



平成 27・28 年度
バックエンド対策研究開発課題に関する
業務実施報告書

Annual Report for FY 2015 - 2016
on Activities of Decommissioning and Radioactive Waste Management

核燃料・バックエンド研究開発部門

Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development

JAEA-Review

March 2020

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発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 (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 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
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, 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 27・28 年度 バックエンド対策研究開発課題に関する業務実施報告書

日本原子力研究開発機構
核燃料・バックエンド研究開発部門

(2019 年 10 月 3 日 受理)

本報告書は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）のバックエンド研究開発部門、原子力科学研究部門原子力科学研究所、大洗研究開発センターが実施した平成 27 年度及び平成 28 年度（2015 年 4 月 1 日～2017 年 3 月 31 日）のバックエンド対策研究開発課題に係る活動をまとめたものである。

原子力施設の廃止措置や廃棄物処理について、各施設の年度計画に従い実施している。核燃料サイクル工学研究所の東海再処理施設では、ガラス固化技術開発施設において高レベル放射性廃液の貯蔵に係るリスク低減として 25 本のガラス固化処理を実施した。原子力科学研究所のホットラボ、再処理特別研究棟、液体処理場、JRR-4、過渡臨界実験装置（TRACY）、軽水臨界実験装置（TCA）、核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム燃料第二開発室、大洗研究開発センターの重水臨界実験装置（DCA）、新型転換炉原型炉ふげん、人形峠環境技術センターの濃縮工学施設及び製錬転換施設等では、廃止措置及び準備等を継続した。

放射性廃棄物の処理については、各拠点において、廃棄物の保管管理、減容及び安定化に係る処理を実施した。また、大洗研究開発センターにおいては、固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設工事を継続した。

廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発については、新型転換炉原型炉ふげんにおいて、レーザ切断技術の開発を進めた。また、人形峠環境技術センターにおいて、ウラン廃棄物のクリアランス測定技術の開発を進めた。

Annual Report for FY 2015 - 2016 on Activities of Decommissioning and Radioactive Waste Management

Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 3, 2019)

This annual report summarizes the activities of decommissioning and radioactive waste management in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) in the period from April 1, 2015 to March 31, 2017.

Decommissioning activities and radioactive waste treatment activities were carried out according to the annual plan. To reduce a risk of storage of high-level radioactive liquid waste, produced 25 vitrified wastes at Tokai Vitrification Facility of Tokai Reprocessing Plant (TRP) of Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories (NCL).

Radioactive waste generated from R&D activities in JAEA were treated and managed safely. Also, the construction of Oarai Waste Reduction Treatment Facility (OWTF) of Oarai Research and Development Center was carried out.

As technology development pertaining to treatment and radioactive wastes activities were carried out according to the annual plan. Laser cutting technology have been developed towards reactor decommissioning in Fugen Decommissioning Engineering Center. In Ningyotoge Environmental Engineering Center, a uranium measurement technology has been developed to verify the clearance level.

Keywords: Decommissioning, Radioactive Waste, Waste Management

目 次

1. 使用済燃料の再処理に関する技術開発	1
1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発	1
1.2 プルトニウム溶液の混合転換処理	7
1.3 ガラス固化技術開発施設（TVF）	10
1.4 東海再処理施設の廃止措置準備	15
1.5 高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに関する技術開発	20
1.6 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の整備	29
2. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発	37
2.1 廃止措置の推進のための検討	37
2.2 核燃料サイクル工学研究所における廃止措置（Pu-2）	40
2.3 原子炉廃止措置研究開発センターにおける廃止措置	44
2.4 原子力科学研究所における廃止措置	54
2.5 大洗研究開発センターにおける廃止措置	59
2.6 人形峠環境技術センターにおける廃止措置	71
3. 放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発	80
3.1 原子力科学研究所における放射性廃棄物の処理処分	80
3.2 固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設	86
3.3 廃棄体製作に向けた検討	90
3.4 有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発	98
3.5 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術開発	105
3.6 カスケード分離技術を応用した分析技術開発	112

Contents

1. Development of Spent Fuel Reprocessing Technology	1
1.1 Study on Advanced Vitrification Technology of High-level Liquid Waste	1
1.2 Pu-U Co-conversion	7
1.3 Tokai Vitrification Facility	10
1.4 Tokai Reprocessing Facility	15
1.5 Remote Operating System of Mid-level Radioactive Waste Packages	20
1.6 Low-level Radioactive Waste Treatment Facility	29
2. Implementation and Technological Development of Decommissioning of Nuclear Facilities	37
2.1 Study on Decommissioning Cost	37
2.2 Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories (Pu-2)	40
2.3 FUGEN Decommissioning Engineering Center	44
2.4 Nuclear Science Research Institute	54
2.5 Oarai Research and Development Center	59
2.6 Ningyo-toge Environmental Engineering Center	71
3. Implementation and Technological Development of Radioactive Waste Processing and Disposal	80
3.1 Nuclear Science Research Institute	80
3.2 Oarai Waste Reduction Treatment Facility	86
3.3 Study on Waste Packages Manufacturing	90
3.4 Study on Hazardous Substances Contained in Radioactive Waste	98
3.5 Study on Measurement of Uranium-Contaminated Waste as Clearance Level Verification	105
3.6 Study on Analytical Method applying Cascade Preconcentration and Separation System	112

1. 使用済燃料の再処理に関する技術開発

1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
再処理技術の高度化として、ガラス固化技術の更なる高度化を図るため、白金族元素の挙動等に係るデータ取得・評価、及びガラス固化技術開発施設（TVF）の新型熔融炉の設計・開発を進め、高レベル放射性廃液のガラス固化の早期完了に資する	平成 27 年度計画 ガラス固化技術の高度化に係る研究開発として、熔融ガラス中の白金族粒子沈降及び白金族元素とガラス原料成分の反応に関する基礎試験を実施し、熔融炉の安定運転に影響を及ぼす白金族元素の挙動解明に資するデータを取得する。
	平成 28 年度計画 ガラス固化技術の高度化に係る研究開発として、熔融炉の安定運転に影響を及ぼす白金族元素の挙動解明に資するため、熔融ガラス中の白金族粒子沈降に関する評価を実施する。

(1) 概要

熔融ガラス中の白金族粒子沈降に関する試験及び白金族元素とガラス原料成分の反応に関する基礎試験を実施して、白金族粒子沈降・堆積に及ぼす炉底形状の影響や白金族粒子挙動モデルの整備、白金族元素の生成過程等、熔融炉の安定運転に影響を及ぼす白金族元素の挙動解明に資するデータを取得した。

3号炉については、東海再処理施設の潜在的ハザード低減に向けた TVF での高放射性廃液の固化・安定化期間短縮の取り組み（平成 25 年 12 月、原子力規制委員会に提示）として開発を進め、平成 28 年度の基本設計において、炉底形状を現行の熔融炉（2号炉）の四角錐から円錐に変更することを決定した。

白金族元素の挙動解明及び 3号炉の設計・開発に係るスケジュールを図 1.1-1 に示す。

(2) 白金族元素の挙動解明

1) 方法

a) 挙動・形態評価

熔融炉の運転性に影響を及ぼす針状の二酸化ルテニウム結晶の熔融炉内での生成に至る反応過程を明らかにするため、硝酸ナトリウムとルテニウム硝酸塩との反応試験を行った。更に、昇温過程でのルテニウムの酸化還元挙動について、市販加熱装置を X 線吸収微細構

造測定（XAFS 測定）に適した加熱器具に改良して組み込み、模擬廃液とガラス原料の混合試料を対象に高温 XAFS 測定によりその場観察を行った。

b) 白金族元素拔出性評価

炉底部の形状や勾配が白金族粒子沈降・堆積に及ぼす影響を評価するため、炉底形状（四角錐又は円錐）と炉底勾配（45 度又は 60 度）の異なる 3 種類の金属製ルツボを作製した。白金族元素拔出性評価試験として、作製したルツボを用いて、熔融ガラスを保持した状態で冷却凝固させて炉内ガラス中の白金族元素高含有領域の分布を観察するとともに、抜き出された流下ガラス中の白金族粒子の量を評価した。試験装置の概略を図 1.1-2 に示す。

c) 粒子堆積挙動計算

熔融炉内における白金族元素の沈降・堆積を抑制するため、数値計算を用いて白金族元素の堆積が運転に及ぼす影響を予測し、炉底部の構造や運転手法の改善を図る。ここでは、白金族粒子の堆積・再流動化過程を表現するモデルを新たに構築するとともに、熔融炉の運転中に行われる加熱・冷却や流下などの操作を熱流動計算で再現する手法を構築した。白金族元素の堆積挙動モデルの妥当性確認として、過去にコールド試験として実施した 2 号炉の性能確認試験をシミュレートし、温度を実測値と比較した。

2) 結果

a) 挙動・形態評価

反応実験においては、400℃以上の加熱によりルテニウム酸ナトリウム (Na_2RuO_4) 等が生成し、更に 700℃でガラス原料と反応することで針状二酸化ルテニウム結晶が生成することを確認した。

また、高温 XAFS 測定により、Ru の化学状態は、廃液中で 3 価と 4 価の混在状態にあり、脱硝温度付近で 4 価となり、その後昇温とともに 5～6 価まで酸化し、熔融状態から冷却することにより凝固ガラス中で 4 価の RuO_2 として存在することを明らかにした。

b) 白金族拔出性評価

白金族拔出性の比較結果を図 1.1-3 に示す。白金族元素の拔出性は、勾配角が最大の寄与因子となることが分かった。ただし、60 度勾配のケースでは、斜面下方に白金族元素が高濃度のガラスが残留している箇所が認められた。炉底形状については、四角錐と円錐とで拔出量の有意な違いは認められなかったものの、流下後のルツボ断面観察の結果から、四角錐では谷部を埋めるように残留したガラスが分布していることを確認した。これは、実機熔融炉のドレンアウト（炉内ガラスの全量抜き出し）後に観察される谷部への高濃度白金族含有ガラスの残留分布と同傾向であった。

c) 粒子堆積挙動計算

実機で確認された白金族元素の堆積による約 50℃の炉底部の温度上昇を模擬できる見

込みがあるか評価するため、まずは溶融ガラス中に白金族元素を含まない条件で計算精度を確認したところ、実温度との誤差が 20℃以内であり、白金族元素の堆積の検知は可能と判断した。

白金族元素を含む場合の計算では、堆積が進むにつれて炉底部の温度が上昇する傾向を再現できたが、昇温速度は実際よりも速かったことから、溶融ガラス中には、現行の堆積挙動モデルでは対応できない粒子拡散過程や沈降速度低下のメカニズムの存在が示唆される。

3) 結果の評価

挙動・形態評価、白金族抽出性評価及び粒子堆積挙動計算により、白金族元素の沈降・堆積に及ぼす炉底部形状の影響や白金族元素の生成過程等、溶融炉の安定運転に影響を及ぼす白金族元素の挙動解明に資する基礎データを取得し、3 号炉の基本構造の検討に反映した。また、本知見は、日本原燃株式会社で開発を進めている炉底部を円錐形状とした新型溶融炉の導入判断や白金族元素対策等の高度化技術開発に資する成果である。

4) 次年度以降の計画

3 号炉の基本設計 ((3)項参照) で絞り込んだ 3 号炉の炉底形状の亚克力モデル及び複数のストレーナ形状モデルを製作し、ガラス粘度を模擬した流体を用いて流下試験を実施する。

(3) 新型溶融炉の開発

1) 方法

平成 27 年度の概念設計において、TVF の施設制約条件の中で適用可能な白金族元素の対策技術を付加した溶融炉構造の成立性を検討した。また、平成 28 年度の基本設計において、3 号炉の基本構造を決定するため、白金族元素の挙動解明に係る試験結果及び着実なガラス固化処理の観点から総合的に比較検討した。

2) 結果

概念設計では、2 号炉の実績及び他施設の溶融炉開発・運転実績等を踏まえ、炉底形状（四角錐、八角錐、円錐）、炉勾配（45 度、60 度）及び炉底部の外部加熱機構付加の有無をパラメータに溶融炉構造を設定した。平成 28 年度の基本設計では、溶融炉の信頼性向上を図るため、国内外の実績等を踏まえて円錐 45 度形状の基本構造を選定した。3 号炉の基本構造概要図を図 1.1-4 に示す。

3) 結果の評価

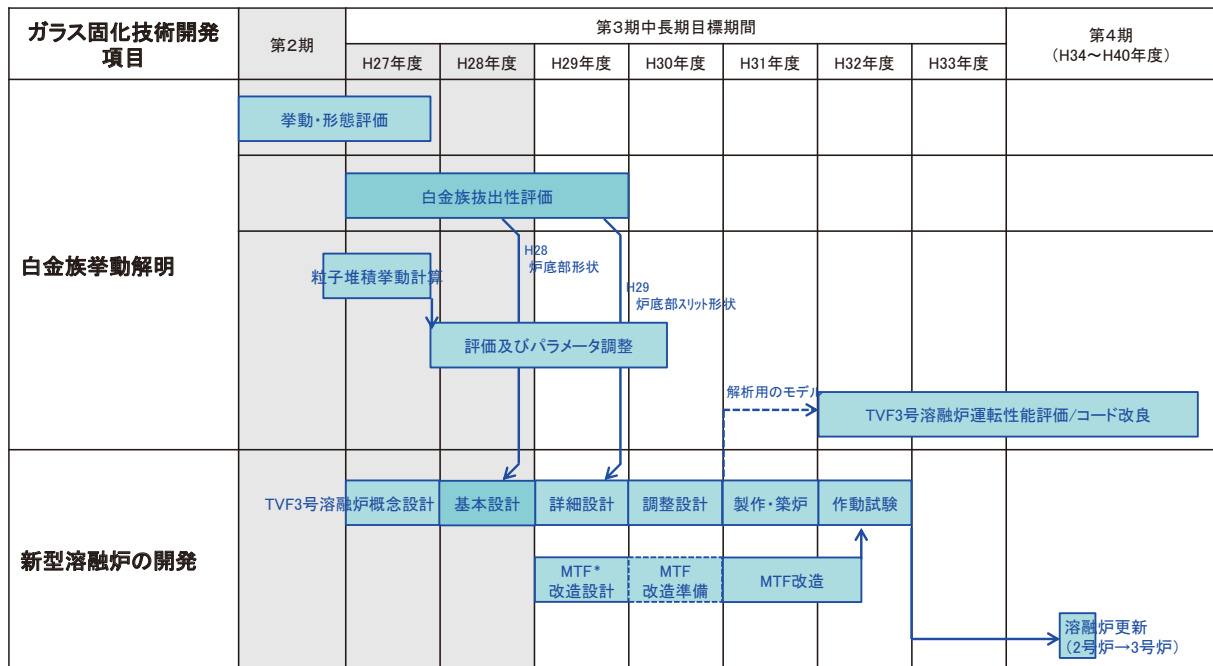
これまでの溶融炉運転実績、更に外部からの固化処理期間の大幅な短縮要請等の条件を総合的に勘案して、高放射性廃液の固化・安定化を着実に遂行できる溶融炉の基本構造を計画通り平成 28 年度に決定した。

4) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、基本設計結果をもとに熔融炉本体及びその構成部品、並びに間接加熱装置、液面計、廃気冷却管、原料供給ノズル、結合装置等の周辺機器の詳細設計（外形図作成）に着手する。また、アクリルモデル試験結果を継続して実施し、流下ノズル上部構造の設計に反映させる。

（再処理廃止措置技術開発センター ガラス固化部 ガラス固化技術課 小林 秀和）

（再処理廃止措置技術開発センター ガラス固化部 ガラス固化技術課 小高 亮）



* MTF: モックアップ試験棟 (作動確認を行う既存のコールド施設)

図 1.1-1 ガラス固化高度化技術開発に係る全体スケジュール

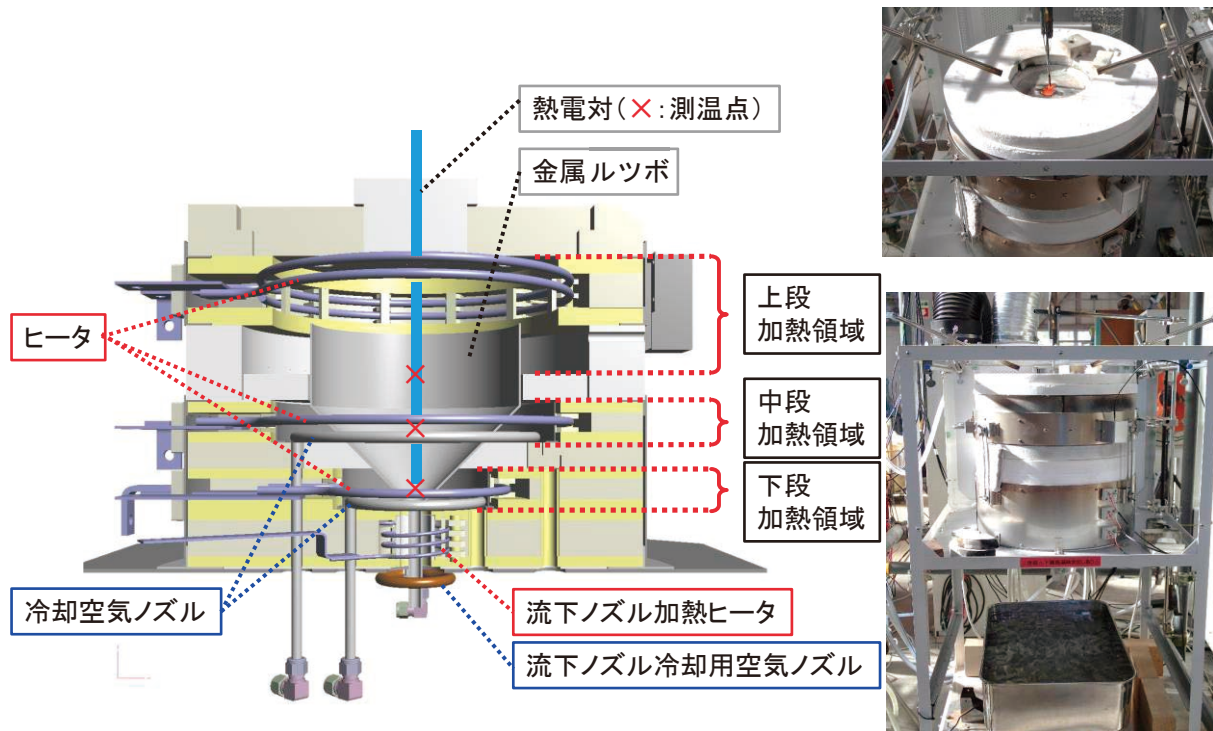


図 1.1-2 白金族元素抽出性評価試験の概略

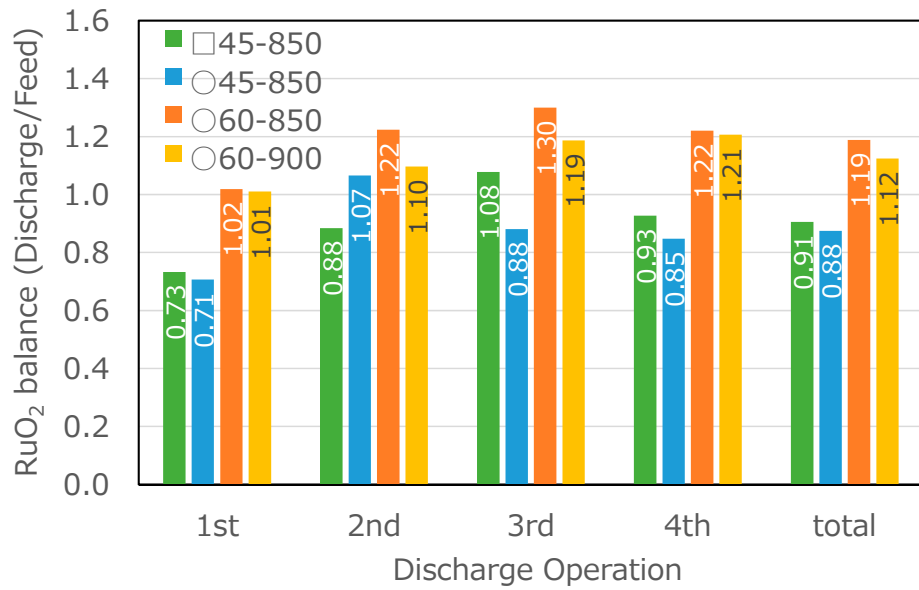


図 1.1-3 白金族拔出性の比較結果

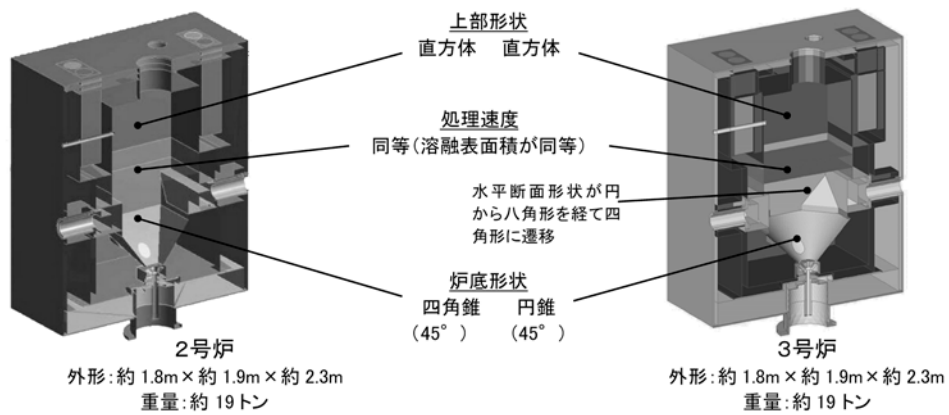


図 1.1-4 3号炉の基本構造概要 (2号炉との比較)

1.2 プルトニウム溶液の混合転換処理

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
東海再処理施設については、新規規制基準を踏まえた安全性向上対策の取組を進め、貯蔵中の使用済燃料及び廃棄物の管理並びに施設の高経年化を踏まえた対応を継続するとともに、以下の取組を進める。 安全確保・リスク低減を最優先に、Pu 溶液の MOX 粉末化による固化・安定化を早期に完了させる	平成 27 年度計画 潜在的な危険の原因の低減に向け、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）において、プルトニウム溶液の混合転換処理を実施する 平成 28 年度計画 潜在的な危険の原因の低減に向け、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）において、プルトニウム溶液の混合転換処理を平成 28 年度上期に終える

(1) 概要

原子力機構は、東海再処理施設に保有しているプルトニウム溶液を潜在的ハザードと捉え、潜在的ハザードの低減について意見書を提出した（平成 25 年 7 月 11 日）。

その後、プルトニウム溶液の固化・安定化処理に約 2 年の期間を要する見通しであることを提示し、原子力規制庁によるヒアリングや実態把握のための現地調査を経て、プルトニウム転換技術開発施設におけるプルトニウム溶液の固化・安定化処理について、リスク低減のため新規規制基準適合確認を待たずに実施することが原子力委員会から了解された（平成 25 年 12 月 18 日）。

これを受け、平成 26 年 4 月 28 日からプルトニウム転換技術開発施設においてプルトニウム溶液の固化・安定化処理を開始し、平成 28 年 7 月 28 日に終了した。

(2) 方法

1) プルトニウム溶液の固化・安定化処理

プルトニウム転換技術開発施設の運転は、日勤によるバッチ運転であるため、運転可能日数を確保することが、処理量の確保に繋がる。このため、工程停止が必要となる定期検査及び PIT/PIV を効率的に計画し運転可能日数を確保する。また、定期的な設備点検期間を設けることで、設備の予防保全を行い、運転中の設備故障による停止リスクの低減を図る。

(3) 結果

平成 27 年度は、安全最優先とした硝酸プルトニウム溶液の固化・安定化処理に係る取り組みを計画通り実施し約 390kgPu のプルトニウム溶液を処理した。

平成 28 年度も平成 27 年度に引き続いて、安全最優先としたプルトニウム溶液の固化・安定化処理に係る取り組みを行い、計画通り終了した（図 1.2-1 参照）。

(4) 結果の評価

平成 27 年度においては、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）において、プルトニウム溶液の混合転換処理を継続し、潜在的な危険の低減に係る取組開始前（平成 25 年度末）に保有していたプルトニウム溶液約 640kgPu のうち約 9 割弱（約 550kgPu）を混合酸化物（MOX）粉末とした。

平成 28 年度は、平成 27 年度に続き、プルトニウム溶液の混合転換処理を安全かつ着実に進め、混合酸化物（MOX）粉末への処理を平成 28 年 7 月に終了した。これにより、平成 26 年 4 月に開始したプルトニウム溶液の潜在的な危険の低減に係る取組を計画通り終了した。

分離精製工場のプルトニウム製品貯槽にはヒール分として残ったプルトニウム溶液が保有されているが、潜在的な危険の低減に係る取組を通して、全動力電源喪失時における沸騰到達時間や水素濃度 4%到達時間は、取組前の最短約 0.4 日に対し、固化・安定化処理が完了した取組後は事実上問題無いレベル（約 2 カ月以上）となり、冷却機能喪失や水素掃気機能喪失に対する水素爆発等の事故発生リスクを大幅に低減できた（表 1.2-1 参照）。

(5) 次年度以降の計画

分離精製工場のプルトニウム製品貯槽にあるヒール分として残ったプルトニウム溶液は今後、廃止措置の取組の中で処理する予定である。

（再処理廃止措置技術開発センター 施設管理部 転換施設課 磯前 日出海）

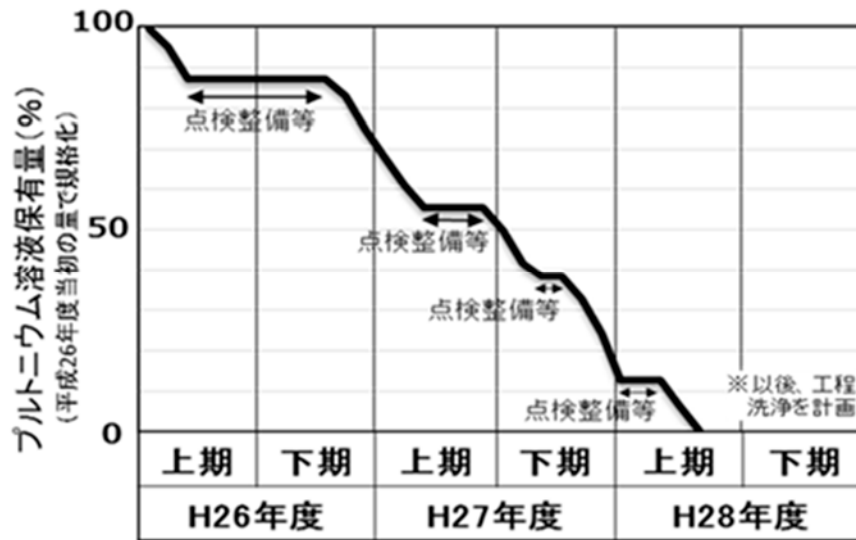


図 1.2-1 固化・安定化処理運転の処理実績

表 1.2-1 固化・安定化処理に伴う効果（水素爆発及び沸騰リスクの解消）

貯槽	Pu 濃度 【g/L】	沸騰到達までの 評価時間【日】※	水素濃度 4%到達までの 評価時間【日】※
A	2.6	80← (1.2)	301← (1.4)
B	2.6	82← (1.2)	491← (0.5)
C	2.5	85← (1.2)	356← (0.4)
D	2.5	85← (1.0)	293← (0.6)
E	2.5	87← (1.1)	317← (0.9)
F	2.5	87← (1.2)	326← (0.7)
G	2.9	73← (1.0)	214← (0.4)

※：断熱モデルにより、崩壊熱はすべて溶液の温度上昇、水素発生に寄与するものとして評価

（ ）内は固化・安定化処理開始前の評価時間

1.3 ガラス固化技術開発施設（TVF）

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
使用済燃料のせん断や溶解等を行う一部の施設の使用を取りやめ、その廃止措置に向けた準備として、廃止までの工程・時期、廃止後の使用済燃料再処理技術の研究開発体系の再整理、施設の当面の利活用、その後の廃止措置計画等について明確化し、廃止措置計画の策定等を計画的に進める。また、安全確保・リスク低減を最優先とし、貯蔵中の使用済燃料や廃棄物を安全に管理するために新規制基準を踏まえた安全性向上対策に取り組むとともに、潜在的な危険の低減を進めるためにPu溶液や高レベル放射性廃液の固化・安定化処理を確実に完遂する。これらの取組によって、再処理施設等の廃止措置技術体系確立に貢献する。 これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。 【各論】 安全確保・リスク低減を最優先に、Pu溶液のMOX粉末化による固化・安定化を早期に完了させるとともに、施設整備を計画的に行い、高レベル放射性廃液のガラス固化を確実に進める。また、高レベル放射性廃棄物の管理については、ガラス固化体の保管方策等の検討を進め、適切な対策を講じる。	平成27年度計画 潜在的な危険の原因の低減に向け、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）において、プルトニウム溶液の混合転換処理を実施するとともに、ガラス固化技術開発施設（TVF）において、設備の整備を実施し、高放射性廃液のガラス固化を開始するための準備を行う。 平成28年度計画 潜在的な危険の原因の低減に向け、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）において、プルトニウム溶液の混合転換処理を平成28年度上期に終わるとともに、ガラス固化技術開発施設（TVF）において、高放射性廃液のガラス固化処理を進める。

(1) 概要

原子力機構は、東海再処理施設（以下、「TRP」という。）に保有している高放射性廃液（以下、「HALW」という。）を潜在的ハザードと捉え、潜在的ハザードの低減について意見書を提出した（平成 25 年 7 月 11 日）。

その後、HALW のガラス固化処理に約 21 年の期間を要する見通しであること、約 18 年に期間を短縮する目標であることを提示し、原子力規制庁によるヒアリングや実態把握のための現地調査を経て、TVF における HALW のガラス固化処理について、リスク低減のため新規制基準適合確認を待たずに実施することが原子力規制委員会から了解された（平成 25 年 12 月 18 日）。

平成 27 年度は、故障していた両腕型マニプレータケーブル緩みに係る補修を平成 27 年 8 月に完了した。また、施設の高経年化、長期間の運転停止や遠隔保守機器特有の構造等を考慮した点検項目及び点検内容を洗い出し、計画的に点検整備を行った。その後、平成 28 年 1 月にガラス固化処理を再開し、平成 28 年 3 月までにガラス固化体 9 本（流下本数は 13 本）を製造した。

平成 28 年度には、前年度からキャンペーンを継続していたが、同年 3 月末に発生したガラス固化体吊具の不具合により、平成 28 年 4 月 5 日にガラス固化処理を停止した。その後、ガラス固化処理再開に向け、不適合事象に係る許認可工事を計画通り進めるとともに、従来の点検整備に加え、新たな視点に基づく点検を実施した。

上記対応を経て、平成 29 年 1 月 30 日にガラス固化処理運転（17-1 キャンペーン）を開始し、平成 29 年 3 月末までにガラス固化体 16 本を製造した。この間、ガラス固化体を保管ピットに収納するための搬送セルクレーンのクラッチ部の不具合により約 1 カ月間処理を中断した。

平成 27 年度から 28 年度にかけて製造したガラス固化体は計 25 本であり、平成 28 年度末時点の HALW 貯蔵量は約 373m³となり、中長期目標期間当初貯蔵量の約 409m³に対し、約 1 割弱削減した。

(2) 方法

平成 27 年度は、故障している両腕型マニプレータケーブル緩みに係る補修を実施するとともに、施設の高経年化、長期間の運転停止等を踏まえた点検整備を実施し、HALW のガラス固化処理を開始するための準備を行う。

平成 28 年度は、不適合事象に係る許認可工事等、運転再開に向けた点検整備を行い、HALW のガラス固化処理を進める。

(3) 結果

平成 27 年度は、故障していた両腕型マニプレータケーブル緩みに係る補修を平成 27 年 8 月に完了した。また、施設の高経年化、長期間の運転停止や遠隔保守機器特有の構造等を考慮した点検項目及び点検内容を洗い出し、計画的に点検整備を行った。その後、平成 28 年 1 月にガラス固化処理を再開し、平成 28 年 3 月までにガラス固化体 9 本（流下本数は 13 本）を製造した。

平成 28 年度は、平成 27 年度からの取組として、平成 28 年 1 月末～5 月中旬にかけてガラス固化体 50 本を製造する予定であったが、平成 28 年 3 月末に発生したガラス固化体吊具の不具合により平成 28 年 4 月 5 日に処理を停止した。

その後、ガラス固化処理再開に向け、不適合事象に係る許認可工事（固化体吊具の交換、間接加熱装置の交換）を計画通り完了するとともに、従来の点検整備に加え、新たな視点に基づく点検を実施した。

上記対応を経て、平成 29 年 1 月 30 日にガラス固化処理（17-1 キャンペーン）を開始し、平成 29 年 3 月末までにガラス固化体 12 本（流下本数は 14 本）を製造した（平成 27 年度末保管となっていた 4 本をガラス固化処理開始前に保管ピットに移動したため、平成 28 年度の製造本数は計 16 本となる）。この間、ガラス固化体を保管ピットに収納するための搬送セルクレーンのクラッチ部の不具合が確認され、平成 29 年 2 月 16 日から 3 月 17 日まで約 1 カ月間処理を中断した。

(4) 結果の評価

平成 27 年度は、両腕型マニプレータの補修を計画通り終了させるとともに、保守・点検、教育・訓練、許認可対応、新規制基準等を踏まえた追加安全対策等を行い、運転準備を整え、平成 28 年 1 月 25 日に約 9 年振りとなるガラス固化処理運転を再開した。運転再開後は設備の不具合に適切に対応しつつ安全最優先で処理を進め、平成 27 年度末までにガラス固化体 9 本を製造（流下本数は 13 本）した。

平成 28 年度は、設備の不具合等に適切に対処しつつ安全最優先で処理を進め、平成 27 年度末保管となっていた 4 本を含め平成 28 年度末までにガラス固化体 16 本を製造（流下本数は 14 本）した。これにより高放射性廃液の貯蔵量は中長期目標期間当初に対し約 1 割弱減少し、高放射性廃液貯蔵に伴う潜在的な危険性の低減を着実に進めた。

また、原子力規制委員会からの東海再処理施設の廃止に向けた計画等の検討に係る指示（平成 28 年 8 月 4 日発出）への対応を行い、期限内に報告書を提出した。当該報告書では、平成 28 年 8 月を起点として平成 40 年度までに HALW のガラス固化処理運転を終了する計画（以下、「12.5 年計画」という。）を示した。以上の経緯を図 1.3-1 に示す。また、報告した「12.5 年計画」を図 1.3-2 に示す。

