

日本原子力学会 2015年秋の大会  
福島第一原子力発電所の中長期戦略と研究開発  
個別セッションA 放射性廃棄物

# 福島第一原子力発電所事故廃棄物の 処理・処分研究開発

平成27年9月11日

日本原子力研究開発機構/国際廃炉研究開発機構

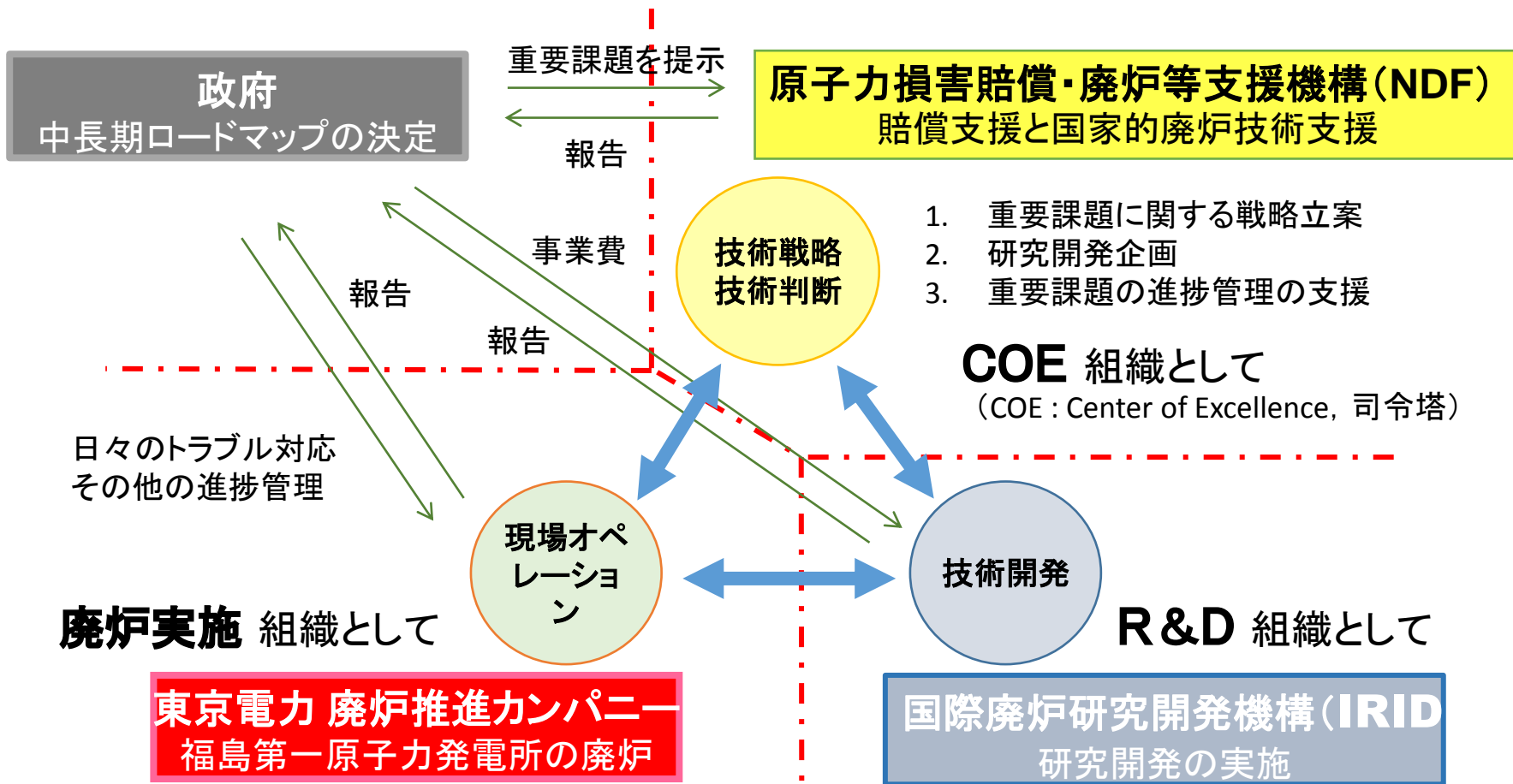
宮本 泰明

※本発表内容は、経済産業省受託事業「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備(事故廃棄物処理・処分概念構築に係る技術検討調査)」及び経済産業省／平成25年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金(事故廃棄物処理・処分技術の開発)」の成果を含む。

1. 放射性廃棄物処理・処分研究開発の概要
2. 廃棄物ストリームに関する検討
3. 性状把握に関する研究開発
4. 長期保管の検討及び廃棄物の処理に関する検討
5. 廃棄物処分に関する検討
6. まとめ

# 1. 放射性廃棄物処理・処分研究開発の概要

## 1-1 福島第一廃炉・汚染水対策の役割分担



- 責任所在:
- ①国全体の廃炉取組の統括・事業への指導・是正勧告他: **政府**
  - ②廃炉技術への総括的・戦略的取組・開発企画・国際連携・東電への指導助言他: **NDF**
  - ③中長期的にクリティカルな廃炉技術開発(国プロ): **国際廃炉研究開発機構(IRID)**
  - ④廃炉のオペレーション遂行と安全管理・現場適用技術開発: **東電廃炉推進カンパニー**

# 1. 放射性廃棄物処理・処分研究開発の概要

## 1-2 IRIDの実施体制

### 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

日本原子力研究開発機構 (JAEA)

東京電力 (TEPCO)

(株)アトックス

(株)東芝

日立GEニュークリア・エナジー (株)

三菱重工業 (株)

協力関係の確立



国内外の多種多様な叡智を結集

- 国内外の大学、メーカー、関係機関、等
  - 情報共有
  - 共同研究等の実施

- 国内外の学会、国際機関、等
  - 日本原子力学会に特別専門委員会を設置
  - OECD/NEAに専門家会議を設置

# 1. 放射性廃棄物処理・処分研究開発の概要

## 1-3 処理・処分に係る技術/研究開発項目

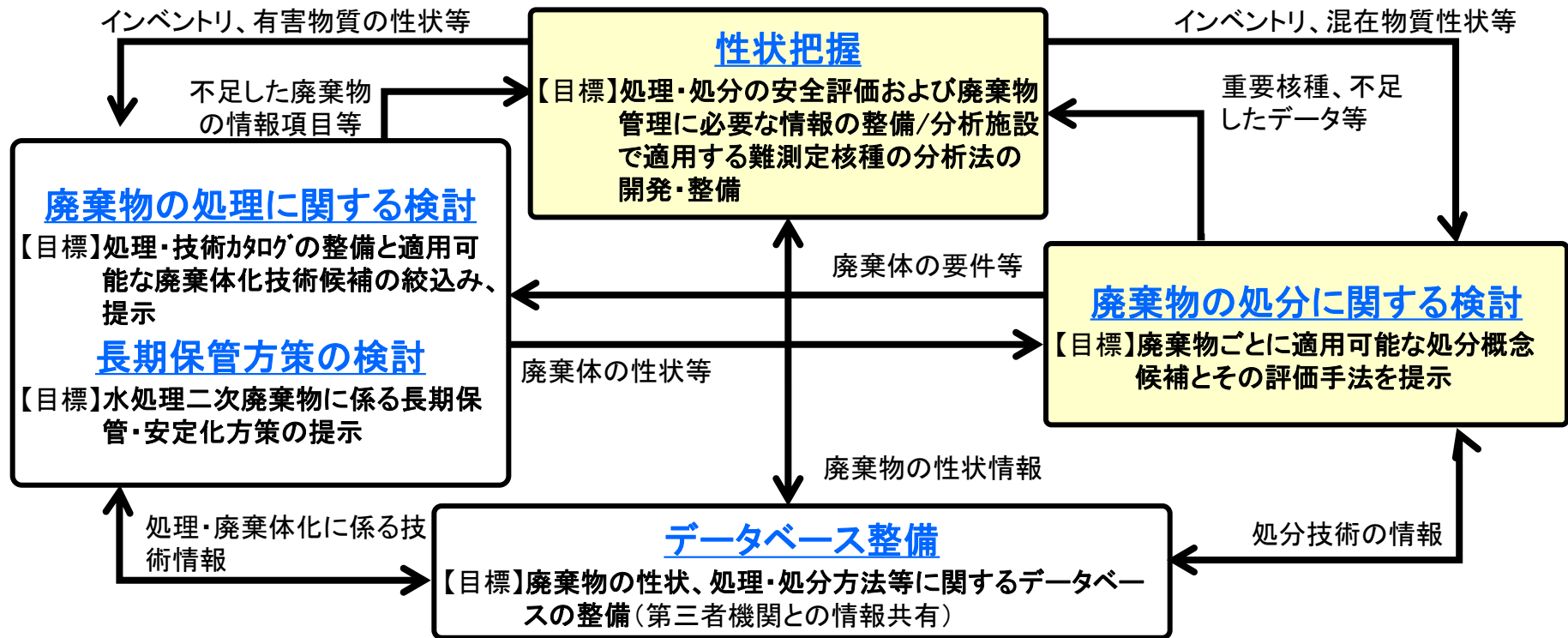
### 廃棄物ストリームに関する検討

廃棄物ストリーム: 事故廃棄物の発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物の取り扱い

↑  
処理・処分等に関する技術情報(前提条件を含む)、政策・制度等に係る情報

↓  
個別の研究成果の総合的な判断と調整、安全かつ合理的な処理・処分の実現に向けて必要な検討課題等の提示

#### 個別研究開発項目(廃棄物ストリームの構築に必要な知見を与える基盤研究開発)



## 2. 廃棄物ストリームの検討

### 2-1 廃棄物ストリームの原案

- 発生時期と発生場所により1F内全ての廃棄物を抽出し、抽出した廃棄物に対して、以下を整理

発生理由

発生場所

廃棄物名称

汚染区分

発生量

放射能濃度

線量率

化学組成（含水率、有害物質等）

保管場所

- 放射性廃棄物の分類として、汚染形態や材質を考慮
- 運転中に発生した廃棄物や、解体に伴い発生する廃棄物もリスト化
- 廃止措置に向けた作業の進捗や、性状把握での分析結果など研究成果を適宜反映できるようにする

