



平成 30 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 2018 on Activities of
Decommissioning and Radioactive Waste Management

核燃料・バックエンド研究開発部門

Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development

March 2020

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

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

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

平成 30 年度 バックエンド対策研究開発課題に関する業務実施報告書

日本原子力研究開発機構
核燃料・バックエンド研究開発部門

(2019 年 10 月 3 日 受理)

本報告書は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）の核燃料・バックエンド研究開発部門、原子力科学研究部門原子力科学研究所、高速炉・新型炉研究開発部門大洗研究所及び敦賀廃止措置実証部門が実施した平成 30 年度（2018 年 4 月 1 日～2019 年 3 月 31 日）のバックエンド対策研究開発課題に係る活動をまとめたものである。

原子力施設の廃止措置や廃棄物処理について、各施設の年度計画に従い実施している。核燃料サイクル工学研究所では、平成 30 年 6 月に東海再処理施設の廃止措置計画の認可を取得した。原子力科学研究所のホットラボ、再処理特別研究棟、液体処理場、軽水臨界実験装置（TCA）、JRR-4、過渡臨界実験装置（TRACY）、核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム燃料第二開発室、大洗研究所の重水臨界実験装置（DCA）、材料試験炉（JMTR）、新型転換炉原型炉ふげん、人形峠環境技術センターの濃縮工学施設及び製錬転換施設等では、廃止措置及び準備等を継続した。人形峠環境技術センターのウラン濃縮原型プラントは、平成 30 年 9 月に廃止措置計画の認可を申請した。また、廃止措置の推進として解体費用簡易評価コード（DECOST）を用いて原子力機構内施設の解体費用を算出し、廃止措置実施方針等へ反映した。

放射性廃棄物の処理については、各拠点において、廃棄物の保管管理、減容及び安定化に係る処理を実施した。また、大洗研究所においては、固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設工事を平成 31 年 3 月に完了した。

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

**Annual Report for FY 2018 on Activities of Decommissioning and Radioactive Waste
Management**

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

(Received October 3, 2019)

This annual report summarizes the activities of decommissioning and radioactive waste management in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) in the period from April 1, 2018 to March 31, 2019.

Decommissioning activities and radioactive waste treatment activities were carried out according to the annual plan. Decommissioning plan of Tokai Vitrification Facility of Tokai Reprocessing Plant (TRP) of Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories (NCL) was approved by Nuclear Regulation Authority (NRA) in June 2018. Uranium Enrichment Demonstration Plant of Ningyo-toge Environmental Engineering Center (Ningyo-toge), application for approval of decommissioning plan was submitted to NRA in September 2018. The dismantling cost of JAEA facilities were evaluated by DECOST Code, and the results were reflected by Facilities Management Plan.

Radioactive waste generated from R&D activities in JAEA were treated and managed safely. Also, the construction of Oarai Waste Reduction Treatment Facility (OWTF) of Oarai Research and Development Institute was completed in March, 2019.

As technology development pertaining to treatment and radioactive wastes activities were carried out according to the annual plan. Sampling technology of the reactor component and laser cutting technology have been developed towards reactor decommissioning in Fugen Decommissioning Engineering Center. In Ningyo-toge, a uranium measurement technology has been developed to verify the clearance level.

Keywords: Decommissioning, Radioactive Waste, Waste Management

目 次

1. 使用済燃料の再処理に関する技術開発	1
1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発	1
1.2 東海再処理施設の廃止措置	5
1.3 ガラス固化技術開発施設（TVF）の整備	10
1.4 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の整備	16
1.5 高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに関する技術開発	28
2. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発	38
2.1 廃止措置の推進のための検討	38
2.2 核燃料サイクル工学研究所における廃止措置（Pu-2）	44
2.3 原子炉廃止措置研究開発センターにおける廃止措置	49
2.4 原子力科学研究所における廃止措置	61
2.5 大洗研究所における廃止措置	68
2.6 人形峠環境技術センターにおける廃止措置	86
3. 放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発	99
3.1 原子力科学研究所における放射性廃棄物の処理処分	99
3.2 固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設	104
3.3 α 系統合焼却炉の設計	108
3.4 廃棄体製作に向けた検討	110
3.5 有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発	118
3.6 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術開発	125
3.7 環境研究とウラン廃棄物工学研究	134

Contents

1. Development of Spent Fuel Reprocessing Technology	1
1.1 Study on Advanced Vitrification Technology of High-level Liquid Waste	1
1.2 Tokai Reprocessing Facility	5
1.3 Tokai Vitrification Facility	10
1.4 Low-level Radioactive Waste Treatment Facility	16
1.5 Remote Operating System of Mid-level Radioactive Waste Packages	28
2. Implementation and Technological Development of Decommissioning of Nuclear Facilities	38
2.1 Study on Decommissioning Cost	38
2.2 Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories (Pu-2)	44
2.3 Fugen Decommissioning Engineering Center	49
2.4 Nuclear Science Research Institute	61
2.5 Oarai Research and Development Institute	68
2.6 Ningyo-toge Environmental Engineering Center	86
3. Implementation and Technological Development of Radioactive Waste Processing and Disposal	99
3.1 Nuclear Science Research Institute	99
3.2 Oarai Waste Reduction Treatment Facility	104
3.3 Tokai Waste Treatment Facility-1	108
3.4 Study on Waste Packages Manufacturing	110
3.5 Study on Hazardous Substances Contained in Radioactive Waste	118
3.6 Study on Measurement of Uranium-Contaminated Waste as Clearance Level Verification	125
3.7 Environmental Research and Uranium Waste Engineering Research	134

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）	平成30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る。

(1) 概要

平成28年11月に策定した『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』において、TVF3号溶融炉（以下、3号炉）は平成32年度までに製作し、平成35年度から平成36年度にかけて現行の2号炉から3号炉へ更新する計画としている。

3号炉の基本構造は、平成28年度に実施した基本設計の結果に基づき、炉内への白金族元素の堆積防止として、炉底形状を2号炉の四角錐から円錐に変更することを決定した。平成29年度は、平成28年度に決定した基本構造に対して詳細設計を行い、溶融炉構成部材及び周辺機器の構造図作成等を実施した。なお、溶融炉底部に設置され、白金族元素の炉内堆積及び拔出し性に影響を及ぼすストレーナの形状については、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年度の施工設計については、平成29年度の詳細設計結果を踏まえ、実施内容について見直しを行うとともに、施工（調整）設計期間を当初計画の1年から2年に変更した。見直しの理由を以下に示す。

本変更を反映したスケジュールを、当初スケジュールとともに図1.1-1に示す。

- ・当初計画では、3号炉は、現行の溶融炉である2号炉と同様の寸法と仮定し、耐震評価、遠隔操作性検証及び安全評価を並行実施し、平成30年度末までにこれらを完了する計画としていた。
- ・これに対し、平成29年度の詳細設計の結果、炉の外形寸法及び炉上部に設置する機器の配置について2号炉との違いが確認されたことから、平成30年度に耐震評価及び遠隔操作性検証を行い、3号炉の構造を確定させた後、平成31年度に安全評価を行うこととした。

平成30年度は、上記の通り、施工設計として、3号炉の耐震評価及び遠隔操作性の検証を実施し、耐震性及び遠隔操作性を満足することを確認した。

(2) 方法

平成 29 年度詳細設計の結果を基に、平成 30 年度は、TVF3 号炉を構成する部材及び機器について、平成 32 年度以降に開始する製作のために必要な設計（施工設計）として、耐震評価及び遠隔操作性検証を行う。

1) 耐震評価

平成 29 年度の詳細設計で作成した 3 号炉本体及び取合配管の構造に対して、新規規制基準に対応した床応答スペクトルを用い、「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2015）」に基づき耐震評価を行う。

2) 遠隔操作性検証

3 号炉への更新作業や更新後の運転保守は、両腕型マニプレータ等を用いて遠隔操作により行うことから、耐震成立性のみならず、遠隔操作性も同時に満足する必要がある。遠隔操作は既設の設備・機器を使用することとなるため、ITV カメラを含む操作に必要となる遠隔機器、熔融炉及び全ての取合配管等の遠隔対象品の寸法・形状の情報を 3 次元 CAD にインプットし、3 次元モデルを作成した後、3 号熔融炉本体と取合い機器の着脱等の遠隔操作を安全かつ確実に実施できるか検証する。

(3) 結果

1) 耐震評価

3 号炉本体について、2 号炉ベースのケーシング形状に板厚増加、リブ追加等を行うことで、耐震性を満足することを確認した。また、取合い配管（全 37 モデル）について、「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2015）」に基づき、疲労評価まで行い、耐震性を満足することを確認した。

2) 遠隔操作性検証

全ての遠隔対象品（65 機器）について、3 号熔融炉本体と取合い機器の着脱等の遠隔操作を安全かつ確実に実施できることを確認した。

(4) 結果の評価

計画に従って耐震評価及び遠隔操作性検証を進め、計画通り、平成 30 年度中に完了した。

(5) 次年度以降の計画

平成 30 年度に確定した 3 号炉の構造に基づき安全評価（熔融ガラスの閉じ込め性能等）を実施する。また、平成 32 年度初めの熔融炉更新に係る廃止措置計画変更認可申請に向けて、許認可資料作成及び必要な手続きを進める。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

白金族元素の挙動等に係るデータ取得・評価は計画通り、平成 29 年度に完了し、新型溶融炉の基本構造（円錐炉底形状）の検討に反映した。新型溶融炉については、平成 34 年度末から平成 36 年度にかけての溶融炉更新に向けて着実に設計・開発を進めた。

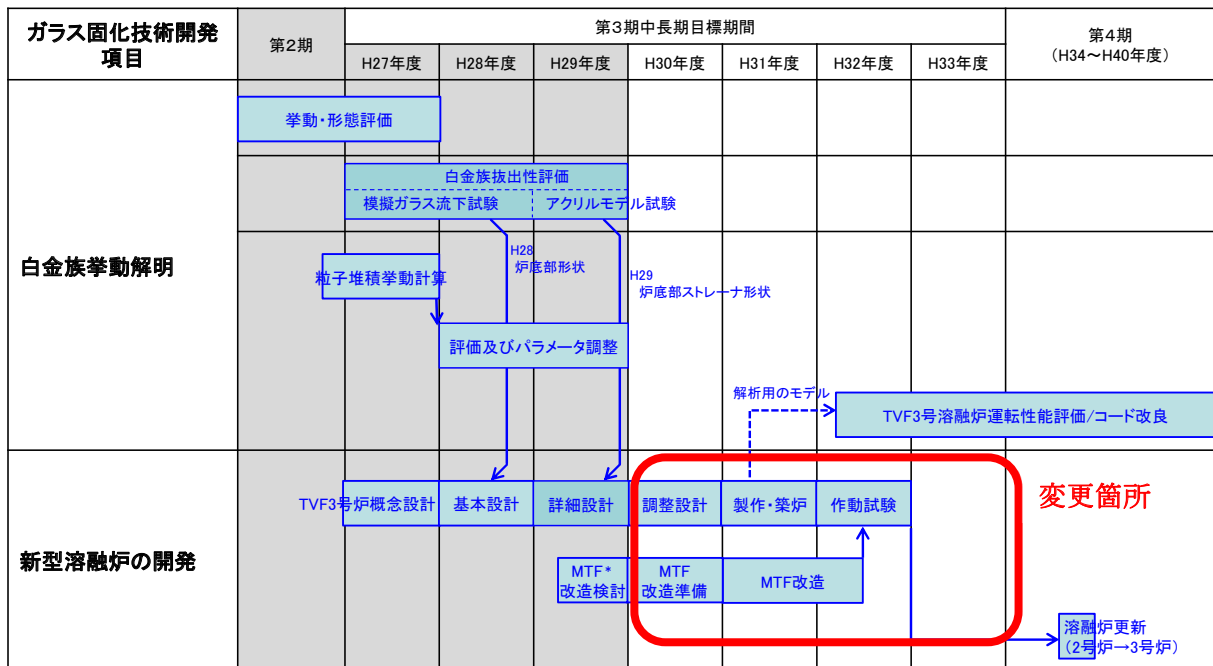
2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

新型溶融炉の開発について、(1)に示した通り、平成 29 年度の詳細設計結果を踏まえ、施工設計期間を 1 年から 2 年に変更した。これにより、3 号炉の作動試験終了時期が、当初の平成 32 年度末から平成 33 年度末となった。なお、平成 34 年度末から平成 36 年度の溶融炉更新時期に変更はない。

3) 効果・効用（アウトカム）

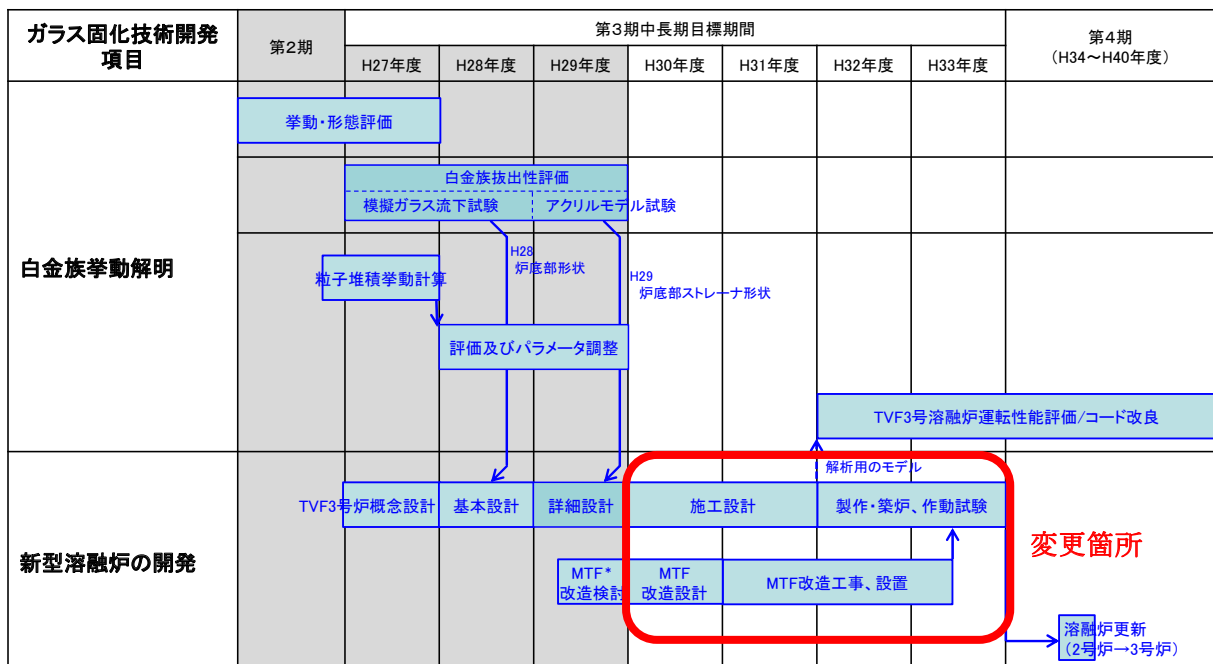
白金族元素の挙動等に係るデータ取得・評価で得られた成果は、日本原燃株式会社で開発を進めている炉底部を円錐形状とした溶融炉の導入判断や白金族元素対策等の高度化技術開発に資する成果であり、産業界のニーズに適合するものである。また、TVF3 号炉の開発を着実に進めたことで、高放射性廃液の早期ガラス固化処理を求める外部ニーズへの着実な対応が図られる。

（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）



* MTF:モックアップ試験棟(作動確認を行う既存のコールド施設)

(a) 当初スケジュール



* MTF:モックアップ試験棟(作動確認を行う既存のコールド施設)

(b) 変更後のスケジュール

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

1.2 東海再処理施設の廃止措置

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）	平成30年度計画
東海再処理施設については、使用済燃料のせん断や溶解等を行う一部の施設の使用を取りやめ、その廃止措置に向けた準備として、廃止までの工程・時期、廃止後の使用済燃料再処理技術の研究開発体系の再整理、施設の当面の利活用、その後の廃止措置計画等について明確化し、廃止措置計画の策定等を計画的に進める。また、安全確保・リスク低減を最優先とし、貯蔵中の使用済燃料や廃棄物を安全に管理するために新規制基準を踏まえた安全性向上対策に取り組む。これらの取組によって、再処理施設等の廃止措置技術体系確立に貢献する。 これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。 東海再処理施設については、新規制基準を踏まえた安全性向上対策の取組を進め、貯蔵中の使用済燃料及び廃棄物の管理並びに施設の高経年化を踏まえた対応を継続するとともに、東海再処理施設の廃止措置に向けた準備を進め、平成29年度上期に廃止措置計画の認可申請を行い、再処理施設の廃止措置技術体系の確立に向けた取組に着手する。	東海再処理施設の廃止措置に向け、廃止措置計画に係る許認可手続を進めるとともに、工程洗浄に向けた準備等を行う。

(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まと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、工程洗浄の方法等の検討を行った。(図 1.2-1～図 1.2-3)

(2) 方法

1) 許認可資料の作成

平成 29 年 6 月 30 日に申請した廃止措置計画について、東海再処理施設等安全監視チーム会合や面談で受けたコメントを反映し、内容の具体化を図り、補正の提出を行う。

2) 工程洗浄におけるデータ採取計画策定

平成 29 年度に選定した有力な工程洗浄の方法について、リスク評価や安全対策等を含め具体化する。

3) 国内外情報の収集

平成 29 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組織し、助言及び提言を頂く。

(3) 結果

1) 許認可資料の作成

平成 29 年 6 月 30 日に申請した廃止措置計画について、平成 30 年 6 月 5 日に以下の内容に係る補正を提出し、6 月 13 日に認可を受けた。

a) 放出管理目標値の設定

廃止措置段階における放射性廃棄物の放出量は、廃止措置の進捗に応じて、適宜、見直しを行い、まずは工程洗浄終了段階で実施することを記載した。また、当面の放出管理として、クリプトン-85、トリチウムについて新たに放出管理目標値を設定し、再処理施設保安規定にて管理することを記載した。

b) 核燃料物質の譲渡しの記載の具体化

使用済燃料について、ふげんの廃止措置計画の搬出計画と同様に搬出期限等を記載した。核燃料物質の譲渡しの方法について変更が生じた場合は、再処理事業指定変更申請を行う旨を記載した。

c) 特定廃液の明確化

再処理施設で取り扱う放射性液体廃棄物のうち、高放射性廃液、低放射性濃縮廃液を特

定廃液として取り扱うことを記載した。

d) 高レベル放射性物質研究施設（CPF）からの放射性廃棄物の引き渡しの明確化

CPF からの放射性廃棄物の引き渡しを受ける際は、再処理施設への支障がないよう行う旨を記載した。

e) プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）におけるスラッジの取扱いの明確化

PCDF で保管しているスラッジ（廃液処理に伴い発生）の更なる安定化を図るために水洗浄を行う旨を記載した。

また、廃止措置計画の具体化を進め、以下の事項について廃止措置計画の変更認可申請書を作成し、申請を行った。

- ・基準地震動、基準津波、設計竜巻、火山事象（平成 30 年 11 月 9 日申請）
- ・新規制基準を踏まえた安全性向上対策（平成 31 年 3 月 20 日申請）
- ・ガラス固化技術開発施設（TVF）保管セルの保管能力の増強（平成 30 年 11 月 9 日申請）
- ・低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の改造（平成 31 年 3 月 20 日申請）

2) 工程洗浄におけるデータ採取計画策定

平成 29 年度選定した有力な工程洗浄の方法について、リスク評価や安全対策等を含め具体化した。

3) 国内外情報の収集

平成 29 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、平成 30 年 10 月にドイツのカールスルーエ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、工程洗浄の方法等について報告するとともに、WAK、ベルギーのユーロケミック、フランスの UP1 等の廃止措置に係る情報を得ている。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、工程洗浄の方法等について助言及び提言を頂いた。

(4) 結果の評価

平成 30 年 6 月に廃止措置計画の認可を受け、引き続き、計画の具体化を図った廃止措置計画の変更認可申請を順次行った。また、工程洗浄についても、方法の具体化を図った廃止措置計画の変更認可申請書案として取りまとめ、平成 31 年度に変更認可申請を行う。

以上より、東海再処理施設の廃止措置に向け、廃止措置計画に係る許認可手続を進めるとともに、工程洗浄に向けた準備等を行うとの年度計画を達成している。

(5) 次年度以降の計画

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実施する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

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との中長期計画に対し、平成 29 年 6 月に廃止措置計画の認可申請を行い、平成 30 年 6 月に認可を受けており、計画を着実に進めている。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

平成 29 年 4 月に「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」が改正されるとともに、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所（再処理施設）の廃止措置計画の認可の審査に関する考え方」が策定され、当初の想定よりも許認可対応に係る労力が増加することが見込まれた。このため、許認可対応を優先することとし、その他の検討（系統除染、汚染状況調査方法及び必要な技術開発項目の検討）については後年度に実施するよう計画を見直した。

3) 効果・効用（アウトカム）

これまでの検討を公開報告書や国内で初めての再処理施設の廃止措置計画認可申請書として取りまとめたことにより、保有する放射性廃棄物に伴うリスクを速やかに低減しつつ廃止措置を進めるという東海再処理施設の廃止措置計画について、原子力機構外に広く普及することができた。

（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）

- ・ 東海再処理施設には、これまでの再処理運転に伴い発生した核燃料物質が残存している。残存の核燃料物質は、①使用済燃料のせん断粉末、②回収可能なPu（溶液）、③回収可能なU（溶液+粉末）及び④その他の核燃料物質に分類される。
- ・ これらの核燃料物質を粉末あるいは廃棄物として集約するために、工程洗浄の方法を検討

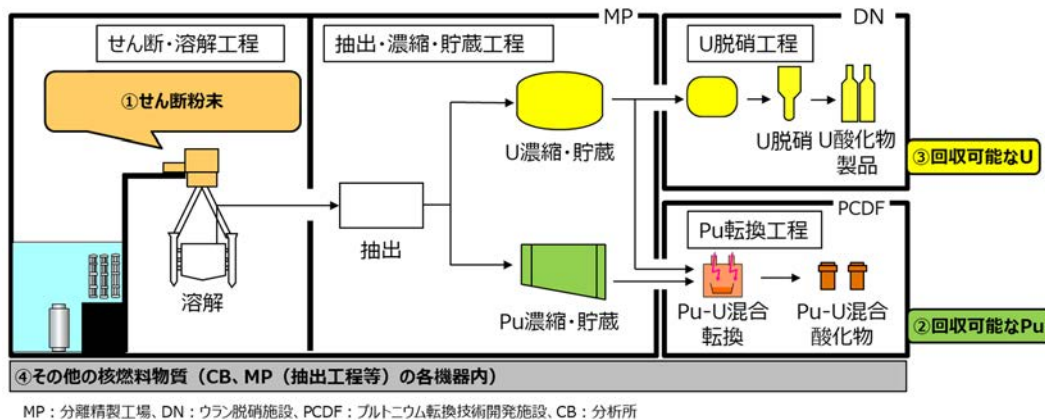
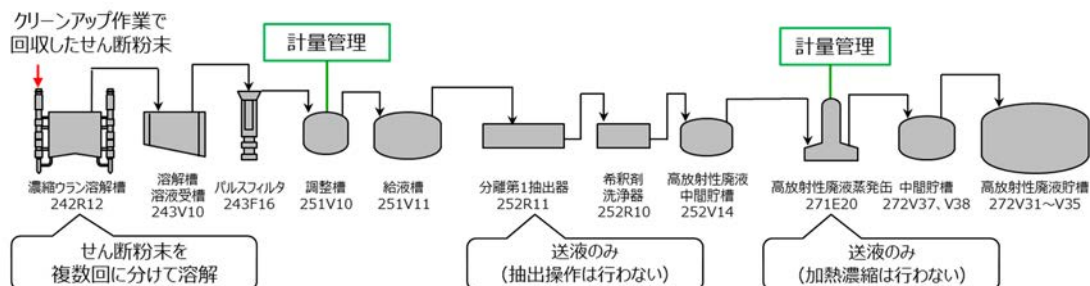


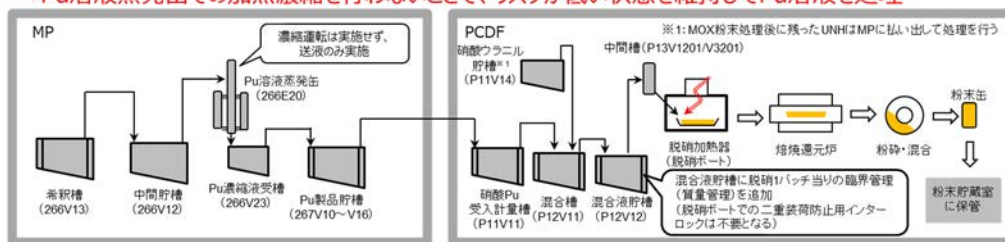
図 1.2-1 核燃料物質の残存の状況



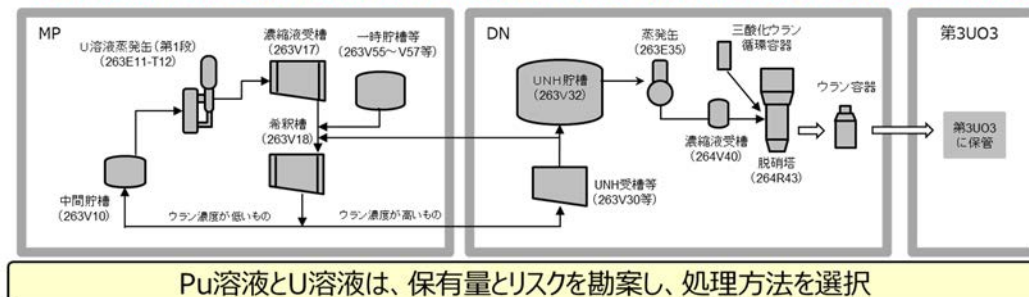
せん断粉末の廃棄は、せん断粉末を複数回に分けて溶解し、抽出操作及び高放射性廃液蒸発缶の加熱濃縮を行わないことでリスクを低く抑えることにより安全に実施可能

図 1.2-2 せん断粉末の処理方法

- ・ Pu溶液は保有する液量が少ないことから、分離精製工場（MP）では加熱濃縮を行わず、PCDFに送液してMOX粉末化するか、HAW施設に送液してHAWと混合してガラス固化する（詳細は検討中）
- Pu溶液蒸発缶での加熱濃縮を行わないことで、リスクが低い状態を維持してPu溶液を処理



- ・ U溶液はMP及びDNにて加熱濃縮操作を行い、DNでU粉末化を実施
- U溶液は保有量が多いこと、溶解液やPu溶液に比べリスクが低いことを考慮し、通常の処理操作を実施



Pu溶液とU溶液は、保有量とリスクを勘案し、処理方法を選択

図 1.2-3 Pu 溶液及び U 溶液の処理の処理方法

1.3 ガラス固化技術開発施設（TVF）の整備

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
安全確保・リスク低減を最優先とし、貯蔵中の使用済燃料や廃棄物を安全に管理するために新規制基準を踏まえた安全性向上対策に取り組むとともに、潜在的な危険の低減を進めるために Pu 溶液や高レベル放射性廃液の固化・安定化処理を平成 40 年度に完了すべく、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着実に実施する。これらの取組によって、再処理施設等の廃止措置技術体系確立に貢献する。 これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。 【各論】 安全確保・リスク低減を最優先に、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り組みを進め、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、遠隔機器及び溶融炉等の整備作業を行う。また、ガラス固化体保管能力増強に係る設計等を継続するとともに許認可手続を進める。

(1) 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、TVF における HALW のガラス固化処理について、リスク低減のため新規制基準適合確認を待たずに実施することが原子力規制委員会から了解された（平成 25 年 12 月 18 日）。

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、平成 40 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。

平成 30 年度は、当初、次回の HALW のガラス固化処理を平成 31 年度第 1 四半期開始で進めており、工程制御装置等の更新の作業進捗を踏まえて、平成 30 年 12 月に開始時期を平成 31 年度第 2 四半期に見直した。見直し計画に従い、遠隔機器及び熔融炉等の整備作業を実施している。

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、ガラス固化体保管能力の増強に係る耐震、遮へい、冷却（崩壊熱除去）について安全対策の詳細設計の結果を取りまとめ、平成 30 年 11 月 9 日に廃止措置計画変更認可の申請を行った。

(2) 方法

1) 遠隔機器及び熔融炉等の整備

平成 30 年度は、遠隔機器（両腕型マニプレータ）の更新、残留ガラス除去、工程制御装

置等の更新を実施する。

2) ガラス固化体保管能力増強

平成 30 年度は、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の申請を行う。

(3) 結果

1) 遠隔機器及び溶融炉等の整備

a) 遠隔機器の更新

両腕型マニプレータの旋回台（コードリール、位置検出器、リミットスイッチ類含む）の更新を平成 30 年 9 月 14 日に終了した。

b) 残留ガラス除去

非放射性のガラスカレットを用いた炉内洗浄作業を平成 30 年 4 月に実施した。その後、残留ガラス除去作業を平成 31 年 1 月まで実施した。

c) 工程制御装置等の更新

工程制御装置や溶融炉電力盤、流下ノズル加熱装置の更新作業を平成 31 年度第 1 四半期までの予定で実施している。

2) ガラス固化体保管能力増強

保管能力増強に伴う遮へい、保管ピットの耐震性及びガラス固化体の冷却（崩壊熱除去）性能に係る安全性評価の結果を取りまとめ、原子力機構内の再処理施設安全専門委員会及び中央安全審査・品質保証委員会での審議を受けた。新增設計画についての地元自治体の了解を得た後、平成 30 年 11 月 9 日に廃止措置計画変更認可の申請を行った。

(4) 結果の評価

1) 遠隔機器及び溶融炉等の整備

計画に従って、遠隔機器及び溶融炉等の整備を進めており、次回のガラス固化処理開始までに終了する見通しである。

2) ガラス固化体保管能力増強

計画に従って、平成 31 年度のガラス固化体保管能力増強工事に向け、廃止措置計画変更認可の申請を行うことができた。

(5) 次年度以降の計画

1) HALW のガラス固化処理

「ガラス固化処理に関する工程」に基づき、HALW のガラス固化処理、遠隔機器及び溶融炉等の整備を継続する。

2) 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。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

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

平成 28 年度は、設備の不具合等に適切に対処しつつ安全最優先で処理を進め、平成 27 年度末保管となっていた 4 本を含め平成 28 年度末までにガラス固化体 16 本を製造（流下本数は 14 本）した。

また、原子力規制委員会からの東海再処理施設の廃止に向けた計画等の検討に係る指示への対応として、平成 28 年 8 月を起点として平成 40 年度までに HALW のガラス固化処理運転を終了する「12.5 年計画」を示した。

平成 29 年度は、白金族元素の堆積に係る運転指標に達したことから、運転要領書に従って運転を終了し、ガラス固化体製造本数は目標の 60 本に対し 34 本となった。なお、「12.5 年計画」の見直し検討を実施した結果、平成 40 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。

また、計画に従ってガラス固化体保管能力の増強に係る安全評価等が実施できた。

平成 30 年度は、計画に従って、次のガラス固化処理に向けた遠隔機器及び溶融炉等の整備、廃止措置計画変更認可の申請を進めている。

HALW の貯蔵量は中長期目標期間当初に対し約 1 割減少し、HALW 貯蔵に伴う潜在的な危険性の低減を着実に進めた。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

HALW のガラス固化処理終了までに約 21 年を要するという平成 25 年度当時の見通し（短縮目標約 18 年）に対し、原子力規制委員会から大幅な期間短縮の検討指示を受け、平成 28 年 8 月を起点として平成 40 年度までの約 12.5 年で終了させる「12.5 年計画」を策定した。

平成 27 年度から平成 29 年度までに計 100 本を製造する当初の計画に対して、59 本を製造した。この実績を踏まえ、12.5 年計画への影響等について、見直し検討を実施し、平成 40 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。

なお、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」として反映して補正申請を行い、平成 30 年 6 月 13 日付で認可を受けた。

3) 効果・効用（アウトカム）

HALW のガラス固化処理を平成 40 年度までに終了させる計画を策定し、HALW 貯蔵量を減少させたことは、HALW の早期ガラス固化処理を求める外部ニーズへ着実に対応するものである。