(5) 次年度以降の計画

「12.5 年計画」に基づき、HALW のガラス固化処理、遠隔機器等整備、溶融炉等整備を継続するとともに、ガラス固化体の保管能力増強に係る設計検討を進める。

（再処理廃止措置技術開発センター ガラス固化部 ガラス固化処理課 守川 洋）

（再処理廃止措置技術開発センター ガラス固化部 ガラス固化処理課 中山 治郎）

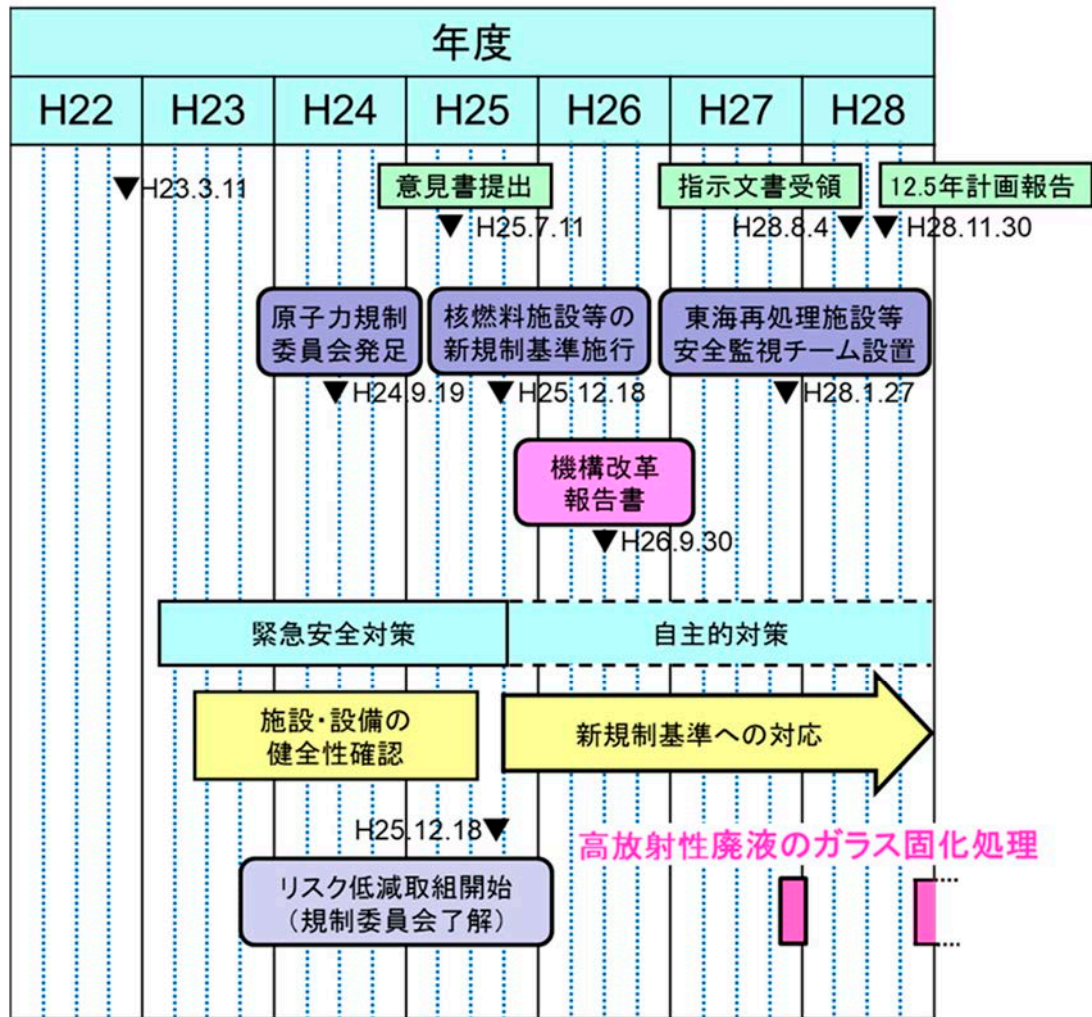


図 1.3-1 平成 23 年 3 月 11 日以降の経緯

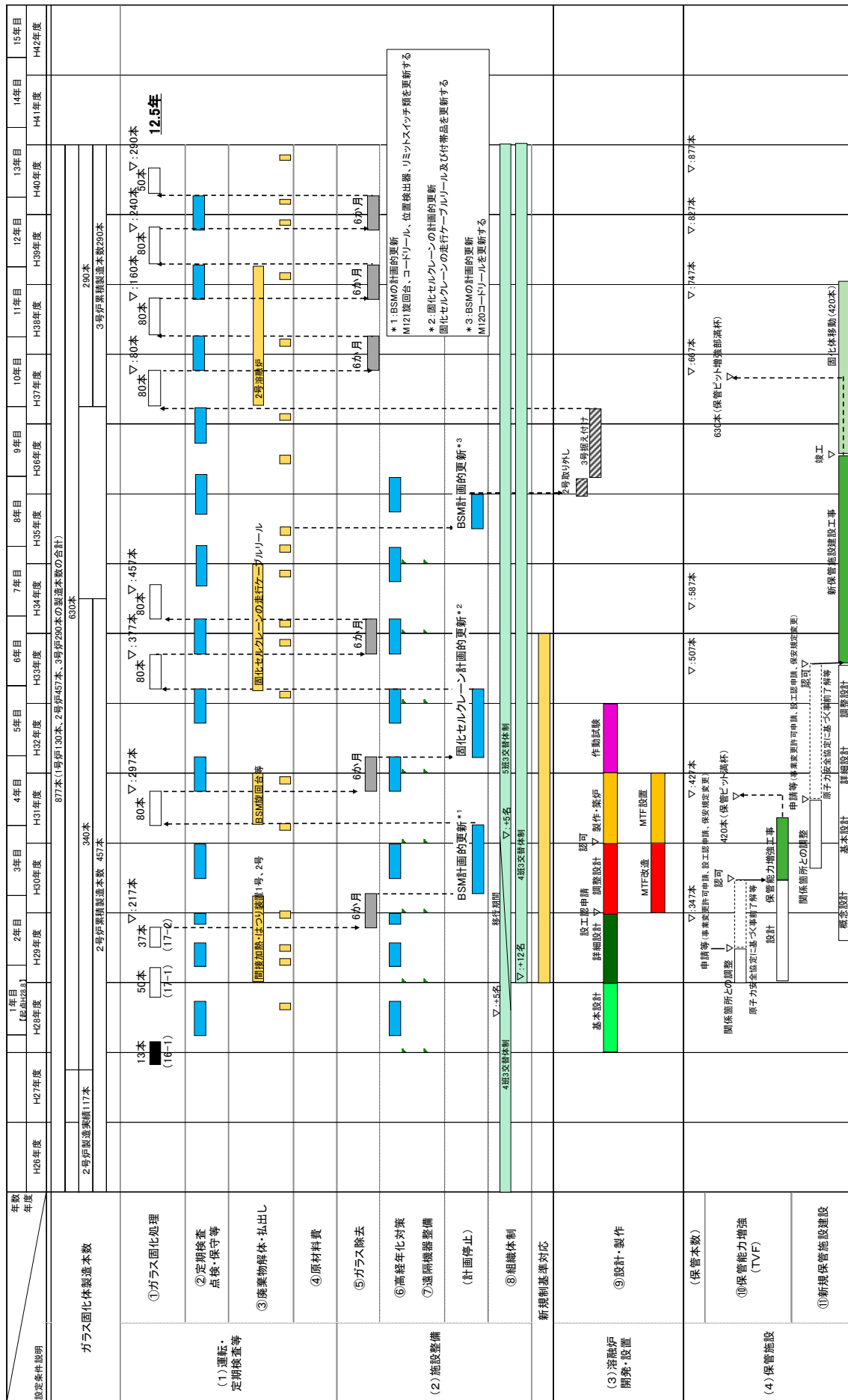


図 1.3-2 12.5 年計画 (平成 28 年 11 月報告)

1.4 東海再処理施設の廃止措置準備

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
東海再処理施設については、使用済燃料のせん断や溶解等を行う一部の施設の使用を取りやめ、その廃止措置に向けた準備として、廃止までの工程・時期、廃止後の使用済燃料再処理技術の研究開発体系の再整理、施設の当面の利活用、その後の廃止措置計画等について明確化し、廃止措置計画の策定等を計画的に進める。また、安全確保・リスク低減を最優先とし、貯蔵中の使用済燃料や廃棄物を安全に管理するために新規制基準を踏まえた安全性向上対策に取り組む。これらの取組によって、再処理施設等の廃止措置技術体系確立に貢献する。 これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。 東海再処理施設については、新規制基準を踏まえた安全性向上対策の取組を進め、貯蔵中の使用済燃料及び廃棄物の管理並びに施設の高経年化を踏まえた対応を継続するとともに、東海再処理施設の廃止措置に向けた準備を進め、平成 29 年度上期に廃止措置計画の認可申請を行い、再処理施設の廃止措置技術体系の確立に向けた取組に着手する。	平成 27 年度計画 東海再処理施設の廃止措置に向けた準備として、廃止措置計画を検討する。 平成 28 年度計画 東海再処理施設の廃止措置に向けた準備として、廃止措置計画を検討するとともに新規制基準を踏まえた対応を進める。

(1) 概要

東海再処理施設については、廃止措置に向けた準備を進め、平成 29 年度上期に廃止措置計画の認可申請を行い、再処理施設の廃止措置技術体系の確立に向けた取組に着手する計画としている。これを受け、東海再処理施設の廃止措置に向け、平成 27 年度は廃止措置に関する国内外情報の収集、各施設の利用計画の調査・整理等を実施し、平成 28 年度はそれらを報告書として取りまとめるとともに許認可資料案の作成等を行った。

(2) 方法

1) 国内外情報の収集

各種データベース、インターネット等により、先行施設の廃止措置の状況、除染技術、解体技術等の廃止措置に係る情報収集を行った。

2) 東海再処理施設内各施設の利用計画の調査・整理

再処理技術開発センター内の各課からの聞き取り等により、操業廃棄物処理・貯蔵等で使用を継続する施設の調査を行った。

3) 許認可の検討

他施設の廃止措置計画や学会標準を参考に廃止措置計画の記載項目・内容を検討した。

4) 許認可資料の作成

東海再処理施設内各施設の利用計画を踏まえ、他施設の廃止措置計画や学会標準を参考に廃止措置計画案の作成を行った。

(3) 結果

1) 国内外情報の収集

国外再処理施設（独 WAK、英 B204、仏 UP1 等）、国内原子力施設（東海発電所、ふげん、再処理特別研究棟等）の廃止措置の状況、廃止措置技術等の情報収集を行い、課内資料として取りまとめた。また、東海再処理施設で使用実績のある除染技術・解体技術を調査（図 1.4-1）し、課内資料として取りまとめた。

更に東海再処理施設の廃止措置を進める上で必要となる技術情報等の収集に向け国際協力の枠組みを活用すべく経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）の「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画（CPD）」への参加手続を行い了承された。その他、CEA との情報交換会議や英・仏の廃止措置関連企業との情報交換等により、情報収集を行っている。

2) 東海再処理施設内各施設の利用計画の調査・整理

管理区域を有する約 30 施設を対象に操業廃棄物処理・貯蔵、製品貯蔵等、各施設の長期の利用計画を調査し、ロードマップ（図 1.4-2）を作成した。また、施設毎に当面 10 年間の工程表を作成した。それらについて、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構東海再処理施設の廃止に向けた計画等の検討について（報告）」として取りまとめた。

3) 許認可の検討

法、学会標準における要求事項の整理を行った後、許認可申請の方法（廃止措置計画の申

請／事業指定変更、一括申請/分割申請)、申請範囲(使用をとりやめる施設/全施設)、事業区分の変更(一部施設の廃棄物管理事業化)、廃止措置計画の申請時期等についてケーススタディを実施した。また、他施設を参考に申請書の記載事項、記載内容について検討を実施した。

4) 許認可資料の作成

上記の検討結果を踏まえ、別途実施している新規制基準を踏まえた安全対策の内容も含む廃止措置計画の認可申請書案を作成した。

(4) 結果の評価

廃止措置計画認可申請書案を作成し、原子力機構内審査を進めており、平成 29 年度上期に廃止措置計画の認可申請を行うとの計画に対し、着実に進捗している。

(5) 次年度以降の計画

東海再処理施設の廃止措置に向けた準備として、廃止措置に関する国内外情報の収集を継続するとともに、許認可手続き、工程洗浄運転におけるデータ採取計画策定、必要な技術開発項目の検討等を実施する。

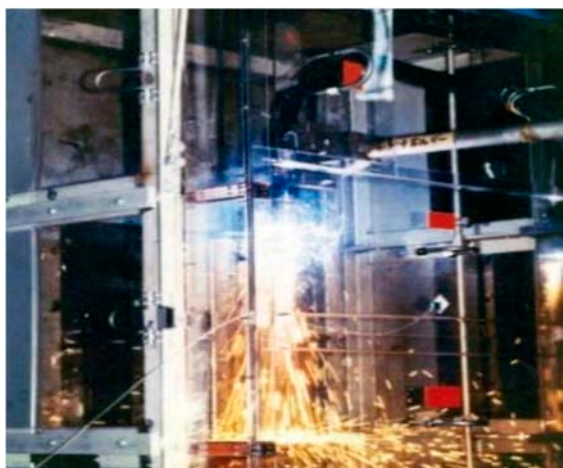
(再処理技術開発センター 技術部 廃止措置技術課 田口 克也)



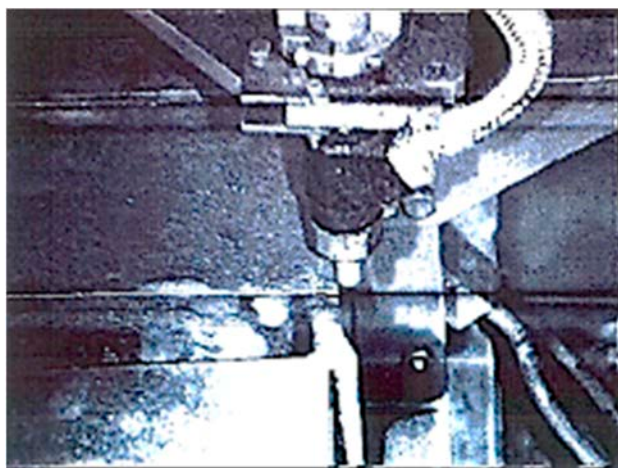
ドライアイスブラスト（セル内除染）



高圧水式洗浄（槽内のスラッジ等の除去）
（濃縮ウラン溶解槽のスラッジ除去装置）



プラズマ切断
（せん断機チェーンマガジンの解体）



超高圧水切断
（せん断機チェーンマガジン等の解体）

図 1.4-1 東海再処理施設で使用実績のある除染技術・解体技術の例



図 1.4-2 東海再処理施設の廃止措置ロードマップ。

1.5 高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに関する技術開発

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
再処理技術の高度化や軽水炉 MOX 燃料等の再処理に向けた基盤技術の開発に取り組むとともに、これらの成果を活用して技術支援を行うことで、核燃料サイクル事業に貢献する。 安全確保・リスク低減を最優先とし、貯蔵中の使用済燃料や廃棄物を安全に管理するために新規制基準を踏まえた安全性向上対策に取り組む これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。 【各論】 高放射性固体廃棄物については、遠隔取出しに関する技術開発を進め、適切な貯蔵管理に資する。	平成 27 年度計画 高放射性固体廃棄物については、遠隔取出しに関する技術開発に向けた設備の整備を実施する。 平成 28 年度計画 高放射性固体廃棄物については、遠隔取出しに必要な建家に関する検討を実施する。

1.5.1.全体工程

高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）では、高放射性固体廃棄物（ハル・エンドピースを収納したハル缶等）を貯蔵しているが、取り出す設備がなく高放射性固体廃棄物のハンドリングができない状態である。これら貯蔵状態の改善を図るため、取出し装置の開発を行うとともに、新たに取出し建家を建設し取出し装置を設置する。また、取り出した高放射性固体廃棄物は、新規に建設する貯蔵施設（HWTF-1）にて貯蔵管理する。廃棄物の取出しは、これら施設設備の竣工後に実施する。

なお、これら高放射性固体廃棄物の取出しが完了するまでの間のリスク評価結果を踏まえ、安全確保対策を実施する。

全体工程を図 1.5-1 に示し、各項目の工程を以下に示す。なお、各工程は設計等の進捗に応じ適宜見直すものとする。

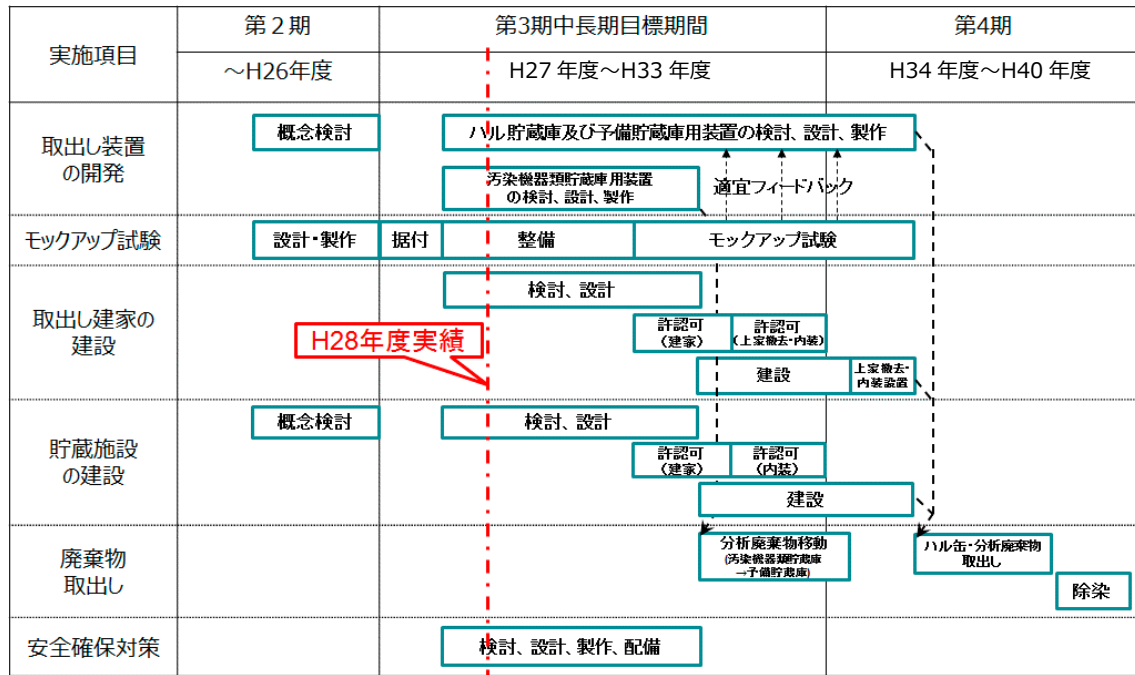


図 1.5-1 全体工程

①取出し装置の開発

ハル貯蔵庫、予備貯蔵庫及び汚染機器類貯蔵庫に設置する装置は、平成 30 年度末までに概念検討、基本設計及び製作設計を行い平成 31 年度より順次製作を開始する計画である。

平成 30 年度末に完成予定のモックアップ試験設備を用いて、平成 32 年度よりモックアップ試験を開始し、操作訓練を行い必要に応じて装置改良へのフィードバックを実施する。

②取出し建家の建設

取出し建家は、平成 32 年度中に建家建設に係る認可を受けた後、平成 33 年度より建設を開始し、平成 35 年度末に竣工する計画である。なお、HASWS 既設上家は取出し建家建設期間中の平成 34 年頃撤去を行う計画である。

③貯蔵施設（HWTF-1）の建設

貯蔵施設（HWTF-1）は、平成 32 年度中に建家建設に係る認可を受けた後、平成 33 年度より建設を開始し、平成 35 年度末に竣工する計画である。

④廃棄物取出し

ハル貯蔵庫及び予備貯蔵庫からの廃棄物の取出しは、平成 36 年度より約 2 年間で実施する計画である。なお、予備貯蔵庫からの廃棄物の取出し前、平成 32 年度より汚染機器類貯蔵庫から予備貯蔵庫へ廃棄物を搬送・投入し集約する計画である。各貯蔵庫からの廃棄物の取出し完了後に、貯蔵庫の除染を行う。

⑤安全確保対策

平成 29 年度末までに漏えい及び火災のリスクに応じた設備の整備を完了する計画であり、以降、適宜訓練を行い対応能力の向上を図る。また、平成 31 年度末までにプール水浄化設備の装置設計、製作する計画であり、平成 32 年度を目途に運用を開始しプール水の浄化を行う。

以下に、上述の各項目について実施内容を記載する。

1.5.2 取出し装置の開発

1.5.2.1 汚染機器類貯蔵庫用装置

(1) 概要

高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）の汚染機器類貯蔵庫では、東海再処理施設の分析設備で使用されたポリエチレン製試料ビン等を収納した専用の容器（分析廃棄物用容器）が不規則な状態で貯蔵されている。汚染機器類貯蔵庫の分析廃棄物用容器は貯蔵状態の改善の一環として予備貯蔵庫へ搬送・投入し集約する計画であり、平成 28 年度は、取出し搬送・投入方法、機器構成及び基本条件を抽出し、プロセス概念を構築する概念検討を実施した。

(2) 方法

平成 28 年度は、汚染機器類貯蔵庫を含む搬送経路の施設構造、貯蔵廃棄物の状況及び既設搬送設備等を考慮して、以下の検討方針を定め、平成 29 年 3 月から 6 月にかけて実施する取出しプロセスの概念検討に反映する。

- ・汚染機器類貯蔵庫天井に取出し装置を設置し、貯蔵庫内にアクセスする構造とし、貯蔵庫全域の分析廃棄物用容器にアクセスできるようにする。
- ・アーム先端の掴み具は、汚染機器類貯蔵庫内の分析廃棄物用容器の姿勢によらず把持ができる構造とする。
- ・予備貯蔵庫への搬送・投入は、既存の設備（クレーン、搬送容器、投入装置等）を使用する。

(3) 結果

汚染機器類貯蔵庫から分析廃棄物用容器を取り出し、予備貯蔵庫へ搬送するプロセスは、まず汚染機器類貯蔵庫天井開口部の上に設置する取出し装置に付属するマニピュレータ方式掴み具を用いて分析廃棄物用容器を把持、回収し、次に既存の搬送容器（カスク）及び搬送設備（クレーン等）を使用して予備貯蔵庫へ搬送する方法とし、そのプロセスの概念を取りまとめた。廃棄物取出し装置の概念を図 1.5-2 に示す。

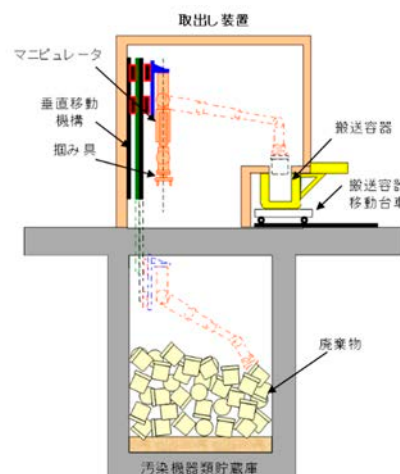


図 1.5-2 廃棄物取出し装置の概念図

(4) 結果の評価

汚染機器類貯蔵庫内の分析廃棄物用容器を取り出すプロセスの概念を構築し、取出し作業が実施可能である見込みを得た。

(5) 次年度以降の計画

概念検討結果を踏まえ、平成 30 年度の装置製作設計に向けた廃棄物取出し装置の機能性、保守性、安全性等を検討する基本設計を平成 29 年度末まで実施する計画である。

1.5.2.2 新規開口部設置に係る躯体強度評価

(1) 概要

すべての廃棄物を迅速に取り出すためには、ハル貯蔵庫に 3 機、予備貯蔵庫に 2 機の廃棄物取出し装置が必要であり、貯蔵庫天井部の開口部数がそれぞれ 1 カ所ずつ不足することから、いずれの貯蔵庫も新規開口部を設けることが必要である。平成 28 年度は、各貯蔵庫に新規開口部を設けた場合の天井部の強度評価を実施した。

(2) 方法

貯蔵庫天井部を対象に新規開口部を設置したと仮定し、開口位置及び寸法をモデルに組み込み、二次元 FEM 解析で評価した。

(3) 結果

荷重条件を自重及び地震力（1.5Ci）とした場合において、天井部に生じる曲げ応力及びせん断応力が、部材の許容応力を下回ることを確認した。

(4) 結果の評価

新規開口部を設けた場合でも、貯蔵庫天井部に強度上の問題がないことを確認した。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、平成 28 年度の評価結果を踏まえ、貯蔵している廃棄物重量及びハル貯蔵庫プール水重量を加味し、貯蔵庫躯体の強度評価を実施する計画である。

1.5.2.3 モックアップ設備の整備

(1) 概要

ハル貯蔵庫及び予備貯蔵庫用取出し装置の機能確認及び実証試験を行うためのモックアップ設備整備の一環として、平成 26 年度までにモックアップ用水槽の設計、高さ 6m までの水槽の製作及びモックアップ設備を設置する施設（実規模開発試験室 1 階）の基礎施工を実施した。モックアップ設備は、全高約 11m とし、モックアップ用水槽の他、実機と同じ高さに装置を据え付けるための据付床、開口部から模擬廃棄物までの高さを変えるための昇降床を付属する計画である。モックアップ設備概念図を図 1.5-3 に示す。

平成 27 年度は、「実規模開発試験室モックアップ設備設置部の 2 階 3 階床材等撤去工事」及び「モックアップ水槽の組み立て設置作業」を実施した。

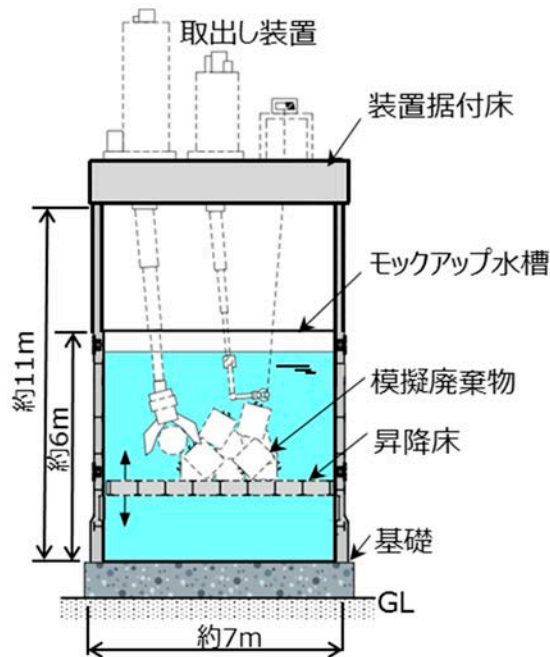


図 1.5-3 モックアップ設備概念図

(2) 方法（モックアップ設備の整備目的）

ハル貯蔵庫のプール水は比較的高濃度の放射性物質を含んでおり、ハル貯蔵庫内で一度使用した装置は汚染を伴うため改良作業が困難となる。このため、ハル貯蔵庫での使用に先立ち、モックアップ設備にて以下の事項を行う。

- ・ 不規則な状態の個々の廃棄物に対する装置の遠隔操作性の確認
- ・ 複数装置の連携及び装置干渉の確認
- ・ 取出し手順の確認及び操作の習熟

(3) 結果

モックアップ設備を設置する実規模開発試験室において、干渉する 2 階及び 3 階の床材、梁、ケーブルラック類の撤去作業を実施し、平成 27 年 11 月に完了した。その後、平成 26 年度に製作した 11 分割のモックアップ用水槽部材を専用基礎上へ据付け、ガセットプレート等を用いて固定する作業を実施し、平成 28 年 3 月に完了した。

(4) 結果の評価

モックアップ設備の設置に干渉する床材等の撤去及びモックアップ用水槽部材の基礎上への据付けを完了するなど、モックアップ設備の完成に向け計画通り進捗している。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、「モックアップ用水槽の溶接施工工事及び水槽付属機器製作設計」の技術仕様を決定し、水槽内部ライニングの溶接工事を行うとともに装置据付床及び水槽内模擬廃棄物昇降床の設計を実施する計画である。

1.5.3 取出し建家及び貯蔵施設（HWTF-1）の建設

(1) 概要

取出し建家は、HASWS 全体を覆う建家であり、廃棄物取出し装置の搬送、据付を行い、取出した廃棄物及びプール水を貯蔵施設（HWTF-1）へ移送する機能を有する。

貯蔵施設（HWTF-1）は、HASWS から取出した廃棄物及び分析所から発生する分析廃棄物用容器を廃棄体化处理するまでの期間、貯蔵する施設である。

平成 27 年度は、取出し建家に必要な機能の基本調査を実施し、平成 28 年度は、平成 29 年度に実施する概念設計に向けた設計方針を整理し取りまとめた。

(2) 方法

平成 26 年度に実施した取出し装置の概念検討結果を基に、取出し建家に必要な機能を抽出することで建家の基本的な構造を検討し、取出し建家の概念として取りまとめる。

平成 26 年度に実施した貯蔵施設（HWTF-1）の概念検討の結果を踏まえ、抽出された課題の解決策の検討等を行う。

(3) 結果

取出し建家については、耐震クラスは B クラスで HASWS を内包する構造とし、建家内で既設上家等の解体・搬出、取出し装置のハンドリング、取出した廃棄物を収納した運搬容器の HWTF-1 への搬送ができる建家とするとともに、HASWS 躯体に取出し装置の荷重を負荷させないための装置据付床や HASWS のセル天井部に新規開口部を追設する構造とした。

また、貯蔵施設（HWTF-1）については、耐震クラスは B クラスで HASWS に貯蔵しているすべての廃棄物を収納できる施設とし、ハル缶等の廃棄物を新規貯蔵容器に収納できる設備、新規貯蔵容器を水中貯蔵し再度取出すことができる施設を有し、また、分析廃棄物の仕分け、分析廃棄物収納容器の細断及び貯蔵容器（200L ドラム缶）に収納する設備、200L ドラム缶を乾式貯蔵し再度取出すことができる設備を備えた構造とすることとした。図 1.5-4 に取出し建家概念図、図 1.5-5 に HWTF-1 の全体フローを示す。

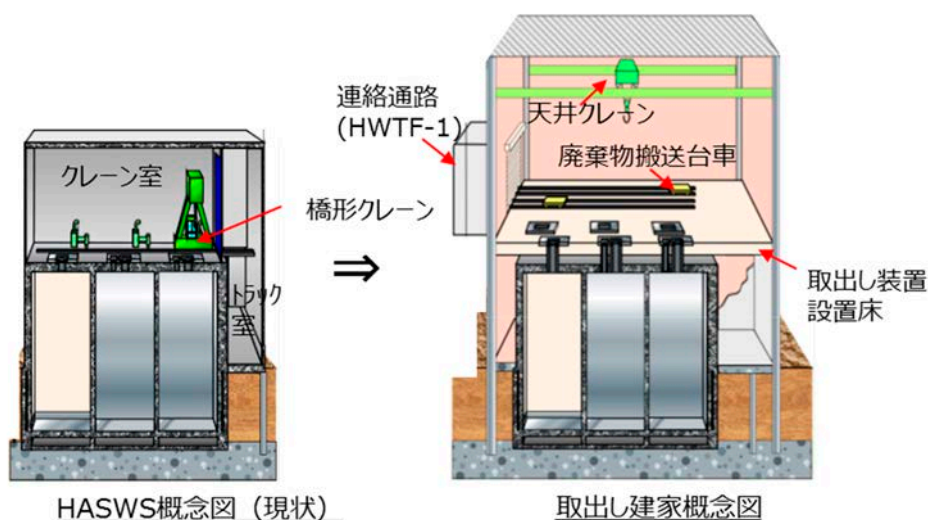


図 1.5-4 取出し建家概念図

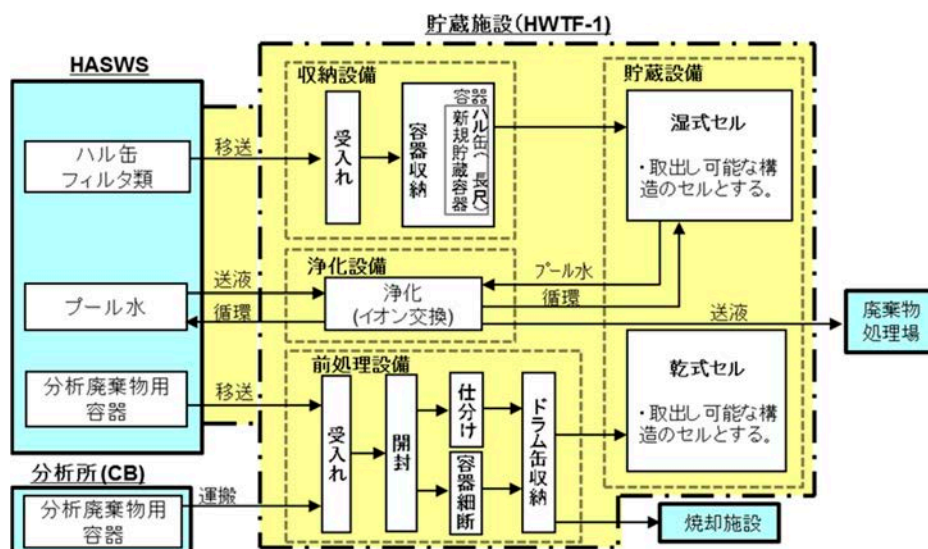


図 1.5-5 HWTF-1 の全体フロー

(4) 結果の評価

取出し建家及び貯蔵施設（HWTF-1）の建設に向けた施設概念、設計方針を整理し、今後実施する概念設計の仕様を取りまとめるなど、建屋設計の完成に向け計画通り進捗している。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、取出し建家及び HWTF-1 の主要プロセスの設備構成、機器配置、動線、建家構造等に係る概念設計を実施する。概念設計では、HASWS の改造（既存上家撤去等）を前提として、廃棄物の取出し及び搬送を考慮した施設・設備（取出し装置据付床を含む）、機器配置、動線等について検討を行うとともに、建家規模及び建設手順について具体化する計画である。

1.5.4 リスクに応じた安全確保対策

安全性評価の結果、ハル貯蔵庫のライニングに腐食は発生しないこと、予備貯蔵庫・汚染機器類貯蔵庫での自然発火の可能性はないことを確認している。しかしながら、万一を想定し、これまでにハル貯蔵庫からの漏れい水を循環するための仮設ポンプや仮設ホースの準備、予備貯蔵庫への温度監視設備や貯蔵庫内消火治具を配備してきた。平成 29 年度は、これまで実施してきた漏れい対策を更に強化するため、漏れい水移送ラインの遮蔽整備、管理区域外への流出防止堰の整備、仮設ポンプの停電時電源確保を施すと共に、汚染機器類貯蔵庫に対する温度監視設備、消火治具を配備し、万一の場合の措置の充実を図る。

