



平成24年度 研究開発・評価報告書  
評価課題「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」  
及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」  
(中間評価)

Assessment Report of Research and Development on  
"The Abolition Measures of Nuclear Facilities and Associated Technology Development"  
and "Radioactive Waste Treatment and Disposal and Associated Technology Development"  
(Interim Report)

バックエンド推進部門  
Nuclear Cycle Backend Directorate

July 2014

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)  
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency.  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

平成 24 年度 研究開発・評価報告書  
評価課題「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」  
及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」  
(中間評価)

日本原子力研究開発機構  
バックエンド推進部門

(2014 年 2 月 18 日 受理)

独立行政法人日本原子力研究開発機構は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」、並びに原子力機構の「研究開発課題評価実施規定」(平成 18 年 1 月 1 日改訂)等に基づき、「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」に関する中間評価を研究開発・評価委員会(バックエンド推進・評価委員会)に諮問した。

これを受けて、バックエンド推進・評価委員会は、委員会にて評価方法を定め、「研究開発及び事業推進の目的・意義」「研究開発成果の貢献」「研究開発及び事業推進の目標・計画と成果」の観点から中間評価を行い、妥当であると評価した。

---

本報告書は、研究開発評価委員会(バックエンド推進・評価委員会)が「国の研究開発評価に関する大綱的指針」等に基づき実施した外部評価の結果を取りまとめたものである。  
原子力科学研究所(駐在): 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

**Assessment Report of Research and Development on “The Abolition Measures of Nuclear Facilities and Associated Technology Development” and “Radioactive Waste Treatment and Disposal and Associated Technology Development”  
(Interim Report)**

Nuclear Cycle Backend Directorate  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February 18, 2014)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) consulted the “Evaluation Committee for Nuclear Cycle Backend Program Promotion” to perform the interim evaluation of “the abolition measures of nuclear facilities and associated technology development” project and “radioactive waste treatment and disposal and associated technology development” project in accordance with the “Guideline for evaluation of government R&D activities” , the “Guideline for evaluation of R&D in Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT)” and the “Operational rule for evaluation of R&D activities” by JAEA.

In response to JAEA’s request, the Committee decided the evaluation method and performed the interim evaluation of both projects from the viewpoints of purposes, plans, results and so on. As a result of review, the Committee concluded that both projects were proceeded adequately.

Keywords : Nuclear Cycle Backend, Decommissioning, Radioactive Waste Management

---

This evaluation report presents the results of third-party evaluation conducted on the basis of “General guideline for evaluation of government R&D activities”, etc.

目 次

1. 概要	1
2. バックエンド推進・評価委員会の構成	2
3. 審議経過	3
4. 評価	4
5. 平成 24 年度 中間評価の視点について	7
6. 評価結果	9
参考資料	31

Contents

1. Overview	1
2. Evaluation Committee for Nuclear Cycle Backend Program Promotion	2
3. Assessment schedule	3
4. Assessment	4
5. Viewpoint of the interim evaluation in 2012	7
6. Result of assessment	9
References	31

This is a blank page.

## 1. 概要

独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成 17 年 3 月 29 日内閣総理大臣決定）及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」（平成 17 年 9 月 26 日文部科学大臣決定）、並びに原子力機構の「研究開発課題評価実施規定」（平成 18 年 1 月 1 日改訂）等に基づき、「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」に関する中間評価を研究開発・評価委員会（バックエンド推進・評価委員会）に諮問した。

これを受けて、バックエンド推進・評価委員会は、委員会にて評価方法を定め、原子力機構から提出された課題説明資料、補足説明資料及び本委員会における議論を踏まえ、諮問内容についての評価を実施した。委員会は計 3 回開催され、その結果、第 2 期中期計画における「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」については妥当であると評価した。

本報告書は、バックエンド推進・評価委員会が「国の研究開発評価に関する大綱的指針」等に基づき実施した中間評価の結果を取りまとめたものである。

## 2. バックエンド推進・評価委員会の構成

本委員会は平成 18 年 1 月 1 日に設置され、以下の 9 名の委員で構成されている。

委員長	栢山 修	公益財団法人 原子力安全研究協会 放射線・廃棄物安全研究所 所長
委員 (五十音順)	出光 一哉	九州大学大学院工学研究院 エネルギー量子工学部門教授
	小田 英紀	電気事業連合会 原子力部 部長
	加藤 正美	独立行政法人 原子力安全基盤機構 核燃料廃棄物安全部 部長
	小佐古 敏荘	東京大学大学院 工学系研究科 原子力専攻教授
	田辺 博三	財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター 技術参事
	牧野 一郎	日本原燃 株式会社 埋設事業部 埋設計画部長
	山内 豊明	日本原子力発電株式会社 廃止措置プロジェクト推進室 副室長
	山名 元	京都大学 原子炉実験所 原子力基礎工学研究部門教授

### 3. 審議経過

(1) 平成 24 年度第 1 回目委員会（バックエンド推進・評価委員会としては第 16 回目）

平成 24 年 7 月 26 日

- 「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」中間評価の進め方について説明・決定
- 「原子力施設の廃止措置」について説明・質疑応答
- 「原子力施設の廃止措置に関連する技術開発」について説明・質疑応答

(2) 平成 24 年度第 2 回目委員会（バックエンド推進・評価委員会としては第 17 回目）

平成 24 年 10 月 16 日

- 「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」の中間評価の審議
- 「放射性廃棄物処理処分」について説明・質疑応答
- 「放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発」について説明・質疑応答

(3) 平成 24 年度第 3 回目委員会（バックエンド推進・評価委員会としては第 18 回目）

平成 25 年 1 月 8 日

- 「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」の中間評価の審議
- 研究開発課題の中間評価の審議

(4) 評価結果（答申書）のまとめ

上記の審議結果に基づき、委員長が評価結果を取りまとめ、平成 25 年 2 月 7 日に答申した。

## 4. 評価

中間評価にあたっては、以下評価計画についてバックエンド推進・評価委員会にて説明を行い、各委員の了承を得て進めた。

### 4.1 はじめに

バックエンド推進・評価委員会は、原子力機構の発足とともに平成 17 年度に第 1 回を開催し、「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」について概要説明を行い、平成 18 年度以降は、研究開発及び事業推進の進捗状況を報告している。

平成 20 年度に、理事長からの諮問に応じ、第 1 期中期計画の研究開発及び事業推進に対しての中間評価を実施した。中間評価以降も、研究開発及び事業推進の進捗状況を報告し、前回の中間評価から 3 年以上経過していることから平成 24 年度に、第 2 期中期計画の研究開発及び事業推進に対し中間評価を行った。

### 4.2 評価対象

平成 24 年度に実施した研究開発及び事業推進に係る中間評価の対象は、

- |                      |      |
|----------------------|------|
| ・原子力施設の廃止措置に関連する技術開発 | 5 項目 |
| ・放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発 | 7 項目 |
| ・放射性廃棄物処理処分          | 3 項目 |
| ・原子力施設の廃止措置          | 4 項目 |

であり、詳細については、添付 1「平成 24 年度 バックエンド推進・評価委員会 中間評価対象項目」に示す。

バックエンド推進部門及び関連する拠点は、本来の研究開発及び事業推進を進めながら、平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降、震災復旧及び福島第一原子力発電所事故の収束に向けた対応を実施してきた。

福島第一原子力発電所事故の収束に向けた取り組みは、福島技術本部の業務として、第 2 期中期計画に福島第一原子力発電所の廃止措置及び廃棄物の処理・処分等を追記し、実施してきた。

従って今回の中間評価では、福島関連の業務を除いた、自らの廃止措置等に関してバックエンド推進部門及び関連する拠点が実施した研究開発及び事業推進について中間評価を行った。

#### 4.3 評価項目及び評価基準

##### (1) 評価項目

中間評価の評価項目については、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」等に基づき設定した下記の項目とした。

- ① 研究開発（「放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発」及び「原子力施設の廃止措置に関連する技術開発」）
  - ・ 研究開発の目的・意義（研究開発の必要性）
  - ・ 研究開発成果の貢献（研究開発の有効性）
  - ・ 研究開発の目標・計画と成果（研究開発の効率性）
  - ・ その他（東日本大震災を踏まえた対応）
  - ・ 総合評価
- ② 事業推進（「放射性廃棄物処理処分」及び「原子力施設の廃止措置」）
  - ・ 事業推進の目的・意義（事業推進の必要性）
  - ・ 事業推進の目標・計画と進捗状況（事業推進の効率性）
  - ・ その他（東日本大震災を踏まえた対応）
  - ・ 総合評価

##### (2) 評価基準

上記評価項目の各項目については、「5. 平成 24 年度 中間評価の視点について」に示す視点で、以下の 4 段階で評価を行った。

- A：妥当である
- B：概ね妥当である
- C：一部計画変更が必要である
- D：大幅に計画変更が必要である

#### 4.4 評価作業手順

中間評価の実施は、以下の手順により行った。

- ① 平成 24 年度第 1 回目のバックエンド推進・評価委員会における審議
  - ・ 評価の進め方（評価方法）の決定
  - ・ 「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」に係る原子力機構からの説明・質疑応答
- ② 平成 24 年度第 1 回目の評価委員会終了後の作業
  - ・ 委員：「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」について追加質問の提出
  - ・ 事務局：追加質問への回答作成及び委員への送付

- ・委員：説明資料、質疑内容、追加質問に対する回答等を踏まえ、各評価項目についての評価及び書面の提出（書面の様式を添付 2-1「評価シート 課題名：「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」」に示す）
  - ・事務局：評価意見の取りまとめ、平成 24 年度第 2 回目の評価委員会の資料作成
- ③ 平成 24 年度第 2 回目のバックエンド推進・評価委員会における審議
- ・「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」に対する中間評価についての審議
  - ・「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」に係る原子力機構からの説明・質疑応答
- ④ 平成 24 年度第 2 回目の評価委員会終了後の作業
- ・委員：「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」について追加質問の提出
  - ・事務局：追加質問への回答作成及び委員への送付
  - ・委員：説明資料、質疑内容、追加質問に対する回答等を踏まえ、各評価項目についての評価及び書面の提出（書面の様式を添付 2-2「評価シート 課題名：「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」」に示す）
  - ・事務局：評価意見の取りまとめ、平成 24 年度第 3 回目の評価委員会の資料作成
- ⑤ 平成 24 年度第 3 回目のバックエンド推進・評価委員会における審議
- ・「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」に対する中間評価についての審議
- ⑥ 評価結果のまとめ
- ・委員長：上記の審議結果に基づき、委員会として中間評価結果の取りまとめ及び原子力機構理事長に答申

## 5. 平成 24 年度 中間評価の視点について

### 5.1 はじめに

「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」の中間評価を行うにあたり、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成 20 年 10 月 31 日内閣総理大臣決定）、「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」（平成 21 年 2 月 17 日文部科学大臣決定）および「東日本大震災を踏まえた今後の科学技術・学術政策の検討の視点」（平成 23 年 5 月 31 日 科学技術・学術審議会決定）などを参考に、中間評価の視点について取りまとめた。

### 5.2 評価項目および視点

評価項目および評価の重点的視点（○数字：項目、矢印：視点・基準）を以下のとおりとした。

#### (1) 研究開発（「放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発」及び「原子力施設の廃止措置に関連する技術開発」）

##### ① 研究開発の目的・意義（研究開発の必要性）

- ・ 国費を用いた研究開発としての意義
  - 機関の設置目的（廃止措置・処理処分を安全かつ効率的に行うために技術開発を行い、将来負担するコストの低減を技術的に可能とする）に合致しているか。
  - 国や社会のニーズへの適合性はよいか。
- ・ 科学的・技術的な意義
  - 先導性、発展性はあるか。
- ・ 社会的・経済的意義
  - 社会的価値（安全・安心で心豊かな社会等）の創出はあるか。

##### ② 研究開発成果の貢献（研究開発の有効性）

- ・ 実用化への貢献
  - 放射性廃棄物の処理処分の実現への貢献は十分か。
- ・ 研究開発の質の向上への貢献
  - 研究開発の質の向上に対して貢献は十分か。
- ・ 人材養成・知的基盤整備
  - 人材養成・技術継承への取り組みはなされているか。

##### ③ 研究開発の目標・計画と成果（研究開発の効率性）

- ・ 計画の妥当性
  - 目標、各研究項目の設定は妥当であったか。
- ・ 成果の進捗状況に対する妥当性

- 目標・計画に対して進捗状況は妥当か。
  - ・ 情報発信、国民との相互理解の促進
    - 得られた成果について周知・公表しているか。
  - ④ その他（東日本大震災を踏まえた対応）
    - ・ 研究開発の成果の適切かつ効果的な活用
      - 復興、再生にあたって直面する問題をきめ細かく捉えているか。また、それらを踏まえ、科学技術の観点から復興、再生の向上のためにどのように貢献できるか。  
(処理処分技術の福島廃棄物への貢献、廃止措置技術の福島原発の解体への貢献等)
  - ⑤ 総合評価
    - ・ 上記各項目の評価を踏まえた総合的な判断
- (2) 事業推進（「放射性廃棄物処理処分」及び「原子力施設の廃止措置」）
- ① 事業推進の目的・意義（事業推進の必要性）
    - ・ 国費を用いた事業推進としての意義
      - 機関の設置目的に合致しているか。
      - 国や社会のニーズへの適合性はよいか。
  - ② 事業推進の目標・計画と進捗状況（事業推進の効率性）
    - ・ 計画の妥当性
      - 目標、各事業推進項目の設定は妥当であったか。
    - ・ 事業の進捗状況に対する妥当性
      - 目標・計画に対して進捗状況は妥当か。
    - ・ 情報発信、国民との相互理解の促進
      - 進捗状況について周知・公表しているか。
  - ③ その他（東日本大震災を踏まえた対応）
    - ・ 事業推進の実績の適切かつ効果的な活用
      - 処理処分技術の福島廃棄物への貢献、廃止措置技術の福島原発の解体への貢献等
  - ④ 総合評価
    - ・ 上記各項目の評価を踏まえた総合的な判断

## 6. 評価結果

研究開発課題「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」についての中間評価結果は、以下のとおり「妥当」と判断した。

- (1) 原子力機構における原子力施設の廃止措置は、第2期中期計画に基づき進められており、福島第一原子力発電所事故対応等の影響を最小限に抑えつつ、着実に実施されている。また、廃棄物処理施設の整備については、当初計画よりも遅れぎみであるが関係者の努力により着実に進められている。
- (2) 廃止措置及び放射性廃棄物処理処分に関する技術開発は、現状の技術課題を適確に選択し、今後多くの廃止措置や処理処分への活用を目的とした意義のあるものである。
- (3) これらの技術開発成果は、他の原子力施設の廃止措置を効率的に進めることや放射性廃棄物の処理処分に適用できる。

委員会からの答申書については、添付 3「研究開発課題の中間評価について（答申）」に示す。

また、中間評価の具体的な内容については、添付 4「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」の中間評価結果、添付 5「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」の中間評価結果及び添付 6「各委員の評価結果」に示す。

平成 24 年度 バックエンド推進・評価委員会 中間評価対象項目

区分	対象項目		第1回目	第2回目
技術開発	原子力施設の廃止措置の技術開発	廃止措置エンジニアリングシステム開発	○	
		クリアランスレベル検認評価システム開発	○	
		「ふげん」解体技術等開発（切断工法、トリチウム除去）※1	○	
		プルトニウム取扱施設解体技術等開発	○	
		再処理特別研究棟	○	
	放射性廃棄物処理の技術開発	廃棄物管理システム開発		○
		廃棄体化処理技術開発（セメント固化、脱硝、アスファルト固化体特性、アクチノイド除染）		○
		澱物処理技術開発		○
	放射性廃棄物確認等の技術開発	廃棄体確認技術開発（放射能測定評価技術（簡易迅速分析、高線量分析）		○
		放射能評価技術開発（原科研廃棄物評価方法）		○
	放射性廃棄物処分の技術開発	余裕深度処分		○
		TRU 廃棄物地層処分		○
放射線処理廃棄物	低レベル放射性廃棄物処理	高減容処理施設		○
		固体廃棄物減容処理施設（OWTF）		○
		東海固体廃棄物廃棄体化施設（TWTF）		○
原子力施設の廃止措置	廃止措置を継続する施設	東海地区ウラン濃縮施設	○	
		新型転換炉「ふげん」+クリアランス ※1	○	
		濃縮工学施設、ウラン濃縮原型プラント、製錬転換施設、人形捨石堆積場、人形鉬さい堆積場	○	
	廃止措置に着手する施設	研究炉2（JRR-2）、再処理特別研究棟、ホットラボ施設（照射後試験施設）+旧JRR-3コンクリートクリアランス※2	○	
		ウラン濃縮研究棟、液体処理場 ※2		
廃止措置を終了する施設	保障措置技術開発試験室施設（SGL）、モックアップ試験室建家※2			

○：報告対象項目

※1：ふげんの廃止措置の状況としてまとめて報告を行う。

※2：原子力科学研究所施設の廃止措置の状況としてまとめて報告を行う。

# 評価シート

課題名:「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」

バックエンド推進・評価委員会委員: \* \* \* \*

	評価	意見等
研究開発及び事業推進の目的・意義 (研究開発の必要性) (事業推進の必要性)		
研究開発成果の貢献 (研究開発の有効性)		
研究開発及び事業推進の目標・計画と成果 (研究開発の効率性) (事業推進の効率性)		
その他 (東日本大震災を踏まえた対応)		
総合評価		

評価基準	A: 妥当である
	B: 概ね妥当である
	C: 一部計画変更が必要
	D: 大幅に計画変更が必要

# 評価シート

課題名:「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」

バックエンド推進・評価委員会委員: \* \* \* \*

	評価	意見等
研究開発及び事業推進の目的・意義 (研究開発の必要性) (事業推進の必要性)		
研究開発成果の貢献 (研究開発の有効性)		
研究開発及び事業推進の目標・計画と成果 (研究開発の効率性) (事業推進の効率性)		
その他 (東日本大震災を踏まえた対応)		
総合評価		

評価基準	A: 妥当である
	B: 概ね妥当である
	C: 一部計画変更が必要
	D: 大幅に計画変更が必要

添付 3

平成 25 年 2 月 7 日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構  
理事長 鈴木 篤之 殿

バックエンド推進・評価委員会  
委員長 朽山 修

研究開発課題の中間評価について（答申）

平成 24 年 7 月 23 日付貴発「24 原機（B）001」において諮問のありました「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」に関する中間評価の結果を別紙のとおり答申します。

別紙 Ⅰ： 研究開発課題の中間評価結果

以 上

## 研究開発課題の中間評価結果

## バックエンド推進・評価委員会

研究開発課題「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」について中間評価を実施した。その結果、以下のとおり「妥当」と判断する。

- (1) 原子力機構における原子力施設の廃止措置は、第2期中期計画に基づき進められており、福島第一原子力発電所事故対応等の影響を最小限に抑えつつ、着実に実施されている。また、廃棄物処理施設の整備については、当初計画よりも遅れぎみであるが関係者の努力により着実に進められている。
- (2) 廃止措置及び放射性廃棄物処理処分に関する技術開発は、現状の技術課題を適確に選択し、今後多くの廃止措置や処理処分への活用を目的とした意義のあるものである。
- (3) これらの技術開発成果は、他の原子力施設の廃止措置を効率的に進めることや放射性廃棄物の処理処分に適用できる。

なお、以下の2点について更なる取り組みを期待するとともに、今度とも本委員会としてフォローする。

- (1) 放射性廃棄物の処理処分に関する技術開発は、我が国のバックエンド対策を進める上で重要な課題である。技術開発に当たっては、唯一の原子力研究開発機関として処理から処分までの全体的な視点に立って合理的かつ効率的な処理処分を目指し、先導的な役割を担ってほしい。
- (2) 原子力機構の潜在的な技術能力を発揮し、福島第一原子力発電所の廃止措置の技術開発に一層貢献できるよう取り組んでほしい。

## 「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」の中間評価結果

「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」については、

1. 「研究開発及び事業推進の目的・意義」
2. 「研究開発成果の貢献」
3. 「研究開発及び事業推進の目標・計画と成果」

の観点から評価を実施した。

また、「その他（東日本大震災を踏まえた対応）」については、上記 3 項目の評価に際し参考とするために、原子力機構が実施する技術開発と福島第一原子力発電所の廃止措置との関連性や適用性を確認した。

## 1. 「研究開発及び事業推進の目的・意義」について

原子力機構が保有する原子力施設の廃止措置は、福島第一原子力発電所事故や原子力政策の如何に関わらず必ず実施しなければならない課題である。また、本事業を着実に推進することが、国民の原子力に対する社会的関心や安全安心の社会要請に沿うものである。

さらに、廃止措置に関する技術開発を行うことは、今後多くの原子力施設の廃止措置が計画されていることから有意義であり、日本の廃止措置技術のレベルを世界に向けて発信する絶好のチャンスでもある。

## 2. 「研究開発成果の貢献」について

原子力機構は、研究施設、原子炉施設、ウラン加工施設、プルトニウム燃料加工施設など廃止措置に係る技術実証ができる多種多様な原子力関連施設を保有している。これらの施設で行われる廃止措置や廃棄物のクリアランスは先導的事业であり、今後行われる原子力施設や商業炉の廃止措置及びそれに伴う廃棄物のクリアランスを効率的に進めることに貢献するものである。

具体的には、原子炉解体に係る切断工法の技術開発及び廃棄物のクリアランスレベル検認評価システムの開発等がある。

## 3. 「研究開発及び事業推進の目標・計画と成果」について

原子力機構の廃止措置及び関連する技術開発は、第 2 期中期計画に基づき進められており、福島第一原子力発電所事故対応等の影響が見られるものの、概ね計画通り達成できている。また、計画を進める上で予知しない事象を発見した際には計画や工程を見直すなど臨機応変な対応が図られている。

以上の評価から、「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」の総合評価は「妥当」と判断する。

なお、原子力機構が更により良い研究開発を進めるために、以下の意見を参考として取り組まれるよう期待する。

(1) 「研究開発及び事業推進の目的・意義」 関連

- 事業の推進は、主として資金投入・人的資源の確保、社会的な合意形成で限界がある。原子力機構は、当然ながら最大限の努力を払うことが必要であるが、原子力機構の努力範囲を越えた阻害要因を整理し、バックエンドの重要性について社会一般に受け入れられるよう理解促進に資することを期待する。
- バックエンド関連の技術開発は、廃止措置を進める上で今後も大きな意義をもち、事業面からの必要性も高まると考えられる。技術開発は、広い視野をもって行い、ブレークスルーによる技術開発の拡大に繋がるよう取り組むとともに、他の原子力施設の廃止措置にも活用されるよう期待する。

(2) 「研究開発成果の貢献」 関連

- 国内の原子力施設の廃止措置は、今後増加するものと予想される。廃止措置を行うための人材確保及び人材育成並びに知識継承に関しては、引き続き努力するとともに、技術開発の成果を、電気事業者や関連事業者へ円滑に展開されることを期待する。
- 社会が廃止措置の経験を共有・継承するためには、セーフティケースとして全ての施設の廃止措置計画の作成や工程管理のプロセスにおいてどのような困難に遭遇したかなどを記録し、技術伝承する仕組みを確立することを期待する。

(3) 「研究開発及び事業推進の目標・計画と成果」 関連

- 原子力機構の廃止措置を着実に推進するためには、集中的な投資を行い、一部の施設の廃止措置を前倒して行う等の検討を期待する。  
 例えば「ふげん」の廃止措置を今後加速することが要求されるが、技術の重点化による効率向上と速度のスピードアップが必要となる。
- 研究開発及び事業推進の目的の一つである事業の効率性あるいはコスト低減に対しては、目標、計画を明確にして進められることを期待する。
- 廃棄物のクリアランス、サイトの解放基準、作業員の被ばく管理等に対する技術開発は、放射線安全基準との整合を計りながら進めていくことを期待する。
- 新たな施設の建設に際しては、設計・建設段階から将来の廃止措置も考慮した計画を検討されることを期待する。

(4)「その他（東日本大震災を踏まえた対応）」関連

- 「ふげん」の切断工法に関する技術開発は、福島第一原子力発電所の廃止措置計画の作成にも有効な情報として活用できる可能性がある。「ふげん」の廃止措置の中から、福島第一原子力発電所の廃止措置の技術ポテンシャルを探る取り組みが進められており継続されることを期待する。
- バックエンドの計画を進める上で、福島第一原子力発電所事故対応とのバランスが上手くとれているか懸念される面もあるため、原子力機構内で調整されることを期待する。
- 福島第一原子力発電所事故収束に向けた取組みを開始しているが、事故の現状をよく把握し、廃止措置等に直結するテーマを積極的に取り込む等、適用性の高い技術を開発するよう期待する。
- 福島第一原子力発電所事故収束に向けた取組みとしては、廃止措置の経験や、技術的な能力を持つ人材が必要とされる折、国民との相互理解が重要となる。このため東日本大震災後のように国民からの信頼が失われた状況に対しては、これまで進めてきた「決定し、宣言し、防御する（Decide, Announce and Defend）」型ではなく「関与を促し、相互に交流し、共同作業する（Engage, interact and co-operate）」型へ転換し、地域・国民とのパートナーシップを構築することを期待する。

以 上

## 「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」の中間評価結果

「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」については、

1. 「研究開発及び事業推進の目的・意義」
2. 「研究開発成果の貢献」
3. 「研究開発及び事業推進の目標・計画と成果」

の観点から評価を実施した。

また、「その他（東日本大震災を踏まえた対応）」については、上記 3 項目の評価に際し参考とするために、原子力機構が実施する技術開発と福島第一原子力発電所の廃止措置との関連性や適用性を確認した。

## 1. 「研究開発及び事業推進の目的・意義」について

原子力機構から発生する放射性廃棄物の処理処分や関連する技術開発は、国内の放射性廃棄物の処理処分技術の発展に貢献しており、原子力施設の廃止措置を進める上で極めて有意義である。

また、放射性廃棄物の処理処分及び関連する技術開発は、多くの研究開発要素が必要とされている中で、必要かつ重要な課題である放射性廃棄物の減容、安定化処理等意義のある技術開発が進められている。

## 2. 「研究開発成果の貢献」について

放射性廃棄物の処理処分の技術開発は、堅実に進められており、処理処分の実用化に貢献している。また、ウラン廃棄物やTRU廃棄物の技術開発は、合理的な処理処分方策に貢献するものである。

研究施設等廃棄物は、多種多様な放射性核種で汚染しており、減容・安定化処理技術の開発や放射性核種のインベントリ評価方法の技術開発は重要である。

## 3. 「研究開発及び事業推進の目標・計画と成果」について

原子力機構の放射性廃棄物の処理施設の整備及び処理処分に関する技術開発は、第 2 期中期計画に基づき進められており、福島第一原子力発電所事故対応等の影響が見られるものの、概ね計画通り進められている。

以上の評価から、「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」の総合評価は「妥当」と判断する。

なお、原子力機構が更により良い研究開発を進めるために、以下の意見を参考として取り組まれるよう期待する。

(1)「研究開発及び事業推進の目的・意義」関連

- 放射性廃棄物の処理処分技術は、確立しなければならない課題であり、その成果はフロント側の活動にも役立つものである。そのため計画に沿って進められることを期待する。
- 福島第一原子力発電所事故対応については、政府・東京電力中長期対策会議において研究開発計画が検討されているところであり、特に処理処分技術開発は関連性が深いことから連携し柔軟に対応することを期待する。

(2)「研究開発成果の貢献」関連

- アスファルト固化体の技術開発は、処分事業への影響も大きいことから、固化処理技術の開発、保管中に放出される放射性核種データ、非放射性ガスの放出データの取得及びヨウ素や炭素のインベントリの評価について、長期的な視点から継続的な取り組みを期待する。
- 廃棄物管理システムの成果が原子力機構以外においても活用されるよう期待する。
- ウラン廃棄物やTRU廃棄物の処理処分に係る技術開発の検討を進める際には、他事業者のニーズをよく把握して進めることを期待する。
- 放射性廃棄物の処理技術の開発は、性能や効率の向上が求められるため、常に認識しながら技術開発を進めることを期待する。
- 放射性廃棄物の処分事業は、長期的な事業であるため人材育成等が重要な課題である。産官学との連携のもと引き続き努力されることを期待する。
- 処理処分に係る技術開発成果の公開に際しては、ホームページでの公開や学会発表等による公表にとどまらず、国民に十分理解してもらえるような工夫を実施することを期待する。

(3)「研究開発及び事業推進の目標・計画と成果」関連

- 廃棄物処理施設の整備は、貯蔵施設における放射性廃棄物の保管容量の制限から、貯蔵施設の満杯対策として、建設スケジュールを厳守することが大事であるが、一部工程遅れに対して計画通り進められるよう努力することを期待する。
- 廃棄物処理施設は、高減容処理施設の処理効率の向上と他処理施設の早期稼働を目指し努力するとともに、抜本的な放射性廃棄物の保管対策についても検討されることを期待する。
- 放射性廃棄物の処理処分については、更なるコストダウン、技術開発の合理化、スピードアップを目指した取り組みを期待する。

- 澱物の処理技術は、検討している基本プロセスで処理可能と推定するが、澱物インベントリの不均一性、多様性を考慮し工学的規模の試験により実証されることを期待する。
- 澱物の固化プロセスの確認は、反応メカニズムを理解した上で試験データを取得するとともに、長期安定性の見地から固化体の化学的変遷についても十分な知見が得られるよう取り組むことを期待する。

(4)「その他（東日本大震災を踏まえた対応）」関連

- 福島第一原子力発電所事故では、放射性廃棄物の処理処分に関する多くの研究開発課題が発生した。この課題の中には、緊急性の高い課題と長期的に解決すべき課題があり、原子力機構の対応により社会のニーズに応える成果が得られつつある。福島第一原子力発電所事故収束に向けて、継続して取り組むことを期待する。
- 開発された放射能測定手法や減容・安定化処理技術が、福島第一原子力発電所の廃棄物の処理処分の技術開発に活用されるよう、関係事業者に成果が円滑に展開されることを期待する。
- 原子力機構内での福島第一原子力発電所事故に対する対応マネジメント体制とバックエンド推進部門の役割や分担が不明確であるため、福島第一原子力発電所事故対策への組織的な関与が高められるような措置を期待する。
- 放射能測定技術の開発成果が、福島第一原子力発電所の実試料の効率的な分析に寄与している。また、福島第一原子力発電所事故廃棄物の処理処分の実現に向けた検討にも貢献しており、更なる取り組みを期待する。
- 原子力機構が福島第一原子力発電所事故の収束に向け協力する意義は大きい。一方、関連する技術開発の状況等は、地元住民にも更に判りやすく説明することを期待する。

以 上

## 【原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発】

## 各委員の評価結果（総合評価）

評価*	委員数	意見等
A	6	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事業、研究開発とも計画、目標に沿って、適切に進捗しており妥当である。</li> <li>・ 福島事故対応が非常に重要な課題であることはいままでのないが、原子力機構に存在する原子力施設の廃止措置やクリアランス等はもともと重要な課題であり、原子力機構全体で上手にバランスをとって進めてもらいたい。</li> <li>・ IAEA 安全基準文書においても、原子力施設の設計時における廃止措置の考慮が唱われている。バックエンドの研究において、廃止措置や発生廃棄物発生量低減の観点より、設計／運転に提言できる項目があれば、提案されることを期待する。</li> <li>・ 与えられた条件を所与のものとして捉えれば、事業推進の努力、成果は十分と考えられるが、与えられた条件が枷となっていることを考えれば、その不都合が将来的に改善されるようにするという努力（測りにくいものではあるが）は不十分である。</li> <li>・ 福島第一事故による混乱や緊急対応という難しい状況の中でも、着実な廃止措置への取り組みを進めて来ていることを評価したい。しいて言うならば、福島事故後の環境条件の変化に対して、廃止措置技術の重要度の再吟味などの、変化に応じた評価の迅速性が求められているが、福島対応への貢献も進めており、出来る範囲の事には取り組んできたことを評価したい。</li> <li>・ 福島第一の収束に多くのリソースをとられる中、ほぼ計画通りに研究・事業を遂行されたことは評価できる。なお、クリアランスにおいてまず自事業所における活用から始めることは理にかなっているが、国の機関として、事業所外での有効利用にも先陣を切っていただきたい。</li> <li>・ 全体的に良く練られた計画で妥当である。</li> </ul>
B	2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 概ね妥当であると考える。</li> <li>・ 技術的課題とそれらに対する検討は計画的に適切に進められている。しかしながら社会的状況および東日本大震災を受けて一部計画の見直しが必要になる可能性がある。</li> </ul>
C	0	
D	0	

\* A：妥当である、B：概ね妥当である、C：一部計画変更が必要である、  
D：大幅に計画変更が必要である

各委員の評価結果（研究開発及び事業推進の目的・意義）

評価*	委員数	意見等
A	7	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 不要になった原子力施設、放射性廃棄物の処理処分を円滑に進めることは国民の原子力受容性の観点からも重要であり、福島事故によってますますその重要性が増している。</li> <li>・ 原子力機構の実施しているその他の研究開発とは異なり、目的・意義としては評価視点の③（社会的意義）に重点を置くことは妥当である。</li> <li>・ 原子力に関して厳しい目が向けられている中、原子力における人材確保は重要な課題である。今後は廃止措置の増加等、バックエンドの人材確保が特に重要であり、バックエンド研究が若い技術者にとって魅力あるテーマであることを期待する。</li> <li>・ 自らの原子力施設の廃止措置の必要性については、もちろん異論のあるものではないが、いつ事業を進めるか、いつまでに廃止するか計画については、十分詳細な検討を行って計画を立てるべきである。現在の状況は、次から次とでてくる廃止措置の必要のある施設を順番に廃止していく形になっているようだが、施設の計画・建設段階では、廃止措置の計画も含める必要がある（IAEA WS-R-5）。このことを上流に対してきちんと発信していただきたい。</li> <li>・ 原科研と核サ研における利用性の低い施設を早期に廃止に持ち込む必要性は、福島事故以降も、なんら変わらない。また、地元東海村からも廃止措置を適宜進めることが求められていることを考えると、原子力政策が混乱している時期であっても、廃止措置への取り組みは過度に停滞させてはならない。ましてや、減原子力の方向性の中で廃止措置へのニーズや社会的関心は、かえって高まっており、本事業を着実に進めることは、社会要請に沿うものである。</li> <li>・ 原子力機構の所有する設備について、その廃止措置を計画的、効率的に進めること、またそれに関連する各種技術開発を行うことは、今後多くの原子力施設において廃止措置が行われるであろう状況を踏まえ、有意義なものと評価できる。</li> <li>・ バックエンド関連の技術開発はこれからも大きな意義を持つ。研究事業面での必要性は大きい。</li> </ul>
B	1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 我が国唯一の原子力開発研究機関として、自ら所有する原子力施設以外の廃止措置にも役立つ廃止措置技術という広い視野をもって研究開発して欲しい。</li> </ul>
C	0	
D	0	

\* A：妥当である、B：概ね妥当である、C：一部計画変更が必要である、D：大幅に計画変更が必要である

各委員の評価結果（研究開発成果の貢献）

評価*	委員数	意見等
A	6	<ul style="list-style-type: none"> <li>・わが国の廃止措置やクリアランスに対して先導的な事業であり、その成果を今後の原子力施設や商業炉に適用、貢献していている。</li> <li>・人材育成、知識の継承に関しては今後ますます重要になってくるものであり、引き続き努力してもらいたい。</li> <li>・我が国においては、今後も、廃止措置／廃棄物処分（クリアランス等）が増加するものと予想されている。今後も、電気事業者や関連事業者に成果が円滑に普及されることを期待する。</li> <li>・限られた予算の中で計画通りに廃止措置を実施し、技術の実用化への貢献されている。</li> <li>・技術開発のうち、特に原子炉解体に係る切断技術の開発、クリアランス検認に関し作業の軽減と効率化を図るためのシステムの開発は、今後行われる廃止措置やそれに伴って必須となる廃棄物のクリアランスを確実かつ効率的に進めることに貢献するものと評価できる。</li> <li>・これからの廃炉時代に向けて、研究開発成果を十分に社会に還元されたい。</li> </ul>
B	2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自らの施設を廃止するという目標に集中しすぎて、廃止措置の過程、工程での経験を社会で共有し、次世代に継承するための努力が不足しているように感じる。全ての施設の廃止措置について、例えばIAEA WS-R-5やWS-G-5.2などの枠組みに沿って、事業のセーフティケースがどのように作成され、どのように各工程が実施されたか、どのような困難に遭遇したかなどが記録として残されるべきであると考え。記録の中には今後利用できる技術、繰り返しの開発努力の不要性を示す失敗経験、資金不足や社会的合意を得るときの経験等々が含まれる。</li> <li>・本事業では、研究施設、原子炉、ウラン施設、MOX施設等、原子力関連の多様な施設がほぼ全て包含されている。商業施設と比べると規模は小さいが、廃止に利用する技術の実証の場としては、大変貴重である。一方、得られた成果の電力事業者への提供や、関連する対社会説明については、前向きに行ってきた事を聞いているが、福島事故やその後の社会的な状況を考慮すると、従来のやり方を超えるようなより積極的な取り組みが求められ始めていると考えられる。総合エンジニアリングとしてのまとめだけでなく、技術の中身や意義を、率直に世間に公開する活動はもっと広げる必要がある。</li> </ul>
C	0	
D	0	

\* A：妥当である、B：概ね妥当である、C：一部計画変更が必要である、

D：大幅に計画変更が必要である

## 各委員の評価結果（研究開発及び事業推進の目標・計画と成果）

評価*	委員数	意見等
A	5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計画、進捗状況とも妥当である。</li> <li>・社会、事業者、規制への情報発信、理解促進の努力も妥当である。</li> <li>・今後も当初計画通り、あるいはさらに前倒しするよう進めてもらいたい。</li> <li>・廃止措置に関しては、福島事故の影響は見られるが、計画通りに進められている。</li> <li>・事業の推進は、主として資金と人材資源の投入量および社会的合意により限界づけられている。このような制限を与えられたものとするれば、その制限の中で十分な努力がなされている。しかし、バックエンドの宿命ともいえるこのような制限が廃止措置事業の推進を阻害しているとするれば、そのことをきちんと社会に発信すべきである。このため、是非、学ばれた教訓としてそのような問題があったことを整理して示してほしい。</li> <li>・計画している工程表に沿って、概ね、計画通り進んでいる。また、汚染の発見によって工程を見直すなどの、臨機応変な取り組みを進めていることを評価出来る。ふげんの廃止については、原子力政策の変更を受けて、今後、むしろ加速することが求められるであろうから、今後は、技術的な重点化などの効率性アップと速度アップが求められる事になると考えられる。そのような動きに適宜対応出来るような体制を準備すべきである。</li> <li>・技術開発と放射線安全基準との整合を取っていくべき。例えばクリアランス、サイト解放基準、被ばく管理など。（もちろん、なされていると思うがさらなる努力を期待したい）</li> </ul>
B	3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・供用後劣化している施設にも資源投入し早く廃止措置を進めるべき。</li> <li>・学会等の場だけでなく、平易な言葉で広く国民にも活動をアピールすべき。</li> <li>・技術的課題とそれらに対する検討は計画的に適切に進められている。しかしながら社会的状況および東日本大震災を受けて一部計画の見直しが必要になる可能性がある。</li> <li>・目標、計画に掲げられた事項について、研究、事業ともに概ね計画どおり達成できていると評価できる。但し、目的に掲げられた効率的あるいはコスト低減ということに対し、目標、計画において具体的な項目が掲げられていないことから、達成度合いが評価できない。</li> </ul>
C	0	
D	0	

\* A：妥当である、B：概ね妥当である、C：一部計画変更が必要である、  
D：大幅に計画変更が必要である

各委員の意見等（その他（東日本大震災を踏まえた対応））

- ・事故収束に向けた取組みを開始しており、今後現場に役立つ技術開発が進められることを期待。
- ・不確定要素が多い中、各部門とも適切に対応していると考ええる。
- ・ふげんにおける「切断技術の評価研究」は、福島第一廃炉計画の中で、いずれ有効な情報として利用出来る可能性がある。既に進んでいるふげんの廃止措置対応の中から、福島第一廃炉に向けてポテンシャルを有する技術を探る取り組みを進めていることは、大いに評価出来る。
- ・福島第一において熔融燃料を安全、確実に撤去するための切断装置の開発は、同発電所の廃止措置の着実な遂行のために重要なものであると評価できる。開発に際しては、福島第一に現状をよく把握しつつ、より適用性の高い検討を行っていただくことを希望する。
- ・既存の計画の中で、福島事故対応に反映できる成果をとりまとめる努力がなされていることは評価できる。ただし、本来の計画に齟齬が生じないように当初計画を進めてもらいたいという観点からは、福島対応とのバランスがうまくとられているのかどうか分かりにくい。
- ・この事故により、今後本事業を担当している部署は、この事業の経験を情報として求められ、震災後の廃止措置や処理処分事業ではその技術的能力を持つ人材として必要とされる。このとき問題になってくることとして、国民との相互理解がある。本事業はこれまで主として DAD（Decide, Announce and Defend）型で情報発信や地域との相互理解を進めてきたが、震災後のように信頼関係が失われた状況では、Engage, interact and co-operate 型としてパートナーシップ構築を迫られることになる（クリアランスではこの問題を回避して、事業所内にクリアランス物を用いるという選択をしている）。これに対する準備が必要である。
- ・計画の期間の途中であっても、福島第一の廃炉等に直結するテーマを積極的に取り込めるようにして欲しい。

## 【放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発】

## 各委員の評価結果（総合評価）

評価*	委員数	意見等
A	7	<ul style="list-style-type: none"> <li>・必要かつ重要な課題が適切に選択され、着実に研究開発がすすめられ、有用な成果が得られており、総合して妥当である。</li> <li>・技術開発は妥当である。</li> <li>・外的要因により、一部、スケジュールの修正も見られるが、各項目とも着実に進捗している。</li> <li>・震災後の厳しい時期にも拘わらず、非常によく頑張っていると評価できる。予算やマンパワー不足により停滞する事なく実施されることを願う。</li> <li>・ほぼ計画通りに研究・事業を遂行されたことは評価できる。なお、個々の技術開発にとどまることなく、国の機関として、廃棄物全体を通して安全で合理的な処分の在り方についても検討を進めて欲しい。</li> <li>・全体的におおむね妥当であるが、さらなるコストダウン、研究開発の合理化、スピードアップを目指して欲しい。</li> </ul>
B	2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・この分野の最終的なゴールは合理的かつ安全に放射性廃棄物を処分することである。立地等の問題があるものの、原子力機構がセンターとなって放射性廃棄物処分が進むことを期待する。</li> <li>・福島事故以降、原子力機構での福島事故対応に関して、予算や組織に関わる混乱がある中で、研究施設等廃棄物の処理処分技術（及び関連技術）の研究を着実に進めていることは評価出来る。一方で、規制上の問題などで廃棄物処理施設の稼働が遅れていることが懸念される。</li> </ul>
C	0	
D	0	

\* A：妥当である、B：概ね妥当である、C：一部計画変更が必要である、  
D：大幅に計画変更が必要である

## 各委員の評価結果（研究開発及び事業推進の目的・意義）

評価*	委員数	意見等
A	8	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発に関しては、非常に広範多岐にわたる研究開発が必要とされているが、その全てを課題として扱うには、資金及び人材資源が不足しているのが現状である。その意味で、多くの要求の中より、最も重要で当面の工学的解決に必要と考えられる課題が選択されている。</li> <li>・放射性廃棄物の処理処分技術の確立は、上流側の方針によらず実施していかなければならない課題であり、ひいては上流側の安定した活動にも資するものといえる。是非計画に沿って粛々と進めて頂きたい。</li> <li>・目的・意義に関しては、現状を反映して妥当である。福島事故対応については、政府・東電中長期対策会議において研究計画が検討されているところでもあり、今後も柔軟に連携出来る部分については対応することを期待する。</li> <li>・現存する放射性廃棄物の減容、安定化を目指しており、必要かつ意義のある技術開発である。</li> <li>・低レベル放射性物質の処理技術の高度化と、自らの施設内での廃棄物の蓄積に対処するために、処理処分と関連技術開発を進めることは重要である。原子力機構の研究開発がやや縮小に向かう中で、研究開発活動の負の遺産に対する姿勢は重要である。</li> <li>・原子力機構から発生する廃棄物の処理処分の実現、またそれに関連する各種技術開発を通じて、我が国の合理的な処理処分に寄与することは、有意義なものと評価できる。</li> <li>・現存のバックエンドの重要性に対応して妥当である。</li> </ul>
B	1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・我が国唯一の原子力研究開発機関として、例えばウラン燃料メーカーのウラン廃棄物の処理処分などにも適用できるような技術開発を目指して欲しい。</li> </ul>
C	0	
D	0	

\* A：妥当である、B：概ね妥当である、C：一部計画変更が必要である、  
D：大幅に計画変更が必要である

各委員の評価結果（研究開発成果の貢献）

評価*	委員数	意見等
A	8	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 堅実に研究開発がすすめられ、処理処分の実施に貢献できる成果が出ている。</li> <li>・ 研究施設等廃棄物は、性状の幅があり、含まれる放射性核種もさまざまであることから、減容・安定化処理技術の開発や放射性核種インベントリの把握方法の確立は有効である。特に合理的な処分のためには、出来る限り処理側で処分への負担を除去することや、現実的な放射性核種インベントリを把握することで現実的な線量評価が出来るようにすることは非常に有効である。特に量の多いアスファルト固化体については、処分への影響も大きいことから、さらに処理する技術の開発、あるいは処理をしないまでも、処分場の操業安全のデータとして使うため保管中に放出される放射性核種、非放射性ガスの放出データの取得を、また、閉鎖後長期安全性評価に使うためヨウ素や炭素のインベントリの現実的評価を今後も継続して実施してもらいたい。</li> <li>・ 廃棄物管理システムについてはその成果が原子力機構以外においても大いに活用されるよう希望する。</li> <li>・ 廃棄物処分は長期課題でもあり、人材育成にも引き続き注力して頂きたい。</li> <li>・ 定められた予算枠の中で適切に放射性廃棄物の処理を進めており、処理処分技術の実用化に貢献している。</li> <li>・ 計画段階、予備的調査段階、工学規模実証段階、操業段階それぞれについて、着実に進められている。</li> <li>・ ウラン廃棄物の処理や、TRU 廃棄物の処分に係る技術開発成果は、これらの廃棄物処分の実現に貢献できるものと期待できる。今後、さらに検討を進めるに際しては他の事業者のニーズをよく理解しつつ進めて欲しい。</li> <li>・ 特に高レベル等の成果を実施主体等へ還元されることに留意されたい。</li> </ul>
B	1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 研究施設等廃棄物の処分事業に向けて、放射性廃棄物の前処理は重要である。一方、処理技術への取り組みにおいて、処理技術の性能や効率の強化がまだまだ必要である。</li> </ul>
C	0	
D	0	

\* A：妥当である、B：概ね妥当である、C：一部計画変更が必要である、  
D：大幅に計画変更が必要である

各委員の評価結果（研究開発及び事業推進の目標・計画と成果）

評価*	委員数	意見等
A	6	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力機構の廃棄物を処理処分していくこと、日本全体の廃棄物（東日本大震災福島第一事故由来のものを含む）を処理処分していくこと、当面なすべきこと、より長期の計画中でなすべきことを考慮して、研究開発と処理処分の実施の計画が適切に立てられている。</li> <li>・放射性廃棄物のインベントリを精度よく把握し管理するシステム、技術は重要である。これらのデータは、現状の把握だけでなく、処分時のデータとしても使用出来るようにすることで、将来の処分を合理的に行うことが出来る。また、データにもとづき、将来予測を的確に行うことで、保管施設容量の見通しや増設計画、処分計画への反映を行うことが出来る。一方で、このような管理システムについては、日本大の廃棄物発生者間の整合性も重要であるので、今後は、他の事業者（発電、サイクル）とも調整を図りながら、効率的な技術開発や事業推進を図って頂きたい。</li> <li>・廃棄物保管庫容量の観点から、スケジュールの厳しい項目もあり、今後も計画通り進めて頂きたい。</li> <li>・震災の影響を受け、やや遅れ気味とも思えるが、マンパワーの最適化を行いつつ実施されていると思う。</li> <li>・ここにきて、原子力機構内に福島対応事業の必要性が生じているので、全体の計画との関連性を見直していく必要がある。</li> </ul>
B	3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・社会への情報発信として、学会等の専門家の場だけでなく、広く国民にも活動をアピールする場を作ってほしい。</li> <li>・処理施設の減容率などの性能が十分なレベルに達していない可能性が懸念される。規制の問題等から、低レベル廃棄物の処理が遅れていることから、サイト内での放射性廃棄物の蓄積が余裕のない状況に近づいているように見られる。処理施設の効率性向上と早期稼働を進めることに努力すると共に、廃棄物が管理容量を超えるリスクを回避する措置についても検討が急がれる。</li> <li>・目標、計画に掲げられた事項について、研究、事業ともに概ね計画どおり達成できていると評価できる。但し、我が国において廃棄物処分が必要とされる時期を踏まえ、スケジュール感をもって検討を進めて欲しい。また、研究成果の公開に際して、単にHP上での公開や学会誌等での公表にとどまらず、広く一般国民に理解してもらうような工夫が望まれる。</li> </ul>
C	0	
D	0	

\* A：妥当である、B：概ね妥当である、C：一部計画変更が必要である、  
D：大幅に計画変更が必要である

各委員の意見等（その他（東日本大震災を踏まえた対応））

- ・東日本大震災福島第一事故では、特に廃棄物処理処分の分野に、多くの必要とされる研究開発の課題が生まれた。これらの課題の中には緊急に解決すべき課題とより長期的視点に立って解決すべきものがあるが、いずれに対しても限られた資源の中で最善を尽くす努力がなされており、必要に応える成果が得られつつある。
- ・開発される放射能測定手法や減容・安定化技術は福島第一廃棄物の処理処分技術開発のためにも有効なものが多いので、事業者に引き渡せるよう、成果のとりまとめや、適用方法の提案などを行い、活用出来るようにして頂きたい。特に廃棄物の処理処分の検討のために廃棄物の特性、インベントリ評価を可能な限り現実的に行って頂きたい。
- ・原子力機構全体として震災復興に協力しており、その意義は大きいと考える。一方、地元にも更に判りやすく技術や方法を伝えるとともに、国に対し法的な協力を求めることも重要と考える。
- ・原子力機構において、福島事故後対応のマネージメント体制とバックエンド推進部の役割の関係が良く見えない。バックエンド推進部としては、廃棄物処理処分に関する専門性を持ちながら、福島事故関連の廃棄物対策の研究開発に、なかなかコミット出来ていないのではないか。原子力機構内の福島事故対策への、バックエンド推進部の関与を高められるような措置を期待する。
- ・放射能測定技術の開発成果については、福島第一での実試料の効率的な分析を可能とし、当該サイトの廃棄物の処理処分の実現に向けた検討に貢献している。
- ・既に、議論があったように、今回の評価とは別の形で提案される方が良い。

参考資料

参考資料 1 研究開発課題の中間評価について（諮問）

参考資料 2 課題説明資料

参考資料 2-1 「原子力施設の廃止措置」について

参考資料 2-2 「原子力施設の廃止措置に関連する技術開発」について

参考資料 2-3 「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」の中間評価結果について(各委員のご指摘に対する考え方)

参考資料 2-4 「放射性廃棄物処理処分」について

参考資料 2-5 「放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発」について

参考資料 2-6 「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」の中間評価のご意見に対する考え方

This is a blank page.

