



JAEA-Review

2021-066

DOI:10.11484/jaea-review-2021-066

JAEA-Review

令和2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 2020 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

March 2022

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。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。(<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>)
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト (<https://www.jaea.go.jp>)より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課
〒 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.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, 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

令和 2 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

(2021 年 11 月 19 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の核燃料・バックエンド研究開発部門が実施した令和 2 年度（2020 年 4 月 1 日～2021 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。

使用済燃料の再処理に関する技術開発については、核燃料サイクル工学研究所東海再処理施設のガラス固化技術開発施設において、令和元年 7 月に発生したガラス熔融炉停止事象を踏まえ、新型熔融炉の開発を進めた。

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、核燃料サイクル工学研究所において、放射性廃棄物の固定化技術及び放射性廃液の固化・安定化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、環境研究及び遠心機の除染技術の開発を進めた。

Annual Report for FY 2020 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 November 19, 2021)

This annual report summarizes the activities of decommissioning and radioactive waste management in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) in the period from April 1, 2020 to March 31, 2021.

To reduce a risk of storage of high-level radioactive liquid waste, design of the 3rd melter was conducted with considering trouble occurred in 2nd melter operation in July 2019 at Tokai Vitrification Facility of Tokai Reprocessing Plant (TRP) of Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories (NCL). Decommissioning activities were carried out according to the annual plan.

As technology development pertaining to process of radioactive wastes, activities were carried out according to the annual plan. In NCL, technology of immobilization for radioactive waste has been developed to keep the safety. In Ningyo-toge Environmental Engineering Center, a uranium measurement technology, environmental research and decontamination technology has been developed for uranium waste management.

Keywords: Decommissioning, Radioactive Waste, Waste Management

目次

1. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発	1
1.1 核燃料サイクル工学研究所の東海再処理施設における廃止措置	1
1.1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発	1
1.1.2 東海再処理施設の廃止措置準備	7
1.1.3 ガラス固化技術開発施設 (TVF) の整備及びガラス固化処理	11
1.1.4 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) の整備	16
1.1.5 高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに関する技術開発	28
1.2 核燃料サイクル工学研究所のその他施設における廃止措置	38
1.2.1 B棟	38
1.2.2 プルトニウム燃料第二開発室 (Pu-2)	40
1.2.3 燃料製造機器試験室	44
1.2.4 J棟	49
1.2.5 廃水処理室	53
1.2.6 プルトニウム廃棄物貯蔵施設 (PWSF)	56
1.2.7 プルトニウム燃料第三開発室 (Pu-3) への核燃料物質の集約化	58
1.2.8 グローブボックス解体撤去技術開発 (アドバンスドスマートデコミッションングシステム: A-SDS)	63
1.3 人形峠環境技術センターにおける廃止措置	73
1.3.1 濃縮工学施設 (遠心機部品のクリアランス含む)	73
1.3.2 ウラン濃縮原型プラント	81
1.3.3 劣化ウラン措置 (UF ₆ 対策)	84
1.3.4 鉍山施設の閉山措置	87
1.3.5 ウラン含有物の措置	100
1.4 東濃地科学センターにおける廃止措置	102
1.5 青森研究開発センターにおける低レベル放射性廃棄物の分別作業	104
2. 放射性廃棄物の処理及び関連する技術開発	106
2.1 α系統合焼却炉の設計	106
2.2 放射性廃棄物の固定化技術開発	107
2.3 放射性廃液の固化、安定化技術開発 (STRAD プロジェクト)	115
2.4 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術開発	125
2.5 環境研究とウラン廃棄物工学研究	131
2.5.1 人形峠環境研究	131
2.5.2 ウラン廃棄物工学研究	139

Contents

1. Implementation and Technological Development of Decommissioning of Nuclear Facilities	1
1.1 Tokai Reprocessing Facility in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories	1
1.1.1 Study on Advanced Vitrification Technology of High-level Liquid Waste	1
1.1.2 Decommissioning of Tokai Reprocessing Facility	7
1.1.3 Vitrification of High-level Liquid Waste at Tokai Vitrification Facility	11
1.1.4 Improvement of Low-level Radioactive Waste Treatment Facility	16
1.1.5 Remote Operating System of Mid-level Radioactive Waste Packages	28
1.2 Other facilities in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories	38
1.2.1 Building B	38
1.2.2 Plutonium Fuel Fabrication Facility (Pu-2)	40
1.2.3 Uranium Enrichment Demonstration Plant	44
1.2.4 Building J	49
1.2.5 Waste Water Treatment Area	53
1.2.6 Plutonium Waste Storage Facility (PWSF)	56
1.2.7 Plutonium Fuel Production Facility (Pu-3)	58
1.2.8 R & Ds of Dismantling Methods for Glove Boxes (Advanced Smart Decommissioning System (A - SDS)).....	63
1.3 Ningyo-toge Environmental Engineering Center	73
1.3.1 Enrichment Engineering Facility	73
1.3.2 Uranium Enrichment Demonstration Plant	81
1.3.3 Investigation for Scrapped Uranium	84
1.3.4 Research and Study for Mine Closure	87
1.3.5 Activities to reduce the risk of uranium ore	100
1.4 Treatment of Nuclear Law Material in Tono Geoscience Center	102
1.5 Separation of Low-level Radioactive Waste in Aomori Research and Development Center	104
2. Implementation and Technological Development of Radioactive Waste Processing and Disposal	106
2.1 Design of α -related integrated incinerator (in TWTF-1)	106
2.2 Study of Solidification of Radioactive Waste	107
2.3 Study of Solidification and stabilization of Radioactive Liquid Waste (STRAD Project)	115
2.4 Study on Measurement of Uranium-Contaminated Waste as Clearance Level Verification	125

2.5 Underground Environmental Research and Development of Waste Processing Technology	131
2.5.1 Underground Environmental Research	131
2.5.2 Development of Waste Processing Technology	139

This is a blank page.

1. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発

1.1 核燃料サイクル工学研究所の東海再処理施設における廃止措置

1.1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発

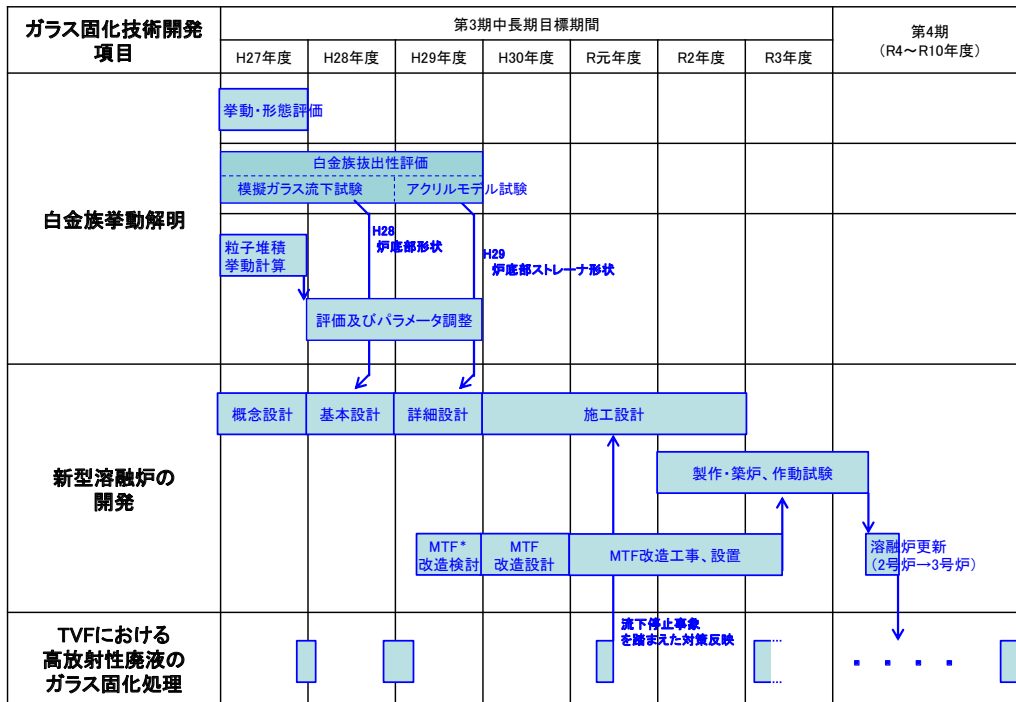
実施部署	核燃料サイクル工学研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	令和2年度計画	
ガラス固化技術の更なる高度化を図るため、白金族元素の挙動等に係るデータ取得・評価、及びガラス固化技術開発施設（TVF）の新型溶融炉の設計・開発を進め、高レベル放射性廃液のガラス固化の早期完了に資するとともに、軽水炉用 MOX 燃料等の再処理に向けた基盤技術開発に取り組み、これらの成果を基に、核燃料サイクル事業に対し、技術支援を行う。	溶融炉の安定運転に影響を及ぼす白金族元素の炉内への堆積対策を講じた新型溶融炉について、ガラス固化技術開発施設（TVF）において令和元年7月に発生したガラス流下停止事象の原因調査を踏まえた対策を反映した施工設計を継続し、許認可資料を作成する。また、製作（耐火レンガ等の材料手配）に着手する。	

(1) 概要

平成30年11月9日に原子力規制委員会に申請した『再処理施設に係る廃止措置変更認可申請書』の「表10-5 ガラス固化処理に関する工程」に従い、令和5年度から令和6年度にかけて現行のTVF2号溶融炉（2号炉）からTVF3号溶融炉（3号炉）へ更新する計画である。

3号炉の基本構造は、平成28年度に実施した基本設計の結果に基づき、炉内への白金族元素の堆積防止として、炉底形状を2号炉の四角錐から円錐に変更することを決定した。平成29年度は、平成28年度に決定した基本構造に対して詳細設計を行い、溶融炉構成部材及び周辺機器の構造図作成等を実施した。なお、溶融炉底部に設置され、白金族元素の炉内堆積及び拔出し性に影響を及ぼすストレーナの形状は、溶融ガラスの模擬流体を用いた基礎試験及び計算解析を実施し、この結果に基づき決定した。平成30年度及び令和元年度は、耐火レンガの物性取得等に加え、ガラス固化技術開発施設（以下、「TVF」という。）でのガラス固化処理運転中の令和元年7月に生じたガラス流下停止事象を踏まえた対策検討を行った。

ガラス固化高度化技術開発に係る全体スケジュールを図1.1.1-1に示す。本スケジュールに従い、令和2年度は、溶融炉更新に係る廃止措置計画変更認可申請に向けた施工設計（安全評価）を実施する。また、3号炉の構成部材の材料手配に着手する。



* 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 1.1.1-1 ガラス固化技術開発に係る全体スケジュール

(2) 3号炉の開発状況

1) 3号炉の基本構造

これまでの TVF 溶融炉運転実績及び最新の知見が集約されている日本原燃 2 号炉 (K2MOC 炉; 炉底勾配 60 度円錐形状、高周波による炉底加熱機構の採用) の構造を踏まえた検討の結果、東海再処理施設におけるガラス固化を着実に進める観点から、開発要素が少なく確実に白金族対策が期待できる基本構造として円錐 45 度炉底形状 (炉底加熱機構無し) を選定した。図 1.1.1-2 に 3 号炉と 2 号炉の比較を、表 1.1.1-1 に 3 号炉基本構造の選定結果・理由を示す。

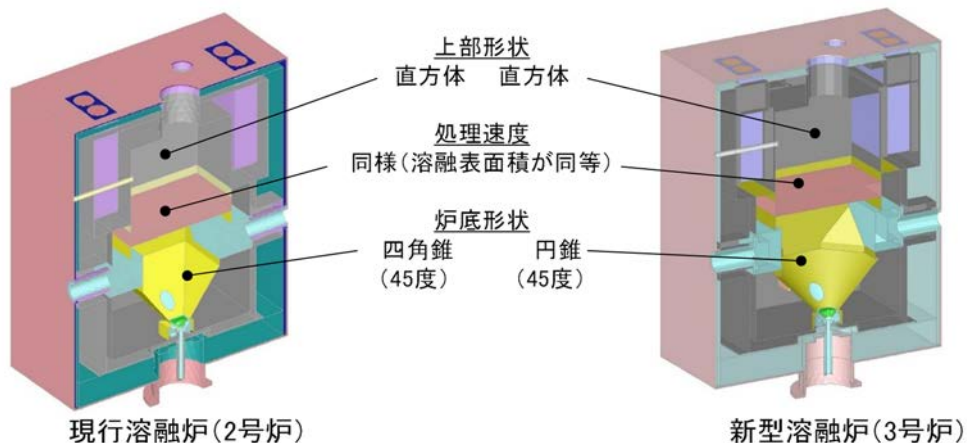


図 1.1.1-2 3号炉と2号炉の比較

表 1.1.1-1 3号炉基本構造の選定結果・理由

基本構造に係る要素及び検討パラメータ		選定結果・理由
炉底勾配	45度、60度	「45度(現行炉と同じ)」 とする。 2号炉から勾配角が変わると溶融槽の寸法が変化し、温度分布及び流動特性が変化し、成立性のリスクがある。また、温度分布及び流動特性に応じた運転手法を決定するための運転特性把握が必要。
炉底形状	四角錐、円錐	「円錐」 とする。 四角錐炉底の現行炉(2号炉)ではドレンアウト後に谷部に残留を確認していることから、谷のない形状とする。
炉底加熱機構	有り、無し	「無し」 とする。 採用にはセル貫通プラグの交換が必要で大規模工事となる。外部加熱機構の成立性確認にはモックアップ試験が不可欠。温度分布及び流動特性が変化するため運転特性把握が必要。

3号炉基本構造の妥当性確認として実施した計算解析の結果を図 1.1.1-3 に示す。3号炉は円錐炉底形状であり、谷部がないためガラスが残留しやすい箇所は確認されなかったことから、3号炉は2号炉に比べて白金族元素の炉内残留が抑制され、拔出し性が改善されると判断した。また、2号炉において白金族元素の沈降堆積防止のために適用している炉底低温運転と同様の運転パターンを3号炉に適用できることを確認した。

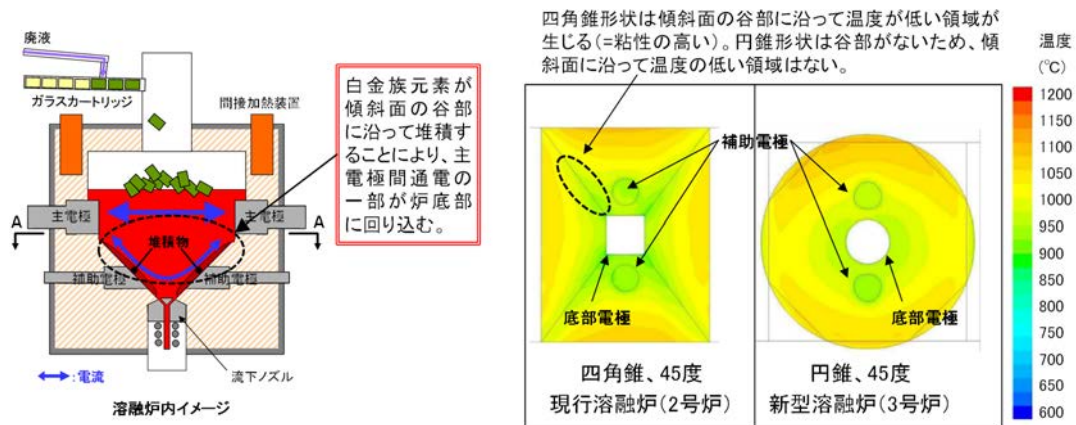


図 1.1.1-3 新型溶融炉 (3号炉) と現行溶融炉 (2号炉) の比較

基本構造を四角錐から円錐に変更したことにより、溶融ガラスとの接液部耐火レンガ(アルミナ・クロミア系電鍍レンガ)がクラックが発生しやすい曲面を持つレンガ形状となるため、製作不良による工程遅延リスクを確実に防止するため、レンガ製作メーカーにおいて試作検証を行った。上記の検証結果については、品質基準を満足するよう、接液部耐火レンガの製造条件(溶融温度、溶融時間、鑄型形状、徐冷条件)に反映した。試作した接液部耐火レンガの外観を図 1.1.1-4 に示す。

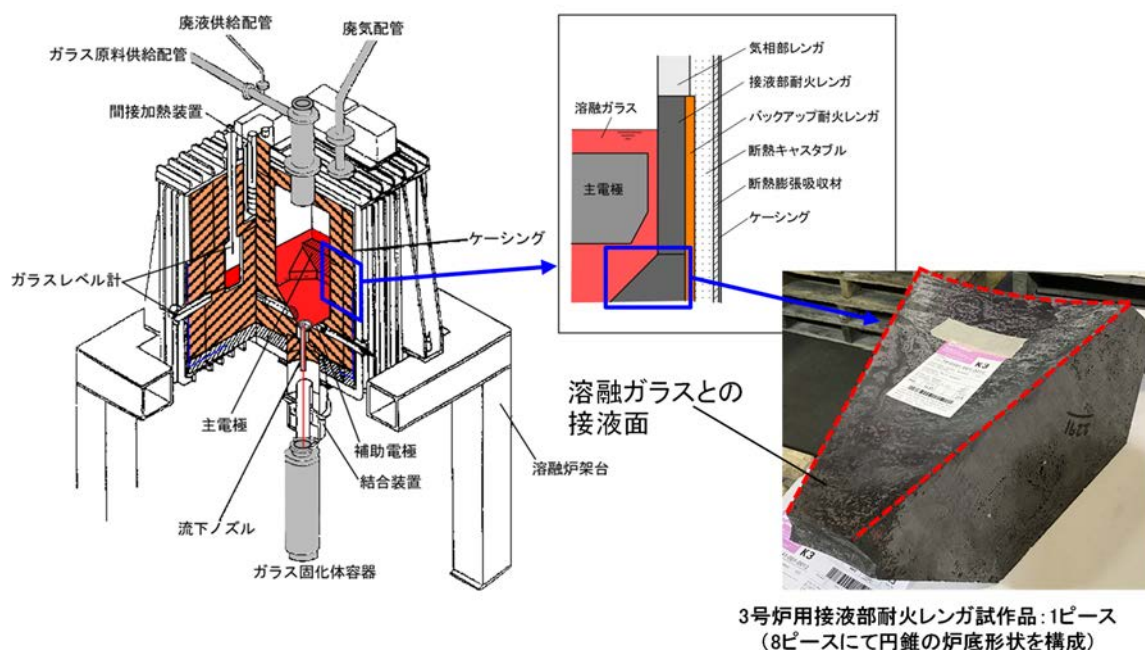


図 1.1.1-4 試作した接液部耐火レンガの外観

2) TVF ガラス流下停止事象を踏まえた 3 号炉への対策反映

令和元年 7 月に、TVF においてガラス流下中に漏電リレーが作動し流下が停止する事象が生じた。原因は、熔融炉下部の流下ノズルの傾きと加熱による熱膨張により、流下ノズルと加熱コイルが接触したものと判断した。事象の概要図を図 1.1.1-5 に示す。遠隔による観察及び解析の結果、接触の原因は、流下ノズルが取り付けられているインナーケーシングが非対称構造であることに起因し、熔融炉の加熱・冷却により塑性変形を生じたものと推定した。

上記を踏まえ、既設 2 号炉では、流下ノズルと加熱コイルとのクリアランスを確保するため、加熱コイル内径の拡大及び流下ノズルの傾き方向へのコイル中心軸のオフセットの 2 つの対策を反映した新規結合装置を製作し、令和 3 年 5 月頃から TVF での運転を再開する予定である。3 号炉への対策としては、流下ノズルの傾きを抑制するため、インナーケーシングを非対称構造から対称構造に変更した。構造変更の概要図を図 1.1.1-6 に示す。構造変更による流下ノズル傾き抑制効果は熱応力解析により確認済である。

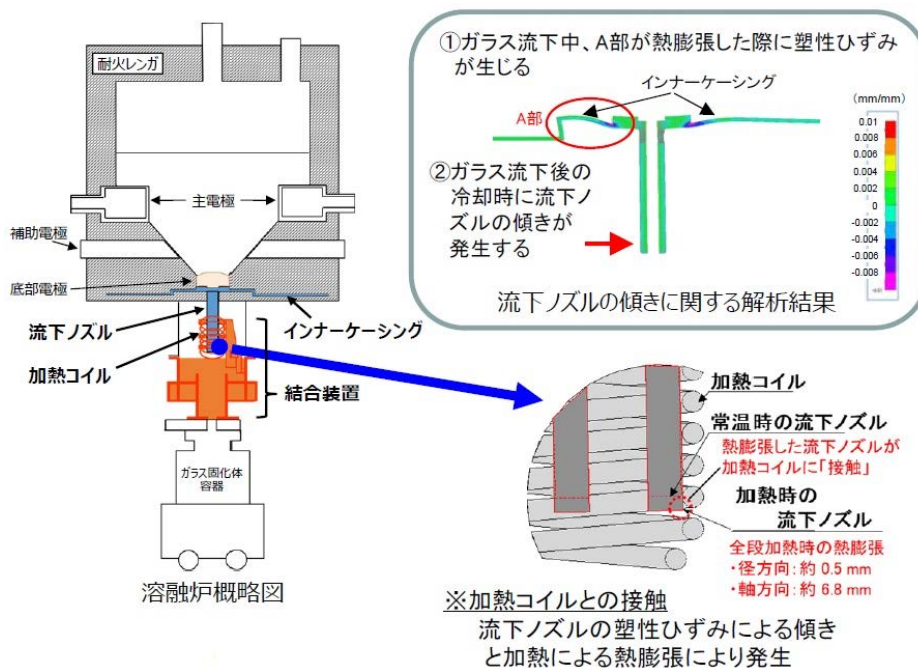


図 1.1.1-5 ガラス流下停止事象の概要図

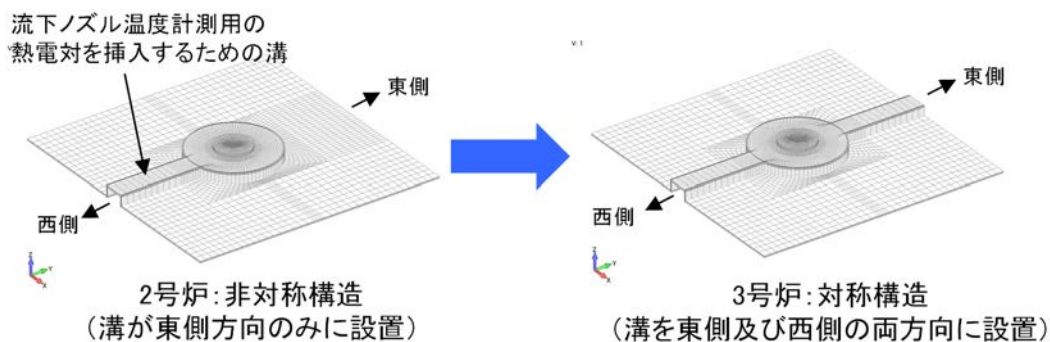


図 1.1.1-6 インナーケーシング構造の変更

(3) 令和 2 年度の実施内容

上記(2)に示す通り、令和元年度に発生した流下停止事象を踏まえた 3 号炉構造への対策検討が同年度内に完了したことから、令和 2 年度は、確定した 3 号炉構造を基に施工設計（安全評価）を実施する。また、熔融炉の構成部材の材料手配に着手する。

1) 3 号炉の施工設計（安全評価）

令和元年度に確定した 3 号炉の構造を基に、施工設計（安全評価）として、廃止措置計画用設計地震動に基づく熔融炉及び付属配管の耐震評価等を行い、技術基準規則への適合性を評価し、許認可資料を作成する。

2) 3号炉の製作

3号炉の製作請負契約を締結し、熔融炉の製作工程に影響を及ぼす長納期材料（接液部耐火レンガ、電極用インコネル等）の手配に着手する。

(4) 結果

1) 3号炉の施工設計（安全評価）

廃止措置計画変更認可申請に向けた施工設計（安全評価）を行い、この結果を基に許認可資料を作成した。

2) 3号炉の製作

令和2年6月23日に3号炉の製作請負契約を締結し、K-3レンガ、インコネル等の長納期材料の手配に着手した。

(5) 結果の評価

3号炉の施工設計（安全評価）については、計画通り、廃止措置計画変更認可申請を令和3年度に実施できる見通しである。3号炉の製作については、製作工程のクリティカルとなる長納期材料の手配を令和2年度内に開始した。これにより、3号炉製作の全体工程は予定通り進捗できる見通しである。

(6) 次年度以降の計画

令和3年5月末に廃止措置計画変更認可申請を行う。また、3号炉の製作については、令和3年度に築炉を開始し、令和4年度に築炉完了後、作動試験を行う。

(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、小高 亮)

1.1.2 東海再処理施設の廃止措置準備

実施拠点	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）	令和2年度計画	
<p>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（中略）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。</p> <p>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。</p> <p>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、（中略）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。</p>	<p>東海再処理施設の廃止措置計画に基づき、リスク低減に係る以下の取組を進める。</p> <p>高レベル放射性廃液の貯蔵等に係るリスク低減を図るため、新規制基準を踏まえた安全性向上対策を最優先に、施設全体の安全対策に係る詳細設計及び許認可手続を進めた上で、工事に着手する。</p>	

(1) 令和 2 年度計画の概要

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、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纏めるとともに許認可資料案の作成等を行った。平成 29 年度は前年度作成した許認可資料案について規則の改正等を踏まえ見直しを行い、廃止措置計画の認可申請を行った。平成 30 年度は審査対応並びに追加の補正申請を経て認可を受けるとともに、廃止措置計画の具体化のため、工程洗浄の方法等を許認可資料として取り纏めた。令和元年度は再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則（以下、「再処理維持基準規則」という。）を踏まえた安全対策に係る許認可資料の作成・変更認可申請を行った。令和 2 年度は廃止措置に係る概念検討を実施するとともに、前年度の変更認可申請に対する原子力規制委員会の指摘を踏まえ、廃止措置計画の科学的・技術的根拠を整理し、安全対策に係る許認可資料の作成・変更認可申請を行う。

(2) 実施状況

1) 廃止措置計画に係る概念検討

a) 廃止措置計画の具体化ための機器解体工程作成手法の概念検討

本年度は、東海再処理施設の分離精製工場内の一つのセルを対象として、機器解体工程の具体化手法の確立に向けた検討を実施した。今回の機器解体工程の具体化検討では、セルの解体手順をブロックフロー形式で整理し、そこから作業項目を抽出、作業項目毎に人員、作業時間、廃棄物発生量を評価することで解体作業工程の構築を試みた。また、解体作業工程から算出した廃棄物発生量については、原子力施設廃止措置解体費用コード（DECOST）データと関連づけることで、その他のセルの廃棄物発生量の推定を試みた。

b) 系統除染に資する技術情報の収集

東海再処理施設は、工程洗浄終了後、系統除染、機器解体の順に廃止措置を進めていくこととしている。本年度は、系統除染に関する国内外の実績調査、東海再処理施設で実施すべき系統除染の基本概念的構築、課題の整理を実施し、課題解決に向けたアクションプランを策定した。

c) セル内情報の 3D モデル構築に向けた概念検討

解体工法の検討において必要となるセル内部の設備、機器の最新の配置状況の把握においては、3D レーザー計測による点群データから構成される 3D モデルの活用を検討している。本年度は、高線量環境下のセル内部を想定し、3D レーザー計測の適用性の判断に資する検討として、3D レーザー計測システムの福島第一原子力発電所における適用実績を調査するとともに、3D レーザー計測システムの耐放射線性評価に必要となる、セル内を 3D レーザー計測する場合のレーザー計測の測定点数、測定時間の評価を実施した。

d) 残存放射能評価手法の確立に向けた概念検討

解体工法の検討、放射性廃棄物量評価及び解体時の作業員の被ばく評価に資する残存放射能評価手法の検討を実施した。再処理施設における配管や貯槽内部の汚染は、原子炉と異なり、汚染された液体が接液したことによる 2 次的な汚染が主となる。本年度は、2 次的な汚染に対する代表的な汚染密度評価手法として、放射能収支計算による手法と外部放射線測定による手法の 2 手法について比較検討を実施した。また、主要核種及びその他評価対象核種の汚染密度評価手法を基に、残存放射能評価に係る全体フローを策定した。

2) 科学的・技術的根拠に基づく廃止措置計画の安全対策に係る変更認可申請

新規制基準を踏まえた安全対策の実施概要に係る廃止措置計画の変更認可申請（令和元年 12 月申請）に対して、原子力規制委員会東海再処理施設安全監視チーム会合において、科学的・技術的根拠の記載が不十分との指摘を受けた。これを受けて、新規制基準対応を含む東海再処理施設の廃止措置を進める上での機構のガバナンス機能の強化やプロジェクトマネジメント機能の強化等の改善を図りつつ、以下について記載内容の充実化を図り、令和 2 年 5 月、令和 2 年 8 月、令和 2 年 10 月、令和 3 年 2 月に変更認可申請を行った。

a) 安全対策

高放射性廃液のリスクが集中する高放射性廃液貯蔵場（以下、「HAW」という。）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟について最優先で安全対策を進めることとし、①地震・津波対策、②事故対処、③その他の安全対策の順に必要な対策を実施することとした。その他の施設については、リスクに応じた安全対策を実施することとした。安全対策に関しては、耐震強度、津波の遡上、浸水深さに対する強度、飛来物の衝突に対する強度、外部火災の伝搬等の解析を実施し健全性を評価した。

b) 安全対策に係る工事

前項の安全対策に基づき、安全対策工事（HAW 周辺の地盤改良工事、HAW 一部外壁の補強工事、第 2 付属排気筒の補強工事、主排気筒の補強工事、HAW 事故対処設備工事、TVF 制御室の換気対策工事、HAW 建家の竜巻対策工事等）に関しても変更認可申請を実施し、認可を得たもののうち、HAW 周辺の地盤改良工事及び第 2 付属排気筒の補強工事については、計画に従い工事を進めている。

HAW 一部外壁の補強工事、主排気筒の補強工事等については、契約不調等により令和 2 年度に工事を開始することができなかったため、令和 3 年度から工事対応を進める予定である。

3) 工程洗浄

前項の安全対策の実施内容を踏まえて、工程洗浄の実施内容、実施時期等について検討を進めており、令和 3 年度に廃止措置計画の変更認可申請を行う予定である。

(3) 次年度以降の計画

廃止措置計画の具体化に資する概念検討として、機器解体等の本格的廃止措置段階において必要となる機器解体工程作成手法の確立に向けた検討を実施するとともに、残存放射能評価手法の確立に向けた概念検討、セル内情報の 3D モデル構築に向けた概念検討及び系統除染に資する海外の技術情報の収集についても継続して実施する。また、廃止措置の進捗状況の可視化（数値化）や各種の計画立案においてリスク情報を活用する取り組みとして、確率論的な考え方を取り入れたリスク評価手法の適用性検討を進める。

廃止措置計画の安全対策に係る変更認可申請に関しては、一連の安全対策に関する廃止措置計画の変更申請を完了させるとともに、申請した内容に基づき安全対策工事を継続して実施する。また、工程洗浄の実施に向けて廃止措置計画の変更認可申請を行う。

(再処理廃止措置技術開発センター 廃止措置推進室 小杉 一正、田口 茂郎)

1.1.3 ガラス固化技術開発施設（TVF）の整備及びガラス固化処理

実施拠点	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）	令和2年度計画	
<p>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、以下の取組を進める。</p> <p>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令和10年度に完了すべく、目標期間内に高レベル放射性廃液の約4割の処理を目指し必要な取組を進め、原子力規制委員会からの指示に基づき提出した東海再処理施設の廃止に向けた計画、高放射性廃液の貯蔵に係るリスク低減計画、高放射性廃液のガラス固化処理の短縮計画を確実に進める。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。</p> <p>リサイクル機器試験施設（RETF）については、施設の利活用方策を検討する。</p>	<p>TVF において、令和元年7月に発生したガラス流下停止事象の原因調査を踏まえた対策として、早期の高レベル放射性廃液のガラス固化処理の再開を目指し、結合装置の製作・更新を進める。高経年化対策として、遠隔機器（固化セルクレーン）の更新作業を継続し、終了する。</p> <p>また、ガラス固化体の保管能力増強に係る工事に着手する。</p> <p>リサイクル機器試験施設（RETF）については、施設の利活用方策に係る検討を継続する。</p>	

(1) 令和2年度計画の概要

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承された（平成25年12月18日）。

他方、TRP は、平成26年9月に廃止に向かうことを表明したものの、2年近くが経過しても廃止に向けた計画を具体化して示せていなかったことから、原子力規制委員会は、『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（指示）』を發出し、『高放射性廃液のガラス固化処理に要する期間の大幅な短縮を実現するための実効性のある計画』を含めた報告を求めた（平成 28 年 8 月 4 日）。

これを受け、原子力機構は、『東海再処理施設の高放射性廃液の貯蔵リスク低減計画及び高放射性廃液のガラス固化処理に要する期間の短縮計画』を報告し、平成 28 年 8 月を起点として平成 40 年度（令和 10 年度）までに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（平成 28 年 11 月 30 日）。

平成 27 年度から平成 29 年度までにガラス固化体合計 100 本を製造する計画に対し、59 本の製造実績となったことから、原子力機構は、「12.5 年計画」への影響について固化処理本数、固化処理計画、遅延リスクの検討を行い、平成 40 年度（令和 10 年度）までに処理運転を終了するという 12.5 年の期間は変わらないことを確認した。

見直した計画については、廃止措置計画に「ガラス固化処理に関する工程」として反映し、平成 30 年 2 月 28 日付で補正申請を行った。廃止措置計画については、更に平成 30 年 6 月 5 日付の補正申請を経て、平成 30 年 6 月 13 日付で認可を受けた。

平成 23 年 3 月 11 日以降の経緯を図 1.1.3-1 に示す。

また、「ガラス固化処理に関する工程」を図 1.1.3-2 に示す。

令和 2 年度は、令和 3 年 5 月のガラス固化処理再開に向けて、令和元年度に発生したガラス流下停止事象の対策として、改良した結合装置の製作・更新を進めている。

また、昨年度に準備作業を開始した固化セルクレーン走行ケーブルリールの更新作業については、令和 2 年 11 月に完了した。

ガラス固化体保管能力増強については、当初断熱材の施工を含めて年度内の工事着手を計画していたが、断熱材の施工は不要と判断し取りやめることとし、移動式発電機等の設置工事の準備作業として材料手配及び製作に着手することとした。

RETF をガラス固化体の新規保管施設の一部（受入・詰替施設）として活用する方策については、行政事業レビューでのコメントを踏まえて、第三者によるライフサイクルコスト等の妥当性評価を進めている。

(2) 実施状況

1) 結合装置の製作・更新

令和 2 年度は、令和元年度に発生したガラス流下停止事象の対策として、流下ノズルの傾き方向に加熱コイルの取付位置を調整するとともに加熱コイル径を拡大することで、流下ノズルと加熱コイルとのクリアランスを確保した結合装置の製作を進めている。

令和 2 年 12 月末までに材料手配、構成部品の加工・組立・検査を終了し、令和 3 年 1 月からメーカー工場での全体組立・検査を行い、令和 3 年 3 月 29 日に TVF に搬入した。また、既設結合装置の取外しを令和 3 年 3 月 30 日に実施し、令和 3 年 4 月から 5 月にかけて新規結合装置の取り付け及び検査を実施する。

なお、令和 3 年 5 月の TVF の運転再開に向け、結合装置の製作工程に遅れが生じないよう週単位で製作メーカーと進捗状況に係る TV 会議等を実施し、計画通り進行している。

2) 遠隔機器（固化セルクレーン）の更新作業

結合装置の製作期間中に、高経年化対策として計画していた固化セルクレーン走行ケーブルリールの更新作業を令和元年度から継続して実施しており、令和 2 年 9 月に新規ケーブルリールを TVF へ搬入し、令和 2 年 11 月 17 日に据付を完了し、令和 3 年 2 月 8 日までに、更新に用いた遠隔治工具の除染／搬出を終了した。

3) ガラス固化体保管能力増強

令和 2 年度は、平成 30 年 11 月に変更認可申請を行った保管能力増強に係る廃止措置計画について、本申請に含まれている設計地震動や設計津波に対する崩壊熱除去機能に係る対策（移動式発電機による強制換気）については事故対処として扱うこととし、本申請から切り離し、再処理施設の安全対策に係る変更申請に含め、令和 2 年 10 月末に廃止措置計画変更認可申請を行った。強制換気の復旧を事故対処として実施することから、当初断熱材の施工を含めて年度内の工事着手を計画していたが、断熱材の施工は不要と判断し取りやめることとした。本年度は移動式発電機等の設置工事の準備作業として材料手配及び製作に着手した。

なお、先の変更認可申請に記載した移動式発電機等の設置に関する対策は、今後の補正により記載を見直すこととし、補正時期については関係箇所と調整を進める。

4) RETF の利活用

RETF をガラス固化体の新規保管施設の一部（受入・詰替施設）として活用する方策に対し、令和 2 年 11 月 14 日の行政事業レビューにおいて、時間軸を踏まえたトータルコストの観点からもコスト削減の方法について引き続き検討するようコメントを受けた。RETF 利活用方策としてキャスク保管方式の妥当性やライフサイクルコストの妥当性を含めた第三者評価を進めているところであり、令和 3 年 8 月頃までに終了する見込みである。

(3) 次年度以降の計画

1) HALW のガラス固化処理

早期のリスク低減のため、結合装置の更新作業を完了させ、令和 3 年 5 月にガラス固化処理を再開する。

2) ガラス固化体保管能力増強

ガラス固化体保管能力増強に係る補正を実施するとともに、移動式発電機等の設置工事については令和 4 年 2 月完了を目標に進める。

3) RETF の利活用

RETF の活用方策について、第三者評価を実施する。また、TVF の保管能力（630 本）を超える新規保管施設の設計については、令和 2 年度の基本設計 I に引き続き、基本設計 II を実施する。

（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 中山 治郎）

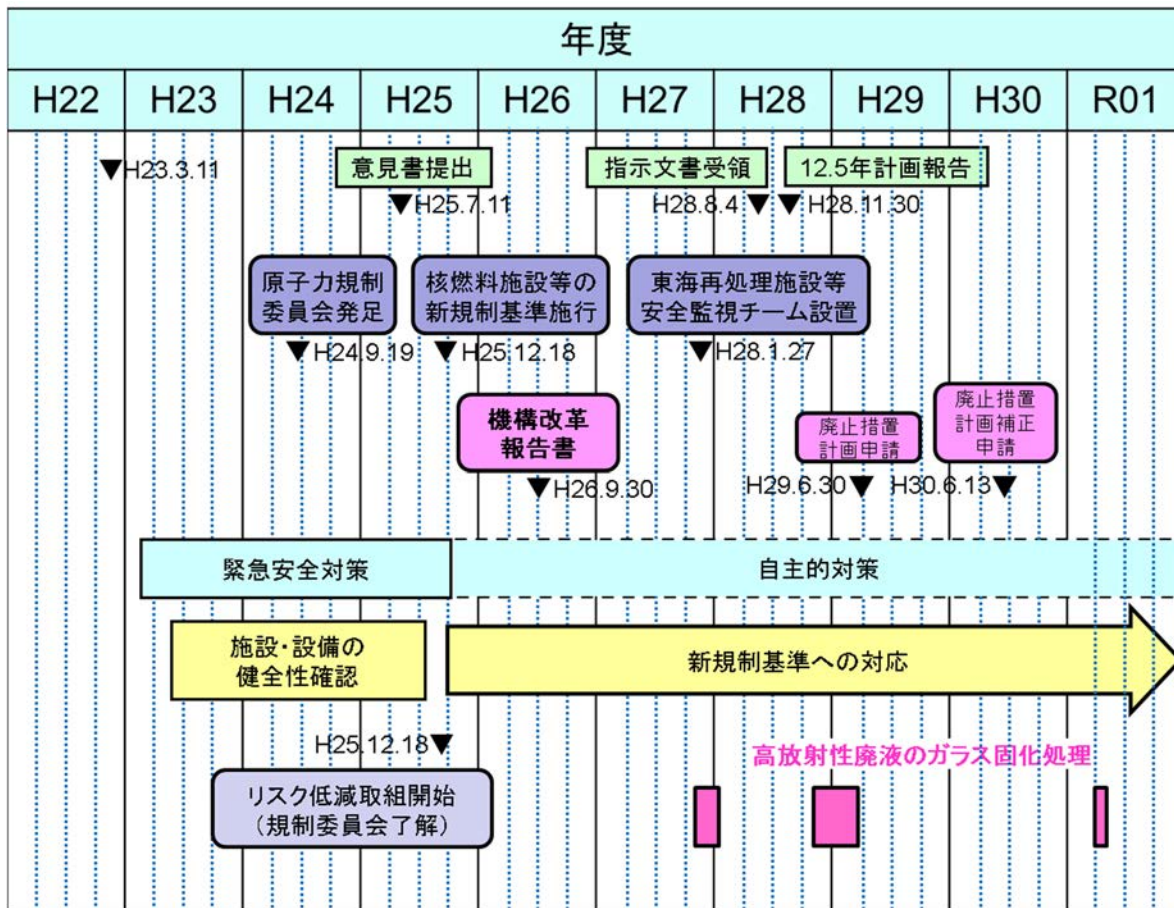


図 1.1.3-1 平成 23 年 3 月 11 日以降の経緯

項目	年数		年度																	
	1年度 [観測2021]	年度	H26年度	H27年度	H28年度	H29年度	3年度 H30年度	4年度 H31年度	5年度 H32年度	6年度 H33年度	7年度 H34年度	8年度 H35年度	9年度 H36年度	10年度 H37年度	11年度 H38年度	12年度 H39年度	13年度 H40年度	14年度 H41年度	15年度 H42年度	
(1) 運転・定期検査等	① ガラス固化処理	4本 46本 (16+13本) (17+14本)						50本* 19-ICP	60本* 22-ICP	70本* 22-ICP	71本*	80本	80本	80本	80本	80本	80本	80本	80本	80本
	② 定期検査 点検・保守等																			
(2) 施設整備	③ 固化セル内廃棄物解体 払出し																			
	④ ガラス除去																			
(3) 溶融炉 開稼・設置	⑤ 高齢年化対策																			
	⑥ 遠隔機器整備																			
(4) 保管施設	⑦ 組織体制 保守体制																			
	⑧ 設計・製作																			
(4) 保管施設	⑨ 保管能力増強 (TVF)																			
	⑩ 新規保管施設建設																			

* : ガラス固化処理における製造本数は、運転状況に応じて増やし、ガラス固化処理をできるだけ前倒しで進める。

図 1.1.3-2 ガラス固化処理に関する工程 (廃止措置計画)

1.1.4 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の整備

実施拠点	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）	令和2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。	低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）については、施設のコールド試験やセメント混練試験を継続するとともに、セメント固化・硝酸根分解設備の整備に必要な準備作業を進める。	

(1) 令和2年度計画の概要

令和2年度では、既設の機器・設備の保守試験、実規模大のセメント混練試験、並びに低放射性廃棄物処理技術開発施設（以下、「LWTF」という。）の設備設計の準備に係る以下の5件を計画し、実施した。

- ・「LWTFの液体・固体廃棄物処理系の既設の機器・設備に対する保守要領確認」
- ・「実規模大のセメント混練試験装置を用いたセメント材の性能確認試験」
- ・「LWTFの硝酸根分解設備/セメント固化設備に係る設計に伴う鉄筋等の埋設物調査」
- ・「LWTFの機器・配管の耐震評価に必要な情報の整理」
- ・「LWTFのセメント空気移送建家（附帯設備）の仕様とりまとめ」

(2) 実施内容

1) LWTFの液体・固体廃棄物処理系の既設の機器・設備に対する保守要領確認

機器・設備に対する保守要領確認は、運転開始後、定期的に保守を行うための保守要領の確認及び課題点の抽出と運転員の操作訓練を目的とし、本年度は5件（遠隔操作バルブの交換、焼却炉肉厚測定 of 保守、セル入室時のグリーンハウス（以下、「GH」という。）設置、セル内照明の交換、自動台車の操作）の要領確認を計画しすべて完了した。

a) 遠隔操作バルブの交換要領確認試験

LWTFのセル内に設置されているろ過器には、内部を洗浄するためのラインにバルブ（計10基）が設けられている。洗浄ラインのバルブ（遠隔操作弁）は、セル内のパワーマニプレータにより遠隔で開閉操作や保守ができるように設計されている（図 1.1.4-1 参照）。本試験は、遠隔操作バルブの交換手順の確認、課題の抽出、運転員の保守技術力向上を目的とし実施した。

- ・遠隔ボルトへのアクセス性の確認（遠隔操作弁9基で実施）

パワーマニプレータにインパクトレンチを把持させ、遠隔ボルトの操作を行った際に、そのアクセス性に問題がないことを確認した。また、同様にバルブ操作治具を把持させ、バルブハンドルの操作を行った際のアクセス性についても問題がないことを確認した。

- ・遠隔フランジの取り外し、取り付け試験（遠隔操作弁 1 基で実施）

操作条件が最も悪い遠隔フランジを対象に、パワーマニプレータにインパクトレンチを把持させ遠隔ボルトを緩め、遠隔フランジ及びガスケットを取り外し、更にこれらを取り付ける手順を確認した。実運転時には遠隔フランジを取り外し仮置きした際にフランジ内の滞留物が漏洩し、汚染が拡大する可能性があることが判明した。そのため、今後、遠隔フランジを仮置きする際の架台を検討する。

- ・直接保守の検討

遠隔操作は、ITV カメラで目視確認をしながら操作を行うため、操作の習熟、運用時の操作に時間を要することが予測される。このため、セル内に入室し直接保守する場合も視野にその操作手順、問題点について検討を行った。遠隔で操作を行う際と同様に遠隔フランジを仮置きした際に、滞留物が漏洩することが考えられるため、作業の際には事前にバットなどの容器を持ち込むようにする。