1.5.4.1 漏えいリスクに対する安全確保対策

(1) 概要

ハル貯蔵庫への給水には、工業用水を用いるため塩化物イオンが存在する。また、ライニングには緩衝砂やハル缶等が接触することからすき間が多く存在し、腐食が発生するケースとしては、塩化物イオンの影響による局部腐食（すき間腐食）の発生が最も可能性が高いと考えられたため、すき間腐食評価を平成 20 年度、平成 21 年度及び平成 26 年度に実施した。現状のハル貯蔵庫の環境は、すき間腐食が発生しないと評価したが、万一の貯蔵庫から漏えいした場合には、貯蔵庫へ戻して循環する方針とし、平成 28 年度は、仮設ポンプ及び仮設移送ラインの配備を実施した。図 1.5-6 に漏えいリスクに対する安全確保対策の概念図を示す。

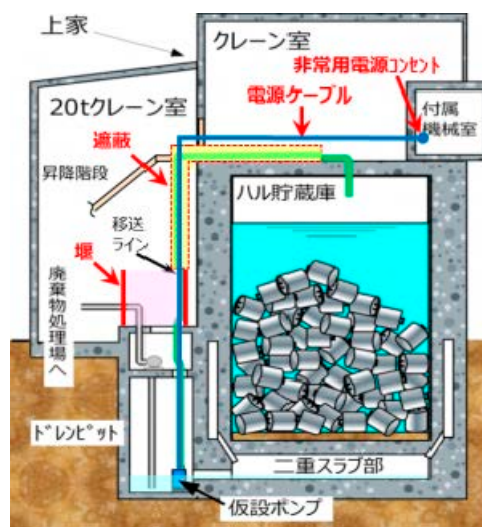


図 1.5-6 漏えいリスクに対する安全確保対策の概念図

(2) 方法（配備方針）

貯蔵庫ライニング及び貯蔵庫壁の破損により回収（廃棄物処理場へ移送）困難な量の漏えいが発生した場合に、ピットから漏えいしている貯蔵庫へ漏えい水を戻し循環するために、ポンプ、ホース等の資機材を配備する。

(3) 結果

漏えい水をピットから漏えいしている貯蔵庫へ戻し循環するためのポンプ、耐圧ホース等の資機材を配備するとともに、ホース敷設作業のモックアップを行い、ドレンピットからハル貯蔵庫まで敷設する手順書を整備した。

(4) 結果の評価

「仮設ポンプ及び仮設移送ラインの配備」を平成 28 年度に実施したことで、万一、ハル貯蔵庫よりプール水が漏えいした場合、ハル貯蔵庫へ漏えい水を戻し循環させる対策をとることが可能となった。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、仮設移送ラインへの遮蔽整備、停電時における仮設ポンプへの電源確保対策及び漏えい水流出防止堰の整備を実施し、対策強化を図る。

1.5.4.2 火災のリスクに対する安全確保対策

(1) 概要

乾式セル（予備貯蔵庫、汚染機器類貯蔵庫）に収納されている分析廃棄物用容器及び内容物（試料ビン）の主な材質はポリエチレンであり、試料ビンに付着した薬品等との反応により反応熱が蓄積し自然発火する可能性が考えられることから、ポリエチレンに薬品（硝酸、ドデカン）が付着した模擬廃棄物の自然発火性試験を平成 18 年度及び平成 26 年度に実施した。その結果、発熱することは無く、自然発火に至る可能性はないと評価した。しかし、可燃物であるポリエチレンを貯蔵していることから、万一に備え、火災のリスクに対する安全確保対策を実施する。

(2) 方法（整備方針）

万一の火災に備えて開口部からの効果的な注水、作業員の安全確保および作業区域への汚染拡大防止を目的に、貯蔵庫内散水装置を準備する。

(3) 結果

図 1.5-7 に示す散水装置を平成 28 年度 3 月までに製作した。

(4) 結果の評価

「散水装置」を配備することにより、より効果的な散水、作業員の安全性確保及び作業区域への汚染拡大防止が図れる。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、予備貯蔵庫への散水装置のモックアップ試験、作業手順書の整備を実施し、平成 29 年 6 月末までに散水装置を配備する。また、汚染機器類貯蔵庫に対して温度監視設備の設置及び消火治具を配備する。

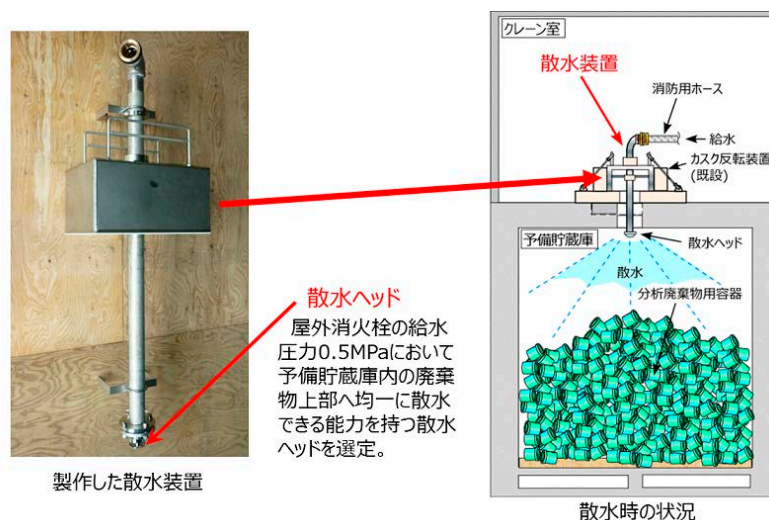


図 1.5-7 予備貯蔵庫に配備する散水装置

（再処理廃止措置技術開発センター 環境保全部 環境管理課 堀口 賢一）

1.6 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の整備

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）については、セメント固化設備及び硝酸根分解設備の施設整備を着実に進めるとともに、焼却設備の改良工事を進め、目標期間内に運転を開始する。	平成27年度計画 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）については、コールド試験を実施し、各機器の健全性及び操作・保守要領を確認する。 平成28年度計画 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）については、コールド試験を実施し、各機器の健全性及び操作・保守要領を確認する。また、セメント固化体の長期安定性を確認するための物性評価を実施する。

1.6.1 全体概要

- (1) 液体・固体廃棄物処理系設備について、コールド試験等により操作訓練を兼ねた機器の健全性確認や操作・保守要領を確認
- (2) 廃液中の硝酸根を分解した後に得られる炭酸塩廃液に対して、実規模セメント混練試験装置を用いて固化条件（使用するセメントの種類、水とセメントの割合、塩充填率）をパラメータとしたセメント混練試験を行い、最適な運転条件を確認

1.6.2 コールド試験

(1) 概要

低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の運転開始に向けて、既存設備（ろ過・吸着設備等）の試運転やメンテナンス操作を行い、機器の健全性や操作・保守要領について確認している。LWTF のコールド試験から運転に向けた全体スケジュールを表 1.6-1 に示す。既存設備のうち、廃棄物の処理運転で特に使用頻度の高いろ過・吸着設備とセル内遠隔機器については、平成 27、28 年度のコールド試験で優先的に操作訓練を兼ねた機器の健全性確認や操作・保守要領の確認を行った。

(2) 方法

1) ろ過・吸着設備等の通水作動試験

低放射性濃縮廃液の核種分離を行うろ過・吸着設備内のヨウ素不溶化工程、脱炭酸工程、共沈・限外ろ過工程に対して、運転操作訓練を実施した。処理廃液として純水を使用し、処理量 6m^3 となる 2Run 分 ($3\text{m}^3/\text{Run} \times 2$) の定常運転を模擬した。なお、pH 調整、ヨウ素不溶化及び鉄共沈処理で行う試薬添加（硝酸、水酸化ナトリウム、硝酸第二鉄）は、純水で代

用した。また、ポンプを用いて廃液を採取するサンプリング設備、固化体容器の搬入出・固化体の線量測定等を行う検査設備、排風機・加熱器からなる槽類換気設備、蒸気・冷却水設備からなるユーティリティ設備、セル内の漏えい検知装置等に対して、それぞれ作動確認を行った。セル内の漏えい検知装置の作動確認状況を図 1.6-1 に示す。

2) セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験

セル内（ろ過セル）に設置されている遠隔機器（パワーマニプレータ）に対して、接続されているケーブルを取り外した後、ITV カメラを介しながらパワーマニプレータをクレーンで吊り上げて、セル内の天井ハッチから上階の保守室へと移動させた。また、保守室において、移動したパワーマニプレータとケーブルを接続した後、パワーマニプレータの作動確認を行った。

セル内（ろ過セル）のろ過・吸着設備で使用するろ過器に装荷されているプレフィルタモジュールと中空糸フィルタモジュールに対して、インパクトレンチを把持したパワーマニプレータでろ過器の蓋ボルトを取り外した後、各モジュールを吊り上げて交換する保守作業を行った。

セル内（ろ過セル）に設置されている遠隔機器（マスタースレーブマニプレータ）に対して、グリーン区域側に分割して引き抜く作業を行った後、ブーツを交換する保守操作を行った。セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験状況を図 1.6-2 に示す。

(3) 結果

1) ろ過・吸着設備等の通水作動試験

- ・ろ過・吸着設備については、処理量 6m³となる 2Run 分の純水を問題なく処理することができ、ポンプ等の機器の健全性を確認するとともに、操作要領に問題ないことを確認した。
- ・サンプリング設備については、採取用容器のサンプリングジャグに十分な量の純水を採取できることを確認した。
- ・検査設備については、セル内クレーンやマスタースレーブマニプレータを用いて固化体容器（ドラム缶）の搬出入や線量測定等が問題なく行えることを確認した。
- ・槽類換気設備については、排風機及び加熱器が操作要領に基づいて、起動及び停止作業が問題なく行えることを確認した。
- ・ユーティリティ設備については、蒸気発生器及び冷却水供給設備が操作要領に基づいて、起動及び停止作業が問題なく行えることを確認した。
- ・セル内のドリフトレイ集液部に純水を張ることで漏えい検知装置の警報音が発報し、警報灯が点滅すること、集液部の純水を排出し警報灯がリセットできること、集液部の純水をセル外に設置した可搬式サンプリング装置を用いて採取できることについて問題なく行えることを確認した。

2) セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験

- ・セル内のパワーマニプレータについては、マスタースレーブマニプレータを用いた接続ケ

ープルの取り外し、ITV カメラを介しながらのセル内天井ハッチの開閉作業とクレーンを使用したパワーマニプレータの吊り上げ作業、保守室での移動したパワーマニプレータへのケーブル接続と作動確認について、操作・保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。

- ・ろ過器に装荷されているプレフィルタモジュールと中空糸フィルタモジュールを交換する保守作業については、蓋ボルトにアクセスする際のパワーマニプレータの基本姿勢を定量的に定めたガイドライン（各アームの角度が記載されている）を用いることで、ITV カメラを介した遠隔操作においても容易に交換作業が行えることを確認した。
- ・マスタースレーブマニプレータのブーツ交換については、操作・保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。

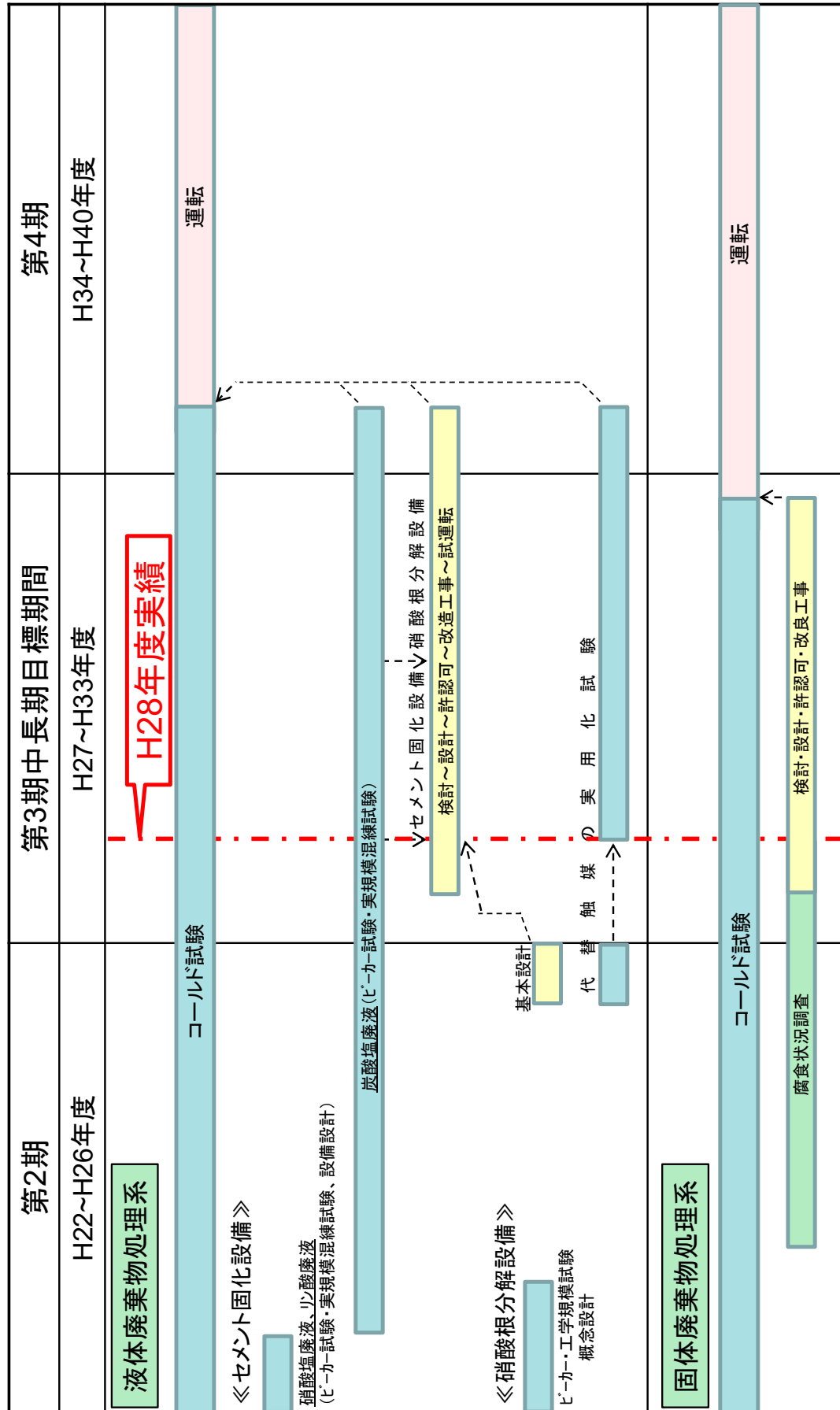
(4) 結果の評価

当初計画した確認試験等において、設備・機器の健全性に問題ないことを確認した。また、ITV カメラを介してのパワーマニプレータの遠隔操作については、作業員の経験により操作技術に差があることから、セル内遠隔機器の操作訓練を継続して行うことで操作技術の習熟を図る必要がある。

(5) 次年度以降の計画

セル内遠隔機器（パワーマニプレータ等）の ITV カメラを介しての操作訓練を実施し、運転員の操作技術習熟を図る。

表 1.6-1 全体スケジュール



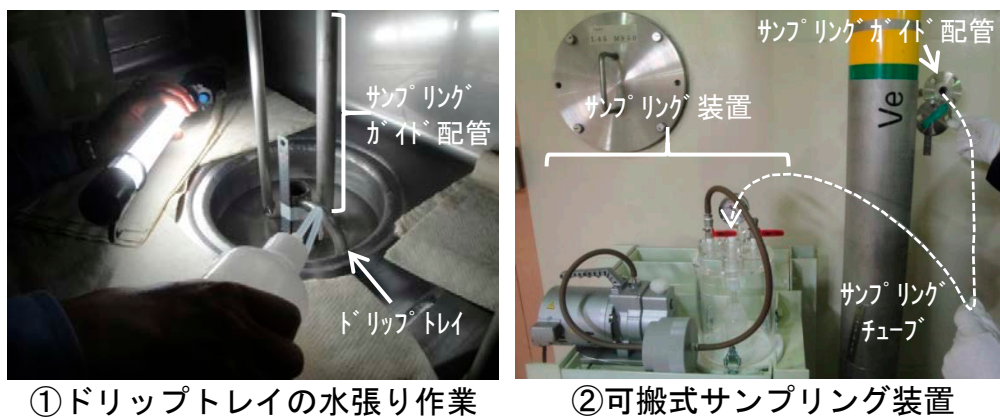


図 1.6-1 セル内の漏えい検知装置の作動確認状況

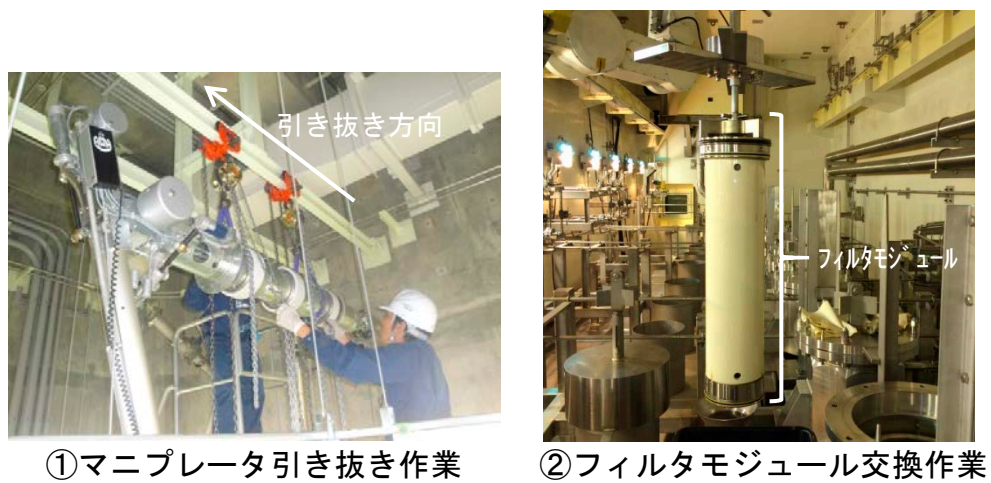


図 1.6-2 セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験状況

1.6.3 セメント混練試験

(1) 概要

LWTF でセメント固化する廃液のうち、廃液中の硝酸根を分解した後に得られる炭酸塩廃液に対して、実規模セメント混練試験装置を用いて固化条件（使用するセメントの種類、水とセメントの重量割合（水セメント比）、塩充填率）をパラメータとしたセメント混練試験を行い、最適な運転条件を確認している。平成 27、28 年度に実施した実規模セメント混練試験では、硝酸根分解設備で目標としている硝酸根分解率 90%に相当する炭酸塩模擬廃液と、硝酸根分解率を 95%及び 100%相当とした廃液をセメント固化した際の物性データ（一軸圧縮強度、結晶構造）を取得した。セメント混練試験の全体スケジュールを表 1.6-1 に示す。

(2) 方法

各硝酸根分解率に相当する炭酸塩模擬廃液に対して、実規模セメント混練試験装置を用いてセメント固化体を作製し、28 日養生した後、一軸圧縮強度の測定と X 線回折（XRD）による結晶構造解析を実施した。また、作製したセメント固化体を半年及び 1 年間養生した後、再び一軸圧縮強度の測定と XRD による結晶構造解析を実施し、長期安定性について確認した。実規模セメント混練試験概要を図 1.6-3 に示す。

(3) 結果

平成 27、28 年度の実規模セメント混練試験については、現時点（平成 29 年 3 月末）までに、28 試験を実施済。また、長期材齢（半年・1 年間養生）のセメント固化体に対しては、管理目標値※を満足するとともに、日数経過に伴い、一軸圧縮強度が上昇する傾向であること、結晶構造解析の結果から固化体中にセメント水和物（C-S-H）が生成していることを確認した。セメント固化体の日数経過に伴う圧縮強度変化を図 1.6-4 に示す。

※管理目標値：①一軸圧縮強度 10 MPa 以上、②フロー値（流動性）200 mm 程度、
（自主設定）③浮き水がないこと、④硬化日数 1 日以内

(4) 結果の評価

当初計画していた実規模セメント混練試験及び長期材齢（半年・1 年間養生）のセメント固化体に対する物性データを取得し、日数経過に伴う一軸圧縮強度の上昇が大きくなる傾向であることを確認できた。

(5) 次年度以降の計画

硝酸根分解率 90、95、100%の各廃液を用いて、運転時に想定される水セメント比を設定した固化条件においてセメント固化した際の物性データ（一軸圧縮強度、結晶構造）について継続して取得する。

（再処理廃止措置技術開発センター 環境保全部 処理第 2 課 高野 雅人）

【試験手順】

試験体作製



温度調整(50℃)



混練 (約20分)



フロー値等の測定

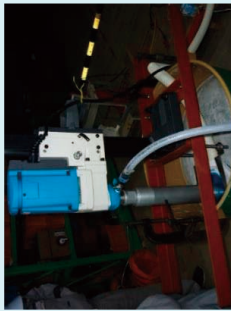


ブリーディングの確認

【管理目標値】

- ①流動性：フロー値 200mm以上
 - ②硬化日数：1日以内(LWTFの要求事項より)
 - ③浮き水(ブリーディング)が無い事
 - ④圧縮強度: 10MPa以上
- 「均質・均一固化体の廃棄のための確認方法」より適切な練り混ぜ基準における圧縮強度の値7.84 MPa以上を基に設定
- ただし、圧縮強度の基準は1.47 MPa以上

硬化後物性測定



コア試験体の採取



コア試験体

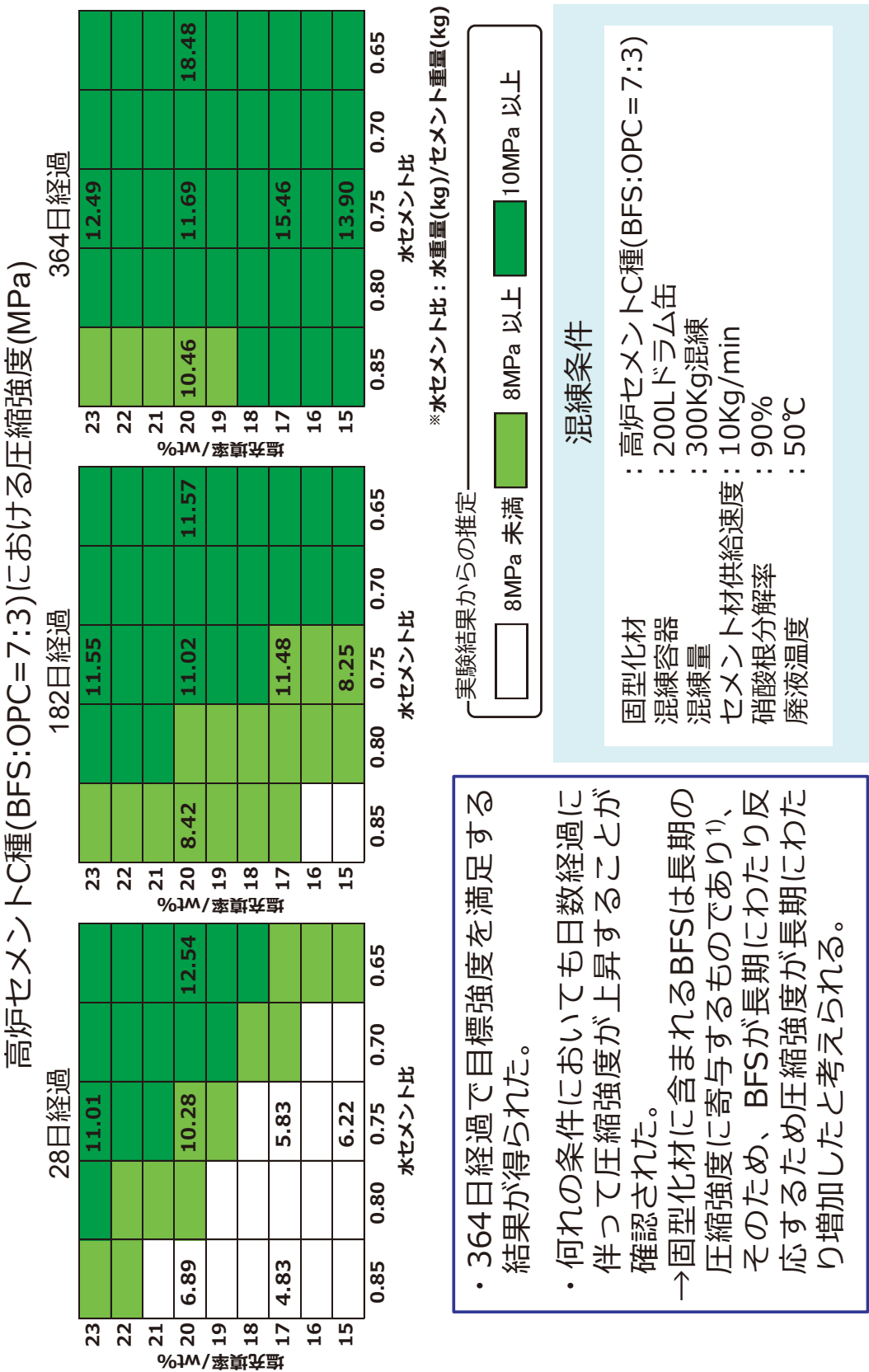


圧縮強度測定



実規模混練装置 (インドラムキジグ方式)

図 1.6-3 実規模セメント混練試験概要



・364日経過で目標強度を満足する結果が得られた。

・何れの条件においても日数経過に伴って圧縮強度が上昇することが確認された。

→ 固型化材に含まれるBFSは長期の圧縮強度に寄与するものであり¹⁾、そのため、BFSが長期にわたり反応するため圧縮強度が長期にわたり増加したと考えられる。

図 1.6-4 長期材齢における圧縮強度の測定結果

1)日本コンクリート工学協会 コンクリート便覧 p99-102

2. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発

2.1 廃止措置の推進のための検討

実施部署	廃棄物対策・埋設事業統括部
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
原子力施設の廃止措置 原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。	平成 27 年度実施計画 1)原子力施設の廃止措置 原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画の策定に向けて対象施設ごとの廃止措置条件を整理する。なお、既に廃止措置に着手し、継続しているものについては、有識者による評価を受ける。 平成 28 年度実施計画 1)原子力施設の廃止措置 原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画案の策定作業を進めるとともに、適宜見直しを行う。

(1) 概要

原子力機構の原子力施設は、その多くが昭和年代に整備されたもので、老朽化が進み、今後多くの施設を廃止措置していく必要がある。第1期、第2期中期計画期間中は現場の状況で対象施設を選定してきたが、機構改革時機構大で施設選定することになった。これを受け、安全確保を大前提に、経営資源が限られている中、効率的及び効果的に廃止措置を実施するために、合理的な廃止措置計画の策定を行った。平成27年度は合理的な廃止措置の策定の考え方を検討し、有識者による評価を受けた。平成28年度はこの考え方に基づき、廃止措置計画を策定した。その結果は施設中長期計画に反映された。

(2) 方法

1) 廃止措置におけるリスクの抽出

原子力機構施設の廃止措置計画の策定にあたり、原子力機構の施設情報を収集し、施設のリスクを設定するとともに、施設の安全性を確保できる状態であるホールドポイントを選定し、コストや外的要因等の考慮すべき点を踏まえ、施設の廃止措置計画を策定した。このため、施設の情報、設備・機器の情報、解体作業の情報などを各拠点の施設の廃止措置に関する施設情報として収集し、核物質保有リスク、機器機能維持リスク、制約条件、その他考慮すべき事項をリスク情報として抽出した。

2) 廃止措置対象施設の選定

リスクの抽出結果に運転計画等を加味し、廃止措置対象施設を選定した。施設のリスクは、施設の施工後経過年数、核燃料物質等の保有の有無、汚染のレベル、解体時のリスクなどによって数値化した。このリスクの最大値の 1/3 を目標値とし、核燃料等の搬出及び設備の解体・除染などによって低下する施設のリスクと目標値を比較した。図 2.1-1 に評価フローを示す。

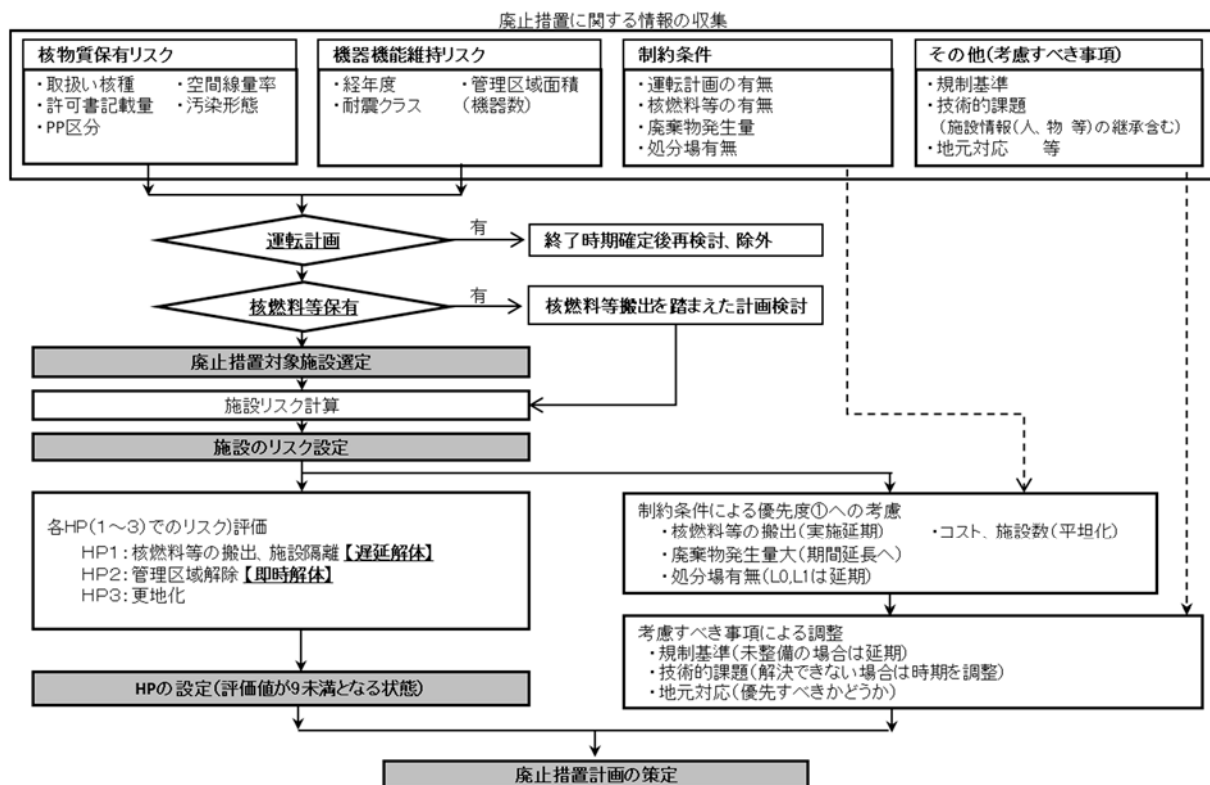


図 2.1-1 施設リスク評価フロー

3) ホールドポイントの考え方の整理

IAEA の廃止措置の工程例を参考に、ホールドポイントを設定した。核燃料等の搬出をホールドポイント 1: HP1 とし、管理区域解除をホールドポイント 2: HP2 とした。図 2.1-2

に概念図を示す。

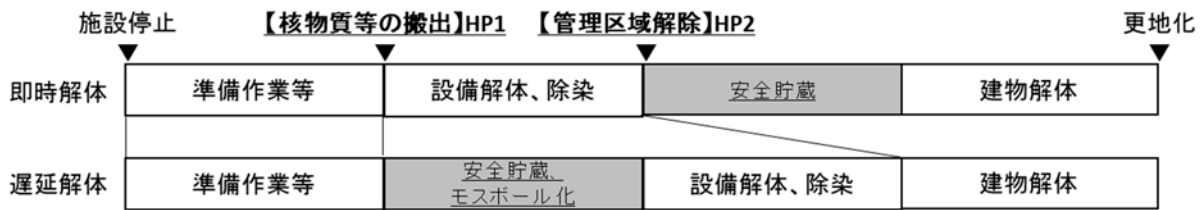


図 2.1-2 廃止措置主要工程及びホールドポイントの考え方

4) 廃止措置計画の策定

廃止措置計画の優先順位を以下の考え方とした。施設操業の停止から核燃料等を搬出して施設を隔離する段階（HP1）、そして管理区域を解除する段階（HP2）へと廃止措置を進めていく間に施設リスクは低下する。それぞれのホールドポイントにおけるリスクの評価値と目標値を比較し、評価値が目標値を下回った段階でいったん廃止措置を中断し、その状態を当面維持することを計画の基本とした。

- ① 施設のリスクが、現状でリスク目標値を下回る施設は 現状維持を基本とする。
- ② 核燃料等搬出（HP1）を行った場合の施設リスクがリスク目標値を下回る施設は、核燃料等の搬出をすべて実施した時点で、廃止措置を中断し、安全貯蔵状態として施設を管理する（遅延解体）。
- ③ 核燃料等搬出（HP1）を行った場合の施設リスクがリスク目標値を下回らない施設は、施設内の設備解体や除染などの廃止措置作業に移行し、管理区域解除まで進める。

(3) 結果

拠点からの施設情報に基づき、廃止措置対象施設のリスクレベルや経済性を考慮しつつ、施設計画検討プロジェクトチームと連携を取りながら、優先順位やホールドポイントを設定した廃止措置計画案を取りまとめた。その結果は施設中長期計画に反映された。

(4) 結果の評価

機構大での合理的な施設中長期計画の策定に貢献できた。

(5) 次年度以降の計画

バックエンド業務を統括する部署において、毎年の施設中長期計画の改訂の中で廃止措置計画を見直していくとともに、バックエンドロードマップの中で更に長期間の計画を検討していく。

（廃止措置技術開発室 目黒 義弘、佐藤 公一）

2.2 核燃料サイクル工学研究所における廃止措置 (Pu-2)

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。実施に当たっては、機構改革で定められた施設を中心に、確保された予算の中で最大の効果が期待されるものを優先することとする。 廃止措置・放射性廃棄物の処理処分に必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化処理、廃棄確認用データ取得等に係る先駆的な技術開発に積極的に取り組み、安全かつ合理的なプロセスを構築する。	平成 27～28 年度計画 原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、廃止措置作業を実施する。 【各論】 プルトニウム燃料第二開発室において、設備の解体を継続する。

(1) プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置の状況

プルトニウム燃料第二開発室（以下、「Pu-2」という。）は、所期の目的を完遂し、現在、廃止措置を進めているところであり、施設内に残存する核燃料物質の安定化処理と並行して、グローブボックス（以下、「GB」という。）の解体撤去を実施している。

廃止措置着手前の Pu-2 施設内には、GB、フード等が 100 基（約 900m³）存在しており、老朽化の度合い、使用履歴等を考慮し、閉じ込め機能喪失のリスクの高いものから順次解体撤去を進めている。平成 29 年 3 月末現在、解体撤去の進捗率は約 10%（約 90m³）である。また、不稼働になった GB 内装機器を分解撤去し、GB 内に残存する核燃料物質を回収する作業も継続中である。