参考資料 1 研究開発課題の中間評価について（諮問）

This is a blank page.

24原機(B)001  
平成24年7月23日

研究開発・評価委員会  
(バックエンド推進・評価委員会)  
委員長 朽山 修 殿

独立行政法人日本原子力研究開発機構  
理事長 鈴木 篤之

研究開発課題の中間評価について（諮問）

「研究開発・評価委員会の設置について」（17(達)第42号）第3条第1項に基づき、次の事項について諮問します。

記

〔諮問事項〕

- ・「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」に関する中間評価
- ・「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」に関する中間評価

以 上

This is a blank page.

参考資料 2 課題説明資料

参考資料 2-1 「原子力施設の廃止措置」について

This is a blank page.



# 廃止措置の全体概要について

平成24年7月26日  
バックエンド推進部門



## 1. 原子力施設の廃止措置

### 1.1 第2期中期計画の実施事項

#### VII. その他の業務運営に関する事項

#### 3. 放射性廃棄物の処理及び処分並びに原子力施設の廃止措置に関する計画

##### (2) 原子力施設の廃止措置に関する計画

事業の合理化・効率化、資源投入の選択と集中を進めるため、機構は、使命を終えた施設及び劣化等により廃止する施設については、廃止措置を計画的、効率的に進めるとともに、機能の類似・重複する施設については、機能の集約・重点化を進め、不要となる施設を効率的かつ計画的に廃止する。各施設について、廃止を含む整理・合理化のために必要な措置を着実に実施する。

・廃止措置を継続する施設	12施設・設備
・廃止措置に着手する施設	6施設・設備
・廃止措置を終了する施設	3施設・設備
・中間目標期間終了以降に廃止措置に着手する施設	9施設・設備
・中期目標期間中に廃止措置の着手時期、事業計画の検討を継続する施設	1施設・設備



## 1. 原子力施設の廃止措置

### 1.1 第2期中期計画の実施事項

区分	拠点	施設名称
廃止措置を継続する施設	原子力科学研究所	・研究炉2(JRR-2) ・再処理特別研究棟 ・ホットラボ施設(照射後試験施設)
	核燃料サイクル工学研究所	・東海地区ウラン濃縮施設
	大洗研究開発センター	・重水臨界実験装置(DCA)
	原子炉廃止措置研究開発センター	・新型転換炉「ふげん」
	人形峠環境技術センター	・濃縮工学施設・ウラン濃縮原型プラント ・製錬転換施設 ・人形捨石たい積場・人形鉱さい堆積場
	青森研究開発センター	・原子力第1船原子炉施設
廃止措置に着手する施設	原子力科学研究所	・ウラン濃縮研究棟 ・液体処理場
	核燃料サイクル工学研究所	・プルトニウム燃料第2開発室 ・B棟
	大洗研究開発センター	・ナトリウムループ施設
	東濃地科学センター	・東濃鉱山
廃止措置を終了する施設	原子力科学研究所	・保障措置技術開発試験室施設(SGL) ・モックアップ試験室建家
	大洗研究開発センター	・FP利用実験棟(RI利用開発棟)
中期目標期間終了以降に廃止措置に着手する施設	原子力科学研究所	・圧縮処理装置 ・廃棄物安全試験施設(WASTE F) ・プルトニウム研究1棟 ・大型非正常試験装置(LSTF) ・汚染除去場 ・軽水臨界実験装置(TCA) ・バックエンド研究施設(BECKY)空気雰囲気セルの基
	核燃料サイクル工学研究所	・A棟
	大洗研究開発センター	・旧廃棄物処理建家
中期目標期間中に廃止措置の着手時期、事業計画の検討を継続する施設	核燃料サイクル工学研究所	・東海再処理施設

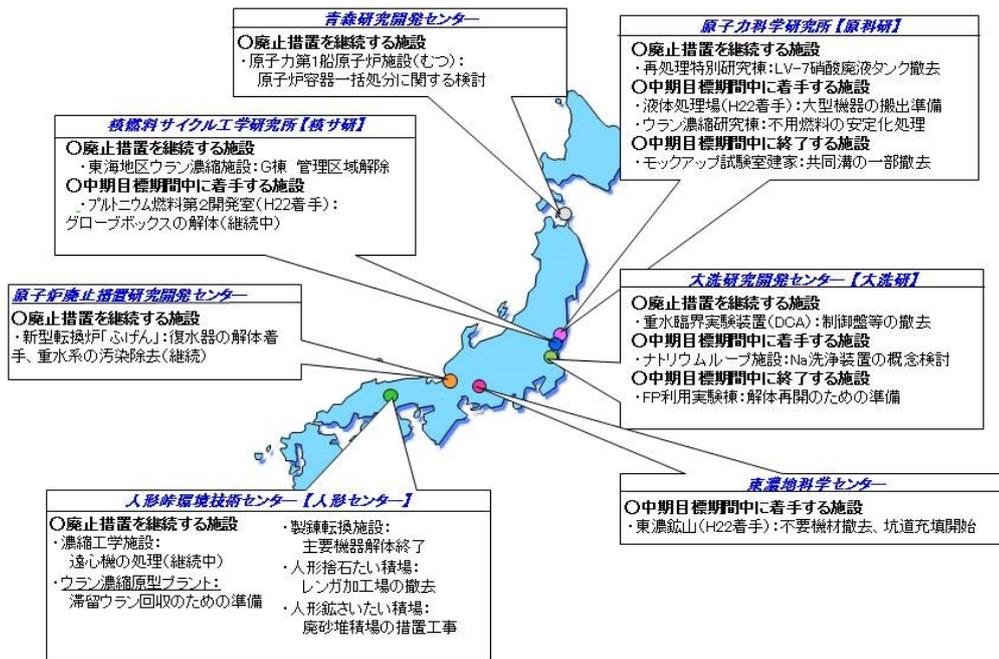
マーキング部分: 今回報告項目

2



## 1. 原子力施設の廃止措置

### 1.2 中期計画における廃止措置実施状況(維持管理施設除く)



3



## 2. 原子力施設の廃止措置に関連する技術開発

### 2.1 第2期中期計画の実施事項

I. 国民に対して提供するサービスその他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとするべき措置

#### 6. 自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発

##### (1) 廃止措置技術開発

廃止措置エンジニアリングシステムを本格運用し、各拠点での廃止措置計画立案に適用するとともに、廃止措置に係る各種データを収集し、大型炉の原子炉周辺設備の評価モデルを平成26年度(2014年度)までに整備する。

また、クリアランスレベル検認評価システムを本格運用し、各拠点におけるクリアランスの実務作業に適用する。

「ふげん」における解体技術等開発では、原子炉本体の切断工法を選定するとともに、その解体手順を作成する。

プルトニウム取扱施設における解体技術等開発では、プルトニウム燃料第二開発室の本格解体への適用を目指し、遠隔解体、廃棄物発生量低減化等に関する技術開発を進める。

4



## 2. 原子力施設の廃止措置に関連する技術開発

### 2.2 技術開発の実施項目

- 拠点に共通する廃止措置技術の開発
  - ・ 廃止措置エンジニアリングシステムの開発
  - ・ クリアランスレベル検認評価システムの開発
  - ・ 知見・データの収集整備（準備作業等のデータも含む）
- 拠点に固有の廃止措置技術の開発
  - ・ ふげん発電所に係る廃止措置技術
  - ・ プルトニウム取扱施設解体技術等開発
  - ・ 人形峠・ウラン濃縮関連施設等に係る廃止措置技術
  - ・ 再処理特別研究棟（再処理施設）に係る廃止措置技術

### 2.3 クリアランスの実施状況

原子力機構におけるクリアランスの実施状況は、原子力科学研究所における旧JRR-3の解体物などを対象として行っている。人形峠環境技術センターにおける遠心機等の解体物、あるいは原子炉廃止措置研究開発センターの解体物については計画中である。

施設・設備の解体等に伴う放射能濃度の低い、クリアランスレベル以下の金属、コンクリート等に関しては、廃棄物管理の合理化や廃棄物貯蔵施設の保管容量確保の観点から、クリアランスを推進していく。

当面はクリアランス物の機構内利用を進め、原子力業界での再利用だけでなく、将来での再利用に向けた取り組みの検討が必要となる。

5



### 3. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み

#### 3.1 東京電力福島第一原子力発電所事故への取り組みの経緯

- 平成23年 3月11日 東日本大震災発生  
理事長を本部長とする「原子力機構対策本部」設置  
指定公共機関として緊急事態への支援活動(環境モニタリング等開始、継続中)
- 4月17日 東京電力「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」公表
- 5月6日 「福島支援本部」設置(人員数:16名)  
福島市において校庭・園庭の放射線低減対策の効果を実証  
学校等(7校)の屋外プールの除染試験実施、マニュアル作成しHP公開
- 5月30日 文部科学省から航空機モニタリングの要請、東日本22都県の航空機モニタリング実施
- 6月6日 文部科学省から「放射性物質の分布状況等に関する調査研究」を受託  
福島県及び周辺の詳細マップ作成
- 6月30日 福島市内に福島事務所開設(人員数:8名)
- 7月8日 幼稚園・保育園・小中学校の保護者・教職員を対象とした「放射線に関するご質問に答える会」を開始(平成24年3月31日までに169箇所で開催、約12,400名参加)
- 7月11日 福島県民を対象とした内部被ばく調査を開始(平成24年3月31日までに約14,500名を検査)
- 8月5日 内閣府から「除染ガイドライン作成調査業務」を受託(伊達市、南相馬市)
- 8月31日 福島支援本部組織変更(福島環境支援事務所等設置、人員数:86名)
- 9月30日 内閣府から「避難区域等における除染実証業務」を受託(12市町村)
- 11月21日 福島技術本部、福島環境安全センター、復旧技術部、企画調整部に組織変更(人員数:165名)
- 12月26日 政府・東電中長期対策会議の下、運営会議と研究開発推進本部発足
- 平成24年 2月1日 環境省の要請により約40人の専門家派遣体制の整備
- 3月30日 中期目標・中期計画の変更(福島第一原子力発電所の廃止措置及び廃棄物の処理・処分等)に関する目標・計画について新たに1章を設けて明記
- 4月1日 原子力科学研究所・核燃料サイクル工学研究所・大洗研究開発センターに福島技術開発特別チームを発足

6



### 3. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み

#### 3.2 指定公共機関としての対応と様々な技術支援 《専門家の派遣等》

- 政府・東電統合対策室に設置された特別プロジェクトチーム等への専門家派遣(サイト内対応)
- 原子力安全委員会等に専門家を派遣し拡散評価解析や放射線管理の分野で技術的検討に協力(サイト外対応)
- 環境モニタリング活動や環境試料中の放射能測定

#### ○サイト内復旧活動への資機材の支援



ロボット操作車  
(愛称: TEAM NIPPON)



JAEMA-3号

#### ○住民問い合わせ対応



健康相談ホットライン

#### ○警戒区域への住民一時立入プロジェクト



一時立入プロジェクト  
(スクリーニング)



一時立入プロジェクト  
(中継基地)

7



3. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み

3.3 指定公共機関としての対応と様々な技術支援

各省庁、関係地方公共団体等と連携した復興への取り組み

- 福島県及び自治体と協力し、県内の小中学校校庭及び屋外プール水等の除染実証試験を通じて得られた知見を、「除染の手引き」に反映、公表(済み)
- 「チルドレンファースト」の一環として、学校、通学路等の除染を行うチームに専門家を派遣し、教職員、保護者への除染指導を実施(継続)
- 児童保護者、教職員を対象とした「放射線に関するご質問に答える会」を対話形式により開催(継続)
- 福島県の要請による「除染業務講習会」等への講師派遣とともに、ホールボディカウンターによる県民の内部被ばく測定を実施、結果を丁寧に説明(継続)



放射線に関するご質問に答える会 (平成23年度開催実績)



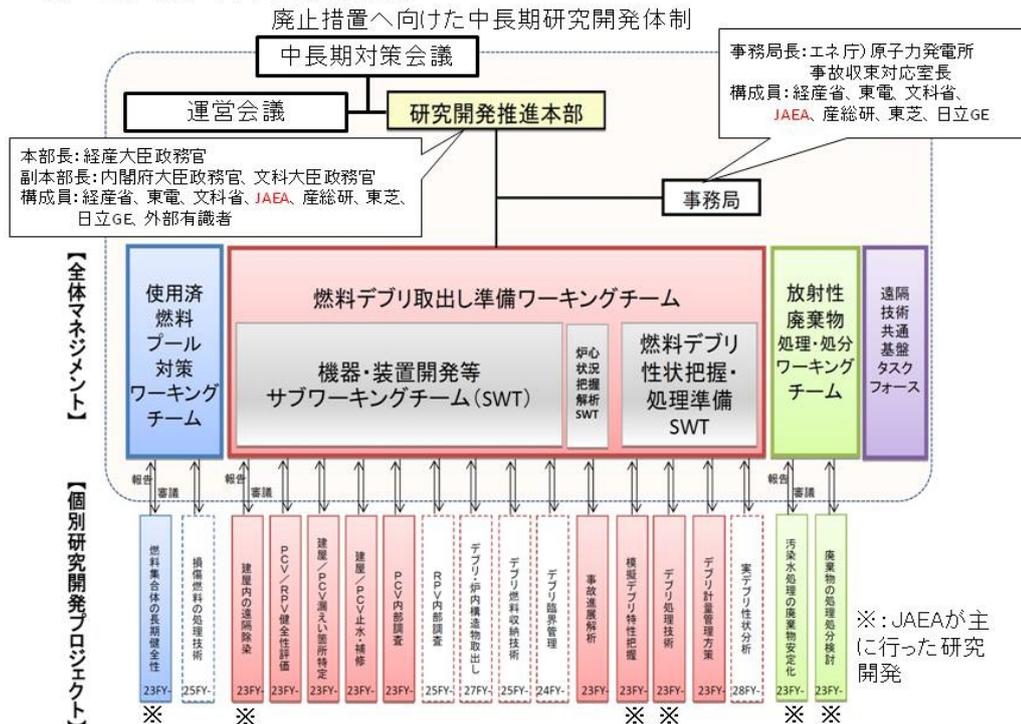
ホールボディカウンターによる全身計測

など、様々な活動を実施した。



3. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み

3.4 廃止措置等に向けた研究開発





### 3. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み

#### 3.5 第2期中期計画の実施事項(H24.3.30 変更内容)

I. 国民に対して提供するサービスその他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとすべき措置

##### 1. 福島第一原子力発電所事故への対処に係る研究開発

我が国唯一の総合的な原子力研究開発機関として、人的資源や研究施設を最大限活用しながら、福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた研究開発及び環境汚染への対処に係る研究開発を確実に実施する上で必要な研究開発課題の解決に積極的に取り組むこととする。

また、機構の総合力を最大限発揮し、研究開発の方向性の転換に柔軟に対応できるよう、各部門・拠点等の組織・人員・施設を柔軟かつ効果的・効率的に再編・活用する。

##### (1) 廃止措置等に向けた研究開発

福島第一原子力発電所の廃止措置及び廃棄物の処理・処分に向けた課題解決に取り組む。そのため、政府・東京電力中長期対策会議研究開発推進本部の方針に基づき、関係省庁、研究機関等の関係機関、事業者等との役割分担を明確にし、連携を図りながら確実かつ効果的・効率的に研究開発等の活動を実施する。

「東京電力㈱福島第一原子力発電所における中長期措置に関する検討結果について」(平成23年12月13日原子力委員会決定)を踏まえて取りまとめられた、「東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた研究開発計画について」(平成23年12月21日原子力災害対策本部政府・東京電力中長期対策会議)に示される使用済燃料プール燃料取り出し、燃料デブリ取り出し準備及び放射性廃棄物の処理・処分に係る各々の課題解決を図るために必要とされる技術並びに横断的に検討する必要がある遠隔操作技術について基盤的な研究開発を進める。

それらの実施に当たっては、関係機関との連携を図るとともに機構の各部門・拠点等の人員・施設を効果的・効率的に活用しつつ人材の育成を含め計画的に進める。



# 原子力施設の廃止措置について

## 原子力科学研究所の 廃止措置の状況について

平成24年7月26日

東海研究開発センター 原子力科学研究所  
バックエンド技術部



### 原科研における原子力施設の廃止措置計画 (中期計画)

統合による合理化・効率化、資源投入の選択と集中を進めるため、使命を終えた施設及び老朽化した施設については、効率的な廃止措置を計画的に進めるとともに、機能の類似・重複する施設については、機能の集約・重点化を進め、不要となる施設を効率的かつ計画的に廃止する。

#### (1)廃止措置を完了した施設 (9施設)

- ・放射性物質放出実験装置 (VEGA)、セラミック特別研究棟、プルトニウム研究2棟
- 高性能トカマク開発試験装置 (JFT-2M)、自由電子レーザー (FEL)
- 冶金特別研究棟、同位体分離研究施設、再処理試験室
- 高温ガス炉臨界実験装置 (VHTRC)

#### (2)廃止措置中の施設 (8施設)

- 【継続】研究炉2 (JRR-2)、再処理特別研究棟、ホットラボ施設
- 【着手】ウラン濃縮研究棟、液体処理場、工作工場
- 【終了】保障措置技術開発試験室施設 (SGL)、モックアップ試験室建家



## 原科研における廃止措置計画と実績 (第1期中期計画)

施設名	第1期					備考
	H17	H18	H19	H20	H21	
放射性物質放出実験装置 (VEGA)	■	■				■ : 中期計画 ■ : 実績
セラミック特別研究棟			■	■	■	
プルトニウム研究2棟			■	■	■	
高性能トカマク開発試験装置 (JFT-2M)			■	■	■	
自由電子レーザー (FEL)			▼平成18年度に停止		■	
冶金特別研究棟			■	■	■	旧床面等から汚染が確認され延長
同位体分離研究施設				■	■	
再処理試験室				■	■	
高温ガス炉臨界実験装置 (VHTRC) (平成12年度から開始)	■	■	■	■	■	
研究炉2 (JRR-2) (平成9年度～平成15年度) *			■	■	■	■ : 中期計画 ■ : 実績
再処理特別研究棟 (平成8年度から開始)	■	■	■	■	■	
ホットラボ (平成15年度から開始)	■	■	■	■	■	

\*: 原子炉冷却系統設備等の撤去及び原子炉の密閉措置

2



## 原科研における廃止措置計画と実績 (第2期中期計画～)

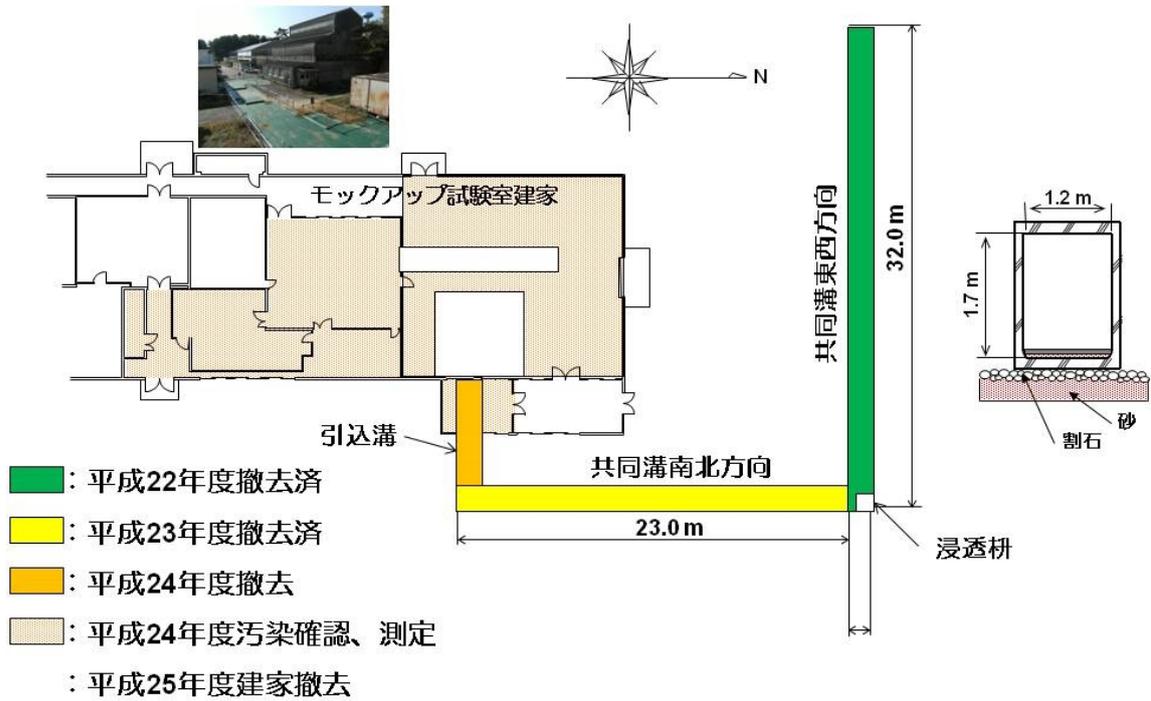
施設名	第2期					第3期					第4期					第5期以降
	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37～
研究炉2 (JRR-2) (平成9年度～平成15年度) *			■	■	■											■
再処理特別研究棟 (平成8年度から開始)	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	H43終了
ホットラボ (平成15年度から開始)	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	H36終了
液体処理場	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	H36終了
モックアップ建家	■	■	■	■	■											
ウラン濃縮研究棟																
保障措置技術開発試験室 (SGL)																
工作工場 (建屋を再建)	■	■	■	■	■											
圧縮処理装置																H36終了
プルトニウム研究1棟																H39終了
軽水臨界実験装置 (TCA)																H36終了
汚染除去場																

\*: 原子炉冷却系統設備等の撤去及び原子炉の密閉措置

注) 実績の表示は平成23年度まで

3

**JAEA** モックアップ試験室建家の廃止措置計画と実績



4

**JAEA** モックアップ試験室建家共同溝の撤去作業状況



5



## モックアップ試験室建家の廃棄物発生量

廃棄物の種類		平成22年度	平成23年度
NR 〔非放射性 廃棄物〕	コンクリート(kg)	約45,410	約28,330
	放射性不燃物		
放射性不燃物	コンクリート 上段:ドラム缶(本) 下段:重量(kg)	259 53,202	137 28,674
	土砂 上段:ドラム缶(本) 下段:重量(kg)	116 21,300	108 19,976
放射性可燃物	カートンボックス(個)	290	299

6



## J R R - 2 の廃止措置

### 施設の概要

米国及び我が国の民間会社により設計・建設された重水減速冷却型の研究用原子炉であり、昭和35年に初臨界を達成した。その後、共同利用施設として、高い中性子束を利用した各種照射実験、中性子ビーム実験、RI製造、医療照射等に利用されるとともに、多くの研究員や技術員の養成に役立てられた。平成8年に運転を停止し、平成9年から解体作業を開始した。現在、原子炉本体を密閉管理し、維持管理を継続。平成23年3月11日の震災により、排気筒及び15トンクレーン室が一部損壊し、建屋補修等を準備中。



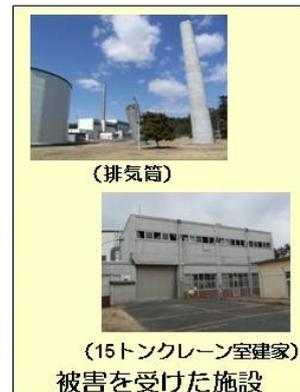
### 廃止措置期間

平成9年度～埋設施設開設後、原子炉本体の解体に着手

#### 【平成24年度】

震災により被害を受けた施設・設備について、維持管理期間中に解体することで廃止措置計画の変更認可申請を行い、認可を受けた後、被害を受けた施設・設備の解体撤去に着手する。

なお、震災により被害を受けた施設への立入りができないため、施設・設備の解体撤去に先立ち、立入りが可能となるように建家の復旧を実施する。

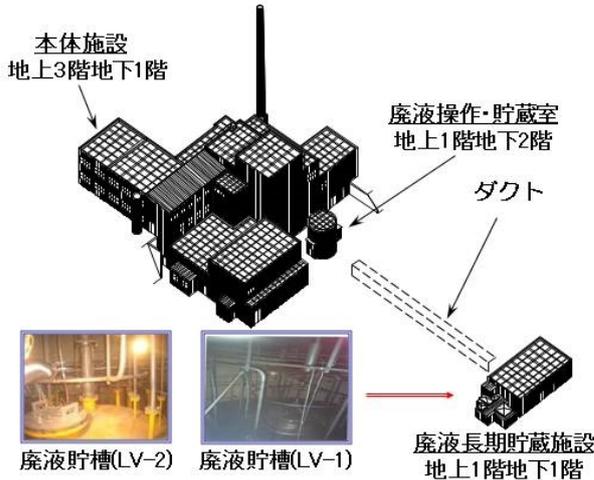


7



## 再処理特別研究棟の廃止措置

日本最初の工学規模の再処理試験施設として再処理特別研究棟が建設され、使用済燃料の再処理試験が実施された。現在は運転を停止し、体系的な解体技術の確立を図るため、廃止措置技術開発を行っている。



### 施設の概要

運転期間:1968年～1969年  
 施設規模:3つの建家  
 (3,000m<sup>2</sup>, 160m<sup>2</sup>, 400m<sup>2</sup>)  
 施設目的:PUREX法による再処理技術の試験  
 (200gのプルトニウムを抽出)



### 廃止措置の実績(～平成17年度)

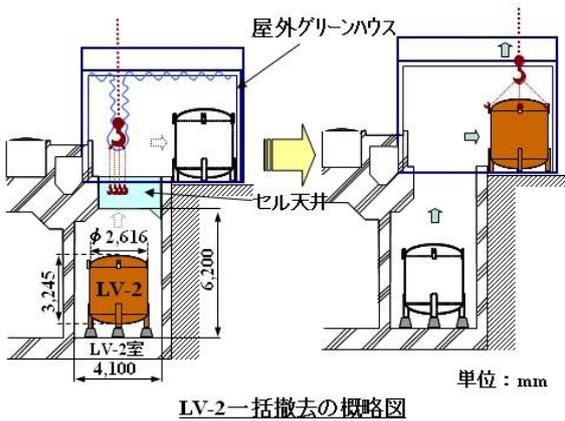
- 再処理試験により発生した廃液(約70m<sup>3</sup>)については、平成10年度までに各貯槽に保管していた廃液を全てセメント固化等の処理を完了
- 再処理施設の主な設備・機器については、大型槽類及び廃液処理装置を除き、ホットケープ、プルトニウムセル内装機器を含め、大部分を撤去済

### 今後の計画(～平成43年度)

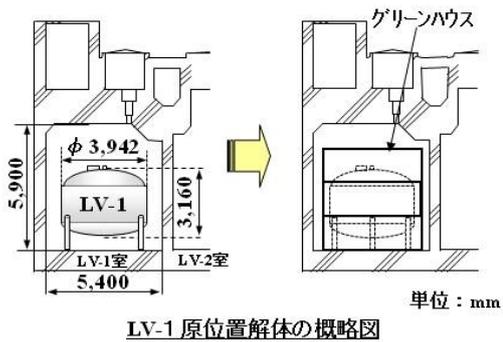
- 平成43年度廃止措置の終了を目指し、残存する設備・機器の解体撤去、壁貫通配管等の撤去及びセルライニングを含む建家の除染・管理区域解除に至る廃止措置作業を実証し、取得した解体作業データ及び知見を廃止措置の策定に資する



## 大型廃液貯槽の解体技術の比較検証



### H24年度から廃液貯槽LV-1解体に着手



LV-2搬出⇒解体分別保管棟へ⇒プラズマ溶断(実施済)



LV-1廻り配管類撤去 廃液貯槽LV-7撤去(実施済)



## 大型廃液貯槽の解体作業データ

### LV-2一括撤去作業データの分析結果の一例

作業名	作業工数(人・日)			集団線量 (人・mSv)	可燃性廃棄物 発生量(kg)
	セル内	セル外	合計		
LV-2搬出準備*1	1,477	612	2,089	7.7	2,659
セル天井の開口及び閉止	0	1,291	1,291	0.0	896
LV-2の搬出・搬送	137	95	232	0.3	227
LV-2の解体(解体分別保管棟)*2	0	462	462	0.7	817
後片付け	133	0	133	0.1	204
合計	1,747	2,460	4,207	8.8	4,803

・作業体制  $\left\{ \begin{array}{l} *1: \text{セル内} : 22 \text{人/日} \\ *2: \text{解体分別保管棟} : 12 \text{人/日} \end{array} \right.$

- セル内の大型廃液貯槽の解体は、一括撤去と原位置解体の方法により実施し、それぞれの解体作業に係る各種データを取得する。(一括撤去は取得済)



- 得られたデータを比較することにより、セル内に設置されている大型廃液貯槽の安全かつ効率的な解体方法の確立に資する。

10



## 福島第一原発事故への対応について

### 支援：人員派遣状況（バックエンド技術部）

福島県 (環境モニタリング他)	茨城県等 (NEAT他)	文部科学省等 (EOC他)	合計
683(人・日)	307(人・日)	24(人・日)	1,014(人・日)

### 要請等に基づく具体的な対応（バックエンド技術部）

- 農地等の除染作業から発生する植物や土壌等の除染廃棄物の減容処理を目的とした、熱分解炉を用いた除染廃棄物の処理試験
- 福島第一原発で発生した処理水等の試料の依頼分析に対する核種分析
- 事故収束に向けた取り組みとして、既存の情報収集ロボットを整備して提供

11



## ま と め

- 原子力科学研究所における原子力施設の廃止措置について、一部施設で新たな汚染が確認され、年度計画で遅れたが、ほぼ中期計画に従って達成することができ、今後も計画的に廃止措置を進める。
- 保管廃棄施設の満杯回避を考慮し、NR廃棄物及びクリアランス廃棄物の取り組みを行い、廃棄物の低減化に努める。
- これまでの廃止措置の実施により得られた知見、作業データ等をまとめ、今後の廃止措置に役立てる。
- 福島第一原発の廃止措置に向けた技術開発項目として、再処理特別研究棟及びホットラボを用いた廃止措置に必要な技術開発を進める予定。



# 旧JRR-3の改造工事に伴って発生した コンクリート廃棄物のクリアランスについて

平成24年7月26日  
東海研究開発センター 原子力科学研究所  
バックエンド技術部



## 1. 目的

旧JRR-3の改造工事に伴って大量に発生し、原子力科学研究所に保管廃棄している汚染の極めて低いコンクリート廃棄物約4,000トン\*1をクリアランスし、原子力科学研究所内の駐車場整備のための路盤材等として再利用する。

- コンクリートを対象とした国内初のクリアランスを行うことにより、制度の運用方法を整えて、制度の目的である循環型社会形成に貢献
- 原子力科学研究所の放射性廃棄物の保管廃棄施設\*2はほぼ満杯\*3の状態であり、研究開発活動を支えるために極めて重要な保管廃棄施設の満杯回避への貢献

\*1 全保管容量の約9%[200リットルドラム缶換算約12,000本]

\*2 全保管容量:200リットルドラム缶換算約139,000本

\*3 平成21年度末時点(第1回目の国によるクリアランス確認合格前)で保管能力の約99%まで保管



## 2. クリアランスの概要(1/4) —クリアランス対象物の発生場所—

**旧JRR-3の概要**

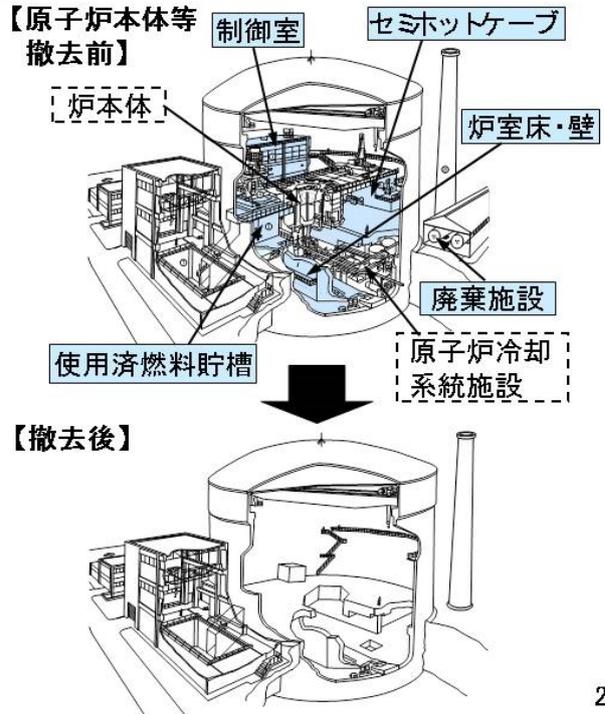
炉型式: **重水減速、重水冷却、黒鉛反射体付きタンク型**  
 熱出力: 10MW  
 最大熱中性子束: 約 $3 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$   
 燃料: 天然U金属燃料、1.5%濃縮 $\text{UO}_2$ ペレット  
 初臨界年月日: 昭和37年9月12日  
 積算熱出力量: 419,073.5 MWh

**旧JRR-3の改造工事**

改造期間: 昭和60年度～平成元年度  
 改造方法: **原子炉建家の有効利用を図るため、原子炉本体を一括撤去するとともに、炉室内の施設を撤去**

原子炉本体の一括撤去に伴い、炉室床・壁等の汚染の極めて低いコンクリートが大量に廃棄物として発生

**クリアランス対象物**



2

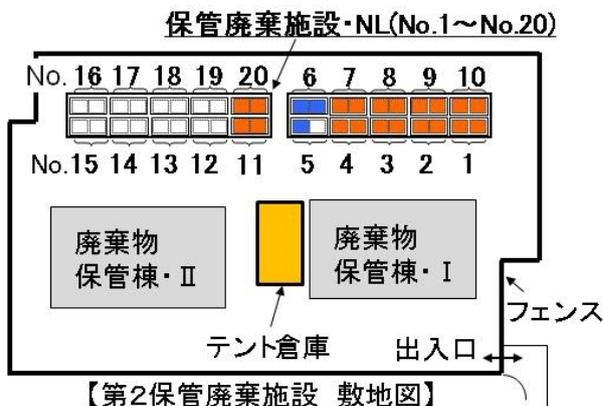


## 2. クリアランスの概要(2/4) —クリアランス対象物の保管状況—

### ●クリアランス対象物の保管状況

原子力科学研究所北地区の第2保管廃棄施設の保管廃棄施設・NLのピット内

- ・ピットへの保管総量 : 約4,000トン
- ・1ピットあたりの物量 : 約400トン



【保管廃棄施設・NL】



【コンクリートがら】

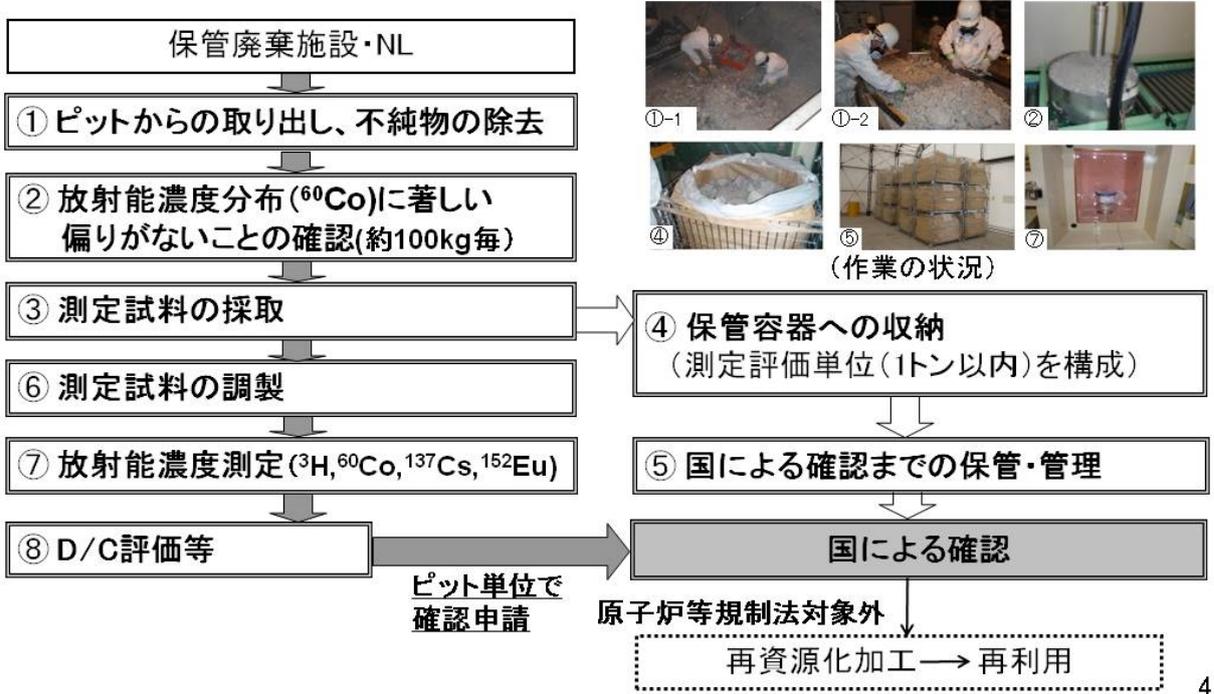
【コンクリートブロック】

- コンクリートがらを保管
- コンクリートブロックを保管

3



## 2. クリアランスの概要 (3/4) -測定及び評価の方法の流れ-



4



## 2. クリアランスの概要 (4/4) -クリアランス後の取扱い-

テント倉庫等からストックエリアへの運搬・保管



再資源化加工[破碎]  
(ストックエリア)



再利用  
(震災被害の復旧等)

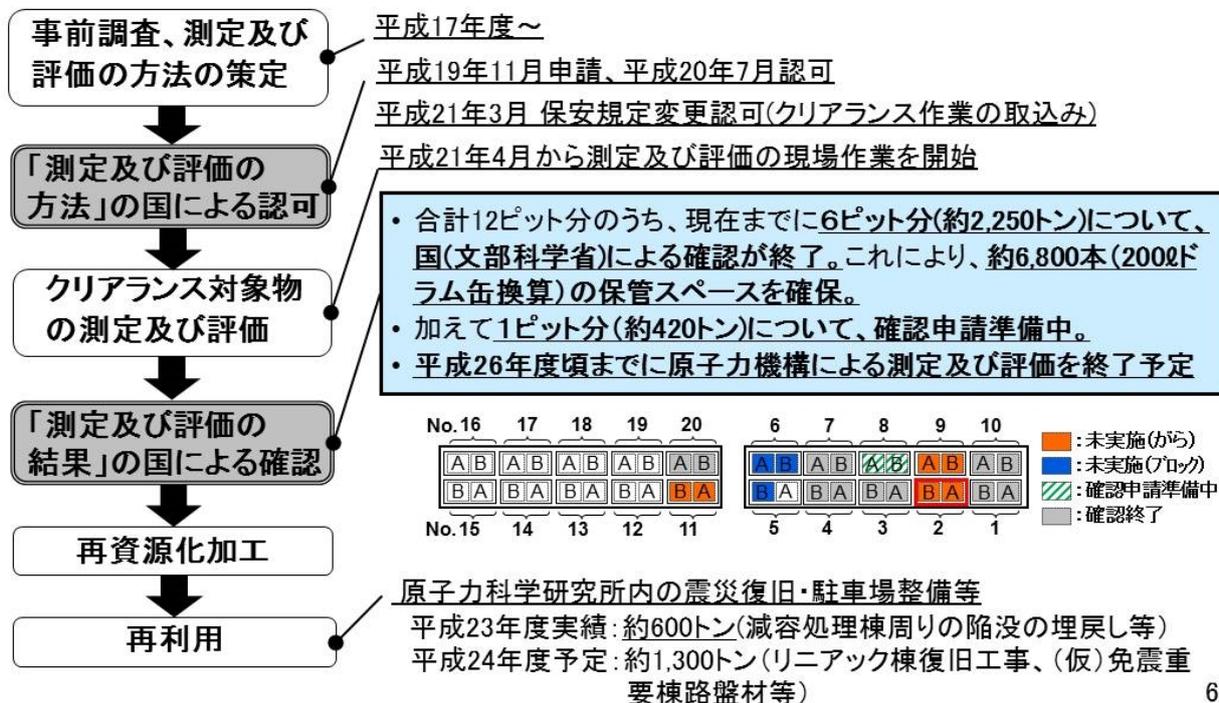


- ・ 確認証を交付されたコンクリートは、環境省が導入を図っているクリアランス後のトレーサビリティ確保システムへの対応を進めながら、非管理区域であるストックエリア(敷地内)に保管し、コンクリート再生砕石(RG40)への再資源化加工(破碎)を実施。
- ・ 原子力科学研究所内の震災復旧用資材や駐車場整備用路盤材等として再利用する。

5



### 3. クリアランスの作業状況



6



### 4. 成果、今後の取組み

#### ●成果

- クリアランス制度を実運用することにより、合理的な廃止措置・放射性廃棄物の処理処分の推進に寄与。
- (制度導入時にあらかじめ考えられていた方法を用いることが困難とされていた)保管廃棄済の放射性廃棄物に対してクリアランス制度が適用可能であることを示した。
- 全量約4,000トンクリアランスする目処が立ったことは、放射性廃棄物の減量につながり、原子力科学研究所の保管廃棄施設の満杯回避に貢献するものである。

#### ●今後の取組み

- これまで処理してきた「がら状」と異なる「ブロック状」等の対象物に対する作業方法等を検討・整備し、原子力機構による測定及び評価作業を平成26年度頃を目途に終了する。
- クリアランス制度の運用方法について、規制官庁の移行(文部科学省→原子力規制庁)に柔軟に対応しながら、かつ、東京電力福島第一原子力発電所事故によるフォールアウトの影響を考慮しつつ、さらなる改善・合理化を図り、後続の事業者のみならず、規制当局にとっても使いやすい制度の構築に貢献する。

7



# 東海地区ウラン濃縮施設の廃止措置状況

平成24年7月26日

東海サイクル研  
環境技術管理部

1



## 〔報告内容〕



1. 東海ウラン濃縮施設の概要
  - 1.1 東海ウラン濃縮施設の配置
  - 1.2 廃止措置の対象施設の現状と今後の計画
  - 1.3 廃止措置における基本的考え方及び予想される廃棄物発生量と廃棄物保管までのフロー
2. G/H棟施設の概要
  - 2.1 G/H棟施設の外観・構造・使用履歴
  - 2.2 G/H棟施設の特徴
  - 2.3 G/H棟解体撤去の基本方針・計画
  - 2.4 G/H棟設備の汚染状況調査及び廃止措置における廃棄物の発生量予測と実績
3. 設備撤去の実績
  - 3.1 簡易ハウスと基本装備
  - 3.2 使用工具と作業の一例
  - 3.3 廃止措置作業フローと第1、2ステップ作業前後の状況
4. G/H棟廃止措置作業の標準化への取り組み
  - 4.1 廃棄体化を見据えた放射性廃棄物の処置
  - 4.2 放射性廃棄物発生量の低減(NRの運用)
  - 4.3 福島原発事故フォールアウトの影響評価
5. 放射性廃棄物の収納率向上への取り組み
6. 廃止措置に係わるデータ収集
7. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み協力
8. まとめ

2



# 1. 東海ウラン濃縮施設の概要



## 1.1 東海ウラン濃縮施設の配置

東海ウラン濃縮施設(サイクル工学研究所)

ウラン濃縮施設

再処理施設

Pu燃料製造施設

ウラン濃縮施設基本図

廃止措置対象施設

核燃料サイクル工学研究所



# 1. 東海ウラン濃縮施設の概要



## 1.2 廃止措置の対象施設の現状と今後の計画

施設	床面積 (m <sup>2</sup> )	主な使用履歴	現状	今後の利用計画	廃止措置計画
G/H棟	3,130	UF6ガスを使用した遠心機濃縮試験・材料試験等の使用を終了	施設維持	なし	更地化
L棟	4,607	UF6ガスを使用したレーザ濃縮試験等の使用を終了	施設維持	なし	更地化
廃水処理室	160	廃水の処理	廃水の処理	J棟へ廃水処理機能を移転	更地化
第2ウラン貯蔵庫	300	ウランの貯蔵	ウランの貯蔵	J棟へウラン貯蔵機能を移転	更地化
廃油保管庫	96	廃油の保管	廃油の保管	廃油処理終了後は利用計画なし	更地化
J棟	4,040	UF6ガスを使用した遠心機カスケード試験等の使用を終了	廃止措置に係る処理 (UF6詰替、SR処理)	・廃止措置に係る処理を継続 (UF6詰替、SR処理) ・他施設の機能を集約	施設維持継続

施設の現状

廃止措置計画

廃止措置対象施設	第1期中期計画		第2期中期計画				第3期中期計画				第4期中期計画				第5期中期計画				第6期			
	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37		H38	H39	H40
① G棟/H棟	G棟/H棟		▼管理区域撤除 (新設棟) ▼建築解体																			
② L棟			L棟				▼管理区域撤除 (増設棟) ▼建築解体															
③ 廃水処理室											廃水処理室											
④ 第2ウラン貯蔵庫															第2U貯蔵庫							
⑤ 廃油保管庫															廃油庫							
⑥ J棟											濃縮機器処理											

期間短縮、合理化検討継続



# 1. 東海ウラン濃縮施設の概要



## 1.3 廃止措置における基本的考え方 及び予想される廃棄物発生量と廃棄物保管までのフロー

- 基本的な考え方
  - (1) 核燃料物質保管の安全性確保
  - (2) 東海固体廃棄物廃棄体施設(TWTF)建設に合わせた廃止措置の実施
  - (3) ウラン濃縮技術者の活用(使用済み遠心機処理、ウラン取扱等)
  - (4) 各施設の機能をJ棟に集約することにより施設維持費の低減(約1.5億円/年→約0.8億円/年)
  - (5) 利用目的のない老朽化施設の更地化

### ○ 予想される廃棄物発生量と廃棄物保管までのフロー

区分		重量(トン)
内装設備撤去物 (試験設備・給排気設備等)	放射性	約550
	NR	約200
建家構築物 (コンクリート・鉄骨等)	放射性	約300
	NR	約14,000

(※継続使用予定のJ棟分含まず)



5



# 2. G/H棟施設の概要



## 2.1 G/H棟施設の外觀・構造・使用履歴



(H21年度より廃止措置作業開始、H23年度に管理区域解除)

### ○構造

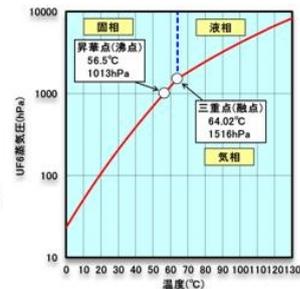
- ・主 棟(G棟) : 鉄筋コンクリート3階建て(竣工 昭和46年)
  - ・付属試験室(H棟) : 鉄骨造り鉄板葺き、ALC板外壁平屋建て(竣工 昭和47年)
- ※核燃料物質使用施設 原子炉等規制法施行令第41条非該当施設

### ○使用履歴

- ・主 棟(G棟) : 遠心分離機の単機開発
  - ・付属試験室(H棟) : 材料評価試験、六ふっ化ウラン循環試験
- ※主に六ふっ化ウラン(ガス)を使用したウラン濃縮技術の研究開発

## 2.2 G/H棟施設の特徴

- 取扱う核燃料: ウラン
- 化学形態: 六フッ化ウラン(UF<sub>6</sub>)
- 特徴
  - ・濃縮プロセス⇒六フッ化ウランの操作
  - ・装置内は真空領域 ⇒ 希薄なウラン濃度 ⇒ 付着厚みは薄い
  - ・UF<sub>6</sub>の固化防止(断熱膨張の防止)⇒弁・配管等加温⇒付着予防
  - ・遠心分離機の分解⇒UF<sub>6</sub>は大気中の水分と反応し、白煙を示す  
[ UF<sub>6</sub>(G) + 2H<sub>2</sub>O(G) → UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>(S) + 4HF(G) ]
  - ・年間のウラン取扱量が少ない(許認可申請: 41条非該当施設)



六ふっ化ウラン状態図

6



## 2. G/H棟施設の概要



### 2.3 G/H棟解体撤去の基本方針・計画

#### ○ 基本方針

- ・ 廃止措置作業における安全確保
- ・ 汚染トラブルの防止
- ・ 放射性廃棄物発生量の低減、減容化
- ・ 核燃料使用施設の解体データ取得
- ・ H23年度中の管理区域解除

#### ○ 基本計画

表 G/H棟の廃止措置スケジュール

実施内容	H20年度	H21年度	H22年度	H23年度	H24年度	H25年度
廃止措置準備 ・ 許認可 ・ 使用履歴調査 ・ 廃棄物量推定		使用廃止許認可申請 ▼許可				
第1ステップ (内装設備撤去) ・ UF6ガス循環設備 ・ 材料試験設備 ・ 各種試験装置、設備						
第2ステップ (給排気設備、埋設配管等の撤去) ・ 床材撤去、はつり ・ 給排気設備撤去 ・ 埋設配管撤去			G棟(主棟)	H棟(附属試験室)		
第3ステップ (管理区域解除) ・ NRサーベイ ・ 管理区域解除サーベイ ・ フォールアウト評価サーベイ					管理区域解除	
第4ステップ (建家解体) ・ H棟(H24年度) ・ G棟(H25年度)				震災により作業中断	H棟建家解体予定	G棟建家解体予定

7

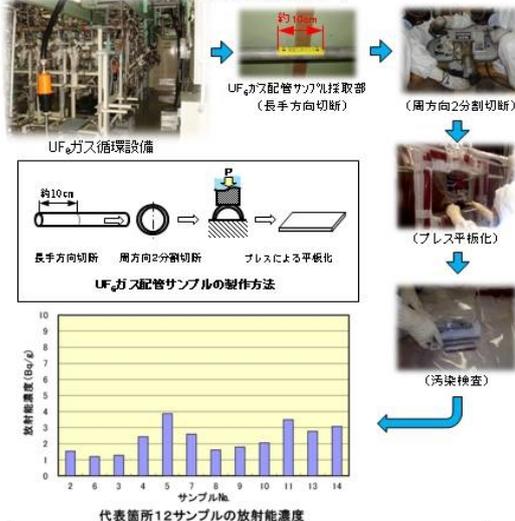


## 2. G/H棟施設の概要



### 2.4 G/H棟設備の汚染状況調査 及び廃止措置における廃棄物の発生量予測と実績

#### 〔汚染状況調査〕



#### 〔放射性廃棄物の発生量予測と実績〕

単位:トン

	予測	実績
可燃物	1.0	3.3
難燃物	12.0	11.5
不燃物	94.0	151.6
合計	107.0	166.4



配管内部の放射能濃度測定調査結果  
・ 放射能濃度は最大3.9Bq/g、平均値2.0Bq/g

予測と実績が異なった要因  
・ コンクリートハツリ厚さ増加等による不燃物量増加  
・ 上記作業追加による2次廃棄物増加

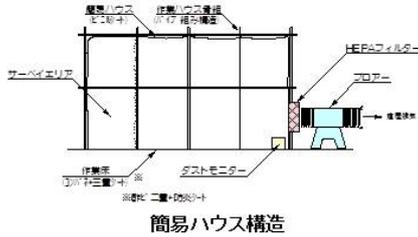
8



### 3. 設備撤去の実績



#### 3.1 簡易ハウスと基本装備



作業者の装備

- ・半面マスク又は全面マスク
- ・タイベックスーツ
- ・Rゴム手袋(2重)
- ・Rゴム長靴
- ・TLDパッチ



#### 3.2 使用工具と作業の一例

内装設備等の撤去工具	撤去作業の例	ハツリ等の工具	ハツリ作業の例
<p>(ローラーハットソー) (チップソー) (セーハソー) (ディスクグラインダ) (電動ハイフカッター)</p>		<p>(コンクリートハンマ) (チゼル) (エアブレーカ) (コンクリートカナ) (床面研削機)</p>	

