



令和元年度 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 2019 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

February 2021

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

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

令和元年度 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

(2020 年 12 月 9 日 受理)

本報告書は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）の核燃料・バックエンド研究開発部門が実施した令和元年度（2019 年 4 月 1 日～2020 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、高放射性廃液のガラス固化処理を開始したものの、ガラス溶融炉の停止事象のために処理を中断した。

原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発については、核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム燃料第二開発室等、人形峠環境技術センターの濃縮工学施設等において、廃止措置及び準備等を継続した。

廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発については、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 2019 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 December 9, 2020)

This annual report summarizes the activities of decommissioning and radioactive waste management in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) in the period from April 1, 2019 to March 31, 2020.

To reduce a risk of storage of high-level radioactive liquid waste, vitrification has started but the annual plan has not achieved by malfunction of glass melting furnace 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. 使用済燃料の再処理に関する技術開発	1
1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発	1
1.2 東海再処理施設の廃止措置準備	6
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	15
1.4 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の整備	20
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	33
2. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発	37
2.1 核燃料サイクル工学研究所における廃止措置	37
2.1.1 廃棄物対策及び廃棄体化施設計画の一元化	37
2.1.2 B棟	39
2.1.3 プルトニウム燃料第二開発室（Pu-2）	41
2.1.4 J棟	45
2.1.5 プルトニウム廃棄物貯蔵施設（PWSF）	48
2.1.6 廃水処理室	51
2.1.7 プルトニウム燃料第三開発室（Pu-3）	54
2.2 人形峠環境技術センターにおける廃止措置	60
2.2.1 濃縮工学施設	60
2.2.2 製錬転換施設	68
2.2.3 劣化ウランの措置	71
2.2.4 ウラン濃縮原型プラント	75
2.2.5 閉山措置に係る調査・試験	77
2.3 東濃地科学センターにおける核原料物質の措置	86
2.4 低レベル放射性廃棄物の分別作業	88
3. 放射性廃棄物の処理処分及び関連する技術開発	90
3.1 放射性廃棄物の固定化技術開発	90
3.2 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術開発	96
3.3 環境研究とウラン廃棄物工学研究	101
3.4 放射性廃液の固化、安定化技術開発（STRAD プロジェクト）	119

Contents

1. Development of Spent Fuel Reprocessing Technology	1
1.1 Study on Advanced Vitrification Technology of High-level Liquid Waste	1
1.2 Decommissioning of Tokai Reprocessing Facility	6
1.3 Vitrification of High-level Liquid Waste at Tokai Vitrification Facility	15
1.4 Improvement of Low-level Radioactive Waste Treatment Facility	20
1.5 Remote Operating System of Mid-level Radioactive Waste Packages	33
2. Implementation and Technological Development of Decommissioning of Nuclear Facilities	37
2.1 Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories	37
2.1.1 Unifield Management for Disposing of Radioactive Waste	37
2.1.2 Building B	39
2.1.3 Plutonium Fuel Fabrication Facility (Pu-2)	41
2.1.4 Building J	45
2.1.5 Plutonium Waste Storage Facility (PWSF)	48
2.1.6 Waste Water Treatment Area	51
2.1.7 Plutonium Fuel Production Facility (Pu-3)	54
2.2 Ningyo-toge Environmental Engineering Center	60
2.2.1 Enrichment Engineering Facility	60
2.2.2 Uranium Refinement and Conversion Facility	68
2.2.3 Investigation for Scrapped Uranium	71
2.2.4 Uranium Enrichment Demonstration Plant	75
2.2.5 Research and Study for Mine Closure	77
2.3 Treatment of Nuclear Law Material in Tono Geoscience Center	86
2.4 Separation of Low-level Radioactive Waste in Aomori Research and Development Center	88
3. Implementation and Technological Development of Radioactive Waste Processing and Disposal	90
3.1 Study of Solidification of Radioactive Waste	90
3.2 Study on Measurement of Uranium-Contaminated Waste as Clearance Level Verification	96
3.3 Underground Environmental Research and Development of Waste Processing Technology	101
3.4 Study of Solidification and stabilization of Radio Liquid Waste (STRAD Project)	119

1. 使用済燃料の再処理に関する技術開発

1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	令和元年度計画
再処理技術の高度化として、ガラス固化技術の更なる高度化を図るため、白金族元素の挙動等に係るデータ取得・評価、及びガラス固化技術開発施設（TVF）の新型溶融炉の設計・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。	ガラス固化技術の高度化に係る技術開発として、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の施工設計を進め、許認可資料を作成する。
民間の原子力事業者からの要請に応じて、（中略）機構が所有する試験施設等を活用した試験、問題解決等に積極的に取り組み、民間事業の推進に必要な技術支援を行う。	高レベル放射性廃液のガラス固化技術については、民間事業者からの要請を受けて、モックアップ設備を用いた試験に協力するほか、試験施設等を活用した試験、トラブルシュート等の協力を行う。

(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年度の施工設計では、新規制基準に対応した床応答スペクトルを用いた耐震評価及び遠隔操作性検証を行った。

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に示す。本スケジュールに従い、令和元年度は、溶融炉更新に係る廃止措置計画変更認可申請に向けた安全評価として、同申請に用いる耐火レンガの物性取得等を実施した。また、TVFにおいて令和元年7月にガラス流下停止事象が発生したことを受けて、令和元年度内に原因調査結果を踏まえた3号炉への対策検討を実施した。

上記に加え、民間の原子力事業者（日本原燃（株））からの要請に応じて、同社のガラス固化施設（K施設）のコールドモックアップ溶融炉（KMOC）を用いたガラス固化試験に協力した。

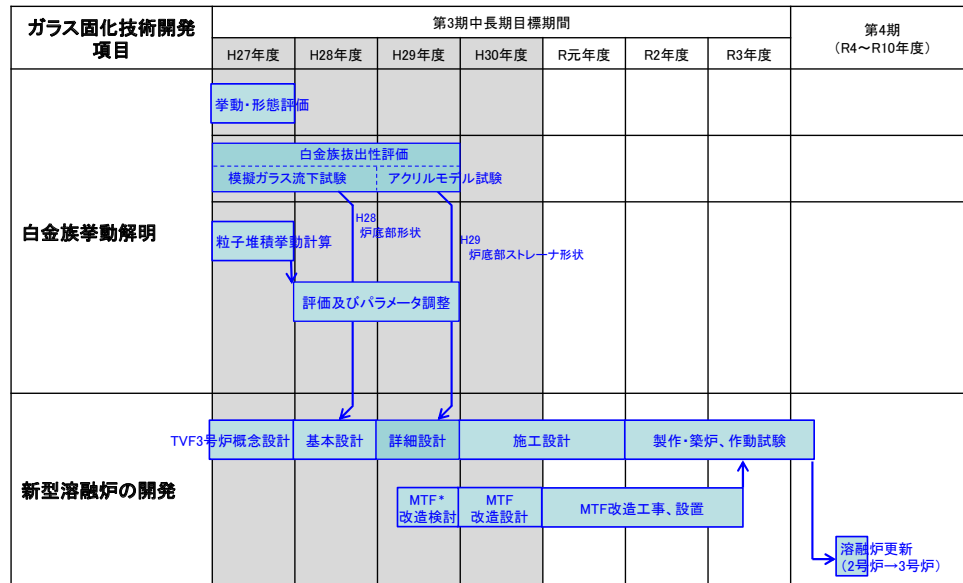


図 1.1-1 ガラス固化高度化技術開発に係る全体スケジュール

(2) 方法

1) 3号炉の施工設計

a) 耐火レンガの物性取得等

廃止措置計画変更認可申請に向けて、溶融炉のケーシング強度評価に用いるヤング率等の物性取得を行う。表 1.1-1 に物性取得を行う耐火レンガを示す。発熱体遮へいレンガについては、2号炉で使用していた DC・N が生産中止により入手不可となったため、平成 30 年度に DC・N と同類の窒化珪素結合炭化珪素系材料の SCN 及び CSN を候補材として選定した。令和元年度は、設工認技術基準規則の「材料及び構造」の条項に対する適合性評価に反映するため、SCN 及び CSN を対象に溶融炉内の使用環境を想定した材料試験を行い、飛散ガラスに対する耐食性、耐スポーリング性、水蒸気雰囲気下における耐食性を評価する。

表 1.1-1 物性取得対象の耐火レンガ

溶融炉構成レンガ	3号炉の材質
接液部耐火レンガ	クロミア・アルミナ質電鍍レンガ (商品名：Monofrax K-3)
気相部耐火レンガ	アルミナ・ジルコニア質焼成レンガ (商品名：ZIRTITE-E65)
バックアップ部耐火レンガ	高アルミナ質焼成レンガ (商品名：MRT-70K)
発熱体遮へいレンガ	窒化珪素結合炭化珪素耐火物 (商品名：SCN、CSN (選定中))
断熱膨張吸収材	アルカリアースシリケートファイバー (商品名：ファインフレックス BIO ボード)

b) 2号炉のガラス流下停止事象を踏まえた3号炉への対策検討

令和元年7月、2号炉によるガラス固化処理運転中に漏れ電流によるガラス流下停止事象が発生した。原因調査の結果、流下ノズルと高周波加熱コイルが接触して漏れ電流が生じたことが分かった。流下ノズルと高周波加熱コイルの接触は、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熔融炉の運転に伴う加熱及び冷却により塑性ひずみを生じ、流下ノズルが傾いたことによるものと推定している。

流下ノズルの傾きは、流下ノズルが取り付けられているインナーケーシングの構造が関係していることから、熔融炉の加熱及び冷却の際に流下ノズル周辺部に生じる塑性ひずみを2号炉より緩和できる3号炉のインナーケーシング構造を検討し、その妥当性を評価する。

2) 民間原子力事業者の核燃料サイクル事業への支援

日本原燃(株)では、令和3年度の再処理工場の竣工に向けて、ガラス固化施設(K施設)の熔融炉の性能使用前検査を残すのみとなっている。

ガラス固化技術課では、日本原燃(株)からの要請に応じ、核燃料サイクル工学研究所のモックアップ試験棟に設置されているK施設熔融炉のコールドモックアップ熔融炉(KMOC)を含む設備の維持管理を過年度から継続実施している。

令和元年7月に、日本原燃(株)から、KMOCを用いたガラス固化試験(KMOC第10次試験)への協力要請を受けた。KMOC第10次試験は、K施設の使用前検査に向けた重要な試験であり、使用前検査条件に向けた厳しい条件での運転性確認及び運転員の操作訓練を目的に行うものである。

上記の協力要請に応じ、KMOC第10次試験の計画立案への助勢、試験期間中の保安管理及び日々の試験評価ワーキンググループへの参画等を通じて、同試験の着実な完遂に貢献する。

(3) 結果

1) 3号炉の施工設計

a) 耐火レンガの物性取得等

耐火レンガの物性取得及び発熱体遮へいレンガの材料試験について、計画通りデータ取得を完了した。

b) 2号炉のガラス流下停止事象を踏まえた対策検討

2号炉では、図1.1-2に示す通り、流下ノズル温度計測用の熱電対を挿入するための溝がインナーケーシングの西側方向のみに設けており、これにより流下ノズル付け根部周辺に非対称の熱応力が生じたことでインナーケーシングが塑性変形したと推定した。

2号炉では溝を1カ所に設けており非対称であったインナーケーシング構造を、3号炉では、溝を西側及び東側の2カ所に設け、対称形として設計した。本構造に対する熱応力解析の結果、3号炉では流下ノズルの傾きが抑制でき、3号炉のインナーケーシング構造の妥当性を確認した。

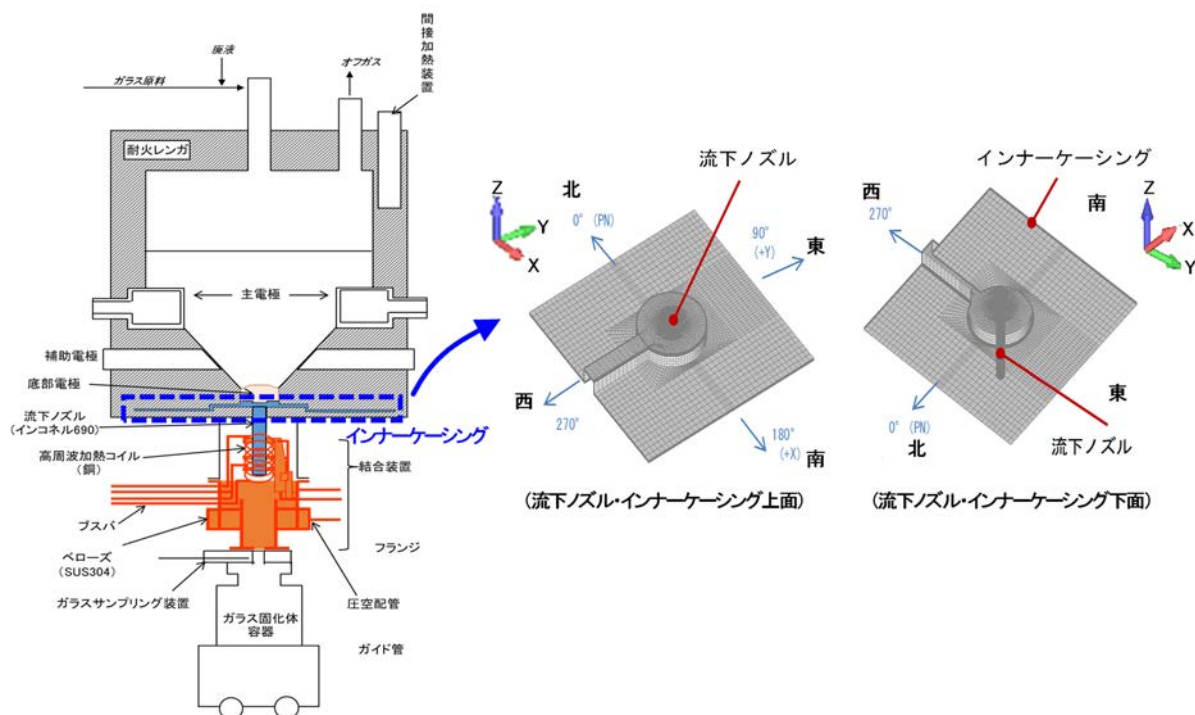


図 1.1-2 インナーケーシング構造 (2号炉)

2) 民間原子力事業者の核燃料サイクル事業への支援

KMOC 第 10 次試験に向けた設備・機器の点検整備に協力し、前回（第 9 次試験）から約 5 年ぶりとなる KMOC 第 10 次試験を当初計画通りの令和元年 12 月中旬から開始することに貢献した。同試験は、令和 2 年 3 月まで実施され、この間、保安管理及び試験評価ワーキンググループへの参画等を行った。また、試験には日本原燃（株）の若手・中堅社員を中心に約 20 名が参画し、試験を通じて、ガラス熔融炉の運転操作や温度調整等のノウハウの習得並びに竣工前に行われる K 施設の使用前検査や操業に向けて技量の向上が図られた。

(4) 結果の評価

3 号炉の施工設計（安全評価）については、熔融炉耐震解析に用いる耐火レンガの物性取得等を完了した。2 号炉のガラス流下停止事象を踏まえた 3 号炉への対策検討については、インナーケーシング構造変更（非対称構造→対称構造）の妥当性を熱応力解析により確認し、3 号炉の構造を確定した。

日本原燃（株）への支援について、同社再処理工場の竣工に向けた重要な位置付けの KMOC 第 10 次試験への協力要請に適切に応えることで、同社の再処理事業の着実な進展に貢献できた。

(5) 次年度以降の計画

令和元年度に 3 号炉の構造を確定したことから、計画通り、令和 2 年度は 3 号炉の製作請負契約を締結し熔融炉の材料調達を開始する。併せて、廃止措置計画変更認可申請に向けて、設工認技術基準規則への適合性評価を行い、同申請の準備を完了する。

日本原燃（株）への支援に関し、日本原燃（株）からの要請に応じ、KMOC 設備の維持管理を実施する予定である。

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

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）	令和元年度計画
東海再処理施設については、使用済燃料のせん断や溶解等を行う一部の施設の使用を取りやめ、その廃止措置に向けた準備として、廃止までの工程・時期、廃止後の使用済燃料再処理技術の研究開発体系の再整理、施設の当面の利活用、その後の廃止措置計画等について明確化し、廃止措置計画の策定等を計画的に進める。また、安全確保・リスク低減を最優先とし、貯蔵中の使用済燃料や廃棄物を安全に管理するために新規制基準を踏まえた安全性向上対策に取り組む。（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。 これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。 東海再処理施設については、新規制基準を踏まえた安全性向上対策の取組を進め、貯蔵中の使用済燃料及び廃棄物の管理並びに施設の高経年化を踏まえた対応を継続するとともに、（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。	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とともに、工程洗浄の実施に向けた計画を策定する。 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として、施設全体の安全対策に係る工事に向けた詳細設計等を継続する。

(1) 概要

東海再処理施設については、廃止措置に向けた準備を進め、平成 29 年度上期に廃止措置計画の認可申請を行い、再処理施設の廃止措置技術体系の確立に向けた取組に着手する計画としている。これを受け、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 年度は審査対応を行うとともに、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、工程洗浄の方法の申請、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・申請、廃止措置に関する国内外情報の収集等を行った。

(2) 実施状況

1) 方法

a) 工程洗浄の方法の申請

回収可能なプルトニウム溶液の取り扱いについて関係機関との調整を行い確定する。

また、平成 30 年度に取り纏めた変更認可申請書案について、原子力機構内での審議を通して安全評価等を拡充させ、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

b) 安全対策に係る許認可資料の作成・申請

安全対策の設計で得られた具体的な実施内容及び工期を踏まえ、有効性の観点で実施する安全対策の絞り込みを行う。更にその安全対策について、変更認可申請書案として取り纏め、原子力機構内での審議を通して記載内容を拡充させ、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

c) 国内外情報の収集

平成 30 年度に引き続き、国内外施設の廃止措置に係る公開情報等の収集を実施する。また、OECD/NEA の「原子力施設の廃止措置に関する科学技術情報交換のための国際協力計画（CPD）」の技術諮問グループ（TAG）会合に参加し、各国の核燃料サイクル施設等の廃止措置に係る情報収集を行う。更に、廃止措置の経験等を有する国内外有識者からなる技術検討会議を開催し、助言及び提言を頂く。

2) 結果

a) 工程洗浄の方法の申請

回収可能なプルトニウム溶液の取り扱いについて関係機関との調整を行い、プルトニウム転換技術開発施設で MOX 粉末にすることを確定した。また、変更認可申請書案について、原子力機構内審議を終了した（他申請を優先し、廃止措置計画の変更認可申請は未実施）。工程洗浄の概要を図 1.2-1 に、核燃料物質等の処理方法を図 1.2-2～図 1.2.4 に示す。

b) 安全対策に係る許認可資料の作成・申請

安全上重要な施設及び耐震重要施設については、ガラス固化処理の進捗によりリスクが

低減されることを考慮し、リスクが残存する期間に効果が期待できる安全対策の選定を行った。更にその安全対策について、変更認可申請書案として取り纏め、原子力機構内審議を行った後、令和元年 12 月に廃止措置計画の変更認可申請を行った。重大事故対策の概要を図 1.2-5 に、地震・津波・竜巻対策の概要を図 1.2-6～図 1.2.8 に示す。

c) 国内外情報の収集

平成 30 年度に引き続き、東海再処理施設の廃止措置の検討に参考となる国内外施設の廃止措置に係る公開情報等の収集を実施した。また、令和元年 10 月にイタリアのイスプラで開催された技術諮問グループ (TAG) 会合に参加し、東海再処理施設の廃止措置計画の現況、遠隔操作によるせん断粉末等の回収等について報告するとともに、デンマークの Riso 国立研究所のホットセル、英国のセラフィールド等の廃止措置に係る情報を得た。更に、廃止措置の経験等を有する国内外有識者からなる技術検討会議を開催し、工程洗浄の方法、HASWS における高放射性廃棄物の取り出し・再貯蔵等について助言及び提言を頂いた。

3) 結果の評価

再処理維持基準規則を踏まえた安全対策に係る廃止措置計画の変更認可申請を行った。

以上より、東海再処理施設の廃止措置計画に基づき、リスク低減に係る取組を進めるとともに、工程洗浄の実施に向けた計画を策定し、年度計画を達成した。

(3) 次年度以降の計画

工程洗浄及び再処理維持基準規則を踏まえた安全対策に係る廃止措置計画の変更の認可に向け、審査対応を行う。

また、廃止措置計画の詳細化のため、工程洗浄におけるデータ採取計画の策定、系統除染方法の検討等を行うとともに、それらに資するため国内外情報の収集についても継続する。

(4) 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
田口 克也 他	東海再処理施設の廃止措置 (1) 廃止措置計画概要	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
秋山 和樹 他	東海再処理施設の廃止措置 (2) 廃止措置工程の立案	同上
橋本 孝和 他	東海再処理施設の廃止措置 (3) 廃棄物発生量及び廃止措置費用の評価	同上
中澤 豊 他	東海再処理施設の廃止措置 (4) 廃止措置段階における効果的なリスク低減対策	同上

2) 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
田口 克也 秋山 和樹 大村 政美 橋本 孝和 岡野 正紀	模範賞	東海再処理施設の廃止措置開始への取組

(再処理廃止措置技術開発センター 技術部 廃止措置技術課 田口 克也)

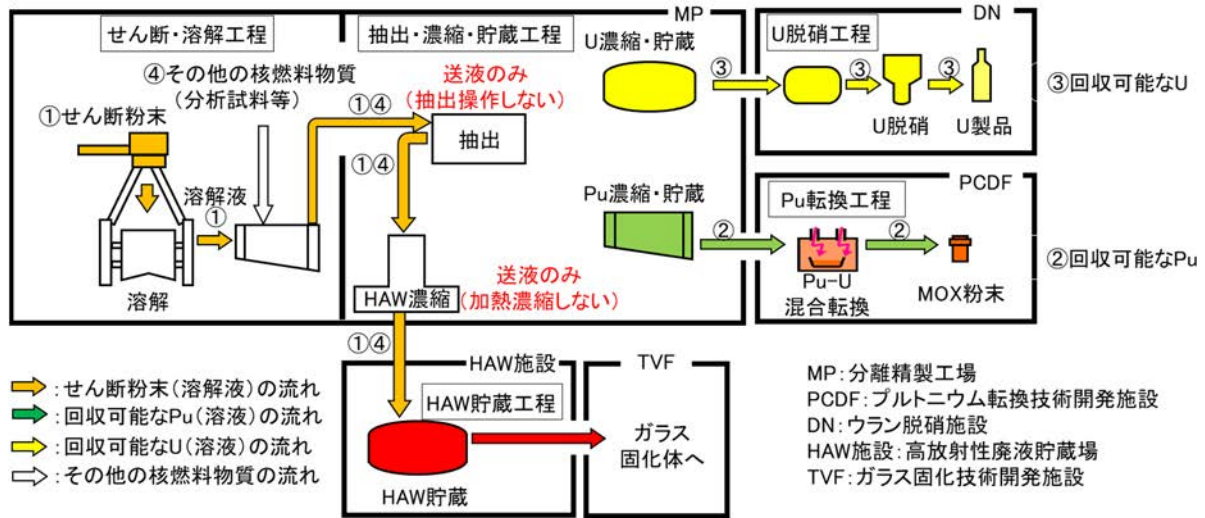


図 1.2-1 工程洗浄概要

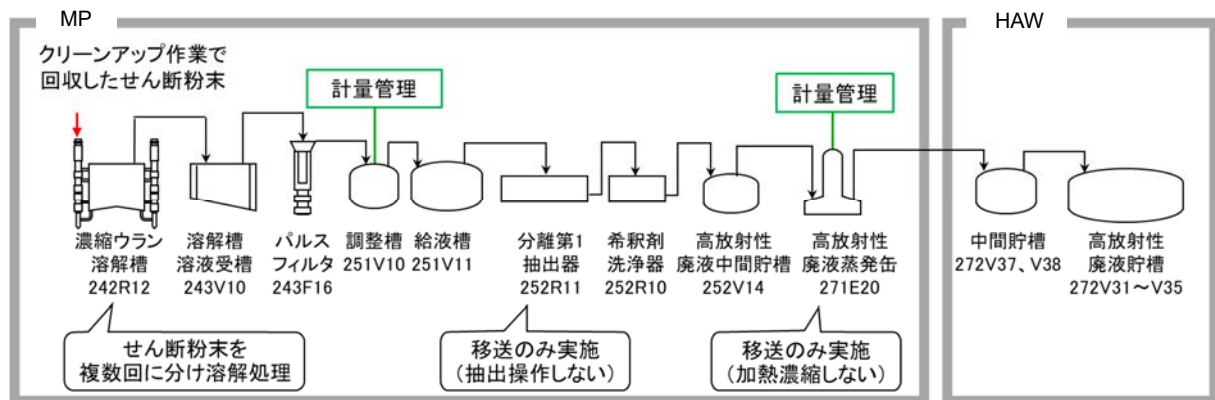


図 1.2-2 せん断粉末の溶解液の処理

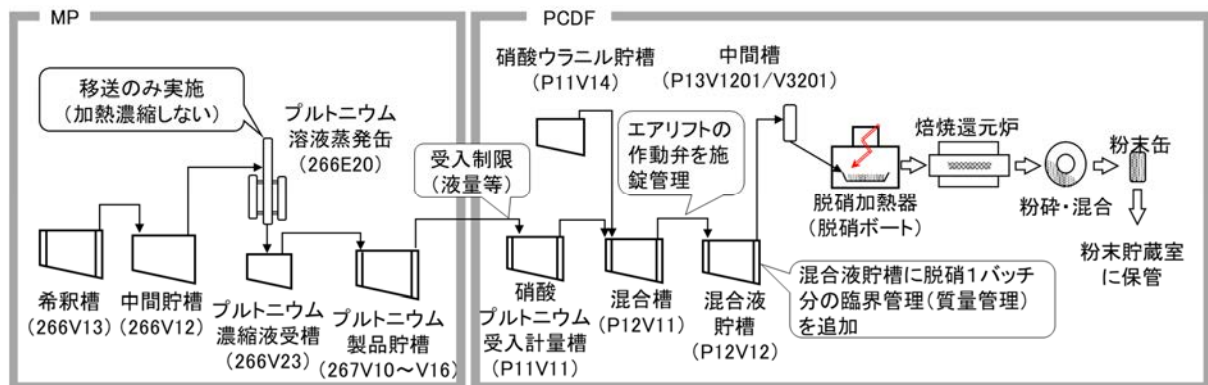


図 1.2-3 プルトニウム溶液の処理

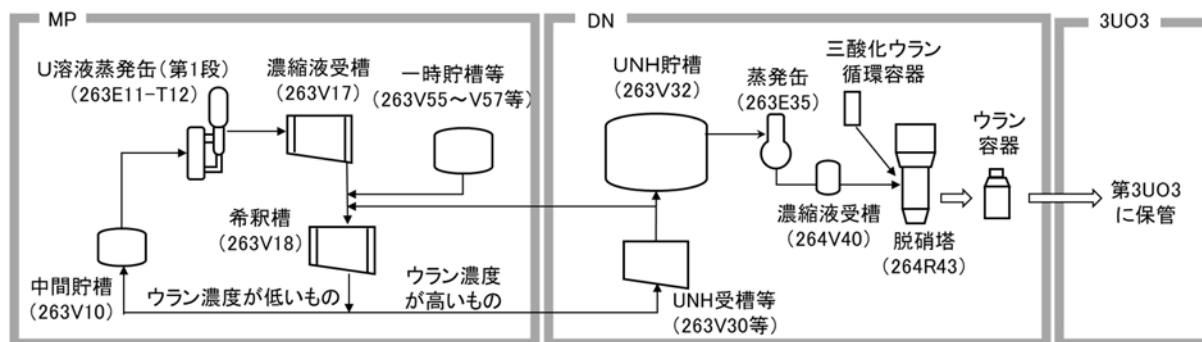
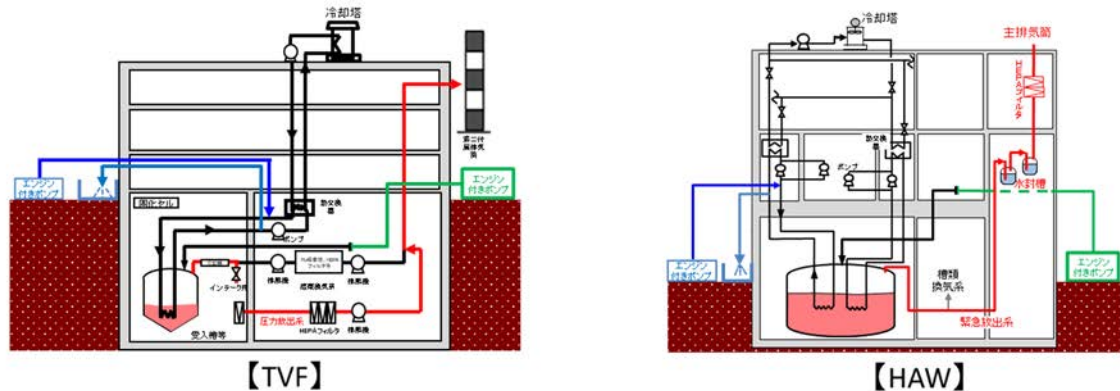


図 1.2-4 ウラン溶液及びウラン粉末の処理



発生防止：冷却機能が喪失した場合は、事故（蒸発乾固）の発生防止策として、エンジン付きポンプから水を冷却コイルへ供給する。
 拡大防止：発生防止策が有効でなかった場合、拡大防止策として貯槽への直接注水により、蒸発乾固を防止する。
 影響緩和：万一の事象発生時、高放射性廃液の蒸発蒸気は、影響緩和策として浄化機能を有する緊急放出系（HAW）及び圧力放出系（TVF）から放出される。

図 1.2-5 重大事故（高放射性廃液の蒸発乾固）対策概要

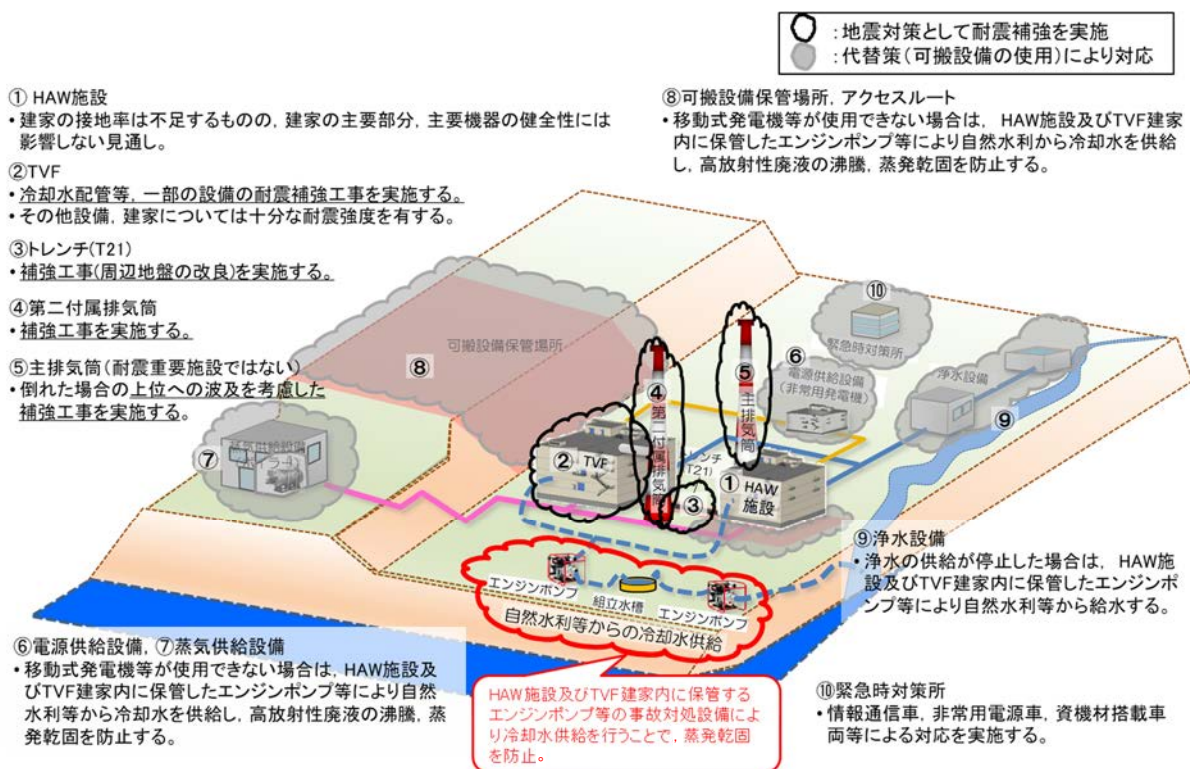


図 1.2-6 地震対策概要

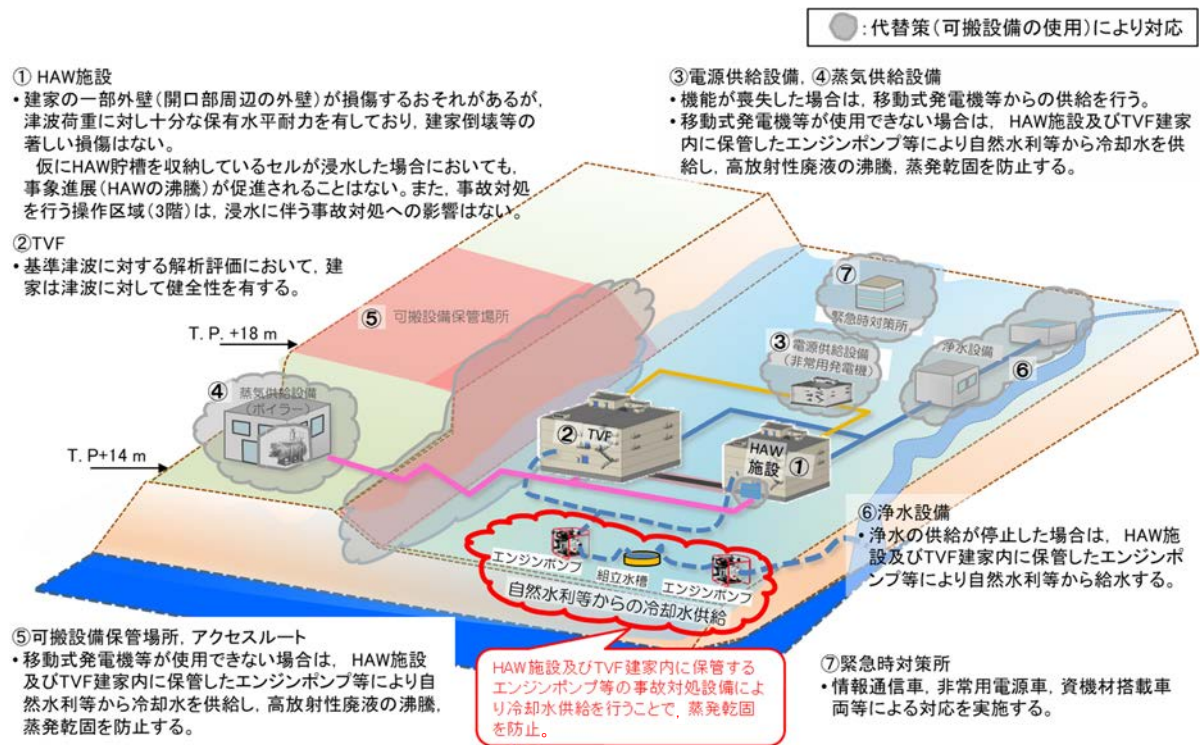


図 1.2-7 津波対策概要

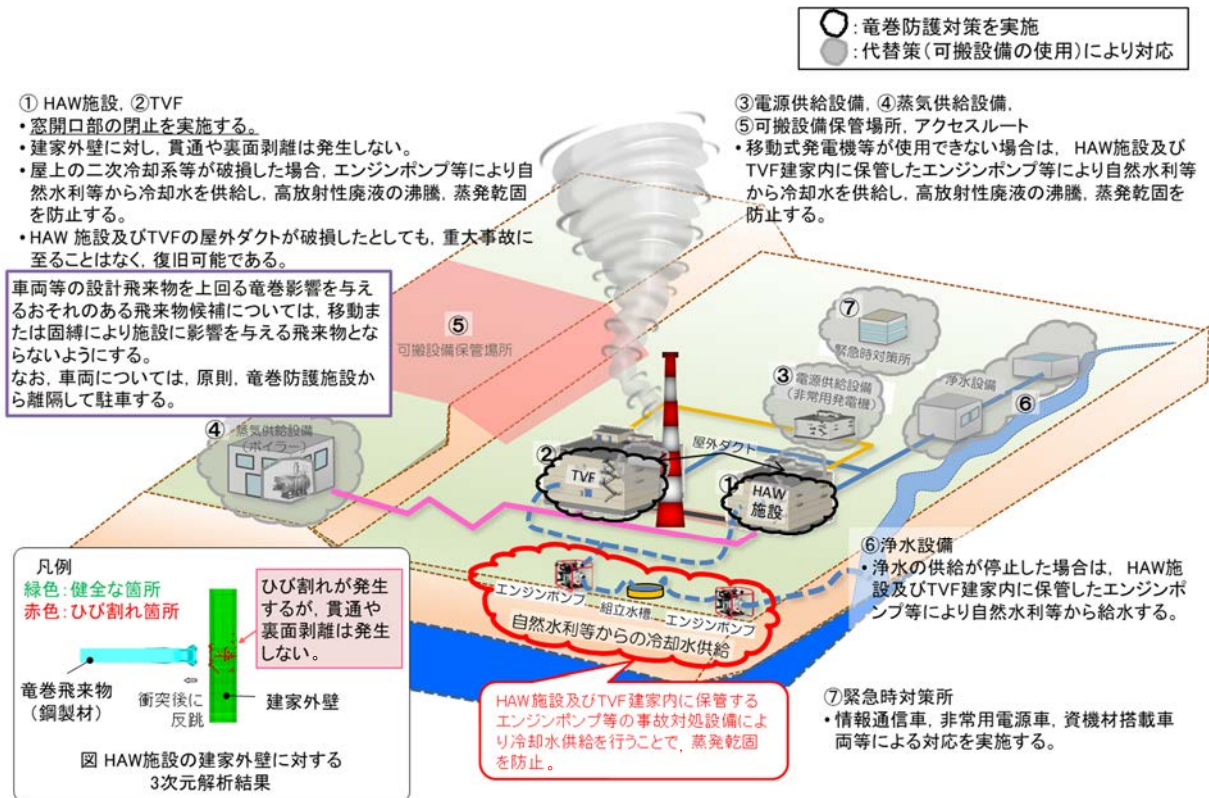


図 1.2-8 竜巻対策概要

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）	令和元年度計画
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。 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平成 40 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。	ガラス固化技術開発施設（TVF）において、工程制御装置の更新等の施設整備及び間接加熱装置の交換作業等を完了し、ガラス固化処理を再開する。高レベル放射性廃液のガラス固化処理については、安全の確保を最優先とした上で、50 本のガラス固化体製造目標を達成する。ガラス固化処理終了後、次年度末からのガラス固化処理に向け、遠隔機器（固化セルクレーン）の更新作業に着手する。また、ガラス固化体の保管能力増強に係る施工設計等を進める。