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

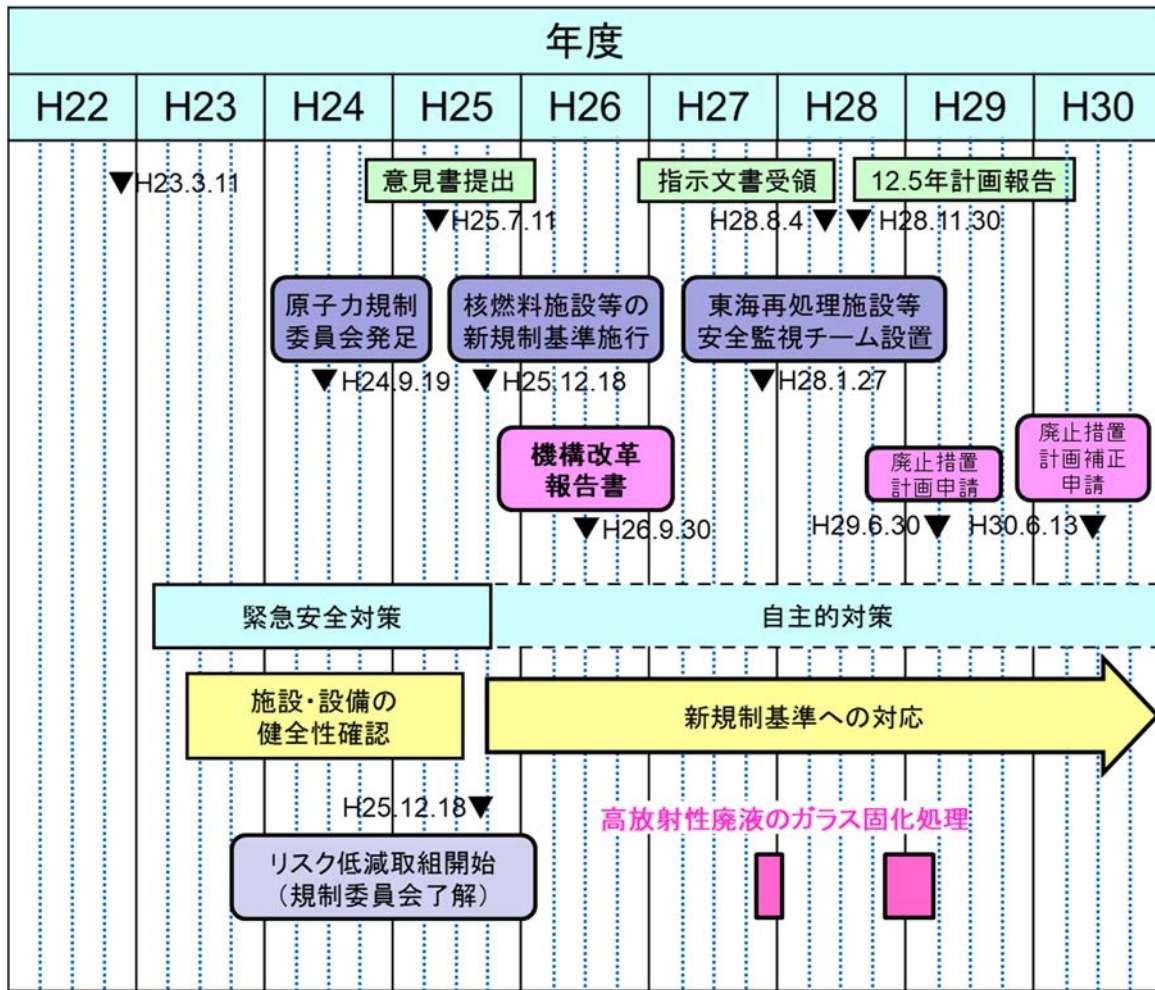


図 1.3-1 平成 23 年 3 月 11 日以降の経緯

年数 年度		1年目 H26年度	2年目 H27年度	3年目 H28年度	4年目 H29年度	5年目 H30年度	6年目 H31年度	7年目 H32年度	8年目 H33年度	9年目 H34年度	10年目 H35年度	11年目 H36年度	12年目 H37年度	13年目 H38年度	14年目 H39年度	15年目 H40年度
施設条件説明	①ガラス固化処理	9本 (16+13本) (17-146本)	4本 46本 (17-146本)	50本* 19-10P	60本* 21-10P	70本* 24-10P	71本* 2号線炉	80本	80本	80本	80本	80本	80本	80本	80本	80本
	(1)運転・定期検査 点検・保守等															
(2)施設整備	②定期検査 点検・保守等															
	③廃棄物解体・払出し															
(3)溶融炉 開発・設置	④ガラス除去															
	⑤高齢化対策 ⑥運搬機器整備															
(4)保管施設	⑦組織体制 保守体制															
	⑧設計・製作															
(4)保管施設	(保管本数)															
	⑨保管能力増強 (TVF)															
(4)保管施設	⑩新規保管施設建設															

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

図 1.3-2 ガラス固化処理に関する工程（廃止措置計画）

1.4 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の整備

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30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、焼却設備の改良に係る施工設計やセメント固化・硝酸根分解設備の整備に係る詳細設計を継続する。

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、焼却設備の耐食性の改善を図る設計を実施
- (4) 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
- (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の整備に向けた設計として、処理対象廃液（硝酸塩廃液、リン酸廃液及び炭酸塩廃液）をセメント固化する系統に係る設計を実施

1.4.2 コールド試験

(1) 概要

低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の運転開始に向けて、既存設備（ろ過・吸着設備等）の試運転やメンテナンス操作を行い、機器の健全性や操作・保守要領について確認している。LWTFのコールド試験から運転に向けた全体スケジュールを表1.4-1に示す。既存設備のうち、廃棄物の処理運転で特に使用頻度の高いろ過・吸着設備とセル内遠隔機器については、平成29年度のコールド試験において、操作訓練を兼ねた機器の健全性確認や操作・保守要領の確認を行った。

平成30年度のコールド試験では、主にセル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験とフィルタ類の保守試験を実施した。

(2) 方法

- 1) セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験

セル内（搬送セル）に設置されている遠隔機器（マスタースレーブマニプレータ）に対して、グリーン区域側に分割しながら引き抜く作業と、引き抜いたマスタースレーブマニプレータを挿入し設置する保守操作を行った。また、マスタースレーブマニプレータのブーツを交換する保守操作を行った。操作・保守要領の確認試験状況を図 1.4-1 に示す。

2) フィルタ類の保守試験

焼却設備の二次燃焼器と燃焼ガスフィルタに対して、それぞれに装荷しているセラミックフィルタを交換するために、クレーンを用いて上蓋の開口、グリーンハウスの設置、セラミックフィルタとガスキットの交換（実際に交換は行わない模擬作業）、クレーンを用いて上蓋の閉口までの一連の保守操作を行った。保守試験状況を図 1.4-2 に示す。

3) セル内除染台車の保守操作確認

セル内（ろ過セル）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）に対して、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と移動させる保守操作を行った。保守操作確認状況を図 1.4-3 に示す。

4) セル等漏えい検知装置の作動確認試験

セル内外に設置されている漏えい検知装置（セル内設置数：23 箇所、セル外設置数：5 箇所）に対して、ドリップトレイの集液部に純水を供給し、漏えい検知装置の作動状態（作動時の液位測定、純水排出後のリセット確認）を確認した。

(3) 結果

1) セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験

- ・セル内のマスタースレーブマニプレータについては、マスターアームを取り外した後にグリーン区域側に引き抜いて操作架台や移送台車に載せる操作と、引き抜いたマスタースレーブマニプレータを挿入した後にマスターアームを取り付ける操作が操作・保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。
- ・マスタースレーブマニプレータのブーツ交換についても操作・保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。

2) フィルタ類の保守試験

- ・焼却設備の二次燃焼器と燃焼ガスフィルタのそれぞれのセラミックフィルタ交換に係る一連の保守操作については、操作・保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。
- ・セラミックフィルタ交換作業（模擬作業）時に、各系統（焼却炉内）圧力が負圧であることを確認でき、放射性物質の閉じ込めの観点からも問題がないことを確認した。

3) セル内除染台車の保守操作確認

- ・セル内（ろ過セル）に設置されている除染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、クレーンを使用した吊り上げ作業、保守室への吊り下し作業を行い、セル内から保守室への移動が操作・保守要領に基づいて問題なく行えることと、使用した機器（除染台車、ITV カメラ、クレーン）が健全であることを確認した。

4) セル内漏えい検知装置等の作動確認試験

- ・セル内のドリフトレイ集液部に純水を張ることで漏えい検知装置の警報音が発報し、警報灯が点滅すること、集液部の純水を排出でき警報灯のリセットを問題なく行えることを確認した。

(4) 結果の評価

当初計画した確認試験等において、設備・機器の健全性に問題ないことを確認した。また、ITV カメラを介しながらのクレーン遠隔操作や、セル内に設置してあるマスタースレーブマニプレータの分割引き抜き作業等については、確認試験を継続して行い、操作技術の習熟を図る必要がある。

(5) 次年度以降の計画

セル内遠隔機器（マスタースレーブマニプレータ）の引き抜き・分割作業を実施し、運転員の操作技術習熟を図る。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) コールド試験の進捗状況

LWTF の運転開始に向けて、廃棄物の処理運転で特に使用頻度の高いろ過・吸着設備とセル内遠隔機器に対する機器の健全性確認や操作・保守要領の確認を計画どおりに行うことができた。

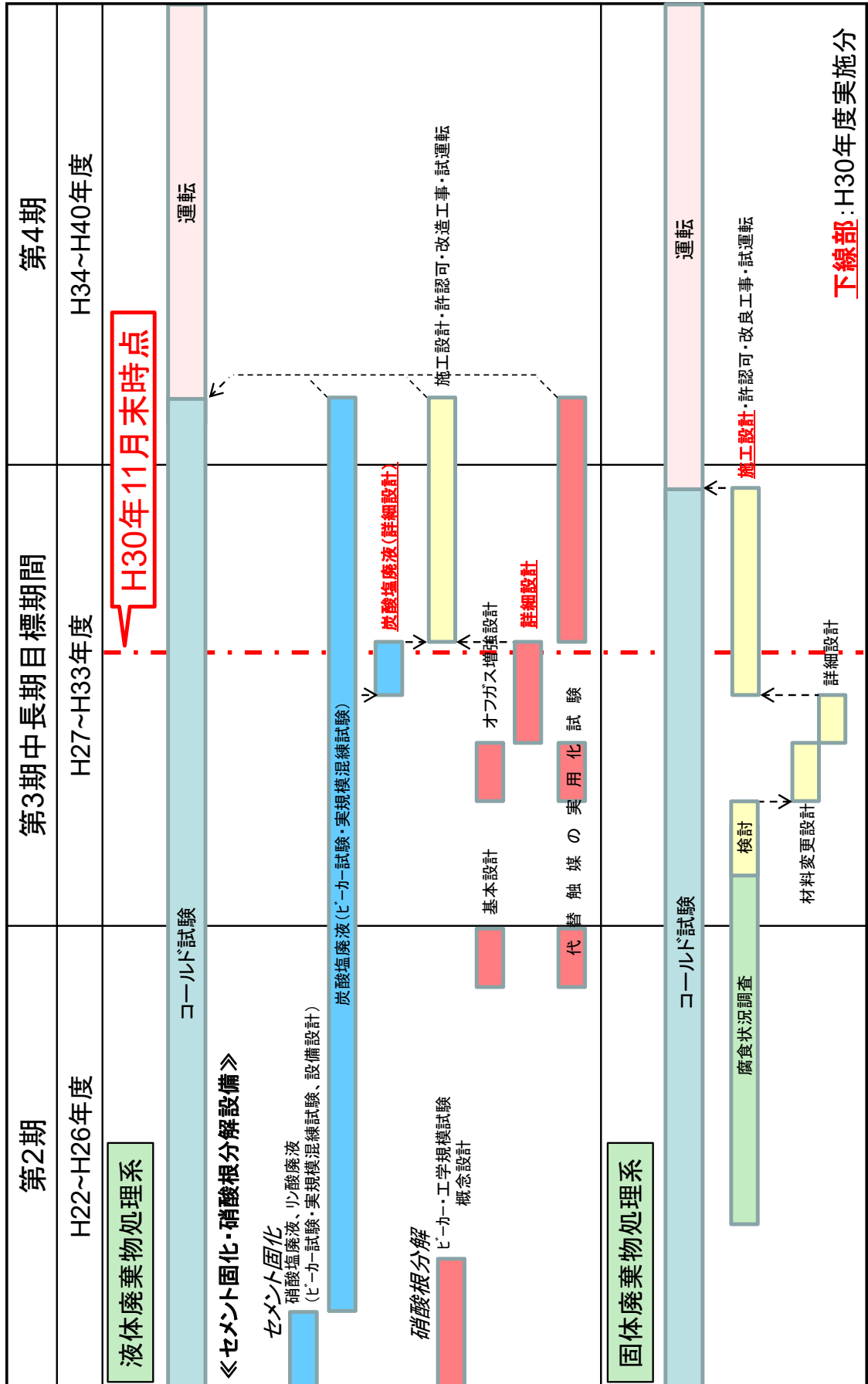
2) 情勢変化に対応したコールド試験の目的・目標・進め方などの見直しについて

平成 30 年 6 月に認可された廃止措置計画に基づき、液体・固体廃棄物処理系設備のそれぞれの運転開始時期（平成 35 年度、平成 33 年度）までに機器の健全性確認や操作・保守要領の確認を目的としたコールド試験を終了する予定である。

3) 効果・効用（アウトカム）

コールド試験で得られた成果は、機器が健全であることを確認できたことや運転員の操作技術の向上を図ることができただけでなく、操作・保守要領に反映されており、今後の運転や保守作業に活用することができる。

表 1.4-1 全体スケジュール



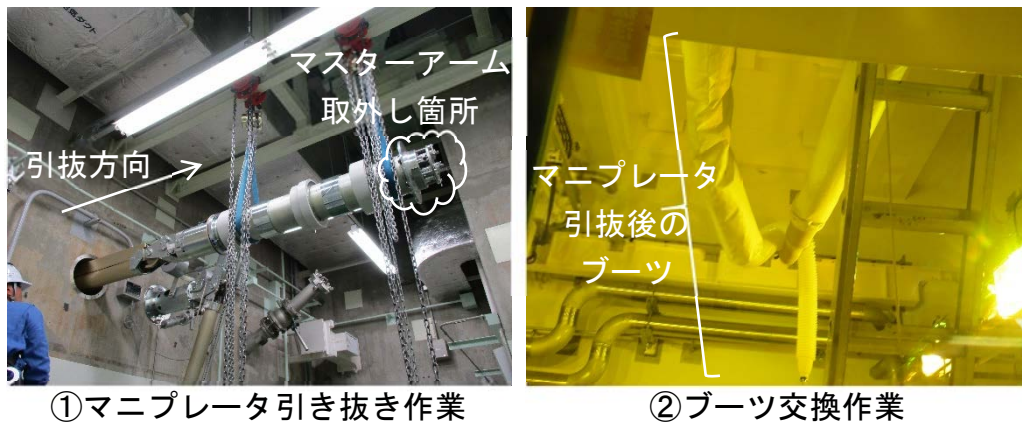


図 1.4-1 セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験状況



図 1.4-2 フィルタ類の保守試験状況

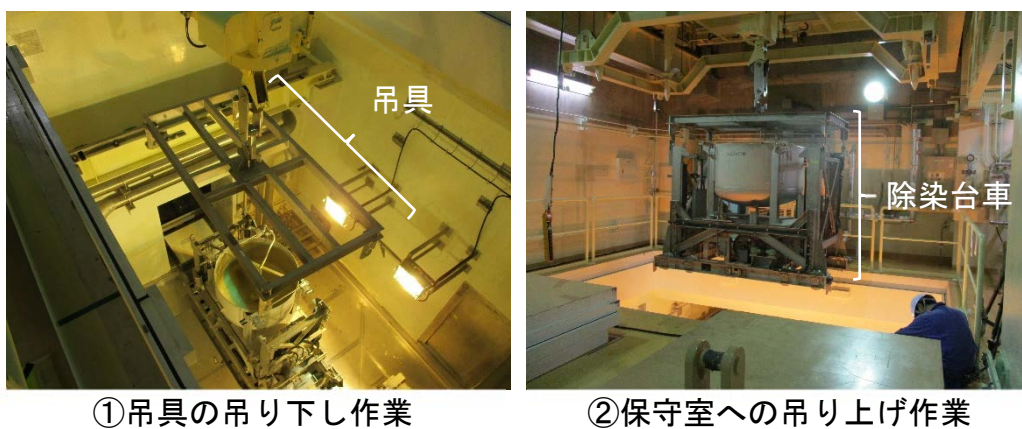


図 1.4-3 セル内除染台車の保守操作確認状況

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 27～29 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。

平成 30 年度の実規模セメント混練試験では、平成 29 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、平成 29 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

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、作製したセメント固化体を半年及び 1 年間養生した後、再び一軸圧縮強度の測定と XRD による結晶構造解析を実施した。実規模セメント混練試験概要を図 1.4-4 に示す。

(3) 結果

平成 30 年度の実規模セメント混練試験については、17 試験を実施した。また、長期材齢（半年・1 年間養生）のセメント固化体に対しては、管理目標値を満足するとともに、日数経過に伴い、一軸圧縮強度が上昇する傾向であること、結晶構造解析の結果から固化体中にセメント水和物（C-S-H）が生成していることを確認した。セメント固化体の日数経過に伴う圧縮強度変化を図 1.4-5 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物性データ（一軸圧縮強度、結晶構造）を取得する。また、実規模セメント混練試験装置を用いて作製したセメント固化体（運転時に想定される塩充填率を設定）から、長期材齢の物性データを取得する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) セメント混練試験の進捗状況

LWTF の液体廃棄物処理系設備の運転開始に向けて、廃液中の硝酸根を分解した後に得られる炭酸塩廃液（硝酸根分解率 90、95 及び 100%相当）に対するセメント固化条件（水セメント比、塩充填率）を取得した。また、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）と長期材齢（半年・1 年間養生）の物性データをそれぞれ取得し、運転時に想定される水セメント比を設定した固化条件における長期安定性についての確認を計画どおりに行うことができた。

2) 情勢変化に対応したセメント混練試験の目的・目標・進め方などの見直しについて

平成 30 年 6 月に認可された廃止措置計画に基づき、液体廃棄物処理系設備の運転開始時期（平成 35 年度）までに廃液中の硝酸根を分解した後に得られる炭酸塩廃液のセメント固化条件における長期安定性の確認を目的とした実規模セメント混練試験を終了する予定である。

3) 効果・効用（アウトカム）

セメント混練試験で得られた成果は、セメント固化設備の整備に係る設計や今後のセメント固化設備の運転に活用することができる。また、これらのセメント混練試験の成果は、学会発表（平成 28 年度 1 件、平成 29 年度 1 件、平成 30 年度 2 件）を行い、積極的な成果の普及に努めた。

【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 (インドラミキシング方式)

図 1.4-4 実規模セメント混練試験概要

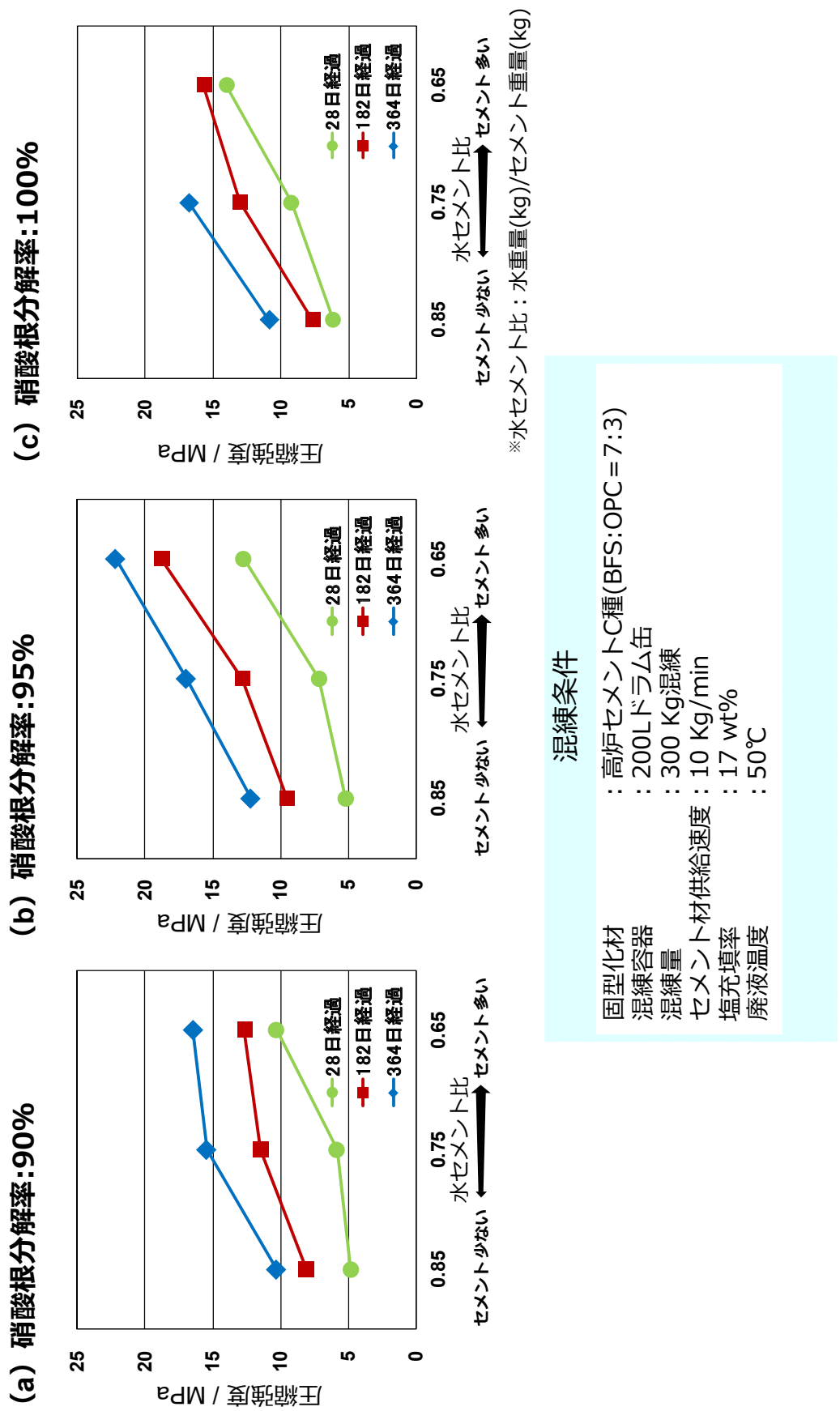


図 1.4-5 セメント固化体の日数経過に伴う圧縮強度変化

1.4.4 設備の改良と整備

(1) 概要

1) 焼却設備の改良

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 27 年度までに内部観察結果や材料腐食評価試験等（腐食状況調査）の調査結果を評価し、更新範囲と更新材料の選定、平成 28 年度に設計検討を行った。平成 29 年度の上期に更新箇所に対する材料変更設計（製造方法、設置スペース、既設系統・取合い影響、工事方法の検討）、下期に工事仕様・工事物量を確定するための詳細設計を実施した。

平成 30 年度は、焼却設備の改良工事を行うための施工設計に着手する。

設備の改良と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・硝酸根分解設備の整備

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として、処理対象廃液のうち、硝酸塩廃液とリン酸廃液をセメント固化する系統に係る設計を実施した。設備整備を行うセメント固化設備及び硝酸根分解設備の主要機器構成を図 1.4-6、図 1.4-7 に示す。

平成 29 年度の上期に硝酸根分解設備用のオフガス処理設備の系統設計（機器設計及び配置設計）、下期に硝酸根分解設備の配管・計装・電気に係る詳細設計を実施した。また、炭酸塩廃液（硝酸根分解後の廃液）用のセメント材に対する空気移送試験を実施し、最適な移送条件を取得した。

平成 30 年度は、平成 29 年度に実施した詳細設計Ⅰに引き続き、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、電気設計等を実施する。

(2) 方法（設計方針）

1) 焼却設備の改良（施工設計）

- ・焼却設備の改良工事に係る工場製作と現地工事を行うための施工設計を実施する。

2) セメント固化・硝酸根分解設備の整備（詳細設計Ⅱ）

- ・セメント固化設備に対して、炭酸塩廃液用のセメント材に対する空気移送試験結果を基に、炭酸塩廃液用セメント材の空気移送設備とセメント材を供給する系統の機器及び配管設計を実施する。
- ・硝酸根分解設備に対して、平成 29 年度に実施した詳細設計Ⅰの設計成果を基に、機器、機械、配管、計装、電気設計を実施する。

(3) 結果

1) 焼却設備の改良

・焼却設備の改良工事に係る工場製作と現地工事を行うための施工設計を継続する。

2) セメント固化・硝酸根分解設備の整備

・セメント固化設備に対して、炭酸塩廃液用のセメント材に対する空気移送試験結果を基に、炭酸塩廃液用セメント材の空気移送設備とセメント材を供給する系統の機器及び配管設計を実施した。

・硝酸根分解設備に対して、平成 29 年度に実施した詳細設計 I の設計成果を基に、機器、機械、配管、計装、電気設計を実施した。

(4) 結果の評価

当初計画した焼却設備の改良工事に係る施工設計に着手し、セメント固化・硝酸根分解設備の整備に係る改造工事に係る詳細設計 II を完了した。

(5) 次年度以降の計画

1) 焼却設備の改良

焼却設備の改良工事（平成 31～33 年度に実施予定）を開始し、工場製作と現地工事を行う。

2) セメント固化・硝酸根分解設備の整備

セメント固化・硝酸根分解設備を整備するための改造工事に向けて、工場製作と現地工事を行うための施工設計を実施する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 施設の改良・整備の進捗状況

LWTF の運転開始に向けて、焼却設備の改良工事とセメント固化・硝酸根分解設備の整備に係る改造工事を行うための設計を計画どおりに実施することができた。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

平成 30 年 6 月に認可された廃止措置計画に基づき、液体・固体廃棄物処理系設備のそれぞれの運転開始時期（平成 35 年度、平成 33 年度）までに焼却設備の改良工事とセメント固化・硝酸根分解設備の整備に係る改造工事を終了する予定である。

3) 効果・効用（アウトカム）

焼却設備の改良工事（平成 31～33 年度に実施予定）とセメント固化・硝酸根分解設備の改造工事（平成 32～34 年度に実施予定）に係る設計で得られた成果を基に、工場製作・現地工事を行う。

（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）

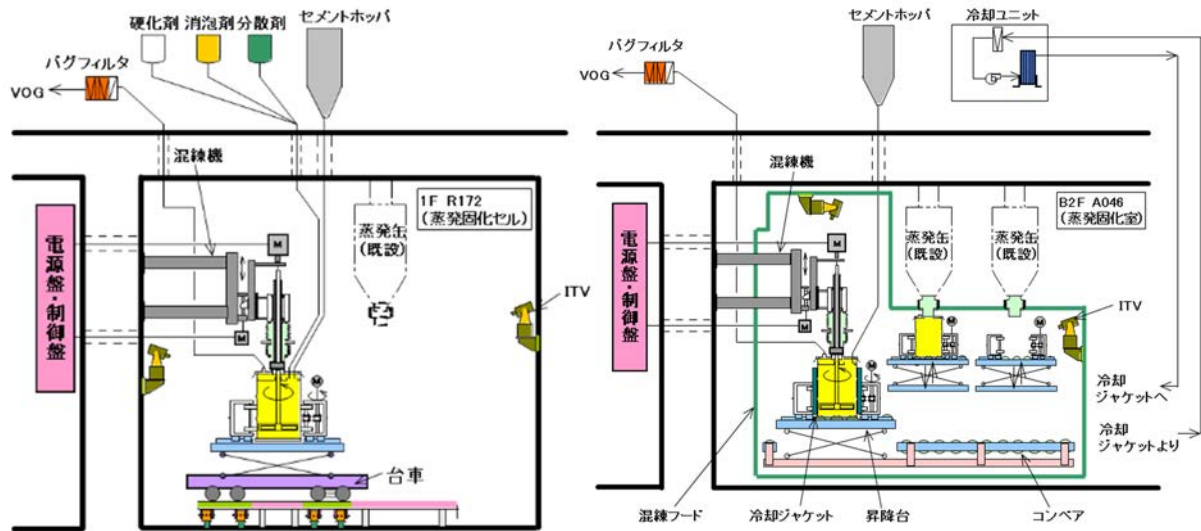


図 1.4-6 セメント固化設備の主要機器構成

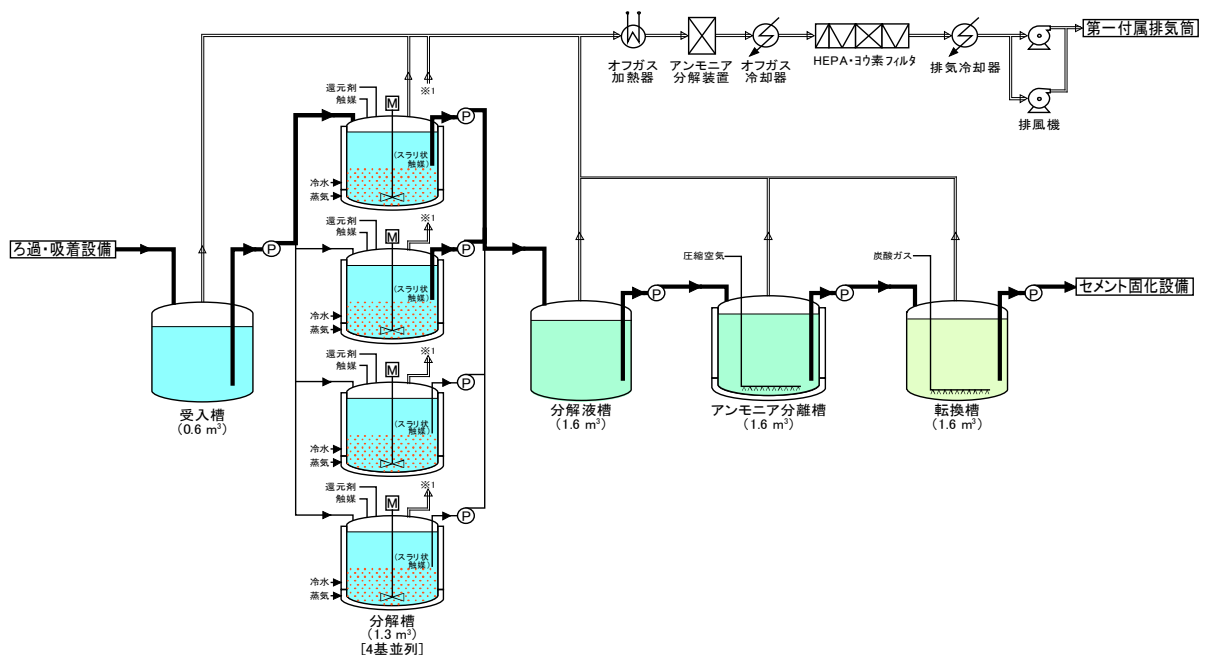


図 1.4-7 硝酸根分解設備の主要機器構成

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）	平成30年度計画
再処理技術の高度化や軽水炉 MOX 燃料等の再処理に向けた基盤技術の開発に取り組むとともに、これらの成果を活用して技術支援を行うことで、核燃料サイクル事業に貢献する。 安全確保・リスク低減を最優先とし、貯蔵中の使用済燃料や廃棄物を安全に管理するために新規制基準を踏まえた安全性向上対策に取り組む これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。 【各論】 高放射性固体廃棄物については、遠隔取出しに関する技術開発を進め、適切な貯蔵管理に資する。	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進める。

1.5.1 全体工程

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

なお、これらの高放射性固体廃棄物の取出しが完了するまでの間のリスク評価結果を踏まえ、安全確保対策としてハル貯蔵庫内のプール水浄化設備を製作し浄化を実施する。

全体工程を図 1.5-1 に示し、各項目の工程を以下に示す。なお、各工程は設計等の進捗に応じ適

宜見直すものとする。

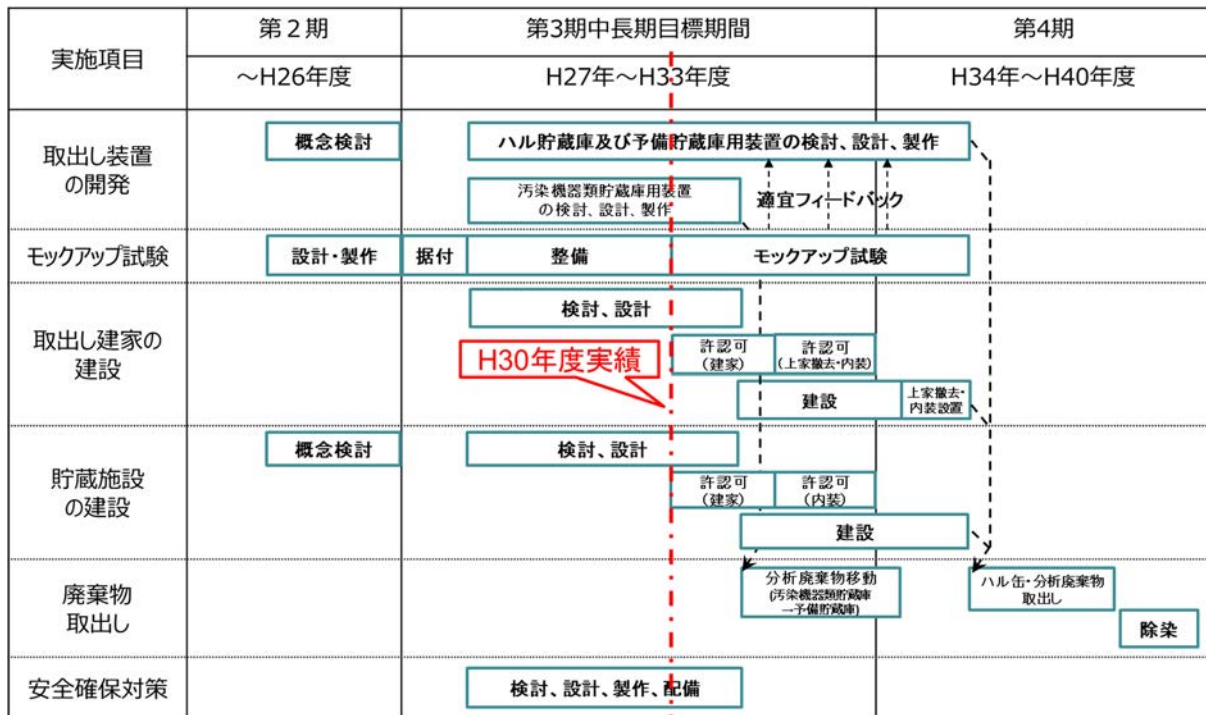


図 1.5-1 全体工程（平成 31 年 3 月時点）

① 取出し装置の開発

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

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

② 取出し建家の建設

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

③ 貯蔵施設（HWTF-1）の建設

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

④ 廃棄物取出し

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

⑤ 安全確保対策

平成 29 年度末までに漏えい及び火災のリスクに応じた設備の整備を完了し、以降、適宜訓

練を行い対応能力の向上を図る。また、平成 31 年度末までにプール水浄化設備の装置設計、製作する計画であり、平成 32 年度を目途に運用を開始しプール水の浄化を行う。