9

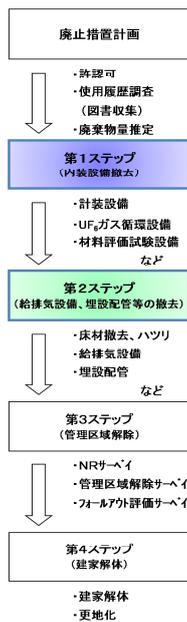


### 3. 設備撤去の実績



#### 3.3 廃止措置作業フローと第1、2ステップ作業前後の状況

【廃止措置作業のフロー】



	第1ステップ (計装設備)	(UF <sub>6</sub> ガス循環設備)	(材料評価試験設備)
Before			
After			
	第2ステップ (給排気ダクト)	(埋設配管)	(排気装置)
Before			
After			

10

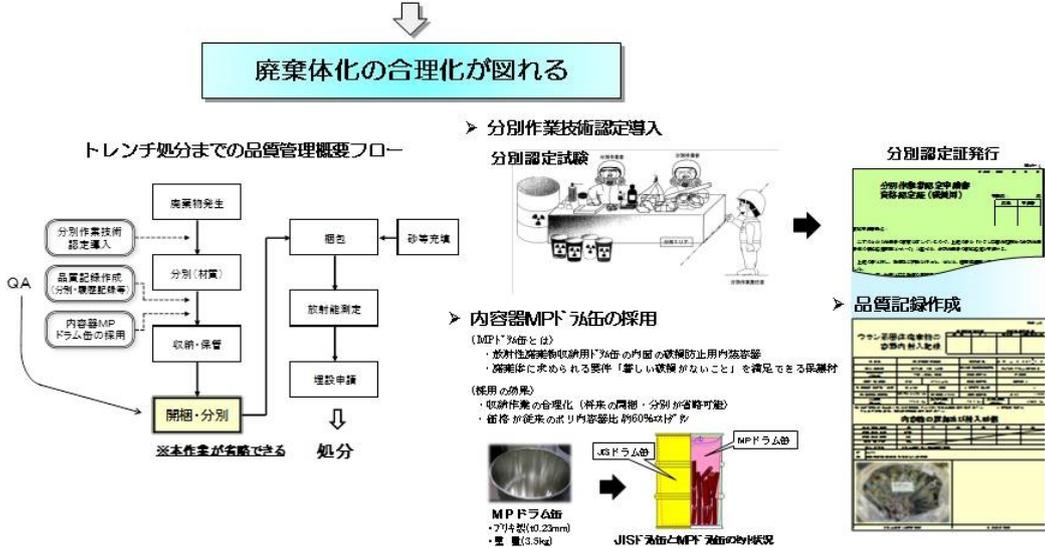


## 4. G/H棟廃止措置作業の標準化への取り組み



### 4.1 廃棄体化を見据えた放射性廃棄物の処置

- ▶ 廃止措置作業者に放射性廃棄物の分別作業の技術認定制度を導入
- ▶ 放射性廃棄物の廃棄体化を合理化する仕組みを導入
- ▶ 廃棄体の品質保証を想定した廃棄物に係る品質記録の作成



11

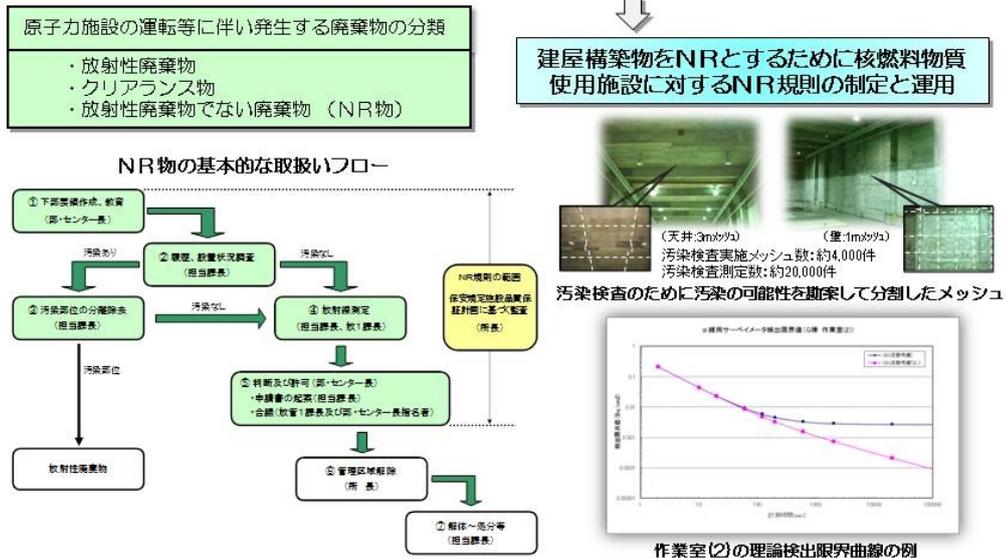


## 4. G/H棟廃止措置作業の標準化への取り組み



### 4.2 放射性廃棄物発生量の低減 (NRの運用)

- ▶ 「放射性廃棄物でない廃棄物」(NR)取扱規則を研究所規則として制定
- ▶ 環境技術管理部NR要領書を制定し、運用
- ▶ 建屋解体コンクリート等(約5,000ト)のリサイクルに道筋をつける



12



## 4. G/H棟廃止措置作業の標準化への取り組み

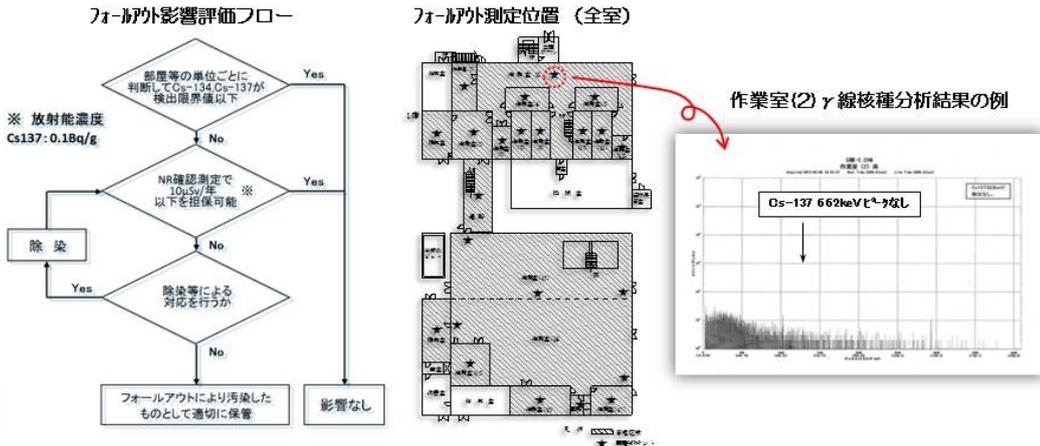


### 4.3 福島原発事故フォールアウトの影響評価

- 放射線管理担当課等と協議し、影響を測定評価する手順を確立した
- 事故直後に管理区域の扉の目張り及び床養生を実施したことでセシウムの影響は検出されなかった



フォールアウト影響評価の手順を確立した



13



## 5. 放射性廃棄物の収納率向上への取組み



### ✓ 廃棄物発生容積の縮減

- ① 過剰な養生、梱包を省略することで廃棄物容器への収納率を向上させる
- ② 廃棄物の細片化処理（**破碎処理**）により廃棄物容器への収納率を向上させる

**破碎処理装置の導入**

✓ 期待される効果

- ①細片化による収納率の向上
- ②裁断、切断効率の向上
- ③焼却処理効率の向上

約1.4m



破碎処理装置の外観

✓ 破碎処理の対象物

- ①貼り床材 (ドリルカッター)
- ②塩ビ配管 (厚さ10mm以下)
- ③プラスチック類
- ④木材 (厚さ10mm以下)



貼り床材破碎処理の例

細片サイズ □4~5cm

**破碎処理装置の導入効果**

➢ 貼り床材の収納率向上の例

G/H棟から発生した貼り床材：約5トン

(ドラム缶へ収納)

破碎なし：100本
破碎あり：47本

約1/2に低減

➢ 対象物と破碎処理時間の例

※ 手作業による裁断、切断工数との比較

- 貼り床材：約10倍以上の処理が可能
- 塩ビ配管：約5倍以上の処理が可能

14



## 6. 廃止措置に係わるデータ収集



G/H棟の廃止措置においては、廃止措置エンジニアリングシステム（BE推進部門）のデータベース構築※に反映するため、以下のデータを採取。

※各施設の廃止措置における設備・機器毎の解体工数等のデータを採取し、それらデータの蓄積によって構築されたデータベースを基に今後の廃止措置計画における解体工数等の推測に反映するもの。

〔データ採取項目〕

- ・対象設備の形状、構造、構成等
- ・作業項目・内容・作業プロセス
- ・作業実績（作業プロセス毎の人工数）
- ・廃棄物の内容と重量



G/H棟の廃止措置では作業日報と廃棄物収納時の記録によりデータ採取

- (1) 作業日報による作業項目・内容・作業プロセス等のデータ収集
- (2) 廃棄物収納データシートによる放射性廃棄物のデータ収集

〔作業日報データシート例〕

作業項目	作業内容	作業時間	作業人数	作業機材
1	作業機材の搬入	00:00-00:30	2名	トラック
2	作業機材の設置	00:30-01:00	2名	トラック
3	作業機材の点検	01:00-01:30	2名	トラック
4	作業機材の撤去	01:30-02:00	2名	トラック

- ① 工事（作業・設備）件名、会社名及び責任者名
- ② 作業区分（放射線作業、火気、高所）
- ③ 作業項目、作業内容、作業時間
- ④ 従事人数、作業装備
- ⑤ 使用機材

〔廃棄物収納データシート例〕

発生場所	設備名称	内容	重量	形状	備考
1	作業機材	作業機材	10kg	箱	
2	作業機材	作業機材	5kg	袋	
3	作業機材	作業機材	2kg	箱	

- ① 発生場所と設備の名称
- ② 内容物の材質と大凡の形状
- ③ 廃棄物の養生・梱包材の種類
- ④ 収納物の外観及び封入時の収納状況写真



## 7. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み協力

環境技術管理部における主な実施項目について



➤ 環境修復に係る協力

- ・原発災害廃棄物の減容化に関する処理基礎試験

➤ その他の協力

- ・放射線モニタリングへの要員派遣
- ・一時帰宅プロジェクトへの要員派遣
- ・健康相談ホットラインへの要員派遣
- ・福島県におけるコミュニケーション活動
- ・福島県民ホールボディカウンタ検査結果の説明支援
- ・福島県における市町村除染計画策定支援への要員派遣等



## 8. まとめ



- 東海地区ウラン濃縮施設(G/H棟)廃止措置は途中震災による作業の中断を余儀なくされたが、工程見直し等によって当初の計画通り平成23年度に管理区域を解除した。
- 第2期中期計画2年目までにG/H棟の廃止措置に要した費用は、当初の計画通りであった。
- 福島第一原子力発電所事故によるフォールアウトの影響について、G/H棟の管理区域内を分布調査した結果、セシウムは検出されなかった。
- G/H棟建家解体・更地化についても計画どおり実施し、G/H棟の廃止措置を技術レポート等に取りまとめて情報発信していく。
- 今後の東海地区ウラン濃縮施設の廃止措置についても今回の成果を展開し、継続的な改善を図り、合理的な廃止措置を実施していく。



## ふげんにおける技術開発及び廃止措置の状況について



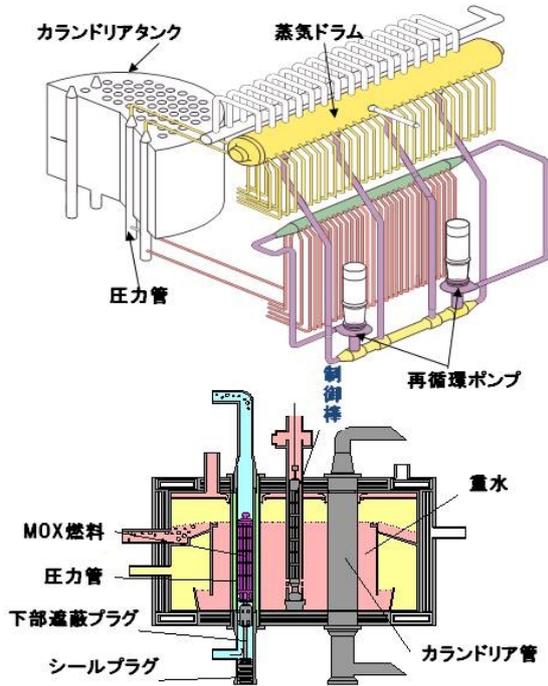
独立行政法人日本原子力研究開発機構  
敦賀本部 原子炉廃止措置研究開発センター



- 「ふげん」における技術開発の状況
- 廃止措置の状況



## 「ふげん」廃止措置の特徴



### 「ふげん」固有の課題

- 原子炉本体の構造が複雑
- 減速材に重水を使用

### 固有技術の開発・研究

- ・ 原子炉本体切断工法の選定
- ・ トリチウム除去技術の確立

### 軽水炉と共通の技術

- 原子炉本体・重水系以外の設備は軽水炉(BWR)と同様
- 物量、残存放射能量は商業炉並み

### 既存技術の改良・高度化

3



## 原子炉本体の構造と解体に係る課題



### 材料に係る課題

- ・放射能レベルが比較的高い(放射化材料)
- ・材料の一部にジルコニウム合金を使用

- ・切断時に発生する放射性粉じん等による被ばく低減
- ・ジルコニウム合金切断時の発火防止

### 構造に係る課題

- ・カランドリア管と圧力管の二重管など狭隘構造、多様な配置により切断箇所が多い

- ・二重管を同時に切断可能な工法もしくは、同等の切断能力を有する切断工法の採用

工期短縮が図れる水中遠隔解体切断工法の採用

4



## 解体に係る開発ステップ及び各切断試験状況



5



## 原子炉本体解体工法に係る各切断試験結果と工法選定

原子炉構造材の仕様			熱的切断		機械的切断		試験結果による評価
板厚(mm)	材質	主な部材名称	プラズマ	レーザー	AWJ	バンドソー	
1.9~4.3	ジルコニウム合金	圧力管 カソードリア管	○	○	○	○	・レーザー以外は二重管同時切断可能 ・レーザーは薄板材においては高速切断可能 ・レーザーはカーブ幅が狭く二次廃棄物が少ない ・ファイバーレーザー10kW出力では120mm以上の切断は不可(大型装置となるCO <sub>2</sub> レーザー21kW出力では300mm切断が可能である文献有り) ・AWJは研削材が二次廃棄物となり、大量に発生 ・バンドソーは大型で狭径構造への切断に不向き ・バンドソーは切断速度が比較的遅い
10~32	ステンレス アルミニウム合金	炉心タンク 防振板等	○	○	○	○	
120~150	炭素鋼 ステンレス	鉄水遮へい体 カソードリア管板	- (文献: ○)	- (文献: ○)	○	○	

### 一次切断工法の選定と理由

- 板厚150mmの炭素鋼及びステンレス鋼の切断及び二重管の同時切断については、アブレイブウォータージェット(AWJ)切断工法で可能であることを確認。但し、研削材が二次廃棄物となる。
- 文献調査から板厚150mmの炭素鋼等の切断は、プラズマ切断工法でも可能であることを確認するとともに、二重管の同時切断については試験で高速切断が可能であることを確認。但し、レーザー切断と比較し、4mm程度の切断幅となることから二次廃棄物が増加することを確認。
- AWJ及びプラズマの各切断工法は、国内外における廃止措置で適用実績有り。
- 圧力管等の薄板構造材については、レーザー切断工法で、4m/min以上の高速かつ1mm以下の狭い切断幅で切断できることを試験で確認。

上記の理由から、圧力管等の薄板構造材については、レーザー切断工法を、また厚板構造材についてはAWJ切断工法とプラズマ切断工法を選定。

### 今後の技術開発

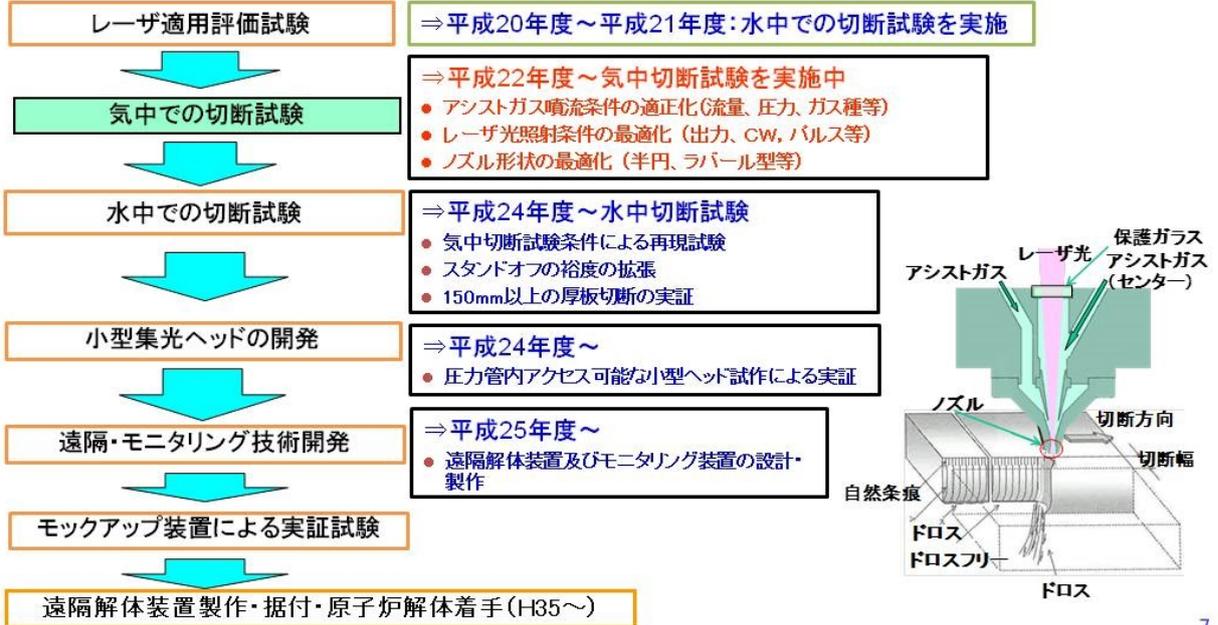
- レーザー切断工法は、狭い切断幅で切断できる特徴を有しているため、切断能力を向上させ、解体適用範囲の拡大を図る。
- 管内から圧力管等を切断するために必要な切断用の小型ヘッドの開発を行う。

6



## レーザー切断技術開発・原子炉解体の主要工程

レーザー切断: 金属をレーザーの熱エネルギーで溶融し、アシストガス噴射の運動エネルギーで溶融凝固酸化物(ドロス)を除去・切断する工法



## 福島第一発電所の廃止措置に向けた貢献

- 福島第一と同じ炉心溶融を起こしたスリーマイル島原子力発電所2号機の事故復旧作業の知見から、炉内構造物は、原形を留めておらず、溶融燃料と混在した複雑狭隘な状態となっていると想定される。このため、溶融燃料を安全かつ確実に撤去するためには、構造物の状況に応じて柔軟に切断装置を選定する必要がある。
- そこで、切断工法選定に資するため、既存の熱的及び機械的切断工法について、溶融再凝固した炉内構造物を模擬した複雑形状や軽水炉の压力容器を想定した厚板材を試験体として基礎的な切断データ(切断速度、スタンドオフ、切断カーブ幅等)の取得を行う。また新しい切断技術としてプラズマジェット切断工法による切断試験も実施する。
- 薄板部材について比較的切断速度が速く、狭い切断幅で切断可能なレーザー切断工法について、溶融再凝固した炉内構造物を模擬した複雑形状や軽水炉の压力容器を想定した厚板材を試験体として、レーザー切断条件の最適化を図るとともに、基礎的な切断データ(切断速度、スタンドオフ、切断カーブ幅等)の取得を行う。

### 1. 熱的及び機械的切断工法による切断試験(ふげん)

熱的切断(プラズマアーク切断工法、ガソリン切断工法)、機械的切断工法(アブレイシブウォータージェット(AWJ)切断工法、バンドソー切断工法)による切断試験を実施する。

### 2. プラズマジェット切断工法による切断試験(大洗研)

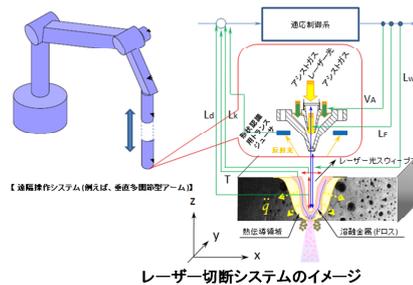
プラズマジェット切断装置の仕様に係る検討結果に基づき、試験装置を整備し、切断試験を実施する。

### 3. レーザー工法による厚板切断要素技術開発(レーザー研)

①アシストガス噴流特性、スタンドオフ(加工距離)、入熱密度などをパラメータとした最適化試験、計算科学シミュレーション、切断システム性能確認試験を行い、切断の最適条件を検討する。

②压力容器を想定した厚板部材の切断試験を実施する。

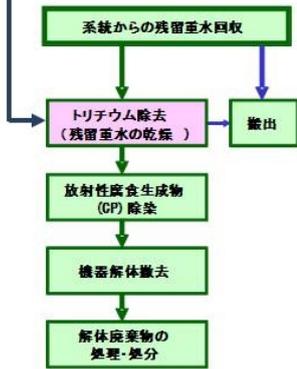
年度	H24	H25	H26	H27
				除染カタログ整理
1. 熱的及び機械的切断工法による切断試験				試験(気中、水中)
2. プラズマジェットによる切断試験	仕様検討	装置整備	試験(気中、水中)	
3. レーザー工法による厚板切断要素技術開発		試験(気中、水中)		



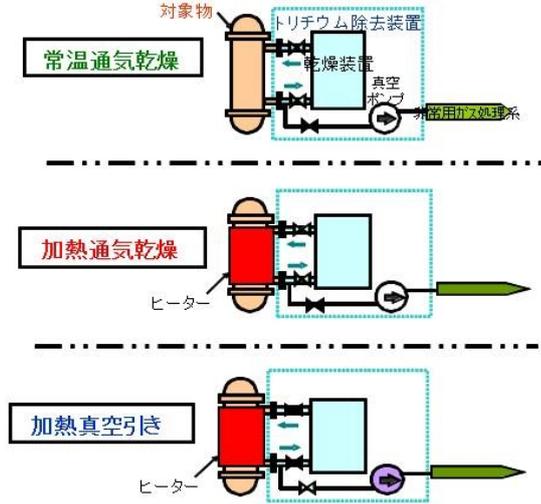
## トリチウム除去確認試験(1/3)

重水・ヘリウム系の解体撤去にあたり、トリチウム防護服を着用しないで作業ができるレベル(作業環境中トリチウム濃度: $8 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3\text{-air}$ )までトリチウム濃度を低減させることを目標

基礎試験	: H11~H15
コールド試験	: H15
ホット試験(重水精製装置の配管等)	: H15~16
確認試験(重水系機器)	: H20



重水ヘリウム系設備解体の手順



トリチウム除去方法概念

## トリチウム除去確認試験(2/3)

第1ステップ(常温(加熱)通気乾燥による残留重水回収)

低露点(-20°C程度)の空気を通気して乾燥  
⇒対象物にヒーターを設置して加熱することにより乾燥を加速

出口露点が低下しても狭隘部に残留水が存在する可能性あり



図2 見かけ上出口露点が低下したが、内部に残留水が存在する場合

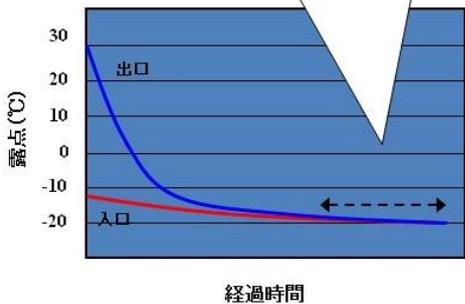


図1 通気乾燥における露点変化(概念図)

第2ステップ(真空引きによる回収)

真空引きにより残留水を回収

数十Paまで圧力低下できれば残留水(重水)除去完了  
⇒残留水除去完了の確認

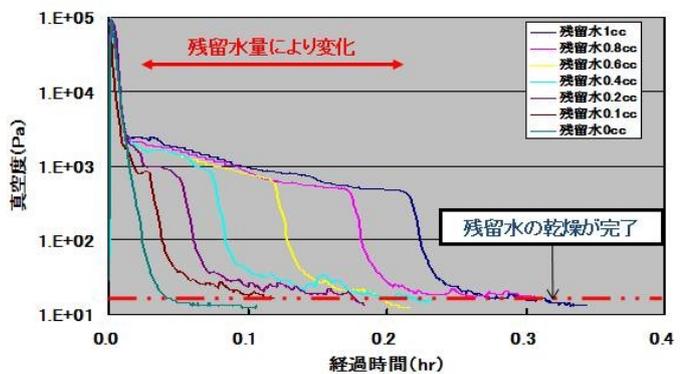


図3 残留水量と真空引きによる圧力変化(実験データ)



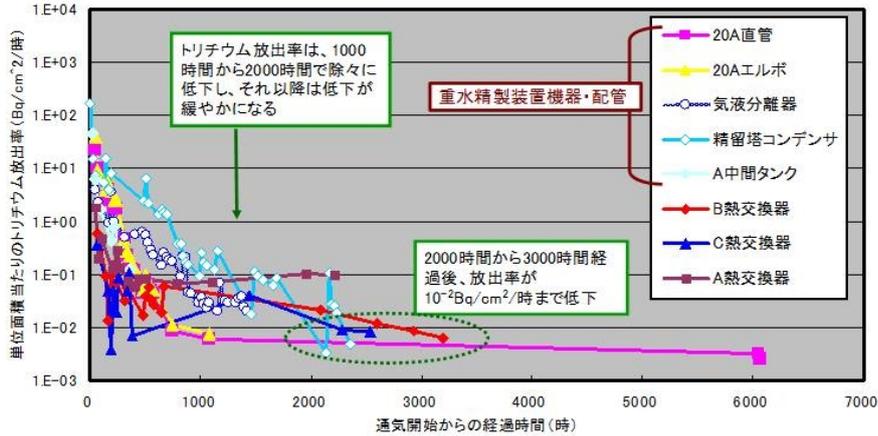
## トリチウム除去確認試験(3/3)

### 第3ステップ(空気置換によるトリチウム除去)

金属酸化被膜に含まれるトリチウムが拡散・徐々に放出



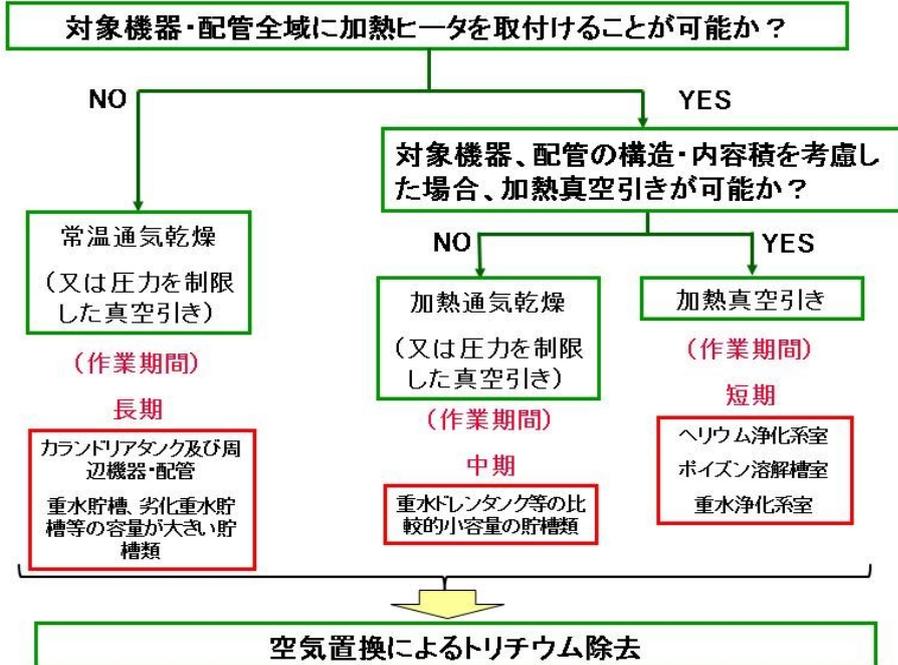
空気置換によりトリチウムを除去(機器・配管内部トリチウム濃度 $10^1\text{Bq}/\text{cm}^3$ をめやす)  
単位面積当たりの放出率( $\text{Bq}/\text{cm}^2/\text{時}$ )として管理すれば、対象の大きさによらず同じスケール上で管理が可能



重水乾燥後のトリチウム放出挙動の例



## トリチウム除去方法の選定の考え方





- 「ふげん」における技術開発の状況
- 廃止措置の状況



### 廃止措置実施状況

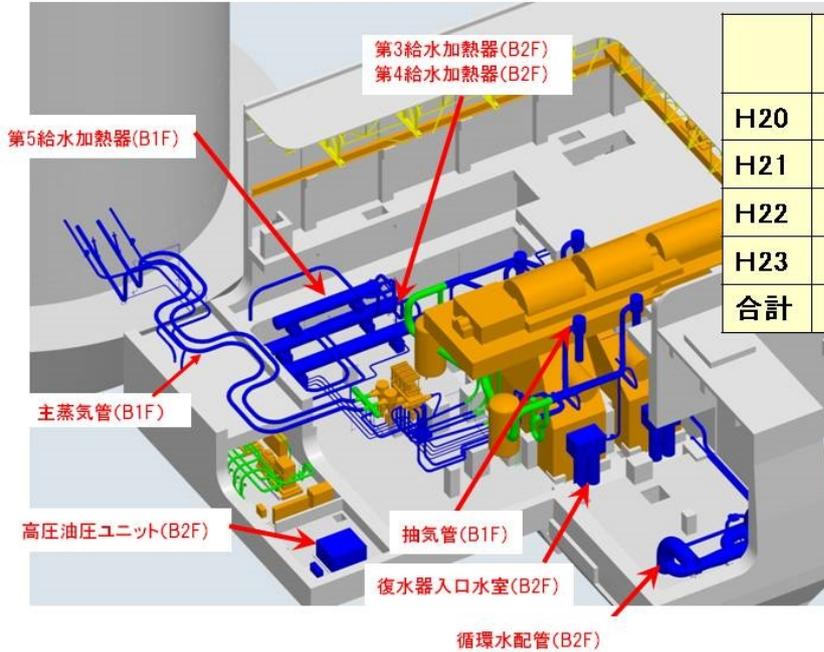
	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度	平成24年度
1. 使用済燃料搬出	← 再処理施設の耐震性裕度向上対策等により実施できず →				
2. 重水搬出	[Progress bar from FY20 to FY24]				
3. 汚染の除去工事	[Progress bars for sub-items 1-6]				
4. 解体撤去工事	[Progress bars for sub-items 1-5]				
5. 「ふげん」を用いた研究開発	[Progress bars for sub-items 1-4]				
6. 設備導入	[Progress bars for sub-items 1-3]				
7. 汚染状況等の調査	[Progress bar]				
8. 施設定期検査	第21回	第22回	第23回	第24回	第25回





## 解体撤去工事の実績

解体撤去物量 単位:トン



	金属	コンクリート	保温材	合計
H20	222	18	19	259
H21	37	6	2	45
H22	156	5	8	169
H23	175	1	2	178
合計	590	30	31	651

凡例  
— : ~H23年度解体済み



## 解体知見の集約・反映

解体工法の性能比較の例

工法	燃料	切断速度比	
		80mm	16mm
ガンソリン切断	・ガンソリン ・酸素	1	1
ガス切断(手動)	・アセチレンガス ・酸素	3	2
ガス切断(半自動)	・アセチレンガス ・酸素	-	3
エアプラズマ切断(エア)	・圧縮空気	5	2



ガンソリン切断



ガス切断(手動)



ガス切断(半自動)



プラズマ切断

解体実績のエンジニアリングシステムへの反映例  
 ~準備・後処理工程における作業実績の考慮~

JPDRの評価式【実績】  
 $Y(\text{人}\cdot\text{時}) = a_{wi}$

評価式【一次近似式】  
 $Y(\text{人}\cdot\text{時}) = a'_w \times S$



## 重水系・ヘリウム系の残留重水回収・トリチウム除去

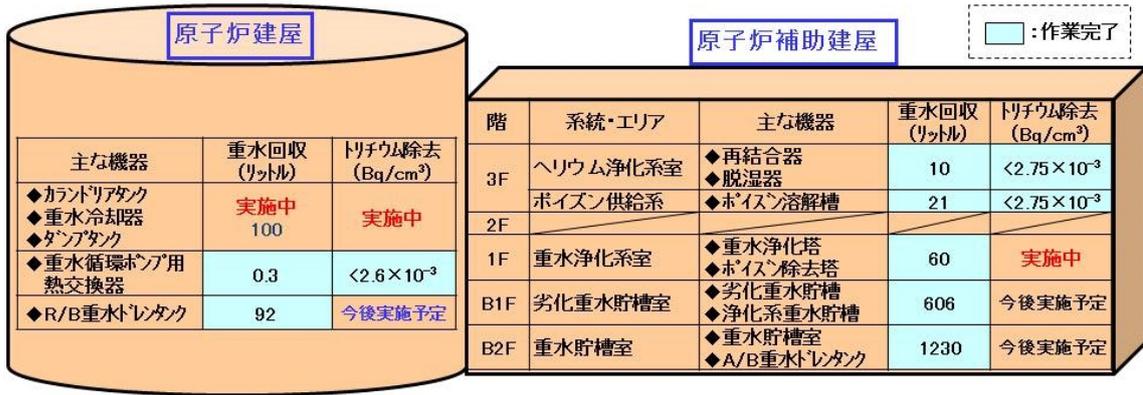
	作業概要	作業状況 (H24. 6月末現在)
残留重水回収	弁操作によるドレンアウト後に、フランジの開放、配管の切断等により内部に残留する重水を回収	約2,019リットル回収
トリチウム除去	システムを分割して加熱真空引き等によりトリチウムを除去 トリチウム除去装置を用いてカランドリアタンク等に乾燥空気を循環することによりトリチウムを除去	<2.75×10 <sup>-3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> (作業エリア内トリチウム濃度)  実施中



残留重水回収作業の状況



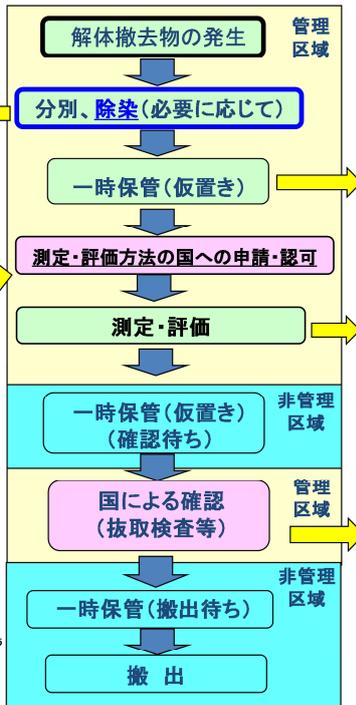
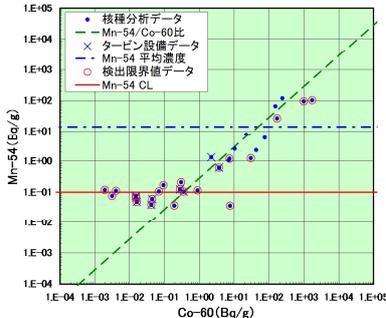
カランドリアタンク  
トリチウム除去装置



## クリアランス制度の運用準備



手動除染装置を製作及びタービン解体跡地に設置 (H22年度)



解体撤去物の一時保管状況 (H20年度～)



クリアランスモニタ設置場所の整備及びモニタ設置 (H21年度: 装置設置、H22～23年度: 性能データ等取得)



## クリアランスの準備状況

### 測定及び評価の方法に係る検討状況

#### 評価に用いる放射性物質の種類

▶タービン設備(申請対象範囲)の評価対象核種の選定に係る二次的な汚染の推定放射能量の評価、検証を実施中

#### 放射能濃度を決定する方法

▶これまでに採取した試料の核種分析データに基づき、タービン設備の放射能濃度を決定する方法を取りまとめ中  
 ▶Co-60は主要核種測定法、その他の各種は核種組成比法、平均放射能濃度法を適用予定

#### 放射線測定装置の種類及び測定条件

▶性能データ取得において使用した模擬試験体の形状、配置を考慮した計算評価により、クリアランスモニタの性能データの妥当性を検証中

### 運用に向けた準備状況

- ・クリアランス対象物を除染するためのQMS文書を整備中  
 クリアランス対象物の除染処理を行うため、QMS三次文書、要領書等を整備中
- ・クリアランス確認待ち保管庫の整備  
 既設の第4倉庫(非管理区域)をクリアランス確認待ち保管庫として利用するため整備
- ・再利用に資する鋳型の試作  
 クリアランス物を再利用するため、鋳型を製作し、一般の金属スクラップを用いて鋳物フェンス等を試作

### フォールアウトの影響による資材等の取扱い

福島第一原子力発電所の事故により大気中に放出された放射性物質の降下物(フォールアウト)により影響を受けた資材等について、原子力安全・保安院による意見聴取会で検討がなされ、フォールアウトを考慮したクリアランス制度の運用、NRの判断及び取扱いを定めた文書(ガイドライン)が、平成24年3月30日に発出された。

#### 【ふげんの対応】

- 非管理区域からの資材等廃棄処分の一時停止措置(3/30~)
- 自主的なフォールアウトの影響調査(5月)を実施し、ふげんにおいてフォールアウトの影響が無いことを確認

#### 【今後の予定】

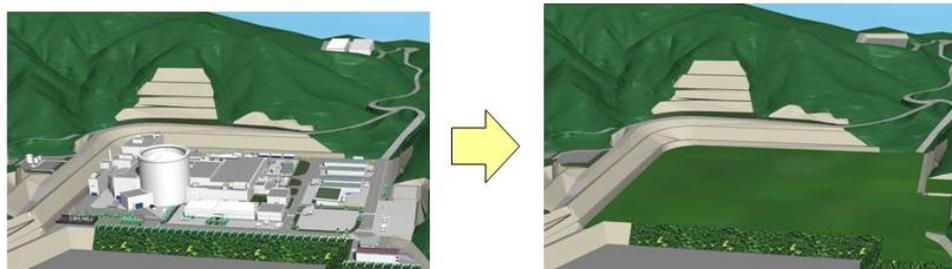
- ・保安規定の変更認可
- ・JNESレポートに基づく、QMS文書の制定
- ・QMSに基づくフォールアウト影響調査を実施
- ・影響が無いと判断できれば、非管理区域からの資材等廃棄処分の一時停止措置を解除するとともに、従前のクリアランス制度の運用、NRの判断及び取扱いを行う

21



## まとめと今後の取組み

- 原子炉解体に係る技術開発は、福島第一発電所への支援の観点からも機構内関連箇所と連携しつつ、積極的に推進していく。
- トリチウム除去確証試験の結果を反映し、実機のトリチウム除去に適用している。
- クリアランス制度の早期運用により、タービン設備等の解体撤去を進める。
- 解体撤去の実績データ等の成果を福島第一を含む原子力発電所の廃止措置等に提供する。
- 使用済燃料を早期に搬出し、原子炉本体の解体撤去に向けた解体撤去工事等に着手する。
- 放射性廃棄物の計画的な搬出により廃止措置を推進する。



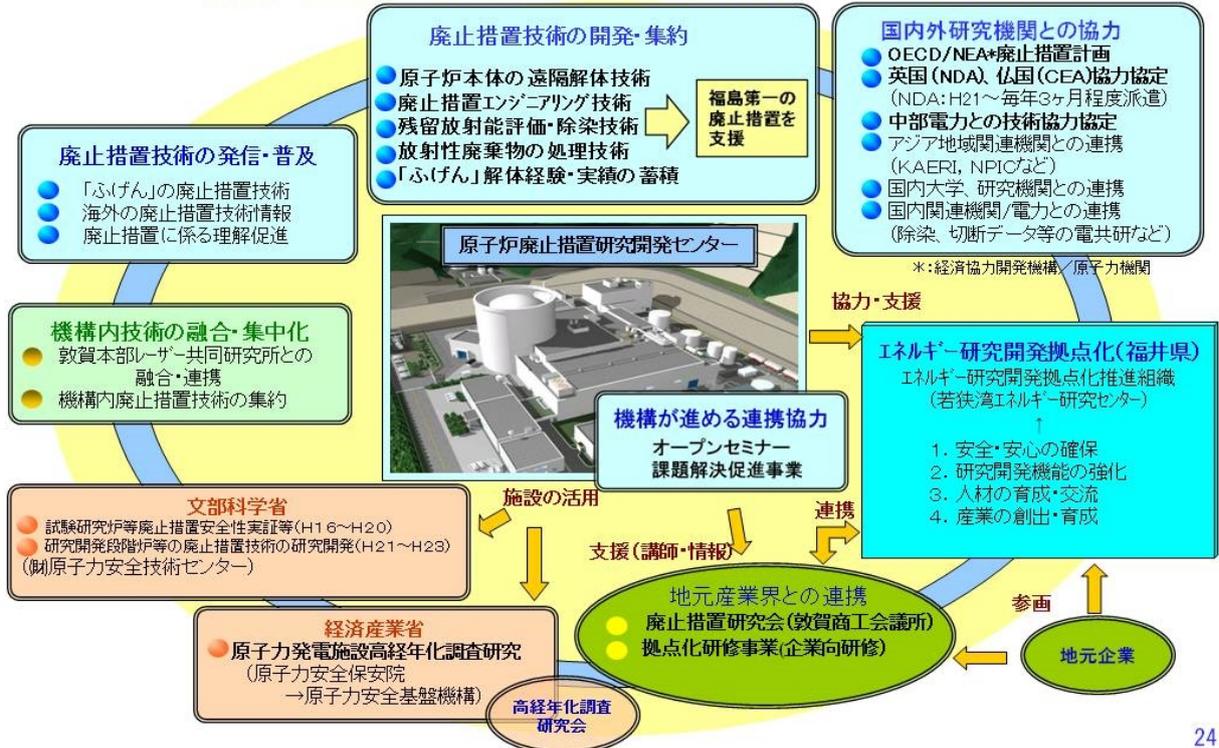
22



# 参考資料

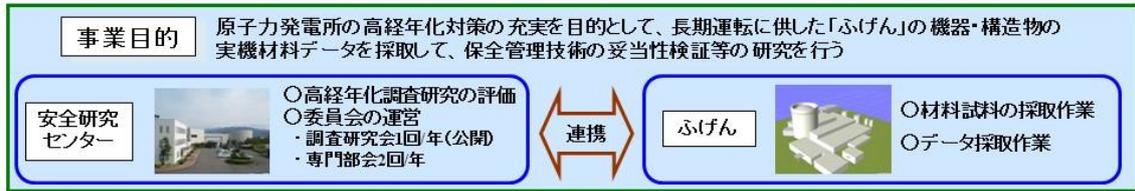


## 原子炉廃止措置研究開発センターの取組み





## 「ふげん」を用いた研究開発 高経年化調査研究事業



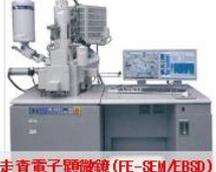
### (1) ステンレス鋼の熱時効脆化研究(H24年度)

「ふげん」実機材評価による熱時効脆化発生状況の確認

- ・実機材の加速熱処理試験と機械特性試験(硬さ、引張、シャルピー、弾塑性破壊靱性等)
- ・実機材の加速熱処理と微細組織及び破面解析などによる脆化に寄与する因子の検討:分析評価(3DAP、EBSD等)
- ・再循環ポンプ、大型弁が対象(材質:SCS13、SCS16A)



3次元アトムプローブ (3DAP)



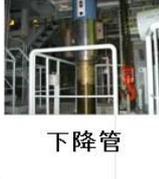
走査電子顕微鏡 (FE-SEM/EBSD)

### (2) SCC対策技術の有効性確認(H24年度)

「ふげん」実機材のSUS316L溶接部のSCC対策技術の効果の重点調査

- ・内表面観察(浸透探傷試験、硬度測定、内表面観察等)
- ・残留応力測定
- ・機械特性(硬さ測定、引張試験等)、鋭敏化、組織・微量成分等調査
- ・再循環系配管が対象(材質:SUS316L)

詳細研究計画の策定



下降管



吐出管



## 原子炉廃止措置研究開発センターの取組み(地域等との連携)





# 原子力施設の廃止措置について

- 人形峠の廃止措置について -

平成24年7月26日  
人形峠環境技術センター

1



## 目 次

1. 人形峠センターの第2期中期計画と概要
2. 人形峠センターの廃止措置の進め方
3. 人形峠センターの廃止措置計画
4. 人形峠センターの廃止措置の実施状況
  - 4.1 人形峠センターの廃止措置の実施状況
  - 4.2 福島第一原発事故の収束に向けた取り組みの実施状況
  - 4.3 人形峠センターにおける廃止措置の今後の進め方

2



# 1. 人形峠センターの第2期中期計画と概要

## ○第2期中期計画

### Ⅶ. その他の業務運営に関する事項

#### 3. 放射性廃棄物の処理及び処分並びに原子力施設の廃止措置に関する計画

##### (2) 原子力施設の廃止措置に関する計画

###### ① 廃止措置を継続する施設

- ・ 人形峠環境技術センター：濃縮工学施設、ウラン濃縮原型プラント、製錬転換施設、人形峠捨石たい積場、人形峠鉍さいたい積場

### ○人形峠センターの概要

(敷地; 借地)  
センター：岡山県  
標高 約700m  
面積 約120万m<sup>2</sup>

(施設; 操業)

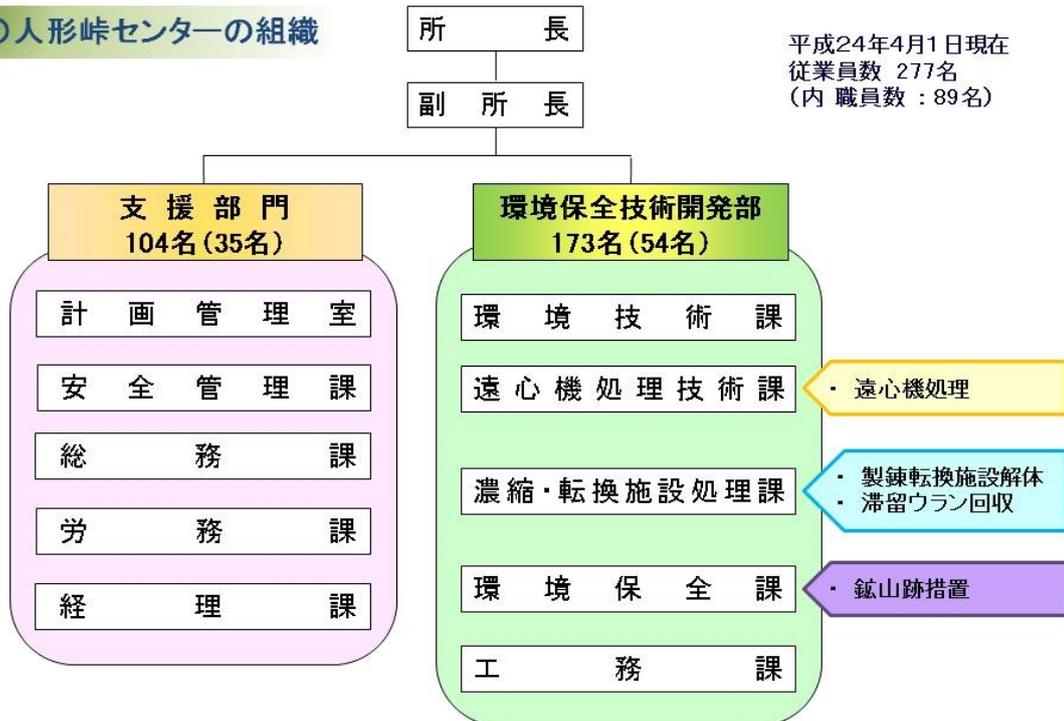
- 濃縮工学施設 ; ~平成 9年
- 製錬転換施設 ; ~平成11年
- 濃縮原型プラント; ~平成13年
- 鉍山施設 ; 大半は休止施設  
坑水処理は継続
- 捨石たい積場: 岡山県、鳥取県

3

# 1. 人形峠センターの第2期中期計画と概要



## ○人形峠センターの組織



4



## 2. 人形峠センターの廃止措置の進め方

1. 解体撤去の費用削減
  - ⇒ 廃棄物の発生削減、分別管理、解体期間の短縮、系統除染、設備解体撤去の合理化
2. 廃棄物発生量の削減
  - ⇒ 放射性廃棄物の減容化、2次発生廃棄物の抑制、廃棄物処理の合理化
3. 核燃料物質の譲渡し等
  - ⇒ 濃縮ウランの譲渡
4. インフラ整備
  - ⇒ 経営資源(要員、資金、施設)の合理化、外部資金の獲得、地域社会との連携
5. 成果技術等の活用
  - ⇒ 廃止措置エンジニアリングシステムの活用

5

## 3. 人形峠センターの廃止措置計画



年度	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36
中期計画	第1期	第2期中期計画					第3期中期計画					第4期中期計画				
主要施設	ウラン濃縮原型プラント	加工事業許可変更等、滞留ウラン回収準備 加工事業変更許可(H24年2月) ▲			濃縮ウラン回収	遠心機切離し・周辺設備等解体 廃止措置の推進及び維持管理費の低減を検討中					遠心機撤去、移動(DP⇒EEF)					
	濃縮工学施設	クリアランス申請(H23年12月) ▲					遠心機処理、クリアランス ・ 1000台処理の実証 / 処理期間の短縮について検討中 ・ クリアランス物品の再利用先の確保等の検討									
	製錬転換施設	主要設備の撤去		付帯設備の撤去		廃棄物等の保管管理 付帯設備の解体撤去及び解体・撤去後施設の有効利用を検討中 廃棄物処理施設へ払出										
鉱山関連施設	鉱さいたい積場前期工事準備・覆土・モニタリング					坑水対策設計・許認可・対策工事					鉱さいたい積場後期工事措置工事・モニタリング					
※ 中間評価の対象期間は、平成21年度から平成23年度																