(1) 令和元年度計画の概要

原子力機構は、東海再処理施設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、ガラス固化技術開発施設（以下、「TVF」という。）における HALW のガラス固化処理について、リスク低減のため新規制基準適合確認を待たずに実施することが原子力規制委員会から了解された（平成 25 年 12 月 18 日）。

他方、東海再処理施設は、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）』を発出し、『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、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 1.3-1 に示す。また、「ガラス固化処理に関する工程」を図 1.3-2 に示す。

令和元年度は、前年度から引き続き、工程制御装置及び遠隔機器等の整備を進め、第 2 四半期に HALW のガラス固化処理を開始する計画どおり、工程制御装置や熔融炉電力盤、流下ノズル加熱装置の更新及び間接加熱装置の交換作業を終了させ、令和元年 7 月に HALW のガラス固化処理を開始した。

HALW のガラス固化処理においては、50 本のガラス固化体を製造する計画であったが、8 本目のガラス流下中に、熔融炉の流下ノズル加熱装置において漏電リレーが作動し流下が停止した事象に伴い、運転を中断した。令和元年度のガラス固化体製造本数は 7 本であり、年度計画で設定した 50 本のガラス固化体製造目標の達成には至らなかった。現在は、早期のリスク低減のため、流下停止事象の原因究明及び対策を進めている。

なお、運転中断に伴い、運転終了後に計画していた固化セルクレーンの走行給電ケーブルリールの更新に向けた準備作業の一部を前倒しで開始した。

また、供用中の TVF 開発棟のガラス固化体保管能力を 420 本（1 保管ピットあたり 6 段積み）から、630 本（1 保管ピットあたり 9 段積み）に増強するべく、平成 30 年 11 月 9 日に申請したガラス固化体保管能力増強に係る廃止措置計画変更認可申請の補正申請に向けた対応と、ガラス固化体保管能力増強に係る安全対策の施工設計及び工事に向けた準備を進めた。

(2) 実施状況

1) 遠隔機器及び熔融炉等の整備

計画に従って、工程制御装置や熔融炉制御盤等の更新、間接加熱装置の交換作業を終了し、令和元年度 7 月 8 日に HALW のガラス固化処理を開始した。また、遠隔機器（固化セルクレーン）の更新に向けた準備に着手した。

a) 工程制御装置等の更新

- ・ 工程制御装置の更新：令和元年 5 月 16 日終了
- ・ 溶融炉制御盤の更新：令和元年 6 月 5 日終了
- ・ 溶融炉電力盤及び流下ノズル加熱装置の更新：令和元年 6 月 11 日終了
- ・ 間接加熱装置の交換作業：令和元年 7 月 1 日終了

b) 遠隔機器の更新

- ・ 固化セルクレーンの走行給電ケーブルリールの更新：令和 2 年度に計画されている更新に向け、交換品の製作中及び準備作業（治工具搬入等）中

2) HALW のガラス固化処理

令和元年度は、50 本（運転状況に応じて最大 65 本）のガラス固化体を製造する計画に対して、流下停止事象の発生及びその原因調査のため運転を中断したため、製造本数は 7 本である。

流下停止事象の原因調査から、全段加熱時に流下ノズルと加熱コイルが接触して漏れ電流が発生したと判断し、早期のリスク低減のため、現行の結合装置を用いて流下ノズルと加熱コイル間のクリアランス調整が可能な場合、結合装置を加熱コイルも含めて新たに製作する場合、現行の 2 号溶融炉から 3 号溶融炉へ移行する場合の 3 ケースの対策を、原因究明と並行して最速で進めている。

原因究明及び対策の実施状況については、原子力規制庁へ逐次報告し、確認を受けている。

3) ガラス固化体保管能力増強

令和元年度は、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、令和 2 年第 4 四半期の補正申請を目途に、耐震、遮へい及び崩壊熱除去に係る追加の評価・解析を進めた。並行して、ガラス固化体保管能力増強に係る換気設備への断熱材の施工や可搬型発電機の設置等の安全対策の施工設計及び工事の発注準備を進めた。なお、上記の許認可対応の進捗を踏まえ、工事の開始時期を令和元年度から令和 2 年度に見直しを行う予定である。

(3) 次年度以降の計画

1) 遠隔機器及び溶融炉等の整備

「ガラス固化処理に関する工程」に基づき、遠隔機器等の整備を継続する。なお、流下停止事象の原因究明及び対策の状況に応じて、スケジュールを組み替えて対応する。

2) HALW のガラス固化処理

早期のリスク低減のため、流下停止事象の対策を進める。

3) ガラス固化体保管能力増強

「ガラス固化処理に関する工程」に基づき、保管能力増強に係る安全対策の施工設計及び工事を進める。

* : 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を進める。

図 1.3-2 ガラス固化処理に関する工程 (廃止措置計画)

1.4 低放射性廃棄物技術開発施設（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	令和元年度計画
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、焼却設備の改良やセメント固化・硝酸根分解設備の整備に係る施工設計を進め、廃止措置計画の変更申請を行う。

1.4.1 全体概要

- (1) 液体・固体廃棄物処理系設備について、コールド試験等により操作訓練を兼ねた機器の健全性確認や操作・保守要領を確認
- (2) 廃液中の硝酸根を分解した後に得られる炭酸塩廃液に対して、実規模セメント混練試験装置を用いて固化条件（使用するセメントの種類、水とセメントの割合、塩充填率）をパラメータとしたセメント混練試験を行い、最適な運転条件を確認
- (3) 焼却設備の試験運転で含塩素廃棄物の焼却によるステンレス鋼製の機器・配管の腐食が確認されたことから、焼却設備の更新工事に向けた施工設計を実施
- (4) 廃液に含まれる硝酸性窒素（環境規制物質）による環境影響を低減させるため、固化処理（浅地中処分相当）前に廃液中の硝酸根（硝酸イオン・亜硝酸イオン）を分解する硝酸根分解設備を設置する改造工事に向けた施工設計を実施
- (5) 廃棄体化技術の進展により、ホウ酸ナトリウムを用いた中間固化体を製造する蒸発固化設備から埋設処分可能なセメント固化設備を設置する改造工事に向けた施工設計を実施
- (6) 焼却設備の改良工事に係る設工認レベルの廃止措置計画の変更申請については、建物の耐震評価・補強設計を追加で行う必要が生じ、改良工事に係る評価内容に反映することから、廃止措置計画の変更申請時期を変更

1.4.2 施設のコールド試験

(1) 概要

低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の運転開始に向けて、既存設備（セル内遠隔機器等）の試運転やメンテナンス操作を行い、機器の健全性や操作・保守要領について確認している。LWTFのコールド試験から運転に向けた全体スケジュールを表1.4-1に示す。平成30年度のコールド試験では、セル内遠隔機器、焼却設備のセラミックフィルタ類の保守操作等を行い、操作訓練を兼ねた機器の操作・保守要領の確認を行った。

令和元年度のコールド試験では、廃棄物の処理運転で特に使用頻度の高いセル内機器とろ過・吸着設備等についての操作・保守要領の確認試験を実施する。

(2) 方法

1) セル内機器の保守要領確認

セル内（ろ過セル、蒸発固化セル）に設置されている除染台車（蒸発缶の抜出口を洗浄するためのもの）と移送台車（蒸発缶の真下へドラム缶を移送するためのもの）に対する保守操作として、クレーンを用いてセル内の天井ハッチから上階の保守室への移動、移動先の保守室での作動確認、保守室からセル内への移動を行った。保守操作の確認状況を図 1.4-1 に示す。

2) ろ過・吸着設備等の通水作動試験

低放射性濃縮廃液の核種分離を行うろ過・吸着設備に対して、運転操作訓練を兼ねた設備の作動確認を行うため、処理廃液として純水を使用した処理運転（処理量 3 m³/1Run）を行った。pH 調整、ヨウ素不溶化、鉄共沈処理で用いる試薬については純水で代用した。

また、ろ過・吸着設備の運転に伴い、槽類換気設備（排風機、加熱器）、ユーティリティ設備（蒸気・温水供給設備、冷却水供給設備、冷水供給設備）についての作動確認を行った。

3) ヨウ素フィルタ交換の保守要領確認

ヨウ素フィルタを交換する際に用いる保守要領を確認するため、作業用グリーンハウスの作成（骨組み作成のみ）とビニールバッグを使用したヨウ素フィルタのバッグイン・バッグアウト操作を行った。保守要領の確認状況を図 1.4-2 に示す。

4) pH 計の保守要領確認

焼却設備から発生するオフガス洗浄廃液の pH 値測定に使用するインライン式 pH 計（2 基）に対して、pH 計の保守作業（校正、検出器の部品交換等）を行う際に用いる保守要領を確認するため、標準液を用いた pH 計校正、ビニールバックを使用した pH 検出器の部品交換及び本体交換作業を行った。保守要領の確認状況を図 1.4-3 に示す。

(3) 結果

1) セル内機器の保守要領確認試験

- ・セル内に設置されている除染台車と移送台車の保守操作については、ITV カメラを介しながらのセル内天井ハッチの開閉作業、クレーンによる吊上げ作業、保守室への吊り下し作業等を行い、セル内と保守室間の移動が操作・保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。
- ・使用した機器（除染台車、移送台車、ITV カメラ、クレーン）が健全であることを確認した。

2) ろ過・吸着設備等の通水作動試験

- ・ろ過・吸着設備の純水を使用した処理運転（処理量 3 m³/1Run）を行い、ポンプ等の機器の健全性を確認するとともに、操作要領に基づいて問題なく行えることを確認した。

- ・槽類換気設備（排風機、加熱器）、ユーティリティ設備（蒸気・温水供給設備、冷却水供給設備、冷水供給設備）についての作動確認を行い、操作要領に基づき起動及び停止作業が問題なく行えることを確認した。

3) ヨウ素フィルタ交換の保守要領確認

- ・ヨウ素フィルタを交換する保守作業として、作業用グリーンハウスの作成（骨組み作成のみ）とビニールバッグを用いたヨウ素フィルタのバッグイン・バッグアウト操作を行い、保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。

4) pH 計の保守要領確認

- ・焼却設備のインライン式 pH 計（2 基）の校正等を行う保守作業として、作業用グリーンハウスの作成（骨組み作成のみ）、標準液を用いた pH 計の校正及びビニールバックを使用した pH 検出器の部品交換・本体交換に係る作業を行い、保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。

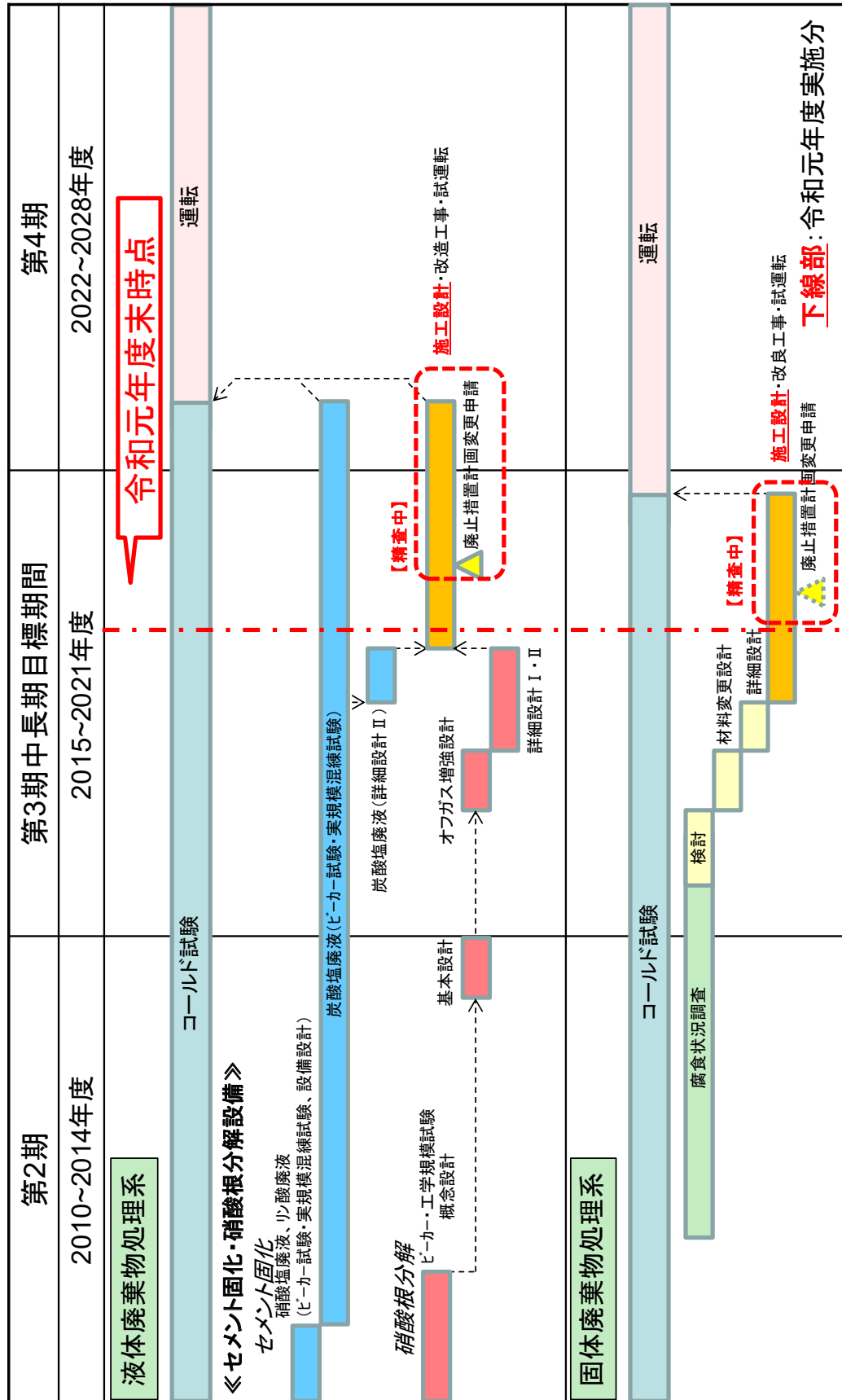
(4) 結果の評価

当初計画した確認試験等において、設備・機器の健全性に問題ないことを確認した。

(5) 次年度以降の計画

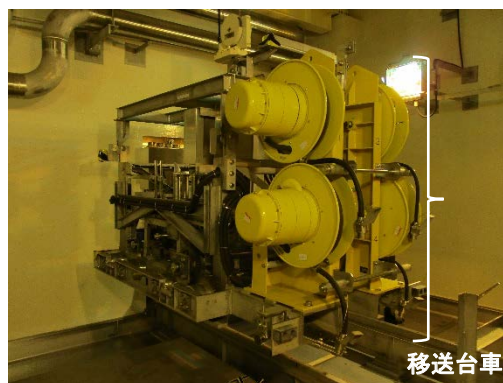
廃棄物の処理運転で特に使用頻度の高いセル内機器、ろ過・吸着設備等についての操作・保守要領の確認試験を実施し、運転員の操作技術習熟を図る。

表 1.4-1 全体スケジュール





①除染台車吊上げ作業



②移送台車の吊上げ作業

図 1.4-1 セル内機器の保守作業状況



①バッグイン作業



②電動リフトによる降下作業

図 1.4-2 ヨウ素フィルタ交換の保守作業状況



①pH 計ホルダ外観



②pH 計の校正作業

図 1.4-3 pH 計の保守作業状況

1.4.3 セメント混練試験

(1) 概要

LWTF でセメント固化する廃液のうち、廃液中の硝酸根を分解した後には得られる炭酸塩廃液に対して、実規模セメント混練試験装置を用いて固化条件（使用するセメントの種類、水とセメントの重量割合（水セメント比）、塩充填率）をパラメータとしたセメント混練試験を行い、最適な運転条件を確認している。平成 27～30 年度に実施した実規模セメント混練試験では、硝酸根分解設備で目標としている硝酸根分解率 90%に相当する炭酸塩模擬廃液に加えて、硝酸根分解率を 95%又は 100%相当とした廃液をセメント固化した際の物性データ（一軸圧縮強度、結晶構造）を取得した。セメント混練試験の全体スケジュールを表 1.4-1 に示す。

令和元年度の実規模セメント混練試験では、昨年度に引き続き、硝酸根分解率 90%、95%及び 100%の炭酸塩模擬廃液を用いて、固化条件としては運転時に想定される塩充填率を設定した上で試験を実施した。また、炭酸塩廃液内に含まれるとされる夾雑物の影響を調査する試験を実施した。加えて、硝酸根分解率 90%を下回った条件に対して、その影響を調査する工学規模の試験を実施した。合わせて、昨年度までに、実規模セメント混練試験で作製したセメント固化体（運転時に想定される水セメント比を設定）に対して、長期材齢（半年・1 年間養生）の物性データを取得して長期安定性について確認した。

(2) 方法

1) 実規模セメント混練試験（夾雑物による影響確認を含む）

硝酸根分解率 90、95 及び 100%に相当する炭酸塩模擬廃液に対して、実規模セメント混練試験装置を用いてセメント固化体を作製し、28 日養生した後、一軸圧縮強度の測定と X 線回折（XRD）による結晶構造解析を実施した。また、炭酸塩廃液内に含まれるとされる夾雑物のうち、硫酸ナトリウムを模擬廃液へ加えた場合の試験も実施した。実規模セメント混練試験の概要を図 1.4-4 に示す。

2) 硝酸根分解率 90%を下回った条件における固化試験

硝酸根分解率 90%を下回った条件（50%、80%等）で作製した炭酸塩模擬廃液に対して、工学規模セメント混練装置を用いてセメント固化体を作製し、ブリージング（浮き水）や硬化日数、7・28 日材齢の一軸圧縮強度の測定を実施した。

3) 長期材齢の物性データ取得

昨年度の実規模セメント混練試験で作製したセメント固化体を、半年及び 1 年間養生した後、コアサンプルを回収した上で、一軸圧縮強度の測定と XRD による結晶構造解析を実施した。

(3) 結果

1) 実規模セメント混練試験（夾雑物による影響確認を含む）

硝酸根分解率 90、95 及び 100%に相当する炭酸塩模擬廃液のセメント固化体の一軸圧縮強度は、水セメント比をセメントが多い 0.65 に調整することにより、10 MPa 以上を確保できることを確認した。また、夾雑物（硫酸ナトリウム）については、硫酸ナトリウムを添加

した場合と添加しない場合を比較して、試料の混練前後の pH の変化傾向、JIS フローの値、養生中の固化体内部の最大温度、圧縮強度について変化がなく、硬化日数の増加やブリージングの発生も無いことが確認された。また、硫酸ナトリウムは OPC に含まれるアルミン酸三カルシウム等と反応することで、エトリンガイト等を生成し、セメントの膨張を促すことが知られているが、XRD により結晶構造解析を行った結果、エトリンガイトなどの硫酸塩由来の生成物は確認できなかった。硫酸ナトリウムを添加した場合と添加しない場合の物性データと XRD の結果を図 1.4-5 に示す。

2) 硝酸根分解率 90%を下回った条件における固化試験

工学規模セメント混練装置を用いたセメント固化試験について、硝酸根分解率 90%を下回った（50%、80%等）模擬廃液を、90%以上と同じ条件（水セメント比、塩充填率）で固化を実施した結果、ブリージングの発生や硬化日数の超過が確認された。

3) 長期材齢の物性データ取得

昨年度作製したセメント固化体の半年及び 1 年間養生後の一軸圧縮強度については、管理目標値を満足するとともに、日数経過に伴い、強度が上昇する傾向であること、結晶構造解析の結果から固化体中にセメント水和物（C-S-H）が生成していることを確認した。セメント固化体の日数経過に伴う圧縮強度変化を図 1.4-6 に示す。

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

(4) 結果の評価

当初計画していた実規模セメント混練試験及び長期材齢（半年・1 年間養生）のセメント固化体に対する物性データを取得し、管理目標値を満足できる混練条件を確認した。

(5) 次年度以降の計画

想定される硝酸根分解率（90%）を下回った条件（50%、80%等）に相当する炭酸塩模擬廃液をセメント固化した際の固化条件に対して継続して調査を行う。

LWTF では、硝酸塩廃液、リン酸廃液及び炭酸塩廃液の 3 つを処理対象としているが、炭酸塩廃液だけでなく、リン酸廃液や硝酸塩廃液についても固化が確実にできるように、配合比変動を想定した実規模混練試験を実施する。次年度は、実規模セメント固化試験装置での試験実績の少ないリン酸廃液及び硝酸塩廃液を中心に実規模セメント固化試験を行い、物性データを取得する。

(6) 成果

1) 口頭発表

発表者	タイトル	学会名等
松島 怜達 他	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（23）廃液内に存在する夾雑物の影響の検討	日本原子力学会 2019 年秋の大会 （富山, 2019 年 9 月）
高橋 清文 他	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（24）実規模大における炭酸塩廃液のセメント固化検討②	日本原子力学会 2019 年秋の大会 （富山, 2019 年 9 月）

【試験手順】

試験体作製



温度調整 (50℃)



混練 (約20分)



フロー値等の測定



ブリーディングの確認

【管理目標値】

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

硬化後物性測定



コア試験体の採取



コア試験体



圧縮強度測定



実規模混練装置 (インドラムキッキング方式)

図 1.4-4 実規模セメント混練試験概要

	pH		内部最大温度 [℃]	フロー値 [mm]	ブリージング (1d)	硬化 日数	圧縮強度[MPa]	
	混練前	混練後					28d	182d
硫酸塩あり	11.8	13.5	116	222	なし	1d	12.1	14.8
硫酸塩なし	11.8	13.5	121	220	なし	1d	11.3	15.0

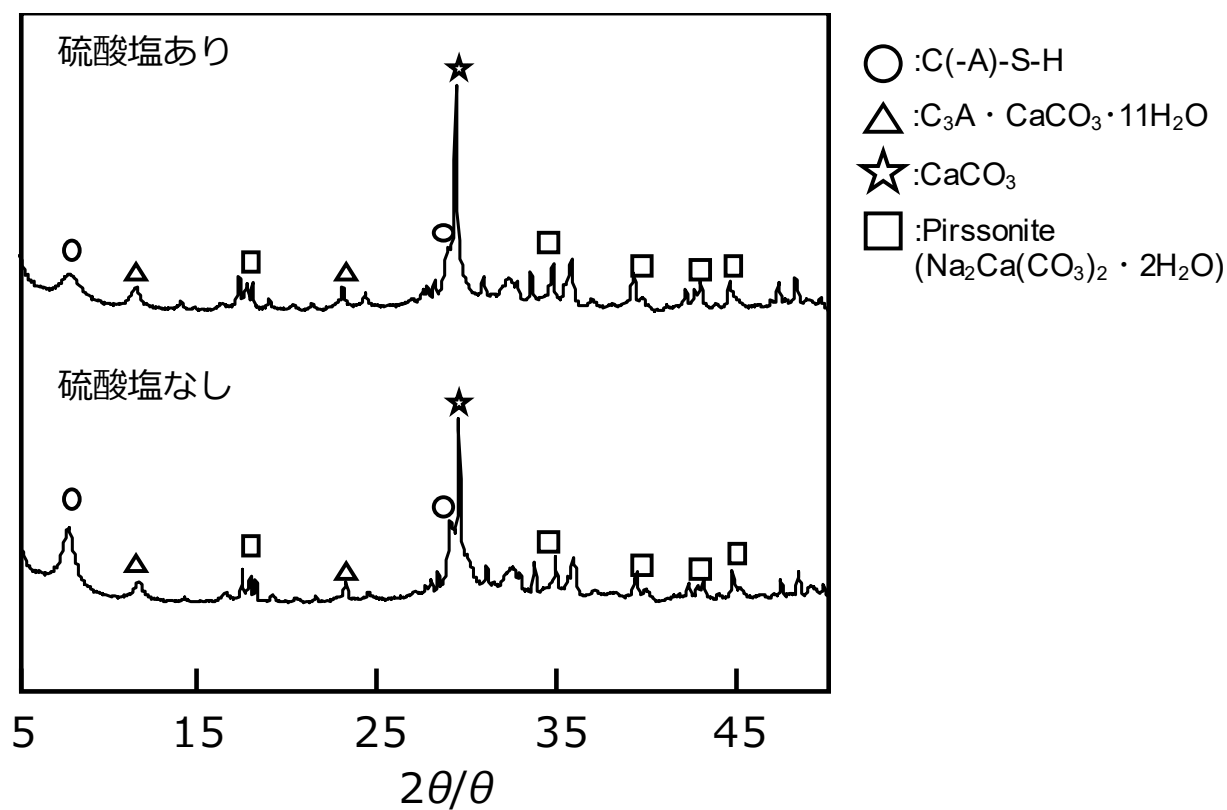
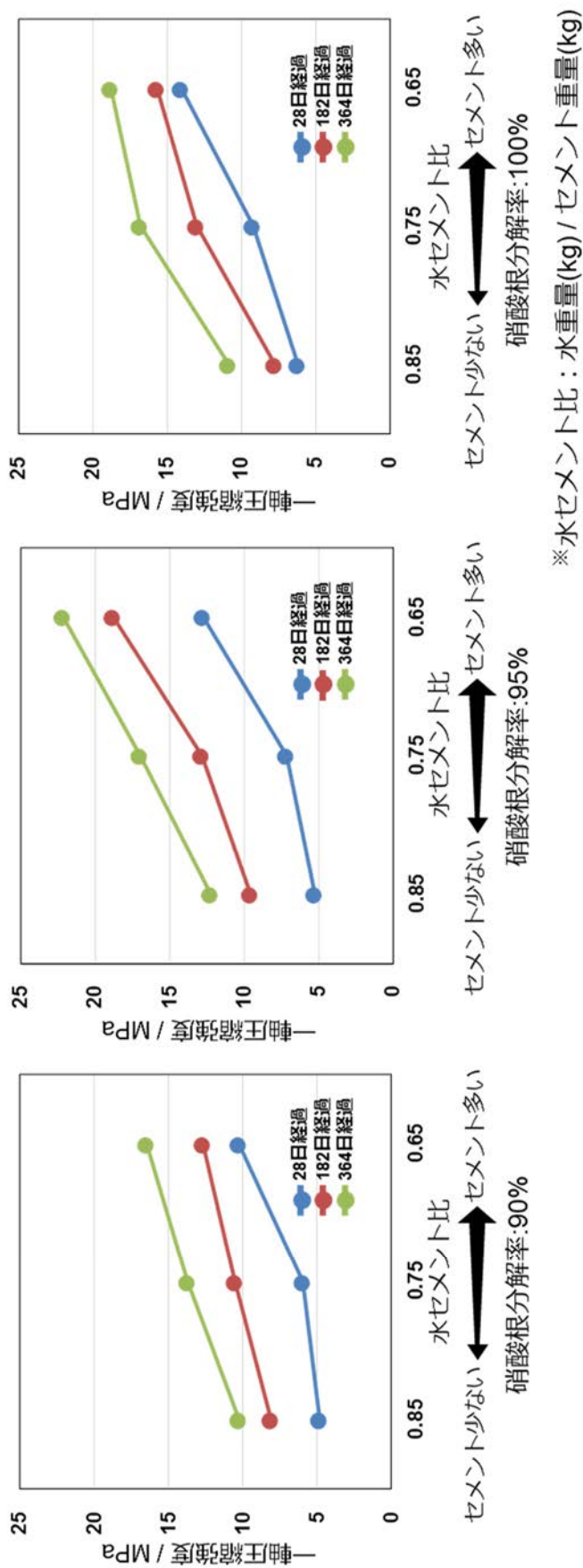


図 1.4-5 実規模セメント混練試験概要



混練条件	
固型化材	: 高炉セメントC種(BFS:OPC=7:3)
混練容器	: 200Lドラム缶混練
混練量	: 300Kg混練
セメント材供給速度	: 10Kg/min
塩充填率	: 17wt%
廃液温度	: 50℃

図 1.4-6 セメント固化体の日数経過に伴う圧縮強度変化

1.4.4 設備の更新と整備

(1) 概要

1) 焼却設備の改良工事

焼却設備において、試験運転で含塩素廃棄物を焼却したことにより、設計で腐食することを想定していなかったステンレス鋼製の機器・配管に腐食が確認されたため、平成 29 年度に工事仕様・工事物量を確定するための詳細設計を実施し、平成 30 年度に焼却設備の改良工事を行うための施工設計に着手した。

令和元年度は、平成 30 年度に着手した施工設計を完了する。改良工事と施設整備に係る全体スケジュールを表 1.4-1 に示す。

2) セメント固化設備及び硝酸根分解設備の施設整備

環境要求事項の追加により、廃液に含まれる硝酸性窒素（環境規制物質）による環境影響を低減させるため、固化処理（浅地中処分相当）前に廃液中の硝酸根（硝酸イオン・亜硝酸イオン）を分解する硝酸根分解設備の整備に向けた設計を実施している。また、廃棄体化技術の進展により、ホウ酸ナトリウムを用いた中間固化体を製造する蒸発固化設備から埋設処分可能なセメント固化設備の整備に向けた設計を実施している。

平成 30 年度に、セメント固化・硝酸根分解設備の整備に係る詳細設計Ⅱとして、セメント固化設備における炭酸塩廃液用のセメント材を供給する系統の機器及び配管設計と、硝酸根分解設備の機器、配管、計装、電気設計等を実施した。

令和元年度は、セメント固化・硝酸根分解設備の設置に係る施工設計を実施する。

(2) 方法（設計方針）

1) 焼却設備の改良工事

- ・焼却設備の更新工事を行うための施工設計を完了する。

2) セメント固化設備及び硝酸根分解設備の施設整備

- ・セメント固化・硝酸根分解設備を設置する改造工事を行うための施工設計を実施する。

(3) 結果

1) 焼却設備の改良工事

- ・焼却設備の更新工事を行うための施工設計を完了した。

2) セメント固化設備及び硝酸根分解設備の施設整備

- ・セメント固化・硝酸根分解設備を設置する改造工事を行うための施工設計のうち、配管設計（配管ルート・配管サポートの構造・配置設計）設計を完了した。

(4) 結果の評価

当初計画した焼却設備の改良工事とセメント固化・硝酸根分解設備の設置に係る施工設計の

範囲については、令和元年度末に完了した。

(5) 次年度以降の計画

令和 2 年度については、焼却設備の改良工事及びセメント固化設備及び硝酸根分解設備の施設整備に向けて、耐震評価に必要な情報の整理や建家の鉄筋調査を行う計画である。令和 2 年度以降のセメント固化設備及び硝酸根分解設備の施設整備に係る工程については、現在見直しを進めており、令和 2 年度に確定する計画である。

1.4.5 廃止措置計画の変更申請

(1) 概要

焼却設備の改良工事に係る設工認レベルの廃止措置計画の変更申請を行う。廃止措置計画の変更申請に係る全体スケジュールを表 1.4-1 に示す。

(2) 方法（設計方針）

焼却設備の改良工事に向けて、施工設計結果を基に、設工認レベルの廃止措置計画の変更申請を行う。

(3) 結果

硝酸根分解設備・セメント固化設備の設置において、建物の耐震評価・補強設計を追加で行う必要が生じ、その結果を焼却設備の設計（機器・配管の耐震評価）に反映することから、廃止措置計画の変更申請の時期は次年度以降となる。

(4) 結果の評価

当初計画していた焼却設備の改良工事に係る設工認レベルの廃止措置計画の変更申請は、令和 2 年度以降に見送った。

(5) 次年度以降の計画

焼却設備の改良工事に係る設工認レベルの廃止措置計画の変更申請の時期については、現在見直しを進めているセメント固化設備及び硝酸根分解設備の施設整備に係る工程の中で確定していく。

（再処理廃止措置技術開発センター 環境保全部 処理第 2 課 高野 雅人）

1.5 高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに関する技術開発

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	令和元年度計画
再処理技術の高度化や軽水炉 MOX 燃料等の再処理に向けた基盤技術の開発に取り組むとともに、これらの成果を活用して技術支援を行うことで、核燃料サイクル事業に貢献する。 安全確保・リスク低減を最優先とし、貯蔵中の使用済燃料や廃棄物を安全に管理するために新規制基準を踏まえた安全性向上対策に取り組む。 これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。 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、取出し建家及び貯蔵施設（HWTF-1）に係る設計、及び廃棄物の遠隔取出し装置に係る製作設計等を継続する。

(1) 概要

高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）には、貯蔵している廃棄物を取出す設備がなく、廃棄物の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、装置を設置するために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（HWTF-1）を建設した後、廃棄物を取出して貯蔵管理することとしている。高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）の貯蔵状態の改善に向けた廃止措置計画全体工程を図 1.5-1 に示す。

平成 30 年度まで進めてきた取出し装置の設計、取出し建家及び貯蔵施設（HWTF-1）の設計を踏まえて、今年度は、廃棄物取出しに係る基本方針の見直しを含めて今後の進め方について検討した。

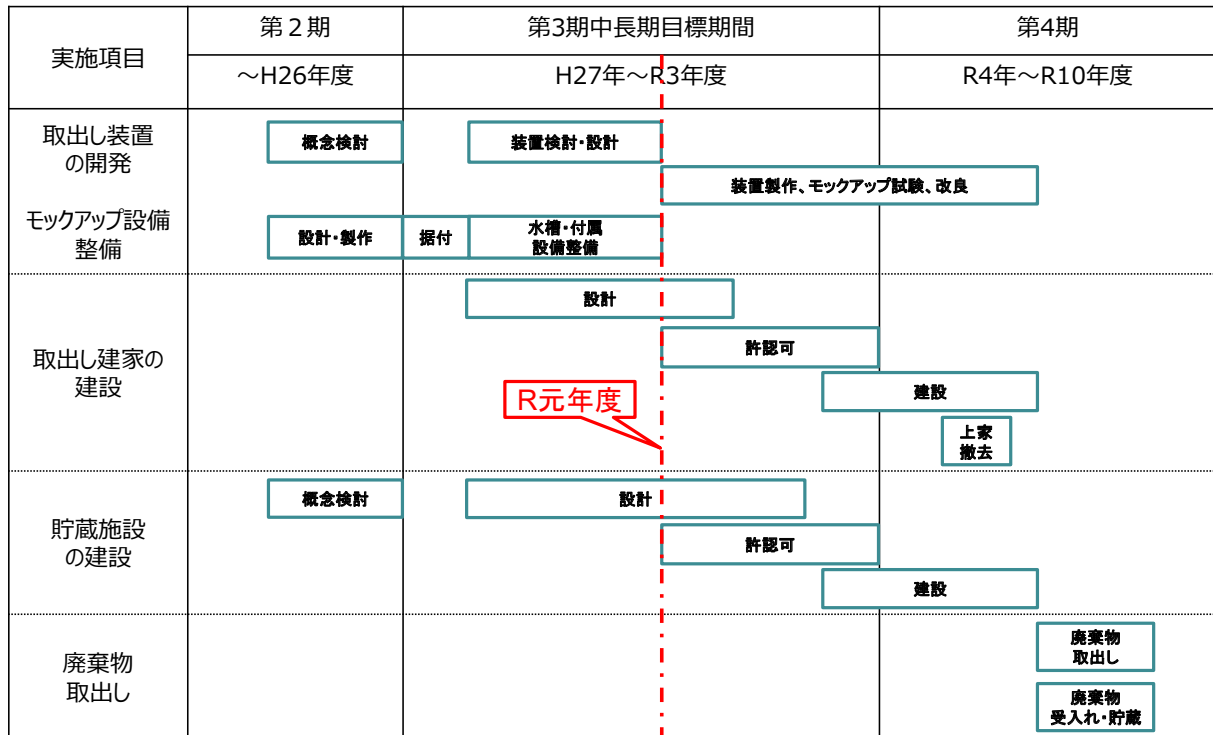


図 1.5-1 全体工程

(2) 実施状況

1) 取出し装置の開発

今年度は、取出し装置の基本方針を見直し、取出し装置の簡略化を図ることを目的に技術調査を行い、取出し作業の一部に適用できる可能性のある市販の治具や汎用機器を調査した。また、既存技術の活用検討のひとつとして、原子力施設の廃止措置が先行している英国での廃棄物取出し技術を活用する調査を英国国立原子力研究所（NNL）と平成 30 年度より実施しており、昨年度提案のあった水中 ROV（Remotely Operated Vehicle）が HASWS からの廃棄物取出し作業に適用できる可能性があることから、今年度は、モックアップ試験により水中 ROV の要素試験を実施した。

