手法の検討が必要。

©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
～ 間接影響評価：セメントを対象とした間接影響の評価の具体化のアプローチ～

セメントを対象とした間接影響評価の検討アプローチ

- セメントへの核種収着パラメータの設定は、従来よりセメントの間隙水と鉱物相の段階的な変遷過程とそれに伴う核種収着特性の変化を考慮する手法が検討されてきた。これまでの収着設定手法を踏襲しつつ、事故廃棄物に含まれる影響物質によるセメントの鉱物相の変化とその核種収着への影響を、追加的に考慮することによって間接影響を評価する手法を提案した。
- その評価のアプローチ（図1）は、従来の放射性廃棄物処分におけるセメント中の収着評価をもとに、セメントの構成鉱物の変遷を整理（ステップ①）したうえで、評価対象核種の収着に支配的な寄与するセメント構成鉱物を特定（②）する。さらに、影響物質によってセメントの鉱物相に生じる変化を抽出（③）し、その核種収着に及ぼす影響について、ステップ①・②で特定したセメント鉱物と核種収着特性との関係をもとに定性的に推定する。なお、この推定結果をもとに、影響物質の種類や含有量等に応じて、間接影響も考慮した保守的なパラメータ設定が可能となる。

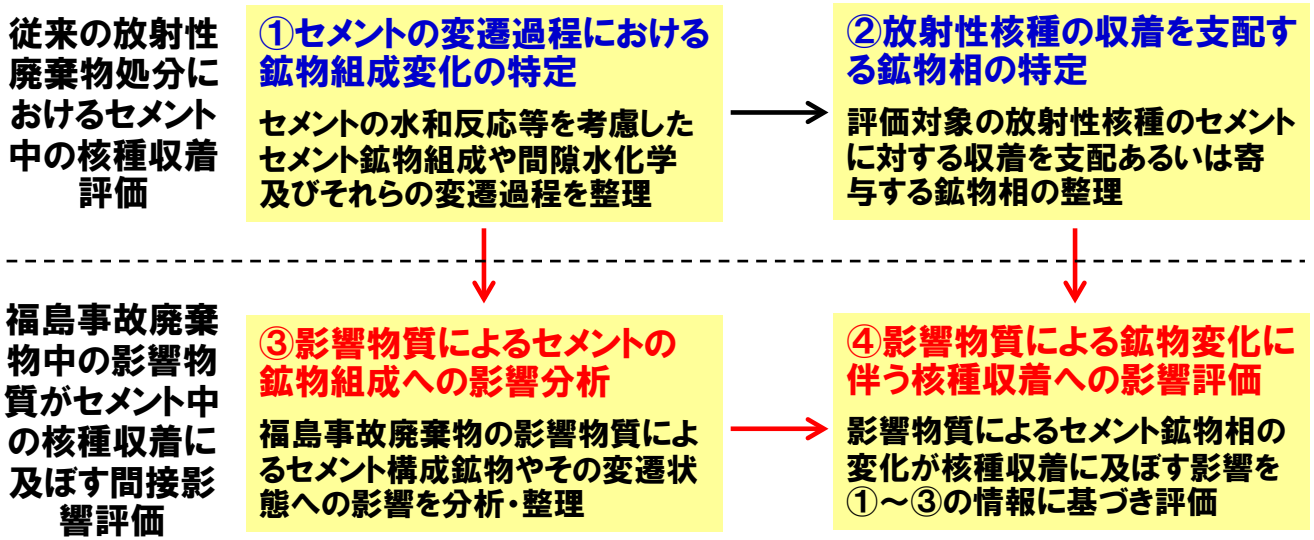


図1　セメント中の核種収着に対する影響物質の間接影響評価のアプローチ（ステップ①～④）

©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
～ 間接影響評価：セメントを対象とした間接影響の評価（1）～

セメントの変遷過程における構成鉱物組成の変化の特定（ステップ①）

- OPCに代表されるセメントは、長期的な地下水成分との水和反応等の相互作用により、いくつかの変遷状態（State）を経ることとなる（図1）。
- セメントの鉱物相の変遷は、実験とモデルによって理解がされており、構成鉱物相の相対的な重要度はそれぞれの変遷状態によって異なる。セメントの変遷状態の区分に応じて、主要な鉱物組成の変化は表1のように整理できる（Berner, 1990; Taylor, 1997; Ochs et al., 2016）。

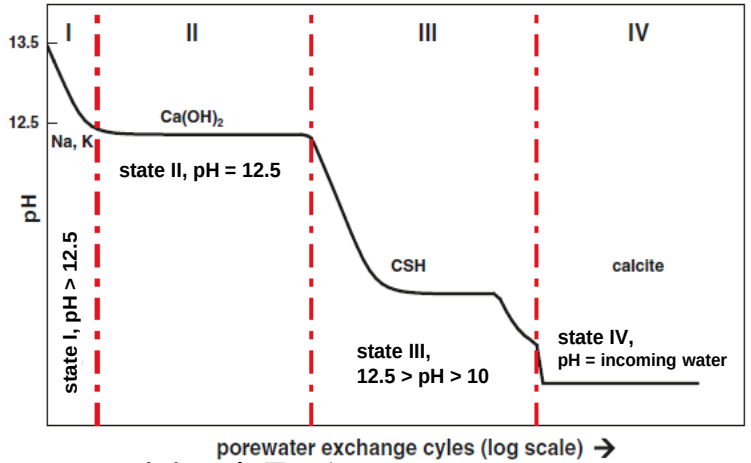


図1 OPCの間隙水の変遷過程（State I～IV）（Ochs et al., 2016）

表1 セメント（OPC）の変遷過程における主要構成鉱物の組成変化

変遷状態（State）	State I	State II	State IIIa	State IIIb	State IV
間隙水 pH	>13.1	12.5	11	11	<9
ポルトランダイト	およそ 20 wt%				
CSH1.7	およそ 45 wt%				
CSH1.5-1.7					
CSH0.83					
AFt 相/ エトリンガイト	およそ 10 wt%				
AFm 相	およそ 10 wt%				
ハイドロタルサイト	およそ 2 wt%				
カルサイト	およそ 1 wt%				
非水和クリンカ鉱物	およそ 10 wt%	すべての状態に存在することができる			

（灰色：変遷過程における主な鉱物組成）

©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
～ 間接影響評価：セメントを対象とした間接影響の評価（2）～

放射性核種の収着を支配する鉱物相の特定（ステップ②）

- 従来の廃棄物処分の安全評価において、セメントの鉱物相や間隙水の状態変遷を考慮した核種収着評価が検討されてきた（Wieland, 2014; Ochs et al., 2016）。具体的には、それぞれの変遷条件で取得された実測データをもとに、また、セメント鉱物相と核種収着特性との関係も考慮しつつ収着分配係数の設定がなされている。
- 事故廃棄物の影響物質によるセメント鉱物相の変遷と核種収着への影響を検討するため、これまでのセメントへの収着分配係数の設定検討事例をもとに、セメントの鉱物相と多様な核種の収着特性との関係を調査するとともに、それらの関係を表1のように整理した。

表1　セメントの構成鉱物と放射性核種の収着特性との関係（収着の程度：収着有 +++ > ++ > +，収着無 ー，不明瞭 #）

セメント構成鉱物	アルカリ・アルカリ土類		遷移金属			アクチニド・ランタニド				陰イオン		
	Cs(I)	Sr(II)	Ni(II)	Sn(IV)	Nb(V)	Am/Eu(III)	Th(IV)	Np(V)	U(VI)	I	Cl	Se(IV)
ポルトランダイト	ー	ー	+	ー	ー	ー	ー	ー	ー	ー	ー	ー
CSH1.7	+	+	+	ー	+	+++	+~++	+~++	+	+++	++	++
CSH1.5-1.7	++	++	+	ー	+	+++	+~++	+~++	+~++	++	+	++
CSH0.83	+++	+++	+	ー	+	+++	+++	+++	+	+	#	++
AFt 相/エトリンガイト	#	+	++	ー	++	+	ー	ー	ー	+++	+	++
AFm 相	ー	ー	ー	ー	ー	+	ー	ー	ー	+++	++	+
ハイドロタルサイト	ー	ー	+	+	ー	ー	ー	ー	ー	++	#	+
カルサイト	ー	+	+	+	#	+	+	+	+	ー	ー	+

©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
～ 間接影響評価：セメントを対象とした間接影響の評価（3）～

影響物質によるセメントの鉱物組成への影響評価（ステップ③）

- 6つの影響物質ごとに関連する既往の知見の調査・分析を通じ、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のうち、特に鉱物相の変遷の可能性を特定。
- 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、図1に示すようなCSH、AFt相（エトリンガイト）、AFm相、ハイドロタルサイトの主要な構成鉱物の変化に加え、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。

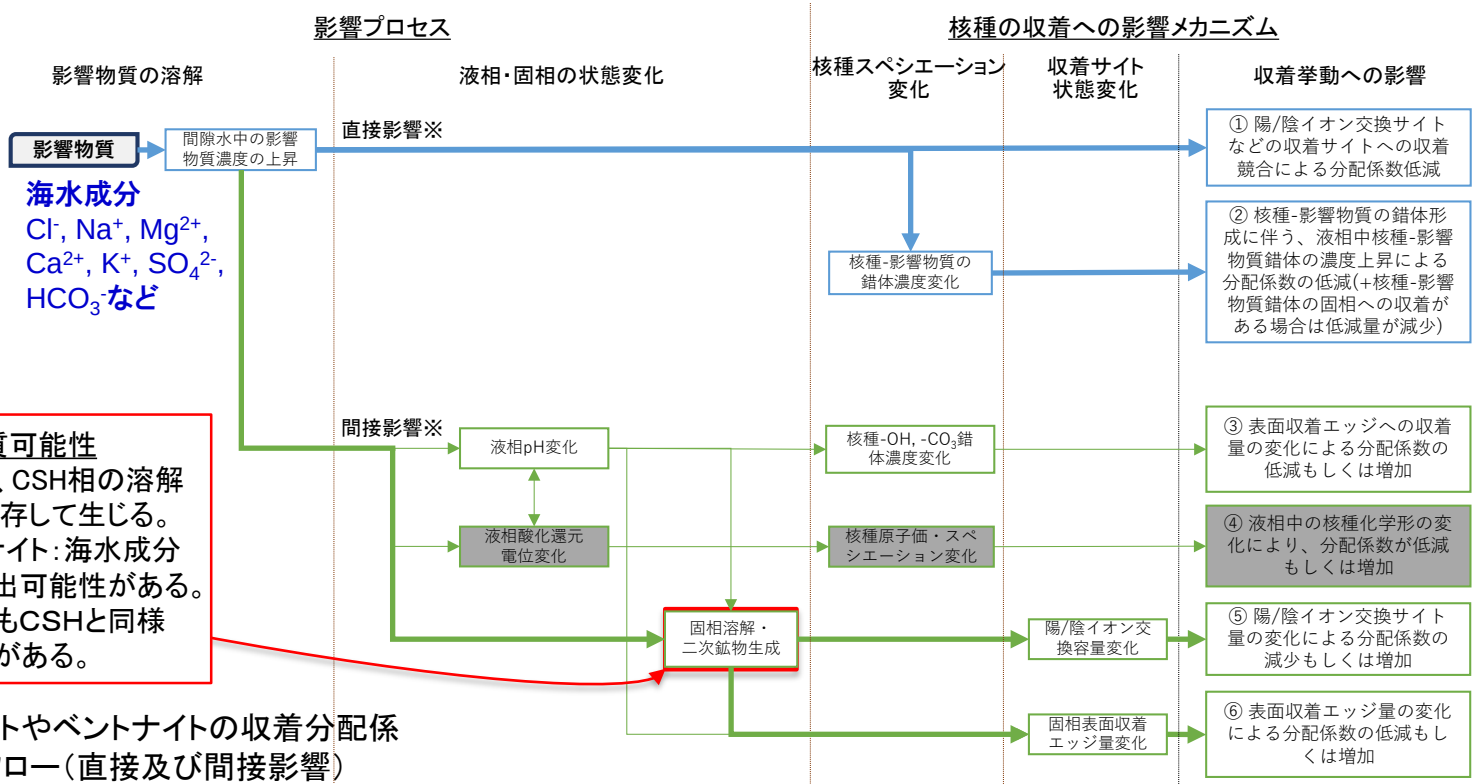


図1 海水成分がセメントやベントナイトの収着分配係数へ及ぼす影響フロー（直接及び間接影響）

©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
～ 間接影響評価：セメントを対象とした間接影響の評価（4）～

影響物質による鉱物変化に伴う核種収着への影響評価（ステップ④）

- 上記ステップ③で検討した影響物質がセメント鉱物相に及ぼす影響（溶解・沈殿）と、ステップ①・②で検討したセメント鉱物相と核種収着特性の関係性をもとに、それぞれの影響物質がセメント鉱物相の変遷を介して核種収着に及ぼす影響を定性的に評価。
- 例えば、海水成分の影響としては、表1に示すような間接影響評価が可能であり、CSH溶解による多様な核種の収着低減、AFt相（エトリンガイト）沈殿による陰イオンの収着増加などの可能性を考慮する必要がある

表1　海水成分の影響によるセメント構成鉱物の変化とそれに伴う核種収着への影響評価結果

セメント構成鉱物	セメント変遷状態（State）の変化				核種収着への影響			
	State I	II	IIIa	IIIb	アルカリ・アルカリ土類	遷移金属	アクチニド・ランタニド	陰イオン
ポルトランダイト	－	－						
CSH1.7	－				－	－	－	－
CSH1.5-1.7		－			－	－	－	－
CSH0.83			－	－	－	－	－	－
AFt 相/エトリンガイト	＋	＋	＋		±	＋	＋	＋
AFm 相								
ハイドロタルサイト	＋	＋	＋	＋				＋
カルサイト	＋	＋	＋	＋	＋	＋	＋	＋

（凡例）灰色：変遷過程における主な鉱物組成，赤色/－：鉱物の溶解または核種収着の低下，青色/＋：鉱物の沈殿，核種収着の増加，緑色/±：不明確な影響

©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
～影響物質を考慮した収着影響評価(直接・間接影響)の現状と今後の課題～

■ 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、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と考えられるイソサッカリン酸(ISA)の収着影響の実測データに基づくSRF設定値を採用することが現実的である。 ・ISAやEDTAを対象に、熱力学データに基づくSRF推定手法を検討し、信頼性が高い熱力学データが利用可能な場合には、SRFの推定評価は可能であると考えられたが、有機物の熱力学データの整備は十分とはいえる状況ではない。	・有機物の錯形成による直接影響は、他の影響物質と比較して顕在化する可能性が高く、事故廃棄物に実際に含まれる可能性のある有機物や濃度を想定して、より現実的な影響評価の検討が必要。 ・特に多様な有機物への影響評価手法の適用性検討や、有機物間の系統性評価手法などを検討していくことが重要。
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(直接影響)が可能である。 ・高濃度の海水成分の間接影響評価については、セメント固相の変遷を踏まえた収着影響が定性的には評価可能である。	・海水成分の影響についても影響が顕在化する可能性が高く、海水成分影響の最新の知見に基づく、設定の更なる見直しが必要。 ・また、海水成分によるセメント等バリア材の長期変遷のより現実的な解析評価等を踏まえた、より現実的な間接影響評価が必要となる。
硫酸塩	・熱力学データに基づく評価及び本事業で取得した実測データから、硫酸錯体の形成による収着への直接影響を顕著ではないと推定された。 ・一方で、硫酸塩共存の影響によりセメント鉱物相の変遷が想定され、この間接影響は本事業で提案した定性的・保守的な方法をもとに評価可能である。	・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、核種移行以外へのバリア性能への影響の把握が重要であり、解析的評価を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、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。 ・炭酸塩共存の影響によりセメント鉱物相の変遷が想定され、この間接影響は本事業で提案した定性的・保守的な方法をもとに評価可能である。	・左記の通り、直接影響・間接影響を含めて、これまでの処分評価においてもある程度含まれている現象であるが、事故廃棄物に含まれる炭酸塩の状況を踏まえた検討が必要となる。
ホウ酸	・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。	・高濃度のホウ酸の含有は、廃棄体化のプロセスや環境基準物質としての濃度制限も念頭に、廃棄体化の検討において具体化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。

©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

- ✓ 事故廃棄物に含まれる可能性のある影響物質(主要6物質)が、多様な廃棄物概念で共通的に用いられる人工バリア(セメント、ベントナイト)の核種収着に及ぼす影響プロセスを抽出した。
- ✓ 影響物質が核種と錯形成することによる“直接影響”と、人工バリアの間隙水や固相に変化を生じることによる“間接影響”に区分し、それぞれの影響評価手法を提案した。
- ✓ 直接影響については、データの状況に応じた収着低減係数(SRF)の導出方法を提示するとともに、既存情報調査と不足データの拡充によって、主要6物質ー人工バリア(セメント、ベントナイト)ー主要元素のそれぞれに対するSRFと影響発現濃度(閾値)として整理した。
- ✓ 間接影響について、影響物質がセメントの鉱物相の変化を介して、核種収着に及ぼす影響を定性的に評価する手法を提示、一方、ベントナイトについては従来手法の適用を提案した。
- ✓ 直接影響は有機物及び海水成分の影響、間接影響は海水成分及び硫酸塩の影響が相対的に重要である可能性を推定した。

今後の課題

- ✓ 直接影響として重要な有機物をはじめとして、事故廃棄物に含まれる影響物質の多様性や濃度に応じた評価手法の具体化が必要である。
- ✓ 直接影響・間接影響を含め、実際の処分システムにおける影響物質の濃度やその拡がりなどを考慮した評価が必要である。
- ✓ 核種移行解析・不確実性解析とあわせた影響評価や課題抽出の検討が重要である。
- ✓ 廃棄体化時の影響、環境基準物質等の視点を含め、処理対策と合わせた検討が必要である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 事業内容(その3)

c. 性状把握

(a) 性状把握の効率化

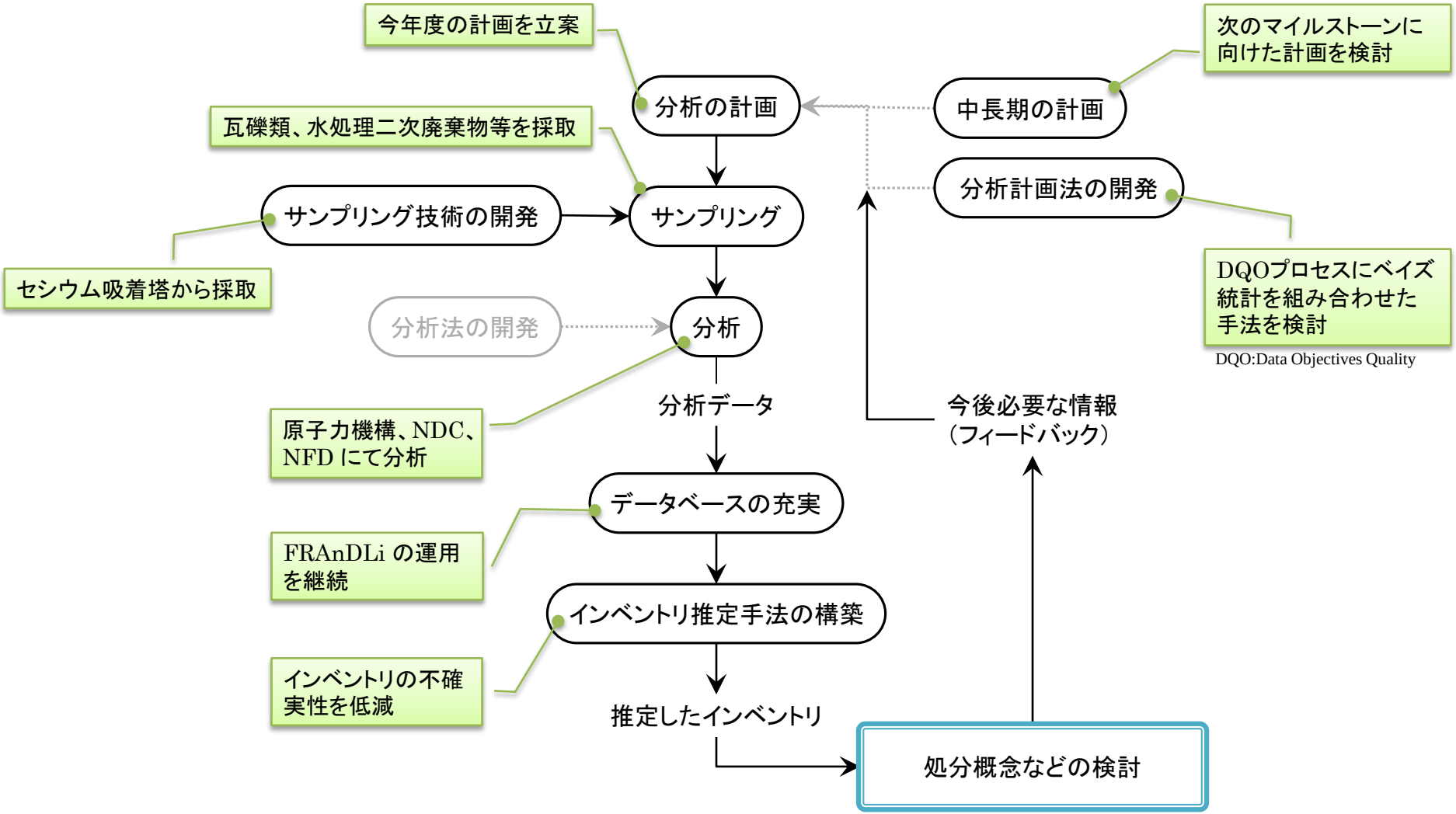
① 解析的インベントリ推算手法の検討

② 中長期的な分析計画の提案

(b) サンプリング技術の開発

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

c. 性状把握
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

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施

- 昨年度までの実績
  - 固体廃棄物の性状把握に必要な分析試料の採取、管理、分析を継続して実施してきた。
  - 瓦礫、水処理二次廃棄物、汚染水、植物、土壌について、茨城県に所在する5つの施設(原子力機構 原科研・核サ研・大洗、NDC社、NFD社)にて分担して分析した。
  - 得られた分析データは、廃炉のために利用するとともに(図1)、データベースに収録し、関係者の利用に役立てている(図2)。
- 目標
  - 解析的インベントリ推算手法の構築に資する固体廃棄物の分析データを蓄積する。
- 実施内容
  - 固体廃棄物の分析を中長期的に継続して実施することを念頭において、東京電力の協力を得つつ分析試料を採取し、これを発電所内にて保管する。
  - 分析試料は、茨城県に所在する原子力機構等の分析施設へ輸送し、分析を実施する。
  - 得られた分析データは、データベース「福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集 (FRAnDLi)」に収録し、一般の利用に供する(図2)。また、分析試料を管理するためのデータベースを検討する。
- 目標達成を判断する指標
  - 分析データの公開を継続する。

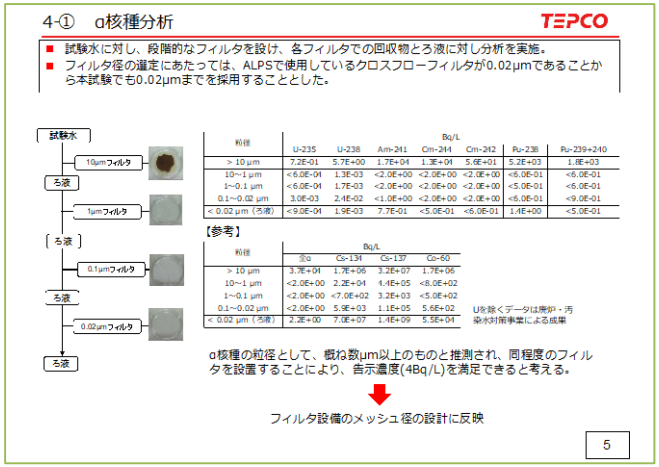


図1 2号機トーラス室水分析結果(東京電力による引用)*1

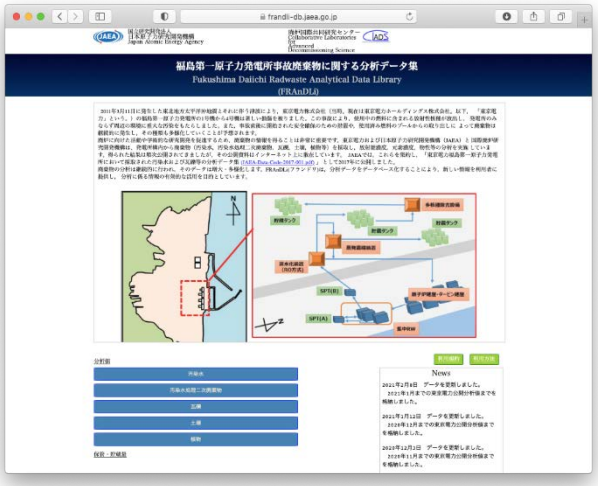


図2 運用を継続する分析データベース
https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/

*1 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.

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の計画）

■ 今年度は、瓦礫類と水処理二次廃棄物を中心に分析する計画を立案し進めている。(表1)
○ インベントリ推算の不確実性を低減するため、汚染メカニズムや統計的なデータの蓄積に資する廃棄物を選定して分析する。

表1 今年度の分析に関する計画と実施の状況

分類	試料	インベントリ推算の着眼点	試料点数	状況				分析者
				採取	輸送	分析法	分析	
解体廃棄物	1, 2号機排気塔コア	場所(オフガス系)	3	済	今年度 第1回		済	NDC
	1号機SGTS配管内スミヤ溶解液	同上	1	済	済		済	NFD
瓦礫	1号機原子炉建屋、1-3廃棄物処理建屋	場所(建屋内), 材料(瓦礫類)	8	済	今年度 第1回		済	NDC
	1号機原子炉建屋滞留水(スラッジ含有)	場所(地下階床) 汚染メカニズム	未定	未	R4.予定			JAEA
	3号機原子炉建屋滞留水(スラッジ含有)	同上	2	済	8/19 受け入れ		済	JAEA
	汚染水貯留タンク水(スラッジ含有)	場所(タンク残水) 汚染メカニズム	1	済	8/19 受け入れ		済	JAEA
	3号機タービン建屋スラッジ	同上	1	済	済		済	NFD
水処理二次廃棄物	鉄共沈スラリー	実廃棄物データ	4	済	済		済	JAEA
	炭酸塩沈殿スラリー	同上	6	済	済	確認	済	JAEA
	炭酸塩沈殿スラリー	同上	4	済	今年度 第1回		済	NFD
	濃縮廃液スラリー	同上	2	済	今年度 第1回		済	NFD
	酸化セリウム	同上	5	済	済	要検討	分析中	JAEA
	キレート樹脂2	同上	1	済	済	検討	済	JAEA
	キレート樹脂1	同上	1	済	済	検討	済	JAEA
	銀ゼオライト	同上	2	済	済	要検討	分析中	JAEA
	酸化チタン	同上	2	済	済	要検討	済	JAEA
	フェロシアン化合物	同上	1	済	済	検討	済	JAEA
	チタン酸塩	同上	2	済	済	検討	分析中	JAEA
	チタン酸塩2	同上	3	済	今年度 第2回	要検討		JAEA
	銀ゼオライト	同上	1	済	今年度 第2回	要検討		JAEA
	酸化セリウム	同上	2	済	今年度 第2回	要検討		JAEA
	活性炭	同上	未定	済	未定			JAEA
	サブドレイン吸着材	同上	4	済	今年度 第1回		済	NDC
	土嚢活性炭	同上	1	済	済		済	JAEA

本報告
本報告
本報告
本報告
中間報告
中間報告

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の計画）

- 使用済みセシウム吸着塔から吸着材を採取するための技術開発を進めている((b) サンプリング技術の開発)。
- 吸着材の線量率は非常に高く、10 cm^3 程度の量で 毎時Svオーダーに達すると見込んでいる。このため、安全を考慮して、分析に至るまでの具体的な手順を検討する必要がある。
- 保管、輸送と分析の各段階で考慮すべき影響を抽出し、技術的な制約条件を検討した(表1)。さらに、分析施設として原子力機構の 2 施設を例として取り扱い方法を検討した。
  - ○ 化学分離操作を汚染の抑えたグローブボックスやフードで行うため、予めセルにおいて放射性 Cs の除去もしくは分取が必要である。検討を継続して進めている。

表1 試料の性状が取り扱い方法に与える影響

工程	質量*(g)	寸法(cm)	放射能(Bq)	線量率(mSv/h)
採取	• 測定作業 • 重量物の搬送	• サンプリングヘッドの寸法		• 採取等作業時の被ばく
保管	• 重量物の搬送	• 収納容器の寸法 • 保管場所		• 管理値との整合 • 取り扱い作業時の被ばく
輸送	• 輸送容器の仕様 • 重量物の搬送	• 輸送容器の型式	• A_2値 • 水素の生成	• 規制値との整合 • 測定や梱包等作業時の被ばく
分析	• 重量物の搬送	• 搬入口(グローブボックスのポート)の寸法	• 許可量 • 定量の限界	• 管理値との整合 • 作業時の被ばく

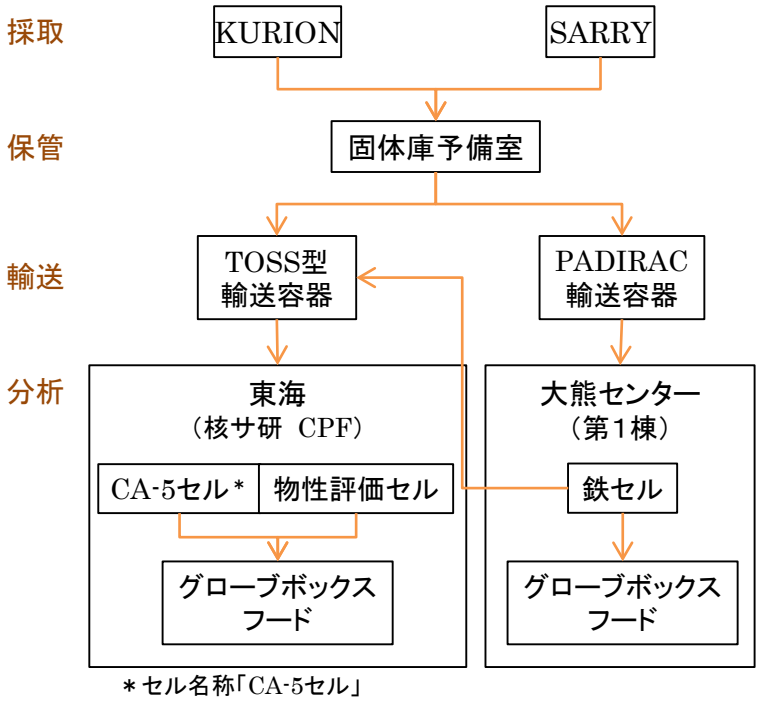


図1 セシウム吸着材の分析に至る流れ(検討中)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（試料のサンプリング）

- 工事や処理施設の運転と連携して固体廃棄物の分析試料を入手した。1から4号機と廃棄物の保管場所を対象として、工事等の計画を参照し75点を目安に瓦礫試料の採取計画を立案した。1から 3 号機の各建屋、3 号機南側ヤード、共用プール、瓦礫一時保管エリアC およびフランジタンクの解体施設より、90 試料を採取した（表1）。
- また、汚染水処理設備から工程の水を採取した。SARRY Ⅱ において、運転管理のためのサンプリングラインより 3 回にわたり（2021年8月27日、11月30日、2022年2月22日）、吸着塔の間等から各6試料、計18試料を採取した。
  - ALPS の吸着材の採取を予定していたが、設備の運転状況により実施できなかった。

表1 瓦礫等の採取試料数の内訳

採取場所			採取数		
号機等	建屋	フロア	瓦礫等	スミア	計
1号機	R/B	1階	-	3	3
		3階	2	1	3
	T/B	1階	1	1	2
	Rw/B	1階	1	1	2
2号機	R/B	1階	-	2	2
		2階	-	2	2
	T/B	1階	3	4	7
		2階	3	3	6
	Rw/B	地下1階	1	1	2
3号機	R/B	1階	5	11	16
		2階	-	7	7
3号機南側ヤード（図1）			6	-	6
共用プール			8	-	8
瓦礫一時保管エリアC（図2）			20	-	20
フランジタンク解体施設			4	-	4

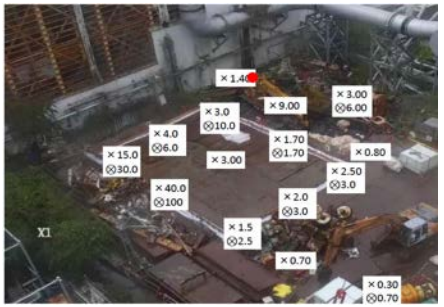


図1 3号機 南側ヤード
（数字は線量率（mSv/h），赤丸は採取場所）



図2 一時保管エリアCの破砕瓦礫

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（試料のサンプリング）

- 雑固体廃棄物焼却設備の運転において発生する焼却灰は、ドラム缶に充填され、一時貯蔵庫にて保管される。
  - 焼却設備は 2 系統（A、B 系）があり、両者は同一である。
- 両系統から発生した焼却灰から計 25 の採取した（表1）。ドラム缶に灰が充填された後、蓋を閉じる前に試料を採取した。（図1）
- 試料の線量率はドラム缶の表面線量率の値と相関する傾向を示す。バックグラウンドの寄与があるためか線形にはならない（図2）。

表1 焼却灰試料の採取内訳

系統	採取数
A	13
B	12



試料の採取場所（一時貯蔵室）



灰ドラムと採取した試料

図1 焼却灰試料の採取

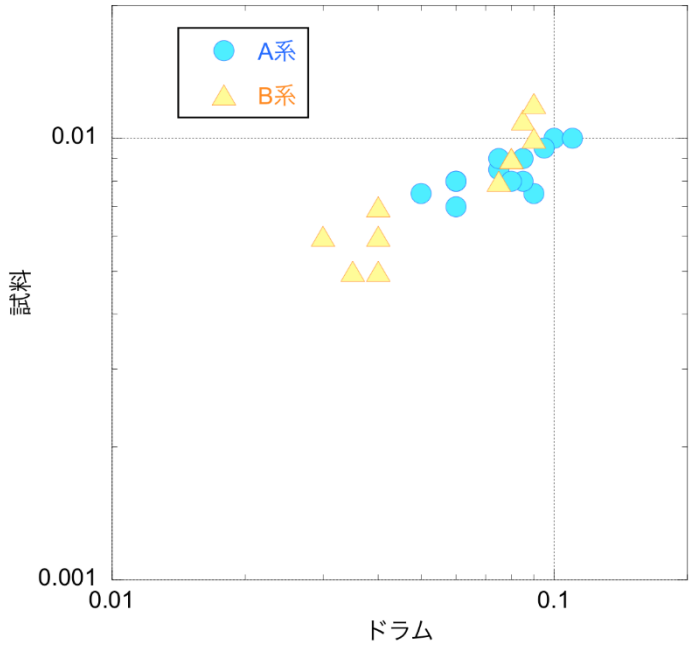


図2 採取した焼却灰試料の線量率（mSv/h）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（試料の保管管理、輸送）

- 採取、入手した試料は固体廃棄物貯蔵庫において保管しており（図1）、従来より継続して管理している。
- 分析試料を原子力機構（核燃料サイクル工学研究所）、NDC 社、NFD 社の分析施設に輸送した。
  - 2 回に分け、第1回を 9 月 16 日。第2回を 2 月 17 日に実施した。（表1）
  - また、3号機トーラス室滞留水等を 8 月に核燃料サイクル工学研究所（核サ研）に受け入れた。





図1 固体廃棄物貯蔵庫における試料保管の様子
（上：予備室奥の試料、下：操作室の土壌コア等）

表1 輸送した分析した試料

分類	試料	試料数	回	輸送先
解体廃棄物	1, 2号機排気塔コア	3	第1回	NDC社
瓦礫	1号機原子炉建屋、2号機タービン建屋、1–3廃棄物処理建屋	11	第1回	NDC社
水処理二次 廃棄物	炭酸塩沈殿スラリー	4	第1回	NFD社
	濃縮廃液スラリー	2	第1回	NFD社
	サブドレイン吸着材	4	第1回	NDC社
	チタン酸塩2（FST）	3	第2回	JAEA核サ研
	銀ゼオライト	1	第2回	JAEA核サ研
	酸化セリウム	2	第2回	JAEA核サ研

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の結果 瓦礫類）

- 瓦礫・解体廃棄物の性状に関して、1/2号機排気筒の汚染に関する分析を行った。
- 1/2号機排気筒は上部の約 60 m が解体された。排気筒のコア試料が入手でき、この内表面を分析した（図1）。
- ^{90}Sr、^{125}Sb、^{134,137}Cs、^{238}U が検出された。^{3}H、^{14}C、^{60}Co、^{63}Ni、^{79}Se、^{99}Tc、^{106}Ru、^{129}I、^{152,154}Eu と ^{238}U 以外のアクチニド核種は検出されなかった（図2）。
- 1/2号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管内拭き取りスミアの溶解液（今年度分析）、1/2号機排気筒ドレンサンプピットの汚染水[*2] の分析値とともに、検出された核種の輸送比（Cs-137基準）を算出すると、試料の採取箇所にかかわらず ^{90}Sr と ^{125}Sb が同様の値となった。

○ 一方で、アクチニド核種は、排気筒内表面とSGTS配管内で異なる結果となった。

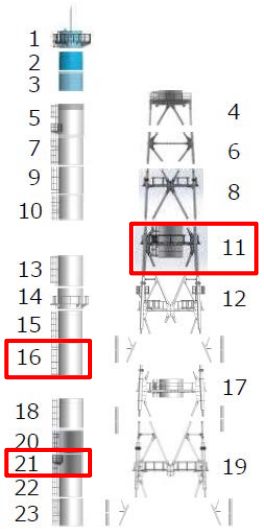


図1 1/2号機排気筒のコア採取位置[*1]

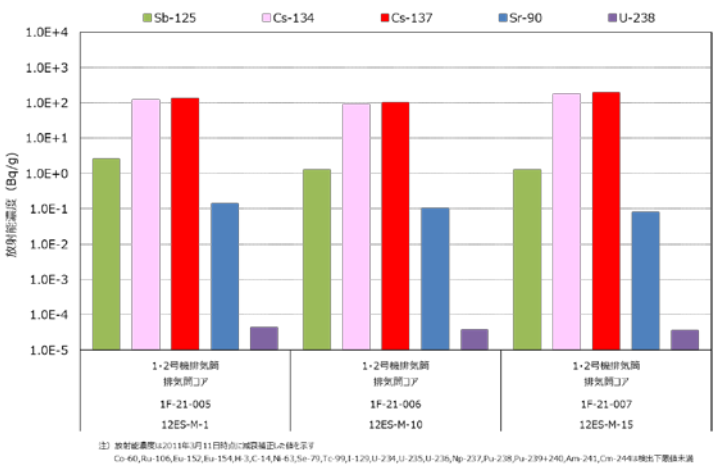


図2 1/2号機排気筒から採取したコア試料の分析結果

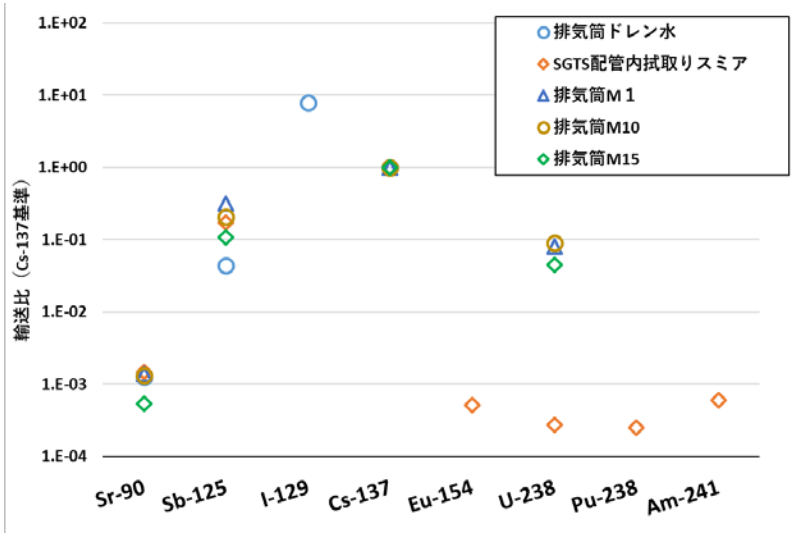


図3 1/2号機の排気筒コア、SGTS配管内拭き取りスミア試料及び廃棄等ドレン水の輸送比

*1 東京電力ホールディングス（株）, “福島第一原子力発電所 1/2号機排気筒解体工事進捗状況,” 2020年2月27日.
*2 A. Shimada et al., Sci Rep 12, 2086 (2022). https://doi.org/10.1038/s41598-022-05924-2

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の結果 滞留水スラッジ）

- 建屋地下の滞留水に含まれる固体成分（スラッジ）は、解体廃棄物汚染状況を把握するために重要であり、データを蓄積している。3号機のトーラス室及び主蒸気隔離弁（MSIV）室の滞留水、並びに処理水を貯留しているタンクの解体に伴い採取されたタンク水を分析した。
- いずれの水試料も茶褐色の沈殿物を含んでいた（図1）。孔径10、1、0.1、0.02 μm のフィルタで順次ろ過を施したところ、いずれも 孔径10 μm フィルタによりほとんどのスラッジが捕捉された（図2）。
- Pu、Am 及び Cm 核種は、いずれも 99.6% 以上が孔径 10 μm フィルタの回収物から検出された。孔径 10 μm フィルタの回収物（スラッジ）を構成する主要な元素はいずれもFeであった*。
- Pu、Am と Cm の核種組成を燃料と比較すると、滞留水は似通っており、タンク水は Cmの割合が小さい（図3）。