- ◆ 原案を作成する分類として以下を設定

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

S6 : 飛散瓦礫金属

S7 : 飛散瓦礫コンクリート

S8 : 可燃物

（以下、汚染水処理二次廃棄物）

S9 : 吸着塔①、②

S10: 多核種除去設備①、②

S11: 除染装置スラッジ

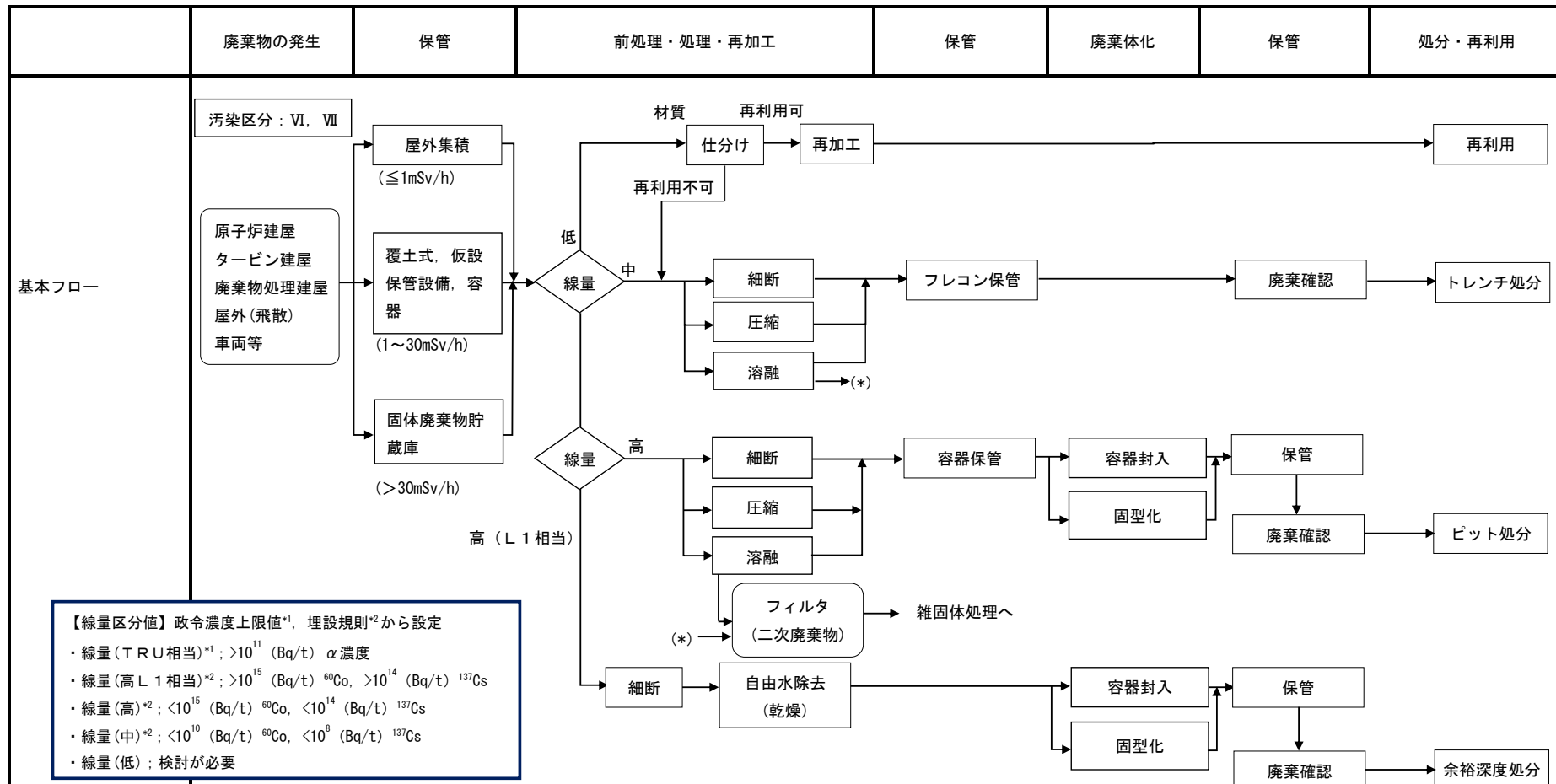
S12: フィルタ

#### 課題

- 廃棄物量やインベントリに応じて細分化・分類の見直しが必要

# 2. 廃棄物ストリームの検討

## 2-2 廃棄物ストリームの原案例 (S6)



## 2. 廃棄物ストリームの検討

### 2-3 今後の進め方

#### (1) 廃棄物ストリーム原案の具体化

廃棄物リストの情報を調査するとともに、原案に対して物質収支と放射能収支を検討し、実現のための課題を明らかにする

#### (2) 廃棄物ストリームを絞り込むための判断方法

複数の廃棄物ストリームを絞りこむための判断指標（例：安全性、被ばく、コスト、二次廃棄物量）とその基準を検討する  
（実際の絞り込みはデータが蓄積された以降を想定）

#### (3) 性状把握、処理、処分の検討へのフィードバック

(2) の判断指標を明らかにし、(1) の検討にて不足しているデータのうち優先的に必要なデータを各研究開発で取得する

#### (4) 廃棄物ストリーム原案の改善



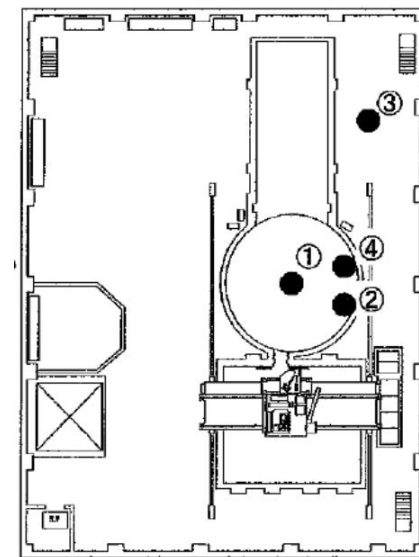
# 3. 性状把握に関する研究開発

## 3-1 建屋内ガレキの分析(1)

■ **コンクリート片・保温材**  
 1号機・3号機原子炉建屋  
 1階で行われた遠隔重機  
 「ASTACO-SoRa」を用い  
 た障害物撤去作業にお  
 いて大量に回収された瓦  
 礫から、建屋搬出時に握  
 り拳程度の大きさのものを分取。

■ **ボーリングコア**  
 2号機原子炉建屋5階オ  
 ペフロで採取された4つ  
 のコア試料のうち、中央  
 付近のもの(図②)の表  
 面塗膜(直径約40mm)