6

#### 4. 人形峠センターの廃止措置の実施状況



**主要施設**



ウラン濃縮原型プラント  
(DOP-2遠心機)



濃縮工学施設  
(遠心機処理設備)



製錬転換施設  
(CTF)

**鉱山関連施設**





鉱さいたい積場  
(廃砂たい積場)

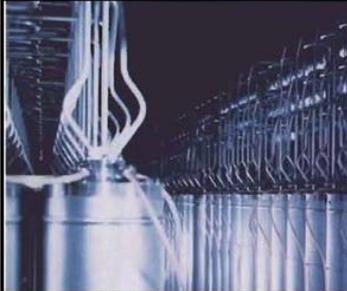


レンガ加工場跡地

7

#### 4.1 人形峠センターの廃止措置の実施状況



ウラン濃縮原型プラント	濃縮工学施設	製錬転換施設
<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 核燃料物質の一部譲渡を実施</li> <li>➢ DOP-1カスケード内のIFによる乾式除染に係る加工事業変更許可を平成24年2月に受理</li> </ul> <div style="text-align: center; margin: 10px 0;">  </div> <p>○平成24年度からDOP-1カスケード設備の系統除染に着手予定</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 核燃料物質の一部譲渡を実施</li> <li>➢ 遠心機処理は100台規模の処理に着手</li> <li>➢ 処理設備集約化検討</li> <li>➢ 澱物処理の具体化方策検討</li> <li>➢ クリアランス申請(H23年12月)</li> </ul> <div style="text-align: center; margin: 10px 0;">  </div> <p>○クリアランス準備及びクリアランス確認</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ H19年度からH23年度まで集中的に施設内の主要な設備・機器の解体を実施し、終了</li> </ul> <div style="text-align: center; margin: 10px 0;">  </div> <p>○付帯設備の解体方法の検討 ○施設活用方法の検討</p>
 <p>DOP-1カスケード</p>	 <p>遠心機処理設備</p>	 <p>解体対象物(FRP製貯槽)</p>

8



### 4.1.1 ウラン濃縮原型プラント

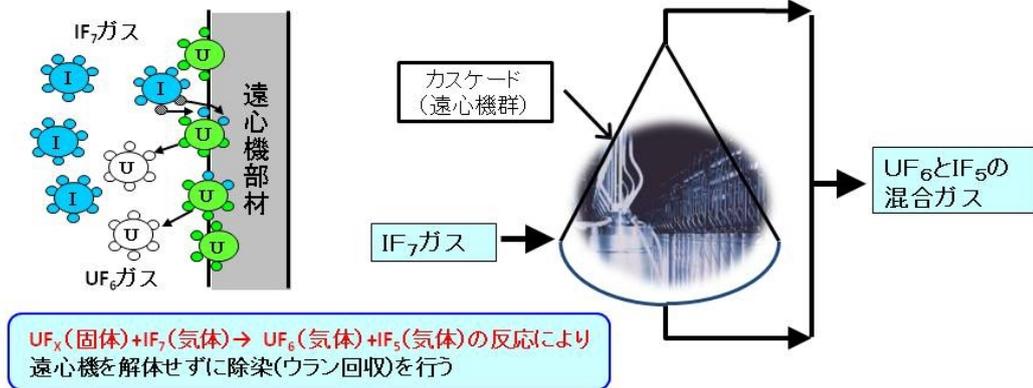
#### ○DOP-1カスケード設備等の滞留ウラン回収

【実施状況】

- 滞留ウラン回収のための準備作業を実施
- 加工事業許可変更は平成21年3月に申請し、平成24年2月に受理、後段規制の認可等を得て、必要な工事を実施後、滞留ウラン回収を実施予定

【今後の課題】

- 再度の除染(湿式除染)を要しない程度まで除染を行うための技術検討
- 滞留ウラン回収後のウラン濃縮原型プラント(加工施設)の廃止措置に係る許認可手続きについての、規制庁との協議



9

### 4.1.2 濃縮工学施設



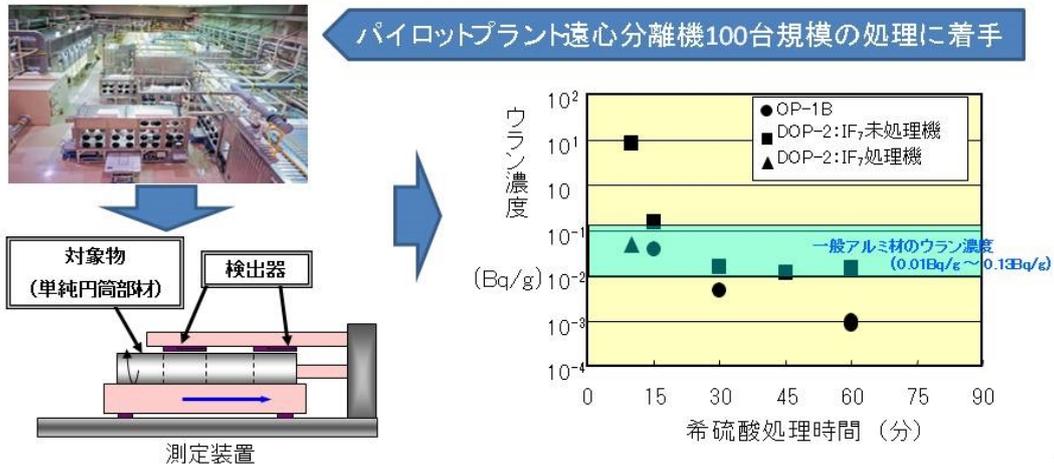
#### ○使用済遠心分離機の処理

【実施状況】

- 使用済遠心分離機の処理を平成20年度より開始した。金属(アルミニウム)のクリアランスに向けた検討を実施

【今後の課題】

- 遠心機の処理台数を増加し(100台/年⇒1,000台/年)、処理期間の短縮
- クリアランス物の再利用先の確保等の検討



10



### 4.1.3 製錬転換施設

#### ○製錬転換施設の廃止措置

【実施状況】

- 平成19年度から平成23年度まで集中的に管理区域内装機器(大型設備)の解体を実施し、完了
- 作業手順の改善による、2次廃棄物の削減、市販の除染剤の金属表面への適用性確認、作業員育成のシステム化等を実施
- 廃止措置エンジニアリングシステムへのデータ提供を継続

【今後の予定】

- 付帯設備の解体方法の検討
- 設備解体が終了した製錬転換施設の活用方法の検討

	工程名	年度						
		H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26
管理区域内装機器の解体	捕集充填工程、四フッ化ウラン破碎乾燥設備、ウラン転換試験室(フード等)	■						
	水和前処理工程、脱水還元工程、第1HFフッ化工程		■					
	第2HFフッ化工程、F <sub>2</sub> フッ化工程(使用済流動媒体貯槽除染)			■	■	■		
付帯設備解体・閉止措置	廃液処理設備						■	
	給排気設備					■		■

11

### 4.1.4 鉱山関連施設



#### ○鉱山跡措置

【実施状況】

- 方面たい積場の掘削土を用いたレンガ製造は、平成22年度に製造を終了し、平成23年11月にレンガ加工場の解体・撤去を終了。鳥取県より借用していたレンガ加工場用地を平成24年6月30日に返還(協定書の履行)
- 鉱さいたい積場のうち、廃砂たい積場の跡措置工事を実施
- 坑水対策方法の検討を実施

【今後の予定】

- 鉱さいたい積場のうち、廃砂たい積場の跡措置工事を継続
- 鉱さいたい積場のうち、廃泥たい積場の調査を行うとともに、調査結果に基づく跡措置計画の検討
- 坑水対策の検討結果に基づき、坑水対策の実施

人形沖レンガ加工場  
(操業期間:H20~H22)



人形沖レンガ加工場跡地



現状



跡措置計画



12

## 4.2 福島第一原発事故の収束に向けた取組みの実施状況

### ○人形峠環境技術センターにおける取組み

#### ◆ 環境修復に係る協力

##### ・植物を利用した土壌修復技術(ファイトレメディエーション)の開発

土壌浄化、地下水への浸透防止、浸食・散逸防止など、複合的効果が期待できる植物を利用した土壌修復技術の開発を継続中



#### ◆ その他

##### ・文科省(EOC)への要員派遣

・コミュニケーション活動(福島県内での「放射線に関するご質問に答える会」等への対応)

13

## 4.3 人形峠センターにおける廃止措置の今後の進め方

- 共通(核燃料物質の譲渡、廃棄物処分)
  - 廃棄物処分に向けた処理方法の検討(ウラン廃棄物の処分制度化が必要)
  - 澱物処理技術の確立及び廃棄体の具体化
  - 核燃料物質の有効利用の検討
- 製錬転換施設の維持管理の合理化
  - 付帯設備の解体・撤去
  - 施設の貯蔵庫化(施設内の設備解体後のスペースを放射性廃棄物(解体物)等の保管エリアとして活用)
- 濃縮原型プラントの廃止措置の具体化
  - 滞留ウラン回収後の廃止措置に向けた許認可手続き等の進め方について、規制庁との協議も含め検討
- 濃縮工学施設における廃止措置及び処理設備等の集約化
  - 湿式除染(遠心機処理)の定格運転(1,000台/年)の実現
  - 処理済遠心機のクリアランス本格実施(H26年度目標)
- 鉱山関連施設の跡措置継続

14/E

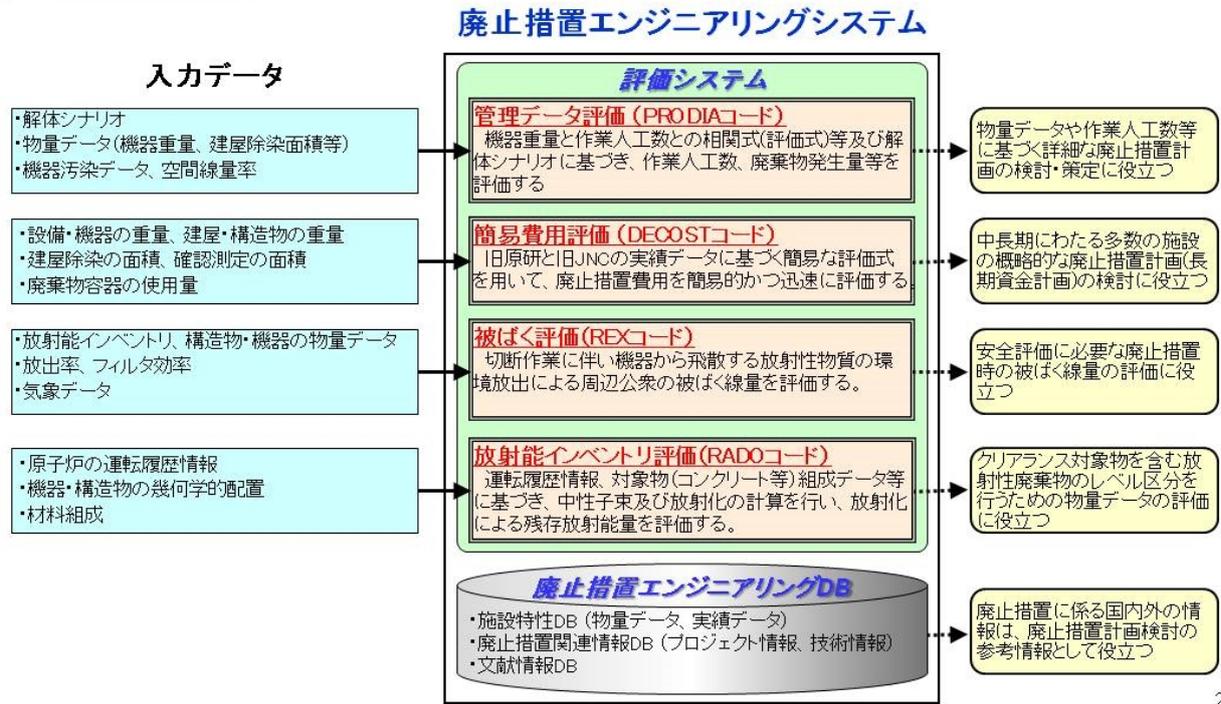
参考資料 2-2 「原子力施設の廃止措置に関連する技術開発」について

This is a blank page.





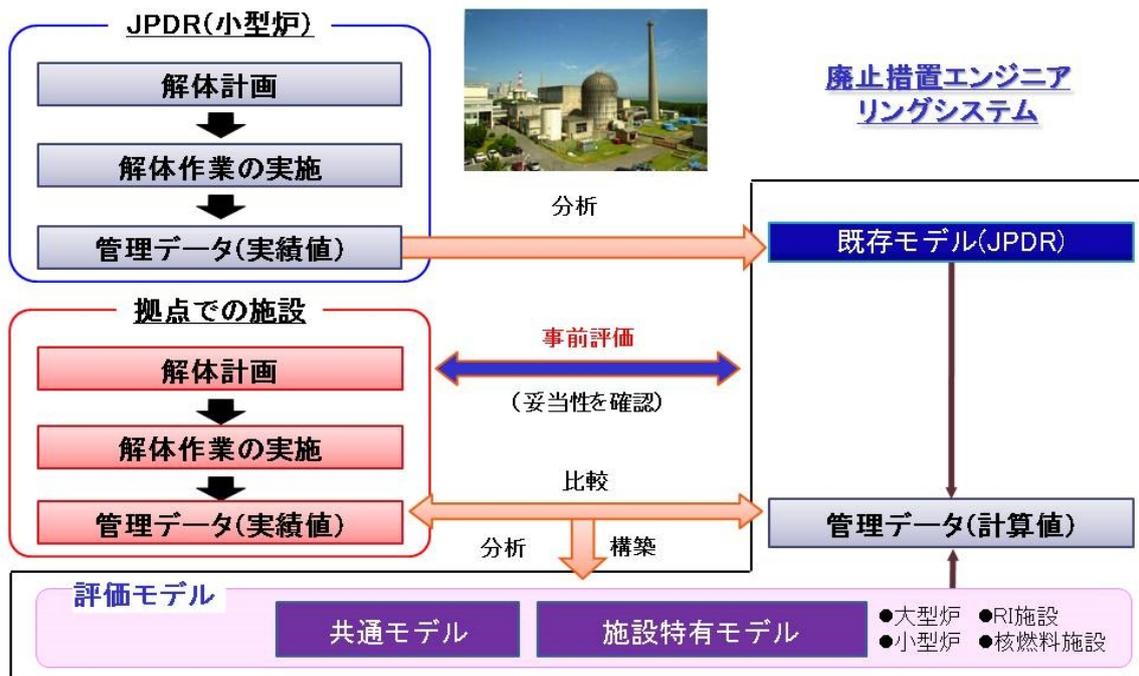
## 廃止措置エンジニアリングシステムの構成



2



## 管理データ評価モデル開発の流れ



3

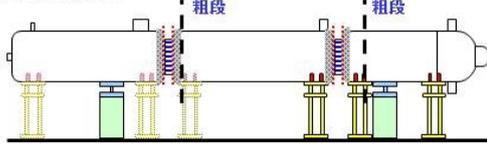


## ふげん給水加熱器解体の評価モデルの開発

### ● 第3・4給水加熱器とJPDRの違い(作業内容の差)

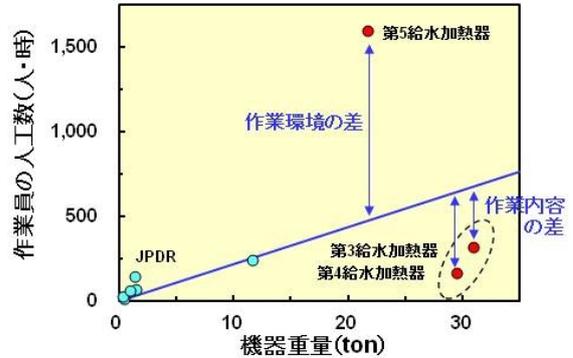
- 未粗断(第3・4給水加熱器)
- 粗断回数の違い(第3:2回、第4:1回)

第3給水加熱器



$$Y(\text{人}\cdot\text{時}) = (3.9 \times n + 1.8) \times m$$

$m$ : 機器重量 (ton)、 $n$ : 粗断回数



給水加熱器の重量と解体に要した人工数

### ● 第5給水加熱器とJPDRの違い(作業環境の差)

- JPDR: 細断スペースでの細断作業
- 第5給水加熱器: 設置場所での細断作業

$$Y(\text{人}\cdot\text{時}) = 47.0 \times m + 26.7 \times m$$

(切断)                      (細断)



JPDRの外径の処理

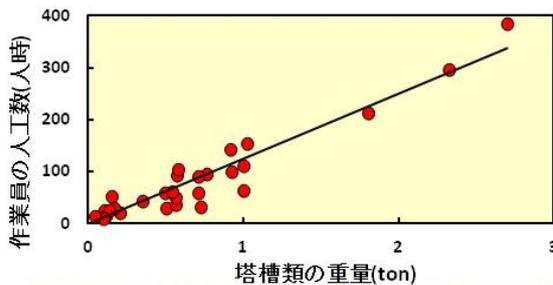


第5給水加熱器の外径の処理

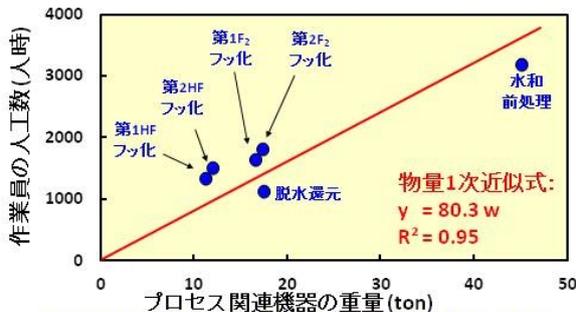
4



## 人形峠製錬転換施設解体の管理データ評価モデルの開発



塔槽類の重量と解体に要した人工数の関係



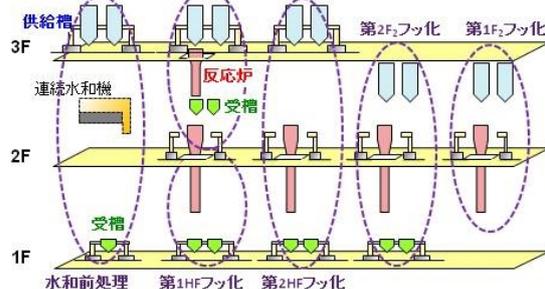
工程毎のプロセス関連機器の重量と解体に要した人工数の関係

### 機器分類毎の管理データ評価モデルの一例

No	機器名	評価式	R <sup>2</sup>
1	基礎	$y = 29.4 w$	0.89
2	架台	$y = 34.1 w$	0.84
3	塔槽類	$y = 125.2 w$	0.96
4	低圧タンク	$y = 119.7 w$	0.66
5	スクラバ	$y = 282.1 w$	0.89
6	トラップ	$y = 107.5 w$	0.99
7	熱交換器	$y = 79.0 w$	0.71
8	水和機	$y = 119.3 w$	1.00
9	粉碎機	$y = 103.0 w$	0.97
10	分離機	$y = 71.7 w$	0.70

### ウラン転換プロセス機器の特徴

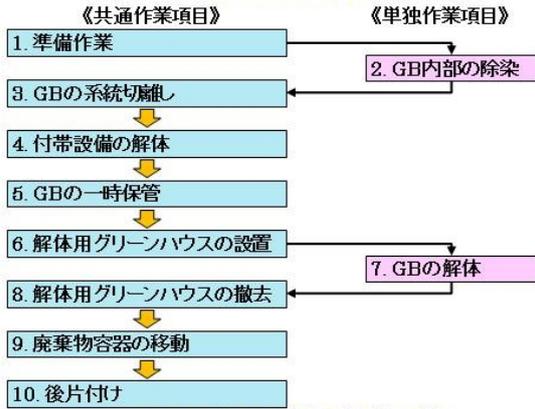
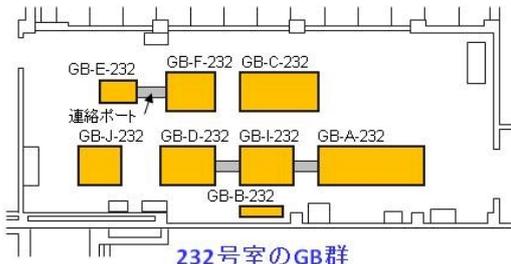
粉体のウラン化合物を各工程において、重力により落下させながら反応、脱水還元



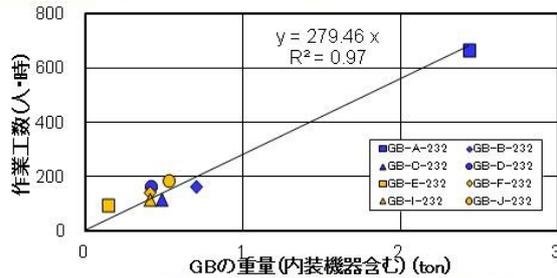
5



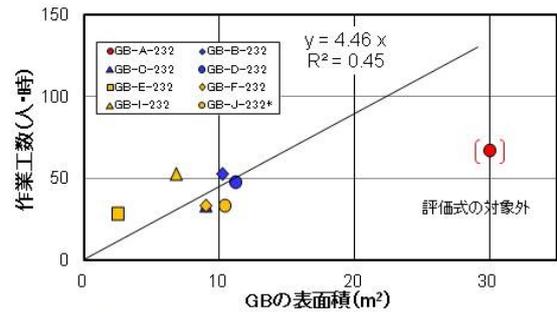
## 再処理特研のGB群解体の評価モデルの開発



232号室のGB群の解体手順



GBの重量と「7.GBの解体」に要する作業工数



GBの表面積と「2.GB内部の除染」に要する作業工数

GB-J-232\*: 汚染除去1、汚染固定1による作業工数

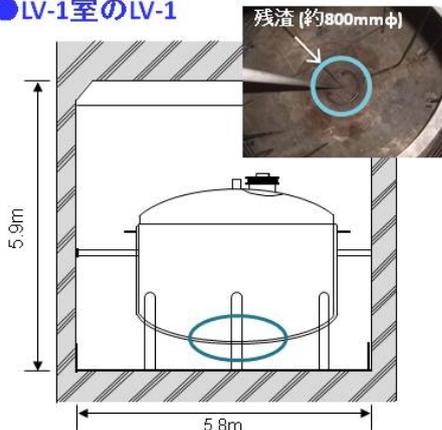


## 再処理特研のLV-1の解体作業の評価

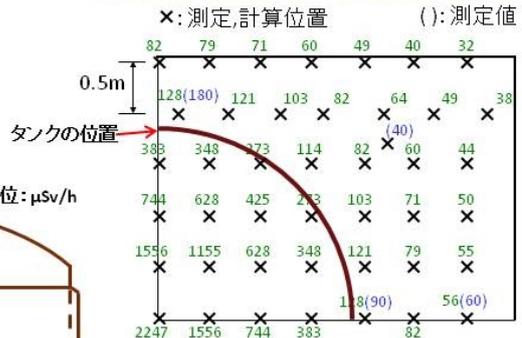
### ●LV-1の主な仕様

寸法	3.8mφ×3.1mH, 8~15mmt
材質	SUS304L
重量	6.9 ton
設置場所	廃液長期貯蔵施設 地下1階LV-1室
LV-1室	5.8m×5.4m×5.9mH

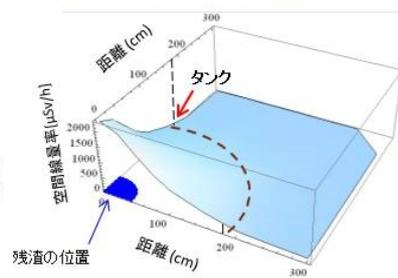
### ●LV-1室のLV-1



### ●床からの高さ1.2mの空間線量率



### ●空間線量率分布(1.2m)





# 施設特性DBの改良

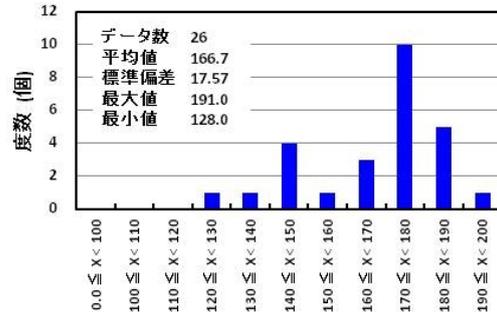
**作業実績情報 (廃棄物記録票)**

作業実績一覧へ戻る

作業名称: 東海発電所の解体作業  
 作業区分: 解体  
 作業開始: 1999/08/05 ~ 1999/10/14  
 表示期間: 1999/08/05 ~ 1999/10/14 (表示範囲: 1999/08/05 ~ 1999/10/14) (表示範囲: 1999/08/05 ~ 1999/10/14)

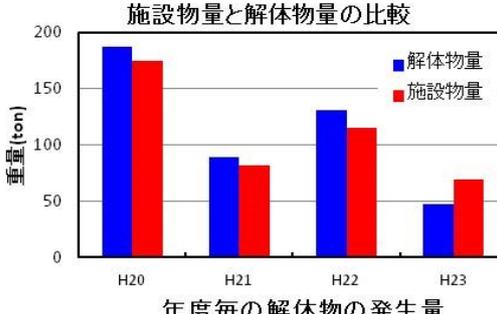
No.	発生場所(ラック)	容器番号	容器種類	打込日
(解.) 1	ホトケープ	NF-900-425	140容器	1999/08/18
(解.) 2	ホトケープ	NF-900-445	200(L)	1999/08/13
(解.) 3	ホトケープ	NF-900-446	200(L)	1999/08/13
(解.) 4	ホトケープ	NF-900-447	200(L)	1999/08/13
(解.) 5	ホトケープ	NF-900-448	200(L)	1999/08/13
(解.) 6	ホトケープ	NF-900-449	200(L)	1999/08/13
(解.) 7	ホトケープ	NF-900-451	200(L)	1999/08/13
(解.) 8	廃棄物	NF-900-415	140容器	1999/08/20
(解.) 9	廃棄物	NF-900-416	140容器	1999/08/20

廃棄物記録票の画面



コンクリート(ドラム缶)の重量分布

- **収納効率の分析**  
 施設毎や材質毎に容器への収納効率を分析  
 ↓  
 廃棄体発生量を評価し、低減に役立てる
- **施設物量と解体物量の誤差分析**  
 施設物量と解体物量を材質ごとに比較  
 ↓  
 施設物量から解体物量を事前評価する際の誤差因子を評価



## まとめ

- 廃止措置エンジニアリングシステム構成
- 管理データ評価モデル開発の流れ
  - ふげん給水加熱器解体の評価モデル
  - 人形峠製錬転換施設解体の評価モデル
  - 再処理特研のGB群解体の評価モデル
- 再処理特研のLV-1の解体作業の評価
- 施設特性DBの改良



# 「原子力施設の廃止措置に関連する技術開発」 について

## ークリアランスレベル検認評価システムー

平成24年7月26日

### 廃止措置技術開発グループ



## クリアランスレベル検認評価システムの開発

### ■概要

クリアランス作業の軽減と効率化を図り、安全で確実なクリアランス測定を支援する**クリアランスレベル検認評価システム**の開発を進めている。

本システムを用いてクリアランス対象物に関する放射能関連データ等を分析し、クリアランス作業の段階(事前の評価、クリアランス測定・評価、保管・管理・搬出)に応じて適切な検討を行い、拠点でのクリアランス作業の支援を行う。

### ■第2期中期計画(平成22～26年度)

- また、クリアランスレベル検認評価システムを本格運用し、各拠点におけるクリアランスの実務作業に適用する。

### ■平成24年度の実施計画

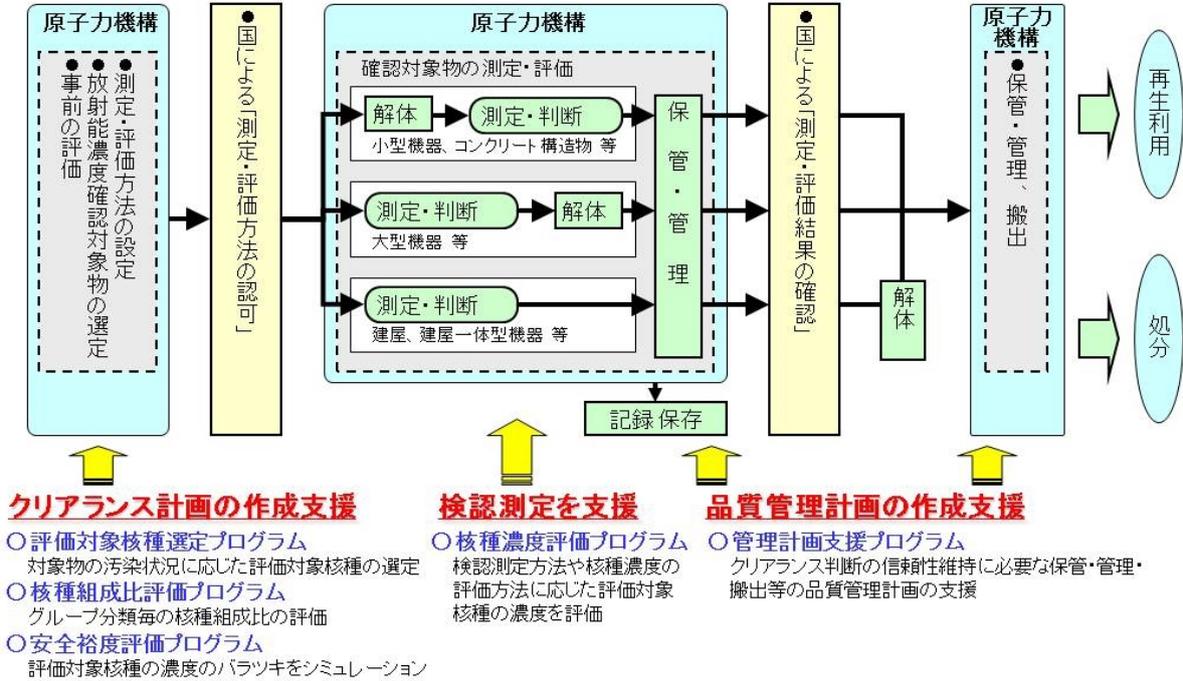
- クリアランスレベル検認評価システムについては、JRR-3 改造時に発生したコンクリートのクリアランス測定にシステムの適用を継続する。ふげんの金属解体物、DCA の金属解体物の事前の評価等にシステムを適用する。

年度	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31
JRR-3クリアランス作業への適用	▼試験運用					▼原子炉解体コンクリートのとりまとめ				
	▼本格運用									
他拠点のクリアランス作業	BE部門:システムの運用を支援									
	▼ふげんクリアランス作業への適用									
	▼人形峠クリアランス作業への適用					▼ウラン金属解体物クリアランスのとりまとめ				
	▼DCAクリアランス作業への適用					▼原子炉金属クリアランスのとりまとめ				

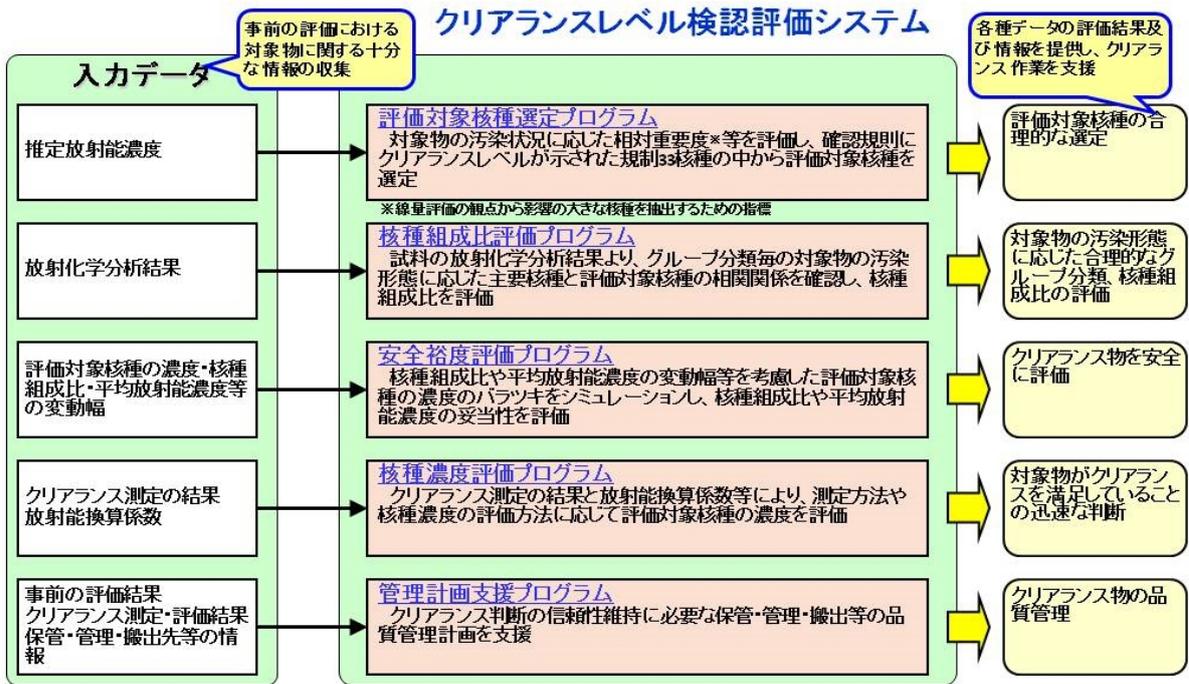


# クリアランス作業におけるシステムの位置付け

クリアランス作業における段階に応じた適切な支援を行うことにより、作業の軽減と効率化を図る。



# クリアランスレベル検認評価システムの概要





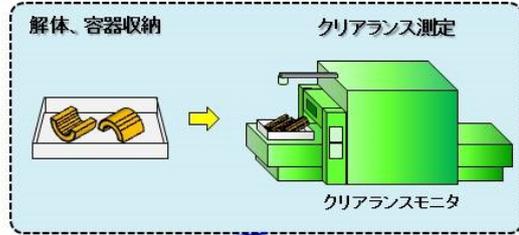
## クリアランス測定・評価のネットワーク化

原子力機構のイントラネットを活用し、クリアランス測定・評価をネットワーク化し、クリアランス作業の効率化を図る。

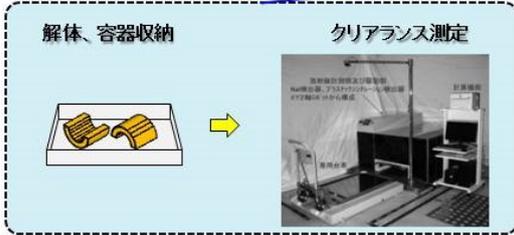
■ 原子力科学研究所 (JRR-3)



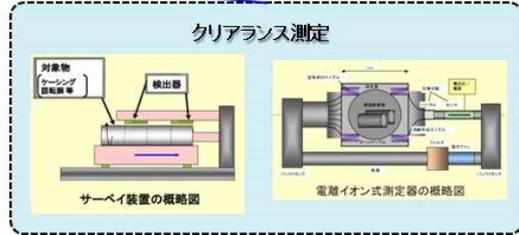
■ 原子炉廃止措置センター (ふげん)



■ 大洗研究開発センター (DCA)



■ 人形峠環境技術センター



原子力機構の  
イントラネット

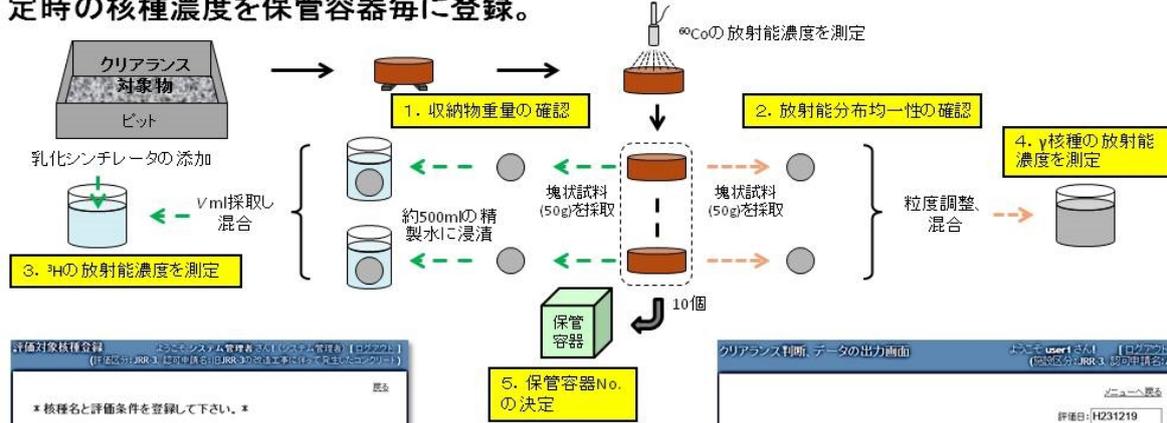
サーバー (バックエンド推進部門)

4



## JRR-3クリアランス作業のネットワーク化

クリアランス作業の段階に応じてクリアランス測定用試料の採取・分析。クリアランス測定時の核種濃度を保管容器毎に登録。



評価対象核種登録

※ 核種名と評価条件を登録して下さい。 ※

「核種名」は主要核種は直接テキストで、数値は有効数字3桁で入力して下さい。  
(書式はページ下部を参照)

核種名	放射能濃度の評価方法	主要核種	放射能濃度 (Bq/g)	核種組成比
H3	直接測定法			
Co60	直接測定法			
Cs137	直接測定法			
Eu152	直接測定法			

評価対象核種名      放射能濃度の評価方法

クリアランス判断、データの出力画面

評価対象核種の濃度

4桁、914桁	No.	保管容器番号	H3(Bq/g)	Eu152(Bq/g)	Co60(Bq/g)	Cs137(Bq/g)	ΣD/C	判定
1	NL4-51	1.56E-00	5.21E-03	2.12E-03	2.21E-03	0.110	合格	
2	NL4-52	1.56E-00	5.21E-03	2.12E-03	2.21E-03	0.110	合格	
3	NL4-53	1.56E-00	5.21E-03	2.12E-03	2.21E-03	0.110	合格	
4	NL4-54	1.56E-00	5.21E-03	2.12E-03	2.21E-03	0.110	合格	

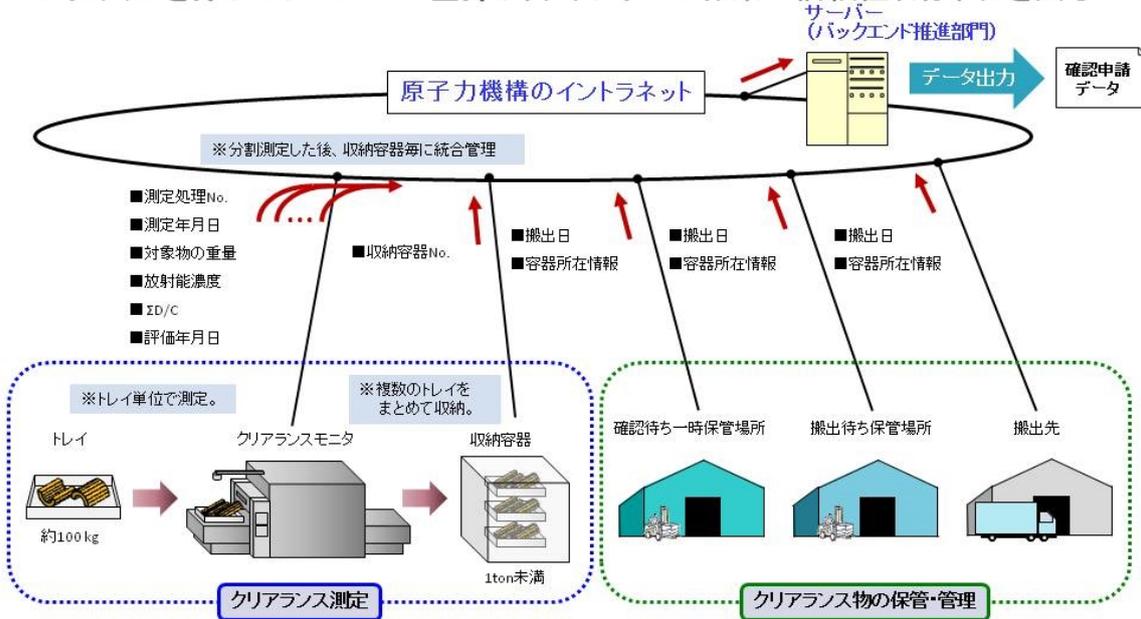
保管容器番号      確認申請データの出力      ΣD/C      PDF発行

5



## 機構のクリアランス作業のネットワーク化構想

クリアランス測定、クリアランス物の保管・管理に応じた放射能関連データをイントラネットを介してサーバーに登録し、クリアランス作業の信頼性、効率化を図る

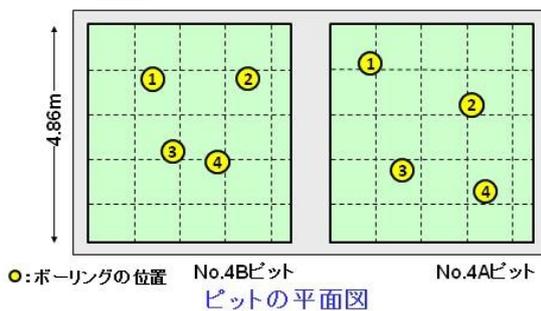


6

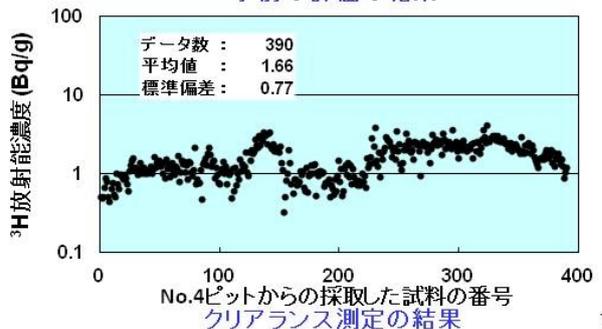
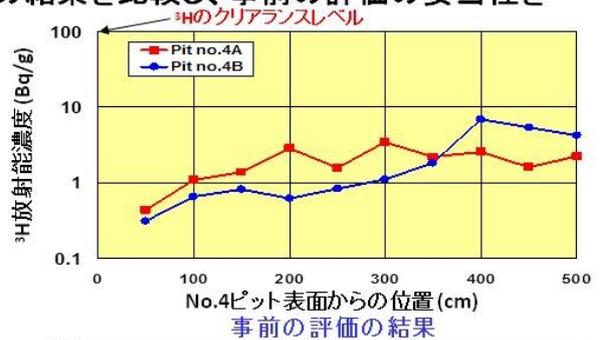


## 事前の評価の妥当性の確認

事前の評価の結果とクリアランス測定の結果を比較し、事前の評価の妥当性を確認。



ボーリング作業の状況

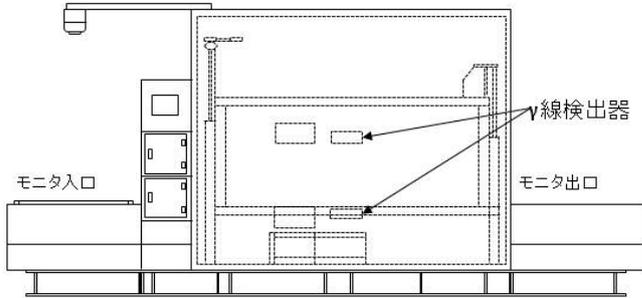


7



## クリアランスモニタの特性評価

ふげんにおけるクリアランス測定に使用するクリアランスモニタにおける対象物の測定位置の違いによる測定結果への影響の評価。



(1)クリアランスモニタの概念図

● 計算条件

対象物

形状: 平板  
寸法: 250×250×21mm  
材質: SUS304

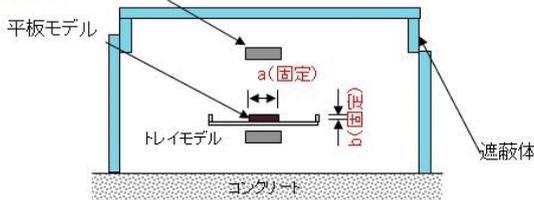
線源

形状: 点線源  
核種: Co-60  
濃度: 12,865.79Bq

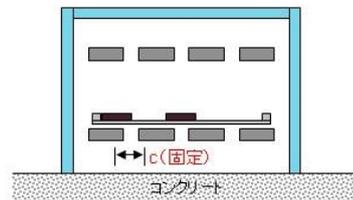
計算コード

MCNP5

● 計算体系 上部検出器モデル



(2) クリアランスモニタ側面



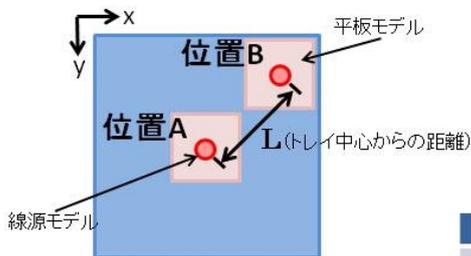
(3) クリアランスモニタ正面

8

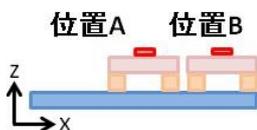


## トレイ中心からの距離による計数率への影響

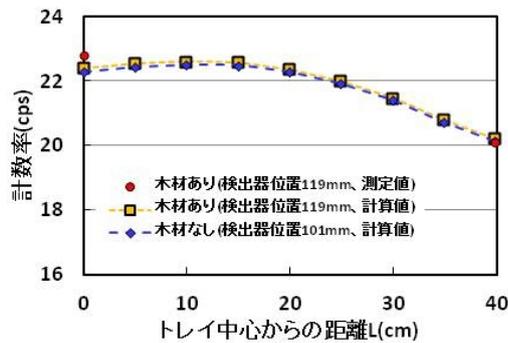
測定条件	
対象物	平板(250角 x 27mm, 13.02kg)
線源位置	平板上面、中心
Co-60放射能	933Bq (0.072Bq/g)



トレイ上面



トレイ側面



トレイ中心からの距離と計数率の関係

	平均値	最大値	最小値
測定結果	21.45		
計算結果(木材あり)	21.89	22.60	20.21
計算結果(木材なし)	21.81	22.52	20.15

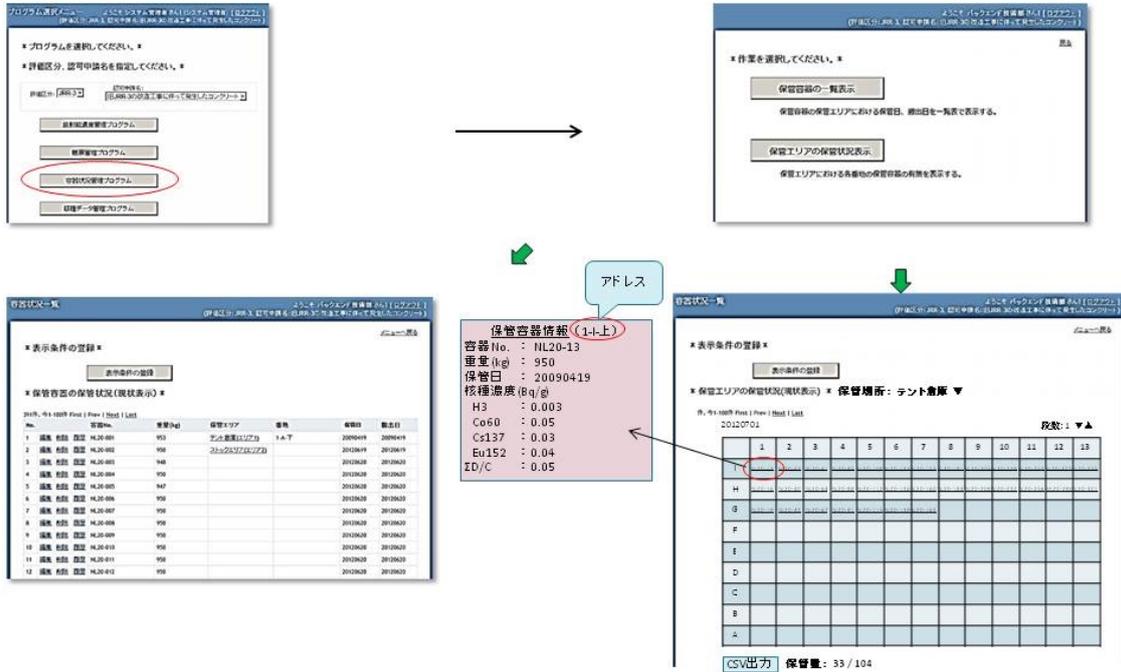
対象物の位置	測定結果 (cps)	計算結果 (木材あり) (cps)	誤差 (%)	計算結果 (木材なし) (cps)
位置A()	22.79	22.42	101.7	23.30
位置B	20.10	20.21	99.5	20.15

9



# 容器状況管理プログラムの改良

容器状況管理プログラムの改良により保管容器の保管、搬出状況等を適切に管理。



10



## まとめ

- クリアランスレベル検認評価システムの概要
- クリアランス測定・評価のネットワーク化
  - JRR-3クリアランス作業のネットワーク化
  - 機構クリアランス作業のネットワーク化構想
- 事前の評価の信頼性の確認
- クリアランスモニタの特性評価
  - トレイ中心からの距離による計数率への影響
- 容器状況管理プログラムの改良

11

# プルトニウム取扱施設解体技術等開発 (第2開発室 廃止措置)

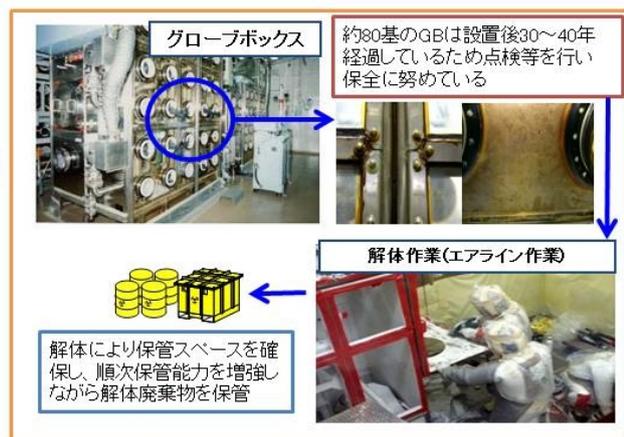
平成24年7月26日

核燃料サイクル工学研究所  
プルトニウム燃料技術開発センター

1

## ープルトニウム燃料第二開発室 廃止措置技術開発ー

### 1. 廃止措置の現状



- 昭和47年(1972年)以来、核燃料製造(MOX燃料)及び核燃料製造技術の開発を目的として使用してきた。
- 平成22年度から廃止措置に着手した。
- 現在は残存した核燃料物質(約12tMOX)を安定な保管形態にする処理(核燃料物質の整理)や不稼働となったグローブボックス(GB)の解体撤去(約80基)を進めている。  
また、解体作業時の操作性・安全性向上及び二次廃棄物等発生廃棄物の低減を目指した技術開発を進めている。

### 2. これまでの実績

- 平成23年度末現在でGB3基の解体撤去を終了し、平成24年度からGB6基の解体を予定している。
- 約1.7tMOXの核燃料物質を整理した。
- 解体廃棄物については、約1,560本分の保管の許可を得て、平成23年7月より保管開始した。

2

# －プルトニウム燃料第二開発室 廃止措置技術開発－

## 3.今後の計画

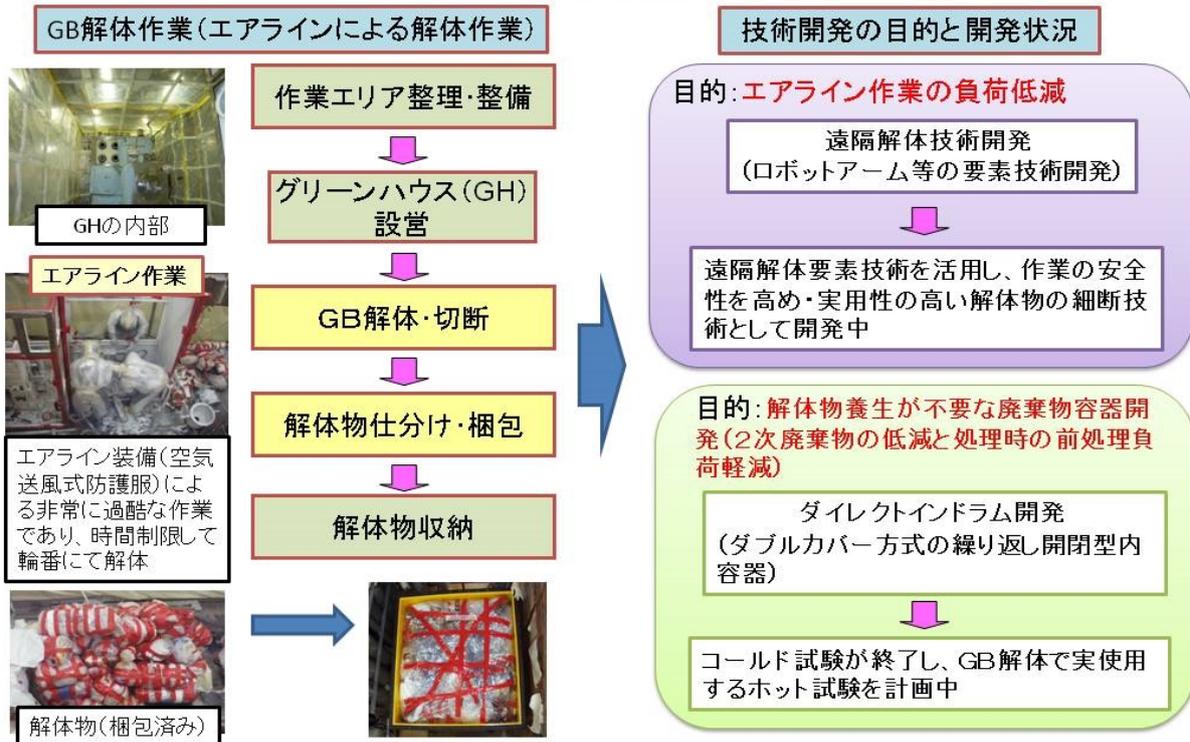
	第2期中期計画					第3、4期中期計画								第5期中期計画				
	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	H38	～
① 残材処理	残材集合体化終了後、施設内保管 譲渡先の明確化後、順次譲渡																	
② 不稼働GB設備の解体撤去 (グローブボックス等)	解体技術開発					GB設備解体 (反映可能技術の活用)								給排気設備の解体				
③ 解体廃棄物の保管	解体物の施設内保管 PWTf焼却減容処理 (TWTF処理)																	
④ 建屋の解体																		

## 4.課題

- (1) 不稼働GB等老朽化設備の廃止措置予算・要員の確保(保安維持にも必須)
- (2) 核燃料物質の整理を迅速に進めるための予算・要員確保
- (3) 核燃料物質の譲渡先の明確化(再処理には炉規法の改正が必要)
- (4) 解体廃棄物発生量の低減(二次廃棄物低減含む)
- (5) GB設備、給排気設備等の深刻な老朽化の進展(震災により顕在化)

3

# －プルトニウム燃料第二開発室 廃止措置技術開発－



4

## －プルトニウム燃料第二開発室 廃止措置技術開発－

### 研究開発項目：遠隔解体技術（細断技術開発）

#### ①導入の目的

解体作業時の安全性向上のため、ロボット等による切断などを採用することで、精神的、肉体的負担の大きなエアライнсーツ作業の負担軽減、被ばくの低減を図る。

#### ②開発の状況

ロボット等で実施可能な作業項目の抽出、グローブボックスの解体を想定したパネルやSUS平板、アングル等の切断試験を実施。また、機器表面の除染試験を実施。（いずれもコールド試験）

平成24年度は、細断技術の検討を継続して実施する予定。

#### ③課題

遠隔操作のみでの解体作業は困難であり、エアライнсーツ作業者の負担軽減のため、解体物を廃棄物容器に収納するサイズまで細断する実用化技術としての確立が必要。



要素技術開発風景(パネル、アングル)

5

## －プルトニウム燃料第二開発室 廃止措置技術開発－

### 研究開発項目：ダイレクトインドラム開発

#### ①導入の目的

二次廃棄物の発生量低減及び処理時の養生材の前処理作業の合理化を図るため、養生、梱包せずに収納可能とする、直接ドラム缶内容器を開発する。

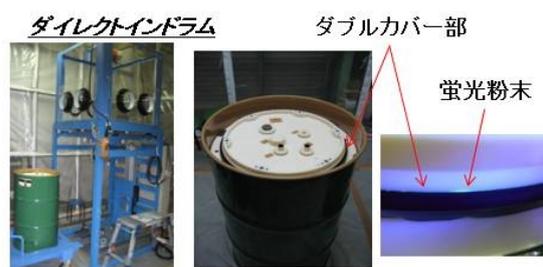
#### ②開発の状況

ダブルカバー方式を採用することで、繰り返し脱着を可能とするダイレクトインドラムシステムの試作機を製作。

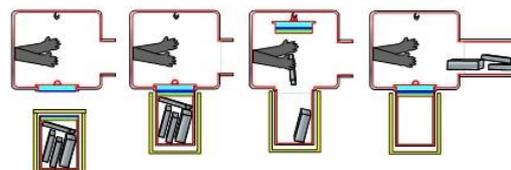
蛍光粉末を用いたコールド試験を実施。平成24年度には、ホット試験(ダブルカバー部の汚染状況確認、除染等の試験)を実施予定。

#### ③課題

構造上ダブルカバー部は、汚染が発生することが想定され、汚染拡大防止措置や除染方法の確立が必要。



コールド試験風景(蛍光粉末での汚染確認)



ダイレクトインドラムから廃棄物取り出し状態図

6

参考資料 2-3 「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」の  
中間評価結果について  
(各委員のご指摘に対する考え方)

This is a blank page.