2) 取出し建家及び貯蔵施設（HWTF-1）の建設

今年度は、取出し建家及び貯蔵施設建設の基本方針の見直しを行い、建物の規模縮小に向けたケーススタディを実施した。

(3) 結果

1) 取出し装置の開発

取出し装置の開発における基本方針を下記の通り見直した。

- ・3 種類の取出し装置（遠隔誘導装置、廃棄物姿勢調整装置、廃棄物・吊上げ移動装置）を用いた取出し方法にこだわらず、広く取出し方法を調査する。

- ・セル天井部の既設開口部からアクセスする方法以外に、セル天井部開放等も視野に入れ検討する。
- ・各取出し装置の制御は、遠隔装置操作システムから手動による制御方法を考慮する。
- ・湿式セル 2 基と乾式セル 1 基からの 3 セル同時取出しを改め、セル 1 基ごとに取出すことを基本とする。

取出し装置を簡略化することで取出し装置規模の縮減を図るため、セル天井部を全開放した場合の取出し方法も含めて、取出し作業の一部に適用できる可能性のある市販の治具や汎用機器を調査した。調査は、廃棄物取出し作業に要求する機能及びセル内での廃棄物の貯蔵位置を考慮して行い、支持棒付きハンドやハサミ等の治工具、水中 ROV やクレーンアームなど、候補となる装置を抽出した。一例として、ハル缶に取り付けられているワイヤの切断や吊具の取付け作業を実施する装置として抽出した水中 ROV は、既に英国セラフィールド再処理施設の廃止措置作業に導入されており、ワイヤの切断、切断した部材の把持、移動作業などで使用している実績がある。特に水中での細かな作業に対して適用性が見込めることから、水中 ROV の要素技術を確認するモックアップ試験を英国にて実施し、適用にあたっては切断、把持治具等の改良及び制御ケーブルの送り出し、巻取りの制御機構の検討が必要であることが分かった。

2) 取出し建家及び貯蔵施設 (HWTF-1) の建設

貯蔵施設建設の基本方針を以下の通り見直した。

- ・HASWS から取出した廃棄物は、貯蔵施設 (HWTF-1) を建設して貯蔵する考えの他に、既存建家の活用を含めて考える。

取出し建家は、廃棄物取出し方法の変更や取出し装置の簡略化により、取出し建家の規模の縮減が見込まれることから、簡略化した取出し装置の仕様及び基本構成が明らかになった後に、建家構成及び配備する天井クレーン等の搬送設備の縮減に向けた検討を進めることとした。また、貯蔵施設は、ケーススタディとして、既存施設の貯蔵設備を活用する方法の検討及び候補となる施設の抽出、分析廃棄物の仕分け等を行う前処理設備や貯蔵設備等のプロセスを削減して建家規模を縮減する方法の検討、並びに取出し建家内に貯蔵設備を設ける方法の検討を実施し、建家規模縮小に効果がある可能性を確認した。

(4) 結果の評価

取出し装置を簡略化することを目的とした既存の技術調査や技術検討を進めることにより、コスト削減への寄与が見込まれる。また、取出し建家及び貯蔵施設 (HWTF-1) については、検討範囲を拡大し、より合理的な施設とする設計を進めることにより、施設整備に掛かる期間短縮及びコスト削減への寄与が見込まれる。

上記により、高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに関する技術開発の着実な進展に貢献できる。

(5) 次年度以降の計画

今年度の検討結果を踏まえ、取出し装置の簡略化を目的とした検討を継続するとともに、簡略

化した廃棄物取出し技術の要素試験を実施する。また、水中 ROV について改良やモックアップ試験を継続し、実用化へ向けた検討を進める。

取出し建家は、取出し装置の構成を確定させたのちに装置構成に合わせた設計を進める。また、貯蔵施設については、既存施設の貯蔵設備を活用検討のほか、プロセスを削減して建家規模を縮減する方法の検討並びに取出し建家内に貯蔵設備を設ける検討について、具体化に向けた検討及び評価を行い、最適な貯蔵施設の整備に向けた検討を進める。

(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
堀口 賢一、佐藤 信二、伊藤 賢志)

2. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発

2.1 核燃料サイクル工学研究所における廃止措置

2.1.1 廃棄物対策及び廃棄体化施設計画の一元化

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）	令和元年度計画
廃棄体化処理に関しては、施設の廃止措置計画、及び処分場への廃棄体搬出予定時期を勘案し、廃棄体作製に必要な品質保証体制の構築、放射能濃度の評価、施設・設備の整備等の取組を進める。 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、減容処理、核燃料物質安定化処理、除染、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。	施設中長期計画に従って、原子炉系廃棄物の廃棄体製作に向けて、各拠点において品質保証体制の構築、放射能濃度評価等を進めるとともに、処理施設の集約化に向けた検討、原子炉系廃棄物以外の廃棄物に対する合理的な処理処分方策を検討する。 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、放射性核種の保持性能に関するデータ取得を行う。また、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) バックエンド対策推進室の設置とその目的

核燃料サイクル工学研究所内の廃棄物対策及び廃棄体化施設計画に係る業務の所内調整の充実を図るため、従来の環境技術開発センターの職務から分離し、所付組織としてバックエンド対策推進室を新設した。主な業務内容は以下の通り。

- 1) バックエンド統括本部との連携及び核燃料サイクル工学研究所内の調整
- 2) 廃棄物処理設備の整備
- 3) 廃棄物の処分時に必要なデータの整備
- 4) 施設の廃止措置、クリアランス並びに放射性廃棄物の中間処理及び廃棄体化に係る全体計画、廃棄物の処理施設計画の検討
- 5) バックエンド対策に関する核燃料サイクル工学研究所の対外窓口、調整業務

(2) 実施状況

1) バックエンド統括本部との連携及び核燃料サイクル工学研究所内の調整

バックエンド対策に関する核燃料サイクル工学研究所内の情報共有を図ることを目的としたサイクル研施設マネジメント推進会議を必要に応じて開催し、バックエンド統括本部からの情報や依頼（施設中長期計画に基づく四半期毎の進捗確認、パブコメ対応等）の取りまと

め結果を報告している。また、バックエンド統括本部が開催する会議に最適なメンバーを選定し、参加させることで必要かつ有効な情報を提供している。

バックエンドロードマップに対する IAEA レビュー（令和 2 年 5 月を予定）のための施設概要のデータを提供した。

2) 廃棄物処理設備の整備

現在設計を進めている東海固体廃棄物廃棄体化施設第 1 期施設（ α 系廃棄物統合焼却炉）の建設プロジェクトの管理を実施した。廃棄体化処理施設の概念の整理及び廃棄物の分別等の前処理技術の調査準備を行った。

3) 廃棄物の処分時に必要なデータの整備

再処理低放射性液体廃棄物（固化体を含む）の放射能濃度評価方法の検討準備を行った。

有害物に対する処理（安定化等）に関して検討した。今年度はカドミウム含有廃棄物を対象とした試験を行った。

4) 施設の廃止措置、クリアランス並びに放射性廃棄物の中間処理及び廃棄体化に係る全体計画、廃棄物の処理施設計画の検討

核燃料サイクル工学研究所で発生する廃棄物の整理を行い、主要廃棄物（液体、固体）の処理・処分のフローの見直し作業及び必要な処理施設の概念検討を行った。核燃料サイクル工学研究所で発生する廃棄物（可燃物、不燃物、ハル・エンドピース、低レベル廃液等）は、その多くが TRU 廃棄物に分類されるため原子炉系廃棄物と性状や核種組成等が異なるものの、その処理方法については大部分（体積割合：95%）の廃棄物が従来の処理方法を適用できると予想している。

5) バックエンド対策に関する核燃料サイクル工学研究所の対外窓口、調整業務

検討した廃棄物の処理フローに基づき、必要となる技術開発を抽出し、原子力損害賠償・廃炉等支援機構及び福島部門と意見交換を行い、東京電力福島第一原子力発電所で発生する廃棄物の処理でも有効と考えられる処理技術開発をいくつか選定し、今後実用化を目指して検討を進めていくことになった。

(3) 次年度以降の計画

令和元年度に引き続き、第 3 期中長期計画のもと、上記 1)～5)の業務を継続する。

（バックエンド対策推進室 小林 健太郎）

2.1.2 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）	令和元年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況、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。	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。廃止措置の実施に当たっては、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、各部門において進捗確認を行う。 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。

(1) 概要

平成 28 年度に策定した 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、令和元年度は Pu 系廃棄物及び RI 系廃棄物の搬出を実施する。また、残留汚染検査の対象となっているフード 2 基の解体・撤去を実施する。

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 99 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））令和元年度は、ドラム缶 20 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 本を払い出している。令和元年度は令和 2 年 2 月頃にドラム缶で 11 本を払い出す。

(2) 方法

Pu 系廃棄物については、B 棟内でプルトニウム燃料技術開発センターの基準に則り廃棄物を分別整理してドラム缶又はコンテナ等に収納し、ドライバン積載トラックで当該センターの保管施設へ運搬する。

RI 系廃棄物については、原科研側の受入基準を満足する RI 廃棄物をドラム缶に収納し、業者に委託して運搬する。

(3) 結果

Pu 系廃棄物については、11 月に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 1 月にドラム缶 20 本を第 2PWSF へ払い出した。一方、次年度以降に払い出すための Pu 系廃棄物についても分別整理とドラム缶等への詰め込みを行い、30 本が払出可能な状態となっている。

RI 系廃棄物については、7 月に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 2 年 2 月にドラム缶 11 本を原科研の解体分別保管棟へ払い出した。

フードの解体については、残留汚染検査対象となっている 2 基のフードを排気ダクトの部分から切り離し、別室に設営したグリーンハウスの中で解体した。排気ダクトのフード接続部分は、除染後閉止措置を施した。

(4) 結果の評価

プルトニウム燃料技術開発センター側で保安規定の変更対応があり上半期に Pu 系廃棄物の運搬ができなかったが、先行して Pu 系廃棄物をドラム缶に整理収納することにより、次年度の早い時期に払い出せるように準備を行った。RI 系廃棄物については、計画通りに払出しを終えた。

解体・撤去したフードは、使用履歴が明確ではなく、表面上は汚染の固定を行っているものの、実際に解体しないと内壁の裏面等は汚染の状況を確認できない状態であった。また、フードが設置されている部屋には、グリーンハウスを組み立てるスペースがなかったため、汚染していないフードの下部を先に切断することでフードを分割し、排気ダクトからの切り離しを行った。その後、汚染を広げないように処置した上でグリーンハウスを設置した部屋へ移動させて解体を行った。本解体・撤去により、狭いスペースでの汚染リスクの高い設備の解体撤去方法について検証することができた。

(5) 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、原科研側の受入基準に合致しないものについて、開封・分別等の進め方について払出先と調整を行う。

設備の解体・撤去については、残留汚染検査の対象となっているフードを含めて使用終了となっているものを中心に検討を進めていく。

(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)

2.1.3 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）	令和元年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況、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。	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。廃止措置の実施に当たっては、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、各部門において進捗確認を行う。 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。

(1) 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。

令和元年度は、残存核燃料物質の安定化処理として、ふげん集合体形状の保管体1体を組み立てる。また、GBの解体撤去として、GB2基（GBNo.W-9、F-1（一部）、GB容積約14 m³）の解体撤去を完了させるとともに、今後の同種作業の安全遂行を目的に、作業中の α ダストデータの取得及び整理・解析を行う。GBNo.W-9、F-1（一部）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2.1.3-1に示す。

(2) 実施状況

1) 残存核燃料物質の安定化処理（保管体化）

施設内に残存する核燃料物質の安定化を図るため、ふげん燃料製造で使用した既存設備と残部材（53体分）を有効活用し、保管体化を進めている。

令和元年度は、保管体1体の組立てを完了した。これにより、製造実績は35体、処理量は約5.6トンMOXとなった。

2) GBの解体撤去

廃止措置着手前のPu-2施設内には、GB、フード等が100基（GB容積約887 m³）存在しており、老朽化の度合い、使用履歴等を考慮し、閉じ込め機能喪失のリスクの高いものから

順次解体撤去を進めている。

令和元年度は、平成 30 年度からの継続作業である GB2 基（GBNo.W-9、F-1（一部）、GB 容積約 14 m³）の解体撤去作業を完了した。これにより、解体撤去の進捗率は約 12%（GB 容積約 105 m³）となった。

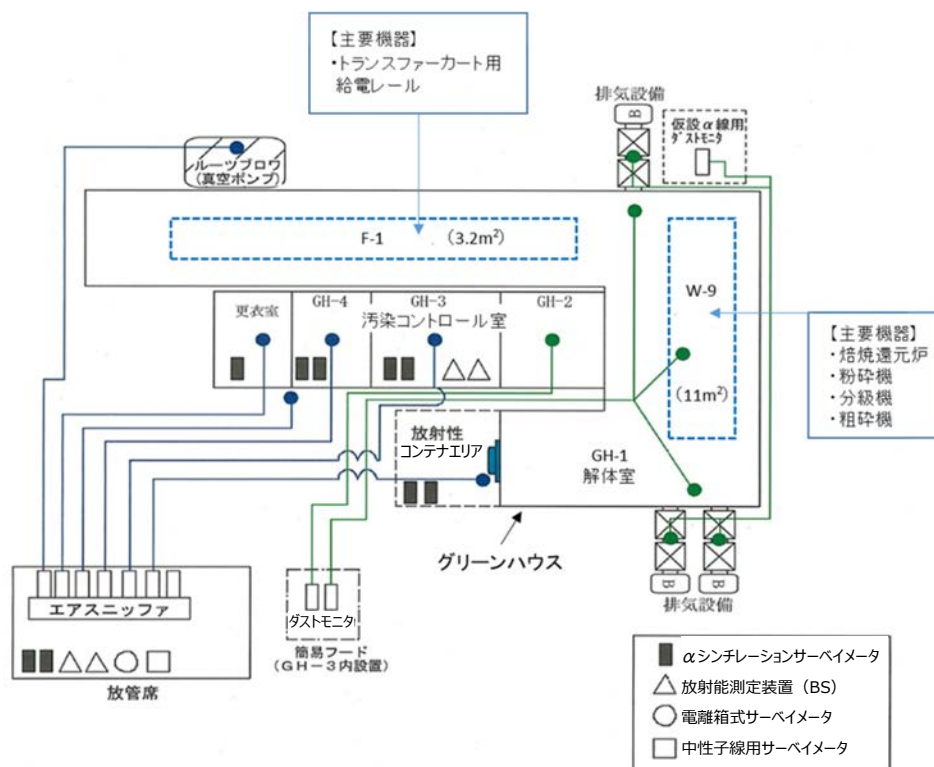


図 2.1.3-1 GBN0.W-9,F-1（一部）解体用グリーンハウス及び放射線管理機器類の設置図

3) 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 解体撤去作業に伴い発生する α ダストは作業の安全、工期に大きく影響する。空气中放射能濃度、作業等のデータを取得し、α ダストの発生・挙動について整理・解析し、今後の同種作業の安全遂行を目的とする。

GB 解体撤去作業において、空气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。今回、作業と時間により逐次変化する空气中放射能濃度に着目し、シームレスに濃度データを取得すると共に、作業内容を映像として記録することで、これらのデータを照合し、α ダストの発生・挙動について整理・解析を行うものである。

本成果により、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できる。また、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置（燃料デブリの取出し等）において、α ダストの発生量、その挙動に係る基礎的なデータとして利用できる。

令和元年度は、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 ダストデータの取得例を図 2.1.3-2 に示す。現在、データの整理・解析を実施中。

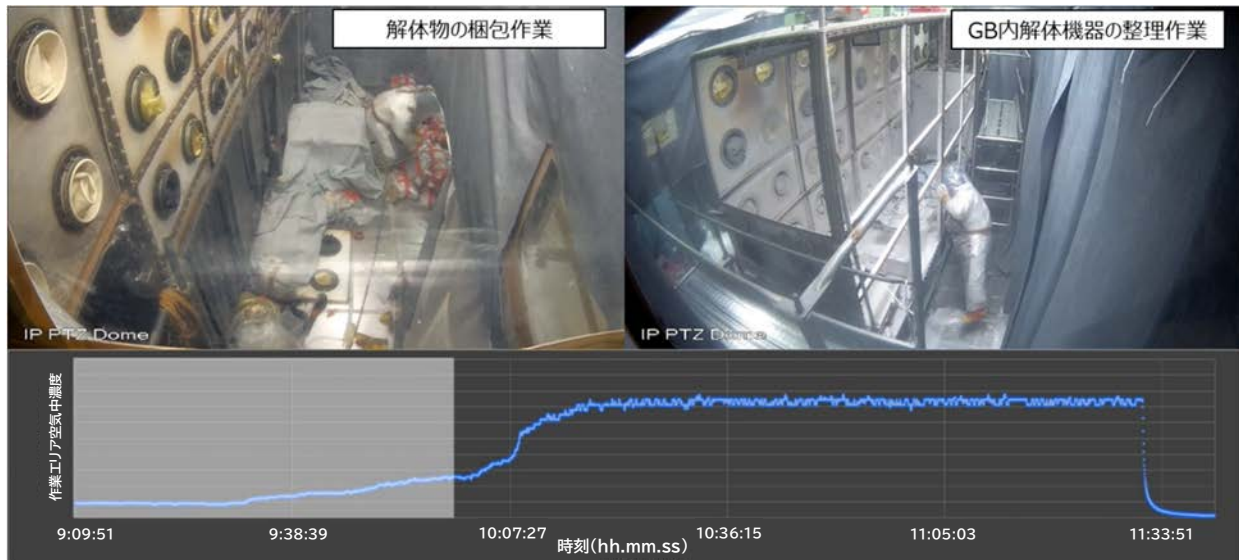


図 2.1.3-2 GBNo.W-9、F-1（一部）の解体撤去に係る α ダストデータの取得例

(3) 次年度以降の計画

令和 2 年度は、残存核燃料物質の安定化処理として、保管体 3 体を組み立てる。また、GB の解体撤去として、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（令和 4 年 3 月工事完了予定）。さらに、 α ダストデータの取得及び整理・解析として、現在、プルトニウム燃料第三開発室において GB（秤量・均一化混合設備）更新のために実施している、GB3 基の解体撤去作業に係る α ダストデータの取得及び整理・解析を行う。その他、GB 解体撤去技術の開発として、遠隔操作機器を用いた GB 解体方法の検討を行う。遠隔操作機器を用いた GB 解体方法の検討について、図 2.1.3-3 に示す。

①油圧カッター特性確認試験(切断時の姿勢変化等の測定、数値化)

各種鋼材を切断し、切断時に生ずる油圧カッターの姿勢変化等を計測する。得られた計測値から、遠隔操作機器のアームへの有害な入力となる外因を分析し、それを緩和する機構を開発する。

②機器外寸設定(CG)

開発する緩和機構を含む機器外寸はCGによるシミュレーションを実施し、GB狭隙部へのアクセスを可能な仕様とする。

③緩和機構等の設計・製作(遠隔操作機器の把持部を含む)

④上記機構の性能評価試験

⑤遠隔環境適用性評価試験

開発した機構はカメラ等を実装した遠隔環境を準備し、有効性及び安全性の確認を実施する。

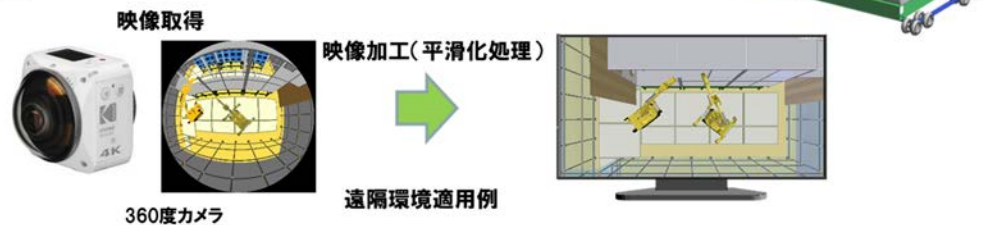


図 2.1.3-3 遠隔操作機器を用いた GB 解体方法の検討

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

2.1.4 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（関係箇所抜粋）	令和元年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況、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。	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。廃止措置の実施に当たっては、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、各部門において進捗確認を行う。 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。

(1) 概要

J 棟の概要を図 2.1.4-1 に、内装機器の一例を図 2.1.4-2 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、所期の目標達成後は、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保管中の廃油を含む液体廃棄物（以下、「廃油等液体廃棄物」という。）を処理する必要があるが、現状の焼却施設では、装置の腐食、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。

このため、今年度は、焼却処理が困難な廃油等液体廃棄物を水蒸気改質処理法により分解・無機化処理する試験を実施した。

J棟外観	
	
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 m ² 2階 約1,180 m ²
■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 2.1.4-1 J 棟の概要

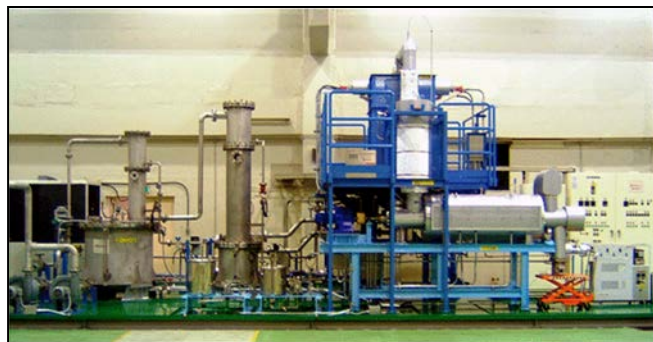


図 2.1.4-2 内装機器の一例（水蒸気改質処理試験装置）

(2) 実施状況

ウラン濃縮技術開発施設で保管中の廃油等液体廃棄物の処理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廃油等液体廃棄物を使用した性状分析、処理試験を実施した。

1) 廃油等液体廃棄物の分析

施設内に保管している廃油等液体廃棄物を入れた廃棄物ドラム缶(19 本)を対象として、処理方策を検討するために必要な性状確認のための分析（ウラン濃度測定、フッ素濃度測定、熱分析測定等）を実施した。なお、サンプリング時は、ばらつきを考慮し廃棄物ドラム缶内の上段・中段・下段の 3 か所から抜き取るよう工夫し、全廃棄物ドラム缶について分析を完了した。

2) 廃油等液体廃棄物の処理試験

分析の結果、廃油等液体廃棄物は、①油分と水溶液（水）の混合物、②油分と溶媒と水溶液（水）の混合物、③油分のみに大別された。

これらの分析結果を基に処理方法の方向性を検討した結果、まずは、廃油等液体廃棄物中の油分、溶媒、水溶液（水）を分離することとし、①及び②の廃油等液体廃棄物について、油分、溶媒、水溶液（水）の分離試験を実施した。分離後、水溶液（水）は廃水処理、溶媒は再利用、油分は水蒸気改質処理法を利用した水蒸気改質処理試験装置による処理試験を実施することとした。

令和元年度の処理目標 10 本の内、7 本の処理を完了したが、水蒸気改質処理試験装置の制御盤で不具合が発生し、復旧作業に時間を要するため、処理試験は来年度に装置復旧後に実施する予定である。

油分の処理に使用した水蒸気改質処理法の原理及び水蒸気改質処理試験装置の構成を以下に記す。

水蒸気改質処理法の原理は、過熱された水蒸気との接触により難燃物の分解・ガス化を行う水蒸気改質プロセスと、水中で燃焼を行う液中燃焼プロセスを組み合わせた廃棄物処理法であり、廃棄物の減容率が高く、二次廃棄物がほとんど発生しない等の特徴を有している。

水蒸気改質処理試験装置の構成図を図 2.1.4-3 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放射性核種除去用フィルタ、液中燃焼プロセスとしてガス化した有機物の高温空気による酸化分解及び燃焼生成物の回収を行う主反応器及び急冷容器、排ガス処理を行うスクラバ等から構成されている。

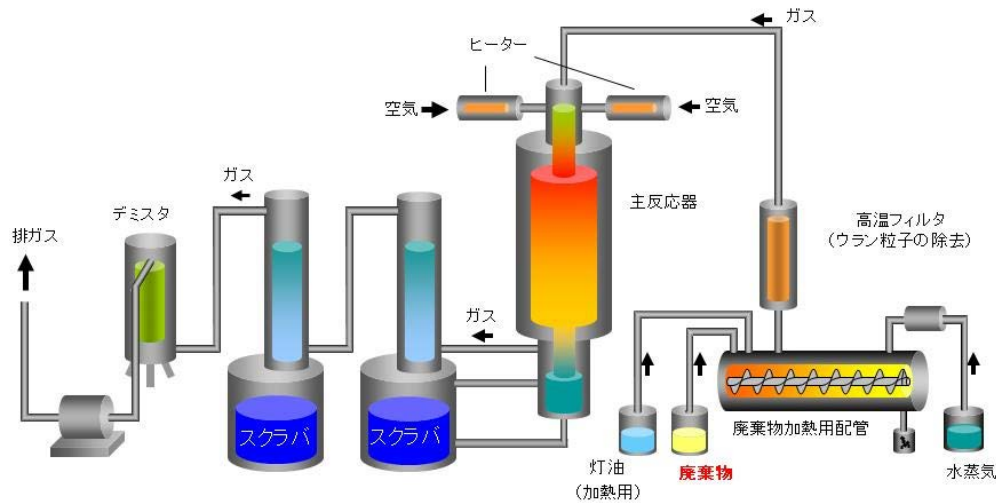


図 2.1.4-3 水蒸気改質処理試験装置の構成図

3) 令和元年度のスケジュール

今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 2.1.4-1 に示す。

表 2.1.4-1 令和元年度 廃油等液体廃棄物の処理スケジュール

施設	項目	令和元年度												備考
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
J 棟	処理準備・廃油分析	■	■	■										
	廃油等液体廃棄物処理試験				■	■	■	■	■	■	■	■	■	

(3) 次年度以降の計画

今年度未処理の廃棄物ドラム缶の処理試験を継続する。

処理試験終了後は、得られたデータを基に処理条件の最適化に向けた水蒸気改質試験装置の改造を行い、ウラン濃縮技術開発施設で保管中の廃油等液体廃棄物の処理を加速させる。

(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、青柳 義孝、萩原 正義)

2.1.5 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（関係箇所抜粋）	令和元年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況、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。	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。廃止措置の実施に当たっては、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、各部門において進捗確認を行う。 核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム廃棄物貯蔵施設において設備の撤去に着手する。

(1) 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。）の廃止措置を行うため、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令和元年度に実施し、令和2年度に管理区域を解除する計画である。

また、PWSFの廃止に伴い、プルトニウム系固体廃棄物を第2プルトニウム廃棄物貯蔵施設（以下、「第2PWSF」という。）に集約・管理することとし、第2PWSFのプルトニウム系固体廃棄物の保管能力を30,000本（ドラム缶換算）から36,000本（ドラム缶換算）に変更する計画である。

全体計画を図2.1.5-1に示す。また、PWSFの廃止措置及び第2PWSFへのプルトニウム系固体廃棄物の集約化について、図2.1.5-2に示す。

	平成30年度	令和元年度	令和2年度
プルトニウム廃棄物貯蔵施設（PWSF）			
汚染検査・管理区域解除		管理区域解除▽	
廃水タンク等撤去			
第2プルトニウム廃棄物貯蔵施設（第2PWSF）			
保管能力変更（許認可等手続き）			

図 2.1.5-1 全体計画

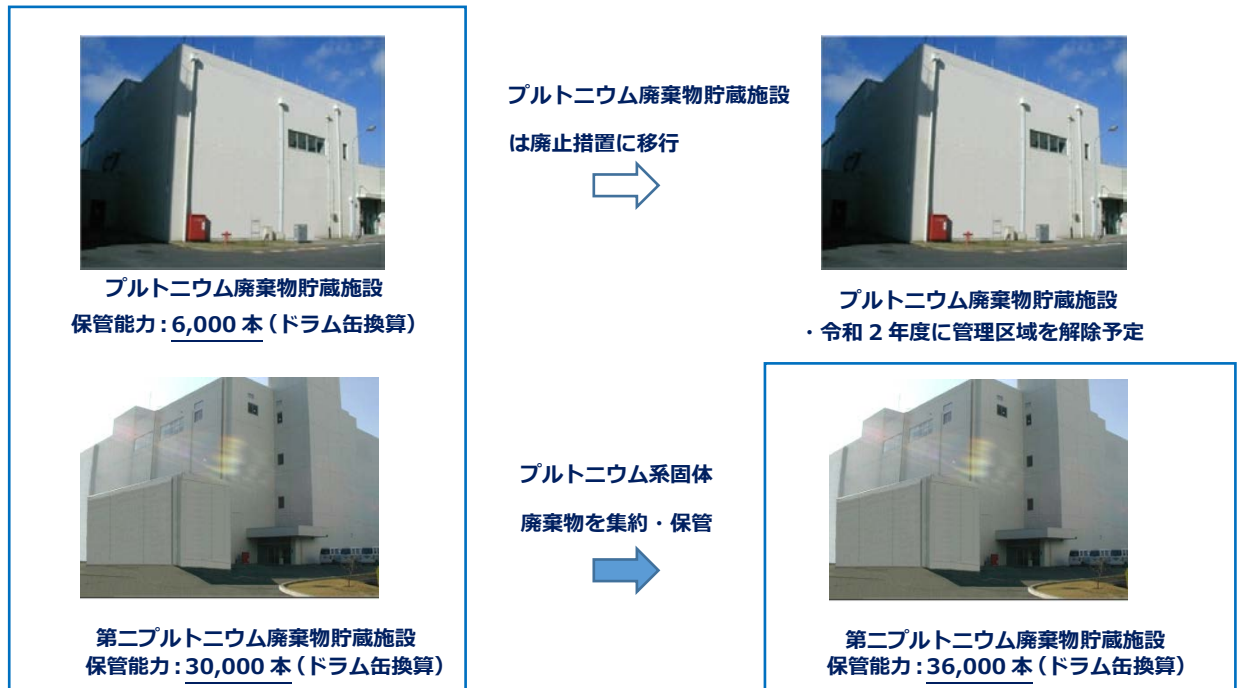


図 2.1.5-2 プルトニウム廃棄物貯蔵施設（PWSF）の廃止措置及び第二プルトニウム廃棄物貯蔵施設（第 2PWSF）へのプルトニウム系固体廃棄物の集約化

(2) 実施状況

- 1) 廃水タンク・配管等の撤去工事については、令和元年 10 月に着手し、令和 2 年 1 月に終了した。廃水タンクの撤去について、図 2.1.5-3 に示す。
- 2) 施設内の機器、床・壁・天井等の汚染検査については、令和元年 6 月に着手し、令和 2 年 3 月に汚染検査を終了した。汚染検査の実施状況について、図 2.1.5-4 に示す。
- 3) 第 2PWSF への放射性廃棄物の集約化については、地元自治体との安全協定に基づく手続き（平成 30 年 6 月新增設等計画書提出、令和 2 年 1 月新增設等工事完了報告書提出）、使用変更許可（平成 30 年 6 月申請、平成 31 年 1 月許可）、施設検査（令和元年 10 月受検、令和元年 11 月合格証）、保安規定認可（令和元年 9 月申請、令和元年 12 月認可）等の手続きを経て、保管能力 36,000 本（ドラム缶換算）に変更し、運用をしている。



図 2.1.5-3 廃水タンクの撤去

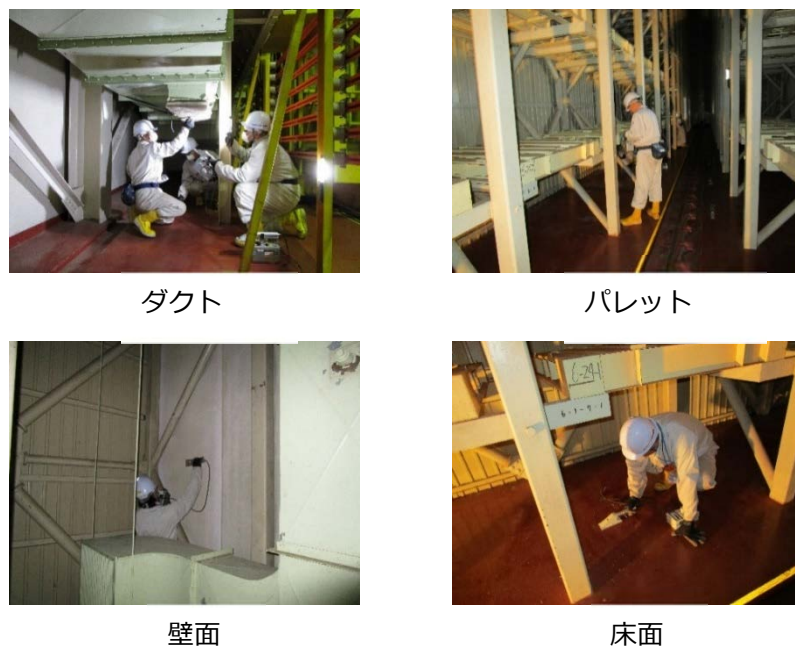


図 2.1.5-4 汚染検査の実施状況

(3) 次年度以降の計画

PWSF 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 環境プラント技術部 環境管理課 綿引 政俊)

(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 環境技術課 家村 圭輔)

2.1.6 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）	令和元年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況、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。	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。廃止措置の実施に当たっては、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、各部門において進捗確認を行う。 核燃料サイクル工学研究所の廃水処理室において設備の撤去に着手する。

(1) 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。

令和元年度は、廃止措置に伴う許認可手続きを実施した後、内装設備の撤去作業に着手する。廃水処理室の概要を図 2.1.6-1 に、廃水処理室による廃止措置の合理化を表 2.1.6-1 に、廃水処理室の廃止措置計画を表 2.1.6-2 に、内装設備の解体・撤去方法（一例）を図 2.1.6-2 に示す。



図 2.1.6-1 廃水処理室の概要

表 2.1.6-1 廃水処理室による廃止措置の合理化

・ 施設中長期計画における廃止措置計画では、令和元年～令和2年度に内装設備の撤去、令和3年度に給排気設備等の撤去及び管理区域解除を行う3年計画としていた。 ・ 上記計画を基本に、本件を、『廃止措置合理化の先行例』として、以下の2項目を実施し、合理的な廃止措置手法を実証する。 - i 管理区域を有する施設の廃止措置について、共通的な給排気設備の撤去及び管理区域解除に係る業務を、経験を有する専門的な部署に引き渡して実施する。 - ii 単年度契約で契約済み繰り越しを有効活用することで、年度ごとの単年度契約に比べ、廃止措置期間の短縮（3年⇒2年）、共通費用の増加が回避でき、全体コストが低減する。 ・ 合理化の効果 - i 実務経験を活かした定型的な業務とすることで、より安全かつ効率的な設備撤去が可能 - ii 契約済み繰り越しによる共通経費及び諸経費の削減により、全体コストが低減 - iii 契約済み繰り越しによる廃止措置期間の短縮により、施設の維持費が削減

表 2.1.6-2 廃水処理室の廃止措置計画

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

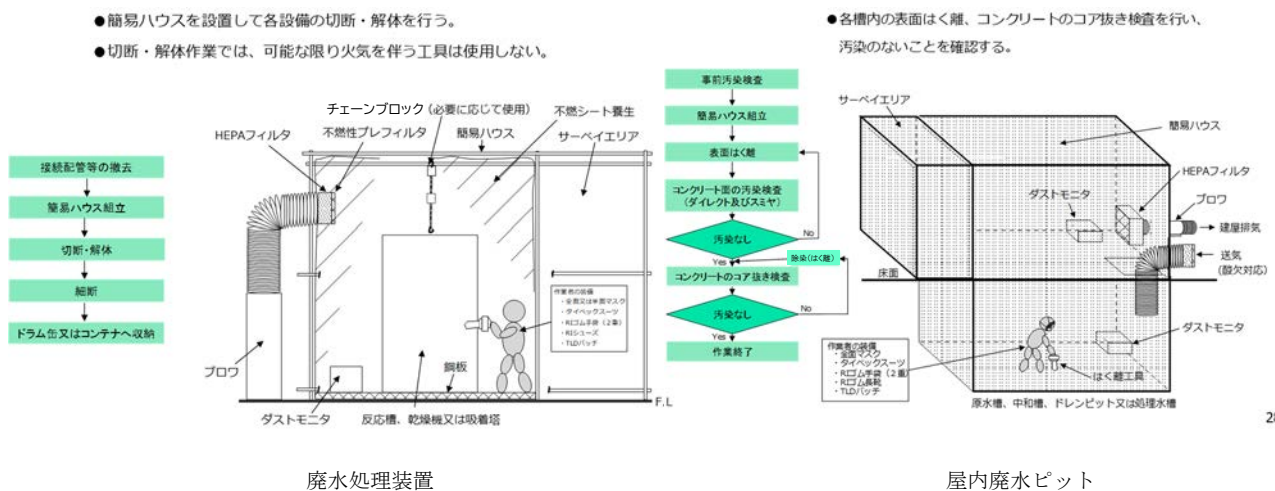


図 2.1.6-2 内装設備の解体・撤去方法（一例）

(2) 実施状況

- 1) 内装設備の撤去に伴う許認可として、使用変更許可申請（平成 31 年 4 月 26 日）を行い、許可（令和元年 7 月 1 日）を得た。また、核燃料物質使用施設保安規定の認可申請（令和元年 9 月 18 日）を行い、認可（令和元年 12 月 25 日）を得た。内装設備撤去後の管理区域解除に伴う許認可として、使用変更許可申請（令和元年 10 月 9 日）を行い、許可（令和 2 年 2 月 26 日）を得た。
- 2) 内装設備の解体・撤去作業として、令和元年 8 月 1 日に業者と契約を締結し、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調整したが、作業に必要な図書が完成しなかったため、作業に着手できなかった。現在は、内装設備撤去後の管理区域解除に伴う使用変更許可申請（令和元年 10 月 9 日）の許可（令和 2 年 2 月 25 日）を受け、作業着手に向けた準備を進めている。