ボーリングコアの採取箇所



2号機原子炉建屋5階オペフロ ●:採取箇所

### 分析対象核種

■ 既存の処分システムにおける評価対象核種を参考に、以下の核種を対象として選定

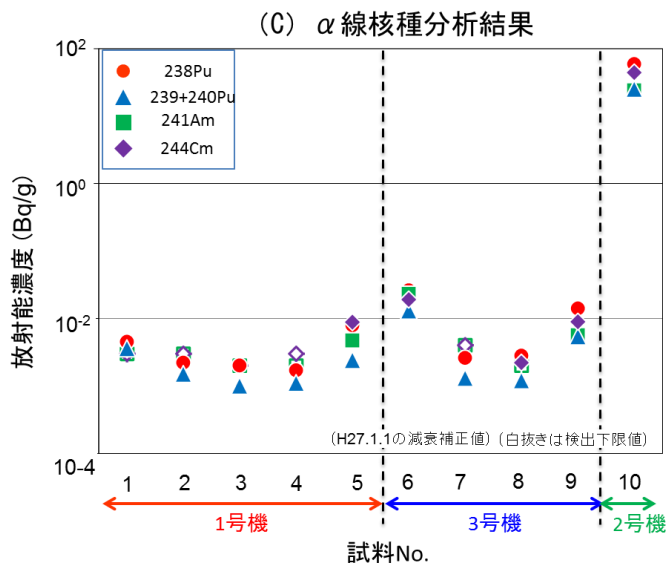
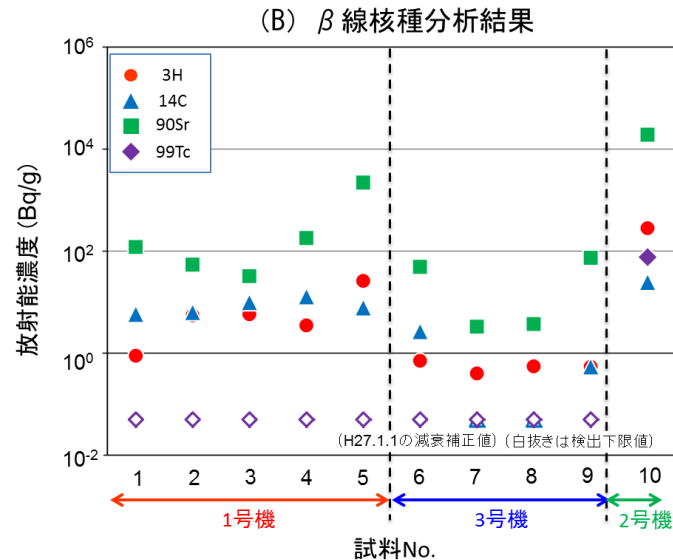
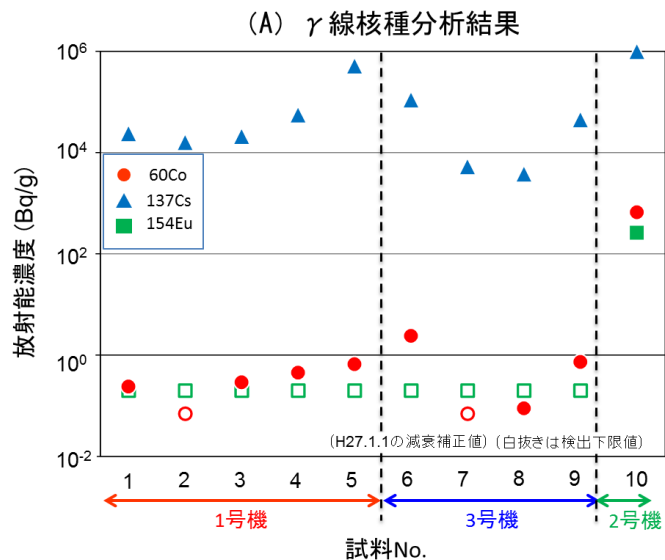
γ線核種 :  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{154}\text{Eu}$

β線核種 :  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{41}\text{Ca}$ ,  $^{59}\text{Ni}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{241}\text{Pu}$

α線核種 :  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242m}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ ,  $^{246}\text{Cm}$

# 3. 性状把握に関する研究開発

## 3-1 建屋内ガレキの分析(2)



- ◆ 1号機と3号機から採取したガレキの核種濃度はほぼ同程度
- ◆ 2号機原子炉建屋5階のオペレーティングフロアで採取した試料の核種濃度が2から3桁程度高い

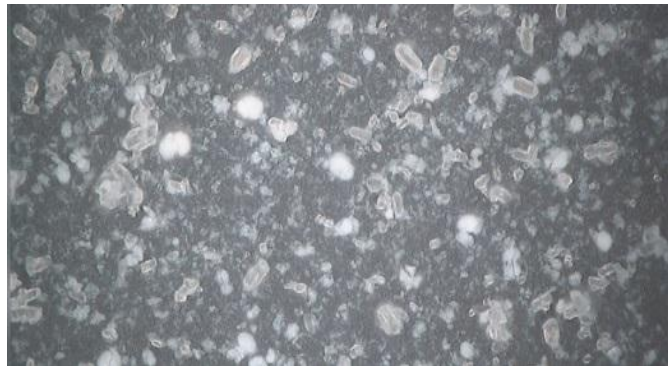
※ 各号機における事故進展に差異があること、または、原子炉建屋のフロア毎の汚染状況が異なることを示唆しており、今後、このような状況を踏まえた分析サンプル採取計画を策定していく必要がある。

# 3. 性状把握に関する研究開発

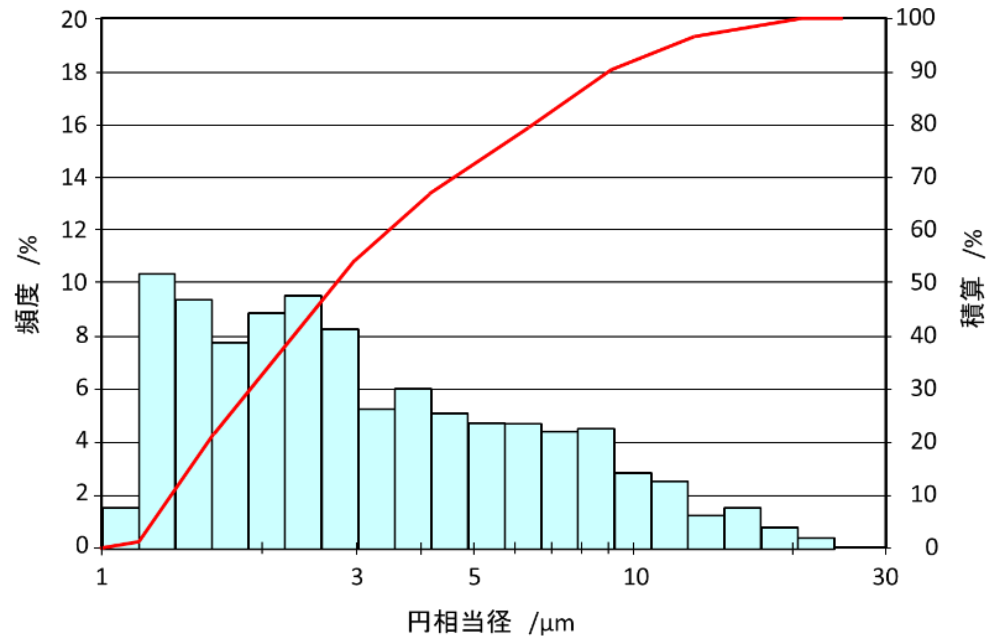
## 3-2 水処理二次廃棄物の分析(1)



炭酸塩スラリーの外観



炭酸塩スラリー粒子の形状



炭酸塩スラリーの粒径分布  
(個数基準)

- スラリーの固液比
  - 鉄共沈スラリー: 重量比10:90、体積比3:97
  - 炭酸塩スラリー: 重量比14:86、体積で6:94
- 炭酸塩スラリーの固体成分の粒径は非常に小さい。  
(平均粒子径:  $3.62 \mu\text{m}$ 、最大粒子径:  $23.2 \mu\text{m}$ )。

# 3. 性状把握に関する研究開発

## 3-2 水処理二次廃棄物の分析(2)


スラリーの放射能濃度(Bq/mL)(原スラリー体積換算)

核種	鉄共沈	炭酸塩沈殿
Co-60	$(8.4 \pm 0.1) \times 10^2$	$(1.7 \pm 0.2) \times 10^2$
Nb-94	$< 8 \times 10^0$	$< 6 \times 10^1$
Cs-137	$(3.1 \pm 0.1) \times 10^2$	$(2.4 \pm 0.3) \times 10^2$
Eu-152	$< 2 \times 10^1$	$< 2 \times 10^2$
Eu-154	$< 2 \times 10^1$	$< 2 \times 10^2$
Mn-54	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^2$	-
Sb-125	$(9.0 \pm 0.2) \times 10^2$	-
H-3	$(3.0 \pm 0.2) \times 10^2$	$(3.3 \pm 0.3) \times 10^2$
Sr-90	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^6$	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^7$

- 放射性核種の組成は  $^{90}\text{Sr}$  が支配的であり、 $^{137}\text{Cs}$  や遷移金属核種は濃度が 4 ~ 5 桁低い。
  - ✧  $^{90}\text{Sr}$  濃度は炭酸塩スラリーが鉄共沈スラリーに対して 1 桁ほど高い。遷移金属核種は鉄共沈が高い。