# 「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」の 中間評価結果について

(各委員ご指摘に対する考え方)

平成24年 10月16日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構  
バックエンド推進部門

## 研究開発及び事業推進の目的・意義

### <主なご意見>

- 事業推進(事業を進めるのか)、廃止措置計画(いつまでに廃止するのか)については、十分詳細な検討を行って計画を立てるべきである。  
施設の計画・建設段階では、廃止措置の計画も含める必要がある。このことを上流に対してきちんと発信していただきたい
- 我が国唯一の原子力開発研究機関として、自ら所有する原子力施設以外の廃止措置にも役立つ廃止措置技術という広い視野をもって研究開発して欲しい。



- 事業推進、廃止措置計画については、中期目標・中期計画及び年度計画に基づき、計画的に進めている。  
廃止措置計画策定に当たっては、代替機能の確保、当該施設のニーズなどを考慮し、中長期的な廃止措置計画を策定したところであるが、原子力政策の見直しを踏まえ、より実効性のある廃止措置計画、放射性廃棄物の処理・処分計画に見直す必要性が生じている。  
施設の計画・建設段階から廃止措置を見据えた計画については、設計・工務関係者へ設計段階から廃止措置を考慮した設計とするよう進言していくとともに、廃止措置の手順、費用の評価について広く社会、原子力事業者へ情報を発信できるように具体性をもって検討する。
- 機構における廃止措置及び放射性廃棄物の処理・処分に関する技術開発は、自ら所有する原子力施設の廃止措置を進めるための技術開発と基礎・基盤的技術開発の役割を担っており、原子力関連機関等との情報交換や技術開発成果の情報発信に取り組んできたところである。  
今後とも、機構以外の原子力施設の廃止措置への反映を進めるとともに、特に福島第一原子力発電所の廃止措置も念頭に広い視野をもった取り組みを行っていく。

## 研究開発成果の貢献

### <主なご意見>

- 人材育成、知識の継承に関しては今後ますます重要になってくるものであり、引き続き努力してもらいたい。
- 廃止措置の過程、工程での経験を社会で共有し、次世代に継承するための努力が不足しているように感じる。全ての施設の廃止措置について、事業のセーフティケースの作成方法、各工程の実施状況、どのような困難に遭遇したかなどが記録として残されるべきであると考えます。
- 今後も、廃止措置／廃棄物処分(クリアランス等)が増加するものと予想されているため、電気事業者や関連事業者に成果が円滑に普及されることを期待する。
- 得られた成果の電力事業者への提供や、関連する対社会説明については、福島事故やその後の社会的な状況を考慮すると、従来のやり方を超えるようなより積極的な取り組みが求められ始めていると考えられる。技術の中身や意義を、率直に世間に公開する活動はもっと広げる必要がある。  
(その他(東日本大災害を踏まえた対応の2項目で回答))



- 機構の人材育成については、その重要性に鑑み「人材マネジメント実施計画」を策定し、進めているところであるが、福島第一原子力発電所事故以降、バックエンド関連の人材育成、知識の継承について、特に重要な課題であり、取り組みの強化が必要と認識している。また、次世代の人材確保の観点でバックエンドが魅力ある分野に育てていく必要がある。

これまででは、知識継承として廃止措置や廃棄物処理処分の技術開発で得られた知見を適宜取り纏め、学会発表などを通じて社会に情報を発信してきた。また、人材育成についても、職員のスキルに応じた各種研修や福島支援に重点化した組織横断的かつ弾力的な人材配置を進めてきたところである。

今後は、更に廃止措置の過程、工程での経験を社会で共有化するために、技術的な成果のみならずその実施プロセスにおける失敗事例、注意点などを成果として体系的に整理するよう、新たな視点で取り組んでいきたい。また、IAEAでは廃止措置に係るLesson Learnedの情報をインターネット・ベースで集めている段階であり、機構としてもこれまでの知見を広く情報として発信していきたい。

- 電気事業者や関連事業者への成果の提供については、これまで協定を締結し技術協力や情報交換を実施してきたところであり、引き続き廃止措置の進展に応じたニーズを踏まえ、共通の課題として対応していきたい。

2

## 研究開発及び事業推進の目標・計画と成果

### <主なご意見>

- 今後も当初計画通り、あるいはさらに前倒しするよう進めてもらいたい。
- 事業の推進は、主として資金と人材資源の投入量および社会的合意により限界づけられている。このような制限が廃止措置事業の推進を阻害しているとすれば、きちんと社会に発信すべきである。学ばれた教訓としてそのような問題があったことを整理して示してほしい。
- ふげんの廃止については、技術的な重点化などの効率性アップと速度アップが求められる事になると考えられる。そのような動きに適宜対応出来るような体制を準備すべきである。
- 供用後劣化している施設にも資源投入して早く廃止措置を進めるべきである。
- クリアランス、サイト解放基準、被ばく管理など技術開発と放射線安全基準との整合を取っていくべき。
- 目的に掲げられた効率性あるいはコスト低減ということに対し、目標、計画において具体的な項目が掲げられていないことから、達成度合いが評価できない。



- 原子力施設の廃止措置に関しては、中期計画・年度計画により各拠点の状況、国の制度化、関係機関の動向等を見ながら、計画的に進めてきたところであり、拠点によっては前倒しを含めた検討を行っている。

- 事業の推進に対しては、福島事故対応などが本来業務となったことにより、厳しい予算状況・限られた人材により進めざるを得ない状況にある。国の予算制度の中で廃止措置等が制限された教訓については、中長期計画で総括してきたところであるが、今後とも必要に応じて社会に発信するよう努めていく。

3

## 研究開発及び事業推進の目標・計画と成果

(続き)

- ふげんをはじめ機構において実施している自らの原子力施設の廃止措置の成果は、福島第一原子力発電所の廃止措置に反映する必要がある。「東京電力(株)福島第一原子子については力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」に沿った廃止措置の技術開発計画を立案しているところである。その実施に当たっては、経営資源の集中などを含めた対応をしていく。
- 使命を終えた施設及び老朽化した施設については、限られた経営資源の中で効率的な廃止措置を計画的に進めるとともに、機能の類似・重複する施設については、機能の集約・重点化を進め、不要となる施設を効率的かつ計画的に廃止することを考慮し、中期計画を策定している。今後も適宜経営のPDCAを実践し、より廃止措置が進むよう取り組む。
- 技術開発を行う上で、放射線安全基準に限らず関連する法・基準等との整合を図りつつ取り組んでいるところ。廃止措置等の推進により得られた知見から、新たな又は合理的な法・基準等の整備が必要な面を考慮して、国等に対して必要な提言を行う。
- 軽水炉発電所の廃止措置費用の算定は一般的方法として定められているが、核燃料施設など機構の原子力施設の廃止措置費については、初めて行う事によるトライ&エラーで予算が多くなることや、研究開発のため多くのデータを採取するなど、厳密な意味での廃止措置費用を定量的に示すことは難しいところであるが、目標、計画等について効率性、コスト低減の視点でより評価が容易となるような記述に配慮していきたい。  
コスト低減については、今までの発想を転換させて対応する必要がある。

4

## その他(東日本大震災を踏まえた対応)

<主なご意見>

- 本来の計画に齟齬が生じないように当初計画を進めてもらいたいという観点からは、福島対応とのバランスがうまくとられているのかわかりにくい。
- この福島第一原子力発電所の事故により、事業の経験の情報や技術的能力を持つ人材が必要とされる時、国民との相互理解が問題となる。震災後のように信頼関係が失われた状況では、今までの情報発信や地域との相互理解から、Engage, interact and co-operate 型としてパートナーシップ構築を迫られることになり、これに対する準備が必要である。
- 事故収束に向けた取組みを開始しており、今後現場に役立つ技術開発が進められることを期待する。
- 計画の期間の途中であっても、福島第一原子力発電所の廃炉等に直結するテーマを積極的に取り込めるようにしてほしい。



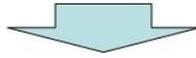
- 福島第一原子力発電所の事故の対応については、機構としては福島技術本部のもとで一元的に行っており、自らの廃止措置の貢献についてはバックエンド推進部門のもとで拠点等で進めている。機構全体のリソースは福島対応業務を優先しながら、本来の計画に支障が出ないよう本来業務と福島対応の業務バランスを考慮して進めている。
- 昨今の原子力に対する国民意識の変化は極めて厳しいものであり、国民は何を行っているのか不安な状況にある。安心安全が醸成するまで、国民の信頼を回復するための地道な活動と社会との相互理解を進めるために、まず、廃止措置の現状、課題などの情報を積極的に発信し、共有化を図っていくことを進めていきたい。
- 福島第一原子力発電所の事故の収束に向けての取組みは機構全体で実施しており、バックエンド推進部門と関連する拠点等においても取組みを進めており、その成果が福島に反映されるべく今後も継続していく。
- これまで「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」に沿って、どこに何を反映するか検討の上、研究開発計画を策定している。今後、政府・東京電力中長期対策会議等により新たな課題が示された際には、そのテーマを開発計画に取り込んでまいりたい。

5

## 総合評価

### <主なご意見>

- 機構に存在する原子力施設の廃止措置やクリアランス等とはもともと重要な課題であり、機構全体で上手にバランスをとって進めてもらいたい。
- クリアランスにおいてまず自事業所における活用から始めることは理にかなっているが、国の機関として、事業所外での有効利用にも先陣を切っていただきたい。



- バックエンド推進部門と関連する拠点等において進めている原子力施設の廃止措置やクリアランス等の技術開発は、機構のみならず他の原子力関連施設に取っても重要な課題であり、計画的かつ合理的に進めるため、各拠点の状況、国の制度化、関係機関の動向等を見ながら、必要なところに資源を注入し、計画を進めていく。
- クリアランス物の再利用については、BE部門が協力しながら、地元自治体に理解を求めるためにもまずは自事業所で実績を重ねることが重要と認識し取り組んでいる。事業所外での再利用については、実績を積み重ねた後、再利用先の検討を含め準備を進めていく。

参考資料 2-4 「放射性廃棄物処理処分」について

This is a blank page.



# 放射性廃棄物処理処分の全体概要について

平成24年10月16日

日本原子力研究開発機構  
バックエンド推進部門

1



## 1.放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発

### 1.1 第2期中期計画

I. 国民に対して提供するサービスその他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとるべき措置

6. 自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発

(2)放射性廃棄物処理処分・確認等技術開発

廃棄物の処理処分に向け、放射性廃棄物等に関するデータ等の収集を行い、廃棄物管理システムの整備を進める。

放射性廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速評価を行う廃棄体確認技術開発を進め、廃棄物放射能分析の実務作業に反映する。

機構で発生した廃棄物の処分計画に合わせ、スケーリングファクタ法等の合理的な放射能評価方法を構築する。

廃棄体処理設備の設計等への反映に向け、セメント固化技術、脱硝技術等の開発を進める。ウラン廃棄物の合理的な処分のため、濺物処理等に必要基礎情報を取りまとめ、処理方策の具体化を図る。

余裕深度処分については、発生源によらない一元的処分に向けた被ばく線量評価を行う。

TRU 廃棄物地層処分については、多様な条件に対応できるよう評価基盤技術の拡充や高度化及び適用性確認を行う。

2



## 1.放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発

---

### 1.2 放射性廃棄物処理技術開発の実施項目

- ①廃棄体化処理技術の開発
  - ◆高濃度硝酸塩溶液中の脱硝技術開発
  - ◆アスファルト固化体の処分にに向けた技術開発
  - ◆セメント固化技術 等
- ②廃棄物管理システムの開発
  - ◆廃棄体評価システムの作製
  - ◆廃棄体品質保証システム 拠点への展開 等
- ③澱物処理技術開発
  - ◆溶解・沈殿特性
  - ◆過酸化ウランの特性
  - ◆セメント固化範囲 等

### 1.3 放射能測定評価技術開発の実施項目

- ◆高線量廃棄物分析法の開発
- ◆簡易・迅速分析法の適用性検証
- ◆放射能濃度評価方法の構築

3



## 1.放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発

---

### 1.4 放射性廃棄物処分技術開発の実施項目

- ①放射性廃棄物処分技術開発
  - ◆余裕深度処分の被ばく評価パラメータに係る検討
  - ◆予備的な被ばく線量評価
  - ◆有害物質の環境への影響に係る予備的評価
- ②TRU廃棄物地層処分研究
  - ◆セメント系材料の長期挙動評価
  - ◆高アルカリ性条件における緩衝材の長期挙動評価
  - ◆天然バリアへの高アルカリ性溶液影響評価 等

4



## 2. 放射性廃棄物処理処分

### 2.1 第2期中期計画

#### Ⅶ. その他の業務運営に関する事項

#### 3. 放射性廃棄物の処理及び処分並びに原子力施設の廃止措置に関する計画

##### (1) 放射性廃棄物の処理処分に関する計画

1) 低レベル放射性廃棄物については、契約によって外部事業者から受け入れるものの処理も含め、安全を確保しつつ、固体廃棄物の圧縮・焼却、液体廃棄物の固化等の減容、安定化、廃棄体化処理及び廃棄物の保管管理を計画的に行う。また、埋設処分に向けて必要となる廃棄体確認データを整備する。低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)のセメント固化設備の設置を進めるとともに、硝酸根分解に係る工学試験を実施し、改造設計に着手する。

固体廃棄物減容処理施設(OWTF)の建設を完了し、運転を開始する。

また、機構廃棄物の処分計画に合わせ、廃棄物放射能分析を行い、廃棄物データの整備に着手する。東海固体廃棄物廃棄体化施設(TWTF)の設計等建設準備を進める。

「ふげん」については、廃棄体化処理設備の設計を行う。

2) 高レベル放射性廃棄物の管理については、ガラス固化体の貯蔵方策等の検討を進め、適切な貯蔵対策を講じる。

3) 低レベル放射性廃棄物の処分については、余裕深度処分、TRU 地層処分の合理的な処分に向けた検討を行う。

5



## 2. 放射性廃棄物処理処分

### 2.2 放射性廃棄物の処理の実施項目

#### ① 高減容処理施設

- ◆ 高減容処理施設における処理実績
- ◆ 高減容処理施設における溶融試験について 等

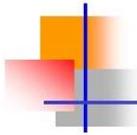
#### ② 固体廃棄物減容処理施設(OWTF)

- ◆ 耐震設計の主な見直し点
- ◆ 煙道閉鎖対策 等

#### ③ 東海固体廃棄物廃棄体化施設(TWTF)

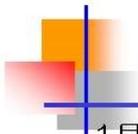
- ◆ 建設計画の概要
- ◆ 先行施設の設計、運転実績の設計への反映 等

6



# 高減容処理施設について

平成24年10月16日  
 日本原子力研究開発機構  
 東海研究開発センター 原子力科学研究所



## 高減容処理施設の目的について



### 1. 目的

高減容処理施設は、主に原子力科学研究所で保管する低レベル放射性固体廃棄物を、前処理（解体分別を含む）、高圧圧縮及び溶融等により、減容し、将来の処分に備え、安定化及び廃棄体化処理を行うための施設である。

本施設の運転目的は、原子力機構が達成すべき中期目標である「低レベル放射性廃棄物の処理については、契約によって外部事業者から受け入れるものの処理を含め、安全を確保しつつ、固体廃棄物の圧縮、焼却、安定化、廃棄体処理及び廃棄物の保管を着実に実施する。」に合致するものである。

### 2. 施設概要

大型廃棄物の解体分別及び廃棄物の保管を行う解体分別保管棟と前処理、高圧圧縮、焼却及び溶融により減容し、廃棄体化処理等を行う減容処理棟から構成する。



解体分別保管棟

平成11年度から放射性廃棄物の処理を開始

【主要構造】：  
 鉄筋コンクリート造  
 地下1階、地上3階  
 【延床面積】：  
 約7,200m<sup>2</sup>

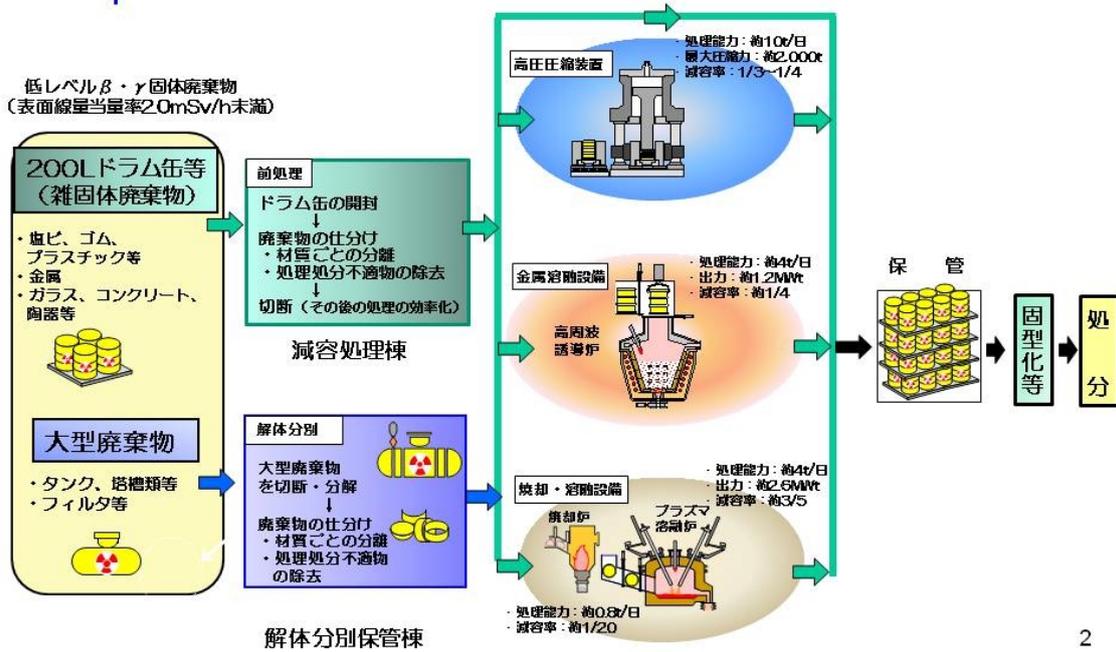


減容処理棟

平成17年度から放射性廃棄物の処理を開始  
 （溶融設備は試験運転中）

【主要構造】：  
 鉄筋コンクリート造  
 地下1階、地上2階  
 【延床面積】：  
 約7,800m<sup>2</sup>

# 高減容処理施設の処理フロー



2

# 高減容処理施設における処理実績について

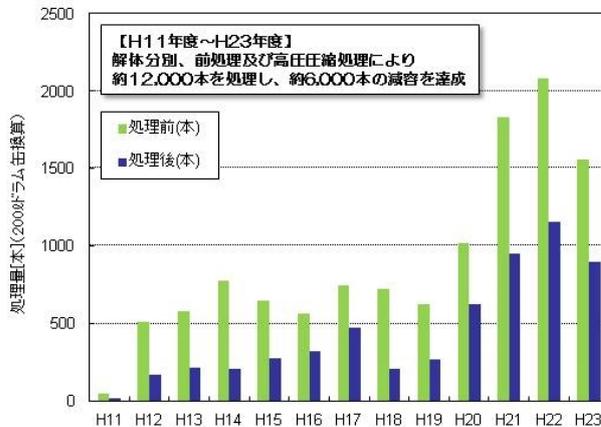


**〔解体分別保管棟〕**

- ・平成11年度～大型廃棄物の解体分別処理を開始

**〔減容処理棟〕**

- ・平成17年度～200Lドラム缶の前処理を開始
- ・平成20年度～200Lドラム缶の高圧圧縮処理を開始



大型廃棄物の解体分別処理



200Lドラム缶に収納された廃棄物の前処理



金属廃棄物の高圧圧縮処理



解体分別、前処理及び高圧圧縮処理による実績

3

## 高減容処理施設の運転と廃棄物保管体数量の推移について

第2期中期計画において、解体分別、前処理及び高圧圧縮は、計画どおり処理を継続。溶融等については、金属溶融のホット運転を優先するものとし、その後、順次、焼却、プラズマ溶融のホット運転に着手予定



4

## 高減容処理施設における溶融試験について

**〔金属溶融設備〕**

○これまでの経緯

- ・平成15年度よりコールド試運転開始
- ・平成15年6月に火災トラブル発生（チャンバ内で溶融金属が溢流しケーブル等が焼損）  
原因は信号線の施工不良であり、再発防止対策として、信号線の施工改善、溢流防止カバーの設置、他設備への水平展開等を平成16年9月までに完了
- ・平成16年10月にコールド試運転を再開
- ・平成24年8月までに計54回のコールド試運転を実施

○これまでの実績

- ・廃棄物の種類等に対応した運転パラメータ（温度、溶融時間等）の確立
- ・溶融物の均一性を外部委員会にて確認
- ・運転監視機能及び出湯方式の改良

○今後の課題

- ・運転員の確保・習熟、安定運転に向けた運転保守の効率化（運転時間の短縮、耐火物交換の効率化等）

**〔焼却・溶融設備〕**

○これまでの経緯

- ・平成15年度よりコールド試運転開始
- ・平成18年2月に火災トラブル発生（溶融物排出口に設けられている蛇腹が焼損）  
原因は蛇腹補修に、放射熱を吸収し易い黒色シート材料を使用したこと等であり、再発防止対策として、蛇腹の材料の不燃化、教育訓練の強化、他設備への水平展開等を平成19年9月までに完了
- ・火災トラブルまでに計35回のコールド試運転を実施。
- ・基本的な装置特性の把握、運転監視機能の強化

○今後の課題

- ・運転員の確保・習熟、試験段階における軽微な初期トラブルの解消
- ・廃棄物の種類等に対応した運転パラメータの把握
- ・溶融物の均一性の確認
- ・安定運転に向けた運転保守方法の確立（耐火物の長寿命化、交換方法の確立等）

5

## 高減容処理施設の運転で得られた主な成果



得られた成果は、原子力機構の技術レポート等に取りまとめた上で公開しており、また、原子力学会、国際会議等での口頭発表、電力会社等との情報交換、村への事業計画概要説明、施設見学等を通じて、情報発信や理解促進を進めている。【参考実績：共同研究：1件、公開文献：7件、口頭発表：6件、施設見学等：年間約100人～200人】

### 【高圧圧縮装置】

- 圧縮座のスライド機構を改良し、圧縮座を一体構造とすることで、スライド部への金属粉の侵入を防止。これにより、運転維持費、放射線被ばく及び労働災害のリスクを低減  
(JAEA-Technology 2011-015)
- 三菱重工業㈱との共同研究により、モルタル充填後の高圧圧縮体の空隙率を評価し、廃棄体としての技術基準を満足することを立証  
(原子力学会 秋の大会 2005)  
(JAEA-Technology 2010-041)



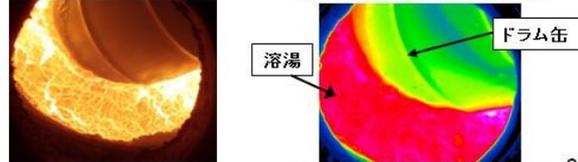
圧縮座上部と下部のスライド機構を取りやめ一体化  
モルタルを充填した高圧圧縮体の断面

### 【金属溶融設備】

- 溶融炉からの出湯工程を改良し、溶湯を注湯機を介さず、直接、鑄型に注ぎ分けることで、運転維持費の低減と稼働率の向上を実現  
(JAEA-Technology 2009-031)  
(JAEA-Technology 2010-008)
- 溶融炉内の監視に赤外波長カメラを適用することにより、発煙により溶融物が遮られても、炉内状態の確認が可能となり、運転監視機能が向上  
(原子力学会 春の大会 2011)



注湯機を介した出湯状況  
直接、鑄型に出湯している状況



ITVによる炉内の映像

赤外波長カメラによる炉内の映像 6

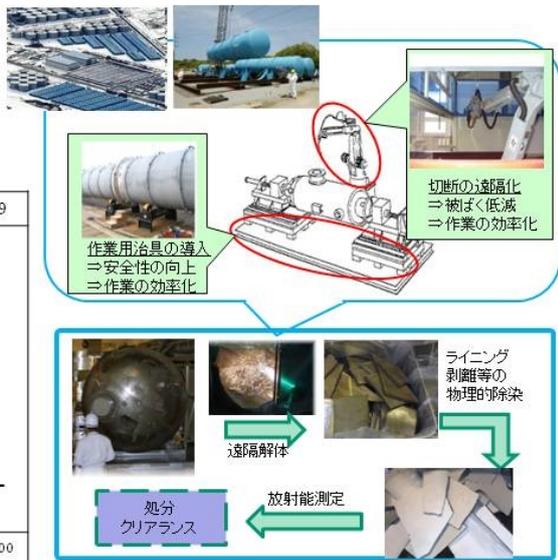
## 高減容処理施設における福島貢献について



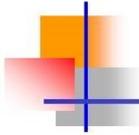
福島第1原子力発電所の事故に伴い発生した汚染水の処理が進むにつれて、汚染水を保管している多数の仮設タンクが使用済になる。原子力機構の廃止措置から発生する類似の廃液タンクを使用し、効果的な解体・除染技術の開発を行い、福島第1原子力発電所の廃止措置、廃棄物処理に貢献する。

- 解体技術、ライニング剥離技術等の要素技術の調査
- パワーマニュアル、ターニングロール等を用いた遠隔解体装置等の設計及び製作
- 解体物からのライニング剥離等の物理的除染装置及び連続放射能測定装置の設計及び製作
- 原子力科学研究所の廃止措置で発生する大型廃液タンクを使用して、開発した遠隔解体除染システムの実効性を検証

年度	H25	H26	H27	H28	H29
①要素技術の調査					
②解体装置の設計及び製作					
③解体装置の検証					
④除染装置等の設計及び製作					
⑤解体装置及び除染装置による総合的な検証					
概算金額(千円)【参考】	76,000	56,000	82,000	56,000	43,000



遠隔解体除染システムの概要



## 今後の計画



- 早期に熔融設備等のホット運転に着手し、中期計画及び年度計画に従い、放射性固体廃棄物の減容、安定化、廃棄体化処理を着実に実施して、保管能力の確保に努めるとともに、将来の埋設処分に備える。
- 引き続き、高減容処理施設の運転において得られた成果を、技術報告書類の執筆・公開、各種学会や専門誌への投稿・発表、施設見学等を通じて広く情報発信し、国民への理解促進に努めていく。
- これまでに得られた技術的な知見を基に、福島第1原発の廃止措置、廃棄物処理に向けた技術開発として、実廃棄物を使用した大型廃液タンクの解体・除染に必要な技術開発を行う。



## 固体廃棄物減容処理施設(OWTF)の 現状と今後の計画について

平成24年10月16日

日本原子力研究開発機構  
大洗研究開発センター



## 第2期中期計画と現状

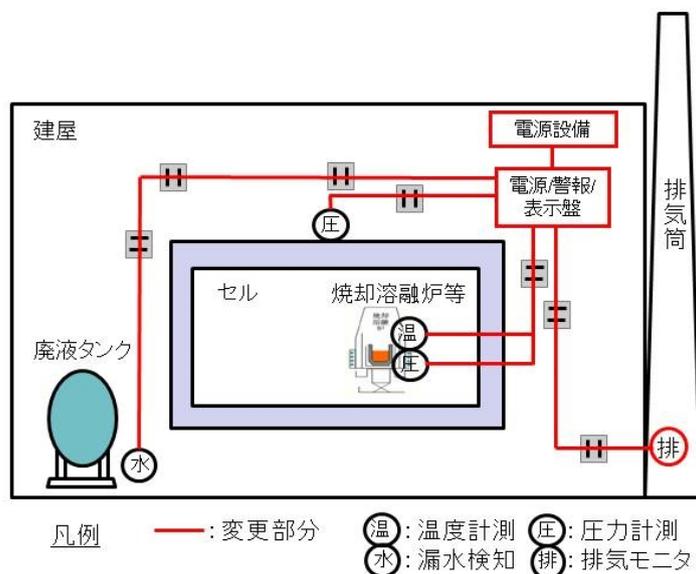
1. 第2期中期計画目標  
固体廃棄物減容処理施設(OWTF)の建設を完了し、運転を開始する。
2. 現状
  - ・東日本大震災(平成23年3月11日)前までの建設計画では第2期中期計画内で建設を完了し、H26年度内に運転できる計画であった。  
事業変更許可:平成23年1月に許可取得  
第1回設計及び工事の方法の認可申請(建家、排気筒):平成23年2月申請、6月認可取得
  - ・福島第一原子力発電所事故を経験し、原子力安全・保安院より施設の安全に直接関係する監視設備機器の耐震クラスに応じた機能確保が必要との指導があり、設計見直しが必要となった。
  - ・平成23年度は耐震設計の見直しの範囲明確化し、平成24年度は建物への影響評価作業を進めている。建物への影響が小さい場合は、平成24年度末から建設工事を開始する計画であるが、構造計算評価結果が変わる場合は、それらの対応(第1回設工認の変更認可申請、建築確認申請(計画変更))を行ってから建設工事を開始するよう工事計画の変更を行わざるを得ない状況である。

このため、建設工事開始の見極めを平成24年末～平成25年早々に行うべく影響評価作業を進めているが、平成24年度末から建設工事を開始しても**第2期中期計画内での建設完了、運転開始は不可能な状況**である。また、耐震見直しに係る予算増についても平成25年度予算で増額を要求している状況であり、予算の増額が認められなければ建設計画を大幅に見直す必要もある。



## 耐震設計の主な見直し点

東日本大震災時の福島第一原子力発電所事故(全交流電源喪失により監視ができなかった)を起因とした社会情勢を勘案し、設備機器の状態監視に係る機能維持を行えるよう電源供給に係る設備、警報及び測定値の表示等に係る設備の耐震設計を見直し、確実な状態監視を行える施設とする。



地震時における安全性の向上と状態監視機能の確保の観点から、内装設備関係の以下の設備機器の耐震設計を見直し、その設計を反映して建屋内配置を見直すこととした。

具体的には

- ① 焼却溶融炉の温度、圧力
- ② セルの圧力
- ③ 廃液タンク等の漏水
- ④ 排気モニタ

(こついで、電源設備と給電ライン、警報及び表示に関する盤類を耐震Bクラス相当の設計に見直し。

(図中の朱記部が変更部分)

2



## 耐震設計見直しの具体的な内容

### 1. 耐震設計見直しの目的

OWTFでは、放射性廃棄物の開梱、分別、減容処理等の作業を気密仕様のセル内で行い、電源が喪失しても「放射性物質をセル内に閉じ込める」との考え方で一般公衆への被ばく防止を行う設計であるが、施設外に放射性物質が漏れいしていないことの監視、減容処理等に係る施設設備の状態監視機能を維持できるように以下の耐震設計見直しを行う。

#### ・計測制御系統施設(温度、圧力、放射性廃液の漏水)

焼却溶融設備、液体処理設備、排気設備等の監視機能を維持するための電力供給及び計測から表示、記録用機器への配線に係る電路について、耐震Bクラスと同等の設計裕度を確保するための耐震設計見直しを行う。また、経路中に配置される盤類についても同様とする。

#### ・放射線監視設備のうち排気モニタリング設備

施設外に放射性物質が漏れいしていないことの監視機能を維持するため、耐震Bクラスと同等の設計裕度を確保するための耐震設計見直しを行う。

#### ・上記に伴う建屋・付帯設備

**建屋:** 耐震裕度を確保するための配線ルート確保に伴う新たな壁開口の設置、固定用埋め込み金物の追加を行う。

**電気設備:** 対象設備機器への電力供給に係る盤類、配線管路等の耐震設計見直しを行う。

**非常用電源設備:** OWTFには安全上重要な機器はないが、商用電源喪失時に電力供給が必要となる設備機器への給電のため盤類、配線管路等の耐震設計見直しを行う。

### 2. 建家への影響評価における中間結果

上記の耐震設計見直しを行っても建家内への設備機器収納は可能。ただし、詳細な結果は平成24年12月となる。

3



# 煙道閉塞対応

## 1. 目的および概要

原子力発電所等での廃棄物の熔融処理における先事例では、排ガスの流路配管(以下、煙道)において、亜鉛等の低沸点金属が析出し、煙道が閉塞する事例が確認されている。OWTFにおいても、同様な事象が生じることが想定される。したがって、本格運転開始前までに、析出量の低減のための運転手法の確立、析出箇所の把握とその保守計画を立案することを目的に、煙道閉塞対策を実施する。

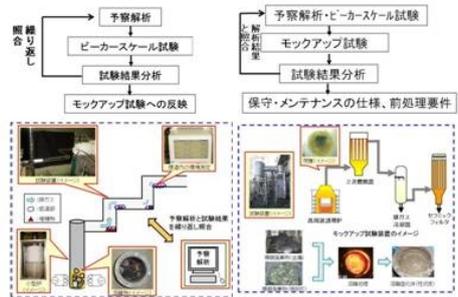
## 2. 平成23年度実施内容

平成23年度においては、事例調査(一般産業廃棄物処理施設を含む)を実施し、閉塞物質、温度環境、煙道構造、保守対策について以下を確認した。

- ・熔融炉出口付近で析出するケースが多い。
- ・熔融炉出口付近では、垂直煙道でも、エルボー部に蓄積し、固着しているケースもみられる。一方、水平煙道では、その距離が長い場合、底部に蓄積する。
- ・物質は酸化亜鉛が中心である。
- ・対策としては、空冷やミスト噴霧により温度環境を変えそこで積極的に析出させる、あるいは炉出口付近にエルボーを敢えて組み込み、そこで積極的に析出させ、定期的に除去する、などである。
- ・上記の閉塞箇所や対策の調査より、煙道閉塞を引き起こす要因としては、対象廃棄物性状はもちろんのこと、ガス温度とガス流速が重要である。

## 3. 今後の予定

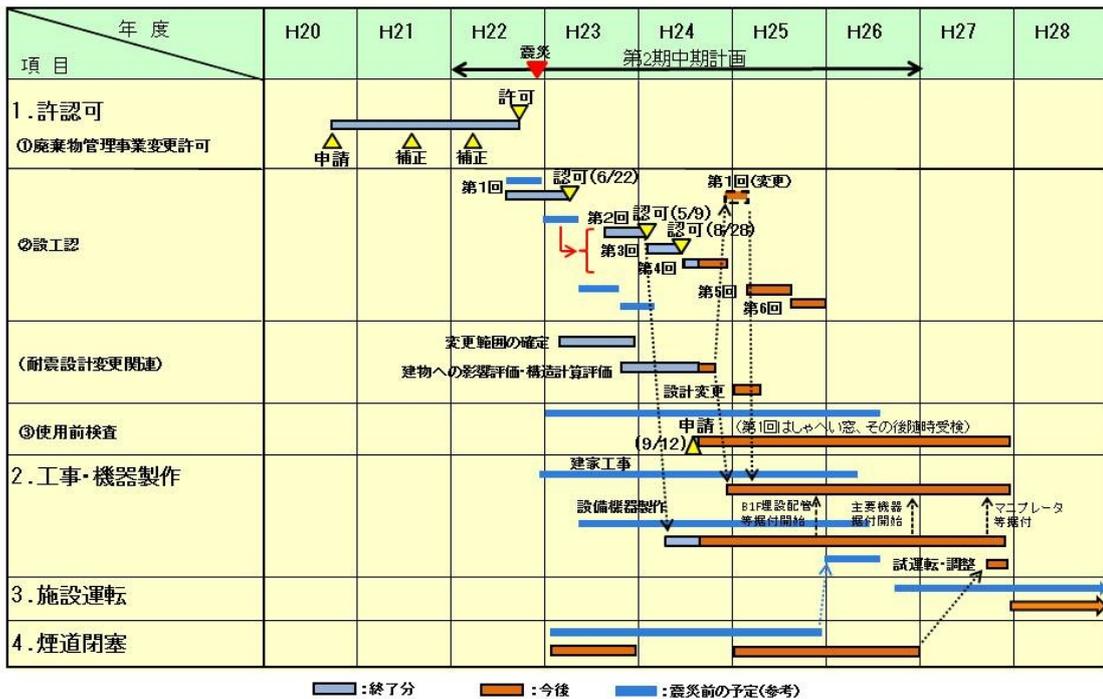
- ・対象廃棄物の性状を調査し、析出する可能性のある物質を検討する。
- ・物質毎の析出条件を、温度・流速(煙道構造)等の解析から推察する。
- ・ピーカスケール試験により、解析の妥当性を確認するとともに、対策の検討を行う。
- ・上記の検討により、モックアップ試験の計画および装置の設計・製作を行う。また、モックアップ試験のパラメータを検討し、H26年度以降に試験を行い、運転、保守計画に反映する。



試験イメージ



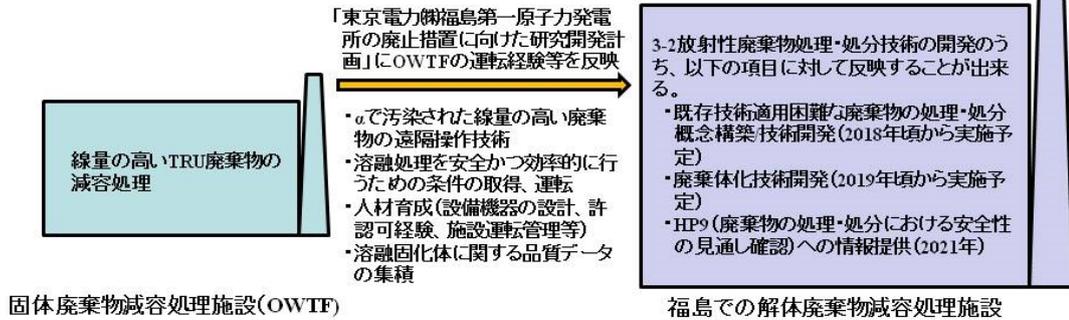
# OWTF運転までの工程



# JAEA 福島第一原発事故の収束に向けた取組み状況

## 1. OWTFに関する反映

将来、福島第一原子力発電所サイト等に建設される解体廃棄物減容処理施設の建設に必要な知見を取得し、反映させる。



## 2. 人員派遣状況(大洗研究開発センター)

福島県 (環境エン지니어等)	茨城県等 (NEAT他)	文部科学省 (EOC他)	合計
3,353(人・日)	1,471(人・日)	1,371(人・日)	6,195(人・日)

## 3. その他の協力

- ・一時帰宅プロジェクトへの要員派遣
- ・福島県におけるコミュニケーション活動
- ・健康相談ホットラインへの要員派遣協力
- ・福島県における市町村除染計画策定支援への要員派遣



## 東海固体廃棄物廃棄体化施設(TWTF)の整備について

### TWTF : Tokai Waste Treatment Facility

平成24年10月16日

日本原子力研究開発機構

東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所



### 施設計画の背景 —基本方針—

原子力政策大綱(平成17年10月)に示された「合理的な処理・処分の原則」等の考え方に  
基づき、**原子力機構全体の放射性固体廃棄物の約90%を保管している東海大洗地区  
の処理を合理的に実施**



- サイクル研、原科研等の低線量TRU系廃棄物は以下の基本方針で対応
- 東海大洗地区における**事業区分の異なる施設の廃棄物を統合的に処理**
  - 既存処理設備の運転実績等を反映させると共に、実現性のある技術を採用し、**安定な運転・保守性を確保**
  - 廃棄物を減容安定化し、処分要件に適合した**処分場に搬出可能な廃棄体を製作**
  - 既存廃棄体検認技術等を考慮し、**確実な品質管理**が可能となるプロセスを確保
  - 廃棄体の搬出先(研究施設等廃棄物処分場、余裕深度処分場、地層処分場)の**操業時期を勘案して、建設・運転計画**を策定

#### 3. 自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に関する事項

##### (1)放射性廃棄物の処理処分に関する事項

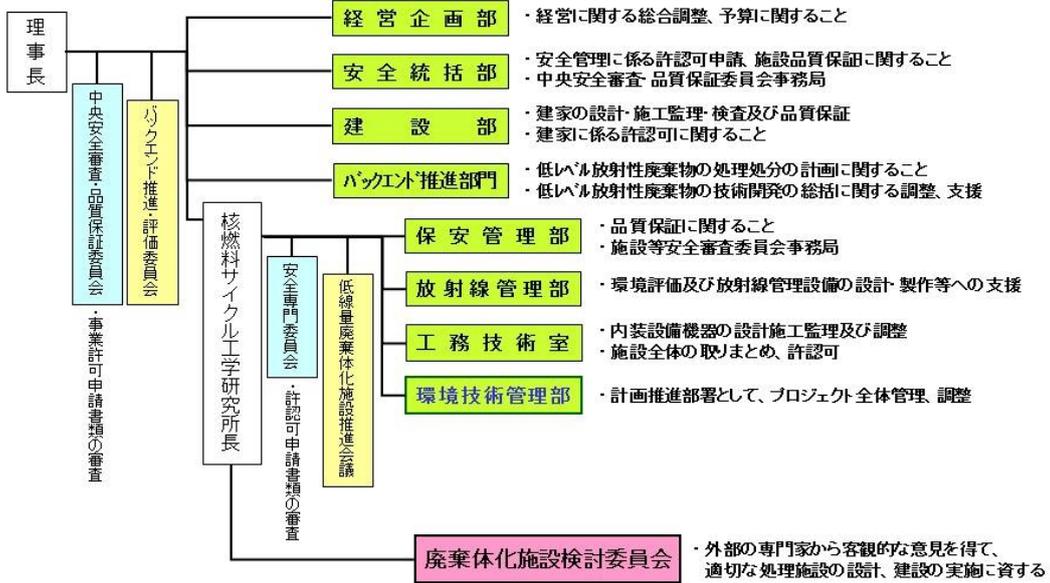
- 1) **低レベル放射性廃棄物の処理**については、契約によって外部事業者から受け入れるものの処理も含め、**安全を確保しつつ、固体廃棄物の圧縮・焼却、液体廃棄物の固化等の減容、安定化、廃棄体化処理及び廃棄物の保管管理**を着実に実施する。  
(中期目標 抜粋)

1



## 実施体制

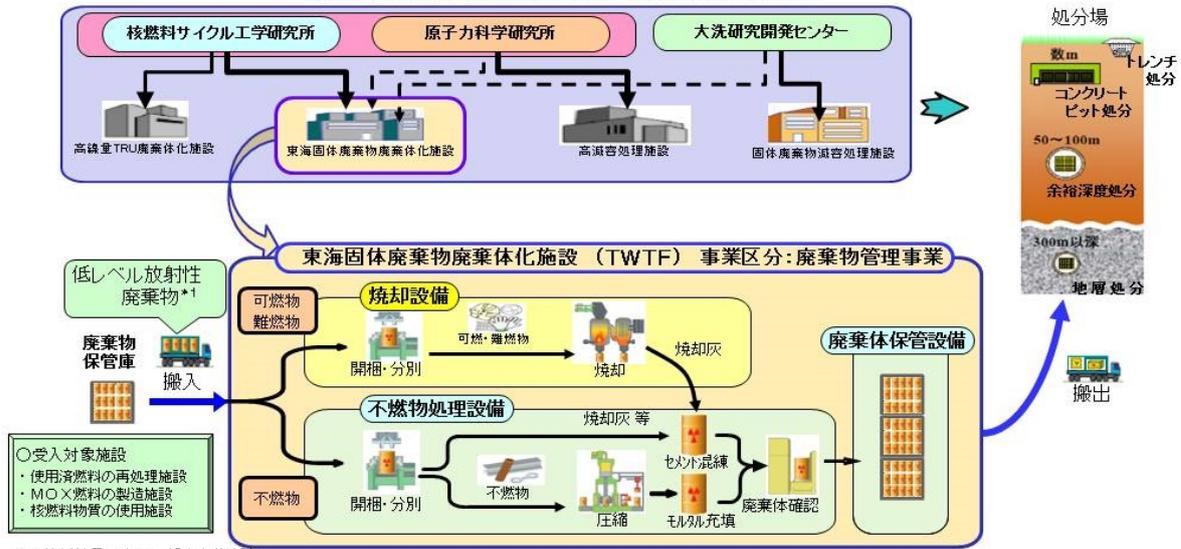
TWTF計画のプロジェクトを進める実施体制は、計画推進部署を核燃料サイクル工学研究所環境技術管理部として、経営企画部、バックエンド推進部門をはじめ、原子力機構の各関連部署の支援を受けつつ、対応を図っている。