(3) 次年度以降の計画

内装設備の解体・撤去作業を施設中長期計画に従い進める。令和元年度は解体・撤去作業に着手できなかったため、廃止措置計画を見直し、管理区域解除時期を令和 2 年度末から令和 3 年度末に変更した。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 2.1.6-3 に示す。

表 2.1.6-3 次年度以降の廃水処理室の廃止措置計画

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

2.1.7 プルトニウム燃料第三開発室 (Pu-3)

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）	令和元年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況、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。	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。廃止措置の実施に当たっては、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、各部門において進捗確認を行う。 核燃料サイクル工学研究所において、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等を行う。

(1) 概要

核燃料サイクル工学研究所では、東海再処理施設を含め Pu-2 等の廃止措置を進めるため、当該施設に貯蔵中の核燃料物質を払い出す必要がある。払い出す核燃料物質の貯蔵は、プルトニウム燃料第三開発室（以下、「Pu-3」という。）プルトニウム貯蔵設備で行う計画であるが、貯蔵容量を確保するため、プルトニウム貯蔵設備及び中間保管設備の核燃料物質の貯蔵形態を変更（保管体化）し、貯蔵裕度のある集合体貯蔵設備で貯蔵する計画である。具体的には、Pu-3 プルトニウム貯蔵設備及び中間保管設備内に貯蔵している核燃料物質について、有機物除去等の安定化処理及び密封化を行うべく、混合、成型、熱処理等を行ったペレットを封入棒に充填・溶接（密封化）し、組立を行い、もんじゅ集合体形状の保管体として集合体貯蔵設備にて貯蔵を行う。Pu-3 への核燃料物質の集約について、図 2.1.7-1 に示す。また、Pu-3 において製作する保管体の仕様を図 2.1.7-2 に示す。

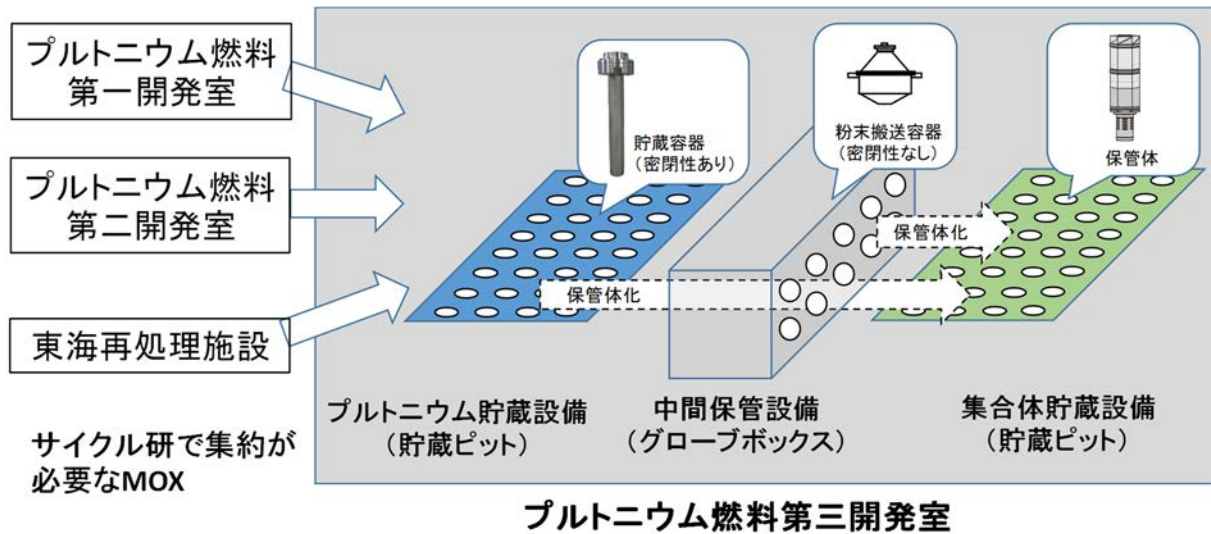


図 2.1.7-1 プルトニウム燃料第三開発室 (Pu-3) への核燃料物質の集約

	項 目	仕 様
熱処理ペレット	プルトリウム含有率	$\text{PuO}_2 / (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) : 32\% \text{以下}$
	ウラン235含有率	天然ウラン相当以下
	密 度	理論密度の100 %以下
	外 径	5.45 mm以下
	ペレット部長さ	上部+下部 935 mm以下 ステンレス鋼を間に挟み上部と下部に分割する構造とする。
ステンレス鋼	ステンレス鋼部長さ	上部 約300 mm 中部 約100 mm 下部 約250 mm
	外 径	5.45 mm以下
封入棒*	被 覆 管	外径 約6.50 mm 肉厚 約0.47 mm
	材 質	ステンレス鋼
保管体	封入棒本数	169 本
	材 質	ステンレス鋼
特殊加工	保管体が原子炉に装荷できないよう、以下の加工を行う。 ① エントランスノズルに径大化治具 (材質: ステンレス鋼、外径: 約90 mm) を取り付け。 ② オリフィス孔を閉塞処理する。 ③ 実効増倍率を低下させるため、熱処理ペレット部をステンレス鋼の挿入により分割する。	

*) 封入棒は被覆管の上部・下部に端栓を溶接することにより密封構造とする。

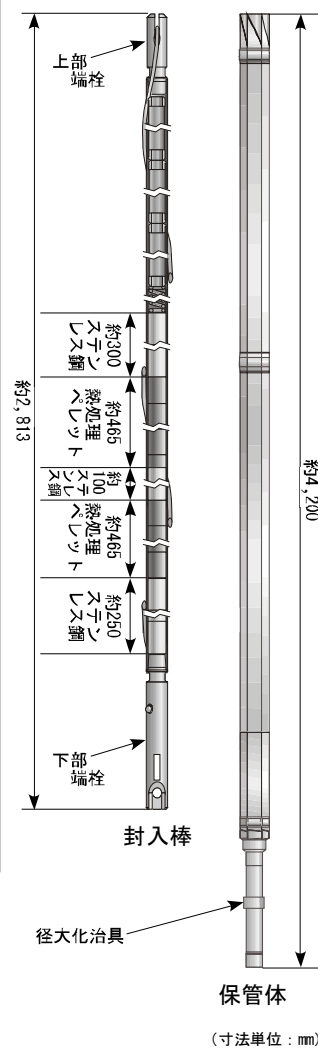


図 2.1.7-2 プルトニウム燃料第三開発室 (Pu-3) において製作する保管体の仕様

保管体化の実施にあたり、グローブボックス内の非密封プルトニウム量を制限し、リスクを低く保ったまま保管体化を行うため、以下の対策を実施する。

○粉末の飛散リスクを低減するため、中間保管設備内のすべての粉末搬送容器に蓋を設置。

Pu-3 における粉末搬送容器の外観を図 2.1.7-3 に示す。



粉末搬送容器（蓋設置前）

粉末搬送容器（蓋設置後）

図 2.1.7-3 プルトニウム燃料第三開発室（Pu-3）における粉末搬送容器の外観

○核物質は、使用の都度、中間保管設備より工程設備へ搬送し、粉末搬送容器の蓋を取り外して処理。非密封プルトニウムの量を工程中（処理中）の核物質に制限。

○入口工程に相当する秤量・均一化混合設備を更新し、混合器容量等を物理的に制限することにより、バッチサイズを 10 kg MOX（3 kg Pu）に制限する。これにより、下流の各工程設備での取扱単位が制限され、工程全体の非密封プルトニウム量を小さくする（工程全体で 50 kg Pu に制限）。

○工程設備のグローブボックス窓板（アクリル樹脂製）の火災対策として、窓板表面に難燃性のシートを貼り付ける。工程設備のグローブボックス窓板（アクリル樹脂製）の火災対策について、図 2.1.7-4 に示す。

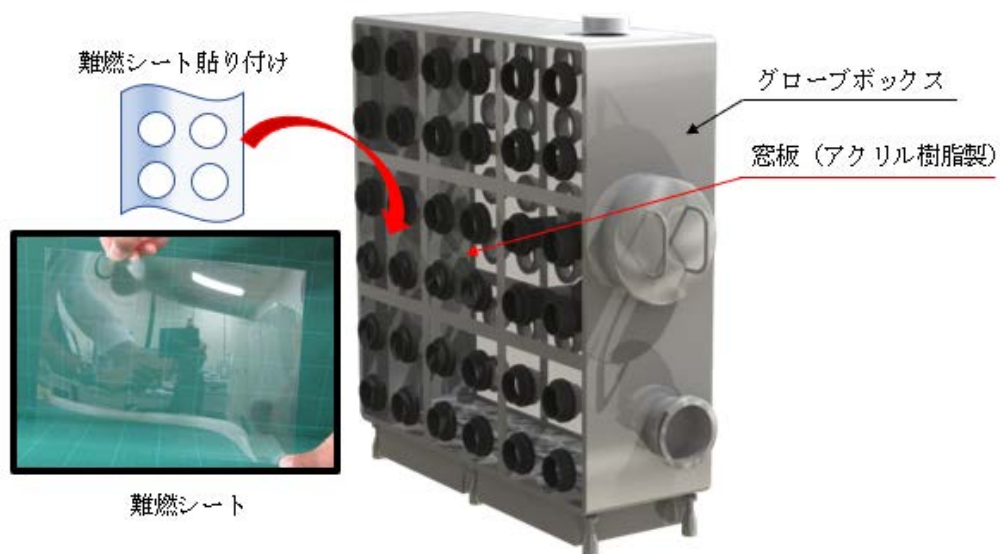


図 2.1.7-4 工程設備のグローブボックス窓板（アクリル樹脂製）の火災対策

これらの対策の実施にあたっては、Pu-3 の核燃料物質使用変更許可申請を実施し、原子力規制委員会による安全規制上の審査を経て、許可を取得している（平成 31 年 1 月許可）。

粉末搬送容器蓋の製作及び蓋の設置については、平成 30 年度から令和元年度にかけて実施した。また、グローブボックス窓板（アクリル樹脂製）表面に貼り付ける難燃シートについては、火災対策に係る有効性確認等の適用性評価を平成 30 年度に実施し、難燃シートの製作及び窓板（アクリル樹脂製）表面への貼り付けを令和元年度より実施している。秤量・均一化混合設備の更新については、その設置スペースを確保するために令和元年度から既設設備の解体撤去を実施するとともに設備設計を進めている。なお、施設の安全裕度向上のため、平成 30 年度にかけて実施した中間保管設備（原料保管設備、粉末保管設備及びペレット保管設備）の耐震補強工事については、令和元年度の理事長表彰（模範賞）を受賞した。

(2) 実施状況

1) Pu-3 への核燃料物質の集約化に向けた設備の更新等の実施状況

- a) 粉末秤量・均一化混合設備の新設は、令和元年度より設計を実施している。
- b) 既設設備の解体撤去は、令和元年度より解体撤去作業を実施している。
- c) 既設グローブボックスの窓板の火災対策は、令和元年度より難燃シートを製作して窓板に貼り付ける作業を実施している。

核燃料物質の集約化に向けた設備の更新等のスケジュールを図 2.1.7-5 に示す。

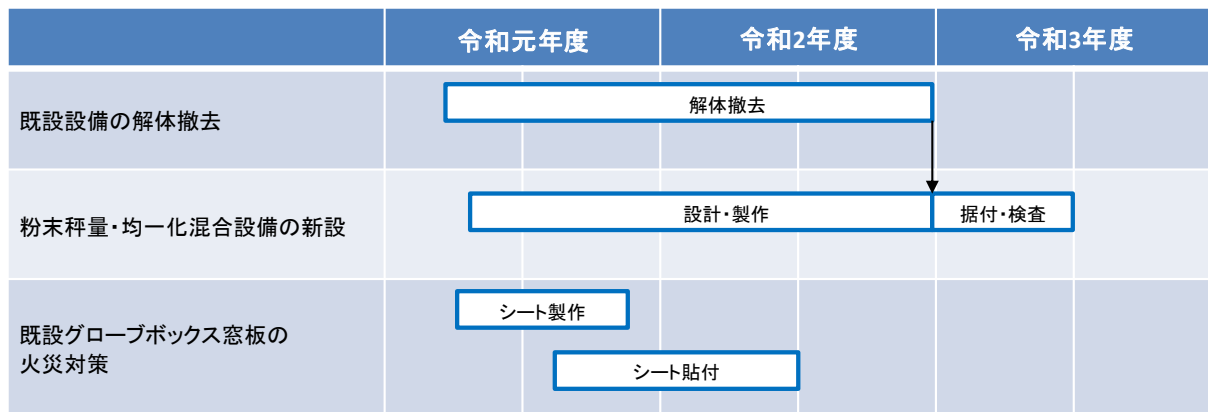


図 2.1.7-5 核燃料物質の集約化に向けた設備の更新等のスケジュール

2) 「Pu-2 の管理区域内における汚染」に係るリスク低減の実施状況（プルトニウム燃料第一開発室（Pu-1）及び Pu-2 から Pu-3 への核燃料物質の集約）

平成 31 年 1 月 30 日に発生した「Pu-2 の管理区域内における汚染」に係る改善活動の一つとして、プルトニウム燃料第一開発室（以下、「Pu-1」という。）及び Pu-2 において、リスク低減（樹脂製の袋で包蔵している貯蔵容器の削減）を進めている。具体的には、樹脂製の袋で包蔵している貯蔵容器について、貯蔵容器から MOX 粉末を取り出し、必要に応じて熱処理等を実施の上、金属製密封貯蔵容器（キャニスタ）に収納、又は混合、成型、熱処理等を行ったペレットを封入棒に充填・溶接（密封化）し、組立を行い、ふげん集合体形状の保管

体になっている。

令和元年 6 月にリスク低減活動に係る計画を策定し、令和元年 7 月より当該活動に係る作業を開始した。Pu-1 及び Pu-2 にて保管している MOX 粉末のうち、樹脂製の袋の交換頻度が 2 年以下の高発熱のものについては、金属製密封貯蔵容器（キャニスタ）へ収納し、Pu-3 への運搬を実施した。また、その他の MOX 粉末についても、保管体化又は金属製密封貯蔵容器（キャニスタ）への収納に着手した。

金属製密封貯蔵容器（キャニスタ）への収納にあたっては、収納量を従来の量（事業所外運搬に係る規則を準用した量）の 2 倍に設定するべく、収納物仕様等を検討して安全評価を行った上、プルトニウム燃料技術開発センター及び核燃料サイクル工学研究所それぞれに設置している安全専門委員会（原子力機構外部委員及び内部委員より構成）の審議を経て、事業所内運搬に係る規則を変更した。これにより、新たに調達する金属製密封貯蔵容器（キャニスタ）数は半減し、製作費用の大幅な削減を図るとともに、金属製密封貯蔵容器（キャニスタ）への収納、運搬、保管管理に係る業務量の削減を図った。

Pu-2 における核燃料物質の管理区域内における汚染を踏まえたリスク低減について、図 2.1.7-6 に示す。

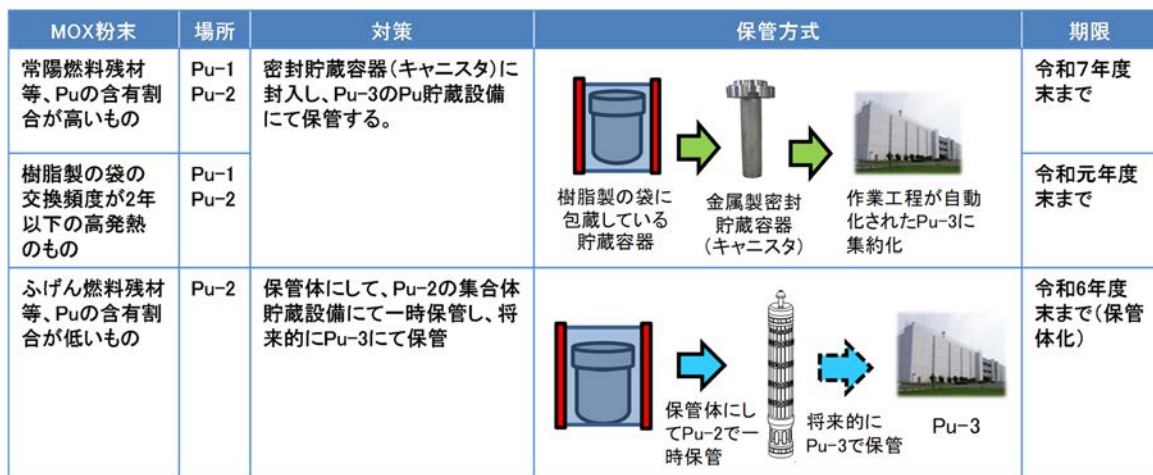


図 2.1.7-6 プルトニウム燃料第二開発室（Pu-2）における核燃料物質の管理区域内における汚染を踏まえたリスク低減

(3) 次年度以降の計画

1) Pu-3 への核燃料物質の集約化に向けた設備の更新等

- a) 粉末秤量・均一化混合設備の新設は、令和元年より継続し令和 3 年度上期までに製作、据え付け及び検査し、令和 3 年度下期より本設備を運用する計画である。
- b) 既設設備の解体撤去は、令和元年より継続し令和 2 年度末までに解体撤去作業を完了する計画である。
- c) 既設グローブボックスの窓板の火災対策は、令和元年より継続し令和 2 年度上期までにアクリル樹脂製の窓板に難燃シートを貼り付ける作業を完了する計画である。

2) 「Pu-2 の管理区域内における汚染」に係るリスク低減活動 (Pu-1 及び Pu-2 から Pu-3 への核燃料物質の集約)

a) 令和 2 年度は、Pu-1 及び Pu-2 にて保管している MOX 粉末について、継続して保管体化又は金属製密封貯蔵容器 (キャニスタ) に収納するとともに、金属製密封貯蔵容器 (キャニスタ) については、Pu-3 に運搬する計画である。

(4) 成果

1) 口頭発表

発表者	タイトル	学会名等
川崎 浩平 他	グローブボックス窓板の難燃シート貼付による火災損傷防止対策 (1) 火災による影響評価	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
品田 健太 他	グローブボックス窓板の難燃シート貼付による火災損傷防止対策 (2) 使用環境による影響評価	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)

2) 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
中間保管設備耐震裕度向上対策チーム	模範賞	プルトニウム燃料第三開発室の中間保管設備の耐震裕度向上工事の完遂

(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 品田 健太)

(プルトニウム燃料技術開発センター 計画管理課 高野 龍雄)

2.2 人形峠環境技術センターにおける廃止措置

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）	令和元年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況、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。	人形峠環境技術センターにおいて濃縮工学施設、製錬転換施設の設備の解体撤去を継続する。また、劣化ウランの措置方法を具体化するための調査・検討を進める。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。ウラン濃縮原型プラントは廃止措置計画の審査対応及び設備の解体・撤去に向けた準備を進める。また、鉍山施設の閉山措置として、人形峠流域の水文調査及び露天採掘場跡地の坑水中のラジウムの挙動試験を進める。

2.2.1 濃縮工学施設

(1) 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。廃止措置の基本的な考え方を図2.2.1-1に示す。また、濃縮工学施設の解体撤去範囲等を図2.2.1-2に、濃縮工学施設の解体撤去スケジュールを表2.2.1-1に示す。

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）に最小限化することで維持管理費等を軽減するため、平成26年度より主要設備の解体撤去を開始し、令和元年度も継続して実施した。令和元年度は、設備の解体撤去として、3トンの汚染機器の解体と8トンの既解体収納物のNR対応を実施する計画で業務を行い、令和2年3月に完了した。
- 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、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、令和元年度も

継続して実施した。令和元年度は、100 台の遠心機の処理を実施する計画で業務を行い、令和 2 年 3 月に完了した。

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。令和元年度は、第 6 回放射能濃度確認申請（平成 31 年 3 月 13 日）分の金属について放射能濃度の現地確認を受け、令和元年 7 月 17 日に確認証が交付された。また、第 7 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終了し、その確認申請を令和 2 年 1 月 27 日に行い、令和 2 年 3 月 11 日～13 日に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。

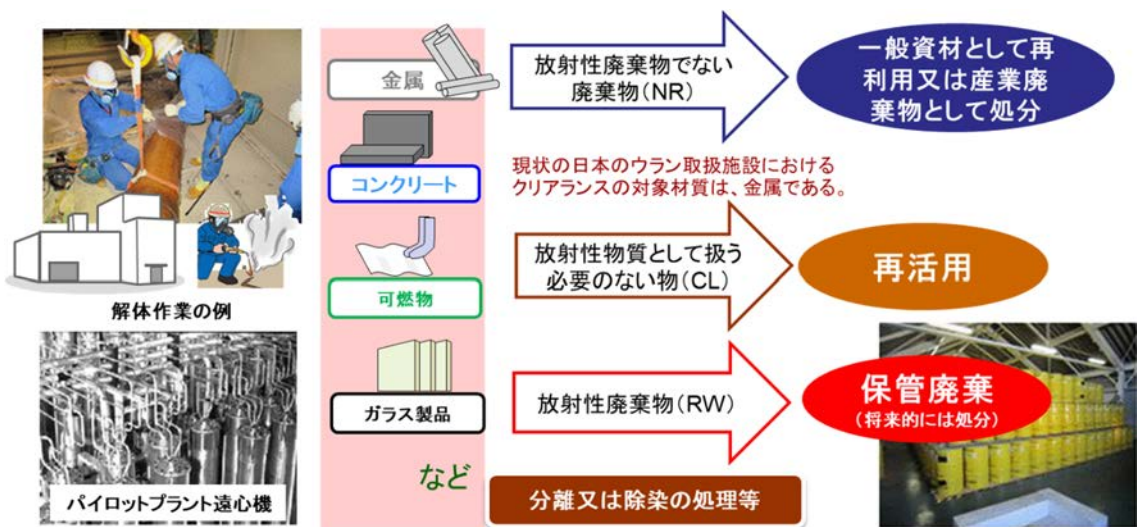


図 2.2.1-1 廃止措置の基本的な考え方

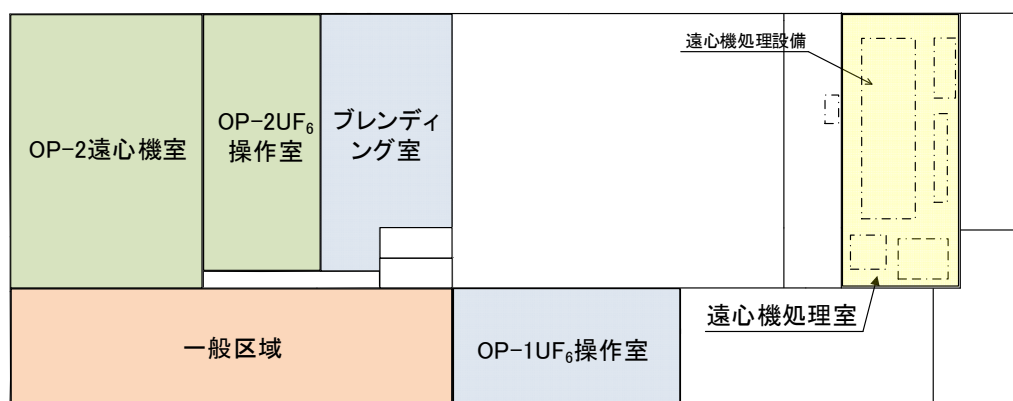


図 2.2.1-2 濃縮工学施設の解体撤去範囲等

表 2.2.1-1 濃縮工学施設の解体撤去スケジュール

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														
	一般区域解体撤去														
	撤去済み機器解体・収納														
	解体収納物のNR対応														
	遠心機解体・除染														
遠心機部品クリアランス															

許認可状況等により工程の変更あり

(2) 実施状況

1) 解体・撤去

a) 設備の解体撤去については、令和元年5月8日にOP-1UF₆操作室、ブレンディング室から撤去し保管しているケミカルトラップ等の汚染機器3トンの解体・細断・ドラム缶収納を開始し、令和2年3月13日に計画通りに完了した。また、既撤去解体収納物8トンのNR対応については、令和元年4月2日に開始し、令和2年3月25日に計画通り完了した。これらの業務については、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により作業効率を向上し、物量が汚染機器の解体・細断・ドラム缶収納で4トン（約3割増し）、NR対応で13トン（約7割増し）の大幅な物量増で完了した。濃縮工学施設の解体撤去方法を図2.2.1-3に、汚染機器（トラップ類）解体（細断収納）を図2.2.1-4に、解体収納物のNR対応を図2.2.1-5に、濃縮工学施設解体物量（H26年度～R1年度実績）を表2.2.1-2に示す。

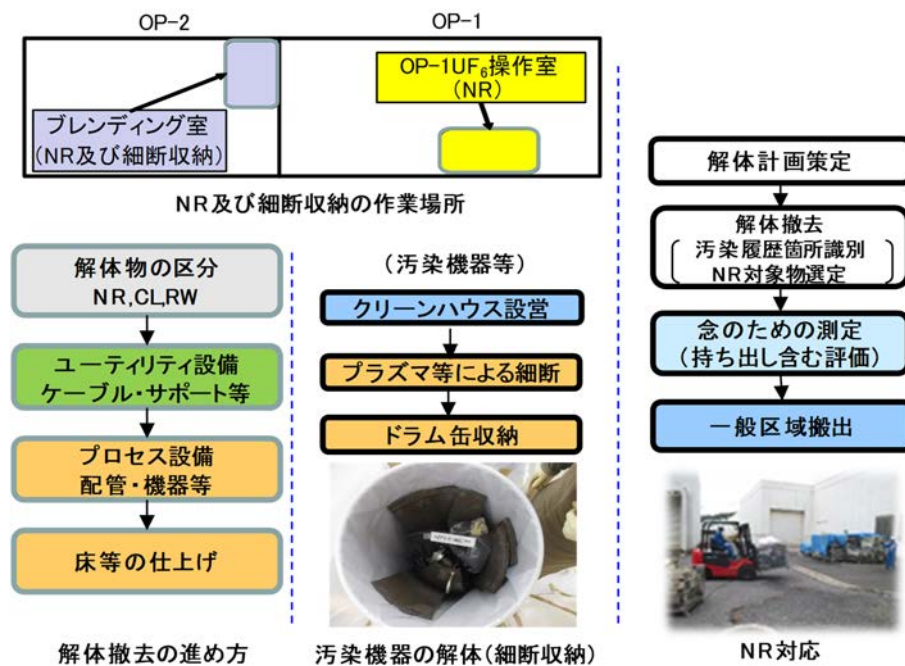


図 2.2.1-3 濃縮工学施設の解体撤去方法



図 2.2.1-4 汚染機器（トラップ類）解体（細断収納）



図 2.2.1-5 解体収納物の NR 対応

表 2.2.1-2 濃縮工学施設解体物量（平成 26 年度～令和元年度実績）

年度	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
H27	約53 トン	約24 トン	約33 トン	約110 トン
H28	約28 トン	約11 トン	約3 トン	約42 トン
H29	約13 トン	0 トン	約2 トン	約15 トン
H30	約7 トン	0 トン	約3 トン	約10 トン
R1	約4 トン	0 トン	約2 トン	約6 トン
合計	約140 トン	約117 トン	約79 トン	約336 トン
				ドラム缶 1,161本 コンテナ 130基

- b) 遠心機処理については、平成 31 年 4 月 16 日にパイロットプラント OP-2 遠心機 100 台の処理を開始し、令和 2 年 3 月 17 日に計画通り完了した。遠心機の解体・除染、クリアランスの流れを図 2.2.1-6 に示す。

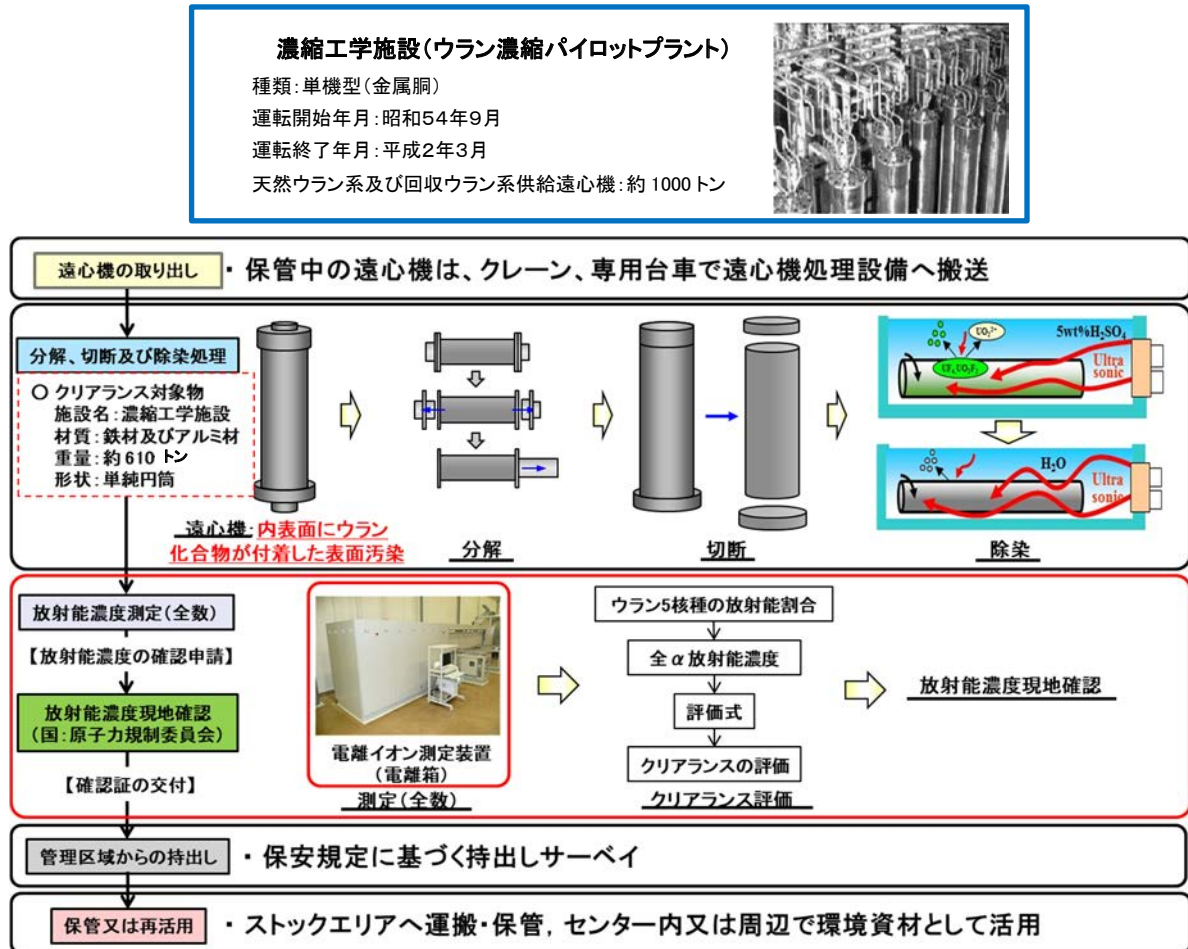


図 2.2.1-6 遠心機の解体・除染、クリアランスの流れ

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 6 回放射能濃度確認申請（平成 31 年 3 月 13 日）分約 4 トンの金属について、令和元年 5 月 27 日～31 日に国による放射能濃度の現地確認を受け、令和元年 7 月 17 日に確認証が交付された。また、第 7 回放射能濃度確認申請分約 5 トンの金属について、令和元年 8 月 7 日～9 月 5 日に放射能濃度の測定を行い、令和 2 年 1 月 27 日に確認申請し、令和 2 年 3 月 11 日～13 日に国による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 6 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、令和元年 11 月 21 日に管理区域外のストックエリアへ運搬・保管した。なお、第 7 回からの放射能濃度の測定は、平成 31 年 1 月 25 日に認可（平成 27 年 10 月 30 日申請）された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」を適用したが、その認可にあたっては、規制当局から提起された約 200 もの審査コメントに迅速に対応するとともに補正申請を完了させた。クリアランス制度適用の流れを図 2.2.1-7 に、クリアランス物量（第 1 回目～第 7 回目実績）を表 2.2.1-3 に、クリアランス物の活用状況を図 2.2.1-8 に示す。

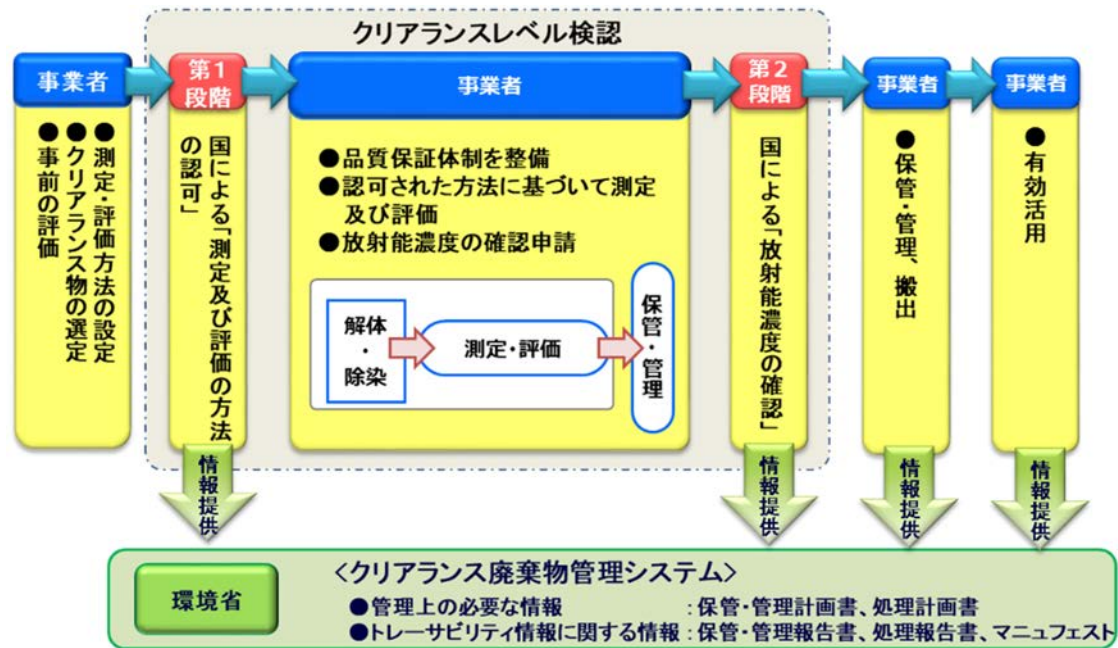


図 2.2.1-7 クリアランス制度適用の流れ

表 2.2.1-3 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 2.2.1-8 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 2 年度の設備の解体撤去については、令和元年度に引き続き、汚染機器の解体・細断、ドラム缶収納及び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 操作室等の解体撤去を実施する予定である。
- b) 令和 2 年度以降の遠心機処理については、令和元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予定である。

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、クリアランス物のフリーリリースに向けて作成したリーフレットを人形峠環境技術センター来訪者等へ配布する等、理解促進活動を継続する。

(4) 成果

1) 報告書

原子力機構 研究開発報告書類

- 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た「濃縮工学施設における廃止措置の進捗状況」として令和 2 年度以降に JAEA Technology へ投稿する予定である。
- 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」として登録管理している。

2) その他

- a) 遠心機部品クリアランスに係る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」については、補正申請によるコメント対応を迅速に行いながら認可申請書を作成し、規制当局の認可を受けた。
- b) 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 400 部を、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。

(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、山中 俊広)

2.2.2 製錬転換施設

(1) 概要

施設の簡易管理（倉庫化）移行に向けた残作業の一環及び平成 25 年に発生した「製錬転換施設の非管理区域における放射性物質の漏えいについて」の法令報告（以下、「法令報告」という。）の恒久措置として、令和元年度は、施設内の使用を終えた排気第 3 系統ダクト部の撤去・閉止措置を完了した。製錬転換施設の解体撤去スケジュールを表 2.2.2-1 に示す。

表 2.2.2-1 製錬転換施設の解体撤去スケジュール

年度	H20-H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	R1	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9
主要設備解体撤去	■	■															
附帯設備解体撤去			■						■								
不要薬品処理			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
ウラン量測定装置(JWAS)によるドラム缶測定			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
廃棄物内容物調査			■														