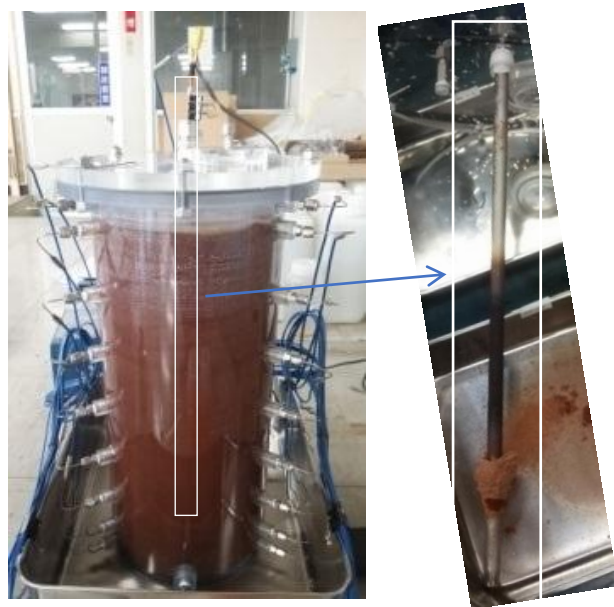
# 4. 長期保管の検討及び廃棄物の処理に関する検討

## 4-1 多核種除去設備スラリー安定化

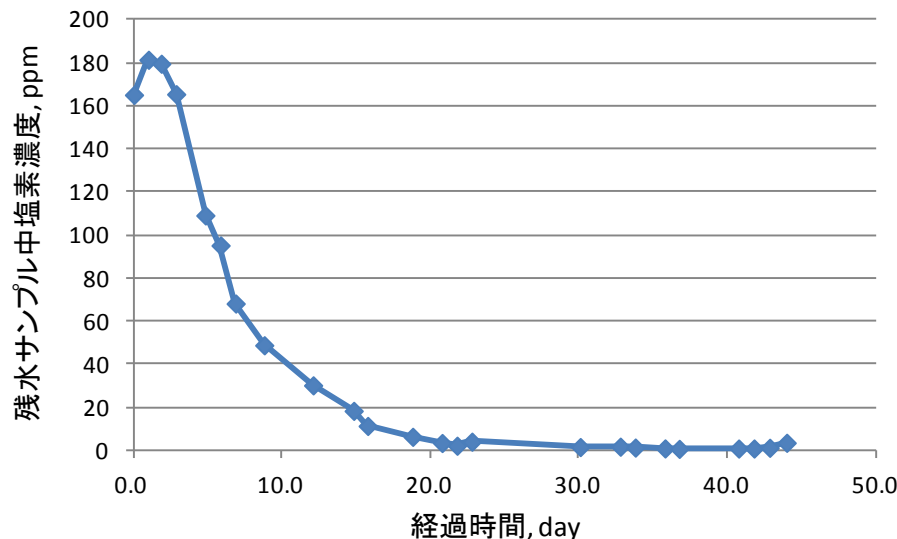
	横ドラム型減圧乾燥装置	フィルタプレス装置	デカンタ式遠心分離装置
特徴	減圧、加温(約50℃)条件下で試料を脱水物と水分に分離し、脱水物は、スクレイパーにより剥離しながら装置外に排出する。	試料はポンプにより閉板した室内に送られ、ろ布を通し脱水する。脱水物は開板時に排出する。	試料は遠心力により脱水物と水分に分離、排出する。分離性能は試料の比重及び粒径に依存する。
試験結果	分離回収水はスラリー成分の混入が少ない分離水を得た。スラリーは含水率数%まで脱水可能。	分離回収水の濁度は低く、含水率50~60%程度の脱水ケーキを得た。	含水率は80%以上であった。分離回収水の濁度、ダスト発生等の課題がある。
	 <p>模擬スラリー (処理前)      安定化物 (乾燥物)      分離回収水</p>	 <p>安定化物 (脱水ケーキ)      分離回収水</p>	 <p>安定化物 (脱水ケーキ)      分離回収水</p>

# 4. 長期保管の検討及び廃棄物の処理に関する検討

## 4-2 セシウム吸着装置吸着塔の評価(1)



可視化模型の加熱試験  
装置の外観(左)とヒータに付着した塩化物を含む吸着材(右)



模擬吸着塔を用いた加熱試験における底部残水の塩化物イオン (Cl-) 濃度の変化

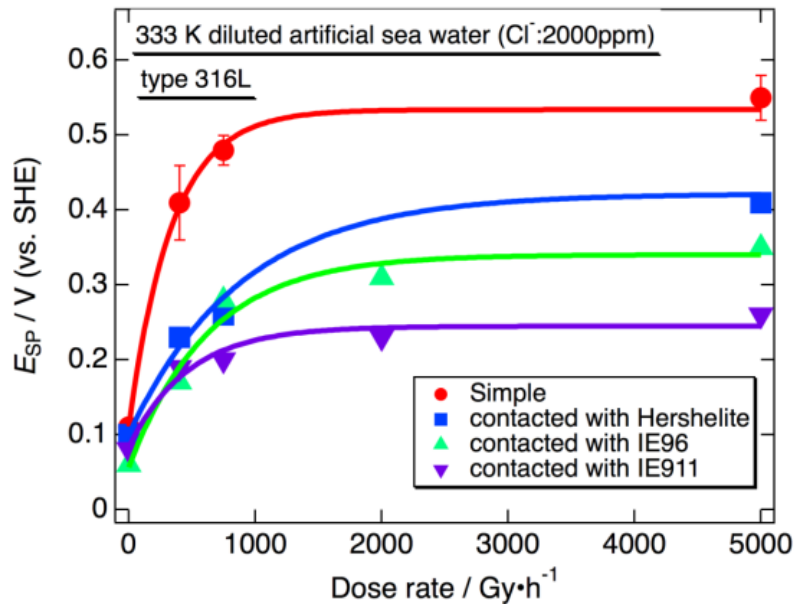
- セシウムによる吸着塔中心部の発熱を考慮し、第二セシウム吸着装置吸着塔を模擬した装置による試験を行い、水と塩分の挙動を調査
- 底部の水に含まれる塩分は、加熱とともに低下することを確認
- 吸着材中心部の加熱に用いたヒータの周囲は乾燥し、塩分の蓄積を観察

◆ セシウムの発熱により吸着塔内で水が蒸発する過程で、容器壁付近の水から塩分が除かれることを示唆

# 4. 長期保管の検討及び廃棄物の処理に関する検討

## 4-2 セシウム吸着装置吸着塔の評価(2)

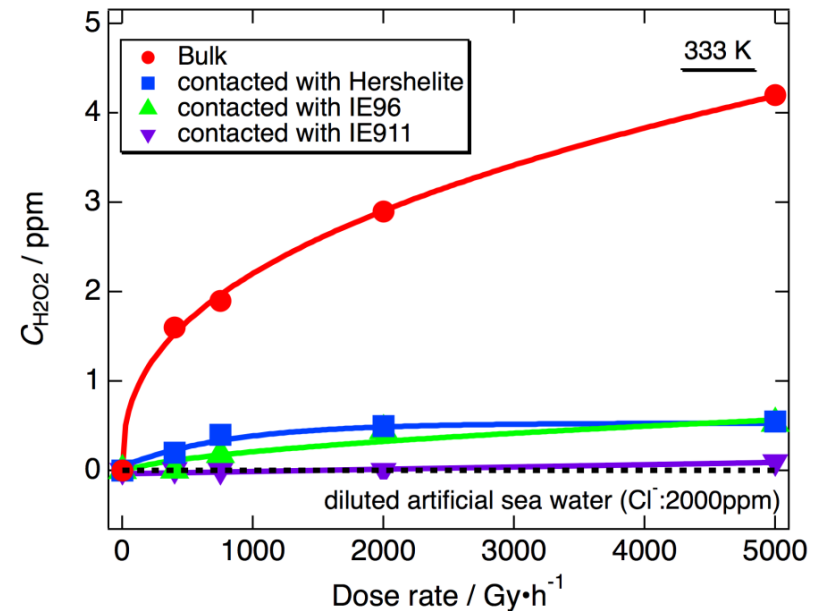
### ガンマ線照射下での電気化学試験



照射下ステンレス鋼の定常浸漬電位( $E_{SP}$ )の測定結果

腐食に係わる定常浸漬電位  $E_{sp}$  (高電位ほど腐食発生リスクが高まる)はガンマ線照射により上昇するが、KURION及びSARRYで使用されるゼオライト(Herschelite、IE96、IE911)の共存により、上昇が抑制された。

### ゼオライトによる腐食発生リスクの低減作用の検討



ガンマ線照射下の過酸化水素の測定結果

ガンマ線照射下でのゼオライト共存系における水質分析を実施し、ゼオライト共存下での $E_{sp}$ 上昇抑制作用は、ゼオライトによる過酸化水素生成の抑制によることを解明した。

# 5. 廃棄物の処分に関する検討

## 5-1 背景・目標

### ➤ 1F廃棄物の処分の検討における特殊性

- ◆ 従来の処分の検討は、「意図した処分方法により、対象とする廃棄物を現実的に安全に処分できることを提示すること」を主要な目的として実施してる。
- ◆ 1F廃棄物については、廃棄物の性状が十分把握されていないだけでなく、処分の方法も定められていない。
- ◆ そこで、1F廃棄物の処分の検討においては、廃棄物の性状把握により得られる最新の情報（個々の廃棄物の核種インベントリ，含有物質の特徴等）を利用しつつ、まずは、廃棄物ごとに、安全に処分可能と見なすことができる処分方法の候補を見出すこと、そして、その結果の論拠を説明するための評価手法を提示することを当面（2017年度まで）の目標としている。
- ◆ 従来の処分の検討で示されているような、「処分の安全性及び実現性の提示」は、その次の段階で実施する。