以下に、上述の各項目について実施内容を記載する。

1.5.2 取出し装置の開発

1.5.2.1 ハル貯蔵庫、予備貯蔵庫用装置

(1) 概要

平成 29 年度の基本設計では、取出し建家に新たに装置据付床を設置することに伴う装置の設置構造変更、遮へい機能を考慮した装置設計を行い、機器構成図、機器配置図等を作成した。基本設計の結果、予備貯蔵庫からの取出し能力が目標を達成できず課題として残った。

そのほか、平成 29 年度は、貯蔵庫内廃棄物及び貯蔵庫内装置の状態を把握するための可視化技術について設計を実施し、水中レーザや音響カメラの適用が有効である見通しを得た。

平成 30 年度は、平成 31 年度の廃棄物姿勢調整装置の製作に向け、平成 29 年度基本設計結果を踏まえた詳細な設計を実施し、装置構成要素について製作レベルの設計を行った。貯蔵庫内可視化技術については、より詳細な手法・機器を設計した。また、海外技術の転用が考えられる技術は、その適用性を調査した。

(2) 方法

平成 29 年度の基本設計の結果を踏まえて、以下の通り設計を進める。

- ・廃棄物姿勢調整装置の昇降・旋回・伸縮機構部及び先端部ツールについて製作設計を行う。
- ・既存 HASWS プール水の浄化装置導入を踏まえた、取出し装置の遮へい設計を行う。
- ・取出し建家の概念設計結果を反映し、装置据付床と装置下部の取り付け部詳細について設計を行う。
- ・ハル貯蔵庫におけるプール水中でのスラッジの舞上がりを想定し、貯蔵庫内可視化技術と連携させた取出し装置制御システムの設計を行う。
- ・予備貯蔵庫からの目標とする取出し能力は 17 個/日であり、取出し期間短縮のために分析廃棄物用容器取出し方法、装置構造等の再設計を行う。
- ・海外技術を調査し、水中でワイヤ切断、吊具の接続等を実施する水中 ROV 及び水中に貯蔵されている廃棄物等の可視化等に係わる技術について情報を収集し、適用性を調査する。

(3) 結果

ハル貯蔵庫用取出し装置「廃棄物姿勢調整装置」の昇降・旋回・伸縮機構部及び先端工具について装置製作に向けた部材毎の設計を完了した。また、予備貯蔵庫からの取出し期間短縮のために分析廃棄物用容器の取出し方法、装置構造等の再設計を完了した。取出し装置概念図を図 1.5-2 に示す。

(4) 結果の評価

平成 31 年度からの廃棄物姿勢調整装置の製作開始に向けて、平成 30 年度末までに設計インプットデータの整理を完了した。

(5) 次年度以降の計画

平成 30 年度に実施した製作設計を基に、平成 31 年度から装置製作を開始する計画である。

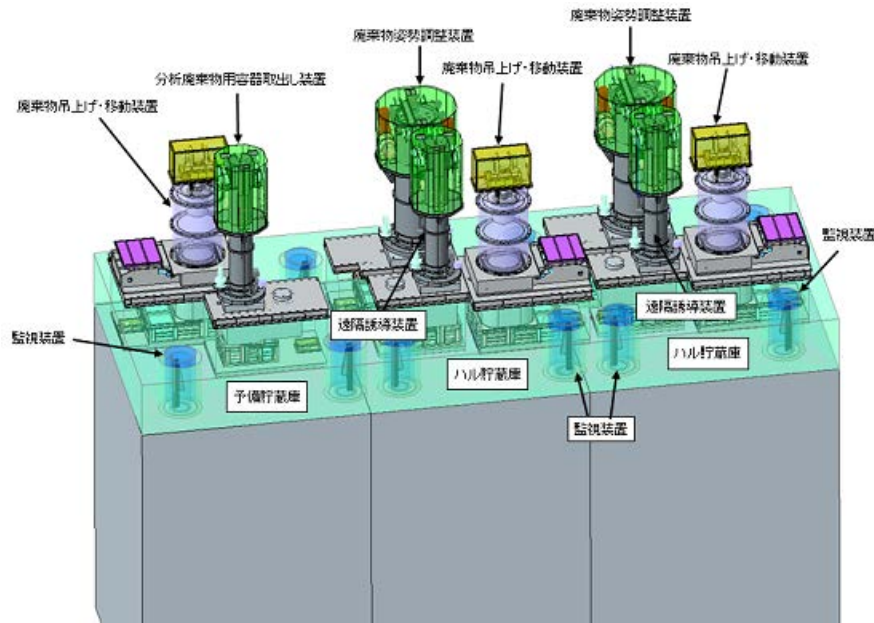


図 1.5-2 取出し装置概念図

1.5.2.2 汚染機器類貯蔵庫用装置

(1) 概要

平成 29 年度の基本設計では、汚染機器類貯蔵庫天井の開口部から分析廃棄物用容器を取出し予備貯蔵庫への移送、投入を行う方法について、取出しプロセスに沿った装置の構成、構造、必要ユーティリティ等の設計を行うことで装置概念を具体化し、計画である約 2.5 年で取出しが完了できる見通しを得た。取出し装置（汚染機器類貯蔵庫用）概念図を図 1.5-3 に示す。

平成 30 年度は、基本設計により抽出された技術的課題である汚染機器類貯蔵庫から取出した分析廃棄物用容器を運搬する際の汚染拡大防止対策として、分析廃棄物用容器を収納する外殻容器の設計を行った。

(2) 方法

平成 29 年度の基本設計の結果を踏まえて、以下の通り設計を進める。

- ・分析廃棄物用容器をビニールバック梱包することを前提に、それらを収納できる外殻容器の設計を行う。
- ・外殻容器は、搬送容器（カスク）の内寸法 $\phi 330\text{mm}$ 、高さ 340mm 以内に納まる設計を行う。
- ・材質は、将来焼却処分が行えるように樹脂製（塩化物を含む樹脂を除く）とする設計を行う。
- ・特殊な工具等を使用せずに作業員の手作業により蓋締めが行える構造とする設計を行う。

- ・外殻容器の蓋が容易に外れない構造とする設計を行う。

(3) 結果

外殻容器を試作し、モックアップにてビニールバック梱包した分析廃棄物用容器の収納性、搬送容器への収納性及び容器の強度確認を行い、外殻容器の設計を実施した。

(4) 結果の評価

分析廃棄物用容器を梱包したビニールバックの保護及び搬送容器内の汚染拡大防止を目的とした外殻容器について製作に向けた設計を完了した。

(5) 次年度以降の計画

平成 32 年度に予定している汚染機器類貯蔵庫からの分析廃棄物用容器取出しまでに、取出し装置及び外殻容器等の製作を実施する計画である。

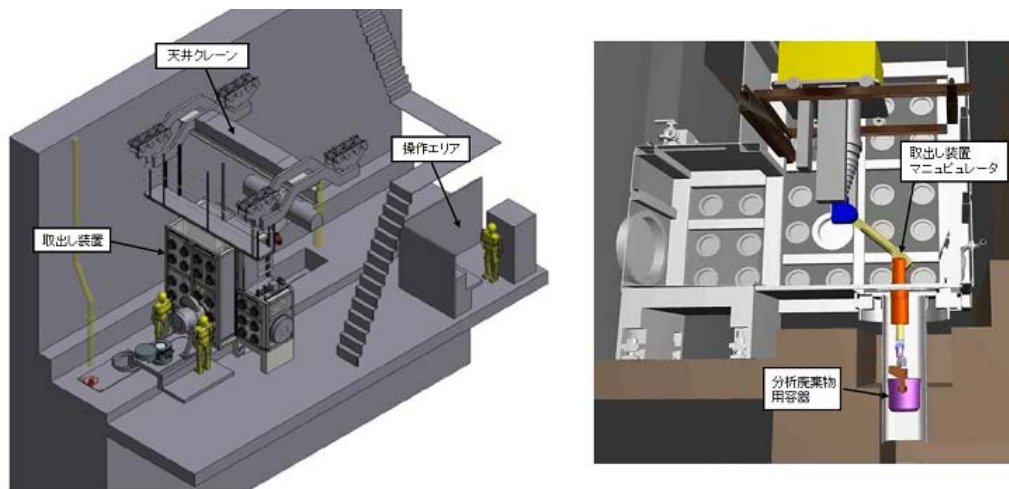


図 1.5-3 取出し装置（汚染機器類貯蔵庫用）の概念図

1.5.2.3 モックアップ設備の整備

(1) 概要

ハル貯蔵庫及び予備貯蔵庫用取出し装置の機能確認及び実証試験を行うためのモックアップ設備整備の一環として、平成 25 年度から平成 29 年度に、モックアップ用水槽の設計・製作、モックアップ設備を設置する施設（実規模開発試験室 1 階）の基礎施工、高さ 6m までの水槽の据付・組立・溶接及び取出し装置を据え付ける据付床等の設計を実施した。

平成 30 年度は、平成 29 年度に実施した設計を基に装置据付床等の製作を行い、水槽部への据付け作業を実施し、平成 31 年度からモックアップ設備が運用開始できる状態とする。

(2) 方法（モックアップ設備の整備目的）

ハル貯蔵庫のプール水は比較的高濃度の放射性物質を含んでおり、ハル貯蔵庫内で一度使用した装置は汚染を伴うため改良作業が困難となる。このため、ハル貯蔵庫での使用に先立ち、

モックアップ設備にて以下の事項を行う。

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

(3) 結果

平成 29 年度に実施した設計を基に、平成 30 年度末までに取出し装置の据付床等を製作し水槽部への据付け作業を完了し、モックアップ設備が運用開始できる状態となった。

(4) 結果の評価

モックアップ設備の運用が可能となり、水中での視認性確認や水中での模擬ハル缶の挙動確認及び各種装置の機能確認試験等、実機での取出し作業に反映できる試験が可能となった。また、本設備は、HASWS に留まらず広範囲な大型遠隔装置のモックアップに応用することが可能となる。

1.5.3 取出し建家及び貯蔵施設（HWTF-1）の建設

1.5.3.1 取出し建家の建設

(1) 概要

取出し建家は、HASWS に貯蔵されている廃棄物を取出す装置の搬送、据付、取出した廃棄物及びプール水を貯蔵施設（HWTF-1）へ移送する機能を有する HASWS 全体を覆う建家である。平成 29 年度は、貯蔵庫天井部への新規開口部設置方法、上家の解体方法及び架橋構造となる装置据付床の施工方法等を具体化する検討を行い、更に建設工法及び建設工程などを含めた建家概念を取りまとめ、建設予定地に建設可能である見通しを得た。図 1.5-4 に取出し建家概念図を示す。

平成 30 年度は、取出し装置の設計結果を反映した装置据付床の設計、取出し装置の搬送、プール水移送などのプロセス設備及び付帯設備（電気、換気等）の設計、既存設備（換気、排水、ユーティリティ等）との取合い設計等を行う基本設計を行った。

(2) 方法

平成 29 年度の概念設計の結果を踏まえて、以下の通り設計を進める。

- ・建家は、HASWS を内包する構造とする設計を行う。
- ・既設上家等を建家内で解体・搬出ができる設備及び取出し装置のハンドリングができる設備を設ける設計を行う。
- ・HASWS 躯体に取出し装置の荷重を負荷させない装置据付床の設計を行う。
- ・HASWS の貯蔵庫天井部に、取出し装置を設置する新規開口部を追設することを前提とした設計を行う。
- ・取出した廃棄物を収納した運搬容器を HWTF-1 に搬送できる設備、プール水の懸濁物質を除去できる設備及びプール水を HWTF-1 に移送する設備の設計を行う。

- ・建家の耐震クラスは、「B クラス」とする設計を行う。

(3) 結果

取出し装置の設計結果を反映した装置据付床の詳細設計、プロセス設備及び付帯設備の詳細設計、既存設備との取合い等についての設計情報及び技術的課題を得ることができた。

(4) 結果の評価

平成 31 年度から実施する詳細設計に対するインプットデータを整理した。

(5) 次年度以降の計画

基本設計において抽出された技術的課題を解決するとともに、ハル貯蔵庫、予備貯蔵庫で使用する取出し装置の設計結果、貯蔵施設（HWTF-1）の設計結果を踏まえた建家構造、内装設備及び取出し建家建設手順等について詳細設計を実施する。

また、取出し建家の建設着手後は、HASWS への分析廃棄物用容器の受入れが困難になるため、HASWS 以外の施設における分析廃棄物用容器の受入れ方法等を検討する。

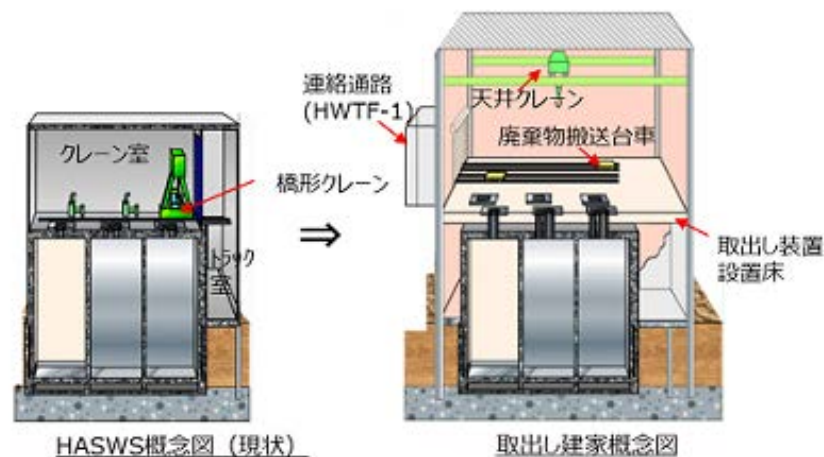


図 1.5-4 取出し建家概念図

1.5.3.2 貯蔵施設（HWTF-1）の建設

(1) 概要

貯蔵施設（HWTF-1）は、HASWS から取出した廃棄物及び分析所から発生する分析廃棄物用容器を廃棄体化处理するまでの期間、貯蔵する施設である。平成 29 年度は、平成 26 年度に実施した概念検討時の建設候補地に、建家の拡張を検討できる近隣エリアを加えた敷地に、HWTF-1 を建設する場合のプロセス構成、取出した廃棄物の取扱い動線及び内装機器の配置に係る概念検討を行い、建家概念を取りまとめ、建設予定地に建設可能である見通しを得た。図 1.5-5 に HWTF-1 の全体フローを示す。

平成 30 年度はこれまでの検討結果を基に主要プロセス設備（搬送設備、収納設備、ハル缶貯蔵設備、分析廃棄物仕分け設備、分析廃棄物貯蔵設備、保守設備、プール水浄化設備）、付属設

備（電気・ユーティリティ設備、換気空調設備）の設備規模及び配置等について具体化するために基本設計を行った。

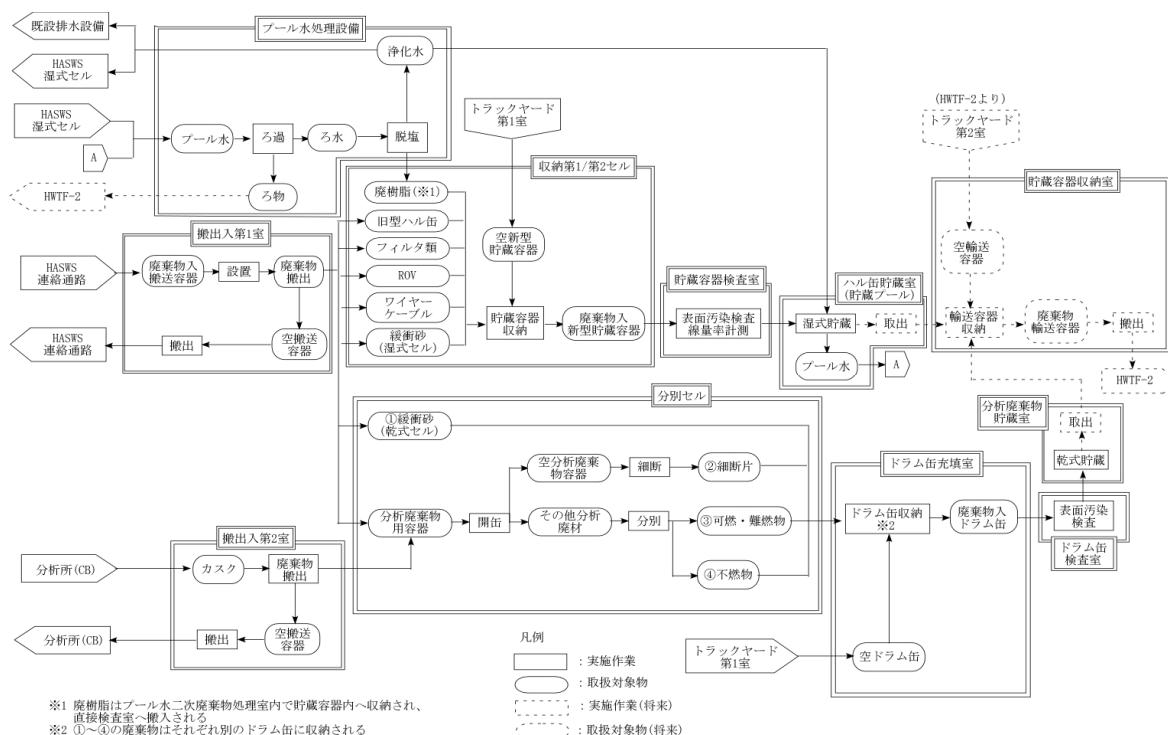


図 1.5-5 HWTF-1 の全体フロー

(2) 方法

平成 29 年度の概念設計の結果を踏まえて、以下の通り設計を進める。

- ・ 取出し建家からの廃棄物を収納した廃棄物吊上げ・移動装置及び分析所からの分析廃棄物を収納した輸送容器を搬入できる設備の設計を行う。
- ・ ハル貯蔵庫に貯蔵していた廃棄物を新規貯蔵容器に収納できる設備の設計を行う。
- ・ 分析廃棄物用容器から内容物を取出し、仕分けを行い、貯蔵容器（200L ドラム缶）に収納できる設備及び分析廃棄物用容器を細断し、貯蔵容器（200L ドラム缶）に収納できる設備の設計を行う。
- ・ HASWS に貯蔵していたすべての廃棄物を収納できる貯蔵庫を設ける設計を行う。
- ・ ハル貯蔵庫に貯蔵していた廃棄物を収納した新規貯蔵容器が水中貯蔵でき、再度取出すことができる設備を設計する。
- ・ 取出し建家及び HWTF-1 のプール水を受入れ、浄化ができる設備を設ける設計を行う。
- ・ 建家の耐震クラスは、「B クラス」とする設計を行う。

(3) 結果

建設候補地に隣接する施設及びトレンチ、排気ダクト等との建物間隔を確保するため、プロセス設備の合理化検討を行い建家規模の縮小化を検討するとともに、建設候補地の地盤調査に

て土壌掘削に必要な期間を評価し、建設スケジュールの精査を実施した。これらにより HWTF-1 が有するプロセス構造、規模、建設スケジュール、コスト等の情報及び技術的課題が得られた。

(4) 結果の評価

平成 31 年度から実施する詳細設計に対するインプットデータを整理した。

(5) 次年度以降の計画

基本設計において抽出された技術的課題を解決するとともに、取出し建家との取合い条件を含めた建家構造、内装設備等について詳細設計を実施する。

1.5.4. リスクに応じた安全確保対策（プール水の浄化）

(1) 概要

作業員の被ばく量低減及び浮遊物除去のため、プール水の浄化について検討を進める。平成 29 年度は、「無機イオン交換法」及び「凝集沈殿法」について評価試験を実施した。その結果を基に装置の概念検討を実施し、ゼオライトを用いた無機イオン交換法を採用した貯蔵庫内投入方式の浄化装置が適用性のあることを確認した。

平成 30 年度は、概念検討結果を基に、浄化装置を既存開口部から投入する方法を検討し、電源供給方法、運転状態の監視方法及びメンテナンス方法等を踏まえた装置構成の設計を行う。なお、プール水の浄化は、平成 32 年度より実施する計画である。図 1.5-6 に投げ込み型のプール水浄化装置の概念図を示す。

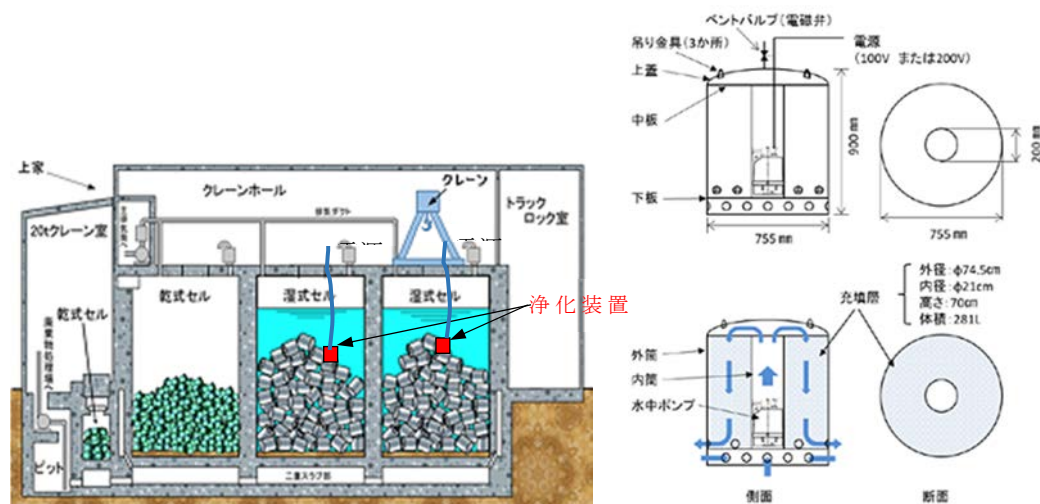


図 1.5-6 投げ込み型のプール水浄化装置の概念図

(2) 方法

平成 29 年度の概念検討の結果を踏まえて、以下の通り設計を進める。

- ・ハル貯蔵庫の既存開口部より投入可能な形状とする浄化装置の設計を行う。
- ・浄化装置への電源供給方法、運転監視方法及びメンテナンス方法を考慮した設計を行う。

- ・仕様済み浄化装置は、ハル缶等と同じ取出し方法で回収することを前提とした設計を行う。
- ・プール水中の浮遊物及びスラッジによる吸着剤充填槽の閉塞を防止した構造の設計を行う。

(3) 結果

貯蔵庫天井部に設けられている既設開口部から浄化装置をハル貯蔵庫内に投入する方法、電源供給方法、運転状態確認方法、メンテナンス方法を考慮し浄化装置の詳細設計を行い、製作可能である見通しが得られた。

(4) 結果の評価

平成 31 年度から浄化装置の製作が開始できるように、平成 30 年度末までに設計インプットデータの整理を完了した。

(5) 次年度以降の計画

詳細設計を基に、平成 31 年度に浄化装置を製作し、平成 32 年度よりプール水の浄化を開始する。

1.5.5 平成 27～30 年度までの中間評価

(1) 技術開発の進捗状況

遠隔取出し装置、取出し建家及び貯蔵施設（HWTF-1）の設計を計画通り遂行し、高放射性廃棄物の貯蔵管理の改善に向け着実に進捗している。また、廃棄物の取出しが完了するまでの安全確保対策として、万一を想定しプール水漏えい及び火災発生対策設備の配備を着実に進めている。

(2) 情勢変化に対応した技術開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに関する技術開発については、平成 30 年 6 月 13 日に原子力規制委員会から認可された核燃料サイクル工学研究所再処理施設に係る廃止措置計画に基づき、計画通りに進めている。今後は、高放射性固体廃棄物の貯蔵状態の改善に向け、HASWS に貯蔵している廃棄物の取出しを平成 36 年度より開始することを目標とし、各設計業務を進める。

(3) 効果・効用（アウトカム）

取出し装置の機能確認及び実証試験を行うためにハル貯蔵庫及び予備貯蔵庫を模擬したモックアップ水槽を整備し、平成 31 年度から運用開始できる状態とする計画である。

当該設備は、HASWS に留まらず広範囲な大型遠隔装置のモックアップに活用できることから、原子力損害賠償・廃炉支援機構（NDF）との情報交換を実施している。

（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 伊藤 賢志、堀口 賢一）

2. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発

2.1 廃止措置の推進のための検討

実施部署	廃止措置技術開発室
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30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及び廃棄物処分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。	原子力施設の廃止措置、施設の運転及び廃止措置に伴って発生する廃棄物の処理処分については、効率的に実施するため、コスト低減のための検討を進める。

(1) 概要

原子力機構における廃止措置を円滑に進めるため、廃止措置エンジニアリングシステムの開発に取り組んでいる。廃止措置エンジニアリングシステムの開発では、原子力施設の廃止措置、特に施設解体の計画策定などに必要な種々のデータ（必要人工数、発生廃棄物量、費用など）を、これまでの実績や解体対象施設の施設情報等を用いて評価するコードを開発している。既に、多様な原子力施設の解体費用を簡易に評価するための廃止措置費用簡易評価コード（以下、「DECOST コード」という。）を開発した。

廃止措置に要するコストを解析し、コスト低減効果が期待できる廃止措置項目を抽出し、その項目のコストを削減する方策を検討するためには、廃止措置費用を精度良く見積もる必要がある。そこで、平成30年度は、開発して10余年が経過しているDECOSTコードを現在の廃止措置に適合するように見直し、改良を進めるとともに、新たな廃止措置費用の見積もりの考え方を導入すべく、海外の情報の調査を開始した。前年度作成したDECOSTコードを今後4年かけて改良する計画に則り、平成30年度はDECOSTコードにおける廃止措置費用評価式に用いている評価係数の見直し（約30件）を終了した。

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、「炉規法」という。）の改正によって平成31年1月1日までに既存の原子力施設の廃止措置実施方針を作成、公開する必要があった。この廃止措置実施方針に記載する廃止措置に要する費用を見積もった。既に廃止措置計画において費用を公表しているふげん、もんじゅ、東海再処理施設を除く原子炉、加工、廃棄、使用の事業の施設の費用を予定通りに見積り、各施設に提示した。また、炉規法では公開を要求していない法41条非該当の核燃料使用施設の廃止措置費用も見積もった。この結果は、バックエンドロードマップに反映される。

DECOSTコードの利用拡大に向け、予定通りDECOSTコード利用マニュアルを原子力機構

の報告書として作成し、外部に公開するとともに、外部の原子力事業者の説明会を開催した。

現在各拠点で原子力施設の廃止措置に取り組んでいるが、過去の実績、用いた工法・技術、失敗例などの知識情報が拠点間で共有されておらず、様々な無駄が生じている。この無駄を削減できれば、コストの低減につながる。そのため、経験や技術などの知識情報を継承するための方法の検討を開始した。各拠点の廃止措置担当部署と情報交換を行う連絡会を立ち上げ、その中で、廃止措置に関する技術や経験の継承について、その項目や方法について意見を収集した。また、外部の実例を調査し、概念検討を進めた。

(2) 方法

1) 廃止措置費用の見積もり

a) DECOST コードの改良

① 改良の進め方

平成 29 年度に作成した DECOST コードの改良計画に基づいて、4 年後の完了を目標に改良を進めている。評価項目 2 件、評価式 1 件、評価係数約 60 件等の見直しを実施する。平成 30 年度は対象の約半数の評価係数の見直しを実施する。係数の見直しは、平成 29 年度の調査結果に基づき、以下に示す見直し作業を実施する。一つの係数に対して複数の見直し作業を実施するケースもある。また、廃止措置費用への影響度（高/低）、見直し作業の難度（高/中/低）をパラメータとして見直し作業に優先度をつけ、優先度の高い方から見直し作業を進めている。

② 評価係数の見直し方法

DECOST コードにおいてこれまでの係数の設定方法に応じて、下記見直し方法のいずれかあるいは複数の方法を用いて見直す。

・参考文献最新版の反映

評価係数の根拠とした参考文献が古く、データが更新されている可能性があるため、参考文献の最新版を確認し、そのデータを評価係数に反映する。

・参考文献の再調査

根拠とした参考文献が入手できなかった評価係数については、最新文献・他事業者評価方法の調査、海外廃止措置事例の調査にて、新たな評価係数を導入する。

・最新文献・他事業者評価方法の調査

文献情報を根拠とする評価係数について、OECD/NEA や電気事業者等の最新文献、費用評価方法を調査し、最新の係数に更新する。

・海外廃止措置事例の調査

国内での実績が無い解体方法については、机上検討結果を評価係数としていたため、海外の事例を調査し、係数を再設定する。

・作業データの修正

係数の設定に用いられていた原子力機構の作業データに引用ミス及び引用元不明なデータが確認されたものは、データを修正して評価係数を再設定する。

- ・作業データの追加

DECOST コード作成以降の新たな作業データを加えて評価係数を再設定する。

- ・作業データの調査

評価係数の設定に用いた作業データが少数のため、評価係数の精度が悪いものについて、可能な限り作業データを収集し評価係数を再設定する。

b) DECOST コード利用マニュアルの作成と公開

① マニュアルの公開

マニュアルを原子力機構の研究開発報告書類 JAEA-Testing として作成し、JOPSS にて公開した。

② 報告会の開催

電力会社等を除く原子力施設を有する大学、メーカ等を対象として、マニュアルの内容についての説明会を開催し、マニュアルの利用促進を図る。

c) 原子力施設の廃止措置費用の見積もり

① 費用を見積るために必要なデータの整備

DECOST コードによって原子力施設の解体費用を見積るためには、各施設の管理区域面積やセルや GB 等の施設情報、及び解体から発生する廃棄物の量の推定値が必要である。各施設に依頼し、必要なデータを収集する。

② 費用の見積り

各施設から得た情報を DECOST コードに入力し、施設の管理区域解除までに要する費用を算出する。

2) 知識継承

- ・各拠点で廃止措置を実施している担当部署と、廃止措置に関する情報を交換するための連絡会（廃止措置作業部署間の意見交換会）を設置する。その連絡会において、知識継承の必要性やその方法について意見を交換する。また、これまでに原子力機構の各現場において実施してきた知識マネジメントの状況を調査し、その成果、問題点を取りまとめる。加えて海外における知識継承の実態を調査する。
- ・調査結果をもとに、廃止措置に関する知識継承の進め方の概念を検討する。

(3) 結果

1) 廃止措置費用の見積もり

a) DECOST コードの改良

DECOST コードの改良については、まだ改良の進め方に基づいて評価係数の見直しを実施しているところである。本改良は平成 30 年度を含め 4 年計画（図 2.1-1）であり、平成 30 年度の予定分の評価係数の見直し（約 30 件）を終了した。

年度		H30年度	H31年度	H32年度	H33年度	H34年度
見直し作業	評価項目	クリアランス 必要データの検討	データの入手 データ解析	評価式作成		
	建屋重機	見積もり方法の調査				
評価式	系統除染			根拠調査 評価式作成		
評価係数	59係数	調査 検討 改定 (30件)	調査 検討 改定 (14件)	調査 検討 改定 (15件)		
DECOST見直し版報告書作成					▽公開	
イントラ化						▽公開