許認可状況により工程の変更あり

(2) 実施状況

排気第 3 系統の撤去・閉止措置等に伴う使用変更許可申請（平成 30 年 11 月 30 日申請、平成 31 年 3 月 26 日補正申請）が令和元年 6 月 4 日に許可、核燃料物質使用施設保安規定変更認可申請（令和元年 6 月 12 日申請）が令和元年 9 月 12 日に認可された後、附帯設備の解体撤去として、排気第 3 系統ダクト部の解体撤去・閉止措置を令和元年 10 月 15 日～11 月 22 日に実施し、計画通りに完了した。令和元年度は、図 2.2.2-1 排気第 3 系統撤去範囲に示す「排気ダクト」、「排風機」、「排気フィルタユニット」及び「アルカリスクラバ」のうち、非管理区域の「給気室 (1)」を經由している排気ダクトを撤去・閉止措置した。解体撤去の状況を、図 2.2.2-2 に示す。

– 69 –

(3) 次年度以降の計画

製錬転換施設の附帯設備解体を実施し施設の簡易管理(倉庫化)に移行するよう準備を進め、令和7年度～令和9年度に管理区域に残存する排気第3系統の「排気ダクト」、「排風機」、「排気フィルタユニット」及び「アルカリスクラバ」等を、廃液処理設備本体等の附帯設備と合わせて解体撤去する。

(4) 成果

排気第3系統ダクト部の撤去・閉止措置については、平成25年に発生した法令報告事象の恒久措置が完了したとともに、撤去・閉止措置に伴う設備故障等のリスク低減が図られた。

(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、山中 俊広)

2.2.3 劣化ウランの措置

(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 U-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（「劣化ウラン」とも呼ばれる U-235 の割合が低くなったもの）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（ UF_6 ）であり、 UF_6 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。この減損ウランの措置方法を具体化するための調査・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

「2.2.4 ウラン濃縮原型プラント」に示すとおり、ウラン濃縮原型プラントは「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（令和元年 8 月 9 日に一部補正）し、核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合、現地調査及び面談において審査が行われている。核燃料物質については、廃止措置計画において廃止措置が終了するまでに全量を原子力事業者に譲渡す計画としているため、譲渡し先を可能な限り速やかに決定することに努めている。核燃料物質の管理及び譲渡しに係る計画の詳細が確定次第、廃止措置計画の変更認可申請を行う予定である。図 2.2.3-1 にウラン濃縮原型プラントの廃止措置工程を示す。

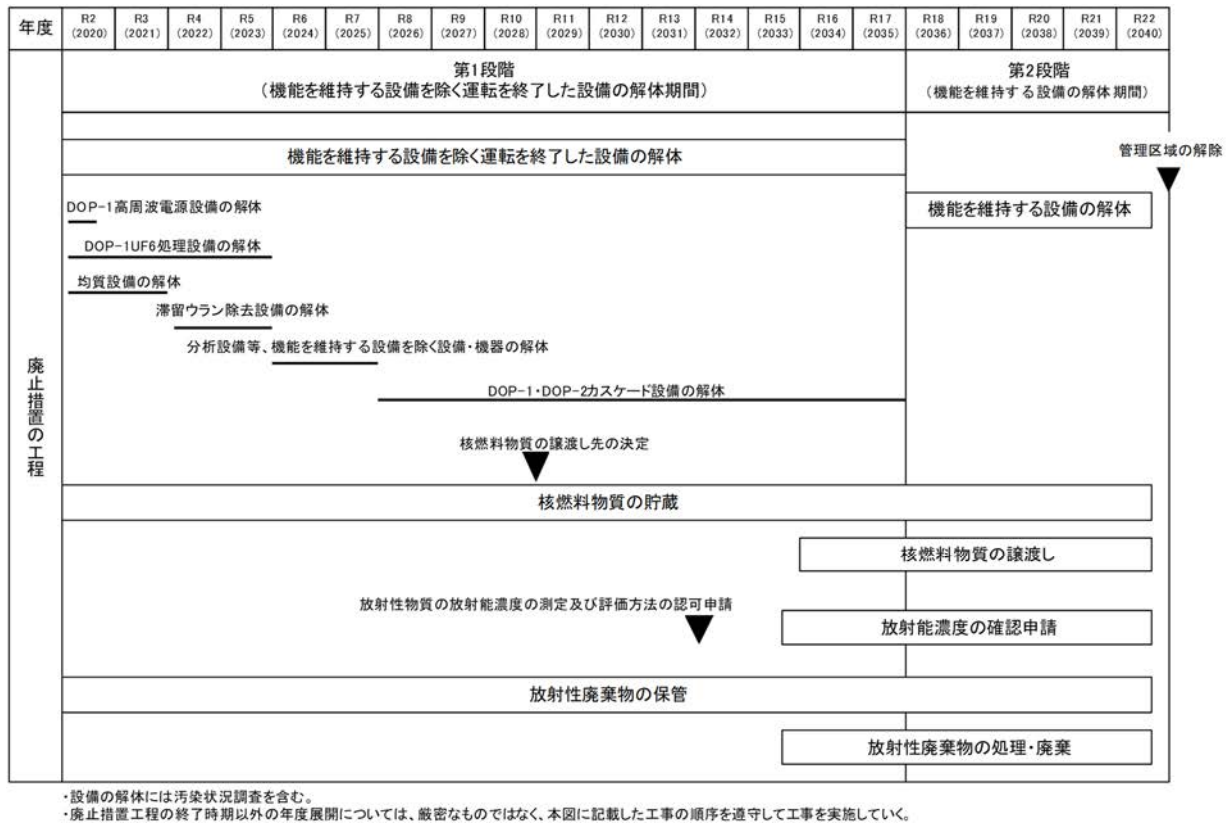


図 2.2.3-1 ウラン濃縮原型プラントの廃止措置工程

(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、図 2.2.3-2 に示すように UF₆ の形態で原子力事業者に譲渡するケースと UF₆ を酸化物に転換するケースの 2 ケースについて検討を実施した。

UF₆ での譲渡しのケースは、譲渡し先の原子力事業者を検討・決定し、詰め替え設備の設計、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い、原子力事業者へ UF₆ を譲り渡す。原子力事業者の選定の方針を図 2.2.3-3 に示す。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 では、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、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。

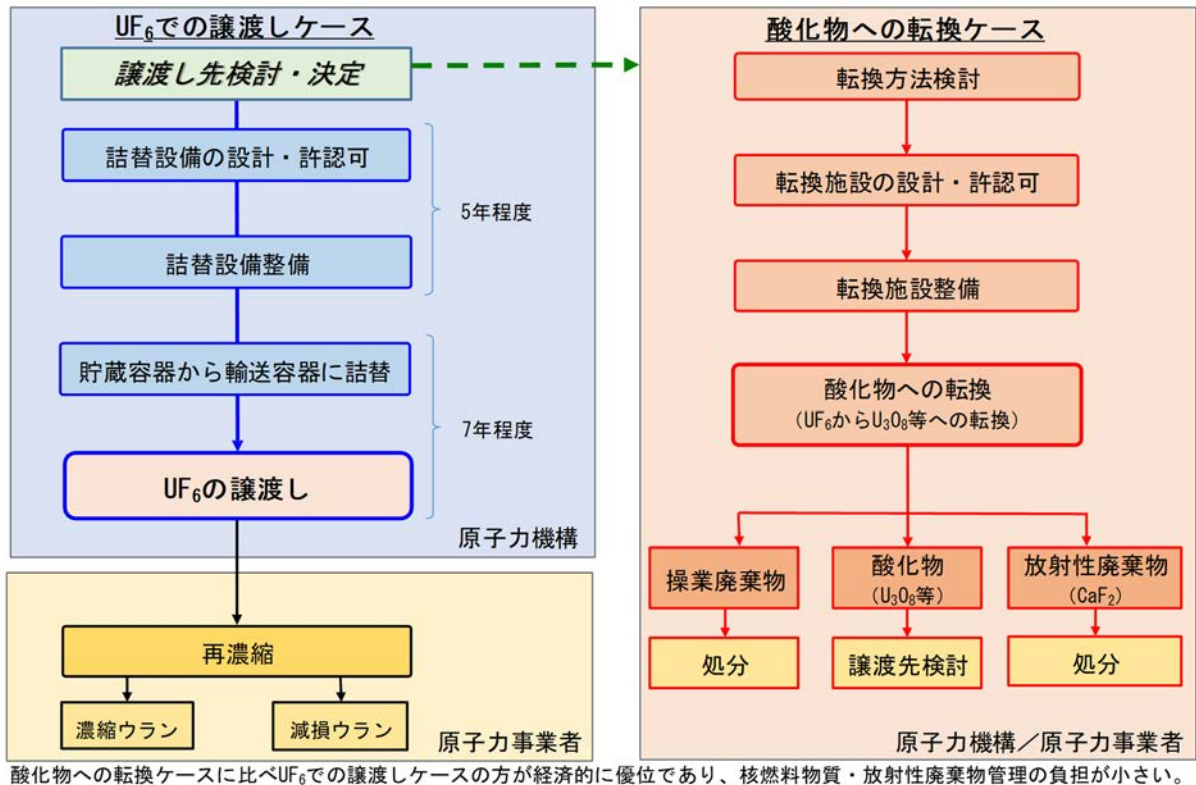


図 2.2.3-2 核燃料物質の管理及び譲渡しの検討

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：

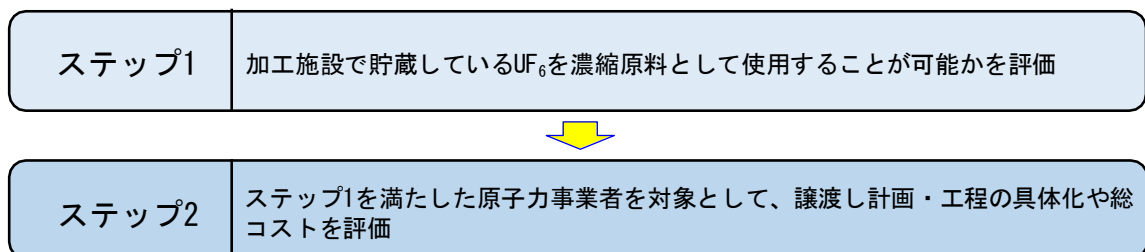


図 2.2.3-3 原子力事業者の選定の方針

(4) 次年度以降の計画

核燃料物質の譲渡し先を可能な限り速やかに決定することに努める。また、核燃料物質の酸化物への転換については、譲渡し先の決定を待つことなく、酸化物への転換の方法、設備能力等の設計検討を進める。

(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次第、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 環境保全技術開発部 施設管理課 菅田 信博）

（人形峠環境技術センター 計画管理室 田中 祥雄）

2.2.4 ウラン濃縮原型プラント

(1) 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たため、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年度末に終了した。

これにより、人形峠環境技術センターとして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（令和元年8月9日に一部補正）を行い、現在、核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合、現地調査及び面談において審査が行われている。

令和元年度は、設備の解体撤去に向けた準備として、解体実施計画案の検討を行った。

(2) 実施状況

令和元年度は、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する各工程を示した解体実施計画案を検討した。

(3) 次年度以降の計画

廃止措置計画の認可及び令和元年度に取りまとめた解体実施計画案の承認後、解体実施計画に従い設備の解体撤去を実施する。令和2年度は、DOP-1高周波電源設備等の一般区域の解体撤去を実施する予定である。ウラン濃縮原型プラントの解体撤去範囲を図2.2.4-1に示す。また、ウラン濃縮原型プラントの解体撤去スケジュールを表2.2.4-1に示す。

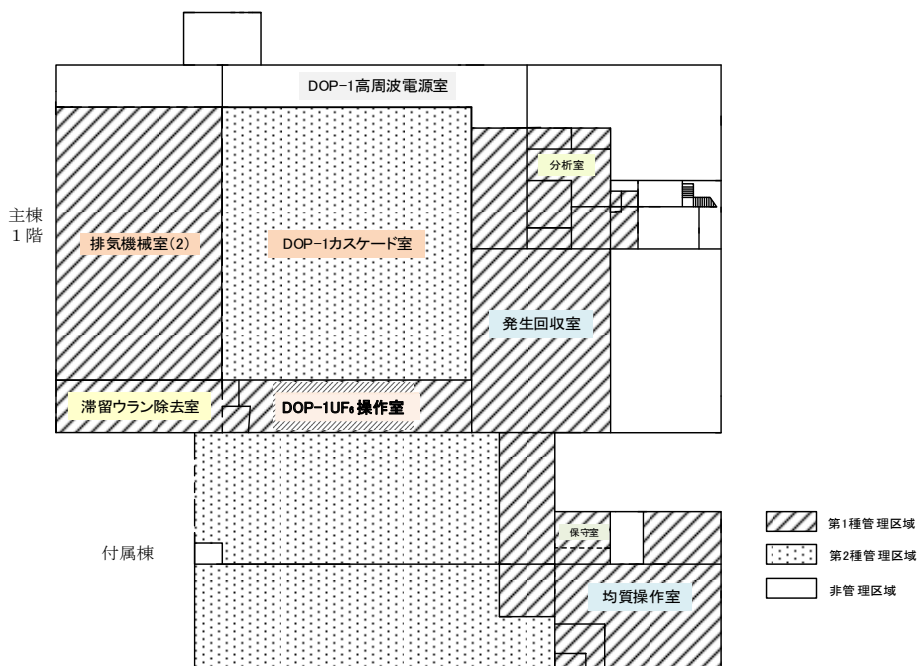


図 2.2.4-1 ウラン濃縮原型プラントの解体撤去範囲等

表 2.2.4-1 ウラン濃縮原型プラントの解体撤去スケジュール

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⇒

予算措置状況等により工程の変更あり

(4) 成果

加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書の審査対応として、これまで核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合（4回）、現地調査（1回）及び面談（14回）の場で指摘事項（34件）に対する対応内容を説明し、その対応内容を申請書に反映した一部補正を令和元年8月9日に行った。

その後、第11回核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合において、指摘事項（18件）に対する対応内容を説明し、これまでの全ての指摘に対する対応の了解を頂いた。

第11回核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合で説明した対応内容を反映した一部補正の申請を令和2年1月16日に申請した。その後、令和2年3月18日の原子力規制委員会で、審査書（案）の審議が行われたが、核燃料物質の譲渡しに関して、UF₆の形としての譲り渡し方を明確にした上で、再度、原子力規制委員会に諮ることとなり、その後の審査会合において新検査制度の内容も含めた一部補正を行うこととなった。来年度の上半期中には新検査制度の内容も含めた一部補正を申請し、年度中の認可を目指している。

（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）

2.2.5 閉山措置に係る調査・試験

(1) 概要

1) 人形峠流域の水文調査

ウラン鉱石の探鉱・採鉱を目的に掘削された旧坑道跡から湧出する「坑水」の発生源対策を検討するツールの一つとなる「地下水シミュレーション」に必要な基礎データ（地下水流動場とバックグラウンド）とするために、人形峠環境技術センターを流れる池河川流域の水理地質構造と水質を把握することを目的として実施した。

2) 露天採掘場跡地のラジウムの挙動試験

令和元年度は、逐次抽出法によるラジウムの存在状態を調べる実験を行うとともに、吸着特性を把握するためのバッチ試験を行った。露天採掘場跡地のコア試料に対して、BCR 法による逐次抽出実験及びバリウムをアナログとしたバッチ試験を実施し、それらの結果は XRF や XRD および放射光分析（XAFS 法）の結果（粘土鉱物への吸着）との整合性を示した。

今後は、実際の環境を模擬した「カラム実験装置」の研究開発を進め、ゆっくりとした浸透における様々な環境下の吸着現象及び特性を解明して、露天採掘場跡地内の地下水中の Ra 物質移行解析や閉山措置事業に反映する。

3) 自然災害等に対する安全対策工事

令和元年度は、既に地すべりが発生している「夜次 2 号坑口法面の地すべり対策工事」及び想定される巨大地震発生により捨石たい積場が崩れると解析された「麻畑 2 号捨石たい積場の安全対策工事」を実施した。

(2) 方法

1) 人形峠流域の水文調査

a) 源頭位置の調査

情報公開されている国土地理院図や産業技術総合研究所 地質調査総合センターの日本シームレス地質図を用いて作成した地下水シミュレーション概略モデルの解析結果で示された沢水の源頭位置や、地下水の流れについて現地踏査して確認した。

b) 源頭湧水の年代測定

水に溶存するガス成分の内、化学的に不活性な（化学的に安定し反応速度が遅い） SF_6 （六フッ化硫黄）を年代推定のトレーサーとして、源頭湧水の年代を測定した。

2) 露天採掘場跡地のラジウムの挙動試験

a) BCR 法による逐次抽出実験（ラジウムの存在状態の調査）

採取したコア試料は、数週間風乾した後、タングステンカーバイドの電動ミルで粉碎し、手で触った際に粒子の感触がない程度の細粒な粉末試料にした。試料中の ^{226}Ra 濃度は、ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリにより定量した。実験を行った試料は、ウラン鉱床を含む砂礫岩層及び粘土鉱物を含む強風化花崗岩層である。逐次抽

出法には BCR 法を用いた。逐次抽出実験とは、固体試料に対して抽出液を加え、振とう抽出を行った後、抽出液を分離し、その残渣に対して異なる新たな抽出液を加えて順次抽出することで、試料に含まれる目的成分を分ける方法である。BCR 法では、抽出液として、1 mol/L 塩化ナトリウム溶液 (pH = 7)、1 mol/L 塩化アンモニウム溶液 (pH = 7)、0.11 mol/L 酢酸、0.5 mol/L 塩酸ヒドロキシルアミン溶液、1.0 mol/L 酢酸アンモニウム溶液 (pH = 2) を用いる。これらの抽出液は、弱いイオン交換態 (F₀)、強いイオン交換態 (F₁)、炭酸塩 (F₂)、鉄・マンガン酸化物 (F₃)、有機物或いは硫化物 (F₄) の画分 (フラクション) にそれぞれ対応する。最終的に残った固体試料は、F₅ となる。また、(F₁+F₅+F₅) は粘土鉱物への吸着態と考えられる。回収した各フラクションについては、ガンマ線スペクトロメトリを用いて ²²⁶Ra を定量した。

b) バリウムをアナログとしたバッチ試験 (ラジウムの分配係数 K_d の推定)

露天採掘場跡地のコア試料の内、ウラン鉱床を含む砂礫岩層、粘土鉱物を含む強風化花崗岩層の粉末試料に対し、イオン強度 と pH を調整したバリウム溶液 (1 ppb ~ 10 ppm) を添加し、24 時間振とうした後、溶液をろ過して液相を回収し、回収した溶液中のバリウム濃度を測定した。分配係数 K_d (mL/g) は、 $K_d = (C_i - C_{aq})/rC_{aq}$ (C_i : 溶液中バリウムの初期濃度; C_{aq} : 吸着反応後の溶液中バリウム濃度; $r = 0.01$ g/mL) より求めた。

3) 自然災害等に対する安全対策工事

a) 夜次 2 号坑口法面の地すべり対策工事

見学坑道の上部法面の地すべり箇所を措置する工事であり、鉄筋挿入工による地山補強と横ボーリング工による地下水の排除、鉄筋挿入工を除く法面は簡易吹付法砕工を施し、全法面に植生基材吹付 ($t = 3$ cm) にて緑化する工事である。

工事は、まず法面上部の立木伐採を行い、小段までの上部法面を 1 次掘削する。上部法面に鉄筋挿入工を行ったのち、下部法面の中段までを 2 次掘削し、鉄筋挿入工および横ボーリング工を行う。ふとんかご工仕上がり天端までの 3 次掘削を行い、残りの鉄筋挿入工を行う。次に法尻部の掘削を行い、ふとんかごを設置し、簡易吹付法砕工、排水路工、植生基材吹付 ($t = 3$ cm) を行う。なお、簡易吹付法砕工の砕内も植生基材吹付にて緑化する。

b) 麻畑 2 号坑捨石たい積場 (第 1 期工事)

伐採、法面清掃を行い、鉄筋挿入工の機器資材運搬用のモノレール (1 トン用) を設置し、鉄筋挿入工用の仮設足場、プラント仮設などを準備し、ロータリーパーカッション (削孔機) にて二重管削孔 ($\phi 90$ mm、 $L = 7.4$ m)・鉄筋 (D25、 $L = 7.5$ m) 挿入・グラウト材 (セメントミルク) 注入を 447 ケ所施工し、斜面安定措置を施す。麻畑 2 号捨石たい積場 (第 1 期工事) における鉄筋挿入工設計図を図 2.2.5-1 に示す。

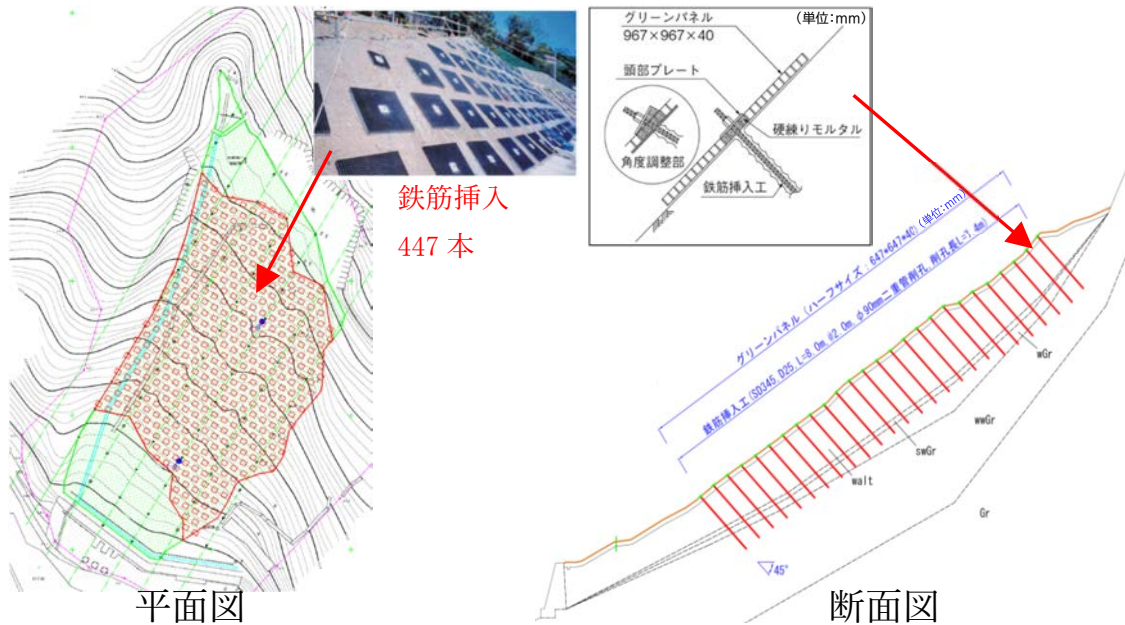


図 2.2.5-1 麻畑 2 号捨石たい積場（第 1 期工事）における鉄筋挿入工設計図

(3) 結果

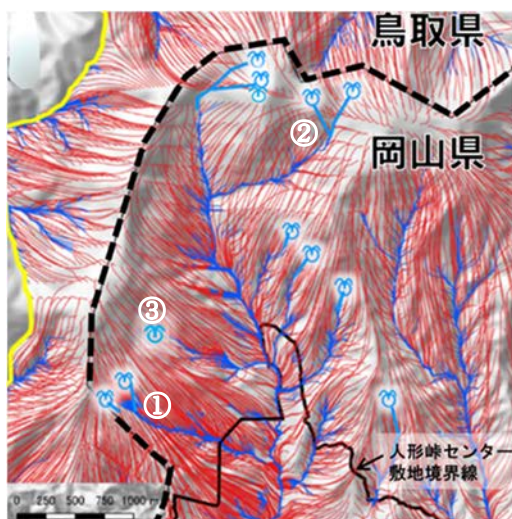
1) 人形峠流域の水文調査

a) 源頭位置の調査結果

池河川の源頭位置は、概略モデルを用いた地下水シミュレーションで示された源頭位置より、標高の高い位置から湧出することが確認できた。調査結果を図 2.2.5-2 人形峠流域の水文踏査結果に示す。

b) 源頭湧水の年代測定結果

源頭湧水の年代は、 SF_6 （六フッ化硫黄）をトレーサーとした地下水年代測定法から、8～9 年滞留している地下水が湧水しているという結果が示された。測定結果を図 2.2.5-2 人形峠流域の水文踏査結果に示す。



源頭位置調査結果

源頭湧水の年代測定結果表

	試料		滞留時間
			SF_6
1	黒ボク層湧水	標高 850m	9 年
2	源頭 凝灰岩湧水	標高 1000m	8 年
3	礫岩層湧水	標高 856m	9 年

図 2.2.5-2 人形峠流域の水文踏査結果

2) 露天採掘場跡地のラジウムの挙動試験

a) BCR 法による逐次抽出実験（ラジウムの存在状態の調査）

逐次抽出実験の結果、砂礫岩層については移動性の高い画分（弱いイオン交換態）にラジウムが多く存在し、一方で強風化花崗岩層については移動性の低い画分（粘土鉱物への吸着態）にラジウムが多く存在していることが明らかとなった。

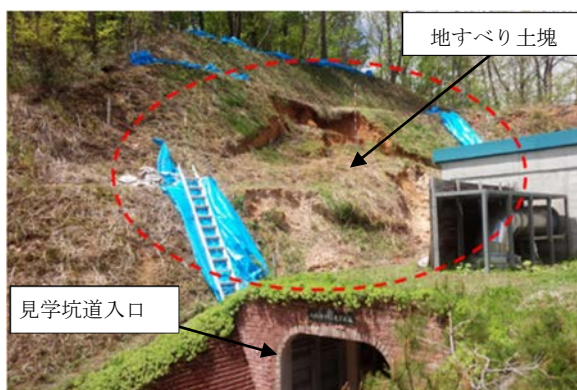
b) バリウムをアナログとしたバッチ試験（ラジウムの分配係数 K_d の推定）

バリウムをアナログとしたバッチ試験の結果、センター内の地下水で観測されたバリウムの濃度範囲において、砂礫岩層で K_d が 100 mL/g 以下であるのに対し、強風化花崗岩層では K_d が 3,000 mL/g 程度であることが明らかとなった。よって、粘土鉱物が少ない試料（砂礫岩層）では、ラジウムの吸着は少なく、粘土鉱物を多く含む試料（強風化花崗岩層）では、ラジウムの吸着が多いと推定された。

3) 自然災害等に対する安全対策工事

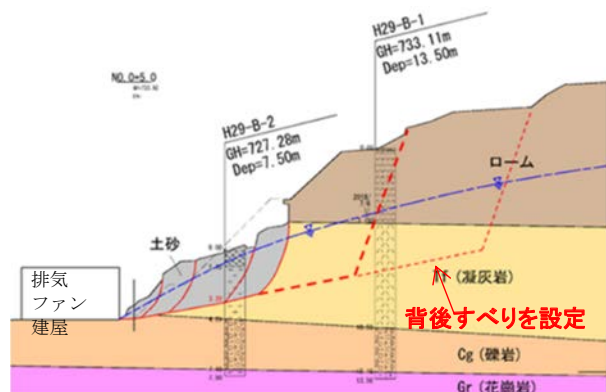
a) 夜次 2 号坑口法面の地すべり対策工事

工事期間は、令和元年 7 月 30 日に着手し、令和 2 年 3 月 13 日に終了した。夜次 2 号坑口（見学坑道）法面の地すべり発生状況とその地すべり解析断面について図 2.2.5-3 に示し、地すべり対策設計を図 2.2.5-4、対策工事状況を図 2.2.5-5 に示す。



見学坑道入口付近法面状況（H30.5 撮影）

地すべり状況写真



地すべり解析断面図

図 2.2.5-3 夜次 2 号坑口（見学坑道）法面の地すべり発生状況

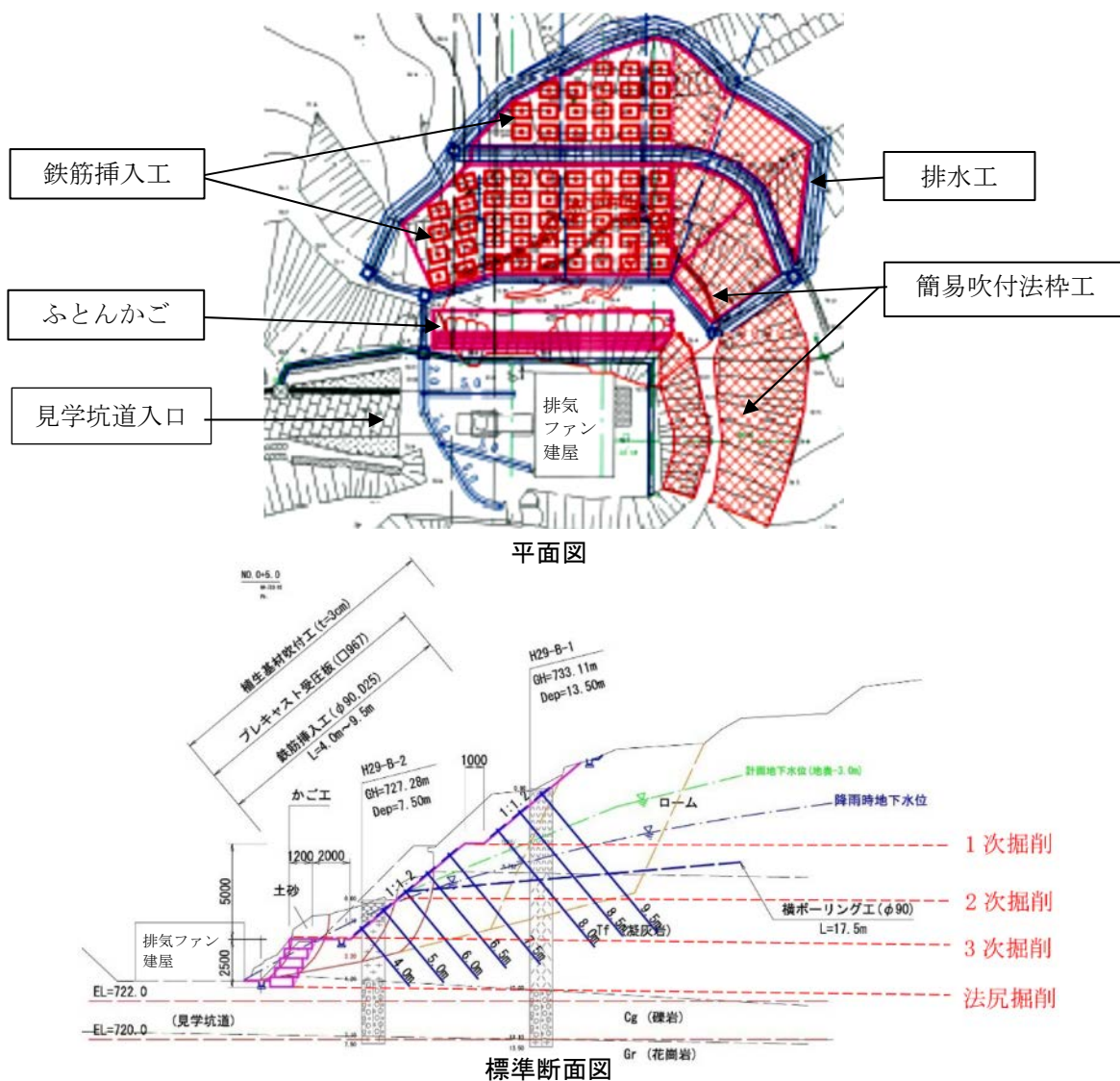


図 2.2.5-4 夜次 2 号坑口（見学坑道）法面の地すべり対策設計



図 2.2.5-5 夜次 2 号坑口（見学坑道）法面の地すべり対策の工事状況

b) 麻畑 2 号捨石たい積場（第 1 期工事）

麻畑 2 号捨石たい積場は、予想される巨大地震発生により捨石層分布範囲が崩れると解析されたことから、第 1 期工事の鉄筋挿入工で捨石分布域の安定化、第 2 期工事の連続繊維補強土＋植生基材吹付工で斜面の浸食防止や緑化、線量の低減化を図る。図 2.2.5-6 に安全対策工事概要を示す。

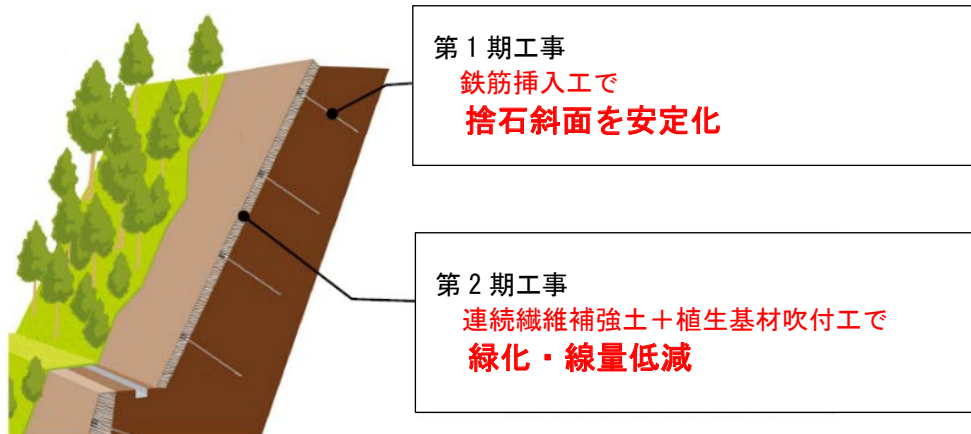


図 2.2.5-6 麻畑 2 号捨石たい積場の安全対策工事概要

第 1 期工事は、令和元年 7 月 8 日に着手し、令和 2 年 3 月 23 日終了した。麻畑 2 号捨石たい積場（第 1 期工事）の工事着手前と工事完了後の比較写真を図 2.2.5-7、第 1 期工事の状況写真を図 2.2.5-8 に示す。



工事着手前

第 1 期工事 工事完了後

図 2.2.5-7 麻畑 2 号捨石たい積場（第 1 期工事）着手前・完了後



伐採・法面清掃状況



足場設置状況



鉄筋挿入作業状況



グラウト状況

図 2.2.5-8 麻畑 2 号捨石たい積場（第 1 期工事）の工事状況

(4) 結果の評価

1) 人形峠流域の水文調査

池河川の源頭位置がシミュレーションで示された源頭位置より標高の高い位置であったことや、ほとんどの源頭が地層境界であったことから、モデルの地層境界の位置や地層勾配、透水係数等のパラメータを詳細モデルとして反映するとともに、さらに情報を収集して現実を再現できるようにする必要性がある。

正確な水理地質情報をどれだけ数多く集められるかで、成果の信頼性が異なるため、現状とシミュレーション結果を比較・確認しながら、データ拡充を進める。

2) 露天採掘場跡地のラジウムの挙動試験

a) BCR 法による逐次抽出実験及び b) バリウムをアナログとしたバッチ試験の結果は、XRF や XRD および放射光分析 (XAFS 法) から推定されたラジウムの粘土鉱物への吸着と整合的であった。

3) 自然災害等に対する安全対策工事

夜次 2 号坑口法面の地すべり対策工事及び麻畑 2 号捨石たい積場 (第 1 期工事) とともに計画通り工事を終了した。

(5) 次年度以降の計画

1) 人形峠流域の水文調査

次年度は、残る支川の源頭湧水の年代測定やラジウム濃度を測定して人形峠流域の水理地質構造と水質のバックグラウンドを把握する。把握した情報は、坑水発生源対策を検討するシミュレーションの詳細なモデルの作成や環境影響評価の基礎とする。

2) 露天採掘場跡地のラジウムの挙動試験

次年度は、実験室系でのカラム通水実験を行い、実際の環境を模擬した「カラム実験装置」の研究開発へと繋げる。

3) 自然災害等に対する安全対策工事

「方面 1 号捨石たい積場の法面措置工事」、「麻畑 2 号捨石たい積場の安全対策工事 (第 2 期工事)」及び「濃縮工学施設 (EEF) 西側法面の復旧工事 (第 1 期工事)」を計画している。

(6) 成果

1) 報告書

受託研究、共同研究等報告書

- ・高橋嘉夫, 「人形峠内の堆積物及びラジウム水溶液を用いたカラム通水試験」, 委託研究報告書, 令和 2 年 1 月, pp.1-56.
- ・高橋嘉夫, 「露天採掘場跡地・鉱さいたい積場の堆積物におけるラジウム (Ra) の存在形態

に関する研究」，委託研究報告書，令和 2 年 1 月，pp.1-28.