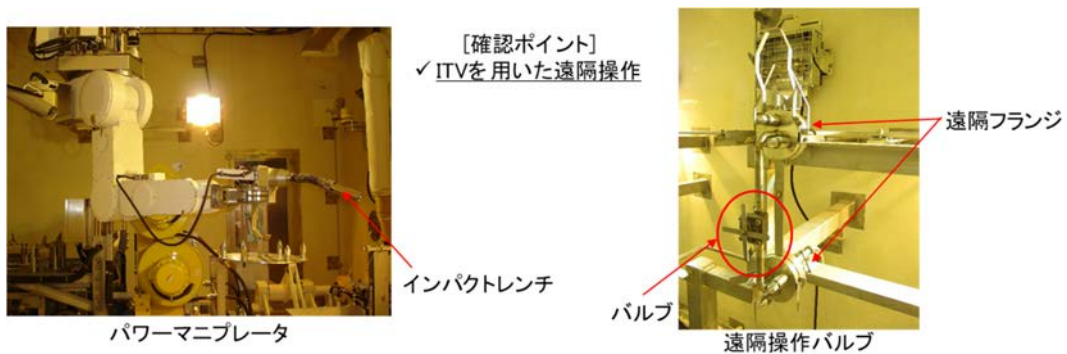


図 1.1.4-1 確認試験を実施した遠隔操作バルブ

b) 焼却炉肉厚測定 of 保守要領確認試験

焼却設備には、難燃性廃棄物の焼却処理に対応した水冷ジャケット式焼却炉が設置されている。水冷ジャケット式焼却炉は、金属製（ハステロイ）の炉壁を有しており、運転に伴いこの炉壁が減肉することが考えられることから、炉壁の肉厚を定期的に測定して減肉量を確認する必要がある。今回の試験では今後の肉厚管理のための保守要領の確認作業を行った。

- ・炉冷却水の抜き出し作業

焼却炉本体の炉壁の肉厚測定を行うため、炉冷却水冷却器内の炉冷却水をドラム缶へ抜き出す必要がある。今回の試験において、肉厚測定を実施する際に必要な炉冷却水の抜き出し量は最低でも 1,120L 必要であることを確認した。また、炉冷却水のサンプリン

グの動作確認を行い、炉冷却水が飛散せずにサンプリングできることを確認した。

- 肉厚測定試験

測定対象を、材質が Hastelloy で構成される焼却炉本体の炉壁、焼却炉周辺の機器及び一部配管の全 13 ヶ所（図 1.1.4-2 参照）とし、超音波厚さ計を使用して肉厚測定を実施した結果、問題なく肉厚測定ができることを確認した。しかし、使用予定の超音波厚さ計のプローブ（接触面径 19.1mm, 7.5mm）では、配管径が小さい測定対象物（φ27~48）において、測定値が安定しにくいことが判明したため、今後、最適な超音波厚さ計のプローブ等の選定を行う。

- 炉冷却水の液張り及び漏洩確認

補給水元バルブを開とし、炉冷却水貯槽が空の状態からフロートレベル計が作動する給水停止レベルまで純水を補給することで、給水が正常に停止することを確認した。また、液張り後に炉冷却水ポンプを起動して炉冷却水の循環運転を行い、肉厚測定口や配管等からの漏洩が無いことを確認した。

- 炉冷却水の排水手順及び経路の確認

肉厚測定を行うために抜き出した炉冷却水はドラム缶に一時貯留し、オフガス処理室までドラムポーターを使用してドラム缶を運搬し、堰内のフロアドレンから廃液貯蔵室の受槽に水中ポンプにより抜き出して排水する。排水試験の結果、水中ポンプの吐出量（125L/min）がフロアドレンの排水能力（20L/min）を超えることが判明したため、フロアドレンの排水能力を超えない水中ポンプを再選定することとした。

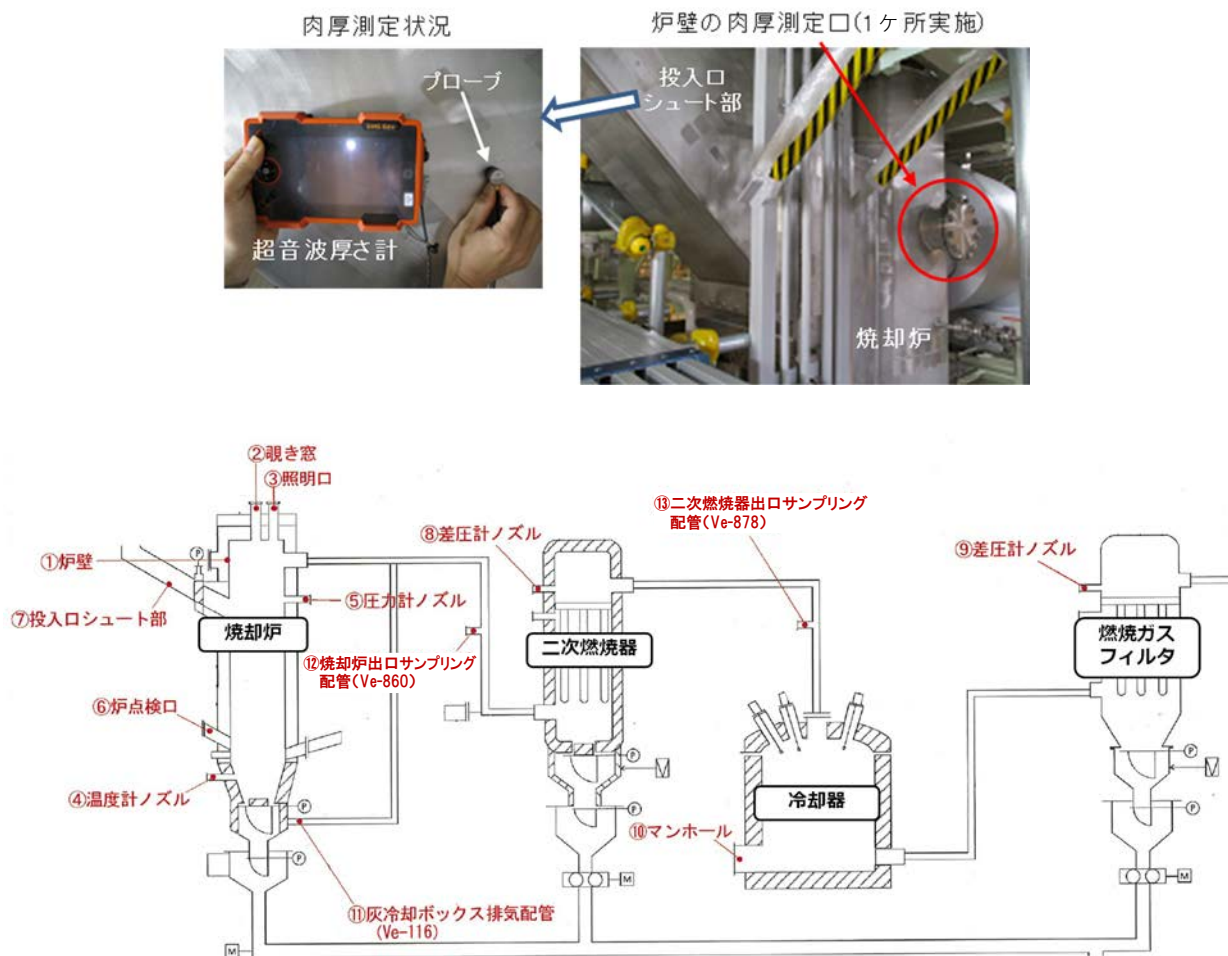


図 1.1.4-2 焼却炉肉厚測定の保守要領確認試験における肉厚測定箇所

c) セル入室時のグリーンハウス (GH) 設置要領確認試験

セル内機器の点検・保守の際は、作業員がセル内に直接入室することが必要となる場合がある。これまでに、一部のセルについては、入域方法及び機器の搬入出要領を確認してきた。今回は、遮へい体を引き抜いて入域するセルを対象とし、代表して R172 セル遮へい扉について、GH を設置し (骨組みのみ)、入域手順の確認を行った。その他、すべての遮へいプラグ、遮へい扉、サンプリングベンチに対して、GH 設置スペースの寸法測定を行い、GH 作製方法の検討を実施した。

・入域手順の確認

セル入室要領の確認作業手順書に沿って、R172 セル遮へい扉について、GH を設置し (骨組みのみ)、入域手順の確認作業を進めた結果 (図 1.1.4-3 参照)、概ね手順通りに入域できることを確認したが、既存のストッパーでは一部の遮へい扉を GH 内に固定できないことが判明した。そのため、形状や伸縮機能を持たせたストッパーを検討し、作製を行うこととした。

・GH 作製方法の検討

GH 作製にあたっては、GH の剛性を高めるために、骨組み用の資材（クロスジョイント、可動式筋交いジョイント等）を準備する必要があることが判明した。また、遮へいプラグ挿入、引抜きに使用する油圧ジャッキ、枕木、伸縮できる束柱等の資材を準備する必要があることから、これら資材について購入を進める。

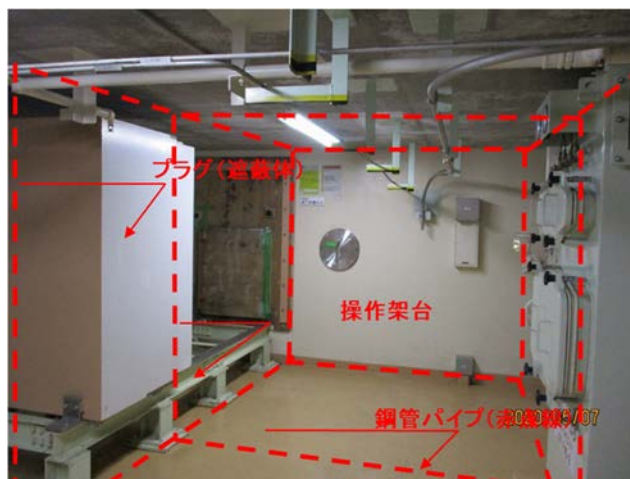


図 1.1.4-3 R172 セル遮へい扉における GH 設置想定図

d) セル内照明の交換要領確認試験

LWTF のセル内に設置されている照明は、遮へい体と一体となっており、照明のランプを交換する際には、セル内より照明を引出して行う計画である。このため、セル内から引出して照明の交換を行う要領の確認を行った（図 1.1.4-4 参照）。また、ランプ交換の際には、ランプが汚染していることを想定し、ビニールバッグを使用したバッグアウト方式を採用しているが、重量物である遮へい体を取り扱うため、遮へい体の落下によりビニールバッグが破損し汚染が拡大するリスクがあることから、別のアプローチとして、作業員が直接セル内に入り、保守を行う場合の要領についても確認を行った。

- ・ビニールバッグを使用したバッグアウト方式のセル照明交換作業では、ビニールバッグの抜け防止にバッグポートの設置が必要であるものの、セル照明の設置間隔が狭いため、すべての照明にバッグポートを設置することはできないことが判明した。また、バッグポートを設置したとしても、セル換気の負圧によりビニールバッグがバッグポートと貫通プラグの間に挟み込まれ、破損する可能性が高い箇所については、直接セルに入室し保守を行う必要があることが判明した。今後、運転時の直接保守の実施について検討を行う。
- ・直接保守を行うための要領については、照明に直接手が届かないため、セル内に足場となるステップの設置が必要であり、直接保守を行うためのステップの設置を検討することとした。

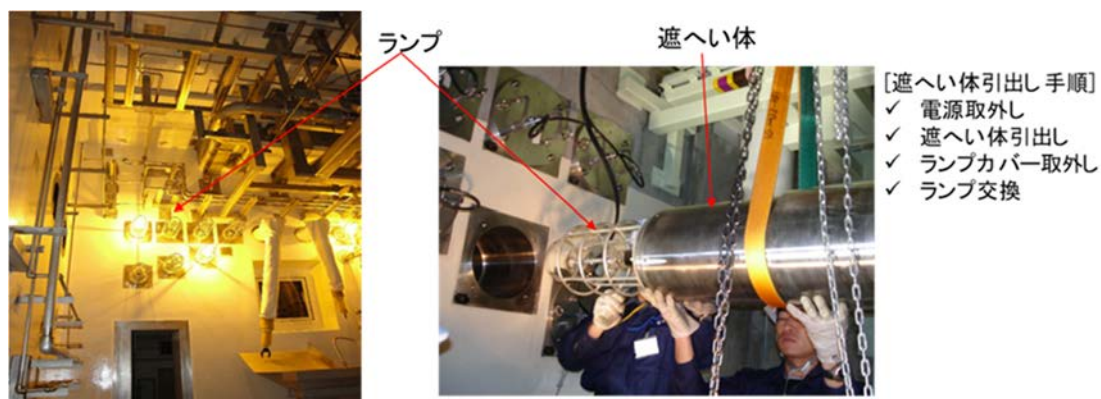


図 1.1.4-4 セル内照明の交換要領確認状況

e) 自動台車の操作要領確認試験

LWTF に設置されている自動台車 (図 1.1.4-5 参照) は、製作したセメント固化体と焼却設備の二次廃棄物である乾燥粉体 (塩化ナトリウム) を施設内の仮置場所から施設外へ自動で搬出する搬送機器である。本試験では、自動台車の搬送パターン 15 通りのうち、硝酸塩溶液固化体 (処理済液セメント固化体) の搬送で使用頻度が最も多い搬送パターン 4 通りについて自動運転を実施し、運転要領を確認するとともに課題の抽出を行った。

- ・自動台車の操作について、概ね手順通りに作動することを確認したが、特定の自動台車 (2 台中 1 台) が誘導線から一部外れて動作する状況が確認された。原因として、誘導センサあるいは誘導線の磁気の不具合などが予想されるが、今後、詳細に原因調査を行い、不具合を解消する。



図 1.1.4-5 LWTF に設置されている自動台車

2) 実規模大のセメント混練試験装置を用いたセメント材の性能確認試験

LWTF のセメント固化設備では、炭酸塩廃液、スラリー廃液及びリン酸廃液の 3 種類の廃液をそれぞれセメント固化する。平成 14 年度から昨年度までに、各廃液について、セメント固化体の作製条件であるセメント材種類、廃棄物充填率、水分とセメントの重量比をパラメー

タとしたビーカースケール試験及び実規模大（200L ドラム缶大）の混練試験（図 1.1.4-6 参照）を行い、混練物の流動性、圧縮強度及び浮き水発生の有無の結果から最適な作製条件を決定し、LWTF セメント固化設備の設計へ反映させた（表 1.1.4-1 参照）。

上記 3 種類の廃液のうち、スラリー廃液及びリン酸廃液を固化する際に使用するセメント材の主成分である高炉水砕スラグ微粉末の供給メーカーが変更となった。高炉水砕スラグの仕様に変更はないが、供給メーカーにより JIS 規格の範囲内で組成に変動が生じる可能性がある。このため、これまで取得したデータと相違がないことを確認する試験を令和 2 年度より開始した。

試験では、初回の実規模大の混練試験において、模擬リン酸廃液をセメント材と混練した際、廃液に含まれるリン酸イオンと添加する水酸化カルシウムの不溶化反応に伴い遊離した水酸化ナトリウムの影響により、混練物の流動性の急激な低下を確認した。このため、再度ビーカースケール試験を実施して、過去の試験と同様の結果が得られる条件を検討した上で、残り 4 回の実規模大の混練試験を実施した。その結果、高炉水砕スラグ微粉末の供給メーカーを変更した場合でも、概ね所定のデータ（混練物の流動性、圧縮強度及び浮き水発生）が得られることが分かった（表 1.1.4-2 参照）が、一部に養生時の温度影響と思われる相違が見られたことから、今後も引き続き試験を継続する。



図 1.1.4-6 実規模大の混練試験の概要

表 1.1.4-1 これまでに実施したセメント固化試験の条件範囲と結果から設定した設計値

廃液種類	セメント材	固化が可能となる範囲		試験結果		
		廃棄物充填率	水分とセメントの重量比 (W/C)	混練物の流動性【JISフロー値 170mm以上】	圧縮強度【混練28日後に8MPa以上】	浮き水の発生【混練翌日に無いこと】
炭酸塩廃液	・高炉セメントC種 ・高炉セメントC種に高炉スラグ微粉末を添加したもの	15wt%～23wt% 【設計値: 18wt%】	0.65～0.85 【設計値: 0.75】	良	良	良
スラリー廃液	スーパーセメント	40wt%～55wt% 【設計値: 50wt%】	0.43～1.22 【設計値: 0.67】	良	良	良
リン酸廃液	スーパーセメント	8wt%～14wt% 【設計値: 14wt%】	1.01～1.70 【設計値: 1.37】	良	良	良

設計へ反映させた値

表 1.1.4-2 新旧セメント材を使用した実規模大の固化体の諸性状の比較 (抜粋)

(■：養生時の温度影響と思われる相違)

	塩充填率 [wt%]	W/C	Ca/P	フロー値 [F15] [mm]	混練後固化体の最大温度[°C]	浮き水 (1d)	硬化日数 [day]	析出	固化体コアサンプルの圧縮強度[MPa] (28日材齢)					
									コアサンプル採取場所					
									内側			外側		
									上部	中部	下部	上部	中部	下部
新セメント材	14	1.37	1.67*	178	63	なし	1	無	8.5	8.2	8.6	5.7	4.2	4.1
旧セメント材	14	1.37	2.43	161	62	なし	1	無	10.2	10.4	9.4	10.0	9.4	9.3

*ピーカー試験で検討して得られた条件

3) LWTF の硝酸根分解設備/セメント固化設備に係る設計に伴う鉄筋等の埋設物調査

平成 30 年度までの硝酸根分解設備/セメント固化設備に係る設計等において、これらの設備は LWTF 建家内の未利用スペースに分散配置する計画である。これまでの設計検討の結果、既設との取合いのため、これら設備の機器周辺の耐震壁に配管貫通孔を設置する必要があることが判明した。配管貫通孔敷設により耐震壁内の既設鉄筋を切断する箇所については、必要に応じて貫通孔周囲に開口補強筋を敷設するための補強を行う必要がある。

令和 2 年度は、LWTF 建家内での鉄筋埋設物調査を行い、貫通孔設置予定箇所において、鉄筋の埋設状況を把握 (図 1.1.4-7 参照) し、貫通孔と既設鉄筋が干渉する箇所を極力少なくするために、貫通孔径及び貫通孔位置の見直しを行った (図 1.1.4-8 参照)。この結果を基に次年度以降に開口補強設計を行う計画である。

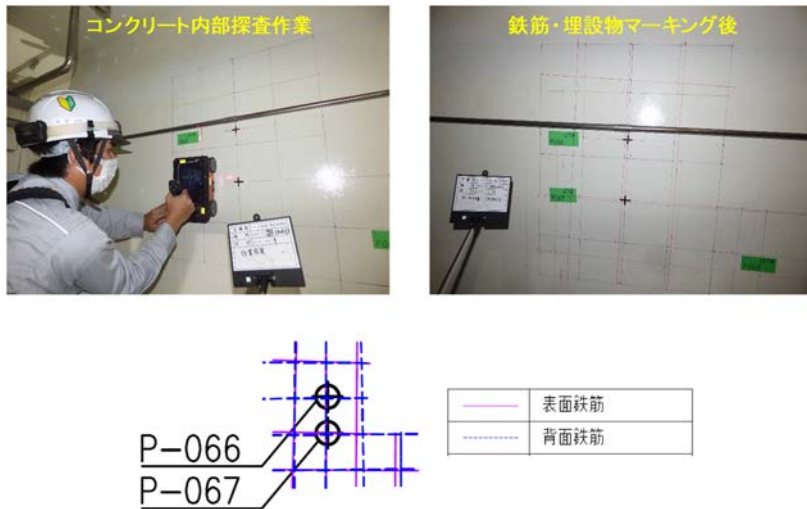


図 1.1.4-7 鉄筋等の埋設物調査実施状況及び貫通孔配置図へ探索結果を入力した図面例



図 1.1.4-8 鉄筋等の埋設物調査結果を踏まえた貫通孔の径及び位置の見直し結果

4) LWTF の機器・配管の耐震評価に必要な情報の整理

硝酸根分解/セメント固化設備、焼却設備の施工設計・製作設計に向け、令和2年度中にこれら設備に係る機器・配管の耐震評価に必要な以下の3つの項目の情報を整理し、設計着手時に受注者に速やかに提示できるよう準備した。整理した結果及び今後の予定を表 1.1.4-3 に示す。

表 1.1.4-3 硝酸根分解/セメント固化設備、焼却設備の施工設計・製作設計に係る機器・配管の耐震評価に必要な情報の整理

項目	検討内容	実施状況	今後の予定
耐震重要度分類の精査	新規規制基準対応に係る耐震重要度の見直しを行うため、LWTFにおける閉じ込め喪失時の被ばく量を確認した。	地震により閉じ込めを喪失した場合でも一般公衆への被ばくは約 8.9×10^{-2} mSv であり 5mSv 未満であることを確認した。	評価結果は、耐震安全評価へ反映させる。
機器・配管の物性データの整理	許認可申請に係る LWTF の機器・配管の耐震評価を行うため、各々の許容応力を確認した。	機器：約160基、配管540本について、各材料物性値から許容応力を算出した。	整理した情報を基に、機器・配管の耐震評価を実施する(令和3年度以降)。
既設との取合い条件整理	LWTF における設備設計の整合性を図るために、新規配管と既設配管の設計条件について精査を行った。	既設配管と新設配管の取合い箇所について、設計、仕様の相違が22箇所存在することを確認した。	設計仕様が異なる箇所は、次設計で仕様の整合を図る(令和3年度以降)。

5) LWTF のセメント空気移送建家（附帯設備）の仕様とりまとめ

セメント固化設備で必要なセメント材を LWTF 内に搬入する際、省力化を目的に、LWTF 建家外から空気移送によりセメント材を供給する計画である。このため、セメントを供給する設備を収納するセメント空気移送建家を LWTF 建家近傍に建設する。令和元年度までに、セメント空気移送建家にコンプレッサユニットを設置し、コンテナにて受け入れたセメント材を空気圧送にて、LWTF 建家内のセメントホップに移送するための機器設計及び配管設計を完了している。令和2年度は、建設予定場所の地下埋設物の有無の確認、内装機器レイアウト、配管ルート調整を完了し、埋設物移設設計を行うためのインプット情報を整理した。整理した情報の一部を図 1.1.4-9 に示す。

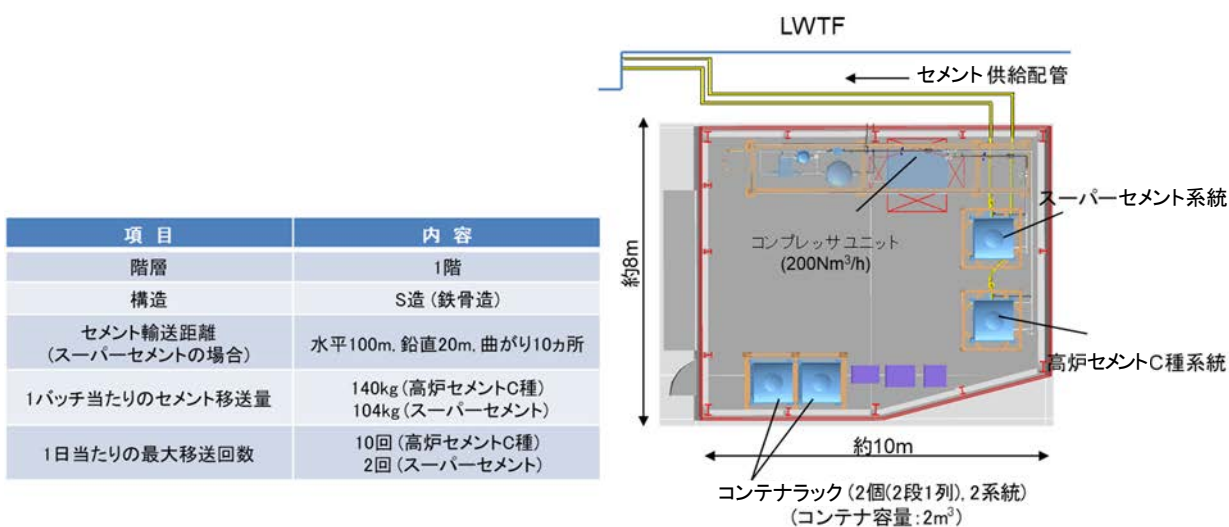


図 1.1.4-9 セメント空気移送建家の要求仕様（左表）及び計画中の建家内機器配置

(3) 実施内容の評価

令和 2 年度計画していた、「LWTF の液体・固体廃棄物処理系の既設の機器・設備に対する保守要領確認」、「実規模大のセメント混練試験装置を用いたセメント材の性能確認試験」、「LWTF の硝酸根分解設備/セメント固化設備に係る設計に伴う鉄筋等の埋設物調査」、「LWTF の機器・配管の耐震評価に必要な情報の整理」、「LWTF のセメント空気移送建家（附帯設備）の仕様とりまとめ」の各項目は、計画通り進捗し、予定していた成果を得られた。「LWTF の液体・固体廃棄物処理系の既設の機器・設備に対する保守要領確認」や「実規模大のセメント混練試験装置を用いたセメント材の性能確認試験」は、実運転を想定し、実プラントや実規模大の試験装置を用いて要領確認や混練試験を実施し、運転時に起こりうる事象を事前に確認し、運転に向けて準備すべき事項を明らかにした。また、「LWTF の硝酸根分解設備/セメント固化設備に係る設計に伴う鉄筋等の埋設物調査」、「LWTF の機器・配管の耐震評価に必要な情報の整理」、「LWTF のセメント空気移送建家（附帯設備）の仕様とりまとめ」は、次設計でのインプットデータを整理する観点で実施し、次年度以降の設計業務へのスムーズな移行に寄与するものである。

(4) 次年度以降の計画

LWTF においては、令和 3 年度中に焼却設備の運転を開始する予定であったが、平成 30 年度までの硝酸根分解設備/セメント固化設備に係る設計等において、セル壁へ貫通配管が多数生じることが判明して令和元年度下期に建家耐震性を再評価したこと、設計の進捗に伴い硝酸根分解設備/セメント固化設備の設置及び焼却設備の改良に係る工事期間及び費用が増加したこと、また、設計津波に対する対応が必要になったことから、運転開始までの全体的なスケジュールの見直しを進めている。この全体スケジュールの見直しを踏まえ、令和 3 年度に廃止措置計画の補正申請を行う計画である。また、上記に示す令和 2 年度に実施した結果を基に、令和 3 年度以降、機器・設備に対する保守に関する課題の改善、実規模大のセメント混練試験装置を用いたセメント材の性能確認、硝酸根分解/セメント固化設備、焼却設備に係る施工設計・製作設計を引き続き進めていく計画である。

(5) 成果

1) 口頭発表、ポスター発表、プレス発表、講演

発表者	タイトル	学会名等
片岡 頌治他（原子力機構 4 名、E&E 1 名、長岡技大 1 名、日本化学工業 1 名、荏原製作所 1 名）	東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発 (27) Cs/Sr 吸着剤の実機適用に向けた検討	日本原子力学会 2020 年秋の大会

発表者	タイトル	学会名等
松島 怜達他（原子力機構 4 名、E&E 1 名、島根大学 1 名）	東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発 (28) 廃液内に存在する夾雑物の影響の検討②	日本原子力学会 2020 年秋の大会
佐藤 史紀他（原子力機構 4 名、E&E 1 名）	東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発 (29) ガンマ線照射によるセメント固化体の水素生成評価②	日本原子力学会 2020 年秋の大会
佐藤 史紀他（原子力機構 4 名、E&E 1 名）	低放射性廃液のセメント固化体からの水素生成に係る検討	QST 高崎サイエンスフェスタ 2020

(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 堀口 賢一、松島 怜達)

1.1.5 高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに関する技術開発

実施拠点	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）	令和2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を進め、適切な貯蔵管理に資する。	高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) について、廃棄物の貯蔵管理の改善を図るため、遠隔取出し装置の検討を進める。	

(1) 令和2年度計画の概要

高放射性固体廃棄物貯蔵庫（以下、「HASWS」という。）には、貯蔵している廃棄物を取り出す設備がなく、建設当時の海外実プラントに倣った方式で廃棄物を不規則な状態で貯蔵しており、廃棄物の線量も高いことから直接ハンドリングができない状態である。このため、取出し装置を開発し、取出し装置を設置する取出し建家を新設するとともに、取出した廃棄物を貯蔵する貯蔵施設（以下、「HWTF-1」という。）を建設した後、廃棄物を取り出して貯蔵管理することとしている。平成30年度までに進めてきた取出し装置の設計では、2種類のアーム型取出し装置（遠隔誘導装置、廃棄物姿勢調整装置）を指向し、廃棄物吊上げ・移動装置と構成することで廃棄物の取出しが行える見込みが得られたものの、装置製作に係る費用と期間が当初の計画を上回ること、アーム型取出し装置は装置構成（昇降部、旋回部、屈折部、把持部等）が複雑となり保守が困難となること等の課題があった。また、取出し建家、HWTF-1については、貯蔵庫上に取出し装置を配置しこれを包含する構造の取出し建家と、全ての廃棄物を貯蔵するHWTF-1が取出し建家と連絡通路で繋ぐ構造で建設できる見通しが得られたものの、建設費用、建設期間が当初の計画を上回る見通しとなった。

一方、アーム型取出し装置の検討と並行して英国国立原子力研究所（以下、「NNL」という。）と協力し、適用性検討を進めてきた水中ROV（水中で遠隔稼働するロボット：Remotely Operated Vehicle）については、令和元年度に実施した水中ROVを用いた性能確認試験により、HASWSからのハル缶取出しに必要となるハル缶に付属するワイヤの切断やハル缶への吊具取付け等の機能確認を実施した。その結果、HASWSで運用するため改善すべき事項はあるものの、水中ROVにこれらの機能があることを確認した。

このため、令和2年度においては、水中ROVをHASWSで運用するための改良を行い、昨年度と同様の性能確認試験を行うことで改良の有効性確認を実施した。また、水中ROVと汎用機器を用いた取出し方法の検討や汎用機器の機能試験を進めた。

取出し建家、HWTF-1については、建設する施設規模の縮減を図ることを目的に、HWTF-1の小規模化検討に向けたケーススタディや既存施設を貯蔵施設として代替活用する検討を実施した。

(2) 実施状況

1) 取出し装置の開発

a) 水中 ROV の改良

① 水中 ROV の適用条件

水中 ROV を HASWS の取出し装置として適用する場合、以下の性能が要求される。

- ・ 様々な姿勢のハル缶に付属しているワイヤを切断できること。
- ・ 様々な姿勢のハル缶蓋取っ手部に回収吊具の取付けができること。
- ・ 水中 ROV に搭載するカメラによる視覚情報から遠隔にて作業を実施できること。

これらについて、モックアップ試験等から適用性の可否を明確にし、水中 ROV ともに取出し装置として構成することを検討している汎用機器や廃棄物吊上げ・移動装置との組み合わせによる適用性評価等を踏まえて採用の可否を判断する計画としている。

② 水中 ROV の改良

本年度においては、HASWS の取出し装置として用いる際の運用面を考慮し、作業性、操作性に係る改良を実施した。以下に水中 ROV の主な改良事項を示す（図 1.1.5-1 参照）。

（切断治具、把持治具を同時に装備）

- ・ 昨年度の試験においては、水中 ROV の性能確認が目的であったためワイヤ切断、ハル缶への吊具取付け等の作業用途に合わせ、その都度、水中 ROV 本体下部に装備治具（切断治具、把持治具）を付け替えることで試験を実施していた。本年度は、廃棄物取出し時における作業の効率化、装備治具の付け替えによる作業被ばくの低減等を図るため、装備治具の付け替えが不要となるよう、把持治具及び切断治具の両治具を水中 ROV に装備した。
- ・ 装備する両治具は、切断治具が把持治具に比べて大きく、把持治具の上部に装備すると水中 ROV 標準装備のカメラからの死角ができる上、重心が取りにくくなることも予想されたため、水中 ROV 本体下部に把持治具、その下に切断治具を重ねて構成するものとした。
- ・ 両治具装備による操作性への弊害を防止するため、各々の治具には前後に約 150mm 伸縮するアクチュエータ（伸縮機構）を設けた。

（装備治具類の材質、形状）

- ・ 昨年度の試験結果を踏まえ、水中 ROV に装備する切断治具及び把持治具について、治具の操作性、強度等の向上を図るため、以下の改良を実施した。

<切断治具>

両治具装備による水中 ROV の重量増加の軽減を図るため、昨年度に使用した切断治具（約 16kg）と同形状で小型の切断治具（約 9.5kg）を用いた。

<把持治具>

昨年度の試験において使用した把持治具は一部樹脂製であり、試験中に先端部の破損が確認された。把持治具の破損防止及び両治具装備による水中 ROV の負荷軽減のため、把持治具の形状を把持部への力を分散できる 3 爪型とし、材質はアルミ合金とした。

(水中 ROV への浮きの付加)

- ・ 水中 ROV に両治具を装備するとともにアクチュエータにより伸縮する機能を持たせたことで、治具使用時に水中 ROV の重心が移動し、操作性が低下することを考慮し、水中 ROV 本体及び装備する切断治具に浮きを付加した。

(搭載カメラの増設)

- ・ 昨年度の試験結果より、治具を操作する際に水中 ROV 標準装備のカメラのみではなく、追加のカメラを取付けた方が、治具と対象物の距離感が測ることができ、作業し易くなることが示唆された。水中 ROV に両治具を装備することで、水中 ROV 標準装備のカメラから把持治具と切断治具の間及び切断治具の周辺が死角となり、廃棄物と水中 ROV の距離感が測りにくくなることが想定されたことから、把持治具と切断治具の間に位置する切断治具の根元にカメラを増設する改良を実施した。



図 1.1.5-1 水中 ROV の主な改良点

③ 水中 ROV 改良機の性能確認試験

水中 ROV 改良機の性能確認試験は、昨年度と同様に NNL が手配した HASWS のハル貯蔵庫を模擬した試験槽(深さ約 6m)を用い、ハル缶姿勢を模擬したワイヤ切断試験、吊具取付け試験及び HASWS の貯蔵状態を模擬しランダム配置での試験を実施した。

図 1.1.5-2 に性能確認試験概略図を示す。また、図 1.1.5-3 に HASWS を模擬した試験槽外観、試験に用いた水中 ROV の外観を示す。

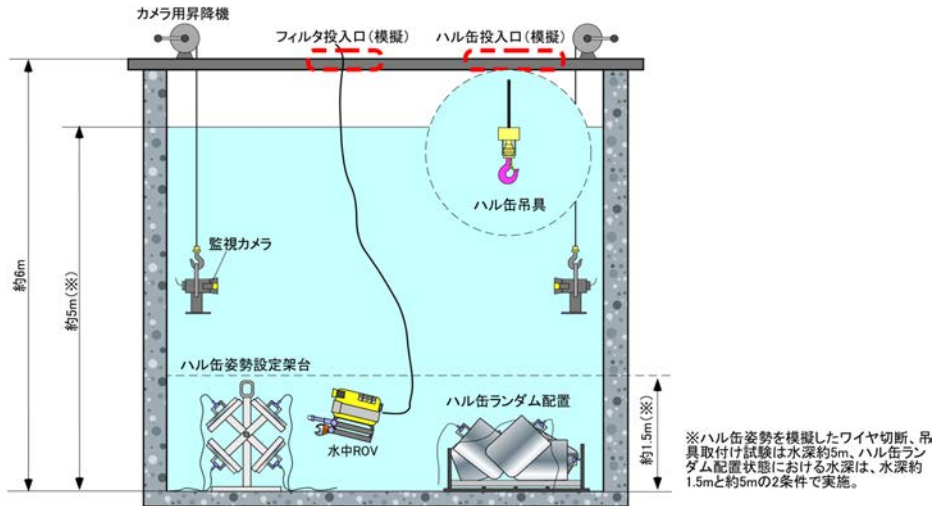


図 1.1.5-2 性能確認試験概略図

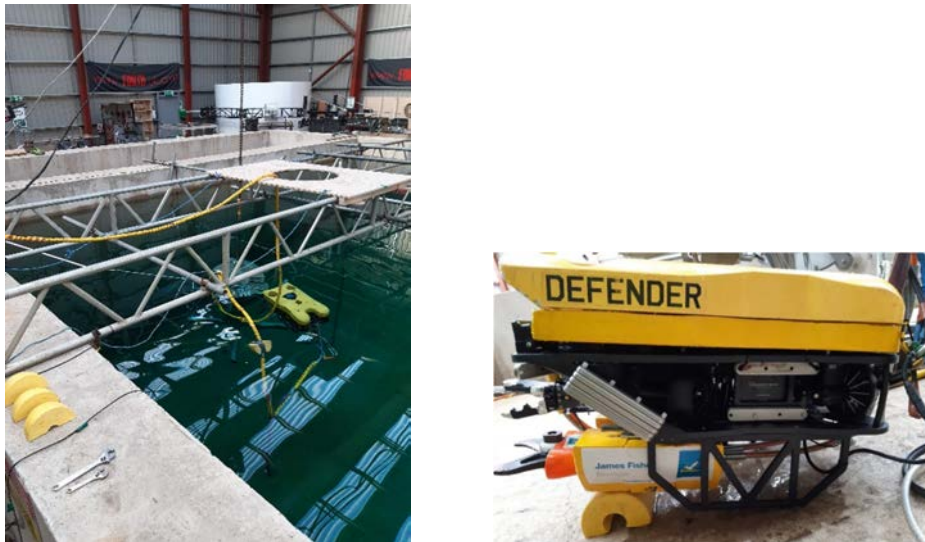


図 1.1.5-3 試験槽及び水中 ROV 改良機の外観

(ワイヤ切断試験)

- 様々なハル缶姿勢を模擬するハル缶姿勢設定架台を試験槽内に配置し、ハル缶姿勢 (0°、45°、90°、135°、180°)、ハル缶蓋取っ手の向き (0°、45°、90°) をパラメータとしたワイヤの切断試験を実施した。その結果、設定した全ての試験条件において、令和元年度同様にワイヤの切断が可能であることを確認した。
- ワイヤの切断作業に要した時間は、水中 ROV を試験水槽に着水させてから平均約 5 分であり、切断治具のみを装備した水中 ROV で作業を行った令和元年度と同程度の時間であることを確認した。

(ハル缶への吊具取付け試験)

- ワイヤ切断試験と同様に、様々なハル缶姿勢を模擬し吊具の取付け試験を実施した。

その結果、設定した全ての試験条件において、令和元年度同様にハル缶への吊具取付けが可能なことを確認した。

- ハル缶への吊具取付けに要した時間は、水中 ROV を試験水槽に着水させてから平均約 10 分であり、令和元年度の回収吊具の取付け作業時間の平均約 5 分であったことと比較すると約 5 分作業時間を要したものの、作業性に大きな影響はないことを確認した。

(ランダム配置での試験)

- HASWS の貯蔵状態を模擬し、複数のハル缶を試験槽へ不規則に積み上げた状態とし、ハル缶付属ワイヤの切断及び回収吊具の取付け作業の可否を試験した。試験における試験槽の水深は、水中 ROV が遊泳可能な十分な水深となる約 5m と、HASWS での表層付近に配置されているハル缶を想定し約 1.5m の 2 条件を水深条件に設定した。
- その結果、複数のハル缶が不規則な状態に配置され、水深が約 1.5m の条件においてもワイヤの切断、ハル缶への吊具の取付けが可能であることを確認し、作業用途に合わせて装備治具を変更することなく、一連の作業を円滑に行うことができた。図 1.1.5-4 にランダム配置での試験状況を示す。



ワイヤ切断



ハル缶への吊具取付け



試験状況

図 1.1.5-4 ランダム配置での試験状況

④ 改良の有効性評価

(切断治具、把持治具を同時に装備)

- 切断治具と把持治具を同時に装備したことでハル缶の取出しに必要となるハル缶付属のワイヤ切断、回収吊具の取付けを治具の付け替えをすることなく、一連の作業として行うことができた。
- 昨年度と各作業に要する時間は、ほぼ変わらないことが確認された。
- 昨年度と比べ、装備治具の付け替えに要する時間（約 1 時間）を短縮できることが確認された。
- 上に把持治具、下に切断治具を同時に装備したことで、把持治具によりワイヤを把持し、切断治具による切断作業が行い易い位置に誘導できるようになり、ワイヤの切断において水中 ROV の姿勢を細かく調整する必要がなくなった。
- 上記より、切断治具、把持治具を同時に装備する改良は有効であることを確認した。

(装備治具類の材質、形状の改良)

<切断治具>

切断治具を小型化したことにより、開口幅が狭くなり、切断部にワイヤが入りにくくなることを想定したものの、問題なく切断作業が行えた。

<把持治具>

把持治具は材質を樹脂製からアルミ合金に変更したことにより、作業中における破損は確認されなかった。また、把持治具は 3 爪型で開口が広いものを使用して、回収吊具やワイヤの把持を実施し、問題なく作業が行えることを確認した。

- 上記より、装備治具の材質、形状の改良は有効であることを確認した。

(水中 ROV の浮きの付加)

- 水中 ROV 本体と切断治具の下部に浮きを付加することで、各治具が伸縮した場合の重心のずれを補正でき、問題なく作業が行え、浮きの付加は有効であることを確認した。

(搭載カメラの増設)

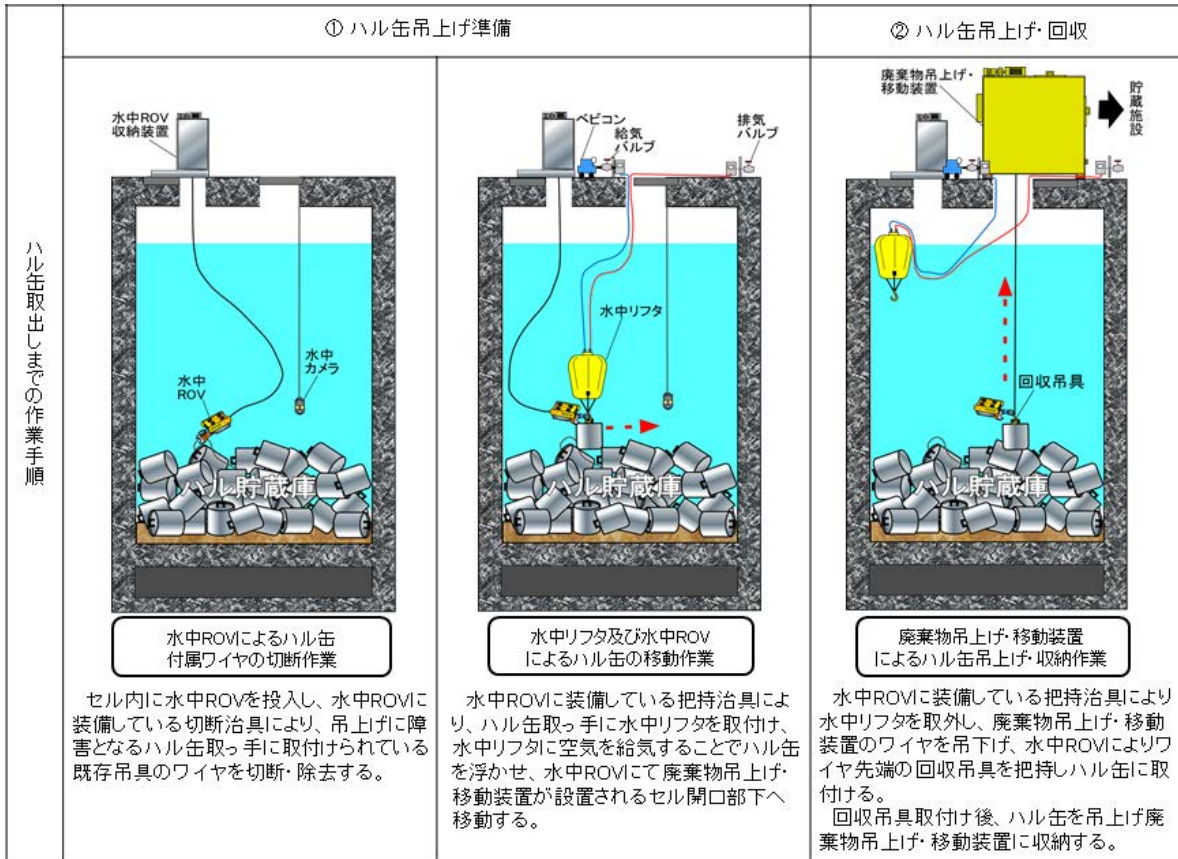
- カメラを増設することにより、ワイヤと切断治具の距離の確認、回収吊具を取付ける際の回収吊具の向きの確認及びハル缶蓋取っ手部との距離の確認等、操作において必要となる情報の収集が可能となり、問題なく作業が行え、カメラの増設は有効であることを確認した。

b) 水中 ROV を用いたハル缶取出し方法の検討

昨年度の水中 ROV の試験結果より、水中 ROV にはワイヤの切断や回収吊具の取付け等の作業が行えることを確認したことから、水中 ROV を用いた取出し装置構成を検討した。その結果、既存開口部下までのハル缶移動やハル缶の姿勢調整を水中リフタの浮力を利用

して行うことやハル缶の吊上げ回収を廃棄物搬送装置で行うことにより、ハル缶の取出しが行える可能性があることを確認した。表 1.1.5-1 にハル缶の取出し概念を示す。

表 1.1.5-1 ハル缶の取出し概念



① 水中リフタの性能確認試験

水中 ROV を用いたハル缶取出し方法として、ハル缶をハル貯蔵庫天井の開口部下まで移動する作業、ハル缶の姿勢を調整する作業に対して水中リフタの適用の可否を確認するため、実規模開発試験室のモックアップ設備において、市販の水中リフタを用いた性能確認試験を実施した。

(試験内容)

試験は、水を満たしたモックアップ設備にハル貯蔵庫に貯蔵しているハル缶の最大重量である約 1 トンの模擬ハル缶と水中リフタを接続した状態で配置し、水中リフタへ給気すること及び水中リフタへ充填した空気を排出することによりハル缶の昇降試験を実施した。また、ハル缶の姿勢調整試験では、モックアップ設備に横向きのハル缶を配置し、水中リフタへの給気を行うことで横向きのハル缶を正立させる姿勢調整の可否を確認した。なお、水中リフタへの給気は、作業エリアに空気圧縮機（ベビコン）を配置し、エアホースを通して実施し、排気は水中リフタの水中に浸かっている部分に掛かる水圧を利用して水中リフタに充填した空気を排出し、給排気量はエアホースに設けたバルブ

を操作することで調整し、流量計により確認した。

図 1.1.5-5 に試験に用いた水中リフタ、図 1.1.5-6 にモックアップ設備の試験場所の状況を示す。また、図 1.1.5-7 に試験概要図、図 1.1.5-8 に水中リフタによる性能確認試験の状況を示す。