*回収物を硝酸等で溶解した溶解液のICP-AES分析を行い、検出された元素を100%とした重量割合が最も大きかった。



図1 滞留水試料の外観

フィルタ孔径	10 μm	1 μm	0.1 μm	0.02 μm
質量 (g)	0.036	ND	ND	ND
ろ過回収物の外観				

図2 3号機トーラス室水の濾過の結果

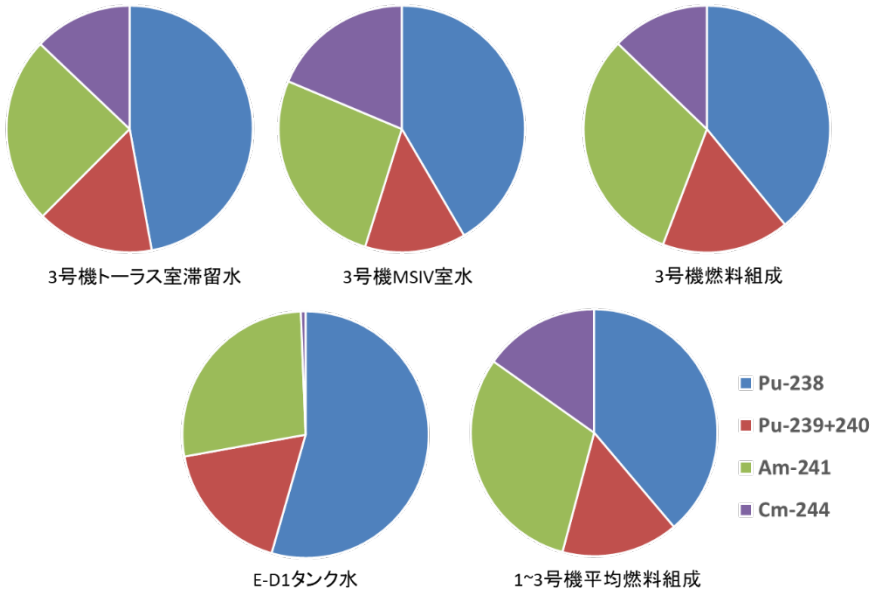


図3 滞留水スラッジの Pu、Am と Cm 分析結果（相対割合）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の結果 滞留水）

- 滞留水及び処理水中の放射性核種濃度を把握することで、建屋構造材や汚染水処理二次廃棄物の汚染状況の推定、処理・処分方法の検討に役立てるため、^{79}Seの分析を実施した。
- ステンレス鋼を使用した設備において、塩酸を用いた一般的な方法では設備が腐食してしまうことから、硝酸溶液系で分離操作を行う方法を開発して適用した（図1）。
- これまでに分析に供した滞留水、処理水の17点について、^{79}Seは全ての試料で検出されなかった（表1）。なお、Se担体の回収率は74～96%と良好であった。

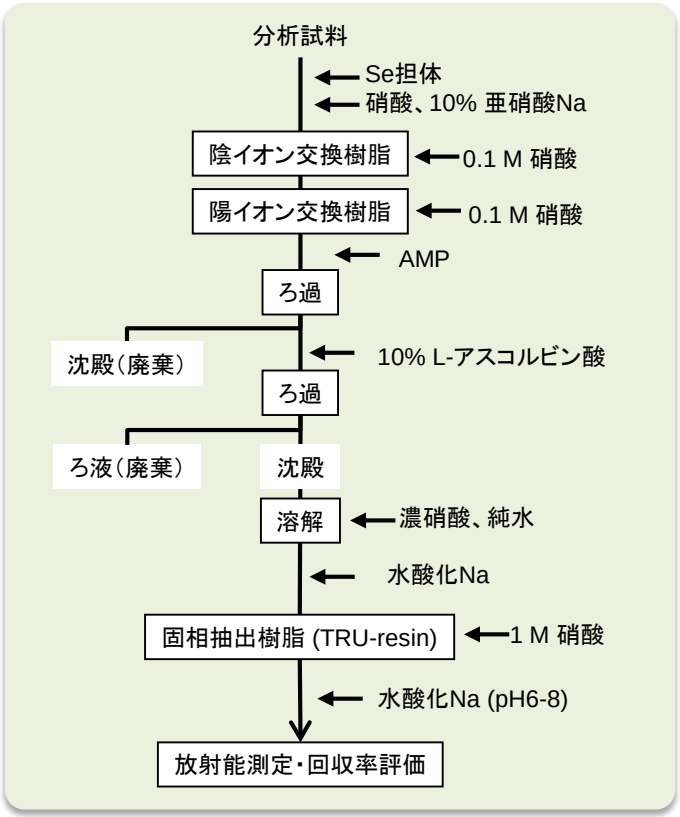


図1　硝酸溶液系向けに開発した^{79}Seの分析方法

表1　滞留水、処理水中の ^{79}Seの分析結果

試料番号	採取日	採取場所	濃度 (Bq/cm^3)
LI-2RB5-1	H25.8.7	2号機PCV	$< 5\times10^{-2}$
LI-3RB5-1	H27.10.22	3号機PCV（水面近傍）	$< 5\times10^{-2}$
LI-TS-02	R2.2.13	2号機トーラス室（0.22μmフィルタろ液）	$< 5\times10^{-2}$
LI-1RB-1	H28.12.8	1号機R/B地下（HTIの採水口にて採取）	$< 5\times10^{-2}$
LI-1TB5-6	H27.9.30	1号機T/B（OP1900上部）	$< 4\times10^{-2}$
LI-2TB7-1	H27.9.25	2号機T/B 地下	$< 4\times10^{-2}$
LI-3TB7-1	H27.10.15	3号機T/B 地下	$< 5\times10^{-2}$
LI-RW2-2	H26.3.11	集中RW地下（KURION入口）	$< 4\times10^{-2}$
LI-RW4-2	H27.3.9	集中RW地下	$< 5\times10^{-2}$
LI-HTI2-2	H26.2.11	HTI/B地下滞留水（SARRY入口）	$< 5\times10^{-2}$
LI-KU3-1	H23.7.13	セシウム吸着装置出口	$< 7\times10^{-2}$
LI-KU3-3	H26.9.3	セシウム吸着装置出口	$< 5\times10^{-2}$
LI-KU4-3	H27.3.9	セシウム吸着装置出口	$< 5\times10^{-2}$
LI-SA2-2	H25.8.13	第二セシウム吸着装置（SARRY）B系出口	$< 5\times10^{-2}$
LI-SA2-4	H26.2.11	第二セシウム吸着装置（SARRY）B系出口	$< 5\times10^{-2}$
LI-SA3-2	H26.8.5	第二セシウム吸着装置（SARRY）B系出口	$< 4\times10^{-2}$
LI-AR3-1	H23.7.13	除染装置出口	$< 5\times10^{-2}$

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の結果 吸着材）

- プロセス建屋（PMB）や高温焼却炉建屋（HTI）において、ゼオライトや活性炭を内包した土嚢が事故当初に投入されている*。これらの土嚢を順次分析し、活性炭のデータを得た（図1）。
- ^{60}Co、^{90}Sr、^{125}Sb、^{134}Cs、^{137}Cs、Pu、^{241}Am及び^{244}Cmを検出した。（表1）
- ゼオライトと比べると、^{90}Sr、^{134}Cs、^{137}Cs を除いて、活性炭の濃度が高い。



図1 土嚢活性炭試料

表1 土嚢活性炭の分析結果 (Bq/g)*1

No.	試料番号	^{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）	^{154}Eu（約8.6年）	^{125}Sb（約2.8年）
1	PMB-AD-CH-1	< 5×10^{1}	(1.0±0.1)×10^{3}	< 2×10^{1}	(3.3±0.1)×10^{4}	(5.4±0.1)×10^{5}	< 3×10^{1}	(7.9±1.0)×10^{2}
参考	土嚢ゼオライト*2 PMB-Ze-01	ND	ND	ND	(8.5±0.1)×10^{6}	(1.4±0.1)×10^{8}	ND	ND

No.	試料番号	^{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-AD-CH-1	(5.8±0.1)×10^{5}	(1.6±0.1)×10^{0}	(5.2±0.3)×10^{-1}	(5.6±0.1)×10^{0}	(1.8±0.1)×10^{0}
参考	土嚢ゼオライト*2 PMB-Ze-01	(1.1±0.1)×10^{7}	ND	ND	(2.4±0.6)×10^{-1}	ND

*1 分取質量を基準として放射能濃度を算出した。放射能濃度は採取日（2020.2.27）において補正した。分析値の±の後の数値は、計数値誤差である。
*2 放射能濃度は採取日（2020.2.12）において補正された値。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の結果 鉄共沈スラリー）

- 多核種除去設備（ALPS）の鉄共沈スラリー 4試料を分析した。（表1、図1）
- 分析では、酸溶解（硝酸）とアルカリ融解（過酸化ナトリウムと炭酸ナトリウムの混合融剤）で溶解し、結果を比較した。溶解状況は異なるものの、酸溶解による放射能分析結果は、アルカリ融解を用いた場合の結果と同等であった。
- 各試料ともSr-90濃度が支配的であり、分析結果の傾向は類似している。Pu-239、Pu-239+240及びAm-241が全ての試料から検出され、1試料からCm-244が検出された。



図1　分析試料の外観

表1　鉄共沈スラリーの分析試料

試料番号	試料名	水処理実績		HIC線量率 (mSv/h)	試料採取		
		通水開始日	通水終了日		採取日	採取場所 (HIC番号)	採取位置
EAL-S6-1	既設ALPS C系統 鉄共沈スラリー	2014/7/5	2014/7/10	0.785	2018/10/15	第二施設 (PO641180-55)	HIC中心点付近 （深さ1000mm）
EAL-S8-1	既設ALPS B系統 鉄共沈スラリー	2014/10/29	2014/11/3	2.093	2018/10/16	第二施設 (PO646393-109)	HIC中心点付近 （深さ1000mm）
EAL-S7-1	既設ALPS B系統 鉄共沈スラリー	2014/3/14	2014/4/19	1.0	2018/10/17	第二施設 (PO641180-11)	HIC中心点付近 （深さ1000mm）
EAL-S10-1	既設ALPS A系統 鉄共沈スラリー	2013/11/11	2013/11/18	3.612	2018/10/18	第二施設 (PO625899-054)	HIC中心点付近 （深さ1000mm）
参考 AL-S1	既設ALPS 鉄共沈スラリー	–	2014/6/5	0.633	2014/6/5	既設ALPS (PO641180-96)	HIC中心点付近 （深さ1000mm）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の結果 鉄共沈スラリー）

- Sr-90基準でのSb-125の輸送比から、両核種の移行挙動には高い相関が見られる。（図1）
- Sr-90基準でのPu-238及びPu-239+Pu-240とCm-244の輸送比から、移行挙動が異なることが示唆される。
- Sb-125やα線放出核種の輸送比のばらつきは、Cs-137基準よりSr-90基準の方が小さい傾向にある。
- スラリーの化学成分は、Fe を主成分とするほか、Si、Ca、Zn などを含む。（図2）

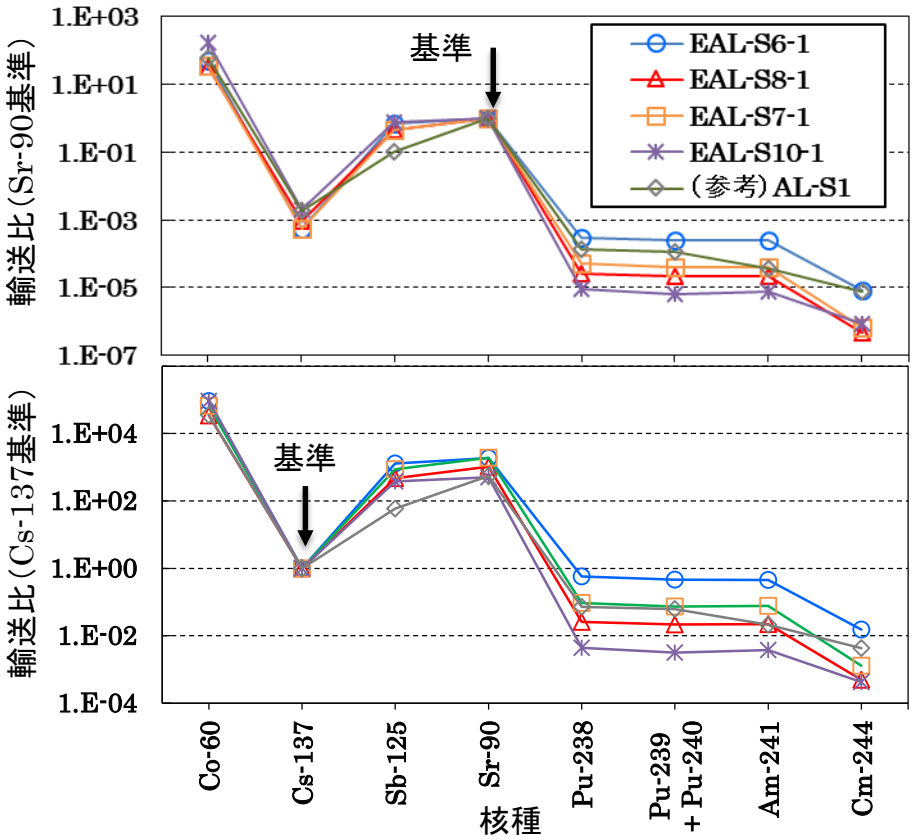


図1　鉄共沈スラリーに含まれる放射性核種の輸送比

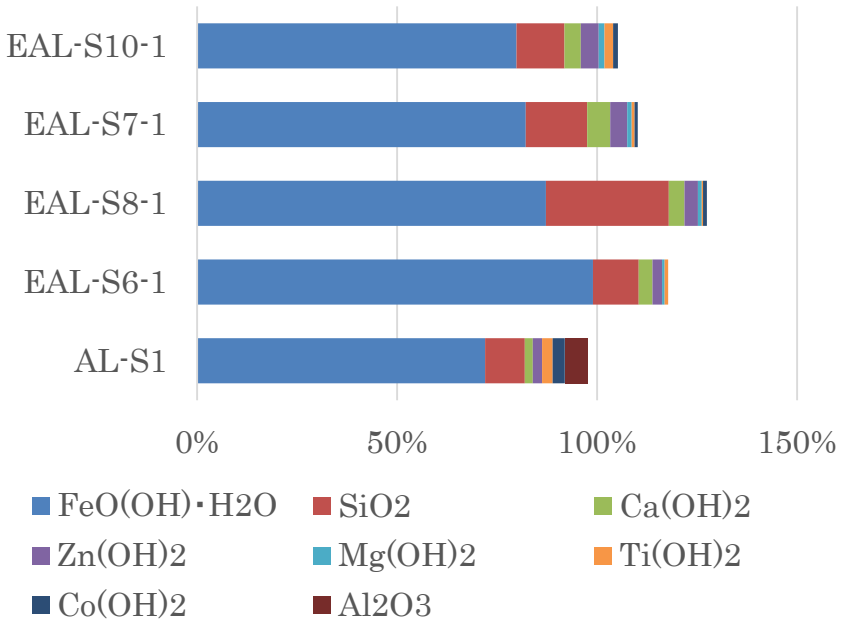


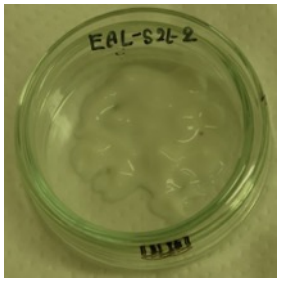
図2　鉄共沈スラリーの化学組成（化合物は推定）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

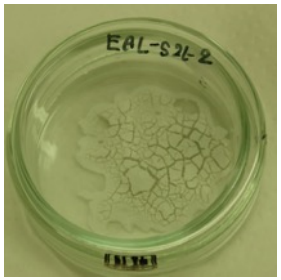
(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討

i. 分析の実施（分析の結果 濃縮廃液スラリー、炭酸塩スラリー）

- 濃縮廃液スラリーと多核種除去設備の炭酸塩スラリーについて従来 Pu、Am と Cm 核種の濃度を求めており、加えて 6 試料について U と Np 核種の分析を行った（図1）。
- ^{237}Np 濃度は 0.105 – 0.68 Bq/g の範囲にあった。U については、いずれの試料にも ^{236}U が検出され、燃料成分を含んでいた。^{236}U を基準としてスラリーへの輸送比を算出すると、^{237}Npは 10 から 300 程度と、汚染水（滞留水や処理水）と同等以上の値であった（図2）。汚染水とともに移動した^{237}Npはこれらスラリーに移行していることが明らかとなった。



加熱前



加熱後

図1 炭酸塩スラリー試料（EAL-S21-2）の外観

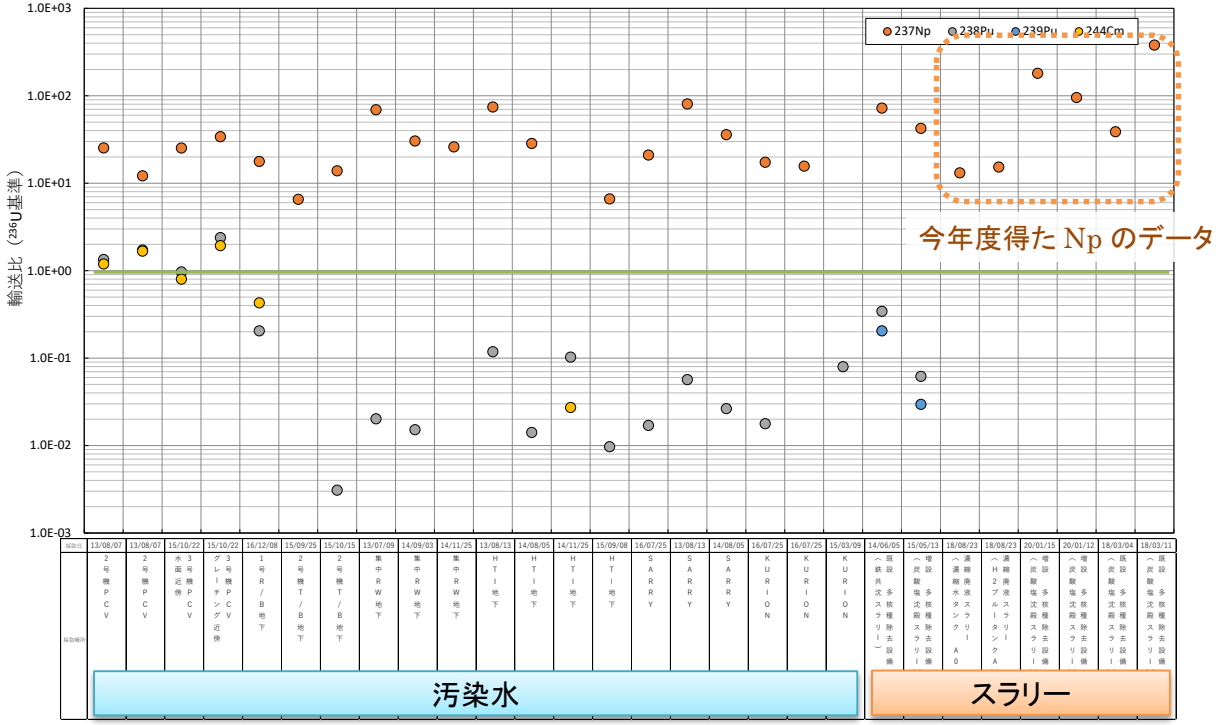


図2 汚染水とスラリーへのアクチニド核種の輸送比（^{236}U を基準）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析の結果 吸着材）

- 多核種除去設備（ALPS）では、多核種除去装置（処理カラム）で使用された吸着材が二次廃棄物として発生している。複数の吸着材が用いられており、使用済み吸着材はその種類により含有する核種が異なり、処理・処分方法の検討のために吸着材毎に放射能分析が重要である。吸着材のうち、保管容器（HIC）より採取された樹脂系吸着材1及び2、並びにフェロシアン化合物吸着材の試料を分析した。
- 分析に先立ち、吸着材ごとに分析法を検討した（図1、2、3）。
- ^{60}Co、^{125}Sb、^{134}Cs、^{137}Cs はいずれの吸着材からも検出された。^{90}Sr は樹脂系吸着材2のみに検出された。^{106}Ruは樹脂系吸着材 1 と 2 に検出された。α核種（Pu、Am、Cm）は不検出であった。



図1 吸着材（フェロシアン化合物）試料の外観

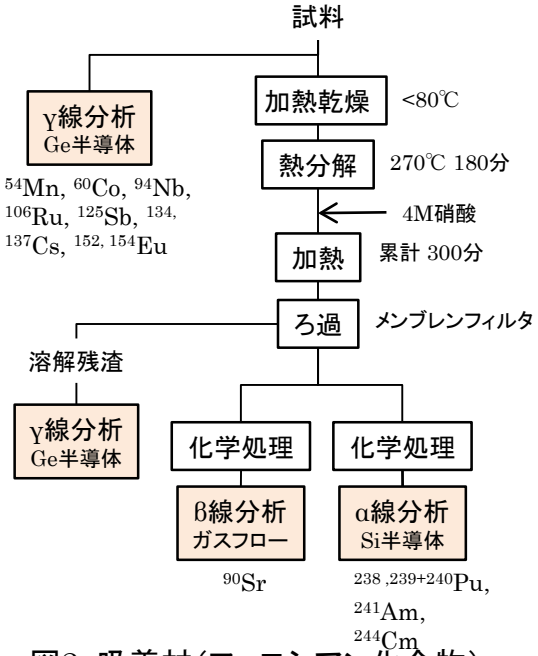


図2 吸着材（フェロシアン化合物）試料の分析方法

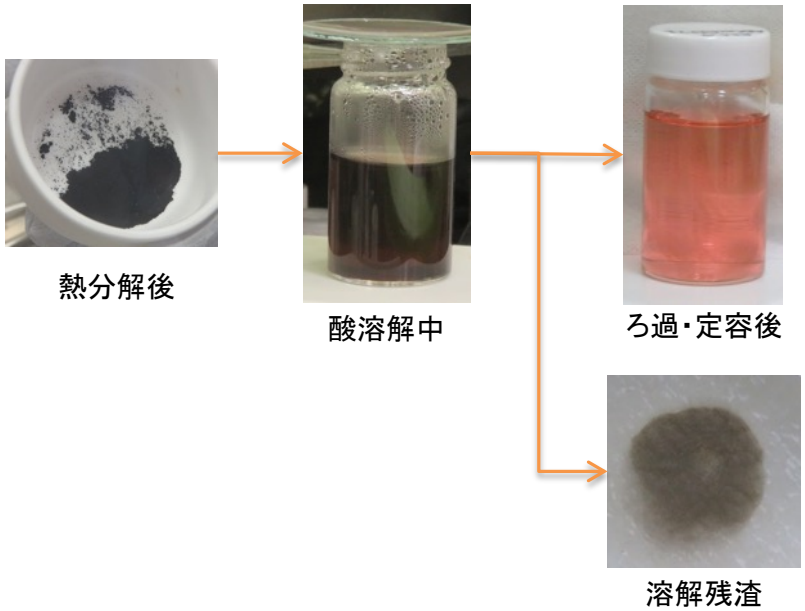


図3 吸着材（フェロシアン化合物）の分析における試料の様子

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（分析結果データベース）

- 分析結果のデータベース「FRAnDLi」*に得られた分析結果等の収録、拡充を継続した。
  - 東京電力が公開した汚染水の放射能分析結果、処理水量や廃棄物量、また本事業で得た放射能分析、元素分析等のデータを収録した。本年度は分析試料109件を収録した。（表1）
- FRAnDLi はインターネット上での公開を継続し、関係者の利用に供している。（図1）

表1 データ収録の実績（2022年2月末時点）

分類	試料		取得機関	件数
分析	ガレキ	屋上瓦礫	本事業	4
		建屋スラッジ	本事業	8
	汚染水	滞留水	本事業	54
			東京電力	24
		処理水	本事業	5
			東京電力	9
	水処理二次廃棄物	スラリー	本事業	4
		吸着材	本事業	1
物量	保管廃棄物量，処理水量等		東京電力	1176

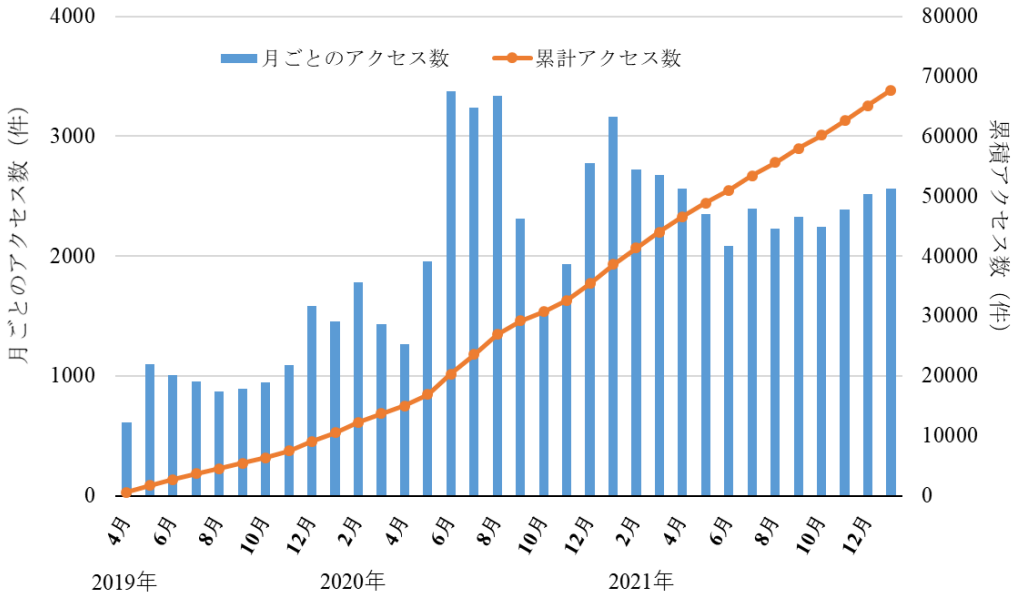


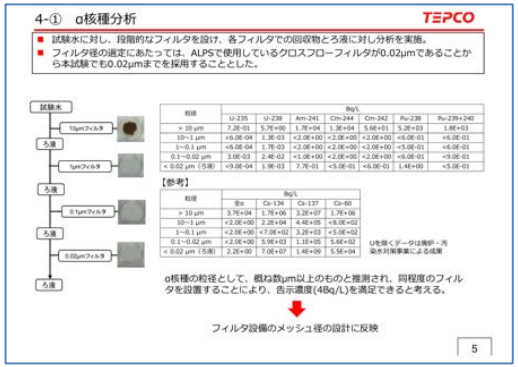
図1 分析データベース（FRAnDLi）へのアクセス数の推移

* 福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集（FRAnDLi） URL:https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

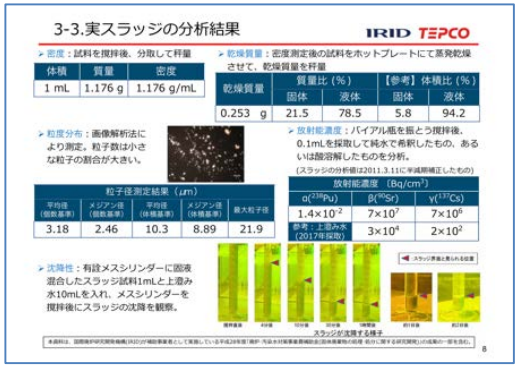
(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（廃炉での活用）

- 保管管理におけるリスクを低減するために、処置方策を検討、実施しており、分析データが利用されている。



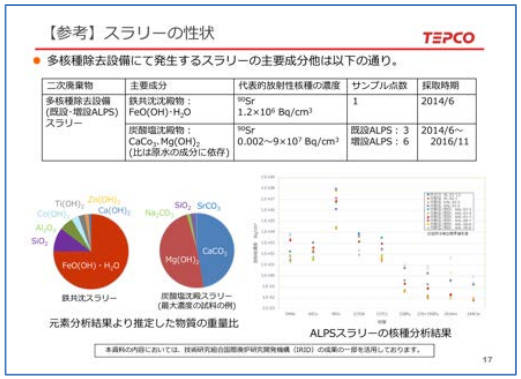
滞留水スラッジ

東京電力ホールディングス株式会社, “α核種除去に向けた検討状況について,” 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第86回）, 令和3年1月28日.



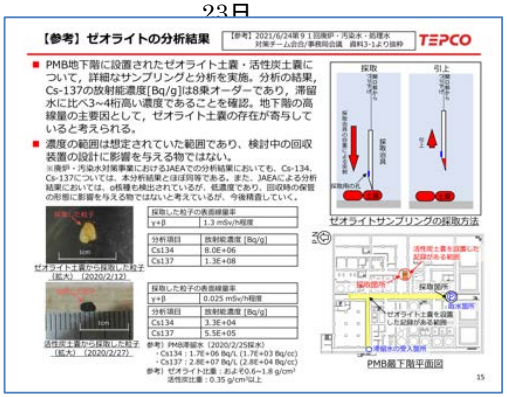
除染装置スラッジ

東京電力ホールディングス株式会社, “除染装置スラッジ、ALPSスラリーの安定化処理にむけた検討状況,” 特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会（第7回）, 資料2, 2018年7月23日.



ALPSスラリー

東京電力ホールディングス株式会社, “スラリー安定化処理に向けた設計について,” 特定原子力施設監視・評価検討会（第88回）, 資料1-2-1, 2021年2月22日.



ゼオライト土嚢

東京電力ホールディングス株式会社, “プロセス主建屋における地下階環境調査の結果について,” 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第93回）, 令和3年8月26日.

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（試料データベース）

- 分析データを活用する上で試料の由来や性状に関するデータが重要である。また、分析試料を管理するために在庫の情報は不可欠である。このため、分析試料を管理するためのデータベースを検討した。
- 試料データベースに収録する情報は、1Fでの廃棄物管理や分析サプライチェインと密接に関係して（図1）、複数の型（数値、テキスト、写真・図など）が混在する。ソフトウェアには、これらの収録に対応し、データの更新に係る履歴が管理できることなどが求められ、Wiki ソフトウェア（MediaWiki）をもとに、分析結果データベースと独立して構築することとした。

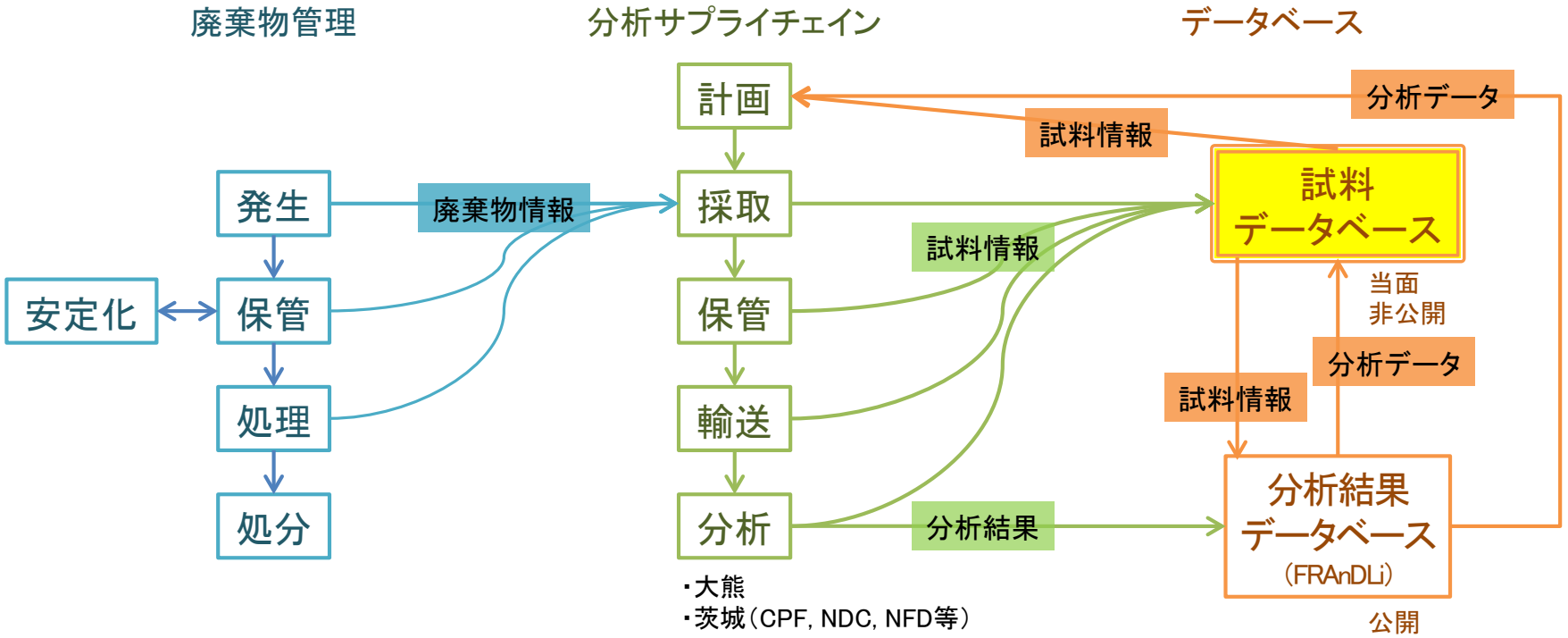


図1 廃棄物管理の活動と分析に関する情報の関係

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
i. 分析の実施（試料データベース）

- 試料のデータを収録する Wiki データベースの試作を進めている(図1)。当面、原子力機構の内部でデータの入力を継続し、段階的に外部からアクセスする関係者の利用に向けて拡張していく(図2)。

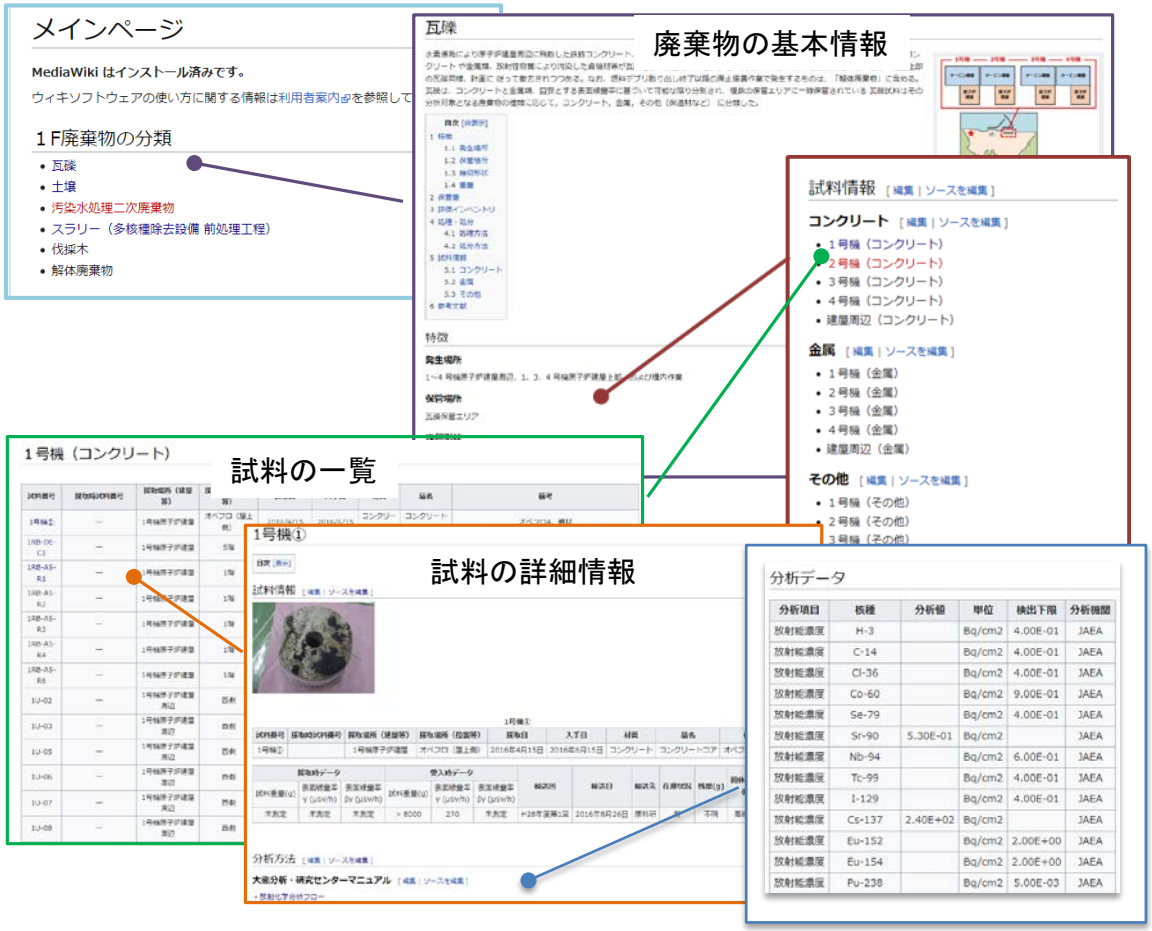


図1 データベース(仮称 SampleBase)におけるデータの階層構造

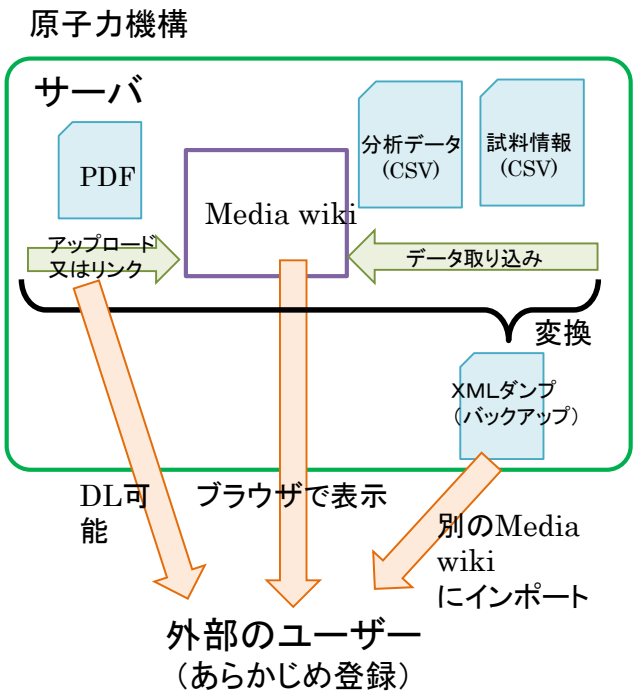


図2 データベースの構成
（今後、外部と共有した段階）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
ii. 解析的インベントリ推算手法の検討

- 昨年度までの実績
  - インベントリ推定の手法を開発、改良を継続し、分析データの蓄積に合わせた不確実性の定量的な評価を可能とし、分析データを整合する結果を得た(図1)。今後の処分等の検討に提供する。
  - さらに不確実性を低減するための方法に関して、効果が期待できる基礎的な方策を検討した(図2)。
- 目標
  - 分析データと整合するよう、インベントリ推定の不確実性を低減する。
- 実施内容
  - 推算の精度を高めることを目的として、新たに得られた分析データの活用、廃棄物の発生と保管の状況を参考とした廃棄物分類(母集団)の検討、核種の汚染組成(グルーピング)検討に資する汚染メカニズムの検討を行う。
  - これらを踏まえて、固体廃棄物のインベントリの解析的推算における精度向上の方策を検討し、その効果を評価する。
- 目標達成を判断する指標
  - 固体廃棄物の発生・保管形態等をもとにした分類を検討して提示する。
  - 昨年度に検討した汚染メカニズムのモデルを見直して示す。
  - 固体廃棄物のインベントリ解析的推算手法への適用の可能性を評価する。

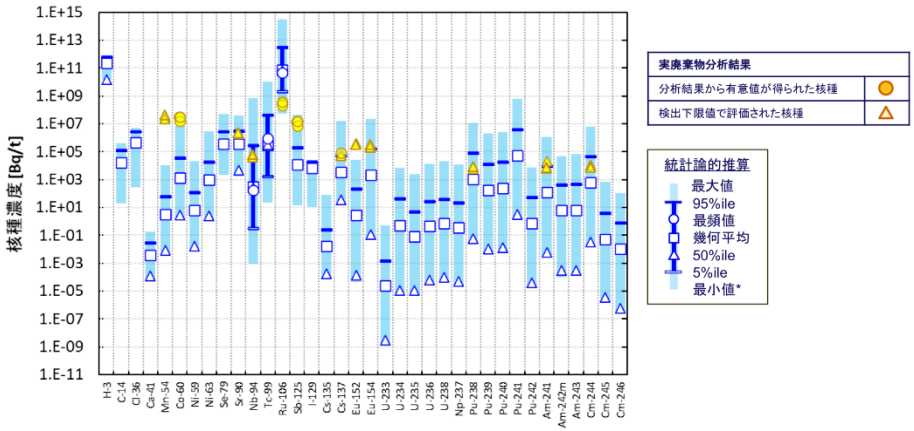
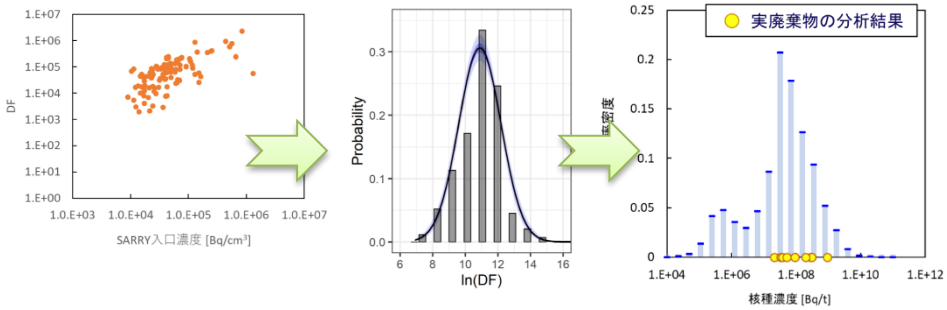


図1　推定した ALPS 吸着材のインベントリと分析データ(黄色いマーク)



上流側の SARRY 入口・出口水の分析データ　　SARRY除染係数の推定分布　　炭酸塩スラリーの推定分布と分析データ

図2　水処理二次廃棄物のインベントリ推定の新しい手法の検討
(前の工程の除染係数を水分析データから推定する手法)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
ii. 解析的インベントリ推算手法の検討(号機による汚染の違い)

- 廃棄物の分類を定量的に判断するため、ベイズ統計による方法の導入を検討している。
  - 2 群の t 分布のパラメータを確率的に求め、分布の重なりを評価する*。
- 汚染の核種組成として、やや揮発性(準揮発性)のある元素グループに着目し、号機ごとの核種の移行割合の分布パラメータの不確実性を評価した。(図1)
  - 1、3号機のデータ分布は類似している一方で、2号機のデータは、1・3号機 と比較して分布幅が大きい ことから、2号機と1及び3号機の区分は検討に値するとみられる。
  - ただし、分析試料を得た場所は、号機ごとに偏りがあるため、この結果は決定的ではない。
- 号機による汚染の違いを考慮した廃棄物分類の手法は、定量的な評価のために有望。

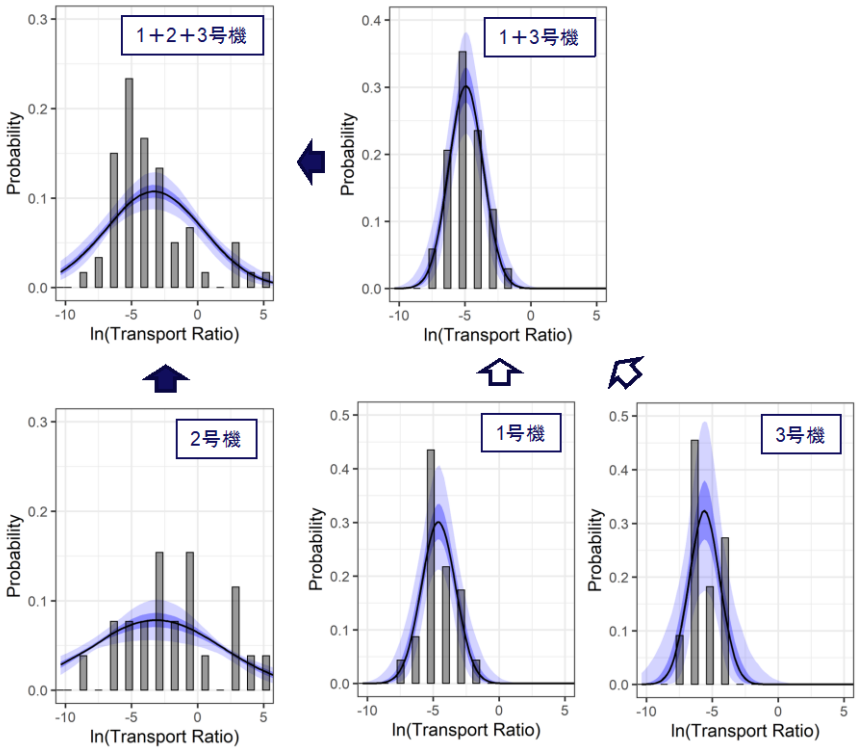


図1 準揮発性核種(H-3)の空気中への移行割合の号機による分解の様子
※紫色部は信用区間(ベイズ信頼区間)を示す。濃色:25-75%tile、薄色:2.5-97.5%tile。

* John Kruschke, "Bayesian Estimation Supersedes the t-Test," Journal of Experimental Psychology, 142(2), 573–603 (2013).