2) 受賞

外部機関による表彰

受賞者名	受賞名等	受賞タイトル
山口 瑛子	国際会議 Migration 2019 Best Poster Award	Fixation of Radium by Adsorption on Clay Minerals Based on Analyses of Core Samples around Ningyo-Toge Uranium Mine

(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 栗原 雄一、福島 繁)

2.3 東濃地科学センターにおける核原料物質の措置

実施拠点	東濃地科学センター
第3期中長期計画	令和元年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況、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。	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。廃止措置の実施に当たっては、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、各部門において進捗確認を行う。 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。

(1) 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) テストホールの措置

放射能検層装置の校正施設であるテストホール内のウラン・トリウム鉱石等を回収し倉庫内で保管する。

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検討を実施する。

3) ウラン鉱石等の海外製錬

ウラン鉱石等の有効利用方策の検討に必要な法規制等に関する情報を収集し、製錬契約や輸出承認・許可申請の手続等に必要な書類準備等を行う。

(2) 実施状況

1) テストホールの措置

a) テストホール内のウラン・トリウム鉱石等を回収し、倉庫内に保管した。

2) トリウム鉱石保管施設の措置

a) 事前調査については、地中レーダー等による施設の確認を実施するとともに、詳細検討に向けた準備を進めた。

3) ウラン鉱石等の海外製錬

a) ウラン鉱石等の海外製錬に向けて、海外との製錬契約締結のための準備を行った。

b) 輸出承認・許可申請に必要な手続等について、関係省庁への確認及び書類準備を行った。

c) 核原料物質の移転に伴う関係省庁への手続きを開始した。

表 2.3-1 に核原料物質の措置スケジュール（実績）を示す。

表 2.3-1 核原料物質の措置スケジュール（実績）

	月											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
テストホールの 措置	事前調査											
						テストホール措置工事						
トリウム鉱石保 管施設の措置	事前調査											
						詳細検討（準備）						
ウラン鉱石等の 海外製錬		コンサルティング契約										

(3) 次年度以降の計画

- 1) 回収したウラン鉱石等については、東濃地科学センター及び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、海外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、詳細検討を実施し、今後の対応策を決定する。
- 3) ウラン鉱石等の海外製錬については、令和 2 年度に製錬契約の締結及び口上書の交換をした後、輸出承認・許可申請を行い、令和 3 年度に海外への輸送、令和 4 年度に海外製錬を行う計画である。

（東濃地科学センター 保安管理課 鶴留 浩二、鈴木 一）

2.4 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）	令和元年度計画
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) 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した。令和元年度は、内部点検実施本数の目標値を20本以上と設定して作業にあたった。点検の結果、腐食を認めたドラム缶については、今年度より切断し放射性固体廃棄物とした。

今後は内容物の分別作業を進めていく計画であることから、その準備として保安規定の改正を実施し、作業手順の整備を進めることとした。

(2) 実施状況

1) ドラム缶の内部点検作業

内部点検の主な工程は、a)ドラム缶の並べ替え作業、b)内部点検作業、c)廃ドラム缶の切断作業からなる。

a) ドラム缶の並べ替え作業

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2.4-1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。なお、腐食を認めたドラム缶については、c) 廃ドラム缶の切断作業で裁断し、放射性固体廃棄物とした。この作業は、グリーンハウス内で実施する。内部点検作業におけるドラム缶の開蓋状況を図2.4-2に示す。



図 2.4-1 フォークリフトによるドラム缶の運搬



図 2.4-2 内部点検作業でドラム缶蓋を開けたところ

c) 廃ドラム缶の切断作業

昨年度から開始した内部点検作業で発生し、保管中であった腐食を認めた廃ドラム缶については、電動工具を用いて切断し、ドラム缶に収納して放射性固体廃棄物とした。廃ドラム缶の切断作業を図 2.4-3 に示す。



図 2.4-3 廃ドラム缶の切断作業

2) 保安規定改正作業

次年度よりドラム缶内容物の分別作業を開始する計画であり、その準備として保安規定の改正及び分別作業手順の整備を進めた。規制当局への申請は、次年度実施する。

(3) 次年度以降の計画

次年度より、ドラム缶の内容物の分別作業を開始する予定としている。今後、施設の廃止措置を進めていくにあたって、保管中及び今後発生する放射性廃棄物を廃棄体化するためには、内容物を分別する必要がある。分別作業を実施するための保安規定改正の認可後より分別作業を継続的に実施していく。

(青森研究開発センター 施設工務課 桑原 潤)

3. 放射性廃棄物の処理処分及び関連する技術開発

3.1 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）	令和元年度計画
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。	放射性廃棄物の廃棄体化处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、放射性核種の保持性能に関するデータ取得を行う。

(1) 概要

原子力機構から発生する Pb など有害物質を含む放射性廃棄物について、処理フローを検討し、廃棄体化のための基本手順を作成することを目的に研究開発を実施している。平成 27 年度は Pb を対象としてフローの作成に着手し、平成 28 年度は Pb 化合物の水への溶解度及び Pb をセメント固化した固化体からの溶出率等の処理フローを検討するため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の入手性を調査に加えて、安全かつ精度よくデータを取得するための設備類の整備に着手した。図 3.1-1 に業務実施のスケジュールを示す。

	H27	H28	H29	H30	R1	R2	R3
1.有害物質を含む 処理シナリオの検討	アプローチの検討	データ取得	文献調査	フローの作成とまとめ			
2.有害物質の 固定化技術の高度化	焼却灰、福島廃棄物を対象とした固化技術試験						
3.実験室の整備							

図 3.1-1 業務実施のスケジュール

これまでの検討において、溶出基準といった下流側からのアプローチを考慮し、固定化技術の開発を進めてきた。令和元年度は、廃棄物を考慮した上流側からのアプローチを踏まえて、固定化技術の開発に取り組む。金属 Pb、Pb ガラス、Pb アクリル、Pb グローブといった Pb を含む放射性廃棄物を対象に、Pb を含む廃棄物における溶出試験及び Pb の溶出量が基準を超えると報告されている金属 Pb の固化処理を複数の材料で検討し、Pb の溶出量から Pb の保持性能が高い固定化処理材料を把握するため、Pb を含む放射性廃棄物の処理フロー手順の作成に係るデータを取得する。

(2) 方法

1) 有害物質を含む処理シナリオの検討

令和元年度については、既存情報の整理と廃棄物側（上流）からのアプローチに係る試験を実施する。これまでに得られた情報を基に、シナリオを検討する上で必要となる既存情報の整理を行うとともに、処理の流れ（フロー）に対して、廃棄物側（上流）からも踏まえた処理フローを検討する。化学形態に応じた理論的溶解度や実験的なデータを取得することで、Pb を含む廃棄物における課題の抽出と整理を目指す。既存情報の整理については、保有量、発生形態、既存の発生量と今後の予定量等、過去に行われた調査結果の内容を確認する。廃棄物側（上流）からのアプローチに係る試験については、これまでの Pb を対象とした検討過程において、Pb の溶出基準と発生する Pb 化合物ごとの溶解度等のデータにより処理を選別する、固定化処理材料側からの絞り込みアプローチ（下流からのアプローチ）として実施した固定化処理による R&D を参考に、Pb ガラス、Pb グローブ等のように廃棄物の発生形態から絞り込まれるアプローチ（上流からのアプローチ）を検討し、いずれもが整合するようなシナリオを作成するためのデータを取得する。図 3.1-2 に実施状況を示す。

実施項目	年	2019年度 (令和元年度)											
	月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
廃棄物処理 技術開発 ・埋設処分に必要 な要件を満たす処 理方策・技術検 討、廃棄体化処理 技術の開発												計画	
												実績	
		試験計画の立案											
		個別試験の実施（固化試験及び浸出試験）											
													まとめ

図 3.1-2 実施状況

2) 有害物質の固定化技術の高度化

令和元年度は、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献も考慮し、原子力機構内だけでなく、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）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となる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、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セメント系材料であるアルカリ活性化材料（AAM : Alkali Activated Materials）の適用性検討など、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

令和元年度は、既存情報の整理と廃棄物側（上流）からのアプローチに係る試験を実施した。過去に実施された調査を基に検討した結果、核燃料サイクル工学研究所内では Pb を含む放射性廃棄物として、Pb ガラス、Pb アクリル、Pb グローブ、金属 Pb（Pb 遮へい材）が発生していることから、それらの廃棄物を用いてデータを取得した。Pb 遮へい材の中で分別可能なものは基本的に除染・分別等を実施した後に、クリアランスによる再利用が考えられる。このため、Pb ガラス、Pb アクリル、Pb グローブ、分別不可な金属 Pb を対象として、環境庁告示 13 号の溶出試験を実施し、有害性を測定した。図 3.1-3、図 3.1-4 にそれぞれ Pb を含む放射性廃棄物の環境庁告示 13 号試験の結果、Pb を含む放射性廃棄物のフロー案を示す。

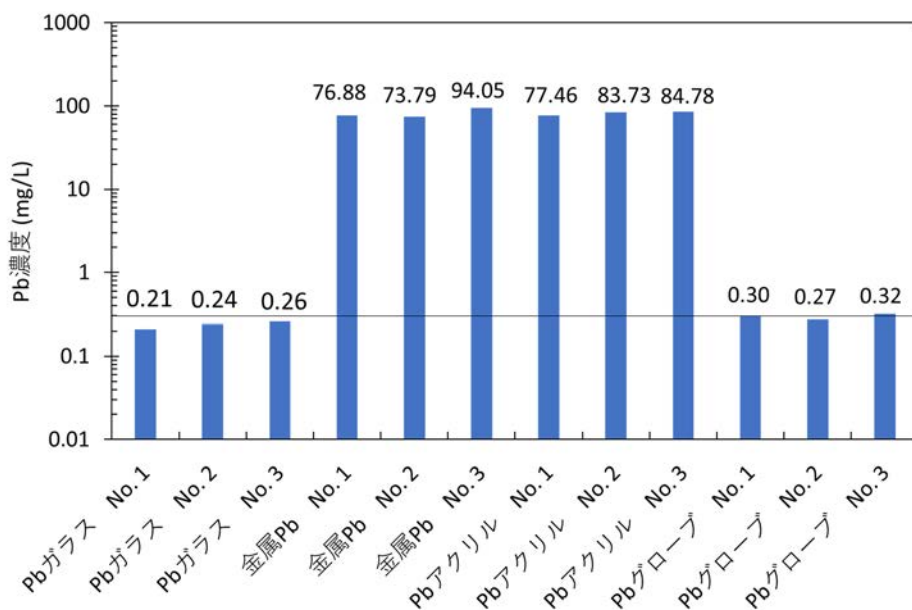


図 3.1-3 Pb を含む放射性廃棄物の環境庁告示 13 号試験の結果

上流			下流		
放射性廃棄物	分別	Pbの有害性	固化・安定化	13号	処分
Pbを含む放射性廃棄物	Pbの分別可				クリアランスや再利用
	Pbの分別不可	基準値以下	不要	不要	廃棄体
		基準値以上	必要	基準値以上	再度、固化・安定化
				基準値以下	廃棄体

図 3.1-4 Pb を含む放射性廃棄物のフロー案

複数の固化処理材料として、これまでに使用されてきた実績のあるポルトランドセメントを標準とし、低いアルカリ性を持つセメント系材料（HFSC：High volume Fly ash Silica fume Cement、CAP：Calcium Aluminate cement modified with sodium poly-Phosphate）などを用いた固化試験及び浸出試験を行い、Pbの保持性能に関するデータ取得を行う。固化処理材料のみにおける固化では Pb の溶出率の低減化が難しいと思われる廃棄物に関して、産業界では更に固化処理材料を添加することによる Pb の希釈が行われているものの、運転コストや二次廃棄物量の増加などの経済性とのバランスを考慮する必要があり、状況に応じて安定化処理技術の開発が必要になると考えられる。

2) 有害物質の固化技術の高度化

令和元年度は、核燃料サイクル工学研究所が保有す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化試験を実施した。

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、複数の固形化材料の適用性検討など固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及び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、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実施した。

(4) 結果の評価

いずれも計画通り遂行した。有害物質を含む放射性廃棄物の固定化技術開発として、Pbを含む放射性廃棄物の廃棄物側（上流）からのアプローチを検討し、Pbを含む放射性廃棄物が持つ課題の整理と固定化処理後のPbの溶出量に関するデータを取得することにより、Pb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。ポルトランドセメントと比べて低いアルカリ性のセメント系材料などを用いた実験も実施できており、有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発における合理的な処理フローの検討に関する研究開発として、十分な成果が得られた。

加えて、原子力機構内廃棄物、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、施設の状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した。

本事業は、核燃料サイクル工学研究所内に保管されているPbガラス、Pbアクリル、Pbグローブ等のPb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み分別が困難な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し分別が難しいと予測される放射性廃棄物にも適用可能な知見であり、さらには非放射性の産業廃棄物の処分に対しても有用な知見が得られていることから、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、溶出試験と固化試験を継続し、廃棄物の有害性と複数の固定化処理材料を用いた場合の溶出率のデータ取得を継続する。また、各種Pb化合物の溶解度の知見から基準を満たす可能性が高い化学形の調査などを行い、安定化処理についての検討を行う。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：2件投稿準備中
- ・福島汚染水処理二次廃棄物に対するセメント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溶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	重金属の固定化に向けたアルミノシリケート硬化体の出発原料となる非晶質 Si-Al 粉末の開発	平成 31 年度日本原子力学会 北関東支部若手研究者発表会 (東海, 2019 年 4 月)
加藤 潤 他	Introduction of research and development regarding treatment technology for TEPCO's Fukushima Daiichi NPS accident waste	4th International Forum on the Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (いわき, 2019 年 8 月)
加藤 潤 他	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(1) 処理に係る課題の検討	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
古川 静枝 他	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(2) 廃棄物固化処理技術抽出のためのアプローチの検討	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
菊地 道生 他	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(3) 低温固化処理材料に関する特性評価研究の概要	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
金田 由久 他	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(4) 低温処理材料の溶解挙動の評価	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
谷口 拓海 他	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(5) 低温処理材料の照射試験	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
平木 義久 他	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(6) シミュレーションによる廃棄物中核種インベントリと廃棄体温度の解析	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
渡部 創 他	Treatment of spent solvent in STRAD project	56th Annual Meeting on Hot Laboratories and Remote Handling (HOTLAB 2019) (Mamallapuram, 2019 年 9 月)

(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)

3.2 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）	令和元年度計画	
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（～平成30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-234 m から放出される1001 keV と766 keV の2本のガンマ線の計数率比からU-238の遮へい効果を評価し、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766 keVではなく、1001 keVの散乱ガンマ線と1001 keV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。

- ・検出器の種類と台数

NaI 検出器 (3×5×16 インチ) を 6 台搭載。

- ・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等に測定できるような間隔で検出器を配置した。図 3.2-1 に測定装置の写真を示す。



図 3.2-1 クリアランス測定装置

クリアランス測定装置の定量性能を均一に充填した模擬廃棄物 (ラシヒリング) で評価した。実用的な測定時間 (60 分以内) で、クリアランスレベル (1 Bq/g 以下) の残留ウランの測定が相対誤差 25%程度で可能であることを実証した。

平成 30 年度までの成果から、令和元年度は実際の複雑な形状の廃棄物を収納したドラム缶中のウラン定量について検討を進めた。様々な形状の金属廃棄物を対象にした、ガンマ線測定による放射能濃度の測定及びクリアランス検認技術について、適用可能な条件を整理した。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試験を実施した。ドラム缶内部で廃棄物が均等に配置される場合と不均等に配置される場合を検討した。

(2) 方法

ドラム缶内部で廃棄物が均等に配置される場合と不均等に配置される場合を検討した。定量の精度が下がるのは、線源をドラム缶の底に置いた線源配置であった。NaI 検出器はドラム缶の高さ全体をカバーできるように配置したが、ドラム缶底の線源から放出されるガンマ線は、ドラム缶の下を検出器が存在しない方向に多く進むためと考えられる。廃棄物が高さ方向に偏在すると定量精度に大きく影響すると考えられる。このため、不均等な配置はドラム缶の高さ方向での密度偏在を中心に評価した。試験で使用した模擬廃棄物を図 3.2-2 に示す。模擬廃棄物の下部を図 3.2-3 に示す。密度偏在を付ける場合は鋼材の隙間に丸棒を入れて密度を高くした。模擬廃棄物が均等な場合と不均等な場合の線源配置を図 3.2-4 と図 3.2-5 に示す。



図 3.2-2 模擬廃棄物



図 3.2-3 模擬廃棄物下部

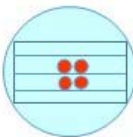
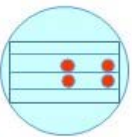
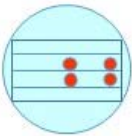
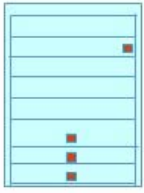
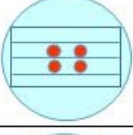
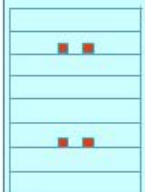
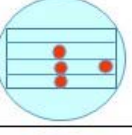
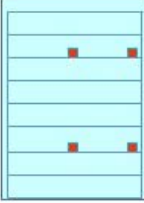
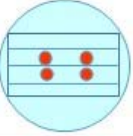
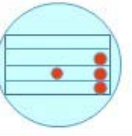
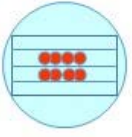
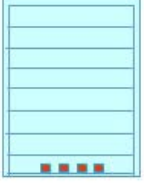
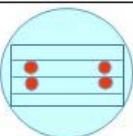
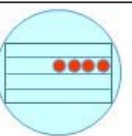
	xy面配置	z軸配置		xy面配置	z軸配置		xy面配置	z軸配置
①			⑤			⑨		
②			⑥					
③			⑦			⑩		
④			⑧					

図 3.2-4 模擬廃棄物が均等な場合の線源配置

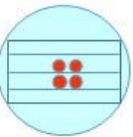
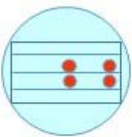
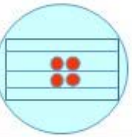
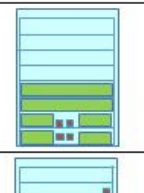
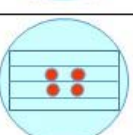
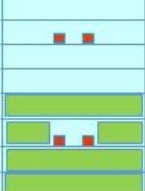
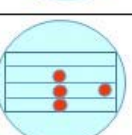
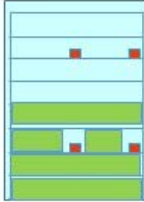
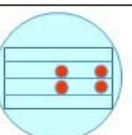
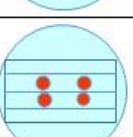
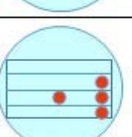
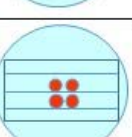
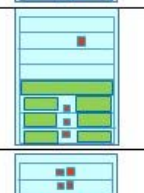
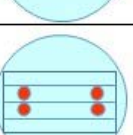
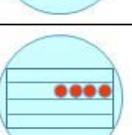
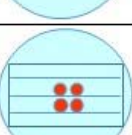
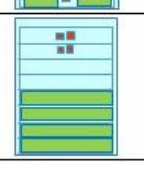
	xy面配置	z軸配置		xy面配置	z軸配置		xy面配置	z軸配置
①			⑤			⑨		
②			⑥			⑩		
③			⑦			⑪		
④			⑧			⑫		

図 3.2-5 模擬廃棄物が不均等な場合の線源配置

(3) 結果

廃棄物密度と定量の相対誤差の試験結果を評価した。鋼材の隙間に丸棒を入れた廃棄物が不均等に配置される場合は、廃棄物の高さ方向の偏在が定量精度に大きく影響していると考えられるため、ドラム缶下側の丸棒が入っている高さまでのかさ密度を計算して評価に使用した。

廃棄物が均等に配置される場合は、相対誤差 30%程度で精度よく定量できた。このとき、か

さ密度は $1 \text{ g/cm}^3 \sim 1.5 \text{ g/cm}^3$ 程度であった。廃棄物が不均等に配置される場合は、相対誤差 30% 程度である廃棄物もあるが、定量誤差が大きくなる廃棄物も発生した。なお、定量の精度が下がるのは、主に線源をドラム缶の底に置いた線源配置であり、それ以外の線源配置では相対誤差が 30% 程度に収まっていた。このとき、丸棒が入っている高さまでのかさ密度は 1.5 g/cm^3 以上であった。これらの測定結果から、相対誤差 30% 程度であるのは、線源が極端に下部に偏らず、かさ密度が 1.5 g/cm^3 以内である場合と考えられる。

(4) 結果の評価

様々な形状の金属廃棄物を対象にしたガンマ線測定による放射能濃度の測定及びクリアランス検認技術について、実証試験により適用可能な条件を整理した。廃棄物の偏在が定量精度に大きく影響した。試験ではドラム缶の高さ方向に密度差を付けた。測定結果から、相対誤差 30% 程度であるのは、線源が極端に下部に偏らず、かさ密度が 1.5 g/cm^3 以内であると考えられる。鋼材がドラム缶の上下で偏らないように、かさ密度 1.5 g/cm^3 以内で収納することで、妥当な精度で定量できると考えられる。

(5) 次年度以降の計画

密度偏在、線源位置の影響が定量精度に与える影響を詳細検討し、適用可能条件を系統的に整理する。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

- ・ 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業 低レベル放射性廃棄物の除染方法の検討報告書（平成 26 年度～平成 29 年度）
- ・ 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）

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, (IF: 1.343), (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）

3.3 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	令和元年度計画
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、フィールド調査、環境影響調査（モニタリング）計画の作成、地質構造の不均質性評価手法の調査及び遠心機の除染技術開発を進める。

3.3.1 人形峠環境研究

(1) 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収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。

(2) 実施項目

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として、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 3.3.1-1）。

- 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、平成

30 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、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を調べるための調査項目や手法に係る調査を行う。

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、フィールド調査を行う。
- ・ 地下水流動解析のインプットパラメータとなる地下水位等を観測するためのモニタリング計画の参考情報として、地下水や地表水のモニタリング項目や手法に係る調査を行う。
- ・ 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を行う。

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を行う。

A5：古環境・古地形変遷のモデル化

- ・ 地形、地質、地質構造及び水理構造の分布を把握するための調査手法の検討とフィールド調査を行う。

(3) 実施状況

平成 30 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を解析し、具体的なデータを取得するための主な課題とフィールド調査範囲の検討を行った。その結果、花崗岩は水理的に不均質であり、花崗岩の水理地質構造区分と、透水性の把握が主な課題であることがわかった。その結果を踏まえて、令和元年度はフィールド調査、環境影響調査（モニタリング）計画の検討並びに地質構造の不均質性評価手法の調査を開始した（図 3.3.1-2）。具体的な各項目の実施状況は、以下のとおり。

1) フィールド調査：A2、A5

地下水の広域流動解析手法の高度化に向け、昨年度の検討結果に基づいて主な課題に対する調査方法と調査範囲を設定し、フィールド調査（地表調査とボーリング調査）を開始した。

2) 環境影響調査（モニタリング）計画の作成：A1、A2

人形峠のような山間地におけるウランなどの放射性元素がどのように地下水や河川水によって運ばれるかを理解する一環として、自然放射性物質を含めて地下水の流動状況の観測方法の検討を行った。この検討においては、環境中での地下水の流動や放射性物質の監視を目的としたウラン廃棄物埋設施設の設計及び管理に必要となる環境影響調査（モニタリング）の方法が参考となることから、その項目に係る調査を行うとともに、フィールド調査で取得した人形峠センター周辺の地質構造分布やボーリング調査で得られた地下水面位置等に関するデータの整理・評価を行った。

3) 地質構造の不均質性評価手法の調査：A2、A5

人形峠地域の起伏に富む地形や水理構造の不均質性を考慮した多面的な調査手法として、広域～サイトスケールの地質分布、地下水流動、侵食速度についての概括的な調査評価技術の検討を開始する。令和元年度は、花崗岩が水理的に不均質になる原因とされる現象（超臨界流体流動、断層運動）を考慮して、地形、地質、地質構造及び水理構造の分布を把握するための調査手法の検討とフィールド調査を実施した。また、ウラン挙動の総合的な評価手法の開発計画の検討を行った。

(4) 実施方法

1) フィールド調査

フィールド調査では、花崗岩の水理地質構造区分と透水性を把握するため、地表調査の範囲と調査手法、令和元年度のボーリング調査仕様について検討を行った。地表調査では、堆積岩及び花崗岩の分布と割れ目の特徴を調べた。ボーリング調査では、花崗岩中の割れ目と充填鉱物の特徴に基づいて、ボーリング岩石コアの観察方法と地質構造の区分方法を検討した。次に、その観察方法と区分方法を用いて、既存のボーリング岩石コアの観察を行い、ボーリング予定地点の地質構造を予測した。さらに、深さ 100 m のボーリング孔を掘削し、採取した花崗岩岩石コアの観察とボーリング孔を用いた原位置透水試験を実施し、予測と結果の比較と課題の検討を行った。

2) 環境影響調査（モニタリング）計画の作成

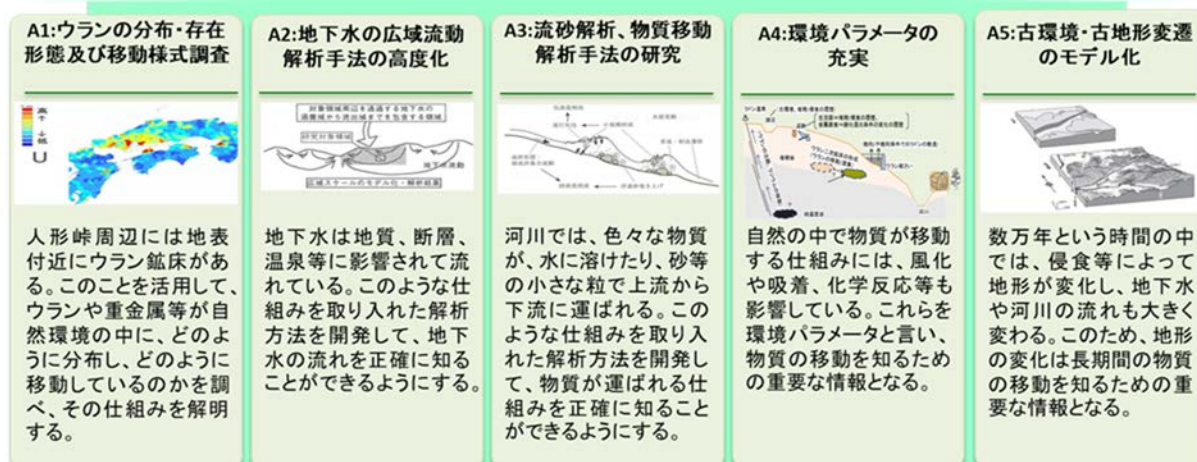
ウラン廃棄物埋設施設の設計及び管理に必要となる環境影響調査（モニタリング）項目については、関係法令及び現在原子力規制委員会への申請手続きを行っている低レベル放射性廃棄物埋設施設の情報の調査を行った。

また、フィールド調査のうち、地表調査で得られる人形峠センター周辺の地質構造分布情報及びボーリング調査で得られる深さ 100 m までの地質構造と地下水面位置等のデータの整理・評価を行った。

3) 地質構造の不均質性評価手法の調査

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。そのため、地質構造の不均質性に起因する誤差について、花崗岩中の割れ目の偏在性や地域性を考慮して、調査・解析を行う領域の設定方法と合わせて検討を行う。さらに、調査・解析の手法については、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、共通する基幹的データの検討を行い、それらを用いた地質分布モデル、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を構築し、各モデルの妥当性が相互に確認できる、多面的かつ総合的な一連の調査解析手法を検討する。令和元年度は地層処分研究開発の最新知見（超臨界流体、熱水及び断層による花崗岩タイプ分類）と、1)で実施するフィールド調査で把握される広域地下水流動の不均質性を踏まえて、水理地質構造区分（試案）の検討を実施した（日本大学との共同研究）。また、ウラン挙動に関する室内試験及び解析を効果的に行うための総合的な調査評価技術の検討を行った（岡山大学との共同研究）。

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 3.3.1-1 環境研究の概要

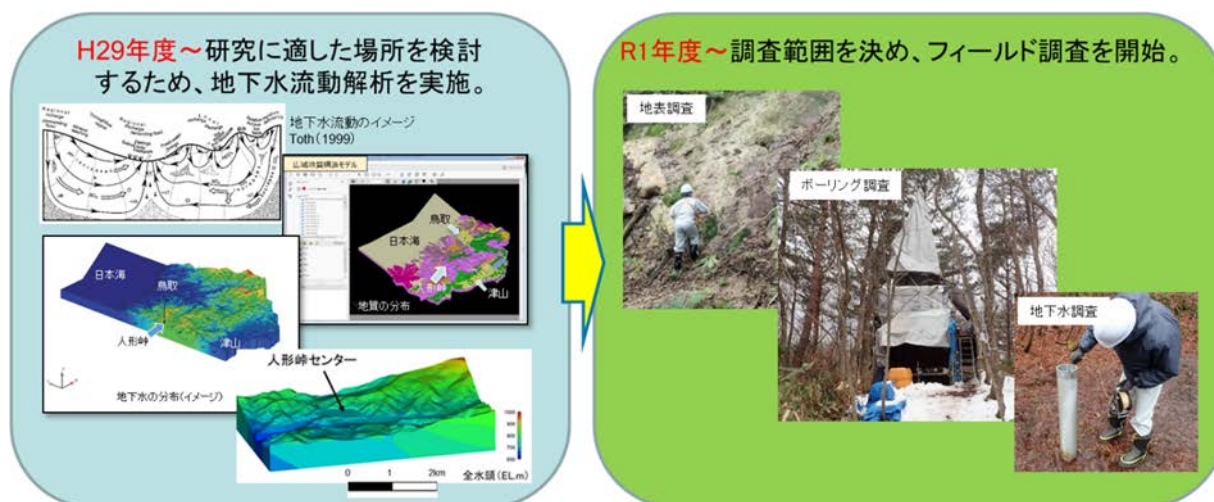


図 3.3.1-2 令和元年度からの展開

(5) 結果

1) フィールド調査

フィールド調査の地表調査の範囲と調査手法(鏡野町吉井川水系苦田ダム上流域の露頭調査、試料採取)と、令和元年度のボーリング調査仕様(人形峠センター内、深さ 100 m 鉛直、1 本、岩石コア観察、検層、水理試験)を決定した。露頭調査では、堆積岩及び花崗岩の分布

と特徴の概要を調べた。堆積岩のうち人形峠層は、その堆積の直前に形成されていた花崗岩のくぼ地に堆積し、一部に基底礫岩が認められた。直下の花崗岩には安山岩質の貫入岩が認められ、花崗岩の一部は赤色あるいは白色の変質が認められた。また、花崗岩の一部に風化帯が認められた（図 3.3.1-3）。ボーリング調査は、風化帯が認められ、比較的割れ目の少ない花崗岩を対象に行った。ボーリング岩石コアの観察方法と地質構造の区分方法（試案：表 3.3.1-1）を検討し、それらの方法を用いて事前に既存ボーリング岩石コアの観察を行い、ボーリング調査予定地点を決めるとともに、岩石コアの観察結果を踏まえて、予定地点の主な水みち（透水構造）が分布する深度（深度約 90 m 付近）を予測した。深さ 100 m のボーリング孔を掘削し、採取した花崗岩岩石コアの観察（図 3.3.1-4）と、ボーリング孔を用いた高精度ボアホールテレビによる観察、低い透水性の花崗岩岩盤を適切な精度で測定できる原位置透水試験（図 3.3.1-5）を実施して、予測と結果の比較を行った。ボーリング調査の結果、地表から深度約 40 m までと、深度約 90 m～100 m に割れ目の偏在が認められ、花崗岩の透水試験の結果（表 3.3.1-2）、割れ目が多い（偏在する）部分（透水係数： 1×10^{-8} m/s 程度）と、少ない部分（同： 1×10^{-10} m/s 程度）とで顕著な違いが認められた。地表から深度 80 m までの花崗岩は透水性が比較的低く、風化や応力開放による高透水化は認められないことがわかった。ボーリング調査により鉛直方向の水理地質構造の分布は把握できることが確認された。また、水平方向の水理地質構造の分布については、既存ボーリング孔との間の 40 m 程度の連続性が確認された。

2) 環境影響調査（モニタリング）計画の作成

地下水の流動状況や環境中の放射性物質の監視を目的とした環境影響調査（モニタリング）は、現行法令では第二種埋設規則 第 2 条第 1 項第 2 号、第二種埋設施設基準規則 第 11 条（放射線管理施設）及び第 13 条（地下水の水位等の監視設備）に規定されているが、現在関連する規則類の改正が進められており、次の項目を監視測定することが要求される見通しである。

- 一 廃棄物埋設地から漏えいする放射性物質の濃度及び線量
- 二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量
- 三 地下水の水位その他の廃棄物埋設地及びその周囲の状況

これらの項目では、地下水の他、空間線量率や空気中の放射性物質濃度の監視も含まれる。地下水に関しては、一般的に地下水位及び地下水中の放射性物質濃度が監視対象となる。地下水の観測孔は、許認可申請の際には物質移動に対して支配的に機能する自由地下水面の分布と施設の位置を基に配置を設置している事例が多いが、山間地や亀裂状媒体の地域である場合、水平方向の流れだけでなく深部からの流入や深部への流出の様な鉛直方向の流れも想定する必要がある。大局的な地下水の流れの中で具体的な地下水バランスと施設の位置を考慮することが重要となる。その中で土地や水の利用状況及び産業活動を踏まえて施設の設置位置を設定する。モニタリング孔は、基準規則の解釈で要求されているように、施設の上流側、下流側及び敷地境界に至る地下水の流動状況を把握して平面的な配置を想定するとともに、物質移動に支配的な鉛直方向の流れが想定される場合には立体的な配置も考慮する必要がある。モニタリング時期は、渇水期や豊水期に観測できることが重要であるが、事業許可

申請の事例を参考とすると、月ごとの測定が適切である。施設の建設、運転及び廃止措置終了までの期間のそれぞれに求められる監視目的とともに、施設の影響を評価する際の基準となるベースラインモニタリングの期間も考慮することが求められる。これらのことをモニタリング計画に考慮することが重要であることがわかった。

3) 地質構造の不均質性評価手法の調査

令和元年度は、起伏に富む地形と花崗岩の透水構造の不均質性を考慮して、地形、地質、地質構造及び水理構造の分布を把握するための文献調査、既存データの解析と、上述したフィールド調査の結果を踏まえた解析を行った。文献調査と既存データの解析の結果、人形峠地域では、花崗岩の水みちの偏在と地形の影響が大きいことがわかっている。

平成 30 年度の調査結果の解析を行った結果、地下水流動解析の信頼性を保証するためには、浅地中の水理地質構造（帯水層）の分布の把握と、品質が保証された透水データの取得が特に重要なことがわかった。水理地質構造の分布については、フィールド調査により把握された地質構造区分と、適切な品質を確認した透水性データを用いて、人形峠センター付近の水理地質構造を推定し、概念モデル（案）を構築した（図 3.3.1-6）。また、人形峠センター付近では、花崗岩の割れ目の特徴と、岩盤の透水性並びに地形（斜面勾配）との間に関係が認められた。比較的割れ目が少ない花崗岩は、相対的に透水性が低い低透水層を形成するとともに、河川縦断系の侵食前線に相当する急勾配部分に相当する深度に分布することがわかった。このように、花崗岩の水理学的及び力学的特徴と地形との関係を合理的に説明する、概括的な調査手法が適用できる見込みを得た。

ウラン挙動に関する室内試験及び解析を効果的に行うための総合的な調査評価技術については、地下水とウラン挙動に関する国内外の文献を調べ、情報を整理した。その結果、花崗岩中の割れ目の一部にウラン鉱化部が認められ、それらはウランの移行や濃集に関与したことが確認された。また、堆積岩（人形峠層）中のウラン鉱化部の直下には、変質した（多くは熱水による変質と考えられる）比較的割れ目が多い花崗岩が連続的に分布し、それらはウランの主な移行経路であった可能性がある。比較的割れ目が多い花崗岩が分布する浅地層中の水位分布は、比較的ばらつきが大きく、部分的に動水勾配が高い可能性がある。

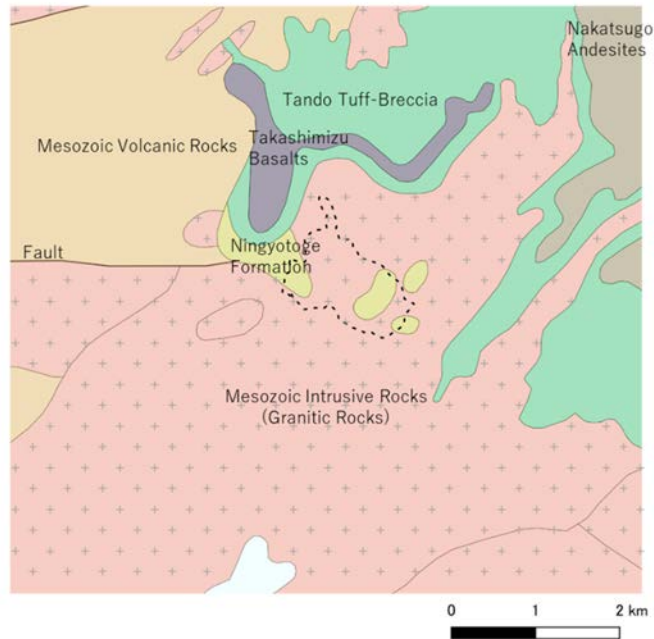


図 3.3.1-3 人形峠地域の地質図

表 3.3.1-1 花崗岩の透水構造区分（試案）

Type	Permeability (m/s)	Feature	Distribution
Sealing type	1×10^{-10}	Quartz&K-feldspar Fillings	Deep, Horizontal Continuously
Chlorite type	1×10^{-5}	Vertical Angle Fracture with Chlorite & Quartz Fillings	Deep, Linear Intermittently
Sericite type	1×10^{-5}	Fracture Network with Sericite Fillings	Continuously
Clay type	1×10^{-9}	Fault with Smectite Fillings	Vertical Continuously
Weathered type	1×10^{-3}	Missing of Pyrite	Shallow Continuously



図 3.3.1-4 ボーリング調査で観察された割れ目

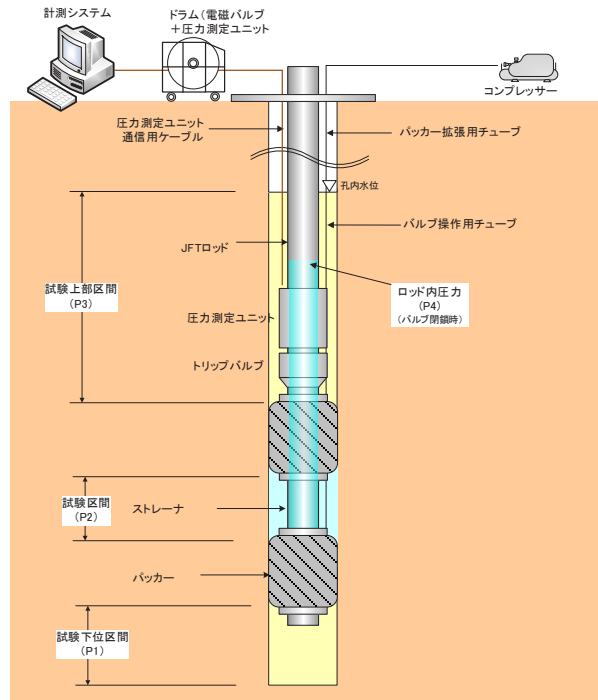


図 3.3.1-5 原位置透水試験に用いた水理試験装置の概念図

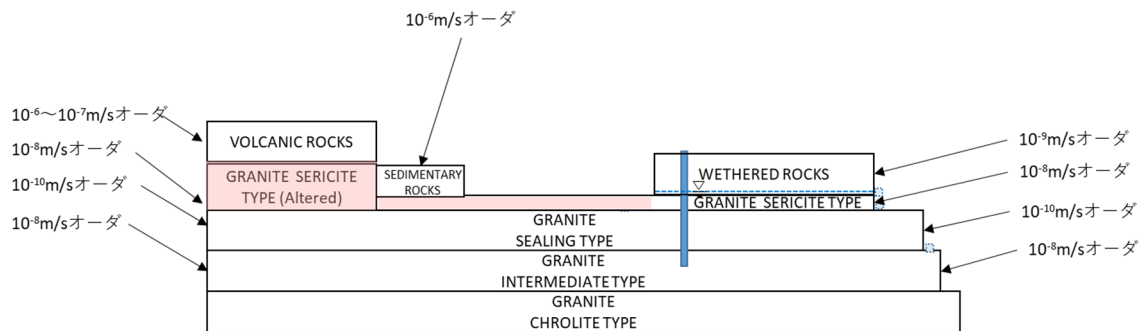


図 3.3.1-6 ボーリング調査結果に基づく水理地質構造の概念モデル（案）

表 3.3.1-2 原位置透水試験の結果（試験区間ごとの水理定数と解析方法）

区間深度	透水試験名	透水量係数 (m^2/sec)	透水係数 (m/sec)	貯留係数 (-)	非貯留係数 ($1/\text{m}$)	解析方法
GL-39.10 ～75.55m	SWS	4.67E-09	1.28E-10	7.01E-04	1.92E-05	Agarwal
GL-76.40m ～105.00m	SW	3.43E-07	1.20E-08	1.18E-05	4.14E-07	Cooper

(6) 結果の評価

今年度から実施しているフィールド調査、環境影響調査（モニタリング）計画作成及び地質構造の不均質性評価手法の調査は、環境研究で実施する地下水流動解析手法の高度化等に反映され、ウラン廃棄物の処分において重要である浅地中の環境状態の理解やそのような場で物質移行を解析するために必要となるパラメータ類の整備、解析評価、処分関連施設の安全かつ合理的な設計を行う上で必要不可欠なものである。特に、物質移行を支配する地下水流動の解析の信頼性を保証するためには、人形峠周辺での地質構造分布、花崗岩の透水係数分布などを評価可能な手法を確立することが最重要である。

令和元年度は、人形峠センター付近の地質構造分布と花崗岩の透水係数分布のフィールド調査を行い、原位置の地質構造データと透水係数データを取得した。これにより、各調査手法の適用性を確認するとともに、調査解析と評価を適切に行うための地域の選定方法や、透水係数分布の調査評価方法の事例を具体的に示すことで、人形峠センターにおいてそのような地域の選定と、透水性の調査評価が可能な見込みを得た。

(7) 次年度以降の計画

環境研究に関しては、令和元年度に開始したフィールド調査及び地質構造の不均質性評価手法の検討を継続するとともに、地下水とウランの挙動に関するデータベース整備、評価技術高度化を実施する。また、既存情報の整理と地下水の調査を継続するとともに、岩石の分析を行い、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。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開始する。

(8) 成果

1) 投稿論文

査読無論文

- ・ Sato K. et al., Environmental research on uranium at the Ningyo-toge Environmental Engineering Center, JAEA, Proceedings of the 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE27), Tsukuba, Japan, 2019, Paper ICONE27-1498, 6p., in CD-ROM.