図 1.1.5-5 試験に用いた水中リフタ

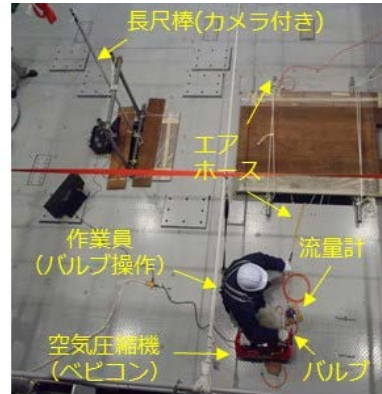


図 1.1.5-6 試験場所

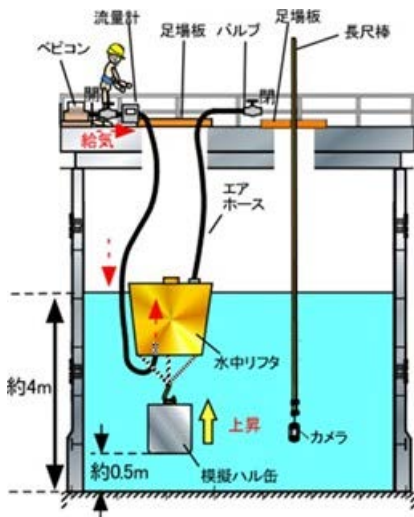


図 1.1.5-7 試験概要図

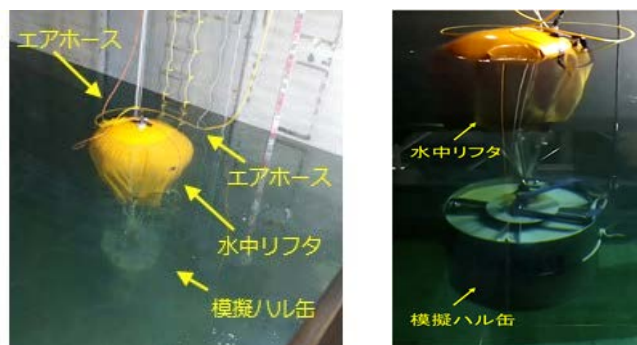


図 1.1.5-8 水中リフタの性能確認試験状況

② 試験結果

以下に水中リフタの性能確認試験の結果を示す。

- ・ 水中リフタに設けた給気バルブを操作して給気を行い、ハル缶（約 1 トン）を浮上げることが可能であることを確認した。
- ・ 横向きのハル缶に設けた水中リフタに給気を行い、ハル缶の姿勢を上向きに調整することが可能であることを確認した。
- ・ 水中リフタに設けた排気バルブの操作により排気が行え、浮上げたハル缶を着底させることが可能であることを確認した。
- ・ 但し、ハル缶の着底時の衝撃を緩和するために、ハル缶の浮下げ勢いを抑制する必要があることを確認した。

③ 今後の検討事項

- ・ ハル缶の浮下げの勢いを抑制するために、水中リフタ内の空気量を速やかに調整できるように排気側に真空ポンプを設ける又は水中リフタ内の空気量の調節に頼らない方法等についての検討を行う。
- ・ 水中リフタの回収時の洗浄が行い易いよう、水中リフタ内にプール水が入らない密閉型の形状に検討する。
- ・ 水中 ROV によるハンドリングすることを考慮し、水中 ROV により水中リフタを誘導し易いように水中リフタにベルトを設ける等を検討する。

2) 取出し建家及び HWTF-1 の検討

a) HWTF-1 の小規模化検討

これまで HWTF-1 の検討を行っていたが、建設期間及びコストが当初の計画を大幅に上回る見込みとなった。このため、HWTF-1 で貯蔵する廃棄物をハル缶及び HASWS、HWTF-1 のプール水浄化により発生する廃樹脂に限定し、プロセスの見直し検討や、内装設備の合理化を図り、HWTF-1 の小規模化の検討を行っている。小規模化した HWTF-1 を従来通り取出し建家とは別棟で建設した場合と、取出し建家内に貯蔵設備を設けた一体型施設についてケーススタディを行った結果を以下に示す。

<HWTF-1 と取出し建家を別棟とした場合>

- ・ 取出し建家の施設規模は、横約 40m×縦約 40m×高さ約 25m（地下階なし）
- ・ 貯蔵施設の施設規模は、横約 40m×縦約 25m×高さ約 25m（地下約 10m）
- ・ 従前設計に比べ、HWTF-1 の延床面積比で約 40%削減できる見込み。
- ・ 従前設計に比べ、同程度の建設期間となる見込み。

<取出し建家内に貯蔵施設を設けた一体型施設とした場合>

- ・ 施設規模は、横約 40m×縦約 55m×高さ約 25m（地下約 10m）
- ・ 従前設計に比べ、HWTF-1 の延床面積比で約 60%削減できる見込み。
- ・ ユーティリティ、排気、換気等の機器を統合することで、HWTF-1 と取出し建家を別棟とした場合に比べて約 20%削減できる見込み。
- ・ 敷地面積の制約から取出し建家に地下階を設ける必要があり、土木・建築物構造（例：土留め壁の成立性、HASWS 及び 2HASWS の基礎（杭）及び T1 トレンチ等の構造物と干渉するものの移設又はそれらを考慮した工事方法等）の観点から、HASWS、2HASWS 近傍における地下階設置の工事工法について検討を実施し、成立性評価を行う必要がある。
- ・ 従前設計に比べ、建設期間が長くなる見込み。

b) 代替可能な既存施設の調査

HWTF-1 の小規模化検討の一環として、HASWS に貯蔵している廃棄物の一部を既存施設で貯蔵する検討を行った。

既存施設は、各種廃棄物を貯蔵するのに必要な余裕があること、冷却水の水質管理を行える湿式貯蔵セルがあることを条件とし、分離精製工場（MP：濃縮ウラン貯蔵プール等）及び第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設（以下、「2HASWS」という。）を選定し、これらの既存施設への廃棄物貯蔵の活用調査を行った。各施設の調査結果について以下に示す。

- ・ MP の各プールを貯蔵施設として使用するためには改造（プール上部にカスク受け架台を設置するための新床、廃棄物をハンドリングするための設備等を設ける）が必要となり、使用済み燃料取出し及び系統除染・燃料貯蔵ラックの解体等には長期間掛かる見通しである。また、設備改造等に複数年を要することから、MP の活用開始までに数十年は必要となる。そのため、HWTF-1 を新規に建設する方が早期に取出し開始できる見通しである。
- ・ 2HASWS の湿式セルに HASWS から取出した廃棄物を貯蔵するためには、廃棄物が段積み貯蔵できるよう新型貯蔵容器に詰め替える必要がある。一方、廃棄物の新型貯蔵容器への詰め替えを行うためには、設備（標準ドラムセル）を拡張する改造等が必要となり、拡張可能なスペースがないこと、2HASWS において長期間の改造工事を行った場合、TVF からの廃棄物受入れ及び TVF の運転計画に影響を及ぼすことから 2HASWS の改造を行うことは難しい。

(3) 次年度以降の計画

取出し装置の検討は、次年度以降に水中 ROV を購入し、原子力機構のモックアップ設備を用いて操作性確認を行い、本年度の試験結果を踏まえ改良した水中リフタ等との組み合わせ試験により、取出し装置としての適用性検討を進める。

取出し建家及び HWTF-1 の設計については、これまでの検討結果を踏まえて設計条件の整理を行い、廃止措置の全体計画と平仄を合わせて実施時期を定める。

（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
佐藤 信二、伊藤 賢志、佐野 恭平）

1.2 核燃料サイクル工学研究所のその他施設における廃止措置

1.2.1 B棟

実施拠点	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）	令和2年度計画	
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に従って、安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。</p> <p>燃料サイクル工学研究所において廃止措置に着手しているB棟の廃棄物の搬出作業を継続する。</p>	

(1) 令和2年度計画の概要

令和2年4月1日に公開されたB棟に関する施設中長期計画では、Pu系廃棄物の仕掛品を令和3年度までに分別・搬出し、RI系廃棄物を令和5年度までに搬出することになっている。これらの搬出により解体及び解体に伴う廃棄物の保管エリアを確保した上で、令和4～8年度で設備等の解体撤去を進め、令和9年度に管理区域解除する計画である。本計画に基づき、令和2年度はPu系廃棄物及びRI系廃棄物の搬出を実施する。

B棟に保管しているPu系廃棄物は、平成27年度よりプルトニウム燃料技術開発センターに払出しを実施している。（累計：ドラム缶換算119本、平成27年度（ドラム缶4本）、平成28年度（ドラム缶1本）、平成29年度（ドラム缶4本）、平成30年度（ドラム缶18本、コンテナ18基）、令和元年度（ドラム缶20本））令和2年度は、ドラム缶60本を払い出す。

RI系廃棄物については、平成25年度より原子力科学研究所（以下、「原科研」という。）の廃棄物貯蔵施設に払い出しており、最近の実績としてはドラム缶で平成27年度は2本、平成28年度は1本、平成29年度は10本、平成30年度は10本、令和元年度は11本を払い出している。令和2年度は令和3年2月頃にドラム缶で4本を払い出す。

(2) 実施状況

Pu系廃棄物については、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環境管理課と調整を行い、令和2年8月にドラム缶20本を、同年9月にドラム缶40本を第2プルトニウム廃棄物貯蔵施設（第2PWSF）へ払い出した。一方、次年度以降に払い出すためのPu系廃棄

物の一部についても分別整理とドラム缶等への詰め込みを行った。

RI系廃棄物については、原科研バックエンド技術部放射性廃棄物管理第1課と調整を行い、令和3年2月にドラム缶4本を原科研の解体分別保管棟へ払い出した。残された廃棄物入りのドラム缶については、次年度以降の払出時のしゃへい検討に必要な情報となる表面線量を測定した。

フード内等に残されている試験で汚染した資材について、廃止措置の中で事前に処置しておく必要があることから調査を行った。

(3) 次年度以降の計画

Pu系廃棄物は、引き続きプルトニウム燃料技術開発センターへの払出しを継続するが、一部、先方の受入基準に合致しないものについては、分別方法や払出先に関して検討する。

RI系液体廃棄物については、令和3～5年度は原科研側で受入ができないことから、令和6年度以降の払出しについて調整を行う。

廃止措置を進めていく上で処置しなければならない試験で使用した資材等の処理方法について検討を進めていく。

(環境技術開発センター 再処理技術開発試験部 研究開発第2課 岡村 信生)

1.2.2 プルトニウム燃料第二開発室 (Pu-2)

実施拠点	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）	令和2年度計画
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。</p> <p>核燃料サイクル工学研究所において廃止措置に着手しているプルトニウム燃料第二開発室のグローブボックス等の解体撤去を継続する。</p>

(1) 令和2年度計画の概要

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。廃止措置着手前の時点で、Pu-2内には、GB、フード等が約100基（GB容積約887 m³）存在しており、老朽化の度合い、使用履歴、核燃料物質の集約に使用する設備等を考慮したうえで、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。

令和2年度は、GBの解体撤去として、湿式室(1) (A-104室) 及び湿式室(2) (F-104室) に設置されているGB4基（GBNo.W-4、W-5、W-6-1、W-6-2、GB容積約54 m³）の解体撤去を開始する。なお、本解体撤去では、GBNo.W-4及びW-5の解体を令和2年度中に完了し、全ての解体撤去作業を令和4年3月に完了する計画である。また、今後の同種作業を安全に遂行するため、解体撤去作業におけるαダストデータの取得及び整理・解析を進める。

(2) 実施状況

Pu-2の廃止措置に係るGBの解体撤去、解体撤去作業に係るαダストデータの取得及び整理・解析の令和2年度の実施状況を以下に示す。

1) GBの解体撤去

GBNo.W-4、W-5、W-6-1、W-6-2の解体用グリーンハウス及び放射線管理機器類の設置図を図1.2.2-1に示す。

令和2年度は、これら4基のGB全体にグリーンハウスを設置したうえで、GB2基

(GBNo.W-4、W-5、GB 容積約 17 m³) の解体撤去を 3 月末までに完了した。これにより、解体撤去の進捗率は約 14% (GB 容積約 122m³) となった。

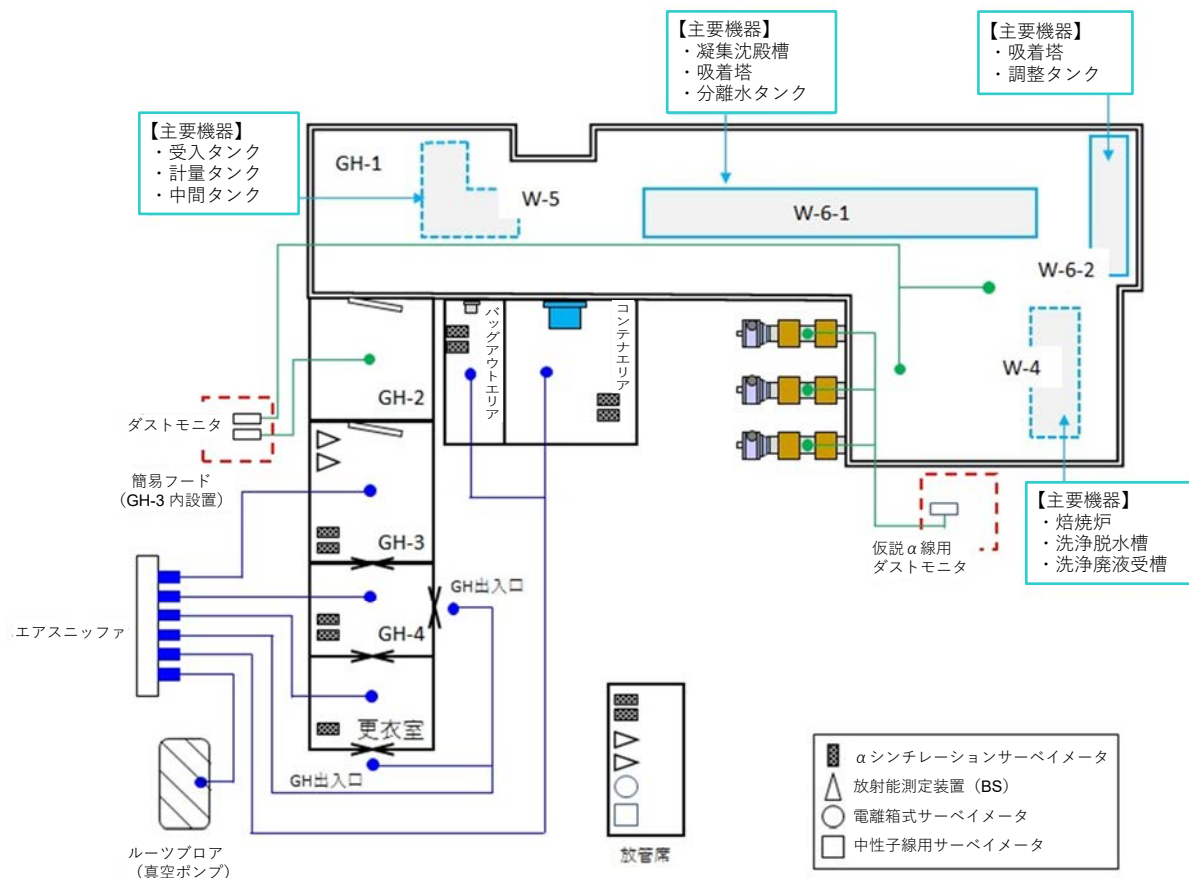


図 1.2.2-1 解体用グリーンハウス及び放射線管理機器類の設置図

2) GB 解体撤去作業に係る α ダストデータの取得及び整理・解析

GB 解体撤去作業において、α ダストに起因する空気中の放射能濃度はエアラインスーツ 作業者の放射線安全の観点から極めて重要な数値として取り扱われる。このため、作業における α ダストの発生及び飛散は作業の安全や工期に大きく影響し、これを把握することが GB 解体撤去作業を安全かつ着実に遂行するために重要である。

このため、作業と時間により逐次変化する空気中放射能濃度に着目し、令和元年度から実際の解体撤去作業における放射能濃度データをシームレスに取得するとともに作業内容を映像として記録し、これらのデータを照合することで α ダストの発生・挙動について整理・解析を進めている。本検討を通じて α ダストの発生・挙動を把握することにより、同種の GB 解体撤去作業の放射線管理が前衛的に実施可能となり、安全性の向上、更には工期の短縮が期待される。α ダストのデータ取得システムを図 1.2.2-2 に示す。

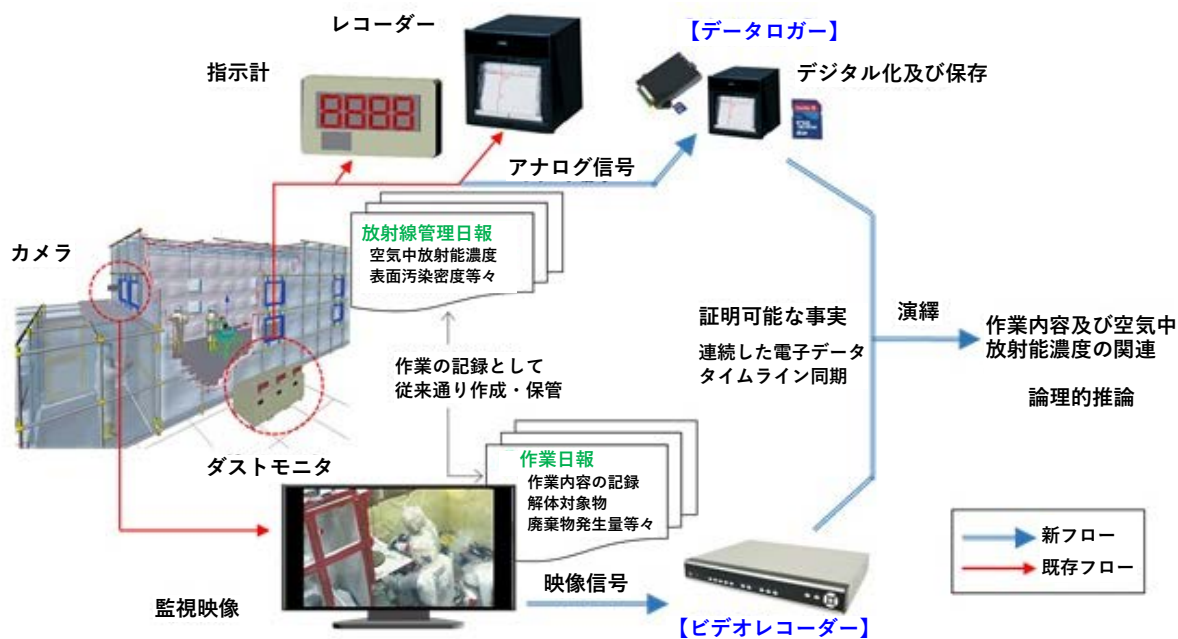


図 1.2.2-2 解体撤去作業における α ダストデータ取得システム

令和 2 年度は、令和元年度に取得した GB2 基 (GBNo.W-9、F-1 (一部)、GB 容積約 14 m³) の解体撤去作業に係る α ダストデータの整理・解析を進めるとともに、新たに GB7 基 (Pu-3 : GBNo.FPG-03a~c、GB 容積約 25 m³、Pu-2 : GBNo.W-4,W-5,W-6-1,W-6-2、GB 容積約 54 m³) の解体撤去作業におけるデータを取得した。GBNo.W-9、F-1 (一部) の解体撤去に係る α ダストデータの解析結果を図 1.2.2-3 に示す。得られた結果から、GB 缶体の切断やパネルの取り外しに関連する作業において α ダストの飛散が増加する傾向が確認された。

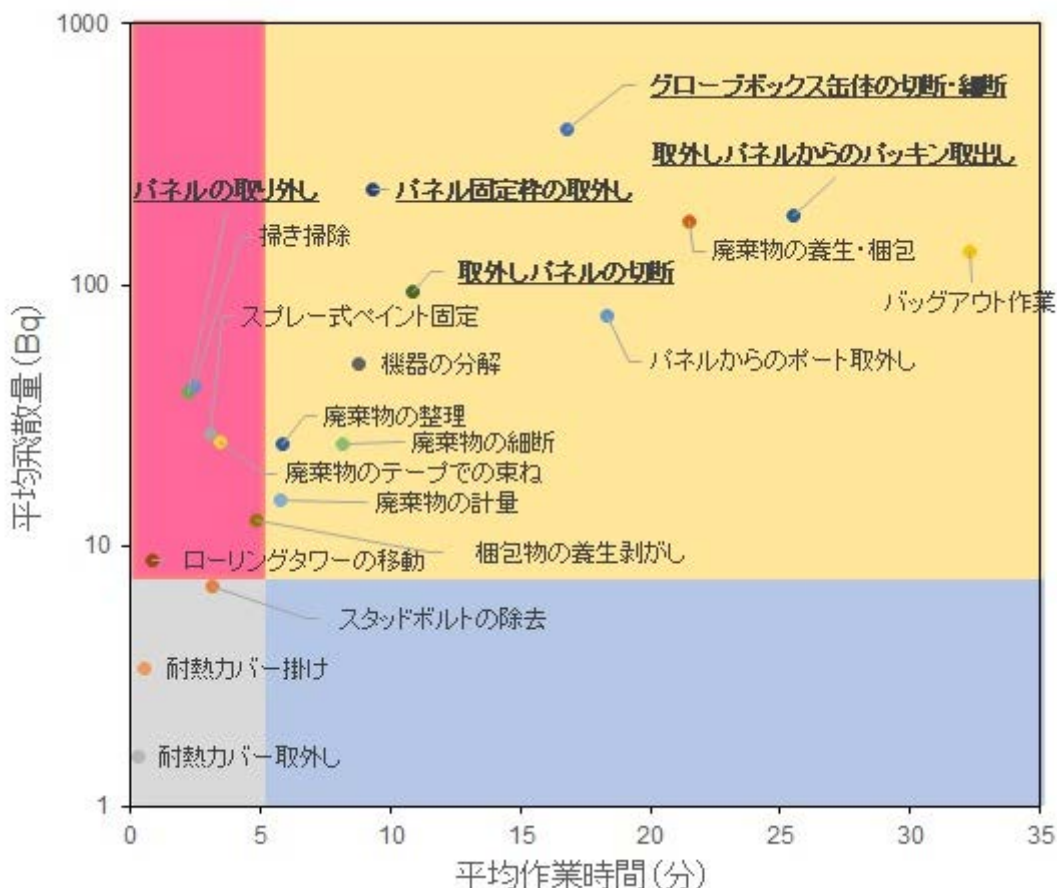


図 1.2.2-3 作業内容毎の平均飛散量と平均作業時間の関係

(3) 次年度以降の計画

令和3年度は、GBの解体撤去として、GB2基（GBNo. W-6-1、W-6-2、GB容積約37 m³）の解体撤去を継続するとともに（令和4年3月工事完了予定）、新たにGB5基（GBNo. W-21、W-23、W-25、W-27、W-31、GB容積約39 m³）の解体撤去に着手する（令和5年3月工事完了予定）。また、αダストデータの取得及び整理・解析として、Pu-2でのGB解体撤去作業においてデータの取得及び整理・解析を継続するとともにαダスト飛散の多い工程を特定し、飛散対策の検討及び今後の解体撤去作業の計画の精度向上に資する。

（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）

1.2.3 燃料製造機器試験室

実施拠点	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）	令和2年度計画
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に従って、安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。</p> <p>核燃料サイクル工学研究所において廃止措置に着手している燃料製造機器試験室のグローブボックス等の解体撤去を継続する。</p>

(1) 令和2年度計画の概要

燃料製造機器試験室は、昭和47年に設置許可を取得後、ウランを用いた各種試験や燃料製造設備開発等を実施してきたが、施設の老朽化が進んでおり、かつ試験研究の目的を終了したことから、施設内外に設置された設備（グローブボックス等（5基）、屋内廃液ピット、廃液処理装置、埋設配管、屋外排水受槽、気体廃棄施設、放射線管理機器等）を解体撤去し、令和3年度末までに管理区域を解除する計画である。

令和2年度は、施設内のグローブボックス等（5基）、屋内廃液ピット、廃液処理装置を解体撤去する予定であり、これまでに予定通りこれらの解体を終了した。

解体工事実施に当たっては、研究所内で過去に実施した施設の解体撤去報告書を参考にするとともに、過去に本施設で業務に携わったシニア職員を作業担当者を含め、解体対象設備の詳細情報や過去の作業による汚染情報を作業員と共有し、解体対象設備を理解した上で安全第一に解体作業を進めた。

(2) 実施状況

燃料製造機器試験室に設置された設備のうち、令和2年度はグローブボックス等（5基）、屋内廃液ピット、廃液処理装置を解体撤去した。解体撤去対象の設備の配置図を図1.2.3-1に示す。

以下に、これまでに実施した解体撤去工事の状況を記す。また、実績及び今後の計画を図1.2.3-2に示す。

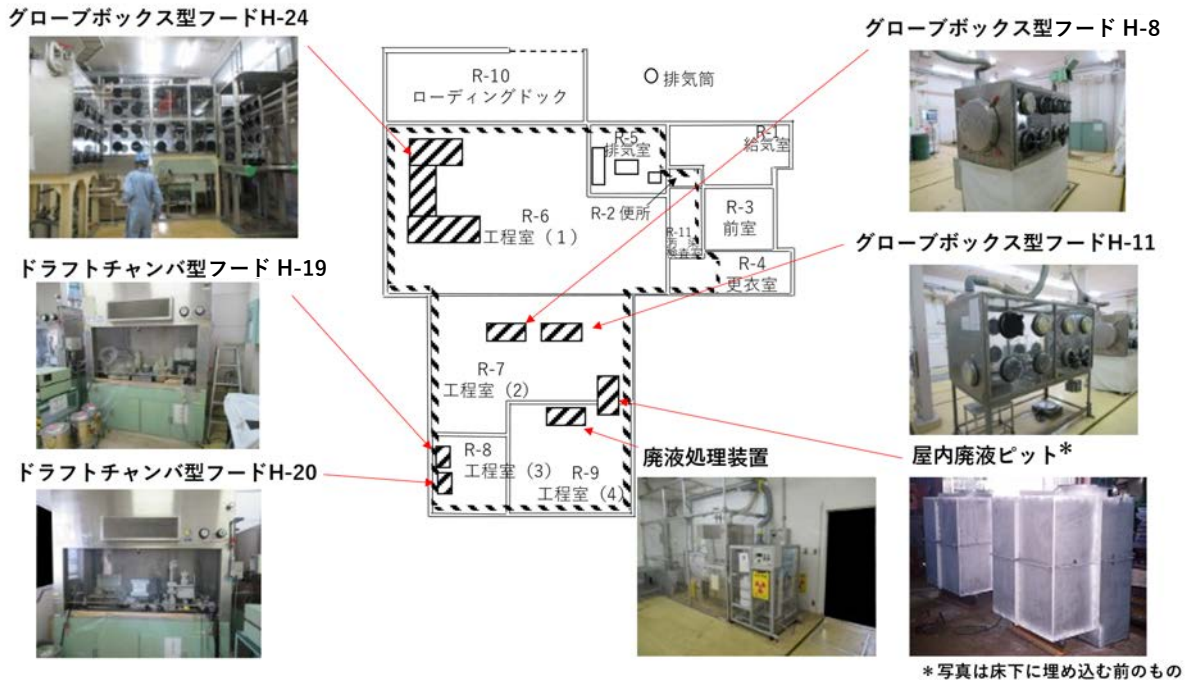


図 1.2.3-1 解体撤去対象設備（令和 2 年度）

	2020年度（R2年度）				2021年度（R3年度）			
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
1.フード及び廃液処理装置の撤去	■							
2.屋内廃液ピットの撤去			■					
3.埋設配管・屋外排水貯槽の撤去				■	■			
4.気体廃棄施設・放射線管理機器の撤去						■	■	
5.汚染検査								■

▲ 管理区域解除

■ : 実績
■ : 計画

図 1.2.3-2 実績及び今後の計画

1) グローブボックス等

a) グローブボックス型フード 3 基（H-8、H-11、H-24）及び廃液処理装置の解体撤去

燃料製造機器試験室に設置されたグローブボックス等（5 基）のうち、グローブボックス型フード H-8（約 2m³）、H-11（約 2m³）、H-24（約 28m³（ホット 17m³、コールド 11m³））、及び廃液処理装置の解体撤去を行った。

解体撤去では、重量物のため移動のできない H-24 を囲むように解体用グリーンハウス（GH）を設置（約 225m³）し、この GH 内に H-8、H-11 及び廃液処理装置を移動して解

体作業を実施した。

GH は、解体対象物の解体・切断を行う作業室、作業者の汚染を除去する汚染コントロール室、作業者に汚染の無いことを確認する身体サーベイ室及び汗で濡れたカバーオールを着替える更衣室を設置するとともに、発生した廃棄物をコンテナ又はドラム缶に収納するコンテナ収納室、コンテナやドラム缶の汚染状況を確認するコンテナサーベイ室の計 6 室で構成し、本件では安全側に管理するため換気ブロワ（1 基）を設けた強制換気とした。なお、GH 内作業員の装備は、全面マスク、タイベックスーツ 1 重、RI 用ゴム手袋 3 重とした。GH の設置図を図 1.2.3-3 に示す。

グローブボックス型フードの解体撤去作業では、内装されている設備も同時に撤去した。特に、H-24 は内装設備に加え、フードに直結された電気炉等の大型設備を含めて解体撤去した。

グローブボックス型フード及び内装設備の解体撤去では電動工具を使用した。一部では切断時に火花を発生するチップソーカッターを使用するため、切断作業開始前に GH 内の可燃物を除去又は耐火耐熱シートで養生する、GH 内切断エリア側面は耐火耐熱シートで養生する、GH 内に火災報知器を設置する、作業終了後 60 分以上の連続監視（残火確認）を行う、GH 内に消火器を設置する等の火災対策を施した。

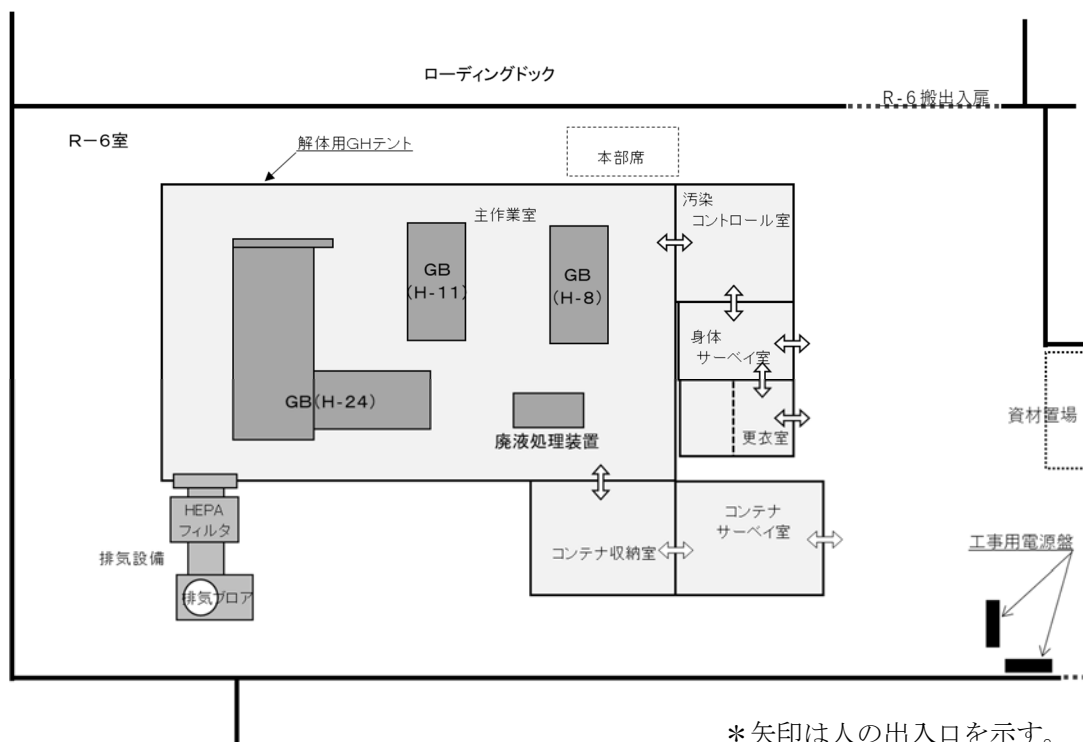


図 1.2.3-3 グリーンハウス設置図（H-8、H-11、H-24 及び廃液処理装置解体用）

b) ドラフトチャンバー型フード H-19、H-20 の解体撤去

ドラフトチャンバー型フード H-19、H-20 が設置されていた工程室は狭く、扉を通してフードを別の工程室へ移動することが出来ないため、この 2 基の GH が設置されている工程室及び隣接する工程室に跨った GH を設置（約 139m³）した。GH の構造及び火災防止対策は a)と同様とした。GH の設置図を図 1.2.3-4 に示す

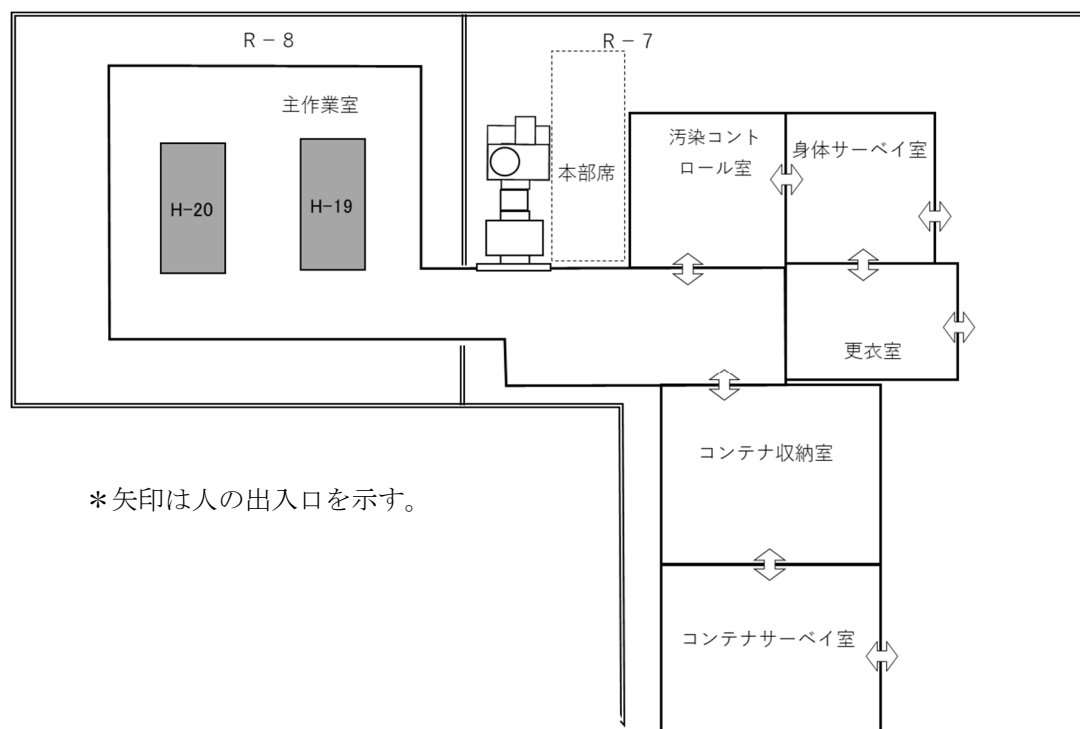


図 1.2.3-4 グリーンハウス設置図 (H-19、H-20 解体用)

2) 屋内廃液ピットの解体撤去

燃料製造機器試験室の R-9 室には、試験で発生する硝酸溶液から核燃料物質を回収するための廃液処理装置があるが、処理する前の廃液を貯蔵する屋内一次廃液ピット、廃液処理装置で処理後の廃液を屋外排水受槽へ送液するまで貯蔵する屋内二次廃液ピット（いずれもステンレス製）が R-7 及び R-9 の工程室の床下に収納され、それらの屋内廃液ピットの周りはコンクリートで埋められている。

屋内廃液ピットの解体撤去では、周辺コンクリートを除去し、ステンレス製ピットを掘り出す作業から開始した。この作業ではコンクリートを除去する際に発生する粉塵が施設内へ舞うおそれがあることから、作業エリアに簡易フードを設営し、除去作業を実施した。

取り出した屋内廃液ピットは H-24 等の解体撤去で使用した GH へ搬入して、解体した。

3) 解体撤去作業における改善対策

a) グリーンハウスの有効利用

当初の予定では、グローブボックス型フード H-8、H-11、H-24 及び廃液処理装置の解体

撤去で使用した GH をこれらの設備の解体撤去後に解体し、屋内廃液ピット等の解体のため新たに解体用 GH を設置する計画であった。しかし、H-24 等の解体撤去作業において、解体前に設備の除染を確実に行った上で設備内部をペイント固定する、日々の作業中、終了後に清掃、汚染検査を確実に実施することで、GH 内部の汚染を極めて低く抑えることができた。

このため、この GH を解体せずに、屋内廃液ピット等の解体にも有効利用することとした。これにより、作業期間を 15 日程度短縮するとともに、1 体分の GH (200L ドラム缶約 6.5 本分) の放射性廃棄物を低減した。

4) 諸データ

a) 廃棄物発生量

本作業のうち、グローブボックス等の解体撤去作業で発生した放射性廃棄物は、ドラム缶 (200L) 24 本、コンテナ (1m³) 8 基であった。

b) 作業員被ばく線量

本作業のうち、グローブボックス等の解体作業における作業員の被ばく線量の最大値は、実効線量等量で 0.2mSv/四半期末満であった。

(3) 次年度以降の計画

次年度は燃料製造機器試験室内外の埋設配管、施設外に設置してある排水受槽、施設内に設置してある気体廃棄施設及び放射線管理機器を令和 3 年 12 月までに解体撤去し、その後、当課室及び放射線管理部門による汚染検査を行い、令和 4 年 3 月に本施設の管理区域を解除する計画である。

(プルトニウム燃料技術開発センター 技術部 影山 十三男)

(プルトニウム燃料技術開発センター プルトニウム燃料施設整備室 小泉 仁)

1.2.4 J棟

実施拠点	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係個所抜粋）	令和2年度計画
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し、具体化した施設中長期計画に従って安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。 核燃料サイクル工学研究所において廃止措置に着手しているJ棟の廃油等液体廃棄物の処理を継続する。</p>

(1) 令和2年度計画の概要

J棟の概要を図1.2.4-1に、主要機器の一例を図1.2.4-2に示す。

J棟は、遠心分離法によるウラン濃縮技術開発施設として建設された施設であり、初期の目標達成後は、六フッ化ウランの詰替え、遠心分離機の解体・除染に関する技術開発及びウラン系廃棄物の処理に関する技術開発を進めている。

今後、ウラン濃縮技術開発施設の廃止措置を実施するに当たり、過去のウラン濃縮技術開発試験等で発生し廃油保管庫で保管中の廃油（200Lドラム缶140本）を含む液体廃棄物（以下、「廃油等液体廃棄物」という。）を処理する必要があるものの、現状の焼却施設では、装置の腐食、煤などによる配管の閉塞、大量の二次廃棄物が発生する等の理由で焼却処理が困難である。

そこで、J棟では平成16年度より、水蒸気改質処理試験装置を導入し、焼却処理に代わる新たな廃油等液体廃棄物の処理技術開発を進めている。

水蒸気改質処理法は、廃油等有機物を高温雰囲気下で過熱された水蒸気と接触させることにより廃油等に微量混入する無機物以外は全て分解・ガス化させるため、煤による配管の閉塞が抑制できるとともに減容率が高く、固体の二次廃棄物がほとんど発生しない特徴を有している。

このため、本年度は、一昨年度から継続してJ棟で保管する焼却処理が困難な実廃油の試料を用いた水蒸気改質処理法による分解・無機化処理する処理試験を実施した。

水蒸気改質処理試験装置の構成図を図1.2.4-3に示す。水蒸気改質処理試験装置は、水蒸気改質プロセスとして過熱水蒸気の改質と熱分解作用により有機系廃棄物を分解・ガス化するガス化装置、ガスに含まれる粒子状の放射性核種を取り除く高温フィルタ、ガス化した有機物の高温空気による酸化分解を行う主反応器及び燃焼生成物の回収並びに排ガス処理を行うスクラバ

等から構成されている。



J棟の概要・主要な設備機器

- 竣工 昭和48年（昭和49年増設）
- 施設区分 政令41条該当施設（保安規定施設）
- 施設構造 地上2階
- 床面積 1階 約2,860 m² 2階 約1,180 m²
- 主要機器

UF ₆ 詰替装置	1式
水蒸気改質処理試験装置	1式
フード	1式
クレーン設備	4式
液体廃棄物処理設備	1式

図 1.2.4-1 J 棟の概要

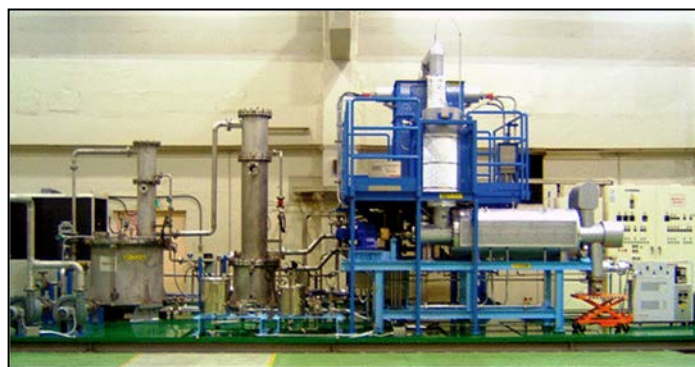


図 1.2.4-2 主要機器の一例（水蒸気改質処理試験装置）

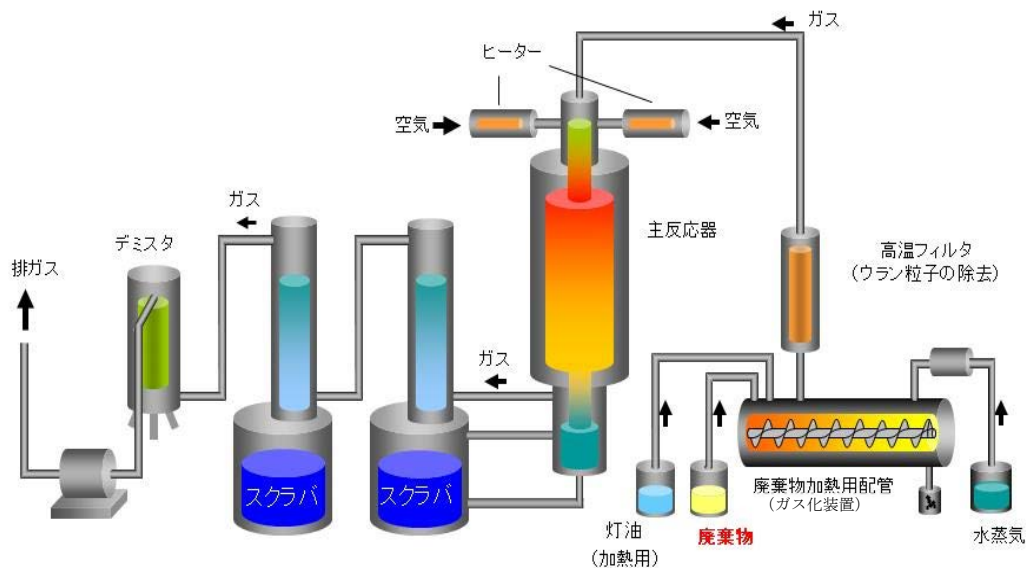


図 1.2.4-3 水蒸気改質処理試験装置の構成図

(2) 実施状況

ウラン濃縮技術開発で発生し、保管中の廃油等液体廃棄物の水蒸気改質処理法による処理技術の確立に向けたデータ取得のため、現在 J 棟の施設内に保管している実廃油を試料として使

用した処理試験を実施した。

令和 2 年度は、過去に特殊なフッ素油を処理した際に、発生した分解生成物由来の塩素に起因する塩分がスクラバやデミスタで十分捕集できず、建屋排気系に微量の塩の付着が確認されたことから、スクラバやデミスタ性能の改善を目的とした運転モード（スクラバの水温や濃度管理の調整方法）の改善効果を評価するとともに、強化した有害排ガス検知機能の確認を目的に、令和元年度の実廃油の繰り越し分ドラム缶 4 本を処理目標として 7 月上旬から処理を開始したが、2 本目の処理途中で装置が不調となったため、処理試験を中断した。

分解点検の結果、主反応器内面の耐火材の劣化による表面のクラック・剥離が確認されたため、主反応器を更新することとし、本年度の処理は中止とした。なお、令和 2 年度に処理予定であった残り 3 本の他、J 棟に残る 9 本も含め、次年度末までに施設内保管を終了させる予定である。

1) 廃油等液体廃棄物の処理試験

7 月上旬から処理を開始し、7 月末までに 4 本中 1 本（10L）目（フッ素濃度約 2wt%の廃油）の実廃油試料については、希釈処理などせずに 3kg/h の定格流量の他、標準の水蒸気流量等、通常の運転モードで問題無く処理試験が完了した。しかし、同様の 2 本目の実廃油試料の処理試験中に、通常とは異なる装置内の圧力上昇が見られ、試験を中断した。結果的に、2 本目の処理量は 41L で 1 本目と合わせて、計 51L の処理を実施した。

この間、強化した水蒸気改質処理試験装置の排出口にある排ガスセンサーにて最も有害な排ガスである HF は 1ppm オーダーであり、HCl は 0.1ppm 未満であることが確認でき、建屋の換排気設備で希釈された排気は、大気汚染防止法で定められている建屋からの環境排出基準（HF : 1ppm、HCl : 430ppm）に比べ無視できるレベルであり、更に想定される最大フッ素濃度 30wt%の廃油処理を考慮しても、十分環境排出基準を満足できる見通しを得たことから、スクラバの運転モードの改善効果が確認できた。

2) 試験中断後の装置内分解点検結果

装置分解点検の結果、主反応器内面の耐火材の劣化による表面のクラック・剥離が確認され、それら剥落したものが、排気孔を塞いでいることが判明した。これが、試験中の異常な圧力上昇の原因と断定した。