図 2.1-1 DECOST コード改良スケジュール

b) DECOST コード利用マニュアルの作成と公開

DECOST コード利用マニュアルを JAEA-Testing 2018-002 として 8/1 に JOPSS にて公開し、約 200 件のダウンロードがあった。マニュアルの公開に先立ち、外部事業者への説明会を 4 月 24 日に開催した。大学、企業合わせ約 25 機関の出席があった。既に公開された 4 機関の廃止措置実施方針の費用算出の一部に DECOST コードを使用したことが明記されている。

c) 原子力施設の廃止措置費用の見積もり

既に廃止措置計画書によって費用を公開している東海再処理施設、もんじゅ、ふげん以外のすべての原子力施設（150 施設）の廃止措置費用を DECOST コードを用いて算出し、結果をそれぞれの施設に伝えた。見積もった費用は、廃止措置実施方針に記載される。また、廃止措置費用を取りまとめた結果は、バックエンドロードマップに記載された。

2) 知識継承

平成 30 年度は 3 回の意見交換会を実施した。特にこれから廃止措置の本格的な実施を控えている部署において、これまでに用いられてきた解体工法等の情報、解体におけるノウハウや失敗談などの情報を利用したいとの要望が強かった。しかし、それらの情報の収集法や、その整理、利用法に関しては、課題が多い。国内外の実績等の調査結果を基に、現場のニーズを考慮しつつ、持続可能な知識継承の形の概念の案を提示した。

(4) 結果の評価

これまで開発を継続してきた DECOST コードを用いて、原子力機構の全原子力施設の廃止措置費用を算出し、炉規法の改正によって公開が義務付けられた廃止措置実施方針の作成に大いに貢献した。またこの成果は、バックエンドロードマップにおけるバックエンド費用にも反映される。更に、DECOST コードが原子力機構外の原子力事業者（東京都市大学、近畿大学、ニュークリア・デベロップメント株式会社、日本核燃料開発株式会社）に利用されたことは、

大きな成果である。

コスト削減や人材育成にもつながる知識継承の検討に着手できたことは、廃止措置を円滑に進めるために役立つと評価できる。

(5) 次年度以降の計画

1) DECOST コードの改良

DECOST コードの改良計画に基づき、改良を継続する。平成 32 年度末までに改良を終え、その後、報告書の作成及びイントラネットでの利用を進める。

2) 知識継承

概念検討の結果に基づき、データベースの構築等の知識継承に向けた作業に取り掛かる。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

第 3 中長期の実施スケジュールを図 2.1-2 に示す。平成 27 年度及び平成 28 年度は、多くの原子力施設がその老朽化等によって廃止措置に向かう原子力機構の現状において、その廃止措置の確実な進捗及びコストの削減に向け、リスクの低減やモスボール化の検討を加えて合理的な廃止措置計画を策定し、予定通り終了した。その成果は、原子力機構における施設中長期計画に反映された。平成 30 年度からは、廃止措置エンジニアリングシステムの開発として、個々の原子力施設の廃止措置計画の作成に不可欠な廃止措置費用を見積もるため、過去に作成した原子力施設の廃止措置費用を簡易に評価するための計算コード (DECOST コード) の見直し、改良に取り組むとともに、知識継承の方法の検討に着手した。また、各施設の廃止措置の進捗の支援として、廃止措置実施方針における廃止措置費用の見積もりを行った。

項目	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
(1) 合理的な廃止措置計画の策定		▽施設中長期計画の公開					
(2) 廃止措置エンジニアリングシステムの開発		DECOST 改良計画策定			DECOST 改良		
					知識継承		
(3) 廃止措置の支援			費用算出		▽BEロードマップ及び廃止措置実施方針の公開		
					改定対応		

図 2.1-2 第 3 期中長期計画期間の全体スケジュール

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

平成 28 年度末に公開した施設中長期計画において原子力機構のほぼ半数の原子力施設が

廃止措置に移行することが決まったこと、東海再処理施設やもんじゅなどの大型の施設の廃止措置計画が認可されたこともあり、これまでの個々の廃止措置技術の開発よりも、廃止措置費用の見積もりの精度向上やこれまでの廃止措置技術や知見の継承が、今後の廃止措置の円滑な推進やひいてはコスト削減につながると予想される。このような観点から、総合的な廃止措置のマネジメントを意識しつつ、廃止措置全体を支援する技術の開発に取り組んでいく。

3) 効果・効用（アウトカム）

リスクの低減やモスボール化の検討を加えた合理的な廃止措置計画を策定し、それが原子力機構の施設中長期計画に反映され、原子力機構内の廃止措置の進捗に貢献できた。

DECOST コードは原子力機構の原子力施設の廃止措置実施方針における廃止措置費用の見積もりに役立っており、原子力機構内の廃止措置の進捗に貢献している。更にそのマニュアルを作成し、一般に公開することで、原子力機構外の原子力事業者への普及に努めた。DECOST コードは国内の原子力事業者（東京都市大学、近畿大学、ニュークリア・デベロップメント株式会社、日本核燃料開発株式会社）でも実際に利用されており、国内の原子力分野に貢献している。今後もその高度化を図ることによって、更なる利用拡大を進めることができ、原子力業界に貢献できる。

（廃止措置技術開発室 目黒 義弘）

2.2 核燃料サイクル工学研究所における廃止措置 (Pu-2)

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。実施に当たっては、機構改革で定められた施設を中心に、確保された予算の中で最大の効果が期待されるものを優先することとする。 廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化処理、廃棄確認用データ取得等に係る先駆的な技術開発に積極的に取り組み、安全かつ合理的なプロセスを構築する。	原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。 【各論】 プルトニウム燃料第二開発室において、設備の解体を継続する。

(1) プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置の状況

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

廃止措置着手前の Pu-2 施設内には、GB、フード等が 100 基（約 900m³）存在しており、老朽化の度合い、使用履歴等を考慮し、閉じ込め機能喪失のリスクの高いものから順次解体撤去を進めている。平成 30 年 3 月末までで解体撤去の進捗率は約 10%（約 90m³）である。

平成 30 年度は、平成 29 年度に解体撤去に係る使用変更許可を取得した GB 6 基（約 70m³）のうちの GB2 基（約 14m³）についての解体撤去を実施する。また、不稼働になった GB 内装機器を分解撤去し、GB 内に残存する核燃料物質を回収する作業も継続する。

(2) GB 解体撤去技術の開発状況

1) 概要及び方法

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

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

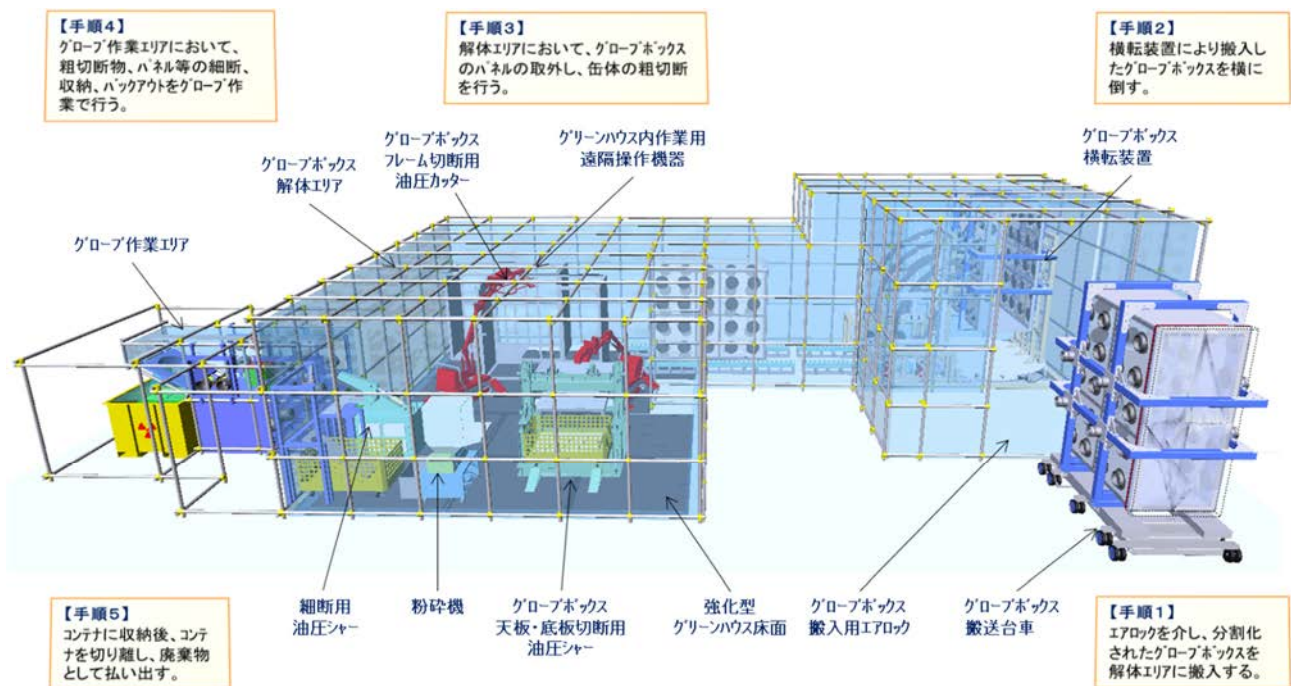


図 2.2-1 開発中の GB 解体撤去技術のイメージ

2) 結果及び評価

平成 30 年度は、以下のモックアップ試験を実施した。ロボットアームに油圧カッターを取り付けて、切断試験を行った。その際、油圧カッターと対象物の位置関係を測定し、アームに掛かる捻転を計算した（図 2.2-2）。切断時の反力は、対象物の中心からずれるほど大きな反力が発生した。得られたデータから緩衝機構を設定し、設計・製作し、緩衝機構を備えた油圧カッターを用いて切断試験を行った（図 2.2-3）。その結果、緩衝機構が有効に機能し、捻転を吸収していることが分かった。

シミュレーションにて 360 度カメラの仕様に基づいて、カメラの設置位置や角度を調整し

て、油圧カッターの刃先と対象物との距離感が正確に捉えられる位置とした（図 2.2-4）。

本技術の導入により、GB 切断時における火花・切粉の発生が抑えられ、高い操作技術が不要となる上に切断時間が短縮できるとともに、遠隔操作におけるオペレーターの視認性が良くなり、安全性及び作業効率が向上することが期待される。

- ・油圧カッター・緩衝機構を装備した小型重機の切断能力確認試験
- ・遠隔環境適用性評価試験

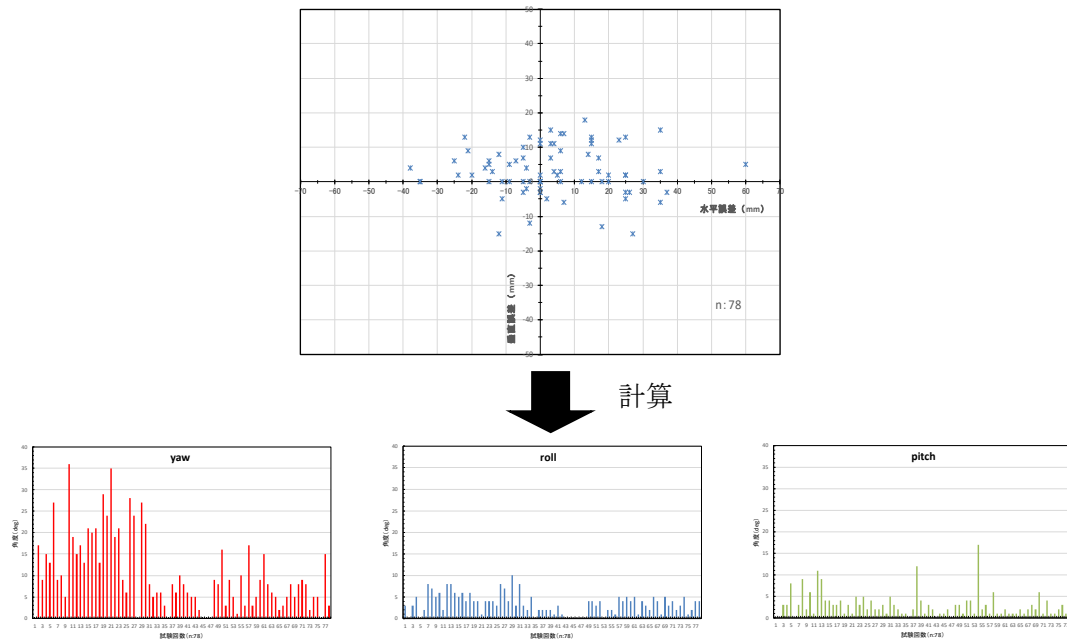


図 2.2-2 油圧カッターと対象物の位置関係からロボットアームに掛かる各成分方向の力



図 2.2-3 緩衝機構を備えた油圧カッターを用いた切断試験

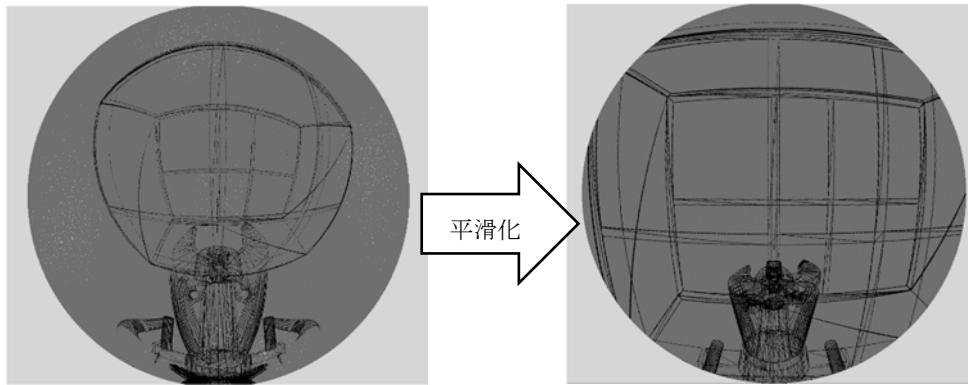


図 2.2-4 シミュレーションにおける適切なカメラ位置の確認

3) 次年度以降の計画

平成 31 年度は、引き続き要素技術に係るモックアップ試験等を実施する予定である。複数の要素技術を整合のとれた一つのシステムとして完成させていくには、多くの課題を解決し、許認可を取得していく必要があるが、技術的成立性が見通しが得られた要素技術から、必要に応じて、現在のエアラインスーツ主体の解体工法に採用していくことも検討していく。

(3) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) Pu-2 の廃止措置

GB 6 基 (約 70m³) の解体撤去に係る使用変更許可を取得し、このうち GB2 基 (約 14m³) についての解体撤去を実施する。また、不稼働になった GB 内装機器を分解撤去し、GB 内に残存する核燃料物質を回収する作業も継続中である。今後も Pu-2 の廃止措置を着実に進める。

2) GB 解体撤去技術の開発

a) 研究開発の進捗状況

遠隔操作機器による切断方法などを採用した GB 解体撤去技術の開発を進めている。これまでに、要素技術に係るモックアップ試験等を実施し、技術的成立性について確認してきた。これらのうち、強化型 GH 床面、GB 分割技術、細断用油圧シャー及び破碎機による解体技術、大型機器類のバッグアウト技術等に関する要素技術については、技術的成立性が見通しを得ており、本システムの実現が期待される。引き続き、技術的課題の克服に向けて、モックアップ試験等を実施していく。

b) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

要素技術に係るモックアップ試験等の結果を踏まえ、安全性や経済性の更なる向上を図るため、技術開発の方向性について、適宜見直しを行っている。

平成 28 年度には、平成 27 年度までに実施したモックアップ試験の結果等を踏まえ、以下の通りに開発方針の見直しを行い、検討を進めている。

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

c) 効果・効用（アウトカム）

要素技術に係るモックアップ試験等によって得られた成果については、国内外において発表するとともに、特許※を出願するなど、良好な成果を上げている。

今後は、技術的成立性の見通しが得られた要素技術から、必要に応じて、現在のエアライнсーツ主体の解体工法に採用していくことにより、Pu-2 の廃止措置業務の合理化（作業の安全性向上、工期の短縮及び費用削減等）が期待できる。

※ 物品搬出入システム及び物品搬出入方法（特願 2018-170691）

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

2.3 原子炉廃止措置研究開発センターにおける廃止措置

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

実施部署	新型転換炉原型炉ふげん
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。	「ふげん」施設の廃止措置に関しては、廃止措置計画に基づき、原子炉周辺設備の解体に着手する。また、解体撤去物のクリアランス測定を開始する。 若手の研究者・技術者への継承・能力向上等に資するため、各部署において効果的な知識マネジメント活動を実施するとともに、良好事例について機構内で水平展開を進める。

(1) 概要

廃止措置計画に基づき、平成30年度から平成34年度にかけて原子炉建屋内の原子炉周辺設備の解体撤去を進める計画としている。このため、平成30年度は、原子炉建屋内で発生する解体撤去物の保管及び廃棄体処理を行う予定のタービン建屋に解体撤去物を搬出するルートを確認するため、原子炉建屋地下1階の空気再循環系調温ユニット（ブライン回収はユニット内のみ）及びシールリーク検出装置・セクターバルブ等の解体撤去を行った。また、原子炉建屋とタービン建屋の地下1階の壁に貫通口（原子炉建屋からタービン建屋への搬出ルート）を設置するための準備作業として、平成30年度に建屋の強度評価を実施し、平成31年度にその評価結果を踏まえた貫通工事を実施する予定である。

解体撤去物のクリアランスについては、平成27年2月13日に原子力規制委員会に測定及び評価方法について認可申請し、平成28年11月18日、平成30年3月29日、8月17日に一部補正申請を行い、平成30年8月31日に認可された。それに基づき保安規定変更認可の取得及びQMS文書等の改訂手続きを行い、平成30年11月1日に施行した。また、これらに基づき、クリアランスの運用を平成30年12月10日から開始した。

この他、「ふげん」では、建設・使用前検査段階や運転・保守に携わってきた世代が高齢化とともに退職を迎えており、この世代が経験的に保有してきた情報やノウハウ等が失われる懸念がある。こうした背景を踏まえ、今後の廃止措置を安全かつ合理的に実施していくために、人材育成とともに次世代へ技術・知識を継承する取り組みとして知識マネジメントシステムの構築に係る検討を行った。平成27年度から平成29年度の3カ年では、廃止措置に必要な知識に関する情報収集と分類、ベテラン職員と若手職員との意見交換会、高度な分類方法の検討、情報検索システムのプロトタイプ作成などを実施してきた。平成30年度は、知識マネジメントの取り組みについての先行事例調査、形式知や暗黙知の定義の明確化、更に、より簡便に所内

でアンケートを実施して情報を収集できる方法を検討した。今後は、これまでの取り組みを顧みながら、廃止措置の情報を共有できる方法を検討する。

(2) 方法

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

知識マネジメントについては、先行事例を調査すると共に、情報を簡便に取得するための方法を検討し、アンケート手法として実施した。また、形式知や暗黙知等については先行研究や理論を踏まえながら定義を検討した。

(3) 結果

1) 解体撤去工事について

平成 30 年度に実施した解体撤去範囲を図 2.3.1-1 に示す。

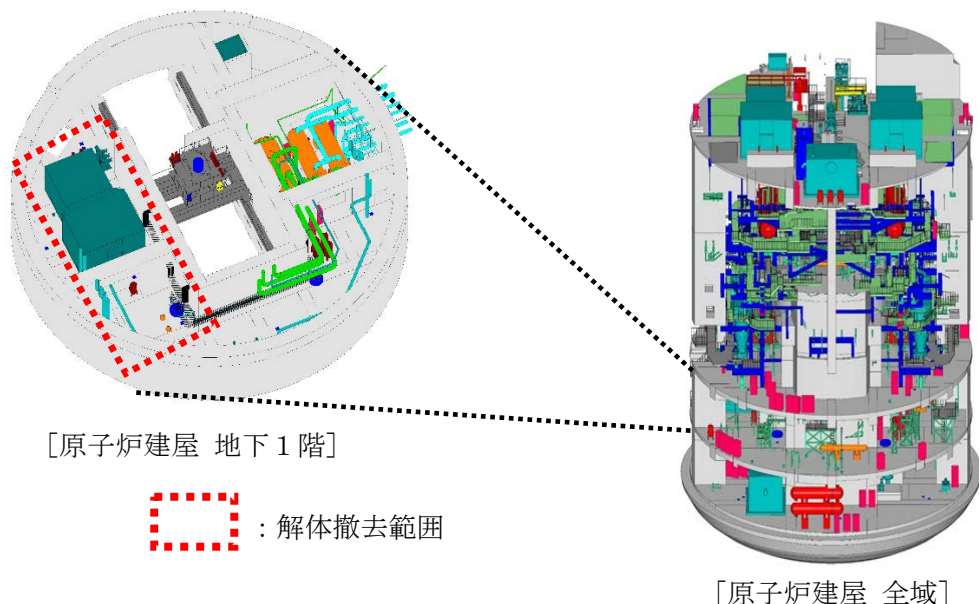


図 2.3.1-1 平成 30 年度の解体撤去範囲

2) 知識マネジメントシステムの構築

先行事例では、平成 22 年度から実施された原子力科学研究所での知識マネジメントについて調査を実施した。原子力科学研究所では 2 年ほどで取り組みは終わってしまったが、その理由として、情報等をうまく継承するための仕組みとしてデータベースという手段を目的化したことや、本来の目的外のシステムも組み込むなど焦点がぼやけてしまった点が明らかとなった。「ふげん」でも同様に知識マネジメントシステムのプロトタイプを構築したが、目的及び対象ユーザの曖昧さ、経験者から若手への継承すべき知識同定の困難さ、汎用化のハードル、システム担当者の不在等の課題が浮き彫りとなった。

知識の定義については、特に暗黙知については本来の言語化できない知識という定義を踏まえて、忘却された知識などを潜在知とするなど、今後の情報収集における指針作りを行った。

簡便な情報収集の仕組みでは、平成 27 年度に実施した情報収集等も踏まえながら回答者の負担軽減やアンケートの収集の省力化等を焦点に所内で実施可能な方法を検討した。具体的には PDF にアンケート項目だけでなく送信フォーム機能も持たせて、回答と送付を簡略化した。また、結果を共通サーバーに自動送信させる機能などを活用し、回収の省力化も実施した。アンケート内容として、所員の過去の所属課など人材育成の基本となる項目などを収集した。

(4) 結果の評価

「ふげん」では、平成 30 年 9 月に原子炉周辺設備の解体撤去工事に着手した。また、解体撤去物のクリアランス測定については、平成 30 年 8 月 31 日にクリアランス認可を得て、平成 30 年 12 月 10 日からクリアランス測定作業を開始した。

知識マネジメントに関しては、先行事例も踏まえながらよりよい仕組みを検討するための教訓を得ることができた。また、アンケート調査では所員 100 名程度に対する簡便な情報収集を試行することにより、回答者の負担軽減や結果の収集において省力化を図ることができるなど一定の成果を得ることができた。

以上のことから、平成 30 年度の年度計画を達成した。

(5) 平成 30 年度以降の計画

平成 35 年度からの原子炉本体の解体工事に向けて、原子炉周辺設備の解体撤去工事は準備及び後片付け期間の短縮等が見込める複数年契約で進める計画である。平成 30 年度は原子炉地下 1 階の設備について解体撤去工事を行い、原子炉建屋からタービン建屋への解体物搬出ルート上の干渉物を解体撤去した。また、原子炉建屋とタービン建屋の地下 1 階の壁に貫通口を設置する準備作業として、建屋の強度評価を実施し、強度上問題ないことを確認したことから、平成 31 年度には、建屋強度評価の結果を踏まえた貫通工事を実施する計画である。平成 31 年度から平成 33 年度にかけて、原子炉建屋地上 1 階から 6 階、原子炉建屋地下 2 階の解体撤去工事を実施する計画である。

知識マネジメントにおいては、技術継承及び人材育成の視点も踏まえ、現在進めている廃止措置作業を通して得られる良好事例や失敗経験を蓄積する仕組みを検討するとともに、将来的な維持管理を見据えた簡便なシステム環境の整備方法を検討する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

これまでに原子炉施設の比較的汚染の低いタービン系設備の解体撤去を行い、平成 22 年度から継続してきた大型機器である復水器の解体撤去を平成 29 年度に完遂した。2 基ある復水器の解体撤去において、既存の熱的及び機械的切断工法から異なる手法を適用し、解体工数や切断データ等を取得することにより効率的な解体工法選定に向けた比較評価を行った。また、評価した結果については、日本原子力学会や原子力工学国際会議を通じて外部発信している。

平成 20 年度から継続実施してきた重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事については、廃止措置計画の通りに作業を進め、平成 29 年度内に完遂した。

重水系・ヘリウム系のトリチウム除去に係る技術開発として、対象機器の条件に応じたトリチウム除去方式（加熱真空乾燥方式、常温通気乾燥方式等）の適用条件を抽出するとともに、残留重水の残留量評価手法の構築及び検証を行い、有効性を確認した。

知識マネジメントについては、平成 27 年度から具体的な方法や取り組み内容も含めて模索しながら進めてきた。その一つの成果として、セマンティックウェブを活用した検索方式について実験的な試みとしてプロトタイプを構築するなど成果を上げることができている。しかし、ベテラン職員などの経験をうまく次の世代に繋げる仕組みについては十分に踏み込むことはできていない。また、プロトタイプでは経験的な知識や情報を対象とすることはできておらず、単なるデータベースではこれらの課題に合致していないということを検証した。これを受け、所員から簡便に情報を収集するための方法として、アンケート手法を開発した。このアンケート手法は、作成及び実施上の合理性だけでなくセキュリティ上の観点から、PDF といった一般的な形式とした。本手法により、回答者や実施者双方の負担も軽減できる方法を試行し、省力化において一定の成果を得ており、今後の取り組みについても十分活用できる方法である。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

原子力機構 東海再処理工場の廃止措置移行を受け、廃止措置計画について、使用済燃料の搬出期限の延長及び搬出先の変更、施設内における解体撤去物の保管場所及び保管容量の明確化等を行い、平成 30 年 5 月 10 日に変更認可を受けた。なお、廃止措置計画変更に伴い、使用済燃料搬出先として、国外も視野に入れて検討を進めることとした。

本廃止措置計画に基づき、廃止措置を平成 45 年度までに完了させる必要があることから、平成 30 年度から平成 34 年度の原子炉周辺解体撤去期間においては、原子炉周辺設備の解体を一括する複数年契約で実施し、解体撤去工事の合理化を図る計画である。また、この期間に発生する解体撤去物の保管については、スカイシャイン線量や直接線量による周辺公衆の被ばく評価に影響を与えないよう、汚染レベル区分に応じた保管区域に保管する。

知識マネジメントについては、これまでに構築したプロトタイプシステムのプラットフォームで活用している Java が平成 31 年 1 月から有料化したことやシステムの改修等の専門家が不在である状況に鑑み、将来的な維持管理を見据えた簡便な仕組みについて検討する必要がある。また、廃止措置情報の蓄積に当たり、継続的かつ過度な業務負荷とならないことを考慮した簡便な取り組み方法について検討を進める。

3) 効果・効用（アウトカム）

原子炉周辺設備の解体撤去工事を複数年契約で行うことにより、工事の契約期間の短縮や解体撤去工事の準備・片付け期間の削減に繋がり、工事期間の短縮やコスト低減を図ることが可能となる。なお、原子炉周辺設備の解体撤去工事は、これまでの解体撤去工事等で取得した解体手順や切断工法等の知見について、解体工事の実績としてエンジニアリングシート

にまとめるとともに、安全対策等の解体工事を行う上で有益な知見は、解体工事に係るマニュアルに反映することで、安全かつ効率的な解体撤去工事に努めている。

クリアランス測定の運用を平成 30 年 12 月 10 日から開始し、クリアランスの実績を積み重ねてクリアランス制度の定着に貢献していく。また、ふげんで認可を得た「放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法」等について、日本原電、中部電力等と情報交換を行い、放射能濃度の測定及び評価方法に係るノウハウ等の共有を図っている。

知識マネジメントシステムについては、データ収集及び整理がより簡便となるアンケート手法等のノウハウを取りまとめ、国内外の学会等で報告・公知を行っていく。また、これまでの解体撤去工事で経験した貴重なデータや情報等は日本原子力学会等で報告しており、これから行う原子炉周辺設備の解体撤去工事についても同様に、得られた成果については、研究開発報告書等に取りまとめるとともに、国内外の学会等での報告・公知を行っていく。

(新型転換炉原型炉ふげん 廃止措置部 技術実証課 石山 正弘)

2.3.2 原子炉構造材の試料採取技術の実証及びレーザー切断技術の実証

実施部署	新型転換炉原型炉ふげん
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。	原子炉解体準備に向けて、原子炉から構造材試料を採取する技術の実証を継続する。また、レーザー切断技術について、高線量雰囲気下における炉心タンク穿孔を実証するとともに、ふくいスマートデコミッション技術実証拠点を利用し、原子炉遠隔解体モックアップ試験に着手する。

(1) 概要

「ふげん」では、平成20年2月に認可を受け、平成30年5月に変更認可を受けた廃止措置計画に基づき施設の解体撤去や汚染の除去等の廃止措置作業を進めており、平成35年度からは原子炉本体の解体に着手する計画としている。

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

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

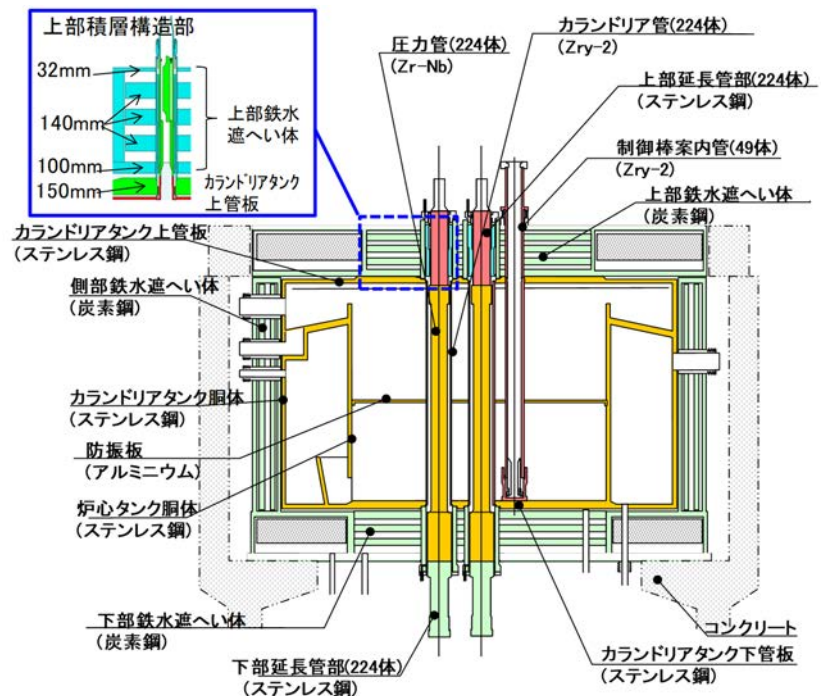


図 2.3.2-1 「ふげん」の原子炉本体

1) 原子炉構造材の試料採取技術の実証

「ふげん」の原子炉本体の構造材は、約 25 年間の運転による中性子照射により放射能レベルが比較的高いことから、余裕深度処分対象廃棄物として廃棄体化処理を行い、埋設処分場へ搬出する計画である。廃棄体化に当たっては、放射能濃度評価のために核種組成比等を設定するとともに、埋設処分場における安全審査等に向けたデータ提供を行う等、埋設処分場の要求仕様に合致させる必要がある。特に圧力管は Zr-Nb 合金を使用した「ふげん」特有材料であり、母材の Nb-93 の放射化により生成された長半減期核種である Nb-94 の放射能濃度が高くなることから、構造材の放射能濃度分布を考慮し、廃棄体毎にインベントリの平坦化等を行う必要がある。

このため、圧力管等の原子炉構造材から直接試料採取を行う装置の開発を進め、平成 27 年度までに製作を行い、これまで既存の建屋であるトリチウム除去装置建屋を利用し、簡易モックアップにより機能確認及び作業員の習熟訓練等を行ってきた。

平成 30 年度は、平成 29 年度の簡易モックアップにより抽出された課題解決のため装置を一部改良し、再度簡易モックアップにより装置の機能確認等を実施した。また、簡易モックアップにより安全かつ確実に試料採取ができることを確認した後、試料採取装置を原子炉の下部に設置し、炉下部から炉内にアクセスして圧力管から試料採取を行った。図 2.3.2-2 に試料採取予定箇所を示す。