(2) GB 解体撤去技術の開発状況

1) 概要及び方法

現在の GB 解体撤去は、解体対象の GB の周囲に汚染拡大防止のためのグリーンハウス（以下、「GH」という。）と呼ばれるビニール製のテントを設置し、GH 内で空気呼吸保護具であるエアラインスーツを着装した作業員が、チップソーなどの手工具を駆使しながら、GB や内装機器を細断、梱包して、放射性廃棄物とする方法で行っている。

エアラインスーツ作業での解体撤去は、技術的に確立されているが、作業員の精神的・肉体的負荷が大きく、厳しい作業制限（原則 1 時間未満/人・日）が課せられる上、特別な習熟を必要とする高コスト、高リスクな解体技術である。そのため、安全性を確保しつつ、よりスピーディに、より低コストでの解体撤去を進めるために、遠隔操作機器による切断方法などを採用した GB 解体撤去技術の開発を進めている。図 2.2-1 に GB 解体撤去技術のイメージを示す。

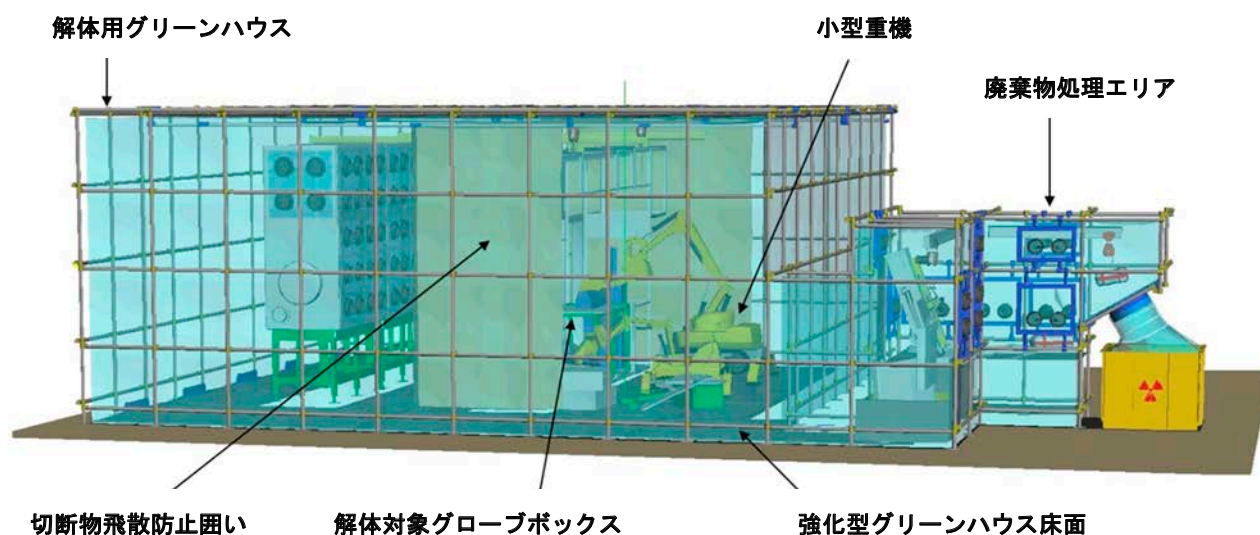


図 2.2-1 開発中の GB 解体撤去技術のイメージ

2) 平成 27 年度の結果及び評価

平成 27 年度は、モックアップ試験を実施し、強化型 GH 床面、切断ツールを装備した小型重機の切断能力、カメラ・モニタのみによる遠隔操作の技術的成立性について確認した。

強化型 GH 床面は、人手による布設・撤去作業が可能であり、重機の走行試験や切断物の落下試験においても強度的に問題はなく、技術的な見通しを得た。

また、小型重機にディスクソーを装備して切断した結果、切断は概ね可能であるが、切断に伴う火花、切粉、切断刃が咬み込むなど課題が多いことが分かった。

更に、カメラ・モニタのみによる遠隔操作確認試験の結果、カメラを適切に配置することにより遠隔操作は可能であるが、視認性が悪く、直視操作に比べて安全性及び作業効率が低下した。そのため、画像処理技術を用いた視覚支援技術の検討を始めた。図 2.2-2 に強化型 GH 床面の重機適合確認試験、図 2.2-3 に切断ツールを装備した小型重機の切断能力確認試験、図 2.2-4 にカメラ・モニタのみによる遠隔操作確認試験の実施状況を示す。

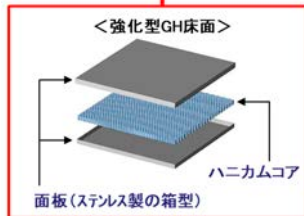


図 2.2-2 強化型グリーンハウス
床面の重機適合確認試験



図 2.2-3 切断ツールを装備した
小型重機の切断能力確認試験

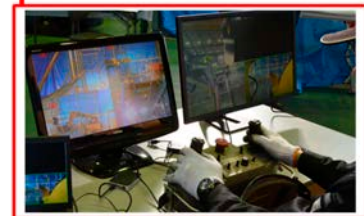


図 2.2-4 カメラ・モニタのみ
による遠隔操作確認試験

3) 平成 28 年度の結果及び評価

平成 28 年度は、平成 27 年度に実施したモックアップ試験の結果等を踏まえ、安全性や経済性の更なる向上を図るため、技術開発の方向性について、以下の通り見直しを行うとともに、そのうち、GB 分割方法の技術的成立性について確認した。試験状況を図 2.2-5 に示す。

- ① 解体対象の大型 GB を設置場所で解体するのではなく、分割して GH へ移動・搬入
⇒GH の設置・撤収回数の削減、廃棄物発生量の低減
⇒遠隔操作機器を最適配置した固定型 GH を設置
- ② 解体作業性向上のため GH 内で GB を横倒し
⇒低い位置での切断作業が可能。これにより、小型で低パワーな汎用性の高い遠隔操作機器でも対応可能となり、技術的な成立性が向上
- ③ 画像処理技術等を用いた視覚支援システムの採用
⇒遠隔操作におけるオペレーターの視認性が良くなり、安全性、作業効率が向上
- ④ ディスクソーを使用せず、油圧カッター、油圧シャー等による切断
⇒火花・切粉を抑え、切断時間も短縮。高い操作技術も不要
- ⑤ 切断物のビニール梱包の廃止、細断物収納容器の採用
⇒細断物は専用容器に収納。これにより、ビニール梱包に要する期間を短縮
⇒不燃物処理施設における前処理作業に要する期間も短縮可能
- ⑥ グローブ作業エリアを設置
⇒GH 外からグローブ作業で解体物の細断、収納、バグアウト作業を実施
⇒GH 内での切断作業と同時に行うことで作業効率が向上



図 2.2-5 GB 分割方法確認試験

4) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、引き続き要素技術に係るモックアップ試験等を実施する予定である。複数の要素技術を整合のとれた一つのシステムとして完成させていくには、多くの課題を解決し、許認可を取得していく必要があるが、技術的成立性が見通しが得られた要素技術から、必要に応じて、現在のエアラインスーツ主体の解体工法に採用していくことも検討していく。

(プルトニウム燃料技術開発センター 環境プラント技術部 廃止措置技術開発課
木村 泰久、吉田 将冬)

2.3 原子炉廃止措置研究開発センターにおける廃止措置

2.3.1 新型転換炉原型炉「ふげん」の廃止措置及び知識マネジメントシステムの構築

実施部署	原子炉廃止措置研究開発センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。	平成 27 年度計画 新型転換炉「ふげん」（以下「ふげん」という。）施設の廃止措置として、設備解体を継続するとともに、解体撤去物のクリアランス認可に向けた審査の対応を行う。 平成 28 年度計画 「ふげん」施設の廃止措置として、解体撤去物のクリアランス認可に向けた審査の対応を行う。

(1) 概要

解体撤去工事については、平成 27 年度に原子炉補助建屋内の原子炉冷却材浄化系設備のブースターポンプ等の解体撤去を行った。解体撤去工事では、今後予定している比較的汚染の高い設備の解体撤去に係るノウハウを得ることを目的に計画立案から解体撤去作業までの全てを職員自らが実施した。また、平成 28 年度に原子炉建屋内の隔離冷却系設備の熱交換器及び配管等の解体撤去を行った。

汚染の除去工事については、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事として、平成 26 年度から引き続き系統内のトリチウムを除去する作業を実施した。また、平成 27 年度から熱交換器類の汚染の除去工事として、原子炉冷却材浄化系設備の一部についてコバルト 60 等の腐食生成物を除去する作業を実施した。

解体撤去物のクリアランスについては、平成 27 年 2 月 13 日に原子力規制委員会に測定及び評価方法について認可申請し、平成 28 年 11 月 18 日に一部補正申請を行い、審査対応を継続して実施した。

この他、「ふげん」では、建設・使用前検査段階や運転・保守に携わってきた世代が高齢化とともに退職を迎えており、この世代が経験的に保有してきた情報やノウハウ等が失われる懸念がある。こうした背景を踏まえ、今後の廃止措置を安全かつ合理的に実施していくために、人材育成とともに次世代へ技術・知識を継承する取組みとして知識マネジメントシステムのプロトタイプ構築に係る検討を行った。

(2) 方法

廃止措置については、認可を受けた廃止措置計画に基づき、保安規定を遵守して実施した。

(3) 結果

1) 解体撤去工事について

平成 27 年度と平成 28 年度に実施した解体撤去範囲を図 2.3.1-1 に示す。

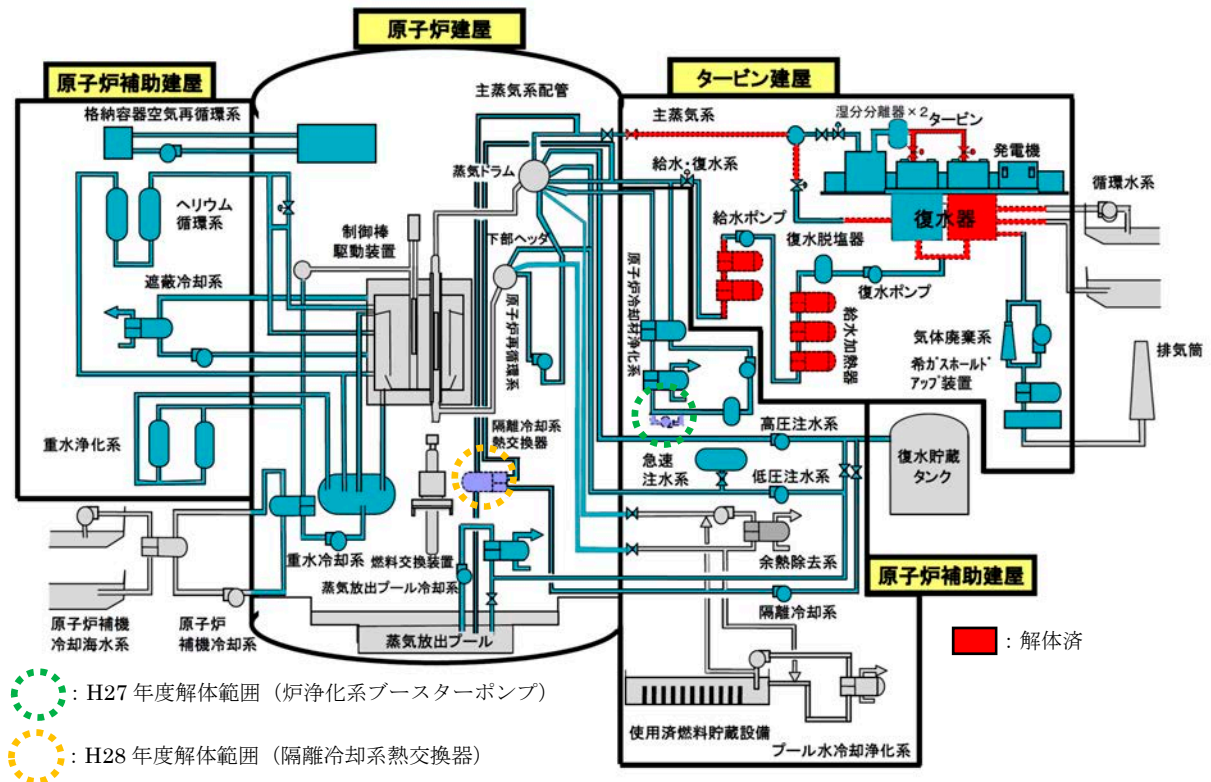


図 2.3.1-1 平成 27、28 年度の解体撤去範囲

a) 原子炉冷却系統施設の解体撤去工事

① 原子炉冷却材浄化系設備等の解体撤去工事

平成 27 年度に原子炉冷却材浄化系ブースターポンプ等の解体撤去の準備作業として後述するブースターポンプ室内の一部の配管の汚染の除去作業を実施した後、解体撤去工事を実施した。

本作業の対象は、原子炉補助建屋に設置されている原子炉冷却材浄化系のうち、地上 1 階のブースターポンプ室内にあるブースターポンプ本体とその周辺機器・配管であった。

本解体撤去工事は、今後予定している比較的汚染の高い設備の解体撤去に係るノウハウを得ることを目的に計画立案から解体撤去作業までの全てを職員自らが実施した。

本作業で発生した約 1.8 トンの解体撤去物は、放射性廃棄物としてタービン建屋地下 2 階の保管区域に保管した。

図 2.3.1-2 に解体撤去状況、図 2.3.1-3 に解体撤去前後の状態を示す。



ブースターポンプ等



配管等の解体撤去状況

図 2.3.1-2 ブースターポンプ等の解体撤去状況



解体撤去前



解体撤去後

図 2.3.1-3 ブースターポンプ等の解体撤去前後の状態

② 主蒸気系及び隔離冷却系設備等の機器の解体撤去工事

平成 28 年度から原子炉建屋地下 1 階に設置されている隔離冷却系設備の一部である熱交換器や配管等について解体撤去を実施した。図 2.3.1-4 に解体撤去前後の状態を示す。



解体撤去前



解体撤去後

図 2.3.1-4 隔離冷却熱交換器の解体撤去前後の状態

2) 汚染除去工事について

平成 27 年度に実施した汚染除去工事の実施範囲を図 2.3.1-5 に示す。

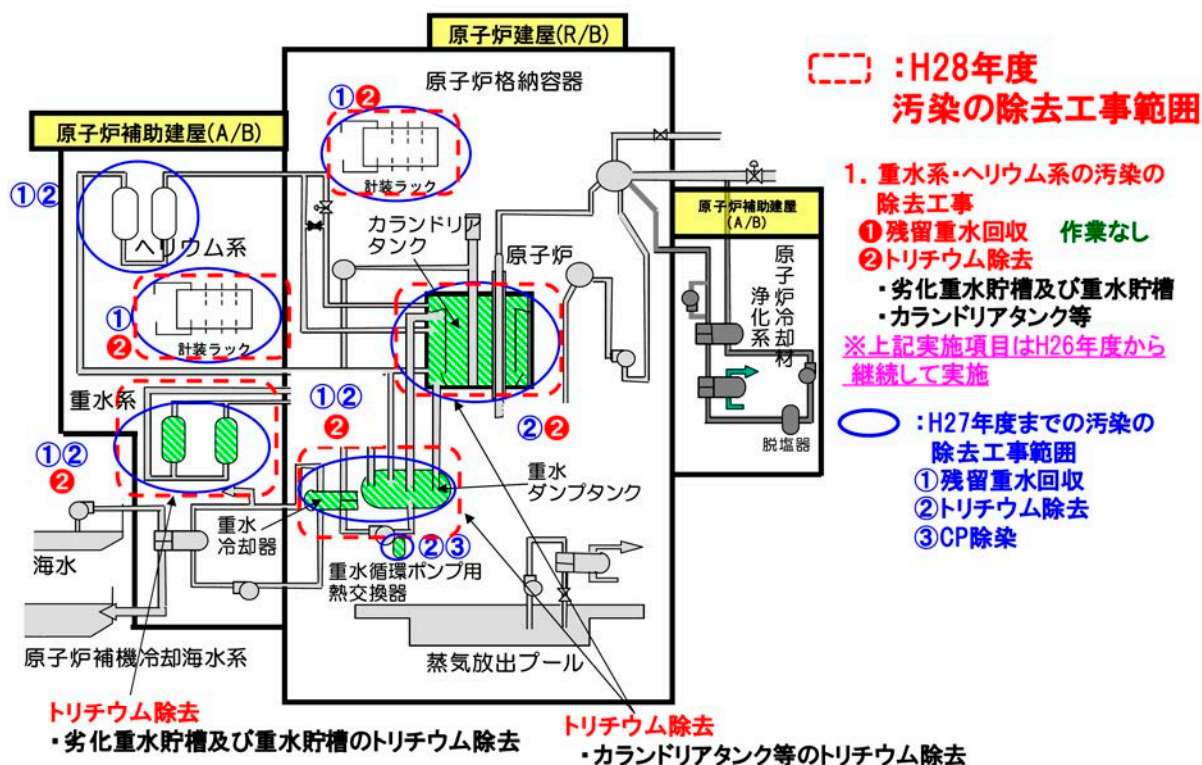


図 2.3.1-5 平成 27、28 年度の汚染除去工事範囲

a) 原子炉補助建屋機器のトリチウム除去

原子炉補助建屋地下 1 階及び地下 2 階に配置されている劣化重水貯槽・重水貯槽及び周辺機器・配管について、真空ポンプを用いた真空引き（真空乾燥）によりトリチウムを除去する作業を平成 26 年度に引き続き平成 27 年度に実施した。なお、当該作業は平成 28 年度も継続して実施した。

b) 原子炉建屋機器のトリチウム除去

原子炉建屋内に設置されているカランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系について、真空ポンプを用いた真空引き（真空乾燥）によりトリチウムを除去する作業を平成 26 年度に引き続き平成 27 年度に実施した。なお、当該作業は平成 28 年度も継続して実施した。また、通気乾燥で使用していた除湿ローター式トリチウム除去装置については、使用を終えたため当該装置の取外しを実施した。

c) 熱交換器類の汚染の除去

熱交換器類の汚染の除去工事計画に基づき、原子炉補助建屋地上 1 階ブースターポンプ室内の一部の配管について、配管内にブラシ等を挿入し内面の研削による汚染の除去作業を実施した。ブラシ等による除染では、ある程度の除染効果は得られたものの、対象箇所

を効率的に除染するための方法や研削力の向上等の課題を抽出することができた。

図 2.3.1-6 に除去作業の概略図、図 2.3.1-7 に除染対象配管の切断状況、図 2.3.1-8 に除染ヘッドの挿入状況を示す。

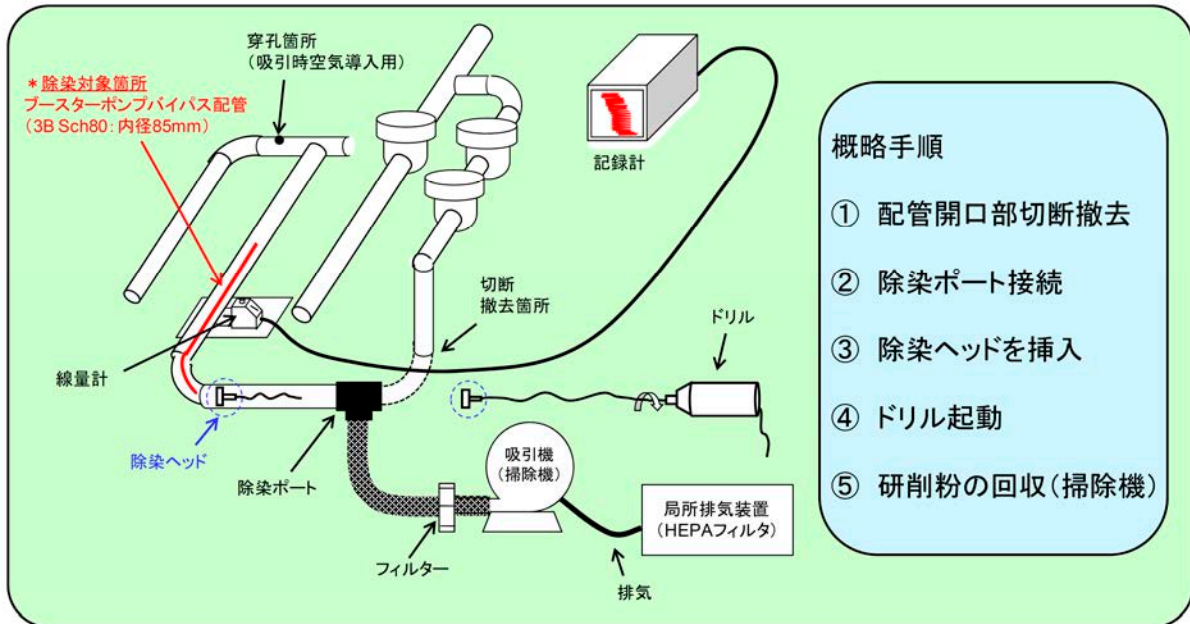


図 2.3.1-6 除去作業の概略図（ブースターポンプ室内の一部の配管）



図 2.3.1-7 除染対象配管切断の状況



図 2.3.1-8 除染ヘッドの挿入状況

3) クリアランス認可申請対応について

「ふげん」のクリアランス認可申請については、タービン建屋で発生した解体撤去物約1,000トン（金属）を対象に、平成27年2月13日に認可申請を行った。その後、審査対応を継続し、平成28年11月18日に補正申請を提出した。

4) 知識マネジメントシステムの構築

知識マネジメントシステムの構築に向けた取り組みとしてまずは3カ年（平成27～29年度）を基本とし、詳細検討を進め具体化していくこととした。平成27、28年度においては、

知識の抽出手法の確立としてデータ及び情報等の整理、体系化の検討及び経験者等との意見交換会等に取り組んだ。また、プロトタイプシステムに入れ込むコンテンツ（廃止措置情報検索、解体進捗状況等）の整備を進めた。

(4) 結果の評価

「ふげん」施設の維持管理を適切に実施し安全を確保した上で、解体撤去工事、汚染の除去工事等の施設の廃止措置を計画通りに実施した。

これらの解体撤去工事や汚染除去工事において得た知見については、適宜レポートとして取りまとめて所内関係者と共有するとともに、適宜機構外の有識者から構成される「ふげん廃止措置技術専門委員会」での審議も受けて、継続的に後年度の計画への反映も行っている。

また、「日本原子力学会」や「原子力に係る国際会議（ICONE）」で報告することで、他の原子力事業者への情報提供等の成果普及も行っている。

これらの工事の成果や外部関係者との議論等を通して蓄積してきた切断工法や安全対策等の有益な知見については、作業要領書等に反映し、更なるふげんの安全且つ効率的な解体撤去工事や汚染の除去工事に役立てている。

クリアランス認可については、年度計画通り、原子力規制委員会からのコメント対応を継続して実施した。

以上のとおり、平成 27 年度及び平成 28 年度の年度計画に対し、所要の成果を達成している。

(5) 次年度以降の計画

次年度も引続き施設の廃止措置を進める。原子炉冷却系統施設として復水器及び湿分分離器等や主蒸気系及び隔離冷却系設備等の解体を引き続き実施する。

（新型転換炉原型炉ふげん 廃止措置部 技術実証課 石山 正弘）

2.3.2 レーザー切断技術開発

実施部署	原子炉廃止措置研究開発センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。	平成 27 年度計画 原子炉水中解体工法として開発してきたレーザー切断技術の実用化に向けた課題の整理を行う。 平成 28 年度計画 原子炉水中解体工法として開発してきたレーザー切断工法による管理区域内機器の気中雰囲気での切断実証を行う。

(1) 概要

「ふげん」では、平成 20 年 2 月に認可を受けた廃止措置計画に基づき施設の解体撤去や汚染の除去等の廃止措置作業を進めており、平成 35 年度からは原子炉本体の解体に着手する計画としている。

この原子炉本体の解体に向けて、平成 26 年度には第 2 期中期計画に基づき原子炉解体切断工法として炉心領域と遮蔽領域にレーザー切断工法、遮蔽領域は更に金属ライナー付きコンクリートを切断可能なダイヤモンドワイヤーソー切断工法を選定するとともに、解体時の安全評価や最適な切断条件の抽出に係るデータ取得等を進めてきている。

また、既往の安全評価に係る解析結果の検証を行い、廃棄物の処理処分計画に反映する等の観点から、実機の原子炉構造材からの試料採取に係る技術開発を進めている。「ふげん」原子炉本体を図 2.3.2-1 に示す。

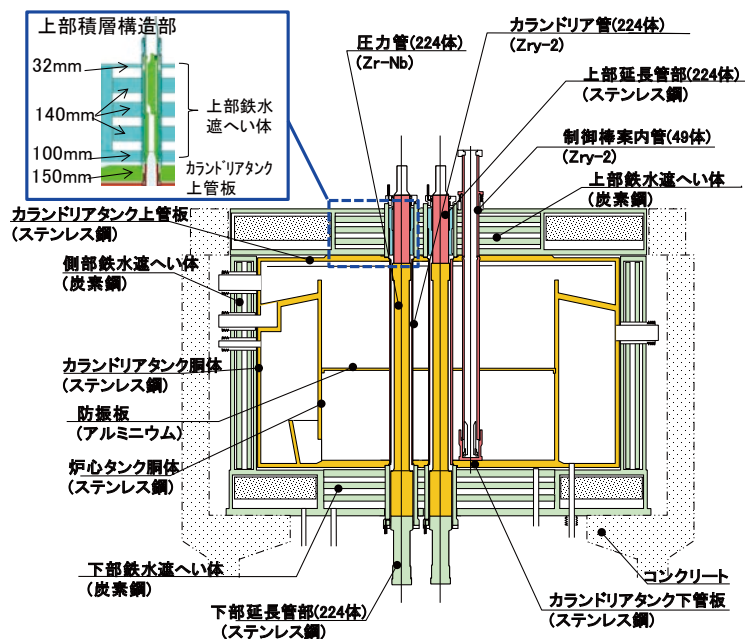


図 2.3.2-1 「ふげん」の原子炉本体

1) レーザー切断技術開発

a) 切断工法の選定及び切断実証

「ふげん」の原子炉本体は、被ばく低減や切断時の発火防止対策等のために水中で解体する計画である。原子炉本体のうち炉心領域は、圧力管とカランドリア管をそれぞれ 224 本内蔵する二重管で構成される複雑で狭隘な構造である。

これらの特徴を有する原子炉本体を安全かつ効率的に解体する観点から、国内外での調査結果や切断試験の結果等を踏まえ、第 2 期中期計画に基づき平成 26 年度に工期短縮及び二次廃棄物低減等に優位なレーザー切断工法を選定した。

しかしながら、これまで原子炉本体の解体にレーザー切断工法を適用した実績がないことから、「ふげん」の原子炉解体に向けた技術開発の観点から、気中及び水中でのレーザー切断システムを構築することを目指している。この技術開発の一環として、平成 27 年度に実機への適用に先立ちコールド環境下において切断試験を行い実機解体へのレーザー切断工法の適用性を確認した。また、その知見を基に、ホット材である原子炉冷却材浄化系設備のブースターポンプの解体撤去作業で発生した配管の二次切断を対象として切断実証を行った。平成 28 年度は、原子炉建屋地下 1 階にある隔離冷却系の熱交換器の給水入口管の一次切断を対象として切断実証を行った。なお、当該対象部位は、配管が入り組み狭隘な環境であるため、専用の切断ヘッド駆動治具を用いた。

b) 全体工程

表 2.3.2-1 に平成 27 年度から平成 30 年度までのレーザー切断技術開発に係る全体工程表を示す。

表 2.3.2-1 レーザー切断技術開発に係る全体工程表

年度	気中切断技術	水中切断技術
平成 27 年度	・レーザー発振器、多関節ロボット等の連携調整及び遠隔制御性確認 ・実機原子炉冷却材浄化系解体撤去物にレーザー切断技術を適用	・「ふげん」内への気中及び水中切断試験装置の整備
平成 28 年度	・実機隔離冷却系熱交換器等の解体撤去の一部へのレーザー切断技術の適用	・気中及び水中下でのレーザー切断時における粉じんデータ取得（熱的切断工法であるプラズマ切断工法との比較を含む）
平成 29 年度	・炉心タンク穿孔に向けた簡易モックアップによる検証	
平成 30 年度	・炉心タンクを対象としたレーザー穿孔技術の実証	
	・原子炉遠隔解体モックアップ試験（ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点利用）	

(2) 方法

1) レーザー切断技術開発

a) コールド環境下での模擬材を用いた切断実証

平成 27 年度、原子炉冷却材浄化系設備のブースターポンプの解体撤去作業で発生した配管の二次切断にレーザー切断を適用するに当たり、事前にコールド環境下にて同じ配管サイズの 3B 配管を試験体とし、切断実証を行った。

切断実証は図 2.3.2-2 に示すとおり、6 軸の多関節ロボットの先端にレーザー切断ヘッドを取付けて遠隔で実施した。なお、切断条件は、これまで「ふげん」にて実施してきた切断試験の結果に基づき設定した。レーザー切断時の状況を図 2.3.2-3 に示す。

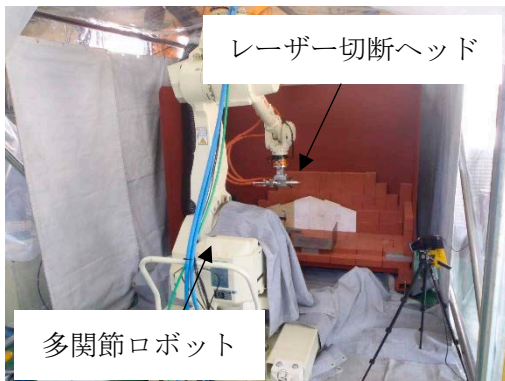


図 2.3.2-2 コールド環境下での切断試験状況



図 2.3.2-3 レーザー切断時の状況

b) ホット環境下での実機材を用いた切断実証

上記のコールド環境下での模擬材を用いた切断実証により、作業安全を含め実機にレーザー切断を適用できる見通しを得たことから、平成 27 年度に管理区域において、原子炉冷却材浄化系設備のブースターポンプ等の解体撤去作業で発生した実機配管の二次切断にレーザー切断を適用した。汚染拡大防止として、管理区域に設置した GH の設置状況を図 2.3.2-4 に示す。また、GH 内の切断装置設置状況を図 2.3.2-5 に示す。

平成 28 年度には、原子炉建屋地下 1 階にある隔離冷却系熱交換器の入口配管の一次切断にレーザー切断を適用した。当該箇所は狭隘環境にあるため、これまで使用してきた多関節ロボットを用いた切断が困難だったことから、狭隘部対応の切断ヘッド駆動装置を開発して使用した。駆動装置の外観写真を図 2.3.2-6 に示す。また、レーザー切断後の配管を図 2.3.2-7 に示す。



図 2.3.2-4 GH 設置状況

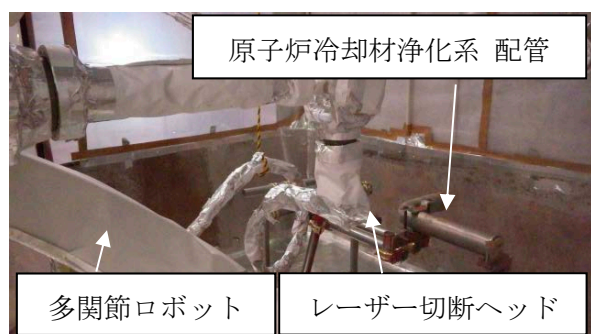


図 2.3.2-5 切断装置設置状況



図 2.3.2-6 狭隘部対応切断ヘッド駆動装置外観



図 2.3.2-7 レーザー切断後の配管

(3) 結果

これまで「ふげん」にて実施してきた切断試験の結果や知見を踏まえ、原子炉冷却材浄化系設備の二次切断及び隔離冷却系設備の一次切断にレーザー切断を適用し、安全に作業が実施できることを実証した。また、これらの成果を踏まえ、炉内試料採取作業の際に干渉する炉心タンク穿孔にレーザー切断技術を適用することとし、平成 29 年度からモックアップにより実証試験に着手する予定である。

(4) 結果の評価

国内外の原子炉施設の廃止措置への適用実績のないレーザー切断工法について、原子炉冷却材浄化系設備や隔離冷却系設備の一次、二次切断に適用し、レーザー切断工法を用いて解体作業を安全かつ効率的に実施できることを実証しており、平成 27、28 年度の年度計画を達成できた。

レーザー切断工法により切断実証を行うに当たり、配管をレーザー切断する際に貫通するレーザー光に対する安全性を向上させる切断方法を考案し特許出願中（特願 2017-078928）である。

この他、狭隘部対応のレーザー切断ヘッド駆動装置を開発し、配管等が複雑に入り組む狭隘環境においてもレーザー切断工法を適用でき、多関節ロボットを用いるよりも準備作業にかかる時間も短縮できることを確認した。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、平成 28 年度までに実機材へのレーザーを適用した実績を踏まえ、原子炉本体の炉内試料採取作業の際に干渉する炉心タンクのレーザー穿孔に向けたモックアップ試験に着手する計画である。

また、これらのモックアップ試験の結果を踏まえ、炉心タンクをレーザー切断技術で穿孔し、高放線量雰囲気下における気中レーザー切断遠隔制御技術の実証を行い、原子炉水中解体に向けて実績を積んでいく計画である。

（新型転換炉原型炉ふげん 廃止措置部 技術実証課 中村 保之）

2.4 原子力科学研究所における廃止措置

実施部署	原子力科学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。	平成 27 年度計画 原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画の策定に向けて対象施設ごとの廃止措置条件を整理する。 【各論】 廃止措置に着手しているホットラボ、液体処理場及び再処理特別研究棟の廃止措置を継続する。また、JRR-4、TCA 及び TRACY については、廃止措置計画の認可申請に向けて準備を進める。 平成 28 年度計画 原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画案の策定作業を進めるとともに、適宜見直しを行う。 【各論】 廃止措置に着手しているホットラボ、液体処理場及び再処理特別研究棟の廃止措置を継続する。また、JRR-4 及び TRACY については、廃止措置計画の認可に向けて準備を進め、TCA については、廃止措置計画の認可申請に向けて準備を進める。

(1) 概要

施設中長期計画に従って、原子力科学研究所の廃止対象施設（図 2.4-1 参照）のうち 6 施設の廃止措置を進めた。

再処理特別研究棟では廃止措置を継続し、ホットラボでは鉛セルの解体方法の検討及び液体処理場では撤去物の処理方法の検討を進めた。また、JRR-4、TRACY については、廃止措置計画の認可申請及び一部補正申請を行うとともに、TCA については、廃止措置計画に係る認可申請の準備を進めた。