点検結果を主反応器製造メーカーにおいて分析した結果、長期間の使用（17 年間）に加え、装置の運転／停止（約 150 回の実績）による耐火材の膨張（加熱）／収縮（冷却）の繰り返しにより耐火材の結合力が低下し、耐火材表面にクラック・剥離が発生し、剥離片が落下したものと推定した。なお、本事象は耐火材を用いた焼却炉では一般的な事象であり、耐用年数に達しつつあることを意味し、交換時期を向かえているとの製造メーカー判断を得た。

以上により、本年度の処理試験は中止し、主反応器を更新することとした。

3) 主反応器更新準備

10 月 21 日に契約審査を完了し 11 月 18 日に契約請求票を起案した。以降、令和 3 年 2 月

3日に契約締結し、令和3年7月中に納品される予定である。

4) 主反応器（耐火材）の劣化進展性確認試験

今後廃油保管庫で保管する廃油を本格処理するため、処理能力向上等を目的とした水蒸気改質処理試験装置の大規模改修（改造）を予定しており、その中核部品である主反応器の耐久性、劣化進展性等の知見を得ることを目的に、耐火材の現状の損傷状態が、耐熱性能上どの程度余裕があるのか、また、耐火材の損傷が急激に進展するものか等を確認するため、1月13日に極短時間の確認試験を実施した。

確認試験の結果、主反応器耐火材の劣化は、一度耐火材が剥落した箇所の深さ方向に進展する事象が確認されたことから、耐火材の局所的な減肉をもたらし、耐火（耐熱）性能の低下が懸念される。また、剥落片は燃焼ガスの通り道である急冷容器等を閉塞させることが判明した。これらのことから、耐火材が劣化した主反応器をそのままの状態です長時間継続使用することは困難であると判断した。今回得られた知見は、今後実施する水蒸気改質処理試験装置の改修や今後の処理運転に反映していく。

5) 令和2年度のスケジュール

本年度の廃油等液体廃棄物の処理に関するスケジュールを表1.2.4-1に示す。

表 1.2.4-1 令和2年度 廃油等液体廃棄物の処理スケジュール

施設	項目	令和2年度											備考		
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2		3	
J棟	処理試験（準備含む）			■											
	装置内分解点検				■										
	主反応器更新準備								発注	■	■	■	■	■	R3/7/E 納品
	劣化進展性確認試験											▼			

(3) 次年度以降の計画

令和3年7月に主反応器が納品され、組付けを実施した以降は、令和2年度上期に処理できなかった3本について処理試験を行うとともに、J棟に残る9本も含め、令和4年3月末までに施設内保管を終了させつつ廃油等液体廃棄物の水蒸気改質処理法による最適な処理技術の確立に係るデータを取得する予定である。

処理試験終了後は、得られたデータを基に水蒸気改質処理試験装置の処理性能及び安定性向上等を目的とした改造を行い、廃油保管庫で保管中の廃油等液体廃棄物の処理を推進する。

（環境技術開発センター 廃止措置技術部 廃止措置技術課
坂下 耕一、久須見 勝幸、青柳 義孝）

1.2.5 廃水処理室

実施拠点	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）	令和2年度計画	
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に従って、安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。</p> <p>核燃料サイクル工学研究所において廃止措置に着手している廃水処理室の設備の撤去を継続する。</p>	

(1) 令和2年度計画の概要

廃水処理室は、ウラン取扱施設で発生するウラン系液体廃棄物を受け入れ、廃水処理し、放射性物質濃度が線量告示に定める濃度限度以下であることを確認した後に、放出する施設である。

令和2年度は、内装設備の撤去作業に着手し、内装設備及び給排気設備の撤去作業を令和2年度末までに完了した。廃水処理室の概要を図1.2.5-1に、廃水処理室の廃止措置計画を表1.2.5-1に、内装設備の解体・撤去方法（一例）を図1.2.5-2に示す。

- ・ 竣工：昭和52年3月
- ・ 施設構造：鉄骨 ALC
(簡易耐火構造 2階建て)
- ・ 延床面積：約 160m²
- ・ 処理能力：1m³/hr
- ・ 処理方法：
タンニンによるウランの吸着処理
塩化カルシウムによるふっ素の化学処理
水酸化ナトリウム、塩酸による pH 調整




廃水処理室外観

内装設備の一例（反応槽）

図 1.2.5-1 廃水処理室の概要

表 1.2.5-1 廃水処理室の廃止措置計画（令和2年度当初）

	令和元年度	令和2年度	令和3年度	令和4年度
1. 許認可				
内装設備の解体・撤去	使用変更許可 △ ▼ 保安規定認可 △ ▼			【凡例】 △:申請 ▼:許可、認可
管理区域解除	使用変更許可 △ ▼		保安規定認可 △ ▼	
2. 現地工事				
内装設備の解体・撤去作業				
給排気設備の解体・撤去				
管理区域の汚染チェック				
3. 施設再利用				
				管理区域解除 一般施設として再利用

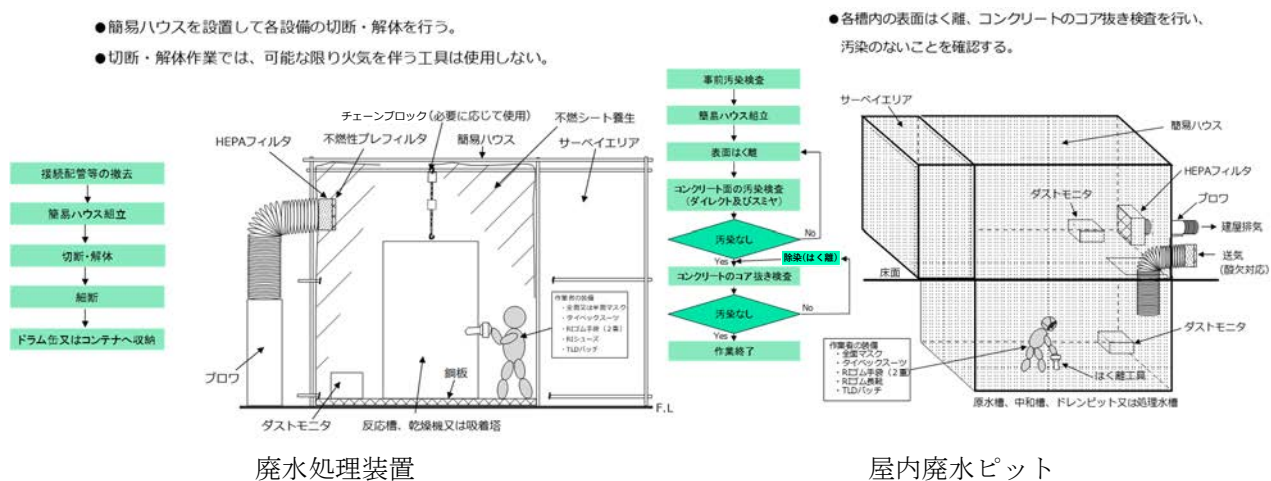


図 1.2.5-2 内装設備の解体・撤去方法（一例）

(2) 実施状況

令和元年 8 月 21 日に業者と契約締結以降、内装設備の解体・撤去作業開始に向け、作業要領書等の図書の提出について契約先との調整を継続した。その際、着工に必要な図書類について、必要な要件の記載が不足し、適宜速やかなコメント、指導を受注者に対して繰り返したが改善されず、着工の見通しが立たなくなったため、契約先と合意の上、令和 3 年 2 月に契約解除した。

(3) 次年度以降の計画

令和 3 年度から令和 4 年度の複数年契約にて内装設備の解体・撤去作業を行う。令和 5 年度は、廃水処理室の管理区域解除に向け、管理区域内の汚染チェック、管理区域解除に向けた手

続きを経て、令和5年度末までに管理区域を解除する。なお、管理区域解除後の廃水処理室は、一般施設として実験や研究などを行う施設として有効活用する予定である。
見直した次年度以降の廃水処理室の廃止措置計画を表1.2.5-2に示す。

表 1.2.5-2 次年度以降の廃水処理室の廃止措置計画

	令和3年度	令和4年度	令和5年度	令和6年度
1. 許認可 管理区域解除			保安規定認可 △ ▼ 申請 認可	
2. 現地工事 内装設備の解体・撤去作業 給排気設備の解体・撤去 管理区域の汚染チェック				
3. 施設再利用				管理区域解除 ↓ 一般施設として再利用

(環境技術開発センター 廃止措置技術部 環境保全課
会沢 正則、青山 佳男、野中 一晴)

1.2.6 プルトニウム廃棄物貯蔵施設 (PWSF)

実施拠点	核燃料サイクル工学研究所	
第3期中長期計画（関係個所抜粋）	令和2年度計画	
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に従って、安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。</p> <p>核燃料サイクル工学研究所において、プルトニウム廃棄物貯蔵施設の管理区域を解除する。</p>	

(1) 令和2年度計画の概要

施設中長期計画に基づき、プルトニウム廃棄物貯蔵施設（以下、「PWSF」という。）（図 1.2.6-1）の廃止措置を行うため、令和元年度に廃水タンク・配管等の撤去、施設内の機器、床・壁・天井等の汚染検査を実施した。

令和2年度は、施設内の線量率、空气中放射性物質濃度の測定を実施するとともに、施設内の機器、床・壁・天井等の汚染検査の結果を整理し、核燃料サイクル工学研究所核燃料物質使用施設放射線管理基準（以下、「放射線管理基準」という。）に従い、管理区域解除の決裁手続きを実施した。また、PWSF の管理区域解除に係る核燃料物質使用施設保安規定（以下、「保安規定」という。）の変更認可申請を行い、認可取得後の施行日をもって、管理区域を解除する計画であった。しかし、令和2年12月17日に変更認可申請した保安規定の認可が令和3年3月30日となったため、管理区域解除は令和3年4月7日となった。



図 1.2.6-1 PWSF

(2) 実施状況

1) 管理区域解除に係る決裁手続き

- a) 施設内の機器、床・壁・天井等の汚染検査の結果（全て検出下限値未満）、線量率（全て検出下限値未満）、空气中放射性物質濃度の測定結果（全て検出下限値未満）をとりまとめた（令和2年6月25日）。
- b) 放射線管理基準に基づき管理区域解除の決裁を受けた（令和2年7月21日）。なお、管理区域解除は、管理区域解除に係る認可を受けた保安規定の施行日とした。

2) 保安規定の変更認可

- a) 管理区域解除に係る保安規定の変更認可を原子力規制委員会に申請した（令和2年12月17日）。
- b) 原子力規制委員会から保安規定の変更認可を受けた（令和3年3月30日）。

(3) 次年度以降の計画

保安規定の施行日（令和3年4月7日）をもって、PWSFの管理区域を解除する。

（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 環境管理課 綿引 政俊）

1.2.7 プルトニウム燃料第三開発室（Pu-3）への核燃料物質の集約化

実施拠点	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）	令和2年度計画	
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に従って、安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。</p> <p>プルトニウム燃料第三開発室への核燃料物質の集約化に向け設備の更新を行うとともに、プルトニウム燃料第二開発室からプルトニウム燃料第三開発室への核燃料物質の運搬等の取組を加速させる。</p>	

(1) 核燃料物質集約化の概要

プルトニウム燃料技術開発センターでは、プルトニウム貯蔵のリスク低減を図るため、プルトニウム燃料第一開発室（以下、「Pu-1」という。）及びプルトニウム燃料第二開発室（以下、「Pu-2」という。）において、樹脂製袋に包蔵した貯蔵容器で貯蔵しているMOXについて、より安全な貯蔵形態（ふげん仕様の保管体あるいは金属製の密封貯蔵容器（以下、「キャニスタ」という。))とし、プルトニウム燃料第三開発室（以下、「Pu-3」という。）へ集約する取り組みを進めている。また、集約先となるPu-3では、今後、集約スペースを確保するため、MOXのもんじゅ仕様の保管体化を予定しており、現在、必要な設備の整備を進めている。詳細は以下の通りである。全体のイメージ及び計画は図1.2.7-1(a)及び(b)の通りである。

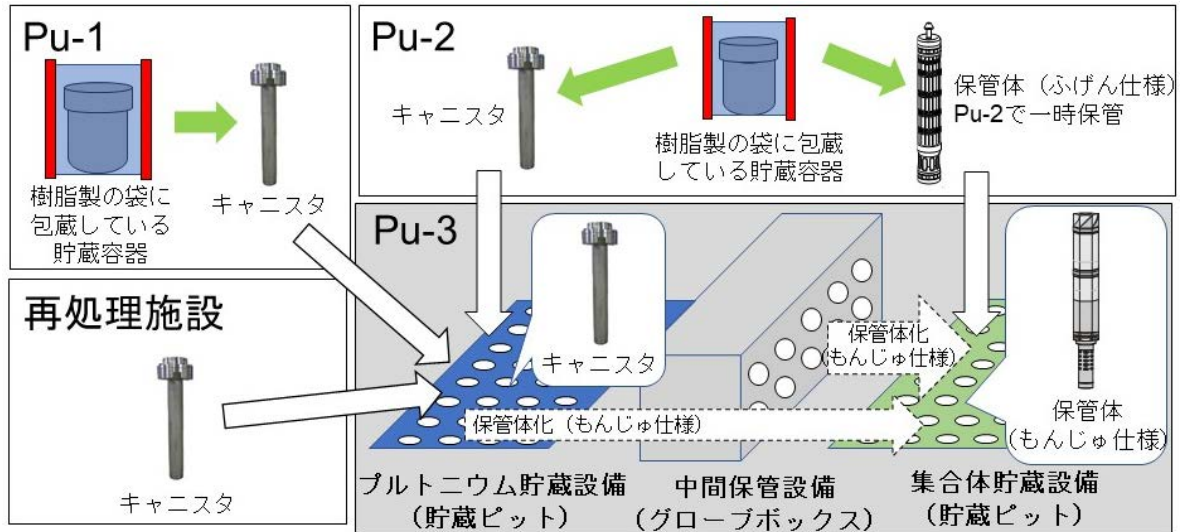


図 1.2.7-1(a) Pu-3 への核物質集約計画のイメージ

施設	R1 (2019)	R2 (2020)	R3 (2021)	R4 (2022)	R5 (2023)	R6 (2024)	R7 (2025)	R8 (2026)	R9 (2027)	
Pu-1	少量アイテムの熟処理、Pu-2への運搬									
Pu-2	熟処理、混合、分析									
	高発熱アイテム	貯蔵容器収納								
	保管体化 (ふげん仕様) (19体)									
Pu-3	適宜運搬	許認可	設備整備							
			運搬							
	Pu貯蔵庫にて貯蔵 保管体にも利用することも検討							集合体貯蔵庫にて貯蔵		
	保管体化設備整備		保管体化 (もんじゅ仕様) (約50体)					再処理施設からの集約		
		集合体貯蔵庫にて貯蔵								

図 1.2.7-1(b) 概略スケジュール

(2) 令和 2 年度計画の概要

1) Pu-1 及び Pu-2 の MOX 集約

Pu-1 及び Pu-2 には、Pu 含有率の低い MOX と Pu 含有率の高い MOX が存在している。従前より、Pu-2 では、既存設備 (旧 ATR 燃料の製造ライン) 及びふげん燃料の残部材を有効活用した保管体化を実施しており、計画当初で既に 34 体が保管体化され、19 体分のふげん

ん部材が残っていた。このため、Pu 含有率の低い MOX については、ふげん仕様の保管体化とすることとし、その作業を加速するとともに、保管体化できない Pu 含有率の高い MOX については、必要な前処理を行った後、キャニスタに封入することで、早期かつ合理的に貯蔵リスクの低減を図る計画とした。

令和 2 年度は、本計画に基づき、3 体のふげん仕様の保管体化と、約 300kgMOX のキャニスタへの封入による集約を計画した。また、ふげん仕様の保管体については、令和 4 年から Pu-3 の集合体貯蔵設備に集約すべく、必要な許認可変更等を計画した。

図 1.2.7-2 にキャニスタへの封入、図 1.2.7-3 にふげん仕様の保管体製造を示す。

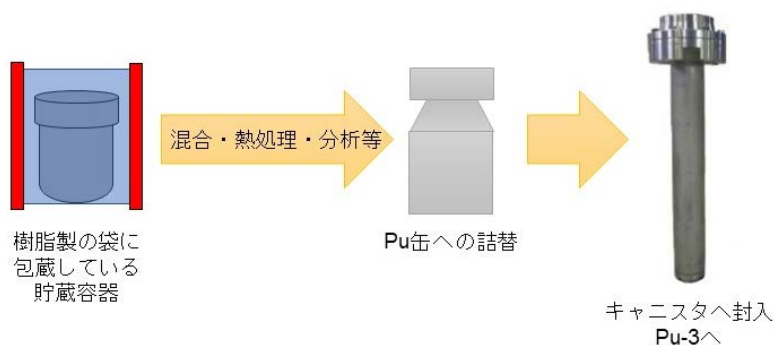


図 1.2.7-2 キャニスタへの封入

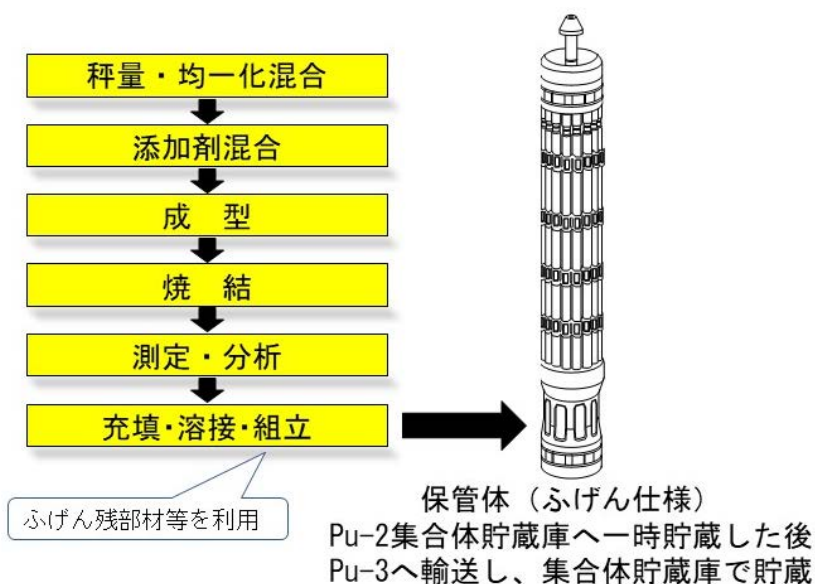


図 1.2.7-3 ふげん仕様の保管体製造

2) Pu-3 における保管体設備の整備

Pu-3 では、貯蔵中の MOX について、令和 3 年度より、もんじゅ仕様の保管体化に着手する計画であり、令和 2 年度はその準備作業を進めることを計画した。

保管体化では、バッチサイズを小さくすることでグローブボックス内のプルトニウムの取扱量を制限し、作業リスクを低減することを基本としており、これを物理的に担保するため

の措置として、入口工程に当たる秤量・均一化混合設備を小規模のものとする。令和 2 年度は、既設設備の撤去を完了するとともに、新規設備の設計・製作を実施することを計画した。また、保管体化に用いる既存設備の火災対策として、令和 2 年度中にグローブボックス窓板表面へ難燃シートを張り付けることを計画した。

図 1.2.7-4 にもんじゅ仕様の保管体、図 1.2.7-5 にグローブボックス窓板の火災対策を示す。

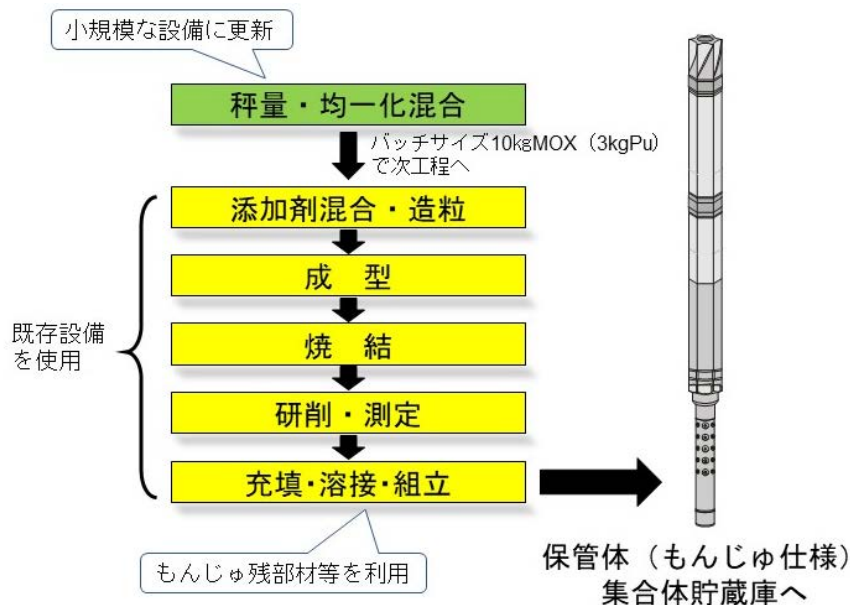


図 1.2.7-4 もんじゅ仕様の保管体製造

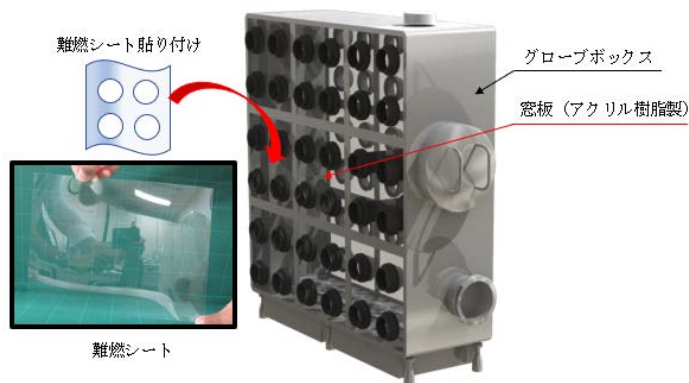


図 1.2.7-5 グローブボックス窓板 (アクリル樹脂製) の火災対策

(3) 実施状況

1) Pu-1 及び Pu-2 の MOX 集約

ふげん仕様の保管体化について、令和 2 年度は 2 交替体制で作業を行った。保管体作業に用いる設備は老朽化が進んでいるため、焼結炉や充填装置の不具合が発生したものの、適宜補修や作業計画の見直しを図ることにより、当初目標とした 3 体のふげん仕様の保管体化を達成した。また、ふげん仕様の保管体の Pu-3 への集約準備として、令和 2 年 11 月 20 日に、保管体受け入れに必要となる Pu-3 の使用変更許可申請を実施した。

キャニスタへの封入については、当初新型コロナウイルス感染症拡大防止対策の影響により作業が実施できない時期が生じたものの、適宜作業計画を見直すことで、当初計画通りMOXをキャニスタ18基へ封入し、安定な貯蔵形態とした。また、当該キャニスタ18基はPu-3に運搬し、プルトニウム貯蔵庫への搬入を行った。

以上の結果、当初目標量のMOXについて、樹脂製袋に包蔵された貯蔵容器で貯蔵する状態から、より安定な貯蔵形態へと改善した。これにより、図1.2.7-6に示す通り、令和2年度の貯蔵容器を包蔵する樹脂製袋の交換本数は、集約作業開始前の平成30年度に比べ40%以上減少して65本となり、着実にプルトニウム貯蔵に係るリスクが低減している。

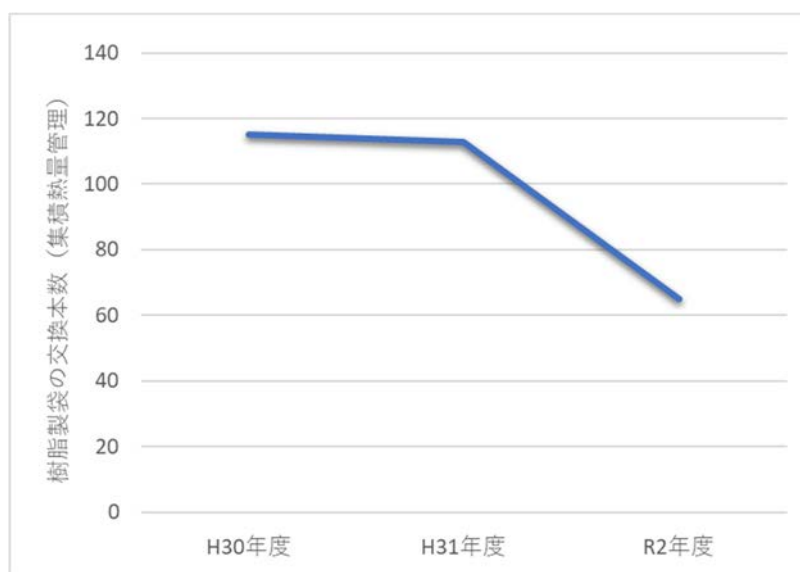


図 1.2.7-6 貯蔵容器を包蔵する樹脂製袋の交換本数の推移

2) Pu-3 における保管体設備の整備

令和2年度は、Pu-3において秤量・均一化混合設備の更新に向け、グローブボックス及び内装機器等の撤去作業を実施し、予定通り撤去作業を完了した。また新設設備の製作も当初計画どおり終了した。グローブボックスパネルへの難燃シート加工は、新型コロナウイルス感染症拡大防止対策への対応の影響による作業中断期間があったものの、適宜作業計画を見直し、予定通り9月末で終了した。

(4) 次年度以降の計画

次年度以降についても、当初計画に基づき、プルトニウム貯蔵のリスク低減化に向けた取り組みを継続する。Pu-1及びPu-2にて保管している核燃料物質については、令和3年度以降もキャニスタへの収納及びふげん仕様の保管体化を継続する。Pu-3でのもんじゅ仕様の保管体化については、令和3年度中に設備整備を完了し、保管体化に着手する計画である。

(プルトニウム燃料技術開発センター 計画管理課 水津 祐一、村上 龍敏、松本 卓)

1.2.8 グローブボックス解体撤去技術開発（アドバンスドスマートデコミッションングシステム：A-SDS）

実施拠点	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）	令和2年度計画
<p>原子力施設の廃止措置に関しては、施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行う。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に従って、安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。</p> <p>核燃料サイクル工学研究所において廃止措置に着手しているプルトニウム燃料第二開発室及び燃料製造機器試験室のグローブボックス等の解体撤去を継続する。</p>

(1) 目的

従来のグローブボックス（GB）解体撤去は、汚染拡大防止のために設置したグリーンハウス（GH）内に呼吸保護具であるエアラインスーツを着用した作業員が入り、電動工具を駆使しながら解体撤去を進めるものであり、これまでの解体撤去の経験から確立された技術である。

しかしながら、エアラインスーツの着脱装に約1.5～2時間を要し、内部は高温・多湿状態で視界も狭く、鋭利な切断工具や切断物を取扱うため、作業員の精神的・肉体的負荷が大きい。このため、1日のエアラインスーツ作業時間は、1人あたり1時間までと制限されている。厳しい作業制限・時間制限が課せられる上、特別な習熟も必要とするため、高リスク、高コストの解体技術である。また、汚染拡大防止用のGBは、解体対象GBがある工程室毎に設置し、工事完了後に撤去する。解体撤去するGBの規模にもよるが、GHの設置・撤去に要する期間は約4ヶ月以上である。GHの内面は汚染されているため再利用は困難であり、GBの解体撤去に伴い、使用後のGHが放射性廃棄物として発生する。

そこで、小型重機等の遠隔機器を併用することで、解体撤去の実作業時間の最大化とエアラインスーツ作業時間の最小化を図り、安全性と経済性の向上を高い次元で両立させる解体撤去システム（アドバンスドスマートデコミッションングシステム：A-SDS）を開発する。

(2) 内容

A-SDSを用いた解体作業手順及び必要となる要素技術は以下の通りである。図1.2.8-1及び図1.2.8-2に作業イメージ図の例、図1.2.8-3にA-SDSの全体図を示す。

- 1) 解体対象GBを解体作業エリアに設置したGHに搬入する。この方式により、従来法に比べてGHの設営・撤去に要する費用・資機材及び撤去に伴い発生する二次廃棄物を少なくする

- 利点がある。(GB 分割・搬送台車、GB 搬入用エアロック)
- 2) GB をエアロック室内で横転させる。これにより解体対象物の全高が約 2m 程度となり、解体作業に適用する小型重機が選択可能となる。(GB 横転装置)
 - 3) エアラインスーツを着用した作業員によって、エアロックから搬入された GB のグローブポート、アクリルパネルなどを取り除く。
 - 4) 油圧カッターを把持した切断用の小型重機とサポート用の小型重機の 2 台を使用し、重機を遠隔で操作しながら金属部の粗切断を行う。油圧カッターによる切断は火花の発生が無いため、解体工事の安全性、防火対策に関する施工の省略などの利点を持つ。(遠隔操作機器、GB フレーム切断用油圧カッター+緩衝機構、強化型 GH 床面)
 - 5) 粗切断により大きなサイズで切り出された GB 天板を、門型の油圧シャーにより、短冊形に切断する。(GB 天板・底板切断用油圧シャー)
 - 6) 粗切断で切り出されたフレーム、門型の油圧シャーで切り出された短冊形の切断物を、廃棄物収納容器に入る大きさまでハサミ型の油圧シャーで細断する。(細断用油圧シャー)
 - 7) 鋭利な細断物を直接収納可能な廃棄物収納容器を導入する。これにより、鋭利部養生作業及び廃棄物処理施設での養生材取り外し等の作業が不要となり、容器ごとの直接圧縮処理を可能とする。(廃棄物収納容器)
 - 8) 破砕機を使用し、粗砕されたアクリルパネル等をより細かく破砕する。これにより対象となる廃棄物の表面積を増加し、困難であった焼却処分を可能とする。(粉砕機)
 - 9) グローブ作業により、発生した廃棄物の最終的な検査等を行い、放射性廃棄物用のコンテナに収納する。(グローブ作業エリア)
 - 10) 大型機器類バググイン・バググアウト用ポートを設置し、解体対象 GB (1 m³) の搬入、小型重機や油圧シャー等の装置の搬出を行う。これにより、解体に使用する装置類の再利用を可能とする。(大型機器類バググイン・バググアウト用ポート)



図 1.2.8-1 GB 横転装置及び遠隔操作機器による GB フレームの切断 (イメージ)

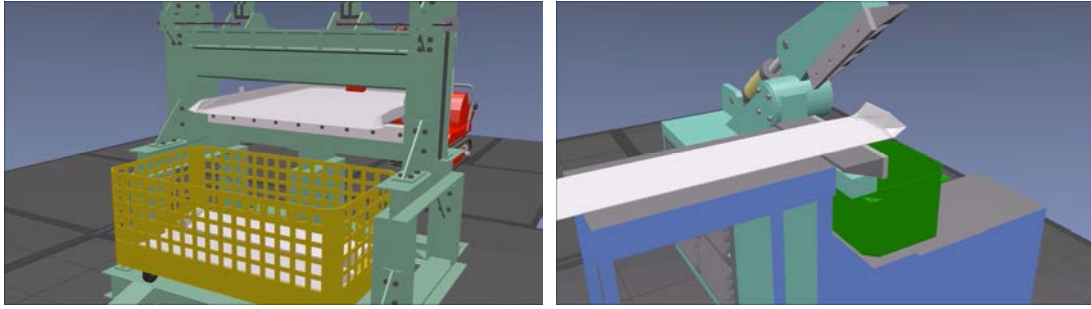


図 1.2.8-2 門型及びハサミ型油圧シャーによる切断（イメージ）

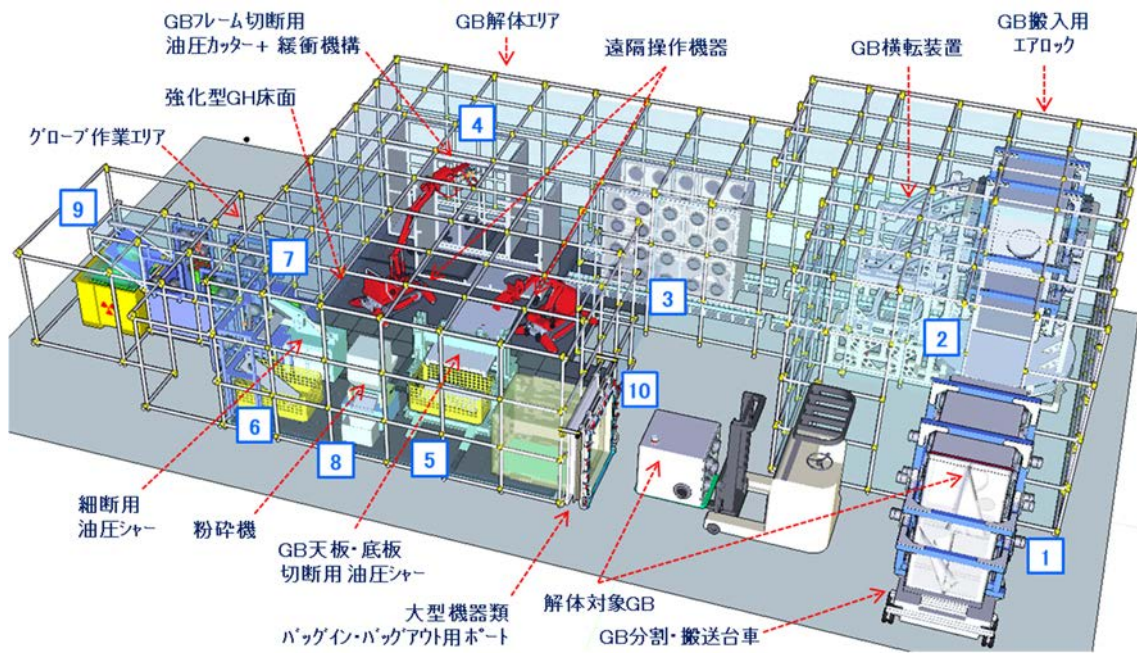


図 1.2.8-3 A-SDS の概要

(3) 目標

A-SDSに係る各要素技術及びその開発目標を表 1.2.8-1 に示す。

表 1.2.8-1 各要素技術の開発目標

要素技術		開発目標
No.1	GB 分割・搬送台車	包蔵性を維持しながら解体対象の大型 GB を分割し、GH へ安全に搬送する技術を開発
No.2	GB 搬入用エアロック	GH へ GB を搬入する際の室圧変動によるクロスコンタミを抑制するエアロックを開発
No.3	GB 横転装置	小型重機の最大作業高さを考慮し、また、GH サイズのコンパクト化のため、GB を横転させ全高を低くする装置を開発
No.4	遠隔操作機器	小型重機の遠隔操作を可能とするため、把持機構、視覚支援、安全制御システム等を開発
No.5	GB フレーム切断用油圧カッター＋緩衝機構	切断時に生じる反力による小型重機への負荷を軽減するため緩衝機構を開発
No.6	強化型 GH 床面	小型重機の走行、切断物の落下及び敷設・撤去作業等を考慮した GH 強化床面を開発
No.7	GB 天板・底板切断用油圧シャー	廃棄物を効率的に収納するため、粗切断により切り出された GB 天板を短冊形に切断。組立式で門型の油圧シャー（設計・製作を含む）の切断能力を確認
No.8	細断用油圧シャー	切断されたフレーム、短冊形の切断物を廃棄物収納容器に入る大きさに細断。金属切断用刃を開発し、ハサミ型の油圧シャーに装着して切断能力を確認
No.9	廃棄物収納容器	鋭利な細断物を直接収納可能な容器を選定。養生作業が不要となるため、廃棄物用コンテナへの充填率の向上及び廃棄物処理施設における前処理作業の省略化
No.10	粉碎機	アクリル板等を放射性廃棄物処理施設において焼却減容しやすくするため、破碎し表面積を増加。一軸破碎機の破碎能力を確認
No.11	グローブ作業エリア	廃棄物収納容器を廃棄物用コンテナに収納するため、作業性向上を考慮したエリアを開発
No.12	大型機器類バッグイン・バッグアウト用ポート	小型 GB の搬入や、小型重機及び油圧シャー等の搬出し、再利用するための専用ポートを開発

(4) 期待される成果

従来のエアラインスーツ主体の解体工法と比較して A-SDS の各要素技術に期待される効果を、表 1.2.8-2 に示す。

表 1.2.8-2 従来のエアラインスーツ主体の解体工法との比較

(◎：効果大、○：効果中、△：効果小)

実施内容	効果	安全性 向上	工期 短縮	コスト 削減	廃棄物 発生量 低減
解体対象の大型グローブボックスの分割、GH へ移動・搬入	GH の設置・撤収回数の削減	△	◎	○	◎
小型重機を活用した遠隔解体	エアラインスーツ作業の最小化、実作業時間の最大化	◎	◎	◎	△
小型重機の視覚支援システム及び安全制御システムの採用	オペレータの視認性向上、小型重機の禁忌範囲を設定	◎	◎	◎	△
油圧カッター、油圧シャー等による切断	火花・切粉を抑え、切断時間も短く、高い操作技術も不要	◎	○	○	○
粗解体物の細断、廃棄物収納容器の改良	廃棄物の養生が不要。不燃物処理施設の前処理作業が簡略化	◎	◎	◎	◎
グローブ作業エリアの設置	エアラインスーツ作業の最小化、実作業時間の最大化	◎	◎	◎	△
大型機器類バッグイン・バッグアウト用ポートの設置	資機材の再利用が可能。小型 GB の搬入も可能	△	○	◎	◎

(5) これまでの実績・課題

A-SDS の各要素技術の開発状況は以下の通りである。

1) ディスクソーを装備した小型重機による切断能力確認試験（要素技術 No.4、5）

図 1.2.8-4 にディスクソーを用いた切断能力確認試験の様子を示す。ディスクソーを装備した小型重機で、形鋼・鋼板を対象に水平・垂直方向による切断試験を実施した結果、ディスクソーでの切断は可能であるものの、火花及び切粉の多発、切断刃の咬みこみ等の課題があった。そのため、油圧カッター及び油圧シャーによる切断方法を検討した。



図 1.2.8-4 ディスクソーを装備した小型重機による切断能力確認試験

2) 油圧カッターを装備したロボットアームによる切断能力確認試験（要素技術 No.4、5）

図 1.2.8-5 に油圧カッターを用いた切断能力確認試験の様子を示す。油圧カッター及び開発した反力を緩衝する機構を装備した油圧アームで、等辺山形鋼を対象に垂直方向による切断試験を実施した。その結果、ディスクソーのように火花及び切粉を発生せず問題なく切断することを確認できたため、切断方式を油圧カッターに採用することとした。また、油圧カッターで切断する際に発生する反力が緩衝機構により吸収され、アーム部に負荷が掛からないことを確認した。



図 1.2.8-5 油圧カッターを装備したロボットアームによる切断能力確認試験

3) 強化型 GH 床面の重機適合確認試験（要素技術 No.6）

図 1.2.8-6 及び図 1.2.8-7 に強化型 GH 床面の性能確認試験の様子を示す。開発した強化型 GH 床面の敷設・撤去作業を行い、人手による敷設・撤去が可能であることを確認した。ま

た、重機走行試験及び切断物の落下試験を実施し、強度に問題ないことを確認した。

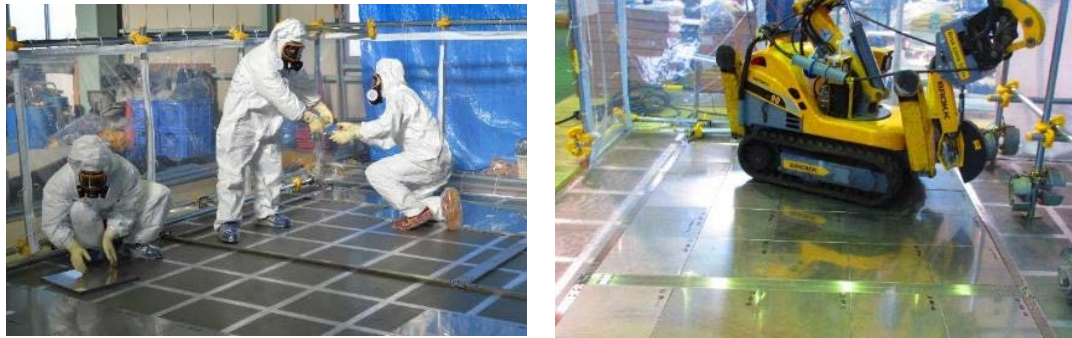


図 1.2.8-6 強化型 GH 床面布設・撤去作業及び重機走行試験



図 1.2.8-7 強化型 GH 床面の適合確認試験

4) カメラ・モニタによる遠隔操作確認試験（要素技術 No.4、5）

図 1.2.8-8 にカメラ・モニタによる遠隔操作性確認試験の様子を示す。作業エリア内に固定カメラを 4 台、小型重機に車載カメラを 3 台設置し、モニターのみで遠隔操作試験を実施した結果、視認性が悪く、直接操作に比べて安全性・作業性が低下するとともにオペレータへの負担も大きかった。そのため、画像処理技術等の視覚支援技術を検討している。

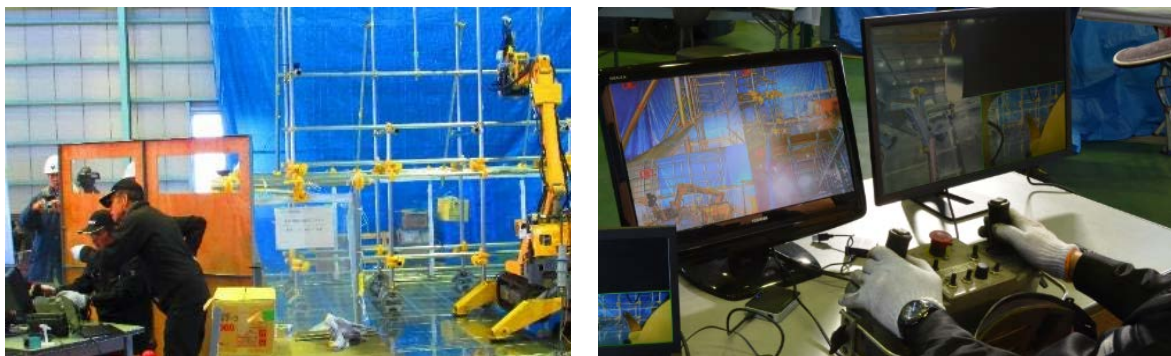


図 1.2.8-8 カメラ・モニタのみによる遠隔操作確認試験

5) GB 分割試験

開発した GB 分割用治具、グローブ付きビニルシートで、模擬 GB による分割試験を実施した結果、分割方法は概ね有効であることを確認した。考案した長尺用高周波シーラーの試作を検討している。

6) 油圧シャーによる切断能力試験（要素技術 No.8）

図 1.2.8-9 に油圧シャーによる切断性能確認試験の様子を示す。開発した金属切断用刃を装着した油圧シャーで、形鋼・鋼管・鋼板等を対象に、切断試験を実施し、GB 使用鋼材を切断可能であることを確認した。また、切断刃の耐久確認試験を実施し、切断刃 1 辺で高さ 3.5m、長さ 8m、幅 1m の GB が細断可能であることを確認した。



図 1.2.8-9 油圧シャーによる切断能力試験

7) 粉砕機による破砕能力試験（要素技術 No.10）

図 1.2.8-10 に破砕能力試験の様子を示す。一軸破砕機で、アクリル板、インナーリング、気密栓、高性能フィルタを対象に、粉砕試験を実施し、対象物を十分に粉砕可能な性能を持つことを確認した。更なる装置の小型化を検討している。

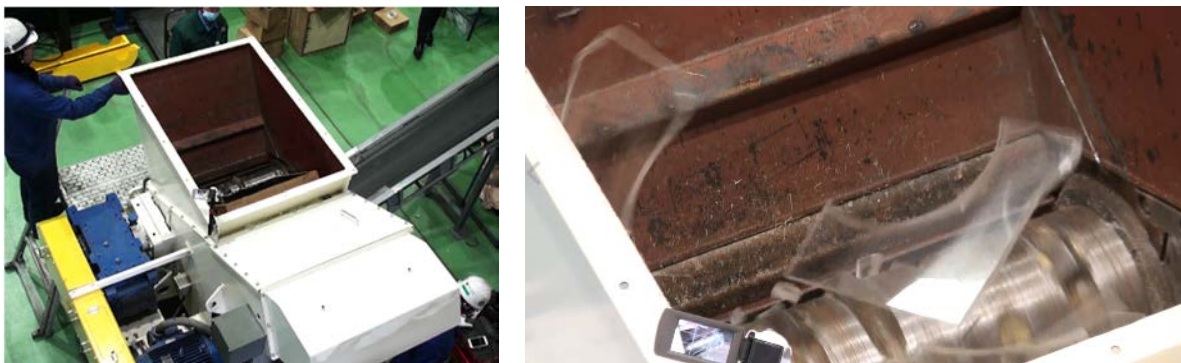


図 1.2.8-10 破砕能力試験

8) 大型機器類のバッグイン・バッグアウト試験（要素技術 No.12）

図 1.2.8-11 に大型機器類のバッグイン・バッグアウト試験の様子を示す。開発した可動式大型ポート及びビニルバグー体型パレットによる大型機器類のバッグイン・バッグアウト

試験を実施し、当該装置及び方法の有効性を確認した。更なる安全性向上を検討している。



図 1.2.8-11 大型機器類のバッグイン・バッグアウト試験

(6) 今後の計画

表 1.2.8-3 に A-SDS 要素技術の開発状況を示す。各要素技術の開発、課題解決に向けた試験検討を段階的に進め、実規模モックアップによる技術的成立性を確認した要素技術からプルトニウム燃料第二開発室での GB 解体撤去へ適宜適用していく。特に、開発段階が実規模モックアップ段階まで進捗し、個別でも従来の解体工法への適用が可能であり、かつ、作業員の負荷低減が期待できる以下の要素技術について重点的に取り組む。

- ・大型機器類バッグイン・バッグアウト用ポート（要素技術 No.12）

1 m³ 規模の GB を模擬したバッグイン試験を実施し、作業時の汚染拡大防止対策、ポートの再利用性等の検討を進める。

- ・粉砕機（要素技術 No.10）

装置の小型化、粉砕物の飛散防止対策の検討を進める。

- ・細断用油圧シャー（要素技術 No.8）

装置の小型化、細断物の飛散防止対策の検討を進める。

- ・GB フレーム切断用油圧シャー（要素技術 No. 5）

小型重機に装備した状態での切断性能の確認を進める。

表 1.2.8-3 A-SDS の要素技術の開発状況

要素技術		概念検討	要素技術 詳細設計	要素技術モ ックアップ	実規模モッ クアップ	ホット 本格適用
No.1	GB 分割・搬送台車	→				
No.2	GB 搬入用エアロッ ク	→				
No.3	GB 横転装置	→				
No.4	遠隔操作機器	→				
No.5	GB フレーム切断用 油圧カッター+緩衝 機構	→				
No.6	強化型 GH 床面	→				
No.7	GB 天板・底板切断 用油圧シャー	→				
No.8	細断用油圧シャー	→				
No.9	廃棄物収納容器	→				
No.10	粉砕機	→				
No.11	グローブ作業エリア	→				
No.12	大型機器類バッグイ ン・バッグアウト用 ポート	→				