### ➤ 2017年度までの1F廃棄物の処分の検討の目標

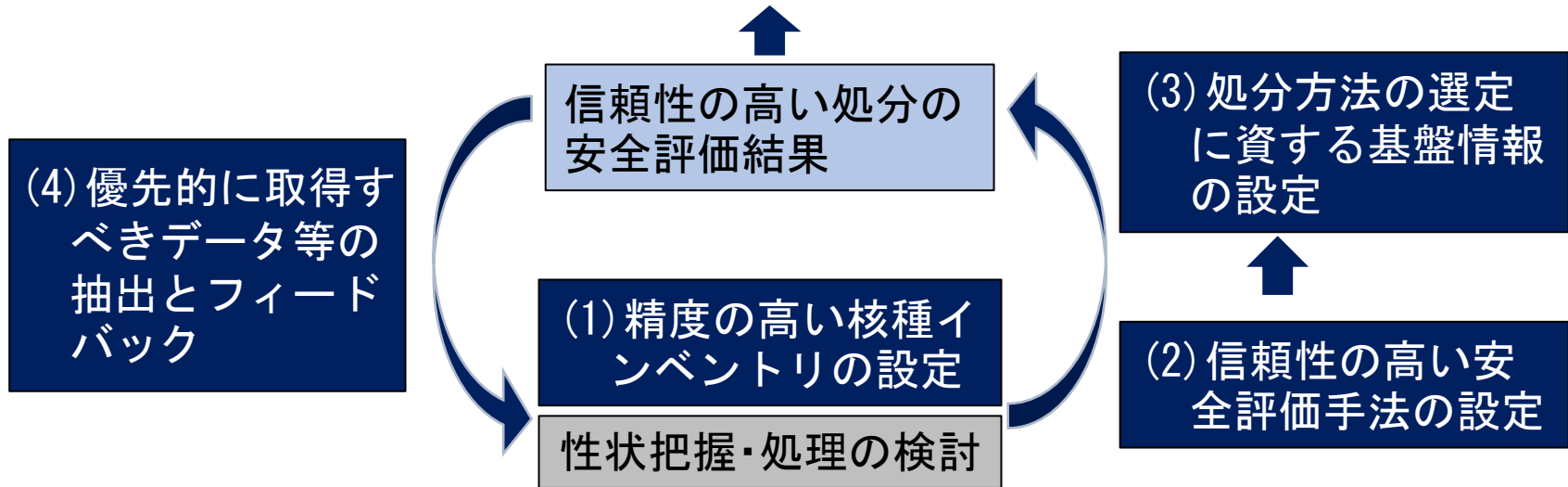
「廃棄物ごとに適用可能な処分概念候補と安全評価手法の提示」



# 5. 廃棄物の処分に関する検討

## 5-2 検討の進め方

「廃棄物ごとに適用可能な処分概念候補とその評価手法を提示」



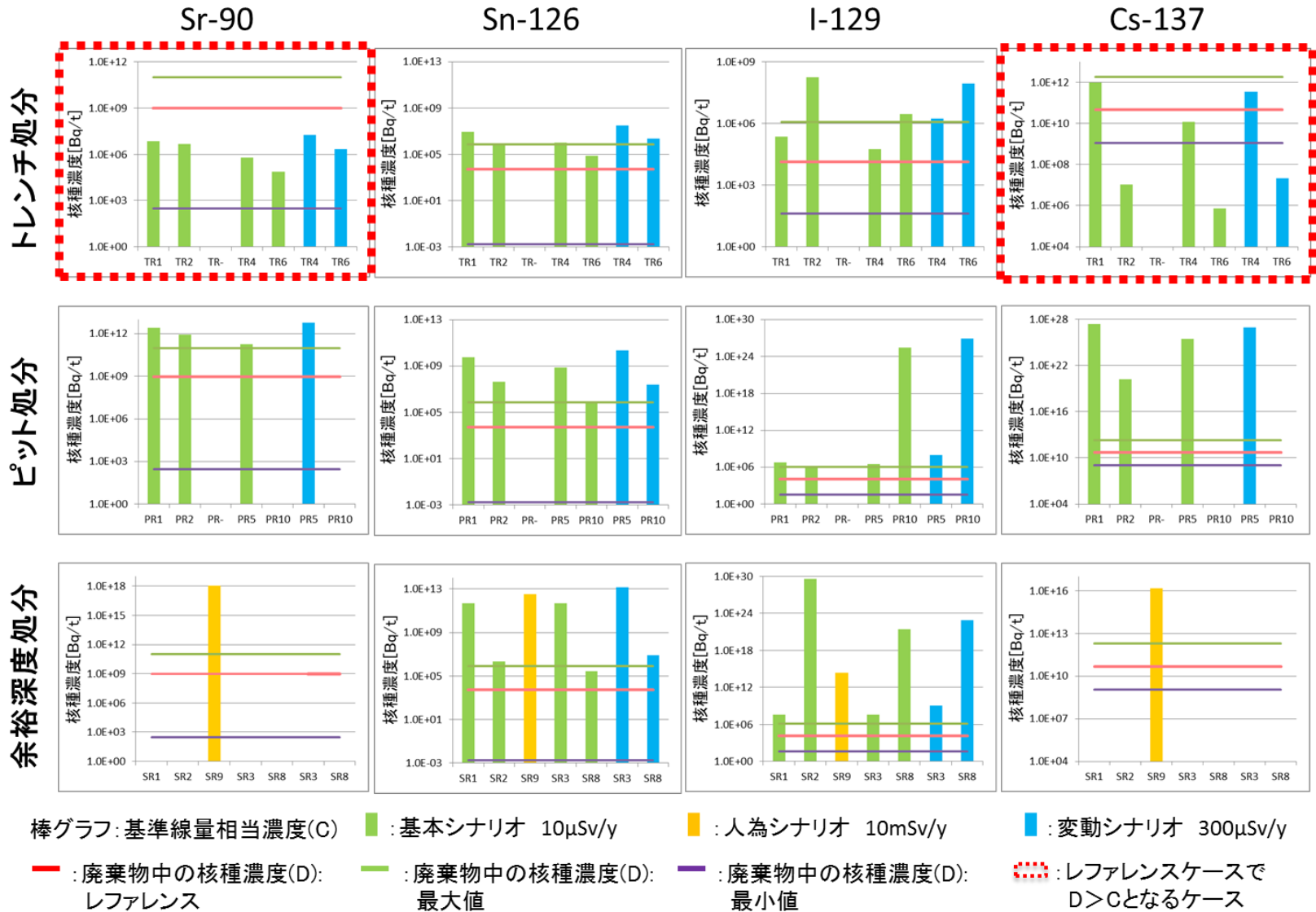
➤ 廃棄物の処分に関する検討の目標「廃棄物ごとに適用可能な処分概念候補とその評価手法を提示」を達成するためには、「信頼性の高い処分の安全評価結果」が必要。そのためには、以下の設定等が必要

- (1) 精度の高い核種インベントリの設定
- (2) 信頼性の高い評価手法（シナリオ、モデル、パラメータ、解析ケース）の設定
- (3) 処分方法の選定に資する基盤情報の設定（工学的対策につながる情報）
- (4) 優先的に取得すべきデータ等の抽出とフィードバック

(1)、(2)は評価のための前提条件の整備。(4)は、性状把握、処理等の本プロジェクト全体を効率的に進めることに資する情報の提示。(3)の検討結果は、本検討の目標達成に資する具体的な情報(想定する処分方法において、安全性を確保するための対策、または、合理化するための対策)に相当

# 5. 廃棄物の処分に関する検討

## 5-3 ガレキの基準線量相当濃度評価結果(1)



# 5. 廃棄物の処分に関する検討

## 5-3 ガレキの基準線量相当濃度評価結果(2)

成立条件【基準線量相当濃度(C)】と入力条件【廃棄物中の濃度(D)】との比較

◆  $C > D$  ( $1 > D/C$ ) の場合



基準線量を超える影響を与えないことを意味する。  
(安全裕度有)