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
ii. 解析的インベントリ推算手法の検討(元素による汚染の違い)

- 前項の号機による汚染の違いを考慮した廃棄物分類の手法を、元素による汚染の違いに対しても適用することが考えられる。
- 揮発性の核種に関して、C、Se と I の輸送比は、C が異なる挙動を示すことから、適用を試行している。(図1)
- 揮発性核種のうち、Se と I の分布は相互に似ているが、C は分布の幅が広く、異なる様相を見せている。このことから、C を別のグループに分けることが適当であると考えらえる。
- このような試行を継続して進めている。

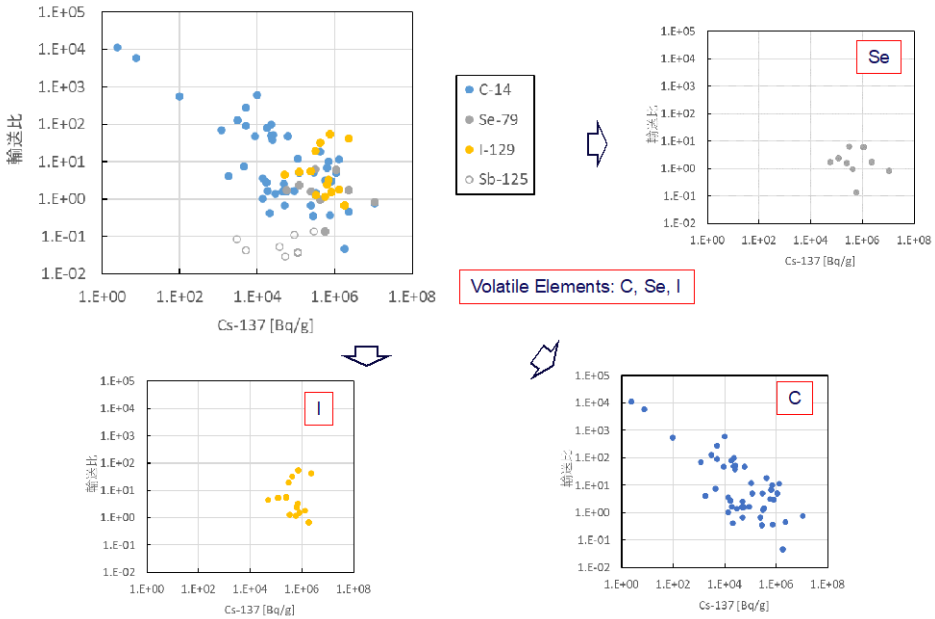


図1 揮発性核種の分類に関する検討例

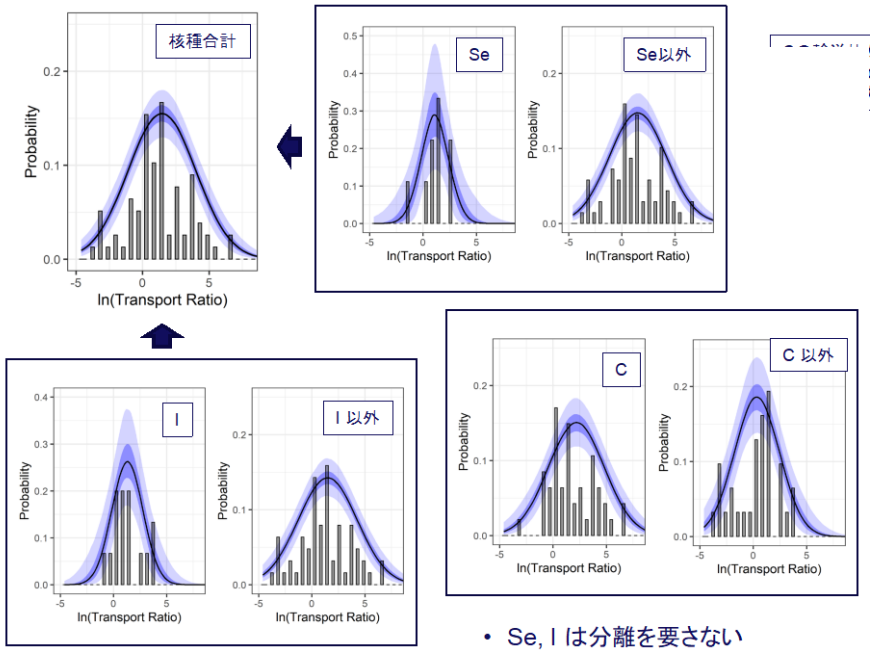


図2 揮発性核種の輸送比の分布パラメータの違い
※紫色部は信用区間(ベイズ信頼区間)を示す。濃色:25-75%tile、薄色:2.5-97.5%tile。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
ii. 解析的インベントリ推算手法の検討(高線量瓦礫)

- 瓦礫類のインベントリ推算は、従来、線量率で区分された大きな母集団を対象としてきたが、実際に保管されている廃棄物を対象とすることが望まれる。瓦礫類・伐採木の廃棄物は発生の都度管理票に記録、管理されており、これを利用することが考えられ、瓦礫等(金属、コンクリート)を収納した際のそれらの表面線量率のデータを参照して、高線量瓦礫の汚染分布推算方法の構築について検討した。
- コンテナに収納され、表面線量率 30 mSv/h以上に区分された瓦礫は、固体廃棄物貯蔵庫において保管管理されている(図1)。この瓦礫は集積区分の範囲で混合、平均化されるものと想定し、また、屋内で発生した可能性が高いことから核種の移行に建屋内気中放出割合を適用して計算を試みた(図2)。

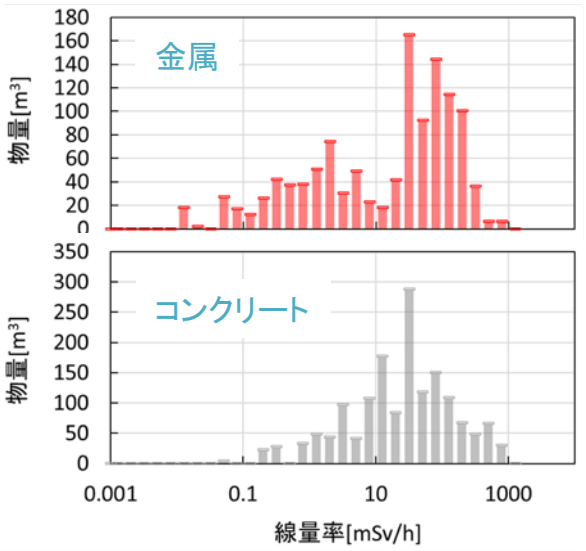
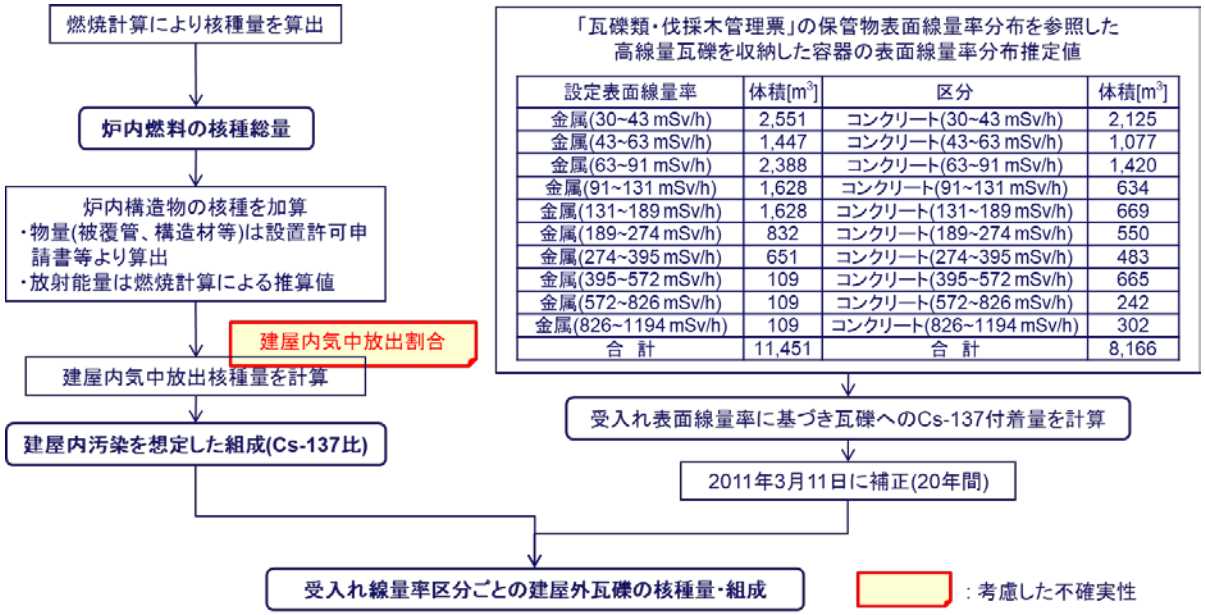


図1 保管物の表面線量率の分布



設定表面線量率	体積[m³]	区分	体積[m³]
金属(30~43 mSv/h)	2,551	コンクリート(30~43 mSv/h)	2,125
金属(43~63 mSv/h)	1,447	コンクリート(43~63 mSv/h)	1,077
金属(63~91 mSv/h)	2,388	コンクリート(63~91 mSv/h)	1,420
金属(91~131 mSv/h)	1,628	コンクリート(91~131 mSv/h)	634
金属(131~189 mSv/h)	1,628	コンクリート(131~189 mSv/h)	669
金属(189~274 mSv/h)	832	コンクリート(189~274 mSv/h)	550
金属(274~395 mSv/h)	651	コンクリート(274~395 mSv/h)	483
金属(395~572 mSv/h)	109	コンクリート(395~572 mSv/h)	665
金属(572~826 mSv/h)	109	コンクリート(572~826 mSv/h)	242
金属(826~1194 mSv/h)	109	コンクリート(826~1194 mSv/h)	302
合 計	11,451	合 計	8,166

図2 高線量瓦礫のインベントリ推算方法構築の考え方

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
ii. 解析的インベントリ推算手法の検討(データ増の反映)

- 昨年度に得られたデータを加えて、核種移行割合を改めて求め、廃棄物のインベントリを再計算する。
- 昨年度得られたデータを加え、データ数を増やす(表1)。これにより、核種移行割合のパラメータ(平均と分散)は、一般に改善される(図2)。

表1 核種の移行割合(建屋内気中放出割合)の算出に用いる分析データの数

グループ	2015	2016	2019 -2017	2020	2021
準揮発性	14	27	38	59	60
揮発性	16	37	54	73	78
アルカリ土類金属	15	30	42	65	70
遷移金属	16	40	57	98	106
ランタノイド アクチノイド	36	55	69	133	139

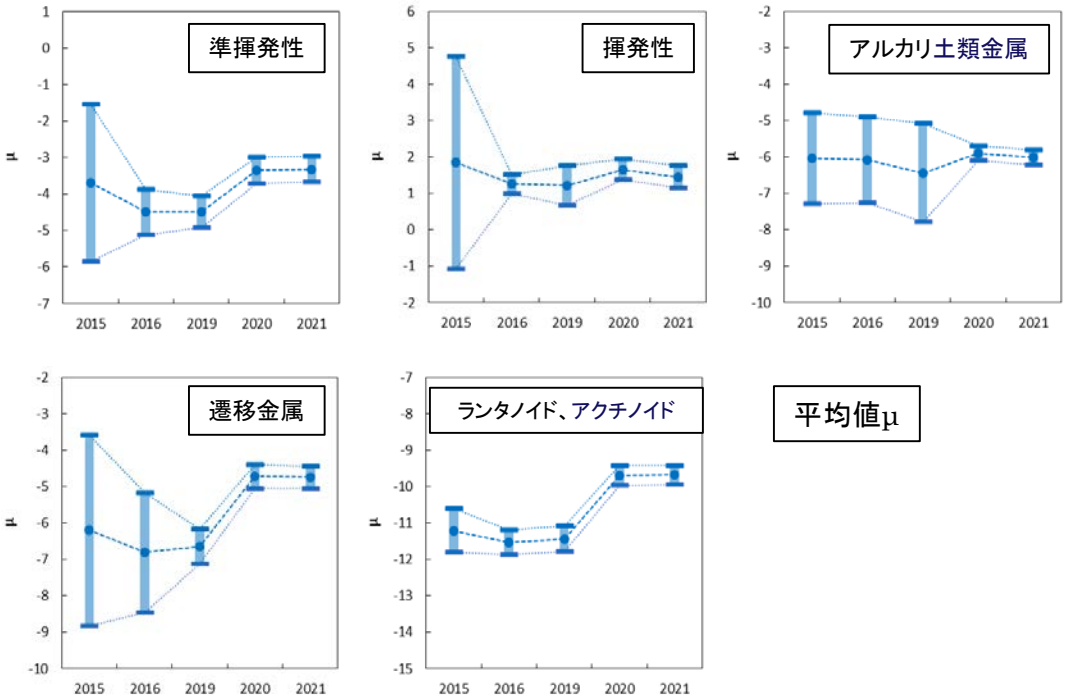


図1 核種移行パラメータ(正規分布の平均値 μ)の年次推移

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
ii. 解析的インベントリ推算手法の検討(汚染メカニズム)

- 放射性核種の汚染メカニズムとして、媒質(空気、水)の違いに着目して検討を継続している。放射性核種が定着、固定化する過程について参考となる分析データが集まりつつある*。
  - 瓦礫の汚染には、ボーリングコアやヒビが入った試料のデータがある(図1)。水を経由した汚染では、滞留水と共存する沈殿物の核種と元素の組成を報告し(分析の結果 滞留水スラッジ)、コンクリートへの Pu などα核種の浸透に関する報告がなされている*1。これらのデータは、空気を移行する過程の核種組成の安定性、水を経由した汚染では、一旦水に溶出してからの析出の可能性を示唆する。
- 空気と水の各媒質について、汚染のメカニズムをさらに検討する上でのテーマを整理、抽出した(図2)。

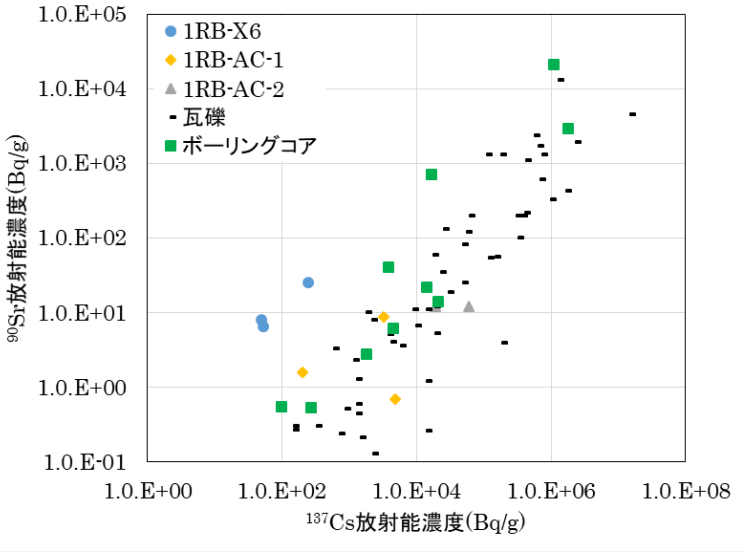


図1 浸透性の可能性がある瓦礫の汚染に関する ^{137}Cs と ^{90}Sr の放射能濃度の相関

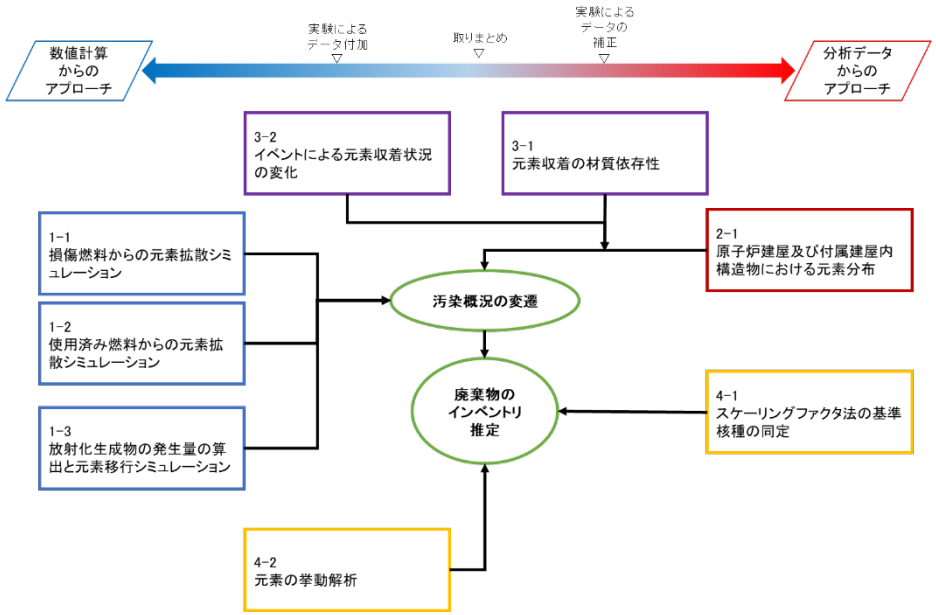


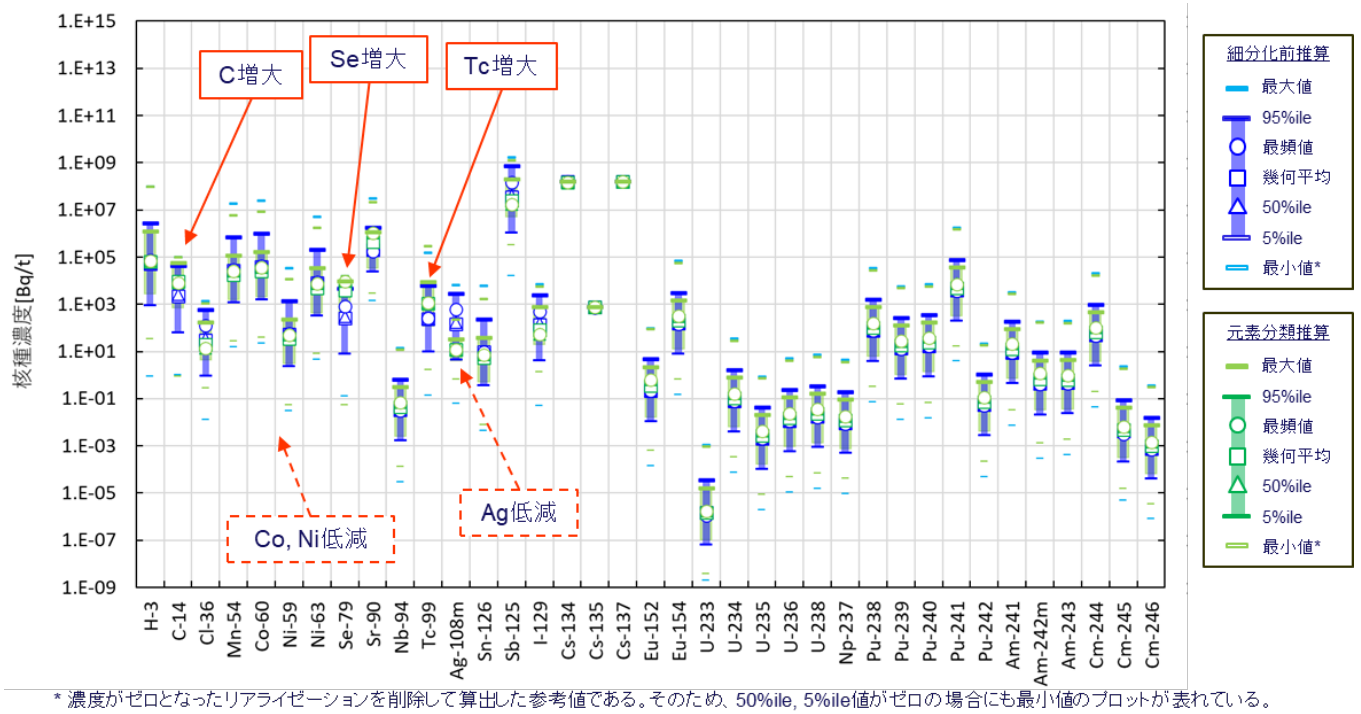
図2 汚染に関する検討テーマの相関図(例:空気を介した汚染)

*1 G. Igarashi et al., Journal of Advanced Concrete Technology, 19(9), 950-976 (2021).

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ①解析的インベントリ推算手法の検討
ii. 解析的インベントリ推算手法の検討(改善策の反映)

- 核種移行パラメータの元素グループ分類などを試行した結果を反映し、インベントリを試算した(図1)。
  - C,Se, Iの推算値については、元素グループの改良結果を反映しており、Co, Ni, Ag, Tcの推算値については、分析データの拡充結果を反映していると推察している。
- 建屋内気中放出割合、建屋外放出割合、および滞留水移行割合について、処分安全において重要核種として抽出されている核種に着目して、分布の中での偏在をベイズ推定で判定することによって、元素グループの細分化を行った。
  - 試算の結果は、分類を進めた場合の進展をイメージするためのものであり、実際の廃棄物とのベンチマークなどの検証を経ていないことに留意されたい。



* 濃度がゼロとなったリアライゼーションを削除して算出した参考値である。そのため、50%ile, 5%ile値がゼロの場合にも最小値のプロットが表れている。

図1 コンクリート瓦礫(受入目安表面線量率区分 <0.1 mSv/h)の推算結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成

- 昨年度までの実績
  - 廃棄物管理の工程から求められる分析のニーズとして、処理と処分技術の検討に資する、インベントリ評価の精度向上、廃棄物分類の設定を主な目的として分析を実施してきた(図1)。
  - 分析の実施とインベントリ推定を中核として性状把握を実施し、処分概念の検討の成果を受けて、分析対象の核種などの再検討を進めてきた(図2)。
- 目標
  - 2021年のマイルストーンから以後の性状把握の方針を提案する。
- 実施内容
  - 中長期的に利用が可能な分析施設として、従来分析を実施してきた茨城県に所在する施設とともに分析・研究施設第1棟を対象として分析の能力に関する情報(分析が可能な廃棄物、核種などの分析項目、取り扱い量などの制約)を整理する。
  - これまでに得られている廃棄物試料、分析データ、並びに廃炉工程とともに次項iiにおけるニーズの検討状況を考慮し、また、次項iiiにおける分析計画の試行結果を利用して、中長期的な分析計画を作成する。
- 目標達成を判断する指標
  - 固体廃棄物の性状把握に向けた中長期的な分析計画を作成する。

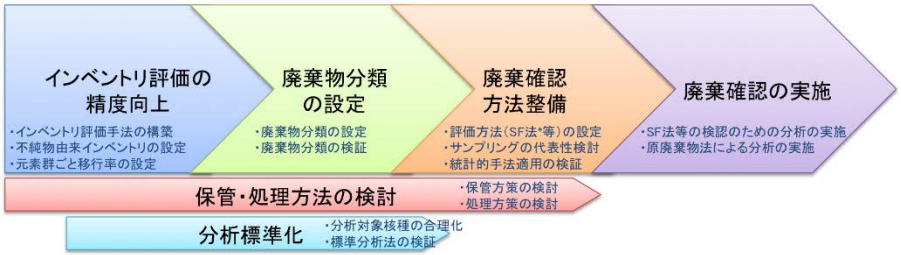


図1 廃炉工程の進展に伴う分析目的の変化

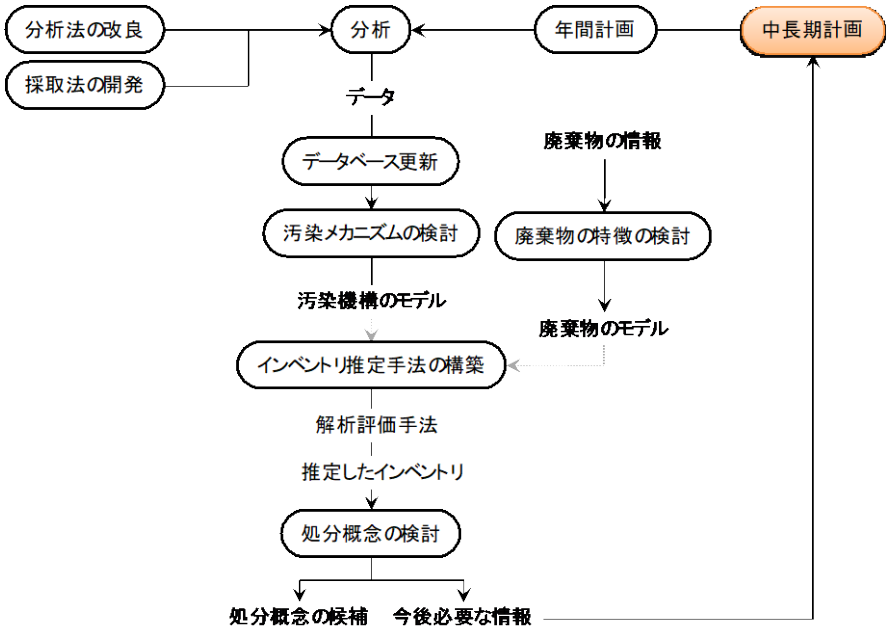


図2 性状把握の流れにおける中長期的な分析計画

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成(検討の方法)

- 廃棄物の最終的な処分を目的として、分析データの蓄積を進めている。分析データは、インベントリ評価、廃棄物分類、廃棄物確認方法を段階的に検討する中で利用していく(前ページ 図1)。
- 分析の点数は、廃棄物の種類と最終的に廃棄物確認方法を決定するまでに必要とする点数の積が目安となり、中長期的な分析計画の基礎となる(図1)。
  - 試料の点数として数 1,000 点が必要であり、難測定核種の放射化学分析を遂行するには 10 年を単位とするような長期間にわたる分析の継続が求められる*。
- 一方で、廃棄物の分類と分析目的に応じた試料点数に不確実性がある。このため、これまでの分析実績、廃棄物情報や廃炉の進展などを踏まえて分析の中長期計画を見直す検討を行った。
  - 分析点数については、分析の目的を具体的に検討した(図2)。また、廃棄物の分類については解析的インベントリ推算手法において、点数の定量的評価については分析計画法においてそれぞれ取り組んだ。

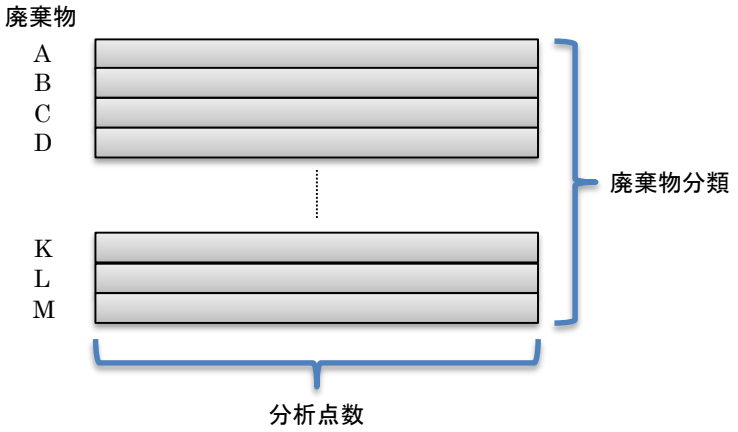


図1 現在の分析点数の算出

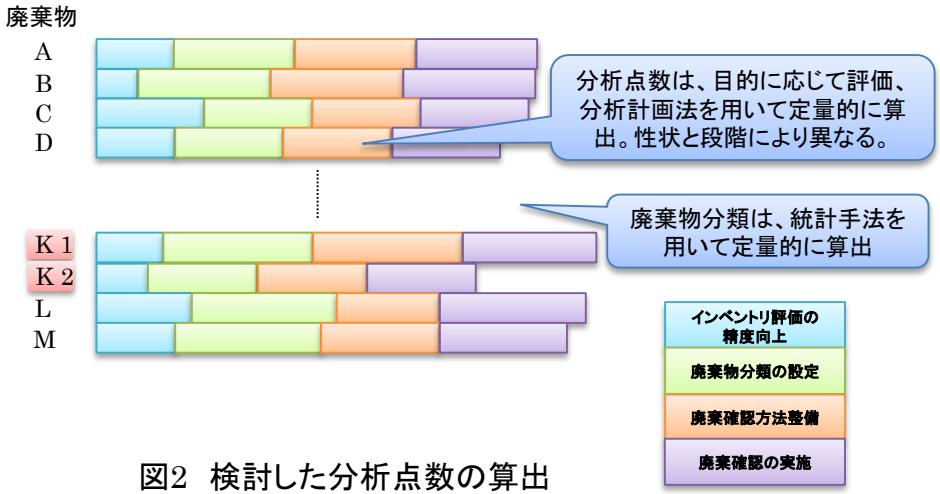
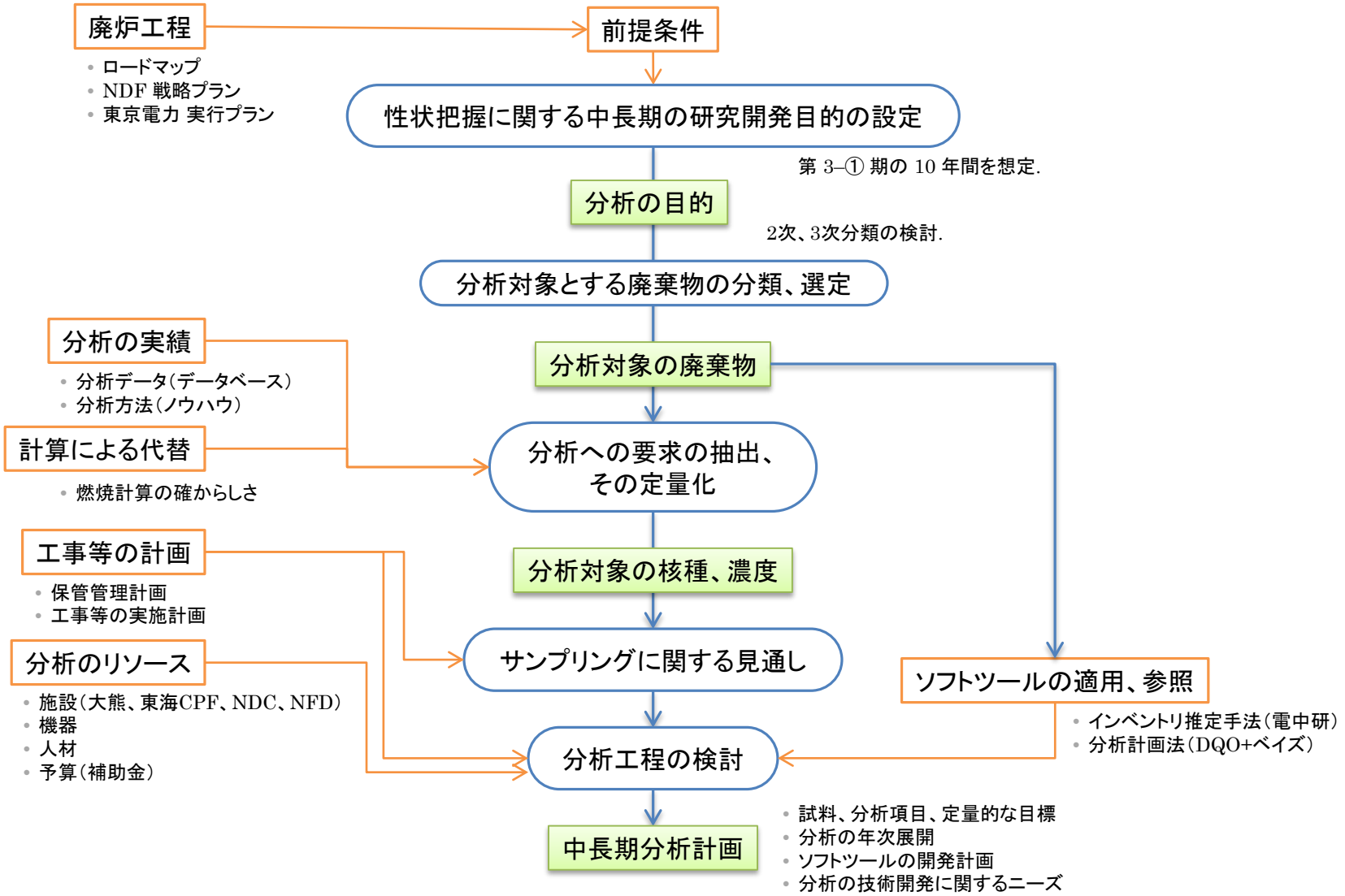


図2 検討した分析点数の算出

* 東京電力株式会社, “福島第一事故廃棄物の分析能力について,” 特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会, 第2回, 資料4, 2016年2月12日.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成(検討の方法)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成(分析の目的)

- 研究開発において性状把握に求められるニーズ(分析の目的)は段階的に推移する。
- 第3−①期を想定し、廃棄物ごとの分析アプローチを考慮し、廃棄物管理に適した分析目的を設定する。

第3−①期

A) 放射能濃度分布・核種組成の推定
- 分析データに基づき、放射能濃度分布及び核種組成を推定し、輸送比で核種組成を評価する。
- 解析的インベントリ推定手法において核種移行パラメータを設定して、インベントリを推定する。

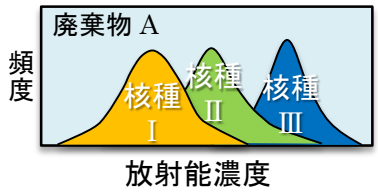
B) スケーリングファクタ法適用性の検討
- 分析データや事故時の事象進展、物理的・化学的性質などに基づき、主要な核種の移行過程を検討する。
- 核種の移行過程とスケーリングファクタ法(SF法)の関係を念頭に置き、Key核種(^{137}Cs や ^{60}Co等)との相関を検討する。
- 蓄積した分析データを利用して、解析的インベントリ推定手法における核種移行パラメータの不確実性を低減させ、元素群を設定して、インベントリを推定する。

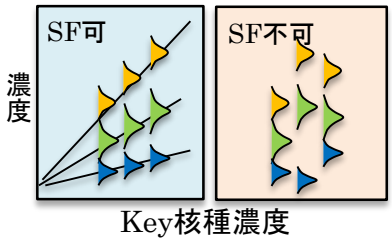
C) 合理的なグルーピング
- 核種組成、SFの適用性、暫定の処分制約を指標に、またベイズ統計を利用してグルーピング(母集団の分割や統合)を検討する。

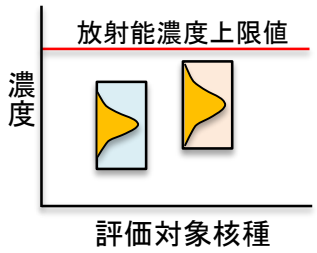
D) 放射能濃度決定法の選定
- 放射能濃度決定法の適用性をベイズ統計を利用して検討し、主要な廃棄物ごとに放射能濃度決定法を提示する。

E) 廃棄物確認方法の決定／グループの決定
- 放射能濃度決定法の確立させ、処分の実施に向けた本格的な対応へ移行する。

次期







©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成(廃棄物の優先指標)

■ 廃棄物ごとにそれらの分析目的と廃棄物管理に関する指標の点数付けを行い、これらの積を優先度の指標とした。

表 分析の優先順位を決定するための指標(案)

		内容	優先度・定量化	指標(数値)の設定
分析目的	A) 放射能濃度分布・核種組成の推定	放射能濃度分布・組成を推定するため、解析的手法に提供する分析のデータ(実績)の存在を指標とする。	これまでに分析実績がない廃棄物を優先する。 分析実績の有無による。	1:分析実績が無 0:分析実績が有
	B) スケーリングファクタ法適用性の検討	放射能濃度決定法としてスケーリングファクタ法(SF法)の適用を優先して検討する。廃棄物の既存情報を基に定性的に評価したSF法の適用性を指標とする。	SF法適用を見極めるため、汚染の規則性が高い廃棄物を優先する。 SF法適用の見込みの段階による。	2:SF法が適用と見られる廃棄物 1:母集団を分割することによりSF法が適用しうると見られる廃棄物 0:SF法適用しにくいと見られる廃棄物
	C)合理的な廃棄物の分類(グルーピング)	廃棄物自身及び廃棄物保管容器ごとのバラツキは、母集団の評価に強く影響するので、これらのバラツキを指標とする。	汚染の規則性は比較的高いと思われるが、バラツキが大きい廃棄物を優先する。 バラツキ低減対策の要否による。	2:バラツキが大きく、処理工程等でのバラツキ低減対策を要する廃棄物 0:対策を要さない廃棄物
		インベントリ推定の不確実性は、処分区分の不確実性に強く影響するのでこれを指標とする。	処分区分の不確実性が高い廃棄物を優先する。 インベントリ参照値による処分区分変動の有無による。	1:インベントリ参照値(50%ile,95%ile)により処分区分が変動する廃棄物。 0:区分が一定である廃棄物
廃棄物管理	リスク低減	第3-①期における保管中のリスク低減の必要性を指標とする。	安定化処理等により性状変化の可能性がある廃棄物を優先する。 第3-①期中の処置の有無による。	2:処置有 0:処置無
	保管負担軽減	第3-①期に保管の集約や減容保管等の処置による負担軽減の必要性を指標とする。	負担軽減処置により性状変化の可能性がある廃棄物を優先する。 第3-①期中の処置の有無による。	2:処置有 0:処置無
	物量	量の多い廃棄物は管理方策の全体に影響するので、廃棄物量を指標とする。	物量の多い廃棄物を優先し、3 段階を設定する。	3:大(万m³を超える) 2:中(数千m³) 1:小(数百m³以下)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成(処分に関する優先度)

- インベントリ推算値は統計的な分布を有しており、処分安全評価の参照値(50%ile、95%ile、幾何平均など)として用いられ評価されている(表1)。その結果、処分区分が変動している廃棄物(表1黄色部分)はそれらの分布が処分制約の近傍にあり、分析による不確かさの低減が強く要求されるものであるため、分析を優先的にすべきと考えた。