2) 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
鈴木 知史 他	XRD 解析と DFT 計算による人形石の結晶構造解析	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
C. Suzuki, et al.	Evaluation on the crystal structure of ningyoite using XRD analysis and DFT calculation	Supercomputing in Nuclear Applications + Monte Carlo 2020 (千葉, 2020 年 5 月発表予定)
野原 壮 他	高温高压条件下で高透水化した花崗岩の特徴と水理構造モデル構築に向けた研究	日本地下水学会 2019 年秋季講演会 (松江, 2019 年 10 月)

(人形峠環境技術センター 環境研究課 野原 壮、佐藤 和彦)

3.3.2 ウラン廃棄物工学研究

(1) 概要

人形峠センターでは、保管中のウラン廃棄物や施設解体から発生するウラン廃棄物を安全に処理・処分する方法を確立し、ウラン廃棄物の発生量をできるだけ少なくして、保有する施設の廃止措置を着実に進めるため、図 3.3.2-1 に示すウラン廃棄物工学研究を継続した。令和元年度は、B1：インベントリー調査技術、B2：金属・コンクリート等の除染技術及び B3：廃棄物中の有害物質除去・固定化技術の開発を実施した。このうち、金属・コンクリート等の除染技術開発については、遠心分離機を対象とした除染技術開発を実施した。

主な研究開発テーマは、ウラン廃棄物を安全で合理的に処分するために必要な処理技術の確立である。



図 3.3.2-1 ウラン廃棄物工学研究の概要

(2) 方法

1) インベントリー調査技術の開発：B1

a) 機械学習法を用いた核種組成分類

機械学習法を用いた核種組成分類について適用性や効果に関する評価を行った。

b) 廃棄物の測定・分析

人形峠センターの主要な廃棄物である澱物類の核種分析、化学分析を実施した。また、人形峠センターで受け入れたウランの核種組成について、再検討を行った。これらの結果から、暫定重要核種の再評価を行った。

2) 金属・コンクリート等の除染技術の開発（遠心分離機の除染技術開発）：B2

a) 実用的遠心機処理システム構成手法の検討

実用的遠心分離機処理システム構成手法を検討するために必要な情報の整理及び構成手法の概念について取りまとめる。

b) 基礎情報収集試験

従前の基礎研究では、大気曝露により、表面に腐食層が生成された試験片を使用していたが、実用性の観点から、原型プラント及び六ヶ所ウラン濃縮プラントの使用済み遠心分離機の表面状態に近い、不活性ガス中で採取した試験片を用いて、機能水を使った浸漬除染+超音波除染の除染特性を把握する。

c) アルミニウム部品除染試験

従前の基礎研究では、遠心分離機部品のうち、相対的に物量が多い、炭素鋼に着目した技術開発を実施してきたが、実用性の観点から、機能水に対する溶解特性等が異なると予測される、アルミニウム部品に拡張し、機能水を使った浸漬除染+超音波除染の除染特性を把握する。

d) 時効処理部品除染試験

従前の基礎研究では、遠心分離機部品のうち、相対的に物量が多い、炭素鋼に着目した技術開発を実施してきたが、実用性の観点から、機能水に対する除染メカニズムが異なることが予測される、時効処理部品に拡張し、機能水を使った浸漬除染+超音波除染の除染特性を把握する。

3) 廃棄物中の有害物質除去・固定化技術の開発

澱物類に使用可能な汎用の有害物質除去・固定化技術を調査した。

(3) 結果

1) インベントリー調査技術の開発：B1

a) 機械学習による核種組成分類

① 目的

人形峠センターでは、天然ウラン、回収ウラン及び核原料（放射平衡状態にある天然ウラン）などを取り扱っており、異なる組成のウランに汚染された廃棄物が発生する。これらを適切に処理・クリアランス（CL）・処分するためには、ウラン廃棄物の核種組成など（物量及びウラン量他）を把握・分類する必要がある。

② 課題

i 制度からの要求事項

ウランを含む廃棄物の処分制度化の流れを考慮すると、①クリアランス（金属）対象である「精製ウランに汚染された廃棄物」、②クリアランス（金属）対象外である「有意な量の Ra を含んでいる未精製ウランに汚染された廃棄物」と③処分の制度化が遅れると見込まれる「核原料に汚染された廃棄物」は、分別する必要がある。

ii 人形峠センターのウラン系廃棄物の状況

人形峠センターの操業廃棄物は、廃棄物発生時に取り扱ったウランの核種組成に応じて廃棄物を核燃料（天然ウラン、回収ウラン）、核原料（天然ウラン）に分けて管理している。人形峠センターの製錬転換施設においてはイエローケーキ溶解液から微粒粉を取り除く「ろ過助剤」に有意な量の Ra を確認している。様々な核種組成、濃度の連続的な変化や核種組成のクロスコンタミネーションが予想される。

iii 核種組成を分類しないで処理したときの問題点

核種組成を分類しないで除染等の処理を行うと、クロスコンタミネーションによりクリアランスできない廃棄物や処分時期が遅れる廃棄物が発生する可能性がある。また、核種組成を安全側に設定すると、余分な除染をしなければならず処理コストが増大する。

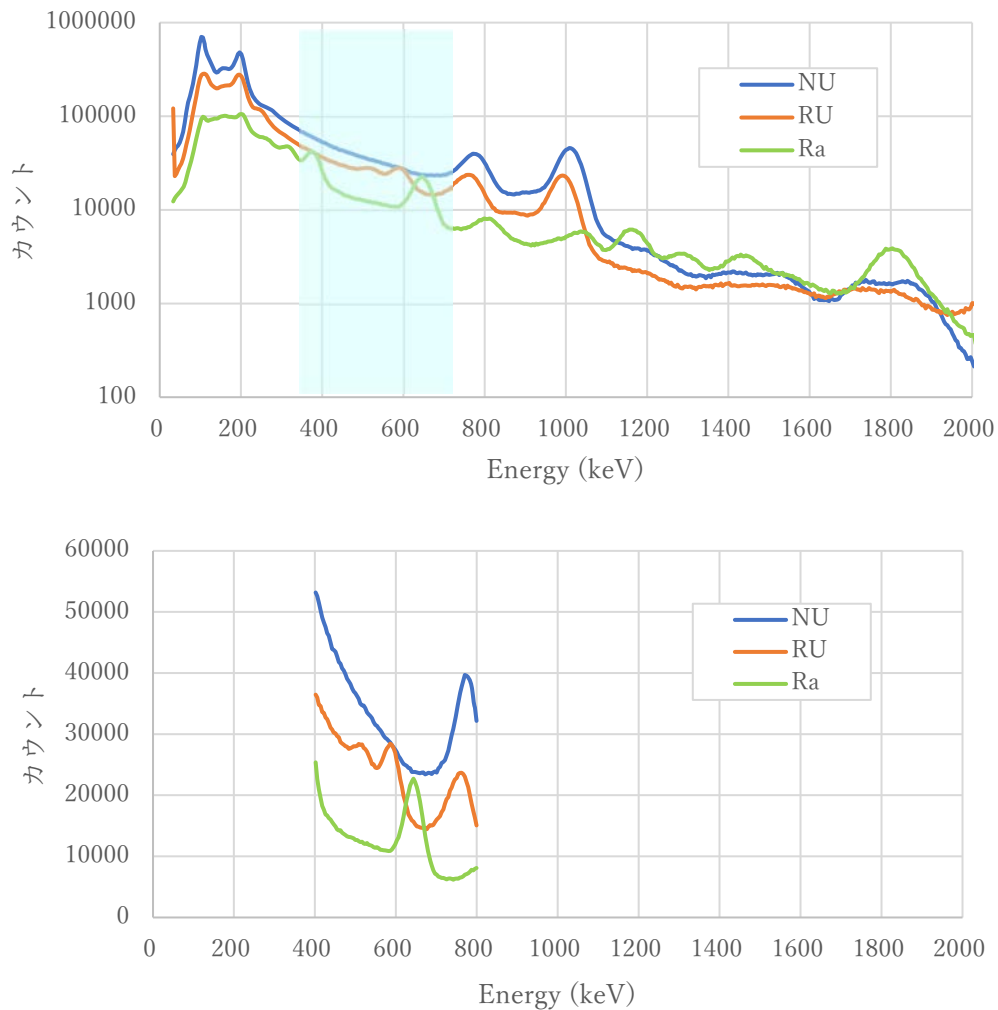
iv 核種組成の分類及に対する課題

核種組成の分類方法としては、廃棄物ドラム缶毎にサンプルを採取して放射能分析を行うことが考えられるが、人形峠センターには 1 万本以上のドラム缶があり、膨大な労力を要する。ただし、人形峠センターではウラン量測定のため、廃棄物ドラム缶 1 万本以上（総数の 90%以上）を NaI 検出器により非破壊測定済みであり、既知の低解像度 γ 線スペクトルデータを核種組成の分類に活用することが考えられる。分類には測定したすべてのデータの評価を行い分類結果が揃っているサポートベクターマシン（SVM）を使用した、適用性や効果に関する検討が必要である。

③ 課題解決方法の検討

i 核種組成区分分類手法の適用性検討

ドラム缶のスペクトルデータの SVM 分類の適用性は運転履歴から付けた核種組成区分のラベルと比較して判断した。詳細な評価を行うため、 γ 線スペクトルで直接評価した。NU、RU、Ra の γ 線スペクトルを図 3.3.2-2 に示す。400～800 keV のピークを確認することで SVM を使った NU、RU、Ra 分類の適用性の評価を行った。

図 3.3.2-2 NU、RU、Ra の γ 線スペクトル

④ 機械学習法の適用性

i サンプル採取

廃棄物ドラム缶のスペクトルデータは 1 万件以上ある。母集団を 10,000 として、信頼係数 95% で必要なサンプル数は 96 であるため、SVM で分類された NU、RU、Ra から 100 サンプル程度採取して 400～800 keV のピークの確認を行った。

ii SVM 分類の正解率

スペクトルの調査は、ドラム缶内容物の条件をそろえて実施した。内容物の種類がスペクトルへ影響する可能性を防止した。1 種類の内容物では 100 程度のサンプルが得られない場合は 2 種類の内容物からサンプル採取を行った。

SVM で NU と分類されたスペクトルを調査した。澱物を入れたドラム缶から 100 サンプルを採取してピークを確認すると正解率は 98% であった。図 3.3.2-3 に示すように RU のピークを含むスペクトルがあった。誤分類されたドラム缶内のウラン量は 3,168 g、1,545 g であり、スペクトルは明確に判断できる。

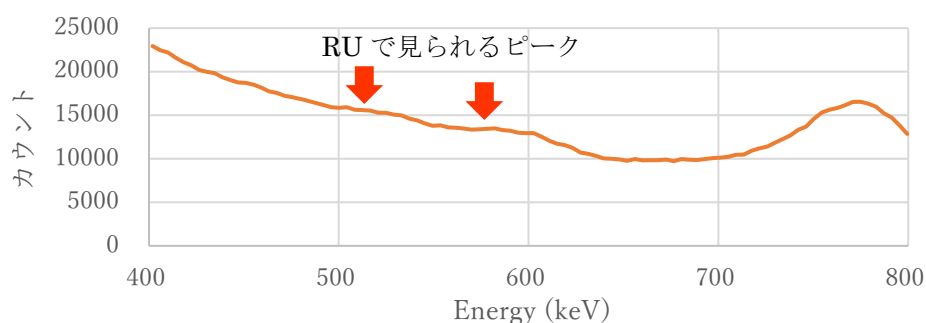


図 3.3.2-3 SVM で NU と分類されたスペクトル

SVM で RU と分類されたスペクトルを調査した。焼却灰を入れたドラム缶から 92 サンプル、澱物を入れたドラム缶から 44 サンプルの合計 136 サンプルを採取してピークを確認すると正解率は 88%であった。ピークが小さい場合に、SVM は NU のピークを含むスペクトルが RU と誤分類している。また、SVM で Ra と分類されたスペクトルを調査した。焼却灰を入れたドラム缶から 67 サンプル、濾過残渣を入れたドラム缶から 44 サンプルの合計 111 サンプルを採取してピークを確認すると正解率は 99%であった。ピークが小さい場合に、SVM は RU のピークを含むスペクトルを Ra と誤分類している。

⑤ 効果

核種組成の詳細な評価にはピークの確認が必要であるが、SVM を使うことで、スペクトルがどのような核種に由来するかの事前情報が得られる。SVM を使った分類の正解率は高いものの、誤分類も発生しているが、事前情報がある場合には、その後の作業の大幅な効率化につながる。

原子力機構以外の施設でも核種組成を評価する作業の効率的な実施が期待できることから、他の原子力事業者への波及効果が見込まれる。

b) 廃棄物の測定・分析

① 化学分析

中和澱物（廃水处理により生じたスラッジのこと）の構成元素を特定するため、ICP-MS 等を用いた分析を行った。

② 核種分析

中和澱物に含まれる Ra-226 の測定を実施した。

③ 核種組成の再検討・重要核種の再評価

回収ウランおよび、核原料を粗精製したウランについて、それぞれのウランに含まれる FP・TRU、Ra などを過去の分析値をもとに見直した。これをもとに、安全評価における線量の寄与が大きい核種（重要核種）の再計算を行った。

2) 金属・コンクリート等の除染技術の開発（遠心分離機の除染技術開発）

a) 実用的遠心分離機処理システム構成手法の検討

図 3.3.2-4 に示した「実用的遠心分離機処理システム構成手法の概念」を取りまとめ、図に示した要素のうち、クリアランス運用（クリアランスのための除染及び再利用）に係る工程の詳細化とコスト評価を、パイロットプラント遠心分離機処理の実績データを使って実施した。

b) 基礎情報収集試験

令和 2 年 1 月から試験を開始する。

c) アルミニウム部品除染試験

令和 2 年 1 月から試験を開始する。

d) 時効処理部品除染試験

令和 2 年 1 月から試験を開始する。

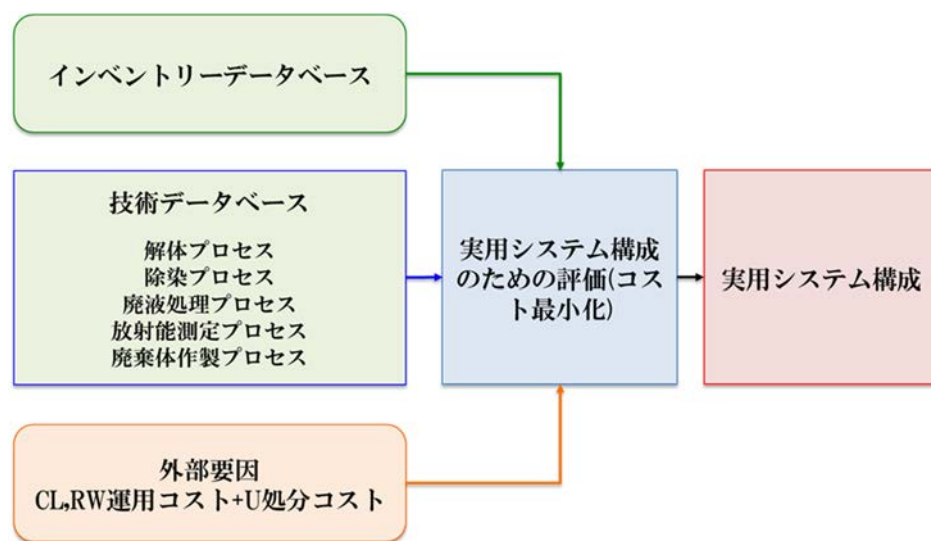


図 3.3.2-4 実用的遠心分離機処理システム構成手法の概念

3) 廃棄物中の有害物質除去・固定化技術の開発

澱物類に使用可能な汎用の有害物質除去・固定化技術の調査を開始した。

(4) 結果の評価

1) インベントリー調査技術の開発：B1

a) 機械学習による核種組成分類

- ① SVM で分類された NU、RU、Ra から 100 サンプル程度（信頼係数 95%）採取してピークを直接確認したところ分類の正解率は 88～99%であり SVM を使った NU、RU、Ra 分類の適用性は高いと考えられる。
- ② スペクトルのピークが小さい場合に、SVM では誤分類が発生している。
- ③ スペクトルが明確に判断できるスペクトルで誤分類される場合も発生している。SVM で NU と分類されたスペクトルに RU のピークが含まれていたものである。NU と分類されても 400～800 keV に RU 等のピークが含まれていないことを確認することが必要である。事前に NU 等の情報があるため、それから外れた核種組成かどうかを判定する

ことは比較的容易と考えられる。

b) 廃棄物の測定・分析

- ① 中和澱物は履歴より CaSO_4 , CaF_2 である。測定結果は、概ねこの履歴と整合しており、組成が大きくかけ離れたものはないことが確認できた。
- ② 中和澱物中の Ra の値は概ね一定であった。
- ③ 重要核種を再計算したところ、従前に比べて数が減少した。推定であった値を分析値に置き換えたためである。

2) 金属・コンクリート等の除染技術の開発（遠心分離機の除染技術開発）：B2

本研究の目標である「実用的遠心分離機処理システムの確立」に向けて、実用的システムを定義することにより、解決すべき技術課題を明確にすることができた。

また、ここで設定した技術課題解決のための技術開発計画を取りまとめると共に、技術開発に供する試験片（テストピース）の準備を実施した。これにより、本年度から実施する日本原燃（株）との5カ年の共同研究の準備をすべて整えることができた。

3) 廃棄物中の有害物質除去・固定化技術の開発：B3

文献などにより、有害物質除去に有効な技術の調査を開始した。

(5) 次年度以降の計画

1) インベントリー調査技術の開発：B1

今後、有害物質の処理方法の検討、重要核種の見直し検討に反映するため、人形峠センターで発生する放射性廃棄物の測定・分析を継続する。さらに、重要核種見直し検討については、廃棄体の総数などと共に再整理を行う計画である。

2) 金属・コンクリート等の除染技術の開発（遠心分離機の除染技術開発）：B2

平成27年度から平成30年度に実施した共同研究の成果を活用し、機能水除染手法の実用性を確認するための研究開発を中心に、遠心分離機処理の実用システム構成に必要な、以下の3項目について実施する。

- 機能水除染技術の確立
 - ・機能水除染の性能評価
 - ・廃液処理
- 乾式除染技術の性能評価・実証
 - ・乾式除染技術
 - ・フォーム除染技術
- 遠心分離機処理の実用システムの検討

このうち、遠心分離機処理の実用システムの検討では、従前の共同研究等で不足していた「遠心分離機処理をすることで発生するクリアランス、放射性廃棄物及びウランの扱いに係

る運用コストを含めた最適化」の視点を考慮することで、より実用性の高い遠心分離機処理方法について検討を行う。このためには、以下の項目の検討等を実施する。

- a) 遠心分離機処理対象遠心分離機（DOP-2 及び RE）のインベントリー情報の整理（インベントリーの定義と調査）を実施する。
- b) 解体、除染、測定、廃棄物処理等の遠心分離機処理を構成する主要工程に適用可能な技術を体系的に整理する。
- c) クリアランス制度の運用実績と課題、ウラン廃棄物処分制度の整備状況と課題を整理し、運用上の課題を整理する。
- d) 人形峠センターのパイロットプラント遠心分離機（PP 遠心分離機）処理の実績を整理し、コスト分析を行うことで、遠心分離機処理の実用システム構成手法の検討・取りまとめの基礎情報として整備する。
- e) 海外の濃縮事業者を対象として、遠心分離機処理手法の調査・分析を行うことで、実用システム構成手法の検討・取りまとめの基礎情報として整備する。

- 3) 廃棄物中の有害物質除去・固定化技術の開発：B3
文献調査等を継続する。

(6) 成果

1) 報告書

原子力機構 成果普及情報誌

・原子力機構の研究開発成果 2019-20 P.75

受託研究、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 -令和元年度-

2) 特許出願

出願番号	出願日	発明の名称
特願 2019-147452	2019/8/9	汚染金属の除染方法及び除染装置

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
中山 卓也 他	Study on Decontamination of Steel Surface Contaminated with Uranium Hexafluoride by Acidic Electrolytic Water	International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2019) (Juan - Les - Pins, France, 2019 年 5 月)

4) 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
中山 卓也、野村 光生、 美田 豊、矢板 由美、 米川 仁	創意工夫功労賞	機能水を用いた金属廃棄物湿式除染技術の考案

(人形峠環境技術センター 環境研究課 野原 壮)

(人形峠環境技術センター 計画管理室 杉杖 典岳)

(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
綱嶋 康倫、野村 光生、安藤 詞音)

(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
田中 祥雄、横山 薫)

3.4 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）	令和元年度計画	
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り扱い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、蓄積されていると予想される。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。令和元年12月時における体制では、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主に試験作業及び分析作業から発生するものに分類される。このうち、試験作業から発生する廃液は比較的単純な組成を有する。これまでに試験廃液及び分析から発生する水溶液系廃液の処理技術開発に着手しており、乳酸含有廃液、アンモニウムイオン含有廃

液、廃溶媒の処理に関する技術を開発すると共に、汎用性のある技術として廃液濃縮及び固化技術の開発にも着手している。下記に各技術開発の背景及び概要を記す。

1) 乳酸含有廃液

PUREX 法の改良として、Pu の還元逆抽出工程における錯形成剤として利用された水溶液を対象とした。乳酸は還元性を有し、硝酸との混合により水素ガスを発生する恐れがあるため、適切な処理が求められる。本研究では他の反応性試薬の処理への展開も考慮し、フェントトン法による酸化分解による処理を検討した。

2) アンモニウムイオン含有廃液

分析にはアンモニウム塩もしくはアンモニウムイオン源となり得る試薬が、Pu の価数調整やマスキング等を目的に添加されることが多く、CPF で保管する分析廃液の 9 割以上にアンモニウムイオンが含まれ、硝酸と共存している。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、分析廃液の処理の第一ステップとしてアンモニウムイオンの処理の検討を行った。本研究では、触媒とオゾン酸化を組み合わせ、液体として取り扱える温度、常圧でのアンモニウムイオンの分解を目指した。

3) 廃溶媒

CPF ではセル内にて遠心抽出器を用いた溶媒抽出の試験を実施してきており、それに伴い使用済の溶媒が発生している。通常試験後には溶媒に装荷された放射性物質は逆抽出され、廃溶媒中には残留していない。しかし、溶媒の劣化物に起因して逆抽出が十分に行えず、放射性物質を装荷したまま保管されてきた溶媒も存在する。劣化溶媒からの放射性物質の回収は、廃溶媒の安全な保管や廃棄に際して必要不可欠である。本研究では、廃溶媒から放射性物質を除去するため、アルカリ洗浄による回収プロセス、及び吸着除去のための吸着材の開発を行った。

4) 廃液濃縮

多様な試薬を含む分析廃液の処理に当たり、上記の通りアンモニウムイオンの分解除去を検討しているが、より効率的に処理を進めるため、前処理として廃液の濃縮を検討している。当該廃液中には加熱によって反応性を増す試薬も含まれているため、低温にて濃縮する技術が必要となる。本研究では、逆浸透膜を用いた濃縮の適用性について検討を行った。

5) 廃液固化

廃液に含まれる安全性を危惧すべき化学種を除去した後、残りの液体にはまだ複数の化学種が含まれている可能性がある。これらの液体は安全性の観点から混触は避けるべきであり、保管廃棄に当たっては化学的・物理的に安定な形態とするのが望ましい。本研究では、水相系廃液のセメント固化、有機相廃液への固化剤の添加による安定化について調査を行った。

(2) 各技術開発の成果

1) 乳酸含有廃液

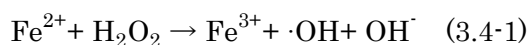
a) 目標

過去の使用履歴から、2 mol/L の乳酸を 4 mol/L 硝酸中に添加したものが利用されてお

り、使用後に Pu と沈殿を形成したとの報告がある。利用された条件下にて乳酸が 2 量体またはポリマーを形成し、それが沈殿形成につながったと考えられる。未処理のまま他の廃液と混合されることで同様の沈殿を貯槽で形成するおそれがあり、乳酸に限らず錯形成能力を有する化学物質は一時保管または廃棄に先立って除去する必要があると言える。ここでは 4 mol/L 硝酸中の乳酸をフェントン法にて分解する適用性について調査し、実液を用いてその性能を実証することを目標とした。

b) 試験方法

フェントン法では下記の反応によって OH ラジカルが生成する。この OH ラジカルの強い酸化力によって乳酸の分解が進行すると考えられる。Fe³⁺は H₂O₂ によって還元されて Fe²⁺となるため、Fe イオンは触媒として振る舞う。



本試験では、4 mol/L 硝酸中に乳酸を 2 mol/L となるよう溶解させたものを対象溶液とし、硝酸鉄水溶液と過酸化水素水溶液を添加することで反応を進行させた。対象液に 0.5 mol/L 硝酸鉄水溶液を加え、そこに 3.3 mol/L の過酸化水素水を徐々に添加した。溶液温度、硝酸鉄及び過酸化水素添加量をパラメータとして、分解挙動について調査を行い、最適な分解条件を選定した。

分解生成物を調査するため、10 mL の対象液と 10 mL の 0.5 mol/L 硫酸鉄水溶液、10 mL の 3.3 mol/L 過酸化水素水をガス捕集バッグに封入し、313 K にて数時間バッグの膨らみがなくなるまで保温した。バッグ中のガスをサンプリングし、ガスクロマトグラフィー等で分析した。また、残留液体中の化合物についてイオンクロマトグラフィー等を用いて分析した。

また、上記で選定した操作条件を用いて、CPF のホットセル内に保管されていた実廃液の処理を行った。実廃液中に含まれる乳酸及び硝酸濃度は、分析の結果それぞれ 5×10^{-3} mol/L、4.1 mol/L であった。ここで乳酸は硝酸によって酸化されてその大部分がピルビン酸になっているものと推定される。また廃液中に含まれている主な核種の分析結果は、¹³⁷Cs: 1×10^3 Bq/mL、²³⁹Pu + ²⁴⁰Pu: 2×10^4 Bq/mL、²³⁹Pu + ²⁴¹Am: 1×10^5 Bq/mL であった。

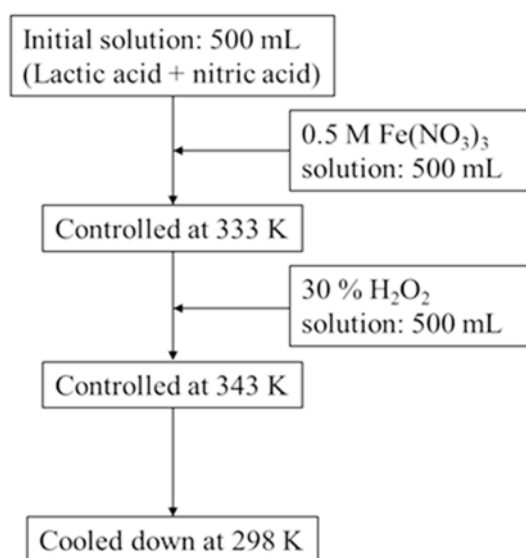
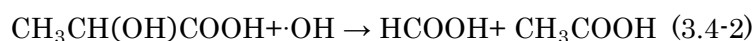


図 3.4-1 乳酸の分解フロー

c) 結果及び考察

H₂O₂ 水溶液の添加と共に気泡が発生し、温度の上昇も確認された。H₂O₂ 水溶液の添加量や温度と共に乳酸の分解率が向上すること、外観上の変化が乳酸の分解と関連があることを確認した。また、水溶液中に含まれる乳酸を分解するために必要な条件を算出することが出来た。ホットセル内での遠隔での操作を踏まえ、適切と考えられた分解フローを図 3.4-1 に示す。

乳酸の分解によって生成する物質は、主に酢酸と CO₂ ガスであり、H₂ ガスの発生は認められなかった。これらの結果により、フェントン法による乳酸の分解については、下記の反応が支配的であると考えられた。



ホットセル内での乳酸分解作業の様子を図 3.4-2 に示す。温度を計測しながら、設定値を超えないよう添加量を調節しながら H₂O₂ 水溶液を加えた。溶液の添加と共に気泡が発生し、溶液を過剰量加えても気泡が発生しないことを確認して反応の終了と判断した。1 日に 1-3 バッチの作業を実施し、32 日間をかけて合計 40 L の廃液の処理を完了した。分解操作後の水溶液に含まれる乳酸濃度は比色法の検出限界である 0.02 mmol/L 未満であり、分解効率は 99% 以上であった。Fe イオン及び酢酸を含む廃液は CPF の高レベル廃液貯槽に移送した。

d) まとめ

乳酸の分解についてフェントン法が有効であり、危険性のある分解物も生成しないということが明らかになった。本手法を用いて、遠隔操作にてホットセル内の乳酸廃液の処理に成功した。

フェントン法を用いた酸化分解は簡便かつ汎用的な技術であり、かつ常温常圧の下で進行させられるという点で、ホットセルのような特殊な環境下において種々の



図 3.4-2 セル内での乳酸分解作業の様子

化学物質の処理に適用可能であると期待出来る。一方、本手法は Fe イオンを触媒とした反応であり、共存化学物質の影響も考慮する必要があるため、他の廃液の処理に適用する際には起こり得る反応について十分検討し、安全性を評価した上で実施する必要がある。

2) アンモニウムイオン含有廃液処理

a) 目標

分析により発生する廃液の多くに、アンモニウム塩または分解することによりアンモニウムイオンを生成する可能性のある物質（硝酸ヒドロキシルアミンやヒドラジン等）が含まれている。CPF では再処理技術の開発が行われていることから、硝酸溶液を取り扱っており、アンモニウム塩が硝酸と長期間保存されることにより硝酸アンモニウムを生成する可能性がある。硝酸アンモニウムは単独では爆発の危険性は低いが、有機物と反応する等の条件により爆発する恐れがある。そのため硝酸アンモニウムの生成を未然に防ぐ必要があることから、アンモニウムイオンを分解する手法を検討している。アンモニウム含有廃液の処理フローを図 3.4-3 に示す。セルやグローブボックス内で作業を行うことから、簡便で温和な反応条件が要求される。酸化コバルトを触媒としたオゾン酸化により 60 °C の温和な条件でアンモニウムイオンが分解されることが報告されている。一般的な水処理では触媒成分が処理水に混入しないよう固体触媒が用いられているが、ここで対象としている廃液はすでに核分裂生成物等の金属元素を含んでおり、最終的に固化処理されることから、触媒成分が混入することは問題ないため、溶液に溶かして使用する均一系触媒に着目した。均一系触媒は溶液中に分解物と効率よく接触されることができ、処理後の分離が必要ないことから簡便な操作とすることができる。

ここではコバルトイオンを均一系触媒として用いて、アンモニウムイオンをオゾン酸化分解する手法、効率的な分解を行うための、蒸留またはゼオライト吸脱着によるアンモニウムイオンの分離の適用性について示すことを目標とした。

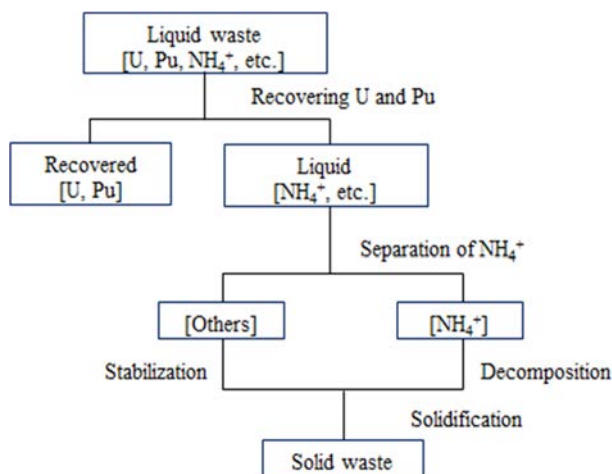


図 3.4-3 アンモニウム含有廃液の処理フロー

b) 試験方法

分離したアンモニウム溶液を想定し、硫酸アンモニウムまたは塩化アンモニウム溶液を用いた（アンモニウム濃度 50 mmol/L）。ここに硝酸コバルト六水和物を 4.5 mmol/L となるよう添加し、溶解させた。この溶液 200 mL をホットプレートで 60 °C に加熱し、酸素ガスを供給源とした O₃/O₂ ガス（オゾン濃度約 5%）を 360 mL/min で 5 時間供給した。1, 3, 5 時間後に溶液のサンプリングを行い、イオンクロマトグラフィによりアンモニウムイオン、硝酸イオン、亜硝酸イオン、塩化物イオンの濃度を測定した。