## 建設計画の概要

サイクル研の事業区分が異なる施設から発生する廃棄物の処理を基本とし、原科研及び大洗の廃棄物も統合的に処理 ⇒ 廃棄物管理事業

茨城地区の放射性廃棄物処理施設の整備計画



\*1:放射線量の高い一部廃棄物を除く



## 処理対象廃棄物

### 処理対象廃棄物の一覧

廃棄物発生元施設	管理上の廃棄物分類	主要な汚染源
【サイクル研】 再処理施設	再処理βγ系	使用済燃料及びその溶解液、高レベル廃液、低レベル濃縮廃液、廃溶媒等
	再処理Pu系	再処理で分離抽出されたPu製品
	再処理U系	再処理で分離抽出されたU製品
	PCDF(Pu系)	再処理で分離抽出されたPu製品とUの混合転換粉末
プルトニウム燃料開発施設	MOX系	上記の混合転換粉末にUを加えたMOX粉末
高レベル放射性物質研究施設	CPF(Pu系)	高速実験炉(常陽)使用済み燃料の溶解液
ウラン取扱施設	U系	試験研究用U溶解液等
【原子力科学研究所、 大洗研究開発センター】 核燃料物質使用施設	α-A系	軽水炉、新型転換炉、高速炉等の照射済燃料、材料等

### 保管状況の一例及び特徴

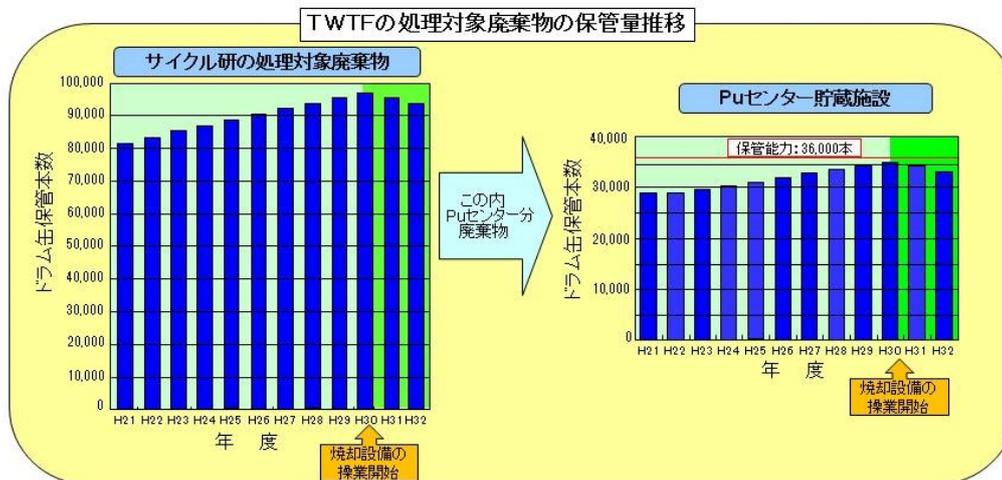


- ・種別(可燃物、難燃物、不燃物)毎に廃棄物容器(ドラム缶、コンテナ等)に収納
- ・プルトニウム系廃棄物は、可燃物仕分けでも梱包材に塩化ビニルが含まれる
- ・不燃物仕分けでも梱包材、養生材として可燃物、難燃物を使用



## 建設計画の概要

- ▶ Puセンター貯蔵施設の満杯回避が喫緊の課題であり、TWTFの建設を二期に分割し、MOX系廃棄物の減容に有効な焼却設備を先行して建設  
(平成27年度から建設開始、平成30年度操業開始)
- ▶ 不燃物処理設備、廃棄体保管設備は、第2期計画として処分場操業開始時期、廃棄物保管状況を勘案して建設





## 施設の概要

- 処理プロセスの特徴
- ▶Pu核種の取扱い、設備の保守性を考慮し、設備機器はグローブボックスを主体とし、閉じ込め機能及び適切な遮へい性能を有するとともに、機器等を負圧状態に管理
  - ▶減容:可燃・難燃物⇒減容性、技術の信頼性等から**焼却処理**  
不燃物⇒運転・保守の容易性、技術の信頼性等から**基本的に圧縮処理**
  - ▶廃棄体化:可燃・難燃物の焼却灰等⇒セメント混練固型化处理  
金属等の不燃物⇒モルタル充填固型化处理

	第 1 期	第 2 期
	焼却設備	不燃物処理設備、廃棄体保管設備
対象廃棄物発生施設	Pu燃、再処理、CPF、U系施設、原科研、大洗	Pu燃、再処理、CPF、U系施設、原科研、大洗
対象廃棄物年間処理量	約 130 t/年	約 700 t/年
設備仕様	耐震クラス:B (機器の取扱いPu量を制限) 処理系統:焼却炉 1系統	耐震クラス:S 処理系統:前処理 3系統 (再処理、Pu、U) 廃棄体化 2系統 (混練、充填)
主要機器仕様	焼却炉:水冷ジャケット式堅型円筒炉 定格焼却容量 30kg/時 (PWTF、LWTFの実績を踏襲) グローブボックス:容量80m <sup>3</sup>	圧縮機:堅型プッシュダウン 定格加重 1,500t×1基、2,000t×2基 セメント混練機:インドラムミキサ モルタル充填機:アウトドラムミキサ
廃棄物等の保管容量	焼却灰:約 1,200本 運転廃棄物:約 1,400本	廃棄体:約 10,000本(廃棄体保管設備容量)
核物質防護区分及び防護区域	核物質防護区分:区分 I	防護区域:TWTF建設エリア全体

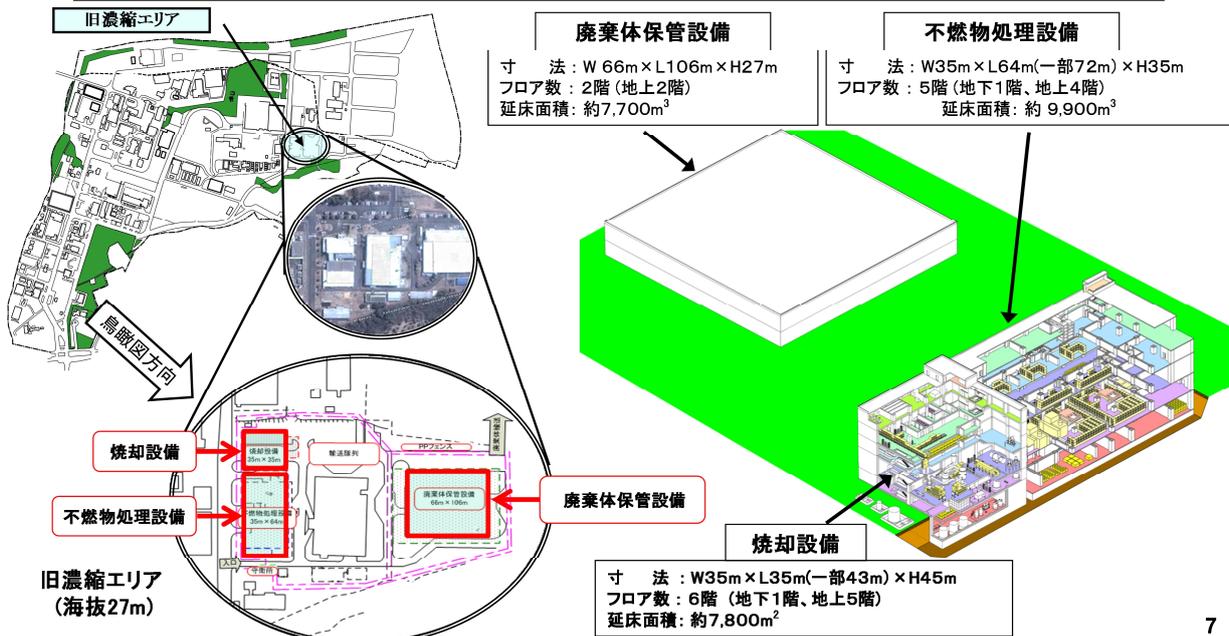
6



## 建設サイト及び建家規模

### 廃棄体処理施設の建設サイトの要件

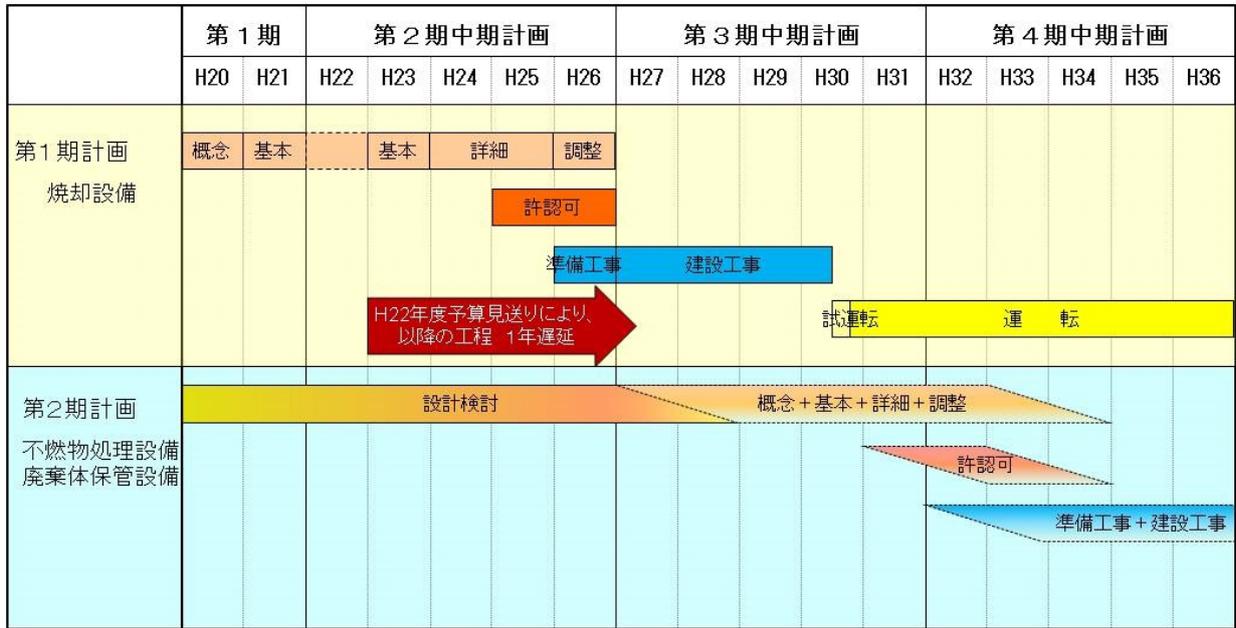
建設スペース:約9,000m<sup>2</sup> 焼却設備、不燃物処理設備、廃棄体保管設備 + PPフェンス



7



## 建設及び運転計画

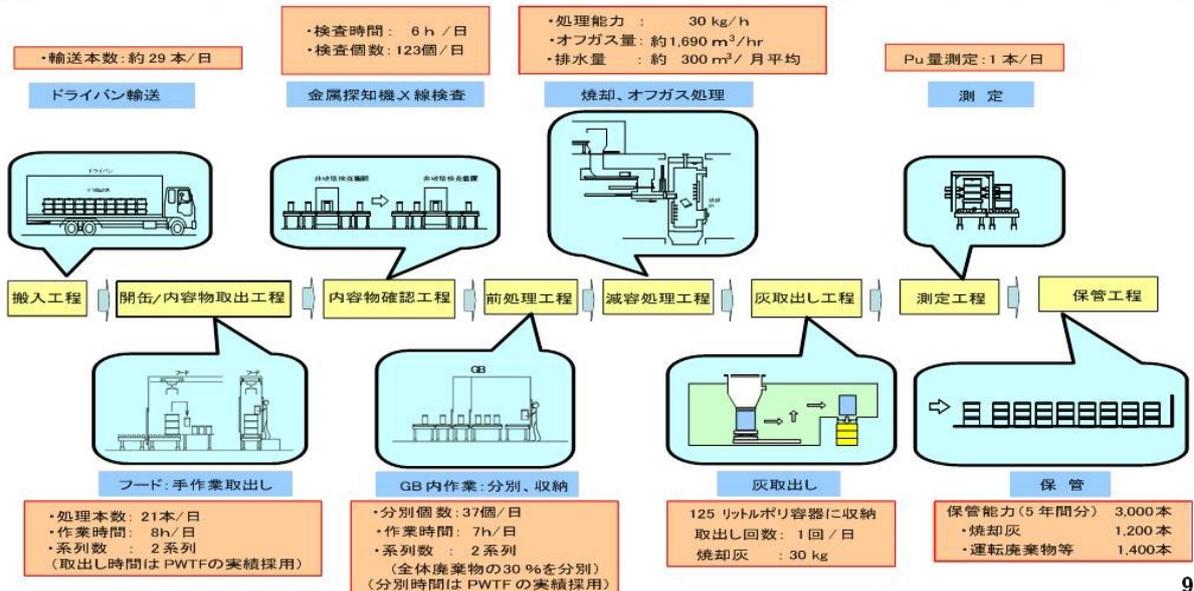


8



## 焼却設備 概略フロー

廃棄物を受入れる搬入工程、内容物ドラム缶等からを取出す開缶/内容物取出工程、異物等を確認する内容物確認工程、分別等を行う前処理工程、焼却処理工程、焼却炉から灰を容器に取出す灰取出し工程、放射エネルギーを測定する測定工程から構成



9

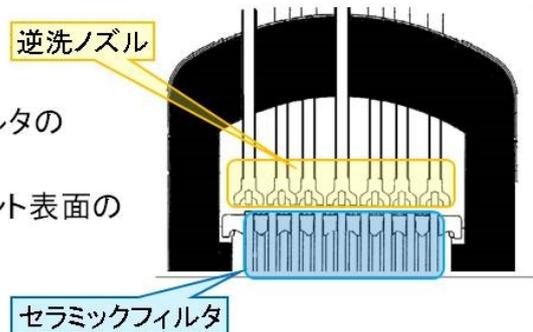


## 先行施設の設計、運転実績の設計への反映 1

先行施設であるPWTF及びLWTFの焼却設備の設計及び運転に関する情報をTWTFの設計に反映させている。  
 また、今後もこれらの施設の運転に関する情報の共有を図り、随時設計に反映させる。

- ・耐食材料(セラミックライニング)の寿命の延命化  
 ⇒ 塩素による腐食対策として、  
 焼却炉からスクラバーまでの配管材料にハステロイを選定

- ・燃烧ガスフィルタの寿命の延命化  
 ⇒ 燃烧ガスフィルタの目詰まり対策として、  
 処理廃棄物単位重量当たりのセラミックフィルタの  
 ろ過面積を約1.4倍にするため、長さを変更  
 逆洗の効果を上げるために、逆洗力(エレメント表面の  
 噴出圧力)を約2倍に増やすように設計  
 プリコートによるエレメントの保護を実施

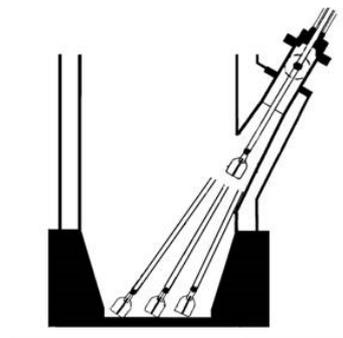


10



## 先行施設の設計、運転実績の設計への反映 2

- ・焼却灰が炉底にブリッジを形成し、灰の排出に苦慮  
 ⇒ 灰落とし棒に炉底の全域をカバーできる対応として  
 灰落とし棒に右図に示す旋回機構を持つように設計



- ・燃烧状況(燃烧速度や発熱量)に応じた焼却処理  
 ⇒ 先行施設では、廃棄物の種類により燃烧状況(燃烧速度や発熱量)が異なることから、  
 「現場の手動バルブにより、昇温時は灯油供給量を増加。  
 焼却運転が安定している時には、燃烧の継続性に問題があるが、処理量を増やすために  
 灯油供給量を最低限まで削減。」等の運用を実施しているが、  
 手動弁であるため投入廃棄物に応じた微調整ができないことへの改善策として  
 炉内の燃烧状況に応じて、バーナの発熱量を運転員が増減できる調整機能を付加

11



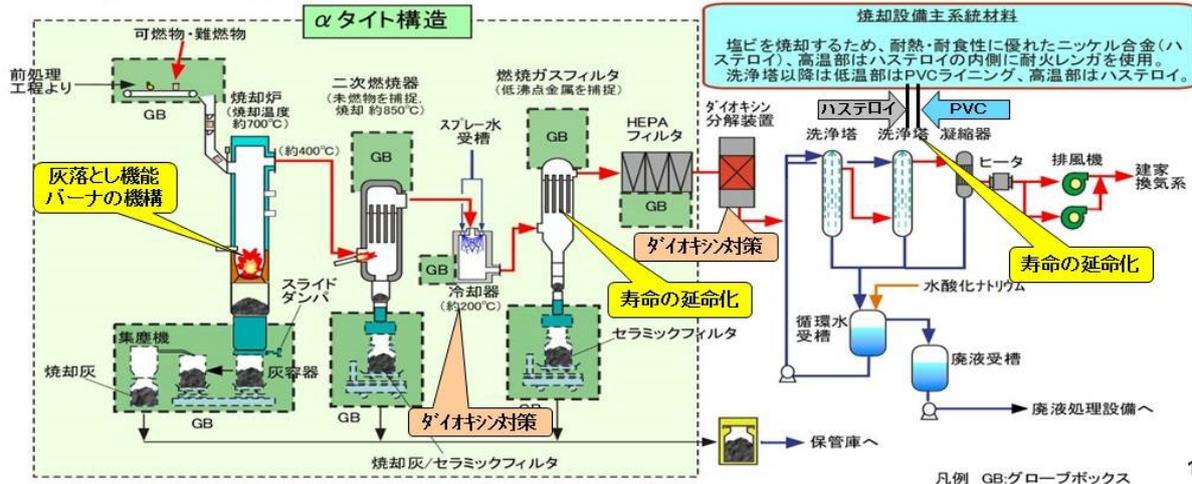
## 焼却設備 焼却炉・排ガスフロー

**αタイト構造**: 放射性物質を除去するHEPAフィルタまで  
**腐食対応**: ニッケル合金(ハステロイ)及びPVCライニング  
**ダイオキシン対策**: 冷却塔及びダイオキシン分解装置を設置

前処理設備から受け入れた廃棄物は焼却炉に投入し、約700℃で焼却する。二次燃焼器で未燃物を捕捉、焼却後、オフガス温度を200℃に冷却し、燃焼ガスフィルタで亜鉛などの低沸点金属を捕捉する。焼却灰はドラム缶に収納し、保管庫に搬送する。

オフガスはHEPAフィルタで放射性物質を除去した後、ダイオキシン分解装置によりダイオキシンを除去し、洗浄塔で水酸化ナトリウム溶液により、塩化水素ガスを回収する。オフガスの洗浄により発生する洗浄廃液は、廃液処理設備に移送する。

洗浄塔からのオフガスは、凝縮器により水分を除去した後、約50℃に加熱後、排風機にて排気する。



This is a blank page.

参考資料 2-5 「放射性廃棄物処理処分に関連する技術開発」について

This is a blank page.



# 「廃棄物管理システムの開発」について

平成24年10月16日

## 日本原子力研究開発機構 バックエンド推進部門



### 廃棄物管理システムの概要

#### ■第1中期

計画：廃棄物発生から処理・処分までの履歴を追跡できる廃棄物管理システムを開発する。

実績：全拠点の廃棄物や廃棄体のデータを一元的に管理するための廃棄物管理システムとして、保管廃棄物データから廃棄体量や廃棄体中の放射能濃度を評価するシステム【廃棄体評価システム】、及び廃棄物発生段階から処理・処分までの処理履歴等の品質データを管理するシステム【廃棄体品質保証システム】を作製した。

#### ■第2中期

計画：第1中期で作製した廃棄物管理システムを全拠点への展開する。

⇒廃棄物管理システムの開発は、原子力機構の中期目標に合致したものである。

廃棄物管理システムの全体計画（目標とスケジュール）

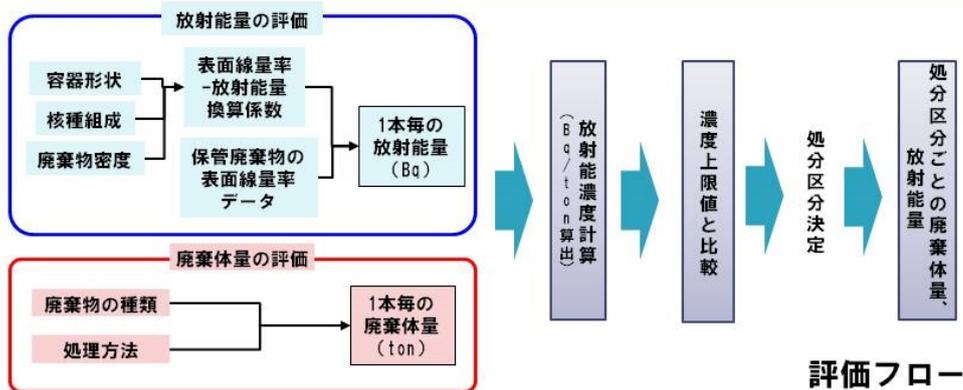




## 廃棄体評価システムの概要

### ■基本的な機能と用途

- ・本システムは、廃棄物貯蔵庫に保管されている廃棄物を、廃棄体にする際の廃棄体量等を評価するシステムであり、評価では、保管容器毎に、容器の表面線量率や内容物情報、処理方法から、廃棄体作製時の物量（廃棄体本数、廃棄体重量等）、放射能量、処分区分を推定する。
- ・本システムを用いた評価結果は、保管廃棄物の処理処分計画の基礎データや処分場の設計データに反映する。



2



## 廃棄体評価にあたっての設定項目

### ■ 放射能評価

ドラム缶1本毎に下記の評価条件を設定した上で、ドラム缶の表面線量率から廃棄体作製時の放射能を推定

廃棄体の放射能量を推定するために設定している仕様

- ・保管容器形状： ドラム缶、遮蔽付ドラム缶、角型コンテナ容器
- ・核種組成比： 燃焼計算、放射化計算に基づいて廃棄物の発生施設ごとに設定
- ・保管廃棄物の密度： 0.5g/cm<sup>3</sup>、1g/cm<sup>3</sup>、1.5g/cm<sup>3</sup>・・・

### ■ 廃棄体物量評価

ドラム缶1本毎に下記の処理条件を設定し、廃棄体作製時の物量を算出

廃棄体の物量を評価するために設定している仕様

- ・廃棄物の種類： 金属、フィルタ、雑固体、コンクリート、イオン交換樹脂、可燃物、難燃物・・・
- ・処理方法： 圧縮充填固化、充填固化、熔融固化、セメント混練固化、アスファルト固化・・・
- ・充填材： セメント、砂
- ・処分容器： ドラム缶、コンテナ容器、フレキシブルコンテナ

3



## 廃棄体評価システムの操作画面

**条件設定画面**  
減重比、廃棄体仕様、濃度上限値を設定

**評価集計画面**  
処分区ごとの評価結果

**評価条件の入力**

**集計結果出力**

廃棄体前の廃棄物量 37.6万本  
↓  
廃棄体後の廃棄物量 15.8万本

地層 約22,500本  
トレンチ 約49,400本  
約158,200本 (2008ドラム缶換算)  
ピット 約70,200本  
余裕深度 約16,100本

4

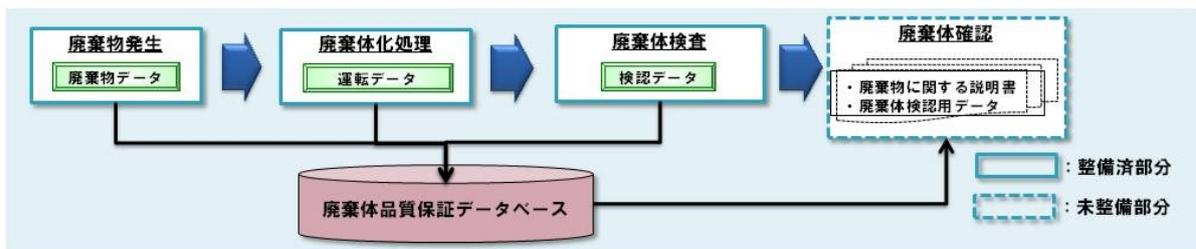


## 廃棄体品質保証システムの概要

### ■ システムの特徴

- ・ 廃棄物の発生から廃棄体化に至るまでの運転記録データ、受入れ・払出しデータを管理できるシステム
- ・ 取得したデータは、処分時の廃棄体確認に提示するデータとして使用  
(JAEAで統一的なシステムとすることで、廃棄体確認における提示データを共通的なものにすることができる)
- ・ 種々の処理フロー※を設定し、それぞれの処理に対応した適切な品質管理データを登録、管理できるよう設計

※ 分別処理、焼却処理、蒸発濃縮処理、凝集沈殿処理、圧縮充填処理、溶融固化処理、セメント混練固化処理、セメント充填固化処理 等



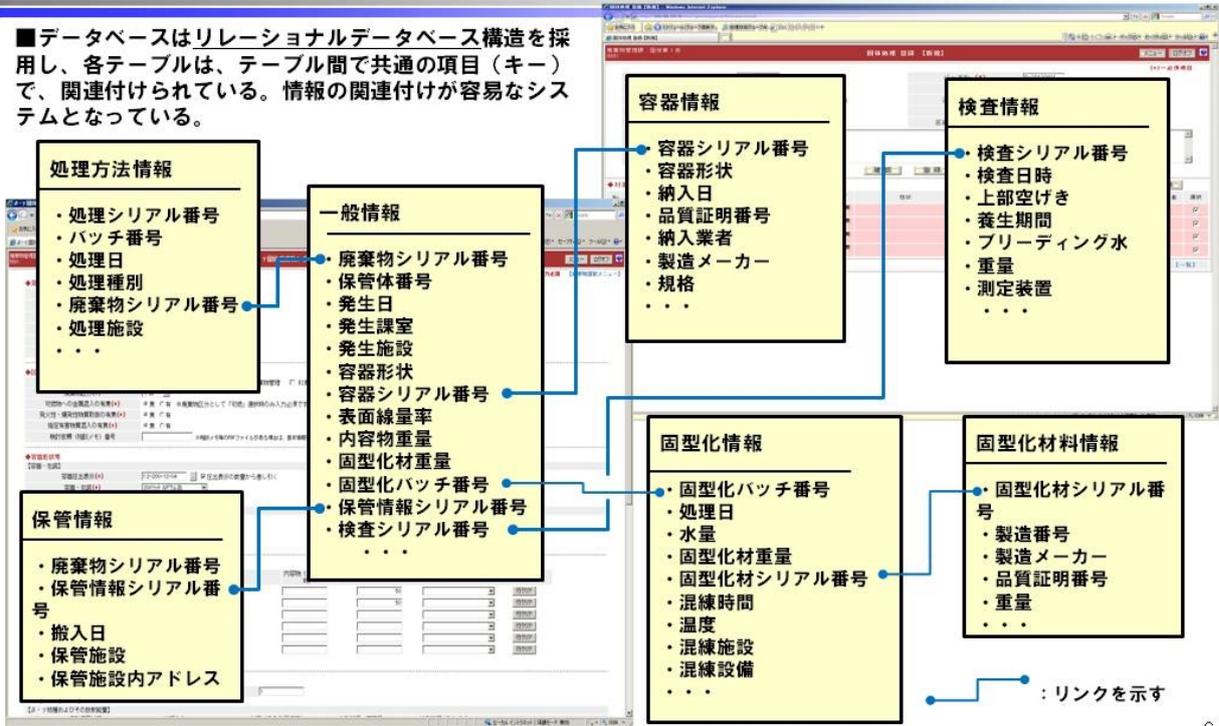
廃棄体品質保証システムにおける管理フロー

5



## 廃棄体品質保証システム データベースの構造

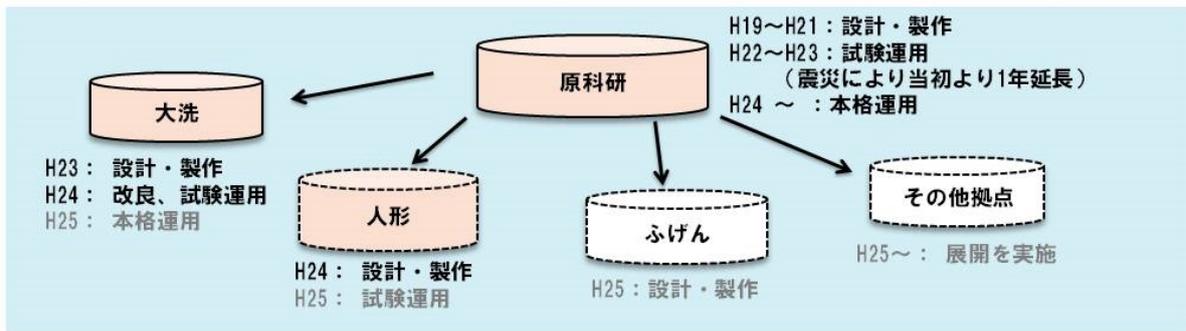
■データベースはリレーショナルデータベース構造を採用し、各テーブルは、テーブル間で共通の項目（キー）で、関連付けられている。情報の関連付けが容易なシステムとなっている。



6



## 廃棄体品質保証システム 拠点への展開



当初、原科研のシステムをあまり改修せずに拠点に展開する方向であったが、実際には、以下の理由により改修が必要と判明した。

1. 拠点における廃棄物管理方法の違い：データの承認職位、承認順序
2. 拠点独自に取得している項目：廃液のpH・電導度、表面線量率（上面、側面）、1mにおける表面線量率、運搬に係る情報、計量管理に係るデータ
3. 同じ項目でも呼び方が異なる：廃棄物番号・保管体番号・容器番号、発生場所、封入場所、保管場所・保管廃棄場所・貯蔵場所

実際の展開では、各拠点の状況に合わせてシステムを改修して展開

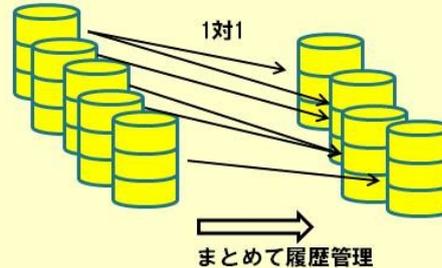
7



## 品質保証システム 各拠点の状況に応じた改良点

### ■ 履歴管理方法の追加

既存システムでは、履歴は1体1対応で設計しているが、廃棄物の詰替え作業の実績を考慮して、一定程度まとめて履歴を管理できる機能を追加。



### ■ 入力値の判定機能の追加

保安規定で定められている規定値以上のデータを入力するとアラームが表示され、データ入力者に知らせる機能を追加。（例えば、容器あたりのPu量、放射能量、表面線量率）

### ■ 発生施設情報の追加

廃棄物の発生情報として、発生施設名のみを登録するようになっているが、施設によってはより詳細な情報を管理することを考えており、発生施設名の他、部屋情報、系統情報を追加。

8



## 実施状況と今後の予定、情報発信

### ■ 廃棄体評価システム

- ・システムの作製が完了した

### ■ 廃棄体品質保証システム

- ・原科研、大洗、人形にシステムを展開した
- ・残りの拠点についても第2中期に順次展開予定
- ・廃棄体確認に提示するデータをまとめる機能については、研究施設等廃棄物の確認の方法が定まった段階で、追加する予定。

### 情報発信、国民との相互理解

- ・機構報告書 1件 (JAEA-Technology)
- ・国内学会 1件 (日本原子力学会)
- ・成果普及誌 1報 (平成20年～平成24年9月)

得られた成果は機構報告書や成果普及誌を通して発信しており、国民への理解促進ができた。

9



# 廃棄体化処理技術開発について

平成24年10月16日

日本原子力研究開発機構  
バックエンド推進部門



## 研究開発の目的

独立行政法人日本原子力研究開発機構の第2中期目標を達成するための第2中期計画

6. 自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理・処分に係る技術開発

(2)放射性廃棄物の処理・処分に必要な技術開発(抜粋)

廃棄物の処理処分に向け、放射性廃棄物等に関するデータ等の収集を行い、**廃棄物管理システムの整備**を進める。

廃棄体化処理設備の設計等への反映に向け、**セメント固化技術、脱硝技術等の開発**を進める。

**セメント固化技術、脱硝技術等の開発は、原子力機構の中期目標に合致したものである。**

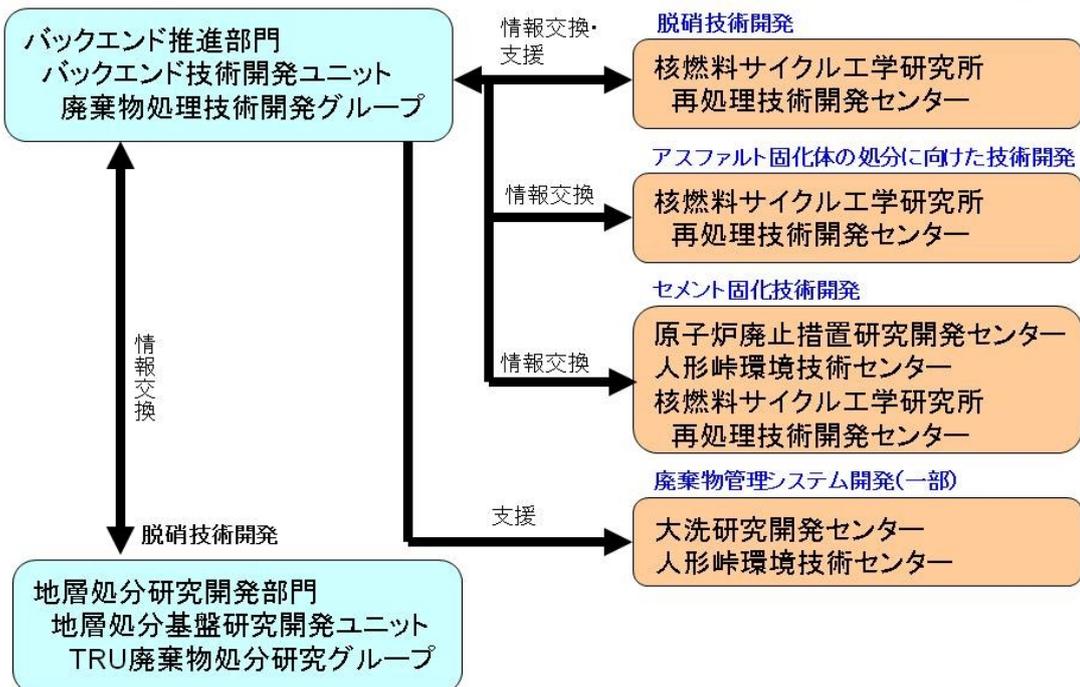
安全確保とともにコスト低減を目指し、合理的な放射性廃棄物の処理・処分に必要な技術開発を実施する。



### 検討中の技術開発課題



### 実施体制





## ①高濃度硝酸塩溶液中の脱硝技術開発

目的: 再処理施設で発生する高濃度(〜5 M)のNaNO<sub>3</sub>を含む低レベル濃縮廃液を埋設処分する場合、漏れいするNO<sub>3</sub><sup>-</sup>の環境への影響が懸念される。そこで、触媒と還元剤を用いて溶液中のNO<sub>3</sub><sup>-</sup>を分解する脱硝技術を検討し、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における脱硝装置の付設に資する。

**脱硝試験の概要**

**H20年までの成果**

- 触媒金属の種類、組成、単体がNO<sub>3</sub><sup>-</sup>の分解効率や反応生成物選択性に及ぼす影響を説明。
- フロー方式によるNO<sub>3</sub><sup>-</sup>の分解効率95%以上を達成。

**目標・計画**

- 高濃度溶液中の硝酸イオンを高度に脱硝できる独自の触媒を開発し、脱硝率、触媒寿命、分解生成物の観点から触媒の組成等を最適化する。
- 触媒の性能を長時間維持するための条件を確立する。
- フロー方式の脱硝法を開発し、その実用性を評価する。

実施項目	H19	H20	H21	H22	H23	H24
触媒開発	触媒開発	性能劣化原因説明		条件最適化試験		とりまとめ
フロー方式脱硝法開発		試験装置開発、性能検討		条件最適化試験		とりまとめ

当初計画通りに順調に進み、予定した開発を終了した。

**主な成果 (H21~H23)**

- 99%以上の効率で迅速に高濃度溶液中のNO<sub>3</sub><sup>-</sup>を還元分解できる触媒を開発。0.7 mmol Pd-0.3 mmol Cu/g-活性炭
- 触媒を長期間使用する際に観察された触媒の性能劣化の原因を説明。反応熱による触媒金属の結晶化
- 触媒への熱負荷を低減することによって、触媒の高寿命化を達成。実プラントにおける運転コストの低減につながる。
- フロー方式でも、バッチ方式と遜色のない分解効率と触媒寿命を得ることに成功。実プラントのコンパクト化につながる。

**今後の予定**

LWTFにおける施工設計等に向けた設計検討や工学試験に協力する。

表 実機を想定した二方式の比較 (廃液処理量: 5 m<sup>3</sup>/日、操業日数: 200日/年)

	バッチ方式	フロー方式
脱硝負荷*/ mol/h/g	0.058	0.263
容器容量 / m <sup>3</sup>	5	2
処理時間 / h/日	16 *2	24
触媒投入量 / kg/回	292	46.4
触媒交換頻度 / 回/年	1.3	30
触媒金属使用量 / kg/年	32.5	119

\*1: 系内に投入した触媒中の金属1gが1時間で分解するNO<sub>3</sub><sup>-</sup>のmol数。  
\*2: 処理後の溶液の抜き出し、新規廃液の投入、加温時間等を考慮した。



## ②アスファルト固化体の処分に向けた技術開発

目的: 多量の硝酸塩を含む約3万本のアスファルト固化体を保管している。これらを埋設処分する際、地下水によって浸出する硝酸イオンが処分環境に影響を及ぼすことが懸念される。そこで、固化体中の硝酸塩除去技術の開発及び、固化体の処分時の長期挙動を評価するためのデータの取得を進める。

**概要**

**特性評価**

地下水中の放射線分解ガス、塩(RI)浸出、膨潤、放射線

還元剤: N<sub>2</sub>H<sub>4</sub>, N<sub>2</sub> gas, +OH<sup>-</sup>

硝酸イオン分解

**目標と計画**

- ドラム缶内のアスファルト固化体を取り出す技術、及び固化体中の硝酸塩を除去する技術を検討し、技術的な実現性を明らかにする。
- アスファルト固化体と地下水が接触した際の固化体の挙動に関するデータを取得する。
- 放射線照射が固化体に及ぼす影響に関するデータを取得する。

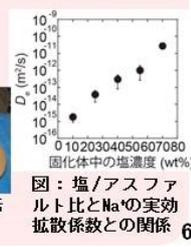
	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28
詰替技術		硝酸塩除去	切断・取出	粉砕					
特性評価	塩浸出特性評価	塩濃度影響評価	温度影響評価	膨潤特性評価	装置作製	塩濃度影響評価	温度影響評価	熱特性評価	熱物性値測定
	放射線耐性評価	数値解析	照射試験						

当初計画通り順調に進んでいる

**主な成果**

- アスファルト固化体の詰替え技術
  - アスファルト固化体を粉砕することによって、水浸漬法で固化体中の硝酸塩を90%以上除去できた。
  - 10℃以下に冷却した後に容器を切断することによって、ドラム缶からアスファルト固化体を99%以上回収できた。(写真)
- アスファルト固化体の特性評価
  - 固化体中の塩/アスファルト比が上昇すると、水浸漬時の固化体中の成分の実効拡散係数が大きく上昇し、同比が固化体の塩浸出特性を決定する重要な因子であることがわかった。(図)

**今後の予定** ・工学的粉砕試験、・浸出及び膨潤機構の解明





### ③セメント固化技術

目的： 機構内で発生する放射性廃棄物の処理技術開発は機構の行うべき業務として位置付けられており、可燃物焼却灰や濃縮廃液はセメント固化によって廃棄体化する計画である。セメント固化施設の設置に資するため、セメント固化条件等のデータを取得する。加えてセメント固化体の特性に関するデータを取得し、処分場の設計等に資する。

#### セメント固化試験の概要分析



#### 目標・計画

- ・硫酸ナトリウムを主成分とする濃縮廃液の固化条件を明らかにする
- ・成分が変動する焼却灰を固化するため、成分と固化条件が固化体性能に及ぼす影響に関するデータを取得する
- ・焼却灰に含まれる重金属の固化体からの溶出挙動を明らかにするとともに、溶出抑制を図る
- ・セメント固化体に及ぼす放射線影響を明らかにする

	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26
固化特性把握		混練・固化体性能把握			成分変動特性評価		
固化体性能把握			重金属溶出評価			混練・固化体性能向上	
実灰固化試験					ガス発生評価(放射線分解)		ふげん実灰固化試験

当初計画通り順調に進んでいる

#### 主な成果

##### 混練・固化体性能把握

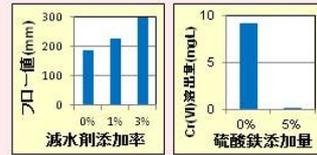
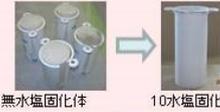
- ・濃縮廃液については、主成分である硫酸ナトリウムを10水塩とすることで膨張がない固化体を作製できた。
- ・焼却灰については、減水剤(流動化剤)を加えることで、混練物の流動性を大幅に向上させた。

##### 重金属溶出評価

- ・硫酸鉄を加えることで、Cr(VI)の溶出量を低減できた。

##### 今後の予定

- ・焼却灰の成分変動を調査するとともに、成分の異なる焼却灰を用いた特性評価試験を行う
- ・硬化促進剤・遅延剤を用いた硬化時間の制御
- ・Pbの溶出抑制対策



### ④ジオポリマー固化技術

目的： 機構で発生する廃棄物には鉛や水銀などの重金属やアスベスト等の有害物質を含む放射性廃棄物(以下、混合廃棄物)が存在する。産業廃棄物においては、有害物質の廃棄体からの溶出基準が設けられており、混合廃棄物においても環境負荷を低減させるため、廃棄体からの有害物質の溶出を抑える処理技術を開発する。

#### 技術開発目標と計画

- ・技術開発の優先度の高い混合廃棄物の抽出を行う。
- ・ジオポリマーの固化体特性(強度、浸出性能)に関する基礎データを取得する。

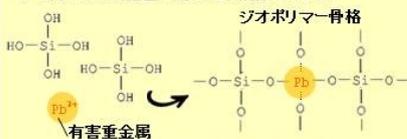
実施項目	H23	H24	H25	H26
混合廃棄物に関する調査				
ジオポリマーに関する基礎/基盤的なデータの取得			・固化体の強度測定 ・有害重金属の浸出性能調査	

#### 主な成果

- ・混合廃棄物に関する調査  
鉛を含有した混合廃棄物が発生量や発生拠点数から処理優先度が高いと判断した。
- ・処理技術に関する文献調査  
重金属類の閉じ込め性能に優れたジオポリマー固化技術に着目

#### ジオポリマー固化の概要

メタカオリンと水ガラスの混練により硬化する、アモルファス構造を有する無機バインダー



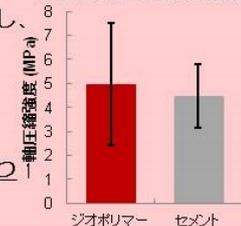
ジオポリマーのポリマー骨格中に有害重金属を閉じ込める。

#### ジオポリマーの基礎データの取得

鉛含有可燃性廃棄物の焼却灰を想定し、塩化鉛や酸化鉛を含有した焼却灰のジオポリマー固化試験を実施中。

塩化鉛を含有した焼却灰のジオポリマー固化で、十分な強度を持つ固化体を作製することができた。

焼却灰30%内、塩化鉛(10%)を含有する固化体の強度

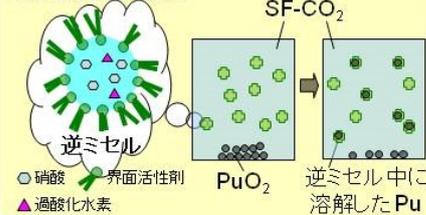




## ⑤超臨界二酸化炭素除染技術

**目的：** 高速炉サイクルシステムから発生する廃棄物はPu等の長半減期核種を多く含んでいる。そのため、放射性廃棄物に付着しているそれら核種を取り除き、廃棄物の処分区分の引き下げや処分量の低減を行うための乾式の除染技術の重要性が高まると予想される。そこで、本技術開発では、機構で研究実績を有する二次廃棄物発生量の少ない超臨界二酸化炭素(SF-CO<sub>2</sub>)を用いたPu汚染物の除染技術(超臨界二酸化炭素リーチング法)を開発することを目的とする。

### 除染試験の概要



### これまでの成果

- PuO<sub>2</sub>の水溶液系での酸化溶解
- 逆ミセル有機溶媒への抽出に成功
- PuO<sub>2</sub>の代替としてのCeO<sub>2</sub>の還元溶解の基礎検討を実施
- 水溶液の溶解工程を経ることなく、直接CeO<sub>2</sub>を逆ミセル有機溶媒に還元溶解することに成功

### 目標・計画

- 超臨界CO<sub>2</sub>へのPuO<sub>2</sub>の溶解量を向上させるための手法を検討
- 溶解データを取得し、同法の技術的な実用性の検討を実施

H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26
水溶液系での基礎検討 CeO <sub>2</sub> の還元溶解の検討						
			Pu除染技術開発 SF-CO <sub>2</sub> の確能化研究			
					実用性の検討, 技術評価	

### 主な成果

酸化プルトニウム汚染物を超臨界二酸化炭素リーチング法で除染するための基礎試験として、

- SF-CO<sub>2</sub>中に還元剤を内包するAOT/SF-CO<sub>2</sub>逆ミセルが生成する条件を確認した。
- SF-CO<sub>2</sub>中において、AOT/SF-CO<sub>2</sub>逆ミセルへCeO<sub>2</sub>を溶解させることができた。

SF-CO<sub>2</sub>中にPuO<sub>2</sub>を直接抽出できることを示唆

### 今後の予定

酸化プルトニウムを直接、SF-CO<sub>2</sub>中で溶解する方法を開発し、Pu汚染物の除染法に適用する。(進捗状況は震災の影響及び福島関連業務により遅れている)

9



## 情報発信、国民との相互理解

### 情報発信（平成20年～平成24年9月）

#### 脱硝

論文	1報 (J. Radionucl. Sci., 2012)
国内会議	10件*
機構内報告書	4報：部分執筆 (JAEA-Research)
原子力機構パンフレット・BE推進部門公開HP	

#### アスファルト

国際会議	1件
国内会議	3件*

#### セメント

国際会議	1件論文付 (ICEM 2010)
機構報告書	1件 (JAEA-Technology)
国内会議	2件*
原子力機構パンフレット	

#### ジオポリマー

国内会議	1件*
------	-----

#### 超臨界

国際会議	1件論文付 (ICEM 2011)
国内会議	5件*
原子力機構パンフレット・BE推進部門公開HP	

#### その他

国際会議	2件論文付 (ICEM 2010)
国内会議	7件*

論文	1報
国際会議*	4件論文付 1件
国内会議	28件
機構報告書	5報
成果普及誌	2報
原子力機構パンフレット BE推進部門公開HP	

\*：日本原子力学会、日本化学会、日本化学工学会、触媒討論会、日本膜学会

十分な情報発信を通して、国民への理解促進ができた。

10



# 澱物処理技術開発について



平成24年10月16日

日本原子力研究開発機構  
人形峠環境技術センター



## 報告内容

1. 第二期中期目標と研究開発の目的
2. 澱物処理技術開発のスクープ
3. 澱物処理技術開発の目標
4. 澱物処理技術開発の進め方
5. 澱物処理技術開発の概要と代表的な成果
6. 課題と今後の計画
7. 成果の公開・普及状況





## 第二期中期目標と研究開発の目的

1

中期目標：ウラン廃棄物の合理的な処分のため、澱物処理等に必要  
な基礎情報を取りまとめ、処理方策の具体化を図る。

澱物処理技術開発は「第二期中期目標」に基づくニーズからの研究

目的：ウラン廃棄物からのウラン回収及び処理残渣を浅地中簡易処分  
するための固化・溶出特性等に関する基礎情報を試験・調査等  
により体系的に整理し、この情報を用いて、ウラン廃棄物の合理的処  
分のための具体的処理方策を設定する。

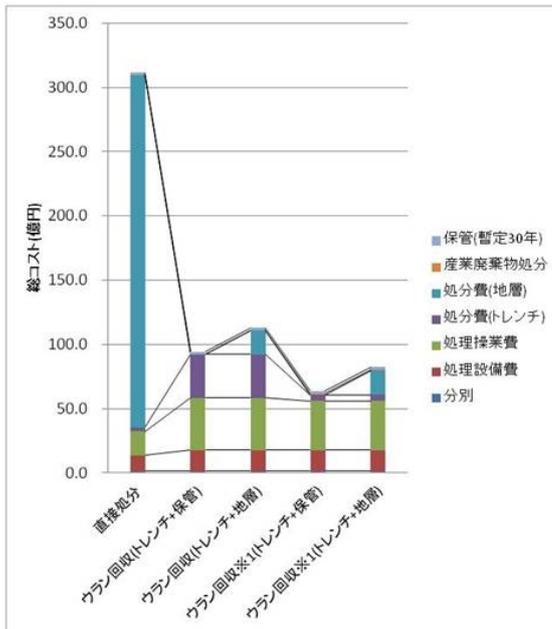
意義：澱物類は、ウラン系廃棄物の中で特にウラン濃度が高く、化学  
形態も多様であり、国内では、実用的な処理方法が確定していない。ま  
た、物量も多く、ウラン系廃棄物処分にに向けた最重要課題である。  
ニーズ：澱物類は、加工事業者、電力及び研究所・大学等からも発生  
しており、これらの処理技術は多くの機関が必要としている。  
先導性：浅地中処分に(研究施設等廃物処分場を想定)適合し、経済的  
合理性を有した処理技術は、国内外を通じて確立されていない。