表1 インベントリ参照値(50%ile/95%ile)による処分区分*への影響

廃棄物種類	物量(m³)	接近シナリオ(ﾄﾚﾝﾁ50年,ﾋﾟｯﾄ300年)に基づく処分区分(50%ile/95%ile)	地下水シナリオにおける瞬時放出の分配係数に対する塩影響の低減係数による処分区分([50%ile(バリア無/有)]/[95%ile(バリア無/有)])		
			施設	天然バリア	施設・天然バリア
KURION	2,847	L1/L1	[L2/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L2/L3]	[L2/L2]/[L2/L2]
AREVA	597	L1/L1	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L2/L3]
SARRY	1,196	L1/L1	[L2/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L2/L3]	[L2/L2]/[L2/L2]
スラリー1　鉄共沈	1,833	L1/L1	[L3/L3]/[L1/L2]	[L3/L3]/[L1/L2]	[L2/L3]/[L1/L2]
スラリー2　炭酸塩沈殿	7,887	L1/L1	[L2/L2]/[L1/L2]	[L2/L2]/[L3/L3]	[L2/L2]/[L1/L2]
ALPS-4　Ag添着活性炭	222	L1/地層	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]
ALPS-2　チタン酸塩	332	L2/L1	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]
ALPS-3　フェロシアン化合物	222	L2/L1	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]
ALPS-6　キレート樹脂	443	L2/L1	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]
ALPS-5酸化チタン	222	L3/L2	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]
ALPS-7,1	46	L2/地層	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]
瓦礫1 (<0.0005mSv/h)	190,000	L2/L2	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]
瓦礫2 (0.005~0.1mSv/h)	48,000	L2/L2	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]
瓦礫3 (0.1~1mSv/h)	26,700	L1/L1	[L2/L2]/[L1/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]
瓦礫4 (1~30mSv/h)	52,000	L1/L1	[L1/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
瓦礫5 (>30mSv/h)	36,000	L1/L1	[L1/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
伐採木	18,000	L1/L1	[L2/L2]/[L1/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]
RPV内廃棄物(事故前L1)	230	地層/地層	[L1/L1]/[L1/L1]	[L1/L1]/[L1/L1]	[L1/L1]/[L1/L1]
RPV内廃棄物(事故前L2)	185	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L1]/[L1/L1]
PCV内金属(事故前L2)	1,164	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
PCV内金属(事故前L3)	1,211	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
PCV内コンクリート(事故前L2)	431	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
PCV内コンクリート(事故前L3)	449	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]

廃棄物種類	物量(m³)	接近シナリオ(ﾄﾚﾝﾁ50年,ﾋﾟｯﾄ300年)に基づく処分区分(50%ile/95%ile)	地下水シナリオにおける瞬時放出の分配係数に対する塩影響の低減係数による処分区分([50%ile(バリア無/有)]/[95%ile(バリア無/有)])		
			施設	天然バリア	施設・天然バリア
建屋内金属(事故前L3相当)	23,677	L1/L1	[L1/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
建屋内金属(事故前非放射性)	6,454	L1/L1	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]
建屋内コンクリート(事故前L3相当)	8,766	L1/L1	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]
建屋内コンクリート(事故前非放射性)	370,586	L1/L1	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]
RPV内廃棄物(事故前L1-debris)	163	地層/地層	[L1/L1]/[L1/L1]	[L1/L1]/[L1/L1]	[L1/L1]/[L1/L1]
RPV内廃棄物(事故前L1-滞留水)	67	地層/地層	[L1/L1]/[L1/L1]	[L1/L1]/[L1/L1]	[L1/L1]/[L1/L1]
RPV内廃棄物(事故前L2-debris)	131	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L1]/[L1/L1]
RPV内廃棄物(事故前L2-滞留水)	55	L1/地層	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]
PCV内金属(事故前L2-debris)	176	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
PCV内金属(事故前L2-滞留水)	988	L1/地層	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]
PCV内金属(事故前L3-debris)	181	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
PCV内金属(事故前L3-滞留水)	1,030	L1/地層	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]
PCV内コンクリート(事故前L2-debris)	66	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
PCV内コンクリート(事故前L2-滞留水)	365	L1/地層	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]
PCV内コンクリート(事故前L3-debris)	68	地層/地層	[L1/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L1/L2]/[L1/L2]
PCV内コンクリート(事故前L3-滞留水)	381	L1/地層	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]
建屋内金属(事故前L3気体汚染)	20,143	L2/L2	[L2/L2]/[L1/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]
建屋内金属(事故前L3滞留水)	3,534	L1/L1	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]
建屋内金属(事故前非放気体汚染)	5,491	L2/L2	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]
建屋内金属(事故前非放滞留水)	963	L1/L1	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]
建屋内コンクリート(事故前L3気体汚染)	7,444	L2/L2	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L3/L3]
建屋内コンクリート(事故前L3滞留水)	1,322	L1/L1	[L3/L3]/[L3/L3]	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]
建屋内コンクリート(事故前非放気体汚染)	315,069	L2/L2	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]	[L3/L3]/[L2/L2]
建屋内コンクリート(事故前非放滞留水)	55,517	L1/L1	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L2/L2]	[L2/L2]/[L1/L2]

* 2020年度「処分方法の提示及び安全性評価手法の開発」

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成(廃棄物管理に係る優先度)

■ 第3-①期における管理状況の見通しから、分析の優先順位を決定するための指標(案)に照らし、優先度の高い廃棄物を設定した。

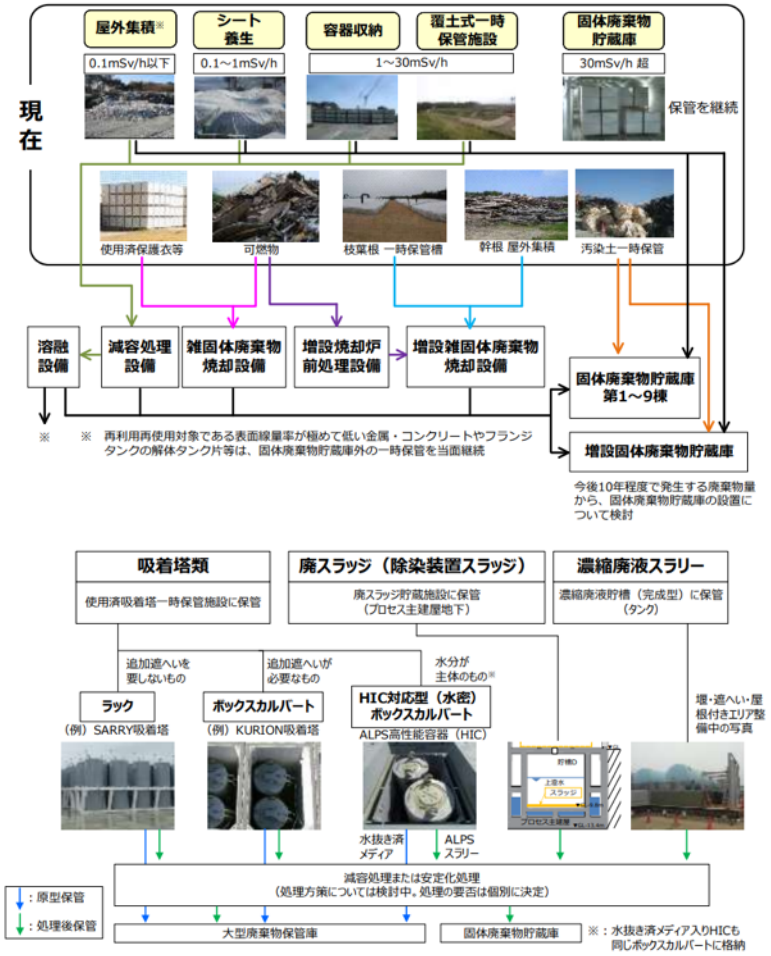


図1 保管管理の計画[*1]

表1 前提として考慮すべき廃棄物管理の状況(例)

廃棄物	第3-①期の廃棄物管理	廃棄物管理の指標	核種組成変化の可能性
屋外保管廃棄物	減容処理 屋内保管	保管負担軽減(減容)	有
固体廃棄物貯蔵庫保管廃棄物	保管継続	―	無
可燃廃棄物	焼却処理 屋内保管	保管負担軽減(減容)	有
汚染土壌	屋内保管	―	無
使用済吸着材 スラリー等	安定化処理 減容処理	リスク低減 保管負担軽減(減容)	有
廃スラッジ	安定化処理 減容処理	リスク低減 保管負担軽減(減容)	有
濃縮廃液スラリー	安定化処理 減容処理	リスク低減 保管負担軽減(減容)	有

(*1 東京電力ホールディングス(株),"東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画2021年7月版," 2021年7月29日)

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成（優先度検討の試行例）

- 評価を試行したところ、KURION、SARRY、ALPSスラリー・吸着材、伐採木などの優先度が高い結果であった。
- 1F廃棄物ストリームを着実に進めるためステイクホルダーが指標も含め検討し、優先度を固めていく必要がある。

表1 分析優先順位の検討（例）

			格納容器内解体廃棄物	デブリ取出不随廃棄物	建屋コンクリート廃棄物	建屋金属廃棄物	瓦礫（容器収納）	瓦礫（集積・低汚染）	保護衣類	伐採木類	KURION	SARRY	AREVAスラッジ	ALPSスラリー	ALPS吸着材	濃縮廃液スラリー	土嚢ゼオライト活性炭
分析目的	A) 放射能濃度分布・核種組成の推定	分析実績	無（1）	無（1）	有（0）	有（0）	無（1）	無（1）	有（0）	無（1）	無（1）	無（1）	有（0）	有（0）	有（0）	有（0）	有（0）
	B) SF法適用性の検討	SF法の適用性	難（0）	難（0）	分割（1）	分割（1）	分割（1）	有（2）	有（2）	有（2）	分割（1）	分割（1）	有（2）	分割（1）	分割（1）	有（2）	有（2）
	C)合理的な廃棄物の分類（グルーピング）	バラツキ低減対策	要（2）	要（2）	要（2）	要（2）	不要（0）	要（2）	不要（0）	要（2）	要（2）	要（2）	不要（0）	要（2）	要（2）	不要（0）	不要（0）
		処分区分変動	有（1）	有（1）	有（1）	有（1）	無（0）	無（0）	無（0）	有（1）	有（1）	有（1）	有（1）	有（1）	有（1）	有（1）	有（1）
	小計		4	4	4	4	2	5	2	6	5	5	3	4	4	3	3
廃棄物管理指標	リスク低減		無（0）	無（0）	無（0）	無（0）	有（2）	無（0）	無（0）	無（0）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）
	保管負担軽減		無（0）	無（0）	無（0）	無（0）	有（2）	無（0）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）	有（2）	無（0）
	物量		中（2）	小（1）	大（3）	大（3）	大（3）	大（3）	大（3）	中（2）	中（2）	中（2）	小（1）	中（2）	中（2）	小（1）	小（1）
	小計		2	1	3	3	7	3	5	4	6	6	5	6	6	5	3
集計			8	4	12	12	14	15	10	24	30	30	15	24	24	15	9

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

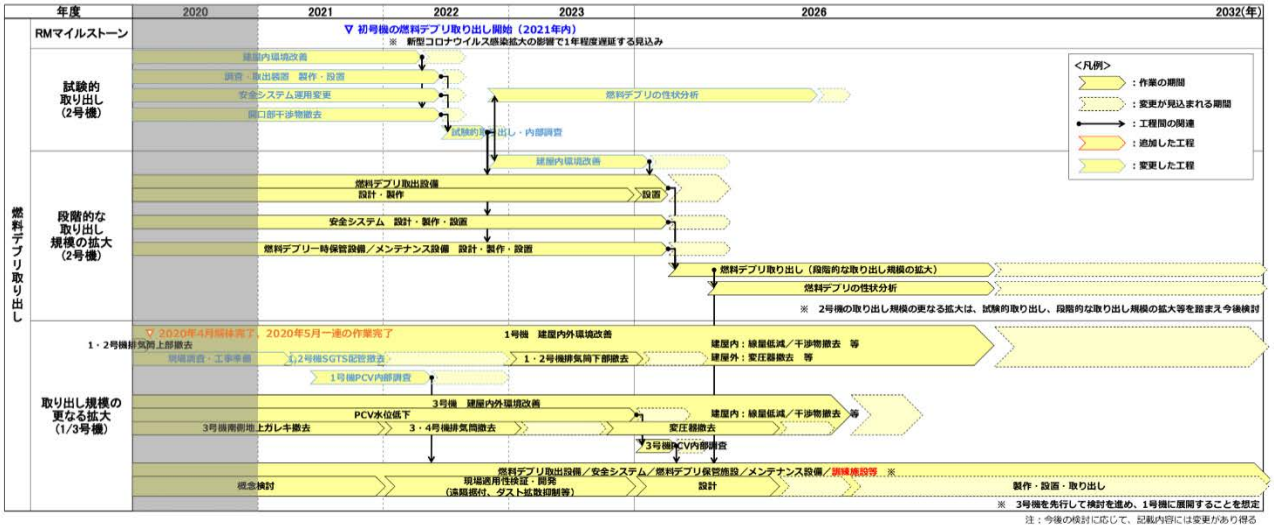
(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成（工事等の計画）

- 本事業では、瓦礫や水処理二次廃棄物の試料の採取は、工事（リスト1）や設備の運転に合わせて計画、実施した（①解析的インベントリ推算手法の検討, i. 分析の実施）。
  - ○ 効率的に試料を入手するために、工事や設備運転の連携は不可欠であり、短期的な計画を立案していく。
- 中長期的には、工事や研究開発の計画などを参考に計画を検討することになる。
  - ○ 中長期的な計画を参照して（表1）、廃棄物発生に関する具体的な工法、工程を検討することが考えられる。
- 東京電力と共同して採取計画を検討していく。

リスト1 試料等を採取した工事

- 1～3号機
  - 窒素ガス封入設備周辺環境整備
  - RCW系統線量低減対策
  - 3号機南側瓦礫撤去
  - フランジタンク除染・保管
  - 可燃物・危険物回収
- 一時保管エリアC
  - 排水路新設
  - 構内アクセス道路整備
  - 構内連絡線新設
  - 外周堰排水弁制御盤改修

表1 種々の廃棄物を発生しうる中長期的な計画*



* 東京電力ホールディンググス株式会社, “廃炉中長期実行プラン2021,” 2021年3月25日.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成（分析の実績、リソース）

- 原子炉建屋の瓦礫について、分析試料は主に工事等の作業から得られており、計画的な採取は低線量率の区域（4号機）に限られている。本格化する高線量率領域からの試料の入手は、廃炉計画との連携が重要である。
- 2022年度からの第3-①期では、茨城地区施設での分析に加え（表1）、放射性物質分析・研究施設第1棟での分析が始まり、当面の分析能力はこれらを前提とする。

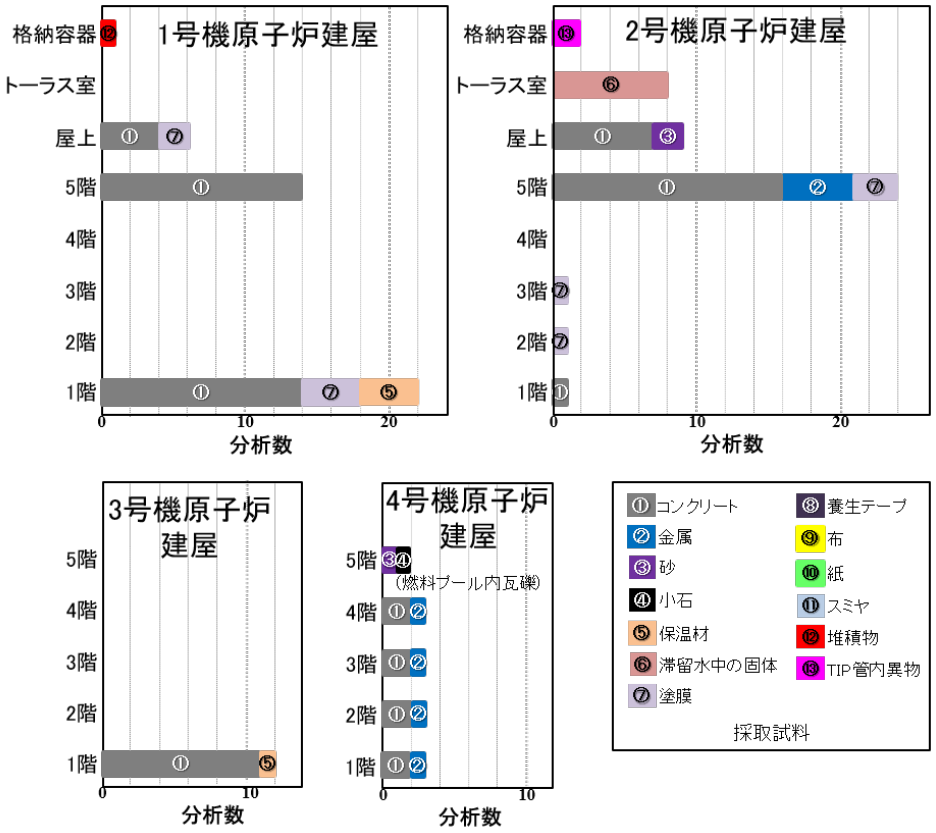


図1　原子炉建屋内から採取した試料の分析実績（2021年6月現在）

表1　分析の実績

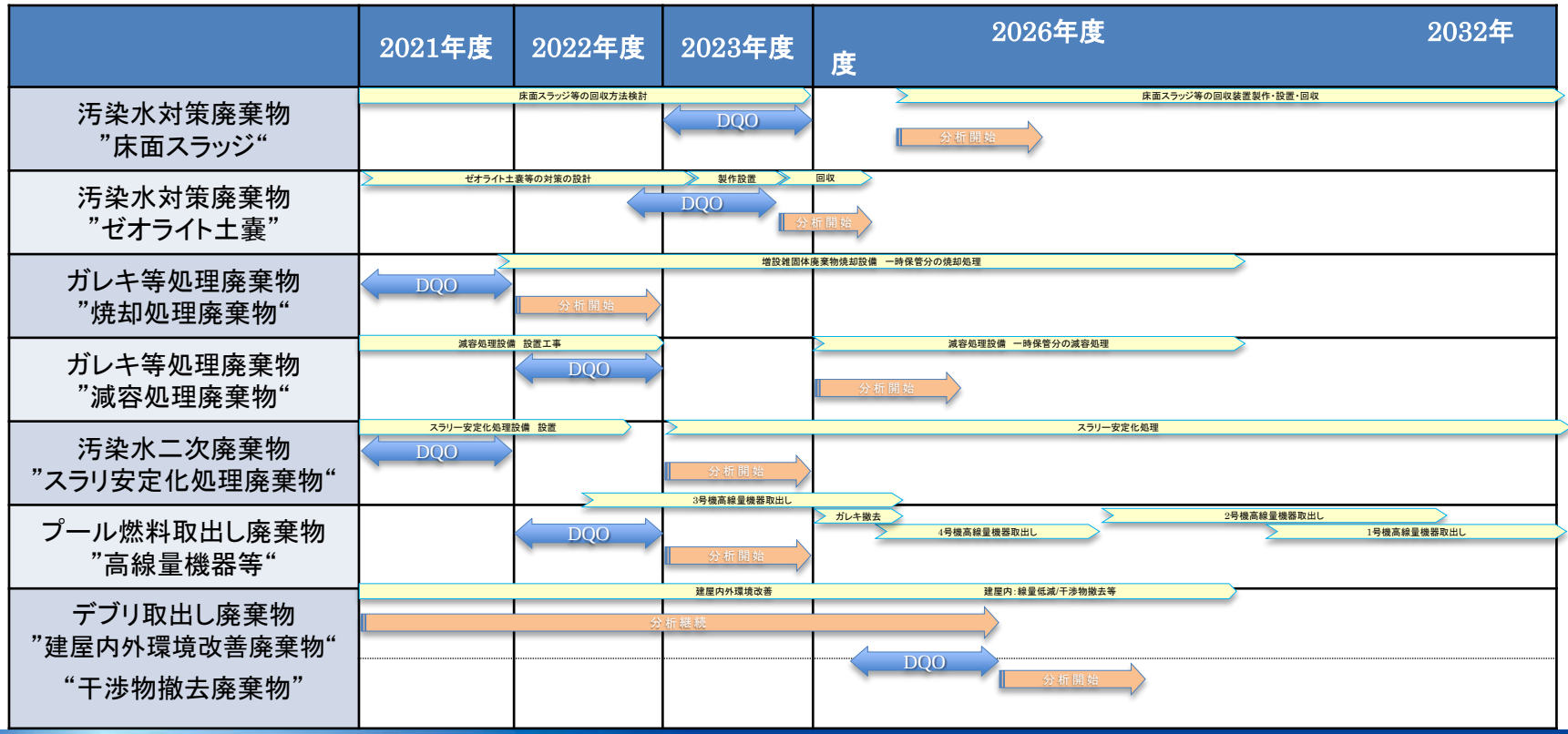
年度	分析件数			分析機関		
	合計	内訳		JAEA	NDC	NFD
2012	27	固体	18	18	—	—
		液体	9	9	—	—
2013	51	固体	39	39	—	—
		液体	12	12	—	—
2014	98	固体	98	98	—	—
		液体	—	—	—	—
2015 2016	158	固体	59	42	17	—
		液体	75	40	20	15
		スラリー	11	7	—	4
		スラッジ	8	6	—	2
		焼却灰	5	—	5	—
2017 2018	177	固体	49	20	29	
		液体	105	75	12	18
		スラリー	3	3	—	—
		スラッジ	14	1	10	3
		吸着材	6	6	—	—
2019 2020	138	固体	73	60	11	2
		液体	24	18	6	—
		スラリー	9	7	—	2
		スラッジ	21	2	18	1
		吸着材	11	11	—	—
2021	62	固体	15	—	14	1
		液体	17	17	—	—
		スラリー	16	10	—	6
		スラッジ	4	3	—	1
		吸着材	10	6	4	—

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
i. 中長期的な分析計画の作成（分析の計画）

- 中長期的な計画から発生が予想される廃棄物を検討し、分析計画を具体化する。
  - 燃料デブリの取出しが本格化されるので、高線量率領域からの試料を想定し、そのための工事（建屋内外環境改善等）の過程等での具体的なサンプリング方法や試料数等を検討する。
  - 分析点数の概数は従来の通り（廃棄物分類 × 標準点数）押さえ、DQOプロセスにより具体化、定量化する。
- 計画に資する具体的な情報を持ち寄り関係者が検討することが望まれる。

表1 中長期分析計画の作成例



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
ii. ニーズを踏まえた分析目標の検討

- 昨年度までの実績
  - 処分概念の検討において摘出された重要な核種を参考として(表1)、分析計画に反映して実施してきた。
  - 推定したインベントリと分析データを比較し、推定の確からしさを検討するとともに、分析の具体的な目標の設定に資する情報を得た(図1)。
- 目標
  - 分析の具体的な目標を設定する。
- 実施内容
  - 前項①iiにて検討する汚染メカニズムや次項iiiにて考慮する多角的な分析のニーズとともに、これまで蓄積した分析のデータ、分析手法の難易度、計算など代替手段の可能性を整理する。
  - その結果を踏まえ、中長期的にニーズが高いと考えられる分析対象核種を抽出し、目標とすべき濃度やその精度等を可能な限り定量的に導出する。
- 目標達成を判断する指標
  - 廃炉に伴う分析のニーズを踏まえた分析目標を検討する。

表1　処分概念の検討において摘出された被ばく線量に影響する核種の例
(2020年度報告から引用)

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	

＊10 μSv/hを超える場合を黄色で表す.

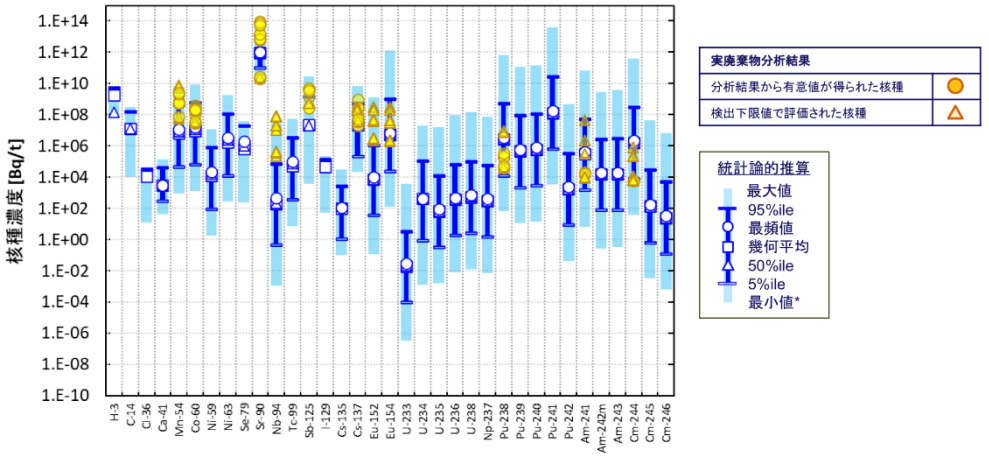


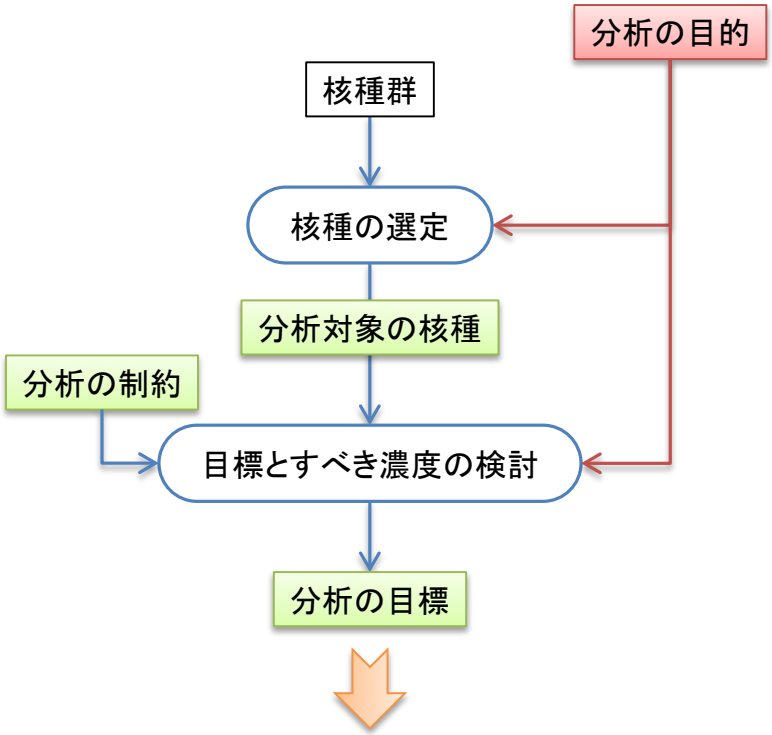
図1　多核種除去設備炭酸塩スラリーのインベントリ推定結果と分析データの対照

*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 ②中長期的な分析計画の提案
ii. ニーズを踏まえた分析目標の検討(検討の方法)

- 分析の目標として、代表的な／優先度の高い廃棄物について、分析すべき核種と、分析において目標とする濃度を設定する。
- 従来、国内の実績等を参照して 38 核種を選定し、分析を実施してきた。
  - これは、分析・研究施設第1棟の設計、運用においても想定されている。インベントリ推定では、より幅広く 134 核種を選定し、評価している。
  - 平成28年度に核種選定の試行を行った。分析対象を 38 から 30 核種に減らし、計算により 23 核種を推定することを提案した。
- 分析の目的に関して (i) の成果を参照し、核種を選定し、それぞれについて目標とすべき濃度を定量的に検討する。(図1)



分析の対象核種と目標とする濃度の一覧表

廃棄物	核種							
A	^{14}C	^{90}Sr	^{125}Sb	^{129}I	^{137}Cs	^{236}U	^{237}Np	^{238}Pu
B	xxx	xxx	xxx		–			xxx
C	xxx	xxx		xxx	–			xxx
D	xxx	xxx	xxx	xxx	–	xxx	xxx	xxx
E	xxx	xxx		xxx	–		xxx	xxx

図1　分析目標を検討する流れ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
ii. ニーズを踏まえた分析目標の検討(核種の選定)

- 以前に検討した方法と結果を参考として、分析すべき核種を改めて選定した(図1)。
- 結果として分析の対象(インベントリを推算する対象)は 47 核種となり、検出の実績・今後の可能性を考慮してうち 17 核種は計算により求めることが適当であると考えられた(表1)。

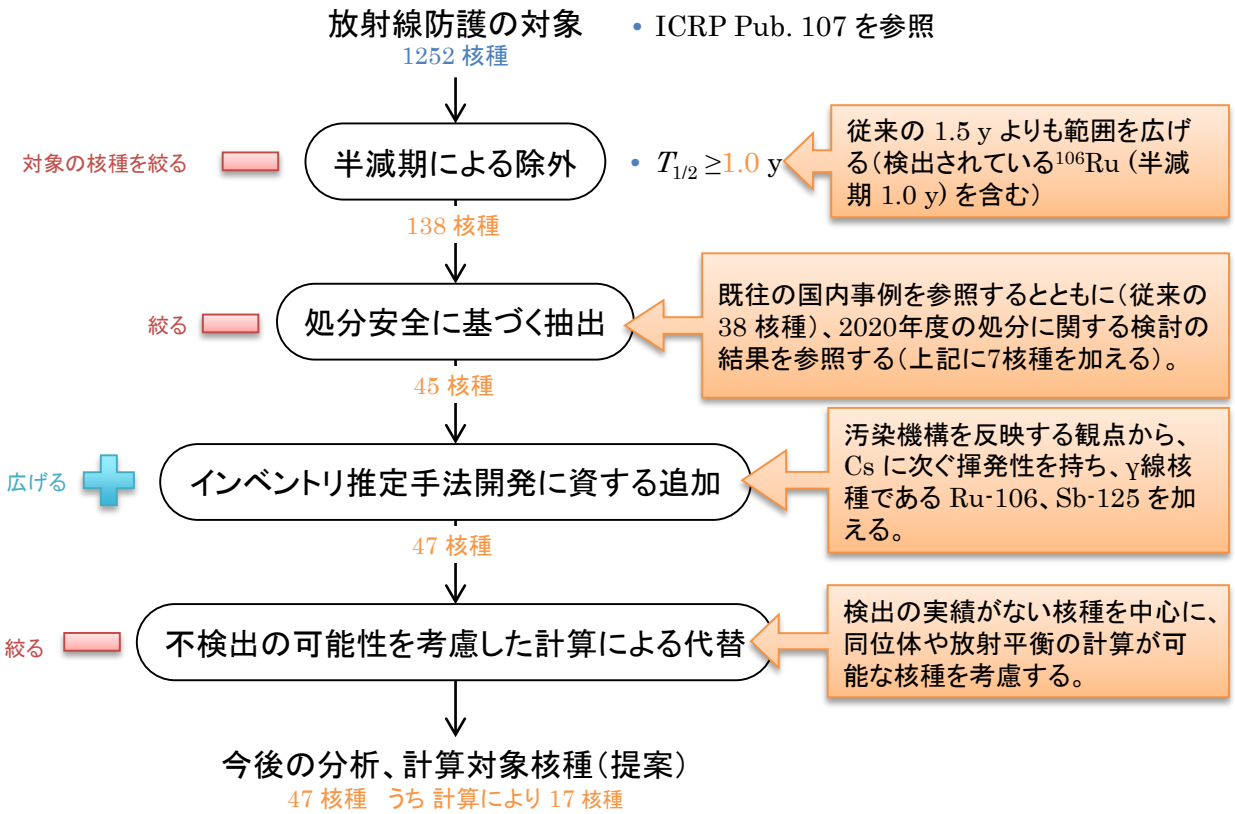


図1　分析対象核種を選定した流れ

表1　分析・計算対象の核種

分類	核種
分析	H-3, C-14, Cl-36, Ca-41, Co-60, Ni-63, Se-79, Sr-90, Zr-93, Nb-94, Mo-93, Tc-99, Ru-106, Pd-107, Ag-108m, Sn-126, Sb-125, I-129, Cs-137, Eu-154, U-234, U-235, U-236, U-238, Np-237, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241, Cm-244 (30 核種)
計算	Ni-59, Cs-135, Sm-151, Eu-152, Pb-210, Po-210, Ra-226, Th-229, Th-230, Pa-231, U-233, Pu-241, Pu-242, Am-242m, Am-243, Cm-245, Cm-246 (17 核種)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
ii. ニーズを踏まえた分析目標の検討(定量的な目標の検討)

- 選定した核種について、これまでの分析の実績(定量値、限界値)を整理した。これらの値を指標と比較した。
  - ここで、多くの核種の分析において、固体試料を水溶液にして化学分離操作に供することを考慮し、指標として水中の濃度限度の 100 分の 1 を仮定した。
- 整理の結果、指標に到達せず、分析方法の検討が望まれる核種を抽出した(表1)。
  - 指標は、処分安全に立脚して引き続き検討することが望まれる。

表1 定量的な目標を検討する流れ

核種	分析の実績		水中濃度限度 /100 (Bq/cm^3)	実績と左列濃度の比*
	検出下限値	定量値		
H-3	3.0E-02	5.2E-02	6E-01	0.1
C-14	2.0E-02	3.3E-02	2E-02	1.0
Cl-36	0.004		9E-03	0.4
Ca-41	3.0E-02	5.2E-02	4E-02	0.8
Co-58	3.0E-02	5.2E-02	1E-02	3.0
Co-60	9.0E-03	7.8E-03	2E-03	3.9
Ni-63	5.0E-02	5.5E-02	6E-02	0.8
Se-79	4.0E-02	5.2E-02	2E-03	20
Sr-89	1.3E-01	6.9E+00	3E-03	43
Sr-90	2.0E-03	4.2E-03	3E-04	6.7
Nb-94	8.0E-03	3.4E-01	4E-03	2.0
Nb-95		4.3E+02	1E-02	43,000
Tc-99	6.0E-03	6.4E-03	1E-02	0.6
Ru-103		5.0E-01	1E-02	50
Ru-106	4.0E+00	6.8E-02	1E-03	68
Ag-110m		1.1E+02	3E-03	36,667
Sn-126	5.0E-02	5.2E-01	2E-03	25
Sb-125	7.0E-02	3.9E-03	8E-03	0.5
I-129	2.0E-02	2.0E-02	9E-04	22
Cs-134	6.0E-01	1.3E-03	6E-04	2.2
Cs-136		2.5E+01	3E-03	8,333

核種	分析の実績		水中濃度限度 /100 (Bq/cm^3)	実績と左列濃度の比*
	検出下限値	定量値		
Cs-137	7.0E-03	1.0E-03	9E-04	1.1
Eu-152	3.0E-02		6E-03	5.0
Eu-154	2.0E-02	3.2E-01	4E-03	5.0
U-233	4.0E-04		2E-04	2.0
U-234	1.6E-06	8.7E-06	2E-04	0.0
U-235	7.5E-10	3.7E-09	2E-04	0.0
U-236	7.2E-09	7.8E-09	2E-04	0.0
U-238	4.0E-09	6.3E-10	2E-04	0.0
Np-237	5.0E-05	2.0E-05	9E-05	0.2
Pu-238	9.0E-05	1.5E-04	4E-05	2.3
Pu-239	1.0E-02	1.4E-02	4E-05	250
Pu-240	1.0E-02	5.0E-03	4E-05	125
Pu-241	5.0E-02	1.8E+02	2E-03	25
Pu-242	2.0E-06	2.0E-03	4E-05	0.1
Am-241	9.0E-05	2.7E-04	5E-05	1.8
Am-242m	1.4E+00		5E-05	28,000
Am-243	8.0E-04		5E-05	16
Cm-242	2.0E-03	2.9E-03	6E-04	3.3
Cm-244	9.0E-05	1.1E-04	7E-05	1.3
Cm-245	6.8E-03		5E-05	136
Cm-246	6.7E-03		5E-05	134

*検出下限値と定量値を比べ低い値との比. 1 を超える場合に色を変えて示した.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
iii. 分析計画法の検討

- 昨年度までの実績
  - 環境復旧分野で標準的な方法とされるDQOプロセスを基礎とし(図1)、必要な分析点数をベイズ統計を利用して算出する手法を組み合わせた分析計画法の有用性を確認した(図2)。
- 目標
  - 必要な分析点数を定量的に算出する方法を確立する。
- 実施内容
  - 検討の対象とする廃棄物の母集団が不確かであること、処分などの多角的なニーズを考慮すること、統計的に必要な分析点数を算出することを考慮して、米国にて開発されたDQOプロセスとベイズ統計を組み合わせた分析計画法を検討する。
  - 代表的な固体廃棄物を複数選び、既存の分析データや直近の分析計画を参照して試行を重ねる。その結果から、今後利用することの妥当性、実用に向けての課題を取りまとめる。
- 目標達成を判断する指標
  - 母集団が不確かな廃棄物について、統計的な手法を用いて分析計画法を検討し、その妥当性を評価する。

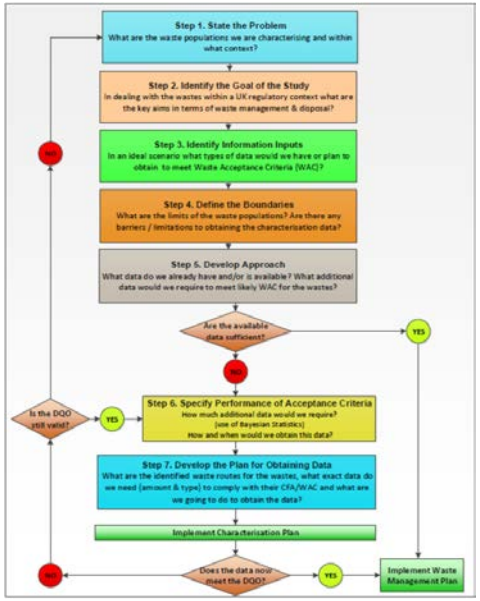
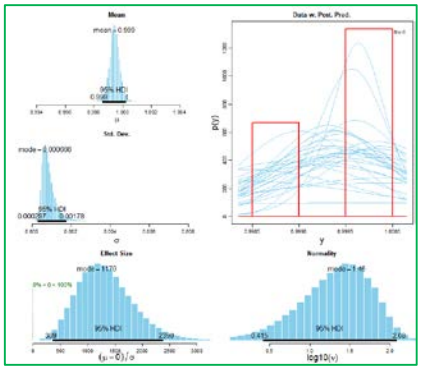


図1 廃棄物分析計画に応用した DQO プロセス



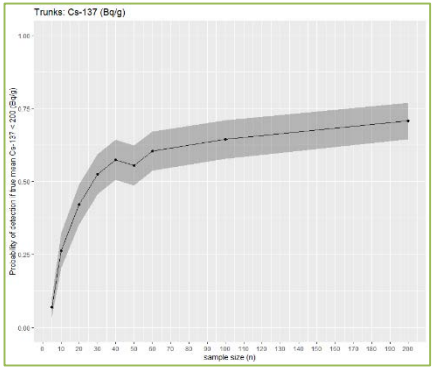


図2 想定する基準を満足することを確認すために必要な分析点数の計算(例)

*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.