(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 吉田 将冬)

1.3 人形峠環境技術センターにおける廃止措置

1.3.1 濃縮工学施設（遠心機部品のクリアランス含む）

実施拠点	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）	令和2年度計画	
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>人形峠環境技術センターにおいて濃縮工学施設の設備の解体撤去を継続する。ウラン廃棄物発生量の最小化のために遠心機部品のクリアランス確認を継続する。</p>	

(1) 令和2年度計画の概要

「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（以下、「NR」という。）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。図 1.3.1-1 に廃止措置の基本的な考えを示す。

1) 解体・撤去

- a) 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図るとともに、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）を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、令和2年度も継続して実施している。令和2年度は、4トン以上の既解体収納物のNR対応を実施する計画で業務を行い、令和3年3月末までに14.7トンを搬出した。
- b) 遠心機の解体・除染（以下、「遠心機処理」という。）については、パイロットプラント遠心機を分解・分別し、部品の除染処理により付着した放射性物質を取除くことによって、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年度より遠心機処理試験を開始、平成27年度から合理化処理工程の検討結果を反映した遠心機処理を開始し、令和2年

度も継続して実施している。令和 2 年度は、100 台以上の遠心機の処理を実施する計画で業務を行い、令和 3 年 3 月末までに 110 台の処理を実施した。

2) 遠心機部品クリアランス

ウラン廃棄物発生量の最小化の観点から、遠心機処理後のクリアランスの運用を平成 25 年度より開始し、遠心機部品の放射能濃度測定と国（原子力規制委員会）への確認申請を継続し、適宜、国による放射能濃度の確認を受けている。令和 2 年度は、第 7 回放射能濃度確認申請（令和 2 年 1 月 27 日）分の金属について放射能濃度の現地確認を受け、令和 2 年 3 月 30 日に確認証が交付された。また、第 8 回放射能濃度確認申請分の金属について、放射能濃度の測定を約 10 トン実施し、確認申請前の自主検査を令和 3 年 3 月に行い、令和 3 年度に確認申請を行う予定である。表 1.3.1-1 に濃縮工学施設の解体撤去等のスケジュールを示す。

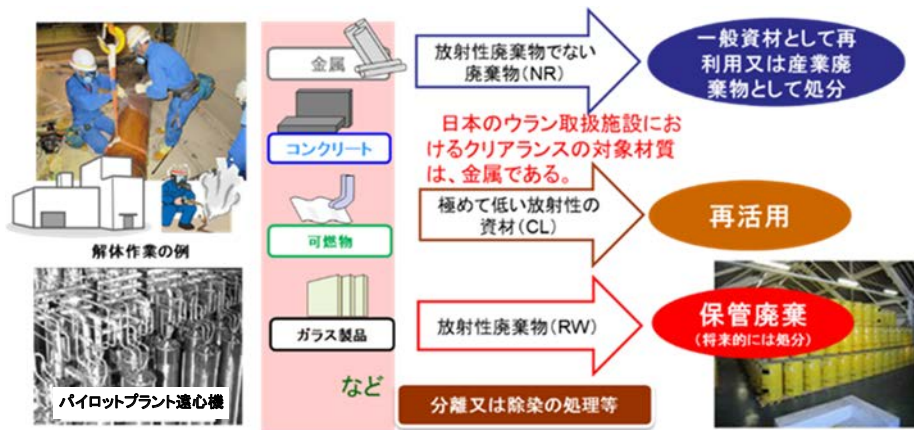


図 1.3.1-1 廃止措置の基本的な考え方

表 1.3.1-1 濃縮工学施設の解体撤去等スケジュール（許認可状況等により工程の変更あり）

年度		H25	H26	H27	H28	H29	H30	R1	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9
解体・撤去	OP-1UF ₆ 操作室解体撤去		■	■												
	ブレンディング室解体撤去		■	■												
	OP-2UF ₆ 操作室解体撤去									■	■	■	■	■	■	■
	OP-2遠心機室解体撤去									■	■	■	■	■	■	継続⇒
	一般区域解体撤去					■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	継続⇒
	撤去済み機器解体・収納					■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	継続⇒
	解体収納物のNR対応				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	継続⇒
	遠心機解体・除染			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	継続⇒
遠心機部品クリアランス	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	継続⇒	

(2) 実施状況

1) 解体・撤去

a) 令和 2 年度の設備の解体撤去については、保管している既撤去解体収納物 4 トン以上の NR 対応を計画して令和 2 年 4 月 7 日から令和 3 年 3 月 18 日に、14.7 トンを搬出した。

また、非管理区域の機器解体として、ブライン冷凍機ユニット及び OP-2 高周波電源盤の解体撤去を行った。

図 1.3.1-2～図 1.3.1-4 に解体及び NR 対応の状況を示す。また、表 1.3.1-2 に平成 26 年度からの濃縮工学施設の解体物量を示す。

なお、前述の業務について、作業手順の見直し、作業資材の簡略化、作業体制の見直し等で作業効率が上がり、NR 対応で 10 割増しの大幅な物量増の対応が実施できた。

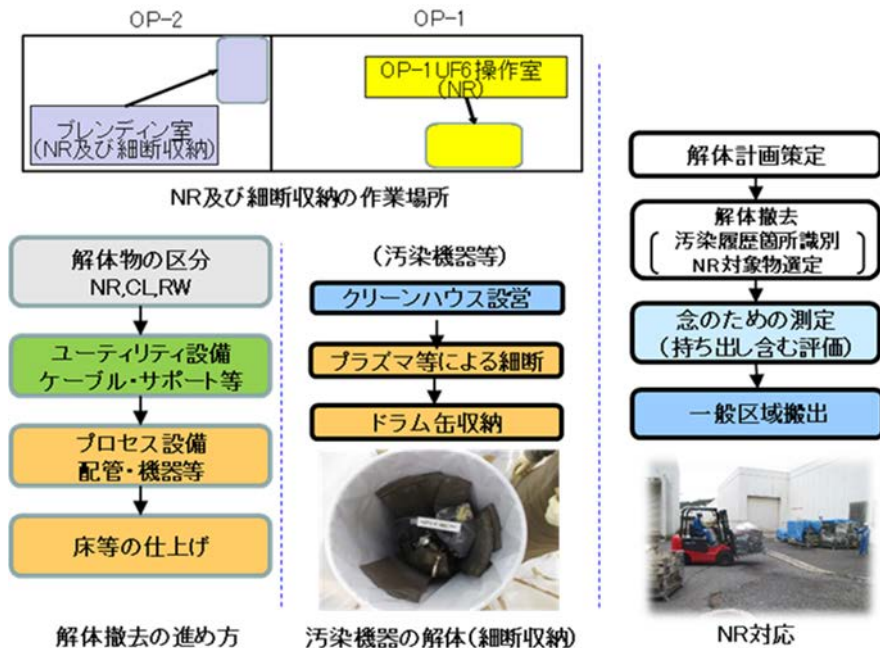


図 1.3.1-2 汚染機器（トラップ類）解体（細断収納）



図 1.3.1-3 解体収納物の NR 対応



図 1.3.1-4 OP-2 高周波電源盤解体

表 1.3.1-2 濃縮工学施設解体物量（平成 26 年度～令和 2 年度実績）


年度	管理区域解体				非管理区域 (一般器材)
	解体撤去しドラム缶へ収納 (放射性)	解体撤去しコンテナへ収納 (NR 対象物)	NR (直接一般区域搬出済み)	計	
H26	約 35 トン	約 82 トン	約 36 トン	約 153 トン	0 トン
H27	約 53 トン	約 24 トン	約 33 トン	約 110 トン	0 トン
H28	約 28 トン	約 11 トン	約 3 トン	約 42 トン	0 トン
H29	約 13 トン	0 トン	約 2 トン	約 15 トン	約 10 トン
H30	約 7 トン	0 トン	約 3 トン	約 10 トン	約 4 トン
R1	約 4 トン	0 トン	約 2 トン	約 6 トン	約 22 トン
R2	0 トン	0 トン	0 トン	0 トン	約 75 トン
合計	約 140 トン	約 117 トン	約 79 トン	約 336 トン	約 111 トン

ドラム缶 1,154 本
コンテナ 150 基

b) 令和 2 年度の遠心機処理については、パイロットプラント OP-2 遠心機 100 台以上の処理を計画して令和 2 年 7 月 27 日から令和 3 年 3 月 23 日に、110 台の処理を行った。図 1.3.1-5 に遠心機の解体・除染及びクリアランスの流れを示す。

濃縮工学施設（ウラン濃縮パイロットプラント）

種類：単機型（金属銅）
 運転開始年月：昭和 54 年 9 月
 運転終了年月：平成 2 年 3 月
 天然ウラン系及び回収ウラン系供給遠心機：約 1000 トン



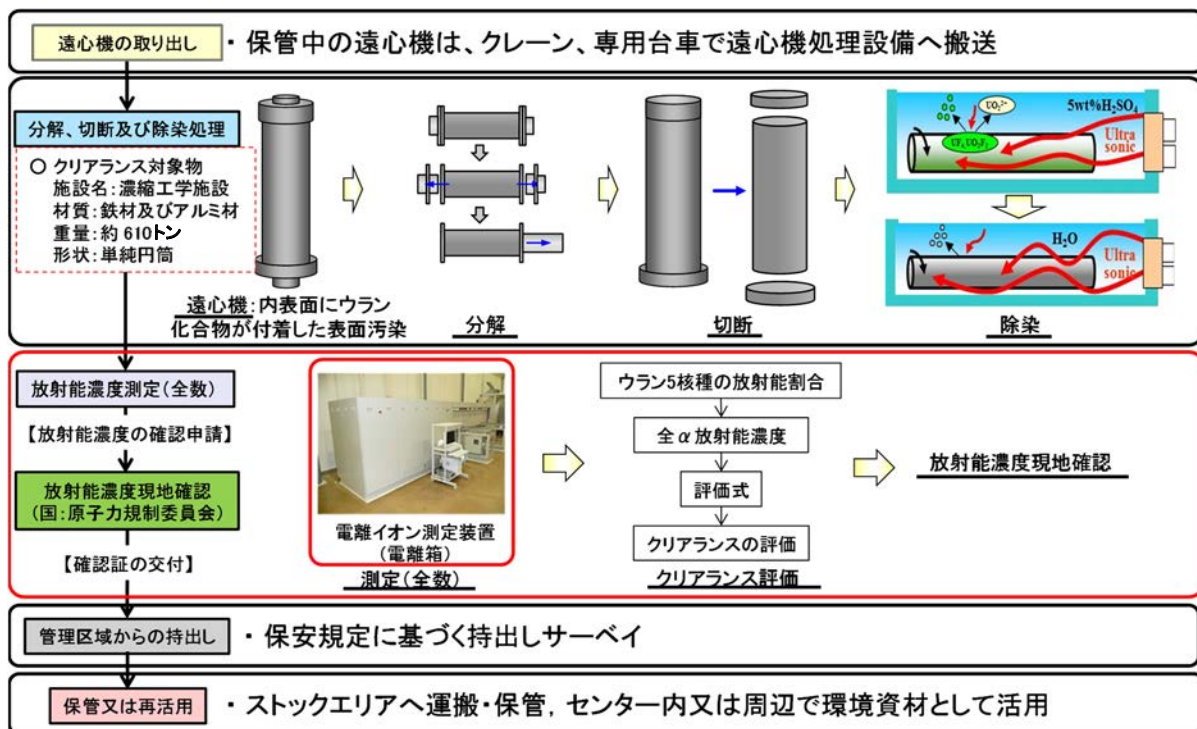


図 1.3.1-5 遠心機の解体・除染、クリアランスの流れ

2) 遠心機部品クリアランス

遠心機部品クリアランスについては、第7回放射能濃度確認申請（令和2年1月27日）分約5トンの金属の放射能濃度の国の現地確認を令和2年3月11日～13日に受け、令和2年3月30日に確認証が交付された。また、第8回放射能濃度確認申請分約10トンの金属について、令和2年7月16日から12月23日まで放射能濃度の測定を行い、確認申請前自主検査を令和3年3月1日から3月31日に行い、令和3年度に国への確認申請を行う予定である。図1.3.1-6にクリアランス制度適用の流れを示す。また、第7回分として放射能濃度の確認を行い、確認証の交付を受けた再利用対象物は、令和2年4月13日～4月15日に管理区域外のストックエリアへ運搬・保管した。表1.3.1-3に第1回目からのクリアランスの物量を、図1.3.1-7にクリアランス物の活用状況を示す。

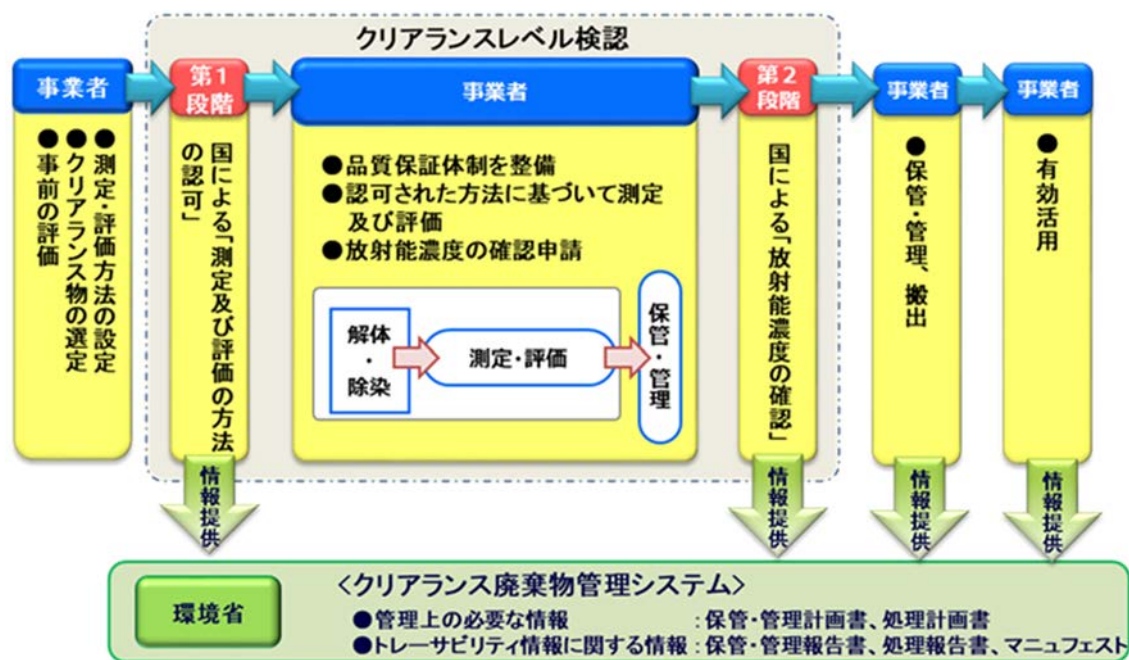


図 1.3.1-6 クリアランス制度適用の流れ

表 1.3.1-3 クリアランス物量（第1回目～第7回目実績）

申請回数	金属種	重量	確認申請日	確認証交付日
第1回目	鉄系	約1.0トン	H25.11.7 (補正:H25.12.26)	H26.3.26
	アルミ系	約9.7トン		
	合計	約10.7トン		
第2回目	鉄系	約1.0トン	H26.12.16 (補正:H27.5.22)	H28.6.6
	アルミ系	約9.4トン		
	合計	約10.4トン		
第3回目	鉄系	約1.1トン	H28.3.28	H29.1.26
	アルミ系	約9.5トン		
	合計	約10.6トン		
第4回目	鉄系	約1.1トン	H29.2.28	H29.6.30
	アルミ系	約8.9トン		
	合計	約10.0トン		
第5回目	鉄系	0	H30.3.22	H31.1.30
	アルミ系	約3.9トン		
	合計	約3.9トン		
第6回目	鉄系	0	H31.3.13	R1.7.17
	アルミ系	約3.9トン		
	合計	約3.9トン		
第7回目	鉄系	約0.5トン	R2.1.27	R2.3.30
	アルミ系	約4.8トン		
	合計	約5.3トン		
第1回目～ 第7回目	鉄系	約4.7トン	内、約9トンのアルミ材を再活用	
	アルミ系	約50.1トン		
	合計	約54.8トン		



図 1.3.1-7 クリアランス物の活用状況

(3) 次年度以降の計画

1) 解体・撤去

a) 令和 3 年度の設備の解体撤去については、令和 2 年度に引き続き、既撤去解体収納物の NR 化対応を実施する予定である。また、使用変更許可申請等の許認可変更による OP-2UF₆ 操作室及び OP-2 遠心機室の解体撤去に関する許可を得る予定である。前述の許認可取得後、令和 3 年度から OP-2UF₆ 操作室及び OP-2 遠心機室の解体撤去を実施する予定である。

設備の解体撤去は、設備故障リスクの低減及び維持管理費削減に繋がるものであり、早期に終了するのが望ましいが、許認可の状況、解体収納物の NR 対応の優先化を考慮した計画の検討を行う必要がある。また、廃棄物の仕掛品（解体物）量を考慮した処置計画の検討を行う必要がある。

b) 令和 3 年度以降の遠心機処理については、令和 2 年度に引き続きパイロットプラント遠心機の処理を実施する。

2) 遠心機部品クリアランス

国への放射能濃度の確認申請を継続して実施する。放射能濃度の測定については、電離イオン測定装置単独での「放射能濃度の測定及び評価の方法」を適用して実施する。

クリアランス物の有効活用（再利用）については、循環型社会形成のための考えの踏襲及び人形峠環境技術センター内でのクリアランス物の保管スペース確保等の観点から早急に進める必要があるが、電力会社によるクリアランス物の原子力施設の限定再利用からフリーリリースへの拡大についての取り組み状況を注視しながら行う必要がある。クリアランス物のフリーリリースに向けてのステークホルダーへの理解促進活動を正確かつ円滑に行うためのツールとして作成したリーフレットは、人形峠環境技術センター来訪者等へ配布を継続する。

(4) 成果

a) 設備の解体撤去については、解体工法等が他のウラン濃縮事業者の参考となることが期待されることから、解体撤去の手順、安全対策等を取りまとめる予定である。

b) 遠心機処理及び遠心機部品クリアランスについては、年度毎の業務報告書を作成し、「ウラン濃縮技術資料」として登録管理する。

c) クリアランスに関する理解促進活動として作成したリーフレットを、国の現地確認の担当官や見学者等に適宜配布し、社会受容性の促進に努めた。

5) 受賞

原子力機構理事長表彰

受賞者名	受賞名	受賞タイトル
近藤 伸次 他	研究開発功績賞	放射性廃棄物の低減を目指したクリアランス方法の確立と実践

(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 美田 豊、島池 政満)

1.3.2 ウラン濃縮原型プラント

実施拠点	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）	令和2年度計画
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>人形峠環境技術センターにおいて、ウラン濃縮原型プラントの設備解体は、廃止措置計画の認可を受けた後、着手する。</p>

(1) 令和2年度計画の概要

ウラン濃縮原型プラントは、原子力機構の第3期中長期計画で廃止措置対象施設と位置付けられているため、滞留ウラン回収による加工設備本体からの核燃料物質の取り出しを平成28年度末に終了しことから、核燃料物質の貯蔵が主となっている。

1) 廃止措置計画の審査対応

原子力機構の第3期中長期計画で廃止措置対象施設と位置付けられているウラン濃縮原型プラントの「加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書」を平成30年9月28日に原子力規制委員会へ申請し、その後、3回の一部補正（令和元年8月9日、令和2年1月16日及び令和2年7月15日に一部補正）を行い、核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合及び面談において審査が行われ、令和3年1月20日付けで認可をいただいた。

2) 設備の解体・撤去（準備状況）

令和2年度は、設備の解体撤去に向けた準備として、解体実施計画案を取りまとめる。

(2) 実施状況

1) 設備の解体・撤去（準備状況）

令和2年度は、設備の解体撤去に向けた準備として、解体工事、核燃料物質による汚染の除去、解体撤去範囲の設備・機器や床面等に係る汚染状況の調査等に関し各工程等を示した解体実施計画を令和2年6月に取りまとめた。ウラン濃縮原型プラントの解体撤去範囲等を図1.3.2-1に示す。また、「加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書」の認可が遅れたため、

解体実施計画の工程の見直しを随時行う予定である。現在の解体撤去スケジュールを表 1.3.2-1 に示す。

(3) 次年度以降の計画

令和元年度に取りまとめた解体実施計画案の承認、その計画案の人形峠環境技術センター内へのオーソライズ後、解体実施計画案に従い設備の解体撤去を実施する。令和3年度は、DOP-1 高周波電源設備等の非汚染物の解体撤去を実施する予定である。

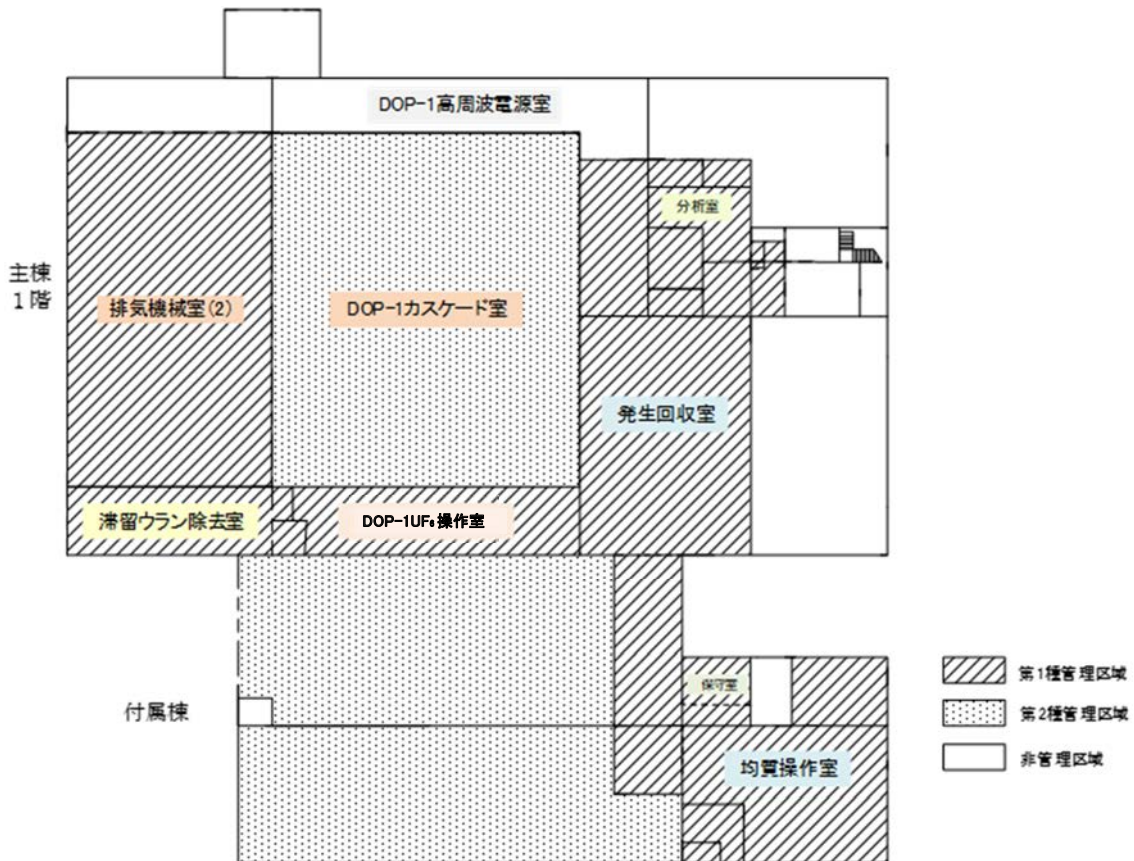


図 1.3.2-1 ウラン濃縮原型プラントの解体撤去範囲等

表 1.3.2-1 ウラン濃縮原型プラントの解体撤去スケジュール
(工程変更の可能性あり)

年度	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9
DOP-1高周波電源設備の解体		□						
DOP-1UF ₆ 処理設備の解体		□						
均質設備の解体		□						
滞留ウラン除去設備の解体			□					
分析設備等、機能を維持する設備を除く設備・機器の解体						□		
DOP-1・DOP-2カスケード設備の解体							□ 継続→	

(4) 成果

令和 2 年 3 月 27 日の第 16 回核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合での指摘対応を反映し、UF₆ での譲渡しを明確にするための酸化物への転換に係る記載の削除及び新検査制度の内容を追加した一部補正を令和 2 年 7 月 15 日に提出した。

また、廃止措置に係る保安規定の変更認可申請については、令和 2 年 3 月 27 日の審査会合の結果を踏まえて、令和 2 年 5 月 11 日に取り下げて、同一日に新検査制度の施行に伴う保安規定の変更認可申請を行った。その後、新検査制度の内容を盛り込んだ加工施設保安規定変更認可申請が令和 2 年 10 月 1 日に認可され、その後に廃止措置段階の加工施設保安規定の変更認可申請を令和 2 年 10 月 21 日に申請した。

申請した廃止措置計画認可申請及び保安規定変更認可申請について、令和 3 年 1 月 20 日付で認可をうけた。

(人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 施設管理課 菅田 信博)

1.3.3 劣化ウラン措置 (UF₆対策)

実施拠点	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)	令和2年度計画
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>人形峠環境技術センターにおいて、劣化ウランの措置方法を具体化するための検討を継続する。</p>

(1) 概要

人形峠環境技術センターでは、ウラン濃縮施設の運転により、原子力発電に使われる濃縮ウラン (燃えるウラン 235 の割合を高めたもの) を作ったあとに残った減損ウラン (ウラン 235 の割合が低くなったもの) (「劣化ウラン」とも呼ばれる。) 等の核燃料物質を安全に保管 (貯蔵) している。核燃料物質は、主にウランとフッ素の化合物である六フッ化ウラン (UF₆) であり、UF₆ は常温・大気圧では白色の固体であるが、空気中の水分と反応してフッ化水素 (毒物) を発生させることから、シリンダという鋼鉄製の保管容器で厳重に管理している。この減損ウランを原子力事業者に譲渡するための調査・検討を実施した。

(2) 実施状況

1) ウラン濃縮原型プラント廃止措置計画認可申請に伴う対応

「1.3.2 ウラン濃縮原型プラント」で示したように、原子力機構の第3期中長期計画で廃止措置対象施設と位置付けられているウラン濃縮原型プラントについては、「加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書」を平成30年9月28日に原子力規制委員会へ申請し、その後、3回の一部補正 (令和元年8月9日、令和2年1月16日及び令和2年7月15日に一部補正) を行い、核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合及び面談において審査が行われている。

令和元年度中には、廃止措置計画の認可を目指していたが、令和2年3月27日の第16回核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合での指摘により、UF₆での譲渡しを明確にし、酸化物への転換に係る記載の削除及び新検査制度の内容を追加した一部補正を行うこととな

ったため、指摘対応を反映した一部補正を令和 2 年 7 月 15 日に提出した。

ウラン濃縮原型プラントの核燃料物質については、譲渡しに必要な条件、核燃料物質の組成、国籍、IAEA の査察等による透明性の確保等に合致した譲渡し先を可能な限り速やかに決定することに努め、譲渡し先との合意後に、譲渡しのために必要となる設備設計、許認可手続、設備の設置等を進め、廃止措置が終了するまでに核燃料物質の全量を譲渡す計画としている。核燃料物質の譲渡しは、遅くとも令和 10 年度末までに譲渡し先を決定する計画である。図 1.3.3-1 にウラン濃縮原型プラントの廃止措置工程を示す。

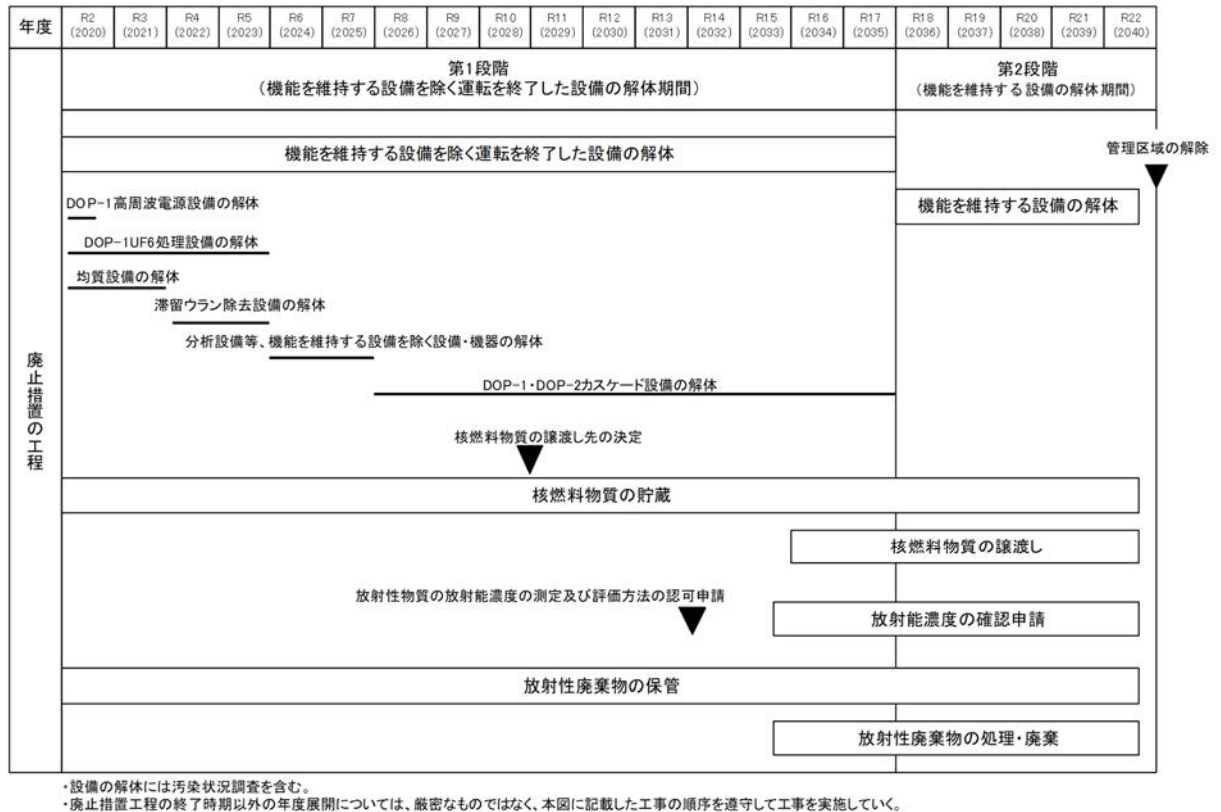


図 1.3.3-1 ウラン濃縮原型プラントの廃止措置工程

(3) 核燃料物質（減損ウラン）の管理及び譲渡しの検討状況

核燃料物質（減損ウラン）の管理及び譲渡しについては UF₆ の形態で譲渡す。具体的には、譲渡し先の原子力事業者を選定・決定し、詰替設備の設計、許認可手続き、設備整備、貯蔵容器からの輸送容器への詰め替えを行った後に原子力事業者へ UF₆ を譲渡すことを計画している。原子力事業者の選定に当たっては、加工施設で貯蔵している UF₆ を濃縮原料として使用することが可能な原子力事業者を選定し、経済的合理性や譲渡し時期等を評価して決定する。ステップ 1 においては加工施設で貯蔵している UF₆ を濃縮原料として使用することが可能かを評価し、その後、ステップ 2 では、ステップ 1 を満たした原子力事業者を対象として、譲渡し計画工程の具体化や総コストを評価する計画である。原子力事業者の選定の方針を図 1.3.3-2 に示す。

原子力事業者の選定の方針：

原子力事業者の選定に当たっては、加工施設で貯蔵しているUF₆を、濃縮原料として使用することが可能な原子力事業者を選定し、経済的合理性や譲渡し時期（濃縮原料として使用する時期）等を評価して決定する。

譲渡し先（原子力事業者）は、可能な限り速やかに決定することに努め、遅くとも令和10年度末（2028年度末）までに譲渡し先（原子力事業者）を決定する。

原子力事業者の選定の手順：

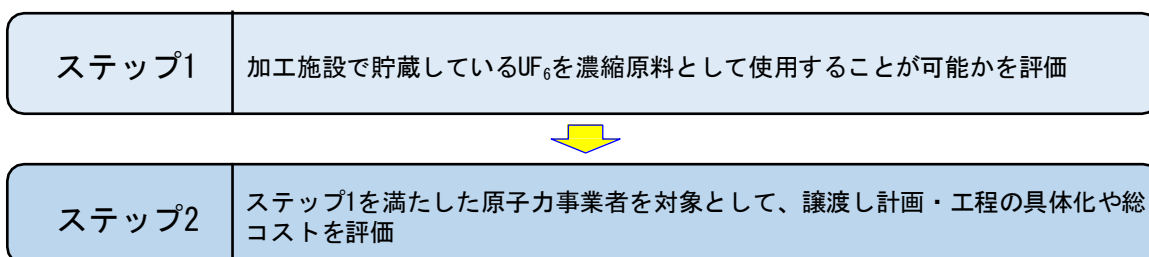


図 1.3.3-2 原子力事業者の選定の方針

なお、原子力事業者へUF₆を譲渡するには、加工施設で貯蔵しているUF₆を貯蔵用の容器から輸送のライセンスを得ている容器に詰替える必要がある。そのため、詰替える設備の設置場所を検討するための地盤調査などを実施している。

(4) 次年度以降の計画

核燃料物質の譲渡し先は、可能な限り速やかに決定することに努め、遅くとも令和10年度末までには譲渡し先を決定したいと考えている。また、UF₆を詰替える設備については、地盤調査などの結果を受け、設置場所の検討を引き続き進める。加えて、詰替え後のUF₆を原子力事業者へ輸送するための調査を進める。

(5) 成果

核燃料物質（減損ウラン）の管理及び譲渡しの検討を実施し、「加工の事業に係る廃止措置計画認可申請」では、遅くとも令和10年度末までに核燃料物質の譲渡し先を決定することとした。また、核燃料物質の管理及び譲渡しに係る計画の詳細が確定しだい、廃止措置計画の変更認可申請を行うこととした。

（人形峠環境技術センター 人形峠 UF₆ 対策推進室 島田 顕臣）

1.3.4 鉱山施設の閉山措置

実施拠点	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）	令和2年度計画
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>鉱山施設の閉山措置として、坑水処理の合理化に向けた露天坑水処理試験を実施するとともに、捨石たい積場の安全対策を進める。</p>

(1) 概要

1) 坑水処理の合理化に向けた露天坑水個別処理試験

閉山措置を具体的に実行に移すには、人形峠センターの坑廃水処理の全体系を考慮した合理的な坑水処理システムを構築する必要がある。そこで、溶解性鉄やラジウムの濃度が最も高く、現在の坑水処理システムの負荷となっている露天採掘場跡地から発生流出する坑水（以下、「露天坑水」という。）について実機ベースの坑水処理実験を実施して、坑水処理施設の建設計画検討に必要な基本データを得ることを目的とした。

2) 捨石たい積場の安全対策

a) 神倉2号坑捨石たい積場第1かん止堤補強工事

人形峠鉱山神倉2号坑捨石たい積場に設置された第1かん止堤は約50年前のコンクリートかん止堤でありコンクリートの中性化が進行して堤体が脆弱化している。安全な鉱山の維持管理および鉱害・危害の未然防止を目的として、コンクリートかん止堤の下流側に大型ブロック積の擁壁を設置してかん止堤の補強工事を実施した。

b) 神倉1号坑捨石たい積場の安定性解析

神倉1号坑捨石たい積場は、38度の急傾斜地にウラン探鉱時の掘削土砂（捨石）を投下堆積させたたい積場である。万一、想定される大地震が発生した場合には、捨石たい積場斜面が崩壊して土石流となり下流域に被害を与えることが懸念されている。本業務は、神倉1号坑捨石たい積場の地震時の安定性を解析・評価して、安全対策工を検討・設計する

ための基礎データとすることを目的とした。

c) 地震時安全対策に向けた地質調査

麻畑 1 号坑捨石たい積場と夜次鉦さいたい積場コンクリートかん止堤より下流の右岸側斜面の 2 箇所において、地震時の斜面安定性評価解析や対策工設計に必要な地質分布や地質物性値を取得することを目的に、ボーリング及び土質試験、岩石試験、PS 検層を実施した。

(2) 方法

1) 坑水処理の合理化に向けた露天坑水個別処理試験

露天坑水が発生流出する箇所に実際に稼働する設備を現地に仮設置して坑水を処理し、発生する澱物の性状を把握するための試験および、現在、坑水処理に使用している高速ろ過装置（通称；スーパーサイフォンフィルター（SSF））の逆流洗浄時に発生する廃水（以下、「SSF 逆洗水」という。）の澱物の性状を把握する試験を実施した。露天坑水個別処理試験フローを図 1.3.4-1 に示す。

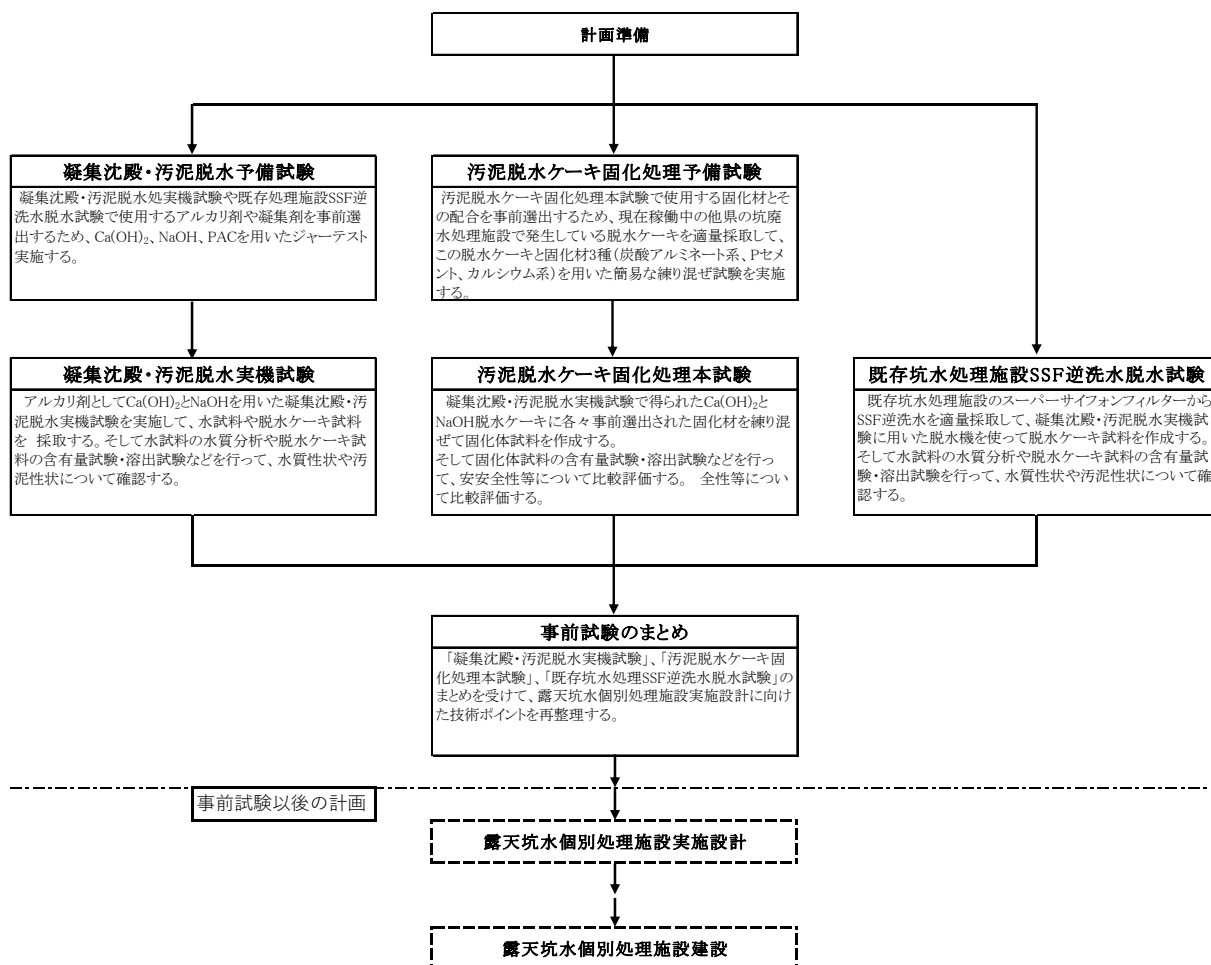


図 1.3.4-1 坑水処理の合理化に向けた露天坑水個別処理試験フロー

2) 捨石たい積場の安全対策

a) 神倉 2 号坑捨石たい積場第 1 かん止堤補強工事

第 1 かん止堤の補強方法は、まず下流側に大型ブロックを用いた擁壁を設置して、第 1 かん止堤の一部を除去し、背後の土砂部を安定勾配で切土して、新設した大型ブロック積擁壁との凹地部に切土した土砂を埋土（盛土）することで、第 1 かん止堤を補強・安定化させる工法を採用した。第 1 かん止堤補強工事の方法を図 1.3.4-2 に示す。

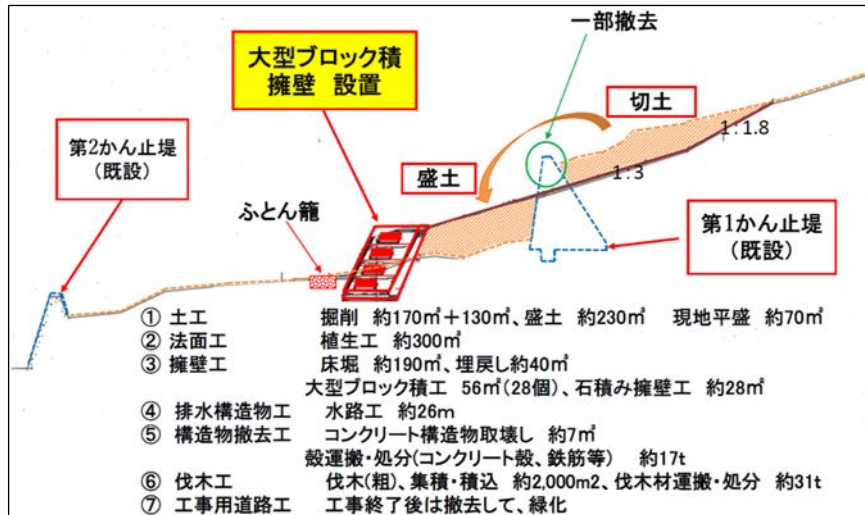


図 1.3.4-2 第 1 かん止堤補強工事方法

b) 神倉 1 号坑捨石たい積場安定性解析

神倉 1 号坑捨石たい積場の地震時の安定性を解析は、レベル 1 相当地震動とレベル 2 相当地震動の 2 解析を実施して、それらの結果を安全対策工の検討・設計に必要な基礎データとする。地震時の安定性解析項目を表 1.3.4-1 に示す。

表 1.3.4-1 地震時の安定性解析項目

区分	レベル 1 相当地震動の安定性評価	レベル 2 相当地震動の安定性評価
解析基準	「鉱業上使用する工作物等の記述基準を定める省令の技術指針（内規）」経済産業省（平成 24 年 11 月）（以下 技術指針） pp.90～120	
解析法	液状化の判定（FL 値による簡便法）	二次元静的有限要素法解析
	地震時の安定解析（震度法による円弧すべり解析）	二次元動的有限要素法解析
		液状化検討（安全率の分布図作成）
		動的すべり安定解析（地震時変形滑動（残留変形量）解析含む）
解析条件	設計震度(kh)は該当するかん止堤の種類と地域特性をもとに技術指針からの値を使用する。また、地下水位は、平常時水位・最高水位・非常時水位の 3 ケースについて行う	地下水位は、平常時水位・最高水位・非常時水位の 3 ケースについて行う

c) 地震時安全対策に向けた地質調査

麻畑 1 号坑捨石たい積場および、鉦さいたい積場コンクリートかん止堤下流部の右岸盛土及び山腹斜面において表 1.3.4-2 に示す地質調査を実施して、地震時の斜面安定性評価解析や対策工設計に必要な地質物性値を取得する。

表 1.3.4-2 地質調査項目

調査項目	調査地※	内 容
現地調査	共	調査地周辺地質状況（岩種、風化、亀裂、湧水等）の観察
ボーリング	共	φ66 mm オールコア 基盤岩（中硬岩）を 3 m 程度確認できた深度で堀止め
乱れの少ない 試料採取	麻	No.8 地点別孔（φ116 mm）、捨石の不攪乱試料を採取
標準貫入試験	共	各孔 1m 間隔で実施、試験試料は土質試験に供する
PS 検層	共	板叩き法、弾性波速度は 1m 間隔で測定し解析する
土質試験	共	土粒子の密度試験、土の含水比試験、 土の粒度試験（ふるい+沈降）、土の湿潤密度試験
	麻	三軸圧縮試験（CD）、繰り返し三軸圧縮試験
岩石試験	共	圧縮強度試験、超音波伝播速度測定、密度試験、吸水・有効 間隙率、含水率試験を実施
地下水観測孔	麻	ボーリング孔を地下水位観測孔として仕上げる
資料整理 とりまとめ	共	異常データのチェックを含む評価及び考察
断面図作成	共	ボーリング及び現地踏査の結果を評価検討して地質断面図 および平面図の作成
地質総合解析	麻	「不連続変形法・マニフォールド法統合解析」に必要な物 性値の決定
	鉦	「非線形二次元地震応答解析」に必要な物性値の決定