(2) 方法及び結果

- 1) ホットラボでは、平成 24 年度にウランマグノックス用鉛セル 12 基の解体を開始し、平成 24 年度に 2 基、平成 27 年度に 4 基、平成 28 年度に 2 基を解体し、鉛セル 8 基の解体が終了した（図 2.4-2 参照）。
- 2) 液体処理場では、廃液貯槽を撤去・解体するために取り外した点検架台、支柱等の解体物について、平成 27 年度に福島由来の汚染状況調査、平成 28 年度に物量測定を行った（図 2.4-3 参照）。
- 3) 再処理特別研究棟では、平成 26 年度までに廃液貯槽 LV-1 の上部の解体が終了し、平成 27 年度に廃液貯槽 LV-1 の底部を解体、平成 28 年度に冷水ジャケットの底部を解体し、廃液貯槽 LV-1 の解体が終了した（図 2.4-4 参照）。
- 4) JRR-4 では、原子炉の廃止措置計画の認可申請に向けた準備を進め、認可申請後、一部補正申請を行った。また、平成 27 年度に使用済燃料を全て JRR-3 に移送した。

（廃止措置計画）

- ・平成 27 年 12 月 25 日 廃止措置計画の認可申請
- ・平成 28 年 2 月 7 日 廃止措置計画の一部補正申請

- 5) TRACY では、原子炉の廃止措置計画の認可申請に向けた準備を進め、認可申請後、一部補正申請を行った。

（廃止措置計画）

- ・平成 27 年 3 月 31 日 廃止措置計画の認可申請
- ・平成 28 年 2 月 7 日 廃止措置計画の一部補正申請

- 6) TCA では、廃止措置計画の認可申請に向けた準備を進めた。

(3) 結果の評価

平成 27 年度及び平成 28 年度の年度計画に基づき、ホットラボ、液体処理場、再処理特別研究棟の廃止措置の継続及び JRR-4、TRACY の廃止措置計画の認可申請並びに TCA の廃止措置計画の認可申請の準備を、年度計画通り実施できたと評価できる。

(4) 次年度以降の計画

施設中長期計画に基づき、ホットラボ、液体処理場、再処理特別研究棟、JRR-4、TRACY 及び TCA の廃止措置を進める。

(原子力科学研究所 バックエンド技術部 廃止措置課 信田 重夫)

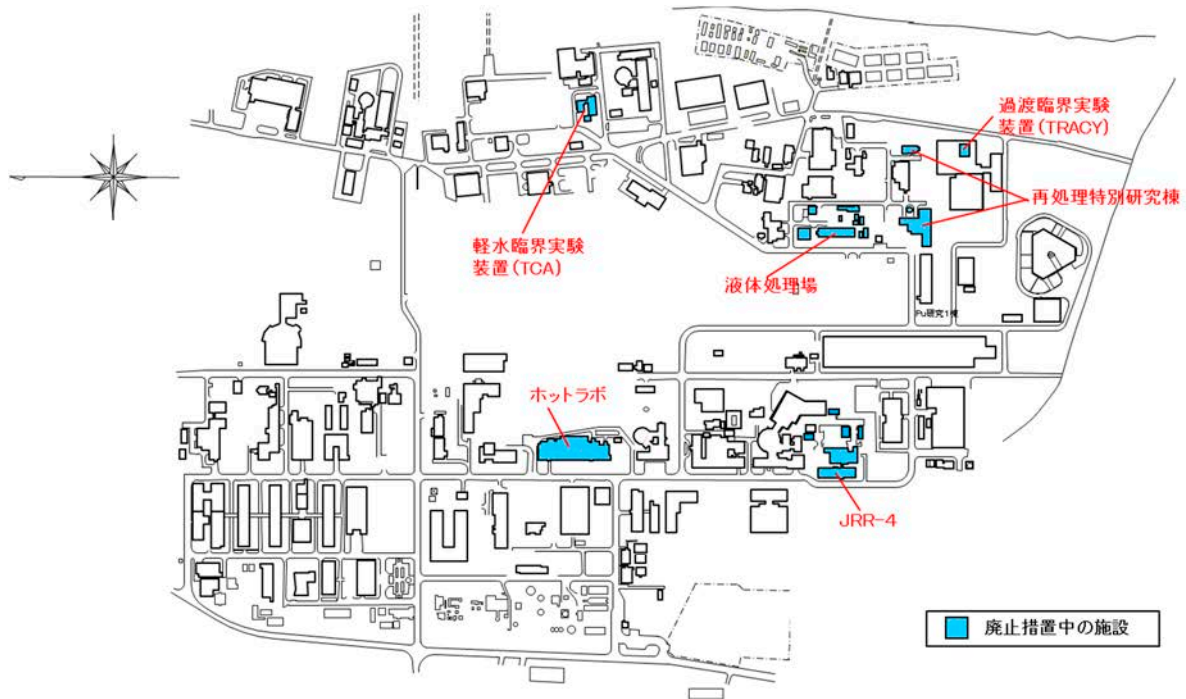


図2.4-1 原科研の施設配置図

【施設概要】

昭和36年度に建設され、我が国初の照射後試験施設として、原子炉燃料・材料の基礎物性試験などが実施された。平成15年度には本施設の機能を他施設に集約する計画のもとに運転を停止した。



ホットラボの外観

平成27年度に解体したウラン
マグノックス用鉛セル(4基)平成28年度に解体したウラン
マグノックス用鉛セル(2基)

【実施状況】

平成24年度にウランマグノックス用鉛セル12基の解体を開始し、平成24年度に2基、平成27年度に4基、平成28年度に2基を解体し、鉛セル8基の解体が終了した。

図2.4-2 ホットラボの廃止措置

【施設概要】

昭和33年度に建設され、セメント固化装置、凝集沈殿装置、中・低レベル蒸発処理装置(廃液貯槽)が設置されている。第3廃棄物処理棟等の廃棄物処理関連施設の整備の進展に伴い平成9年度に運転を終了した。



液体処理場の外観



廃液貯槽



廃液貯槽周辺に設置されていた点検架台、支柱等



【実施状況】

廃液貯槽を撤去・解体するために取り外した点検架台、支柱等の解体物について、平成27年度に福島由来の汚染状況調査、平成28年度に物量測定を行った。

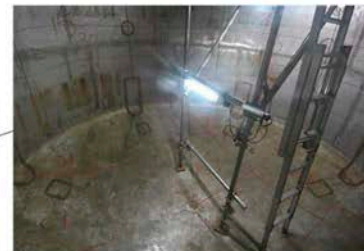
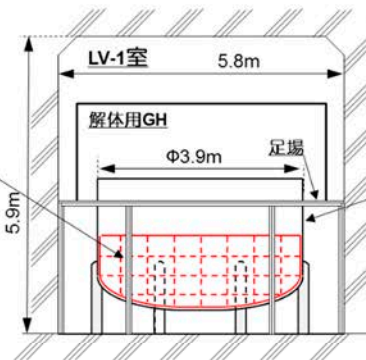
図2. 4-3 液体処理場の廃止措置

【施設概要】

昭和36年度に建設され、我が国で初めて、PUREX法により200グラムのプルトニウムの抽出に成功した施設である。平成8年度から廃止措置に着手している。



再処理特別研究棟の外観

平成27年度に解体した
廃液貯槽LV-1下部切断作業平成28年度に解体した
冷却水ジャケットの内部

【実施状況】

平成26年度までに廃液貯槽LV-1の上部の解体が終了し、平成27年度に廃液貯槽LV-1の底部を解体、平成28年度に冷水ジャケットの底部を解体し、廃液貯槽LV-1の解体が終了した。

図2. 4-4 再処理特別研究棟の廃止措置

2.5 大洗研究開発センターにおける廃止措置

2.5.1 重水臨界実験装置（DCA）の廃止措置実施状況

実施部署	大洗研究開発センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。実施に当たっては、機構改革で定められた施設を中心に、確保された予算の中で最大の効果が期待されるものを優先する。	平成27年度計画、平成28年度計画 原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。 廃止措置中の重水臨界実験装置（DCA）については、原子炉本体等の解体撤去として平成27年度は重水加熱器、重水冷却器及びこれらに接続されている小口径配管の解体撤去を、平成28年度は重水ストレージタンクに接続されている大口径配管の解体撤去を実施する。 旧廃棄物処理建家は、建屋の再利用に係る検討を実施する。

(1) 概要

重水臨界実験装置（DCA）は、平成13年9月に原子炉の運転を停止し、廃止措置に移行した。廃止措置工程を表2.5.1-1に示す。廃止措置計画は4段階に分かれており、平成20年度より第3段階工事として原子炉本体等の解体撤去に着手し、工事を継続している。

平成27年度は、重水加熱器、重水冷却器及びこれらに接続されている小口径配管の解体撤去を実施した。

平成28年度は、重水ストレージタンクに接続されている大口径配管の解体撤去を実施した。

(2) 方法

1) 平成27年度

a) 重水加熱器

重水加熱器は全長約3,910mm、直径約φ110mm～φ165mm、厚さ約3.5mm～7.2mmのアルミニウム製配管、厚さ約25mmのアルミニウム製フランジ及びヒータユニット等で構成されている。

ヒータユニット及びアルミニウム製フランジ等を取り外した後、アルミニウム製配管を切断工具（バンドソー、ジグソー等）を用いて切断する。その後、取り外したヒータユニ

ット及びアルミニウム製フランジ等についても切断工具（バンドソー等）を用いて切断する。重水加熱器概略図を図 2.5.1-1 に示す。

b) 重水冷却器

重水冷却器は全長約 2750mm、直径約 $\phi 270$ mm、厚さ 5mm のアルミ製である。内部には $\phi 20$ mm のアルミパイプやスペーサー、管板等が収納されており、更にフランジ等厚さ 50mm のアルミ板で構成されている。

胴、鏡板部については、内部からアルミパイプ等を取り出した後、ホールソー等で穴をあけ、ジグソー等を用いて切断する。アルミパイプ、フランジ等はバンドソー等を用いて切断する。重水冷却器概略図を図 2.5.1-2 に示す。

2) 平成 28 年度

重水ストレージタンクに接続している配管とその周辺に設置されている配管（配管径 40A～200A、全長約 60m）及びバルブを取外し、切断工具（バンドソー、セイバーソー、ジグソー等）を用いて切断する。解体撤去配管配置図を図 2.5.1-3 に示す。

(3) 結果

計画に従い原子炉本体等の解体撤去を実施し、平成 27 年度、28 年度の目標をそれぞれ達成した。平成 27 年度の解体撤去状況（写真）を図 2.5.1-4 に、平成 28 年度の解体撤去状況（写真）を図 2.5.1-5 に示す。

(4) 結果の評価

1) 平成 27 年度

a) 作業日数及び人工数

平成 27 年度に実施した解体撤去の総作業日数は 81 日、作業人工数は 276 人工であった。作業分類ごとの割合では切断（解体）作業が全体の約 68%を占めた。作業日数及び人工数割合を表 2.5.1-2 に示す。

b) 廃棄物発生量

解体撤去で発生した廃棄物は $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物が約 1,218kg、クリアランス確認対象物（アルミ、炭素鋼）が約 1,256kg であった。廃棄物区分ごとの発生量を表 2.5.1-3 に示す。

2) 平成 28 年度

a) 作業日数及び人工数

平成 28 年度に実施した解体撤去の総作業日数は 55 日、作業人工数は 196 人工であった。作業分類ごとの割合では切断（解体）作業が全体の約 52%を占めた。作業日数及び人工数割合を表 2.5.1-4 に示す。

b) 廃棄物発生量

解体撤去で発生した廃棄物は $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物が約 653kg、クリアランス確認対象物（アルミ、炭素鋼）が約 298kg であった。廃棄物区分ごとの発生量を表 2.5.1-5 に示す。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度は、2 基ある重水ストレージタンクのうち、1 基の解体に着手し、推定重量（約 1,400kg）の 30%（約 400kg）を目標に解体を行う。旧廃棄物処理建家については、建家の再利用に係る検討を継続する。

（大洗研究所 環境技術開発センター 環境保全部 環境技術課 工藤 健治）

表 2.5.1-1 重水臨界実験装置 (DCA) 廃止措置工程表

項 目	工期 (年度)	平成13年度	第1段階 平成14年度	第2段階 平成15～19年度	第3段階 平成20～34年度	第4段階 (着手後約5年間)
		▼ 解体届出 提出	原子炉の機能停止に係る措置	燃料棒分解洗浄設備等の 解体撤去	原子炉本体等の解体撤去	原子炉建屋等の 解体撤去等
- 封印蓋の取付け - 安全棒・制御棒の解体 - 計測制御系統施設の機能停止 - 起動用中性子源の取外し及び搬出		解体工事に 関係する				燃料搬出の完了
- 残存放射性物質の評価のための 試料採取及び評価 - 燃料棒分解洗浄設備の解体撤去 - 起動用中性子源装置の解体撤去 - 重水の搬出 - 重水系設備、ガス系設備、計測制御系統 施設、原子炉本体の解体撤去 - 燃料の搬出						
- 原子炉建屋、放射線遮へい体の除染及び 放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定 - 核燃料物質取扱施設、貯蔵施設、廃棄物 廃棄設備、放射線管理施設の解体撤去 及び重水倉庫、D P タンクヤードの解体、 原子炉建屋、放射線遮へい体の解体						

注) ■ : 実績 □ : 計画を示す。

[illegible]

作業項目		作業日数																												作業分類	人工数	人工数割合(%)				
		51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78				79	80	81	
準備	資材準備・搬入	■																																作業準備	19	6.9
	足場撤去等					■																														
配管	撤去後マキング																																	切断	2	0.7
	切断																																			
	撤去前マキング																																	撤去前マキング	113	40.9
	撤去																																			
重水 加熱器	撤去後マキング																																	撤去	5	1.8
	撤去																																			
	撤去後マキング																																	撤去後マキング	2	0.7
	切断	■																																		
	撤去前マキング																																	切断	40	14.3
	撤去																																			
重水 冷却器	撤去																																	撤去前マキング	0	0.0
	撤去後マキング																																			
	撤去後マキング																																	撤去	2	0.7
	切断																																			
残渣確認、3H 測定	重量測定・写真撮影																																	重量測定・写真撮影	17	6.2
	運搬・収納																																			
	後片付け																																	後片付け	22	8.0
	後片付け																																			
人工数		7	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	276	2	100.0	

表 2.5.1-3 廃棄物区分ごとの発生量 (平成 27 年度)

区分	収納容器	内容物	重量 (kg)	重量 (合計) (kg)
放射性廃棄物 (β・γ系)	200L ドラム缶	炭素鋼	644.8	1,152.6
		ステンレス	507.8	
	ペール缶	銅	23.2	38.2
		ガラス (ガラスウール)	15.0	
	紙バケツ (白)	ゴム	13.4	13.4
可燃	紙バケツ (赤)	紙、布	11.5	13.5
	紙バケツ (緑)	酢ビ、ゴム手袋	2.0	
不燃	200L ドラム缶	アルミニウム	1,113.1	1,256.3
		炭素鋼	143.2	
合計			2,474.0	

表 2.5.1-4 作業日数及び人工数割合 (平成 28 年度)

作業項目	作業日数																																											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40				
準備 (資材準備・搬入等)																																												
移動 : 配管等																																												
撤去 : 配管等																																												
撤去後マージング (写真撮影)																																												
解体 (切断) : 配管等																																												
重量測定・収納 : 配管等 (写真撮影)																																												
残液確認・3H 測定																																												
その他 (廃棄物整理、後片付け等)																																												
人工数	2	3	4	4	4	4	5	5	5	4	3	3	4	4	3	5	2	3	4	4	5	5	6	4	5	3	3	6	5	3	5	3	4	3	3	5	3	3	2	3	3			

作業項目	作業日数															作業分類	日数割合 (%)	人工数割合 (%)
	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55			
準備 (資材準備・搬入等)																準備	3	2
移動 ：配管等																配管移動	2	2
撤去 ：配管等																配管撤去	2	2
撤去後マージング (写真撮影)																撤去後マージング	4	4
解体 (切断) ：配管等																配管切断	47	52
重量測定・収納 (写真撮影)																重量測定・収納	13	11
残液確認・3H 測定																残液確認	1	1
その他 (廃棄物整理、後片付け等)																廃棄物整理	29	27
人工数	3	3	3	2	2	3	3	4	3	2	2	3	2	3	4	196	100	100

表 2.5.1-5 廃棄物区分ごとの発生量 (平成 28 年度)

区分	収納容器	内容物	重量 (kg)	重量 (合計) (kg)
放射性廃棄物 (β・γ系)	200L ドラム缶	炭素鋼	366.8	607.3
		ステンレス	228.1	
		ケーブル類	12.4	
	ペール缶	炭素鋼	6.7	31.6
		真鍮	7.7	
		アルミニウム	17.2	
可燃	紙バケツ (白)	塩ビ、プラスチック	10.6	10.6
	紙バケツ (赤)	紙、布	3.8	3.8
	不燃	200L ドラム缶	アルミニウム	268.6
炭素鋼			29.4	
合計			951.3	

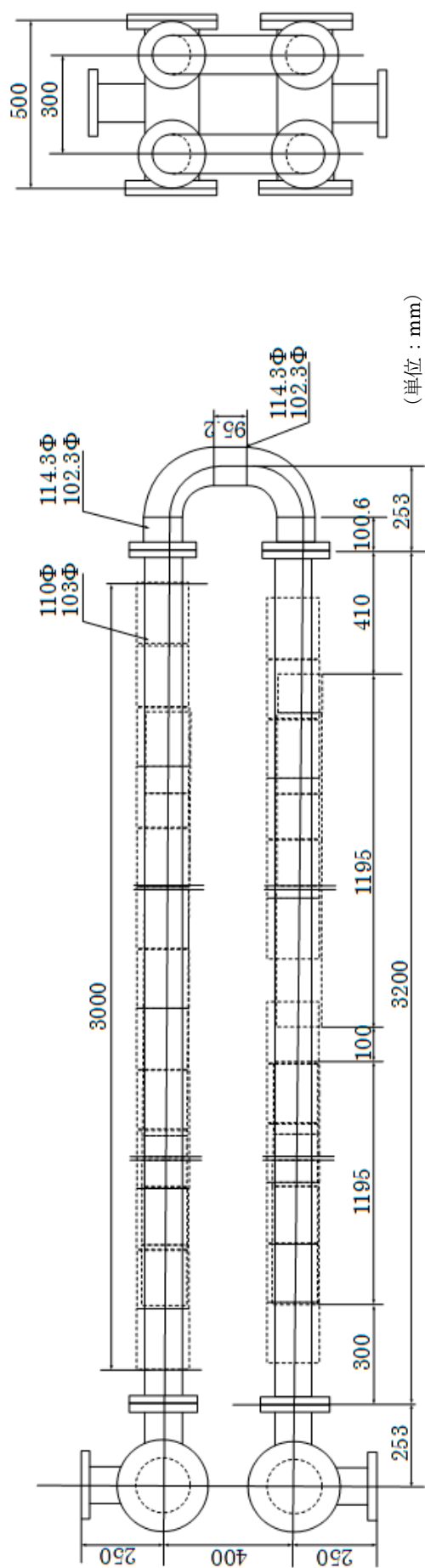


图 2.5.1-1 重水加热器概略图

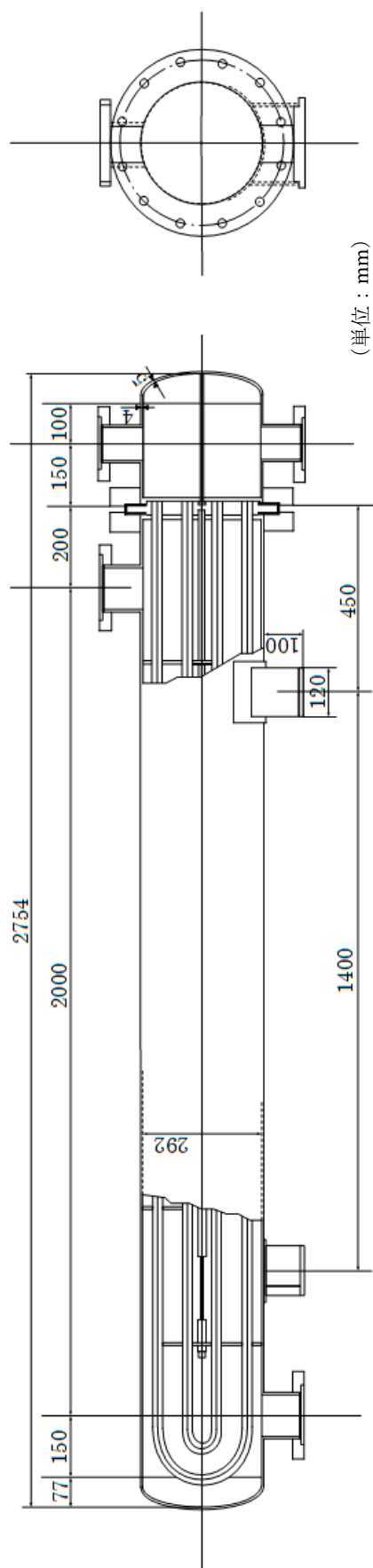


图 2.5.1-2 重水冷却器概略图

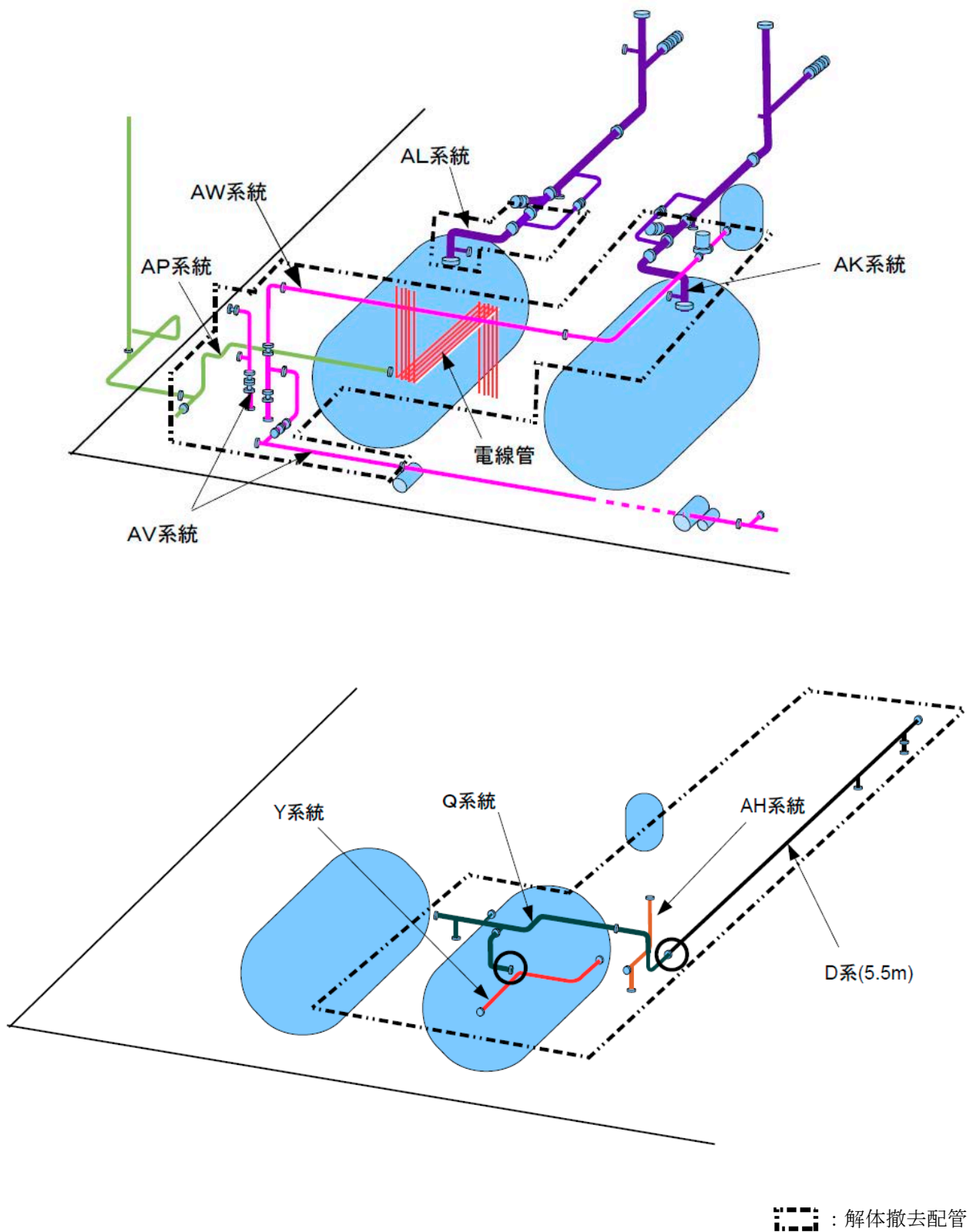


図 2.5.1-3 解体撤去配管配置図

解体撤去前

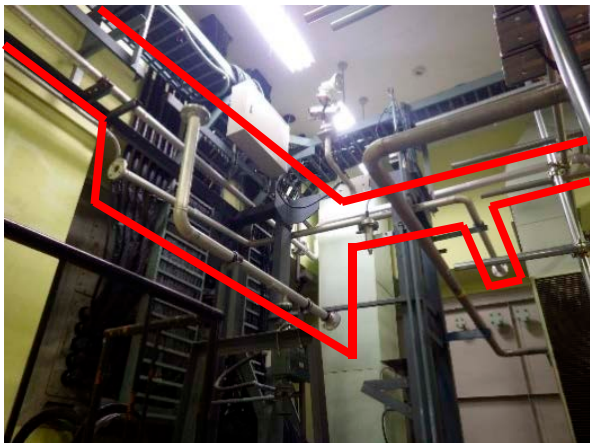


解体撤去前



図 2.5.1-4 解体撤去状況（写真）（平成 27 年度）

解体撤去前



解体撤去後



重水ストレージタンク (A)



重水ストレージタンク (A)

図 2.5.1-5 解体撤去状況（写真）（平成 28 年度）

2.6 人形峠環境技術センターにおける廃止措置

実施部署	人形峠環境技術センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。実施に当たっては、機構改革で定められた施設を中心に、確保された予算の中で最大の効果が期待されるものを優先することとする。	平成27年度及び平成28年度計画 濃縮工学施設については、遠心機処理合理化検討を継続するとともに操作室等の設備の解体・撤去を継続する。製錬転換施設では、廃止措置を継続する。

2.6.1 濃縮工学施設の廃止措置

(1) 概要

- 1) 「循環型社会形成のための3R（リデュース・リユース・リサイクル）の考えに基づいて放射性廃棄物でない廃棄物やクリアランスの制度を活用し、有用資源の有効活用と放射性廃棄物の低減を図る」を基本的な考えとして、濃縮工学施設の廃止措置を進めている。廃止措置の基本的な考え方を図2.6.1-1に、解体撤去範囲等を図2.6.1-2に、解体撤去工程を表2.6.1-1に示す。
- 2) パイロットプラント遠心機処理については、遠心機部品の除染処理により、付着した放射性物質を取り除くことによって、放射性廃棄物として処理すべき量を削減して、大部分は資源として有用な金属の有効利用（リサイクル、リユース）を図るとともに、核不拡散のために遠心機部品の持つ機微技術情報を消滅して保障措置上の管理を軽減するため、平成12年度より処理試験を開始し、平成27年度から合理化処理工程の検討結果を反映した処理を開始し、平成27年度以降も継続して実施している。また、クリアランスの運用として、平成25年度より遠心機部品の放射能濃度測定とクリアランス確認申請を継続して実施している。
- 3) 設備の解体撤去については、所期の目的を達成した主要設備を解体撤去し、処理処分に係る基礎研究等を行うスペースの有効活用を行うとともに、施設を維持するために必要な設備（給排気設備、ユーティリティ設備、電気・計装設備等）に最小限化することで維持管理費等を軽減するため、平成26年度より主要設備の解体撤去を開始し、平成27年度以

降も継続して実施している。

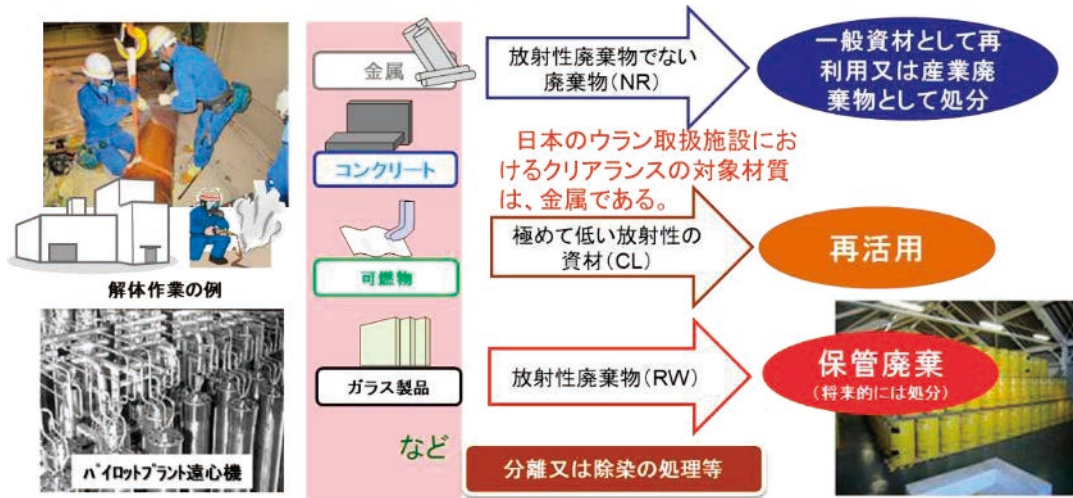


図 2.6.1-1 廃止措置の基本的な考え方

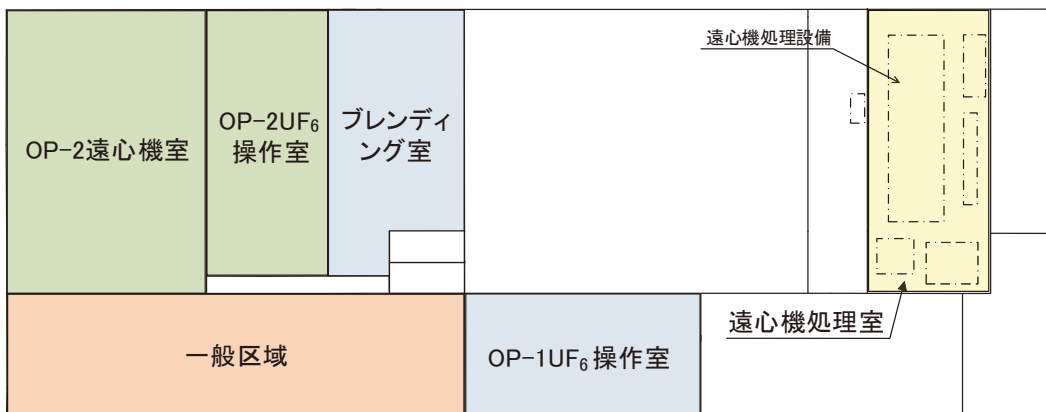


図 2.6.1-2 濃縮工学施設の解体撤去範囲等

表 2.6.1-1 濃縮工学施設の解体撤去工程（許認可状況により工程の変更あり）

年度		H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
遠心機処理		継続 ⇒							
解体場所	OP-1UF ₆ 操作室								
	ブレンディング室								
	OP-2遠心機室					一部			
	OP-2UF ₆ 操作室								
	一般区域								
	撤去済み機器解体・収納								
	解体収納物のNR対応								

(2) 方法

1) パイロットプラント遠心機処理

遠心機処理設備は、分解設備、化学分離（除染）設備、放射能濃度測定（クリアランス測定）装置、廃液処理装置等で構成する。遠心機を各分解ユニットに移動しながら部品単位に分解し、大形部品を化学分離（除染）処理するものと、小形部品を化学分離（除染）処理するものに分別する。分解した遠心機部品は、その表面の放射性物質を希硫酸等により化学分離（除染）処理して除去し、放射性物質の放射能濃度を測定する。放射能濃度を測定した遠心機部品は、国（原子力規制委員会）の確認を受け、クリアランスレベルを満足したものはクリアランス物として確認証が交付される。遠心機の解体・除染、クリアランスの流れを図 2.6.1-3 に、クリアランス制度適用の流れを図 2.6.1-4 に、遠心機処理設備の装置等について図 2.6.1-5～図 2.6.1-11 に示す。