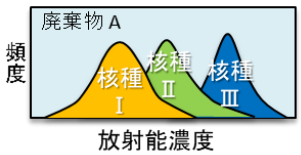
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
iii. 分析計画法の検討(検討すべき計算手法)

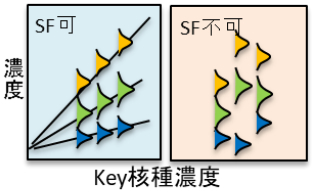
- DQO プロセスとベイズ統計を組み合わせた分析計画法を引き続いて検討している。
- 分析点数を評価する条件として、中長期分析計画にて検討した分析の目的に合わせ、3 つの目的(図1)を検討すべく準備を進めている。

第3－①期

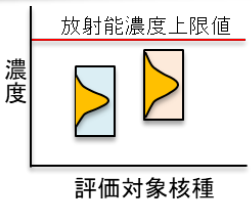
A) 放射能濃度分布・核種組成の推定
- 分析データに基づき、放射能濃度分布及び核種組成を推定し、輸送比で核種組成を評価する。
- 解析的インベントリ推定手法において核種移行パラメータを設定して、インベントリを推定する。



B) スケーリングファクタ法適用性の検討
- 分析データや事故時の事象進展、物理的・化学的性質などに基づき、主要な核種の移行過程を検討する。
- 核種の移行過程とスケーリングファクタ法(SF法)の関係を念頭に置き、Key核種(^{137}Cs や ^{60}Co)との相関を検討する。
- 蓄積した分析データを利用して、解析的インベントリ推定手法における核種移行パラメータの不確実性を低減させ、元素群を設定して、インベントリを推定する。



C) 合理的なグルーピング
- 核種組成、SFの適用性、暫定の処分制約[*1] を指標に、またベイズ統計を利用してグルーピング(母集団の分割や統合)を検討する。



D) 放射能濃度決定法の選定
- 放射能濃度決定法の適用性をベイズ統計を利用して検討し、主要な廃棄物ごとに放射能濃度決定法を提示する。

次期

E) 廃棄物確認方法の決定／グループの決定
- 放射能濃度決定法の確立させ、処分の実施に向けた本格的な対応へ移行する。

計算手法 1) (今年度検討)
濃度分布の95%ile値の把握

計算手法 2) (今年度検討)
SFの適用性

計算手法 3) (今年度検討)
SFを適用するグルーピングの合理化

計算手法 4)(昨年度検討)
濃度によるグルーピング

計算手法 5)(昨年度検討)
処分制約との比較

図1 分析点数を算出する計算手法

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
iii. 分析計画法の検討（検討の方法）

- DQO プロセスにおいて分析点数を評価するステップ 6 に関し、3 つの手法を検討した。濃度分布、スケーリングファクタ法、グルーピング（廃棄物分類）について、焼却灰、炭酸塩スラリー、瓦礫を対象としてそれぞれ検討を進めた。
- DQO プロセスはワークショップ形式で関係者（東京電力、NDF、IRID）が参加して実施した（図1）。第3回を近々開催する予定であり、本報告では経過を報告する。
- ステップ6の分析点数の評価は、英国NNLの協力を得てベイズ統計の適用を検討した。予察の結果、グルーピングは総合的な考察に依ることが妥当であると考えられた。ベイズ統計は、Kruschke による t 検定の代替法を基礎として、t 分布のパラメータの不確実性を検討する（図2）[*1]。統計計算ソフトウエア R に BEST パッケージ[*2]を用いて計算した。

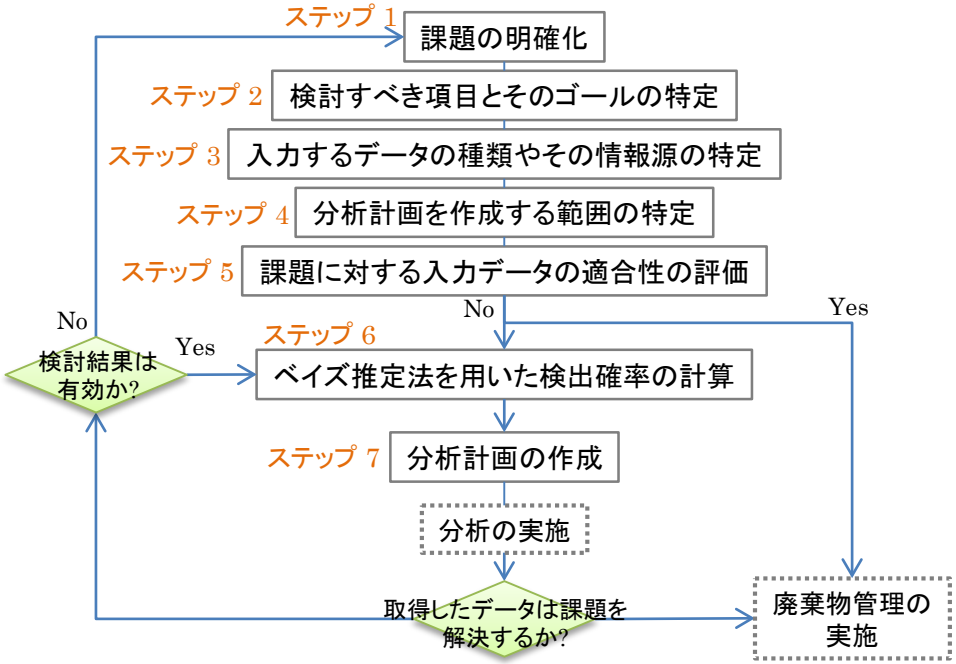


図1　廃棄物を対象とした DQO プロセス

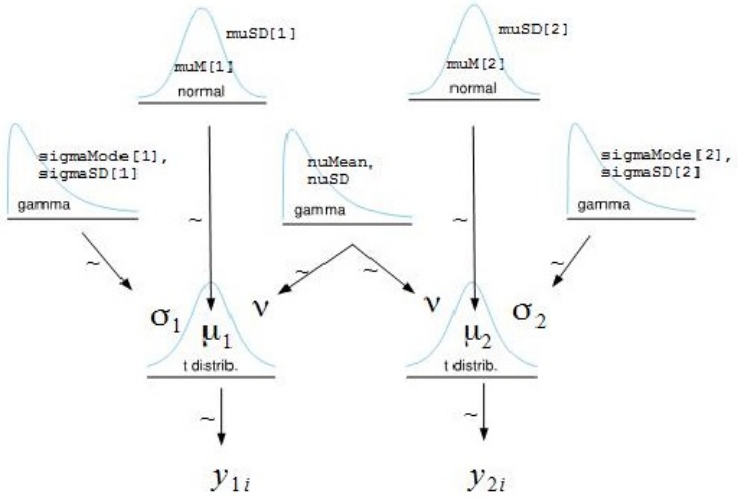


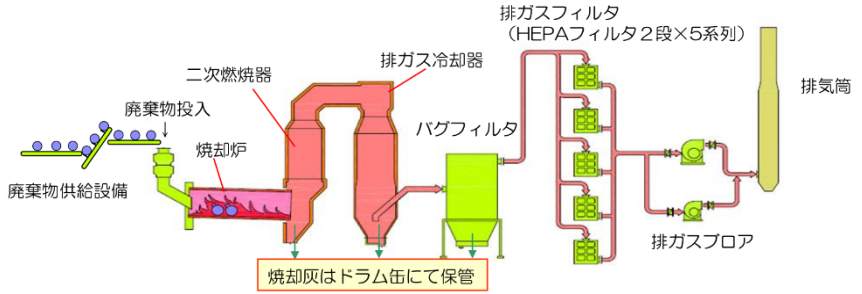
図2 Kruschke による手法で取り扱う事前分布とパラメータ[*2]（t 分布の平均 μ、標準偏差 σ、形状 ν）

*1 J. Kruschke, "Bayesian estimation supersedes the t test," *J. Experimental Psychology*, 142, 573–603 (2013).
*2 J. Kruschke, et al. "Package 'BEST, (May 18, 2020.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
iii. 分析計画法の検討(DQOプロセスの試行)

- ステップ1、2 では、目的を「雑固体廃棄物焼却設備から排出される焼却灰の放射能濃度分布を推定するための分析点数を計算する」こととした。
- ステップ3、4 では、焼却灰とその発生源である焼却設備について、情報を整理し、対象を特定した。
  - 対象は、雑固体廃棄物焼却設備であり、焼却対象が異なる増設設備は対象としない。母集団は、これまでに発生した灰(約 2,000 本)とし、分析の対象は本事業で採取した 25 の試料とする。
  - 焼却による減容率は 10%(目標値)である。主灰と飛灰の放射能濃度、発生速度(4、20 kg/h)は異なり、発生の順でドラムに収容するため、ドラムの間とともに、ドラムの内容物でのばらつきが発生する。
- ステップ5では、さらに分析が必要であることを確認した。



炉型	ロータリーキルン式
処理容量	300 kg/h×2系統 (24 h/d稼動)
焼却対象物	雑固体廃棄物 ・装備品(タイベック・下着類・ゴム手袋等) ・工事廃材(ウエス・木・梱包材・紙等) 他

図1 雑固体廃棄物焼却設備の概要*1

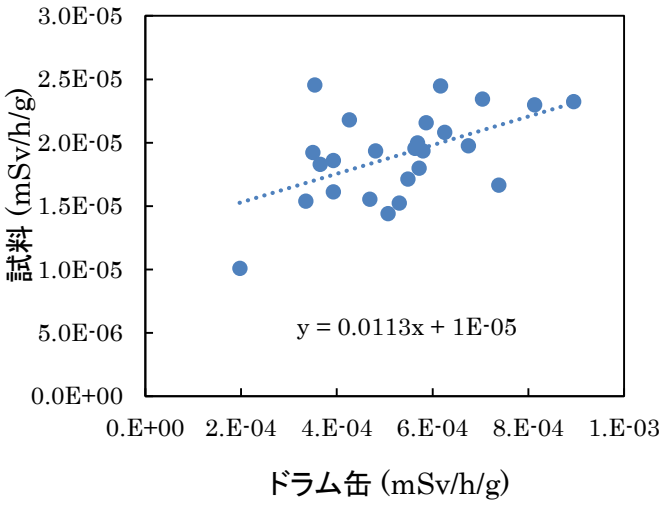


図2 採取した試料(25点)の線量率のばらつき

*1 東京電力株式会社, "福島第一原子力発電所雑固体廃棄物焼却設備設置工事における ホット試験の結果について," 特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会(第3回), 2016年3月17日.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
iii. 分析計画法の検討(ベイズ統計の計算)

- ステップ6では、分析点数の確率的な検討を行う。濃度分布のパラメータとして、95%ile 値の把握を目標として掲げたが、BEST パッケージでは計算できず、プログラミングを要したため、95% の高密度区間 (Highest Density Interval; HDI) を求めることとした(図1)。
  - 95%ile 値の検討(図1上)は、次年度の検討を考えたい。
- ベイズ統計における事前分布は、ドラム缶と採取した試料の線量率を参照して ^{137}Cs 濃度に換算した上で、これを入力条件として(表1)、BEST パッケージにより計算した(図2)。

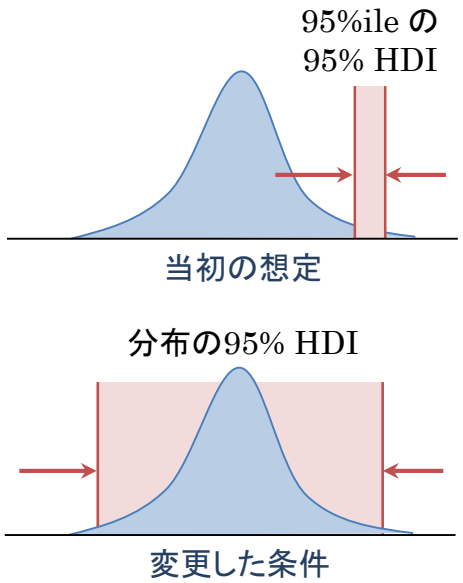


図1 計算条件の変更

表1 事前分布を設定する条件
(^{137}Cs 濃度のばらつき)

ばらつき	ドラム缶の集団*1	ドラム缶の内部(試料)*2	合成
^{137}Cs 濃度 [Bq/g]	2.6×10^{2} –4.2×10^{4}	2.4×10^{3} (平均)	–
幾何平均	3.51	3.38	3.51
標準偏差	±1.10	±1.01 (RSD=30%)	±1.50

*1 保管の条件から広い範囲となるよう設定. 保管されているドラム缶のデータを適用することにより、より狭められるものと想定.
*2 値を精査中.

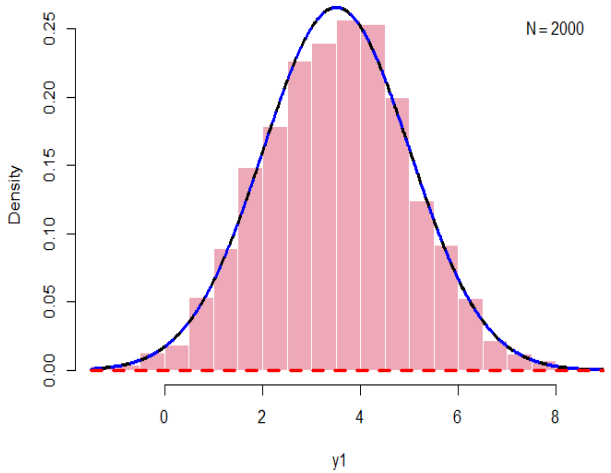


図2 BEST パッケージの makeData 関数により生成した事前分布 (n = 2,000)

*1 J. Kruschke, et al. "Package 'BEST, (May 18, 2020.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化 ②中長期的な分析計画の提案
iii. 分析計画法の検討(分析計画の作成)

- ステップ6では、さらに、尤度を採取した 25 試料の分布として事後分布を算出した(図1)。期待する範囲 (95%HDI) を 10^2～10^4 Bq/g とおいて検出力(分析点数)を計算した(図2) 。サンプリングした試料の分布に比べ、想定したドラム缶の分布が広く、95%%HDI を確実に押さえるには多数の試料を必要とする。
  - 現実的には、現在の保管数を母集団と仮定した計算が有効と思われる。引き続き検討を進める。
- ステップ7では、この情報をもとにステイクホルダーが議論して分析点数を決定する。
  - 焼却処理は継続されるので、分析に着手するとともに、サンプリングを継続して行い、分析試料の数を増やし、改めて DQO プロセスに基づく評価を行うことが考えられる。
- スラリーと瓦礫の検討を進め、結果を取りまとめていく。

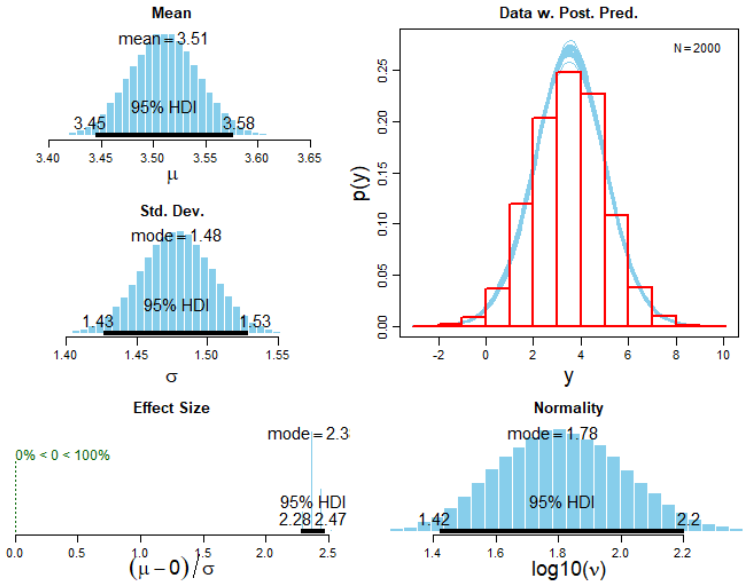


図1 BEST パッケージの BESTmcmc により計算した ^{137}Cs の事後分布

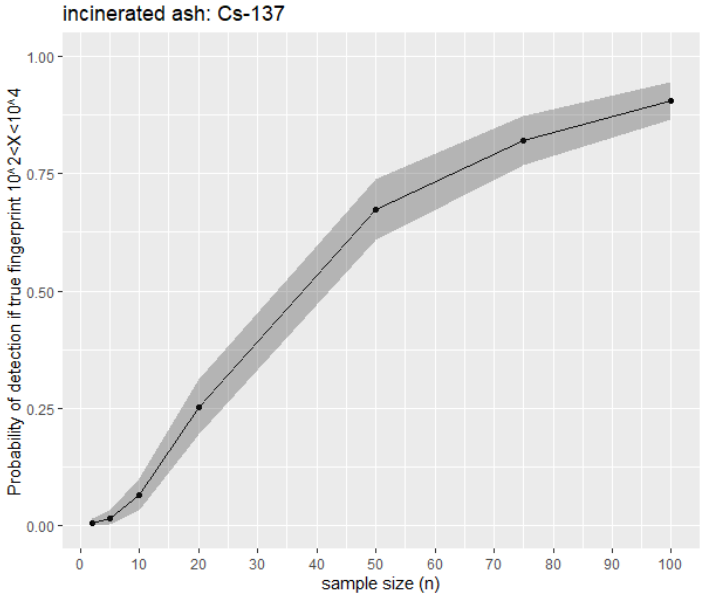


図2 BEST パッケージの BESTpower により計算した 10^2～10^4 Bq/g が 95%HDI に入る確率

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(a)性状把握の効率化
まとめ

これまでの成果

- ✓ 分析の実施に関して、分析を終えた試料(土嚢活性炭、鉄共沈スラリー、汚染水中の ^{79}Se)の分析データを取りまとめ、順次データベースに収納して公開した。
- ✓ インベントリ推定に関して、ベイズ統計を利用して、核種の濃度分布により元素や廃棄物を分類(グルーピング)する方法の可能性を見出した。
- ✓ 中長期の分析計画に関して、次年度から始まる第 3–①期を想定して分析の目的を具体化した。

課題など

- ✓ 分析データの取りまとめを継続して進める。
- ✓ 中長期の分析計画を最終的に取りまとめる。
- ✓ 分析計画法について 3 つのケーススタディを完結させる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

■ 昨年度までの実績

- 吸着塔からのサンプリングに必要となる要素技術（穿孔・採取・閉止）について個別の予備試験を行い、採取装置の設計仕様を決定した。
- 要素試験装置として試験用統合採取装置（Simplified Integrated Sampling Module、以下、S-ISM）、試験用作業ドック（Simplified Working Dock、以下、S-WD）、模擬吸着塔、試験用作業架台（Simplified Working Stand、以下、S-WS）等を製作した（図1）。
- 要素試験計画を策定し、吸着塔上部を模擬した模擬吸着塔を用いて要素試験を実施した。
- S-ISMを用いた要素試験によって、KURION吸着塔、SARRY吸着塔それぞれについて穿孔、採取、閉止の一連作業を完了できることを確認した。

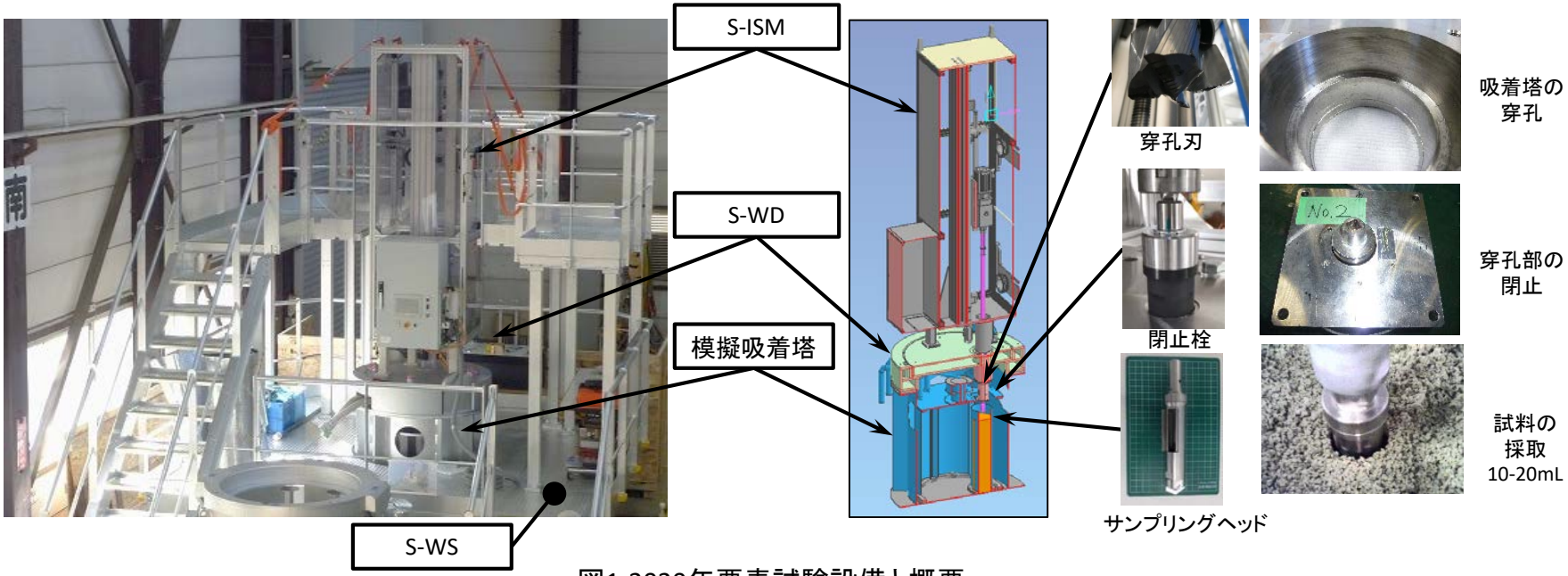


図1 2020年要素試験設備と概要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

■ 2021年度目標

要素試験の結果に基づいて、1F使用済み吸着塔に対応可能な試料採取装置及び必要な付帯設備の設計製作を行い、性能確認を行う。1F使用済み吸着塔から実試料採取を行うための採取計画（作業エリア、採取対象含む）を策定する。

■ 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。

■ 2021年度実施内容

- これまでに実施した採取条件の検討、要素試験の結果を踏まえ、試料採取装置の設計検討を行った。
- 試料採取装置の部品手配、製作を実施した。
- 採取作業の流れ及び作業エリアの検討と採取対象選定に着手した。
- 付帯設備を含めた試料採取装置を製作を継続し、性能確認試験を実施した。
- サンプリング技術検証のための実吸着塔等からの採取計画（作業エリアの選定、採取対象の選定を含む）を策定した。

©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

2021年度	・試料採取装置及び必要な付帯設備の検討・設計・試作を行い、性能試験等を行う。 ・採取計画を策定し提示する。 【終了時目標TRL：レベル4→5】

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。
TRL レベル 5	実機ベースのプロト機を製作し、工場等で模擬環境下での実証を行う段階。

【補助事業概要説明書より】

■ 指標に対する実績

2021年度	・試料採取装置の設計検討⇒完了 ・試料採取装置の製作⇒完了 ・試料採取装置の性能確認試験⇒メーカ試験を完了。納品後、確認試験を実施予定 ・付帯設備の設計⇒完了予定 ・採取計画の検討・策定⇒作業エリアの検討、採取対象選定完了予定

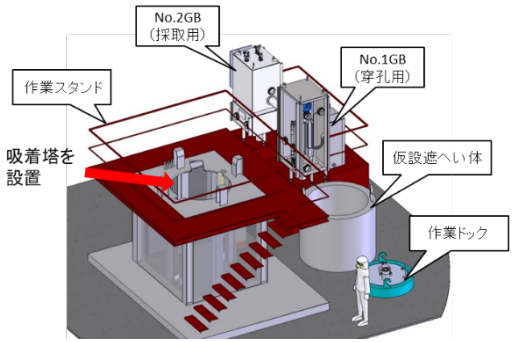
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発
～これまでの開発プロセス～

➢ 現場導入にむけた開発プロセスを図1に示す。

概念設計【完了】

- サンプリングの工法や現場導入に向けた装置の仕様等を検討



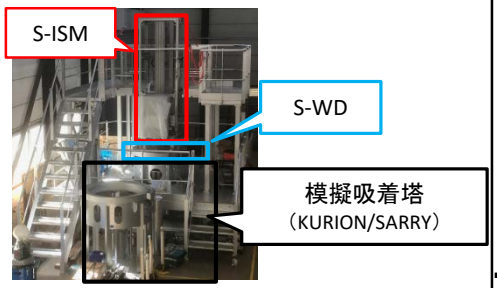
○工法検討
- 「吸着塔の穿孔」「試料の採取」「吸着塔の閉止」を実施する工法を検討・採用

○現場導入に向けた仕様検討
- 吸着塔内部の汚染の漏洩防止方法の検討
- 作業員の過剰被ばくを防止する採取工法の検討

要素技術の試験

要素試験【2020年度完了】

サンプリングに必要な要素技術（穿孔・採取・閉止）の試験を実施し、成立性を確認した。



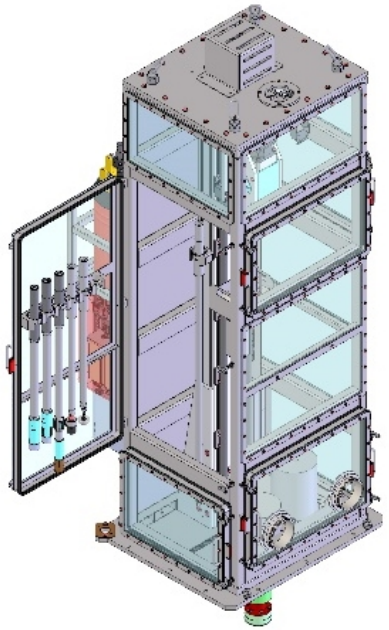
○成果
・穿孔、採取、閉止技術の成立性確認
・各運転パラメータの把握
・人手による作業の成立性、他

△課題
・作業性（S-ISM・S-WDの位置合わせ、ロッド取り付けなど）
・閉止における耐圧のバラツキ

要素試験の成果課題を反映

試料採取装置【2021年度製作】

- 要素試験の成果や課題を反映
- ホット試験で必要な機能や安全対策（放射性物質の漏洩防止・被ばく対策）の実装



ホット試験に対応するため、
現場導入に向けた仕様を反映

図1　試料採取装置の開発プロセス

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発
試料採取の基本条件

➢ 試料採取の基本条件を表1に示す。

表1　試料採取の基本条件

項目			基本条件
採取対象		KURION	すべての吸着塔に対応
		SARRY	吸着材充填部が積層フランジ型のセシウム吸着塔（同時吸着塔は対象外）
サンプリング	穿孔	KURION	吸着塔天板面
		SARRY	吸着材充填孔フランジ
	試料採取	採取量	3 or 10～20 mL／試料 ※想定される試料の放射能濃度に応じ採取量を選択
		採取深さ	表層～100mm程度
		採取点数	円周方向1点×深さ方向1点 （計1点／吸着塔）
	閉止	取付・取外し	穿孔部の密閉性を確保し、閉止後も取外し可能なこと
		耐圧性	吸着材の抜出し等を想定し、運転時の耐圧性を確保すること

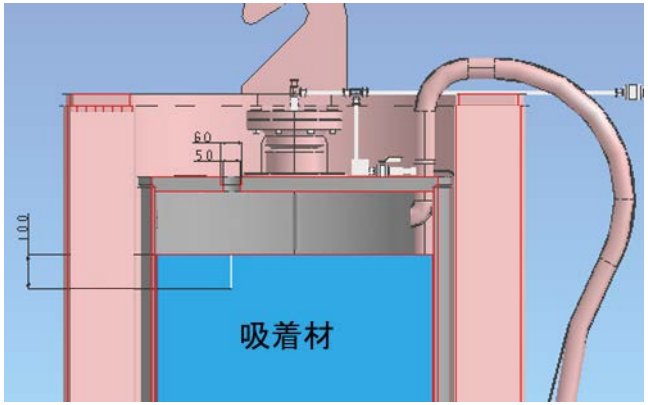


図1　KURION吸着塔上部

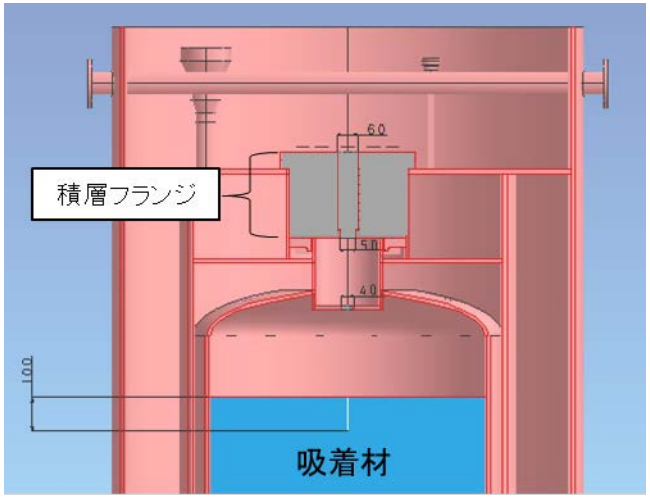


図2　SARRY吸着塔上部

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

試料採取装置の構成要素と機能(1/3)

■ 全体構成

- 要求仕様を満たすクレーンがある既設建屋に作業エリアを構築する。
- 試料採取装置全体構成イメージを図1に示す。

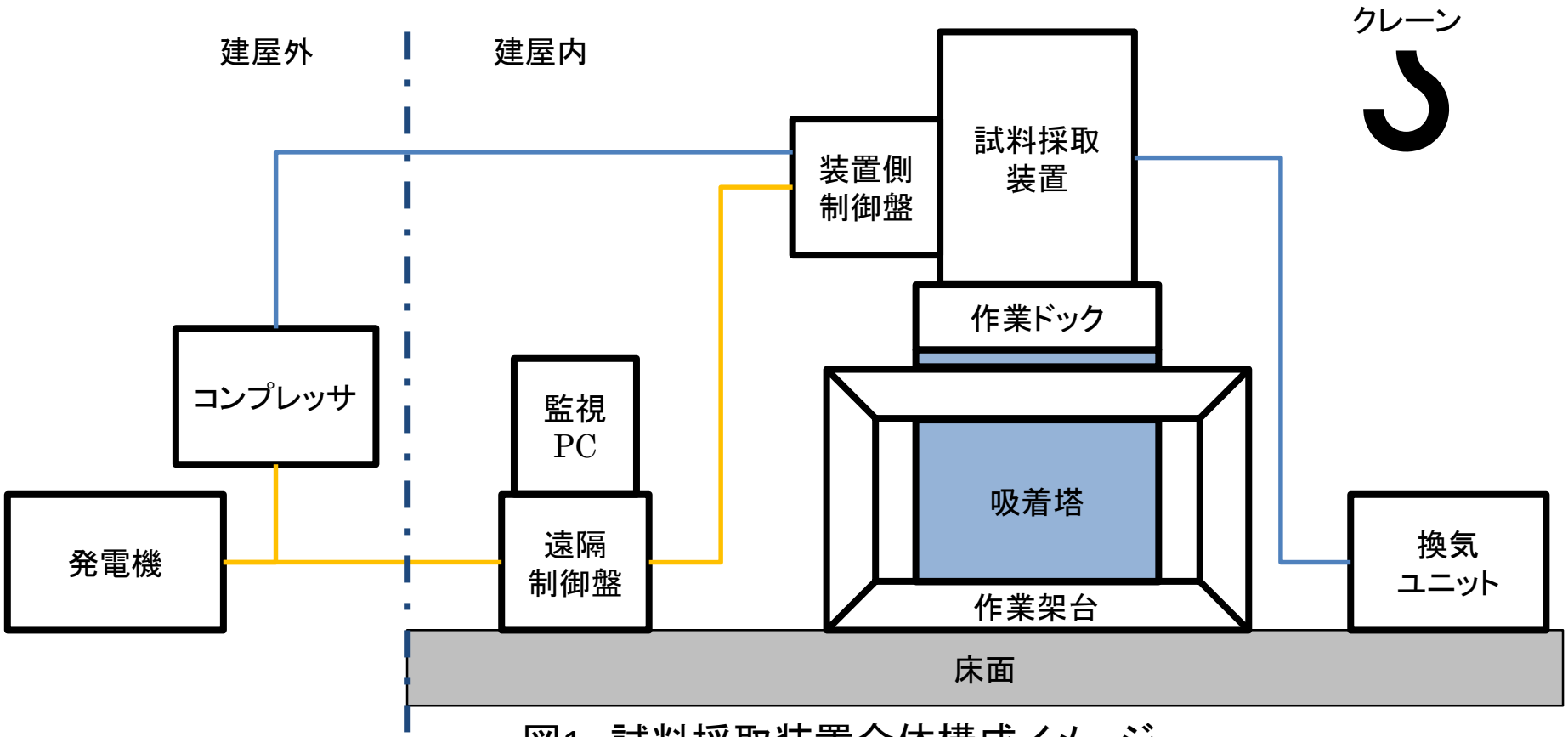


図1　試料採取装置全体構成イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

試料採取装置の構成要素と機能(2/3)

表1　試料採取装置の構成要素と概要

構成	概要
試料採取装置 [Integrated Sampling Module (ISM)]	「穿孔」、「採取」、「閉止」の一連作業機能を有する。 KURION・SARRYで共用する。
作業ドック [Working Dock (WD)]	ISMを吸着塔に設置するための接続装置。 吸着塔上部からの放射線の遮蔽機能を有す。
作業架台 [Working Stand (WS)]	吸着塔の安定的な固定、側面の遮蔽および採取装置周辺での作業床を確保する。

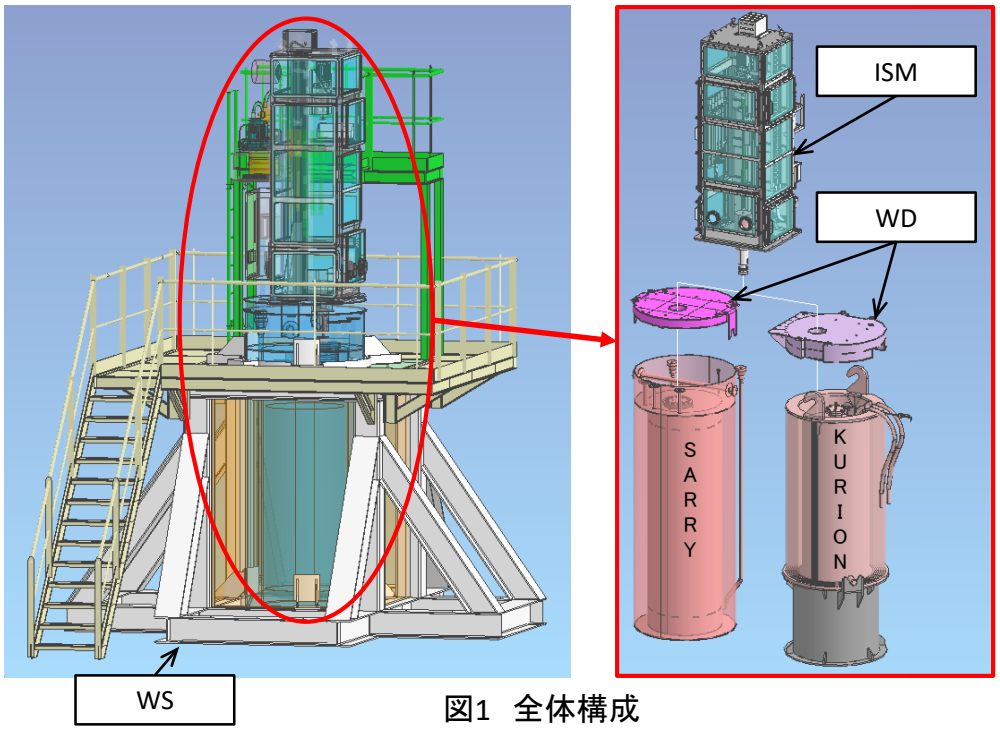


図1　全体構成

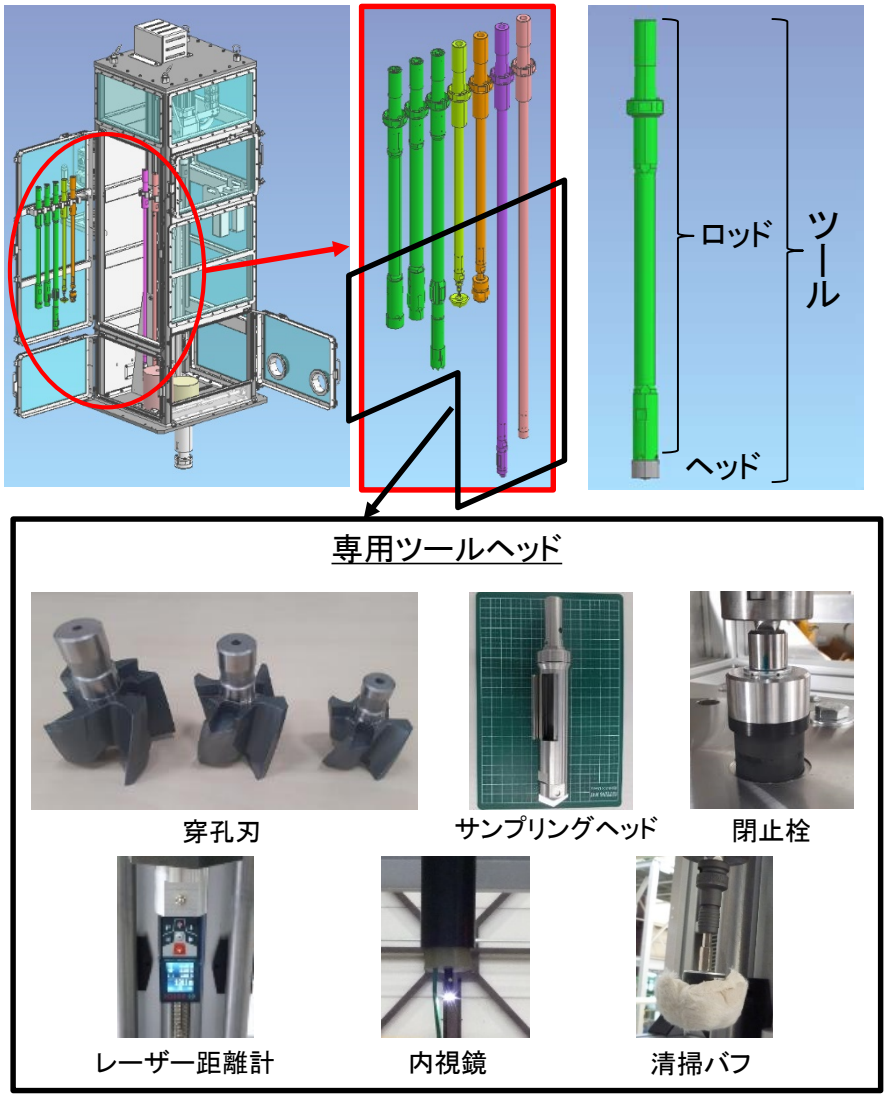


図2　ISMの専用ツール

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

試料採取装置の構成要素と機能(3/3)

■ 試料採取装置(ISM)

- 電動スライドユニットにより遮蔽蓋、収納容器を駆動し、ISM底部アクセスロの遮蔽と開閉を自動制御
- 気密性向上のため開閉パネル部にパッキンを追加
- 切削片吸引回収ユニット及び、装置内換気ユニットにより装置外部への汚染の漏洩を防止
- 本体フレームはステンレス鋼製で汚染しにくく除染が容易

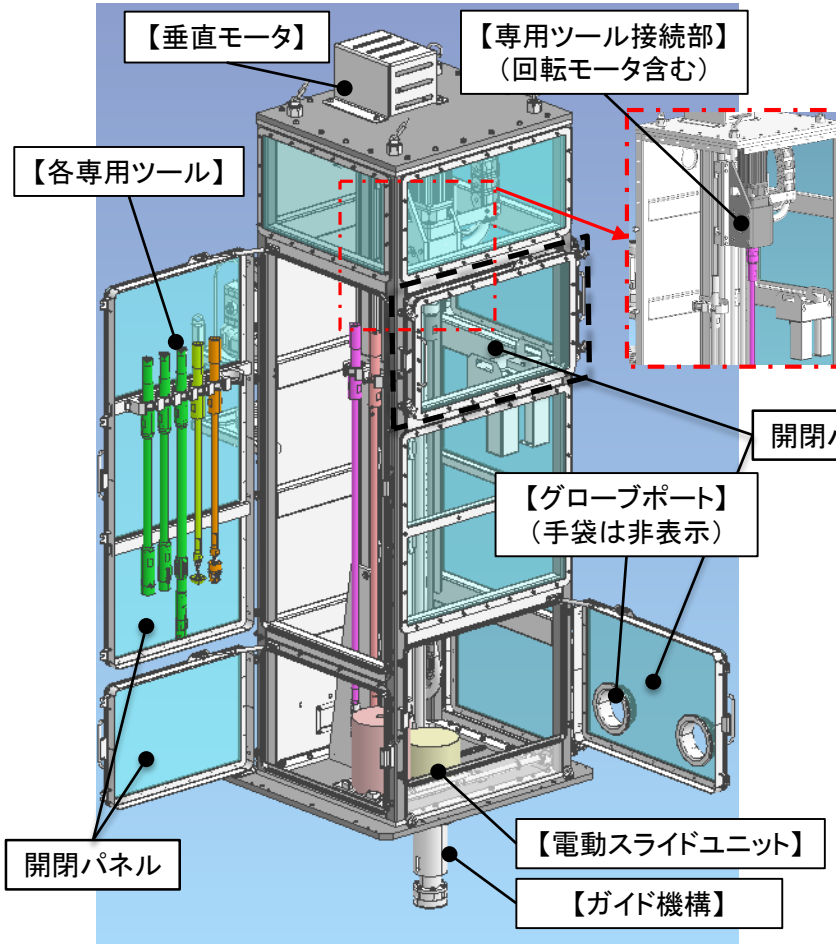


図1　ISM全体図（正面）

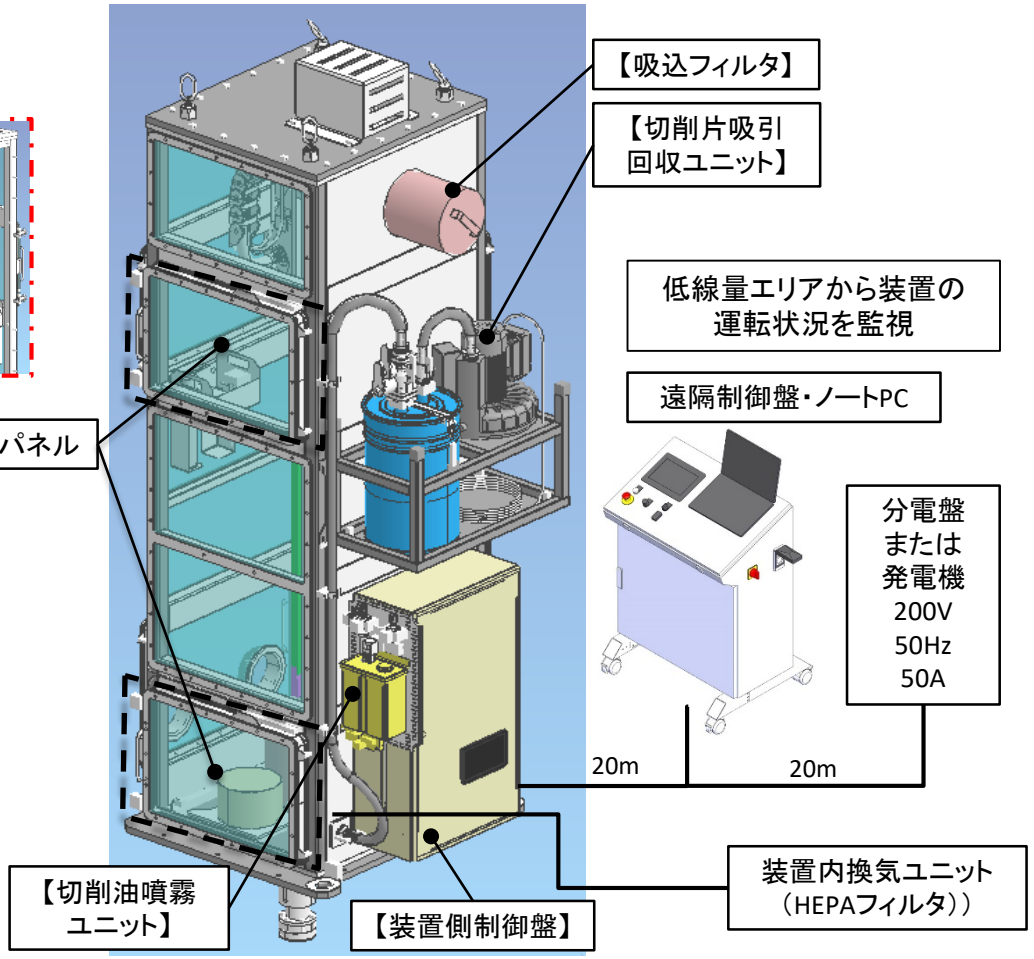


図2　ISM全体図（背面）

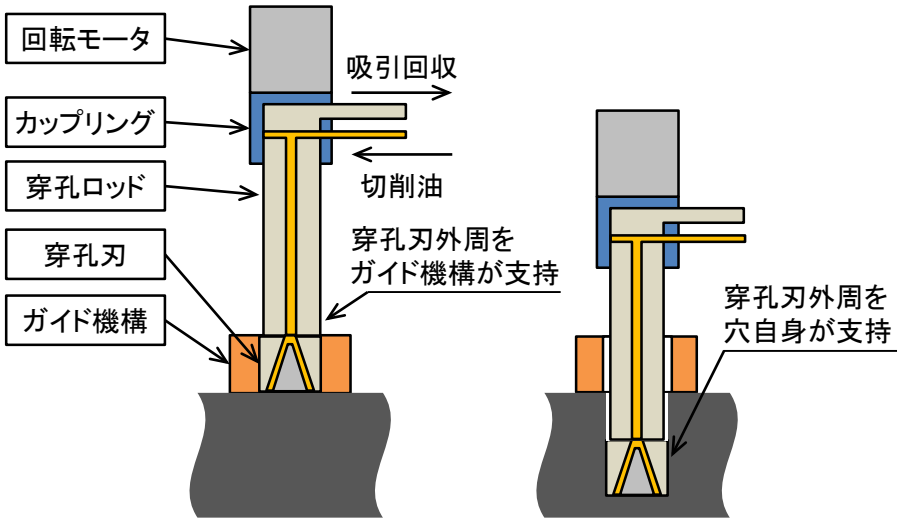
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