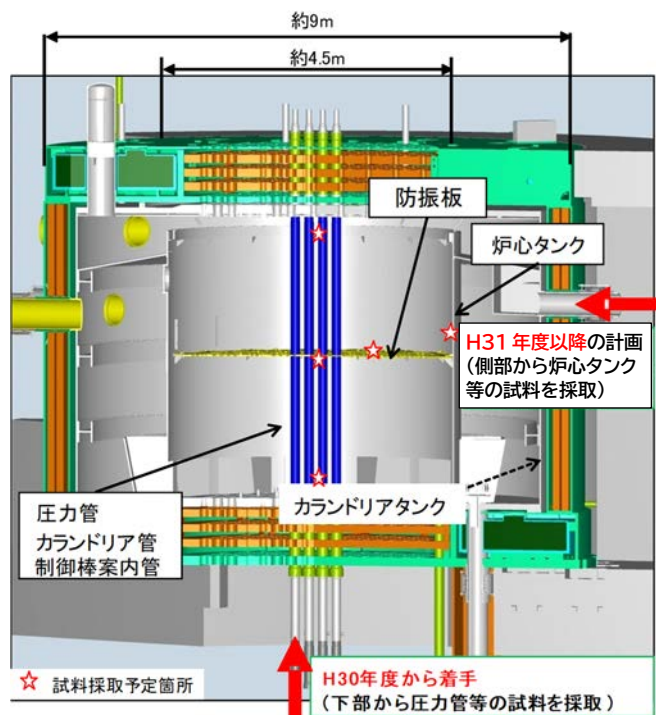


図 2.3.2-2 原子炉構造材からの試料採取予定箇所

2) レーザー切断技術の実証及び原子炉遠隔解体に係るモックアップ試験

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

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

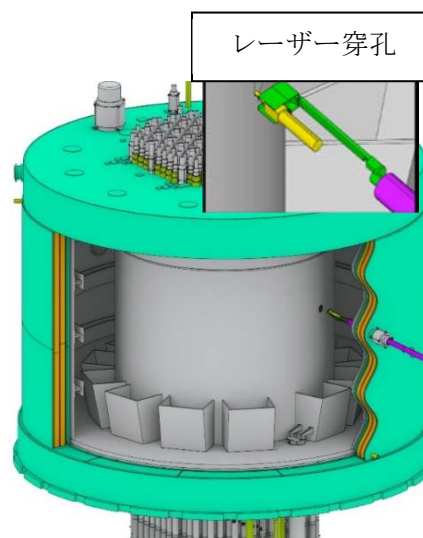


図 2.3.2-3 レーザー穿孔概念図

レーザー切断工法を選定した。

しかしながら、これまで原子炉本体の解体にレーザー切断工法を適用した実績がないことから、「ふげん」の原子炉解体に向けた技術開発の観点から、気中及び水中でのレーザー切断システムを構築することを目指している。

これまで管理区域において、原子炉冷却材浄化系設備の二次切断や隔離冷却系設備の一次切断にレーザーを適用し、安全かつ効率的に解体作業へ適用できることを実証してきている。また、原子炉構造材からの試料採取作業の際に干渉する炉心タンクの穿孔にレーザー切断技術を利用する計画としており、前述の簡易モックアップにおいても穿孔試験を実施してきている。

平成 30 年度も引き続き炉内試料採取作業の簡易モックアップに合わせて、炉心タンクの穿孔に係る試験や検証を実施した。また、ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点（以下、「スマデコ」という。）を利用し、これまで実施してきた多関節ロボットとレーザー切断技術を組み合わせた様々な知見や手順等の検証を目的として、原子炉遠隔解体モックアップ試験に着手した。図 2.3.2-3 にレーザー穿孔概念図を、図 2.3.2-4 にスマデコ建屋概略図を示す。

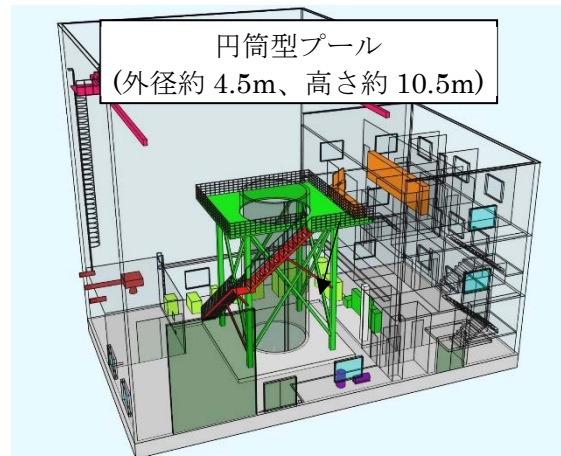


図 2.3.2-4 スマデコ建屋概略図

(2) 方法

1) 原子炉構造材の試料採取技術の実証

平成 29 年度に実施した簡易モックアップにおいて、装置の養生シート内側に加工水が入った事象を受けて、平成 30 年度に装置の点検を実施するとともに、駆動部のモーター等に保護カバー設置等の改良を行い、簡易モックアップにより機能確認及び作業員の操作習熟を行った。また、簡易モックアップにより安全かつ確実に試料採取ができることを確認した後、試料採取装置を原子炉の下部に設置し、炉下部から炉内にアクセスして圧力管から試料採取を行った。図 2.3.2-5 に簡易モックアップ概念図を示す。

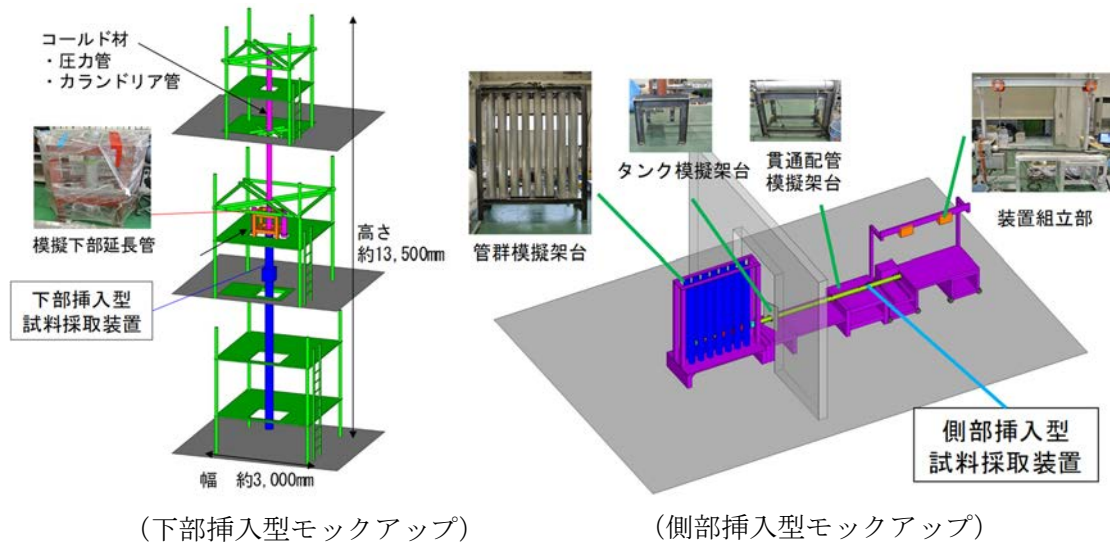


図 2.3.2-5 簡易モックアップ概念図

2) レーザー切断技術の実証

平成 30 年度は、原子炉構造材の試料採取技術の実証と同様に、平成 29 年度から引き続き、簡易モックアップに合わせて炉心タンクの模擬材を用いて炉心タンク穿孔に係る試験や検証を実施した（図 2.3.2-6）。なお、実施に当たり、穿孔装置が円滑に動作するよう一部装置の改良を実施した。

また、引き続きスマデコに整備した外径約 4.5m、高さ約 10.5m の円筒型プールを用いて、原子炉遠隔水中モックアップ試験を実施した。この円筒型プール内には、気中、水中で使用可能な 7 軸の可搬重量 25kg のマニピュレータを有している。マニピュレータ先端にはレーザー切断ヘッド（10kg 以下）が装着可能であり、当該プール内に炉心構造模擬材等を配置し、切断対象とすることで原子炉解体のモックアップ試験の一部として実施した（図 2.3.2-7）。

また、平板材や炉心構造材模擬材切断時の粉じん発生量や粒径分布に係るデータ取得も行い、原子炉解体時の安全評価に資することとする。

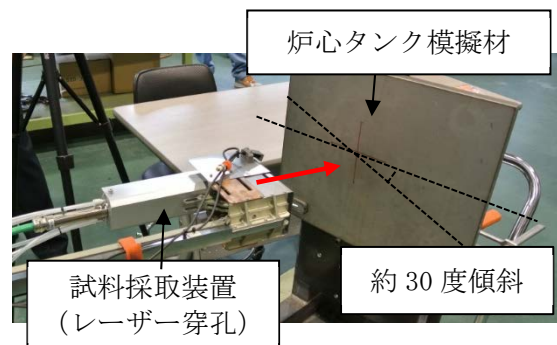


図 2.3.2-6 炉心タンクレーザ穿孔

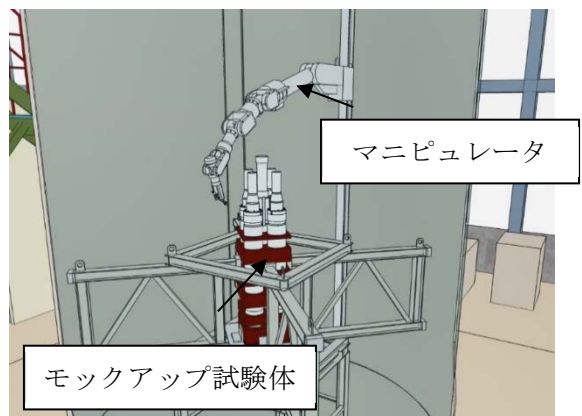


図 2.3.2-7 モックアップ試験概念図

(3) 結果

1) 原子炉構造材の試料採取技術の実証

原子炉構造材から試料採取するための簡易モックアップを継続しており、装置の機能確認及び作業員の操作習熟を図ってきている。この簡易モックアップにより安全性等を確認した後、原子炉建屋に装置を移設し、原子炉構造材から試料採取を行った。なお、簡易モックアップにより抽出された課題については、作業安全を第一に考え、善後策を考えた上で万全の状態です料採取に臨んでいる。

2) レーザー切断技術の実証

レーザー切断技術については、動作プログラムの変更を行った試料採取装置にレーザー切断装置を実装し、簡易モックアップにおいて高線量雰囲気下に適用可能な炉心タンク穿孔技術を実証した。ここで得られた成果や知見を次年度以降の実機適用及び原子炉遠隔解体装置等に反映する予定である。

スマデコにおける水中切断技術の実証については、圧力管内に挿入可能且つ高出力対応の水中レーザー切断ヘッドを整備するとともに、原子炉遠隔解体モックアップ試験により水中レーザー切断技術の実証に着手した。

(4) 結果の評価

1) 原子炉構造材の試料採取技術の実証

原子炉本体解体に向けて、原子炉構造材からの試料採取技術の実証を継続し、装置の機能確認及び作業員の操作習熟を図っており、年度計画どおり進捗していると評価できる。

2) レーザー切断技術の実証

レーザー切断技術については、実機の炉心タンクのレーザー穿孔の確実な実施に向け、動作プログラミングの変更や簡易モックアップによる最適な穿孔条件の抽出等を行い着実に進捗していると評価できる。更に、原子炉遠隔水中解体を安全かつ効率的に実施するため、スマデコを利用し、実機解体時の水深を模擬した実規模大の原子炉遠隔解体モックアップ試験に着手した。

以上のことから、平成 30 年度の年度計画を達成した。

(5) 次年度以降の計画

1) 原子炉構造材の試料採取技術の実証

平成 35 年度から予定している原子炉本体の解体着手に向けて、原子炉構造材からの試料採取技術の実証を継続し、遠隔制御性等の得られた知見は原子炉遠隔解体装置等に反映する計画である。

2) レーザー切断技術の実証

スマデコを利用した原子炉遠隔解体モックアップ試験を継続し、解体手順等を確認すると

ともに、抽出された課題については適宜遠隔解体装置等に反映する計画である。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

a) 原子炉構造材の試料採取技術の実証

当初計画通り、炉内構造物からの試料採取技術の実証に向けて、現在簡易モックアップを実施し、課題の抽出を行うとともに、作業員の操作訓練を実施している。表 2.3.2-1 に平成 27 年度～平成 33 年度までの全体工程表を示す。

表 2.3.2-1 全体工程表

年度 項目	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
原子炉構造材の試料採取技術の実証	装置製作	モックアップ試験	装置改良 モックアップ試験	モックアップ試験 試料採取	試料採取	試料分析	試料分析

b) レーザー切断技術の実証

平成 35 年度から予定している原子炉解体へのレーザー切断技術の適用に向けて、実機の一次及び二次切断にレーザー切断技術を適用し安全性等を実証するとともに、成果については日本原子力学会等で発表を行ってきている。また、炉内試料採取の簡易モックアップにおいて高線量雰囲気下に適用可能な炉心タンク穿孔技術を実証する。

これらの成果を踏まえ、スマデコを利用した水中切断技術実証試験を実施し、得られた成果及び課題を遠隔解体装置の設計に反映する。表 2.3.2-2 に平成 27 年度～平成 33 年度までの全体工程表を示す。

表 2.3.2-2 全体工程表

年度 項目	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
レーザー切断技術の実証	実機二次切断実証	実機一次切断実証	炉心タンク穿孔モックアップ	炉心タンク穿孔モックアップ 水中切断技術実証試験	実機炉心タンク穿孔 水中切断技術実証試験	水中切断技術実証試験	水中切断技術実証試験

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

a) 原子炉構造材の試料採取技術の実証

原子炉構造材からの試料採取を安全かつ確実に実施するため簡易モックアップを進めて

おり、抽出された課題に対して装置の改良を適切に進め、その都度工程見直しを図りつつ、装置の機能確認や作業員の操作習熟を行った。

b) レーザー切断技術の実証

平成 30 年度から予定していた水中切断技術実証試験について、当初は小規模の水中タンクにより実施する計画としていたが、平成 28 年度の文部科学省の補助事業「地域科学技術実証拠点整備事業」が採択され、平成 29 年度に高さ約 10.5m、外径約 4.5m の水中タンクを有するスマデコを整備しており、当該設備により実規模大の水中切断技術実証試験を実施するよう計画の見直しを行い、実機解体と同じ水深を模擬した実規模大の切断試験が可能となった。

3) 効果・効用（アウトカム）

a) 原子炉構造材の試料採取技術の実証

原子炉構造材からの試料採取技術（レーザー切断技術含む）について、東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し技術への反映のため、東京電力株式会社と意見交換を行うとともに、実際に「ふげん」で試料採取装置を視察頂いている。これまでの成果については、適宜、公開資料に取りまとめるとともに、国内外の学会等で発表・公知を行い、成果普及に努めている。

b) レーザー切断技術の実証

狹隘部対応レーザー切断装置を開発し、多関節ロボットを用いるよりも準備作業時間の短縮ができる事を確認している。これまでの成果については、適宜、公開資料に取りまとめるとともに、国内外の学会等で発表・公知を行い、成果普及に努めている。

（新型転換炉原型炉ふげん 廃止措置部 技術実証課 中村 保之）

2.4 原子力科学研究所における廃止措置

実施部署	原子力科学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。	原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。 【各論】 廃止措置に着手しているホットラボ、液体処理場、再処理特別研究棟、JRR-4 及び TRACY については、廃止措置を進める。 TCA については、廃止措置計画の認可申請に向けた準備を進める。

(1) 概要

施設中長期計画に従って、原子力科学研究所の廃止対象施設のうち 6 施設の廃止措置を進めた。表 2.4 に廃止措置の計画を示す。

ホットラボでは鉛セル及び排気設備の解体方法の検討、再処理特別研究棟では廃止措置を継続し、液体処理場では屋外に設置している廃液貯槽の撤去を行った。また、JRR-4 については未使用燃料の搬出時期が遅れるため、廃止措置計画の変更手続きを進めた。TRACY については原子炉の機能停止措置及び系統隔離措置を進めるとともに、TCA については廃止措置計画に係る認可申請の準備を進めた。

(2) 方法及び結果

1) ホットラボでは、平成 24 年度にウランマグノックス用鉛セル 12 基の解体を開始し、平成 28 年度までに 8 基の解体が終了した。平成 30 年度は、残り 4 基の鉛セル及びセル系排気設備の解体方法の検討を継続し、解体の準備を進めた。(図 2.4-1)

2) 液体処理場では、平成 25 年度に、廃液貯槽 6 基のうち、1 基の撤去が完了しており、平成 29 年度には廃液貯槽周辺から取り外した架台等の撤去を行った。平成 30 年度は、屋外に設置してある廃液貯槽 5 基のうち、1 基を撤去し、処理のために解体分別保管棟へ搬送した。(図 2.4-2)

3) 再処理特別研究棟では、平成 29 年度に廃液貯槽 LV-1 の解体に使用した仮設排気設備の解体撤去を行い、平成 30 年度は、廃液貯槽 LV-1 の解体に使用した仮設液体設備の解体撤去を行った。(図 2.4-3)

4) JRR-4 では、平成 29 年度に廃止措置計画の認可を取得し、原子炉の機能停止措置を行い、平成 30 年度は、未使用燃料の搬出時期が遅れるため廃止措置計画の変更申請を行った。(図 2.4-4)

(廃止措置計画)

- ・平成 27 年 12 月 25 日 廃止措置計画の認可申請
- ・平成 29 年 6 月 7 日 廃止措置計画の認可を取得
- ・平成 30 年 9 月 25 日 廃止措置計画の変更認可申請

(原子炉保安規定)

- ・平成 29 年 5 月 18 日 原子炉保安規定の変更認可申請
- ・平成 29 年 11 月 29 日 原子炉保安規定の変更認可を取得

5) TRACY では、平成 29 年度に廃止措置計画の認可を取得し、平成 30 年度は、原子炉の機能停止措置及び系統隔離措置を行った。(図 2.4-5)

(廃止措置計画)

- ・平成 27 年 3 月 31 日 廃止措置計画の認可申請
- ・平成 29 年 6 月 7 日 廃止措置計画の認可を取得

(原子炉保安規定)

- ・平成 28 年 8 月 9 日 原子炉保安規定の変更認可申請

6) TCA では、原子炉の廃止措置計画の認可申請の準備を進めた。(図 2.4-6)

(3) 結果の評価

平成 30 年度の年度計画に基づき、ホットラボ、液体処理場、再処理特別研究棟の廃止措置の継続及び JRR-4、TRACY の廃止措置計画の認可の取得及び TCA の廃止措置計画の認可申請の準備を、年度計画どおり実施できたと評価できる。

(4) 次年度以降の計画

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

(5) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 廃止措置の進捗状況

廃止措置に着手しているホットラボ、液体処理場及び再処理特別研究棟については、廃止措置を進め、JRR-4 及び TRACY については、廃止措置計画及び保安規定の認可取得をもって廃止措置に着手し、原子炉の機能停止措置等を行った。TCA では、原子炉の廃止措置計画の認可申請の準備を進めた。

2) 情勢変化に対応した廃止措置の目的・目標・進め方などの見直しについて

平成 29 年 4 月 1 日に施設中長期計画が定められ、この計画の中で廃止施設及び実施時期が明確化され、これに従い、施設の廃止措置を計画的に進めた。

3) 効果・効用（アウトカム）

施設の廃止措置で得られた知見、経験は、今後の原子力施設の安全で合理的な廃止措置の推進に役立てるため、以下の国内外の会議等で、広くその成果を公表している。

○TAG (Technical Advisory Group : OECD/NEA 原子力施設廃止措置プロジェクトに関する技術情報交換会議)

○日韓、日仏情報交換会議

○ICONE-23 (23rd International Conference on Nuclear Engineering)

○欧州研究炉国際会議 (RRFM2018)

○日本原子力学会他

(原子力科学研究所 バックエンド技術部 廃止措置課 信田 重夫)

– 64 –

【施設概要】

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



ホットラボの外観



ウランマグノックス用鉛セル(4基)



セル系排気設備

【実施状況】

平成24年度にウランマグノックス用鉛セル12基の解体を開始し、平成28年度までに8基の解体が終了した。平成30年度は、残り4基の鉛セル及びセル系排気設備の解体方法の検討を継続し、解体の準備を進めた。

図 2.4-1 ホットラボの廃止措置

【施設概要】

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



液体処理場の外観



廃液貯槽



廃液貯槽の取り外し



解体分別保管棟へ搬入

【実施状況】

平成25年度に、廃液貯槽6基のうち、1基の撤去が完了しており、平成29年度には廃液貯槽周辺から取り外した架台等の撤去を行った。平成30年度は、屋外に設置してある廃液貯槽5基のうち、1基を撤去し、処理のために解体分別保管棟へ搬送した。

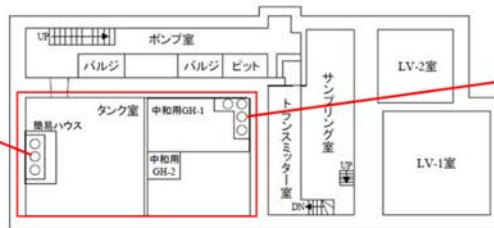
図 2.4-2 液体処理場の廃止措置

【施設概要】

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



再処理特別研究棟の外観



□: 仮設液体設備



【実施状況】

平成29年度に廃液貯槽LV-1の解体に使用した仮設排気設備の解体撤去を行い、平成30年度は、廃液貯槽LV-1の解体に使用した仮設液体設備の解体撤去を行った。これにより、周辺機器を含めた廃液貯槽LV-1の解体が全て完了した。

図 2.4-3 再処理特別研究棟の廃止措置

【施設概要】

昭和40年度に建設され、原子力船「むつ」の遮蔽実験、医療照射 (BNCT) などに利用されてきた。その後、平成23年の東北地方太平洋沖地震により運転を停止していたが、「原子力機構改革計画」に基づき、廃止措置が決定した。

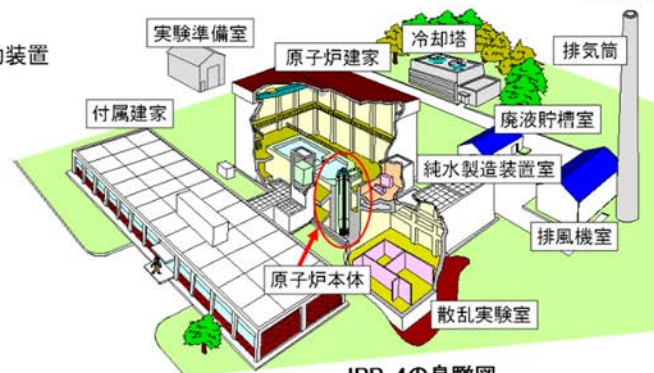


JRR-4の外観



原子炉本体上部

制御棒動装置
を撤去



JRR-4の鳥瞰図

【実施状況】

平成29年度に廃止措置計画の認可を取得し、原子炉の機能停止措置を行い、平成30年度は、未使用燃料の搬出時期が遅れるため廃止措置計画の変更申請を行った。

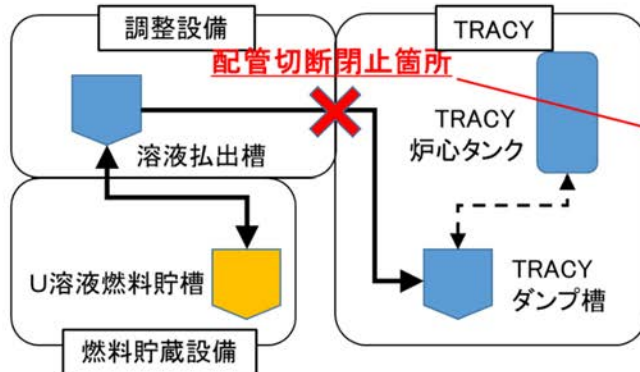
図 2.4-4 JRR-4 の廃止措置

【施設概要】

核燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) に設置され、平成7年から溶液燃料体系での臨界超過 (臨界事故) を模擬した実験を行ってきた。平成29年度から廃止措置に着手している。



NUCEFの外観



溶液燃料移送配管を切断

【実施状況】

平成29年度に廃止措置計画の認可を取得し、平成30年度は、原子炉の機能停止措置及び系統隔離措置を行った。

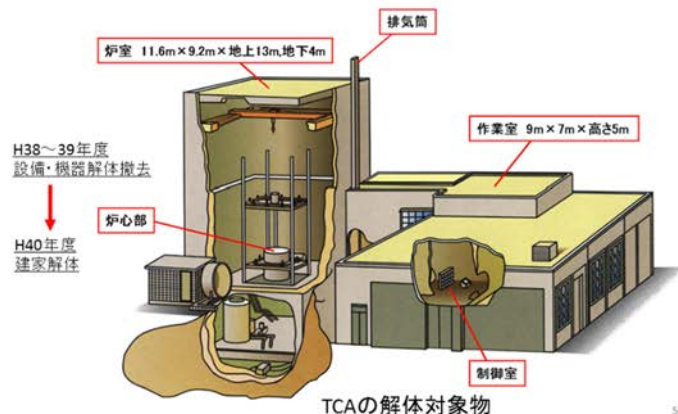
図 2.4-5 TRACY の廃止措置

【施設概要】

昭和37年度の初臨界後、軽水炉の炉心核特性に関する研究及び教育訓練に利用されてきた。減速材に軽水を使用した臨界実験装置であり、主要設備として炉心タンク、給排水設備等を備えた施設。低出力炉であり、汚染は僅少である。平成22年度から運転休止中。



TCAの外観



TCAの解体対象物

【実施状況】

平成30年度は、原子炉の廃止措置計画の認可申請の準備を進めた。

図 2.4-6 TCA の廃止措置

2.5 大洗研究所における廃止措置

2.5.1 JMTR の廃止措置準備

実施部署	大洗研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。実施に当たっては、機構改革で定められた施設を中心に、確保された予算の中で最大の効果が期待されるものを優先する。	原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。 JMTR については、廃止措置に向けて準備を進める。

(1) 概要

材料試験炉（JMTR：Japan Materials Testing Reactor、以下、「JMTR」という。）は、昭和43年に初臨界を達成して以来、発電用軽水炉燃料や材料の照射試験を中心に、新型転換炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉などの燃料・材料の照射試験に広く利用されてきた^[1]。更に、大学を中心とした原子炉材料に係る基礎研究や人材育成、医療・工業用のラジオアイソトープの製造等にも活用されるなど、我が国の原子力に係る研究開発、利用の発展に貢献してきた。近年は、軽水炉の長期利用と高経年化に係る構造材料の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）等の基礎データの整備^[2-4]や経済性向上のための高燃焼度燃料照射試験^[5-6]にも利用され、我が国の軽水炉利用を支える役割も担っていた。

平成18年度半ばに原子炉を停止した後、平成23年度（2011年度）再稼働を目指し、4年間のJMTR原子炉施設の設備・機器の更新及び照射設備の整備を行ってきた^[7]。しかし、原子炉施設の設備・機器の更新及び照射設備の整備が完了する直前の平成23年3月11日に東北地方太平洋沖地震、更には地震に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故が発生し、その対応のために予定していた再稼働を延期した。平成27年3月27日に試験研究用等原子炉に対する新規制基準に対応した設置許可変更申請を提出したが、自ら定めた評価用地震動に対して、Sクラス施設の耐震力が不足しており、大規模な耐震補強が必要であることが提出後に判明した。このため、平成29年4月に公表された「施設中長期計画^[8]」において、JMTRは廃止施設とすることを決定し、平成30年度末までに廃止措置計画認可申請書を原子力規制庁へ申請することとして、廃止措置の準備のための組織変更、申請書作成に必要な各種評価を開始した。

平成 30 年度は、法改正に伴う廃止措置計画認可申請書の記載項目を整理するとともに、放射化汚染物等の評価、汚染の拡大防止対策、被ばく低減対策、事故防止対策等に係る安全対策の評価等を行い、廃止措置認可申請書を完成させ、所内で審議中である。また、技術開発課題を整理し、概念検討を開始した。本報告書は、JMTR 廃止措置に係る平成 30 年度の活動及び今後の計画をまとめたものである。

(2) 方法

平成 29 年度は、JMTR 施設の廃止措置に係る基本計画（図 2.5.1-1）を策定し、「(1) 解体中における保安のために必要な原子炉施設の適切な維持管理の方法」、「(2) 一般公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくの低減策」、「(3) 放射性廃棄物の処理等の方法」を中心に評価を行ってきた。平成 30 年度は、これらの評価結果に基づき、廃止措置計画認可申請書の準備を進めた。

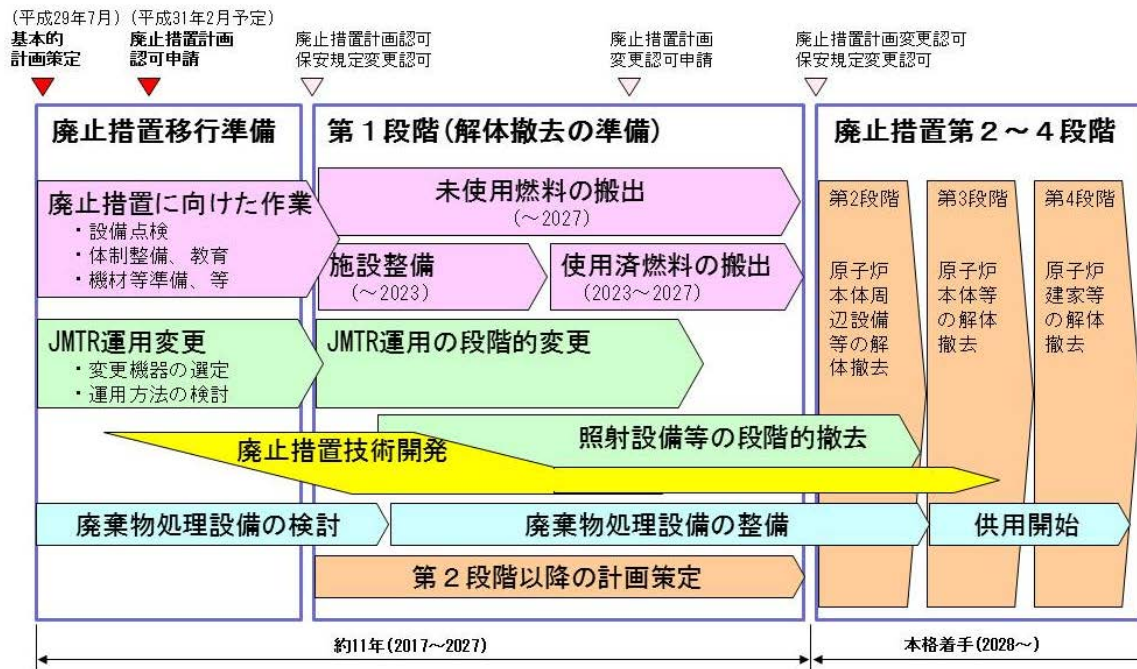


図 2.5.1-1 JMTR 施設の廃止措置に係る基本工程

1) JMTR 施設の廃止措置認可申請書の準備

平成 29 年 4 月 14 日に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部改正する法律（改正法）が公布され、改正法第 2 条において改正される「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）」において、原子力施設の解体その他の事業等の廃止に伴う措置を実施するための方針を作成・公表する規定が定められ^[9]、平成 30 年 10 月 1 日から施行された^[10]。これに伴い、JMTR の廃止措置計画認可申請書については、本文の記載事項は発電炉の廃止措置認可申請書とほぼ同じ記載項目とし、使用済み燃料を炉心から取り出していることを明らかにする資料を除いた添付書類を作成することとなった。

2) 平成 30 年度実施項目

a) JMTR 施設の廃止措置に係る放射化汚染物質及び二次汚染物質の評価

JMTR 施設に残存する放射性物質は、原子炉压力容器、反射体等の炉心構造物が中性子照射を受けて放射化することにより発生する「放射化汚染物質」と放射性腐食生成物（一次冷却水中に溶出した金属が放射化されたもの、放射化された金属が一次冷却水中に溶出したもの）が設備機器等に付着することにより発生する「二次汚染物質」に分類して評価した。

放射化汚染物質は、原子炉運転による中性子の到達範囲を考慮して、炉心、原子炉容器及び炉プール側壁を評価対象とし、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP5 により算出した中性子束と原子炉運転履歴、設備機器等の組成データを用いて、核種崩壊生成計算コード ORIGEN-S により放射エネルギーを算出した。

二次汚染物質は、放射性腐食生成物により設備・機器等の内面が汚染された一次冷却設備、プールカナル循環系統、SFC プール循環系統、液体廃棄物の廃棄設備及び実験設備を評価対象機器として選定し、それらの系統における代表設備・機器等について、Co-60 を代表核種として、サーベイメータによる線量当量率と MCNP5 による単位線源強度あたりの線量率計算値から表面汚染密度を求め、系統内全体の設備・機器等の汚染表面積を乗じ、系統毎に放射エネルギーを算出した。また、Co-60 以外の核種については、ORIGEN-S 等により核種組成比を求め、核種毎の放射エネルギーを評価した。

b) 廃止措置期間中の機能維持（原子炉機器・照射設備）

廃止措置期間中に機能を維持すべき設備（以下、「維持管理対象設備」という。）の記載にあたっては、原子炉設置変更許可申請書に記載されている設備から維持管理対象設備の選定を行うとともに、その設備の維持機能及び維持期間について検討を行った。

c) JMTR 施設の廃止措置計画における放射線管理及び想定事故事象における被ばく評価

放射線被ばく管理にあたっては、一般公衆及び放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成可能な限り低減することが必要である。このため、放射線管理に関する基本方針・具体的方法として、原子炉運転段階と同等の管理に準じて実施することとした。