## 研究開発の目的 - なぜウラン回収なのか -

2

### - 澱物類の処理・処分コスト簡易試算結果 -



### 簡易コスト試算条件

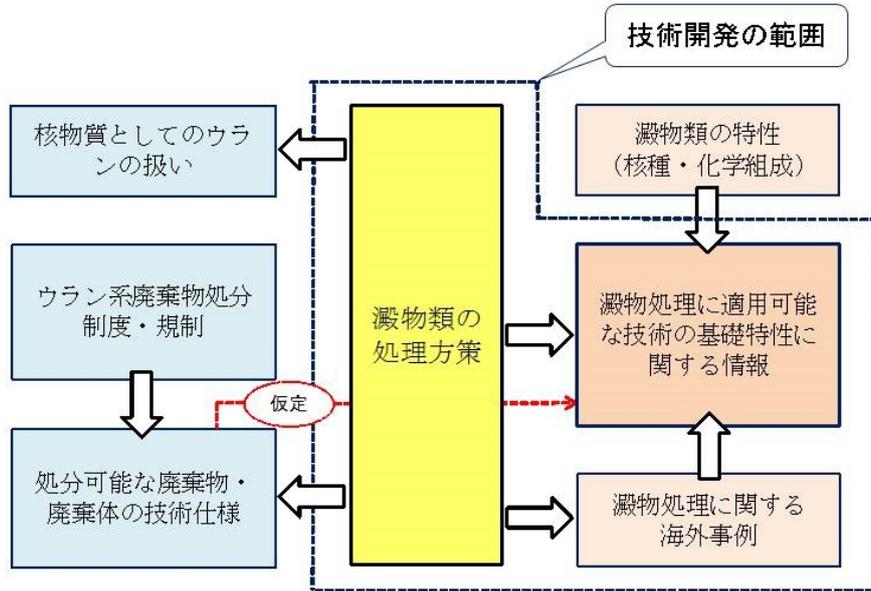
1. 処分コスト
  - トレンチ処分(輸送コスト含む)：23万円/200ℓ
  - 併置-地層処分(輸送コスト含む)：937万円/200ℓ
  - 産業廃棄物(輸送コスト含む)：50円/kg
2. 廃棄体・保管物重量
  - 廃棄体及び乾燥澱物：406kg/200ℓ
  - 回収ウラン：800kg/200ℓ
3. 保管期間(暫定)
  - 30年
4. ウラン回収
  - 塩酸溶解・過酸化水素凝集沈殿・微量ウラン吸着(物質収支は基礎試験結果を使用)
  - ウラン回収設備費：16.3億円(固定)
  - ウラン回収稼業費：処理物量に応じて試算

\*1 澱物類からのウラン回収プロセスの一部である中和沈澱を非管理区域で実施し、中和沈澱物を産業廃棄物として仮定した場合。



## 澱物処理技術開発のスコープ

3



経済的合理性の観点からは、**海外事業者への委託処理等**も考えられるが、これらについては「澱物処理技術開発」と並行し、可能性等について調査・検討を行っている。



## 澱物処理技術開発の目標

4

1. 基礎特性試験
  - 1) 減容特性
  - 2) ウラン回収特性(湿式・乾式)
  - 3) 固化特性(セメント・中性固化剤)
  - 4) ウラン・有害物溶出特性
2. 海外技術の調査
  - 1) ウラン回収技術
  - 2) 処理残渣処分方法
3. 澱物類の特性
  - 1) 核種組成
  - 2) 化学組成

澱物類の特性調査については、約8800本のドラム缶を対象として、澱物処理技術開発との整合性(必要な情報の収集、サンプル採取等)を考慮した計画としている。

**目標1:**  
これらの試験・調査により澱物類の処理方策を具体化するために必要な、技術情報を体系的に整理する。

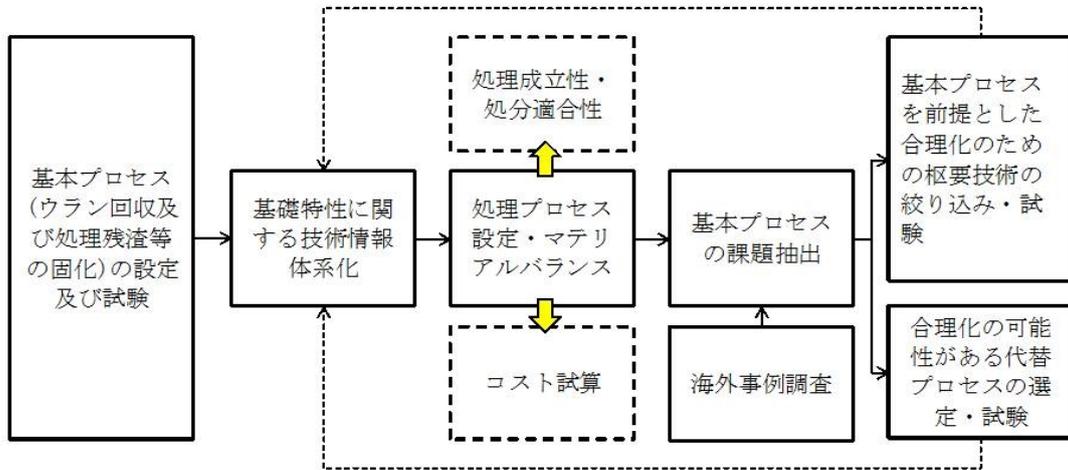
**目標2:**  
ウラン系廃棄物の処分制度・規制を踏まえ、実行可能かつ経済的合理性を備えた処理方策を設定する。

**目標3:**  
処分場(例えば、研究施設等廃棄物処分場)設計に必要な情報を体系的に整理する。



## 澱物処理技術開発の進め方

5



### 進捗状況：

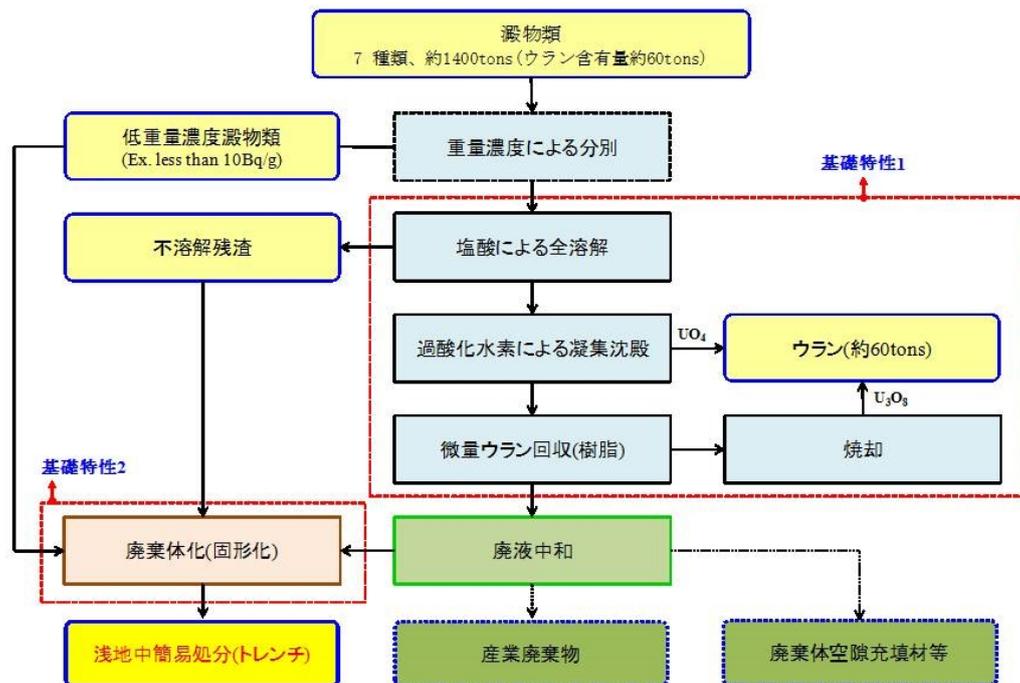
- H23年度までに、基本プロセスを対象とした基礎特性試験を実施。この情報を基に、処理プロセスを設定し、マテリアルバランス(処分対象廃棄物物量等)を試算。H24年度以降の試験項目(基本プロセス主要技術+代替プロセス)を設定。
- 処理プロセスの工学的な成立性、処分適合性、コスト試算については、内外の環境が整っていないためH24年度以降実施。



## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

6

### - 基本プロセス -

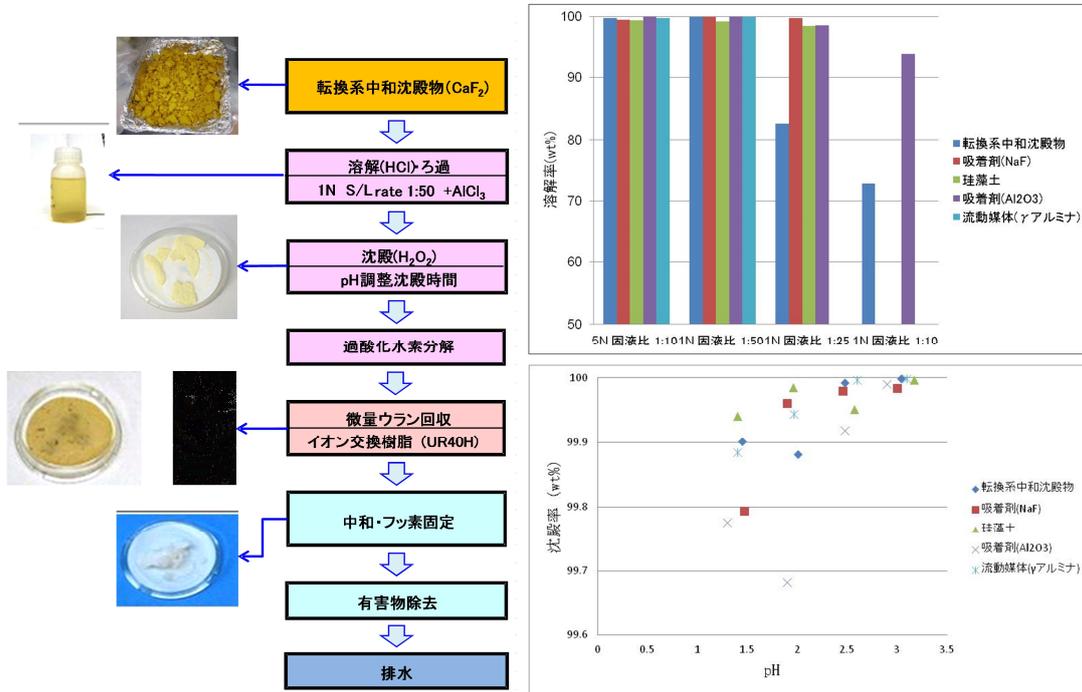




## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

7

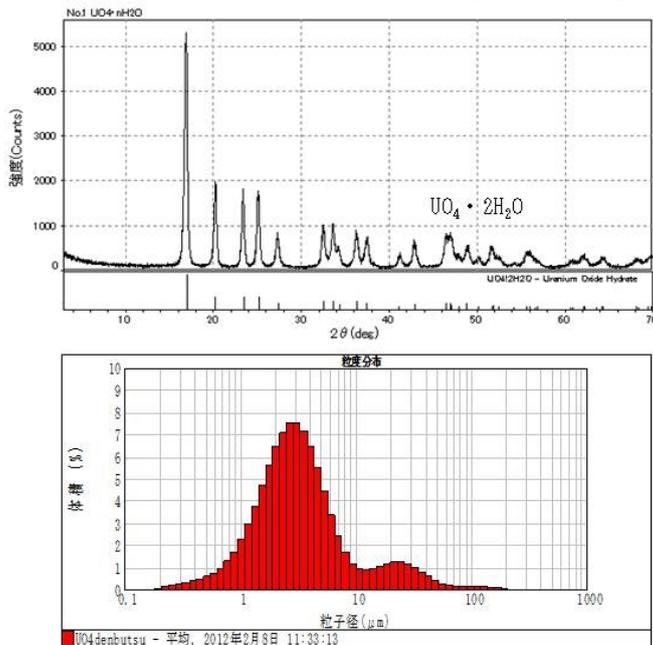
- 溶解・沈殿特性 -



## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

8

- 過酸化ウランの特性 -



転換系中和澱物から回収した過酸化ウランのXRDを用いた分析結果「転換系中和沈殿物から回収した過酸化ウラン」は2水和物であった。

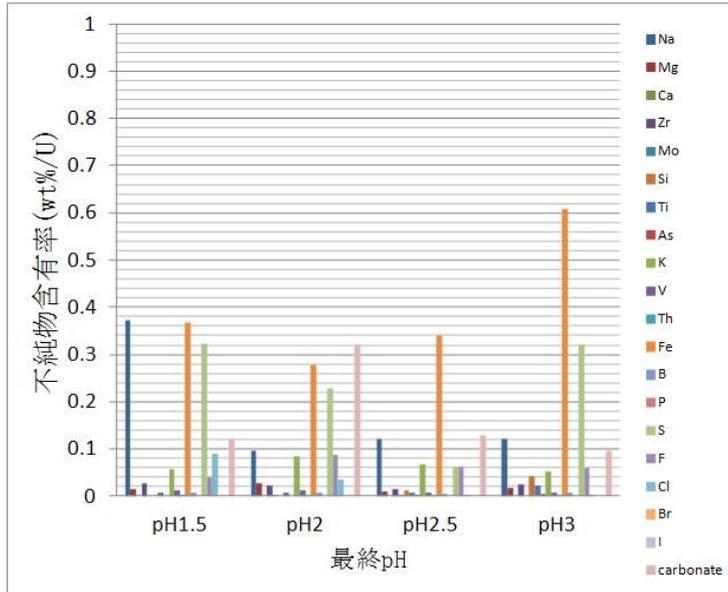
転換系中和澱物から回収した過酸化ウランの粒度分布をレーザー回折粒度計を用いて分析した結果、平均3 μm及び30 μmを中心とした正規分布であった。二つの分布を持つ理由については明確になっていない。



## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

9

- 過酸化ウランの不純物含有量 -



ウラン中の不純物量は低pHでは相対的に少なく、多くの元素はASTMC967-02で示された濃度以下であった。

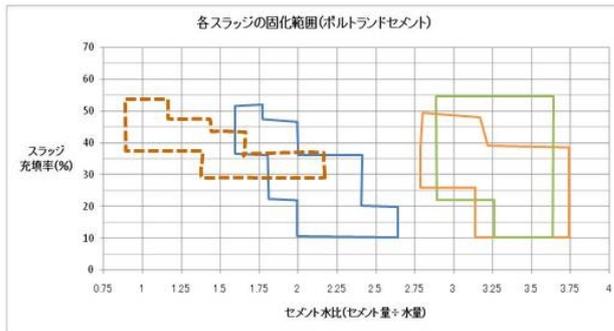
注: プロットしていない元素は、分析下限値以下であることを示している。



## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

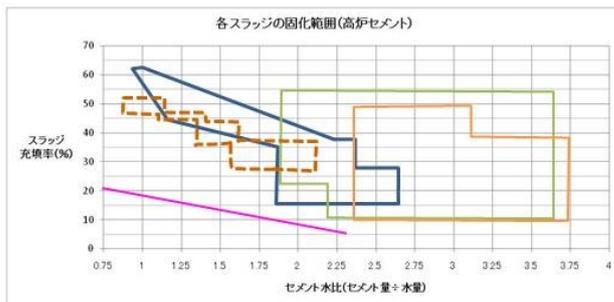
10

- セメント固化範囲(模擬廃棄物によるコールド試験結果) -

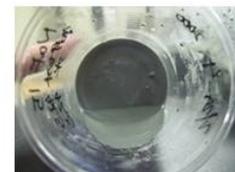


- : NaF
- : アルミナ
- : 流動媒体
- : 珪藻土
- - - : MgF<sub>2</sub>

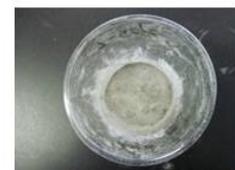
注: 珪藻土は固化範囲が確認できなかった



- : NaF
- : アルミナ
- : 流動媒体
- : 珪藻土
- - - : MgF<sub>2</sub>



フリージング水発生 (1日後)



フリージング水無し (1日後)

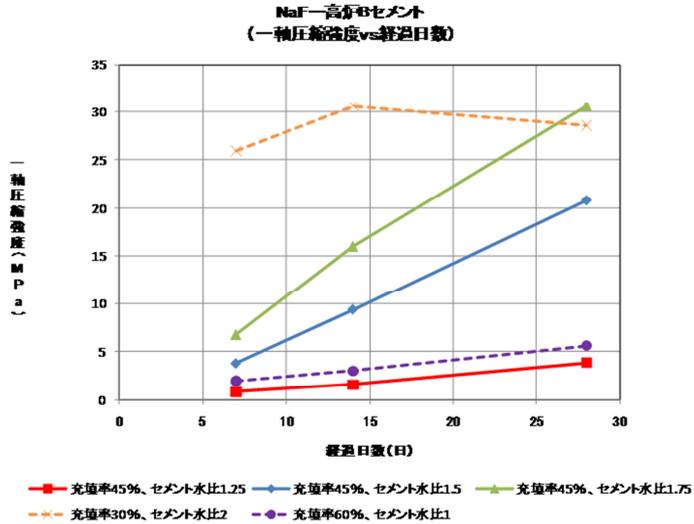
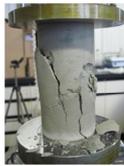


## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

11

- 圧縮強度 (模擬廃棄物によるコールド試験結果) -

試験条件: NaF-高炉セメント 充填率: 45% セメント水比: 1.5



L2処分の一軸圧縮強度基準 (1.47Mpa) を担保できることを確認。ただし、澱物類の成分割合、粒径、比表面積等によって、一軸圧縮強度も大きな影響を受ける。



## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

12

- セメント固化体 (NaF, MgF<sub>2</sub>, CaF<sub>2</sub>) のフッ素溶出特性 -

試験方法: 環境庁告示13号試験 (F基準値: 8ppm) 及び環境庁告示46号試験 (F基準値: 0.8ppm)

試験条件: セメント固化条件 (混合率を30%、セメント水比をパラメータ、28日間養生 (N=3))

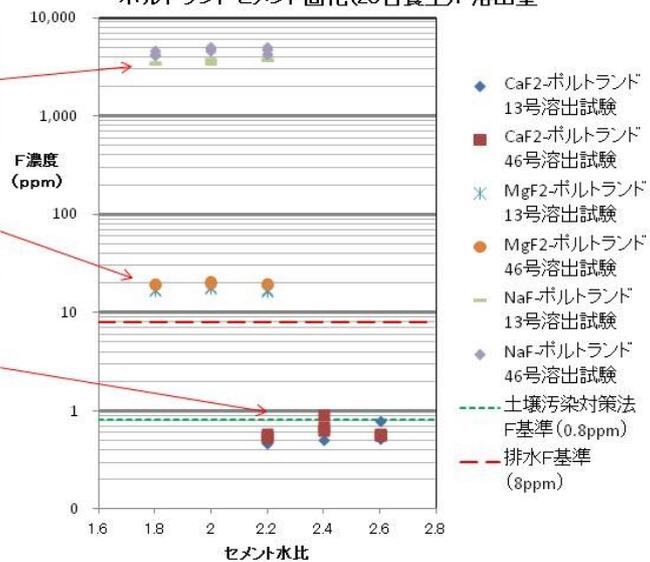
ポルトランドセメント固化(28日養生)F溶出量

NaF単体 (15g) の13号試験における F濃度は8720ppm。セメント固化によって Fの溶出は最大1/3まで低下。ただし絶対値は約3000~5000ppm。

MgF<sub>2</sub>単体 (15g) の13号試験における F濃度は15.2ppm。セメント固化しても約15~19ppm程度で、Fの溶出量に変化無し。

CaF<sub>2</sub>単体 (15g) の13号試験における F濃度は5.3ppm。セメント固化によって Fの溶出は最大1/10程度まで低下。約0.4~0.9ppm程度で、土壤汚染対策法に対応できるレベル。

注: NaF, MgF<sub>2</sub>については、F不溶化剤を添加条件でも試験実施。セメント固化ではFの溶出を抑制することができなかった。



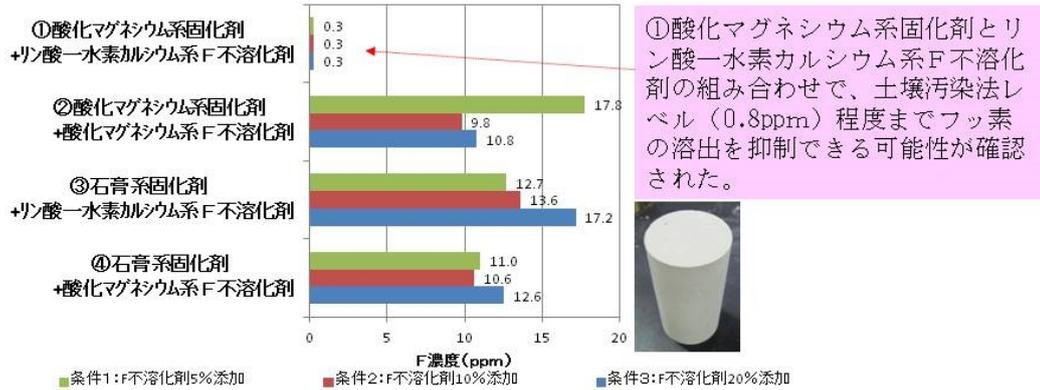


## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

13

- 中性固化剤+F不溶加剤添加固化体(MgF2)のフッ素溶出特性 -

	条件①	条件②	条件③
MgF2	30%		
中性固化材	35%	30%	20%
F不溶化剤	5%	10%	20%
水	30%		



MgF<sub>2</sub>のF溶出対策として、酸化マグネシウム系固化剤とリン酸一水素カルシウム系F不溶化剤の組み合わせで、F濃度を抑制できる可能性を確認した。ただし、Fの抑制効果を長期間維持できるか確認する必要があり、F以外の有害物についての適応性についても検討する必要がある。



## 澱物処理技術開発の概要と代表的成果

14

- 処分対象廃棄物の推算結果 -

処分対象処理残渣	物量(kg)	ウラン量(kgU)	重量濃度(Bq/g)
不溶解残渣	306000	267	32
中和沈澱物	1490000	0.232	0.006
廃吸着剤・溶媒*	21700	2130	3569

\*廃吸着剤・溶媒については焼却可能とし、処分対象物量からは除いた。



現状の試験結果(基礎情報)からの推算であり、工学的な成立性等が考慮されていないことに注意。

ケース1:全量セメント固化(混練率30%)

廃棄体本数:約22200本

重量濃度:平均1.6Bq/g

ケース2:不溶解残渣はセメント固化(混練率30%)、中和沈澱物は直接充填

廃棄体本数:約9300本

重量濃度(不溶解残渣):平均9.5Bq/g

重量濃度(中和沈澱物):平均0.006Bq/g



## 課題と今後の計画

15

- 基本プロセスの成立性・合理化に関する枢要技術 -

### 1. ウラン回収試験

- ①アルミナ、中和澱物等の不溶解残渣(微細粒子)のろ過技術
- ②Zr,Ti等の沈澱を抑制する過酸化ウラン沈澱条件
- ③樹脂からのウラン脱離特性把握及び繰り返し使用技術
- ④廃樹脂焼却時のダイオキシン発生の可能性評価及び排ガス・残渣処分技術
- ⑤塩酸系へのエマルションフロー適用技術
- ⑥排水処理技術(As,B,F,Cr,Cd等の有害物について、瀬戸内法の排出基準以下にするために使用する樹脂と再生廃液の低減化技術)
- ⑦各工程での核種挙動

### 2. 固化・溶出試験

- ①実澱物類を用いた固化範囲、一軸圧縮強度の確認
- ②実澱物類・模擬試料を用いた固化体の溶出特性把握
  - ウラン及びFP/TRU及び子孫核種の溶出特性
  - F以外の有害物が含まれている場合の溶出特性
  - ウラン化合物に含まれるFの溶出特性
- ③溶出特性把握試験結果を踏まえた不溶化技術
- ④実澱物類・模擬試料を用いた固化体の長期間における安定性確認
  - 膨張、縮小、ひび割れ、特定成分の析出確認
  - 溶出率の変化把握



## 課題と今後の計画

16

- 基本プロセスの補完技術及び代替プロセスの可能性 -

### 1. ウラン回収試験

- ①溶液からのアルミニウム回収技術
- ②流動媒体の物理分離(気流分離)技術
- ③流動媒体、吸着剤の乾式ウラン回収技術
- ④無機吸着材の適合性
- ⑤硫酸、有機酸プロセスの適合性(塩酸プロセスでは解決不可能な課題が生じた場合)

### 2. 固化・溶出試験

- ①エトリンガイド発生メカニズム及び長期安定化技術(主に、硫酸系澱物)
- ②中性固化材による固化技術
- ③充填固化体空隙充填材への有効活用技術

### 3. 澱物類の特性

- ①化学組成の分析
- ②核種組成の分析(非破壊及び湿式分析)

これらの基礎試験結果を基に、澱物類の種類毎の特徴に合わせた個別処理の合理性について検討を行う。⇒基本プロセスでは、すべての澱物類を一つのプロセスで処理。



## 成果の公開・普及状況

17

### 成果の公開

#### 1. 原子力学会(口頭発表)

- 2010秋の原子力学会「ウラン廃棄物の処理処分技術開発(1) ウラン廃棄物の処理処分基本方針」
- 2010秋の原子力学会「ウラン廃棄物の処理処分技術開発(2) 澱物のウラン廃棄物からのウラン溶解試験」
- 2010秋の原子力学会「ウラン廃棄物の処理処分技術開発(3) 澱物類のセメント固化範囲確認試験」
- 2012秋の原子力学会「フッ素を含むスラッジ類の廃棄体化に関する検討」

#### 2. 関連学会(口頭発表)

- ・高選択性吸着剤を用いたウラン廃棄物からのウラン回収プロセスの開発(1) ウラン含有スラッジ類の無機酸への溶解特性(1)
- ・ウラン高選択性吸着剤を用いたウラン廃棄物処理プロセスの開発(2) ウラン高選択性吸着材(PVP)へのウラン吸着特性(2)

#### 3. プロシーディング

- ・“An Aqueous Process Using Hydrochloric Acid For Radioactive Waste Containing Uranium” 2nd International Conference on Sustainable Development through Nuclear Research and Education
- ・“Development of Decontamination Method Using Ionic Liquid as a Medium for Treating Waste Contaminated with Uranium” 8th international conference on nuclear and radiochemistry

### 成果の普及

1. 加工事業者への情報提供
2. 加工事業や電力からの試験の受託(H25年度から実施する方向で調整中)
3. 要員の受け入れ(H25年度から実施する方向で調整中)
4. 海外の研究機関等との情報交換  
OCEA, KAERI, OECD/NEA CPD



# 放射能測定技術開発について

平成24年10月16日

日本原子力研究開発機構  
バックエンド推進部門



## 技術開発の目的

- 「保有する原子力施設の廃止及び放射性廃棄物の処理処分を、安全かつ効率的に行うために必要とされる技術開発を行い、廃止措置及び放射性廃棄物処理処分について将来負担するコストの低減を技術的に可能とする。」(中期目標)
- 「廃止措置及び放射性廃棄物処理処分について将来負担するコストの低減」を目指した技術開発を行うことを目標に、中期計画において「放射性廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速評価を行う廃棄体確認技術開発を進め、廃棄物放射能分析の実務作業に反映する。」こと、及び「機構で発生した廃棄物の処分計画に合わせ、スケーリングファクタ法等の合理的な放射能評価方法を構築する。」こと、を定めて技術開発を実施している。



## 技術開発の目的

### 高線量廃棄物分析法の開発

高線量廃棄物を対象とした簡易・迅速分析法の開発を目的として、分離操作の遠隔自動化が可能なキャピラリー電気泳動法、前処理の簡略化が期待できるレーザー共鳴電離質量分析法を利用した廃棄物分析法を新規に開発することを目標にしている。

#### ●キャピラリー電気泳動法

今中期計画では分離用試薬の開発及び分離装置のシステム化を目標として技術開発に取り組んでいる。

#### ●レーザー共鳴電離質量分析法

今中期計画ではレーザー共鳴電離化条件の検討及び新規装置製作を目標として技術開発に取り組んでいる。

項目	H22	H23	H24	H25	H26
高線量廃棄物分析法の開発	キャピラリー電気泳動法（要素技術開発）				システム化
	レーザー共鳴電離質量分析法（要素技術開発）			新規装置製作	

2



## 技術開発の目的

### 簡易・迅速分析法（低線量廃棄物対象）の適用性検証

簡易・迅速分析法を実務作業に反映することを目的としており、機構内の多様な低線量廃棄物に適用し、課題の抽出と分析法の改良を行う。

●今中期期間中に、原子力科学研究所、ふげん等から発生した低線量廃棄物に反映することを目標として取り組んでいる。

項目	H22	H23	H24	H25	H26
簡易・迅速法適用性検証	原科研・ふげん等廃棄物試料の分析及び分析法の改良				

3



## 技術開発の目的

### 放射能濃度評価方法の構築

機構から発生する放射性廃棄物を対象に、合理的な放射能濃度評価を行う方法を確立することを目的とし、主要な拠点から発生する放射性廃棄物に対する放射能濃度評価方法の構築を目標にしている。

●今中期期間中に、原子力科学研究所から発生するアスファルト固化体及びJPDR解体廃棄物に対する放射能濃度評価方法の構築を目標にしている。

項目	H22	H23	H24	H25	H26
放射能濃度評価方法の構築	アスファルト固化体		追加データ取得・評価法確立		
	JPDR解体廃棄物			追加データ取得・評価法確立	

4



## 報告内容

1. 高線量廃棄物分析法の開発
  - 1.1 キャピラリー電気泳動法
  - 1.2 レーザー共鳴電離質量分析法
2. 簡易・迅速分析法（低線量廃棄物対象）の適用性検証
  - 2.1 金属廃棄物分析（前処理）
  - 2.2 金属廃棄物分析（多重 $\gamma$ 線測定）
3. 放射能濃度評価方法の構築
  - 3.1 アスファルト固化体の検討
  - 3.2 JPDR保管廃棄物の検討
  - 3.3 放射能濃度評価方法の構築（まとめ）
4. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み状況
  - 4.1 福島原発滞留水の分析
5. これまでの実施状況のまとめ

5



## 1. 高線量廃棄物分析法の開発

### ■ キャピラリー電気泳動法

- これまでアクチノイドの電気泳動に適用可能な分離用試薬がなかったため（技術課題）、**試薬を新規に合成**（埼玉大学との共同研究）。
- Th, U, Np, Am, Pu, Cmへの適用性試験を実施。

### ■ レーザー共鳴電離質量分析法

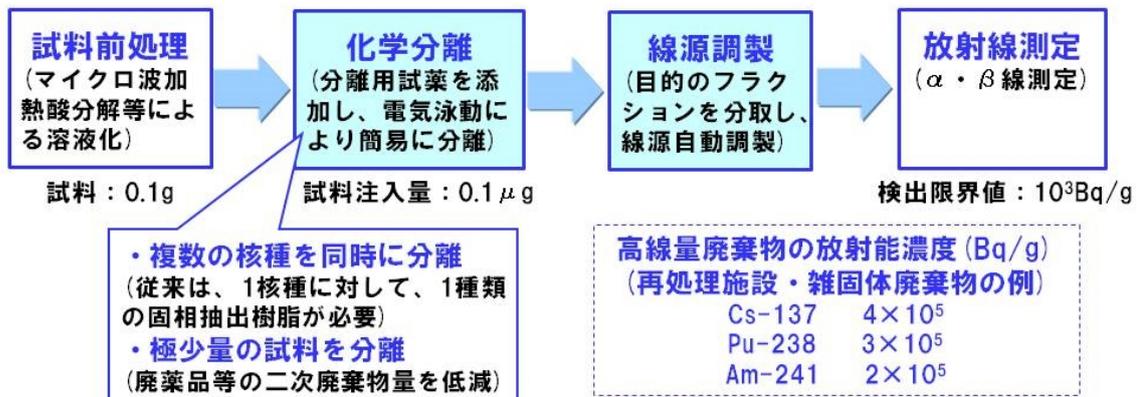
- 被ばく低減の観点から試料前処理を簡略化する必要があり（技術課題）、既存の装置に固体試料を質量分析装置に直接導入するため**試料導入部を新規で設計・製作**（産総研との共同研究）。
- Ca,Zrの**レーザー共鳴電離化条件の検討**に着手。

6



## 1.1 キャピラリー電気泳動法

■ 高線量廃棄物を対象とする分析法として、 $\alpha \cdot \beta$ 核種に対する簡易な化学分離システムを開発



模擬試料を用いた核種分離試験を実施し、適用性を確認する  
 目標とする性能…**回収率：90%以上、検出限界値： $10^3 \text{Bq/g}$**   
**分離から測定まで2日以内**（分離・線源調製1日、測定1日）

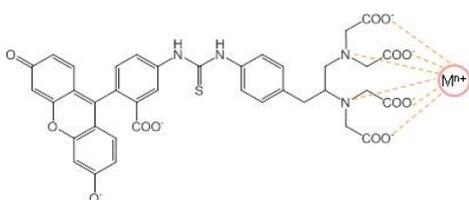
7



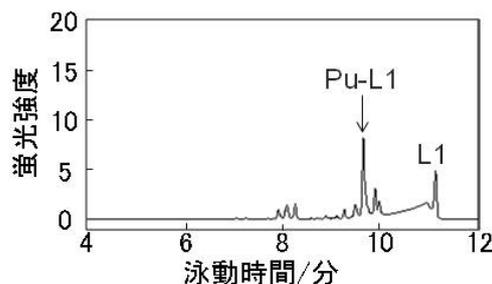
## 1.1 キャピラリー電気泳動法

### ■ 分離用試薬の適用性検討

H22年度は新規合成した分離用試薬により、**Np, Am**の分離・検出、H23年度は**Th, U**の分離・検出に成功。H24年度は**Pu, Cm**に対する分離用試薬の**適用性検討を実施**



分離用試薬：L1（6座、非環状）  
（共同研究先（埼玉大学）にて合成）



Pu錯体の電気泳動図

### ■ Puの分離・検出に成功

現在、化学形の特定を行うとともに、Cmの分離条件を検討中

8



## 1.1 キャピラリー電気泳動法

### ■ 分離用試薬の適用性検討結果

No.	分離用試薬	金属結合部位	Th	U	Np	Pu	Am	Cm
L1	FTC-ABEDTA	6座、非環状	×	×	◎	◎	◎	-
L2	-ABNOTA	6座、大環状	×	×	○	-	○	-
L3	-ABPCTA	7座、大環状	×	×	○	-	○	-
L4	-ABDO3A	7座、大環状	×	×	×	-	○	-
L5	-ABDTPA	8座、非環状	◎	×	×	-	○	-
L6	-ABCHXDTPA	8座、非環状	◎	×	×	-	○	-
L7	-ABDOTA	8座、大環状	×	×	×	-	○	-
L8	-PDA	4座、非環状	×	◎	×	×	×	×

◎：分離・検出可能、○：検出可能、×：検出不可、-：検討中

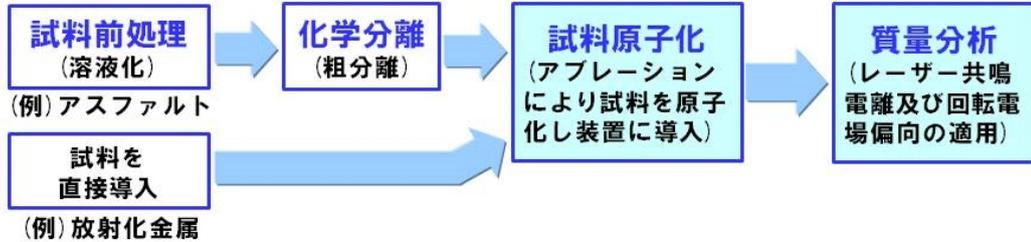
■ 金属イオン毎に適切な分離用試薬を選定することで、分離・検出可能  
現在、Pu及びCmに対する分離用試薬の選定・適用性試験を実施

9



## 1.2 レーザー共鳴電離質量分析法

■ 高線量廃棄物を対象とする分析法として、質量分析法を用いた長半減期核種分析法を開発



廃棄体中の放射能濃度 (Zr-93)  
「ふげん」圧力管  $10^5$ Bq/g

予想検出限界値と供試量  
 $10$  Bq/g (1mg)

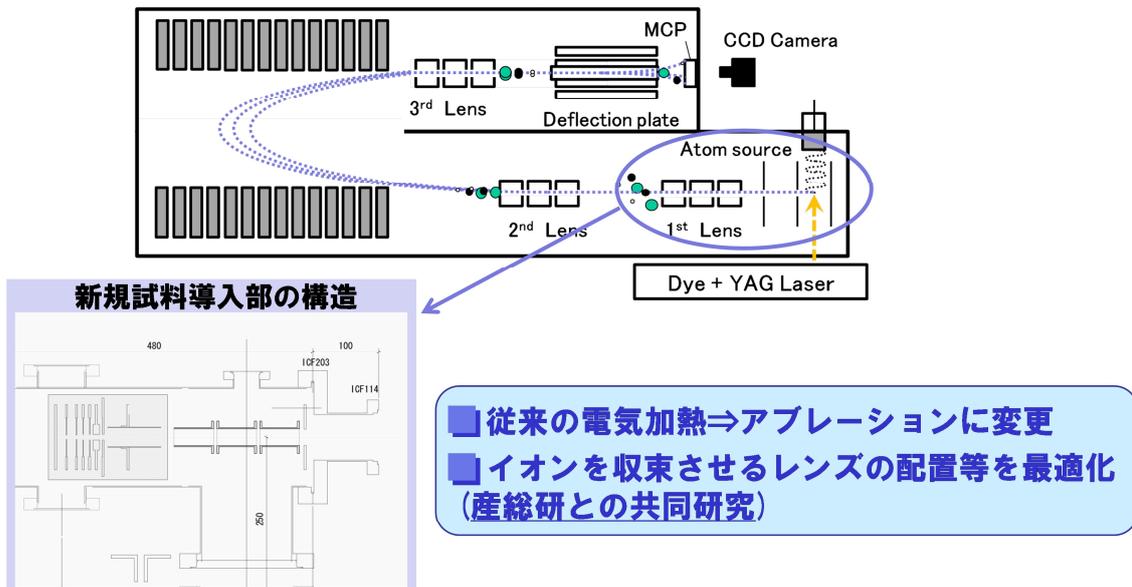
模擬試料を用いた核種分離試験を実施し、適用性を確認する  
 目標とする性能…回収率：90%以上、検出限界値：10Bq/g以下  
 分離から測定まで2日以内 (試料調製1日、測定1日)

10



## 1.2 レーザー共鳴電離質量分析法

■ 既存のレーザー共鳴電離質量分析装置に、固体試料をアブレーションにより直接導入するため試料導入部を新規に設計・製作



11

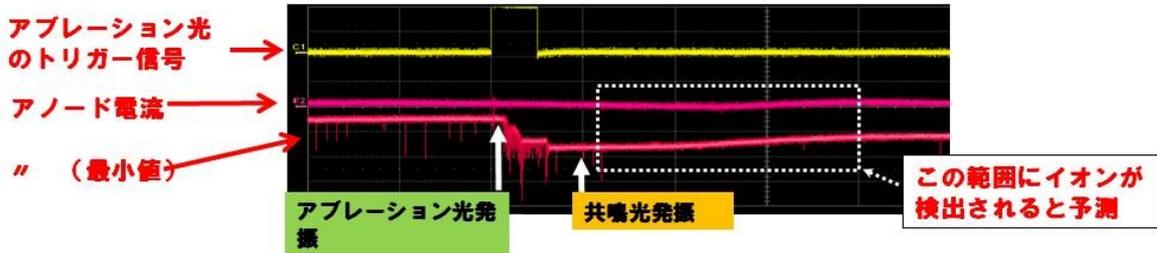


## 1.2 レーザー共鳴電離質量分析法

Ca,Zrなどのレーザー共鳴電離化条件の最適化試験を実施中



測定データの例



12



## 2. 簡易・迅速分析法の適用性検証

**実廃棄物試料へ酸浸漬法を適用**

放射化学分析の前処理として、実廃棄物試料(ふげんから採取)に対し酸浸漬法を適用。溶解残さを再溶解するためにマイクロ波加熱法を適用し、前処理作業の短縮化を図った。

**実廃棄物試料へ多重γ線測定法を適用**

実廃棄物試料(JPDR,ふげんから採取)に対し多重γ線測定法を適用し、非破壊γ線測定 of 検出限界値を改善するとともに、非破壊で微量γ核種の定量を行った。

13



## 2.1 金属廃棄物分析 (前処理)

### ■ 実廃棄物試料へ酸浸漬法を適用

放射化学分析の前処理として表面汚染の除去に酸浸漬法を適用。



金属試料の酸浸漬の様子



マイクロ波加熱装置外観

● 酸浸漬後の溶解残さの再溶解を効率化

↓  
**マイクロ波加熱法を適用**  
 (加熱時間を数日→30分に短縮)

マイクロ波加熱前



マイクロ波加熱後



■ 酸浸漬法による溶解残さの再溶解

➡ マイクロ波加熱法を適用し、前処理作業を迅速化

14



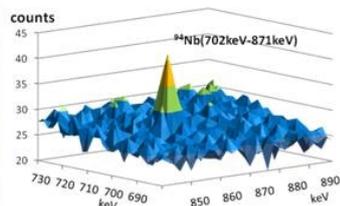
## 2.2 金属廃棄物分析 (多重γ線測定)

### ■ 実廃棄物試料へ多重γ線測定法を適用

JPDR,ふげんから採取した金属試料に多重γ線測定法を適用し、非破壊γ線測定の検出限界値を改善した。



多重γ線測定装置外観  
 4台の検出器を使用した同時測定によりγ線スペクトルの2次元マトリクスを求める



Nb-94測定結果の例  
 試料：JPDR金属試料  
 70時間測定

#### 検出限界値比較

核種	測定対象核種の検出限界値 Bq/g		A/B
	従来法(A)	多重γ線測定法(B)	
<sup>94</sup> Nb	1.6	10	6
<sup>108m</sup> Ag	1.2	8.7	7
<sup>133</sup> Ba	1.8	7.0	4
<sup>152</sup> Eu	1.5	12	8
<sup>166m</sup> Ho	1.4	17	12

Co-60が0.19MBq存在する試料で従来法と比較

➡ 検出限界値が4~12倍向上

■ 検出限界値を大幅に改善 (測定時間の短縮も可能)

■ 実廃棄物試料に対する有効性を確認

15



### 3. 放射能濃度評価方法の構築

#### ■ 機構から発生する放射性廃棄物の特徴

様々な研究施設から発生する放射性廃棄物であり、既存の評価方法をそのまま適用することは困難（技術課題）。廃棄物の性状、発生施設等を考慮し評価方法を検討する必要がある。

#### ■ 検討対象とするアスファルト固化体

様々な研究施設から発生した放射性廃液をアスファルト固化。H10～H19年度に発生したアスファルト固化前の濃縮廃液を分析し、これまでに約480データ（固化体約200本分）を蓄積。H15～H19年度に固化された廃液は照射後試験施設から発生。

#### ■ 検討対象とするJPDR解体廃棄物

JPDR施設の解体に伴って発生した廃棄物のうち金属廃棄物を主な対象として分析し、これまでに約260データを蓄積。廃棄物の発生履歴はデータベース化されており、発生系統を分類し検討。

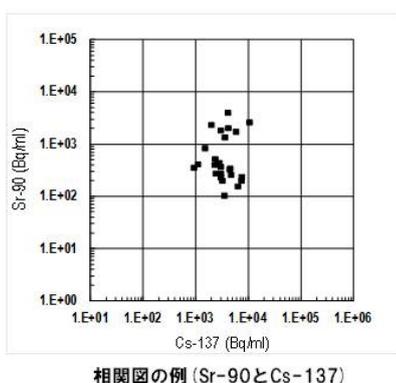
16



### 3.1 アスファルト固化体の検討

#### ■ 検討対象期間の廃液発生施設を調査

H15～H19年度に固化された廃液は同一の施設から発生し、核種組成比は一定と考えた。当該期間の $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ に対し $^{137}\text{Cs}$ との相関関係を確認。



いずれの核種も左図のように狭い範囲にデータが分布。 $^{137}\text{Cs}$ と明確な相関傾向が見られなかった。



■  $^{137}\text{Cs}$ との間に相関関係がなく、かつ、放射能濃度データが一定の範囲に存在することから平均放射能濃度法の適用の可能性。

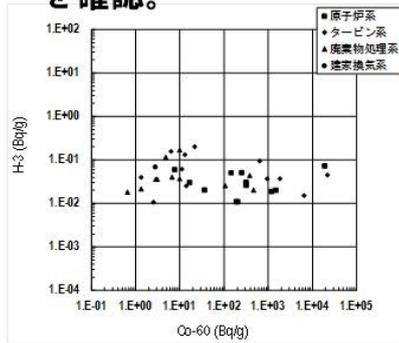
17



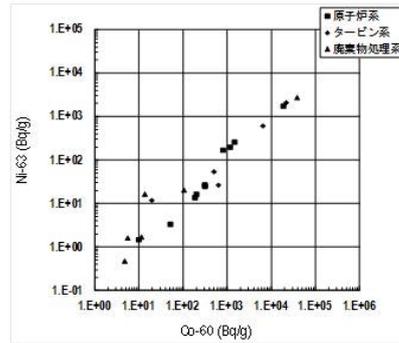
### 3.2 JPDR保管廃棄物の検討

#### 放射性廃棄物の発生系統を調査

JPDRは沸騰水型であり核種組成比の変動の着目し、原子炉系統、タービン系統、廃棄物処理系統、建家換気系統に分類。これまでに取得した<sup>3</sup>H,<sup>14</sup>C,<sup>59,63</sup>Ni,<sup>90</sup>Srに対し<sup>60</sup>Coまたは<sup>137</sup>Csとの相関関係を確認。



相関図の例 (H-3とCo-60)



相関図の例 (Ni-63とCo-60)

■ データが一定の範囲に存在。平均放射能濃度法の適用の可能性。

■ <sup>60</sup>Coとの間に相関関係が成立。核種組成比を用いる方法の適用の可能性。



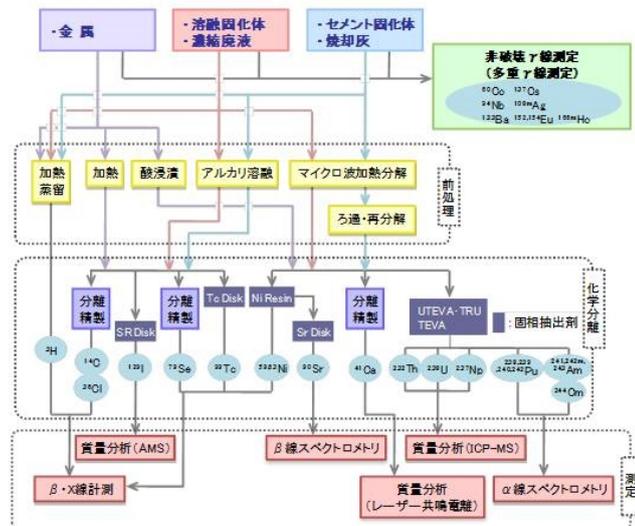
## 4. 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み状況

### サイトから発生する廃棄物の処理・処分方策の検討に必要な放射能データを取得する



第4研究棟：実廃棄物試料（滞留水等）を受け入れ、簡易・迅速分析法を適用

- ・前処理
- ・ガンマ線スペクトロメトリー
- ・固相抽出による化学分離
- ・液体シンチレーション測定
- ・β線スペクトロメトリー
- ・α線スペクトロメトリー
- ・質量分析

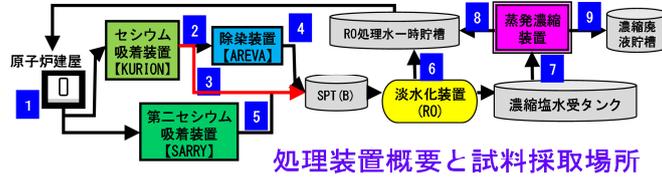


廃棄物分析の基本フロー



## 4.1 福島原発滞留水の分析

■ スラッジ等の処理・処分に向けて、滞留水及び処理水を分析。



No.	放射能濃度 Bq/m <sup>3</sup> ※2012年1月19日補正值						
	H-3	C-14	Cl-36	Ca-41	Ni-63	Ni-59	I-129
1	3.3 × 10 <sup>3</sup> (±3)	<2.0 × 10 <sup>-1</sup>	<1.4 × 10 <sup>-1</sup>	<1.7 × 10 <sup>2</sup>	6.3 × 10 <sup>-1</sup> (±0.1)	<1.1 × 10 <sup>-1</sup>	2.5 × 10 <sup>-1</sup> (±0.002)
2	6.0 × 10 <sup>3</sup> (±4)				1.5 (±0.1)	<1.2 × 10 <sup>-1</sup>	8.3 × 10 <sup>-2</sup> (±0.002)
3	4.0 × 10 <sup>3</sup> (±3)				7.4 × 10 <sup>-1</sup> (±0.1)	<1.1 × 10 <sup>-1</sup>	2.7 × 10 <sup>-1</sup> (±0.003)
4	6.3 × 10 <sup>3</sup> (±4)				4.4 × 10 <sup>-1</sup> (±0.1)	<1.1 × 10 <sup>-1</sup>	8.5 × 10 <sup>-2</sup> (±0.001)
5	3.3 × 10 <sup>3</sup> (±3)	分析実施せず	分析実施せず	分析実施せず	<3.8 × 10 <sup>-1</sup>	分析実施せず	1.3 × 10 <sup>-1</sup> (±0.001)
6	3.9 × 10 <sup>3</sup> (±3)				<3.1 × 10 <sup>-1</sup>		<2.1 × 10 <sup>-2</sup>
7	6.1 × 10 <sup>3</sup> (±4)				1.1 (±0.1)	<1.5 × 10 <sup>-1</sup>	1.8 × 10 <sup>-1</sup> (±0.002)
8	5.4 × 10 <sup>3</sup> (±4)				<3.2 × 10 <sup>-1</sup>		<2.1 × 10 <sup>-2</sup>
9	6.2 × 10 <sup>3</sup> (±4)	<2.0 × 10 <sup>-1</sup>	<2.6 × 10 <sup>-1</sup>	<1.1 × 10 <sup>2</sup>	<3.1 × 10 <sup>-1</sup>	分析実施せず	1.3 (±0.03)

20



## 5. これまでの実施状況のまとめ

### ■ 高線量廃棄物分析法の開発

#### ● キャピラリー電気泳動法

分離用試薬を新規に開発し、Th, U, Np, Amに適用できることを確認

#### ● レーザー共鳴電離質量分析法

固体試料を質量分析装置に導入するための試料導入部を設計し、レーザー共鳴電離条件の検討を実施中

### ■ 簡易・迅速分析法の適用性検討

#### ● 前処理法、多重γ線測定法

JPDR,ふげんから採取した実廃棄物試料に適用できることを確認

### ■ 放射能濃度評価方法の構築

● アスファルト固化前の濃縮廃液及びJPDR解体廃棄物(金属廃棄物)の分析データの蓄積を進めるとともに、放射能濃度評価方法について検討を実施中

21



## 5. これまでの実施状況のまとめ

### ■ 福島第一原発事故の収束に向けた取り組み状況

- **簡易・迅速分析法**を用いて、福島第一原発から採取した滞留水及びその処理水を分析

以上の技術開発について、

- 「**廃止措置及び放射性廃棄物処理処分について将来負担するコストの低減**」(中期目標)を目指したものであり、当初計画通りに進められている。
- 得られた成果は、論文やJAEAレポート等の技術報告書に取りまとめ公開し、学会等において口頭発表を行っている。成果普及誌や機構HPで情報を公開している他、高校生を対象としたサマー・サイエンスキャンプにおいて説明を行っており、情報発信、国民との相互理解の促進に努めている。
- **簡易・迅速分析法**は福島第一原発事故において発生した滞留水等の分析に適用されており、福島事故の復旧支援に貢献している。