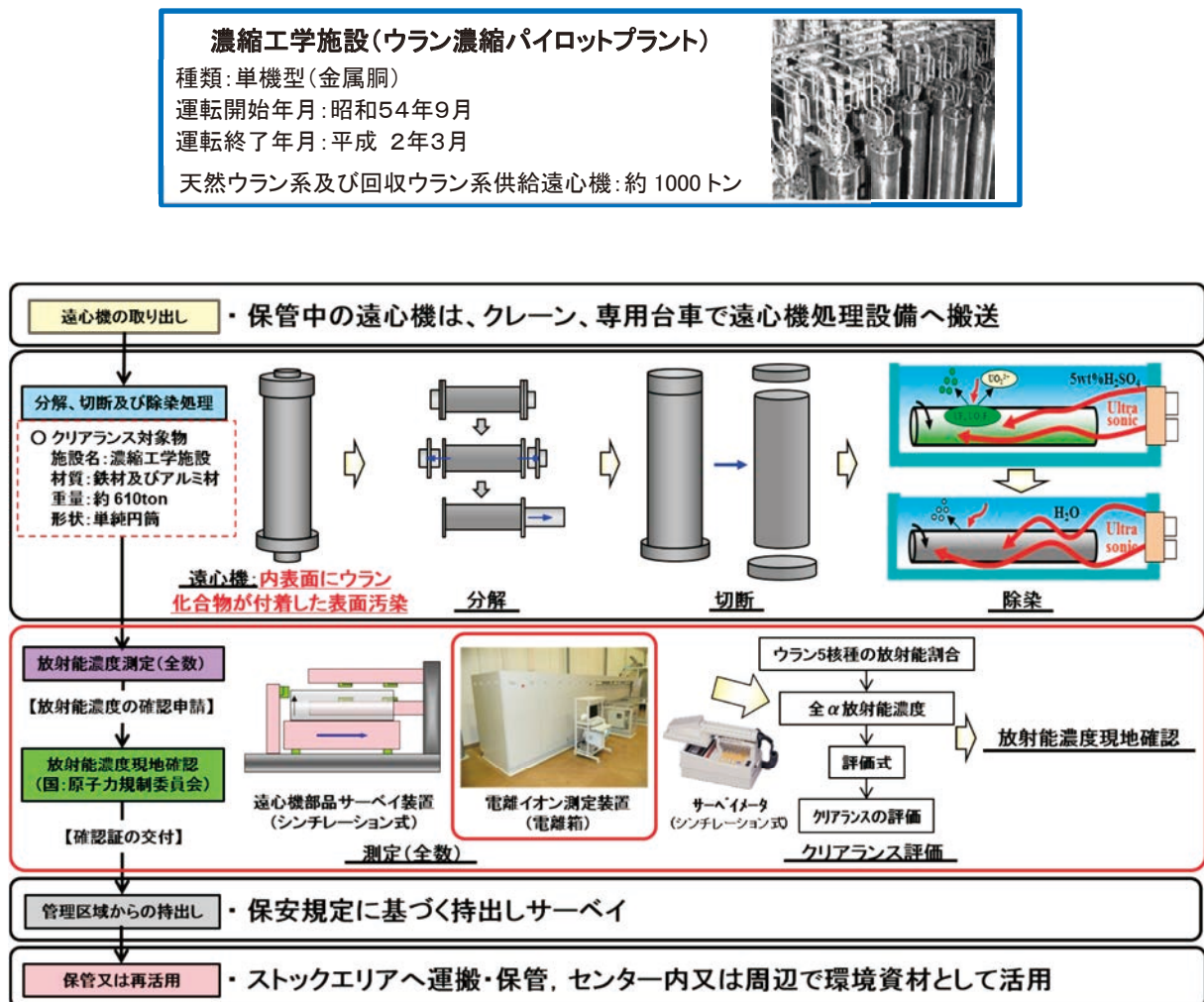


図 2.6.1-3 遠心機の解体・除染、クリアランスの流れ

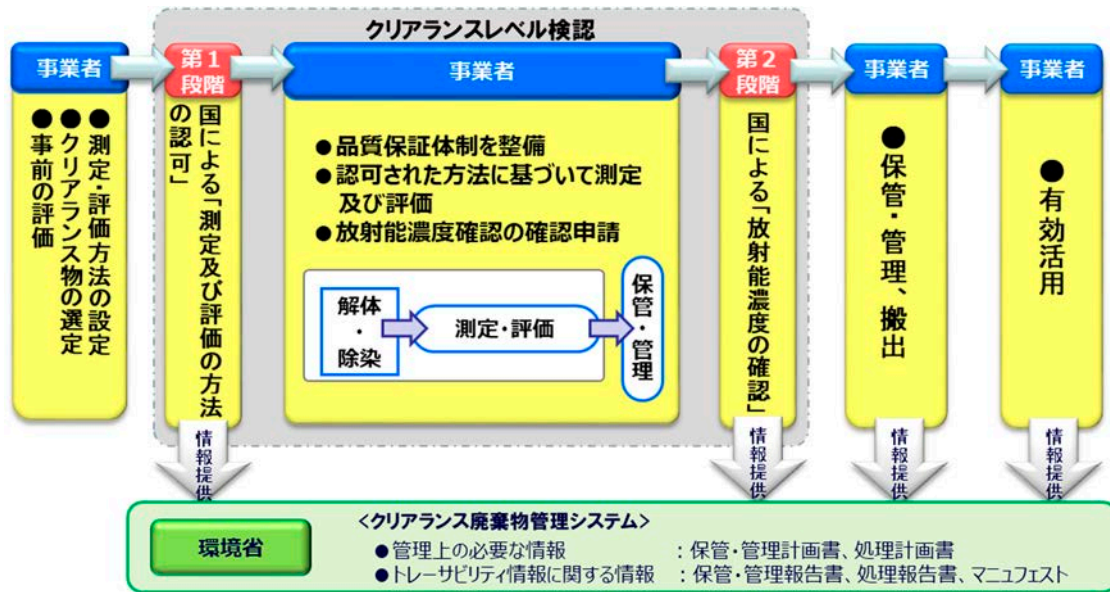


図 2.6.1-4 クリアランス制度適用の流れ

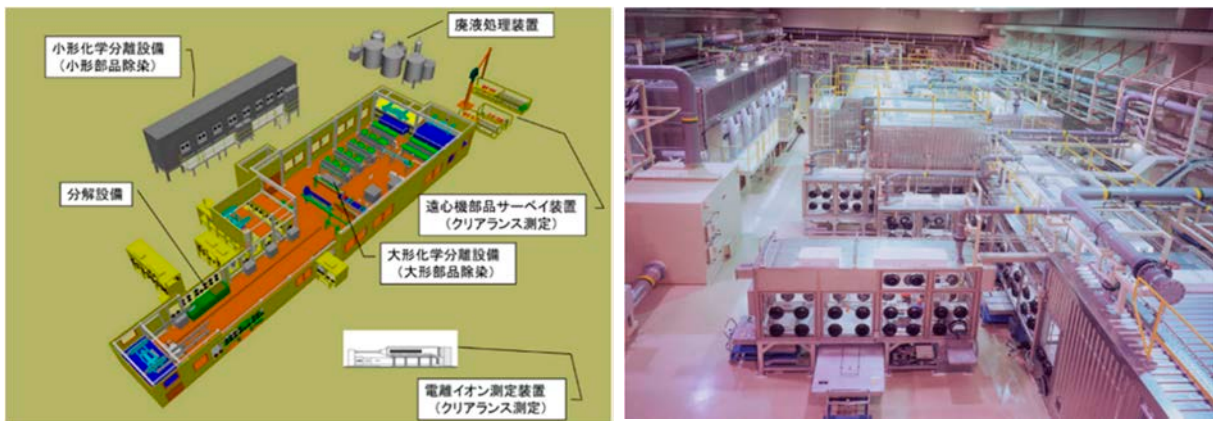


図 2.6.1-5 遠心機処理設備の構成



図 2.6.1-6 分解設備 (ハウス搬入部)



図 2.6.1-7 大形部品除染装置 (ケーシング用)



図 2.6.1-8 電離イオン測定装置



図 2.6.1-9 遠心機部品サーベイ装置



図 2.6.1-10 クリアランス物(アルミ材)



図 2.6.1-11 クリアランス物再利用の状況
(見学坑道周辺花壇)

2) 設備の解体撤去

解体撤去は、事前に解体対象物を「放射性廃棄物でない廃棄物（NR）」、「クリアランス対象物（CL）」、「放射性廃棄物（RW）」に区分し、非汚染物のユーティリティ設備機器類を撤去後、汚染物のプロセス設備機器類を GH 等の汚染拡大防止措置を施して撤去する。撤去後の床等については、補修仕上げるを行う。

作業時の装備は通常の放射線作業で着用するもの、工具は一般的な工具を使用することを基本とするが、それぞれ作業内容毎にリスクアセスメント等により適切に選定する。

解体物は、「放射性廃棄物でない廃棄物」、「クリアランス対象物」、「放射性廃棄物」にそれぞれ仕分け、メッシュコンテナ、ドラム缶により一時保管する。解体撤去の進め方を図 2.6.1-12 に、解体作業時の装備及び工具類を図 2.6.1-13 に示す。

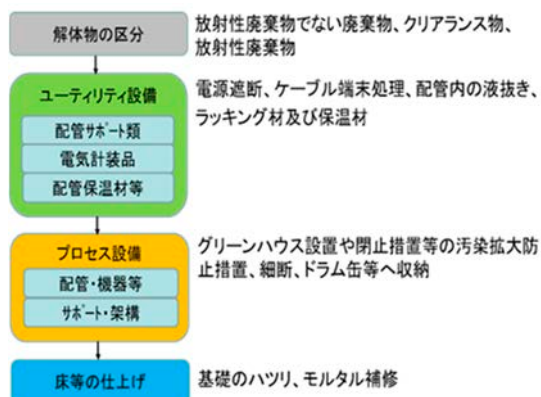


図 2.6.1-12 解体撤去の進め方



図 2.6.1-13 解体作業時の装備及び工具類

(3) 結果

1) パイロットプラント遠心機処理

- a) 平成 27 年度第 2 四半期までに平成 26 年度までの合理化検討結果を踏まえた処理手順及び処理体制を確定し、その処理手順等に基づき平成 27 年 7 月 21 日から平成 28 年 3 月 31 日において 150 台の処理を実施した。
- b) 破損遠心機の合理化処理手順案のケーススタディ及び処理用治具等の配置について平成 28 年度に検討を行い、取りまとめた。
- c) 平成 27 年 10 月から平成 28 年 2 月にかけて第 2 回放射能濃度確認申請分放射能濃度確認対象物の「放射能濃度の測定及び評価の結果」について原子力規制委員会の確認を受け、平成 28 年 6 月 6 日に確認証が交付された。本クリアランス物のアルミ材約 1 トンを、センターの正門前広場にテーブルとベンチの脚として活用した（平成 28 年 7 月 12 日設置）。
- d) 第 3 回放射能濃度確認申請分放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定を平成 26 年度より継続して実施し、平成 28 年 2 月 16 日に終了した。その後、平成 28 年 3 月 28 日に原子力規制委員会へ確認申請（約 10.6 トン）した。更に、平成 28 年 8 月から 12 月にかけて「放射能濃度の測定及び評価の結果」について原子力規制委員会の確認を受け、平成 29 年 1 月 26 日に確認証が交付された。
- e) 第 4 回放射能濃度確認申請分放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定を平成 28 年 7 月 4 日から平成 29 年 2 月 10 日に実施した。その後、平成 29 年 2 月 28 日に原子力規制委員会へ確認申請（約 10 トン）した。
- f) クリアランス測定手順の合理化に向けた電離イオン測定装置単独による「放射能濃度の測定及び評価の方法」の原子力規制委員会への認可申請を平成 27 年 10 月 30 日に行った。

2) 設備の解体撤去

- a) OP-1UF₆ 操作室の主要設備の解体撤去を平成 26 年度から継続して実施し、平成 28 年 3 月 30 日に終了した（図 2.6.1-14、図 2.6.1-16 参照）。
- b) ブレンディング室の局所排気設備及び精製フードを除いた機器等の解体撤去を平成 26

年度から継続して実施し、平成 29 年 2 月 24 日に終了した（図 2.6.1-15、図 2.6.1-17 参照）。

- c) 上記、ブレンディング室の解体撤去作業中に発生した作業者の負傷事故（平成 28 年 1 月 27 日）に係る原因調査・再発防止対策期間（平成 28 年 1 月 28 日～3 月 23 日）は、OP-1UF₆ 操作室及びブレンディング室の解体撤去作業を中断した。



図 2.6.1-14 OP-1UF₆ 操作室機器、架構の解体撤去

図 2.6.1-15 ブレンディング室フードの解体撤去

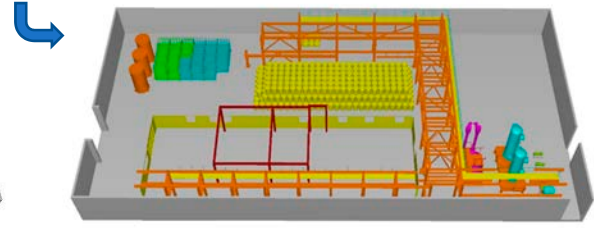
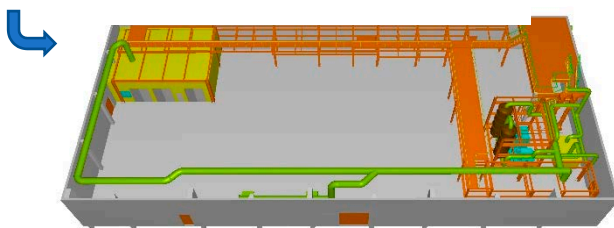
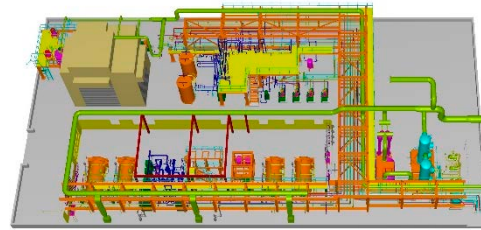


図 2.6.1-16 OP-1UF₆ 操作室解体前後

図 2.6.1-17 ブレンディング室解体前後

(4) 結果の評価

1) パイロットプラント遠心機処理

- a) 平成 27 年度において、平成 26 年度までの合理化検討結果を踏まえた処理手順及び処理体制の確定と、その合理化処理手順による 150 台の処理を実施し、目標通り達成した。
- b) 平成 28 年度において、破損遠心機の合理化処理手順案のケーススタディ及び処理用治具等の配置検討を行い取りまとめ、目標通り達成した。

- c) 平成 27 年度において、第 2 回放射能濃度確認申請分放射能濃度確認対象物の「放射能濃度の測定及び評価の結果」の原子力規制委員会の確認を受け、目標通り達成した。また、第 3 回放射能濃度確認申請分放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定と原子力規制委員会への確認申請を行い、目標通り達成した。
 - d) 平成 28 年度において、第 4 回放射能濃度確認申請分放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定と原子力規制委員会への確認申請を行い、目標通り達成した。
 - e) 平成 27 年度において、電離イオン測定装置単独による「放射能濃度の測定及び評価の方法」の原子力規制委員会への認可申請を行い、目標通り達成した。
- 2) 設備の解体撤去
- a) OP-1UF₆ 操作室は、今後使用予定の試験フード及び局所排気設備を除き、平成 27 年度に解体撤去を終了し、目標通り達成した。
 - b) ブレンディング室は、今後使用予定の局所排気設備及び精製フードを除き、平成 28 年度に解体撤去を終了し、目標通り達成した。
- (5) 次年度以降の計画
- 1) パイロットプラント遠心機処理
- a) パイロットプラント遠心機処理を継続して実施する。なお、処理台数は、予算措置状況によるものとする。
 - b) 遠心機部品の放射能濃度測定と原子力規制委員会への確認申請を継続して実施する。電離イオン測定装置単独による「放射能濃度の測定及び評価の方法」については、早期の認可を目指す。
- 2) 設備の解体撤去
- 撤去済み機器の解体及びドラム缶収納を開始するとともに、主要設備の解体撤去を継続して実施する。なお、平成 27 年度に発生した解体作業中における作業員負傷事故の再発防止対策を作業手順等に反映し、リスクの低減を図る。
- 今後の設備の解体撤去の工程については、許認可の状況により変更がありえるものとする。

2.6.2 製錬転換施設の廃止措置

(1) 概要

平成 27 年度は、製錬転換施設内にある製錬事業時の精製過程で使用した多種多様の薬品等（以下、「不要薬品」という。）を廃止措置作業開始当初、数千アイテムを保管しており、これら不要薬品の減容及び廃棄処理を付属設備解体までに必要となることから、不要薬品等の処置に関する対応計画の検討を行う。不要薬品等を図 2.6.2-1 に示す。

平成 28 年度は、不要薬品等の詳細処置計画を作成し、廃液処理・分別を開始する。そのほか必要作業の洗い出し・処置方策の検討を行い、付帯設備解体まで対応計画の検討策定を行う。製錬転換施設の解体・撤去工程を表 2.6.2-1 に示す。



図 2.6.2-1 不要薬品等

表 2.6.2-1 製錬転換施設の解体・撤去工程（許認可状況により工程の変更あり）

	H20～ H22	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32 ～
主要設備解体	■									
付属設備解体			■				■	■	■	■
不要薬品処理			■	■	■	■	■	■	■	■
JWAS測定			■	■	■	■	■			
廃棄物内容物調査			■							

(2) 方法

平成 27 年度は、物量・性状の整理及び施設内の廃液処理設備を活用した処理方法などの検討を行い、不要薬品等の約 80%の処理計画及び残り約 20%の平成 28 年度以降の分析計画を策定する。

平成 28 年度は、不要薬品等の詳細処置計画を作成し、廃液処理・分別を開始する。そのほか必要作業の洗い出し・処置方策の検討を行い、付帯設備解体まで対応計画の検討策定を行う。

(3) 結果

平成 27 年度は、簡易管理移行に向け、必要な取り組み（①不要薬品の処分、②汚染固定、③給排気設備の撤去）のうち、①について、8 割の見通しをつけた。

平成 28 年度は、不要薬品等の処置においては、製錬転換施設簡易管理移行に向けた必要な取り組みとして予定していた①不要薬品の処分、②汚染固定、③給排気設備の撤去のうち、①について廃液処理・分別を開始した。

(4) 結果の評価

不要薬品等の処置を開始することができ、簡易管理に向け進捗した。

(5) 次年度以降の計画

不要薬品等の処置は、付属設備解体に向けて、不要薬品等の処置を継続する。

（人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部

設備処理課 垣屋 秀好、美田 豊、山中 俊広、松本 孝志、施設管理課 川本 勉）

3. 放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発

3.1 原子力科学研究所における放射性廃棄物の処理処分

実施部署	原子力科学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
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入れるものの処理も含め、廃棄物の保管管理、減容及び安定化に係る処理を計画的に行う。	平成 27 年度計画 低レベル放射性廃棄物については、発生量低減に努めるとともに、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、既存施設において、廃棄物の保管管理、減容及び安定化に係る処理を計画的に行う。 【各論】 放射性廃棄物処理場について、新規制基準への対応に係る検討を行う。高減容処理施設においては、大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮による減容化を行う。 平成 28 年度計画 低レベル放射性廃棄物については、発生量低減に努めるとともに、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、既存施設において、廃棄物の保管管理、減容及び安定化に係る処理を計画的に行う。 【各論】 放射性廃棄物処理場について、新規制基準への対応を行う。高減容処理施設においては、大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮による減容化を継続する。

(1) 概要

- 1) 平成 26 年度から引き続き、原子力科学研究所内の各施設から放射性廃棄物を集荷し、契約によって外部事業者から受け入れたものを含め、直接保管廃棄を実施した。
- 2) 平成 26 年度から引き続き、高線量固体廃棄物及び低濃度液体廃棄物の処理を実施した。また、高減容処理施設においては、大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮による減容化を継続した。ただし、低線量固体廃棄物の処理については、新規制基準への適合性確

認のため、平成 27 年 11 月に停止した。

- 3) 新規制基準対応に係る平成 27 年 2 月 6 日に申請した原子炉設置変更許可申請については、安全審査に的確に対応し、平成 29 年 3 月 10 日に補正申請を行った。全体工程の概要を表 3.1-1～3.1-2 に示す。

(2) 方法及び結果

- 1) 発生施設における廃棄物の滞貨を防止するために、年間処理計画、発生施設からの要請に基づき、廃棄物の集荷、保管廃棄施設への直接保管廃棄を計画的に実施した。
- 2) 第 2 廃棄物処理棟での高線量固体廃棄物の処理及び第 3 廃棄物処理棟等での低濃度液体廃棄物の処理を計画的に実施した。また、大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮により、平成 27 年度は 200L ドラム缶換算で約 1,200 本分の廃棄物を処理し、約 670 本分の減容化を、平成 28 年度は 200L ドラム缶換算で約 1,200 本分の廃棄物を処理し、約 370 本分の減容化を実施した。処理の状況を写真 3.1-1～3.1-2 に示す。

なお、新規制基準への適合性確認のため、第 1 廃棄物処理棟での低線量固体廃棄物の焼却処理については、平成 27 年 11 月に停止した。当面の間、可燃性廃棄物はドラム缶へ封入し、直接保管廃棄することとなり、保管廃棄施設が逼迫することが考えられることから、処理に伴い可燃性廃棄物が多量に発生する減容処理棟及び解体分別保管棟（解体室）においては、簡易圧縮の措置を施し、可燃性廃棄物の発生量低減に努めた。

- 3) 新規制基準対応に係る原子炉設置変更許可申請については、ヒアリング、審査会合における審査を迅速かつ的確に受け、その結果を反映した補正申請を行ったが、規制庁の要求事項が多々あり、引き続き、追加補正が必要な状況である。

（原子炉設置変更許可）

- ・平成 27 年 2 月 6 日 変更許可申請
- ・平成 29 年 3 月 10 日 第 1 回補正申請

(3) 結果の評価

- 1) 各施設からの要請に基づき廃棄物の集荷を行い、保管廃棄施設での保管廃棄を計画的に実施しており、年度計画を達成することができた。
- 2) 第 2 廃棄物処理棟及び第 3 廃棄物処理棟での廃棄物の処理、高減容処理施設（解体分別保管棟、減容処理棟）における大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮による廃棄物の処理、減容化を継続的に実施しており、年度計画を達成することができた。

なお、第 1 廃棄物処理棟の焼却処理の停止については、原子力科学研究所放射性廃棄物年間処理計画を改訂するとともに、可燃性廃棄物を極力低減させるための措置を適切に実施することで、年度計画を達成することができた。

- 3) 新規制基準対応に係る原子炉設置変更許可申請については、規制庁の要求に迅速かつ的確に対応した。

(4) 次年度以降の計画

新規制基準対応に係る原子炉設置変更許可申請については、引き続き規制庁対応を行い、必要な補正申請を実施し、早期に許可を取得することを目指す。また、並行して設工認申請を行うことにより、新規制基準対応の全体工程を極力遅らせないようにする。

(原子力科学研究所 バックエンド技術部 高減容処理技術課 伊勢田 浩克)

表 3.1-1 全体工程（平成 27 年度）

平成 27 年度												
第 1 四半期			第 2 四半期			第 3 四半期			第 4 四半期			
4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月	
【廃棄物の集荷】【直接保管廃棄】												
【高線量固体廃棄物、低濃度液体廃棄物の処理】												
【大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮処理】												
						10/30 立会検査	12/11 立会検査				【高線量固体廃棄物、 低濃度液体廃棄物の処理】	
【低線量固体廃棄物の処理】												
						＜施設定期自主検査＞					【大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮処理】	
【新規制基準対応に係る原子炉設置変更許可申請】												
【ヒアリング、審査会合】												

表 3.1-2 全体工程（平成 28 年度）

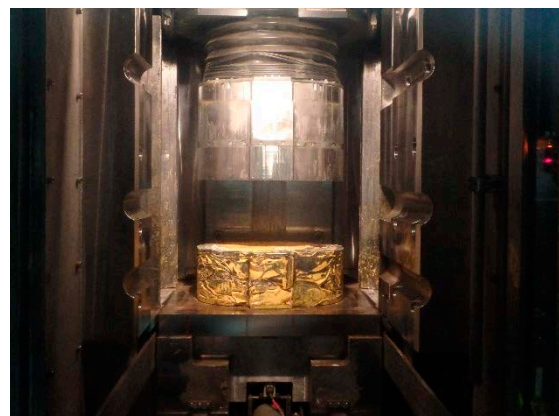
平成 28 年度											
第 1 四半期			第 2 四半期			第 3 四半期			第 4 四半期		
4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
【廃棄物の集荷】【直接保管廃棄】											
【高線量固体廃棄物、低濃度液体廃棄物の処理】											
【大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮処理】											
</											



写真 3.1-1 解体分別保管棟での解体分別処理



圧縮処理前



圧縮処理後

写真 3.1-2 減容処理棟での高圧圧縮処理（例）

3.2 固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設

実施部署	大洗研究開発センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
固体廃棄物減容処理施設（OWTF）については、高線量かつ超ウラン核種によって汚染された廃棄物の処理に資する実証データの取得を目指し、建設を完了する。	平成27年度計画 固体廃棄物減容処理施設（OWTF）については建設を継続する。 平成28年度計画 固体廃棄物減容処理施設（OWTF）については建設を継続する。

(1) 概要

固体廃棄物減容処理施設（以下、「OWTF」という。）は、照射後試験施設で発生する低レベル放射性廃棄物のうち、線量の高い固体廃棄物を焼却及び溶融することにより減容し、 α 固体貯蔵施設の満杯を回避するために整備するものである。OWTF を整備することにより、大洗研究開発センターでの研究開発が円滑に実施でき、将来の低レベル放射性廃棄物の処理・処分のための減容処理技術の実証及び当該固化体の特性データの取得、蓄積を行う。

【施設規模】

- ・ 構造：鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）
- ・ 階数：地下1階、地上2階（一部3階）
- ・ 大きさ：約 45.5m（南北方向）×約 32m（東西方向）
- ・ 地上高さ：約 20m（排気筒高さ：約 40m）

【主な処理対象廃棄物と処理能力】

対象廃棄物	処理能力（計画）
高線量の α 固体廃棄物 廃イオン交換樹脂 廃チャコールフィルタ	約 13 トン/年 (うち、高線量の α 固体廃棄物 最大約 10 トン (208 缶))

(2) 方法

1) 背景及び目的

大洗研究開発センターでは、高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化に向けた研究開発に必要な照射後燃料及び材料の試験を実施している。

大洗研究開発センターでは、各試験施設で発生する放射性固体廃棄物を分類に基づき区分し、所定の容器等に封入後に、廃棄物管理の事業許可を得た廃棄物管理施設の処理施設等において処理した後、保管管理している。

照射後燃料及び材料の照射後試験に伴い発生する α 核種を含む線量の高い固体廃棄物は、専用のステンレス製密封容器に封入した後、廃棄物管理施設の貯蔵施設において保管管理しているが、貯蔵施設の裕度が逼迫（現状、貯蔵能力に対して約 98%保管）した状態にある。

このため、貯蔵裕度の確保及び将来の廃棄物処分を見据えて、廃棄物の減容並びに安定化処理を図るために、OWTF の建設を進めている。

2) 施設概要

OWTF は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）、地下 1 階、地上 2 階（一部 3 階）、延べ床面積 5,100m² の建物である（図 3.2-1 参照）。

地下 1 階には廃棄物を処理する焼却溶融設備等、地上 1 階には廃棄物の受入、分別を行う前処理設備等、地上 2 階には設備機器のメンテナンス用の保守設備等、地上 3 階には施設内の空調設備等が配置されている。

OWTF では、 α 核種を含む線量の高い固体廃棄物を取り扱うため、廃棄物処理を行うエリアは、鉄筋コンクリートに囲まれ、ステンレスライニング仕上げされた気密構造となっており、遮へい窓越しでの遠隔操作で廃棄物を取り扱うセルを有する。

3) 対象廃棄物

大洗研究開発センターにおいては、発生した放射性廃棄物のうち固体廃棄物については、 α 核種の放射能濃度（Bq/容器）及び容器の表面線量率により、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A・B 及び α 固体廃棄物 A・B の 4 種類に区分して、廃棄物管理施設にて保管管理している。

OWTF で処理する廃棄物のうち、 α 固体廃棄物 B は、可燃物（除染資材等（紙、布等））、難燃物（塩化ビニル等）及び不燃物（金属等）が混在した雑固体廃棄物であり、OWTF にて受け入れ、分別・解体後に焼却及び溶融処理を行う。このほか、廃イオン交換樹脂（以下、「廃樹脂」という。）（ $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A・B）及びチャコールフィルタ（ α 固体廃棄物 A）を焼却及び溶融処理する。なお、処理能力として、年間約 13 トンを計画している。

4) 建設状況

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律における廃棄物管理の事業に基づく許認可を経て、平成 25 年 7 月に工事を着工した。以後、建家工事と設備機器の製作及び内装設備工事を進めた（写真 3.2-1、2、3 参照）。

建設工程の進捗にあわせて設工認の認可取得を実施したが、第 5 回設工認の認可（平成 27 年 7 月 29 日）が想定より遅れたため建設工程を見直し、建設完了時期を平成 30 年度見込みと設定した。続いて第 6 回設工認の認可（平成 27 年 12 月 24 日）及び第 1 回～第 6 回（その 1）設工認の変更認可（平成 29 年 3 月 24 日）を取得した（表 3.2-1 参照）。

また適時、使用前検査を受検するとともに、原子力機構として初めて、事業者申請の特定廃棄物管理施設に係る溶接方法の認可を平成 28 年 6 月 6 日に原子力規制委員会より取得し、溶接検査を受検している。



図 3.2-1 鳥瞰図（計画）



写真 3.2-1 建家外観（平成 27 年 4 月 22 日撮影）

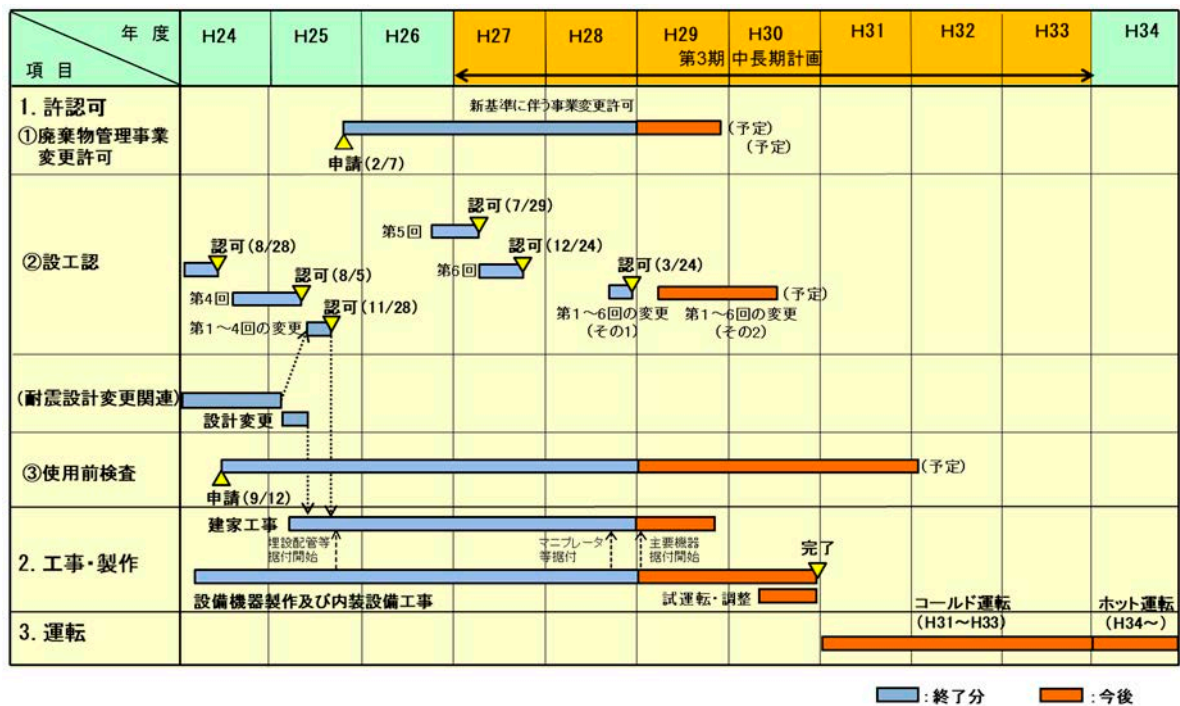


写真 3.2-2 建家外観（平成 28 年 3 月 30 日撮影）



写真 3.2-3 建家外観（平成 29 年 3 月 28 日撮影）

表 3.2-1 OWTF 建設工程



(3) 結果

平成 25 年 7 月に工事着工し、建設工事を継続している。平成 30 年度内の建設完了に向けて、設工認の取得と使用前検査及び溶接検査を受検し、建家工事と設備機器の製作及び内装設備工事を継続して進めている。平成 27、28 年度達成した成果を下記に示す。

1) 平成 27 年度達成した成果

- a) 第 5 回設工認の認可（平成 27 年 7 月 29 日）及び第 6 回設工認の認可（平成 27 年 12 月 24 日）を原子力規制委員会より取得した。
- b) 使用前検査を平成 27 年度 8 回受検した（受検は継続）。
- c) 建家工事と設備機器の製作及び内装設備工事を継続し、進捗率 43%を計画通り達成した。
- d) 平成 25、26 年度実施の焼却溶融試験の結果を公開報告書にまとめ、日本原子力学会 2016 年春の年会（平成 28 年 3 月 26～28 日）にて発表した。

2) 平成 28 年度達成した成果

- a) 第 1 回～第 6 回（その 1）設工認の変更認可（平成 29 年 3 月 24 日）を取得した。
- b) 使用前検査を平成 28 年度 6 回受検した（受検は継続）。
- c) 事業者申請の溶接方法の認可を平成 28 年 6 月 6 日に取得し、溶接検査を平成 28 年度 35 回受検した（受検は継続）。
- d) 建家工事と設備機器の製作及び内装設備工事を継続し、進捗率 52%を計画通り達成した。

(4) 結果の評価

施設整備費補助金の認可された計画に基づく OWTF 建設工程に従い、OWTF の建設を進め、平成 30 年度建設完了予定であることから、計画は妥当と考える。

(5) 次年度以降の計画

平成 30 年度建設完了に向けて、設工認の認可及び変更認可の取得と、溶接検査及び使用前検査の受検とともに、建家工事と設備機器の製作及び内装設備工事を継続して進める。

施設の特性として、セル内設備の遠隔保守性が求められることから、設備機器の製作においては工場製作段階及び現地据付段階において、十分な遠隔保守性能の確認試験を行う予定である。

（大洗研究所 環境技術開発センター 環境保全部 減容処理施設準備室 福井 康太）

3.3 廃棄体製作に向けた検討

3.3.1 拠点の品質保証体制の構築に関する検討

実施部署	廃棄物対策・埋設事業統括部
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
廃棄体化处理に関しては、施設の廃止措置計画、及び処分場への廃棄体搬出予定時期を勘案し、廃棄体作製に必要な品質保証体制の構築、放射能濃度の評価、施設・設備の整備等の取組を進める。	平成27年度計画 廃棄体製作に向けて、拠点の品質保証体制の構築に関する検討を行う。 平成28年度計画 廃棄体製作に向けて、拠点の品質保証体制の構築に関する検討を行う。

(1) 概要

放射性廃棄物を廃棄物埋設処分施設で処分する際には、廃棄体の技術上の基準に適合していることの担保が必要である。この適合性は、国による廃棄物確認という行為で確認される。廃棄物確認に際しては、放射性廃棄物を適切に処理したことを示すマニュアル（廃棄体製作マニュアル）や、技術上の基準に適合していることを証明する各種記録類を品質保証体系の中で取得したことを示す必要がある。

平成27、28年度は、1)各廃棄物管理部署（拠点）における廃棄物管理に係る品質保証文書の体系の調査・整理、2)各廃棄物管理部署（拠点）における廃棄物の性状、廃棄物処理等の実施状況の調査・整理による今後の廃棄体製作に必要な規程類及びマニュアル類の整備の優先度の検討、3)既存のマニュアル類が廃棄体の技術上の基準に適合しているかの調査を実施した。表3.3.1-1に品質保証体制の構築に関する検討スケジュールを示す。

表 3.3.1-1 拠点の品質保証体制の構築に関する検討スケジュール

項目	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
(1) 品質保証文書体系の調査、マニュアル作成が必要な廃棄物の調査		廃棄物管理に関する文書体系の調査・整理 廃棄体製作マニュアル作成の優先度の高い廃棄物の抽出					
(2) 既存マニュアルの廃棄体の技術上の基準への適合性、データ取得状況の確認				マニュアルの記載内容、データ取得状況の確認			
(3) 品質保証体制の構築					・廃棄体製作マニュアルの作成 ・優先度の見直し		

(2) 方法

1) 文書体系の整理

廃棄物管理に係る品質保証文書について、各拠点の廃棄物管理に係る保安規定、要領書等

の相互関係を一次文書、二次文書、三次文書として整理し、階層化した図に整理した。この整理した図をもとに、今後作成していく廃棄体製作のためのマニュアルの位置付けを検討した。