要素試験成果の試料採取装置への反映事項(1/4)

■ 穿孔技術

- 要素試験により確立した機能と工法
  (図1、図2、図3(c))
  - 試料採取可能な直径で、閉止可能な段付穴を形成
  - ガイド機構による高精度穿孔
  - 切削油噴霧・切削片吸引回収の一体構造
  - 吸引性の良い切削片となる穿孔刃構造



(a) ϕ60穿孔開始時　(b) ϕ60深穴加工時

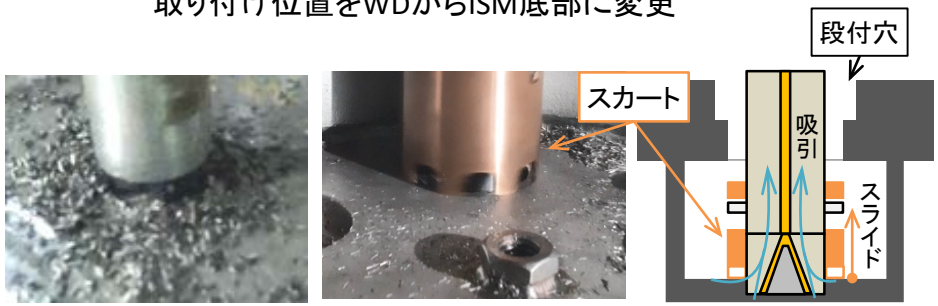
図1　穿孔作業模式図



(a) ガイド機構　(b) ϕ60穿孔刃外観

図2　穿孔刃外観

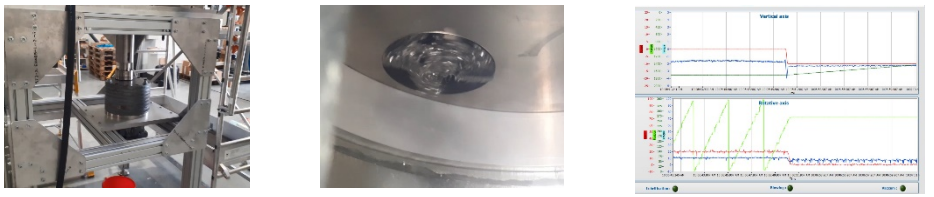
- 改良点
  - 全体構造の見直しにより各ロッドを300 mm短縮
  - ϕ40穿孔ロッドへの芯ブレ抑制機能追加
  - 切削片回収効率向上のため、ϕ40穿孔刃外周を覆うスカートを追加(図3)
  - 強度向上のためϕ50、ϕ40穿孔刃先端形状を改良
  - WD内部構造見直しと取付け精度向上のため、ガイド機構取り付け位置をWDからISM底部に変更



(a) 対策前　(b) 対策後　(c) スカート模式図

図3　ϕ40スカート

- 機能確認試験(図4)
  - 適切に反映され、既定の穿孔ができることを確認



(a) 穿孔部　(b) ϕ50貫通時　(c) データログ

図4　機能確認試験の様子

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

要素試験成果の試料採取装置への反映事項(2/4)

■ 採取技術

● 要素試験により確立した機能と工法

実吸着材のうち入手できたものの物性を測定し、物性の近い模擬吸着材を選定

- ➢ 吸着材の採取手順を確立(図1)
- ➢ 二重円筒構造で、正転／逆転操作により採取口が開閉する小径ベーン開閉式と底面開閉式の2種類のサンプリングヘッド(SH)を開発(図2)
- ➢ プログラム動作で吸着材を既定量採取可能(図3)

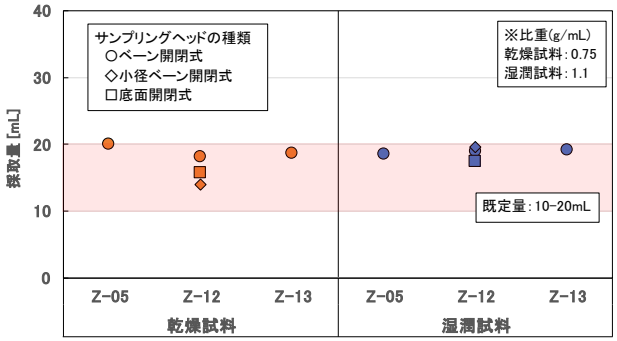
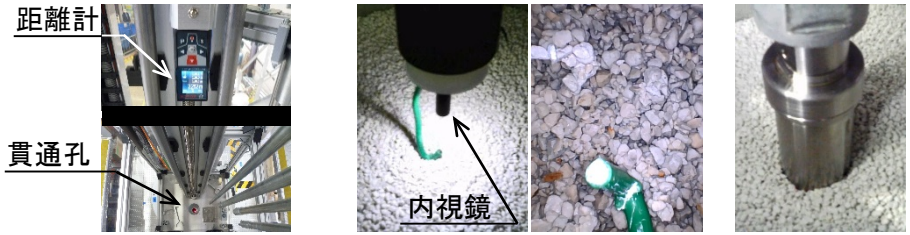


図3 吸着材採取試験結果



①表面位置測定　②表面観察　③採取

図1 採取作業手順

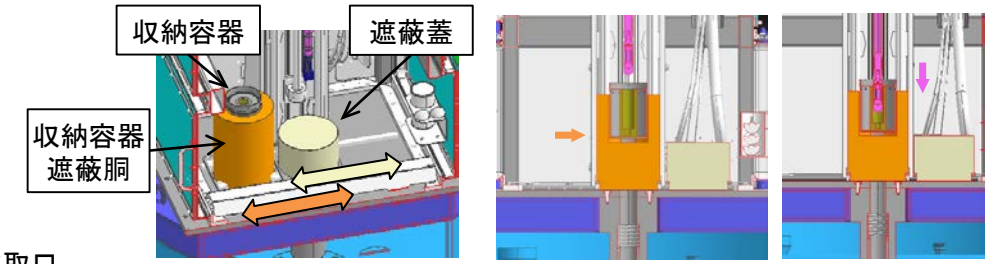
● 改良点

- ➢ 表面位置測定値を入力すると採取位置が自動設定されるようプログラム改良
- ➢ S-ISMの採取プログラムは側面採取型のみ実装していたが底面採取型を追加
- ➢ 採取後、SHを収納容器に自動挿入する機能を追加(図4)



(a) 小径ベーン開閉式(側面採取型)　(b) 底面開閉式(底面採取型)

図2 SHの外観と構造



①収納容器と遮蔽蓋の初期配置　②収納容器のスライド　③SHの挿入

図4 収納容器へのサンプリングヘッド自動挿入

● 機能確認試験

- ➢ 設定どおり採取動作を実行することを確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

要素試験成果の試料採取装置への反映事項(3/4)

■ 閉止技術

- 要素試験により確立した機能と工法
  - 開発した閉止栓をS-ISMで加工した穿孔穴にプログラム動作で遠隔設置可能
  - 耐圧試験を実施し、必要な耐圧性能を達成(図1)

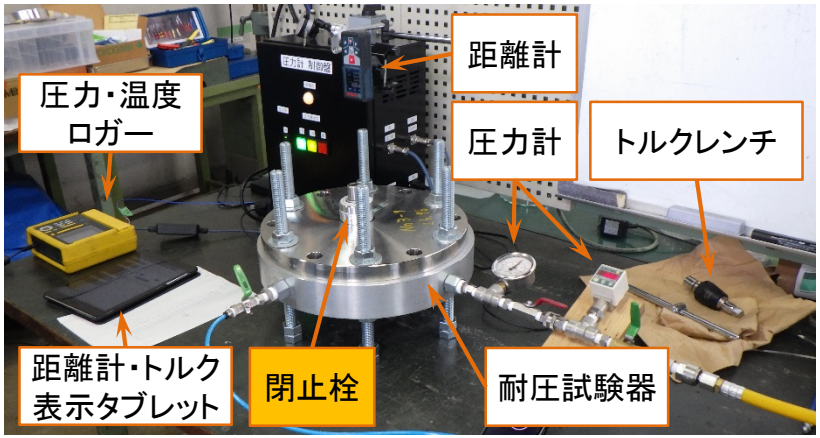
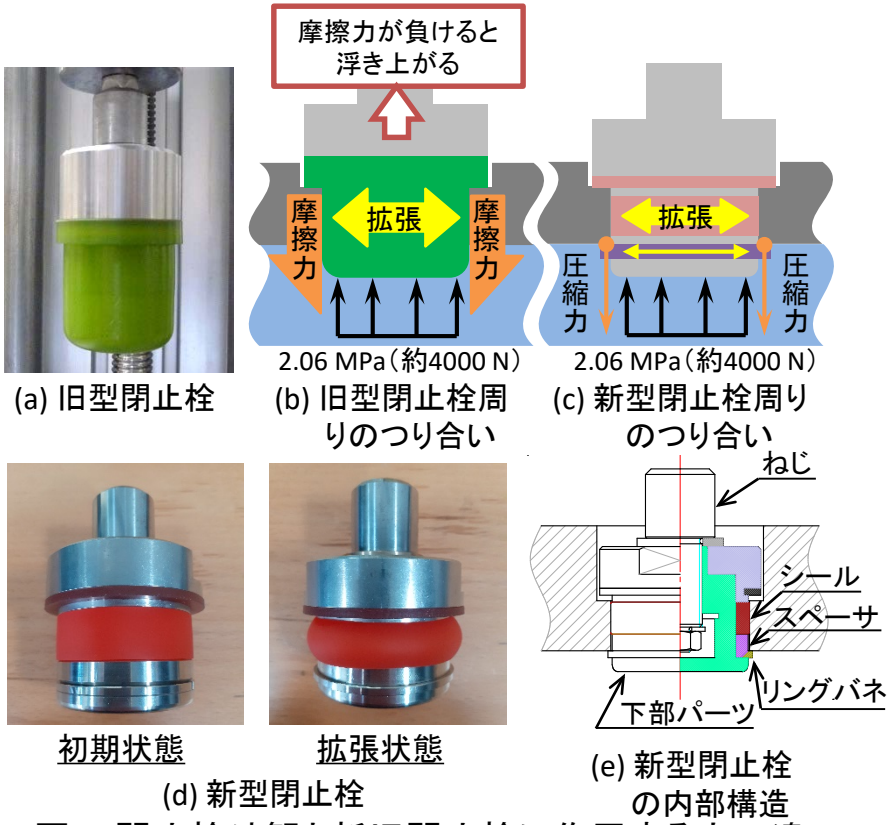


図1　閉止要素試験における耐圧試験装置

- 改良点
  - 2019 - 2020年度版閉止栓はシールの摩擦力のみで内圧に対抗していたため、耐圧試験時に浮き上がる事象が発生、シールに過剰なせん断力が生じないように、バネ鋼により浮き上がりを防止する新型閉止栓を開発(図2)
  - 閉止栓の適切な取付けのため設置位置判定、適正締め付け判定条件のプログラムを改良



(a) 旧型閉止栓　(b) 旧型閉止栓周りのつり合い　(c) 新型閉止栓周りのつり合い

(d) 新型閉止栓　(e) 新型閉止栓の内部構造

図2　閉止栓外観と新旧閉止栓に作用する力の違い

- 機能確認試験
  - 遠隔設置性、耐圧性ともに良好(図3、図4)



図3　リングバネの拡張

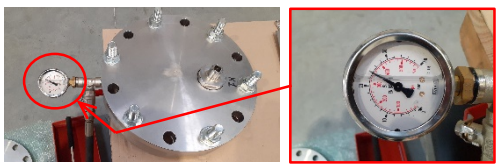


図4　新型閉止栓の耐圧試験

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

要素試験成果の試料採取装置への反映事項(4/4)

■ その他

- 要素試験により確立した機能と工法
  - 垂直スライド機構と回転モータを持ち、各ツールを交換して穿孔、採取、閉止の一連作業を実施する設計コンセプトが妥当であると評価
  - KURION、SARRYの上面構造の違いをWDで吸収し、1台のISMで両方に対応可能であることを確認
  - いずれかのモータ駆動中に人がパネルを開けると自動停止する安全機能や非常停止ボタンが適切に機能することを確認(図1)
- 改良点
  - ガイド機構をWDではなくISMに配置したことに伴い、ISMをWD上に設置するときにガイド機構をWDと接触させない対策を実施
    - ISMを直線的に吊り下ろすため、ガイドピンをWDに設置(図2)
    - ガイドピンに挿入する間、どちらにクレーンを動かせばISMが垂直となるか表示する傾斜計を開発しISMに設置(図3)



(a) 扉の開閉センサ



(b) 本体制御盤非常停止

図1 安全機能

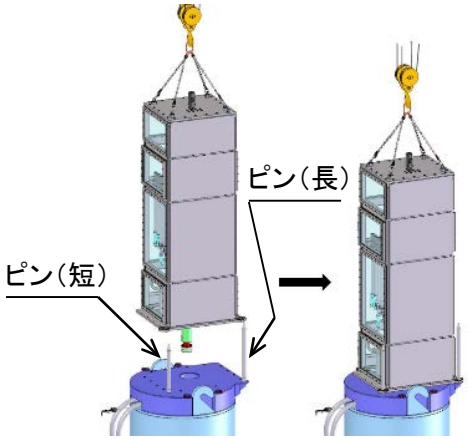


図2 位置決めピンによるISM設置



(a) 傾斜計(試作品)



(b) 傾斜計
(本体制御盤組込)

図3 クレーン操作ガイド傾斜計(試作品)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

ホット試験に向けた試料採取装置への反映事項(1/3)

■ 漏洩防止

➢ 概念設計での現場導入に向けた検討をもとに、ホット試験における放射性物質の漏洩防止のため採取装置に実装する機能を表1に示す。

表1　放射性物質漏えい防止機能（1/2）

漏洩リスク	機能
吸着塔内のダストのISM内部への流入	前提：吸着塔は水素ベント等が開放状態で保管されているがダスト検出されておらず、過度のダスト浮遊はない。
	貫通直前で吸引を停止し、無吸引で貫通穿孔する穿孔プログラム
	ISM底部のツール挿入口を閉止・解放するシール付き遮蔽蓋、およびその電動スライド機構
吸着塔内のダストの外部への拡散	ガイド機構と吸着塔上面接触部のシール機構（図2）、およびその押し付け機構（図3）

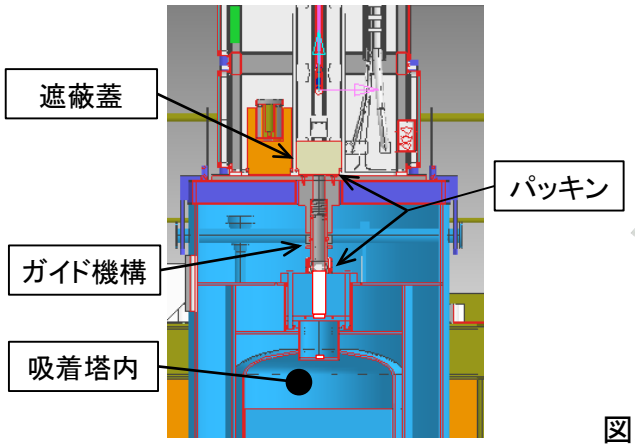


図1　吸着塔内のダスト拡散防止

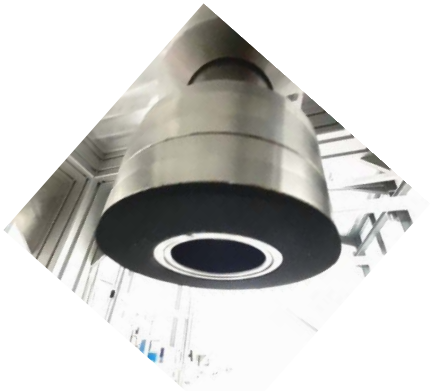


図2　ガイド機構下面のシール機構



(a) 伸張状態　　(b) 圧縮状態

図3　ガイド機構の押し付け機構

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

ホット試験に向けた試料採取装置への反映事項(2/3)

■ 漏洩防止

表1　放射性物質漏えい防止機能(2/2)

漏洩リスク	機能
採取試料による ISM内部の汚染	前提:要素試験の結果から、採取試料は目視判別できる飛散はしない。
	試料採取～容器収納時は換気系を停止し空気の流動を低減する。
	採取試料はサンプリングヘッドに内包されたまま、ISM内で収納容器に収納する。
ISM内部のダストの 外部への拡散	ISMの扉、パネル、ケーブル貫通部はパッキンがあり密閉される(図1)。
	給気・排気それぞれHEPAフィルタを持つため、換気を停止してもISM内の空気はフィルタを通る(図2)。
	ISMの扉を解放する前はダスト測定を実施する(図3)。
	ISM内でダストが検出された場合は換気ユニットにより空気置換する(図3)。
	ISM外をハウスで囲む(オプション)。



(a) 扉



(b) ケーブルポート

図1　密閉性の向上

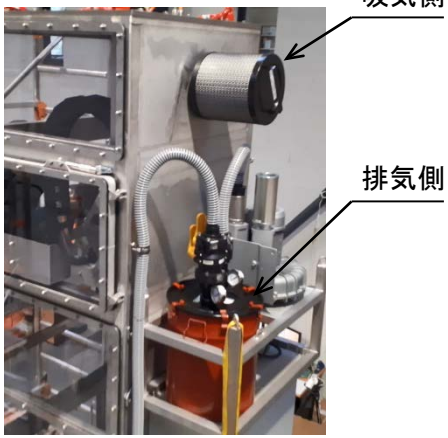


図2　吸/排気HEPAフィルタ

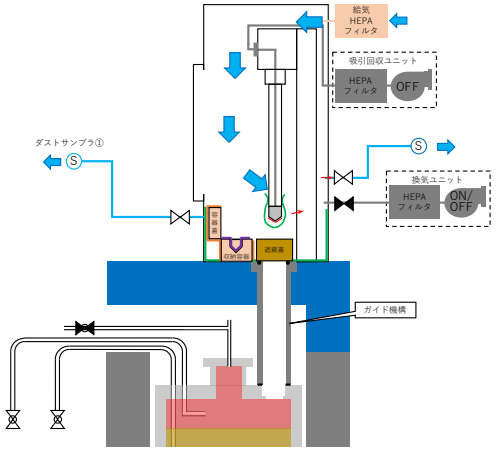


図3　換気系統構成イメージ
(ダスト測定時の開弁状態)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

ホット試験に向けた試料採取装置への反映事項(3/3)

■ 被ばく低減

➢ ホット試験における被ばく低減のため実装する機能を表1に示す。

表1　被ばくリスク低減機能

被ばくリスク	機能
準備・片付け作業中の被ばく	クレーンによる遠隔操作で設置する。
吸着塔上面からの被ばく	鉛粒が充填されたWDで遮蔽する（図1）。
	WS足場上に滞在する時間を最小限とするためISM本体と分離した遠隔制御盤を持つ。
吸着塔側面からの被ばく	WSに鉛遮蔽マットを吊下げ遮蔽する。
	遠隔制御盤を吸着塔から離れた位置に設置する。
貫通部からのビーム状の放射線による被ばく	装置の操作は遠隔で行い、人は近づかない。
	ツールが上昇して原点に復帰すると、電動スライダにより遮蔽蓋が貫通部を自動的に塞ぐ（図2）。
採取試料周りの被ばく	採取～サンプリングヘッド（以下、SH）を収納容器に差し込むまでを自動的に実施する（図3）。
	SH周りを収納容器と収納容器遮蔽胴が遮蔽する。
	SHとロッドの分離はグローブポートから専用ロングリーチスパナで実施し、手を近づけない。

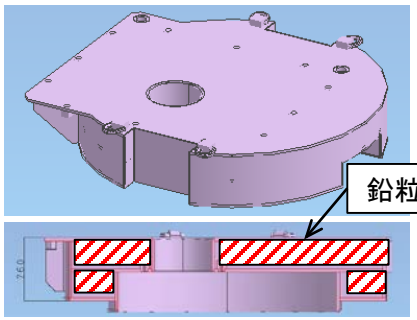


図1　WD（KURION用）構造

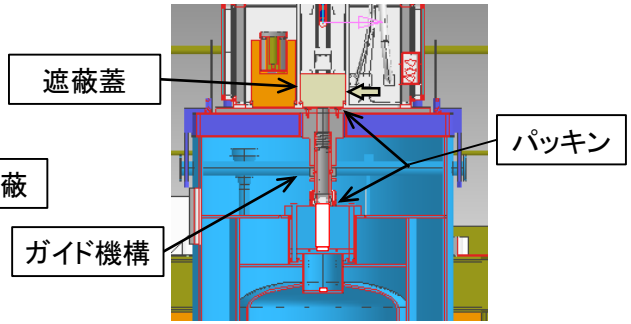


図2　電動スライダによる貫通部自動遮蔽

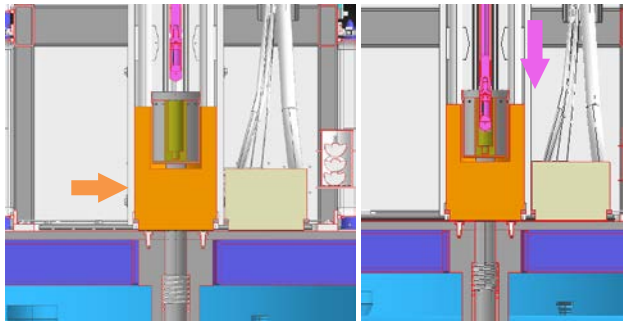


図3　SHの収納容器への自動挿入

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

試料採取装置の仕様（1/2）

■ 試料採取装置の開発にあたって各要素試験結果を反映した点とホット試験に向けた検討事項を反映した点を表1に示す。

表1　各要素試験結果の反映点とホット試験に向けた検討事項の反映点

手順	要素試験結果の反映	ホット試験に向けた検討の反映
1. 準備	• 位置決めピン、傾斜計によるISM遠隔設置性向上	• 吸着塔周りの遮蔽追加による被ばく低減 • 作業の遠隔化による被ばく低減 • 遮蔽蓋の自動スライドによる吸着塔内のダストのISM内部への流入、貫通孔からのビーム状放射線の遮蔽 • ガイド機構下部のシールおよびISM自体の密閉構造による吸着塔内のダストの外部への拡散防止、放射線の遮蔽 • 採取試料後、収納容器に自動挿入することによるISM内部の汚染防止
2. 穿孔	• 閉止栓取付のための段付き穴形成を踏襲 • ガイド機構、ロッド短尺化による芯ブレ防止 • 切削油噴霧・切削片吸引回収機能を踏襲 • φ40穿孔ロッドについてスカート追加 • エンドミル様穿孔刃の設計を踏襲、強度向上	
3. 採取	• 初めに内部確認を行う採取手順を設定 • 二重円筒構造によるSH採取口開閉機構を踏襲 • 吸着材に合わせ側面採取、底面採取式の使い分ける手順を設定 • 側面採取式、底面採取式SHそれぞれに対応する自動採取プログラムを実装	
4. 閉止	• 拡張式閉止栓による遠隔閉止の基本設計を踏襲 • 構造の見直しにより安定した耐圧性を確保 • 閉止プログラムの改良により位置と締め付け状態の判定機能を実装	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

試料採取装置の仕様（2/2）

■ 試料採取装置の主な仕様を表1に示し，メーカでの機能確認試験時の写真を図1に示す。

表1 試料採取装置の基本仕様

項目		仕様
外形		L1.420×W1,206×H3,604 mm
質量		約1,600kg
電源		3φ200V，50Hz，50A
垂直駆動	駆動方式	ボールねじによる垂直駆動
	モータ仕様	出力／トルク：0.75kW／20Nm 垂直速度：～25 mm/s
	ストローク	1,900mm 採取深さ最大200mmに相当※ ※SARRY基準
回転駆動	モータ仕様	出力／トルク：5kW／300Nm 回転速度：～450rpm
穿孔		穿孔ロッド，穿孔刃 （∅60，50，40mm） 切削片吸引機能 切削油噴霧機能
採取		内視鏡ロッド，レーザー距離計，内視鏡 サンプリングロッド，サンプリングヘッド
閉止		穿孔部洗浄ロッド，洗浄バフ 閉止栓ロッド，拡張式閉止栓
データロガー		動作状況の記録・確認 モータ負荷値の記録

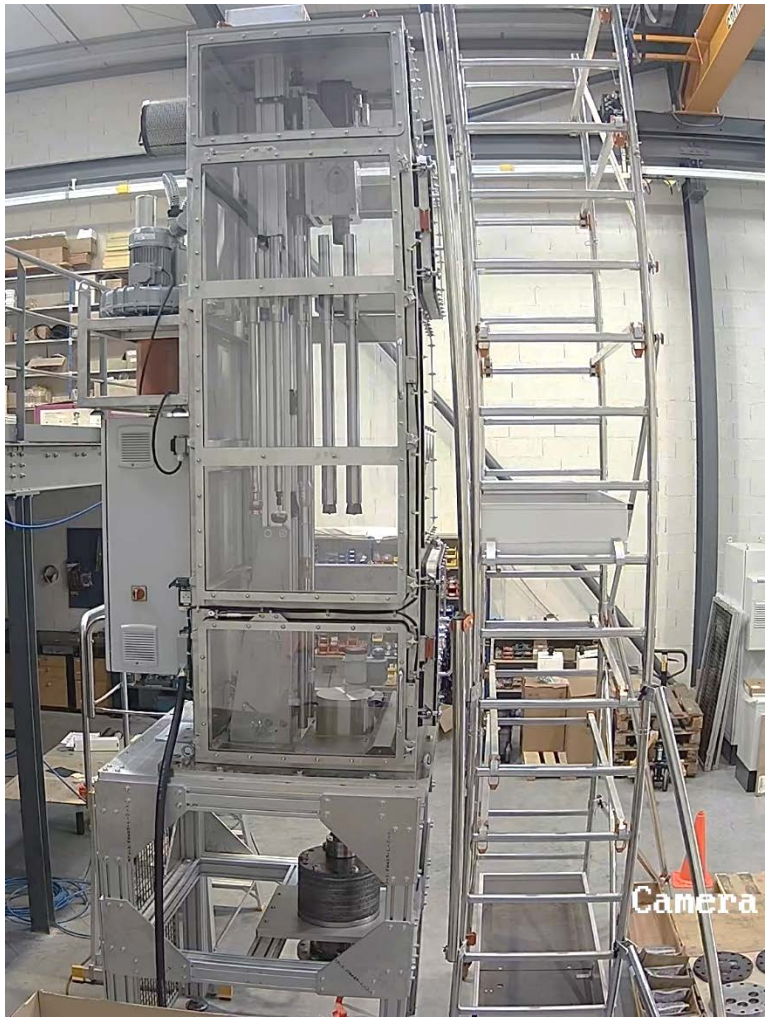


図1 試料採取装置の機能確認試験時外観

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

サンプリング技術検証のための採取計画

■ 目的

試料採取装置によるサンプリング技術検証のため、実吸着塔等からの試料採取について計画する。

■ 概要

採取技術の検証のため、汚染水未通水の実吸着塔(コールド)と使用済み吸着塔(ホット)を対象とした採取試験(コールド試験、ホット試験)を実施する。

コールド試験、ホット試験を実施するために、以下の項目について検討した。

- 対象吸着塔の選定
- 採取作業エリアの選定
- 作業手順の詳細
- 採取試料の取扱い
- 試料採取作業時間の算出
- 全体工程の検討
- 総被ばく線量の推定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

対象吸着塔の選定(1/3)

■ KURIONの採取対象吸着材

- KURIONの系統構成を図1に示す。(系統数、吸着塔数は簡略化)

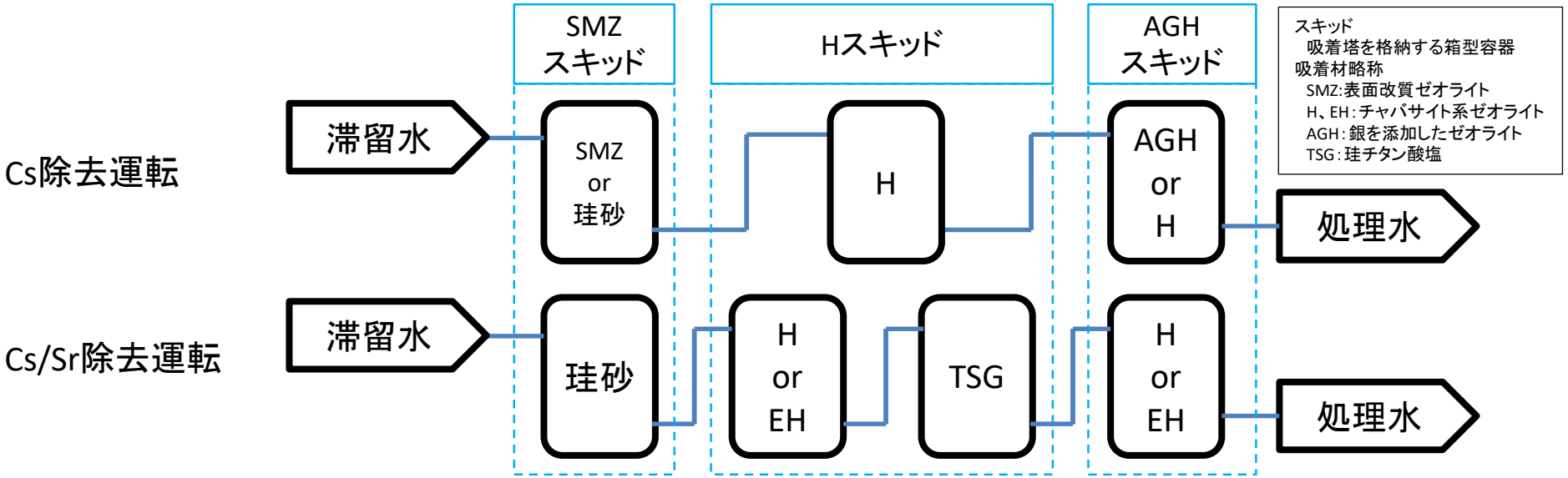


図1 KURIONの系統構成

- SMZスキッドの吸着材は、初期を除き継続的に珪砂が使用されている。
- HとEHの性質は類似する。なお、H、EH吸着塔はAGHスキッドで使用された後、Hスキッドに移され使用される。
- 珪チタン酸塩であるTSGは鉱物である他の吸着材と性質が異なる可能性がある。
- I-131のため使用されたAGH吸着材は、処理処分の重要核種であるI-129を吸着しているとみられるため、捕集実態の把握が必要である。

- KURIONでは、珪砂、H、TSG、AGHを試料採取技術の検証試験における採取対象とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

対象吸着塔の選定(2/3)

■ SARRY吸着塔の種類と採取対象

- SARRY吸着塔は図1に示すように製造元、製造時期、用途により様々な種類がある。
- 本研究では、吸着塔情報を得られたCs吸着塔を対象とする。
- 鉛粒型は長期保管により鉛の固着や変形等の不確実性があることから除外した。

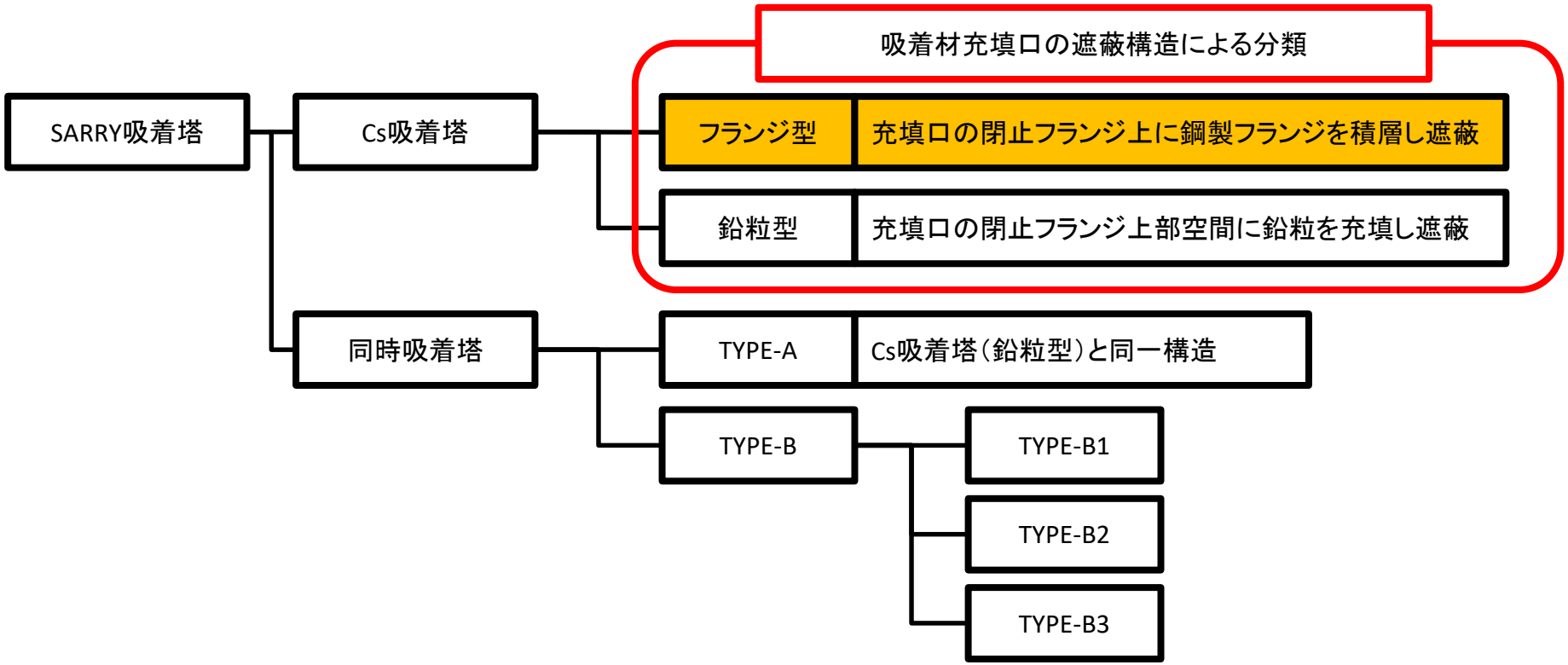


図1　SARRY吸着塔の種類

- 検証試験における採取対象SARRY吸着塔は、フランジ型から選定する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

対象吸着塔の選定（3/3）

■ SARRYの採取対象吸着材

- フランジ型吸着塔が使用されていた期間のSARRYの系統構成を図1に示す。
  （系統数、吸着塔数は簡略化）

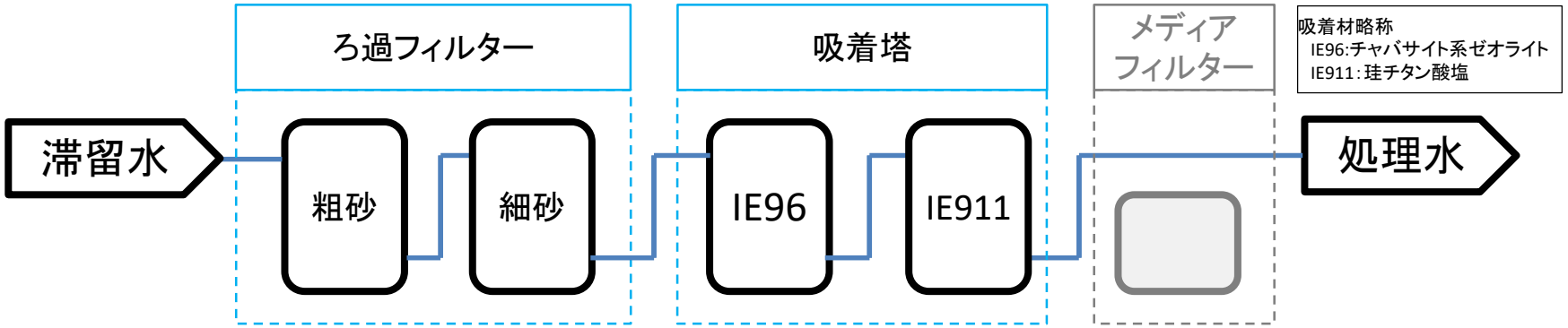


図1　フランジ型吸着塔使用時期のSARRYの系統構成

- SARRYフランジ型吸着塔の吸着材には粗砂、細砂、IE96、IE911の4種類がある。
  （メディアフィルタは他のSARRY吸着塔と形状が異なり、確認した範囲で使用実績がないため当初から非対象）

- SARRYでは、粗砂、細砂、IE96、IE911から最大4基を採取対象とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発
採取作業エリアの選定（1/2）

■ 採取作業エリアの選定における条件
- 必要な揚重設備があること。
  - クレーン最大荷重：KURION・SARRY吸着塔を吊り上げられること。
  - クレーン揚程：KURION　7.9m以上、SARRY　8.0m以上
- 台風等の自然災害リスクの影響が十分小さいこと。

■ 検討内容
- 必要な揚重設備の条件から、以下の作業場所を選定した。
  - 工作機械建屋　（屋内作業）
  - 高性能ALPS建屋（屋内作業）
  - 第二仮保管施設（屋外作業）
- 台風等の自然災害リスクの影響が十分小さいことという条件から、屋外作業となる第二仮保管施設を除外した。
- 現場作業の効率性を考慮し、工作機械建屋を除外した。

■ 検討結果
- 採取作業エリアは高性能ALPS建屋が最も適すると評価した。
- 建屋内に専用作業スタンドを構築し、KURION・SARRY両吸着塔の採取技術の検証を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

採取作業エリアの選定(2/2)

■ 高性能ALPS建屋への作業エリア構築

- 搬入口奥にWS、メンテナンススタンド(以下、MS)を設置
- 屋外に発電機、コンプレッサを設置
- 吸着塔～ISM設置後、ISMに換気ユニットを接続
- その後、WS上にハウスを設置

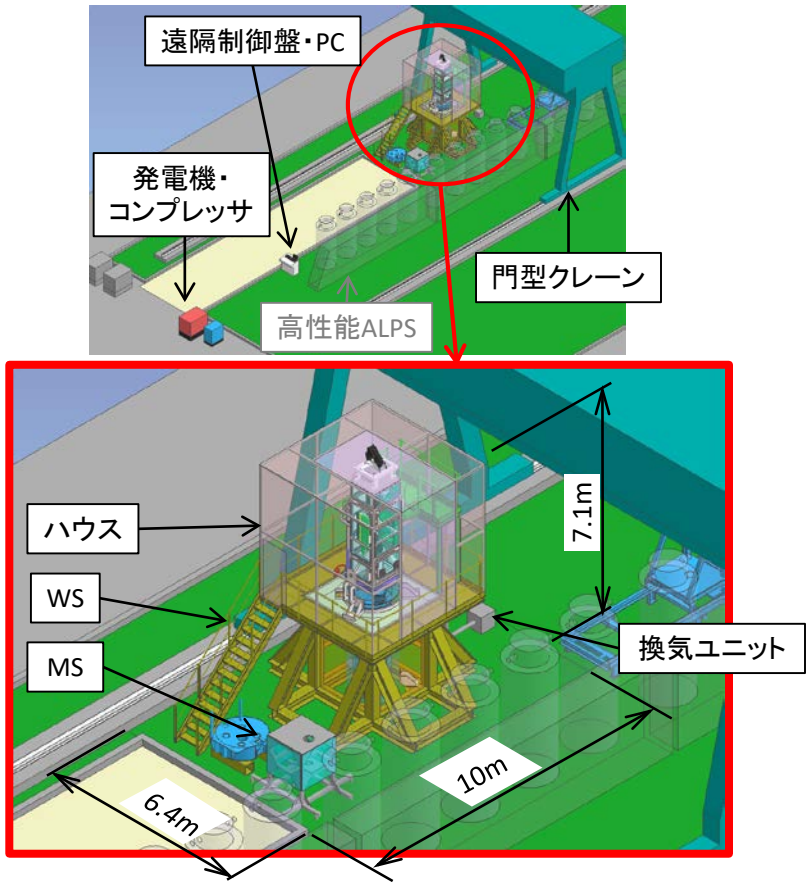


図1 高性能ALPS建屋への作業エリア構築のイメージ

■ 採取作業に関連する施設と実施内容

- 採取作業に関連する主な施設の配置図を図2に示す。
- 吸着塔は第二仮保管施設に仮置き中、または一時保管施設にて一時保管中
- 以下の場合は、事前に第二仮保管施設で必要な処置を実施
  - 吸着塔の除染・養生が必要な場合
  - WS設置向きと合わせるため吸着塔を90° 回転する場合
- 採取の都度、1基ずつ吸着塔を高性能ALPS建屋に運搬
- 採取試料は固体廃棄物貯蔵庫に構内輸送
- 採取後の吸着塔は元の保管施設に戻す方針
- 第二仮保管施設等の現場調査を実施