分離は蒸留とゼオライトによる吸着溶離の二通りの手法を検討した。酸分析と吸光光度法によるプルトニウムの濃度分析から発生する廃液を想定して模擬液を調製した。プルトニウムの模擬としてセリウム(IV)(硝酸アンモニウムセリウム)も添加し、10 ppm と 1000

ppm の二種を用意した。蒸留は模擬液に水酸化ナトリウム溶液を添加し、pH を上げてから加熱を行い、後段のトラップ液に回収したアンモニウム量を求めた。吸着溶離は最適なゼオライトを選定するため、IE-96 (ユニオン昭和 (株))、HiSiv1000 (ユニオン昭和 (株))、クリノプチロライト (ニツ井産) の 3 種を用いてバッチ試験を行い、模擬液からのアンモニウム吸着量を求めた。

c) 結果及び考察

既存の酸化コバルト触媒での実験条件と同じく塩化アンモニウム溶液にコバルトイオンを含んだ条件での結果、アンモニウムイオンの転化率 (=アンモニウムイオンの減少量/初期量×100) は 5 時間で 50% と均一系触媒でも反応が進行することが確認できた。最適な分解条件と反応を推定するため、pH とコバルトイオンの有無、塩化物イオンの有無 (塩化アンモニウムもしくは硫酸アンモニウム) をパラメータとして、オゾンの吹込み試験を行った。結果を図 3.4-4 に示す。

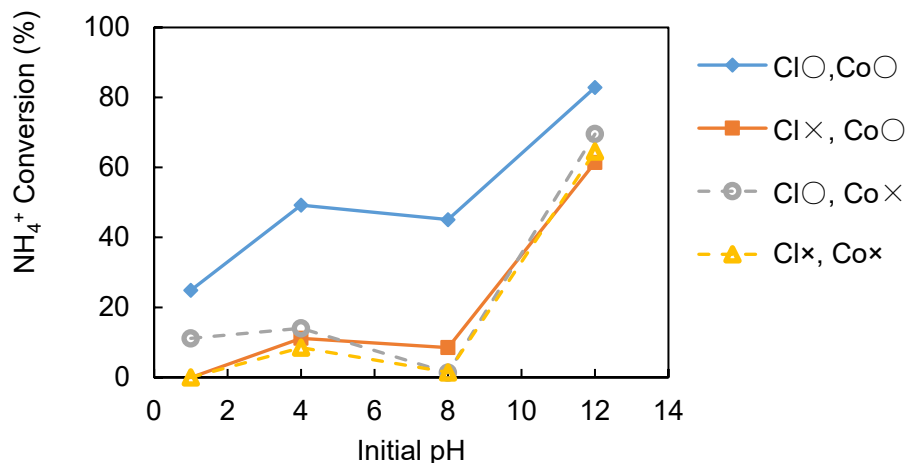


図 3.4-4 溶液条件をパラメータとした際のアンモニウム転化率

いずれの条件においても pH1 で転化率が低く、pH12 で最も高い。また塩化物イオンおよびコバルトイオンが存在する系ではいずれの pH 領域でも他の条件に比べ高い転化率を示した。高い pH 領域では OH ラジカルが生成しやすいことから OH ラジカルがアンモニウムイオンを硝酸イオンまたは窒素ガスに分解しており、触媒の寄与が小さいと考えられる。一方低 pH 領域では塩化物イオンが共存する系でのみ転化しており、液中の塩化物イオン濃度が減少した。このことから塩化物イオンとアンモニウムイオンが反応し、クロラミンが生成したと推定される。pH4~8 ではラジカルとクロラミンの反応が競合して起きていると考えられ、触媒効果が最も高く表れた。

模擬液の蒸留による分離は pH が高くなるほど回収率が高くなったが、銀が共存する場合は低下した。これは銀アンミン錯体を形成したことによると考えられ、銀を含む廃液には蒸留は適さないことが明らかになった。一方、ゼオライトを用いた吸着ではクリノプチロライトが最も高い吸着量を示した。模擬液からのアンモニウム吸着量を図 3.4-5 に示す。

高濃度のセリウムを含有していても影響が少なく、廃液の処理に適していた。

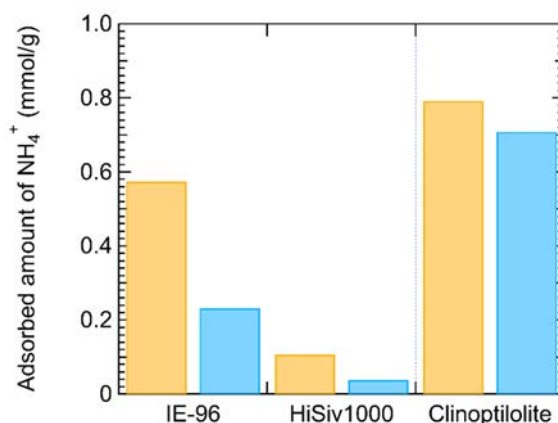


図 3.4-5 擬液からのアンモニウム吸着量

d) まとめ

コバルトイオンを均一系触媒として用いることにより、アンモニウムイオンをオゾン酸化により分解できることが確認できた。塩化物イオンが共存することによりアンモニウムイオンの減少が促進しており、pH により反応が異なる。今後溶液の条件をパラメータとして試験を行いより詳細な反応メカニズムの解明を行う。

アンモニウムの分離については、アンモニウム濃度が高い場合は蒸留を、低い場合は吸着分離が適している。蒸留には銀が共存する場合適していないことやクリノプチロライトが吸着に適していたことを明らかにしており、今後フローへの最適化を検討する。

3) 廃溶媒処理

a) 目標

溶媒抽出法を用いた使用済燃料再処理試験の実施によって、U、Pu を含有する溶媒が発生する。そのような溶媒は発生後速やかに U、Pu を逆抽出処理できれば問題は無いが、分析のためにサンプリングされた試料や試験が中断となった場合など、U、Pu が長期間抽出溶媒に装荷された状態となる。抽出剤としてリン酸トリブチル (TBP) や *n*-オクチル (フェニル)-N、N'-ジイソブチルカルバモイルメチルホスフィンオキシド (CMPO) が使用されるが、これらは放射線分解や加水分解し、分析生成物が生じる。TBP の代表的な分解物はリン酸ジブチル (DBP) であり、これは低酸性領域においても U、Pu と安定した錯形成することが知られており、その結果として低酸性溶液への逆抽出

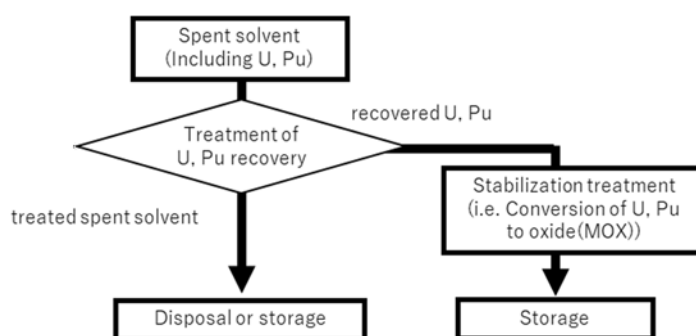


図 3.4-6 廃溶媒処理フローの概要

が困難となる。そこで、PUREX プロセスや TRUEX プロセスで発生し、U、Pu を装荷して長期間経過した廃溶媒を研究対象とした。廃溶媒の処理フローを図 3.4-6 に示す。本研究は、その廃溶媒中から核燃料物質を回収する処理方法に着目し、既存技術の調査としてアルカリ溶液を用いた回収法を、挑戦的な研究開発として固体吸着材を用いた回収法を候補として、Pu (IV)と類似する性質を有する Zr (IV)を使用した模擬試験により適用性を示すことを目標とした。

b) 試験方法

模擬 TRUEX 廃溶媒についてはアルカリ溶液を用いた回収方法を検討した。CMPO 濃度を 0.2 mol/L、TBP 濃度を 0.5 mol/L、DBP 濃度を 0.6 mol/L とし、これらをノルマルドデカンで希釈した。この溶液に Zr を 10 mmol/L 装荷し、模擬 TRUEX 廃溶媒とした。この溶媒に対して、NaOH 溶液による沈殿処理と Na₂CO₃ 溶液による逆抽出処理をバッチ式の処理試験を実施した。

・沈殿回収法

模擬 TRUEX 廃溶媒 10 mL と NaOH 溶液 (1.0, 1.5 mol/L) 10 mL をガラスバイアルに入れ、15 分間振とうした。ろ過にて得られた沈殿物を酸溶解し、ICP-AES による Zr 濃度の測定値から回収量を求めた。

・逆抽出回収法

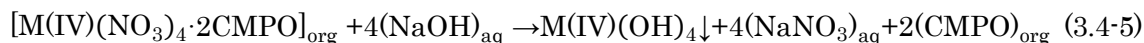
模擬 TRUEX 廃溶媒 10mL と Na₂CO₃ 溶液 (0.2 mol/L) 10 mL をガラスバイアルに入れ、15 分間振とうした。有機相を分液し、新たな Na₂CO₃ 溶液 10 mL を加えて攪拌する作業を、合計 10 回実施した。分液操作で得られた水溶液について、ICP-AES による Zr 濃度測定からの回収量を求め、イオンクロマトグラフにより DBP の有無を確認した。

模擬 PUREX 廃溶媒については、固体吸着材を用いた回収方法を検討した。TBP 濃度を 1 mol/L、DBP 濃度を 15、150 mmol/L とし、ノルマルドデカンで希釈した。この溶液に Zr を 20 mmol/L 装荷し、模擬 PUREX 廃溶媒とした。固体吸着材には市販のイオン交換樹脂 (200CT Na) やキレート樹脂 (Murochelat)、グラフト重合技術により官能基を付加した不織布状の吸着材 (アミドオキシム型、リン酸型、イミノ二酢酸型) を使用した。4 mL の模擬 PUREX 廃溶媒に対して 0.2 cm³ の吸着材を 3 時間含浸させ、Zr 濃度の変化を測定した。

c) 結果及び考察

・模擬 TRUEX 廃溶媒

NaOH 溶液による沈殿回収について、廃溶媒中から沈殿物として 93～96% の Zr を回収可能であることを確認した。以下の反応式に示す通り、水酸化物を主とした沈殿物が発生したと推察する。



この処理法では、溶液中に含まれるカチオンを一括して水酸化物として沈殿させるため、実廃液で発生する沈殿物は高線量であることが予想される。U、Pu の安定化処理のためには、得られた沈殿物を溶解し、溶媒抽出等の精製処理が必須である。

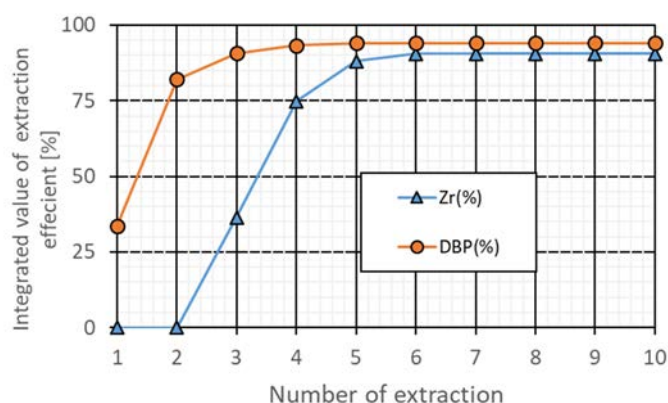


図 3.4-7 Na_2CO_3 溶液による Zr の逆抽出

また、 Na_2CO_3 溶液による逆抽出回収で得られた試験結果を図 3.4-7 に示す。溶媒中に装荷した Zr の約 90% の回収に成功したが、その一方で逆抽出液中には一定量の DBP も含有することが明らかとなった。回収処理後の U、Pu の安定化処理の前には、DBP の除去が必須である。

・模擬 PUREX 廃溶媒

模擬 PUREX 廃溶媒中から固体吸着材に吸着した Zr 量を表 3.4-1 に示す。リン酸型やイミノ二酢酸型の不織布状吸着材は、溶媒中においても吸着性能を示した。廃吸着材の後処理を考慮すると、有害性の少ないイミノ二酢酸型の方が廃溶媒処理に適した吸着材であると判断した。今後は溶離条件の検討や吸着量の改善について検討を進めていく。

d) まとめ

使用済燃料再処理試験で発生した廃溶媒からの U、Pu 回収技術を調査し、アルカリ溶液による回収法や固体吸着材による回収法を調査した。 NaOH 溶液による沈殿回収や Na_2CO_3 溶液による逆抽出については、それぞれ廃溶媒からの金属回収に有効であることを確認できたが、回収した核燃料物質の安定化処理に対して課題がある。固体吸着材を用いた回収法については、イミノ二酢酸型の吸着材が溶媒中でも吸着反応を示すことを確認したため、この吸着材を中心に実用化に向けた改良を検討していく。

表 3.4-1 固体吸着材に対する Zr の吸着量 (模擬 PUREX 廃溶媒)

Concentration of DBP [mmol/L]			15	150
Amount of adsorbed Zr [mmol/g]	Ion-exchange resin	200CT Na	0.117	0.036
		Amidoxime type	0.027	0.124
	Non-woven fabrics	Phosphoric acid type	0.353	0.850
		IDA type	0.294	0.724
	Chelating resin	Murochelate	0.024	0.067

4) 廃液濃縮

a) 目標

分析廃液中のアンモニウムイオンは種々の濃度で含まれており、分解処理を効率的に進めるためには必要に応じて廃液の濃縮が求められる。共存化学物質の化学反応性を考慮して、加熱せずに濃縮を行うため、逆浸透膜を用いた室温での廃液の濃縮を試みた。ここでは逆浸透膜システムを用いて、狙った濃縮性能を発揮させるための操作手順を示すことを目標とした。

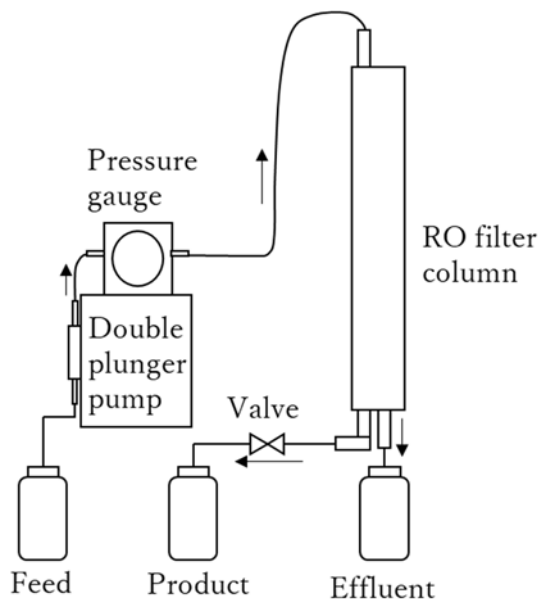


図 3.4-8 逆浸透膜濃縮装置

b) 試験方法

Pu を含む水溶液の酸濃度滴定より発生した廃液を試験に用いた。本溶液は Pu の他に HNO_3 , $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$, NaOH を含む。試験に用いた逆浸透膜濃縮装置を図 3.4-8 に示す。装置は逆浸透膜フィルタ (SW301-251, The Dow Chemical Company)、ダブルプランジャーポンプ、圧力リミッタから構成され、CPF のグローブボックス内に設置した。試験液をポンプ、圧力計を通じてフィルタに供給し、濃縮された製品溶液と廃液をサンプリングした。フィルタにかかる圧力は、圧力リミッタにより 5.5 MPa となるよう調節した。溶液中のアンモニウムイオン濃度はアンモニウムイオン電極 (5002S-10C, HORIBA Ltd.) により測定した。廃液の管理の観点から、廃液中のアンモニウムイオン濃度を 100 ppm 未満とすることを目標とした。

c) 結果及び考察

4000 mL のフィード液を 400 mL/h 及び 5 MPa にて処理を行い、3200 mL のアンモニウムイオン濃縮製品溶液と 800 mL の廃液を得た。フィード液、廃液、製品溶液中のアンモニウムイオン濃度はそれぞれ 2934, 10, 2807 ppm であった。製品溶液中のアンモニウムイオン濃度が初期値よりも小さくなっているのは、フィルタカラムに最初に充填されていた純水による希釈と、イオン電極の誤差 (エラーバー: $\pm 20\%$) のためである。別途非放射性水溶液を対象とした試験にて、アンモニウムイオンをイオンクロマトグラフィにて測定したところ、十分な物質収支が得られた。今後、グローブボックスやホットセル内での簡便なアンモニウムイオン濃度分析手法の選定が課題である。

より濃縮率を上げることを目的として、得られた製品溶液を再度フィルタに通じた。この操作を計 4 回繰り返し、最終的に 1550 mL の製品と 2450 mL の廃液を得た。製品及び廃液中におけるアンモニウムイオン濃度はそれぞれ 2124 及び 73 ppm であった。分析精

度に課題はあるが、本手法によってアンモニウムイオンが室温の操作にて濃縮可能であることが明らかになった。本試験では濃縮の指標にアンモニウムイオンを用いたが、今回使用した逆浸透膜フィルタの性能から判断すると、Pu、硫酸イオン、硝酸イオンもアンモニウムイオンと同様に濃縮されているものと考えられる。

d) まとめ

分析廃液中に含まれるアンモニウムイオンの効率的な処理のため、逆浸透膜装置を用いた廃液の濃縮を試みた。アンモニウムイオンの分析に課題は残ったが、複数回逆浸透膜フィルタを通じることで廃液が濃縮され、濃縮された製品溶液とアンモニウムイオン濃度の小さい廃液に分けることに成功した。本手法は加熱することなく濃縮可能な手法であり、様々な試薬を含む水溶液を安全に濃縮する手法として汎用性に富むものである。現在、ホットセル内での遠隔操作に対応出来るよう装置の改良を進めている。

5) 廃液固化

a) 目標

反応性試薬等を処理した後の廃液の処理手法として最も簡単なものの1つは固化である。ここでは水相廃液のセメント固化、及び有機相廃液の凝固剤添加による固化性能について評価を行った。ここでは、これら固化手法を用いて作成した固化体の安定性から、それぞれの適用性の評価を行うと共に開発課題を提示することを目標とした。

b) 試験方法

セメント固化試験に用いた模擬廃液の組成を表 3.4-2 に示す。ここで本組成は CPF で実施している典型的な分析を想定して求めた。1 mol/L Na_2CO_3 を加えて模擬廃液の pH を 7 に調整し、溶液の重量の 2 倍量のポルトランドセメント粉末を加えて、10 分間攪拌した。その後 10 か月間大気中にて保管した。得られたセメント固化体を粉砕し、500 μm のメッシュで篩分けた。1 g の粉末を 10 mL の純水に 24 h 浸漬し、溶出した化学種をイオンクロマトグラフィにて測定した。

Np の分析から発生する廃液（スルファミン酸、 Fe^{2+} 、硝酸銀、TTA、キシレンの混合物）の組成を有する模擬廃液を調製し、模擬廃液 10 mL に市販の凝固剤を凝固するまで添加して固化した。有機相廃液の固化に用いた凝固剤を表 3.4-3 に示す。固化体は 10 か月間ガラスバイアルに入れて保管して外観の変化を確認した。また、凝固直後の固化体を 1 g 採取して γ 線を照射し、外観の変化と水素ガス発生量を評価した。

表 3.4-2 セメント固化試験に用いた模擬廃液の組成

ID	Chemicals involved	Source
A	Ammonium peroxodisulfate, AgNO ₃ , H ₃ NSO ₃ (sulfamic acid), HNO ₃ , (NH ₄) ₂ SO ₄ , NaOH, C ₆ H ₈ O ₆ (ascorbic acid)	Mixture of Pu analysis and acidity analysis
B	HAN, NaNO ₂ , FeSO ₄ , H ₃ NSO ₃ (sulfamic acid)	Pu analysis
C	(NH ₄) ₂ SO ₄ , HNO ₃ , Hydroxylamine sulfate, Hydroxyl amine nitrate, Hydrazine, Ammonium peroxodisulfate, AgNO ₃ , H ₃ NSO ₃ (sulfamic acid), Sulfamic acid iron(II) salt, HNO ₃ , TOPO, Ethyl acetate, Dibenzoylmethane, Pyridine, C ₂ H ₅ OH, Mg(NO ₃) ₂ , EDTA	Mixture of several analyses
D	FeSO ₄ , Hydrazine, HNO ₃	Np analysis
E	Fe ₂ (SO ₄) ₃ , NaN ₃ , HNO ₃	HN ₃ analysis
F	(NH ₄) ₂ SO ₄ , NaOH, FeSO ₄ , H ₃ NSO ₃ (sulfamic acid), Na(NO ₂), C ₆ H ₈ O ₆ (ascorbic acid)	Mixture of MS analysis and acidity analysis

表 3.4-3 有機相廃液の固化に用いた凝固剤

ID	Name of coagulant	Producer	Type
1	NIP GEL (AZ200)	TOSOH SILICA Co.	Silica gel
2	OIL SOLUTIONS POWDER	Oil Solutions International, Inc.	Microcapsule
3	Fyugel A	Eco Field Co., Ltd.	Polymer
4	αGel-1650	ALPHA JAPN Inc.	Polymer
5	LONGCRIN S-101	Kurita Water Industries Ltd.	Polymer
6	M.S.GEL D-120A	AGC Si-Tech Co., Ltd.	Silica gel

c) 結果及び考察

ポルトランドセメント粉末供給後のセメントペーストの外観を図 3.4-9 に示す。ID = A, E, F については攪拌時に気泡の発生が認められた。含有されるアスコルビン酸及びアジ化ナトリウムが pH の変化に伴って分解したものと考えられる。これらの化学種は固化前に分解もしくは除去されるのが望ましい。また、浸出試験ではセメントの構成成分の溶出が認められた。本試験で実施した分析に検出されない化学種の溶出も考えられることから、固化体は乾燥雰囲気にて保管される必要がある。

有機相廃液について凝固剤を入れた固化物は全て白色のゼリー状のものであった。これらを 10 か月間静置したものの外観を図 3.4-10 に示す。外観上の変化が無かったものは ID = 3 のもので、ID = 1, 6 のものは粉末状となっており、固化体に含まれていた有機物成分が揮発して失われたと考えられる。γ 線照射したものの外観を図 3.4-11 に示す。ID = 1, 6 のもののみ外観上の変化がなく、放射線への耐性を有しているといえる。水素発生量は固

化剤の種類によって変化はなく、水素発生 G 値は水のもののおよそ 2 倍であった。これは抽出クロマトグラフィ用吸着材の水素発生 G 値と同じであり、継続的な掃気などの安全対策が水素蓄積抑制に有効であると考えられる。

ID = 1, 6 はシリカゲルベースの固化剤であり、無機物骨格中に有機物を閉じ込めているものと推定される。これらについては耐放射線性には優れるものの、長期間の閉じ込め性能の改良が必要である。今後、シリカゲル中の細孔径や細孔構造の改良などが課題であると言える。

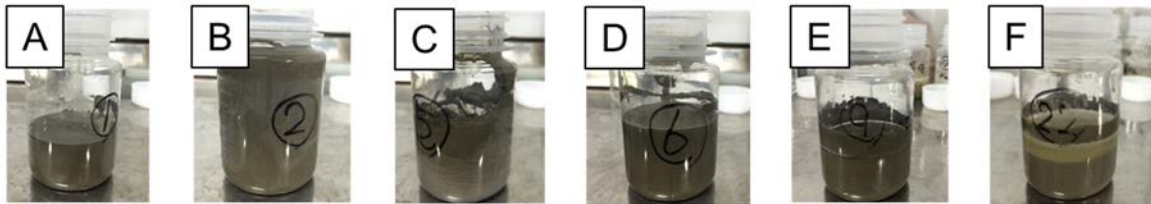


図 3.4-9 セメント粉末添加後のペーストの外観

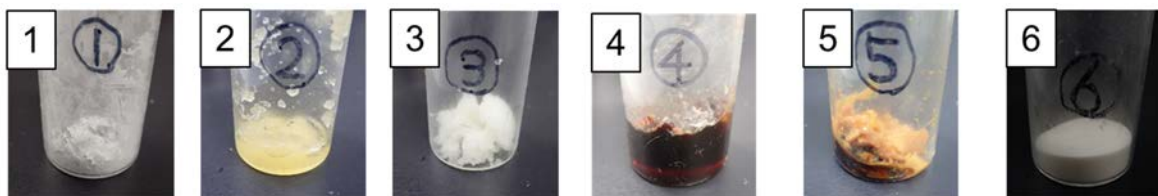


図 3.4-10 有機相廃液固化 10 か月後の外観

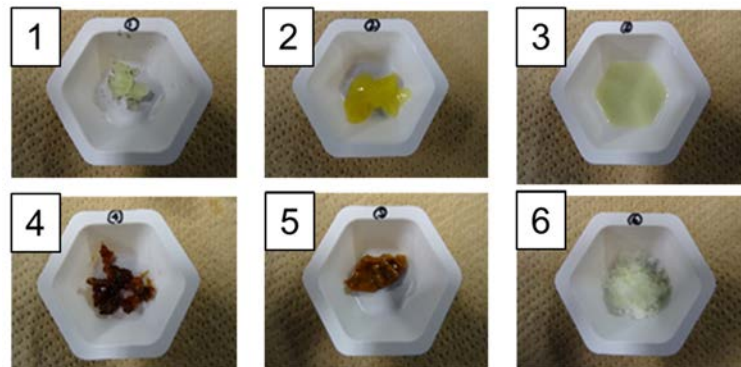


図 3.4-11 γ 線照射後の有機相廃液固化体の外観

d) まとめ

化学物質を含む廃液の固化を目的として、水相廃液のセメント固化、有機相廃液の凝固剤固化を行い、固化体の安定性を評価した。セメント固化では特定の化学物質の分解による発泡が確認され、事前に除去すべき化学物質を確認することが出来た。セメント固化体は水への溶解が考えられるため、乾燥雰囲気での保管が必要である。有機相廃液は市販の凝固剤で固化出来るものの、長期保管、耐放射線性の観点で適用可能なものは現在ない。一方、シリカゲルはその構造の改良で適用性が向上する可能性がある。無機物への閉じ込

めという視点から考えると、現在開発が行われているジオポリマーでの固化も有望であると考えられる。

(3) 技術開発の評価

1) 乳酸含有廃液

本項目で実施したフェントン法による酸化分解により、高い分解効率で乳酸の分解を達成し、そのメカニズムを示すと共に、実液の処理も完了した。これにより乳酸含有廃液の処理に関する当初の目的は達成した。今後、共存化学種の影響や反応の効率化などについて調査を行うと共に、本法の他の化合物の処理への展開について検討する。

2) アンモニウムイオン含有廃液

ゼオライトや蒸留を用いたアンモニウムイオンの分離、触媒とオゾン酸化を組み合わせたアンモニウムイオンの分解を達成することが出来た。これにより当初の目標を達成した。今後、反応メカニズムの解明を進めると共に、反応の効率化に向けた改良及び実液を用いた実証が課題である。

3) 廃溶媒

廃溶媒中にて抽出剤及び劣化した抽出剤と錯形成した金属イオンを回収するための、アルカリ洗浄プロセス及び吸着回収するための吸着材の開発に着手した。アルカリ洗浄では90%以上の核燃料物質が沈殿として回収し得ることを示した。また、イミノ二酢酸構造が廃溶媒からの吸着回収に有望であることを見出した。以上の結果より、当初の目標を達成した。今後、吸着材の開発を中心として、反応メカニズムの解明、吸着材構造の最適化を進める必要がある。

4) 廃液濃縮

逆浸透膜を用いた室温で廃液濃縮を実施し、複数回カラムを通じる操作を行うことで目標とする濃縮を達成可能であることを示した。これにより当初の目標を達成することが出来た。今後、より効率的な濃縮手法の開発、並びにホットセル内での操作を考慮に入れた逆浸透膜システムの開発が課題である。

5) 廃液固化

種々の化学種を含む水相廃液のセメント固化、有機相廃液の凝固剤固化を行い、それぞれの安定性の観点から適用性の評価を行い、課題を摘出することが出来た。これにより当初の目標を達成することが出来た。今後ジオポリマーをはじめとした無機物媒体を用いた固化に着目して適用性の調査を継続し、適切な手法の選定と実液を用いた実証が課題である。

(4) 次年度以降の計画

これまでに実施してきた研究開発成果の評価結果を基に、これまでの課題の継続に加えて新

規課題及び方針を下記の通り設定した。次年度以降、本研究課題の方針に従って研究開発を実施していく。また、協力体制の強化を図るため、外部発表や情報交換を積極的に進めていく。

1) アンモニウムイオン含有廃液

反応中におけるコバルトイオンの化学状態や化学物質濃度の変化から、反応メカニズムの解明を行う。また、反応の効率化に向けたプロセスの改良を行い、実液を用いた実証試験を行う。

2) 廃溶媒

疎水性に優れたイミノ二酢酸型吸着材の開発を進めると共に、反応メカニズムの解明及び吸着材構造の最適化を図る。また、実液を用いた吸着材性能の実証を行う。

3) 廃液濃縮

ホットセル内での濃縮を達成するため、遠隔システムの開発を行い、実液を用いた実証を行う。また、逆浸透膜を用いたプロセスと比較してより効率的、かつ低温でのプロセスを達成するために凍結乾燥を利用した技術の開発を行う。

4) 廃液固化

ジオポリマーを用いた水相及び有機相廃液の固化性能や安全性等の評価を行い、セメント固化等との比較を行うと共に実液を用いた実証試験を行う。

5) アジ化物処理

高い反応性を有するアジ化物を、種々の化合物を含む水溶液から選択的に回収し安定化させることを目的として、アジ化物の回収プロセスを開発する。吸着材を開発すると共に、カラム操作による処理性能の評価等を実施する。

6) フェントン法の効率化

フェントン反応の効率化を目指し、分解対象に応じた反応槽や触媒の最適化を図る。錯形成能力を有し、沈殿生成の恐れのある多価カルボン酸や HDEHP 等の抽出剤を対象とする。

(5) 成果

1) 投稿論文

査読付論文

- ・ 中原将海、渡部創、小木浩通、荒井陽一、栗飯原はるか、柴田淳広、野村和則、梶並昭彦、“Stabilization Processing of Hazardous and Radioactive Liquid Wastes Derived from Advanced Aqueous Separation Experiments for Safety Handling and Management of Waste”, Proceedings of Global 2019, pp.66-70.
- ・ 荒井陽一、渡部創、大野真平、野村和則、中村文也、新井剛、瀬古典明、保科宏行、羽倉尚人、久保田俊夫、“Microscopic analyses on Zr adsorbed IDA chelating resin by

- PIXE and EXAFS”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, 2020, vol.477, pp.54-59. (IF: 1.21).
- 野村和則、小木浩通、中原将海、渡部創、柴田淳広、“Waste management in a Hot Laboratory of Japan Atomic Energy Agency, 1; Overview and activities in Chemical Processing Facility”, International Journal of Nuclear and Quantum Engineering (Internet), 2019, vol.13, no.5, pp.209-212. (IF 記載無).
 - 渡部創、小木浩通、柴田淳広、野村和則、“Waste management in a Hot Laboratory of Japan Atomic Energy Agency, 2; Condensation and solidification experiments on liquid waste”, International Journal of Nuclear and Quantum Engineering (Internet), 2019, vol.13, no.4, pp.169-174. (IF 記載無).
 - 渡部創、小木浩通、荒井陽一、栗飯原はるか、高畠容子、柴田淳広、野村和則、神谷裕一、浅沼徳子、松浦治明、久保田俊夫、瀬古典明、新井剛、森口哲次、“STRAD project for systematic treatments of radioactive liquid wastes generated in nuclear facilities”, Progress in Nuclear Energy, 2019, vol.117, pp.103090_1-103090_8. (IF: 1.57).

査読無論文

- 渡部創、小木浩通、荒井陽一、栗飯原はるか、柴田淳広、野村和則、神谷裕一、浅沼徳子、松浦治明、久保田俊夫、瀬古典明、新井剛、森口哲次、“Overview of STRAD project for systematic treatments of radioactive liquid wastes generated in nuclear facilities”, Proceedings of DEM 2018. (IF 記載無).
- 荒井陽一、渡部創、久保田俊夫、野村和則、“Radioactive nuclides recovery from spent solvent in STRAD project (1) Zr recovered by alkaline solutions”, Proceedings of DEM 2018. (IF 記載無).
- 中村文也、安倍諒治、新井剛、瀬古典明、荒井陽一、渡部創、野村和則、“Radioactive nuclides recovery from spent solvent in STRAD project(2) Zr adsorption onto ion exchange resins”, Proceedings of DEM 2018. (IF 記載無).
- 栗飯原はるか、渡部創、野村和則、神谷裕一、“Development of treatment method for analytical waste solutions in STRAD project (1) Oxidative decomposition of ammonium ion with catalyst”, Proceedings of DEM 2018. (IF 記載無).
- 浅沼徳子、宮野陸、栗飯原はるか、渡部創、野村和則、“Development of treatment method for analytical waste solutions in STRAD project (2) Ammonium ion adsorption onto zeolites”, Proceedings of DEM 2018. (IF 記載無).
- 松浦治明、小林亜美、三善真秀、栗飯原はるか、渡部創、野村和則、“Development of treatment method for analytical waste solutions in STRAD project (3) Separation of ammonia by vaporization”, Proceedings of DEM 2018. (IF 記載無).

2) 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
渡部 創 他	Treatments of radioactive waste solutions generated in a hot laboratory of Japan Atomic Energy Agency	HOTLAB2018、 Helsinki、Finland、 2018 年 9 月
渡部 創 他	Overview of STRAD project for systematic treatments of radioactive liquid wastes generated in nuclear facilities	DEM2018、 Avignon、France、 2018 年 10 月
栗飯原 はるか 他	Development of treatment method for analytical waste solutions in STRAD project (1) Oxidative decomposition of ammonium ion with catalyst	同上
浅沼 徳子 他	Development of treatment method for analytical waste solutions in STRAD project (2) Ammonium ion adsorption onto zeolites	同上
松浦 治明 他	Development of treatment method for analytical waste solutions in STRAD project (3) Separation of ammonia by vaporization	同上
荒井 陽一 他	Radioactive nuclides recovery from spent solvent in STRAD project (1) Zr recovered by alkaline solutions	同上
中村 文也 他	Radioactive nuclides recovery from spent solvent in STRAD project (2) Zr adsorption onto ion exchange resins	同上
荒井 陽一 他	Microscopic analyses on Zr adsorbed IDA chelating resin by PIXE and EXAFS	PIXE2019、 Caldas da Rainha、 Portugal、 2019 年 3 月
野村 和則 他	Waste Management in a Hot Laboratory of Japan Atomic Energy Agency - 1 : Overview and Activities in Chemical Processing Facility	ICNDRWM2019、 Venice、Italy、 2019 年 4 月
渡部 創 他	Waste Management in a Hot Laboratory of Japan Atomic Energy Agency	同上

発表者	タイトル	学会名等
	-2: Condensation and Solidification Experiments on Liquid Waste	
渡部 創 他	Treatment of spent solvent in STRAD project	HOTLAB 2019、 Mamallapuram、 India、 2019 年 9 月
栗飯原 はるか 他	Cobalt ion species in water as an active homogeneous catalyst for oxidative decomposition of ammonium ion with ozone	CAT2019、 London、England、 2019 年 9 月
中原 将海 他	STABILIZATION PROCESSING OF HAZARDOUS AND RADIOACTIVE LIQUID WASTES DERIVED FROM ADVANCED AQUEOUS SEPARATION EXPERIMENTS FOR SAFETY HANDLING AND MANAGEMENT OF WASTE	Global2019、 Seattle、US、 2019 年 9 月
渡部 創 他	STRAD プロジェクトによる放射性廃液の安定化处理; 研究計画の概要	日本原子力学会 2018 年秋の大会 (岡山, 2018 年 9 月)
栗飯原 はるか 他	放射性溶液安定化处理のためのアンモニウム分離分解フローの開発(1) 均一系触媒によるアンモニウムの酸化分解処理	同上
浅沼 徳子 他	放射性溶液安定化处理のためのアンモニウム分離分解フローの開発(2) ゼオライト系吸着材によるアンモニウム分離前処理法の検討	同上
松浦 治明 他	放射性溶液安定化处理のためのアンモニウム分離分解フローの開発(3) 蒸留・沈澱処理によるアンモニウム分離前処理方法の検討	同上
荒井 陽一 他	使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発(1) 全体概要及び既存技術による TRUEX 廃溶媒に抽出された核燃料物質の回収法の調査	同上
中村 文也 他	使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発(2) 固体吸着材を用	同上

発表者	タイトル	学会名等
	いた廃溶媒からの核燃料物質分離除去に関する検討	
安田 昌樹 他	使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発(3) 使用済みリン酸系抽出剤の酸化分解処理	同上
荒井 陽一 他	使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発(4)マイクロ PIXE 及び EXAFS を用いたイミノ二酢酸吸着材に吸着した Zr の分析	日本原子力学会 2019 年秋の大会 (富山, 2019 年 9 月)
中村 文也 他	使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発 (5)イミノ二酢酸吸着材の合成と性能評価	同上

3) 受賞

外部機関による表彰

受賞者名	受賞名等	受賞タイトル
渡部 創	HOTLAB2018 最優秀発表賞	Treatments of radioactive waste solutions generated in a hot laboratory of Japan Atomic Energy Agency
渡部 創 小木 浩通 柴田 淳広 野村 和則	ICNDRWM2019 最優秀論文賞	Waste Management in a Hot Laboratory of Japan Atomic Energy Agency-2: Condensation and Solidification Experiments on Liquid Waste

(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)

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

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

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

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

表 3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

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

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b) ラジアンとステラジアンは数字の 1 に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の 1 は明示されない。
(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d) ヘルツは周期現象についてののみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてののみ使用される。
(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表 4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表 5. SI 接頭語

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

表 6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	′	1′=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

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

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

表 8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表 10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
ミクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