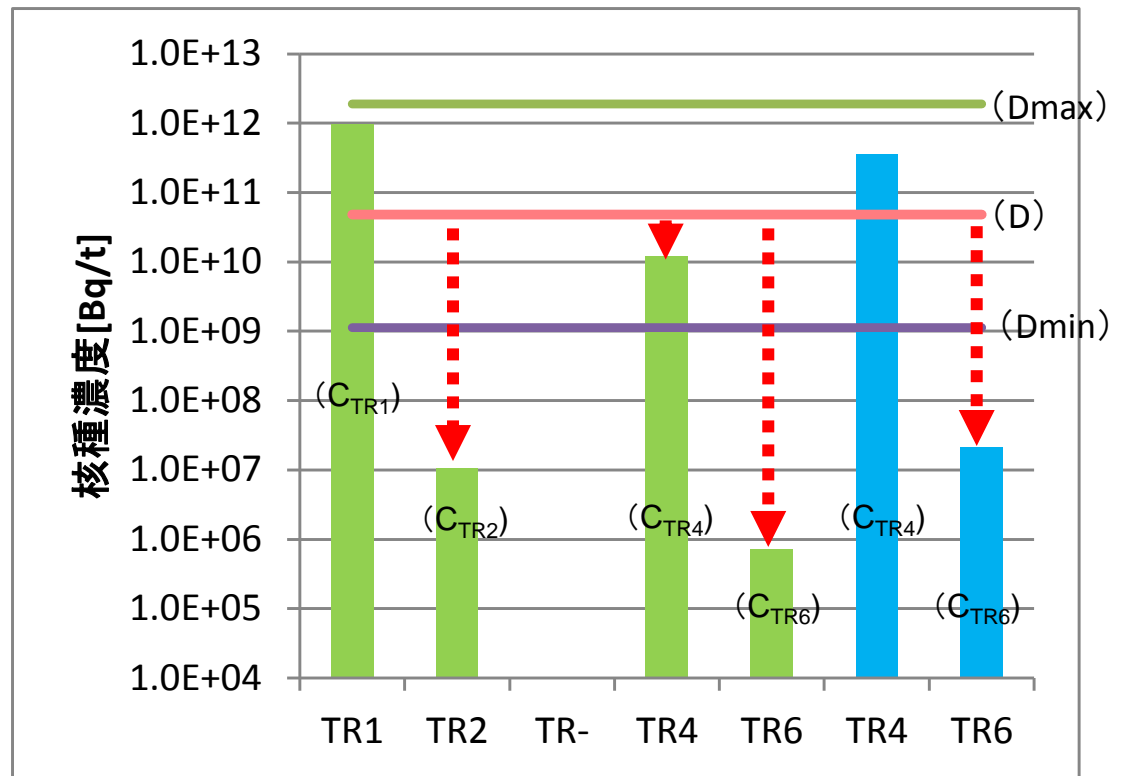
◆  $D > C$  ( $D/C > 1$ ) の場合



基準線量以上の影響を与えることを意味する。  
(安全裕度無)

Cs-137の場合、核種濃度(D)よりも基準線量濃度(C)が低い( $D > C$ )解析ケースが存在することから、瓦礫をトレンチ処分の場合、安全基準を超える可能性が示唆される。

トレンチ処分(ガレキ) Cs-137



基準線量相当濃度(C)と廃棄物中の濃度(D)の比較

### ◆ 個別研究開発項目の検討に基づく廃棄物ストリームに関する総合的な検討の実施が重要

- 廃棄物中のインベントリや共存物質に関する情報を整備
- 汚染水処理廃棄物の処理・長期保管対策を明確化
- 個々の廃棄物の処分区分の見通しと処分概念の選定論拠を提示

#### ● 廃棄物中のインベントリ

- ✓ 分析値と文献値、解析的手法を併用し、様々な不確実性を考慮して、より信頼性の高い廃棄物中の核種インベントリを設定することが必要。

#### ● 汚染水処理廃棄物の処理・長期保管対策の明確化

- ✓ セシウムを吸着したフェロシアン化物を含んだ廃棄物やスラリーの安定固化にはジオポリマーが有効。今後は、これらの知見に基づき、基礎試験を継続し、データ蓄積、評価精度向上を図る。

#### ● 個々の廃棄物の処分区分の見通しと処分概念の選定論拠の提示

- ✓ 事故廃棄物の特徴(処理に関する情報も含む)や処分システムの安全機能の特性等を踏まえ、評価手法や解析ケースの設定の妥当性を向上させる。
- ✓ これらの評価手法や詳細な検討に基づき設定されたインベントリデータ等を用いて処分の安全性の評価を行い、廃棄物の処分区分の提示とその論拠を整備する。
- ✓ 安全評価結果等を活用し、処分の安全性に有意な影響を与えるなどの観点から、優先的に取得すべき情報やデータを抽出し、性状把握等の検討にフィードバックする。

ご清聴ありがとうございました

# 参考資料

# 4. 性状把握に関する研究開発

## 4-2 ガレキの分析

ガレキ試料を分析し、主要な核種の相関や、発生場所による影響を調べた。

- 原子炉建屋内の瓦礫(コンクリート、保温材)とボーリングコア(表面塗膜)の試料を分析した(図1)。
- $^{137}\text{Cs}$ と $^{90}\text{Sr}$ の濃度に比例関係の傾向が見られた(図2)。
  - ◇ 比率は、2号機5階、1号機1階、3号機1階の順序であった。
  - ◇ 汚染状況を詳しく(建屋、階などの領域ごとに)調べることが重要である。
- $^{14}\text{C}$ と $^3\text{H}$ は建屋外4号機周辺の試料が $^{137}\text{Cs}$ 濃度と相関しない(図2)。
  - ◇ 一方で、 $^{14}\text{C}$ と $^3\text{H}$ が相関する傾向がみられ、Cs-Srと区別して取り扱いが適当と思われる。



1号機コンクリート  
(1RB-AS-R4)



2号機コア表面塗膜  
(2RB-DE-C2)

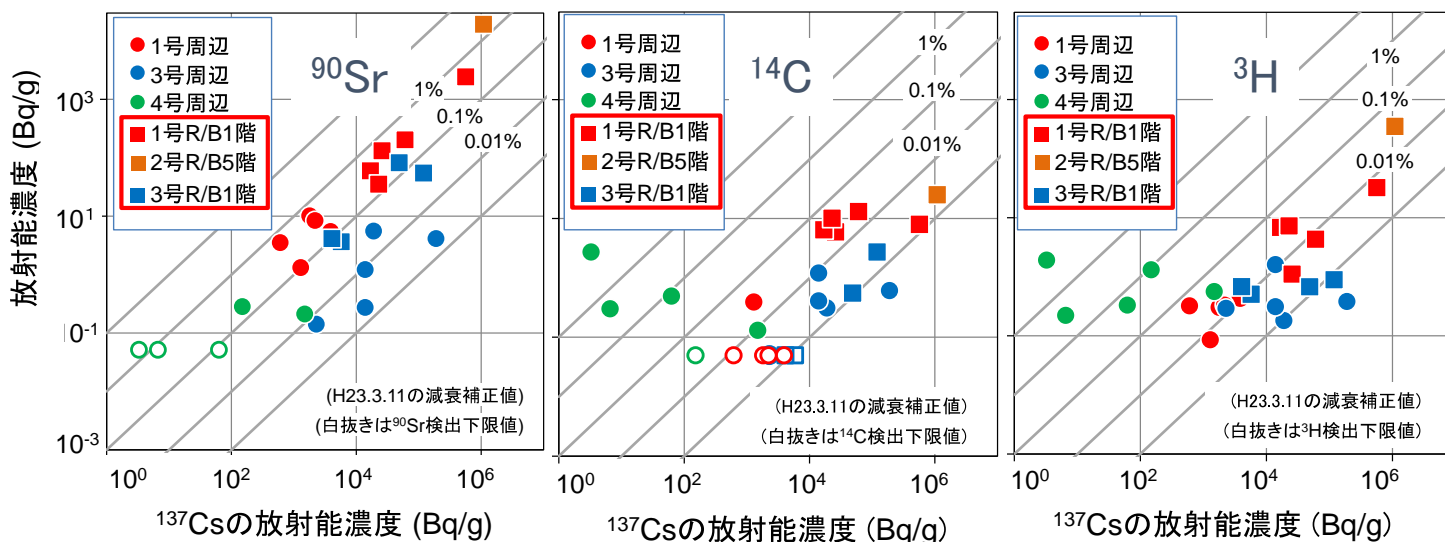


図2 建屋内部で採取した瓦礫の $^{137}\text{Cs}$ と $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{14}\text{C}$ 並びに $^3\text{H}$ 放射能濃度の相関  
(原子炉建屋周辺で採取した瓦礫をともに示す)