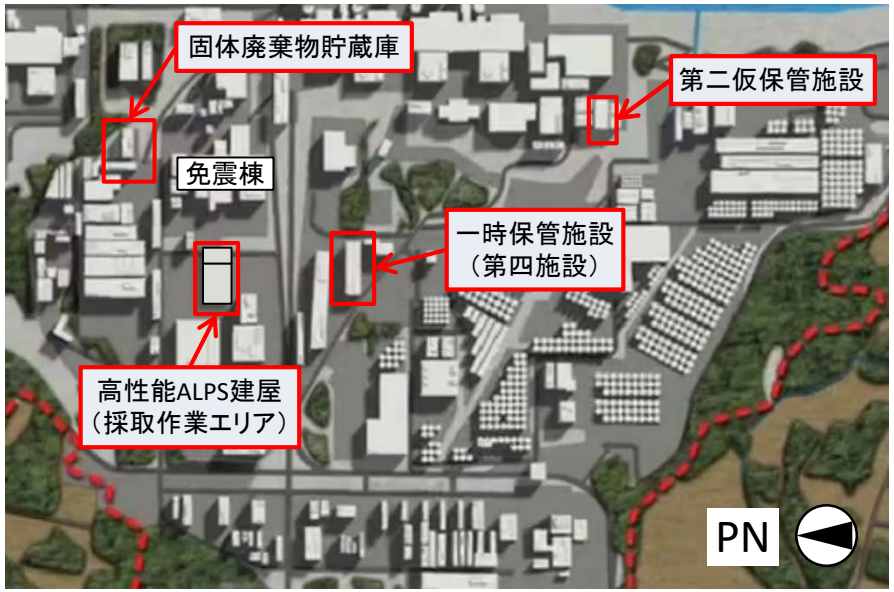


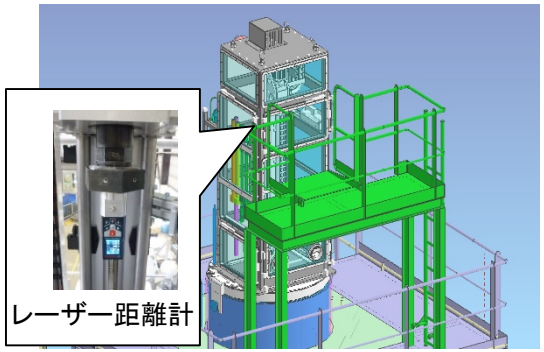
図2 試料採取作業に関連する主な施設配置

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

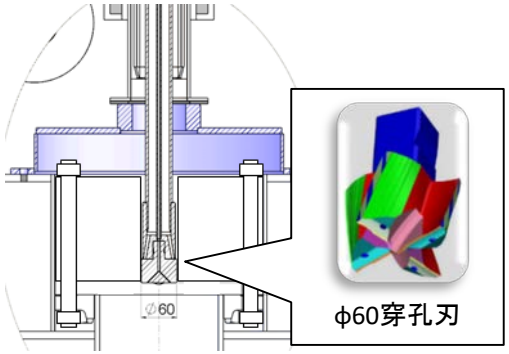
（b）サンプリング技術の開発
作業手順の詳細（1/2）

■ 試料採取装置による主な作業手順

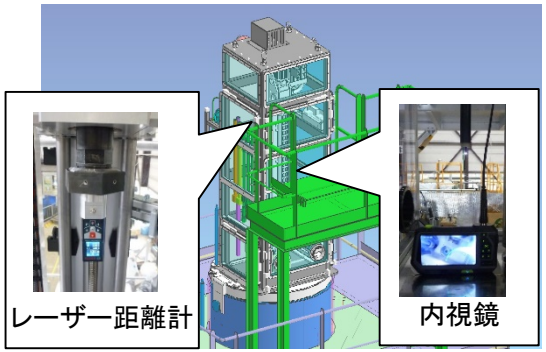
1. レーザー距離計によって穿孔対象表面（吸着塔天板位置）の距離を測定する。【遠隔操作】



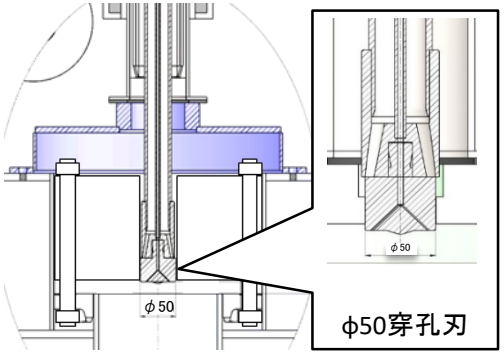
2. ϕ60穿孔刃で深穴加工を行う。



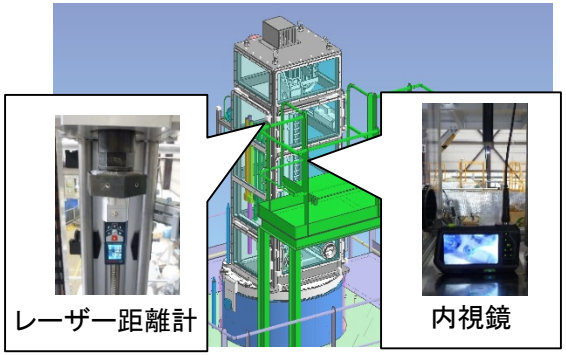
3. レーザー距離計、内視鏡でϕ60穿孔穴の深さ測定、穿孔穴の内面確認を行う。【遠隔操作】



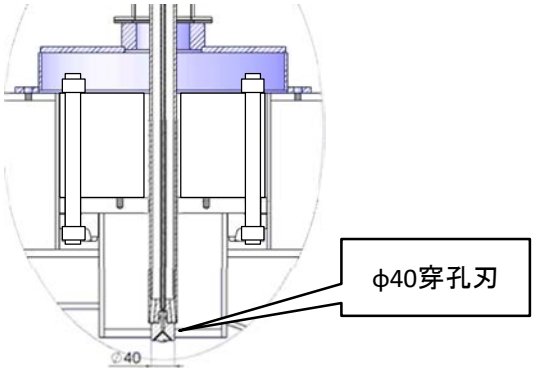
4. ϕ50穿孔刃で貫通穿孔を行う。



5. レーザー距離計、内視鏡で溶接底板までの距離測定、吸着塔内部を確認する。【遠隔操作】



6. ϕ40穿孔刃で貫通穿孔を行う。
※KURIONでは不要



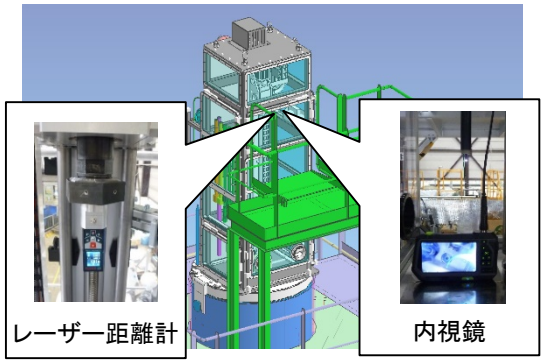
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(b) サンプリング技術の開発

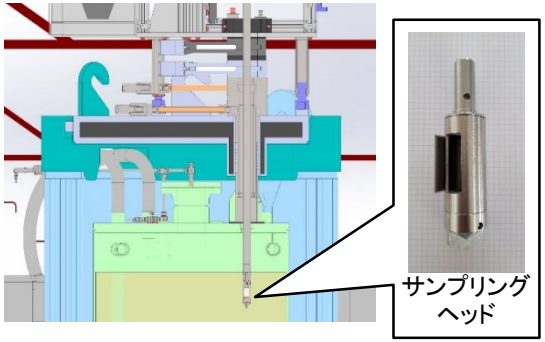
作業手順の詳細(2/2)

■ 試料採取装置による主な作業手順

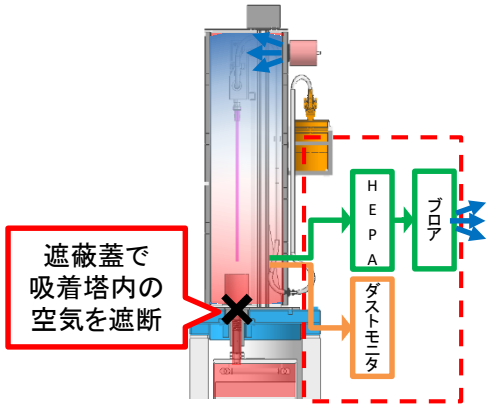
7. レーザー距離計、内視鏡で吸着材表面までの距離測定、吸着塔の内部確認を行う。【遠隔操作】



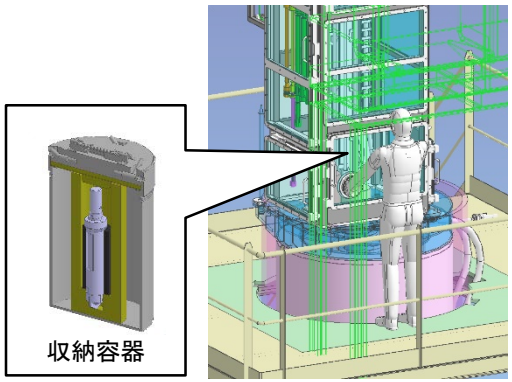
8.サンプリングヘッドを挿入し、試料を採取する。
採取したサンプリングヘッドを収納容器に収める。



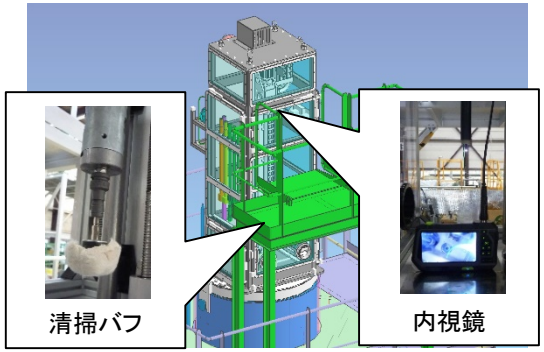
9. ISM内部の放射性ダスト濃度測定を行う。



10. サンプリングヘッドが入っている収納容器の取り出しを行う。

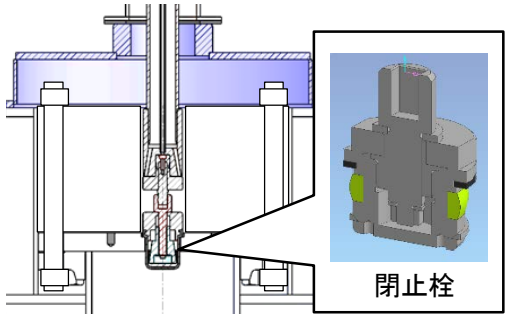


11. 穿孔穴のクリーニング、穿孔穴の内面確認を行う。



※バフ交換はグローブポートから実施
※ツール交換は換気後パネルを開けて実施

12. 閉止栓の取付けを行う。



※ツール交換は換気後パネルを開けて実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

採取試料の取扱い

- サンプリングヘッド（以下、SH）を収納する収納容器のイメージを図1に示す。
- 試料を採取した後から分析までの流れを図2に示す。

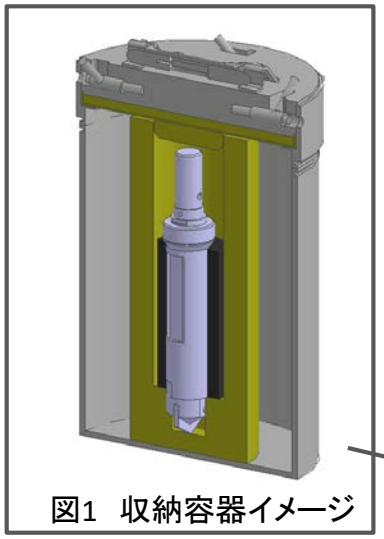


図1　収納容器イメージ

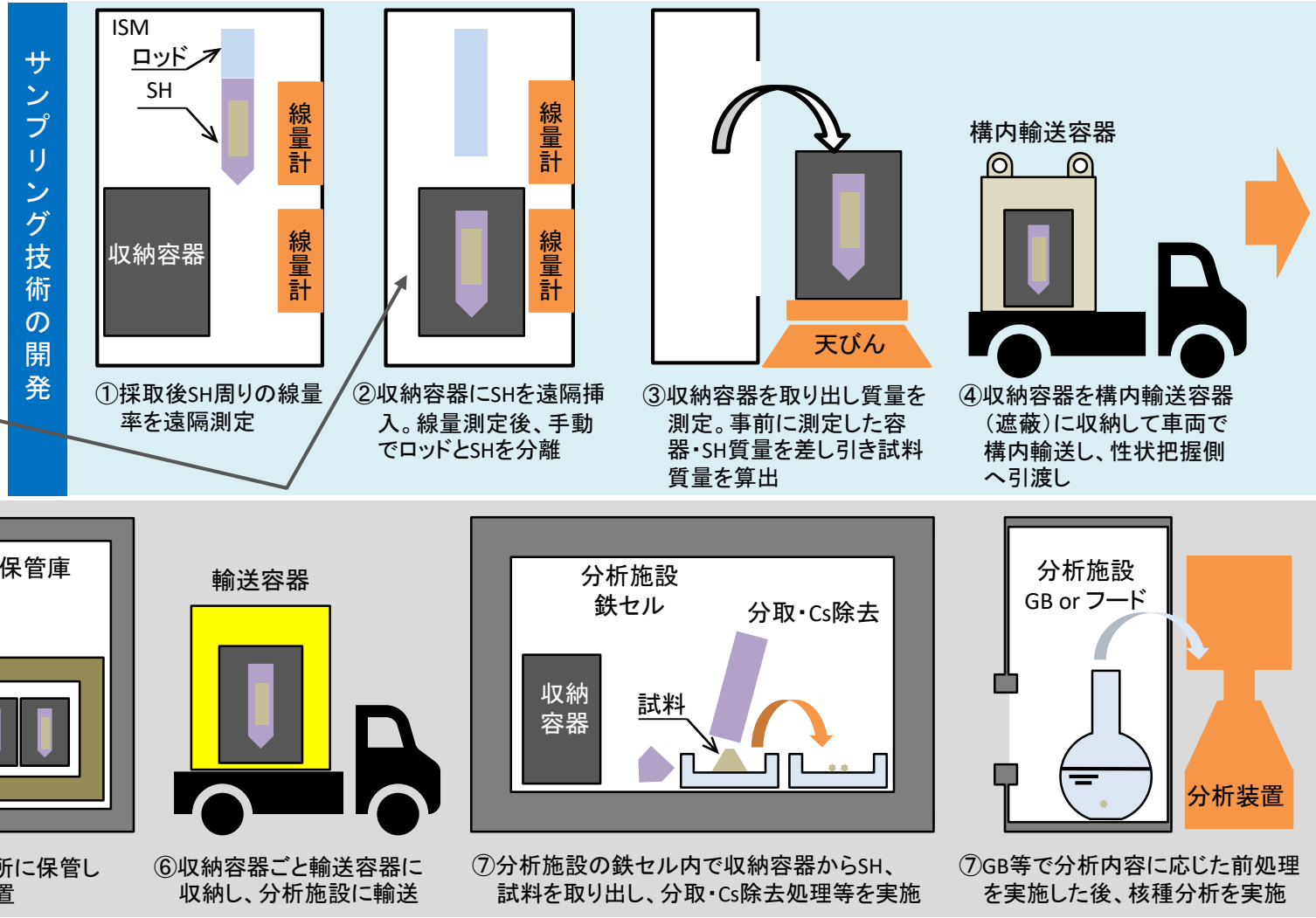


図2　試料の採取から分析までの流れ（イメージ）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

試料採取作業時間の算出

表1　作業手順と想定日数

No.	作業内容	想定日数		
		KURION	SARRY	小計
①	採取準備	1日		
②	吸着塔搬入設置	1日		
③	試料採取装置による一連作業	計244分	計677 分	1日※ ※装置機能は任意に中断・再開可能だが、吸着塔を閉止しないまま作業員が不在となる時間がないように、一連作業は3直体制で対応して同日内に完了させる。
	• 穿孔対象表面（吸着塔天板位置）の距離測定	1 分		
	• Ø60深穴加工	54 分	424 分	
	• Ø60穿孔穴の深さ測定、穿孔穴の内面確認	19 分		
	• Ø50貫通穿孔	44 分		
	• 溶接底板までの距離測定、穿孔穴の内面確認	ー	19 分	
	• Ø40貫通穿孔	ー	44 分	
	• 吸着材表面までの距離測定、吸着塔の内部確認	19 分		
	• 試料採取、サンプリングヘッド収納	11 分		
	• ISM内部の放射性ダスト濃度測定	30 分		
	• サンプリングヘッド収納容器の取り出し	3 分		
	• 穿孔穴のクリーニング、穿孔穴の内面確認	41 分		
	• 閉止栓の取付け	6 分		
	• 閉止栓取付け状態の確認	16 分		
④	採取装置撤去／片付け	1日		
⑤	吸着塔搬出	1日		
⑥	採取装置メンテナンス／除染／試料運搬	1日		
⑦	予備日	1日		

● 吸着塔1基から試料を採取するのに要する期間は、一連作業のみで1日、準備・片づけを含め7日間

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

全体工程の検討

■ 作業手順と想定日数の反映

- 要素試験での結果及び、作業手順の検討から、試料採取装置による一連作業時間は、KURIONにおいて244分（約5時間）、SARRYにて677分（約12時間）と算定
- ただし、吸着塔を未閉止で作業を中断しないように、一連作業は同日内に作業を完結させる方針
- 吸着塔の運搬、採取装置の設置を考慮し、1基あたりの採取には7日間を要すると算定

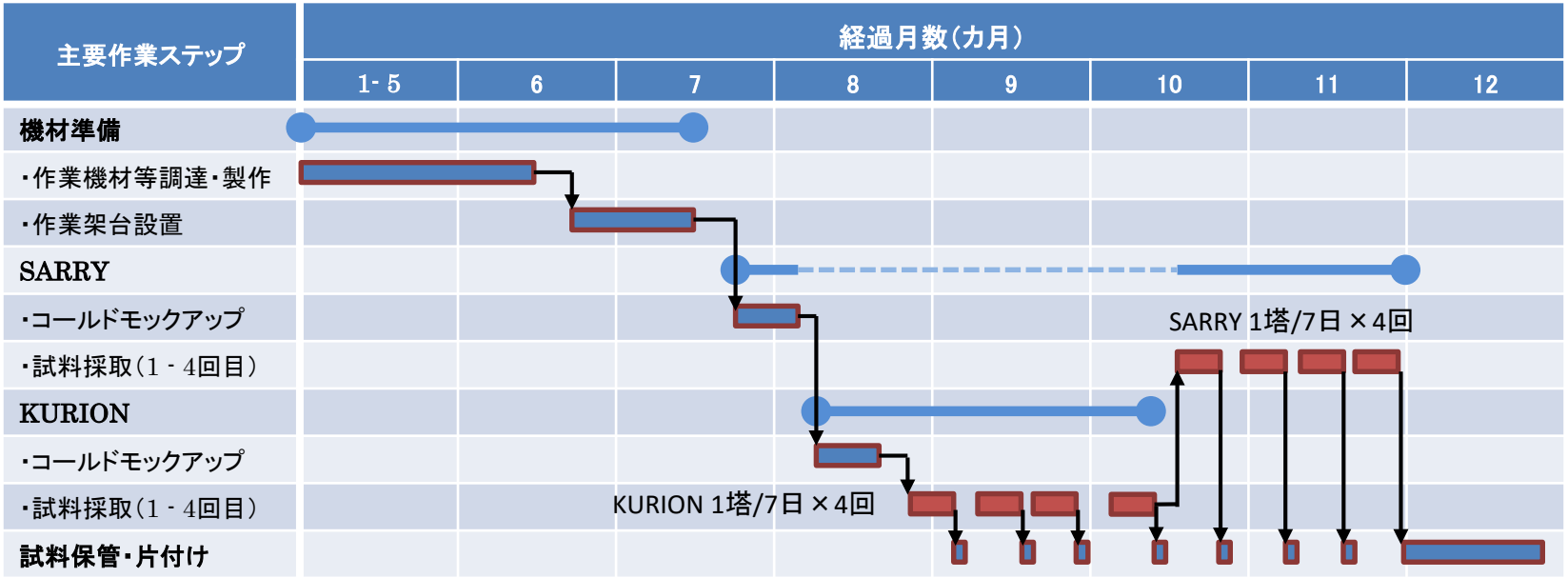
■ 実施事項

- 機材準備を並行して当社施設での装置試験および試験従事者の習熟訓練を実施
- ホット試料の採取前に、汚染水未通水吸着塔によるコールド試験を行い装置の機能確認および完熟訓練を実施

■ 全体工程の前提条件

- 試験に必要な期間、作業エリアを使用できると想定
- 現在想定していない追加の規制要求はないものと想定
- 採取数は、最大計8基と想定。1基あたりの採取は7日であるが、採取と採取の間に評価期間を設定
- KURION、SARRY各4基から採取する場合の全体工程案を表1に示す

表1　全体工程案



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

総被ばく線量の推定（1/3）

1. 総被ばく線量の算出方法

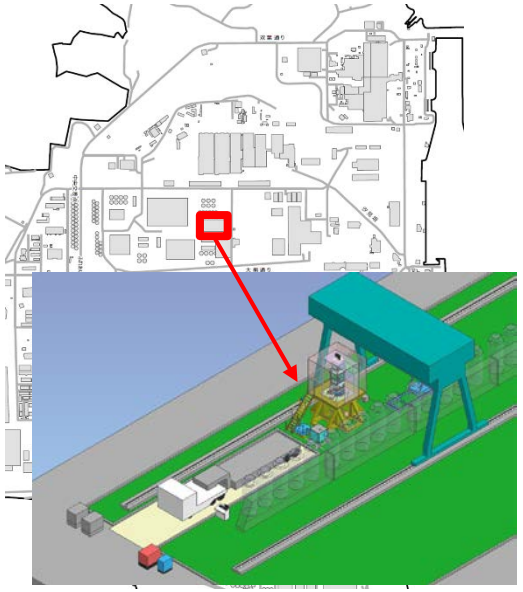


図1　試料採取作業場所（高性能ALPS建屋）

表1　対象とする線量率と算定方法

線量寄与	対象とする線量率	算定方法
作業エリアの影響	作業建屋のBG値	サーベイデータから設定
吸着塔の影響	作業準備時の吸着塔周辺	計算コード「QAD-CGGP2R」により算出
	遮蔽蓋撤去後およびWD設置時の吸着塔周辺（KURIONのみ）	
	WD設置後の吸着塔周辺	
	採取装置（ISM）設置時の吸着塔周辺	
採取試料の影響	収納容器表面およびその近傍	
	サンプリングヘッド近傍	

- 工程と作業ステップの検討および要素試験結果から、作業従事者数、作業時間を設定
- 作業被ばくに影響する可能性のある線源等を設定し、作業ステップに応じた雰囲気線量率を算出（表1、次頁表1）
- 対象作業の内容に応じて作業区分を設定（表2 ）し、それに応じた作業係数を設定
- 各作業ステップにおける被ばく線量を下記の式で算出し合計

作業被ばく線量（人・mSv）
＝ 作業係数
× 作業人数（人）
× 作業時間（h）
× 雰囲気線量率（mSv/h）

表2　作業区分の設定

作業区分	対象作業
低	作業エリア外との往来が多い作業（吸着塔運搬、準備作業など） 作業中に低線量エリアに退避が可能な作業（ダスト測定など）
中	作業エリアに常駐して行う作業 試料採取装置（ISM）操作における短時間作業
高	試料採取装置（ISM）を手動操作する作業 設定時間が数分と短いため、裕度として想定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発

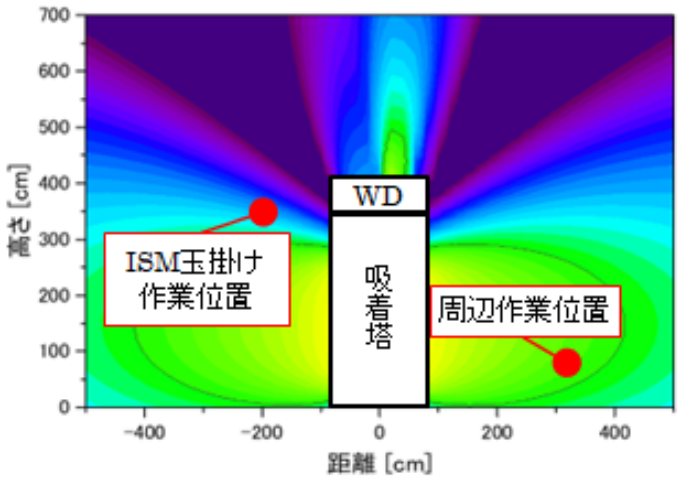
総被ばく線量の推定（2/3）

2. 雰囲気線量率の推定

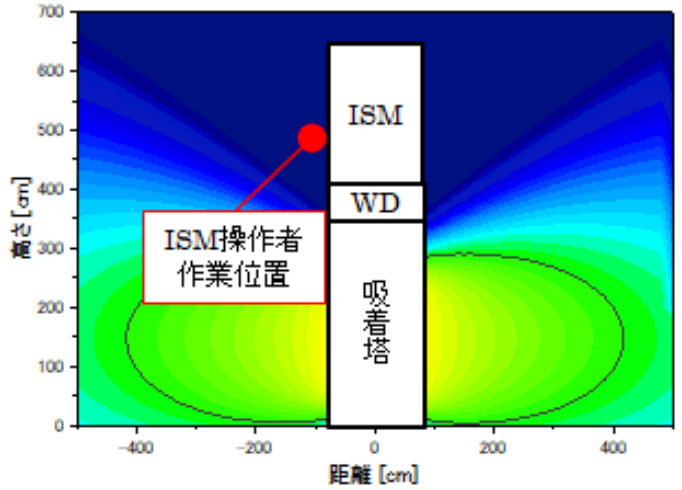
- 雰囲気線量率を算出した各作業ステップを表1に示し、解析結果に基づく線量率分布イメージの例を図1に示す。

表1　雰囲気線量率を算出した作業ステップ

Case	作業ステップ
1	高性能ALPS建屋内
2	吸着塔周辺
3	WD設置中
4	ISM設置中
5	ツール交換等の架台上作業
6	ISM内
7	サンプリングヘッド収納中
8	ISM内での収納容器取扱い
9	収納容器取出し
10	収納容器輸送前



Case 4：ISM設置中



Case 5：ツール交換等の架台上作業

図1　SARRYの線量解析結果に基づく線量率分布イメージの例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発
総被ばく線量の推定（3/3）

■ 総被ばく線量の推定と作業成立性評価

➢ 許容総被ばく線量の設定
- 作業手順、作業内容にに基づき、作業班数と各作業班の構成人数を設定
- 作業内容はローテーションすることとし、全作業従事者は均等に被ばくすると仮定
- 年度内に本件以外にも作業従事することを想定したうえで、本件の1人当たりの被ばく上限を設定

⇒ 1人当たりの被ばく上限と全従事者数から、本件の許容総被ばく線量を設定

➢ 総被ばく線量評価値の計算
- 実施計画に記載された吸着塔の放射能と、被ばく評価日までの経時による減衰を考慮し、被ばく評価する放射能を設定
- SARRY、KURIONごと、各4基が同一の放射能と仮定

⇒ 準備作業、各吸着塔からの試料採取、片付け作業を含む本件の総被ばく線量を評価

➢ 評価結果

許容総被ばく線量 ＞ 総被ばく線量評価値

との評価結果が得られ、現場作業として成立することを確認した。

➢ 課題
- 精度向上に向け、採取対象吸着塔の最新の線量率を基に再評価する。
- KURION吸着塔の作業における被ばく量が大きいため、遮蔽能力の強化を引き続き検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（b）サンプリング技術の開発
まとめ

■ これまでの成果

- 2019-2020年度研究における要素試験の結果とホット試験に向けた検討結果を踏まえた試料採取装置の設計・製作を実施し、機能確認試験を完了した。
- 試料採取装置による一連試験に必要な付帯設備を設計し、製作している。
- サンプリング技術検証に関連する施設の現場調査を実施し、必要な換気ユニット等の周辺装置の検討・設計を実施した。
- 設計した周辺装置等を考慮し、サンプリング技術検証のための採取計画を立案した。
- ある放射能条件における吸着塔周りの線量評価を実施し、総被ばく線量を推定した。

■ 課題など

- サンプリング技術検証に必要な換気ユニット等の周辺装置の製作、機能確認の実施
- 遠隔作業性確保のため、現場環境に合わせたカメラ等の配置の確認
- 空間線量率変化を監視するための線量計の配置と値の評価方法の検討
- 実際の採取対象吸着材をモデル条件とした線量評価の実施
- より被ばくを低減するため線量評価結果を踏まえた追加遮蔽等の検討

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 事業内容（その4）

d. 研究開発成果の統合

* 報告を担当するIRID組合員.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合

■ 昨年度までの実績
- ○ 2020年度までに、固体廃棄物の処理処分に関する研究開発の方向性、進捗、成果及び残された課題を統合的に管理・評価する仕組みを整備した(図1)。

■ 目標
- ○ 廃棄物ストリームに複数の選択肢が残る場合の選択肢の選定の観点・判断指標を整備する。
- ○ 過年度成果を含め、研究成果の統合に係る総括を行う。

■ 実施内容(詳細は次ページ以降に記載)
- ○ 2020年度までに検討した廃棄物ストリームを基に、ストリームに複数の選択肢が残る場合の選択肢の絞り込みの観点・判断指標を検討する。
- ○ 検討した選択肢の絞り込みの観点及び判断指標に対し、特定の廃棄物を例にケーススタディを実施し、選択肢を選定する際に必要となる情報の過不足等の課題を整理する。

■ 目標達成を判断する指標
- ○ 選択肢の絞り込みの観点・指標を整備する。
- ○ 代表廃棄物に対する選択肢の絞り込みに関するケーススタディを実施し、絞り込みに向けた課題を整備する(例:選定に当たって必要とする情報など)。

(終了時目標TRL:4→4)

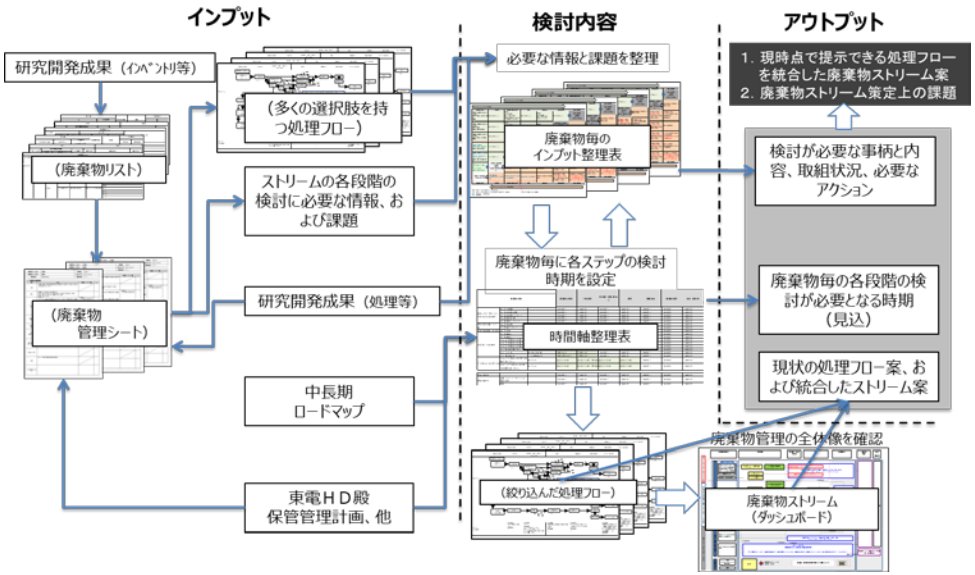


図1 2020年度までの検討内容及びアウトプット
(研究開発成果統合の流れ)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

「研究開発成果の統合」の役割と検討内容との対応

- 「研究開発成果の統合」の検討目的

  1Fより発生する固体廃棄物の性状に関する情報の不確定性(情報が限定的)という特徴を踏まえ、廃棄物の発生から保管、分別・減容・安定化等の処理を経て長期保管あるいは処分に至る流れ(＝廃棄物ストリーム)を整理する。

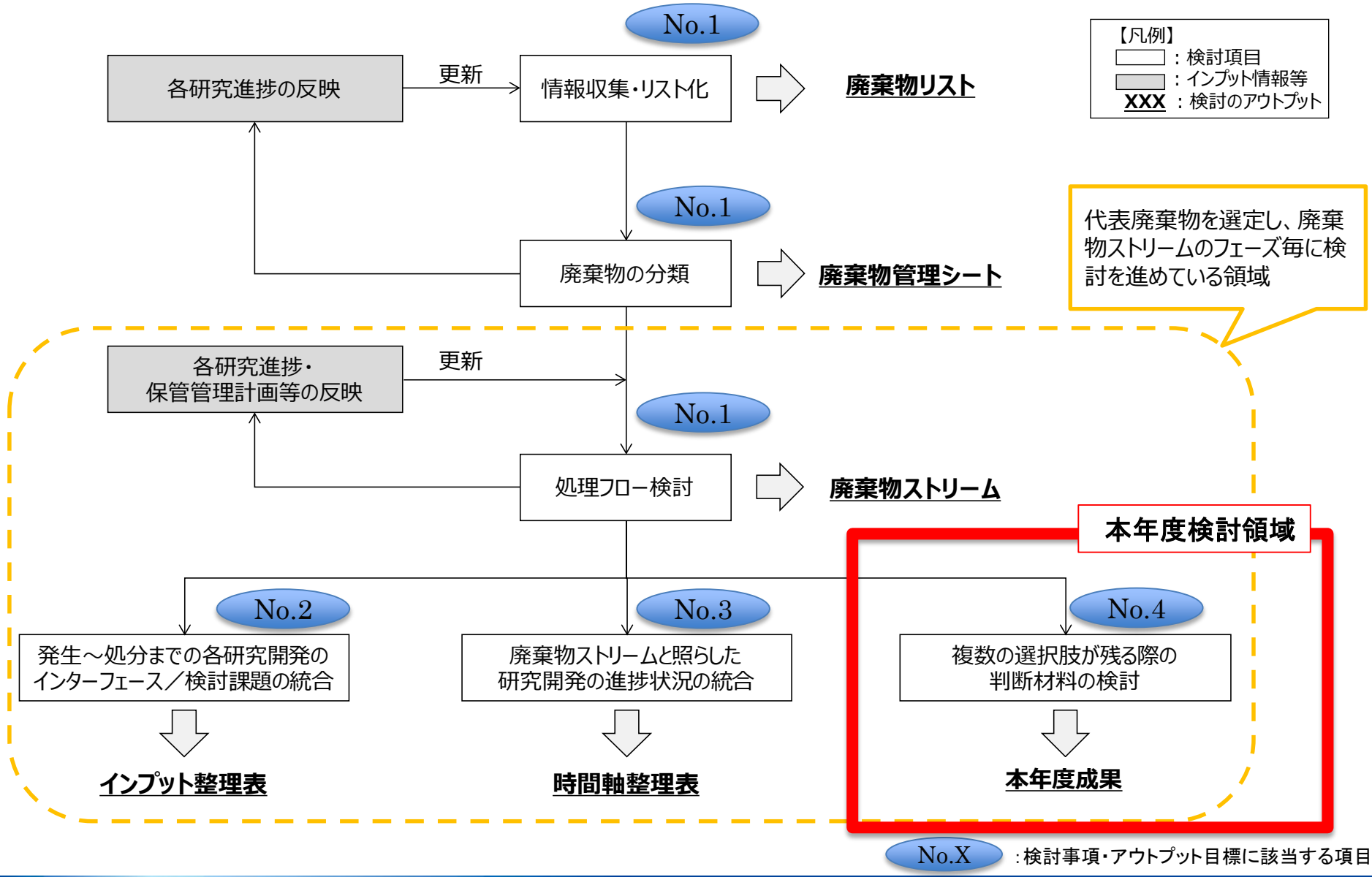
  これにより、全体を俯瞰するとともに、廃棄物ストリームの各段階における情報を相互にフィードバックすることで、研究開発を合理的かつ効率的に進めることを目的とする。

「研究開発成果の統合」に向けた検討事項およびアウトプット目標

No.	検討事項	アウトプット目標(一例)
1	廃棄物の処理処分に向けた研究開発の方向性や目標の提示	各研究開発成果の最終的な活用先を、関係者で共有する仕組み(例:廃棄物ストリーム)の提供
2	廃棄物の処理処分に係る研究開発テーマの充足性を検討する枠組みの整備	各段階での研究開発領域を関係者で共有・可視化する仕組み(例:インプット整理表)の提供
3	各研究開発テーマの進捗状況を俯瞰的に可視化・共有する枠組みの整備	各研究開発の進捗及び残る課題を関係者間で共有・可視化する仕組み(例:時間軸整理表)の提供
4	処理・処分オプション選定時に考慮が必要な事項の整備	廃棄物ストリーム上に複数の選択肢が残る際の判断材料(選択肢絞り込みの観点・指標)の整理

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討の全体像



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容及び手順

「研究目標1:廃棄物ストリームに複数の選択肢が残る場合の選択肢の選定の観点・判断指標の整備」及び、「研究目標2:研究成果の統合に関する総括」に向け以下の手順で検討を実施。

研究目標1に係る検討

① 選択肢の絞り込み指標の検討

【概要】
IAEA安全基準等を調査し、廃棄物ストリーム上の選択肢の選定・絞り込みにおいて考慮すべき事項を検討。

② 絞り込み作業に必要とする情報の検討

【概要】
上記①の検討で設定した各指標に対し、選定・絞り込み作業を行う際に必要とする情報をその情報源と取得条件(技術開発フェーズ等)と併せて検討。

③ 代表廃棄物を用いた絞り込みの試行(ケーススタディ)

【概要】
上記①／②を踏まえ、代表廃棄物(多核種除去設備)と工程(廃棄体化での適用候補技術)を対象に、現時点で収集可能な情報を用い、絞り込みの考えを例示。

研究目標2に係る検討

④ 研究成果の統合手順の検討

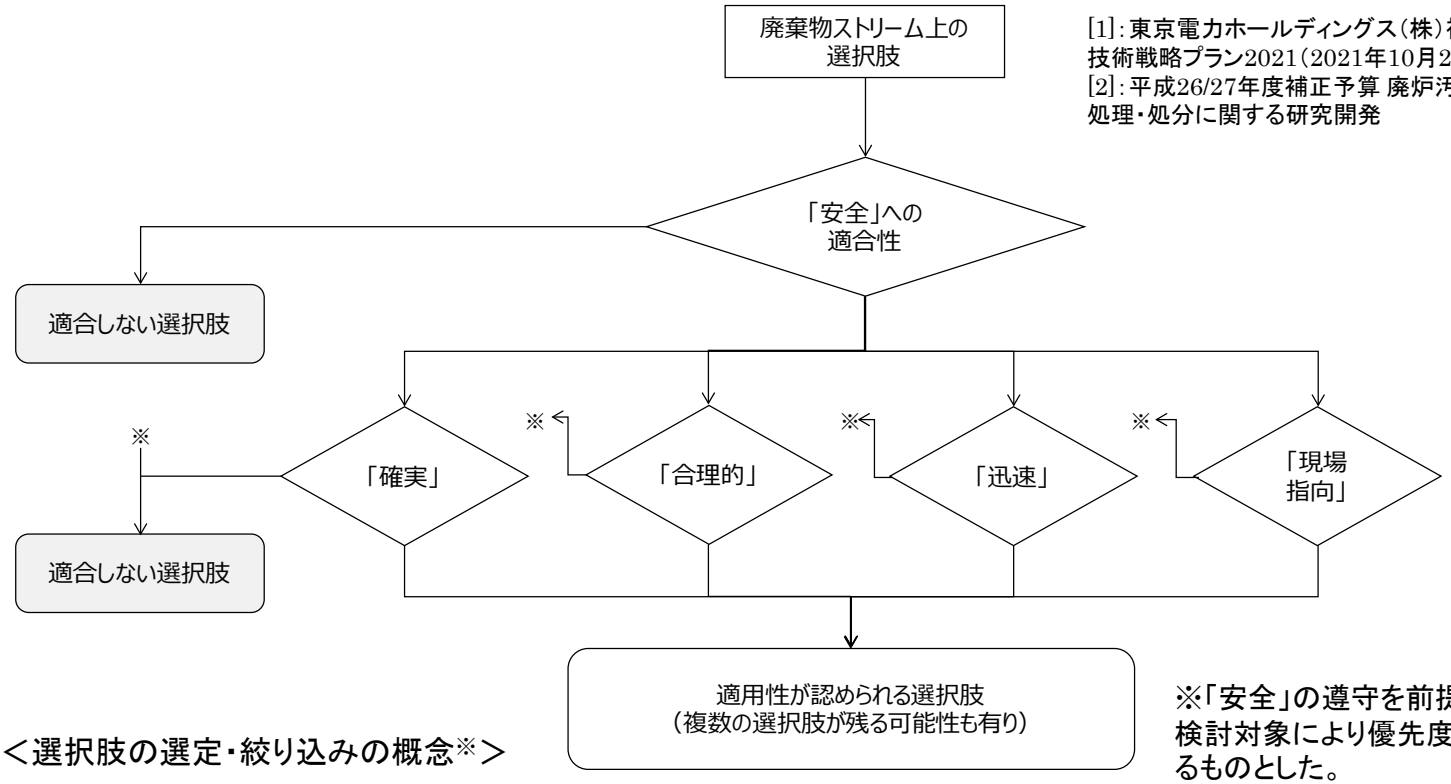
【概要】
過年度までの成果を含め、研究成果の統合に係る成果物の関係性を再整理すると共に、各成果物を用いた、固体廃棄物処理・処分に係る研究開発課題の設定手順や、研究開発の進捗による更新手順を検討。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:①選択肢絞り込み指標の検討(1/3)