また、廃止措置第 1 段階における工事上の過失、機械もしくは装置の故障又は地震、火災その他の災害に起因して万一事故が発生したとしても、一般公衆に過度の放射線影響を及ぼす恐れがないことが必要である。このため、使用済み燃料取扱時の燃料破損を想定し、一般公衆の被ばく線量を評価した。

d) JMTR 施設の廃止措置に向けた廃棄物管理検討

JMTR の廃止措置の実施にあたり、JMTR 特有の技術開発課題として、

- ① 大型の機器（压力容器、格子板、ベリリウム反射体等）、高線量の機器、トリチウムで汚染されたもの等の解体方法

② JMTR 施設内にある核燃料物質の早期払出しの対応

③ 廃止措置で発生した解体廃棄物の管理（核種分析、廃樹脂の処理処分、等）が挙げられている。特に、大洗研究所内の廃棄物対策については、平成 30 年度に大洗廃棄物対策全体計画検討 WG が設立され、議論が行われてきた。JMTR は既に廃止措置を行うことが決定されているため、埋設処分を視野に入れた、解体廃棄物の管理方法を早急に明確にしておく必要があることから、放射能測定が行える分析室整備の概念検討を開始した。

(3) 結果

1) JMTR 施設の廃止措置に係る放射化汚染物質及び二次汚染物質の評価

原子炉構造物等の主要設備機器の放射化汚染物の推定放射能量は、原子炉停止後約 12 年（2018 年 12 月末）で約 $5.3 \times 10^{16} \text{Bq}$ で、原子炉停止後約 21 年（2027 年 12 月末）で約 $2.8 \times 10^{16} \text{Bq}$ であった。

また、評価対象機器の二次汚染物の推定放射能量は、原子炉停止後約 12 年（2018 年 12 月末）で約 $9.7 \times 10^{12} \text{Bq}$ 、原子炉停止後約 21 年（2027 年 12 月末）で約 $5.2 \times 10^{12} \text{Bq}$ であった。

2) 廃止措置期間中の機能維持（原子炉機器・照射設備）

廃止措置期間中に機能を維持する設備の選定にあたっては、周辺の公衆及び放射線業務従事者の被ばく低減を図るとともに、使用済み燃料の貯蔵のための管理、汚染の除去工事、解体撤去工事及び核燃料物質によって汚染されたものの廃棄等に係る各種作業を安全に実施するために必要な機能と必要な期間を検討して、基本的な考え方を決定し、維持管理対象設備の選定を行った。特に、JMTR の廃止措置の第 1 段階期間中は、JMTR 内では使用済み燃料が貯蔵されていること、並びに放射性物質を内包する系統及び機器があることから、燃料取扱機能、臨界防止機能、水位維持機能及び放射線遮へい機能を維持管理するとともに、放射性物質の漏えい防止機能を維持管理することを前提条件に維持管理対象設備の選定を行った。

3) JMTR 施設の廃止措置計画における放射線管理及び想定事故事象における被ばく評価

放射線管理の具体的方法については、以下の通りとする。

- a) 廃止措置期間中に機能を維持すべき試験研究用等原子炉施設及びその性能並びに維持管理対象設備について維持管理する。
- b) 管理区域を設定して立入制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を管理する。
- c) 放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、被ばく線量を常に測定して定期的に評価し、被ばく線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備に反映する。
- d) 管理区域の外側に、周辺監視区域を設定して、人の立入りを制限する。
- e) 気体及び液体廃棄物の放出管理を行い、敷地周辺の一般公衆の実効線量が十分小さくなるように努める。

「使用済み燃料取扱時の燃料破損」について評価した結果、環境に放出される放射性物質

による敷地境界における最大の被ばく線量は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量が約 5.4×10^{-13} Sv、 γ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約 8.0×10^{-11} Sv であった。実効線量の合計は約 8.1×10^{-11} Sv (8.1×10^{-8} mSv) であり、本想定事象における周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

4) JMTR 施設の廃止措置に向けた廃棄物管理検討

JMTR の廃止措置にあたっては、残存するコンクリートや金属などの各種廃棄物の汚染状況を把握するとともに、これらの廃棄物について各施設で放射能濃度評価を行い、分別管理することとなった。このため、効率的かつ効果的な廃止措置を進める上で、JMTR 施設内に放射能測定が行える分析室を整備する必要がある。このため、分析室の整備場所の選定、分析装置の選定、分析室内の間取り及び機器の配置、必要なユーティリティ（水道・電気・ガス等）の検討を行った。JMTR で発生する廃棄物の分析装置のうち、 γ 線放出核種の測定については、ゲルマニウム半導体検出器を更新して対応する予定である。

一方、廃棄物を製作するためには、各施設で発生する廃棄物の核種組成を確認し、スクレーピングファクタ（SF）法や平均放射能濃度を評価し、廃棄物の分別作業を行う必要があることから、効果的な整備計画の策定が必要である。また、分析にあたっては、測定試料の前処理も必要となることから、廃棄物の種類及び核種別の測定方法の検討を進め、最終的な整備計画を策定することとする。

(4) 結果の評価

平成 29 年度下期から JMTR の廃止措置計画認可申請書の準備を開始し、基本計画の策定、申請書に記載するために必要な「残存放射性物質の評価」、「原子炉施設の適切な維持管理」、「一般公衆の放射線被ばくの評価」等を中心に評価を行った。この結果、平成 30 年 9 月末に申請書のドラフトが完成し、提出に向け品証に則った手続きを開始し、平成 30 年度内に申請するように対応を進めている。また、廃止措置認可申請書のドラフトを準備する上で、JMTR 特有の課題点を抽出し、概念検討も開始している。

(5) 次年度以降の計画

JMTR の廃止措置認可申請書を原子力規制庁に提出した後、認可対応を行うとともに、認可後速やかに保安規定の変更が行えるように準備していく。また、第 1 段階の廃止措置期間中の実施計画を策定し、認可後速やかに業務が実施できるように対応するとともに、JMTR 特有の技術開発課題に対し、詳細検討を開始する。

(6) 平成 29～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

JMTR 廃止措置計画認可申請書の作成にあたって、実際に廃止措置を進めるための JMTR 特有の技術開発課題を抽出できた。主な課題としては、前述の通り、下記点に集約される。

- a) 大型の機器（圧力容器、格子板、ベリリウム反射体等）、高線量の機器、トリチウムに汚染されたもの等の解体方法
- b) JMTR 施設内にある核燃料物質の早期払出しの対応
- c) 廃止措置で発生した解体廃棄物の管理（核種分析、廃樹脂の処理処分等）

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

新たに大洗地区での廃棄物処理処分に係る議論も進められており、JMTR の廃止措置については、これらの課題解決に向けた対応も行っていく必要がある。また、核燃料の集約化についても、原子力機構大でまとめている「施設中長期計画」や「バックエンドロードマップ」に反映しつつ、効率的かつ効果的な廃止措置が進められるように見直していくこととなる。

3) 効果・効用（アウトカム）

JMTR の廃止措置は、原子力機構にある試験研究炉の廃止措置に係る課題点が多く含まれており、これらを 1 つ 1 つ解決することにより、他施設への廃止措置にも活用可能と考える。

（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	井手 広史）
（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	計画管理課	花川 裕規）
（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	永田 寛）
（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	大塚 薫）
（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	原子炉課	根本 浩喜）
（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	大森 崇純）
（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	照射課	飯村 光一）
（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	関 美沙紀）
（大洗研究所	環境技術開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	土谷 邦彦）

2.5.2 重水臨界実験装置（DCA）の廃止措置実施状況

実施部署	大洗研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。実施に当たっては、機構改革で定められた施設を中心に、確保された予算の中で最大の効果が期待されるものを優先する。	原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。 廃止措置中の重水臨界実験装置（DCA）については、原子炉本体等の解体撤去を継続する。旧廃棄物処理建家は、建屋の再利用に係る検討を継続する。

(1) 概要

重水臨界実験装置（DCA）は、平成13年9月に原子炉の運転を停止し、廃止措置に移行した。廃止措置工程を表2.5.2-1に示す。廃止措置計画は4段階に分かれており、平成20年度より第3段階工事として原子炉本体等の解体撤去に着手し、工事を継続している。

平成30年度は、2基ある重水ストレージタンクのうち、平成29年度に解体に着手した1基（重水ストレージタンク（A））（図2.5.2-1）の解体撤去を完了させるとともに、もう1基（重水ストレージタンク（B））（図2.5.2-2）の解体に着手する。旧廃棄物処理建家については、建家の再利用に係る検討を継続して行っている。

(2) 方法

重水ストレージタンクは、アルミニウム製の大型厚肉構造物（概略寸法：Φ2,200mm × L3,600mm × t15mm）である。主な切断工具は、平成29年度と同様に、平板形状の厚肉材に対してはチップソーを、曲面形状の厚肉材に対してはセイバーソーを用いる。その他の切断工具としてはロータリーバンドソー、ジグソー等を用いる。

解体撤去においては厚肉アルミニウム材の切断データの取得として、単位切断長に対するチップソーとセイバーソーの切断時間を測定する。なお、切断時の目詰まりにより鋸刃の寿命が短くなることや、解体対象物のひずみ応力により鋸刃の噛み込みが生じ切断作業以外にも鋸刃の取外し作業など解体作業にかかる時間が長くなるため、これらのデータについても取得する。

(3) 結果

計画書に従い重水ストレージタンクの解体撤去を実施しており、平成 30 年度目標を達成する見込みである。解体撤去手順を図 2.5.2-3 に、解体撤去状況（写真）を図 2.5.2-4 に、工程表（実績）を表 2.5.2-2 に示す。

(4) 結果の評価

平成 30 年度に実施した解体重量は、重水ストレージタンク（A）で 785kg であった。解体重量（実績）を表 2.5.2-3 に示す。重水ストレージタンク（B）については汚染状況の確認と解体用簡易ハウスを設営した。

切断に使用したチップソーの切断能力として、厚さ 1.2cm のアルミニウム材で 0.31cm/秒であった。切断データを表 2.5.2-4 に示す。また、切断に使用したセイバーソーの切断能力は、アルミニウム材で 0.27cm²/秒（厚さ 1.5cm）であった。切断データを表 2.5.2-5 に示す。

平板形状の切断において、チップソーはジグソーに比べ、切断速度は 1/2 程度であるが、厚さが 3 倍のアルミニウム材を切断していることから優れた切断能力を有している。また、アルミニウム材の切断に対して、火花の発生もほとんどなかった。

曲面形状の切断において、チップソー鋸刃は噛み込みの頻度が多く、鋸刃の取外しに時間を費やすケースが見られた。そこで、曲面形状についてはセイバーソーを用いて切断を行い、切断能力を確認した。これまでに確認したセイバーソーの切断能力はアルミニウム材で 0.19cm²/秒（厚さ 0.3cm）であり、厚さに関係なく良好に切断できた。

これらのことから、チップソーとセイバーソーは重水ストレージタンクの主切断工具として適していたと判断できる。

(5) 次年度以降の計画

平成 31 年度は重水ストレージタンク（B）の解体撤去を継続し、重水ストレージタンクの解体撤去を完了する。

大型厚肉構造物の解体撤去工事となるため、平成 30 年度の解体撤去工事の実績を基に、解体工法の検討を行うとともに、解体撤去工事のデータを蓄積する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

施設の廃止措置に伴う解体撤去は計画通りに進捗しており、目標達成に向けて順調である。年度毎の解体撤去工事の実績データを蓄積している。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

廃止措置計画の認可工程に基づき、計画通り進めており、第 3 段階における解体撤去工事（原子炉本体等の解体撤去）は平成 34 年末に終了する予定である。

3) 効果・効用（アウトカム）

平成 26 年度からの解体撤去工事の実績データ（切断能力、工数等）を機器単位で年度毎に蓄積し、JAEA-Technology として成果をまとめる。これらの情報は、原子力機構内外の他施

設への廃止措置にも活用可能と考える。

(大洗研究所 環境技術開発センター 環境保全部 環境技術課 工藤 健治)

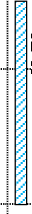
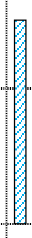
表 2.5.2-1 重水臨界実験装置 (DCA) 廃止措置工程表

項 目	工 期 (年 度)				第 1 段 階 平成14年度	第 2 段 階 平成15～19年度	第 3 段 階 平成20～34年度	第 4 段 階 (着手後約5年間)
	平成13年度	平成14年度	平成15年度	平成16年度				
	▼ 解体届 提出	解体 工事に 関係 する			原子炉の機能停止に係る措置	燃料棒分解洗浄設備等の 解体撤去	原子炉本体等の解体撤去	原子炉建屋等の 解体撤去等 燃料搬出の完了 廃止措置終了
・ 封印蓋の取付け ・ 安全棒・制御棒の解体 ・ 計測制御系統施設の機能停止 ・ 起動用中性子源の取外し及び搬出								
・ 残存放射性物質の評価のため の試料採取及び評価 ・ 燃料棒分解洗浄設備の解体撤去 ・ 起動用中性子源装置の解体撤去 ・ 重水の搬出								
・ 重水系設備、ガス系設備、計測制御系統 施設、原子炉本体の解体撤去 ・ 燃料の搬出								
・ 原子炉建屋、放射線遮へい体の除染及び 放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定								
・ 核燃料物質取扱施設、貯蔵施設、廃棄物 廃棄設備、放射線管理施設の解体撤去 及び重水倉庫、DPTタンクヤードの解体、 原子炉建屋、放射線遮へい体の解体								

注) ■ : 実績 □ : 計画を示す。

表 2.5.2-2 重水ストレージタンク 解体工程表 (平成 30 年度)

施設名：重水臨界実験装置 (DCA)

作業工程		5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
重水ストレージタンク (A)	準備作業											
	南側下部											
	内部梯子											
	北側下部											
	マンホール部、上部 (北側、南側)											
	上部											
	底板											
	西側											
	東側											
	西側											
	東側											
	南側下部											
	内部梯子											
重水ストレージタンク (B)	北側下部											
	マンホール部、上部 (北側、南側)											
	上部											
	底板											
	鏡板											
	架台											
	南側下部											
	内部梯子											
	北側下部											
	マンホール部、上部 (北側、南側)											
	上部											
	底板											
	鏡板											
	架台											
3H 測定 重量測定・収納 後片付け	3H 測定											
	重量測定・収納											
	後片付け											

: 予定 : 実績

表 2.5.2-3 重水ストレージタンク 解体重量実績 (平成 30 年度)

施設名：重水臨界実験装置 (DCA)

機器名称	材質	部位名称	数量	幅/外径 (mm)	高/厚さ (mm)	長さ (mm)	重量 (kg)	
							推定	実績
重水ストレージ タンク (A)	アルミ ニウム	タンク胴	1 基	Φ2,224	t 12	2,700	673	204
								190
								54
								189
		タンク鏡板	2 枚	Φ2,224	t 15	—	422	49+165
								208
		マンホールフランジ	1 基	Φ655	t 74	52	19	19
		マンホール蓋	1 枚	Φ655	t 30	—	28	27
		マンホール胴	1 基	Φ508	t 12	200	11	11
		架台	2 基	—	—	—	197	200
重水ストレージ タンク (B)	アルミ ニウム	切粉	—	—	—	—	—	23
		タンク胴	1 基	Φ2,224	t 12	2,700	680	—
								—
								—
								—
		タンク鏡板	2 枚	Φ2,224	t 15	—	422	—
								—
		マンホールフランジ		1 基	Φ655	t 74	19	—
		マンホール蓋		1 枚	Φ655	t 30	28	—
		マンホール胴		1 基	Φ508	t 12	11	—
		架台		2 基	—	—	197	—
								—

(平成 31 年 3 月 31 日現在)

※下線付きは平成 29 年度実施分を示す。

表 2.5.2-4 重水ストレージタンク 切断データ (平成 30 年度)

施設名：重水臨界実験装置 (DCA)

切断厚さ (mm)	回数	切断長さ (cm)	切断時間 (秒)	切断能力 (cm/秒)	切断能力 (cm/秒) (平均)
12	1	35	104	0.34	0.31
	2	35	77	0.45	
	3	30	139	0.22	
	4	35	155	0.23	
	5	20	59	0.34	
	6	15	69	0.22	
合計		170	603	0.28	0.28

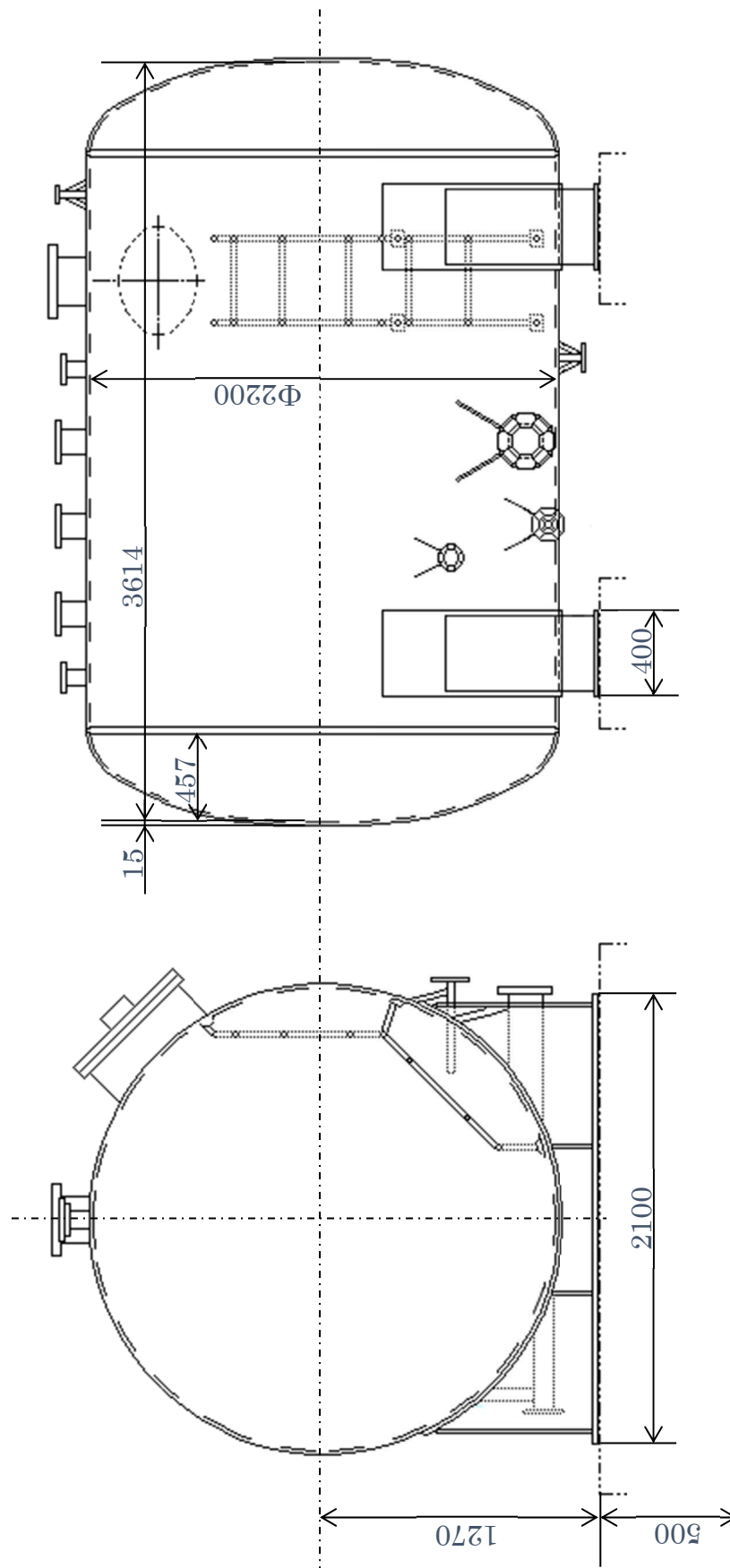
※使用した切断工具：チップソー (日立工機製 (CD7SA))

表 2.5.2-5 重水ストレージタンク 切断データ (平成 30 年度)

施設名：重水臨界実験装置 (DCA)

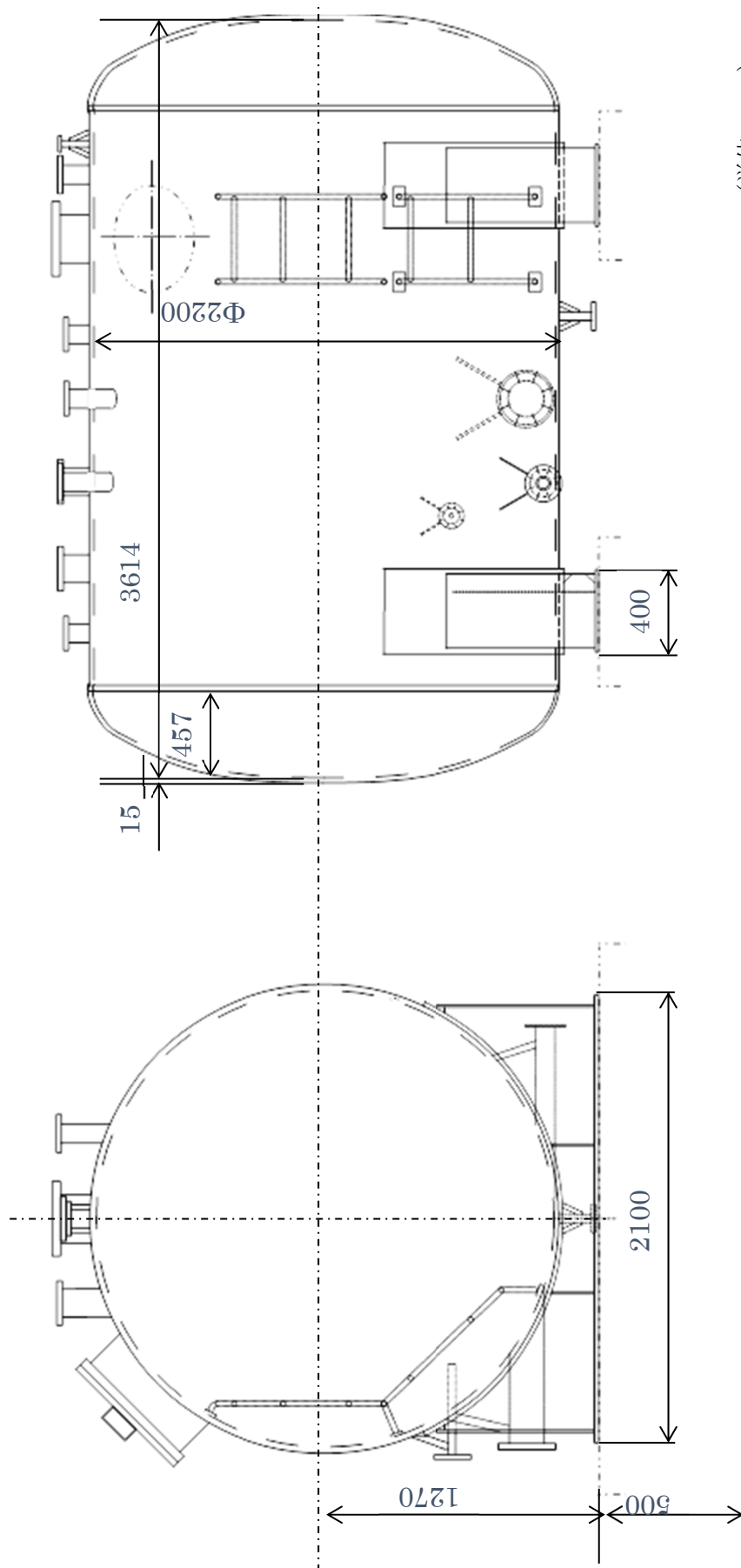
切断厚さ (mm)	回数	切断長さ (cm)	切断時間 (秒)	切断能力 (cm ² /秒)	切断能力 (cm ² /秒) (平均)
15	1	15	63	0.36	0.27
	2	8	44	0.27	
	3	21	110	0.29	
	4	14	125	0.17	
	5	35	192	0.27	
	6	40	236	0.25	
合計		133	770	0.17	0.17

※使用した切断工具：セイバーソー (日立工機製 (CR13VBY))



(単位 : mm)

図 2.5.2-1 重水ストレージタンク (A) 概略図



(単位 : mm)

図 2.5.2-2 重水ストレージタンク (B) 概略図

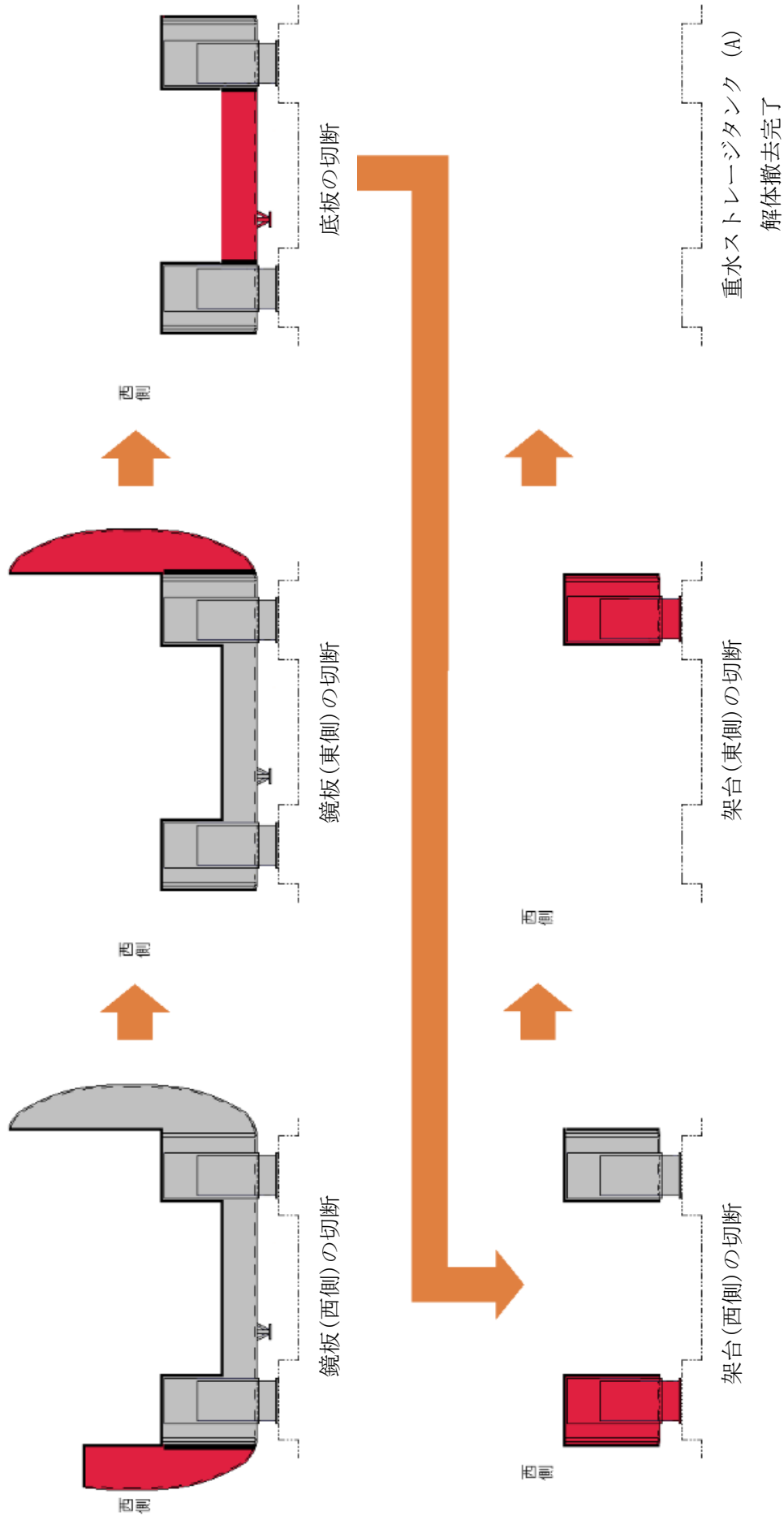


図 2.5.2-3 重水ストレージタンク (A) 解体撤去手順

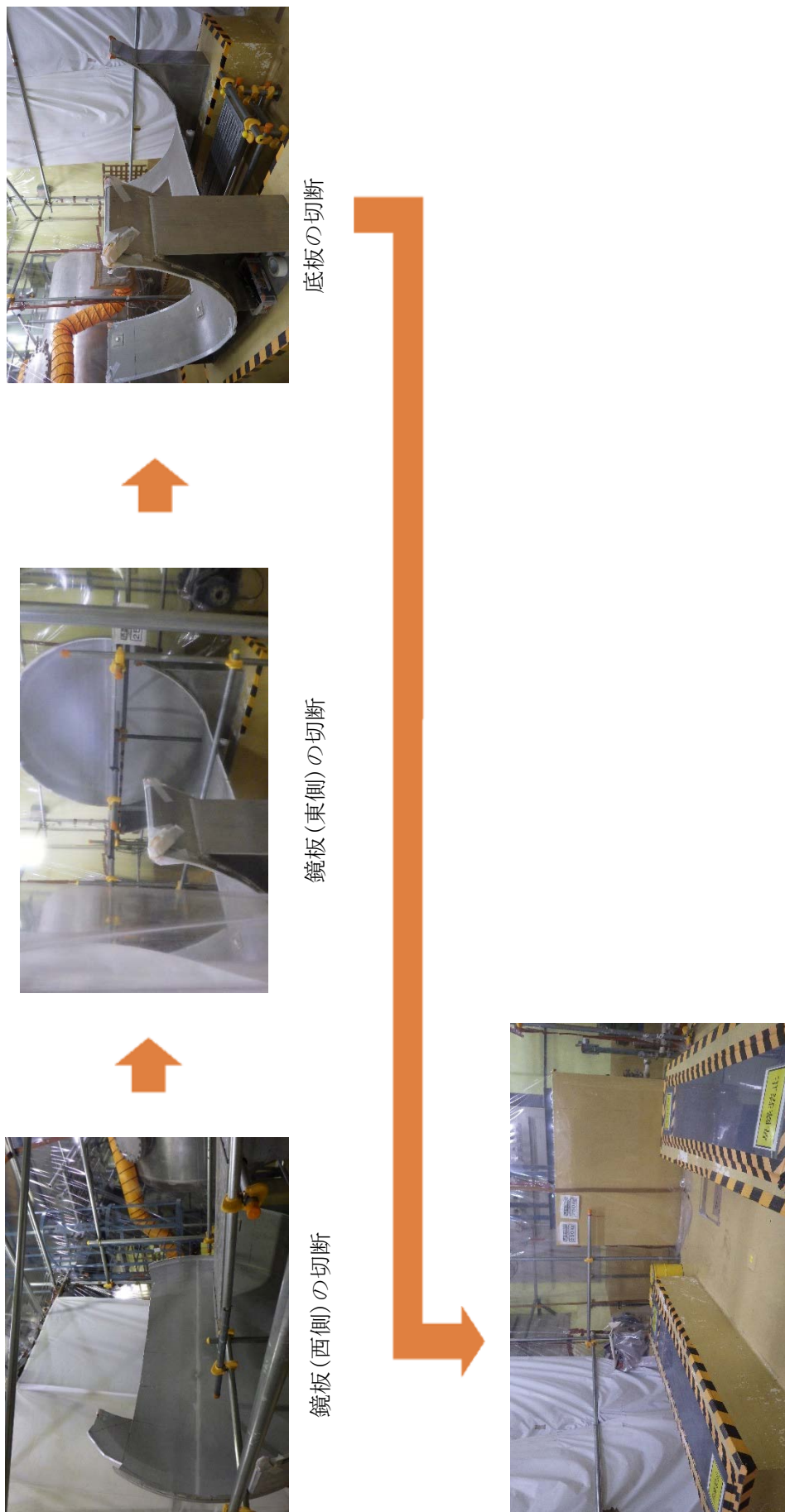


図 2.5.2-4 重水ストレージタンク (A) 解体撤去状況 (写真)

2.6 人形峠環境技術センターにおける廃止措置

実施部署	人形峠環境技術センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。実施に当たっては、機構改革で定められた施設を中心に、確保された予算の中で最大の効果が期待されるものを優先することとする。	濃縮工学施設については、設備の解体・撤去を継続するとともに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については、設備の解体・撤去に向け、廃止措置計画の認可申請の準備を進める。製錬転換施設では、廃止措置を継続する。また、鉱山施設の閉山措置を進めるとともに、劣化ウランの安定的保管管理等の対策についての検討を進める。