調査地※

共： 麻畑 1 号坑捨石たい積場および鉦さいたい積場下流部右岸斜面の共通項目

麻： 麻畑 1 号坑捨石たい積場斜面

鉦： 鉦さいたい積場下流部右岸斜面

(3) 結果

1) 坑水処理の合理化に向けた露天坑水個別処理試験

a) 凝集沈殿・汚泥脱水実機試験

凝集沈殿処理に用いるアルカリ剤は Case1 (Ca(OH)₂) と Case2 (NaOH) の 2 ケースで比較した結果、処理水の水質では Case2 が優れ、脱水ケーキについては除去率に有意な差は認められないが、脱水に要する時間や脱水ケーキの生産量については Case2 が優れている結果が得られた。Case1 と Case2 の処理水の水質比較を表 1.3.4-3 に、汚泥脱水ケー

キ性状比較を表 1.3.4-4 に示す。

表 1.3.4-3 Case1 と Case2 の処理水の水質比較


項目	単位	Case1 : Ca(OH) ₂		優位性	Case2 : NaOH		排出基準値
		原水	処理水		原水	処理水	
処理水量	m ³	80			100		
pH	—	6.1	6.7	～	6.1	7.5	5.8～8.6
²²⁶ Ra	Bq/cm ³	<u>1.49×10⁻³</u>	<u>6.47×10⁻⁴</u>	<	<u>1.43×10⁻³</u>	<u>1.82×10⁻⁴</u>	3.7×10 ⁻⁵
²³⁸ U	Bq/cm ³	5.39×10 ⁻⁴	7.63×10 ⁻⁵	>	4.98×10 ⁻⁴	3.39×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻³
溶解性 Fe	mg/L	<u>21</u>	<u>5.3</u>	<	<u>19.8(全鉄)</u>	0.4	1.0
溶解性 Mn	mg/L	3.7	3.3	<	4.3	1.6	5.0
As	mg/L	<u>0.13</u>	<u>0.05</u>	～	<u>0.12</u>	<u>0.05</u>	0.02

注 1) 下線字は排出基準値を超過していることを示す。

注 2) 室内分析は、採水後に濾過（5種 C 濾紙/目合 1μm 以下）した試料を用いている。

注 3) 優位性については、>は左側が優位、<は右側が優位、～は優劣が判別できないことをそれぞれ示す。

表 1.3.4-4 Case1 と Case2 の汚泥脱水ケーキ性状比較

項目	Case1 : Ca(OH) ₂	優位性	Case2 : NaOH	備考
処理水量	80 m ³		100 m ³	
試験機種	加圧脱水機		加圧脱水機	
ろ室諸元	ろ過面積 2.9m ² (厚 35mm) ろ室 12 室 (試験時 2.5 室使用)		ろ過面積 2.9m ² (厚 35mm) ろ室 12 室 (試験時 1.5 室使用)	
汚泥投入量	550L/処理 80m ³ (6.9L/m ³)	～	640L/処理 100m ³ (6.4L/m ³)	汚泥投入量≒汚泥発生量
脱水時間	10.5h/汚泥 550L (約 20h/m ³)	<	6h/汚泥 640L (約 10h/m ³)	
脱水ケーキ重量	11.5kg/処理 80m ³ 日平均 60m ³ 当り (8.7kg/日) (3.1t/年)	<	6kg/処理 100m ³ 日平均 60m ³ 当り (3.6kg/日) (1.3t/年)	
脱水ケーキ含水率	81.6%	～	81.9%	ろ室充密度が低いため やや高めの含水率
脱水ケーキ剥離性	悪い	～	悪い	含水率が高いため

注 1) 優位性については、>は左側が優位、<は右側が優位、～は優劣が判別できないことをそれぞれ示す。

●実験考察

- ・凝集沈殿処理に用いるアルカリ剤は、一定濃度を保持しやすく機器設備の目詰まりのリスクが少ない水酸化ナトリウム (NaOH) を選定する。
- ・凝集分離機 (シックナー) の運転においては汚泥の返送を行うことによる凝集性の改善傾向が認められたことから、汚泥返送システムを坑水処理施設に組み入れる。
- ・脱水ろ液はラジウムがセンターの排出基準値を超過することから、ろ液は原水槽に返送して原水と混合処理する。
- ・脱水ケーキを固化材と混合して固化体を作成した場合は、固化添加剤に伴う六価クロムの溶出リスクが認められることから、固化処理は実施しない。

b) 汚泥脱水ケーキ固化試験

Ca(OH)₂脱水ケーキ或いはNaOH脱水ケーキに固化材 (Pセメント、Pセメント+炭酸アルミネート系) を練り混ぜた固化体試料を作製し、溶出試験した結果を表 1.3.4-5 に示す。

表 1.3.4-5 汚泥脱水ケーキ固化体の溶出試験結果

アルカリ材	露天坑水脱水ケーキ 固化体種類	放射性物質		昭和 48 年環境庁告示第 13 号							その他
		238U	226Ra	カドミウム	鉛	六価クロム	ヒ素	フッ素	鉄	マンガン	
		Bq/cm ³	Bq/cm ³	mg/L	mg/L	mg/L	mg/L	mg/L	mg/L	mg/L	
Ca(OH) ₂	脱水ケーキ (生)	1.65×10 ⁻⁴	2.08×10⁻⁴	<0.005	<0.01	<0.05	<0.01	0.1	<0.1	0.5	シアン ホウ素 総水銀 アルキル水銀 セレン は、すべて 基準未滿
	セメント 1	1.34×10 ⁻⁵	5.91×10⁻⁵	<0.005	<0.01	0.09	<0.01	<0.1	<0.1	<0.1	
	セメント 2	9.71×10 ⁻⁶	1.08×10⁻⁴	<0.005	<0.01	0.09	<0.01	<0.1	<0.1	<0.1	
	セメント+CAS1	1.09×10 ⁻⁴	1.46×10 ⁻⁵	<0.005	<0.01	0.22	0.03	<0.1	<0.1	<0.1	
	セメント+CAS2	1.39×10 ⁻⁴	2.36×10 ⁻⁵	<0.005	<0.01	0.32	0.03	<0.1	<0.1	<0.1	
Na(OH)	脱水ケーキ (生)	1.29×10 ⁻⁴	2.72×10⁻⁴	<0.005	<0.01	<0.05	<0.01	0.1	<0.1	1.3	
	セメント 1	2.83×10 ⁻⁶	1.78×10⁻⁴	<0.005	<0.01	<0.05	<0.01	0.2	<0.1	<0.1	
	セメント 2	1.75×10 ⁻⁶	5.78×10⁻⁴	<0.005	<0.01	<0.05	<0.01	0.1	<0.1	<0.1	
	セメント+CAS1	1.23×10 ⁻⁴	1.36×10 ⁻⁵	<0.005	<0.01	0.20	0.1	0.1	<0.1	<0.1	
	セメント+CAS2	4.65×10 ⁻⁵	1.28×10 ⁻⁵	<0.005	<0.01	0.26	0.11	0.2	<0.1	<0.1	
土壌汚染対策法		—	—	0.01	0.01	0.05	0.01	0.8	—	—	—
センター基準値		1.10×10 ⁻³	3.70×10 ⁻⁵	0.005	0.1	—	0.02	0.5	1.0	5.0	—

数値 センター基準及び土壌汚染対策法 (土壌溶出量基準) を超える

●実験考察

- ・Ca(OH)₂脱水ケーキ或いはNaOH脱水ケーキに固化材 (Pセメント、Pセメント+炭酸アルミネート系) を練り混ぜた固化体試料は、固化材添加に伴う六価クロム/ヒ素の溶出リスクやラジウムの溶出リスクの両方或いはどちらかを解消できず、固化処理なし (無処理) の脱水ケーキに対する安全性の面からの優位性を得られない。
- ・一旦脱水減容化した脱水ケーキを解して固化材をほぼ均質に混ぜ込むためには、多くの手間と時間と熟練を要し、現場作業性の面からの優位性も得られない。

c) SSF 逆洗水脱水試験

SSF 逆洗水原水の水質は、SS 濃度が高くラジウム及びヒ素濃度が排出基準値を超過す

るため水処理を模擬した脱水試験を行い SSF 逆洗水澱物濃縮液および、脱水ろ液の水質を確認した。結果を表 1.3.4-6 に示す。

表 1.3.4-6 SSF 逆洗水澱物濃縮液・脱水ろ液の水質

項目	単位	SSF 逆洗水		排出基準値
		今回澱物濃縮液	今回脱水ろ液	
pH	—	6.6	7.0	—
水温	℃	22.4	23	—
²²⁶ Ra	Bq/cm ³	2.92×10 ⁻⁵	<u>3.02×10⁻⁴</u>	3.7×10 ⁻⁵
²³⁸ U	Bq/cm ³	2.07×10 ⁻⁶	9.60×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻³
溶解性 Fe	mg/L	0.1 未満	0.1 未満	1.0
溶解性 Mn	mg/L	0.1 未満	0.6	5.0
As	mg/L	<u>2.1</u>	0.01 未満	0.02
SS	mg/L	8,400	1 未満	—

注 1) 下線字は基準値を超過していることを示す。

注 2) 室内水質分析は、SS 測定分以外は採水後に濾過（5 種 C 濾紙/目合 1μm 以下）した試料を用いている。

●実験考察

- ・SSF 逆洗水原水の水質は、SS 濃度が高くラジウム及びヒ素濃度が排出基準値を超過するため水処理する必要がある。
- ・SSF 逆洗水脱水ケーキからの溶出は、排出基準値を十分に下回ることが確認されたことから、露天坑水と混合して水処理・脱水処理しても問題ない。

2) 捨石たい積場の安全対策

a) 神倉 2 号坑捨石たい積場第 1 かん止堤補強工事

工事期間は、令和 2 年 5 月 25 日に着手し、令和 2 年 11 月 27 日に竣工した。神倉 2 号坑捨石たい積場第 1 かん止堤補強工概要図を図 1.3.4-3 に、対策工事前・後の写真を図 1.3.4-4 及び図 1.3.4-5 に示す。

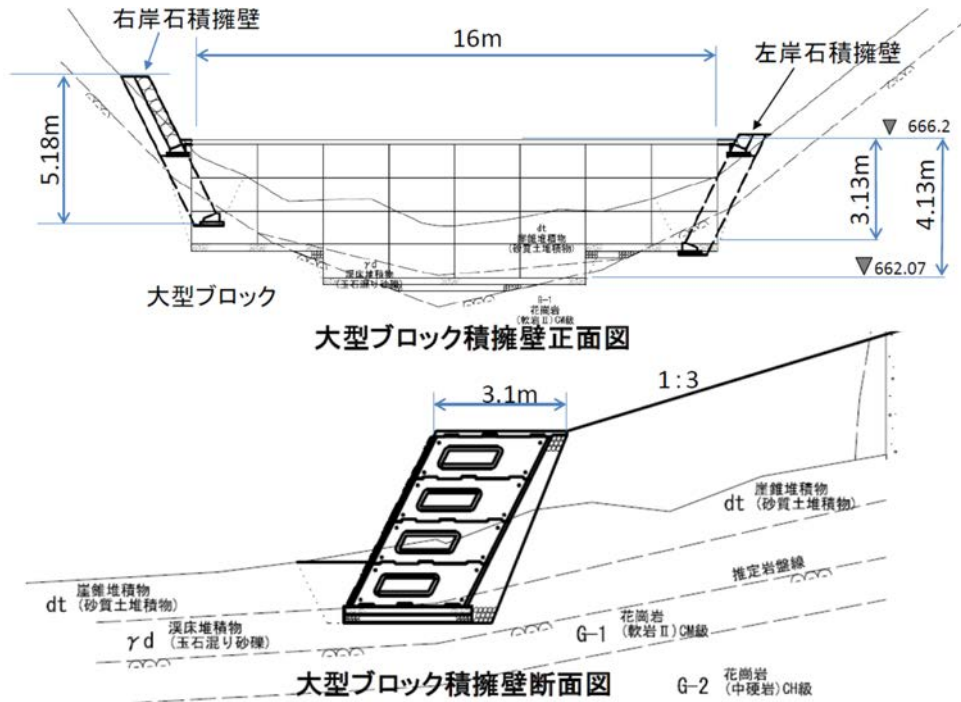


図 1.3.4-3 神倉 2 号坑捨石たい積場第 1 かん止堤補強工概要図



図 1.3.4-4 補強工事前の第 1 かん止堤



図 1.3.4-5 補強工事完了

b) 神倉 1 号坑捨石たい積場安定性解析

解析基準に従い神倉 1 号坑捨石たい積場について、レベル 1 相当地震動およびレベル 2 相当地震動に対する地震時の安定性解析を図 1.3.4-6 に示す解析断面にて行った結果、レベル 1 相当地震動に対するすべり安全率は表 1.3.4-7 に示すとおり所要すべり安全率 1.20 を下回り、レベル 2 相当地震動に対する滑動量は表 1.3.4-8 に示すとおり 10m を大幅に超え、地震時における安定性を有していない評価となった。このため、何らかの安全対策を講ずる必要がある。

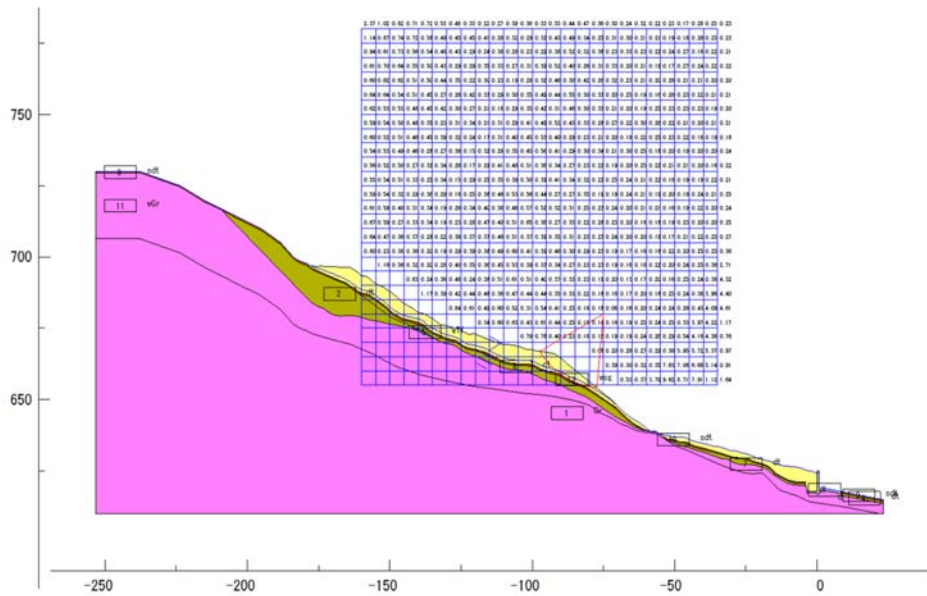


図 1.3.4-6 解析断面図

表 1.3.4-7 レベル 1 相当地震動の安定解析結果総括表

地下水位条件	液状化の考慮	最小安全率	所要安全率	判定
平常時場内水位	しない	0.593	1.20	×
	する	0.547	1.20	×
最高場内水位	しない	0.455	1.20	×
	する	0.085	1.20	×
非常最高水位	しない	0.258	1.20	×
	する	0.000	1.20	×

表 1.3.4-8 レベル 2 相当地震動の安定解析結果総括表

地下水位条件	液状化 考慮	布部波		倉吉波	
		安全率最小	滑動量最大 (cm)	安全率最小	滑動量最大(cm)
平常時場内水位	なし	0.339	309,140	0.446	308,265
	あり	0.236	651,858	0.196	645,628
最高場内水位	なし	0.000	876,716	0.000	555,870
	あり	0.000	1,015,114	0.000	1,010,188
非常最高水位	なし	0.000	1,130,521	0.000	931,196
	あり	0.000	1,279,645	0.000	1,295,686

※ : 滑動量が 10m(1,000cm)以上

c) 地震時安全対策に向けた地質調査

地質調査結果の地質断面図及び地質物性値一覧を、麻畑 1 号坑捨石たい積場については図 1.3.4-7、表 1.3.4-9、表 1.3.4-10 に示し、鉦さいたい積場コンクリートかん止堤下流部の右岸盛土斜面については、図 1.3.4-8、表 1.3.4-11、表 1.3.4-12 に示す。

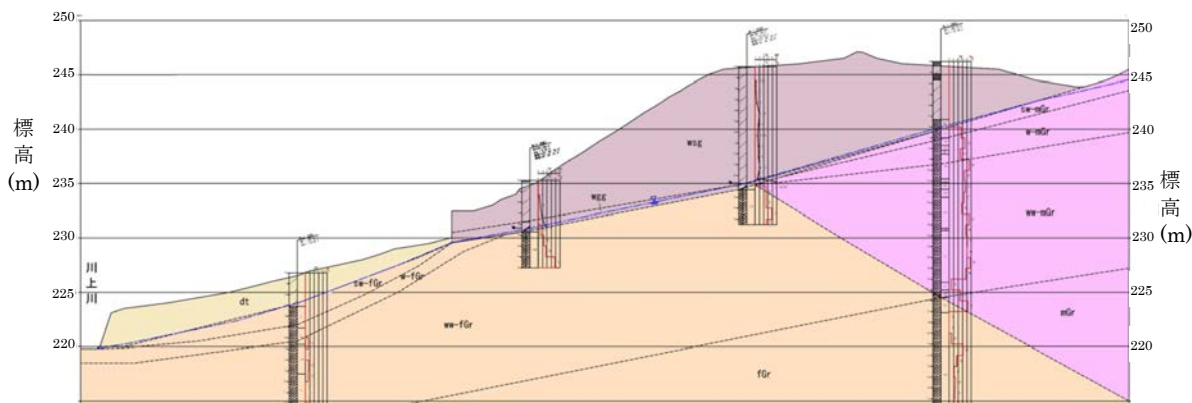


図 1.3.4-7 地質断面図 (麻畑 1 号坑)

表 1.3.4-9 地質層序表 (麻畑 1 号坑)

地質時代	地層名	記号	記事
新生代 第四紀	捨石堆積物	wsg, wgg	風化した花崗岩を起源とする石英粒を多含する礫混じりシルト質砂を主体とする。かん止堤上流の基底は玉石混じり(wgg)。
	産錐性堆積物	dt	花崗岩・玄武岩の角礫を含む玉石混じり砂礫。基質はシルト混じり砂。
古第三紀 前期 ~ 中生代 後期	鳥取 花崗岩	sw-fGr, sw-mGr	強風化し真砂状の細粒(f)・中粒(m)花崗岩。
		w-fGr, w-mGr	風化した細粒(f)・中粒(m)花崗岩。亀裂沿いに風化が著しく、岩芯まで脆弱化する。
		ww-fGr, ww-mGr	弱く風化した細粒(f)・中粒(m)花崗岩。亀裂沿いに風化が進むものの、全体に硬質。
		fGr, mGr	未風化の細粒(f)・中粒(m)花崗岩。

表 1.3.4-10 地質物性値 (麻畑 1 号坑)

	土質・地質					
	捨石堆積物		基盤岩 (花崗岩)			
	wsg	wgg	ww-fGr	fGr	ww-mGr	mGr
湿潤密度 ρ_t (kN/m ³)	20.9	20.9	25.1	26.0	25.2	26.0
粘着力 c (kN/m ²)	9.4	9.4	580	880	580	880
内部摩擦角 ϕ (°)	38.6	38.6	37.5	40.0	37.5	40.0
変形係数 E_s (kN/m ²)	10,500	23,300	1,800,000	3,200,000	1,800,000	3,200,000
ポアソン比 ν_s	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
P波速度 (m/sec)	310	610	2,000	3,500	3,000	4,000
S波速度 (m/sec)	130	290	1,000	1,800	1,650	2,000
動ポアソン比 ν_a	0.39	0.35	0.33	0.32	0.28	0.33
動的せん断変形係数 (剛性率) G_d (MN/m ²)	36	180	2,500	8,500	7,000	10,000
動弾性係数 E_d (MN/m ²)	100	480	6,800	22,000	17,000	28,000

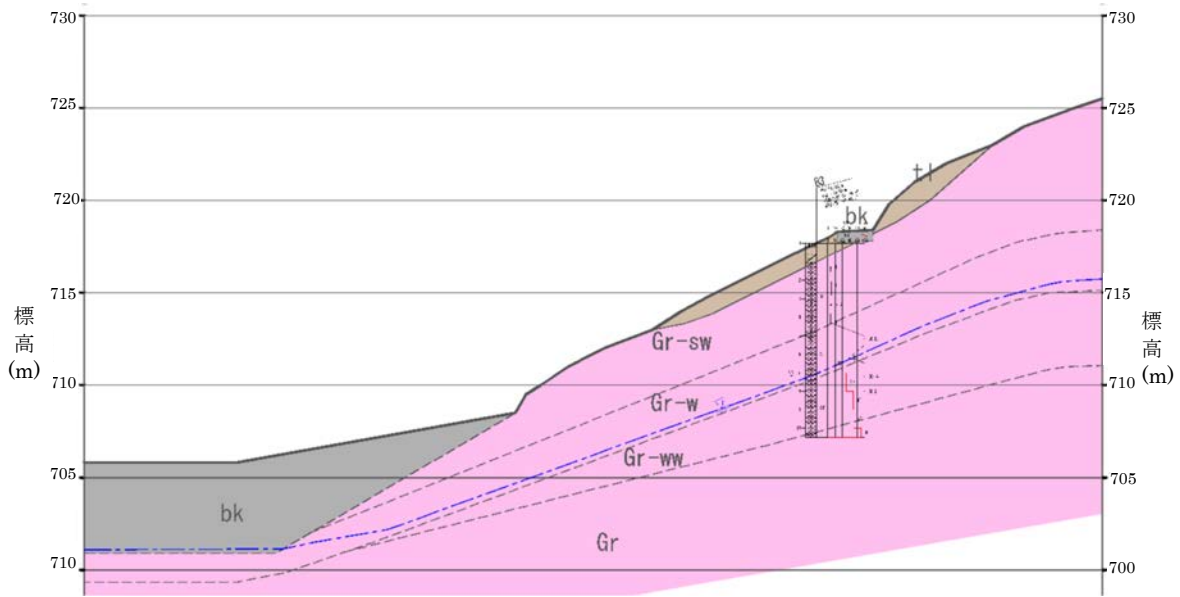


図 1.3.4-8 地質断面図（鉦さいたい積場下流部右岸）

表 1.3.4-11 地質層序表
(鉦さいたい積場右岸)

地質時代	地層名	記号	記事
新生代 第四紀	盛土、埋土	bk	風化した花崗閃緑岩を起源とする礫混じり砂を主体とする人工土。一部、有機質。
	溪床堆積物	rd	礫混じりシルトを主体とする。所々に花崗閃緑岩の玉石を含む。
	崖錐性堆積物	tl	風化した花崗閃緑岩を起源とする礫混じり砂を主体とする崩積土。一部に木片を含む。
新生代 新第三紀	人形峠層	N-w	風化した泥岩、砂岩、礫岩。軟質。敷地内に分布するものの、今回の調査では未確認。
中生代 白亜紀	人形峠 花崗岩類	Gr-sw	強風化した土砂状の花崗閃緑岩。
		Gr-w	風化した花崗閃緑岩。亀裂沿いに風化が著しく、岩芯まで脆弱化する。
		Gr-ww	弱く風化した花崗閃緑岩。亀裂沿いに風化が進むものの、全体に硬質。
		Gr	未風化の花崗閃緑岩。

表 1.3.4-12 地質物性値
(鉦さいたい積場下流部右岸)

	土質・地質								
	被覆層					基盤岩（花崗岩）			
	bk (直下)	bk (袖部)	rd	tl	N-w	Gr-sw	Gr-w	Gr-ww	Gr
湿润密度 ρ_w (kN/m^3)	18.6	18.6	17.6	11.4	16.6	18	22	25.3	26.0
粘着力 c (kN/m^2)	9.8	9.8	9.8	9.8	23.5	250	390	580	880
内部摩擦角 ϕ (°)	21	23	5	21	5	32.5	35.0	37.5	40.0
変形係数 E_s (kN/m^2)	5,300	7,900	2,600	5,300	10,000	400,000	800,000	1,800,000	3,200,000
ポアソン比 ν_s	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
P波速度 (m/sec)	650	550	1,100	1,300	1,350	400	1,300	2,100	4,000
S波速度 (m/sec)	270	260	200	110	140	175	500	1,000	2,140
動ポアソン比 ν_d	0.39	0.35	0.48	0.49	0.49	0.38	0.41	0.35	0.30
動的せん断変形係数 (剛性率) G_d (MN/m^2)	140	130	72	14	33	56	560	2,580	12,000
動弾性係数 E_d (MN/m^2)	380	350	200	40	100	150	1,600	7,000	31,000

(4) 結果の評価

1) 坑水処理の合理化に向けた露天坑水個別処理試験

a)凝集沈殿・汚泥脱水実機試験および、b)脱水ケーキ固化処理試験、c)SSF 逆洗水脱水試験の実機規模の試験結果から、坑水処理詳細設計や処理運転に必要なデータを取得することができた。

2) 捨石たい積場の安全対策

a) 神倉 2 号坑捨石たい積場第 1 かん止堤補強工事

老朽化した神倉 2 号坑捨石たい積場第 1 かん止堤の補強工事を計画・設計通り終了することで、捨石たい積場の鉱害・危害を未然に防止できる。

b) 神倉 1 号坑捨石たい積場安定性解析

神倉 1 号坑捨石たい積場については、最低地下水位時でもレベル 1、レベル 2 地震動で崩壊する解析結果が得られ、対策工の必要性が判明した。しかしながら、本地震応答解析結果は、鳥取県中部地震時でも斜面崩壊まで至らず、大きな変状が認められていないことから、たい積層と崖錐層の土質強度特性の再評価の必要性がわかった。

c) 地震時安全対策に向けた地質調査

・麻畑 1 号坑捨石たい積場

「鉱業上使用する工作物等の記述基準を定める省令の技術指針（内規）」経済産業省（2012 年 11 月）に基づく、レベル 1・レベル 2 相当地震動における捨石たい積場の安定性評価解析および、不連続変形法・マニフォールド法統合解析による地震応答シミュレーション解析に必要な地質情報データを取得することができた。

・鉱さいたい積場コンクリートかん止堤下流部の右岸斜面

法面对策設計（予備設計、詳細設計）や法面の地震応答解析に必要な地質情報データを取得することができた。

(5) 次年度以降の計画

1) 坑水処理の合理化に向けた露天坑水個別処理試験

次年度以降は、今回の実験成果を反映したセンター坑水処理設備の詳細設計を行う。

2) 捨石たい積場の安全対策

a) 神倉 2 号坑捨石たい積場第 1 かん止堤補強工事

神倉捨石たい積場においては、引き続き、老朽化した沈殿池や周辺水路の更新工事「神倉 2 号捨石たい積場沈殿池の補修工事」を行う。

b) 神倉 1 号坑捨石たい積場安定性解析

本解析結果を考慮して設計する場合、対策工が過大になる可能性高いため、解析や設計

に用いるたい積層と崖錐層の追加土質試験により土質強度特性を再検討する。

c) 地震時安全対策に向けた地質調査

・麻畑 1 号坑捨石たい積場

調査結果で得られた地質情報を用いて、レベル 1 相当とレベル 2 相当地震動を用いた地震時の安定性解析を実施し、不安定化する捨石部については、不連続変形法・マンフォールド法統合解析による地震応答シミュレーションを用いて、捨石たい積場の地震発生時の被害状況を予測し、対策工選定に必要な情報を取得する。

・鉦さいたい積場コンクリートかん止堤下流部の右岸斜面

調査結果で得られた地質情報を用いて、法面对策設計（予備設計、詳細設計）を行い、また予備設計で選定される対策工については、地震応答解析を用いて対策工の効果及び法面安定性について検証する。

（人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 環境技術開発課 福嶋 繁）

1.3.5 ウラン含有物の措置

実施拠点	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）	令和2年度計画
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>人形峠環境技術センターにおいて保管されているウラン含有物の措置を進める。</p>

(1) 概要

1) 保管されているウラン含有物の措置（物量確定調査等）

坑水処理施設のウラン回収建屋は、樹脂を用いて坑水中のウランの回収を行っている。東濃地科学センターの鉱石等の措置と合わせて、人形峠センターに保管している鉱石、樹脂、活性炭を海外製錬で措置することとなった。令和2年度は、坑水処理施設のウラン回収建屋に設置されている樹脂塔（2基）及び活性炭塔（1基）から内容物を抜き出し作業を令和2年7月までに終了し、令和2年8月末に物量を確定した。

(2) 方法

1) 保管されているウラン含有物の措置（物量確定調査等）

a) 樹脂塔及び活性炭塔の内容物の抜き出し及び重量測定

- ・樹脂塔及び活性炭塔内の内容物の吸引抜き出しを行い、200リットルドラム缶に充填
- ・ドラム缶に充填後は計量器による計量

b) 内容物のウラン量測定

- ・内容物のサンプルをポリビンに採取

(3) 結果

1) 保管されているウラン含有物の措置（物量確定調査等）

a) 樹脂塔及び活性炭塔の内容物の抜き出し及び重量測定

令和2年5月26日から図1.3.5-1のとおり樹脂塔及び活性炭塔から内容物の抜き出し及び

ドラム缶詰めを開始し、令和2年6月16日に計画通り終了した。

b) 内容物のウラン量測定

内容物のサンプルを、蛍光X線分析装置及びゲルマニウム測定器を用いて分析した。



抜出作業



ドラム缶充填作業



ドラム缶置場

図 1.3.5-1 内容物の詰替作業

(4) 結果の評価

1) 保管されているウラン含有物の措置（物量確定調査等）

作業前のリスクアセスメントを行い、トラブルもなく計画通りに実施することができた。

(5) 次年度以降の計画

1) 保管されているウラン含有物の措置（物量確定調査等）

引き続き保管されているウラン含有物の措置を行う。

(人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 環境技術開発課 池上 宗平)

1.4 東濃地科学センターにおける廃止措置

実施拠点	東濃地科学センター
第3期中長期計画（関係個所抜粋）	令和2年度計画
<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に沿って、安全確保を大前提に進める。実施に当たっては、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、廃止措置作業が通常の運転管理と異なり、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行うこととする。</p>	<p>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、核燃料物質の集約化、内在するリスクレベル等を勘案し具体化した施設中長期計画に従って、安全確保を大前提に、以下の施設の廃止措置を進める。</p> <p>東濃地科学センターにおいて保管されているウラン含有物の措置を進める。</p>

(1) 令和2年度計画の概要

東濃地科学センターにおいて保管されている核原料物質の措置を進める。

1) ウラン鉱石等の海外製錬

ウラン鉱石等の海外製錬に係る輸送・支援業務役務契約を締結し、輸送許可申請手続き等の輸送に向けた準備作業を開始する。また、製錬役務契約を締結するとともに、外務省を通じて国際規制物資輸出に伴う口上書を交換し、経済産業省へ輸出許可・承認申請を行う。

2) トリウム鉱石保管施設の措置

地中保管中のトリウム鉱石等の回収方法を具体化するための詳細検討を実施する。

(2) 実施状況

1) ウラン鉱石等の海外製錬

- a) 製錬する鉱石等の量及びこれらに含まれるウラン量の数量を確定した。
- b) 海外への輸送・支援業務役務契約及び製錬役務契約締結に向けた準備作業を行った。なお、契約の締結については、令和2年度の行政事業レビューの状況を踏まえ、より詳細な妥当性評価について改めて実施する必要があると判断し、令和3年度に延期した。
- c) 輸出に必要な外交手続きとして、外務省を通じて輸出国との口上書交換を行った。なお、輸送・支援業務役務契約及び製錬役務契約を令和3年度に延期したことから、経済産業省への輸出許可・承認申請は当該契約締結後に行う。

2) トリウム鉱石保管施設の措置

- a) 地中保管中のトリウム鉱石等の回収方法に関する詳細検討を実施し、地上保管への移行

に向けた計画の具体化を図った。

表 1.4-1 にウラン・トリウム鉱石等の措置スケジュール（実績）を示す。

表 1.4-1 ウラン・トリウム鉱石等の措置スケジュール（実績）

	月												
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
ウラン鉱石等の 海外製錬	数量確定												
						契約締結に向けた準備作業							
	輸出に必要な外交手続き												
トリウム鉱石保 管施設の措置	詳細検討												
							計画の具体化						

(3) 次年度以降の計画

- 1) ウラン鉱石等の海外製錬については、人形峠環境技術センターで保管しているウラン系の核原料物質と合わせて令和 3 年度に輸送・支援業務役務契約及び製錬役務契約を締結した後、輸出許可・承認を得て、令和 4 年度に海外へ輸送し製錬を行う計画である。
- 2) 地中保管中のトリウム鉱石等については、地上保管に移行するための準備作業を継続する計画である。

（東濃地科学センター 保安・施設管理課 池田 幸喜、辻中 秀介、鶴田 忠彦）

1.5 青森研究開発センターにおける低レベル放射性廃棄物の分別作業

実施拠点	青森研究開発センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	令和2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。	青森研究開発センターにおいて保管している低レベル放射性廃棄物について、安全管理を継続するとともに、今後の処理、処分に向けた分別作業等の対応を進める。

(1) 令和2年度計画の概要

放射性固体廃棄物ドラム缶の腐食のリスクを低減し、健全性を確保することを目的として、昨年度に引き続き、ドラム缶の内部点検を実施するとともに、保管廃棄物の分別手順の確立を目的としたドラム缶開缶調査を含む試行的な分別作業を実施する。本年度は、水分を含有し、かつ、保管期間17年以上経過しているドラム缶4本及び今後リスクを生じるドラム缶12本について内部点検を実施し、腐食リスクのあるドラム缶についての内部点検を実施する。また、内容物情報が金属のみのドラム缶5本について、ドラム缶の開缶調査を含む試行的な分別作業により、内容物の種類及び量に関する情報の収集並びに分別作業手順の確認を実施する。

(2) 実施状況

1) ドラム缶の内部点検作業

内部点検作業は、水分を含有し、かつ、腐食リスクのあるドラム缶として保管期間17年以上のドラム缶4本及び今後リスクを生じるドラム缶12本について実施した。内部点検の主な工程はドラム缶の並べ替え作業、内部点検作業及び廃ドラム缶の切断作業に大別される。本年度は、腐食リスクのあるドラム缶が内部点検場所とは異なる建屋に保管しているドラム缶であったことから、運搬作業も工程に加えて実施した。また、廃ドラム缶の切断作業は本年度は実施しなかった。なお、本年度の内部点検作業により、腐食リスクを生じていたドラム缶については全ての内部点検が完了した。

a) ドラム缶の並べ替え作業

ドラム缶並べ替え作業は、選定した内部点検対象ドラム缶を、一時仮置場に集める作業である。b)内部点検作業の前に実施した、フォークリフトによるドラム缶の並べ替え作業の状況を図1.5-1に示す。

b) 内部点検作業

ドラム缶の蓋を開放し、内容物を取り出した後、ドラム缶の内壁の腐食の有無等を目視により確認した。腐食を認めたドラム缶は、インナー容器を予め設置した健全なドラム缶と交換し、取り出した内容物を収納した。この作業は、グリーンハウス内で実施した。

c) 青森研究開発センター関根施設の保管建屋から燃料・廃棄物取扱棟までの区間の放射性固体廃棄物の事業所外運搬を実施した。事業所外運搬作業の様子を図1.5-2に示す。



図 1.5-1 フォークリフトによる
ドラム缶の運搬



図 1.5-2 放射性固体廃棄物の事業所
外運搬作業の様子

2) 放射性廃棄物の分別作業

現在保管中の放射性固体廃棄物の内容物について今後継続的に分別を実施することとしており、本年度は、ドラム缶開缶調査を含む試行的な分別作業を実施した。

主な工程は、ドラム缶の並べ替え作業とドラム缶の分別作業に大別される。ドラム缶の並べ替え作業については、内部点検と同様の作業である。ドラム缶の分別作業は、ドラム缶の内容物と内容物データとの整合の確認を主目的とした試行的な分別作業として実施した。分別作業状況を図 1.5-3 及び図 1.5-4 に示す。内容物データが金属のみのドラム缶 5 本を選定し内容物を確認したが、一部のドラム缶については、金属以外の多様な内容物を収納していた。



図 1.5-3 ドラム缶蓋を開けたところ



図 1.5-4 ドラム缶の内容物の例
(ワイヤー)

(3) 次年度以降の計画

次年度は、分別作業を継続的に進めることとしているが、詳細な内容物情報が判明している廃棄物パッケージについて収納状況を確認することにより、分別作業の効率化を図ることを計画している。

(青森研究開発センター 施設工務課 桑原 潤)

2. 放射性廃棄物の処理及び関連する技術開発

2.1 α系統合焼却炉の設計

実施拠点	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）	令和2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。	α系統合焼却炉については、実施設計を開始する。	

(1) 令和2年度計画の概要

α系統合焼却炉についての建家の実施設計を開始し、内装設備の詳細設計を継続する。

(2) 実施状況

α系統合焼却炉では、建家の実施設計を開始して建築・電気設備・換気設備の設計及び耐震設計を進めた。内装設備の詳細設計においては建家設備との干渉回避のためのコンポジット調整を進めた。

(3) 次年度以降の計画

建家の実施設計として建築設備詳細図等の作成及び内装設備の詳細設計として最終コンポジット調整を行う。

(バックエンド対策推進室 小林 健太郎、榊原 哲朗)

2.2 放射性廃棄物の固定化技術開発

実施拠点	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）	令和2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。	放射性廃棄物の廃棄体化処理に係る技術開発として、固定化技術の高度化に向け、複数の固定化処理材料を用いた固化試験及び浸出試験を行い、固化体性能のデータ取得を進める。	

(1) 概要

機構内から発生する鉛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年度は鉛を対象として処理フローの作成に着手し、平成28年度は鉛化合物の水への溶解度、鉛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に必要な実験的なデータ取得に着手した。平成29年度及び平成30年度は、利用可能なデータ類を入手するために文献を調査するとともに、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を実施した。令和元年度は、鉛を含む放射性廃棄物の廃棄物側からのアプローチ及び金属鉛を対象とした固定化処理材料側からのアプローチに係る試験を実施し、鉛を含む放射性廃棄物の処理フローを作成するためのデータを取得した。図2.2-2に業務実施のスケジュールを示す。

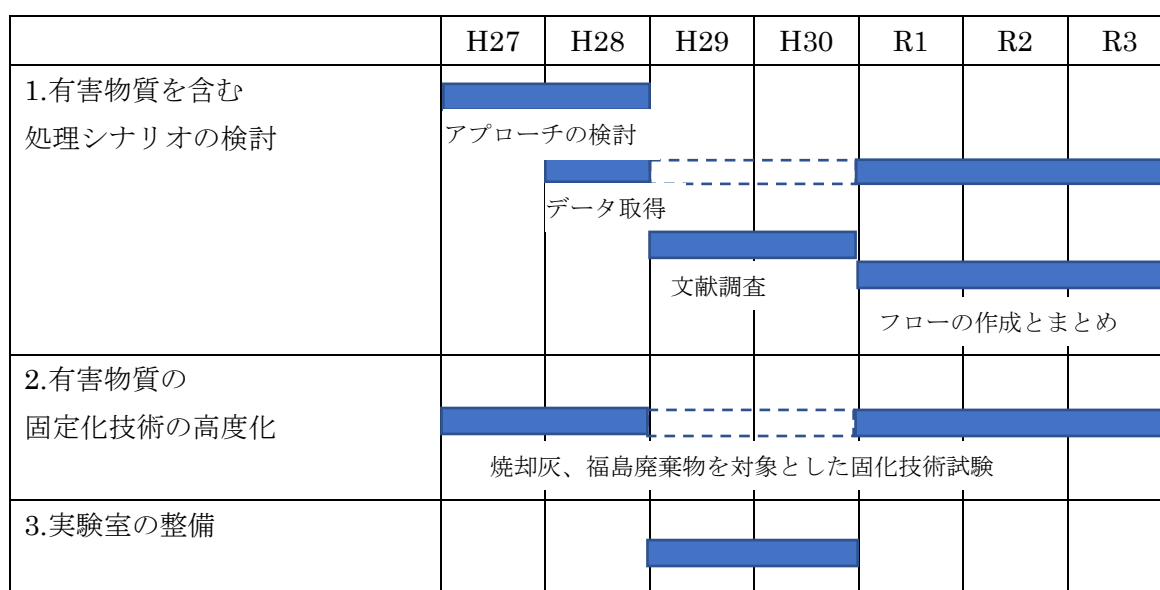


図 2.2-2 業務実施のスケジュール

これまでの検討では、鉛の溶解度が pH の影響を受けることから、固定化処理材料側からのアプローチとして pH の異なる 3 種類の固定化処理材料（普通ポルトランドセメント、低アルカリ性セメント及びアルカリ活性材料）を用いて金属鉛を固化し、溶出試験を実施して固定化処理材料の pH が鉛の溶出に及ぼす影響を調査した。その結果、pH が低くなるにつれて鉛の溶出量が低下する傾向を確認したものの、金属等を含む産業廃棄物に係る判定基準を定める省令において規定されている産業廃棄物の埋立処分に係る有害物質の溶出濃度の基準値（鉛として 0.3 mg/L、以下、「判定基準」という。）を満たす固定化処理材料は見当たらなかった。このため、令和 2 年度は、溶解度の低い鉛化合物や産業廃棄物において鉛の処理に実績のある有機キレート剤等を用いて鉛を安定化させる試験を実施し、処理フローの作成に係るデータを取得した。また、放射性廃棄物の廃棄物量を低減し、処理の合理化に資するため、鉛を含む製品の再利用技術に関する調査を実施した。

(2) 方法

1) 有害物質を含む処理シナリオの検討

令和 2 年度は、廃棄物側からのアプローチとして、令和元年度に引き続いて機構内の鉛を含む放射性廃棄物からの鉛の溶出量に関する調査を継続するとともに、鉛イオンの安定化処理方法の検討及び鉛を含む製品の再利用技術に関する調査を実施した。

機構内の鉛を含む放射性廃棄物リストの中で鉛の溶出量に係る検討を実施していない鉛を含むイオン交換樹脂について、検討に必要な廃棄物の詳細な情報を収集するため、担当部署へ聞き取り調査を実施した。

安定化処理方法の検討は、鉛化合物の溶解度に着目し、既往文献において不溶性とされている鉛化合物（リン酸鉛、四酸化三鉛、硫化鉛等）を対象に廃棄物の処理及び清掃に関する法律（以下、「廃棄物処理法」という。）で規定されている産業廃棄物に含まれる金属等の検定方法に基づく溶出試験（以下、「環境庁告示 13 号試験」という。）を実施し、各鉛化合物からの鉛の溶出量を測定した。また、有害物質を含む産業廃棄物の中間処理で実績のある有機キレート剤等を用いて鉛の安定化処理物を合成した。判定基準を満たした鉛化合物及び鉛安定化処理物を対象に、セメント等の固定化処理材料による固化で想定されるアルカリ環境下での鉛の溶出量を、廃棄物学会試験技術仕様の初期添加式 pH 依存性試験方法に準拠して測定した。

また、鉛の分別が可能な廃棄物については、クリアランスや再利用を検討する方針であることから、鉛を含む放射性廃棄物の廃棄物量を低減し、処理の合理化に資するため、産業廃棄物における鉛を含む製品の再利用技術を調査し、再利用に係る処理フローを作成するための情報を収集する。図 2.2-3 に実施状況を示す。

実施項目	年	2020年度 (令和2年度)											
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
廃止措置・放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発 放射性廃棄物の廃棄体化処理に係る技術開発として、固定化技術の高度化に向け、複数の固定化処理材料を用いた固化試験及び浸出試験を行い、固化体性能のデータ取得を進める。													

図 2.2-3 実施状況

2) 有害物質の固定化技術の高度化

令和2年度は、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て、機構内だけでなく、原子力事業者が抱える放射性廃棄物に関する研究開発に積極的に参画し、外部資金を得て固定化技術の研究開発を推進した。

核燃料サイクル工学研究所内の施設に保管されている分析廃液や潮解性のある廃棄物を対象とした固化処理に関する研究開発、原子力機構内の他事業所及び核燃料加工事業者が保有するスラッジ状廃棄物を対象とした固化処理に関する研究開発（資源エネルギー庁 受託事業）を行うとともに、福島研究開発部門に協力し、福島第一原子力発電所の廃止措置に必要な処理技術に関する研究開発（経済産業省 廃炉汚染対策事業及び文部科学省 英知事業）を担当し、セメントとは異なる性能を持つアルカリ活性化材料（AAM : Alkali Activated Materials）の適用性検討を行うなど、固定化技術の高度化を試みた。

(3) 結果

1) 有害物質を含む処理シナリオの検討

鉛を含むイオン交換樹脂の詳細を保有部署へ問い合わせた結果、鉛とイオン交換樹脂は分別された状態で保管されていることから、今後は鉛しゃへい材の中に含めて検討することにした。したがって、これまでの機構内の有害物質保管量の調査でリスト化された鉛を含む放射性廃棄物は、すべての対象物からの鉛の溶出量の調査が終了し、産業廃棄物の判定基準との比較により、鉛ガラスのみが判定基準を満たすことが明らかになった。

鉛安定化処理方法の検討では、鉛の溶解度に注目して、既往文献において不溶性とされているリン酸鉛、四酸化三鉛、硫化鉛を対象に環境庁告示 13 号試験を実施した。図 2.2-4 に結果を示す。産業廃棄物の埋立処分するための判定基準を満たしたのは、リン酸鉛 (Pb₃(PO₄)₂)

のみだった。また、硝酸鉛溶液に対して無機系吸着材のゼオライトや産業廃棄物の中間処理に実績のある有機キレート剤を添加して鉛の安定化処理物を合成し、安定化処理後の上澄み液中に含まれる鉛濃度を測定した。ゼオライト及び有機キレート剤のどちらを用いた場合も、鉛濃度は判定基準以下だった。