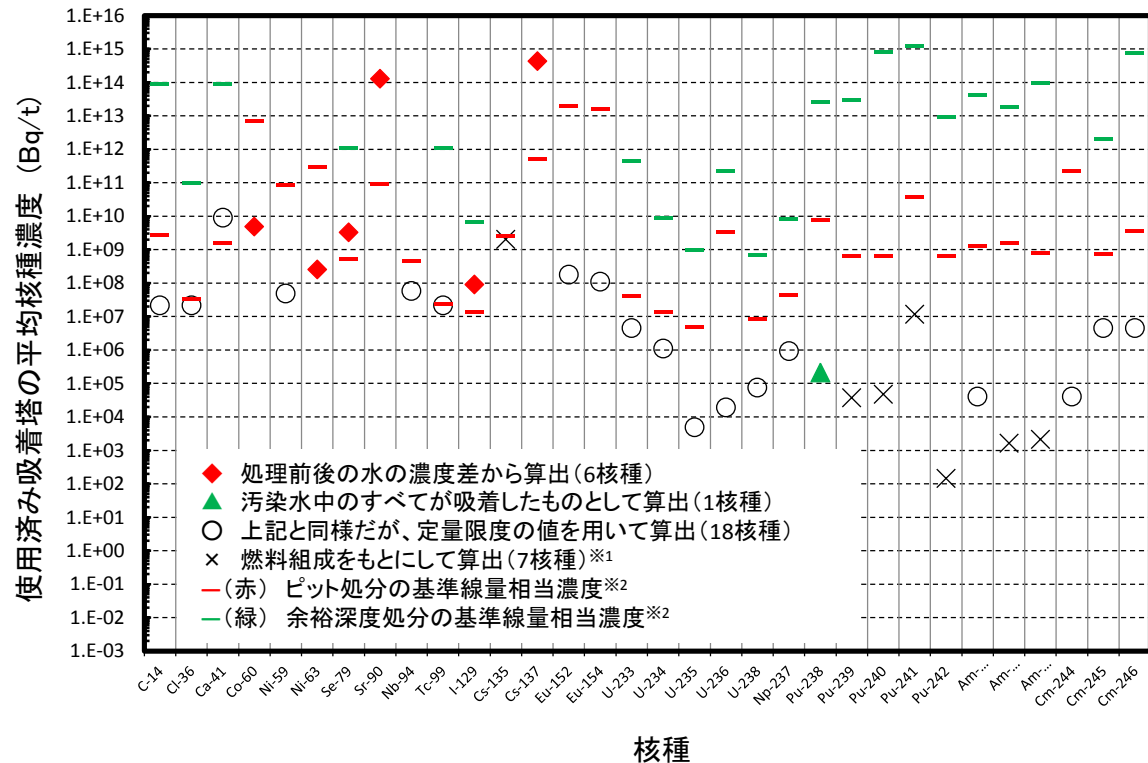
図1 試料の外観

# 3. 性状把握に関する研究開発

## 3-3 分析結果からのインベントリ評価(汚染水二次廃棄物)

実廃棄物の分析が困難である汚染水処理二次廃棄物について、汚染水の分析データを用いてインベントリを評価した。

- セシウム吸着塔 (KURION) のインベントリを滞留水・処理水の分析データを用いて評価
  - ◇ 装置入口で不検出であった核種は、保守的な評価とするために、入口濃度が検出下限値であるとして算出
- 非常に保守的な評価であるが、ほとんどの核種はピット処分上限値未満である。
- Ca-41、I-129、Sr-90については、今後より現実的な補正を行う必要がある。
- 処分区分の検討において、処分概念の基準線量相当濃度と比較することが可能となる。



セシウム吸着装置吸着塔の放射能量(インベントリデータセット)  
(水分析データを用いて推算)

※1 燃料中核種組成(JAEA-Data/Code 2012-018)の比から算出した値。

※2 原子力安全委員会, 低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について, 平成19年5月21日.



# 試料の情報

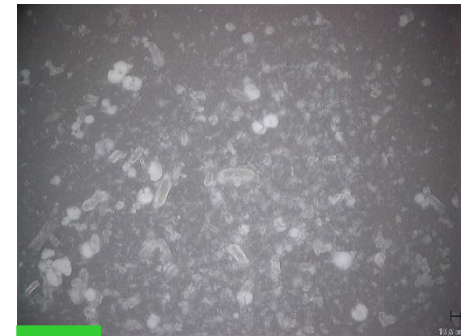
No.	種類	採取日	試料名	体積 (cm <sup>3</sup> )	線量率※ (μSv/h)
1	鉄共沈スラリー	H26.6.5	AL-S1-1	約10	300
			AL-S1-2	約50	950
2	炭酸塩沈殿スラリー	H26.6.11	AL-S2-1	約10	2,700
			AL-S2-2	約50	6,700

※バイアル瓶の表面線量率。測定日はH26年6月30日。B.G.は3.5~4.0μSv/h。



500μm

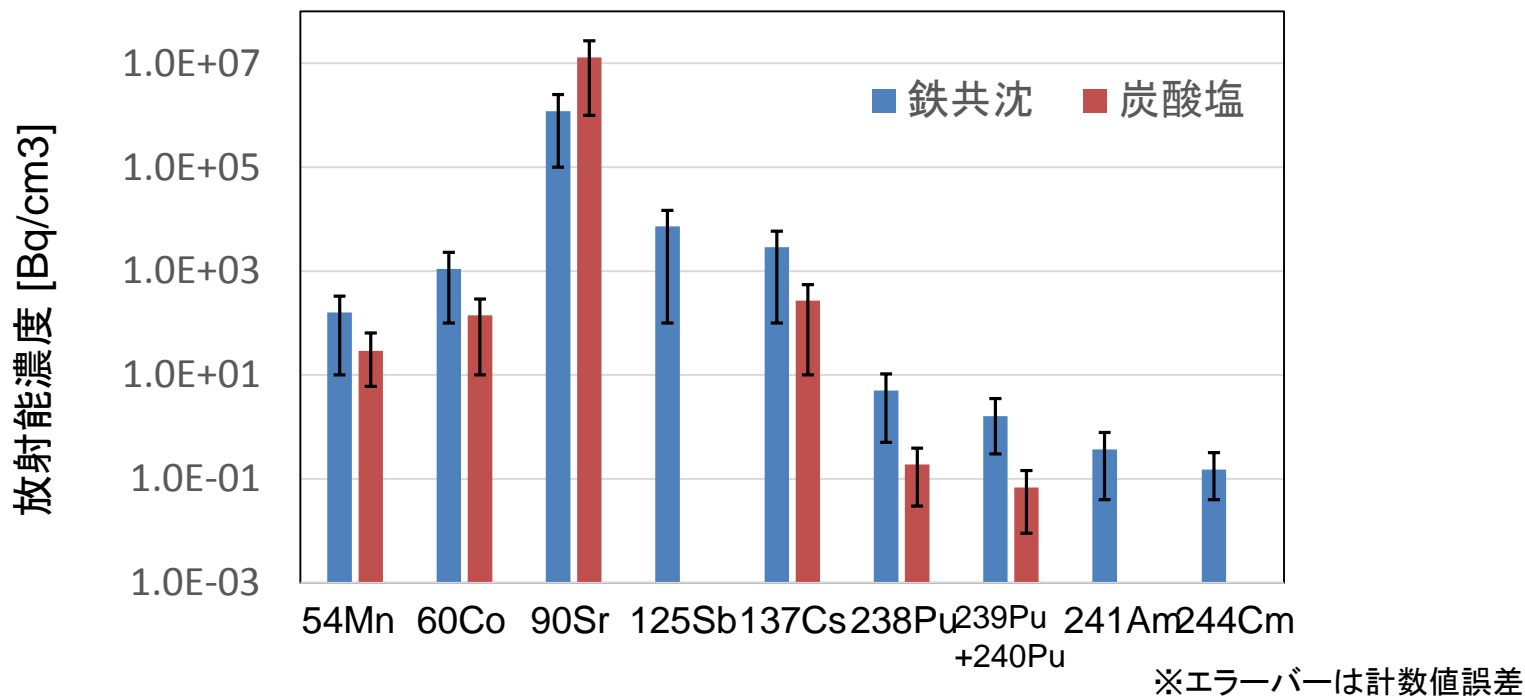
鉄共沈スラリー



100μm

炭酸塩沈殿スラリー

# 放射性核種分析結果



- 鉄共沈、炭酸塩沈殿ともに<sup>90</sup>Srが支配的であり、<sup>137</sup>Csに比べて3桁以上も高い。
- <sup>125</sup>Sb, <sup>241</sup>Am, <sup>244</sup>Cm : 炭酸塩沈殿で不検出。
- 水処理設備入口水中のPu平均濃度は、<sup>238</sup>Pu: $3.0 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup>、<sup>239</sup>Pu+<sup>240</sup>Pu : $1.3 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup>であり、水処理設備入口水に対する鉄共沈スラリー中のPu濃度比は800~1700、水処理設備入口水に対する炭酸塩沈殿スラリー中のPu濃度比は、30~60であった。Puは、Sr等と同様に除去された。

# 4. 性状把握に関する研究開発

## 4-6 分析結果からのインベントリ評価(ガレキ等)

ガレキ、伐採木、土壌について、分析値を用いて検出されない核種も含めてインベントリを試算した。

- 不検出の核種の濃度を推定するために、分析値をもとにして元素の汚染ふるまいを仮定して、インベントリの推定を試みた。
- 汚染ふるまいについて、輸送比を用いて評価し、不検出の核種の汚染度合いを仮定した。(表1)
- ガレキ、伐採木、土壌を対象として、輸送比を設定してインベントリをそれぞれ試算した。(表2)

表1 瓦礫試料の分析データから求めた元素の輸送比

元素	核種	輸送比	備考
H	H-3	0.01	
C	C-14	100	
Co	Co-60	1	
Ni	<sup>59,63</sup> Ni	≤0.001	不検出であり、Ni-63の検出限界を参考とした。
Se	<sup>79</sup> Se	~1	不検出であり、土壌への値を参考とした。
Sr	<sup>90</sup> Sr	0.001	
Nb	<sup>94</sup> Nb	≤0.001	不検出であり、土壌への値、アクチノイドの値を参考とした。
Tc	<sup>99</sup> Tc	≤0.1	不検出であり、検出限界を参考とした。
I	<sup>129</sup> I	~1	不検出であり、土壌への値を参考とした。
Cs	<sup>137</sup> Cs	1	
Eu, Pu, Am, Cm	<sup>152,154</sup> Eu, <sup>238,239,240</sup> Pu, <sup>241</sup> Am, <sup>244</sup> Cm	≤0.0001	不検出であり、Pu-238の検出限界を参考とした。