2) 今後の廃棄体製作に必要となる規程類及びマニュアル類の整備の方向性の検討

埋設処分に向けて、各廃棄物管理部署（拠点）では廃棄体製作に係る規程類及びマニュアル類を整備していく必要があるが、これらの規程類及びマニュアル類は廃棄物の管理状況等の実態に合わせる必要がある。このため、各廃棄物管理部署（拠点）が管理する廃棄物について、核種、放射能レベル、物理的・化学的性状の3つの観点で分類し、分類した廃棄物毎に分別・仕分け、処理等の実施状況を整理した。これに基づき、優先的に廃棄体製作マニュアルを作成しなければならない廃棄物を検討した。

3) 既存マニュアルの廃棄体の技術上の基準への適合性の調査

固体廃棄物を廃棄体として処分する場合、処分不適物の除去・分別や、容器に廃棄物を収納し固型化材の充填等の処理が必要であり、これらの処理にはモルタル充填設備等の専用設備が必要である。しかし、現在のところ廃棄体を完成させるための設備が全て揃っている廃棄物管理部署はない。このため、既に運用を行っている原子力科学研究所（原科研）及び核燃料サイクル工学研究所（核サ研）のマニュアルが、廃棄体製作のどの段階までを規定しているかを確認するとともに、マニュアルの項目が、廃棄体の技術上の基準に基づいて作成されている原子力機構の標準的な廃棄体製作マニュアルである「原子力機構における廃棄体作製に係る基本手順の原則」の項目に適合しているか確認した。

(3) 結果

1) 文書体系の整理

廃棄物管理に係る品質保証文書の整理例を図 3.3.1-1 に示す。

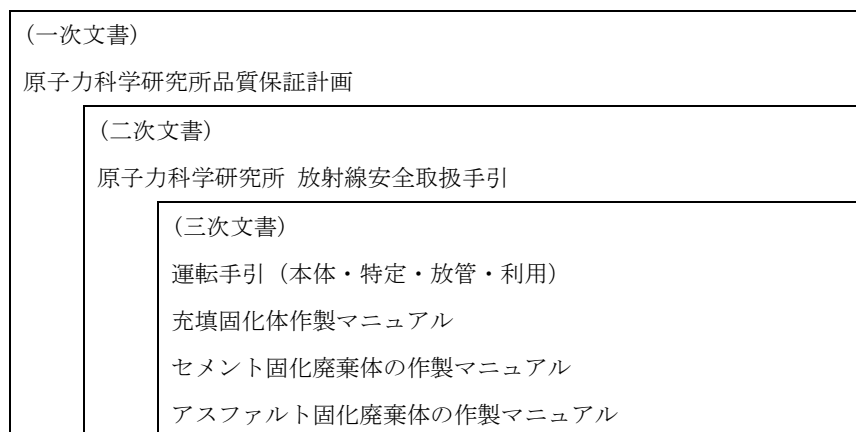


図 3.3.1-1 品質保証文書の整理例

- 2) 今後の廃棄体製作に必要となる規程類及びマニュアル類の整備の方向性の検討
 主な廃棄物の廃棄体製作マニュアル作成の優先度と作成予定を表 3.3.1-2 に示す。

表 3.3.1-2 主な廃棄物の廃棄体製作マニュアル作成の優先度と作成予定

優先度		主な廃棄物	今後の作成予定
Gr. 0	マニュアル整備済	・原科研: $\beta\gamma$A不燃物、濃縮廃液 ・核サ研: ウラン系不燃物	前処理、廃棄体化処理等の工程が追加された際に改訂を行う。
Gr. 1	最優先 (品質保証マニュアルなしで作業中)	・大洗: 濃縮廃液	分別、固化等の実施している作業工程については、計画を作成し、できるだけ早い時期に品質保証マニュアルを作成する。
Gr. 2	処理設備整備にあわせて作成	・再処理: LWTF炭酸塩固化体 ・大洗: OWTF溶融固化体	整備中の処理設備の操業開始までにマニュアルを作成する。
Gr. 3	当面不要 (当面廃棄物の保管を継続)	・原科研: $\beta\gamma$B ・核サ研: Pu系など	処理施設整備の状況に応じて廃棄体製作マニュアルを作成する。

- 3) 既存マニュアルの廃棄体の技術上の基準への適合性の調査

原科研においては、分別等の前処理、切断圧縮処理、容器への収納までの工程について、廃棄体製作に関する事項が定められていることを確認した。核サ研ウラン系廃棄物のマニュアルは、トレンチ処分相当のコンクリートガラを対象としており、当該廃棄物の発生段階で処分不適物の除去に関する品質管理を行うためのものである。これについても、コンクリート等廃棄物に関して必要な項目が定められていることを確認した。

(4) 結果の評価

文書体系を整理することで、今後作成する廃棄体製作に関するマニュアルは、品質保証体制を構築する上で三次文書として運用していくことが合理的であるとの結論を得た。また、優先的に廃棄体製作マニュアルを作成しなければならない廃棄物については、大洗の濃縮廃液の固化マニュアルを優先していくこととなった。既存マニュアルの廃棄体の技術上の基準への適合性の調査については、原科研廃棄物及び核サ研ウラン系廃棄物において、廃棄体製作の段階に応じたマニュアルが作成されており、作成されているマニュアルが廃棄体の技術上の基準に適合していることを確認した。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度以降については、現在、固型化を継続的に実施している大洗の濃縮廃液処理のマニュアルについて、処理装置の運転条件の設定根拠になっているデータ項目を確認し、廃棄体の技術上の基準への適合した品質保証がなされているかを確認していく計画である。

(埋設事業センター 埋設技術開発室 満田 幹之)

3.3.2 放射能濃度評価の合理化に関する検討

実施部署	廃棄物対策・埋設事業統括部
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
廃棄体化処理に関しては、施設の廃止措置計画、及び処分場への廃棄体搬出予定時期を勘案し、廃棄体作製に必要な品質保証体制の構築、放射能濃度の評価、施設・設備の整備等の取組を進める。	平成 27 年度計画 廃棄体製作に向けて、放射能濃度評価の合理化に関する検討及び核種分析技術の標準化に関する検討を行う。 平成 28 年度計画 廃棄体製作に向けて、放射能濃度評価の合理化に関する検討を行う。

(1) 概要

原子力機構ではこれまでに、将来の研究施設等廃棄物の埋設処分に向けて、主に試験研究用原子炉施設から発生する廃棄物のような核種組成比の推測が比較的容易な廃棄物（以下、「原子炉系廃棄物」という。）の放射能分析及び放射能濃度評価方法の検討が実施されてきている。一方で、原子炉系廃棄物以外の廃棄物（以下、「非原子炉系廃棄物」という。）は、原子炉系廃棄物の埋設処分の実現に目途がついた後には放射能分析及び放射能濃度評価方法の検討が重点的に実施されることとなると想定されるが、現状では利用可能な実際の分析データがほとんどない。しかし、非原子炉系廃棄物は核種組成比や内容物が多様であることから性状把握が困難であり、放射能分析及び放射能濃度評価方法の検討は長い道のりになることが予想される。

このような状況の中で、平成 27 年度に放射能濃度評価の合理化に向けた検討に取り掛かることとし、今後の進め方を検討した。簡便かつ効果的に放射能濃度評価を実施できる可能性を探るべく、既存又は開発中の技術の利用による廃棄物中の難測定核種分析法を調査することとした。また、廃棄物試料を採取して分析する際に使用する、既存の核種分析技術の標準化に向けた検討を実施することとした。

しかし、平成 27 年度の調査の中で、既存又は開発中の技術の利用による廃棄物の放射能濃度評価は、現状の技術では検出下限値が十分に低くないために、大きな合理化が期待できないことが明らかになってきた。このため、平成 28 年度は別のアプローチとして、海外において合理的に放射能濃度評価が実施されている可能性を考慮し、海外の原子力施設における放射能濃度評価事例を調査することとした。放射能濃度評価の合理化に関する検討スケジュールを表 3.3.2-1 に示す。

表 3.3.2-1 「放射能濃度評価の合理化に関する検討」スケジュール

項目	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
(1) 非原子炉系廃棄物に対する合理的な放射能濃度評価のための技術・評価事例等の調査	進め方の検討・技術の調査						
		放射能濃度評価に関する海外文献の調査					
				調査結果の適用に向けた検討			
(2) 放射能濃度評価の合理化のための廃棄物情報の利用に関する検討			計量管理情報の利用に関する検討				
				核種・性状等の情報の利用に関する検討			
(3) 非原子炉系廃棄物に対する放射能濃度評価の合理化に向けた検討						合理化に向けた検討	

(2) 方法

平成 27 年度は廃棄物の非破壊分析技術を調査し、難測定核種分析への適用性と課題を整理した。また、公開されている廃棄物中の核種測定法を整理した。更に、廃棄物試料中の核種分析技術の標準化に向け、標準マニュアルを検討した。

平成 28 年度は海外の原子力施設のうち、様々な種類の施設を有し、過去に保管廃棄物の漏えいや環境放出を引き起こしている米国のハンフォードサイト及び英国のセラフィールドサイトに着目し、廃棄物の性状把握プロセスが記載されている文献を検索した。また、この調査の中で、合理的な調査計画作成のために米国の環境保護庁の DQO (Data Quality Objectives) プロセスが利用されていることが明らかになってきたことから、このプロセスについても調査した。

(3) 結果

平成 27 年度は様々な核種の非破壊分析が実施可能であり、廃棄物分析の大きな合理化が期待できる技術として、「レーザーコンプトン散乱ガンマ線による核共鳴蛍光散乱分析法」の廃棄物への適用性を重点的に検討したが、現状では放射能レベルが低い研究施設等廃棄物に対しては検出下限値が十分ではなく、核種分析が困難であると結論付けた。また、将来の核種分析技術の標準化に向けては、標準マニュアル構成案を作成した。

平成 28 年度は海外での廃棄物性状把握事例の調査により、汚染土壌のような複雑物の調査及び高放射性廃棄物のようなサンプリングの制限が大きい廃棄物の分析に対する考え方の一例が得られた。また、DQO プロセスの調査により、分析計画の作成においてサンプリング及び分析の実施数を最小化するための考え方が得られた。

(4) 結果の評価

分析データがほとんど利用できない非原子炉系廃棄物について、合理的な放射能評価に必要なデータの取得（種類、数量、方法等）を取りまとめた分析計画の作成に関する考え方が得られた。また、効率的な非原子炉系廃棄物の性状把握に向けたアプローチの例が確認できた。

(5) 次年度以降の計画

合理的な放射能評価に向けて、海外における放射能濃度評価事例及び放射能濃度評価に必要なデータ取得に関する分析計画の作成プロセスの調査を実施していくとともに、放射能濃度評価の合理化のための廃棄物記録の利用についての検討を進めていく。

(埋設事業センター 埋設技術開発室 村上 昌史、齋藤 龍郎、佐々木 紀樹)

3.3.3 廃棄物管理システムへの廃棄物データの蓄積

実施部署	廃棄物対策・埋設事業統括部
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
廃棄体化处理に関しては、施設の廃止措置計画、及び処分場への廃棄体搬出予定時期を勘案し、廃棄体作製に必要な品質保証体制の構築、放射能濃度の評価、施設・設備の整備等の取組を進める。	平成27年度計画 廃棄体製作に向けて、廃棄物管理システムへの廃棄物データの蓄積を行う。 平成28年度計画 廃棄体製作に向けて、廃棄物管理システムへの廃棄物データの蓄積を行う。

(1) 概要

現在各拠点で保管されている廃棄物を安全かつ合理的に処分していくためには、廃棄物に関する情報を一元的に管理していく必要があり、平成25年度に廃棄物管理システムを開発した。本システムは、全拠点の廃棄物情報を管理する統合データベースシステムと廃棄物情報から廃棄体の量、放射能濃度等を評価する廃棄体評価システムから構成されている。平成26年度から廃棄物データの収集を開始しており、毎年新たに発生した全拠点の廃棄物データを取り込んでデータベースの更新を続けている。また、サポート終了によるOSの変更等のシステム環境の変化へ廃棄物管理システムを適応させるための改良を随時行う。本システムは、埋設処分や廃棄体製作に向けて、各拠点から発生する廃棄物の放射能濃度評価、廃棄物処理施設の検討等に活用されている。廃棄物管理システム運用工程表を表3.3.3-1に示す。

表 3.3.3-1 廃棄物管理システム運用工程表

項目	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
(1)廃棄物データ収集							
	・H26から継続して各拠点からの廃棄物データを収集						
(2)統合データベースシステム改良							
	・サポート終了によるOS変更、元号変更等への対応(随時)、システムの継続的な改良						
(3)廃棄体評価システムの改良							
	・サポート終了によるOS変更等への対応(随時)、システムの継続的な改良						

(2) 方法

各拠点における廃棄物管理では共通の様式を使用していないため、廃棄物管理システムにおいてこれらのデータを共通の様式に変換することで一元管理する。また、サポート終了によるOSの変更やシステム高度化を目的とした改良を行う。なお、本システムにおいて共通の様式へ変換できない事象が発生したため、手入力で修正を加える作業が発生しており、対策を進めている。

(3) 結果

平成 27 年度は、全拠点から入手した平成 26 年度発生分の保管廃棄物データを入力するとともに、サポート終了に伴う OS 変更への対応等のシステム改良を行った。

平成 28 年度は、全拠点から入手した平成 27 年度発生分の保管廃棄物データを入力した。また、データ入力方法の改良検討を行った。表 3.3.3-2 に廃棄物管理システムの改良項目と評価例を示す。

表 3.3.3-2 廃棄物管理システムの改良項目と評価例（概要）

改良項目	対応策	必要性	緊急性	予算	総合評価
廃棄物コードの桁不足	- コード桁数の増加 - エラー発生時の自動修正機能追加	大	大	中	◎
機種依存文字の置換	自動置換機能の追加	中	小	小	○
数値欄への文字入力対応	自動修正機能の追加	中	小	小	○
差分データの抽出	該当年度増加データの自動抽出機能の追加	中	小	大	△

◎：ただちに改良

○：できるだけ早い時期に改良

△：改良することが望ましい

(4) 結果の評価

OS 変更への対応を OS 変更の 1 年前に実施することにより、改良したシステムへスムーズに移行することができ、システムの運用を問題なく継続することができた。また、システム高度化を目的とした改良検討を行うことにより、本システムの改善点が明確化できた。

(5) 次年度以降の計画

全拠点から入手した保管廃棄物データを着実に蓄積するとともに、本システムへのデータ入力方法の改良に向けた計画を作成する。

（埋設事業センター 埋設技術開発室 乾 実紗希）

3.4 有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化处理、廃棄確認用データ取得等に係る先駆的な技術開発に積極的に取り組み、安全かつ合理的なプロセスを構築する。	平成27年度計画 有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術に係る開発を行う。 平成28年度計画 有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術に係る開発を行う。

(1) 概要

原子力機構内から発生する Pb など有害物質を含む放射性廃棄物について、処理フローを検討し、廃棄体化のための基本手順を作成することを目的に研究開発を実施している。平成27年度は Pb を対象としてフローの作成に着手するとともに、平成28年度には Pb 化合物の水への溶解度及び Pb をセメント固化した固化体からの溶出率等の処理フローを検討するための実験的なデータ取得にも着手した。表 3.4-1 に業務実施のスケジュールを示す。

表 3.4-1 業務実施のスケジュール

	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
1.有害物質を含む 処理シナリオの検討	アプローチの検討						
		データ取得					
					フローの作成とまとめ		
2.有害物質の 固定化技術の高度化							
	焼却灰、福島廃棄物を対象とした固化技術試験						

(2) 方法

平成 26 年度の第 22 回評価委員会では、一般の産業廃棄物における有害物質の取り扱いが確立されていることから本事業で実施する研究開発内容について、整理が必要との指摘をいただいた。これを受けて、環境分野（産業廃棄物の処理等）を専門とする大学と情報交換を行い、技術開発の方向性について確認を行った。その上で、以下の項目について実施した。表 3.4-2 に実施状況を示す。

1) 有害物質を含む処理シナリオの検討

平成 27～平成 28 年度については、処理技術確立に向けたアプローチとしてのシナリオ検討として、既存情報の整理、文献による技術の調査及び必要データの一部を実験により取得する。既存情報の整理については、対象となる有害物質の原子力機構内での保有量、発生形態、既存発生と今後の予定量など過去に行われた調査結果を入手、内容を確認する。必要に応じて、追加調査等も検討する。シナリオの要素となる様々な処理技術について、文献等で調査を行い、分類して整理する。文献調査では調査が難しい一部のデータについては、固化試験や溶出試験により取得する。

平成 27 年度については、既存情報の整理と文献調査による処理技術の調査を実施する。平成 28 年度はこれらで得られた情報を基に、シナリオを検討する上で必要となるデータを取得するとともに、処理の流れ（フロー）を例示し、これを明確にする際に必要となるデータの文献上での報告の有無、実験的な取得方法について検討することで、R&D 項目の抽出と整理を目指す。

2) 有害物質の固定化技術の高度化

平成 27～平成 28 年度は、現行の材料であるセメント中での有害物質の固定メカニズムと、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮して、比較的新しく特殊な性能を持つセメント系材料（AAM: Alkali-Activated-Materials、CAP: アルミナリン酸セメント）などを用いた実験を行い、固化体性能に関するデータの取得を行う。

平成 27 年度は、セメント固化体中での有害物質の固定と溶出の状況を評価するための手法について検討し、データ取得方法の確認を行う。

平成 28 年度は、有害物質を含む廃棄物の固化と前処理となる安定化処理について、実験を行いデータを取得する。加えて、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に対する廃棄物管理の状況を考慮し、発生する廃棄物のうち、固化材料としてポルトランドセメントを用いることが適切でないと考えられる廃棄物を対象として、実験を行い、データを取得する。表 3.4-2 に実施状況を示す。

表 3.4-2 実施状況

実施項目	年	2015年度 (H27年度)											
	月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
廃棄物処理 技術開発												計画	
												実績	
・埋設処分に必要 な要件を満た す処理方策・技 術検討、廃棄体 化処理技術開発				有害物質を含む処理シナリオの検討及びデータ取得									
				焼却灰、福島廃棄物を対象とした固化技術試験									
												まとめ	

実施項目	年	2016年度 (H28年度)											
	月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
廃棄物処理 技術開発												計画	
												実績	
・埋設処分に必要 な要件を満た す処理方策・技 術検討、廃棄体 化処理技術開発				有害物質を含む処理シナリオの検討及びデータ取得									
				焼却灰、福島廃棄物を対象とした固化技術試験									
												まとめ	

(3) 結果

評価委員会のコメントを受けて、大学で環境分野（廃棄物）の研究を実施している研究室との情報交換を行い、一般廃棄物及び産業廃棄物における有害物質の廃棄、管理の方法の現状について確認した。上記大学との情報交換の結果、有害物質を含む産業廃棄物の処分に関する問題として、方法や基準は整備されているものの、実態として処分後の環境汚染も報告されており、継続的な処理技術の改善が必要であるとの認識の下に、産業廃棄物の処理に関する研究開発が進められていることが確認できた。加えて、有害物質の永久保管についても、検討を進めているものの、長期安定性などの評価手法自体が課題であるとの認識が示され、長期保管の考慮という点では、原子力業界が進んでいるのではとの指摘も受けた。最後に有害物質も資源であることから、保管や処分の技術を開発すると同時に資源として利用する方法も検討するべきではないかとのご意見もあり、廃棄時の安定性と再利用性を両立した廃棄技術は今後の課題と

のことであつた。以上のことから、本事業において、廃棄体の長期安定性を考慮した有害物質の処理シナリオを検討するとともに、固化技術の高度化についての研究開発は、原子力業界の枠を超えた環境保全の基盤技術として貢献できる可能性をも有することを確認した。

1) 有害物質を含む処理シナリオの検討

平成 27～平成 28 年度については、処理技術確立に向けたアプローチとしてのシナリオ検討について、既存の情報の整理、文献による技術の調査及び必要データの一部については実験による取得を行った。

既存情報の整理については、対象となる有害物質の機構内での保有量、発生形態、既存発生と今後の予定量など過去に行われた調査結果の内容を確認し、保有量の多さと保有や利用が複数拠点にまたがっている点から、対象とする有害物質としては、Pb、Cr、Hg が適当であることが分かった。加えて、有害物質の含有量は少ないが、種類や含まれる量の変動が大きく、発生する拠点多いことから、焼却灰も検討の必要性が高いと判断した。

既存処理技術の調査については、廃棄物の処理技術について文献調査を実施した。本事業及び他の事業での知見を合わせ、102 件の処理技術を、除染、固化、不溶化などの項目で分類し、リスト化することで、シナリオ検討における要素技術として利用できるように取りまとめた。

Pb を対象とした検討の過程において、Pb の溶出基準と、発生する Pb 化合物ごとの溶解度等のデータにより、処理を選別する廃棄体側からの絞り込みアプローチ（下流からのアプローチ）と、鉛グローブのように廃棄物の発生形態から絞り込まれるアプローチ（上流からのアプローチ）の双方向から検討した上で、いずれもが整合するようにシナリオを作成することが必要であることが分かった。溶出基準と溶解度から検討する下流からのアプローチ例を図 3.4-1 に示す。加えて、これらの絞り込みの段階においても鉛ガラスや鉛グローブなど Pb を含む廃棄物からの Pb 溶出率などのデータ等が必要となり、一部は報告されているものの、適用条件の違いから、実験により取得する必要があるものが多いという結論を得た。処理を受けた固化体からの溶出や固形化材による溶出の低減効果について、ポルトランドセメントを用いて試験片を作成し、溶出に関するデータを実験により取得した。アプローチの検討結果から、課題が広範囲に抽出された。シナリオについては、それに含まれる技術等の網羅性や最適化を判定する指標をどのように設定するかという点、また再資源化などを考慮するかどうかというシナリオを作成する際の前提条件をどのように決めるべきかという点などが挙げられた。各々の処理方法検討においても、溶解度や分配係数等の物性評価に必要なデータのほか、コスト、二次廃棄物発生量の見積りも必要となる。更に実験を行うにあたっての作業員の労働安全や廃液処理等の課題が抽出された。

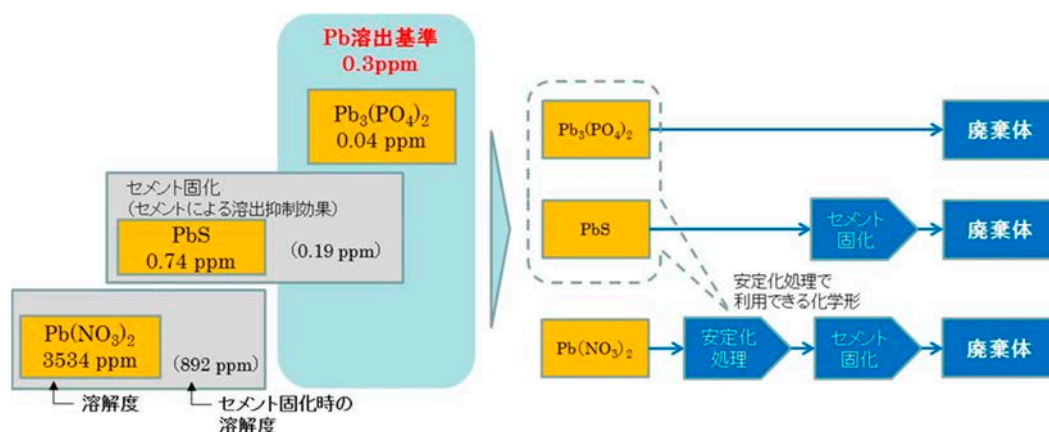


図 3.4-1 下流からのアプローチ検討例

2) 有害物質の固定化技術の高度化

平成 27～平成 28 年度は、現行の固定化技術であるセメント中での有害物質の固定メカニズムと、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮して、ポルトランドセメントとは異なる硬化メカニズムを持つセメント系材料（AAM：Alkali-Activated-Materials、CAP：アルミナリン酸セメント）などを用いた実験を行い、固化体性能に関するデータの取得を行った。加えて、焼却灰をセメント固化するための新しい工法や固化処理前の安定化処理方法について、実験的な検証を行った。

有害物質の固定メカニズムを明らかにするためには、固化体内の有害物質の分布や化学結合状態を評価することが必要となる。このことから、高感度で多元素同時分析が可能な PIXE（イオン誘起 X 線）分析法による固化体内部の元素分析を行い、焼却灰など廃棄物に含まれる有害元素が、廃棄物から溶出し、セメント等の固化材料へ移動する、もしくは固定化する様子を検知できる可能性を確認できた。メカニズムを明らかにすることで、処理シナリオで必要となる溶出率の測定等の試験点数などを大幅に削減できると考える。

有害物質を含む廃棄物の固化と前処理となる安定化処理の検討について、焼却灰を対象とした新しい工法である超流体工法の適用性及び有害物質の安定化処理方法としてフェライト固化技術の適用性について、実験的に適用性に関するデータを取得した。超流体工法は、外部から振動を与えることで少量の水を含む粉体を流体化する技術である。焼却灰は、多種の有害物質を含む粉体であり、その組成や粒径などの性状は、焼却処理の処理条件と廃棄物により変動する。固化処理時に問題となる性状は、吸水性が高いことであり、これに対応するために処理中の流動性を保持する目的で水を多く加える必要がある。これに伴って、最終的なセメント固化体としての強度等の性能が下がる事が焼却灰をセメント固化する際の問題である。これを解消できる工法として、既存のプロセスのようにプロペラでセメントを混練するのではなく、外部から振動を与えることで、少ない水分でセメント固化体を製作する超流体工法が開発されている。これを用いることで、焼却灰においても強度等の性能が良い水セメント比の小さい範囲で固化体を作製できる可能性があることから、適用性についての試験

を行った。この試験では、水分を少なくした状態で振動を与え、流動化することを確認したが、振動の周波数など最適化すべき要素が未だ数多く存在することが確認できた。一方のフェライト固化技術は、水中の有害金属イオンなどを鉄イオンとともに沈殿させ、フェライトを合成することで、フェライト格子中に有害金属イオンを安定化する有害物質除去処理及び安定化処理技術である。試験では、有害物質を固定化したフェライトを製作し、溶出量を測定するとともに、セメント固化体中に混合された場合の検討として pH と溶出量の関係についてもデータを取得した。pH の高い領域では、溶出量は変化しないことからセメント固化技術の前処理としての適正を確認するとともに、試験で発生した有害物質を含む廃液についても問題なく処理できることを確認することができた。フェライト固化技術については、セメント固化技術と同様に、PIXE 分析やメスバウア分析等の先進的な分析手法も適用しつつ固定化メカニズムについて、継続的に明らかにする計画である。

最後に東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献に関連して、セメントでは膨張が懸念される塩素を含む廃棄物や水処理二次廃棄物のスラリー等を対象として、新しい固化材であるアルミナリン酸セメントを利用する方法を提案した。外部資金を獲得し、模擬廃棄物を用いた固化試験を行い、固定化の特性や放射性廃棄物を固化した場合に想定される水素発生に関するデータを取得した。(図 3.4-2)

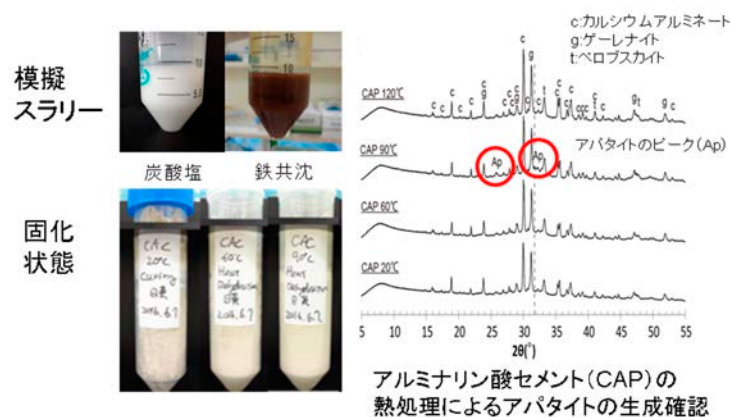


図 3.4-2 アルミナリン酸セメントによる固化試験

(4) 結果の評価

事業進捗の尺度は、工程の段階として進め、いずれの年度も計画通り遂行できた。

平成 27 年度に、有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発として、有害物質の固定化処理及び精製処理に係る既存技術を調査し 102 件の技術をリスト化するとともに、R&D 項目の抽出・整理及び有害物質の処理フローの検討を開始した。また、有害物質の固定化技術の開発に係る試験を開始し、重金属イオンの測定手法の検討、溶出率の評価及び焼却灰の特性評価に着手した。

平成 28 年度は、有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発として、有害物質の処理技術の調査を継続するとともに、鉛の固定化技術の開発に係る試験として、鉛のフェライト処理試験を継続し、固定化後の鉛の溶出量がセメント pH 領域でも増加しないことを示すデータを

取得した。加えて、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献に関連して、ポルトランドセメントとは異なる硬化メカニズムを持つセメント系材料（AAM：Alkali-Activated-Materials、CAP：アルミナリン酸セメント）などを用いた実験も実施できており、有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発における合理的な処理フローの検討に関する研究開発として、十分な成果が得られたと評価している。

(5) 次年度以降の計画

今後の課題として、有用な新技術の適用が抜け落ちなく行えるように技術調査を継続すること、及び利用可能なデータ類の入手可能性の調査が重要であることに加えて、安全かつ精度よくデータを取得するための設備類の整備も必要と考えられた。

データ取得では、有害物質を多く利用する必要がある、有害物質を含む試料の熱分析といった加熱測定等も行う可能性がある。これらの試験を本格的に実施するためには、作業員の健康被害を防止するための防護設備や環境保護のための排水などの処置手法なども整備する必要性が生じた。また、セメント固化では、製作段階での温度や湿度などの条件が、固化体の性能に影響するため、精度の良いデータを取得するためには、環境条件を制御できる実験設備が必要となった。これらを踏まえ、試験の終了した試験装置を解体し、環境条件を制御できる実験設備や加熱測定等を実施できるフード等を設置するとともに、これまでに使用していた実験室から結晶相や組成を分析するためのX線装置や電子顕微鏡等を移設することで、実験室の整備を行うこととした。この整備により一時的にデータ取得が中断されるものの、廃棄物処理の技術開発を実施するための基盤が整備されることから、今期以降の技術開発の進展が見込まれる。

(環境技術開発センター 基盤技術研究開発部 廃棄物処理技術グループ
阿部 智久、嶋崎 竹二郎、入澤 啓太、大杉 武史、中澤 修)

3.5 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術開発

実施部署	人形峠環境技術センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化処理、廃棄確認用データ取得等に係る先駆的な技術開発に積極的に取り組み、安全かつ合理的なプロセスを構築する。	平成 27 年度計画 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術の開発を継続する。 平成 28 年度計画 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術の開発を継続する。

(1) 概要

ウラン廃棄物をクリアランス検認する際、対象物内部の汚染状況を α 線で計測・評価することが困難であるため、これまでに行われたウラン廃棄物のクリアランスは、単純形状の金属のみである。その一方で、わが国のウラン加工事業者で発生する金属解体物のうち、約 60 % 以上は α 線計測が困難な複雑形状をしており、これらもクリアランスができるようになれば、廃棄物量の低減や資源の有効利用が可能となると同時に、大きな経済的効果も期待できる。

原子炉施設で使用されるクリアランス測定装置としては、 ^{60}Co の測定を中心に行うトレイ型測定装置（プラスチックシンチレータ検出器を使用）が開発されてきた。 α 線計測が困難な形状でも γ 線であれば透過力が強いので測定できる。しかし、線源の遮へい状況により測定される γ 線のカウントが変化する。このような状況でも放射能定量可能な測定装置を製作する。

平成 27 年度はウランの偏り等が補正可能な放射能定量方法を検討した。クリアランス確認を行う場合、線源分布の偏りがあると測定される γ 線計数に影響し、ウラン量を正確に定量できなくなる。クリアランス測定装置に導入するウラン量定量モデルとして、線源分布の偏り補正が可能な散乱ガンマ線等価モデル法を選択した。また、クリアランス測定装置設置予定場所のバックグラウンドの調査を実施した。

平成 28 年度はドラム缶を対象にしたクリアランス測定装置を製作した。検出器台数評価試験、遮へい体仕様評価試験、検出器配置評価試験の結果を解析して、クリアランス測定装置に要求される仕様をまとめ、クリアランス測定装置を製作した。

(2) 方法

1) 平成 27 年度

a) 放射能定量方法の検討

人形峠技術開発センターではウランの偏在を補正する解析手法として、エネルギーの異なる 2 本の γ 線を使って補正する等価モデル法を開発してきた。1.001 MeV と 1.001 MeV の散乱

γ 線の2本を等価モデル法に適用することで定量誤差を低減出来ることを確認するための試験を実施した。模擬廃棄物にラシヒリング、活性炭、消石灰を使用し、ウラン線源をセットした試料を測定した。測定時間は1800 sである。ウラン量は80 gである。試験にはQ²装置(3×5×16インチ NaI 検出器：2台)を使用した。ウランの配置パターンは図3.5-1に示す。

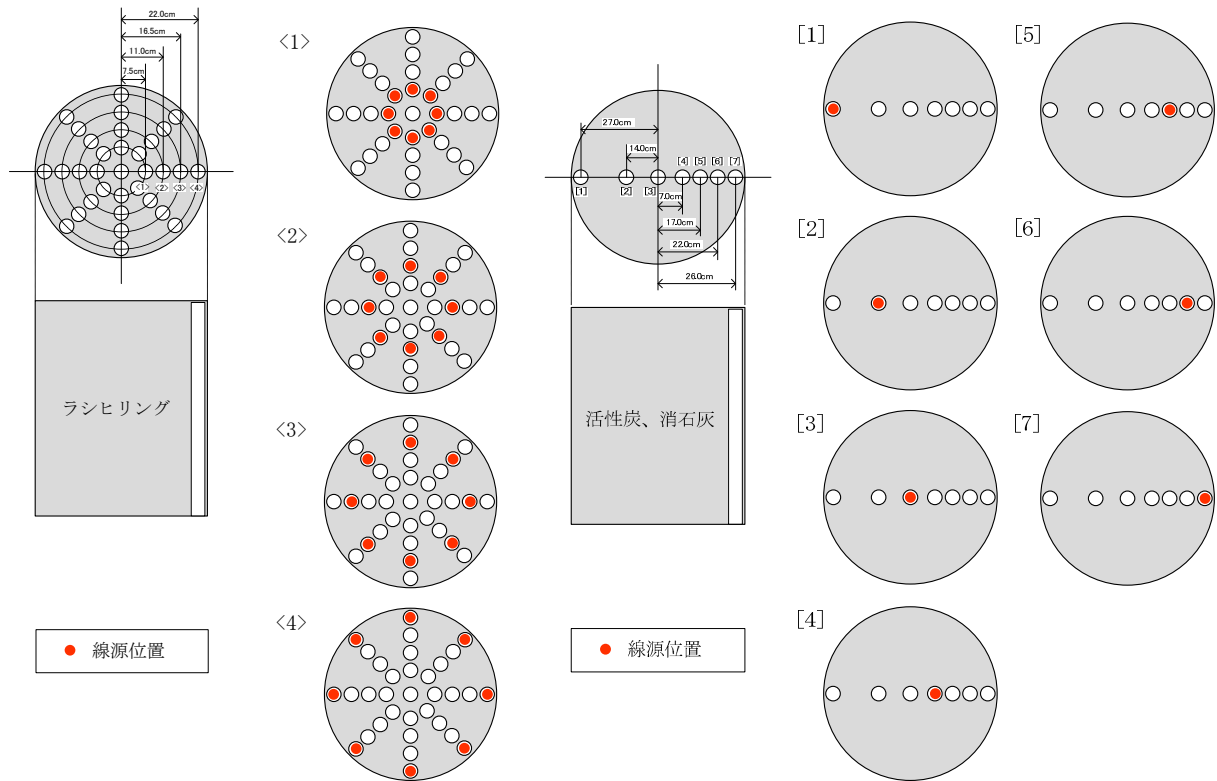


図 3.5-1 ウランの配置パターン

b) バックグラウンドの調査

クリアランス測定装置の遮へい体の仕様検討に必要な、バックグラウンド測定データの取得を目的とし、 γ 線測定を実施した。測定は6事業者で合計8施設（施設A、施設B、施設C、施設D、施設E、施設F、施設G、施設H）について実施した。測定装置と測定時間を以下に示す。