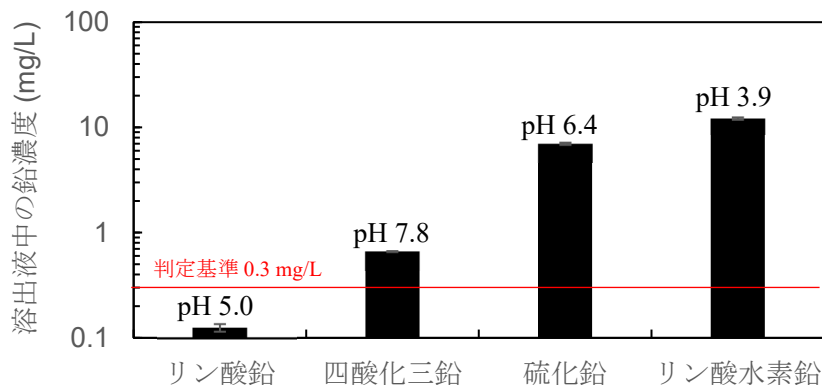


図 2.2-4 鉛化合物の環境庁告示 13 号試験の結果

判定基準を満たしたリン酸鉛、合成したゼオライト安定化処理物及びキレート安定化処理物を対象に、様々な pH 域を持つ固定化処理材料による固化を想定し、pH が鉛の溶出に及ぼす影響をあらかじめ判定するため、pH 依存性試験を実施した。令和元年度に検討した普通ポルトランドセメント (pH 約 13)、低アルカリ性セメント (pH 約 11) に加えて中性域で利用可能な固定化処理材料 (pH 約 8) を想定し、pH が 8~13 の範囲となるように調整した溶出液を用い、鉛の溶出量を調査した。図 2.2-5 に pH 依存性試験の結果を示す。いずれも pH の増加に伴い鉛の溶出量も増加する傾向が見られた。また、pH11 以上のアルカリ環境下ではすべての材料で溶出液中の鉛濃度が判定基準を超過することが明らかになった。リン酸鉛や鉛安定化処理物を普通ポルトランドセメントで固化した場合には、鉛が再溶解して判定基準を超過すると推察された。

鉛を含む製品の再利用技術の調査では、天然鉱物等から鉛のみを取り出す技術 (製錬技術) について調査を行い、技術名称、プロセス概要、処理実績などを取りまとめた。

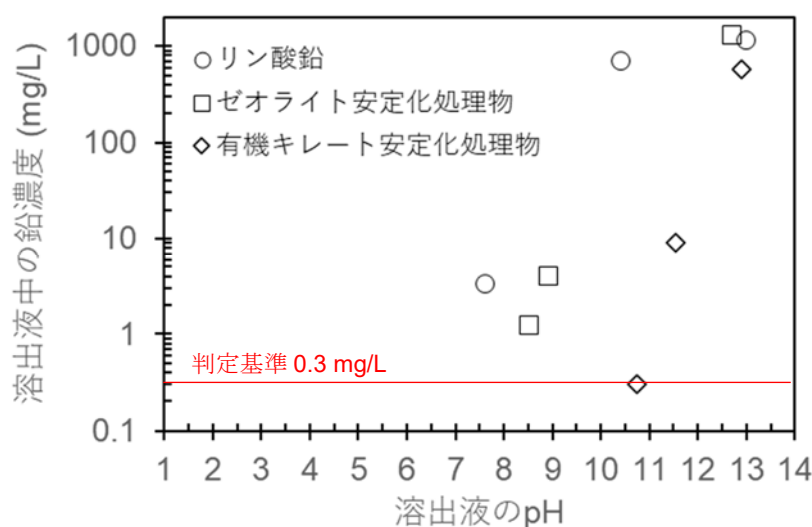


図 2.2-5 pH 依存性試験の結果

2) 有害物質の固定化技術の高度化

令和 2 年度については、核燃料サイクル工学研究所が抱える廃棄物に対する処理技術開発として、施設内に滞留する分析廃液や潮解性のある廃棄物の固定化試験を担当部署に協力し実施している。原子力機構内の他事業所及び核燃料加工事業者が保有する廃棄物に対する処理技術開発として、バックエンド統括本部及び人形峠環境技術センターとともに、過去に実施した核燃料加工事業で発生し保管されているスラッジから U を回収し、有害成分を含む残渣を固定化することを目的とした研究開発を資源エネルギー庁より資金を得て開始し、模擬廃棄物を用いた固定化試験や有害成分の溶出性を指標とした複数の固定化処理材料の適用性検討など固定化技術の高度化に資する試験に着手した。福島第一原子力発電所の廃止措置に関する研究開発として、福島研究開発部門に協力し、経済産業省の廃炉汚染水対策事業の処理技術に関する研究開発を担当し、先行的処理方法の選定手法の構築に資する低温処理技術のデータ取得、固化体変質に係る調査、処理技術の適用性評価アプローチの検討として処理技術の設備構成等に関するデータ取得等を、技術調査、実験及びシミュレーションによる解析の方法により、電力中央研究所や北海道大学等の関係機関と協力して実施した。また、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業では、日英の国際共同研究で AAM 材料に関する流動性や放射線照射時の水素発生量の評価を、課題解決型プログラムでアパタイトセラミック固化の放射線照射時の水素発生量の評価を担当している。

(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。廃棄物側からのアプローチとして、機構内の調査で挙げたすべての鉛を含む放射性廃棄物について、鉛の溶出量に関するデータを取得した。固定化処理材料側からのアプローチとして、各鉛化合物や鉛安定化処理物からの鉛の溶出に係る試験を実施し、鉛を含む放射性廃棄物の処理フローを作成するためのデータを取得した。固定化処理材料の pH が鉛の溶出性に及ぼす影響をあら

はじめ把握するため、溶出液の pH に依存した鉛の溶出性に関する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。鉛を含む製品の再利用技術の調査では、産業廃棄物における鉛の再利用技術について核燃料サイクル工学研究所内に保管されている鉛しゃへい材、鉛ガラス、鉛グローブ等の鉛を含む放射性廃棄物への適用性を調査し、再利用に係る処理フローを検討した。鉛を含む放射性廃棄物の発生量を低減し、将来的な処理処分コストの低減につながる成果が得られた。

加えて、機構内廃棄物、加工事業者の保有する廃棄物及び福島第一原子力発電所の廃止措置を対象とした研究開発を、外部資金を得て、国内外の関係者と協力して実施することで、施設の様況や廃棄物の特徴を勘案した先駆的な研究開発を実施するとともに、固化技術の高度化を通じ、処理技術の進展に貢献できた。

本事業は、機構内に保管されている鉛を含む放射性廃棄物のみならず、国内の原子力施設に保管されている有害物質を含む放射性廃棄物や福島第一原子力発電所のように廃炉の作業過程で発生すると予想される有害物質を含む放射性廃棄物にも適用可能な知見である。さらに、非放射性的の産業廃棄物においても鉛の安定化処理技術は現在も研究が進められている分野であり、得られた知見は産業廃棄物の処理処分に対しても適用可能であることから、我が国の原子力産業の推進及び自然環境の保護に貢献した。

(5) 次年度以降の計画

次年度は、固化体からの鉛の溶出量が判定基準を満足する鉛の充填量を把握するための試験を実施する。また、中性域において安定化処理物からの鉛の溶出量が判定基準を満たしていたことから、酸性域から中性域で利用できる固定化処理材料についても検討を加え、安定化処理と固化処理を併用した場合のデータ取得を継続する。以上により得られたデータをとりまとめ、鉛を含む放射性廃棄物の処理フロー案を示す。なお、福島第一原子力発電所の廃止措置等の外部資金によるそれぞれの廃棄物処理技術開発についても、各計画に従い着実に実施し、固化技術の高度化を試みる。

(6) 成果

1) 報告書

- ・国際廃炉研究開発機構報告書

2) 投稿論文

- ・福島汚染水処理二次廃棄物に対する AAM 固化に関する技術報告：1 件投稿準備中
- ・福島汚染水処理二次廃棄物に対する熔融ガラス固化に関する技術報告：2 件投稿準備中

3) 口頭発表、ポスター発表、プレス発表、講演

発表者	タイトル	学会名等
佐藤 淳也他（原子力機構 5 名、ジック 2 名）	廃棄物として発生する含鉛製品の溶出試験	日本原子力学会 2020 年秋の大会
谷口 拓海他（原子力機構 4 名、電中研 3 名、太平洋コンサル 3 名、検査開発 1 名）	福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (8) 低温処理固化可能性検査手法の検討	日本原子力学会 2020 年秋の大会
中塩 信行他（原子力機構 3 名、電中研 2 名、太平洋コンサル 2 名、アトックス 3 名）	福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (9) 模擬炭酸塩スラリーの合成	日本原子力学会 2020 年秋の大会
菊地 道生他（原子力機構 3 名、電中研 4 名、太平洋コンサル 3 名）	福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (10) 炭酸塩スラリーを含有する低温固化処理材料の特性評価	日本原子力学会 2020 年秋の大会
金田 由久他（原子力機構 3 名、電中研 3 名、太平洋コンサル 4 名）	福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (11) 低温処理材料の溶解試験	日本原子力学会 2020 年秋の大会
小林 佑太朗他（原子力機構 3 名、電中研 1 名、太平洋コンサル 3 名、北海道大学 1 名）	福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (12) 低温処理材料の溶解挙動のモデル化	日本原子力学会 2020 年秋の大会
加藤 潤他（原子力機構 4 名、電中研 3 名、太平洋コンサル 2 名）	福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (13) 炭酸塩スラリー含有固化体の照射特性	日本原子力学会 2020 年秋の大会
宇留賀 和義他（原子力機構 3 名、電中研 3 名）	福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (14) 高温処理時における無機吸着剤からの Cs 揮発挙動	日本原子力学会 2020 年秋の大会
菊地 道生他（原子力機構 3 名、電中研 5 名、東京パワーテクノロジー 1 名）	福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (15) 廃棄物固化処理技術抽出のためのアプローチの検討 その 2	日本原子力学会 2020 年秋の大会
平木 義久他（原子力機構 5 名、北海道大学 2 名、アドバンエンジ 1 名）	K 系アルカリ刺激材料の流動性に係る物性試験	日本原子力学会 2020 年秋の大会

発表者	タイトル	学会名等
角田 あやか他（原子力機構 5 名、北海道大学 2 名、アドバンエンジ 1 名）	K系アルカリ刺激材料の固化体強度および長期安定性に係る物性試験	日本原子力学会 2020 年秋の大会
谷口 拓海他（原子力機構 4 名）	汚染されたカドミウムの安定化処理方法の検討	日本原子力学会 北関東支部 令和 2 年度 リモート若手研究者・技術者発表会

(環境技術開発センター 廃止措置技術部 廃棄物処理技術課
佐藤 淳也、入澤 啓太、大杉 武史、曾根 智之)

2.3 放射性廃液の固化、安定化技術開発 (STRAD プロジェクト)

実施拠点	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)	令和2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。	既存の施設で処理が困難な多様な放射性廃液を固化、安定化するための技術開発を進める。	

(1) 開発の経緯及び概要

発電炉、研究所や医療機関をはじめとした放射性物質取扱施設の廃止措置が今後増えていくと考えられる。当該施設において、放射性物質は種々の化学種と混合して使用され、処理困難な廃液が発生、蓄積されてゆくと予想される。これらの溶液に含まれる化学物質の特性を考慮し、個別に安全な処理方針及び方法を検討する必要がある。また、このような放射性廃液はホットセルやグローブボックスといった特殊な環境で使用、保管されることが想定されるため、遠隔操作性や装置に起因した使用上の制限などを加味した操作によって処理を実施しなければならない。原子力機構では、このような溶液の処理に関する知見や経験を蓄積し、将来的に発生する廃液の処理に資するため、放射性物質取扱施設である高レベル放射性物質研究施設 (CPF) にて保管されている放射性廃液を対象として、施設特有の制約を考慮した処理技術の開発を開始した。本技術開発は溶液の種類に沿って、大学等を含めた複数グループの共同研究として進めてきたが、グループ間での情報交換や技術の共有を目的として、平成30年度初頭に **Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decommissioning (STRAD)** プロジェクトとして統合した。令和3年3月時における体制では、国内の大学、国立研究開発法人、メーカーを含め11の機関が本プロジェクトに参画している。本研究は開発対象の幅が広く、全ての放射性物質取扱施設が抱える課題を解決しようとするものであるため、国内外を問わない協力が有効であると考えられる。今後国際協力に発展させることを目標として、これまでにフランスの **Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA)**、イタリアの **Joint Research Center (JRC)**、イギリスの **National Nuclear Laboratory (NNL)** との情報交換会議を行っており、それぞれの施設が抱える廃液処理に関する課題の共有を行ってきた。

現在、本プロジェクトで技術開発の対象としている廃液は、種々の反応性試薬を含有した水溶液及び有機廃液であり、令和2年度に実施した技術開発は、水溶液系におけるアンモニウムイオンの分解、アジ化物の処理、残液の低温濃縮固化、有機廃液系では放射性物質除去用吸着材の開発及び残液の固化である。下記に各技術開発の経緯及び概要を記す。

1) アンモニウムイオンの分解

放射性廃液中に共存する硝酸とアンモニウムからの、危険性を有する硝酸アンモニウムの生成を未然に防ぐことを目的とし、アンモニウムイオンの処理の検討を行っている。これまでに、触媒とオゾン酸化を組み合わせによって、液体で取り扱える温度および常圧でのアンモニウムイオンの分解が可能であることを示している。本年度は溶液の pH を高く保持することで、触媒反応を用いず、オゾンによる直接酸化による分解を目指した。これにより、アンモニウムイオンの事前の分離を要さないプロセスが可能となる。

2) アジ化物の処理

アジ化物イオンはヒドラジン等の還元剤の分解生成物として、放射性廃液中に混在している可能性がある。アジ化物塩に爆発性を示すものが多く、有機物と反応して生成する有機アジドは加熱、光、濃縮、衝撃によって爆発するため、その安定化に関する技術の需要は大きい。本年度は、水溶液中のアジ化物イオンの活性炭への吸着性を評価した。

3) 水相廃液の低温濃縮固化

多様な試薬を含む分析廃液の処理に当たり、低温にて濃縮する技術が必要となる。これまでに、逆浸透膜を用いた濃縮の適用性について検討し、実液を用いて濃縮性能を実証することが出来ている。一方、高い濃縮率を得るためには複数回のカラムへの通液が必要であり、汎用性のある技術としては、より効率的な手法の開発が望まれる。本年度は、凍結乾燥を用いた濃縮の性能を確認した。

4) 有機廃液系からの放射性物質除去用吸着材の開発

有機廃液中にて配位子と錯形成した放射性金属イオンを回収する手法として、イミノ二酢酸基を有する吸着材が有効であることが昨年度までの研究で明らかとなった。一方で、効率的な吸着を達成するためには、有機相との親和性の改善が必要であると考えられた。本年度は、水相、有機相の両方と交わらないフルオラス型抽出剤に着目し、吸着材の開発を行った。

5) 有機廃液の固化処理

放射性物質を除去した有機廃液の処理方法として、昨年度までにポリマーを用いた固化技術の開発を行ったが、固化体の耐久性が課題として挙げられた。代替の手法として無機材料であるジオポリマーによる固化について検討を開始した。本年度は模擬廃溶媒の固化性能確認を行った。

(2) 各技術開発の成果

1) アンモニウムイオンの分解

a) 目標

複数の化学種が混在する放射性廃液中のアンモニウムイオンを効率的かつ、液体で取り扱える温度および常圧の条件で分解する。

b) 試験方法

硫酸アンモニウム、水酸化ナトリウム、過硫酸アンモニウム、スルファミン酸、硝酸を含む水溶液を試験液とした。試験液に酸化マグネシウムを添加し、60℃にて空気中の酸素

を濃縮したものを供給源とした O_3/O_2 ガスを供給した。装置構成を図 2.3-1 に示す。運転中における溶液中のアンモニウムイオン、硝酸イオンの濃度を測定した。

実証試験では、Ni, Co, Sr, Y や過酸化水素、クエン酸アンモニウム、アンモニア水、硝酸、リンモリブデン酸アンモニウムが含まれる、 ^{63}Ni 分析の廃液を用いた。

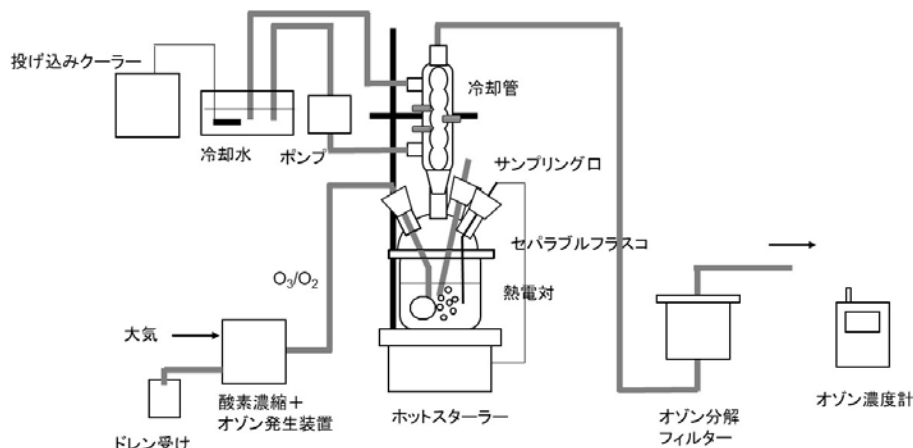


図 2.3-1 アンモニウムイオン分解装置の構成

c) 結果及び考察

(ア) 酸化マグネシウム添加によるアンモニウムの分解

窒素化合物の濃度の変化を図 2.3-2 に示す。ここで、窒素ガス濃度は推定値であり、アンモニウムイオンの酸化生成物は硝酸イオンと窒素ガスのみと仮定した。アンモニウムイオン転化率は、5h で 67% と高く、硝酸イオンへの選択率 (=硝酸イオン変化量/アンモニウムイオン初期量×100) は 20% と低かった。酸化マグネシウムが溶解することで、pH が 9.5 程度に維持され、高い分解効率が得られたと考えられる。

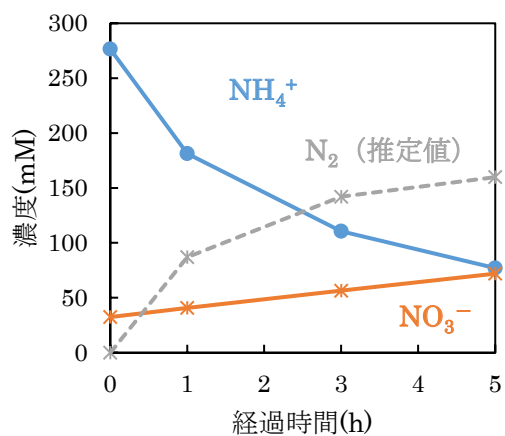


図 2.3-2 窒素化合物濃度の経時変化

(イ) 実証試験

廃液には長期の保管により生じている沈殿物が含まれるため、ろ過を行ってから、RO 膜により濃縮を行った。濃縮後の廃液にオゾンガスを吹込み、アンモニウムの分解を確認した。これにより、本技術の適用性が実証された。オゾン吹込み処理後に再度ろ過処理を行い、ろ液を貯槽に送液して処理を終了した。

d) まとめ

模擬廃液に酸化マグネシウムを添加して pH を高く保つことで、オゾン吹込みによる効率的なアンモニウムイオンの分解を達成した。また、本技術の実廃液中のアンモニウムイオン分解への適用性を示した。これにより比較的低温かつ常圧でのアンモニウムイオン分解を可能とし、高温・高圧または高価な触媒を利用してアンモニアを分解している、一般産業界でのアンモニア処理への応用が期待出来る。

2) アジ化物の処理

a) 目標

放射性廃液中のアジ化物イオンを回収可能な吸着材を開発する。

b) 試験方法

活性炭にアジ化ナトリウムと化学的に結合可能な芳香族化合物を含浸したものを吸着材とした。アジ化ナトリウム水溶液に活性炭吸着材を添加して振とうした。水溶液中のアジ化物イオン濃度の変化から、吸着量を評価した。また、吸着上の窒素の化学形態を調査するため、N-K 吸収端 X 線吸収スペクトルを取得した。

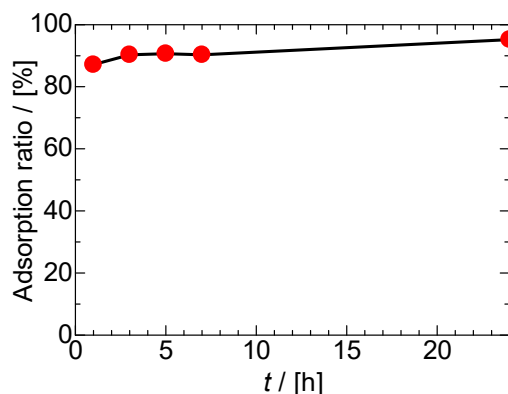


図 2.3-3 アジ化物イオン吸着率

c) 結果及び考察

図 2.3-3 に水溶液中のアジ化物イオンの吸着率を示す。吸着率は振とう 1 時間経過後に 85%であり、その後振とう時間とともに徐々に増加して、24 時間で 95%に達した。

図 2.3-4 にアジ化物イオン吸着後の活性炭及びアジ化ナトリウムについて得られた N-K 吸収端 XANES スペクトルを示す。アジ化ナトリウムについては 400 及び 404 eV にシャープな X 線吸収ピークが見られたが、吸着材については

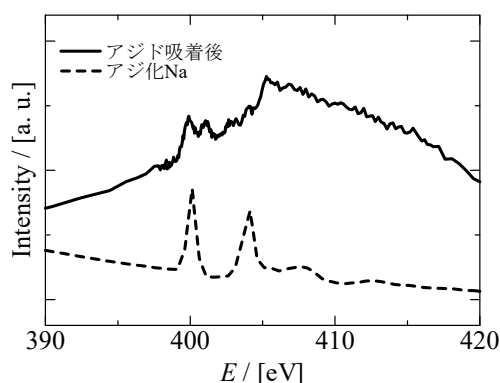


図 2.3-4 N-K 吸収端 XANES

400 eV 付近に二つのピークがあり、また 406 eV 付近にピークが見られた。これは窒素原子の化学状態が、アジ化ナトリウムのものから変化していることを表しており、アジ化物イオンが活性炭に物理吸着しているのではなく、含浸された芳香族化合物に化学的に結合していることが示唆される。

今後、吸着メカニズムをより詳細に解明するために XANES スペクトルの解析を進めるとともに、アジ化物吸着後の吸着材の熱特性等から本技術の安全性を評価する。

d) まとめ

活性炭をベースとした吸着材を用いて、アジ化物イオンを水溶液中から回収することが出来ることが明らかになった。ここで得られた成果を応用し、疎水性の高い吸着材を開発することで、より危険性の高い有機アジドの処理に展開出来ることが期待される。

3) 水相廃液の低温濃縮固化

a) 目標

複数の化学種を含む水溶液を、フリーズドライ法を用いて低温で濃縮可能であることを示す。

b) 試験方法

硝酸、硫酸、スルファミン酸、アンモニアを含む水溶液、及び硝酸に複数の金属イオンを含む模擬高レベル放射性廃液を液体窒素温度で凍結した後に、図 2.3-5 に示すフリーズドライ装置にセットして真空にし、水分を気化させた。水の気化熱によって冷却が維持され、回収した水はトラップにて捕捉した。

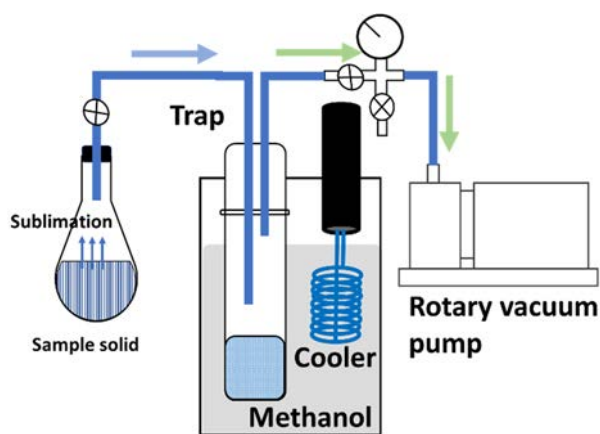


図 2.3-5 フリーズドライ濃縮装置の構成

c) 結果及び考察

どちらの組成の水溶液についても、約 12 時間の運転で 200 mL の模擬廃液を乾固するまで乾燥することができた (図 2.3-6 参照)。トラップに捕集された水には硝酸イオンが検出された。今回の運転条件では、硝酸の一部が塩として残留せずに、水とともに気相に移行することが分かった。今後、冷却温度等の操作条件が、気相に移行する化学種及び移行量について与える影響を調査する必要がある。また、ホットセル等での使用を考慮して、現在硝酸の移行に伴う材料の腐食を抑制するための装置構成について検討中である。



図 2.3-6 濃縮後の廃液の外観

d) まとめ

フリーズドライを用いて、簡便な装置及び操作によって複数の化学種を含む廃液、及び高レベル放射性廃液相当の硝酸廃液を乾固するまで濃縮可能であることが明らかになった。今後、運転条件や装置構成の最適化を図る。ここで開発した技術は、低温での蒸気圧の差を利用した有機物の分離にも適用可能であり、加熱が適さない化学物質の分離に発展させることが出来る。

4) 有機廃液系からの放射性物質除去用吸着材の開発

a) 目標

有機相廃液中にて配位子と錯形成し、回収困難な放射性核種を吸着除去するための吸着材を開発する。

b) 試験方法

イミノ二酢酸基を導入したフルオラス型抽出剤を合成し、これを含浸した吸着材を調製した。模擬廃液として、廃 PUREX 溶媒を想定して、ノルマルドデカン中に TBP 及び DBP を含む溶媒に Zr を装荷したものを用いた。模擬廃液中に吸着材を添加して所定時間振とうし、模擬廃液中の Zr 濃度の変化から吸着量を評価した。

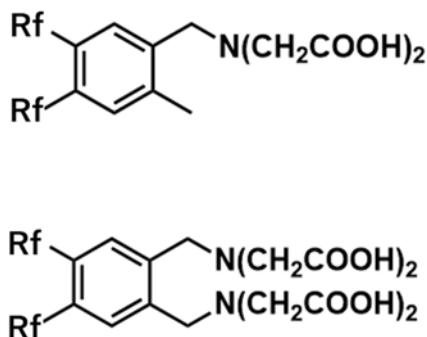


図 2.3-7 合成したフルオラス型抽出剤

c) 結果及び考察

合成したフルオラス型抽出剤の構造を図 2.3-7 に示す。NMR 分析等によってイミノ二酢酸基が 1 個または 2 個導入された抽出剤が合成できたことを確認した。本試験では、これら化合物を分離せずに、多孔質シリカ粒子に含浸した吸着材を調製し、バッチ吸着試験に供した。

バッチ吸着試験によって得られた、Zr の吸着容量を図 2.3-8 に示す。ここで、参考として、市販のイミノ二酢酸基を有する吸着材 (CR11) について得ら

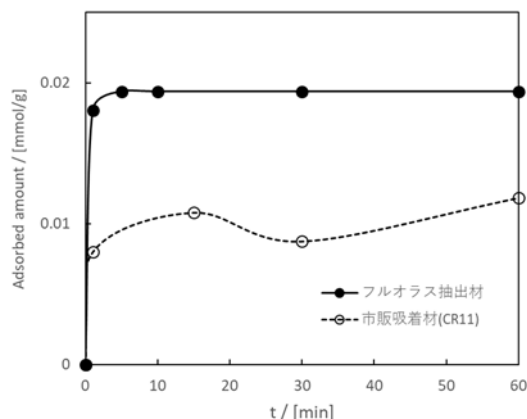


図 2.3-8 イミノ二酢酸型吸着材への吸着容量

れた吸着容量も合わせて示す。今回合成した吸着材は、振とう直後に速やかに吸着平衡に達し、市販のものと比較して約 2 倍の吸着容量を示した。これは、フルオラス型吸着材では、溶媒が CR11 のスチレンジビニルベンゼン骨格と比較して拡散し易くなり、また官能基の導入量が CR11 と比べて多くなったためと考えられる。今後、錯体の構造解析等によって吸着機構を調査する。

d) まとめ

フルオラス型抽出剤を含浸した吸着材を合成し、これを用いることで、模擬廃溶媒中に錯形成した金属イオンを速やかに吸着除去可能であることが明らかとなった。今後、吸着メカニズムを調査するとともに、実廃溶媒を用いた実証試験を行う。本研究で開発したフルオラス溶媒と希釈剤等とを組み合わせることで、新規の抽出分離プロセスを設計可能であり、既存技術では分離が困難であった元素の分離への応用が期待される。

5) 有機廃液の固化処理

a) 目標

廃溶媒等の有機相廃液を長期間安定に保管、または廃棄体とするための固化技術を確立する。

b) 試験方法

メタカオリンをベースとしたペーストに、模擬廃溶媒（廃 TRUEX 溶媒：ノルマルドデカンに TBP と CMPO を含む）を添加し、攪拌して混合した後に静置して固化させた。固化体の安定性を調査するため、固化体の断面の観察、固化体の示差熱分析及び X 線回折測定を実施した。

c) 結果及び考察

攪拌後約 1 時間から固化が始まり、外観上、数日で完全に固化した。分析には 28 日間静置したものをを用いた。

固化体の断面について得られた SEM 画像を図 2.3-9 に示す。ジオポリマーのマトリックス特有のサブミクロンサイズの細孔に加えて、数十～数百 μm スケールのクレーター状の陥没が複数見られた。これは添加した廃液が、攪拌時に液滴となってマトリックスに分散し、固化した形跡であると考えられる。

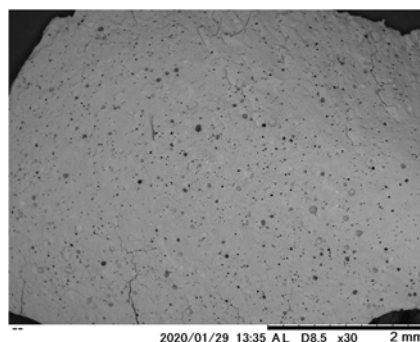


図 2.3-9 固化体断面の SEM 画像

固化体について得られた示差熱分析曲線を図 2.3-10 に示す。溶媒特有の熱分解挙動は確認出来ず、添加した溶媒は固化の過程においてマトリックスと反応して異なる化学形態となっている可能性が考えられる。一方、X 線回折パターンからは、溶媒の添加によるマトリックス構造への影響は確認されなかった。固化体の安定性を評価するためには、今後、固化中における溶媒とマトリックスとの反応に着目した調査が必要である。

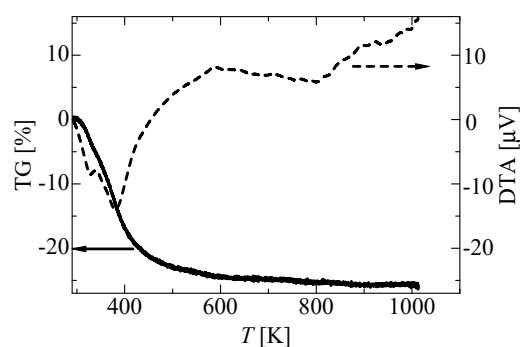


図 2.3-10 固化体の示差熱分析曲線

d) まとめ

ジオポリマーを用いて廃溶媒が固化可能であることが分かり、固化過程における溶媒の分散状況が明らかとなるとともに、溶媒が固化中に化学形態を変化させていることが示唆された。今後、固化体の安定性についてより詳細な調査を行う。本研究で開発している技術は、分解や燃焼によって HF を発生する合成油などの廃棄体化に適用することが期待される。

(3) 技術開発の評価

1) アンモニウムイオンの分解

廃液中のアンモニウムイオンを分離せずに効率的な分解を、60°C、常圧といった操作しやすい条件にて達成することができた。これにより当初の目標を達成した。今後、実液を用いた実証、及び本技術を用いた廃液の処理を着実に進めていく。

2) アジ化物の処理

水溶液中のアジ化物イオンを効率的に吸着可能である吸着材を開発することができた。こ

れにより当初の目標を達成した。今後、より詳細な吸着メカニズムを調査するとともに、吸着性能を高めるための吸着材構造及び操作条件を改良することが課題である。

3) 水相廃液の低温濃縮固化

フリーズドライ技術を用いて、廃液を加熱することなく、簡便な操作で濃縮乾固することができた。これにより当初の目標を達成した。種々の化学種の低温での気相への移行挙動を調査し、操作条件を最適化すること、また遠隔操作性を考慮した装置を開発することが今後の課題である。

4) 有機廃液系からの放射性物質除去用吸着材の開発

イミノ二酢酸基を有するフルオラス抽出剤を合成するとともに、それを含浸した吸着材を調製して、廃溶媒からの放射性物質除去に適用可能である見通しを得た。これにより当初の目標を達成した。吸着メカニズムの評価及び構造等の最適化が課題である。

5) 有機廃液の固化処理

ジオポリマーが廃溶媒等の有機廃液の固化に有望であることを示し、安全性等にも優れた媒体であることが分かった。これにより当初の目標を達成した。長期間に亘る保管の安定性や有機物とマトリックスとの反応についての調査が今後の課題である。

(4) 次年度以降の計画

1) アジ化物の処理

吸着メカニズムを解明するための試験を継続するとともに、吸着材の安全性を調査し、安全性を向上させるためのプロセスの改良を行う。

2) 水相廃液の低温濃縮固化

操作条件が、気相に移行する化学種及び移行量について与える影響を調査する。また、硝酸環境のホットセル内で利用を想定し、効率的な操作が可能な装置構成を検討する。

3) 有機物の分解

放射性物質を除去した後の有機廃液を、効率的に酸化分解するための手法について検討を行い、試験的に性能の評価を行う。

4) 有機廃液の固化処理

固化体の安定性、安全性の評価を進めるとともに、ホットセル内にて遠隔操作で固化処理を行うための装置構成を検討し、実廃液を用いた固化実証を行う。

(5) 成果

1) 投稿論文

査読付論文

- Y. Arai, et al., Analysis on Adsorbent for Spent Solvent Treatment by Micro-PIXE and EXAFS, International Journal of PIXE, 29, 01n02 (2019), pp.17-31. 「IFなし」

査読無論文

- Y. Arai, et al., Quantitative analysis of Zr adsorbed on IDA chelating resin using Micro-PIXE, QST-M-23; QST Takasaki Annual Report 2018, p.59, (2020).
- 荒井陽一, 原子力施設で発生する放射性物質を含む廃溶媒処理プロセスの開発, 茨城大学博士論文, (2020).

(環境技術開発センター 再処理技術開発試験部 研究開発第1課
柴田 淳広、渡部 創、荒井 陽一、栗飯原 はるか)

2.4 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術開発

実施拠点	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）	令和2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。	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

ウラン廃棄物のクリアランス測定をする際、対象物内部の汚染状況をアルファ線で計測・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%以上はアルファ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、Co-60 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。アルファ線計測が困難な形状でもガンマ線であれば透過力が強いいため測定できるが、ウランの場合はガンマ線放出率が低いため、トレイ型測定装置をそのまま適用することはできない。

解体物をドラム缶等に入れて、測定対象の物量を増やした状態で、高効率ガンマ線検出器で測定する方法が、ガンマ線のカウントを増やすことができ合理的である。また、バックグラウンドの影響を小さくするためドラム缶とガンマ線検出器を遮へい体で覆って測定することが効果的である。しかし、ウランの位置がドラム缶の中心にある場合と外周にある場合では、ドラム缶に収納された解体物による遮へいの強さが変わるため、同じウラン量でも、ガンマ線のカウントが大きく異なるという問題がある。

過去（～令和元年度）、人形峠技術開発センターではドラム缶中の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本のガンマ線を使って補正する等価モデル法を開発してきた。等価モデル法では、U-238 の子孫核種である Pa-234m から放出される 1001keV と 766keV の2本のガンマ線の計数率比から U-238 の遮へい効果（遮へい効果を表す量は数値化してあり Xgeometry と表す。）を評価し、U-238 の定量を行う。U-238 量を定量する場合、定量誤差は2本のガンマ線のうち計数率が低いガンマ線に依存することから、計数率が低い766keV ではなく、1001keV の散乱ガンマ線と 1001keV 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が示されている。「資源エネルギー庁事業」で、散乱ガンマ線を用いた等価モデル法を用いてクリアランス測定装置を開発した。バックグラウンド等の調査結果に基づいて測定装置の仕様を設定した。

	仕様
検出器	NaI 検出器 (3×5×16 インチ) 6 台
遮へい体	鉄 10 cm
検出器配置	ドラム缶上部と下部を測定する NaI 検出器を交互に 30°間隔で配置

検出器の種類は大容積の結晶が作成でき、高効率のガンマ線検出器が実現できることから NaI 検出器を選択した。検出器の台数はウラン線源を用いた予備試験結果からクリアランスレベルが確認できる NaI 検出器の台数を設定した。

遮へい体については、バックグラウンドの影響が大きいとクリアランス測定で等価モデル法が適用できなくなるため、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測定を実施し、ガンマ線スペクトルから 1001 keV のピーク等を評価し、必要な遮へい体を選択した。

検出器はドラム缶全体が測定できるよう上下に配置した。また、ドラム缶の周方向が均一に測定できるように間隔で検出器を配置した。図 2.4-1 に測定装置の写真を示す。



図 2.4-1 クリアランス測定装置

天然ウランで放射能濃度 0.1Bq/g の測定を 3600s で、相対誤差 30%程度で実現できれば、実用的なクリアランスレベル (1Bq/g) の評価が可能と考えられる。実際の廃棄物は収納時に密度偏在や線源偏在が生じ、誤差に影響する可能性があるため、上記の精度を達成可能な収納条件を検討する。また、本手法の基本的な手順は学会標準化し、クリアランス測定法の認可を得て、安定的なクリアランスの実施を目標とする。

等価モデル法の適用性を評価するため、クリアランス測定装置を用いて、次の試験を実施している。

- ・検量線の設定試験 (平成 30 年度～令和元年度)

等価モデル法を実証することを目的として、ウラン量既知の標準ウラン線源を均一に配置した基準ドラム缶を用いて、等価モデル法による検量線の直線性が得られることを確認した。

- ・ウランが偏在する廃棄物への適用性確認試験（令和元年度）

実廃棄物を想定して、標準ウラン線源を不均一に偏在配置した基準ドラム缶を用いて、ウラン線源均一配置で設定した検量線によりウラン量を評価して誤差を確認し、クリアランス検認法としての適用性を確認した。

- ・実廃棄物模擬試験（令和元年度～継続中）

実廃棄物の収納状態を模擬して、施設の解体作業で発生する代表的な形状の廃棄物をドラム缶に均一に収納し、等価モデル法による検量線の直線性が得られることを確認した。更に標準ウラン線源を不均一に偏在配置した模擬廃棄物ドラム缶を用いて、設定した検量線によりウラン量を評価して誤差を確認し、クリアランス検認法としての適用性を確認した。施設の解体作業で発生する廃棄物としては、各事業者でのクリアランス対象物の保管状態、将来的な除染処理後の状態等を調査し、クリアランス対象物の物量が多い山形鋼、チャンネル、角管、配管、H鋼の鋼材と遠心機部品を対象にした。

- ・密度偏在廃棄物への適用性検討（令和2年度）

「ウラン取扱施設におけるクリアランスの判断方法（学会標準）」ではクリアランス対象物が収納容器内でほぼ均一になることが求められる。実廃棄物の収納時には均一分布からのずれが考えられるため、不均一分布の模擬廃棄物を用いたシミュレーション等でずれが発生しても評価可能であるか検討する。

(2) 方法

ドラム缶内部で廃棄物が不均一に配置される場合での等価モデル法の適用を評価するため、シミュレーションにより検討する。シミュレーションで使用した模擬廃棄物を図 2.4-2 に示す。模擬廃棄物に鋼材を均一に収納した状態で検量線を設定する。次に鋼材の 1～6 層と 7～11 層の密度を変えて不均一な状態を模擬する。鋼材の合計重量は同じにして、不均一な状態の定量に、均一に収納した状態で設定した検量線を用いる。図 2.4-3 に示した線源配置で計算する。また、シミュレーションと近い重量の模擬廃棄物を作成し試験を実施する。

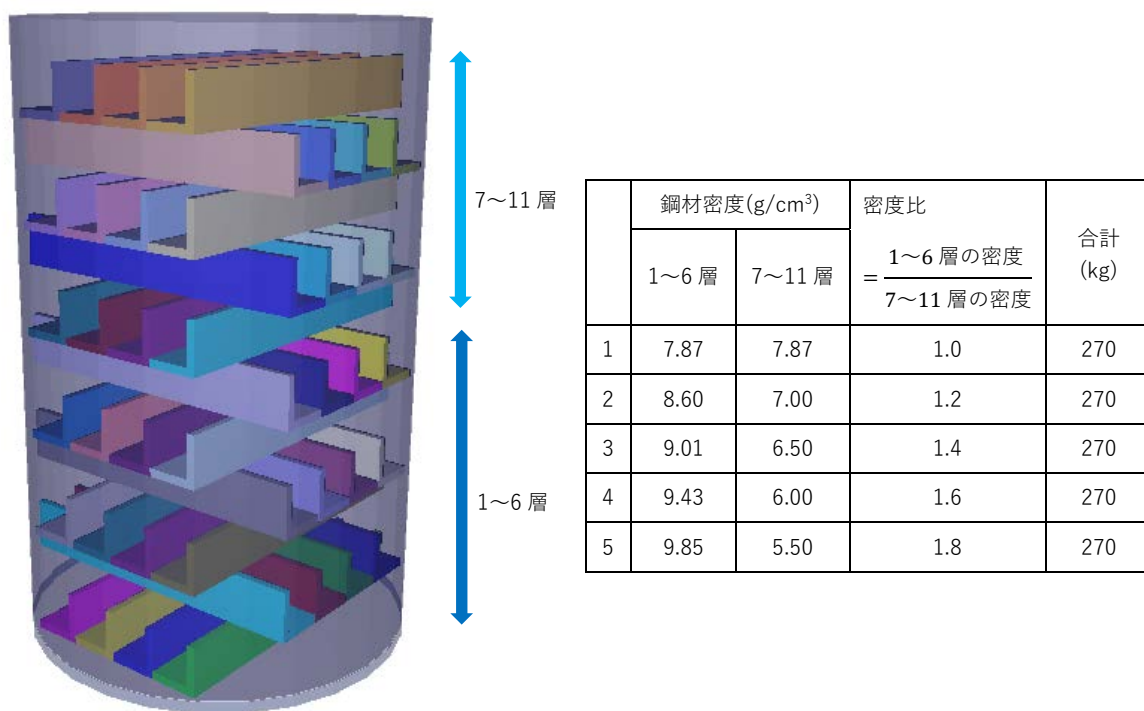


図 2.4-2 模擬廃棄物

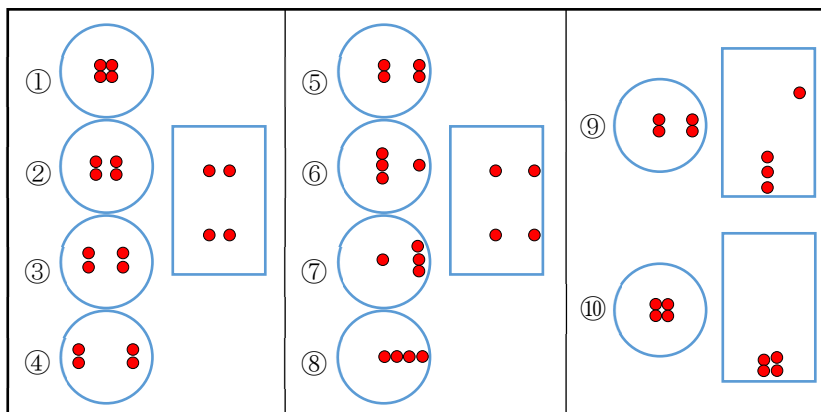


図 2.4-3 模擬廃棄物の線源配置

(3) 結果

シミュレーションには MCNP コード (バージョン 6.0) を使用した。入力したγ線は 766keV と 1001keV の 2 種類で、放出率は 0.423 (743keV と 786keV の放出率を含めた) と 0.837 とした。シミュレーション結果から 400~600keV と 1001keV の値を取り出し、遮へい効果 (Xgeometry と表す) と 1001keV の計数 (ウラン 1g) の関係进行评估する。結果のグラフを図 3.2-4 に示す。1~6 層と 7~11 層の密度を (7.87, 7.87) と設定したグラフと (9.85, 5.50) と設定したグラフを示す。検量線は 1~11 層の密度が 7.87g/cm³ で全て同じ場合について設定した。1~6 層と 7~11 層の密度を (8.67, 7.00) , (9.01, 6.50) , (9.43, 6.00) , (85, 5.50) と偏

在させた場合も同じ検量線を使った。それぞれのシミュレーションで計算した相対誤差を図 3.2-5 に示す。ドラム缶内で密度偏在があっても相対誤差 30%程度で定量可能と考えられる。

シミュレーションと近い重量の模擬廃棄物を作成し、測定試験を実施した結果、シミュレーションと同様の誤差で定量できたことから、シミュレーションの評価は妥当と考えられる。

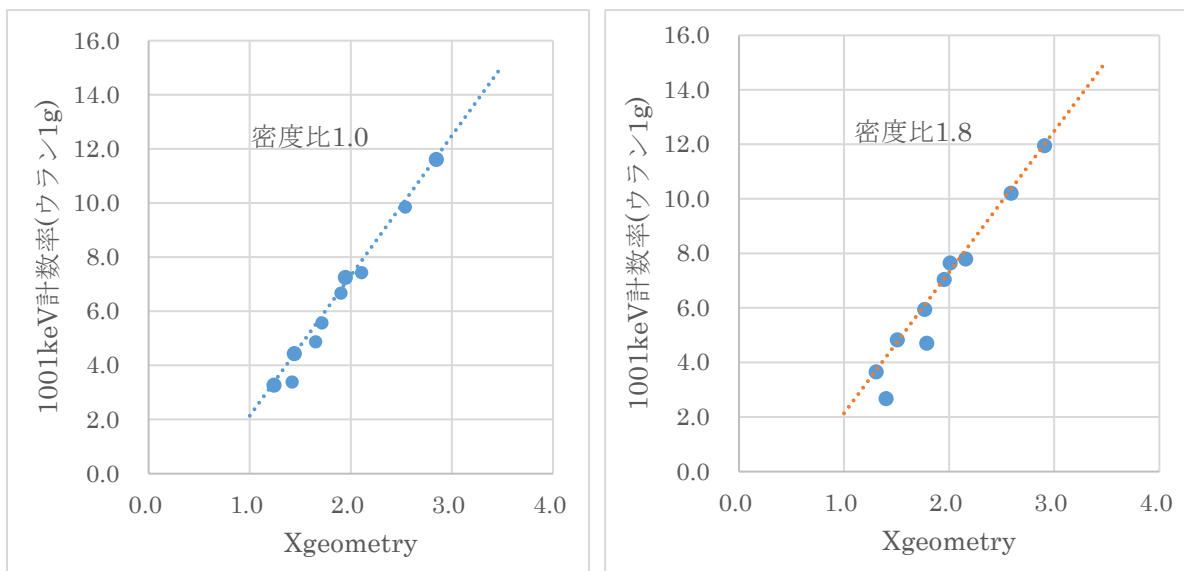


図 2.4-4 シミュレーション結果

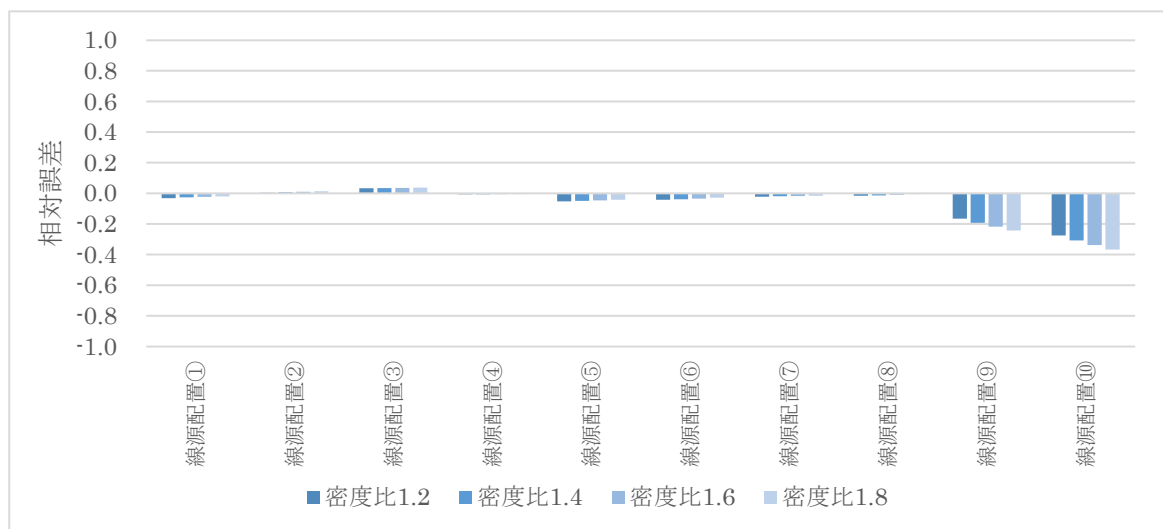


図 2.4-5 相対誤差

(4) 結果の評価

廃棄物の密度偏在、線源位置の影響が定量精度に与える影響をシミュレーションで評価し、適用可能条件を検討した。密度偏在はドラム缶の高さ方向で設定した。また、シミュレーションと近い重量の模擬廃棄物を作成し、測定試験を実施して、シミュレーションで評価した誤差が妥当であるか検討した。その結果、ドラム缶内で密度偏在があっても相対誤差 30%程度で定量可能であることを確認した。

(5) 次年度以降の計画

現在の学会標準では、 γ 線測定によりドラム缶に詰めたクリアランス対象物の評価を行う場合、放射能を安全側に評価する換算係数を用いることとなっている。より安全側となるように、計数誤差等の不確かさを考慮し、定量精度を評価する。

また、周辺環境等からの妨害ガンマ線の影響が大きい場合の検認方法について検討する。これらの検討を進めながら、評価手法の基本的手順について標準化（日本原子力学会）に向けた作業を継続して実施する。

(6) 成果

1) 報告書

受託研究、共同研究等報告書

- ・ ガンマ線測定によるウランの放射能濃度測定に関する研究報告書（平成 30 年度～令和元年度）

2) 投稿論文

査読付論文

- ・ Kaoru Yokoyama, Yusuke Ohashi, Development of clearance verification equipment for uranium-bearing waste, Applied Radiation and Isotopes, Volume 145, Pages 19-23, March 2019, Impact Factor : 1.343 (2018)
- ・ Kaoru Yokoyama, Yusuke Ohashi, Clearance measurement for general steel waste, Annals of Nuclear Energy, Volume 141, 107299, June 2020, Impact Factor : 1.378 (2019).