2.6.1 濃縮工学施設の廃止措置

(1) 概要

- 1) 「循環型社会形成のための3R（リデュース・リユース・リサイクル）の考えに基づいて放射性廃棄物でない廃棄物やクリアランスの制度を活用し、有用資源の有効活用と放射性廃棄物の低減を図る」を基本的な考えとして、濃縮工学施設の廃止措置を進めている。（図2.6.1-1、図2.6.1-2）
- 2) パイロットプラント遠心機処理については、遠心機部品の除染処理により、付着した放射性物質を取除くことによって、放射性廃棄物として処理すべき量を削減して、大部分は資源として有用な金属の有効利用（リサイクル、リユース）を図るとともに、核不拡散のために遠心機部品の持つ機微技術情報を消滅して保障措置上の管理を軽減するため、平成12年度より処理試験を開始し、平成27年度から合理化処理工程の検討結果を反映した処理を開始し、平成30年度も継続して実施した。また、クリアランスの運用として、平成25年度より遠心機部品の放射能濃度測定とクリアランス確認申請を継続して実施した。
- 3) 設備の解体撤去については、所期の目的を達成した主要設備を解体撤去し、処理処分に係る基礎研究等を行うスペースの有効活用を行うとともに、施設を維持するために必要な設備（給排気設備、ユーティリティ設備、電気・計装設備等）に最小限化することで維持管理費等を軽減するため、平成26年度より主要設備の解体撤去を開始し、平成30年度も継続して実施した。表2.6.1-1に濃縮工学施設の解体撤去スケジュールを示す。

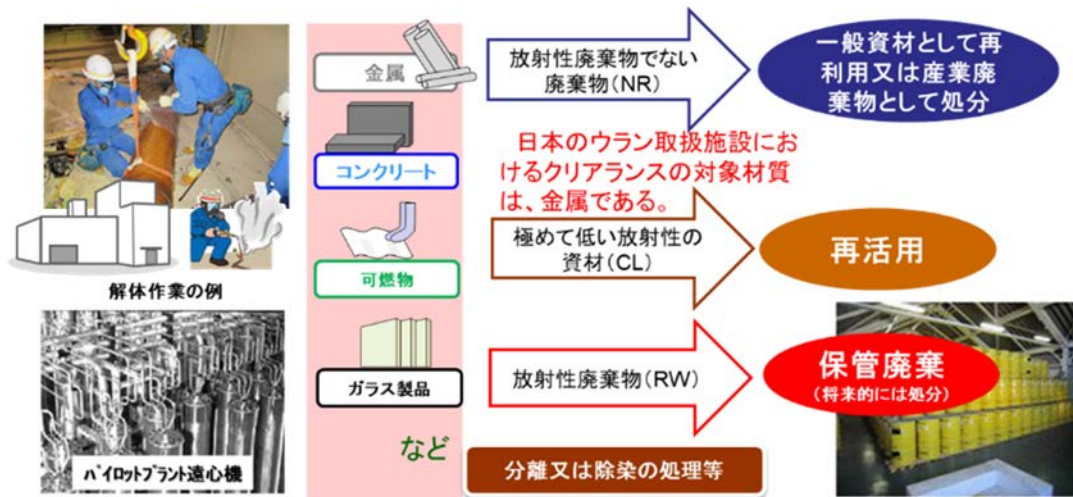


図 2.6.1-1 廃止措置の基本的な考え方

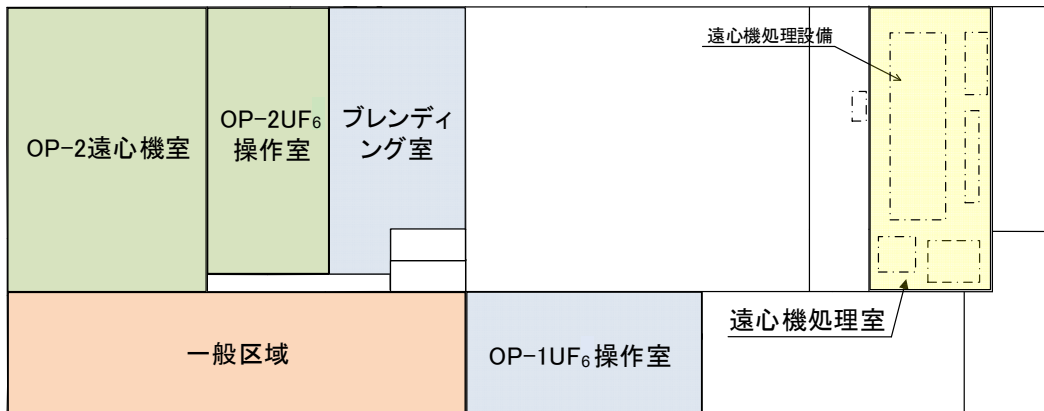


図 2.6.1-2 濃縮工学施設の解体撤去範囲等

表 2.6.1-1 濃縮工学施設の解体撤去スケジュール

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

(2) 方法

1) パイロットプラント遠心機処理

遠心機処理設備は、分解設備、化学分離（除染）設備、放射能濃度測定（クリアランス測定）装置、廃液処理装置等で構成する。遠心機を各分解ユニットに移動しながら部品単位に分解し、大形部品を化学分離（除染）処理するものと、小形部品を化学分離（除染）処理するものに分別する。分解した遠心機部品は、その表面の放射性物質を希硫酸等により化学分離（除染）処理して除去し、放射性物質の放射能濃度を測定する。放射能濃度を測定した遠心機部品は、国（原子力規制委員会）の確認を受け、クリアランスレベルを満足したものはクリアランス物として確認証が交付される。遠心機の解体・除染、クリアランスの流れを図 2.6.1-3 に、クリアランス制度適用の流れを図 2.6.1-4 に、遠心機処理設備の構成設備や装置について図 2.6.1-5、写真 2.6.1-1～2.6.1-6 に示す。

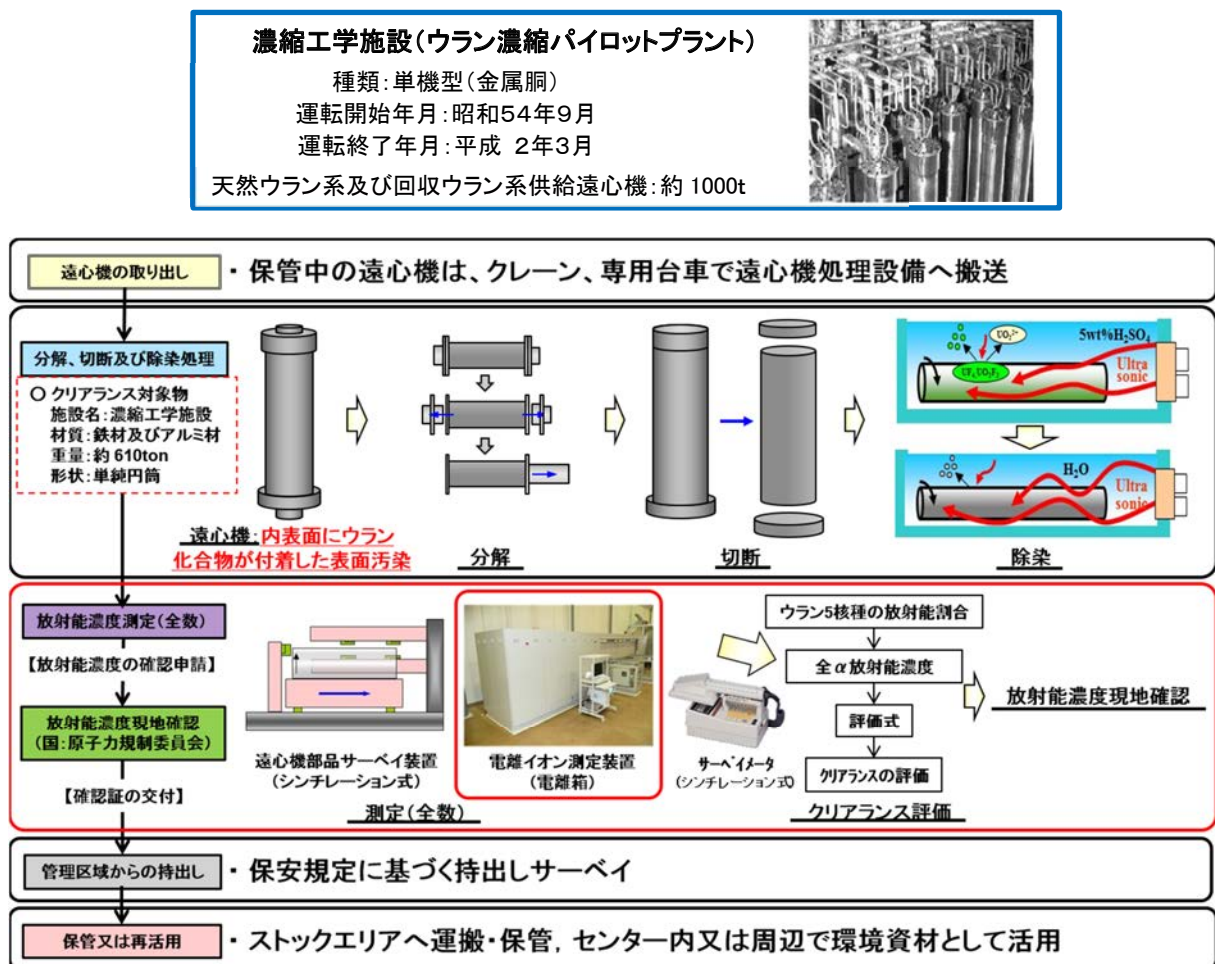


図 2.6.1-3 遠心機の解体・除染、クリアランスの流れ

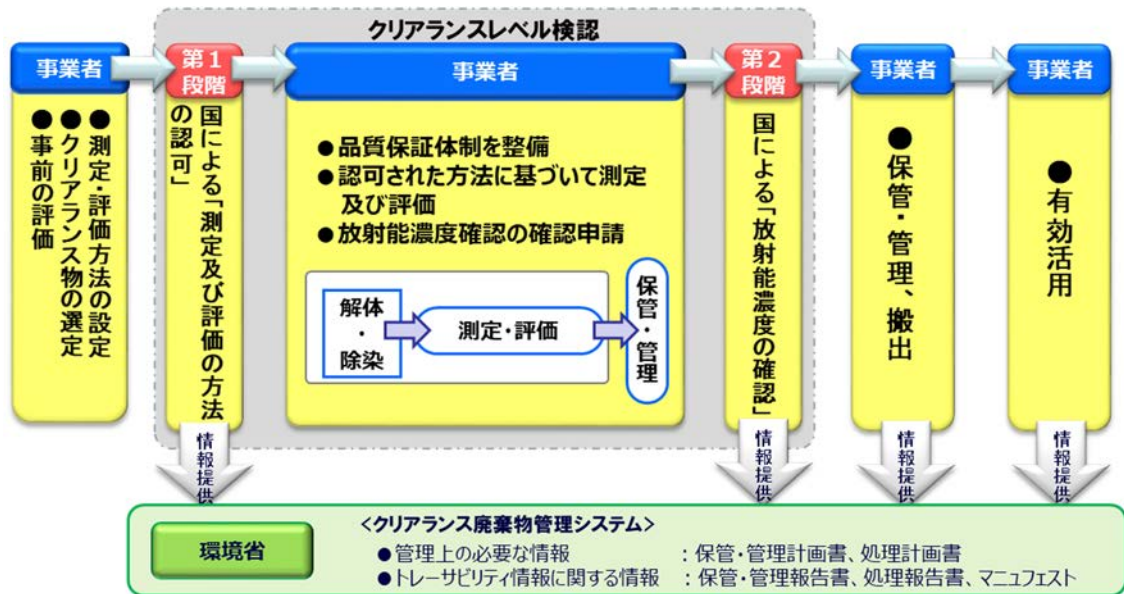


図 2.6.1-4 クリアランス制度適用の流れ

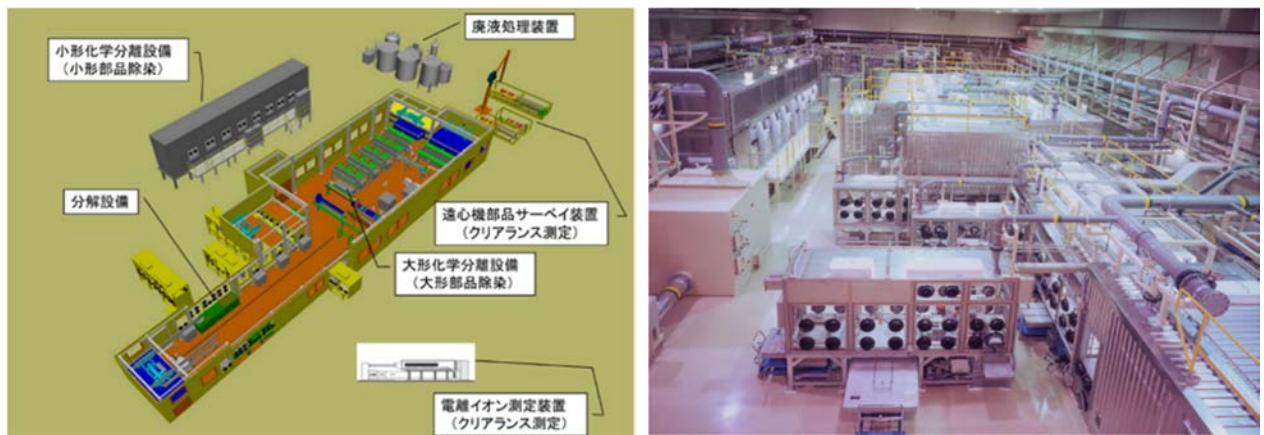


図 2.6.1-5 遠心機処理設備の構成



写真 2.6.1-1 分解設備（ハウス搬入部）



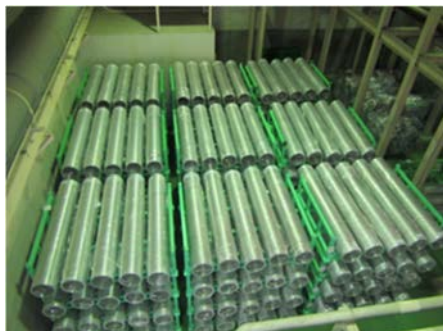
写真 2.6.1-2 大形部品除染装置（ケーシング用）



写真 2.6.1-3 電離イオン測定装置



写真 2.6.1-4 遠心機部品サーベイ装置

写真 2.6.1-5 クリアランス物
(アルミ材)写真 2.6.1-6 クリアランス物再活用の状況
(テーブル、ベンチの脚)

2) 設備の解体撤去

解体撤去は、事前に解体対象物を「放射性廃棄物でない廃棄物 (NR)」、「クリアランス対象物 (CL)」、「放射性廃棄物 (RW)」に区分し、非汚染物のユーティリティ設備機器類を撤去後、汚染物のプロセス設備機器類をグリーンハウス等の汚染拡大防止措置を施して撤去する。撤去後の床等については、補修仕上げを行う。解体撤去の進め方等について図 2.6.1-6～図 2.6.1-7、写真 2.6.1-7～写真 2.6.1-8 に示す。

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

解体物は、「放射性廃棄物でない廃棄物」、「クリアランス対象物」、「放射性廃棄物」にそれぞれ仕分け、メッシュコンテナ、ドラム缶により一時保管する。

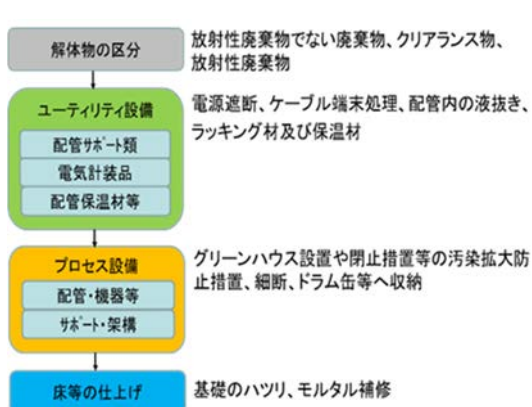


図 2.6.1-6 解体撤去の進め方



図 2.6.1-7 解体作業時の装備及び工具類



写真 2.6.1-7 フードの解体撤去

写真 2.6.1-8 機器、架構の解体撤去

(3) 結果

1) パイロットプラント遠心機処理

- a) OP-2 遠心機の処理を平成 30 年 5 月 8 日に開始し、平成 31 年 3 月 29 日に 100 台の処理を終了した。
- b) 第 6 回確認申請分放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定を平成 30 年 12 月より行い、「放射能濃度の測定及び評価の結果」について、平成 31 年 3 月 13 日に原子力規制委員会へ確認申請をした。また、平成 31 年 1 月 25 日に電離イオン測定装置単独による「放射能濃度の測定及び評価の方法」の認可を受けた。

2) 設備の解体撤去

- a) OP-1UF₆ 操作室及びブレンディング室から解体撤去した大型汚染機器（10 基）の解体（細断）、ドラム缶収納を平成 30 年 5 月 8 日に開始し、平成 30 年 12 月 26 日に終了した（写真 2.6.1-9）。
- b) 放射性廃棄物でない廃棄物（NR）として搬出可能な解体物（8 トン以上）の NR 対応を平成 30 年 5 月 8 日に開始し、平成 31 年 3 月 29 日に終了した。

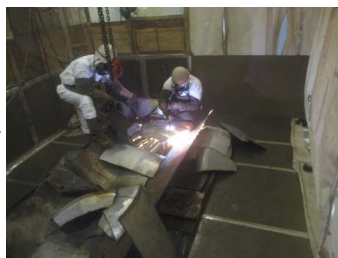


写真 2.6.1-9 大型汚染機器（圧力放出槽）解体

(4) 結果の評価

1) パイロットプラント遠心機処理

- a) 遠心機の解体・除染（処理台数：100 台）を、平成 31 年 3 月までに目標通り達成した。
- b) 遠心機部品の第 6 回確認申請分放射能濃度と「放射能濃度の測定及び評価の結果」の原子力規制委員会への確認申請を、平成 31 年 3 月までに目標通り達成した。

2) 設備の解体撤去

- a) OP-1UF₆ 操作室及びブレンディング室から解体撤去した大型汚染機器（10 基）の解体（細断）、ドラム缶収納を平成 30 年 12 月までに目標通り達成した。
- b) 放射性廃棄物でない廃棄物（NR）として搬出可能な解体物（8 トン以上）の NR の対応を平成 31 年 3 月までに目標通り達成した。

(5) 次年度以降の計画

1) パイロットプラント遠心機処理

- a) パイロットプラント遠心機処理を継続して実施する。なお、処理台数は、予算措置状況によるものとする。
- b) 遠心機部品の放射能濃度測定と原子力規制委員会への確認申請を継続して実施する。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」を適用する。

2) 設備の解体撤去

撤去済み機器の解体及びドラム缶収納及び主要設備の解体撤去並びに解体収納物の NR 対応を継続して実施する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 廃止措置の進捗状況

- a) パイロットプラント遠心機処理については、1,000 台規模の多数台処理のための処理手順・体制を確立したが、予算措置の状況により 100 台～150 台程度の少量での処理を進めている。
- b) クリアランスの運用については、適宜、「放射能濃度の測定及び評価の結果」の原子力規制委員会への確認申請を行うよう、放射能濃度の測定を進めている。クリアランス測定手順の合理化のため、平成 27 年 10 月 30 日に原子力規制委員会へ認可申請した電離イオン測定装置単独による「放射能濃度の測定及び評価の方法」については、平成 31 年 1 月 25 日に認可を受けた。
- c) 設備の解体撤去については、OP-1UF₆ 操作室とブレンディング室はスケジュール通り進捗し、平成 28 年度までに終了した。撤去済み機器の解体・収納は、平成 29 年度から開始しスケジュール通りに進捗している。また、解体収納物の NR 対応についても平成 28 年度から開始しスケジュール通りに進捗している。平成 30 年度から開始予定の OP-2 遠心機室と OP-2 UF₆ 操作室については、許認可の状況から、平成 30 年度での解体撤去の開始が遅延する状況にある。

2) 情勢変化に対応した廃止措置の目的・目標・進め方などの見直しについて

- a) パイロットプラント遠心機処理については、当面の予算確保が困難なことが予想され、計画した期間での終了が見込めないことから、他の事業項目の計画と調整を図りながら、除染対象部品の再検討、集中実施時期の検討等を行いスケジュールの見直しを行う必要がある。
- b) クリアランスの運用については、電離イオン測定装置単独による「放射能濃度の測定及び評価の方法」を運用し、効率的に放射能濃度の測定及び原子力規制委員会への確認申請を行っていく。
- c) 設備の解体撤去については、設備故障リスクの低減及び維持管理費削減に繋がるものであり、早期に終了するのが望ましいが、許認可の状況、解体収納物の NR 対応の優先化を考慮したスケジュールの見直しを行う必要がある。

3) 効果・効用（アウトカム）

- a) クリアランスの運用については適宜、放射能濃度の測定と原子力規制委員会への確認申請を行うとともに、クリアランス物を平成 26 年度に人形峠環境技術センター内見学坑道周辺の花壇として、平成 28 年度に人形峠環境技術センター外正門前広場のテーブル、ベンチの脚として有効活用し、ウラン取扱施設では国内初のクリアランスの事例を具体的に進めた。クリアランス物の活用状況は、平成 26 年度及び平成 28 年度にプレス発表し、ステークホルダーに対する理解促進に努めた。また、ステークホルダーに対して、クリアランス物のフリーリリースに向けての理解促進活動を正確かつ円滑に行うためのツールとして、リーフレットを作成し、人形峠環境技術センター来訪者等へ配布を行った。
- b) 設備の解体撤去については、主要な設備の解体撤去が着実に進められており、有効活用できるスペースが一部確保できたとともに、解体物のドラム缶封入措置による放射性物質の漏洩、拡散等のリスクの低減、NR 対応による放射性廃棄物の低減が図られた。また、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、「濃縮工学施設における廃止措置の進捗状況」として、JAEA-Technology にまとめ、適宜投稿した。

2.6.2 ウラン濃縮原型プラントの廃止措置

(1) 概要

ウラン濃縮原型プラントは、平成 27 年度より開始した「DOP-1 滞留ウラン回収」を平成 28 年度末に終了し、終了後は核燃料物質の貯蔵が主となる。また、原子力機構の第 3 期中長期計画において、ウラン濃縮原型プラントは廃止措置対象施設と位置付けられている。

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廃止措置計画の認可申請を作成し、平成 30 年 9 月 28 日に「加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書」を原子力規制委員会へ申請した。

(2) 方法

平成 29 年度に人形峠環境技術センター内に設置したタスクチームにて廃止措置計画認可申請書作成する。作成後に人形峠環境技術センターの安全審査委員会及び中央安全審査・品質保証委員会での審議を経て、原子力規制委員会へ申請する。

(3) 結果

平成 30 年 9 月 28 日、廃止措置計画認可申請書を原子力規制庁へ申請した。

(4) 結果の評価

廃止措置計画認可申請書提出を今年度上期目標に対し、上期達成した。

(5) 次年度以降の計画

廃止措置計画の認可を早期に取得するため、原子力規制庁との対応を進める。認可取得後は、措置工程に基づき廃止措置を実施する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 廃止措置の進捗状況

平成 27 年度より開始した「DOP-1 滞留ウラン回収」を平成 28 年度末に終了した。平成 29 年度から、廃止措置計画の認可申請を作成し、平成 30 年 9 月 28 日に「加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書」を原子力規制委員会へ申請した。

2) 情勢変化に対応した廃止措置の目的・目標・進め方などの見直しについて

特になし。

3) 効果・効用（アウトカム）

他の加工施設が廃止措置に移行する場合に、申請書の作成や認可取得までの対応状況等に対して、申請書記載内容や記載レベル或いは申請手続きの実務験に基づくノウハウ等のアドバイスとして貢献することができる。

2.6.3 製錬転換施設の廃止措置

(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として、平成 30 年度は、下記について実施する。

1) 液体状放射性廃棄物として非定常的に発生する機器洗浄水、機器ドレン、床洗水手洗水等の一時貯留槽として使用していた V-923 床ドレンピット内部について、汚染状況等調査及び除染等の処置を 3 月終了目途に実施する。（写真 2.6.3-1）

2) 製錬転換施設内には製錬事業時の精製過程で使用した多種多様の薬品等（以下「不要薬品」という）を処置作業開始当初、数千アイテム保管しており、これら不要薬品の減容及び廃棄処理を今年度完了する。

3) 不要薬品等の処置として、平成 29 年度までに成分が確定した不要薬品等をろ過塔、フッ

素吸着塔、ウラン吸着塔、フッ化カルシウム中和槽などで構成される廃液処理設備（写真 2.6.3-2）により処理するとともに、廃液処理設備で処理できない薬品等については分別し保管管理する。また、成分の未確定な不要薬品等のサンプルを採取し、成分の確定分析を継続する。表 2.6.3-1 に製錬転換施設の解体・撤去工程を示す。

- 4) 平成 29 年度末で完了した非破壊測定装置 JAWAS-N（写真 2.6.3-3）による非破壊測定後の対応として、中性子発生管を基礎工へ返却後の RI 施設廃止に係る軽微変更届の提出準備を実施している。



写真 2.6.3-1

床ドレンピット除染処置例

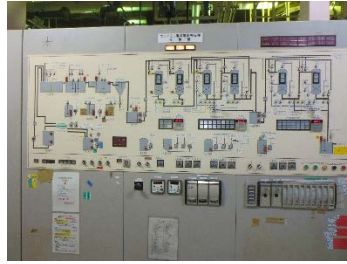


写真 2.6.3-2

廃液処理設備（制御盤）

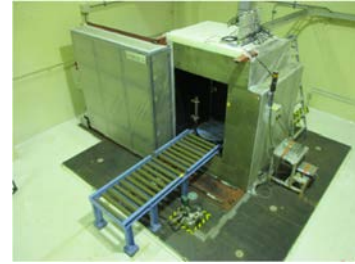


写真 2.6.3-3

JAWAS-N 非破壊測定装置

表 2.6.3-1 製錬転換施設の解体・撤去工程（許認可状況により工程の変更あり）

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

- 5) 排気第 3 系統ダクト部（非管理区域）の撤去・閉止措置（図 2.6.3-1）を平成 31 年 1 月～2 月で実施する予定であったが、使用変更許可等の許認可変更の許可が年度内に取得できなかった。本作業は、平成 31 年度に許可取得後に実施する予定である。

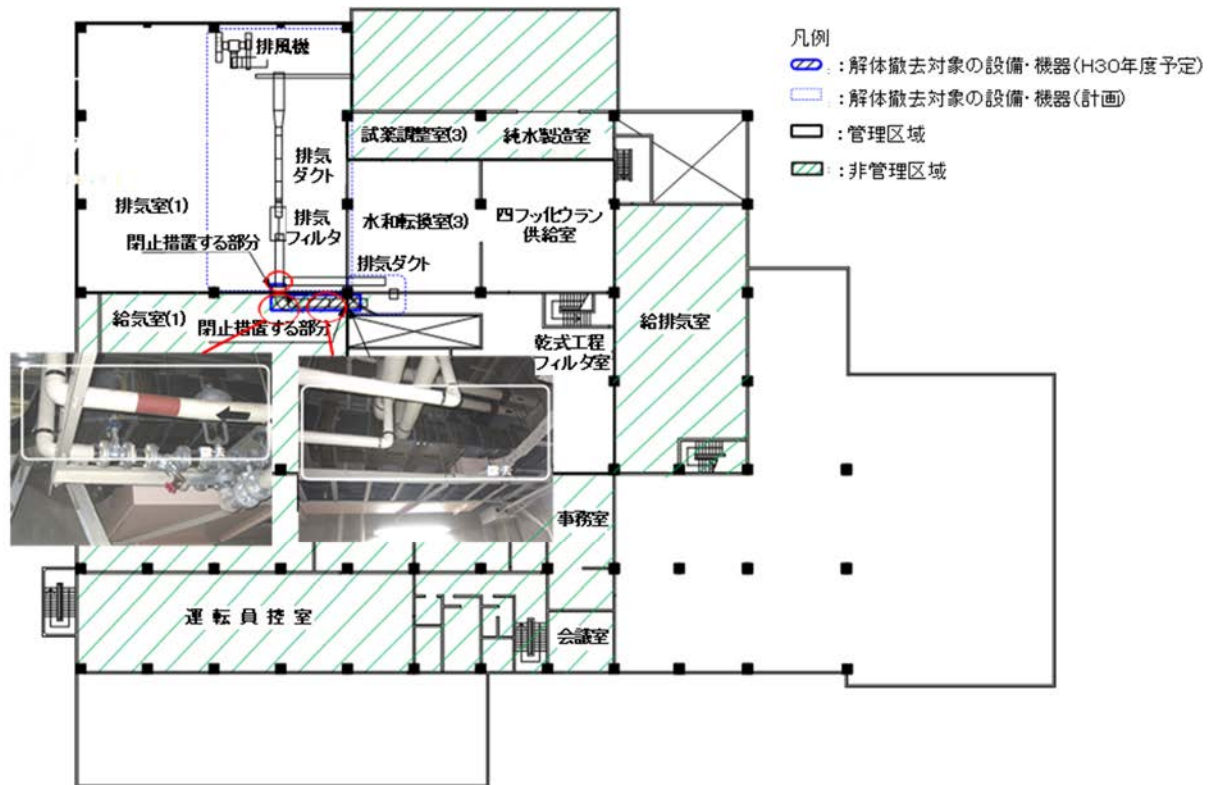


図 2.6.3-1 排気第 3 系統ダクト部撤去範囲

(2) 方法

1) V-923 床ドレンピット内部汚染状況等調査及び除染等の処置

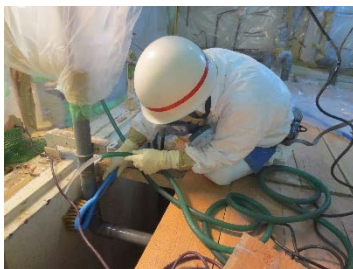
- a) ドレンピット残水採取分析及び床、ピット内壁、タンク外面等のスミヤ採取を実施し調査結果を基に整備計画を立案する（写真 2.6.3-4）。
- b) 整備計画に従い床ドレンピットの内部洗浄、劣化塗装の剥離・再塗装を実施する（写真 2.6.3-5）。

2) 不要薬品等の処置

薬品として保管されているもののうち、内容物の成分の不確定な薬品の分析を行い、その結果を基に廃液処理設備による薬品処理対象、保管薬品或いは核燃料物質としての管理対象等に分別する（写真 2.6.3-6）。

a) JAWAS-N によるドラム缶非破壊測定完了に伴う許認可手続き

b) RI 施設廃止に係る「許可使用に関する軽微な変更に係わる変更届」の提出

写真 2.6.3-4
床ドレンピット除染作業例写真 2.6.3-5
床ドレンピット内除染後の例写真 2.6.3-6
不要薬品等

(3) 結果

- 1) V-923 床ドレンピット内部について、汚染状況等調査及び除染等の処置の事前調査後、これらの結果を元に整備計画を立案しピット内整備反映し実施した。
- 2) 不明薬品については分析結果から、保管薬品あるいは核燃料物質に分別し保管した。
- 3) 基礎工含めた関係各所と RI 施設廃止に係る軽微変更届を原子力規制庁に 11 月 16 日届出した。許可証を 12 月 10 日に受領し、平成 31 年 1 月 7 日に区域の解除をした。
- 4) 排気第 3 系統ダクト部の（非管理区域）の撤去・閉止措置は、使用変更許可等の許認可変更の許可が年度内に取得できなかった。本作業は、平成 31 年度に使用変更許可等の許可取得後に実施する予定である。

(4) 結果の評価

- 1) V-923 床ドレンピット内部汚染状況等調査及び除染等の処置
 - a) 平成 29 年度実施した類似ピットの V-701 で得た除染方法によりピット除染を合理化、効率化の図れる基礎データとして整理できた。
 - b) 除染の必要のあるその他のドレンピットの汚染状況の調査・除染方法の合理化、効率化の検討結果を基に除染等の処置を行う。
- 2) 不要薬品等の処置
 - a) 保管中の不要薬品の他に、新に付属設備の廃止措置の進捗により配管・機器類より成分の未確定な液体系及び固体系の物質が見つかっており、これまでと同様にこれらの物質の分析を実施し適切な処理を行った。
- 3) JAWAS-N によるドラム缶非破壊測定完了に伴う許認可手続き
 - a) RI 施設廃止に係る軽微変更届の提出を目標期限内に届出をした。
- 4) 排気第 3 系統ダクト部の（非管理区域）の撤去・閉止措置は、使用変更許可等の許認可変更の許可が年度内に取得できず、実施できなかった。

(5) 次年度以降の計画

排気第 3 系統ダクト部の（非管理区域）の撤去・閉止措置を、使用変更許可等の許認可変更の許可取得後に撤去・閉止措置する。合わせて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」機器等を、廃液処理設備本体等の付帯設備の解体撤去と合わせて適時解体撤去する。なお、許認可状況によりスケジュールの変更があるものとする。

製錬転換施設の付帯設備解体を計画通りに実施し施設の簡易管理（倉庫化）に移行するよう進めていく。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 廃止措置の進捗状況

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

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

平成 29 年度は、下記の取り組みを実施した。

- a) V-701 床ドレンピット内部について、汚染状況等調査及び除染等の処置の事前調査後、これらの結果を基に整備計画を立案しピット内整備反映し実施した。
- b) 不明薬品については分析結果から、保管薬品あるいは核燃料物質に分別し保管した。
- c) JAWAS-N により、金属類・NaF 及び塩ビ類難燃物のドラム缶合計 219 本の非破壊測定を終了し上記ドラム缶のウラン量を定量化できた。また、原子力基礎工学研究センター（基礎工）から要請のあった模擬廃棄物試験として、ドラム缶 16 本の測定結果について基礎工へ報告した。
- d) 排気第 3 系統ダクト部の（非管理区域）の撤去・閉止措置は、許認可の変更申請の対応及び作業準備を実施した。