①測定装置

品名：InSpector™ 1000 可搬型デジタルスペクトロサーベイメータ

検出器：1.5×1.5インチ LaBr 検出器（温度補償型）

②測定時間

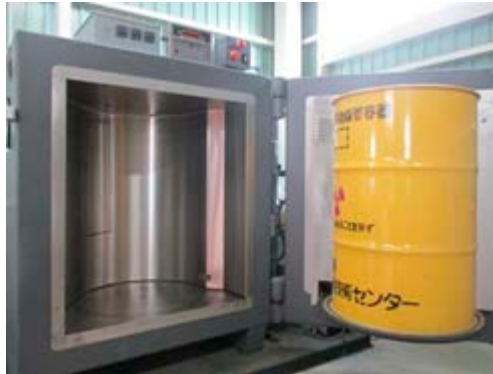
10000 s

2) 平成 28 年度

a) クリアランス測定装置の仕様検討

①検出器台数評価試験

Q² 装置 (3×5×16 インチ NaI 検出器 : 2 台) の測定データを参考に適切な検出器台数を検討した。Q² 装置を図 3.5-2 に示す。

図 3.5-2 Q² 装置

②遮へい体仕様評価試験

LaBr 検出器で測定したバックグラウンドを換算して、クリアランス測定装置 (遮へい体厚さは 10 cm と 15 cm に設定) の 1.001 MeV でのバックグラウンドを求め、適切な遮へい体を選択した。

③検出器配置評価試験

シミュレーション等により、適切な検出器配置を検討した。シミュレーション例を図 3.5-3 に示す。

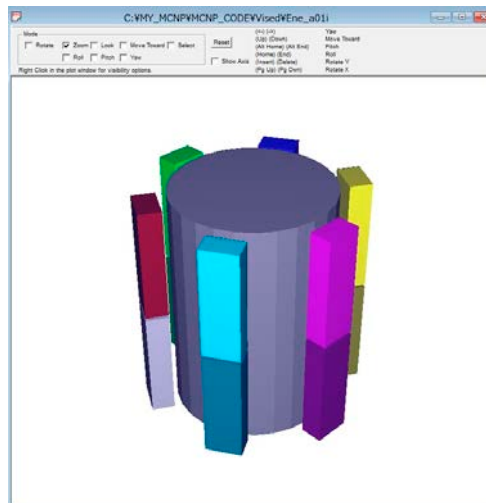


図 3.5-3 シミュレーション例

b) クリアランス測定装置の製作

検出器台数評価試験、遮へい体仕様評価試験、検出器配置評価試験の結果からまとめた仕様にしたがってクリアランス測定装置を製作した。ウラン線源をドラム缶の中心から等間隔に分布させた線源パターンで基礎試験を実施した。

(3) 結果

1) 平成 27 年度

a) 放射能定量方法の検討

散乱ガンマ線等価モデル法の検証を実施した。模擬廃棄物にラシヒリング、活性炭、消石灰を使用し、ウラン線源をセットした試料を測定した。試験結果を図 3.5-4 に示す。Q²装置での出力と散乱ガンマ線等価モデル法で定量した ²³⁸U 量の比較を図 3.5-5 に示す。

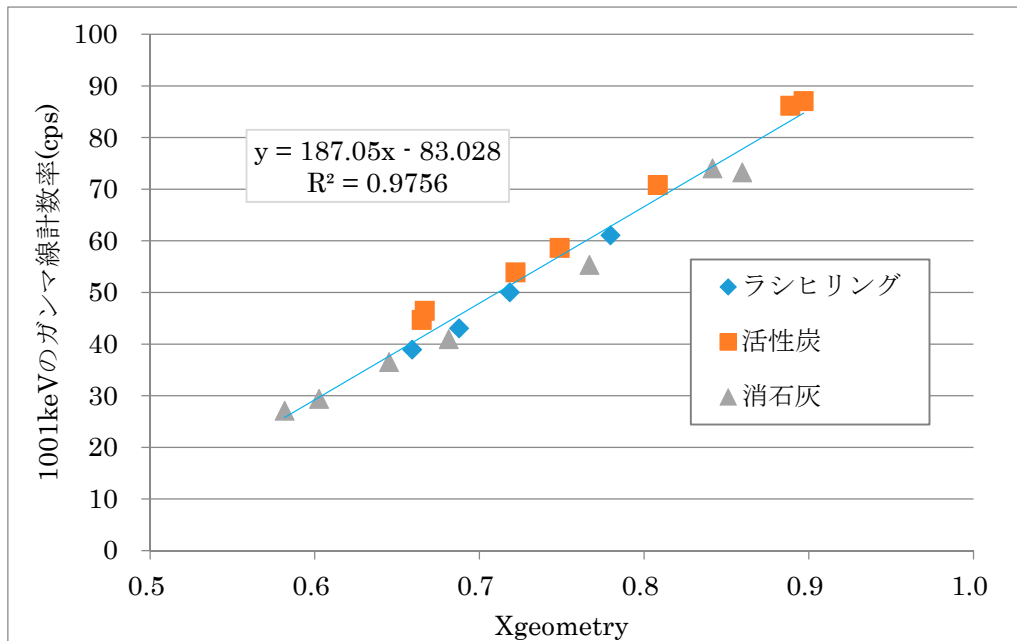
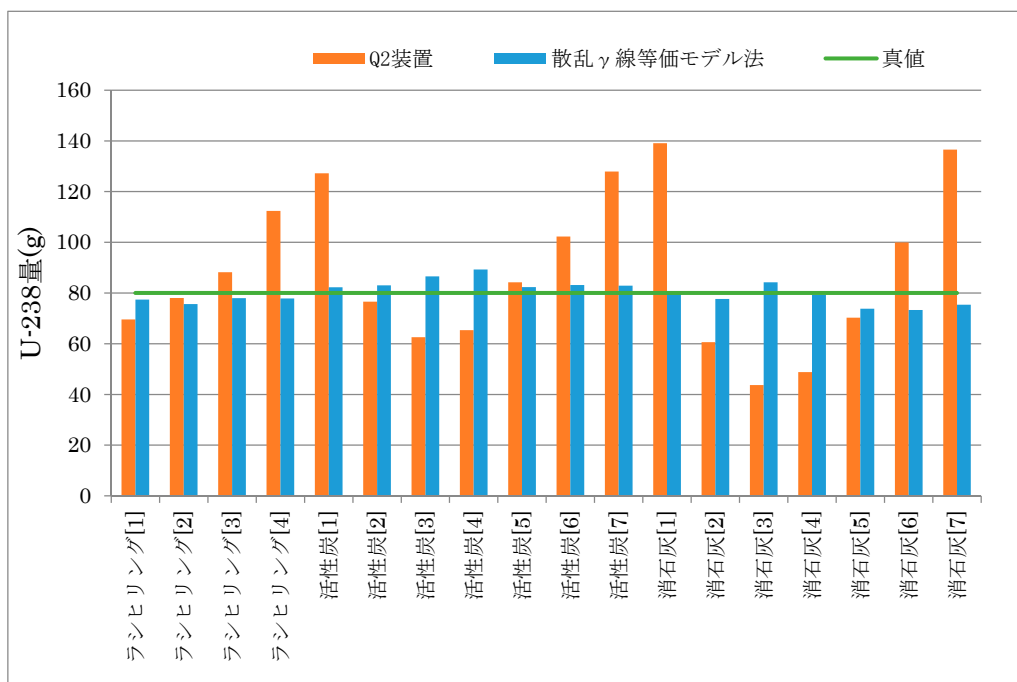


図 3.5-4 試験結果

図 3.5-5 Q²装置での出力と散乱ガンマ線等価モデル法で定量結果の比較

b) バックグラウンドの調査

クリアランス測定装置設置予定場所のバックグラウンド調査結果から遮へい体の仕様を評価した。 γ 線スペクトルの例を図 3.5-6 に示す。

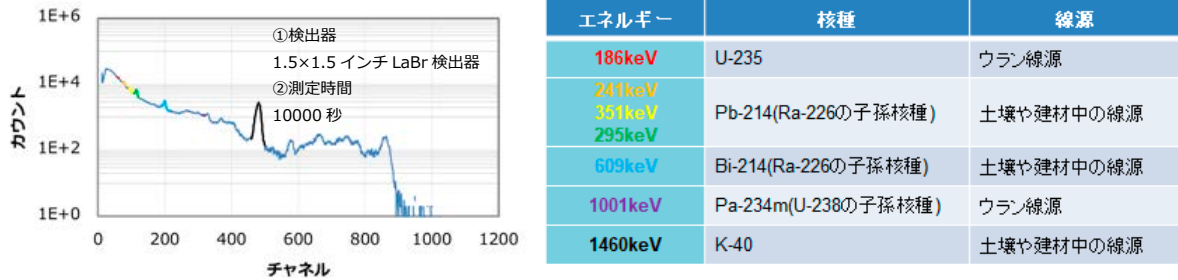


図 3.5-6 バックグラウンドの γ 線スペクトルの例

2) 平成 28 年度

a) クリアランス測定装置の仕様検討

検出器台数評価試験、遮へい体仕様評価試験、検出器配置評価試験の結果から図 3.5-7 に示すドラム缶型容器測定装置の要求仕様を決定した。

検出器効率	種類	NaI検出器（結晶サイズ3×5×16インチ）	
	台数	測定時間30分以内	6台以上
		測定時間60分以内	4台以上
遮へい体	材質	鉄	
	厚さ	比較的BG影響が小さい環境	10cm以上
		比較的BG影響が大きい環境	15cm以上
検出器配置	検出器6台	設置位置	遮へい容器内の隅 3 箇所
		高さ方向の設置	ドラム缶全高さをカバー
	検出器4台	設置位置	遮へい容器内の隅 2 箇所
		高さ方向の設置	ドラム缶全高さをカバー

図 3.5-7 ドラム缶型容器測定装置の要求仕様

b) クリアランス測定装置の製作

概念設計に基づいて製作した装置を図 3.5-8 に示す。基礎試験として、 $X_{geometry}$ と 1.001 MeV 計数率のプロット点から回帰直線を計算し、プロット点の回帰直線からの相対的なずれの程度を評価した。基礎試験での線源パターンを図 3.5-9 に示す。測定時間 3600s での基礎試験の結果を図 3.5-10 に示す。

検出器台数	種類		台数
	NaI 検出器（結晶サイズ 3×5×16 インチ）		6 台
遮へい体	材質	厚さ	
	鉄	10cm 以上	
検出器配置	設置位置	高さ方向の設置	
	遮へい容器内の隅 3 箇所	ドラム缶の上部から下部をカバー	



外観



遮へい体内部



検出部



ドラム缶回転台

図 3.5-8 クリアランス測定装置

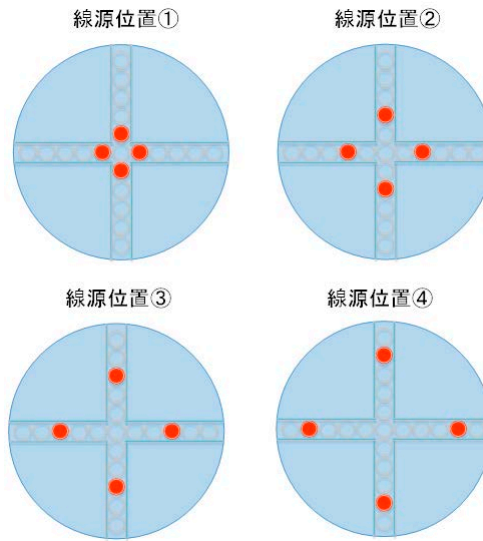


図 3.5-9 基礎試験での線源パターン

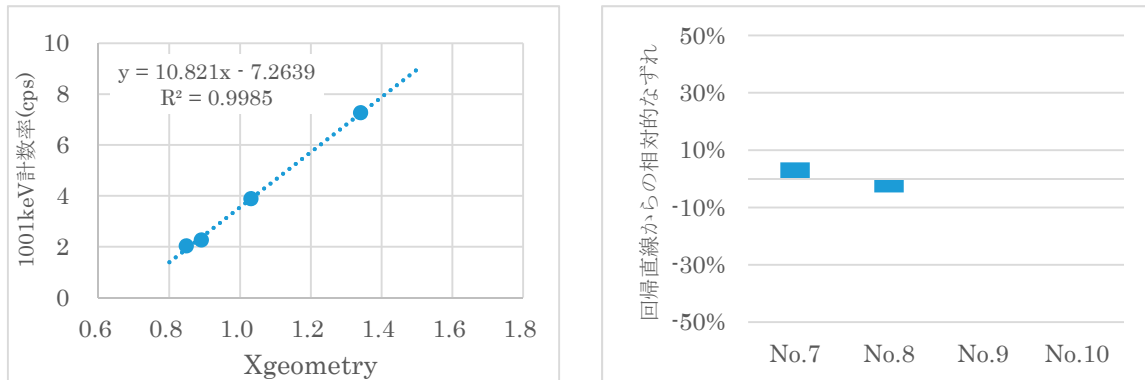


図 3.5-10 基礎試験の結果（測定時間：3600 s）

(4) 結果の評価

ウラン量の定量手法として、散乱ガンマ線等価モデル法の有用性が示された。検出器台数評価試験、遮へい体仕様評価試験、検出器配置評価試験の結果を解析して、クリアランス測定装置に要求される仕様をまとめ、クリアランス測定装置を製作した。基礎試験から基本的な性能は満足していると考えられる。

(5) 次年度以降の計画

模擬クリアランス対象物を用いた実証試験により、製作したドラム缶型容器用のクリアランス測定装置について、実験的に定量下限値等、詳細な性能評価を行う。

（人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 技術管理課 横山 薫、大橋 裕介）

3.6 カスケード分離技術を応用した分析技術開発

実施部署	原子力科学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、廃棄確認用データ取得等に係る先駆的な技術開発に積極的に取り組み、安全かつ合理的なプロセスを構築する。	平成 27 年度計画 廃棄確認用データ取得に係る測定の困難な α・β 核種の合理的な評価技術の確立を目指し、カスケード分離技術を応用した分析技術開発を行う。 平成 28 年度計画 廃棄確認用データ取得に係る測定の困難な α・β 核種の合理的な評価技術の確立のため、カスケード分離技術を応用した分析技術開発を継続する。

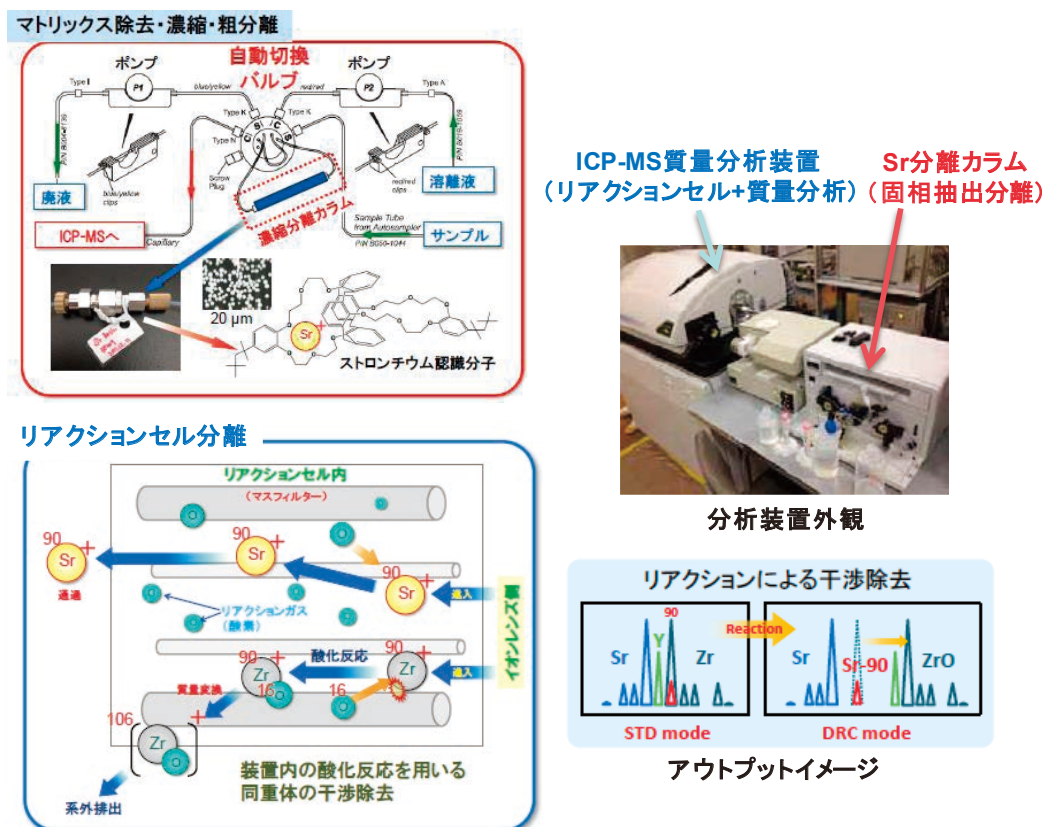
(1) 概要

バックエンド対策全体では膨大な件数の放射能分析が必要であり、分析業務の効率化及び費用低減を可能にする簡易・迅速な分析手法を確立することが求められている。本技術開発では、廃棄物の放射能評価法の検討に用いる放射能データの取得に対して、固相抽出分離と質量分析によるカスケード分離技術を用いた簡易・迅速な分析手法（以下、「カスケード型 ICP-MS」という。）を確立することを目的とした。本技術開発では研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要な核種に選定されている β 線放出核種のうち、分析に時間を要する ^{90}Sr 及び ^{99}Tc を対象とした。 ^{90}Sr 及び ^{99}Tc は β 線のみを放出する核種であるため非破壊測定が困難であり、精確に定量するためには、他の妨害核種から精密に分離する必要がある。従来の ^{90}Sr 及び ^{99}Tc に対する分析法では、沈殿分離や固相抽出樹脂による化学分離の後に液体シンチレーションカウンタによる β 線測定を実施している。この化学分離には 2~3 日を要するとともに、化学分離の際に使用した試薬が、 β 線測定用の溶液に含まれることによってシンチレーターが劣化し、測定が困難となる場合がある。また、 ^{90}Sr の β 線測定においては、 ^{90}Sr の娘核種である ^{90}Y の生成を待ち放射平衡に達してから測定を行うため、測定までに 14 日程度を要し分析に時間を要することが課題となっている。

これまでに原子力機構では放射能分析法の高度化のため、大学等と連携しながら技術開発を実施している。その中で、平成 26 年度までに福島大学との共同研究において、雨水や地下水中の ^{90}Sr を対象としたカスケード型 ICP-MS を開発した。この分析法では、図 3.6-1 に示すように、固相抽出カラムと質量分析装置を直結させるとともに、酸素ガスによる酸化反応を利用した化学分離を段階的に行うカスケード分離を実施することによって、短時間で精密に妨害核種の化学分離が可能である。また、液体シンチレーションカウンタによる β 線測定から質量分析法に変更したことにより、測定溶液の劣化がなく、かつ放射平衡を待たずに迅速（従来の 1/10 程度）に測定可能となった。これらの性能が認められ、この分析法は福島第一原子力発電所の

雨水や地下水中の ^{90}Sr 分析に利用されている。

しかしながら、この分析法は共存マトリックスの少ない雨水や地下水を対象としたものであり、原子力機構から発生する廃棄物（金属、コンクリート等）に適用するには、大量に含まれる Fe、Cr 及び Ni などの金属元素の妨害を考慮して分析法を改良する必要がある。そこで、本技術開発では福島大学との共同研究の成果を更に発展させ、金属廃棄物試料（ステンレス鋼、炭素鋼）を主な対象とする分析法を開発した。本技術開発では、模擬金属廃棄物試料として非放射性のステンレス鋼の溶解液を用いて固相抽出及び酸化反応の分離条件を検討し、決定した分離条件で構築した分析法の検出限界値を算出することで、廃棄物試料への適用性を評価した。



引用：福島大学プレスリリース(H25.9.18)

図 3.6-1 カスケード型 ICP-MS の概要

(2) 方法

1) ^{90}Sr 分析法

a) 技術開発の目標

目標とする検出限界値は、ピット処分後における公衆被ばくが $0.1\mu\text{Sv/year}$ に相当する濃度とし、固体廃棄物中の濃度に換算して $9.0 \times 10^8 \text{ Bq/t}$ とした。また、目標とする分析時間は、先行研究と同等の日数（2 日）とした。

b) 固相抽出カラム分離条件の検討

PEEK 製カラム（ $\Phi 4.0 \times 50 \text{ mm}$ ）に、固相抽出樹脂 Eichrom Technologies 社製 Sr レ

ジン（粒径 50~100 μm ）を 0.25 g 充填したものを使用した。

^{90}Sr を ICP-MS で分析する際の妨害元素として、妨害の可能性と金属廃棄物試料中の存在割合を考慮し、Ti、Cr、Mn、Fe、Ni、Ge、Se、Y 及び Zr を選定し、これらの妨害元素と Sr をそれぞれ 10 ppm 含む混合溶液を作成した。この混合溶液を固相抽出カラムに通液し、その際のカラム通過液を回収し妨害元素及び Sr の濃度を測定することで、回収率を求めた。ここでは、Sr の吸着、妨害元素の洗浄、及び Sr の溶離の 3 つに分けて、妨害元素を分離するために必要な硝酸のカラムの通液量及び濃度を検討した。

c) 酸化条件の検討

Fe が含まれる試料においても、酸素ガスとの反応性の差を利用し、Sr と Zr 及び Y を分離することが可能か試験した。リアクションセル内に通気する酸素ガス流量を 0~2 mL/min まで 0.1 mL/min 刻みに変化させたときの各元素の計数率を測定することにより、Sr 及び妨害元素の酸素との反応性を調査した。最適分離条件は、妨害元素との分離度及び Sr の測定感度を考慮して決定することとした。

d) 検出限界値の評価

模擬金属廃棄物の溶解液として非放射性のステンレス鋼の硝酸溶解液を作成し、(2) 1) b) 及び c) において決定した最適分析条件で測定した。この測定結果から検出限界値を JIS K0133 を参考にして 3σ により算出した。

2) ^{99}Tc 分析法

a) 技術開発の目標

目標とする検出限界値は、ピット処分後における公衆被ばくが $0.1\mu\text{Sv/year}$ に相当する濃度とし、固体廃棄物中の濃度に換算して $2.4 \times 10^5 \text{ Bq/t}$ とした。また、目標とする分析時間は、従来法に比べ半分以下の時間になるよう設定し 2 日以内とした。

b) 固相抽出カラム分離条件の検討

PEEK 製カラム（ $\Phi 4.0 \times 50 \text{ mm}$ ）に、固相抽出樹脂 Eichrom Technologies 社製 TEVA レジン（粒径 50~100 μm ）を 0.25 g 充填したものを使用した。

^{99}Tc を ICP-MS で分析する際の妨害元素として、妨害の可能性と金属廃棄物試料中の存在割合を考慮し、Cr、Fe、Co、Mo 及び Ru を選定し、これらの妨害元素と Tc をそれぞれ 10 ppb 含む混合溶液を作成した。この混合溶液を固相抽出カラムに通液し、その際のカラム通過液を回収し妨害元素及び Tc の濃度を測定することで回収率を求めた。ここでは、Tc の吸着、妨害元素の洗浄、及び Tc の溶離の 3 つに分けて、妨害元素を分離するために必要な硝酸の通液量及び濃度を検討した。

c) 酸化条件の検討

リアクションセル内に通気する酸素ガス流量を 0~2 mL/min まで 0.1 mL/min 刻みに

変化させたときの各元素の計数率を測定することにより、Tc 及び妨害元素の酸素との反応性を調査した。最適分離条件は、妨害元素との分離度及び Tc の測定感度を考慮して決定することとした。

d) 検出限界値の評価

模擬金属廃棄物の溶解液として非放射性のステンレス鋼の硝酸溶解液を作成し、(2) 1) b) 及び c)において決定した最適分析条件で測定した。この測定結果から検出限界値を JIS K0133 を参考にして 3σ により算出した。

(3) 結果

1) ^{90}Sr 分析法

a) 固相抽出カラム分離条件の検討

検討の結果を図 3.6-2 に示す。はじめに Sr を Sr レジンに吸着させる条件の検討を行った結果、30v/v%硝酸溶液として固相抽出カラムに通液することにより Sr のほぼ 100%をレジンに吸着させるとともに、妨害元素の大部分の分離が可能であることが分かった。続いて、固相抽出カラム内に残存している妨害元素を洗浄するために必要な硝酸の洗浄液量を検討した。その結果、洗浄液量を 20 mL とすることで妨害元素を洗浄可能なことが分かった。洗浄の際に、Sr の 6%程度が妨害元素とともに流出することが分かったが、妨害元素との分離を優先し洗浄液量の最適値は 20 mL とした。また、Y と Zr は微量の共存でも ^{90}Sr の分析の妨害となるため、固相抽出カラムだけでは分離が十分ではなくリアクションセルによって分離する必要があることが判明した。最後に、Sr をカラムから溶離させる条件を検討した結果、溶離液を純水とすることで、Sr を 90%以上回収できることが分かった。

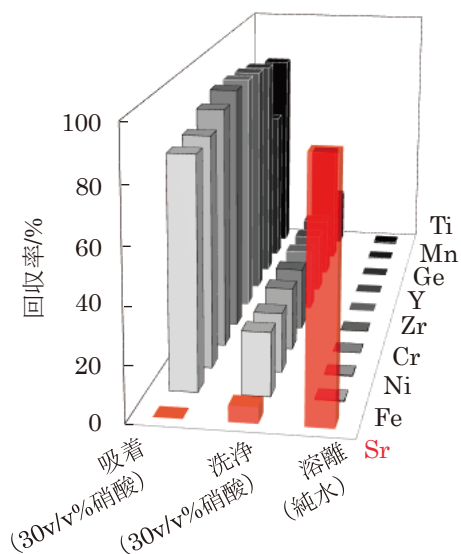


図 3.6-2 Sr レジンへの固相抽出条件の検討結果

b) 酸化条件の検討

固相抽出カラム分離で除去しきれなかった Zr 及び Y を分離するため、リアクションセルでの酸化条件を検討した。結果を図 3.6-3 に示す。Sr は ICP-MS の計数率が酸素ガス流量に依存せず、ほぼ一定の値を示したことから酸化されにくく、一方で、Y 及び Zr は酸化されやすいことが分かった。1.2 mL/min 以上とすることで Y 及び Zr の妨害を受けずに Sr を測定できることが分かった。そのため、最適条件として酸素ガス流量を 1.2 mL/min とした。

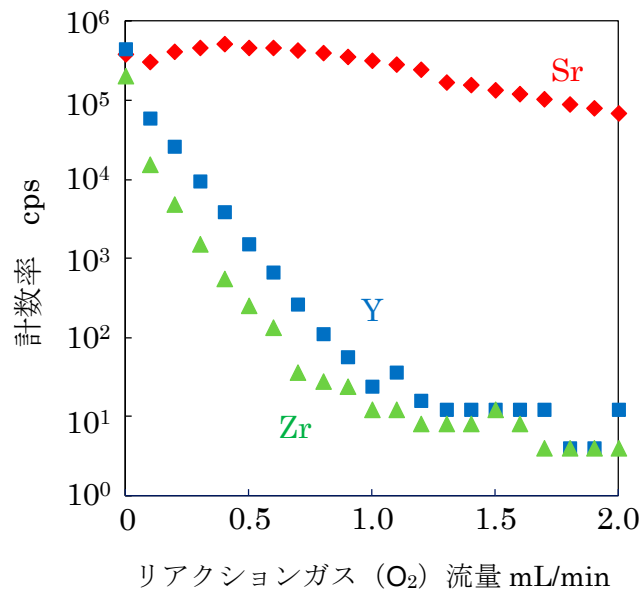


図 3.6-3 酸化条件の検討結果

c) 検出限界値の評価

本分析法での ^{90}Sr の検出限界値は固体廃棄物に換算すると $1.4 \times 10^6 \text{ Bq/t}$ と求められ、この値は目標とした $9.0 \times 10^8 \text{ Bq/t}$ よりも低く、目標を達成できた。また、本分析法での分析時間は 2 日間であり、目標分析時間を達成した。これらの結果から、実試料に適用可能な見通しを得ることができた。

2) ^{99}Tc 分析法

a) 固相抽出カラム分離条件の検討

図 3.6-4 に固相抽出カラム分離条件の検討結果を示す。はじめに Tc の吸着条件を検討した結果、0.1 M 硝酸溶液として固相抽出カラムに通液することにより、Tc のほぼ 100% を吸着可能であることが分かった。続いて、妨害元素の洗浄に必要な硝酸の液量を検討した結果、洗浄液量を 18 mL とすることで Mo 以外の妨害元素を分離可能であることが分かった。Mo は Tc の質量分析を行う上で十分な分離度が得られなかったため、リアクションセルによって分離する必要があることが判明した。最後に、Tc を固相抽出カラムから溶離させる条件を検討した結果、溶離液を 8 M 硝酸とすることで、Tc を 90% 以上回収できるこ

とが分かった。

以上の結果から、Mo 以外の妨害元素に対して、固相抽出カラムによって分離可能な条件を決定するとともに、測定に十分な Tc の回収率を得ることに成功した。

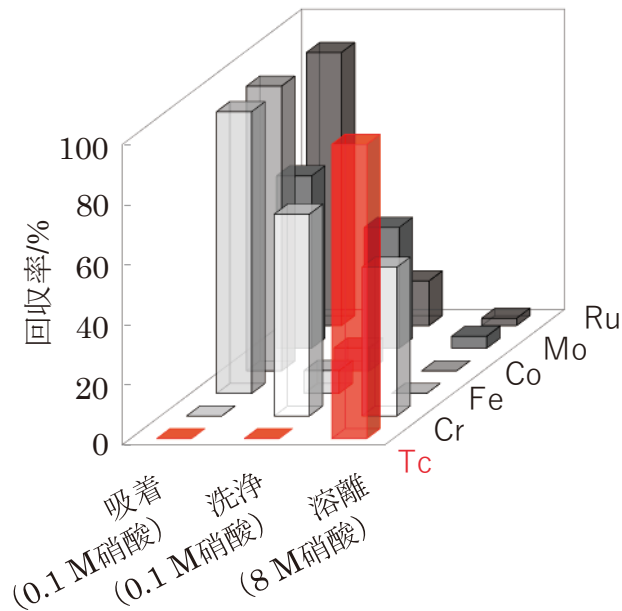


図 3.6-4 TEVA レジンへの固相抽出条件の検討結果

b) 酸化条件の検討

結果を図 3.6-5 に示す。Tc は ICP-MS の計数率が酸素ガス流量に依存せずほぼ一定の値を示したことから酸化されにくいことがわかり、Mo は酸化されやすいことが分かった。この結果から酸素ガスにより Mo を分離可能であることが判明し、最適条件として酸素ガス流量を 1.2 mL/min とした。

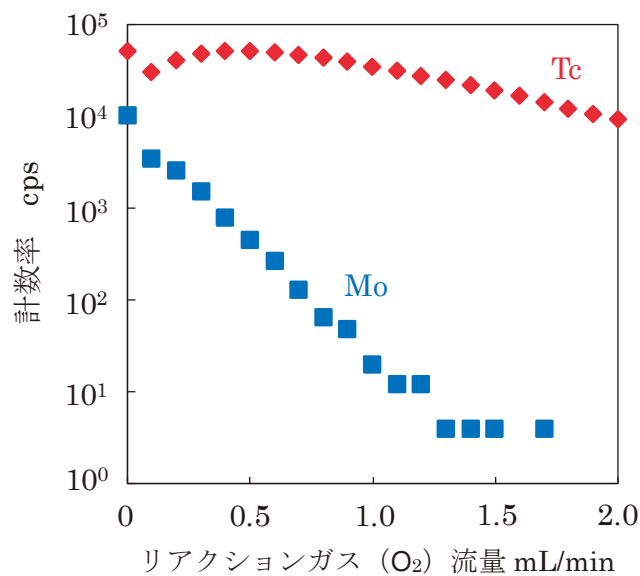


図 3.6-5 酸化条件の検討結果

c) 検出限界値の評価

本分析法での ^{99}Tc の検出限界値は固体廃棄物に換算すると $2.0 \times 10^5 \text{ Bq/t}$ であり、この値は目標とした $2.4 \times 10^5 \text{ Bq/t}$ よりも低く、目標を達成できた。また、本分析法での分析時間は 2 日間であり、目標分析時間を達成した。これらの結果から、実試料に適用可能な見通しを得ることができた。

(4) 結果の評価

開発したステンレス鋼及び炭素鋼中の ^{90}Sr を対象としたカスケード型 ICP-MS は、目標とした分析時間及び、検出限界値を達成したため、測定が困難な ^{90}Sr に対して、迅速な分析技術を開発したと評価する。また、 ^{99}Tc を対象としたカスケード型 ICP-MS においても、目標とした分析時間及び、検出限界値を達成した。これらの ^{90}Sr 及び ^{99}Tc 分析法の開発の結果を踏まえ、カスケード型 ICP-MS を用いることによって、廃棄物の放射能評価法の検討に用いる放射能データの取得業務の加速が期待される。

(5) 次年度以降の計画

2 カ年の計画に従って技術開発を実施し、当初の目的を達成したので終了した。

(原子力科学研究所 バックエンド技術部 放射性廃棄物管理技術課 佐藤 義行)

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 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の) 1	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	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 ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
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 ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光束度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照射度	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
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 ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ 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のみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてののみ使用される。
(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大きさは同一である。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
粘着力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
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 ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
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 ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
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 ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
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 ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表 5. SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	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=60 s
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/10 800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ 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 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ 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 ¹¹ 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 ⁵ 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 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
ベール	B	
デシベル	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
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe≡ (10 ³ /4 π) A m ⁻¹

(a) 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 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 ⁻⁴ 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)
ミクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