### 輸送比 T の定義

- ❖ 元素Xが核燃料 (fuel) から対象 (tgt) へと移行した割合を、基準とする核種に対する比として求める。

$$T_X = \frac{N_{X,tgt} / N_{X,fuel}}{N_{std,tgt} / N_{std,fuel}} = \frac{c_{X,tgt} / A_{X,fuel}}{c_{std,tgt} / A_{std,fuel}}$$

- ❖ N は原子数、c は濃度 (Bq/kg, Bq/mL)、A は放射能 (Bq)、X は対象とする核種、std は基準とする核種 (<sup>137</sup>Cs) を表す。
- ❖ A は半減期補正して適用する。

表2 推定したガレキの放射能(主要核種の分類)

分類	放射能 [Bq]	割合
γ線核種	1×10 <sup>15</sup>	99%
β線核種	8×10 <sup>12</sup>	0.1%
α線核種	5×10 <sup>9</sup>	0.0004%

# 5. 長期保管の検討及び廃棄物の処理に関する検討

## 5-3 廃棄物の処理に関する検討 (ALPS無機系二次廃棄物)

### ◆ 多核種除去装置廃棄物の廃棄体化技術

- 多核種除去設備から発生するスラリーの安定化処理物や廃吸着材(酸化チタン、チタン酸ナトリウム)のセメントおよびジオポリマー固化試験を実施した。
- 普通ポルトランドセメント(OPC)、高炉スラグセメントB種(BB)およびジオポリマー(GP)を使用した固化試験では、いずれも1日で硬化し、ひび割れ等が生じない固化体を作製できた。(図1)。40%充填固化体ではほとんどの条件で5 MPaを上回る良好な強度が得られた(図2)。
- 固化体の水浸漬試験から、セメント系固化体は放射性元素の閉じ込め性が若干悪く、GP固化体は放射性元素の閉じ込め性には優れるが主要成分が浸出しやすいことが観察された。
- ガンマ線照射試験の結果、水素ガス発生G値は固型化材や模擬廃棄物の違いによる影響が大きいことが示された(図3)。

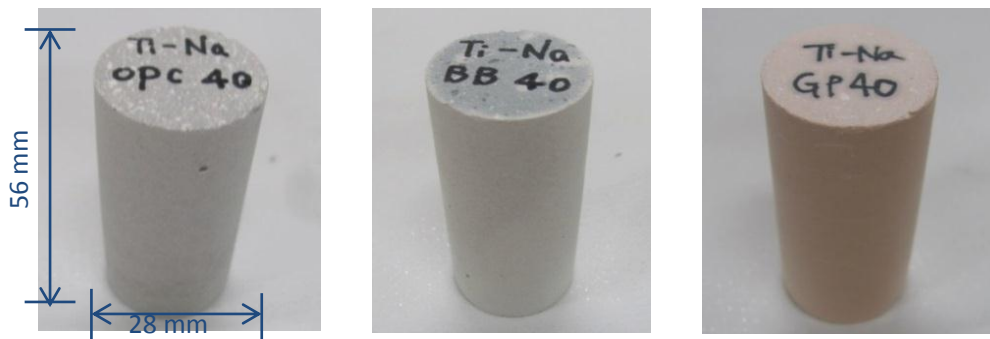


図1 作製した固化体の外観 (TiNa40%充填固化体)

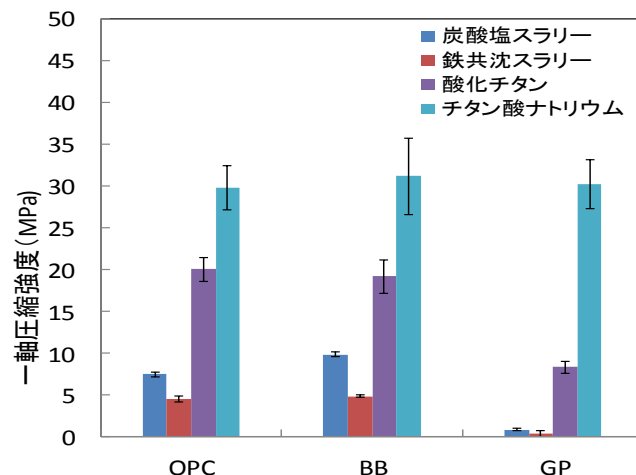


図2 固化体の圧縮強度 (40%充填固化体)

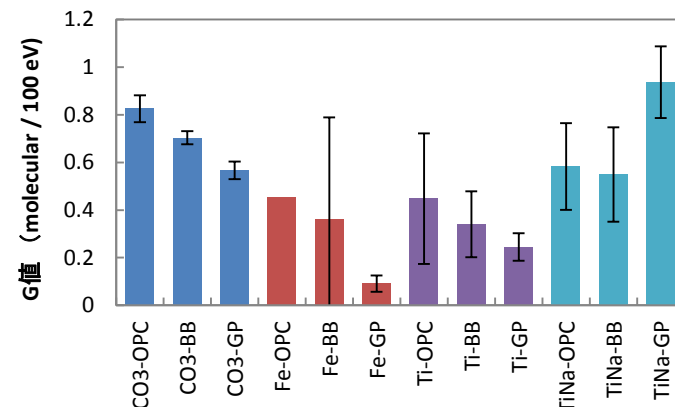


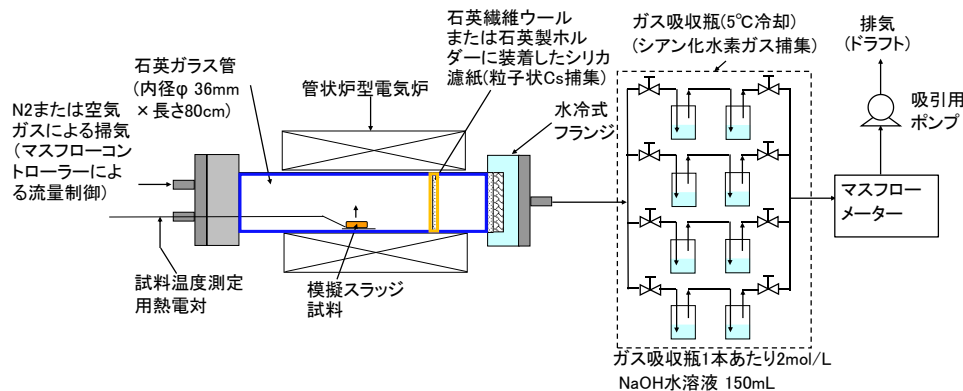
図3 自由水を対象にした水素発生G値 (40%充填固化体)

CO3:炭酸塩スラリー Fe:鉄共沈スラリー  
Ti:酸化チタン TiNa:チタン酸ナトリウム

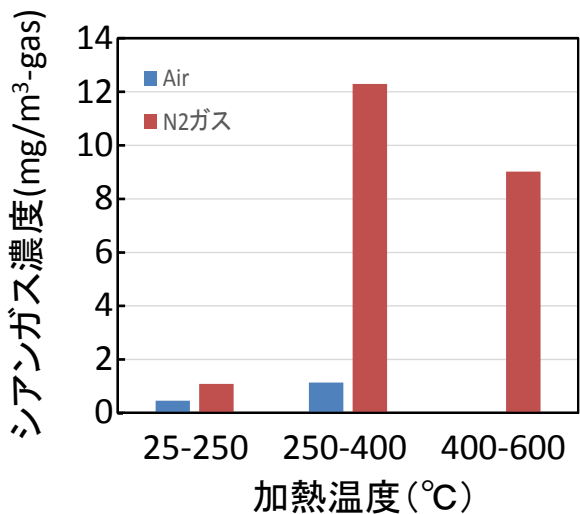
# 5. 長期保管の検討及び廃棄物の処理に関する検討

## 5-4 フェロシアン化合物の高温処理時の核種の揮発挙動

- ◆ 高温によるプロセスを伴う廃棄体化では、放射性物質の揮発が想定される。
- ◆ 除染装置から発生したスラッジの模擬物中のフェロシアン化合物を加熱分解する際のCsの揮発率を評価した。
- ◆ 検討因子：加熱温度  
掃気ガスの種類  
試料まわりの掃気ガス流速の影響



実験装置の概略



シアン化水素ガス放出量に対する雰囲気ガス中の酸素の有無の影響

### Cs揮発量の結果

- 600°Cまでの加熱分解      Csの揮発は1%程度
- 1000°Cまで加熱            97%のCsが揮発
- 窒素掃気で加熱              排気中にシアンガスを検出



十分に酸素が存在する空気雰囲気において600°C以下でスラッジを加熱処理することによって、Csの揮発を1%程度に、CNガスを発生量を規制濃度以下に抑えてフェロシアン化合物を分解できる。