# 放射性廃棄物処分技術開発について

平成24年10月16日

日本原子力研究開発機構  
バックエンド推進部門

1



## 【技術開発の目的について】

中期目標においては、「保有する原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分は原子力の研究、開発及び利用を進めるために重要な業務であり、計画的、安全かつ合理的に実施し、原子力施設の設置者及び放射性廃棄物の発生者としての責任を果たす」とされ、放射性廃棄物の処分技術開発は原子力機構の行うべき業務と位置付けられている。

そのため、余裕深度処分対象となる低レベル放射性廃棄物の合理的な処分に向けた技術的検討(被ばく線量評価など)を進めており、これは原子力機構が達成すべき中期目標に合致している。

※参考

独立行政法人日本原子力研究開発機構が達成すべき業務運営に関する目標(中期目標)

V. その他業務運営に関する重要事項

3. 自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に関する事項

3) 低レベル放射性廃棄物の処分については、余裕深度処分、TRU 地層処分の合理的な処分に向けた検討を行う。

独立行政法人日本原子力研究開発機構の中期目標を達成するための計画(中期計画)

6. 自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発

(2) 放射性廃棄物処理処分・確認等技術開発

余裕深度処分については、発生源によらない一元的処分に向けた被ばく線量評価を行う。

項目	年度	20	21	22	23	24	25	26
余裕深度処分対象廃棄物の一元的処分に向けた被ばく線量評価				解析ツールの整備				
				安全委員会審議・報告書等、最終の知見を適宜反映				
				安全評価(被ばく評価・環境影響評価)				
			データ整備及び予備的な線量評価・感度解析					
					溶出率設定に係るデータ取得			
					ふげん炉力管(Zr-2.5wt%Nb)腐食試験			

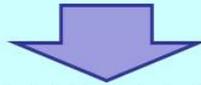
2



## 1. 予備的な被ばく線量評価

### 【背景及び目的】

- ✓ JAEAでは、保有する余裕深度処分対象廃棄物の一元的処分について、安全に処分できることを事前に確認する必要がある。
- ✓ 日本原子力学会学会標準<sup>※1</sup>、安全審査指針<sup>※2</sup>等より、安全評価の考え方(評価シナリオ)が提示されている。



- ✓ 平成20年度以降、JAEAが保有する余裕深度処分対象廃棄物の処分の実現に向けて、以下の作業を継続している。

- ✓ シミュレーションソフトによる評価ツールの作成
- ✓ 予備的な被ばく線量評価の実施
- ✓ 被ばく線量評価パラメータに係る検討

※1: 日本原子力学会、日本原子力学会標準 余裕深度処分の安全評価手法: 2008、2009年5月

※2: 第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方(平成22年8月9日、原子力安全委員会決定)

3



## 1. 予備的な被ばく線量評価

### 【これまでのシミュレーションソフトによる評価ツールの作成】

#### ○基本シナリオ及び変動シナリオの評価モデル及び被ばく経路

- ・評価モデル: 「地下水移行シナリオ」  
被ばく経路: 河川水・河川岸利用の9経路  
  - ※ 内部被ばくとして、「地表水飲用」、「水産物摂取」、「河川岸農作物摂取」等の7経路。
  - ※ 外部被ばくとして、「灌漑水利用農耕作業」、「河川岸利用(建設作業)」の2経路。
- ・原子力安全委員会第二種廃棄物埋設分科会 審議資料で解析例として提示されている「地表面近接シナリオ」(処分施設が隆起侵食等により生物圏に接近)の評価モデル検討・追加。
- ・平成22年4月「余裕深度処分の管理期間終了以後における安全評価に関する考え方」及びその「技術資料」で提示されている汚染域の利用可能性の観点から想定される4つの「土地利用シナリオ」、状態変化に基づいた4つの評価期間に区分した「ガス移行シナリオ」の評価モデル検討・追加。

#### ○人為事象シナリオ・稀頻度事象シナリオの評価モデル及び被ばく経路

- ・隆起侵食シナリオ: 跡地での居住・建設による内・外部被ばく
- ・コア観察シナリオ: コア観察者の外部被ばく、粉塵吸入・ズリ摂取による内部被ばく
- ・井戸水飲用シナリオ: 掘削影響領域より採水した汚染水飲用による内部被ばく
- ・ボーリング孔放置シナリオ: 地下水移行シナリオと同じ被ばく経路
- ・地震・断層シナリオ: 地下水移行シナリオと同じ被ばく経路
- ・将来の地下利用を想定した、「処分施設貫通トンネル掘削シナリオ」、「処分施設近傍トンネル掘削シナリオ」、「地表掘削土地利用シナリオ」について、評価モデルの検討・追加。

#### ○入・出力機能の改良

- ・入力パラメータの詳細化(摂取する農作物を1種→4種に増加)
- ・処分システムを構成する各領域の出力フラックス保存機能追加

4

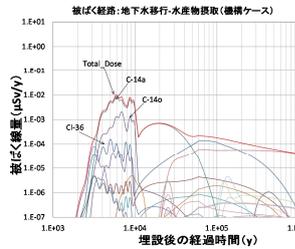


# 1. 予備的な被ばく線量評価

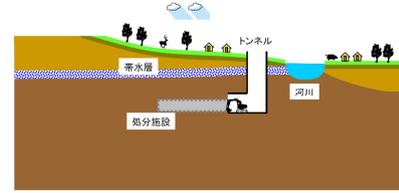
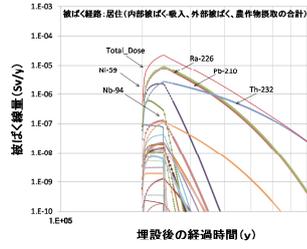
## 【これまでの機構廃棄物の評価例】

- ・「評価地点の特性（環境、地盤など）」の影響が大。
- ・影響核種を落とさないように、保守的に評価。（公開資料を基にジェネリックなパラメータを使用）
- ・上記を整理し、**影響の大きいシナリオとその被ばく経路、支配核種を特定**

ガス移行シナリオ（地下水シナリオに対する影響を考慮したシナリオ）評価例



土地利用シナリオ（埋設施設が地表付近に接近したシナリオ→20万年後）評価例



埋設施設貫通トンネル掘削シナリオの概念（二第24-1-1号より）

安全評価シナリオ	ガス移行シナリオ	土地利用シナリオ
影響の大きい放射性核種	C-14、Mo-90、Pu-239等	Ni-59、Nb-94、Hf-182、Pb-210、Ra-226、Ac-227、Th-230、Th-232等

予備的な被ばく線量評価の結果・・・  
 ふげん廃棄物の**Nb-94**については、外部被ばくが支配的となる以下のシナリオにおいて、厳しい線量となった。  
 ・埋設施設貫通トンネル掘削シナリオ（建設業者）  
 ・大開発土地利用シナリオ（居住者）

## 現状の技術的知見に基づく評価パラメータの検討



# 1. 予備的な被ばく線量評価

## 【被ばく線量に寄与する割合の高い評価パラメータについて、現状の技術的知見に基づいた検討を実施】

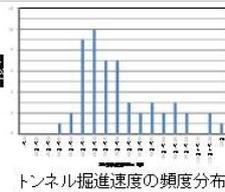
### □ 埋設施設貫通トンネル掘削シナリオ

・被ばく線量は、トンネルの建設作業時間に比例し、建設作業時間が短い程（トンネル掘進速度が速い程）、被ばく線量は抑制可能。

・評価に必要な、トンネルの建設作業時間を整理した明確な情報はない。

・現状の評価では、JNES評価例から**1,500時間**と設定。

・トンネル工事の実績（トンネル掘進速度）を調査し、一般的な建設作業時間の検討を実施した結果・・・



トンネル掘進速度の最小値55m/月より、120mの坑道を200h/月で掘削する作業時間は**440時間**。  
 （JNES評価例の1/3）

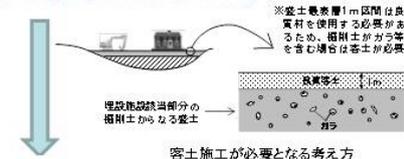
### □ 大開発土地利用シナリオ

・盛土上に客土を施工することで遮蔽による被ばく線量の抑制が可能となる。

・当初の評価では、1号、2号埋設を参考に**客土10cm**と設定。

・盛土施工に係る技術基準類の調査を実施した結果、埋設施設掘削土を盛土表層に使用することは不適と考えられる。

・客土（外部から持ち込む土）の設定が想定可能。



・盛土造成で、表層部1m程度の良質材（客土）を設定することは、現状の基準類を考慮すると適切。

客土厚の例として、客土10cmに対し、仮に客土30cmとした場合の遮蔽効果は**約10倍**。  
 （線量は、約1/10）



## 2. 溶出率設定に係るデータ取得

### 【背景】

- ✓ 放射化金属廃棄物については、核種の溶出率が評価上重要なパラメータ。
- ✓ 放射化金属であるふげん圧力管に使用されているジルコニウム合金（以下、「Zr-2.5wt%Nb合金」）の核種溶出率を設定するためには「Zr-2.5wt%Nb合金」の処分環境下での腐食速度が必要。

### 【現状】

- ✓ 平成23年度より「ガス蓄積型腐食試験法」によるデータ取得試験を開始。
- ✓ 本試験に先立ち、腐食生成ガス分析に十分な水素ガスを確保するための成立条件（アンブルに封入する試験片数（表面積））を確認する予備試験を終了。
- ✓ 予備試験で確認した試験片数をアンブルに封入し、1ヶ月及び3ヶ月経過時の腐食速度データを取得（2ヶ年を予定）。

### 【主な試験条件】

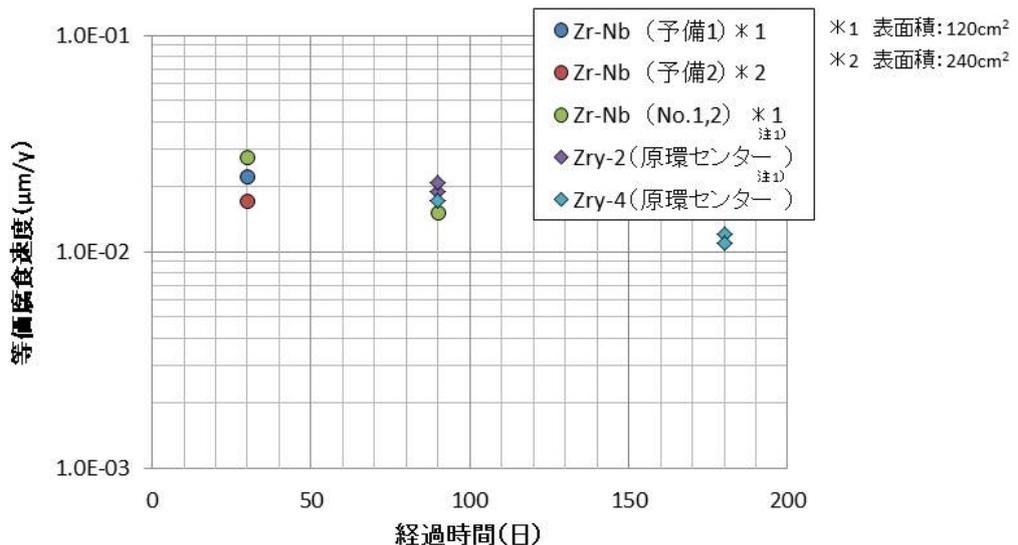
No.	母液	pH		温度(°C)	雰囲気	期間(日)						備考				
		10 (NaOH)	12.5 (NaOH)			30	90	180	300	330	予備					
1	イオン交換水		○	30	N <sub>2</sub>	○							横向確認データとして、N=1とした。			
2						○									↑	
3																↑
4																
5																重要データとして、N=3とした。
6																
7																
8																
9																
10																
11																横向確認データとして、N=1とした。
12																↑
13																予備アンブル
14																↑

※灰色のセルは、データ取得済みを示す。



## 2. 溶出率設定に係るデータ取得

### 【試験の結果（水素ガス発生量と水素ガス吸収量から求めた等価腐食速度）】



注1) 平成21年度 地層処分技術調査等委託費 TRU廃棄物処分技術 ヨウ素・炭素処理・処分技術高度化開発報告書(第3分冊)  
 -放射化金属廃棄物中のC-14の放出挙動評価-(平成22年3月、公益財団法人原子力環境整備促進・管理センター)



### 3. 硝酸塩による環境への影響に係る検討

【背景】

安全審査指針の『非放射性の有害物質そのものの環境影響については、本基本的考え方で評価を要求するものではないが、必要に応じ国あるいは他機関が定める規定に準じて別途考慮されなければならない』との記述により、環境影響物質(有害物質)の影響評価が必要。

【評価において準用が想定される関係規定類の要旨と考慮すべき事項】

- 環境影響評価法
 

事業が環境の保全に十分配慮して行われるよう、事業規模に応じた環境アセスメントの実施等を定めた法律。規制対象物質とその基準値は別途法令類で定義されている。
  - 水質汚濁防止法・土壌汚染対策防止法関係法令
 

有害物質に対して、水質(地下水含む)や土壌などの環境基準を定めている。
- ↓
- ✓ 再処理アスファルト固化体に含まれる硝酸塩は水に溶解することで、硝酸イオン(硝酸性窒素)となる。
  - ✓ 硝酸性窒素は、水質についての環境基準値が定められており、10mg/L以下とされている。
  - ✓ 評価すべき影響範囲は、「人の健康被害が懸念される範囲」

注1:「環境基準」とは、環境基本法第16条第1項において、「水質汚濁に係る環境上の条件について人の健康を保護する上で維持することが望ましい基準」と定めているもの。  
 注2:「硝酸性窒素及び亜硝酸性窒素」として環境基準値を規定。  
 注3:硝酸性窒素についての土壌の環境基準はない。



### 3. 硝酸塩による環境への影響に係る検討

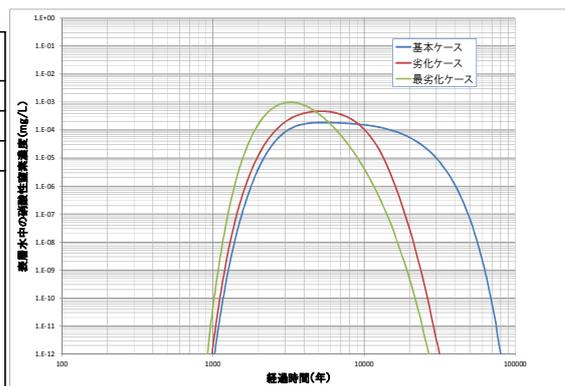
【評価の条件】

- ✓ TRU-2次レポート※1)に示された余裕深度処分対象廃棄物の全硝酸塩(1,550ton、 $1.82 \times 10^7$ mol)。
- ✓ バリア性能劣化を考慮した3ケース。硝酸塩は評価開始(管理期間終了後)から瞬時放出するものとし、溶解度及び収着は考慮せず。評価点は、被ばく評価の基本シナリオ(地下水シナリオ)と同様、河川水。

【評価の結果】

評価ケース	地表水(1.0E+08m <sup>3</sup> /年)における窒素濃度の最大値[mg/L]	環境基準値との比[-](基準値を超過しない地表水量[m <sup>3</sup> /y])
基本ケース	1.8E-04 (5,400年後)	5.5E+04 (1.9E+03)
劣化ケース	4.7E-04 (5,200年後)	2.1E+04 (4.8E+03)
最劣化ケース	9.8E-04 (3,200年後)	1.0E+04 (1.0E+04)

(備考)  
 ・基本ケース:  
 日本原子力学会標準※2)の“可能性の高い状態における処分システム”における設定。(時間とともに施設浸入水量が大きくなる。)  
 ・劣化ケース:  
 日本原子力学会標準の“可能性のある変動状態における処分システム”における設定(時間とともに施設浸入水量が大きくなる。その変化は、基本ケースよりも短い時間で進行する。)  
 ・最劣化ケース:  
 初期よりバリア性能を劣化ケースの状態に設定。  
 <環境基準値との比>  
 “環境基準値”/“地表水における窒素濃度の最大値”として算出。



決定経路(影響範囲)として設定した表層水(河川等)において、再処理アスファルト固化体に含まれる硝酸塩(硝酸性窒素として評価)による環境への影響は、保守的な評価条件下でも環境基準を下回る。

※1:電気事業連合、核燃料サイクル開発機構:TRU廃棄物処分技術検討書-第2次TRU廃棄物処分研究開発とりまとめ、JNC TY1400 2005-013、FEPC TRU-TR2-2005-02、2005年9月  
 ※2:日本原子力学会、日本原子力学会標準 余裕深度処分の安全評価手法:2008、2009年5月



【目標・計画について】

主な技術開発の内容は以下の通りであり、現在まで当初計画通り順調に進んでいる。

- 余裕深度処分に係る安全評価については、平成20年度より解析ツールの整備に着手し、日本原子力学会標準<sup>1)</sup>、原安委報告書<sup>2)</sup>等を参考に随時拡張を進めている。
- 福島第一原子力発電所事故により、廃棄物発生拠点、関係他機関の事業進捗に変更が生じているものの、情勢に適したタイムリーな対応が可能となるよう、予備的な安全評価(被ばく評価及び環境影響評価)を実施し、処分成立条件の検討・感度解析を行っている。
- 評価で不足するパラメータとして、一部評価シナリオでの支配核種を多く含むふげん圧力管(Zr-2.5wt%Nb合金)の腐食試験を平成23年度より開始し、データの取得を進めている。

【情報発信、国民との相互理解の促進について】

主な活動は以下の通りであり、得られた成果等については、十分な情報発信や理解促進に努めている。

- JAEA-Research等の技術報告書類への成果取りまとめ・公開、原子力学会での口頭発表
- 機構公開HPを用いた技術開発概要の紹介
- 被ばく線量評価、パラメータ等に係る関係機関との技術的協議

※1:日本原子力学会、日本原子力学会標準 余裕深度処分の安全評価手法:2008、2009年5月

※2:「第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方(平成22年8月9日、原子力安全委員会決定)」



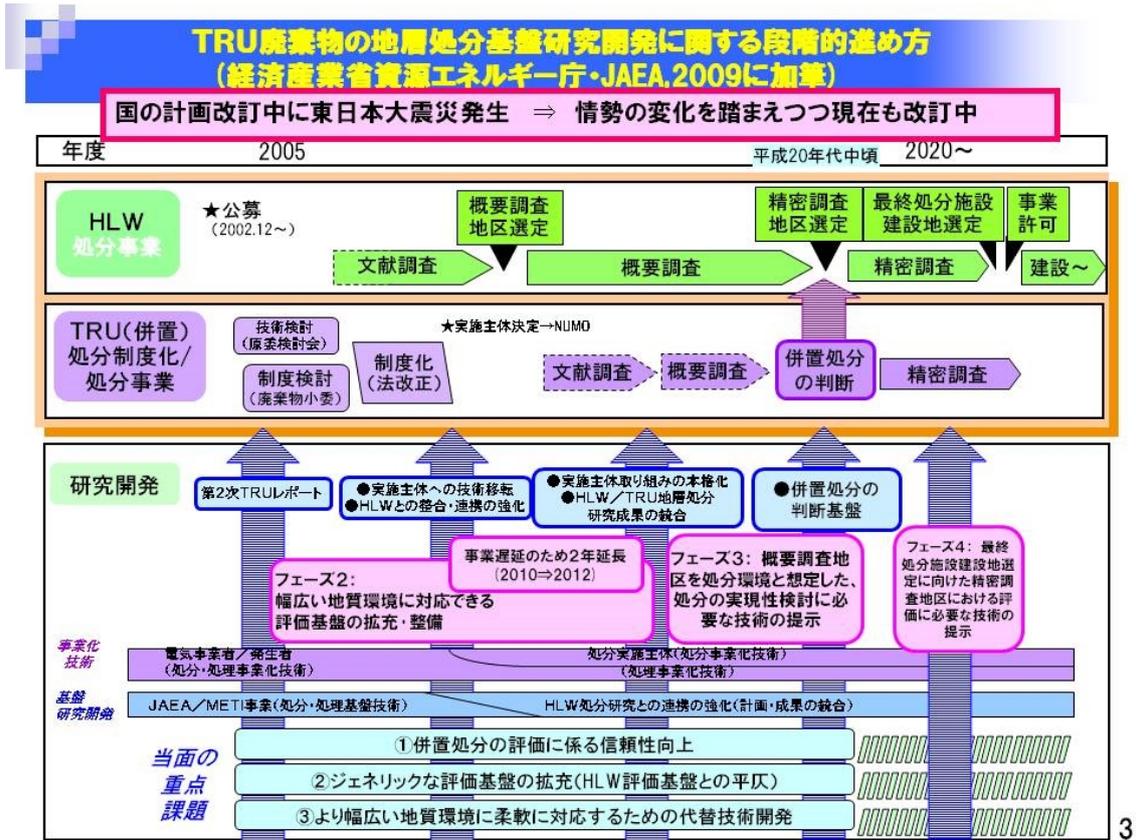
# TRU廃棄物の 地層処分研究開発について

平成24年10月16日

日本原子力研究開発機構  
地層処分研究開発部門



**全体基本計画：当面の重点課題及びJAEAの役割**

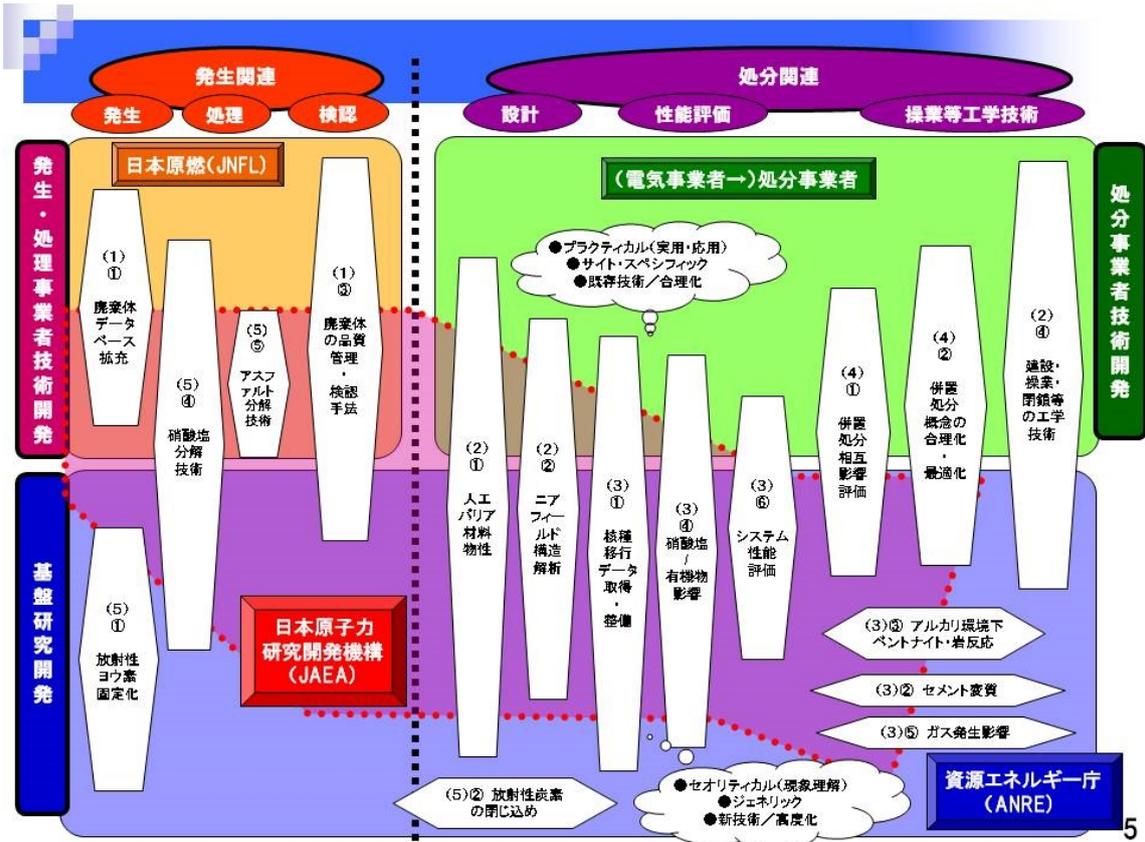


3

**当面の重点課題とJAEAの実施内容**  
(経済産業省資源エネルギー庁・JAEA,2009に加筆)

1. 併置処分の評価に係る信頼性向上
  - ☆硝酸塩等の影響に係る現象理解とデータ・評価モデルの信頼性向上 (JAEA) (H19より資源エネルギー庁公募事業にJAEAが応募し受託)
  - 性能評価技術の体系化・高度化 (処分場スケールでの相互作用評価の考慮など) (電気事業者→処分事業者)
2. ジェネリックな評価基盤の拡充 (HLW評価基盤との平仄)
  - ☆塩水環境下でのデータやモデルの整備など, 多様な地質環境を対象とした評価基盤の拡充 (JAEA)
  - ☆高アルカリ環境での人工バリア等の長期健全性に関するデータ拡充と評価モデルの信頼性向上 (JAEA) (H23より資源エネルギー庁公募事業にJAEAが応募し受託)
3. より幅広い地質環境に柔軟に対応するための代替技術開発
  - ヨウ素固定化・浸出抑制技術の実現性の提示
  - C-14の放出・移行評価の信頼性向上と閉じ込め容器の開発
  - ☆硝酸塩影響の不確実性低減のための硝酸塩分離・分解技術 (JAEA (BE部門))

4



## TRU廃棄物地層処分研究開発の主な成果

## セメント系材料の長期挙動評価(1)

### 中期計画と課題設定

TRU 廃棄物地層処分については、多様な条件に対応できるよう評価基盤技術の拡充や高度化及び適用性確認を行う。⇒ 地下水組成およびセメント系材料の多様性を考慮した化学-物質移動モデルの構築とそれに伴うデータベース整備(熱力学データ、反応速度データ、物質輸送特性等)

### 平成23年度までの主な成果(1)

#### 海水系地下水による普通ポルトランドセメント(OPC)水和物の化学的変質に関する検討

○OPCペーストと海水系地下水の反応におけるフリーデル氏塩生成によるpH上昇現象を適切にモデル化するため、C-S-H中のAl固含量を求め、フリーデル氏塩の生成に寄与するカルシウムアルミネート相含有割合を適正化した初期水和物モデルを構築した。これにより、OPCペースト/海水系地下水反応によるpHの変遷を再現できるようになった。

表. 初期水和物モデル

初期水和物	Al配分 適正化モデル	TRU2モデル	二次水和物
	水和物量 (mol/kg)		
C-S-Hゲル (Oa/Si mol比 = 1.8)	6.461	6.461	・初期設定水和物 ・C-S-Hゲル (Oa/Si mol比 = 0.1-1.7) ・エトリンガイト ・フリーデル氏塩 ・カルサイト ・ハイドロタルサイト ・セピオライト ・ゲレナイト・ハイドレート
ポルトランドライト	3.555	2.929	
ブルーサイト	0.491	0.491	
モノサルフェート	0.25	0.245	
Al型ハイドロガーネット	0.068	0.282	
Fe型ハイドロガーネット	0.163	0.2	

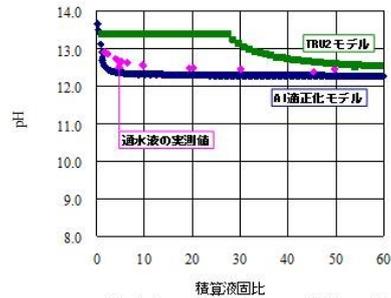


図. 人工海水を用いたOPC硬化体透水試験の透水液のpH経時変化

【論文投稿】A. Honda et al. : *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.*, Vol.1124, pp.365-372 (2009).

7

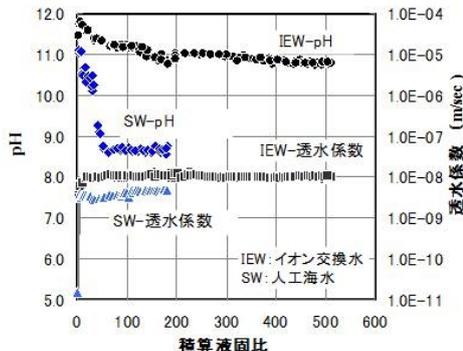
## セメント系材料の長期挙動評価(2)

### 平成23年度までの主な成果(2)

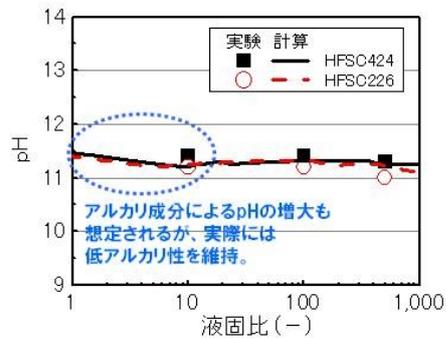
(2) 降水および海水系地下水による低アルカリ性セメント(HFSC)水和物の化学的変質に関する検討

○HFSCの化学反応-物質輸送モデル構築の一環として、イオン交換水および人工海水によるバッチ式浸漬試験および長期の透水試験を行い、降水系および海水系地下水による化学的変質挙動と変質に伴う物質移動特性変化に関するデータを取得した。また、OPC硬化体との変質挙動の相違を確認した。

○HFSC-イオン交換水系水和物溶解沈殿モデルへの反映を目的に、HFSCの低アルカリ性発現機構を検討。HFSCのRegion Iにおける低アルカリ化には、 $SO_4^{2-}$ の溶解析出挙動が影響していること、加えてアルカリ成分(Na, K)の吸着も大きく寄与している可能性があることを示した。



HFSC硬化体のイオン交換水および人工海水透水試験結果



HFSCにおける接触液pHの液固比依存性 (HFSCの低アルカリ性発現機構の検討)

8

## 高アルカリ性条件における緩衝材の長期挙動評価

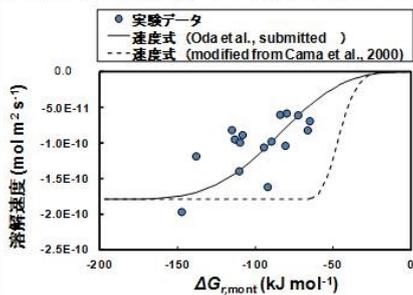
### ■ 中期計画と課題設定

TRU 廃棄物地層処分については、多様な条件に対応できるよう評価基盤技術の拡充や高度化及び適用性確認を行う。⇒多様な環境条件でのデータ整備、評価手法の高度化鉱物の熱力学データや変質モデルなどのより適切な評価を行うための基盤整備

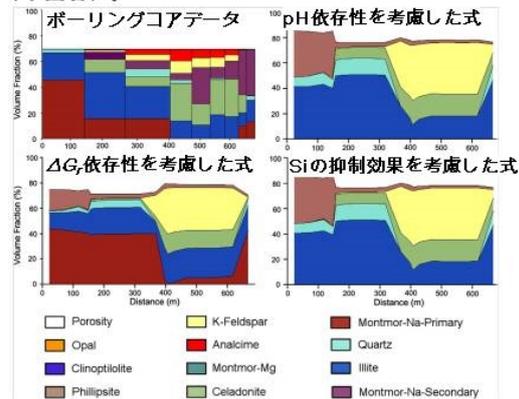
### ■ 平成23年度までの主な成果

○緩衝材(ベントナイト系材料)の化学的変質: ベントナイトの主成分であるスメクタイト(粘土鉱物)の溶解速度の飽和度依存性を調べた結果、pH8.8の条件に比べて(処分環境を考慮した)高アルカリ性条件ではより高い $\Delta G$ 依存性を示すことが分かった(下図左)。

○地球化学-物質移動連成評価モデルのナチュラルアナログによる妥当性確認: スメクタイトが堆積した塩湖(約360万年間の堆積、pH7.5から10)の再現解析を行い、3種類の式のうち、 $\Delta G$ 依存性を考慮した式がもっともモンモリロナイトの残量に近いことを確認した(下図右)。



[左図]スメクタイトの溶解速度と $\Delta G$ の関係  
本実験で求めた速度データおよび速度式(pH12)と既往の速度式(Cama et al., 2000)(pH12に換算)との比較



[右図] Searles Lake湖沼堆積物と再現解析 【論文投稿】D. Savage et al.: Applied Clay Science 47, 72-81 (2010).

9

## 天然バリアへの高アルカリ性溶液影響評価

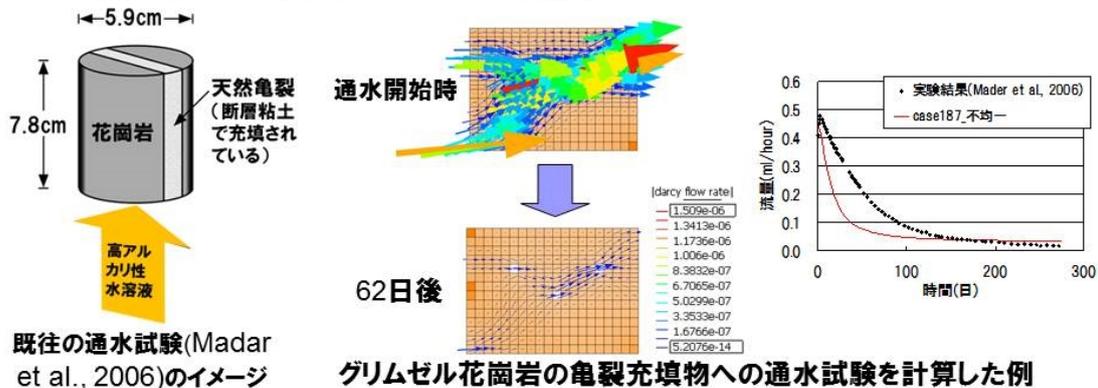
### ■ 中期計画と課題設定

TRU 廃棄物地層処分については、多様な条件に対応できるよう評価基盤技術の拡充や高度化及び適用性確認を行う。⇒岩盤亀裂中の高アルカリ性溶液に基づく変質挙動の評価解析手法の構築(化学反応-物質輸送連成モデル構築と評価の実施、天然亀裂を用いた高アルカリ性溶液通水試験の実施)

### ■ 平成23年度までの主な成果

アルカリ性溶液と岩盤の接触による初生鉱物溶解と二次鉱物沈殿に伴う場の化学的条件及び物質移動特性の変化を評価するための地球化学-物質移動連成システムの構築。

→亀裂幅の空間分布を表現するバリオグラムにしたがい、不均一な透水性を有する亀裂モデルを作成し、高アルカリ性溶液通水に伴う物質輸送の変化を評価できるシステムを構築して、既往の試験結果の解析を試行(国際共研LCSの中で実施)。



既往の通水試験(Madar et al., 2006)のイメージ

グリムゼル花崗岩の亀裂充填物への通水試験を計算した例

【論文投稿】D. Savage et al.: Applied geochemistry 26, 1138-1152(2011).

10

## 核種移行データ整備

### ■ 中期計画と課題設定

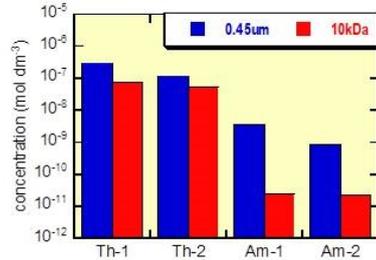
TRU 廃棄物地層処分については、多様な条件に対応できるように評価基盤技術の拡充や高度化及び適用性確認を行う。⇒ 処分場に存在する化学物質等に起因する影響評価のためのモデルを整備

### ■ 平成23年度までの主な成果

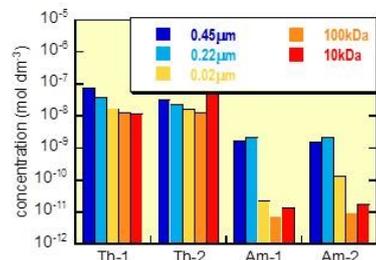
✓ 充填材や構造躯体の候補材料のセメント系材料の影響を受けた高アルカリ性溶液における核種の溶解度データの取得・整備

▶ 高性能AE減水剤(セメントの流動性促進剤:ポリカルボン酸を主体とする有機溶液)の核種の溶解度への影響を調べるため、高性能減水剤添加したセメント硬化体の間隙水を高圧抽出法により採取し、アクチノイド(Am及びTh)の溶解度を過飽和側からの試験により取得。セメント浸出液での溶解度試験結果や熱力学データで計算された結果と比較(右上図)および溶存濃度のフィルター孔径依存性データを取得(右下図)。

セメント間隙水への高性能AE減水剤溶出成分のTh及びAmの溶解度に対する影響は小さい。



高性能減水剤含有率0%におけるThおよびAm溶解度のフィルター孔径依存性



高性能減水剤含有率1%におけるThおよびAm溶解度のフィルター孔径依存性

11

## 情報発信、国民との相互理解の促進

○Coolrep (<http://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/>)\* のTRUカーネルとしてTRU廃棄物の地層処分におけるsafety caseのフレームワークを提示している。(Coolrep全体のアクセス数は12,365回(H24, 9, 24))

\*膨大な情報を幅広い層の利用者に使いやすいように表現するためのIT技術を利用した次世代科学レポートシステム

○平成21年から平成23年までの主たる投稿論文(2009-2011)

Hirano, F. et al. : Burning of MOX Fuels in LWRs : Fuel History Effects on Thermal Properties of Hull and End Piece Wastes and the Repository Performance, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, 310-319 (2012).

Honda, A. et al. : Modeling of pH elevation due to the reaction of saline groundwaters with hydrated ordinary Portland cement phases, *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.*, Vol.1124, pp.365-372 (2009).

Honda, A. et al. : Modeling of Chemical Transition of Nitrate Accompanied with Corrosion of Carbon Steel under Alkaline conditions, *Zairyo-to-kankyo*, **58**, 182-189 (2009).

Honda, A., et al. : Understanding and Modeling of Chemical Transition of Nitrate Accompanied with Corrosion of Carbon Steel under Hyper-alkaline and High Nitrate Concentration Conditions, *Zairyo-to-kankyo*, **60**, 541-552 (2011).

Savage, D. et al. : Natural Systems Evidence for the Alteration of Clay under Alkaline Conditions: an Example from Searles Lake, California, *Applied Clay Science* **47**, 72-81 (2010).

Savage, D. et al. : A Comparative Study of the Modelling of Cement Hydration and Cement-Rock Laboratory Experiments, *Applied geochemistry* **26**, 1138-1152 (2011).

12

## 原発事故の収束に向けた人的支援及び技術的対応

### 地層処分研究開発部門

○**人的支援**:福島技術本部への異動ないし兼務(93人中16人、平成24年3月現在),福島県庁等での電話相談対応,「放射線に関するご質問に答える会」への講師派遣,避難住民の一時帰宅支援,文部科学省非常災害対策センターへの技術者派遣等(トータル2,571人・日、平成24年3月現在)

○**技術的対応**:放射線量測定,除染ガイドライン策定,放射性物質分布マップ作成,将来環境予測技術の開発,事故廃棄物処理処分の最適化検討等

\*これらの活動の一環としてTRU廃棄処分研究Gr.も対応

13

## 今年度計画及び今後の展開

### 平成24年度

外部資金(公募事業)等を主に利用しつつ、硝酸塩等の影響に係る現象理解とデータ・評価モデルの信頼性向上、高アルカリ環境での人工バリア等の長期健全性に関するデータ拡充と評価モデルの信頼性向上を目指した研究・開発を実施する。また長期試験によるモデルの信頼性向上を目指す。

### 平成25年度以降

原子力政策の動向を踏まえて、現在の中期計画の下で柔軟に研究開発を進める。その際、外部資金(公募事業)等を成果を主に利用しつつ、国の計画に従い、研究開発を実施する。その成果はJAEA自ら発生する放射性廃棄物の処分に係る技術開発にも資するものである。

14

This is a blank page.

参考資料 2-6 「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」の  
中間評価のご意見に対する考え方

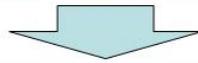
This is a blank page.

## 「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」の 中間評価のご意見に対する考え方

### 研究開発及び事業推進の目的・意義

#### <ご意見>

- 放射性廃棄物の処理処分技術の確立は、上流側の方針によらず実施していかなければならない課題であり、ひいては上流側の安定した活動にも資するものといえる。是非計画に沿って粛々と進めて頂きたい。
- 福島事故対応については、政府・東電中長期対策会議において研究計画が検討されているところでもあり、今後も柔軟に連携出来る部分については対応することを期待する。



- 放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発については、自ら保有する放射性廃棄物の処理処分を安全かつ効率的に行うために必要とされる技術開発を実施しており、バックエンド対策は原子力政策如何によらず実施しなければならない課題である。今後とも関係機関と連携を図りつつ、中期計画を着実に進めていく。
- これまで「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」に沿って、定められた役割を果たすべく、研究開発計画を策定している。  
今後とも「中長期ロードマップ」に沿って、福島第一原子力発電所と類似した核燃料物質で汚染された機構の施設を用いて得られた、機器の除染・解体作業の関連データ等の知見・経験を、福島第一原子力発電所の廃止措置へ貢献していく。

## 研究開発成果の貢献

### <ご意見>

- アスファルト固化体については、処分への影響も大きいことから、さらに処理する技術の開発、あるいは処理をしないまでも、処分場の操業安全のデータとして使うため保管中に放出される放射性核種、非放射性ガスの放出データの取得を、また、閉鎖後長期安全性評価に使うためヨウ素や炭素のインベントリの現実的評価を今後も継続して実施してもらいたい。
- 処理技術への取り組みにおいて、処理技術の性能や効率の強化がまだまだ必要である。
- ウラン廃棄物の処理やTRU廃棄物の処分に係る技術開発について、さらに検討を進めるに際しては他の事業者のニーズをよく理解しつつ進めて欲しい。
- 廃棄物管理システムについては、その成果がJAEA以外においても大いに活用されるよう希望します。
- 高レベル等の成果を実施主体等へ還元されることに留意されたい。
- 廃棄物処分は長期課題でもあり、人材育成にも引き続き注力して頂きたい。



2

## 研究開発成果の貢献

- アスファルト固化体の処分にに向けた技術開発は、ドラム缶内のアスファルト固化体を取り出す技術、核種の浸出挙動、固化体と水との相互作用、固化体中のヨウ素の分析技術等の研究開発を実施している。また、保管中に放出される放射性核種等のデータ取得については、過去のデータを評価するとともに新たなデータ取得について関係部署と協力して検討していく。
  - 放射性廃棄物処理処分に係る技術開発については、目標を定め取り組みを行ってきているところである。今後もご指摘を踏まえ目標に沿った成果があげられるよう取り組みを継続する。
  - これまで関連事業者等と協定を締結し技術協力や情報交換を実施して、その中で事業者からのニーズを把握するとともに、技術開発で得られた成果について情報を提供してきたところであり、引き続き処理処分共通の課題として対応をする。
  - 機構の人材育成については、その重要性に鑑み「人材マネジメント実施計画」を策定し、進めているところであるが、福島第一原子力発電所事故以降、バックエンド関連の人材育成、知識の継承については、特に重要な課題であり、取り組みの強化が必要と認識している。また、次世代の人材確保の観点でバックエンドが魅力ある分野に育てていく必要がある。
- これまでは、知識継承として廃止措置や廃棄物処理処分の技術開発で得られた知見を適宜取り纏め、学会発表などを通じて社会に情報を発信してきた。また、人材育成についても、職員のスキルに応じた各種研修や福島支援に重点化した組織横断的かつ弾力的な人材配置を進めてきたところである。
- 今後は人材育成の観点から、バックエンド技術の体系化や廃止措置、処理処分の技術開発の現状などの教育資料の整備を含め対応していく予定である。

3

## 研究開発及び事業推進の目標・計画と成果

### <ご意見>

- JAEA内に福島対応事業の必要性が生じているので、全体の計画との関連性を見直していく必要がある。
- 我が国において廃棄物処分が必要とされる時期を踏まえ、スケジュール感をもって検討を進めて欲しい。
- 廃棄物保管庫容量の観点から、スケジュールの厳しい項目もあり、今後も計画通り進めて頂きたい。
- 処理施設の減容率などの性能が十分なレベルに達していない可能性が懸念される。規制の問題等から、低レベル廃棄物の処理が遅れていることから、サイト内での放射性廃棄物の蓄積が余裕のない状況に近づいているように見られる。処理施設の効率性向上と早期稼働を進めることに努力すると共に、廃棄物が管理容量を超えるリスクを回避する措置についても検討が急がれる。
- 研究成果の公開に際して、単にHP上での公開や学会紙等での公表にとどまらず、広く一般国民に理解してもらうような工夫が望まれる。



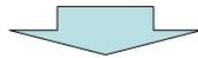
- 福島第一原子力発電所の事故の対応は、機構の最優先事項として政府・東京電力中長期対策会議が定めた廃止措置等に向けたロードマップに基づき一元的に行っているところである。一方、福島第一原子力発電所の廃止措置の加速につなげるべく、原子炉施設の解体に係る技術開発等については、バックエンド推進部門のもとで進めるよう体制整備を図ったところである。ご指摘のとおり、福島対応業務と自らの廃止措置の技術開発との関連性について確認し必要に応じて計画を見直していく必要がある。
- 放射性廃棄物の処分については、処分場の整備状況を確認しつつ、計画に沿って廃棄体化処理設備の整備や廃棄体化処理に必要な技術開発等を進めていく。
- 放射性廃棄物の満杯回避や、安全に処分するための廃棄体化処理に向けて、複数の廃棄物処理施設の計画・整備を進めているところ。満杯回避に向けては既存処理施設と整備された施設を計画通り安定的に稼働するとともに、放射性廃棄物の発生量の低減やクリアランスの促進等の対策についても取り組んでいく。
- 昨今の原子力に対する国民意識の変化は極めて厳しいものであり、国民は何を行っているのか不安な状況にある。安心安全が醸成するまで、国民の信頼を回復するための地道な活動と社会との相互理解を進めるために、まず、放射性廃棄物の処理処分の現状、課題などの情報を積極的に発信し、共有化を図っていくことを進める。

4

## 総合評価

### <ご意見>

- 予算やマンパワー不足により停滞する事なく実施されることを願う。
- さらなるコストダウン、研究開発の合理化、スピードアップを目指して欲しい。
- 個々の技術開発にとどまらず、国の機関として、廃棄物全体を通して安全で合理的な処分の在り方についても検討を進めて欲しい。
- この分野の最終的なゴールは合理的かつ安全に放射性廃棄物を処分することである。立地等の問題があるものの、JAEAがセンターとなって放射性廃棄物処分が進むことを期待する。



- 放射性廃棄物の処理処分の技術開発は、限られた経営資源の中で、効率的かつ計画的に進めている。今後も予算や人員の確保を行いながら、計画に沿って進めていく。研究開発の合理化については、福島第一原発の技術開発との調整を図るなど進めるとともに、コスト低減について引き続き検討を進める。
- 国の研究開発機関として、放射性廃棄物の効率的な処理処分の技術開発を先進的に進めるとともに、廃棄体化処理設備の整備や廃棄体化処理に必要な技術開発、埋設処分に向けて必要となる廃棄体化確認データの整備等検討を進めていく。

5

## その他(東日本大震災を踏まえた対応)

### <ご意見>

- 開発される放射能測定手法や減容・安定化技術は福島第一原子力発電所廃棄物の処理処分技術開発のためにも有効なものが多いので、事業者を引き渡せるよう、成果のとりまとめや、適用方法の提案などを行い、活用出来るようにして頂きたい。特に廃棄物の処理処分の検討のために廃棄物の特性、インベントリ評価を可能な限り現実的に行って頂きたい。
- 機構において、福島事故後対応のマネジメント体制とバックエンド推進部の役割の関係が良く見えない。バックエンド推進部としては、廃棄物処理処分に関する専門性を持ちながら、福島事故関連の廃棄物対策の研究開発に、なかなかコミット出来ていないのではないかと懸念する。機構内の福島事故対策への、バックエンド推進部の関与を高められるような措置を期待する。
- JAEA全体として震災復興に協力しており、その意義は大きいと考える。一方、地元により判りやすく技術や方法を伝えるとともに、国に対し法的な協力を求めることも重要と考える。



- 福島第一原子力発電所の事故の収束に向けての取り組みは機構全体で実施しており、バックエンド推進部門と関連する拠点等においても取り組みを進めており、放射能測定手法や減容安定化技術などその成果が福島に反映されるべく今後も継続していく。
- 福島第一原子力発電所の事故の対応は、機構の最優先事項として政府・東京電力中長期対策会議が定めた廃止措置等に向けたロードマップに基づき福島技術本部が一元的に行っているところである。一方、福島第一原子力発電所の廃止措置の加速につなげるべく、原子炉施設の解体に係る技術開発等については、バックエンド推進部門のもとで進めるよう体制整備を図ったところである。福島第一原子力発電所事故以降、廃炉やバックエンドが注目されており機構業務の主要業務として対応する必要がある。
- 地元に対しては、廃止措置や処理処分の現状、課題などの情報を積極的に発信し、専門家として科学的に正確な事実を分かりやすく説明するとともに共有化を図っていくことを進める。国等に対しては、法的な協力等について必要に応じて対応する。

# 国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立法メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。  
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(c)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz		s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>	cd
放射線量	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> cd
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性	カタール	kat		s <sup>-1</sup> mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。  
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。  
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。  
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。  
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の間は同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。  
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。  
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
表面張力	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> = s <sup>-1</sup>
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> = s <sup>-2</sup>
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> = m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> = kg s <sup>-3</sup>
	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>24</sup>	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min = 60s
時	h	1 h = 60 min = 3600 s
日	d	1 d = 24 h = 86 400 s
度	°	1° = (π/180) rad
分	'	1' = (1/60)° = (π/10800) rad
秒	"	1" = (1/60)' = (π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha = 1 hm <sup>2</sup> = 10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1 L = 1 dm <sup>3</sup> = 10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> = 10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t = 10 <sup>3</sup> kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV = 1.602 176 53(14) × 10 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1 Da = 1.660 538 86(28) × 10 <sup>-27</sup> kg
統一原子質量単位	u	1 u = 1 Da
天文単位	ua	1 ua = 1.495 978 706 91(6) × 10 <sup>11</sup> m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar = 0.1 MPa = 100 kPa = 10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg = 133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å = 0.1 nm = 100 pm = 10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M = 1852 m
バイン	b	1 b = 100 fm <sup>2</sup> = (10 <sup>12</sup> cm) <sup>2</sup> = 10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
ノット	kn	1 kn = (1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エル	erg	1 erg = 10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn = 10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P = 1 dyn s cm <sup>-2</sup> = 0.1 Pa s
ストークス	St	1 St = 1 cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> = 10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb = 1 cd cm <sup>-2</sup> = 10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フオト	ph	1 ph = 1 cd sr cm <sup>-2</sup> = 10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal = 1 cm s <sup>-2</sup> = 10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx = 1 G cm <sup>2</sup> = 10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G = 1 Mx cm <sup>-2</sup> = 10 <sup>-4</sup> T
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe ≡ (10 <sup>3</sup> /4π) A m <sup>-1</sup>

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「≡」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci = 3.7 × 10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58 × 10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad = 1 cGy = 10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem = 1 cSv = 10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ = 1 nT = 10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1 フェルミ = 1 fm = 10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1 メートル系カラット = 200 mg = 2 × 10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal = 4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ = 1 μm = 10 <sup>-6</sup> m