【検討内容】

- 廃棄物ストリーム上に複数の選択肢が残る際の選定・絞り込み指標について、「技術戦略プラン[1]」に示されるリスク低減の5つの基本的な考え方を参照し、「安全」、「確実」、「合理的」、「迅速」、「現場指向」の観点で絞り込み指標を検討
- 「安全」の観点では、IAEA安全基準「放射性廃棄物の処分前管理」(GSR-Part5)及び関連する個別安全要件を調査し、指標設定に反映
- 「確実」、「合理的」、「迅速」、「現場指向」に関しては、「技術戦略プラン」及び廃棄物処理・処分オプション検討において実施したブレーンストーミング結果[2]等を参照し、観点毎の指標を検討



＜選択肢の選定・絞り込みの概念※＞

[1]: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2021(2021年10月29日、原子力損害賠償・廃炉等支援機構)
[2]:平成26/27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

※「安全」の遵守を前提とするものの、他の4つの観点は検討対象により優先度が変動し得るため、同列に位置するものとした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:①選択肢絞り込み指標の検討(2/3)

【検討結果:アウトプット】

- 5つの観点(安全、確実、合理的、迅速、現場指向)に対し、「絞り込み指標」、「判断要素」、「絞り込み時に必要とする情報」、「絞り込み方法案」を整理

「絞り込み指標」:IAEA安全基準等に基づく検討結果を観点毎に整理

絞り込み指標	判断要素	判断時に考慮必要と考える事項 (( ) 内:補足事項)	絞り込み時に必要とする情報	絞り込みパターン (凡例は本文参照)	絞り込みの方法案
選択肢の技術成熟度(技術の適用性)	適用実績	–	・適用実績等を踏まえた、選択肢毎のTRL設定結果	B	選択肢間の技術成熟度(実績、残る検討課題等)について比較評価

「判断要素」:各絞り込み指標において判断時に考慮すべき事項を分解し設定
(例:放射線防護
⇒敷地境界線量への影響(公衆への影響)、作業員被ばく影響、汚染拡大防止)

「絞り込み時に必要とする情報」:絞り込み評価を行う際に必要と考える情報を絞り込み指標・判断要素毎に検討し設定

選択肢の絞り込みの観点	絞り込み指標	判断要素	判断時に考慮必要と考える事項 (( ) 内:補足事項)	絞り込み時に必要とする情報	絞り込みパターン (凡例は本文参照)	絞り込みの方法案
安全	A3.後段プロセスの受入れ判断に資する特性情報の取得	保管施設の受入れ基準への適合性(例:表面線量率など)	1mSv/年未満 (各廃 年間 エリ 放射 – (保管・埋設計画がある場合は施設容 保管管理計画上で示される廃棄物に は、対の保管施設の受入れ条件	・後段プロセスの受入れ容量(例:埋設施設の容量)		敷地境界へ与える線量影響評価の ト内で発 生する廃棄物からの総影響が基準値 こと 敷地境界に与える影 業員被ばく影響評価 回ることを原則とし 枝を選定 或いは生じる生成物が 値等)を逸脱するリス クが低い選択肢を選定 レベル区分別物量の評価 実施 (保管/埋設)の受入れ容量 性
		埋設施設の受入れ基準(WAC)への適合性	– (現状無し)			
	A4.閉じ込め性を有する形態 (≒安定性/拡散のし難さ)	選択した処理を適用する際の、処理作業中の廃棄物の安定性 (著しい状態変化の有無)	– (現状無し)			
		選択した処理を適用した後の状態での廃棄物の性状 (物理的性状)	– (定量評価時の活用指 :SED指標におけるForm Fa			
		選択した処理を適用した後の状態での廃棄物の性状 (化学的性状)	– (定量評価時の活用指 :SED指標におけるControl F			
	A5.閉じ込め性を維持する措置	後段プロセスへの受渡し形態(バウンダリ構成物)	– (現状無し)			
		バウンダリ構成物の性能	– (定量評価時の活用指 :SED指標におけるFacility Desc			
	A6.後段プロセスの作業に則した形態 (検査・取 考慮した形	後段プロセスへの引渡し形態(ハンドリング性)	– (後段プロセスでの取扱い計画/要求)			
			– (後段プロセスでの取扱い計画/要求)	・後段プロセスでの取扱い計画(検査・モニタリング等)		査・モニタリング等)への適用性を評価

選択肢絞り込み時の観点・絞り込み指標一覧

「絞り込み方法案」:選択肢の評価方法を以下の2パターンに分類の上、比較評価を行う際(パターンB)の定量化の方法案を提示(※)
<分類>
・パターンA:遵守すべき基準等が明確であり、基準との照合により選択肢の適用可否が判定可能
・パターンB:遵守すべき基準等が明確ではなく、候補となる選択肢間での比較評価により優劣を設定

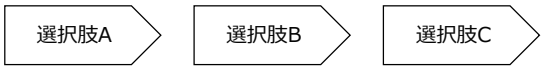
※例)技術成熟度⇒TRL設定により定量化し、選択肢を比較評価

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:①選択肢絞り込み指標の検討(3/3)

【検討結果の活用方法の検討】

ステップ1:選択肢の整理

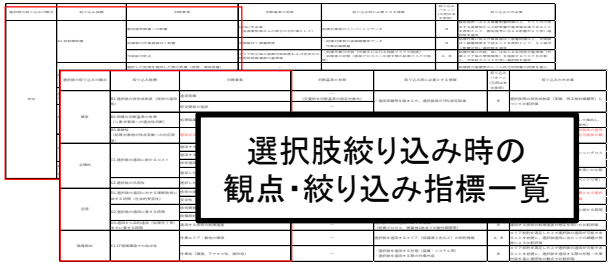


ステップ2:選択肢の絞り込み指標の設定(優先度の設定含む)

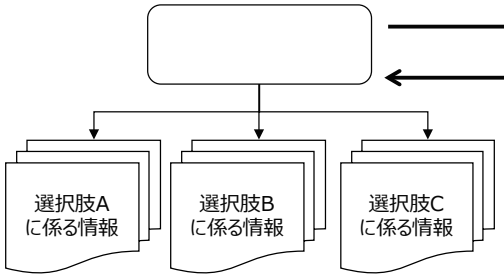
観点	絞り込み指標	優先度
安全	絞り込み指標A	1
	絞り込み指標B	2
確実	絞り込み指標C	4
…	…	3

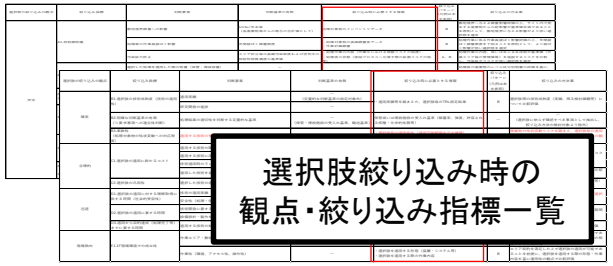
参照 →
← 設定

本事業での検討結果



ステップ3:比較評価を行う際に必要とする情報の整備





ステップ4:比較評価による選定又は絞り込み

選択肢を比較評価する際の判断材料(観点・絞り込み指標)を提供すると共に、選定・絞り込みで必要とする情報把握に活用することを想定

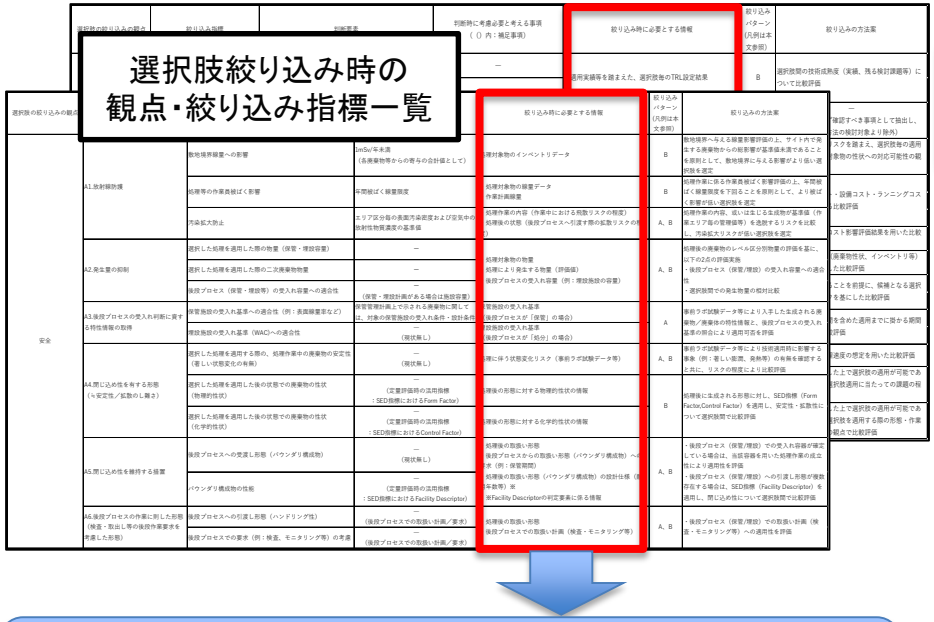
選択肢の選定・絞り込み実施時の想定手順

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:②絞り込み作業に必要とする情報の検討(1/2)

【検討内容】

- 検討内容①の結果より、絞り込み時に必要とする情報の入手元を以下の3つに分類
  - 処理対象物(廃棄物)由来　:インベントリ、物量、性状等
  - 処理技術・方法由来　:処理速度、技術成熟度等
  - 保管・埋設施設／計画由来　:保管(埋設)容量、受入れ基準等
- 研究開発の進捗等の段階に応じ情報拡充が図られることを想定し、「処理対象物(廃棄物)」、「処理技術・方法」、「保管・埋設施設／計画」に係る工程を設定
- 設定した工程より、選択肢の絞り込みに必要とする情報が取得可能となる段階を検討し整理



必要とする情報の入手元を「処理対象物(廃棄物)」、「処理技術・方法」、「保管・埋設施設／計画」に分類

必要情報が取得可能となる段階の検討、整理のため情報源(廃棄物／処理技術／保管・埋設施設)の検討・開発工程を設定

(廃棄物が辿る流れ)※

発生 → 性状把握 → 処理/廃棄体化 → 保管/埋設

(処理技術の開発・適用の流れ)※

要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備設計・製作 → 運用開始

(保管・埋設施設の設計・運用に至る流れ)※

受入れ対象物検討 → 安全評価 → 設計条件設定 → 施設設計・施工 → 運用開始

※実際には、並行して実施する工程や、工程間でのイタレーションが発生し得るが、ここでは、選択肢の絞り込みに必要な情報が取得可能となる段階を示すことを目的に、簡略化した工程を示す。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:②絞り込み作業に必要とする情報の検討(2/2)

【検討結果:アウトプット】

- 検討内容①で整理した5つの観点・絞り込み指標と紐づけて、必要情報、情報の入手元および情報が取得可能となる段階を検討・整理

検討内容①で整理した「観点・絞り込み指標一覧」を基に、必要情報をリスト化

関連する絞り込み指標と紐づけ

情報の入手元を設定

必要とする情報が入手可能となる段階を検討・整理

<例>
必要情報:廃棄物の諸元情報(インベントリ等)

発生 → 性状把握 → 処理/廃棄体化 → 保管/埋設

発生～保管/埋設に至る工程の中で情報が取得可能となる段階を検討・設定

No.	絞り込み時に必要とする情報	関連する評価指標	情報の入手元	情報が取得可能となる段階(赤枠内)
1	処理対象物のインベントリデータ	A1	処理対象物	発生 → 性状把握 → 処理/廃棄体化 → 保管/埋設
2		A1	処理対象物	発生 → 性状把握 → 処理/廃棄体化 →
3		A1	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備
4		A1、E1	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備
5		A1	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備
6		A2	処理対象物	状把握 → 処理/廃
7	処理により発生する物量(減容率等に基づく評価値)	A2	処理技術・方法・作業計画	備仕様検討 → 運
8	後段プロセスの受入れ容量(保管施設容量、		保管・埋設施設・保管/埋設計画	受入れ対象物検討 → 安全評価 → 設
9	後段プロセスの受入れ基準(保管施設、埋設		保管・埋設施設・保管/埋設計画	受入れ対象物検討 → 安全評価 → 設
10	処理に伴う廃棄物の状態変化リスク(ラボ試		処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運
11	処理後の形態に対する物理的性状の情報	A4	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運
12	処理後の形態に対する化学的性状の情報	A4	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運
13	処理後の取扱い形態(後段プロセスへ引渡す際の形態)	A5、A6	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運
14	後段プロセスからの取扱い形態(バウンダリ構成物)への要求事項(保管期間等)	A5	保管・埋設施設・保管/埋設計画	受入れ対象物検討 → 安全評価 → 設
15	処理後の取扱い形態(バウンダリ構成物)の設計仕様(耐用年数等)	A5	保管・埋設施設・保管/埋設計画	受入れ対象物検討 → 安全評価 → 設
16	後段プロセスでの取扱い計画(検査・モニタリング等の要求)	A6	保管・埋設施設・保管/埋設計画	受入れ対象物検討 → 安全評価 → 設
17	処理技術の技術成熟度(TRL、適用実績)	B1、D1	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運
18	処理技術・方法の適用条件(適用可能範囲)	B3、C2	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運用
19	処理対象物の性状変動リスク	B3	処理対象物	発生 → 性状把握 → 処理/廃棄体化 → 保管/埋設
20	処理技術適用に掛かるコスト評価値(開発コスト/設備コスト/ランニングコスト)	C1	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備設計・製作 → 運用開始
21	保管・埋設施設へのコスト影響	C1	保管・埋設施設・保管/埋設計画	受入れ対象物検討 → 安全評価 → 設計条件設定 → 施設設計・施工 → 運用開始
22	処理技術適用時のリスク評価(安全の観点)	D1	処理技術・方法・作業計画	要素技術開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備設計・製作 → 運用開始
23	処理技術の適用までに掛かる工程情報(開発期間、設備設計・製作期間)			開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備設計・製作 → 運用開始
24	適用技術の処理速度に関する情報			開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備設計・製作 → 運用開始
25	処理技術を適用するエリア(設備設置箇所)の制約情報			開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備設計・製作 → 運用開始
26	処理技術を適用する形態(装置・システム)の情報			開発 → 設備仕様検討 → 運用計画設定 → 設備設計・製作 → 運用開始

選択肢絞り込みに要する情報リスト

【凡例】

- :処理対象物(廃棄物)より収集が必要な情報
- :処理技術・方法及び処理作業計画より収集が必要な情報
- :保管・埋設施設及び関連する作業計画より収集が必要な情報

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:③代表廃棄物を用いた絞り込みの試行(ケーススタディ)(1/3)

【検討内容】

➢ 検討内容①及び検討内容②を踏まえ、具体的な廃棄物及び選択肢(適用候補技術)を対象に絞り込みを試行

注:現時点で整備可能な情報が限定されるため、選択肢の優劣判断を行うことは目的とせず、選択肢の絞り込み作業の例示、及び選択肢の選定・絞り込みの観点での課題抽出をケーススタディの目的とした。

【検討対象】

● 対象廃棄物:多核種除去設備スラリー※

(選定理由)

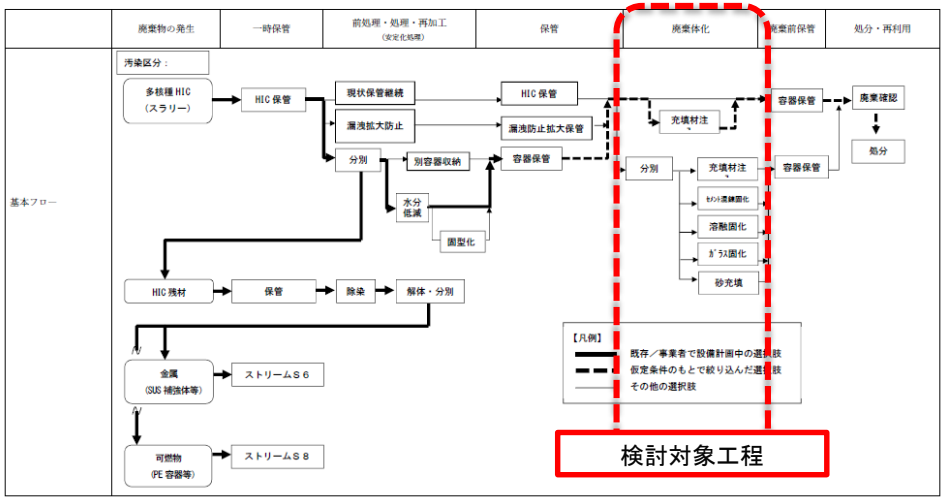
- 昨年度までの検討においても代表廃棄物の一つとして選定されており、補助事業内の検討成果が活用可能
- 固体廃棄物の保管管理計画[1]において、処理・保管作業が優先的に実施される予定の廃棄物
- 廃棄物ストリーム上において、廃棄体化処理工程に複数の選択肢有り

※低温固化処理技術の適用検討がなされている炭酸塩スラリー及び鉄共沈スラリーを対象とした。

● 対象工程及び選択肢:廃棄体化処理工程/低温固化処理(セメント固化・AAM固化)

(選定理由)

- 脱水処理を踏まえた保管管理工程までは選択肢の絞り込みが実施されているものの、廃棄体化工程において複数の処理技術が候補として残されているため。



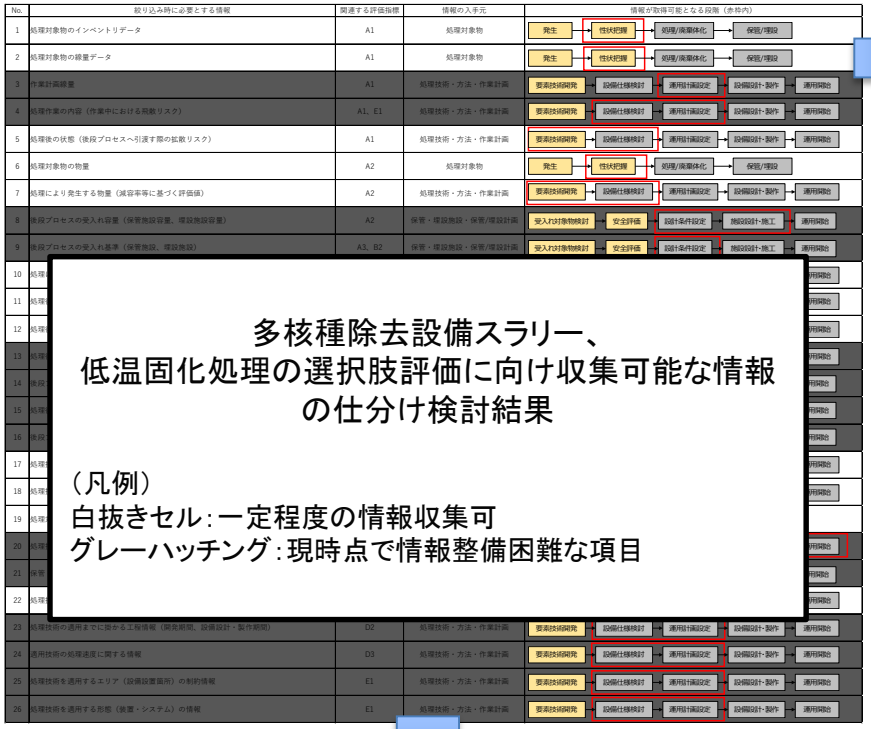
<多核種除去設備スラリーのストリーム検討状況>

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:③代表廃棄物を用いた絞り込みの試行(ケーススタディ)(2/3)

【検討結果】

- 代表廃棄物に対し、検討内容②を活用し、現時点で収集可能な情報を整備
- 整備結果を用いて、検討内容①で設定した絞り込み指標において、選択肢間の比較評価方法が曖昧な指標に対し、評価の考え方を例示



多核種除去設備スラリー、
低温固化処理の選択肢評価に向け収集可能な情報の仕分け検討結果

(凡例)
白抜きセル:一定程度の情報収集可
グレーハッチング:現時点で情報整備困難な項目

後段プロセスに係る情報(例:受入れ基準)や、設備設計・運用計画を踏まえた評価(例:処理コスト)に係る情報が整備困難

情報整備結果より、現時点で比較評価、又は考察可能な指標を設定

- ☐ 指標A2:発生量の抑制
- ☐ 指標A4:閉じ込め性を有する形態(安定性/拡散のし難さ)
- ☐ 指標B4:柔軟性(技術の適用範囲)

1F向けに適用済みの評価指標の活用を念頭に、定性的な指標を定量化する考え方を検討・例示

例:"物理的な安定性"の定量化

- SED※1指標の内、物理的な形態の観点で飛散のし易さをランク付けするForm Factor(下表)を活用
- 選択肢(処理技術)の適用により生成される物質の性状(例:均一な固化体/脆い固化体)を基に、該当するForm Factorを設定し比較

Form Factor指標※2、注

#	形態	FF
1	気体、液体、水分の多いスラッジ※及び凝集粒子※	1
2	その他スラッジ	1/10 = 0.1
3	粉及び遊離性汚染物(表面汚染など)※	1/10 = 0.1
4	固着性※または浸透汚染物(表面浸透汚染)※	1/100 = 0.01
5	脆く分解しやすい固体(空隙部の多い MCCI など)※	1/10,000 = 1E-4
6	不連続な固体(ペレットなど、人力で運搬可能な大きさと重さ)	1/100,000 = 1E-5
7	連続した固体	1/1,000,000 = 1E-6

※:福島第一原子力発電所への適合性を高める目的で、NDA での定義に加えて追加した形態

※1:Safety and Environmental Detriment
※2: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2021(2021年10月29日、原子力損害賠償・廃炉等支援機構)より引用
注)SEDの評価指標(Form Factor等)は、1F向けへの適合性を高める目的で英国NDAの定義の修正が図られた様に、必ずしも確立したものではなく、評価対象に併せて定義具体化等の改良が図られるものである。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:③代表廃棄物を用いた絞り込みの試行(ケーススタディ)(3/3)

【検討結果】

➢ 多核種除去設備スラリー／低温固化処理技術(セメント固化・AAM固化)に対し、現状整備可能な情報と、絞り込み指標・方法案の検討結果より比較評価を実施

注:現時点で整備可能な情報に基づく結果であるため、下記に示す結果は、選択肢の優劣を示すものではなく、選定・絞り込みに当たって不足する情報を示す位置づけである。

選択肢の絞り込みの観点	絞り込み指標	判断要素	ケーススタディ例(多核種除去設備スラリー) セメント固化	AAM固化
安全	A1.放射線防護	敷地境界線量への影響	―	
		処理等の作業員被ばく影響	(同等)	
		汚染拡大防止		
	A2.発生量の抑制	選択した処理を適用した際の物量(保管・埋設容量)	○	
		選択した処理を適用した際の二次廃棄物物量	(現時点で評価困難)	
		後段プロセス(保管・埋設等)の受入れ容量への適合性	(現時点で評価困難)	
	A3.後段プロセスの受入れ判断に資する特性情報の取得	保管施設の受入れ基準への適合性(例:表面線量率など)	(現時点で評価困難)	
		埋設施設の受入れ基準(WAC)への適合性	(現時点で評価困難)	
	A4.閉じ込め性を有する形態(≒安定性／拡散のし難さ)	選択した処理を適用する際の、処理作業中の廃棄物の安定性(著しい状態変化の有無)	― (同等)	
		選択した処理を適用した後の状態での廃棄物の性状(物理的性状)	○ (FF:1E-6)	(FF:1E-4)
		選択した処理を適用した後の状態での廃棄物の性状(化学的性状)	○ (CF:1,000)	(CF:100)
	A5.閉じ込め性を維持する措置	後段プロセスへの受渡し形態(バウンダリ構成物)	(現時点で評価困難)	
		バウンダリ構成物の性能	(現時点で評価困難)	
	A6.後段プロセスの作業に則した形態(検査・取出し等の後段作業要求を考慮	後段プロセスへの引渡し形態(ハンドリング性)	(現時点で評価困難)	
		後段プロセスでの要求(例:検査、モニタリング等)の考慮	(現時点で評価困難)	
確実	B1.選択肢の技術成熟度(技術の適用性)	適用実績	― (同等)	
		研究開発の進捗		
	B2.明確な判断基準の有無(≒要求事項への適合性判断)	処理結果の適切性を判断する定量的な基準	(現時点で評価困難)	
	B3.柔軟性(処理対象物の性状変動への対応程度)	適用する技術の受入れ条件(適用可能範囲)		○
合理的	C1.選択肢の適用に掛かるコスト	適用する技術の開発コスト	(現時点で評価困難)	
		適用する技術に用いる設備コスト	(現時点で評価困難)	
		技術適用時のランニングコスト	(現時点で評価困難)	
		適用した技術を適用した際の後段プロセスへのコスト影響	(現時点で評価困難)	
	C2.選択肢の汎用性	選択した技術の適用範囲(適用可能な廃棄物)	(現時点で評価困難)	
迅速	D1.選択肢の適用に対する理解取得に供する時間(社会的受容性)	技術の適用実績		
		安全性(処理・保管・埋設の各段階)に関す		
	D2.選択肢の適用に要する時間	技術開発に要する時間		
		設備設計・製作を含む現地適用までに要する		
	D3.適用から目的達成(処理完了等)までに要する時間	適用する技術の処理速度		
現場指向	E1.1F現場環境での成立性	作業エリア・敷地の確保		
		作業性(環境、アクセス性、操作性)	(現時点で評価困難)	

選択肢の比較評価に関するケーススタディ結果

:現時点で整備可能な情報を用いた比較において、指標への適合性が相対的に高いと判断した項目

:現時点で収集可能な情報が限定的或いは整備困難なため、評価対象外と判断した項目

＜比較評価に用いる情報整備の観点での考察＞

「安全」に係る絞り込み

◆ 情報源が幅広く(廃棄物由来／処理技術由来／保管・埋設施設由来)、多種多様である。

◆ 評価拡充に当たっては、特に以下の検討を踏まえた情報整備を必要とする。
- 実処理条件の設定(容器仕様、混錬又は充填固化等)を踏まえた処理特性の把握
- 保管・埋設施設の設計条件(受入れ基準、容量等)

「確実」に係る絞り込み

◆ 主に、処理技術の性能に係る情報を必要とする。

◆ 最終的な技術性能の適用性評価に当たっては、後段プロセス(保管・埋設)の受入れ基準の設定を必要とする。

「合理的」、「迅速」、「現場指向」に係る絞り込み

◆ 処理技術／保管・埋設施設由来の情報を必要する。また、必要とする情報の取得には、研究開発を踏まえた、実設計(例:処理設備の設計、保管・埋設施設の設計)の実施を要する。

必要情報の取得条件(検討段階)を考慮すると「安全」・「確実」に係る絞り込み作業に要する情報整備が優先度高と評価

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:④研究成果統合の手順検討(1/3)

【検討内容】

- 研究成果の統合に係る主なアウトプットの役割・用途を再整理すると共に、以下の点を検討
  - (1)研究成果の統合の一連の流れにおける各アウトプットの関係性
  - (2)研究成果の統合における各アウトプットの活用の流れ

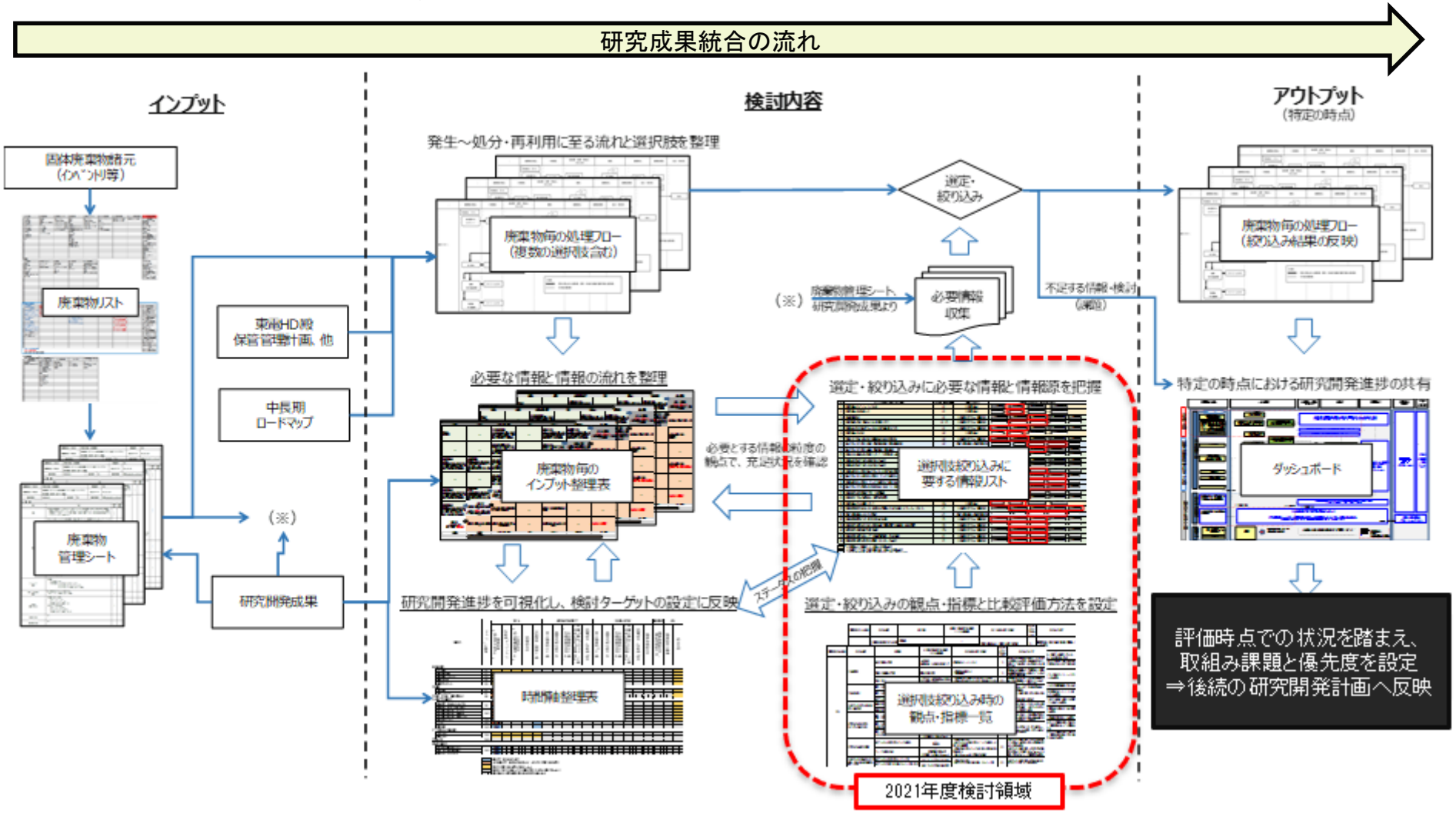
	アウトプット名称	概要／用途
過年度検討領域	廃棄物管理シート	廃棄物毎の諸元情報と、一時保管～処分・再利用の各段階における検討状況や研究成果を提供する。
	ストリーム(処理フロー)	廃棄物毎に発生～処分・再利用に至る流れを、各段階で取り得る選択肢を含めて示すもの。研究開発の方向性や目標提示に活用する。
	インプット整理表	廃棄物ストリームの各段階(発生～処理・再利用)での主要な検討内容に対し、上流工程からのインプット及び下流工程からのインプット(要求)を整理したもの。
	時間軸整理表	廃棄物毎に、発生～処理・再利用までの各段階での検討状況(検討有無及びステータス)を整理することで、固体廃棄物に係る研究開発の進捗を可視化するもの。
	ダッシュボード	1Fより発生する固体廃棄物に係る研究開発の進捗状況(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)を関係者で共有することを目的に情報を纏めたもの。
2021年度検討領域	選択肢絞り込み時の観点・絞り込み指標一覧	廃棄物ストリーム上の各段階で取り得る選択肢の選定・絞り込みを行う際に、考慮すべき観点、指標および絞り込み方法の例を示すもの。
	選択肢絞り込みに要する情報リスト	選択肢の選定・絞り込み作業を行うに当り必要と考える情報を、情報源および情報取得が可能となるフェーズと併せて提示するもの。 ※インプット整理表との相違点 選択肢の選定・絞り込みに着目した情報を示すと共に、インプット整理表では表現しきれない以下の点を付加している。 ・選択肢の絞り込みの観点／絞り込み指標と必要情報を紐づけ ・情報取得が可能となる処理技術の開発工程や保管・埋設施設の検討工程に係る時間軸の情報を補強

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合

検討内容:④研究成果統合の手順検討(2/3)

【検討結果:(1)研究成果の統合の一連の流れにおける各アウトプットの関係性】

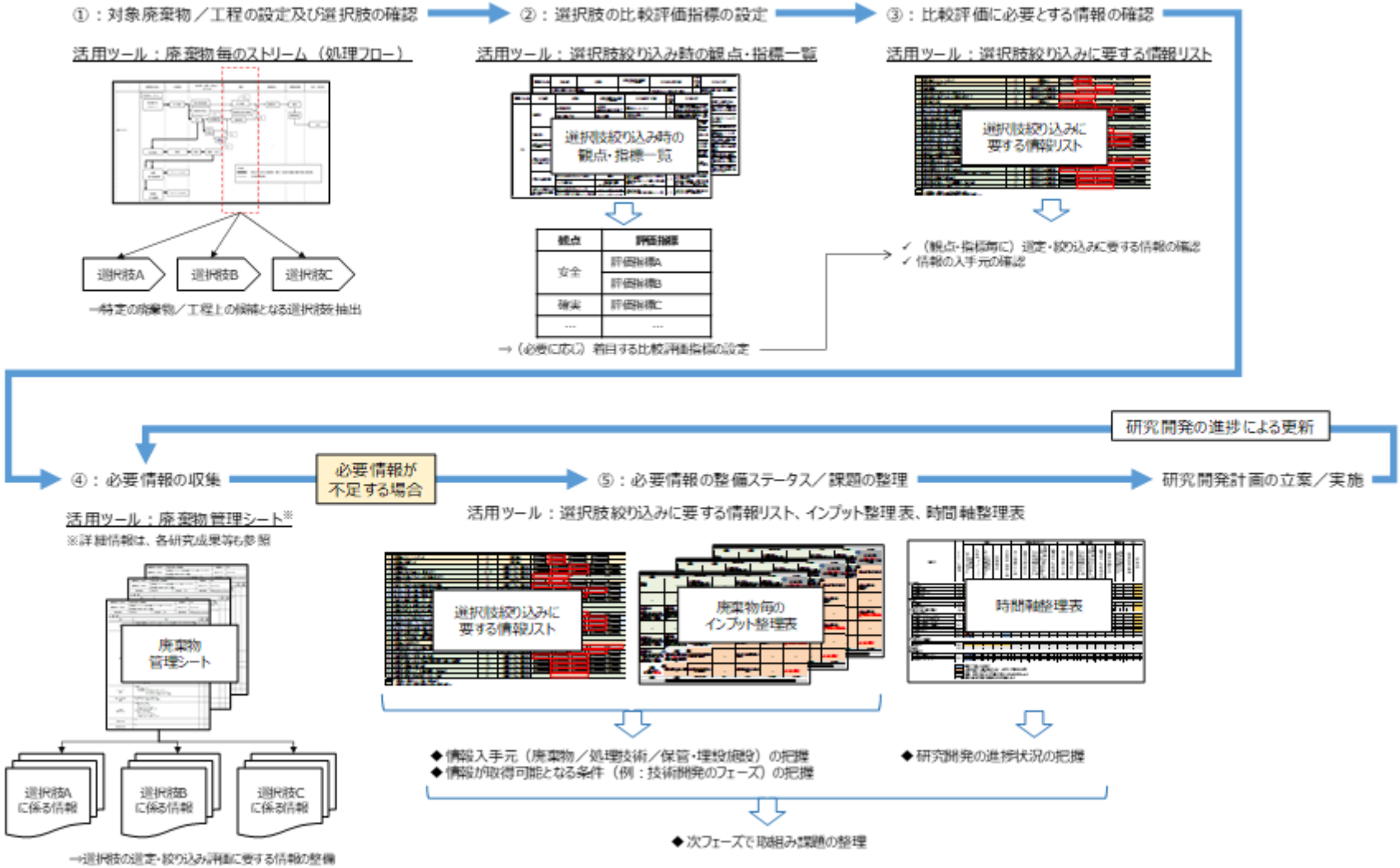


特定の時点における廃棄物ストリーム及び研究開発進捗の提示により、取組み課題の設定に貢献するまでを研究成果統合の一連の流れと設定し、各アウトプットの使用フェーズと関係性を整理

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(d)研究開発成果の統合
検討内容:④研究成果統合の手順検討(3/3)

【検討結果:(2)研究成果の統合における各アウトプットの活用の流れ】



**検討⇒課題設定⇒研究開発の立案・実行のサイクルにおいて、
各アウトプットの活用内容及び研究開発の進捗に伴う更新方法に関する手順を整備**

©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

- ✓ 固体廃棄物の処理処分に係る研究開発を合理的・効率的に進めるための機能・枠組みを検討し、過年度までに現状把握の観点で廃棄物管理シート、研究開発の方向性の共有の観点で処理フロー（ストリーム）、各種情報の関係性や進捗把握の観点でインプット整理表及び時間軸整理表を整備した。
- ✓ 本年度は廃棄物ストリーム上に残る複数の選択肢から、選定・絞り込みを行う際の基準となる考えや判断指標を検討した。
- ✓ 検討においては、「安全」、「確実」、「合理的」、「迅速」、「現場指向」の5つの観点に分類し、国際基準等の調査を踏まえて選定・絞り込み時に考慮が必要と考えられる観点・指標を整理した。また、併せて実際の選定・絞り込み作業を行う際に、指標毎に収集が必要な情報を、その情報源と取得条件（検討段階）を含めて検討・整理した。
- ✓ 研究成果の統合に係る各年度のアウトプットの役割と用途を再整理した上で、研究成果の統合の一連の流れの中での各アウトプットの活用方法と関係性を整備した。

課題など

- ✓ 固体廃棄物の処理処分に係る研究開発では、特定の段階での検討状況より課題を設定し、続く研究開発を立案・実行するサイクルを繰り返し実施することが必要と考える。
- ✓ このサイクルを実行するに当り、「研究成果の統合」ではサイクルの各段階で必要と考える機能・枠組みを検討し、本年度の検討結果を踏まえて研究成果統合の一連の流れを整備した。
- ✓ 検討した研究成果の統合に係るアウトプットを活用し研究進捗を適宜反映していくこと、また選択肢の絞り込みの観点では選定・絞り込みに当たって様々な情報を必要とすることから、必要情報の整備結果を活用し横断的に情報整備を進めていくことが必要と考える。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

3. 研究開発の運営

* 報告を担当するIRID組合員.

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～ 叡智の結集、廃炉産業集積、人材育成～

- 国内外の叡智の結集
  - 平成26年度来、国内外研究機関（電力中央研究所、企業研究機関、英国NNL等）との協力を継続するとともに、有識者・経験者から有益な情報収集を行った。
- 福島への廃炉産業集積、福島イノベーション・コースト構想の実現
  - 廃炉関連産業への地元企業参画を進めるため、福島県浜通り地域等の地元企業と協働することの検討を行い、サンプリング装置開発に係る試験装置製作の一部を地元企業と協働で実施した。
- 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「2021年秋の大会」にて18件、「2022年春の大会」に2件（予定）の研究成果発表を行うとともに、バックエンド部会のセミナーにて処理技術について報告し、理解促進及び啓発活動を行った。
  - 筑波大学（7月開催）及び福島高専（12月開催）での集中講義にて性状把握の成果の一部を紹介し、学生への啓発を行った。
  - 廃炉人材育成研修（R4年1月開催）にて性状把握の成果の一部を紹介し、若手研究者の参画促進を図った。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～ 条件・仕様の明確化、指標の設定、他の研究開発との連携 ～

- 試験条件や開発仕様の明確化
  - 関係者間で 事業のアウトプット内容等の意見交換を行い、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。
- 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伴い発生する固体廃棄物の処理・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プロジェクト※等との意見交換・情報共有を図った。
  - 部分提案者（IHI、KURION）との情報共有を行い、それに基づいた試験条件を設定した。
  - 「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」に関わり、北海道大学、シェフィールド大学（溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討）との情報交換、及び同テーマ主催のシンポジウムに参加（講演及び若手研究者を派遣）した。
  - 北海道大学、福井大学（合理的な処分のための実機環境を考慮した汚染鉄筋コンクリート長期状態変化の定量評価）の研究に対し、技術情報を提供した。

※ 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

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

～ 研究管理 、事業の報告、情報発信、代替案 ～

■ 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。

（2021 年4月6日 、5月7日 、6月4日 、7月2日 、8月6日 、9月3日 、10月1、11月5日 12月3日

2022 年1月11日 、2月4日 、3月4）

■ 事業の報告

○ 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。また、10月25日～26日中間報告会により進捗状況を報告。

■ 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