(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 大橋 裕介、横山 薫)

2.5 環境研究とウラン廃棄物工学研究

実施拠点	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）	令和2年度計画
<p>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。</p>	<p>ウラン廃棄物の処理処分技術を確立できるよう、「ウランと環境研究プラットフォーム」における取組の一環として、埋設試験の安全性評価及び遠心機の除染技術開発を進める。</p>

2.5.1 人形峠環境研究

(1) 令和2年度計画の概要

人形峠環境技術センター（以下、「人形峠センター」という。）では、ウラン廃棄物の処理処分技術を確立することを目標にした環境研究を実施している。ウラン廃棄物は、含まれる放射性核種が実質的にウランに限定され、ウランは、半減期が長く時間の経過による放射性物質の低減を期待できないこと、ウラン核種が放射線を放出して別の核種（子孫核種）が生成し、累積することなど、これまで埋設事業の対象とされてきた放射性廃棄物に含まれる放射性核種と異なる特徴を有している。そのため、ウラン廃棄物の（処理）処分を安全かつ合理的に行うためには、これらの特徴が処分に及ぼす影響に関する知見を採取可能な適切な場を活用し、情報収集と解析手法を構築し、埋設施設の設計及び管理に反映していく必要がある。特に、人形峠センター周辺には浅地中にウラン鉱床があるという特徴を有していることから、この地の特性を活用して、地表及び浅地中でのウランの分布や挙動を理解する研究を行うものである。

環境研究の枠組みとして、地表及び浅地中のウランの分布及び移動に係る研究を中心に、それと関連する地下水の流動、河川中の堆積物の移動及び地形・地質の変化の寄与に係る次の5つを研究テーマとした（図2.5.1-1）。

- A1：ウランの分布・存在形態及び移動様式調査
- A2：地下水の広域流動解析手法の高度化
- A3：流砂解析、物質移動解析手法の研究
- A4：環境パラメータの充実
- A5：古環境・古地形変遷のモデル化

その中から、共通的に関係してくるA2：地下水の広域流動解析手法の高度化については、令和元年度に引き続き研究を行った。そのほか、ウランの分布や移動するしくみに係るA1：ウランの分布・存在形態及び移動様式調査、A3：流砂解析、物質移動解析手法の研究とA4：環境パ

ラメータの充実、地形・地質の変化に係る A5：古環境・古地形変遷のモデル化、に関して以下の調査を実施した。

A1：ウランの分布・存在形態及び移動様式調査

- ・ 自然環境中のウランの分布の調査

A2：地下水の広域流動解析手法の高度化

- ・ 地下水流動の解析領域を設定するための調査
- ・ 地下水流動解析のインプットデータとなる地下水や地表水に係る調査
- ・ 地下水流動解析に必要な水理地質構造モデルを構築するため、地質構造の不均質性評価手法の調査

A3：流砂解析、物質移動解析手法の研究

- ・ 河川により物質が運ばれる仕組みを取り入れた解析方法の検討

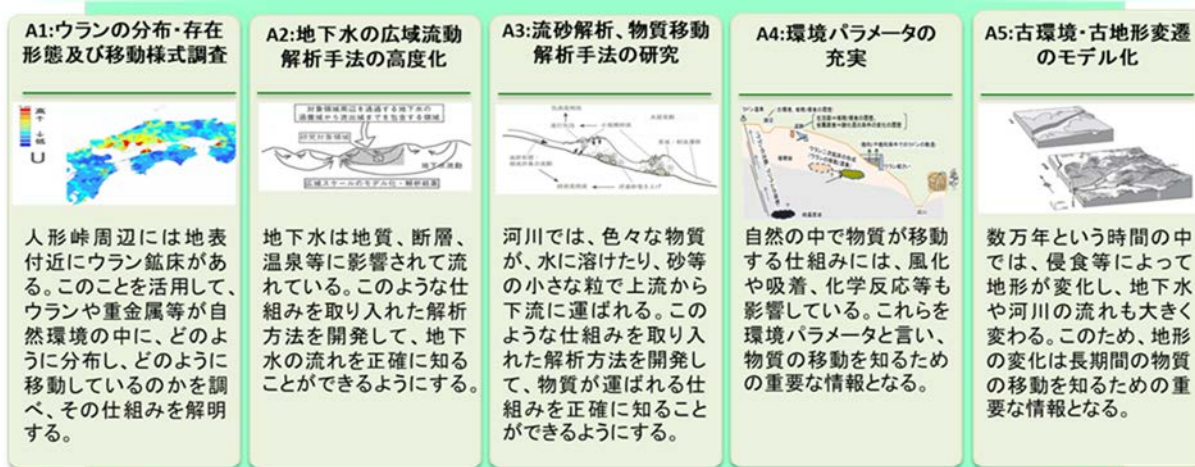
A4：環境パラメータの充実

- ・ ウラン挙動に関する室内試験及び解析を組み合わせた総合的な調査評価技術の検討

A5：古環境・古地形変遷のモデル化

- ・ 地形、地質、地質構造の分布とそれらの変遷を把握するための調査及びモデル化

主な研究開発テーマは、地表や浅い地中でウラン等がどのように移動しているのかを知ることである。



成果と貢献

- ✓ 人形峠のような山間地を対象として、自然環境に存在している放射性物質(ウラン等)、有害物質(重金属等)の分布や地下水や河川によって運ばれる様子を解析するための情報を大学等に提供し、水資源管理や環境対策等の研究に貢献する。
- ✓ 中国地方の地形が、どのように変化してきたのかを知るために役立つ情報を大学等に提供し、中学生や高校生を対象とした理科(地球科学)教育等に貢献する。
- ✓ 埋設実証試験施設周辺の侵食、地下水の侵入状況や物質の移動等の研究成果を活用して、埋設実証試験施設の設計や長期安定性等の評価・検証を実施する。

図 2.5.1-1 環境研究の概要

(2) 実施状況

令和元年度までに、人形峠センター周辺の地質分布や地下水の流れに関する解析と、具体的なデータを取得するためのフィールド調査、環境影響調査（モニタリング）計画の検討を行った。その結果、主な課題である花崗岩の水理地質構造区分と透水性の把握に関しては、ボーリング調査により鉛直方向の水理地質構造分布と透水性の把握が可能であることを確認した。令和2年度は、帯水層の分布と地下水の流れの方向、帯水層の特徴に関する調査・解析方法の文献調査と、課題抽出のための予備的な現地調査並びに解析を実施した。具体的な各項目の実施状況は、以下のとおりである。

1) ウランの分布・存在形態及び移動様式調査

地下水流動に関連して形成されたウラン鉱床の分布や特徴から、現在および将来のウランの挙動や、ウランの移動の要因となる地下水流動を理解するための情報が得られる。このようなウラン鉱床の調査について、既存文献調査と主な帯水層のウラン系列核種の含有量の調査を令和2年度から開始した。既存文献調査の結果、一般に、堆積岩型のウラン鉱床の分布は、地下水が流れ易い礫岩、砂岩中に認められ、人形峠地域のウラン鉱床の分布の特徴も同様であることが確認された。一方、花崗岩中のウランの挙動については、中国地方の花崗岩におけるウラン鉱化部の分布の特徴から、鉛直方向に発達した割れ目帯がウランの主な移動経路のひとつと考えられた。一般に、花崗岩に割れ目帯が発達すると、地下深部に及ぶ地下水の流れを助長し、地下水流動が複雑になり調査が難しくなるが、人形峠地域には割れ目が発達していない花崗岩が認められ、透水性が低く地下水流動が単純な領域が存在する可能性があることがわかった。そこで、人形峠センターの比較的単純な帯水層分布が想定される領域を選定するとともに、湧水地点の調査と湧水の水質の調査を行い、水質とウラン系列核種の含有量を指標にした帯水層区分の妥当性の確認を試みた。そのほか、人形峠センターの既存の放射線モニタリング情報の整理を行った。

a) 地下水のウラン含有量

人形峠センター構内で、割れ目帯が発達せず、比較的地下水の流れが遅い帯水層分布が想定できる領域を推定するとともに、帯水層の湧水地点を特定した。さらに湧水のサンプリングと、ウラン含有量の分析を実施した。その結果、湧水中のウラン含有量は検出限界値以下であった。

b) 放射線モニタリング情報の整理

人形峠センターで実施している空間γ線量率の連続測定と土壌・農作物・河川水・飲料水中の放射性物質濃度測定の既存情報の整理を行った。

2) 地下水の広域流動解析手法の高度化

地下水流動解析の信頼性を保証するためには、解析のためのパラメータの品質保証、地質構造の不均質性に起因する誤差（不確実性）などの確からしさについて、段階的に展開していくことが重要である。割れ目帯の発達等に伴う地質構造の不均質性に起因する誤差は、一般に解決が難しい課題である。そのため、花崗岩中の割れ目の偏在性や地域性を考慮して、

単純な地質構造が想定される領域を調査・解析領域に設定可能かどうかを検討する。また、従来、地形、地質、水理並びに物質移行のそれぞれの調査解析は、別々に行われることが一般的であったが、ここでは、地質分布モデル、地質構造モデル、水理地質構造モデル、水理モデル及び侵食速度分布モデルの調査・解析手法の信頼性の向上を図るため、各モデル間で相互に妥当性を確認する。独立した情報から構築したモデル間で相互に確認することで、従来の手法に比べてより信頼性が高まると期待される。令和元年度までに、調査解析手法の検討に適した地域を選定してボーリング調査を行い、帯水層分布と特徴の調査事例を具体的に示した。令和2年度は、調査解析と評価の一連の手順の確認と課題の抽出を行った。また、花崗岩中の断層や割れ目帯は不均質性と誤差の増大の原因となるため、比較的単純な帯水層を想定した地下水流動の解析領域の設定が可能かどうかを検討した。その結果を踏まえて各モデルを構築し、割れ目の偏在性を踏まえた水理解析の手順の確認と課題の抽出を行った。そのほか、地下水流動解析のインプットデータとなる地下水や地表水に係る調査を行った。

a) 地下水流動の解析領域を設定するための調査

人形峠センターを対象に、サイトスケールの地下水流動の解析領域を設定するため、令和元年度のボーリング調査データの解析と、地表露頭および岩石コアの観察を行った。その結果、人形峠センターの花崗岩の一部に、割れ目帯が発達しない花崗岩が存在することがわかった。また、割れ目帯が発達しない花崗岩の分布領域の推定と、解析領域の設定が可能な見込みを得た。さらに、調査結果を踏まえて、水理条件の設定、水理解析、評価を予備的に行い、設定、解析、評価の一連の手順の確認を行った。その結果、不均質な水理地質構造を対象とする場合、地下水の流れ易さと流れの強さのデータ（透水係数と動水勾配）の信頼性の確保が重要であり、データの取得方法と、解析方法の妥当性の確認が必要ながわかった。

b) 地下水流動解析のインプットデータとなる地下水や地表水に係る調査

帯水層中の地下水の流れ易さと流れの強さのデータ（透水係数と動水勾配）を把握するための調査手順の確認と、課題の抽出を行った。透水係数については、令和元年度に実施したボーリング調査と解析の手法が、学会の基準や最新の知見を踏まえた妥当な手法であることを確認した（図 2.5.1-2）。水位については、掘削直後は掘削用水の影響が残るため1週間程度静置してから測定を行う必要があること、水位変化が認められる場合は長期間の測定により変化幅の把握が必要なことを確認した（図 2.6.1-3）。さらに、既存の透水試験データと水位（水圧）データの収集、整理と、信頼性の確認を行った。その結果、既存データの多くは、堆積岩とそれに被覆された花崗岩のデータであり、データの値のばらつきが大きいことがわかった。ばらつきが大きい主な原因は、水理地質構造の不均質性のほかに、調査・測定時の誤差や調査・解析方法の妥当性と信頼性の問題が考えられる。水理地質構造の不均質性を検討するためには、調査による誤差を抑えたデータが必要であるが、既存データの多くは20～30年前の透水試験データや、調査条件が不明な水位データであり、調査方法、試験時の記録や誤差の情報が残っていない。このように、既存データの多くは誤差が不明で信頼性に問題があることがわかった。

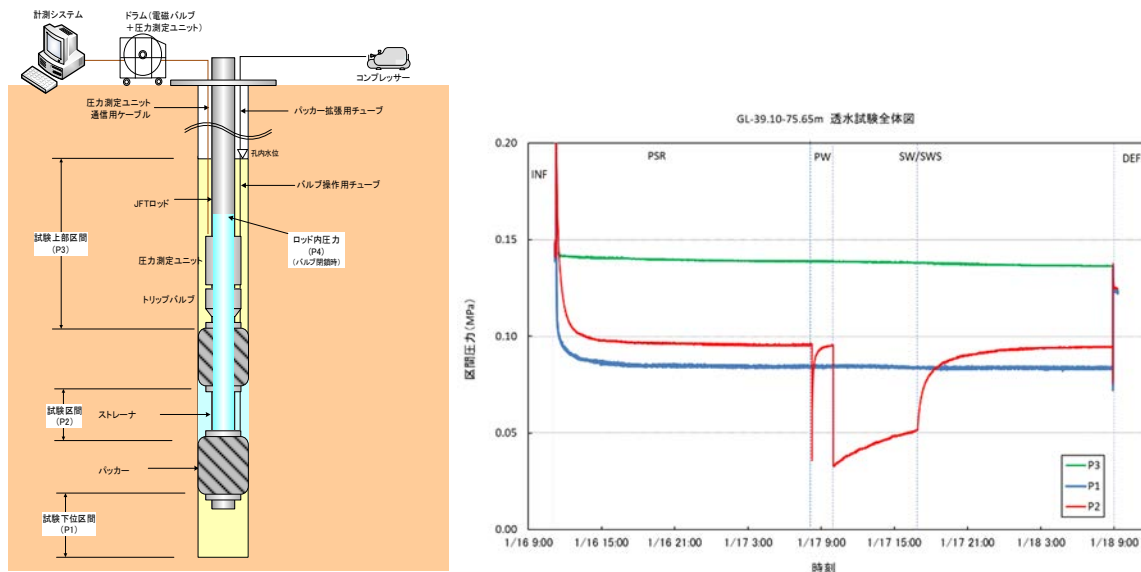


図 2.6.1-2 令和元年度に実施したボーリング孔における水理調査とデータ解析

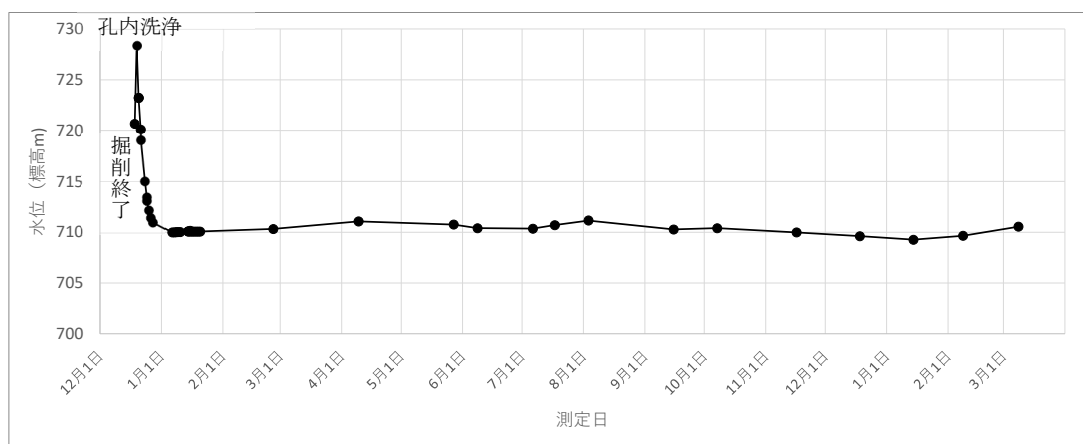


図 2.5.1-3 ボーリング掘削後の水位変化

c) 水理地質構造モデルを構築するための地質構造の不均質性評価

花崗岩中の割れ目の偏在性や地域性を考慮して、単純な地質構造が想定される地点を対象に、帯水層の区分と水理地質学的な特徴の把握を目的として、ボーリング岩石コアの観察と岩石薄片の作成並びに鉱物観察を行った。その結果、割れ目帯が発達しない花崗岩を3つの帯水層（帯水層Ⅰ、帯水層Ⅱ、帯水層Ⅲ）に区分するとともに、各帯水層の水理地質学的な特徴を把握した（図 2.5.1-4）。帯水層の水理地質学的な特徴として、花崗岩の風化の程度と割れ目分布に着目すると、帯水層Ⅰの風化花崗岩は、全体に風化した粘土質風化花崗岩と黄褐色粘土に充填された風化した割れ目を特徴とする。帯水層Ⅱは未風化の花崗岩で鉱物脈が多く、割れ目が相対的に少ない。帯水層Ⅲは多方向の割れ目が相対的に発達し、高角度傾斜の割れ目の充填鉱物と割れ目近傍の変質鉱物として緑泥石が認められる。各帯水層の透水性は比較的低く、帯水層Ⅱは難透水性といえる。帯水層Ⅲの透水係数は、帯水層Ⅱの透水係数と比べると2桁大きい。

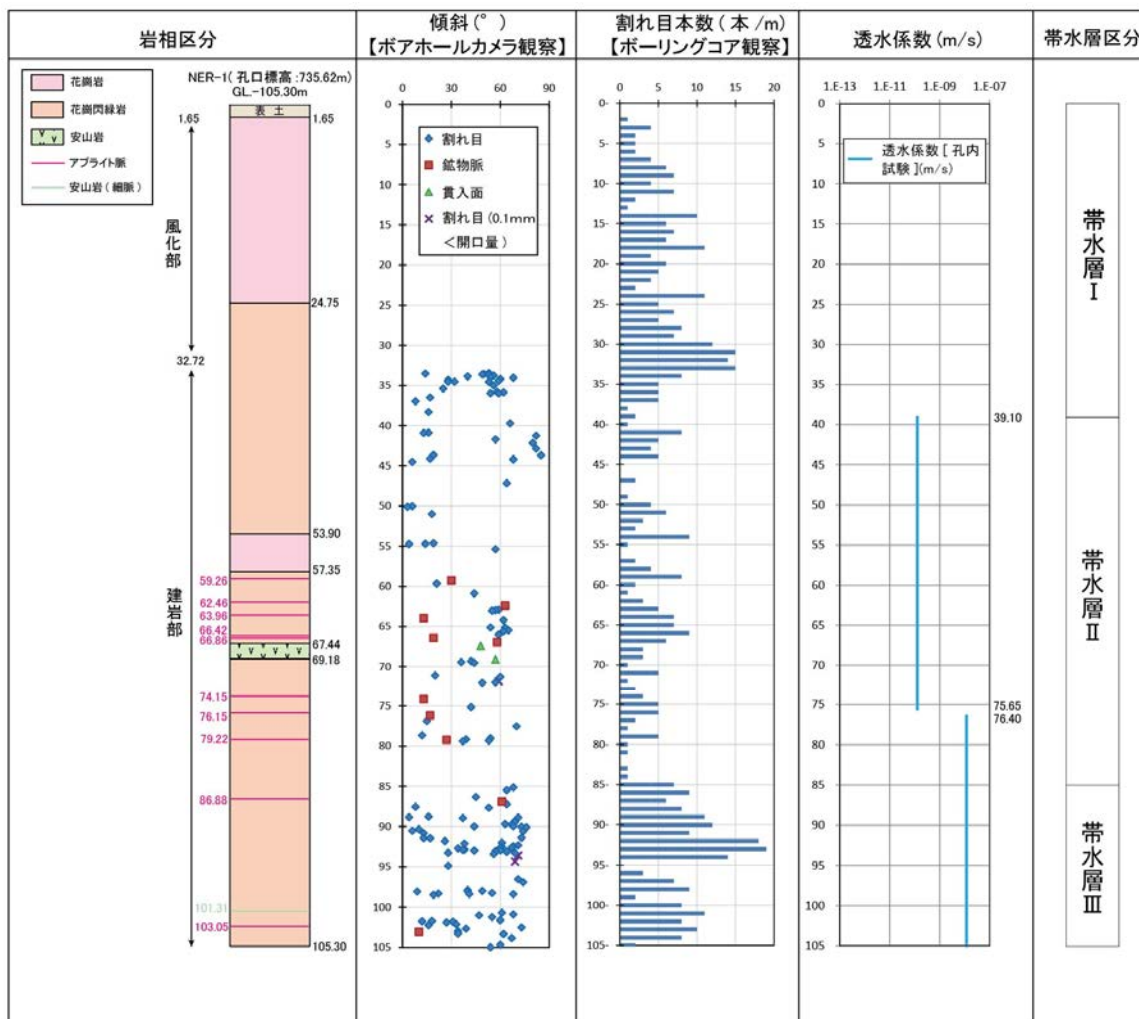


図 2.5.1-4 帯水層の区分と割れ目の分布

また、帯水層ごとの特徴を踏まえて、安全性評価における地下水シナリオの設定条件となる帯水層の厚さ、透水性、動水勾配を検討した。検討の結果、花崗岩地域には比較的シンプルな帯水層が存在し、そのような帯水層が分布する領域では、一連のモデル化が可能な見込みを得た。(次年度はモデル化が可能なことを示す。a)のボーリング調査が課題。その結果を用いてモデル化を行う。)また、花崗岩中の層状の帯水層が認められる場合は、従来の安全性評価に用いられている線量評価手法が適用可能な見込みを得た。

3) 流砂解析、物質移動解析手法の研究

a) 流砂解析を実装する被ばく評価手法について検討を行う準備として、放射性廃棄物埋設地が侵食され河川に流出する事象に関連する被ばく経路について、線量評価モデルの事例調査を行うとともに、山間地を対象とした被ばく評価シナリオの選定手法について調査を行った。事例調査の結果は、ウラン鉱さいの線量評価において参考となる評価方法があるものの、計算モデルは明瞭でないことが分かった。また、被ばく評価シナリオの選定手法については、いくつか方法はあるものの、国際 FEP リスト等を参考として対象地にとって

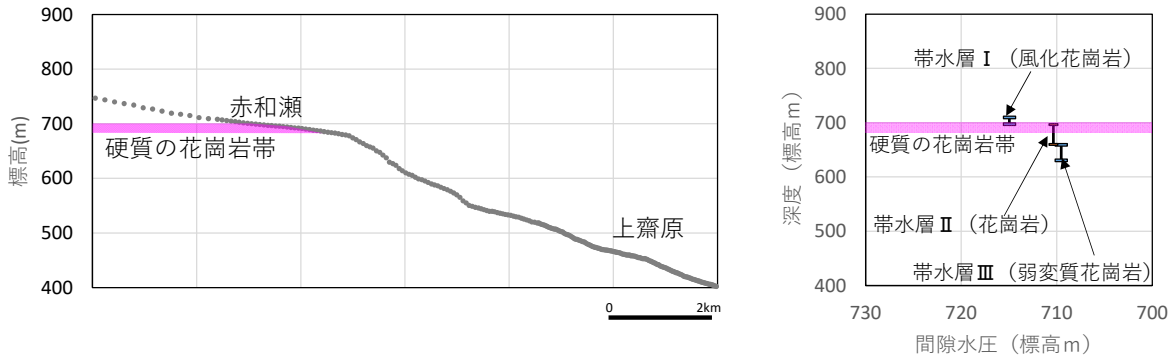
重要となる特性、事象およびプロセス（FEP）を抽出し、現地情報などを用いて重要さを確認しながらシナリオを選定する手法が一般的であることが理解された。

4) 環境パラメータの充実

- a) 岡山大学との共同研究により、花崗岩のマトリックス部におけるウランの拡散係数や収着分配係数と、水質との関係や、化学形態の変化について既往文献調査を行った。ウランは酸化還元条件によって酸化数が変化することが知られており、酸化条件では U(VI) で存在するが、還元条件や鉄鉱物などの付近では酸化還元反応により U(VI)→U(IV) に変化する。また、地下水中の炭酸イオンと錯体を形成しやすいことから、炭酸濃度に対して鋭敏である。更に、有機物とも安定度定数が大きく、錯体形成しやすい。特に、代表的な官能基であるカルボキシル基との安定度定数は大きい。pH に対しては、低 pH 条件では酸化ウラニルが支配的であることから、イオン交換もしやすいことがわかった。

5) 古環境・古地形変遷のモデル化

古環境・古地形変遷のモデル化では、古地形変遷の検討は、現在の地形と地質の把握、それらの隆起、侵食速度の推定により行う。その際、地質による耐侵食性の違いを考慮する。また、古環境の検討は、山間地における人形峠付近の地下水の特徴を踏まえ、不均質な水理地質構造の分布と、広域地下水流動の推進力となる地形勾配の変遷の推定により行う。まず、古環境と古地形の変遷の概念モデル化について、目標と計画の検討を行った。当該概念モデル化では、現在の地形、地質、水理地質構造の特徴を把握した上で、その結果を踏まえて過去 1 万年間程度の変遷を検討し、将来千年間程度の変化の傾向を推定することを目標とすることとした。令和 2 年度は、古地形変遷についての河川縦断形の調査と、関連する地質の特徴の調査を行った。人形峠センターを流れる吉井川水系の河川縦断形（河川勾配の変化）を調べた結果、標高 700m 付近の勾配が緩やかな領域が、割れ目が発達しない硬質の花崗岩帯の分布に対応することがわかった（図 2.5.1-5 左図）。そこで、古環境については、硬質の花崗岩帯に関連した帯水層の分布と間隙水圧の調査を行った。その結果、この花崗岩帯の上下の帯水層の間に、間隙水圧の顕著な違いが認められ（図 2.5.1-5 右図）、この花崗岩帯が連続する遮水帯であると推定された。古環境・古地形の変遷の調査では、地形と水理の各調査の独立した情報を相互に活用することで、多面的な調査が可能であることがわかった。このような地形や地下水の特徴は、数万年から数十万年の長い間に形成されたと考えられ、その時間スケールの調査は今後の課題である。



吉井川水系（赤和瀬川）の河川縦断形

花崗岩の帯水層の間隙水圧

図 2.5.1-5 人形峠地域の河川縦断形と帯水層の間隙水圧

(3) 次年度以降の計画

環境研究に関しては、地下水の帯水層の分布、厚さ、透水性、動水勾配の調査を行い、人形峠地域の地下水とウラン挙動の特徴、不均質性、分布の傾向を把握するとともに、調査手順の確認と、課題の抽出を行う。それらの結果を踏まえて埋設試験の安全性評価に向けた検討を行う。

(人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 環境研究課 野原 壯、佐藤 和彦、梅澤 克洋、竹末 勘人、松村 敏博)

2.5.2 ウラン廃棄物工学研究

(1) 概要

人形峠環境技術センターでは、保管中のウラン廃棄物や廃止措置に伴って発生する解体物等の安全かつ環境負荷低減に配慮した処理・処分技術の確立を目指した研究開発として「ウラン廃棄物工学研究」に継続して取り組んでいる。

令和 2 年度は使用済み遠心機に代表されるウランで汚染した金属廃棄物を対象として、既存の技術と比較し除染に伴って発生する二次廃棄物を低減可能な「酸性機能水を用いた除染技術」の研究開発を日本原燃との共同研究として実施した。

(2) 実施状況

過年度の基礎試験は模擬試料を用いた酸性機能水の除染特性や二次廃棄物発生量の評価及び遠心機から採取し、その後、長期間大気中で保管した炭素鋼の試験片 (TP: Test Piece) を用いた基礎情報収集のための除染性能評価試験を行った。また、炭素鋼以外の材質への適用性を確認するために、時効処理鋼材及びアルミニウム合金の酸性機能水への溶解特性等の確認試験を行った。

令和 2 年度は、それらの研究開発成果を踏まえ、廃止措置実務への適用性の観点から、運転停止後に七フッ化ヨウ素 (IF_7) による系統除染を実施した遠心機から採取した TP を用いて、酸性機能水除染の性能確認試験を行った。

1) ウランで汚染した金属表面の特徴

図 2.5.2-1 にウランで汚染した使用済み遠心機の炭素鋼部品表面の特徴を示した。炭素鋼部品表面には、長時間の運転により、遠心機内を流れる UF_6 を起源とした U_4F_{17} 、 U_2F_9 、及び UF_4 等の中間フッ化物が付着している。この状態で、炭素鋼部品が大気中に曝されると、空気中の水分等と炭素鋼との反応により、母材表面に腐食層 (鉄さび) が形成される。この過程で大部分の中間フッ化物は腐食層内に移行することが考えられる。

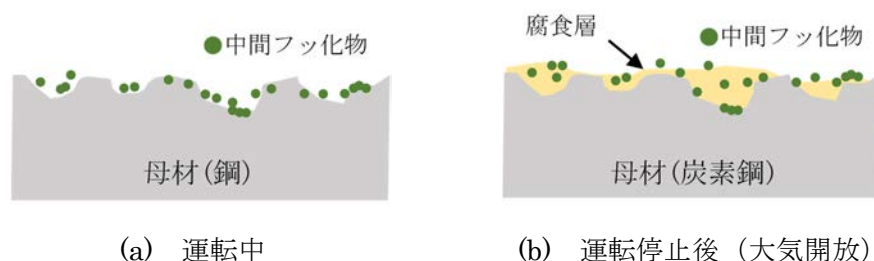


図 2.5.2-1 ウランで汚染した金属表面の特徴

図 2.5.2-2 に運転停止後に採取し、大気中で短期間保管した TP の代表的な表面の様子を示した。緑色に見える部分が中間フッ化物 (主に、 UF_4)、黒色に見える部分が腐食層 (フッ化鉄) である。この写真は図 2.5.2-1 の考えを支持する結果となっている。

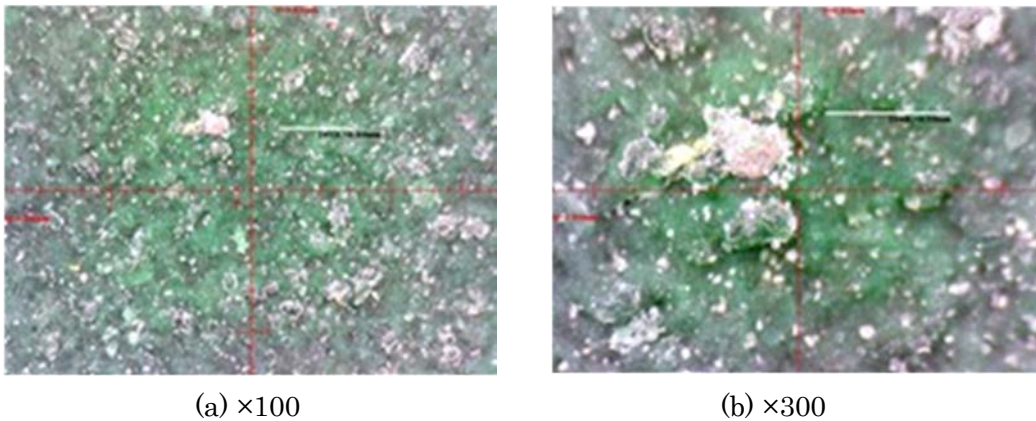


図 2.5.2-2 運転停止後の遠心機部品（炭素鋼）の代表的な表面

2) 除染に用いる液性と二次廃棄発生量の比較評価

除染手法の実用性を判断する指標の一つに、除染廃液の中和処理等から発生する二次廃棄物量がある。ここでは除染溶液や除染方法の違いによる二次廃棄物発生量の違いについて評価した。表 2.5.2-1 に比較評価に用いた除染溶液と除染手法を示した。

表 2.5.2-1 除染条件

ケース	除染溶液	除染方法	液性
①	酸性機能水	酸性機能水中超音波洗浄	pH2.6,HClO(100ppm)
②	希釈塩酸	希釈塩酸中超音波洗浄	pH2.6
③	希釈硫酸	希釈硫酸中超音波洗浄	pH2.6
④	希硫酸	希硫酸中超音波洗浄	pH0.0(硫酸濃度 5wt%)

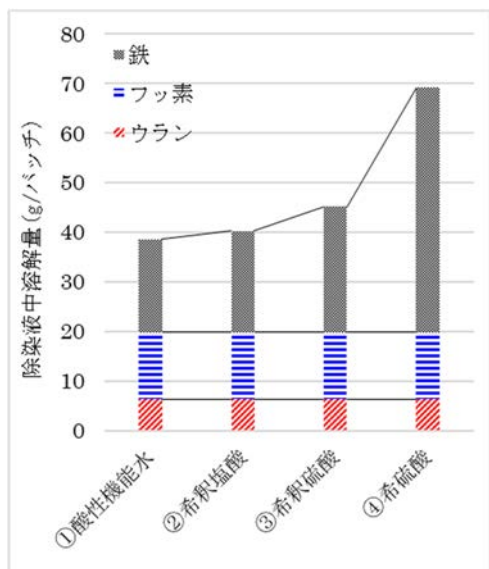


図 2.5.2-3 廃液中溶解量の評価結果

図 2.5.2-3 にケース①から④の除染廃液中に含まれる溶解成分（ウラン、フッ素及び鉄）の評価値を示した。

4 種類の除染溶液はいずれも TP に残留している全ての中間フッ化物を除去することができた。図から分かるように、除染廃液に含まれる鉄以外のウランとフッ素量は、いずれの液性においても同一の値となった。

鉄（腐食層中の鉄を含む）は、溶解速度が液性により異なること、そして、目標レベルまで除染するために要する時間が異なることなどに原因して、溶解量に差異を生じたものと考えられている。

3) 実用性確認のための除染性能試験

運転停止後に系統除染を実施した遠心機を分解し、系統除染効果が確認されている部分及び中間フッ化物の残留が認められる部分（系統除染不完全部分）から採取し、大気中で短期間保管した 2 種類の TP を用いて、酸性機能水中超音波洗浄法による除染性能確認試験を行った。

試験に使用した超音波洗浄機の周波数は 26 kHz、出力密度は 0.4 w/cm² とし、除染効果は放射能（全 α 線）と TP の重量減量により評価した。また、除染により発生する固形残渣量及びは液中のイオン量の分析データを使って、廃液処理プロセスを仮定し二次廃棄物発生量を予想した。

a) 系統除染効果が確認された TP を用いた試験

図 2.5.2-4 (a)に除染時間に対する放射能濃度の変化を示した。除染試験前の放射能濃度は約 0.3 Bq/cm² で、目標とする放射能濃度 (0.04 Bq/cm²) よりも、一桁高い値となっていた。2 分間の除染により、放射能濃度は 0.005 Bq/cm² まで低下しており、この時点で目標値を下回った。引き続き経過時間 4 分までの除染により、放射能濃度は検出下限値 (0.003 Bq/cm²) まで低下した。同図 (b)にこの時の TP 重量減量を示した。この結果から、TP 重量減量と放射能濃度の傾向が一致していることが分かる。初期の 2 分間の除染により中間フッ化物を含む腐食層が除去され、経過時間 2 分以降は母材の溶解が始まったためと考えている。

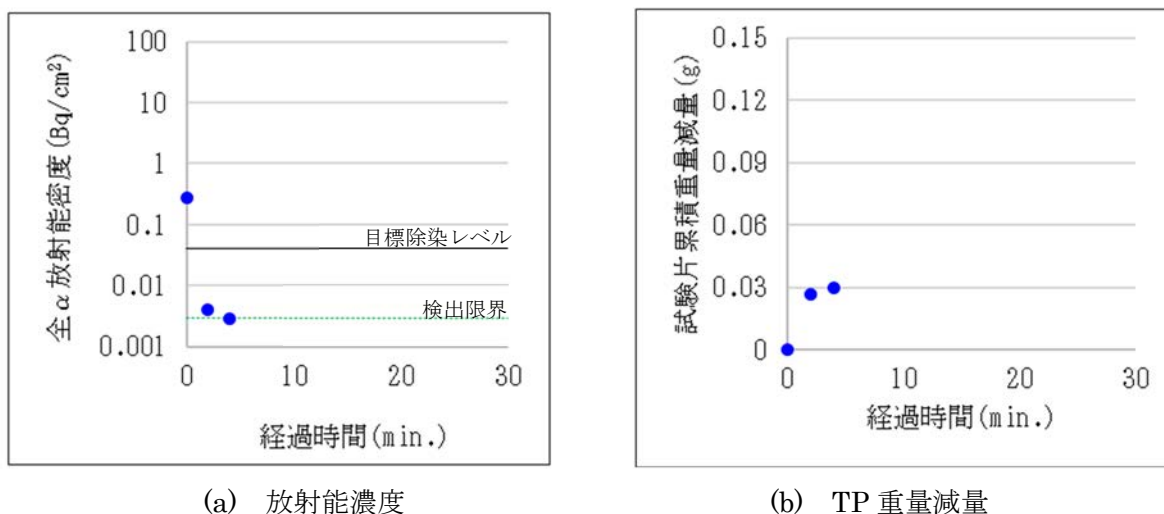


図 2.5.2-4 系統除染効果が確認された TP に対する除染効果

b) 中間フッ化物の残留が認められた TP を用いた試験

図 2.5.2-5 (a)に除染時間に対する放射能濃度の変化を示した。除染前の放射能濃度は約 20 Bq/cm²で、目標とする放射能濃度よりも三桁高い値となっていた。目標値まで除染するためには要した時間は約 12 分であった。また、検出下限値以下とするためには 20 分から 30 分の除染時間を要している。系統除染効果が確認された TP と異なり、放射能濃度の減少傾向と TP 重量減量の傾向が一致していないという特徴が見られた。これは腐食層を除去した後も母材の凹面に中間フッ化物が残っているためと考えている。

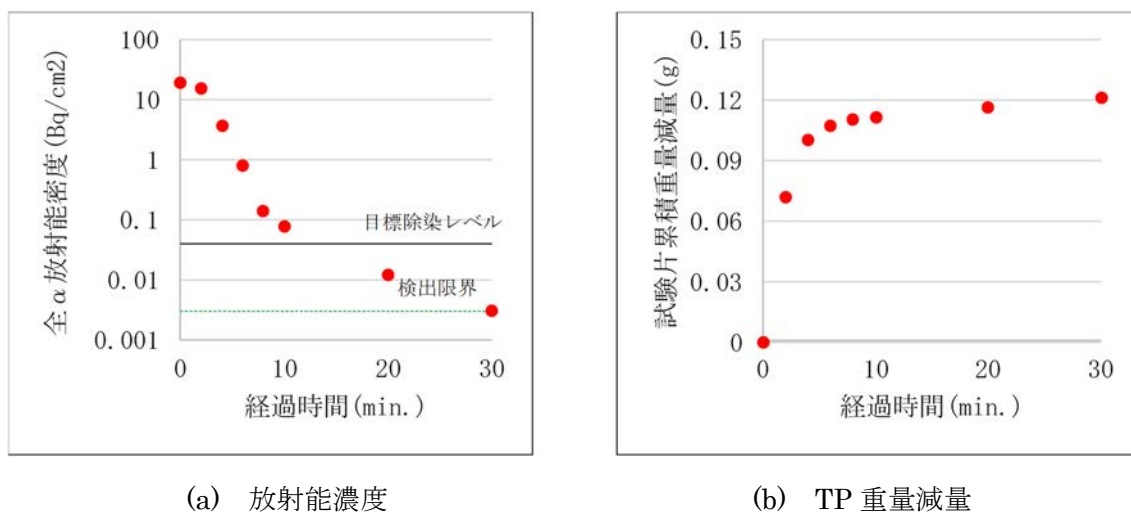


図 2.5.2-5 中間フッ化物の残留が認められた TP に対する除染効果

c) 二次廃棄物発生量の推定

系統除染効果が確認されている TP 及び中間フッ化物の残留が認められる TP を用いた除染試験から発生した廃液中の鉄、ウラン及びフッ素の分析結果を使って、図 2.5.2-6 に示した廃液処理方法を想定し、二次廃棄物発生量を予想した。

その結果、除染面積 1 m² 当たりの二次廃棄物発生量の推定値は、炭素鋼 (IF₇処理済み) で約 300 g、炭素鋼 (IF₇処理不完全) で約 1140g、時効処理部品で 958 g となった。

いずれのケースも、二次廃棄物の約 50 %はフッ素吸着樹脂であることから、二次廃棄物量を低減するためには、フッ素の処理が技術課題となる。

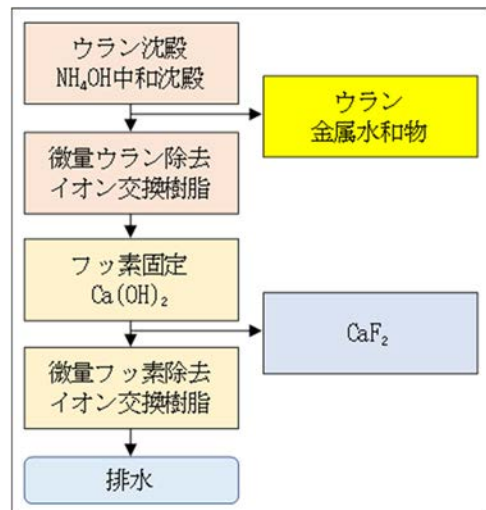


図 2.5.2-6 廃液処理方法

(3) 次年度以降の計画

使用済み遠心機や廃止措置から発生する解体物の中には、数年間に渡る長期間保管後に除染等の処理を行うことになる。この間は大気中で保管されることから、表面に残留する中間フッ化物の変化や発錆等が懸念される。このような変化は、酸性機能水を用いた除染手法の適合性や性能に影響を与えることが考えられるため、次年度以降は、この点にも着目した研究を実施する。

(4) 成果

1) 論文、解説、報告

解説

- ・辻智之、杉杖典岳、佐藤史紀、松島怜達、片岡頌治、岡田翔太、佐々木紀樹、井上準也、
「解説シリーズ 最先端の研究開発 日本原子力研究開発機構 第 6 回 廃止措置と廃棄物の処理処分を目指して(1) 低レベル放射性廃棄物の処理処分とウラン鉱山閉山措置に関する技術開発」、日本原子力学会誌 ATOMO Σ、62 (2020)、pp.658-663.

共同研究等報告書

- ・使用済み遠心分離機処理の実用システムに関する共同研究 -令和 2 年度-

2) 口頭発表、ポスター発表、プレス発表、講演、講義

発表者	タイトル	学会名等
酒瀬川 英雄	ウラン廃棄物工学研究 金属・コンクリート等の除染 技術	令和 2 年度 国際原子力実践教育道場 第 2 回 アジア大会 in おかやま 講義 令和 2 年 12 月 15 日 (人形峠)

(人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 処理技術開発課

酒瀬川 英雄、澤山 兼吾、西脇 大貴)

(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 近藤 伸次)

(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)

This is a blank page.