平成 30 年度は、下記の取り組みを実施した。

- e) V-923 床ドレンピット内部について、汚染状況等調査及び除染等の処置の事前調査後、これらの結果を基に整備計画を立案しピット内整備反映し実施した。
 - f) 不明薬品については分析結果から、保管薬品あるいは核燃料物質に分別し保管した。
 - g) 基礎工を含めた関係各所と RI 施設廃止に係る軽微変更届を原子力規制庁に 11 月 16 日届出した。許可証を 12 月 10 日に受領し、平成 31 年 1 月 7 日に区域の解除をした。
 - h) 排気第 3 系統ダクト部の（非管理区域）の撤去・閉止措置は、使用変更許可等の許認可変更の許可が年度内に取得できなかった。本作業は、平成 31 年度に使用変更許可等の許可取得後に実施する予定である。
- 2) 情勢変化に対応した廃止措置の目的・目標・進め方などの見直しについて
特になし。
- 3) 効果・効用（アウトカム）

JAWAS-N による非破壊測定におけるドラム缶内のウラン量測定技術の成果は、レポート化するとともに日本原子力学会、新聞記事等にて発表することで積極的な成果の普及に努めた。

- ・ 2017 年秋の大会「高速中性子直接問かけ法のウラン廃棄物への適用例」報告
- ・ 第 49 回（平成 28 年度）日本原子力学会賞技術賞受賞（特賞）「実廃棄物ドラム缶中のウラン量を高精度で計量可能とする革新的非破壊測定技術」
- ・ 日刊工業新聞への機構成果等の寄稿記事連載
- ・ 文部科学大臣表彰創意工夫功労者賞「FNDI 法でのウラン廃棄物非破壊測定技術の改良」
- ・ 原子力産業新聞掲載「原子力機構、ウラン廃棄物ドラム缶の非破壊測定手法が IAEA 保障措置で運用開始」
- ・ 電気新聞「缶中ウラン量を測定 原子力機構非破壊装置が実用化」

（人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 設備処理課 垣屋 秀好、
美田 豊、山中 俊広、松本 孝志）

（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 川本 勉）

3. 放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発

3.1 原子力科学研究所における放射性廃棄物の処理処分

実施部署	原子力科学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30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。	低レベル放射性廃棄物については、発生量低減に努めるとともに、契約によって外部事業者から受け入れるものの処理も含め、安全を確保しつつ、廃棄物の保管管理、減容及び安定化に係る処理を行う。 【各論】 放射性廃棄物処理場の各施設、設備について、新規制基準への対応を行う。高減容処理施設においては、大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮による減容化を継続する。

(1) 概要

- 1) 平成29年度から引き続き、原子力科学研究所内の各施設から放射性廃棄物を集荷し、可燃性廃棄物や契約によって外部事業者から受け入れたものを含め、直接保管廃棄を実施した。
- 2) 平成29年度から引き続き、高線量固体廃棄物及び低濃度液体廃棄物の処理を実施した。また、高減容処理施設においては、大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮による減容化を継続した。
- 3) 新規制基準対応に係る平成27年2月6日に申請した原子炉設置変更許可申請については、安全審査に的確に対応し、平成30年10月17日に許可を取得した。また、適合性確認に向け、必要な設工認申請を順次行い、認可を受けた工事を着実に進めた。全体工程の概要を表3.1-1に示す。

(2) 方法及び結果

- 1) 発生施設における廃棄物の滞貨を防止するために、年間処理計画、発生施設からの要請に基づき、廃棄物の集荷、保管廃棄施設への直接保管廃棄を計画的に実施した。
- 2) 第2廃棄物処理棟での高線量固体廃棄物の処理及び第3廃棄物処理棟等での低濃度液体廃棄物の処理を計画的に実施した。また、大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮により、200Lドラム缶換算で約1,300本分の廃棄物を処理し、約320本分の減容化を実施した。処理の状況を写真3.1-1～3.1-2に示す。
- 3) 新規制基準対応に係る原子炉設置変更許可申請については、ヒアリング、審査会合における審査を経て、追加の補正申請（第5回）を行い、許可を取得した。また、適合性確認に向け

て設工認申請を順次行うとともに、第 1 廃棄物処理棟（焼却処理設備を含む）及び第 2 廃棄物処理棟の耐震補強等の認可を受け、各工事を進めた。

（原子炉設置変更許可）

- ・平成 27 年 2 月 6 日 変更許可申請
- ・平成 29 年 3 月 10 日 第 1 回補正申請
- ・平成 29 年 5 月 23 日 第 2 回補正申請
- ・平成 29 年 10 月 27 日 第 3 回補正申請
- ・平成 30 年 3 月 29 日 第 4 回補正申請
- ・平成 30 年 7 月 10 日 第 5 回補正申請
- ・平成 30 年 10 月 17 日 許可

（設工認）

- ・平成 29 年 11 月 14 日 設工認（その 1）申請（排水貯留ポンド等）
- ・平成 30 年 3 月 12 日 設工認（その 2）申請（第 1 廃棄物処理棟及び第 2 廃棄物処理棟の耐震補強）
- ・平成 30 年 6 月 1 日 設工認（その 3）申請（外部事象影響・工事を伴わない既設設備）
- ・平成 30 年 8 月 29 日 設工認（その 4）申請（第 2 廃棄物処理棟及び第 3 廃棄物処理棟の火災及び溢水対策）
- ・平成 30 年 10 月 4 日 設工認（その 5）申請（廃棄物保管棟・Ⅱの耐震補強）

（3）結果の評価

- 1) 各施設からの要請に基づき廃棄物の集荷を行い、保管廃棄施設での保管廃棄を計画的に実施しており、年度計画の達成が可能であると評価できる。
- 2) 第 2 廃棄物処理棟及び第 3 廃棄物処理棟での廃棄物の処理、高減容処理施設（解体分別保管棟、減容処理棟）における大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮による廃棄物の処理、減容化を継続的に実施しており、年度計画の達成が可能であると評価できる。
- 3) 新規制基準対応に係る原子炉設置変更許可申請については、許可を取得した。また、適合性確認に向けた設工認申請に関しては、申請を順次進め、認可後、速やかに工事を進めた。

これらは、原子力規制庁の要求に迅速かつ的確に対応し、達成したものであり、適切に業務を遂行していると評価できる。

（4）次年度以降の計画

新規制基準の適合性確認に向け、津波防護施設の設置や耐震補強に係る設工認申請を引き続き行い、工事を着実に進め、新規制基準の適合性確認を進める。

（5）平成 27～30 年度までの中間評価

- 1) 研究開発の進捗状況

各施設からの要請に基づく廃棄物の集荷、保管廃棄及び廃棄物の処理、減容化について、計画通りに進捗しており、目標の達成に向けて順調である。

新規規制基準の適合性確認については、多々ある原子力規制庁の要求対応に対して、迅速かつ的確に対処しながら進めており、研究炉の運転再開にも影響を与えないことから、進捗状況は妥当であると判断できる。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

毎年度当初に策定する「原子力科学研究所放射性廃棄物年間処理計画」に基づき、計画通りに進めている。今後は、廃棄物の減容に加え、埋設処分対象となる廃棄体の作製数の増加を目標として、処理対象廃棄物の選定、廃棄体化を計画的に進める予定である。

新規規制基準対応については、原子力規制庁の様々な要求に対し、科学的根拠等に基づき、合理的に対応し、必要に応じて計画の見直しを行う。

3) 効果・効用（アウトカム）

放射性廃棄物処理場においては、これまで、安全・安定的な処理作業を継続して実施してきたことにより、発生元における廃棄物の滞貨防止と保管廃棄施設の逼迫回避に貢献した。また、高減容処理施設においては、廃棄物の減容に加え、埋設処分対象となる廃棄体の製作を着実に進めている。特に、前処理の実施により得られた知見は、研究施設等廃棄物の処理・処分の観点から有益であり、研究機関、大学、医療機関、民間企業等での標準的な処理手法となることが期待できる。よって、これまでの前処理作業の実績を「研究施設等廃棄物の処理・処分のための前処理作業について（JAEA-Technology 2016-024）」に取りまとめ、積極的な成果の普及に努めた。

新規規制基準対応に関しては、最新の知見に基づき、安全機能等の強化が図られることになり、安全確保を第1優先に、廃棄物の処理・処分に関するバックエンド対策を進めることが可能となる。

（原子力科学研究所 バックエンド技術部 高減容処理技術課 伊勢田 浩克）

[illegible]



写真 3.1-1 解体分別保管棟での解体分別処理



圧縮処理前



圧縮処理後

写真 3.1-2 減容処理棟での高圧圧縮処理（例）

3.2 固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設

実施部署	大洗研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画	
固体廃棄物減容処理施設（OWTF）については、高線量かつ超ウラン核種によって汚染された廃棄物の処理に資する実証データの取得を目指し、建設を完了する。	固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設を完了する。	

(1) 概要

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

【施設規模】

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

【主な処理対象廃棄物と処理能力】

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

(2) 方法

1) 背景及び目的

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

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

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

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

2) 施設概要

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

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

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

3) 対象廃棄物

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

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

4) 建設状況

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律における廃棄物管理の事業に基づく許認可を経て、平成 25 年 7 月に工事を着工した。

適時、設工認の認可及び変更認可の取得と、溶接検査及び使用前検査を受検し、平成 30 年 2 月に建家工事が完了した（写真 3.2-1）。同年 3 月に機械設備（換気空調設備）工事が、5 月に電気設備工事が完了した。

平成 31 年 3 月で、内装設備工事も完了し OWTF に係る全ての工事を完了した（表 3.2-1）。



写真 3.2-1 建家外觀（平成 30 年 2 月 21 日撮影）

表 3.2-1 OWTF 建設工程

年度 項目	H24	H25	H26	H27	H28	H29 第3期	H30 中長期計画	H31	H32	H33	H34
1. 許認可 ①廃棄物管理事業 変更許可				新基準に伴う事業変更許可		許可(8/22)					
			申請(2/7)								
②設工認				認可(7/29) 第5回	認可(12/24) 第6回	認可(3/24)		認可			
	認可(8/28) 第4回	認可(8/5) 第1～4回の変更	認可(11/28)		認可(12/24) 第1～6回の変更(その1)	認可(3/24) 第1～6回の変更(その2) 申請(2/28)					
(耐震設計変更関連)	設計変更										
③使用前検査											完了
	申請(9/12)										
2. 工事・製作	建家工事										完了
		埋設配管等 取付開始			マニプレータ 等取付		主要機 器取付				
	設備機器製作及び内装設備工事					試運転・調整					ホット運転(H34～)
3. 運転								コールド運転(H31～H33)			

: 終了分
 : 今後

(3) 結果

平成 25 年 7 月に工事着工し、設工認の認可及び変更認可の取得と、溶接検査及び使用前検査の受検とともに、建家工事と設備機器の製作及び内装設備工事を進め、平成 31 年 3 月に建設を完成した。平成 30 年度達成した成果を下記に示す。

- a) 建家工事、機械設備（換気空調設備）、電気設備工事が完了した。
- b) 使用前検査を今年度 2 回受検（計 26 回受検）した（受検継続）。
- c) 設備機器の製作に伴う溶接検査を今年度 17 回受検（計 82 回受検）し、今年度完了した。
- d) 廃棄物管理事業の変更許可（新基準に伴う事業変更許可）を取得した。
- e) 第 1 回～第 6 回設工認（その 2）の変更認可を申請し、平成 31 年度取得予定。
- f) 平成 31 年 3 月 OWTF 建設完了した。

(4) 結果の評価

施設整備費補助金の認可された計画に基づく OWTF 建設工程に従い、OWTF の建設を進め、平成 30 年度完了したことから、計画は妥当と考える。

(5) 次年度以降の計画

来年度からは、事業者として使用前検査の受検を継続し、運転開始（ホットイン）への準備のための試運転段階に移行する。セル内設備の遠隔保守試験及び主要設備である焼却溶融炉の試運転調整を行うほか、焼却処理及び溶融処理に係る更なるデータ拡充を行い、運転条件を確立させる。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 建設の進捗状況

施設整備費補助金の認可された計画に基づく OWTF 建設工程に従い、OWTF の建設を進めた。以降は、設工認認可を第 5 回、第 6 回、第 1～6 回の変更（その 1）について計画的に取得しつつ、適時使用前検査及び溶接検査を受検した。（表 3.2-2）

表 3.2-2 使用前検査及び溶接検査の受検回数一覧（平成 31 年 3 月現在）

	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	合計
使用前検査	8 回	6 回	5 回	4 回	計 28 回
溶接検査	-	35 回	30 回	24 回	計 89 回

※合計には平成 26 年度以前に受検した回数を含む

2) 情勢変化に対応した建設工事の目標見直しについて

平成 27 年度に、第 5 回設工認の認可取得の遅れにより建設工程を見直し、建設完了時期を平成 30 年度に設定後、計画を着実に進め、平成 31 年 3 月に完成させた。

3) 効果・効用（アウトカム）

本事業は、合計 17 案件の発注契約（設計製作、購入及び工事契約含む）で構成されており、工程管理及び進捗管理を着実にを行い、建家工事と設備機器の製作及び内装設備工事を進め建設工事を完了させた。使用前検査の受検実績のほか、原子力機構として初めて廃棄物管理事業の事業者申請の溶接方法の認可を取得し、溶接検査の実績と経験を取得した。また、外部発表として「日本原子力学会 2016 年春の年会」にて発表するなどした。

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

3.3 α 系統合焼却炉の設計

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）	平成 30 年度計画
廃棄体化处理に関しては、施設の廃止措置計画、及び処分場への廃棄体搬出予定時期を勘案し、廃棄体作製に必要な品質保証体制の構築、放射能濃度の評価、施設・設備の整備等の取組を進める。	α 系統合焼却炉については詳細設計を進める。

(1) 概要

廃棄物管理施設の新規制基準（廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則）の施行により安全規制が強化された。そこで、平成 30 年度は新規制基準を踏まえ、耐震評価、電源系統及び予備電源の多重化等を考慮した設計、製作据付工事に関する設計及び次設計である建屋の設計条件の整理等に関する設計を実施した。

(2) 方法

- 1) 耐震評価、電源系統及び予備電源の多重化等を反映した設計
- 2) 廃棄物データ管理方法の設計
- 3) 製作据付工事に関する設計
- 4) コンボジット調整
- 5) 建屋設備の設計条件整理、取りまとめ
- 6) 工事工程表の作成

(3) 結果

計画通り実施した。

(4) 結果の評価

計画通り実施した。

(5) 次年度以降の計画

平成 31 年度は施設整備費補助金が交付されなかったため、今後は平成 29 年度に策定した施設中長期計画から 1 年遅れで実施設計等を進めていく。平成 32～33 年度は平成 30 年度実施した詳細設計の結果をもとに、建屋・電気設備・機械設備等に係る実施設計等を実施する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

本設計は、第 3 期中期計画では本年度から実施している。設計は計画通りに進捗している。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

平成 29 年度に策定した施設中長期計画に 1 年遅れで設計・建設を進めていく。今後は平成 35 年度の着工に向けて、平成 32～33 年度は実施設計と調整設計、平成 34～35 年度は許認可業務を進めていく。

3) 効果・効用（アウトカム）

東海固体廃棄物廃棄体化施設は、核燃料サイクル工学研究所の事業区分が異なる施設から発生する廃棄物の処理を基本とし、原子力科学研究所及び大洗地区の廃棄物を統合的に処理することも考慮した設計としている。

そのうち、 α 系統合焼却炉は、核燃料サイクル工学研究所の MOX 系廃棄物貯蔵施設の可燃・難燃廃棄物の処理を目的としており、既設焼却設備の老朽化対策等の観点から有用な設備である。

また、 α 系統合焼却炉で採用した水冷ジャケット式焼却炉は、 α 系廃棄物を取り扱う焼却炉として実用規模では国内初の焼却炉である。このことから、本焼却炉はその運転実績により、国内外の廃棄物処理施設への適用技術の有力候補となることが期待される。

(核燃料サイクル工学研究所 環境技術開発センター 廃止措置技術部 環境施設計画課
小林 師)

3.4 廃棄体製作に向けた検討

3.4.1 拠点の品質保証体制の構築に関する検討

実施部署	埋設事業センター	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）		平成30年度計画
廃棄体化处理に関しては、施設の廃止措置計画、及び処分場への廃棄体搬出予定時期を勘案し、廃棄体作製に必要な品質保証体制の構築、放射能濃度の評価、施設・設備の整備等の取組を進める。		廃棄体製作に向けて、拠点の品質保証体制の構築に関する検討を行う。

(1) 概要

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

平成29年度までに、廃棄物管理に係る品質保証文書の体系整理、廃棄体製作マニュアルを作成すべき廃棄物の優先度を検討した他、これまでに作成されている拠点の廃棄体の技術上の基準への適合性を調査した。平成30年度は廃棄体製作マニュアル作成の優先度を再検討し、マニュアルを作成すべき優先度が高いと評価したふげん、大洗研究所の廃棄物について、廃棄体製作マニュアルの作成に着手した。

(2) 方法

廃棄体の技術上の技術への適合性を観点に、現在実施している廃棄物の処理状況を確認することで、廃棄体製作マニュアル作成の優先度について再検討した。

(3) 結果

ふげんでは、貯蔵している廃棄物について、可燃物の除去、容器の健全性確認を行っている。この作業では、可燃物の除去の際に可燃物以外の廃棄物も分別していることから、これを品質保証された体系化で行うことで、廃棄体製作のための分別作業とすることができると判断した。そのため、廃棄物の取り出し、分別、容器への封入の各作業について、品質保証を進めていくこととした。

大洗研究所では、材質毎、発生施設毎に廃棄物を集荷し、廃棄物管理施設で保管体パッケージとしている。この作業について、発生施設での分別作業を含めて品質保証された体制で実施することで、廃棄体製作のための分別作業とすることができると判断した。このため、廃棄物発生者を含めた品質保証体制の構築を進めていくこととした。

(4) 結果の評価

廃棄体製作マニュアルの作成による品質保証体系の構築を優先させることとした。ふげん、大洗研究所について、廃棄体製作マニュアルの作成に着手した。これにより、廃棄体製作に関する品質保証体制の構築が着実に進捗した。

(5) 次年度以降の計画

品質保証体系の構築に必要なマニュアルを作成して運用等を行い、問題点をフィードバックしていく。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

品質保証体系の構築に向けて、廃棄物管理のための文書の体系を整理し、廃棄体製作のためのマニュアルは三次文書として整備・運用していくことが合理的との結論を得た。また、廃棄物の処理状況等を確認し、廃棄体製作のためのマニュアル作成の優先度を検討し、ふげん、大洗研究所について優先的に作成していくこととした。これに基づき、品質保証体系の構築に必要なマニュアル類の作成に平成 30 年度から着手した。表 3.4.1-1 に検討スケジュールを示す。

表 3.4.1-1 拠点の品質保証体制の構築に関する検討スケジュール

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

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

平成 29 年 4 月に施設中長期計画が公開され、施設の集約化・重点化を進めるとともに施設の安全確保とバックエンド対策（廃止措置、廃棄物の処理処分）に取り組む方針が示された。これに伴う廃止措置及び廃棄物処理処分の進展の状況に応じて、新たに廃棄体製作のための品質保証体系の構築が必要になった拠点への対応等を検討していく。

3) 効果・効用（アウトカム）

廃棄体製作に関する品質保証体制の構築を進めることにより、処分場操業開始後、速やかに廃棄物を処分場へ払い出すことが可能となる。これらの対応により、今後本格化する廃止

措置作業で発生する大量の廃棄物への対策を着実に進めている。

これまでの検討結果は、下記の報告書として取りまとめ、積極的な成果の普及に努めている。

- ・ JAEA-Review 2016-020 : 廃棄体技術基準等検討作業会の活動 ―平成 27 年度活動報告書―
- ・ JAEA-Review 2017-017 : 廃棄体技術基準等検討作業会の活動 ―平成 28 年度活動報告書―

(埋設事業センター 埋設技術開発室 満田 幹之)

3.4.2 放射能濃度評価の合理化に関する検討

実施部署	埋設事業センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30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。	廃棄体製作に向けて、放射能濃度評価の合理化に関する検討を行う。

(1) 概要

原子力機構ではこれまでに、将来の研究施設等廃棄物の埋設処分に向けて、主に試験研究用原子炉施設から発生する廃棄物のような核種組成比の推測が比較的容易な廃棄物（以下、「原子炉系廃棄物」という。）の放射能分析及び放射能濃度評価方法の検討が実施されてきている。一方で、原子炉系廃棄物以外の廃棄物（以下、「非原子炉系廃棄物」という。）は、原子炉系廃棄物の埋設処分の実現に目途がついた後には放射能分析及び放射能濃度評価方法の検討が重点的に実施されることとなると想定されるが、現状では利用可能な実際の分析データがほとんどない。しかし、非原子炉系廃棄物は核種組成比や内容物が多様であるために性状把握が困難であり、放射能分析及び放射能濃度評価方法の検討は長い道のりになることが予想されることから、将来に向けて合理的に放射能濃度評価を実施していくための検討に早期に取り掛かることが望ましい。このため、利用できる情報が限られているという状況の中で、合理的な性状把握に関する技術や海外での廃棄物の性状把握への取り組みの調査及び廃棄物記録類の利用等に関する検討を実施してきた。

平成30年度は合理的な放射能濃度評価に関する海外文献調査に基づく合理的な分析計画作成プロセスの検討として、特に統計的サンプリング手法による分析試料数削減方法と算出した試料数に基づくサンプリング実施事例の調査を重点的に実施することとした。また、現状の廃棄物の記録類に基づき、原子炉系廃棄物の次の対象として放射能濃度評価方法の検討を行っていくべき具体的な非原子炉系廃棄物及びその発生施設を選定するための廃棄物記録の整理を進めることとした。

これらの実施予定事項に対して、現在までに、米国の放射能濃度評価プロセスのマニュアルで用いられている試料数計算法の調査を実施するとともに、この計算を簡単に実施するために、海外で使用されている分析計画作成のためのソフトウェアの利用を検討した。このソフトウェアの信頼性を確認するために、上述した放射能濃度評価プロセスに基づいて作成された分析計画の例を文献検索し、文献と同じ条件の下でソフトウェアによる試算を実施することで、試算の結果が文献の報告値を再現するかを確認した。また、原子力科学研究所の施設を対象として、保管廃棄物の記録を利用することにより、一定の核種組成を持たない廃棄物の中から、比較的廃棄体を作製し易く、廃棄体製作の優先度が高いと考えられる廃棄物の抽出を試みた。

(2) 方法

平成 29 年度に調査した米国の放射性物質で汚染した物に対する放射能濃度評価のマニュアルである MARSAME (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual) に引き続き、放射性物質で汚染した土地及び建物に対するマニュアル MARSSIM (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual) の調査を実施した。また、これらのマニュアルに基づいた放射能濃度評価事例の文献をオンラインの学術データベースである Web of Science®により検索した。この検索において確認できた文献のうち、着目する廃棄物の放射能濃度がある基準値以下であることを、統計的検定により示すために必要な分析試料数を計算するための情報（基準値、有意水準等）が記載されたものについて、MARSSIM の考え方に基づいて最低限必要となる試料数をソフトウェアにより試算した。

記録類を利用した検討では、一定の核種組成を持たない廃棄物を多く有する原子力科学研究所に保管されている個々の廃棄物の記録項目の膨大な情報に関して、非原子炉系廃棄物のうち、廃棄体製作の優先度が低い廃棄物として、処分制度が未定の U 系廃棄物や処理に手間がかかる固化体等を除いていくことにより絞り込みを行った。

(3) 結果

MARSSIM に基づいた放射能濃度評価の実例を記した文献を調査した結果、試料数の計算のための詳細な条件を記した 2 報の論文 (Schilk et al., Health Phys. 78, 721 (2000) ; Hong et al., Ann. Nucl. Energy 65, 241 (2014)) が確認できた。これらの論文に記載されている条件を用いて、ソフトウェアにより試料数を試算したところ、論文の結果を概ね再現していることを確認した。なお、今回の検索では MARSAME の適用例は確認できなかった。

廃棄体製作の優先度が高い非原子炉系廃棄物の選定に向けた、保管廃棄物の記録を利用した一定の核種組成を持たない廃棄物記録の抽出については、記録情報に基づいて原子炉系廃棄物、U 系廃棄物、固化体、圧縮体等を除くことにより、具体的な検討の対象とする廃棄物の候補数を全体の 1/4 以下に削減した。また、具体的な検討の候補となる廃棄物発生施設として 34 施設を抽出した。

(4) 結果の評価

平成 30 年度の放射能濃度評価に関する海外文献調査結果により、将来的に複雑な廃棄物ストリームに対する分析計画の検討に取り掛かる際に、既存データに基づいて必要最低限の分析試料数がソフトウェアを用いて簡単に計算できる見通しを得た。一方で、保管廃棄物の記録を用いた検討により、原子炉系廃棄物の発生施設の次に廃棄体製作の検討に取り掛かるべき廃棄物及びその発生施設の候補の抽出ができた。

(5) 次年度以降の計画

非原子炉系廃棄物の放射能濃度評価を効率的に実施するための合理的な分析計画作成プロセス及び放射能濃度評価事例の調査を進めるとともに、記録類に基づいて廃棄体製作の優先度が高い非原子炉系廃棄物を引き続き選定していく。その後、選定した廃棄物に対して、調査した

プロセス及び評価事例を参考に、合理的な分析計画の具体化に向けた検討を行っていく予定である。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

平成 27 年度には既存又は開発中の技術を用いた難測定核種分析の合理化を調査・検討したが、現状の技術では検出下限値が十分に低くないために、大きな合理化が期待できないことが明らかになった。そこで、平成 28 年度以降は一定の核種組成を持たない廃棄物の放射能濃度評価プロセスを合理化するための検討を進めており、合理的な分析計画の作成方法、廃棄物の記録を利用したグループ分け、廃棄物の優先順位付け等を検討してきた。表 3.4.2-1 に放射能濃度評価の合理化に関する検討スケジュールを示す。

表 3.4.2-1 「放射能濃度評価の合理化に関する検討」スケジュール

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

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

第 3 期中長期計画に基づき、調査・検討を計画的に着実に進めているところである。

3) 効果・効用（アウトカム）

核種組成比や内容物が多様である非原子炉系廃棄物の具体的な分析計画はこれまでほとんど検討されてこなかったものであり、分析計画の具体化及び合理化を計画的に進めていくことで、これらの廃棄物の廃棄体製作に必要な放射能濃度評価の進展に大きく貢献している。

（埋設事業センター 埋設技術開発室 村上 昌史）

3.4.3 廃棄物管理システムへの廃棄物データの蓄積

実施部署	埋設事業センター	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30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。	廃棄体製作に向けて、廃棄物管理システムへの廃棄物データの蓄積を行う。	

(1) 概要

現在各拠点で保管されている廃棄物を安全かつ合理的に処分していくためには、廃棄物に関する情報を一元的に管理していく必要があり、平成25年度に廃棄物管理システムを開発した。本システムは、全拠点の廃棄物情報を管理する統合データベースシステムと廃棄物情報から廃棄体の量、放射能濃度等を評価する廃棄体評価システムから構成されている。平成26年度から廃棄物データの収集を開始しており、毎年新たに発生した全拠点の廃棄物データを取り込んでデータベースの更新を続けている。また、平成30年度は、本システムにおける一括登録業務の効率化・合理化を目的とした改良、2019年の元号変更に伴うシステム対応、OS変更に伴うシステム環境の変化へ廃棄物管理システムを適応させるための改良を行う。

(2) 方法

各拠点の廃棄物データを一元的に管理する廃棄物管理システムにおいて、一括登録業務の効率化・合理化を目的とした改良及び2019年の元号変更に伴うシステム対応を目的とした改修を行う。（表3.4.3-1）

表 3.4.3-1 廃棄物管理システムの改良項目と評価例（概要）

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

◎：ただちに改良
○：できるだけ早い時期に改良
△：改良することが望ましい

(3) 結果

平成30年度も継続して、前年度に発生した廃棄物データについて、廃棄物管理システムへの取り込みを行った。

システムの改良については、必要性や予算を考慮して優先順位の高い項目について改良した。

(4) 結果の評価

システムの改良によって、データの一括登録業務の効率化・合理化が図られた。改善結果の検証は次年度になるが、半年程度かかっていた一括登録業務の期間が半分以上に短縮される予定である。

(5) 次年度以降の計画

廃棄物データの収集を継続するとともに、OS 変更への対応等の必要に応じてシステムの改良を継続していく。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

廃棄物データシステムにおける廃棄物データ収集については、計画通りに進捗している。システム改良の実施については、優先度と予算を考慮することで、効果的な改善成果を得ることができた。表 3.4.3-2 に廃棄物管理システム運用工程表を示す。

表 3.4.3-2 廃棄物管理システム運用工程表

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

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

中長期計画に基づき、優先度に応じてシステムの改良を行い、各拠点からの廃棄物データの入手を計画通りに進めている。来年度は、廃棄物データを継続して取得すると同時に、OS のアップデートとそれに伴うシステムの改良を行う予定である。

3) 効果・効用（アウトカム）

廃棄物管理システムを運用し、常に最新の原子力機構全体の廃棄物情報を利用できるようにすることで、埋設処分の安全評価、廃棄物処理フローの合理化検討、廃棄体処理施設の検討等のバックエンド対策に関する種々の検討に最新の廃棄物情報が反映されている。

(埋設事業センター 埋設技術開発室 乾 実紗希)

3.5 有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化処理、廃棄確認用データ取得等に係る先駆的な技術開発に積極的に取り組み、安全かつ合理的なプロセスを構築する。	有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術に係る国内外の技術情報の調査を行う。

(1) 概要

原子力機構内から発生する Pb など有害物質を含む廃棄物について、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。これまでに、平成27年度は Pb を対象としてフローの作成に着手するとともに、平成28年度には Pb 化合物の溶解度及び実験で求めた Pb をセメント固化した際の溶出率から処理フローを検討するためのデータ取得にも着手した。平成29年度には、有用な新技術の反映を適切に行えるように、処理フローを検討する際に考慮すべき技術に抜け等がないことを定期的に確認すること及び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。

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

このような状況から、平成29年度の調査結果を受けて、フローの検討には、固型化条件や共存物質質量など、条件を変えた多くのデータの入手が必要となり、これの入手が課題である。平成30年度については、実験的なデータ取得以外にも、科学的信頼性が保証され、多くの有害物

質を扱える熱力学的平衡シミュレーションによるデータ取得方法の導入など、フローを作成するためのデータを効率的に収集する手法について文献調査エンジンを用いた文献の調査を行うことにより、原子力領域以外にも対象範囲を広げて調査を行い、得られた情報（熱力学的平衡計算ソフト、使用用途、対象物質、計算内容等）をまとめることとした。図 3.5-1 に業務実施のスケジュールを示す。

	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
1.有害物質を含む 処理シナリオの検討	アプローチの検討						
		データ取得					
			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							
3.実験室の整備							

図 3.5-1 業務実施のスケジュール

(2) 方法

調査は、調査計画を立案し、調査に着手、年度内に取りまとめる計画で実施した。調査の工程表を図 3.5-2 に示す。ScienceDirect など表 3.5-1 に示す 4 つの文献調査エンジンを用いた調査とし、調査対象は主に Pb 等の有害重金属類における熱力学的平衡シミュレーションによる評価手法や研究例とした。

また、調査の具体的な手順は、以下の通りとした。

- ① 文献の検索：キーワードを設定し、文献調査エンジンを用いて、情報を取得。
- ② 取得文献の選定：タイトルから、関係の高いものを抽出する。
- ③ 文献の手配：文献を入手する。
- ④ データの収集：文献を読み、その概要などを調査する。

キーワードは、「有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発」に関連する数値解析、物性値、有害物質、固型化材、化学種、廃棄物の 6 つの分類に対し各々設定した。結合検索を行い、検索された内容及び数を確認しながら、重複が少なくなるよう、キーワードを調整した。調査に使用した検索用キーワードを表 3.5-2 に示す。

得られたデータはまとめ表による整理を行うとともに、得られた情報を集約し、取りまとめた。

実施項目	年	2018年度 (H30年度)											
	月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
廃棄物処理 技術開発												計画	
		計画	策定									実績	
・埋設処分に必要 な要件を満たす 処理方策・技術 検討、廃棄体 化処理技術開発							技術調査						
												まとめ	

図 3.5-2 調査工程表

表 3.5-1 調査に利用した文献調査エンジン名

検索エンジン名	提供元
Web of Science®	Clarivate Analytics
ScienceDirect	Elsevier B.V
IAEA-INIS	国際原子力機関
J-STAGE	国立研究開発法人 科学技術振興機構

表 3.5-2 調査に利用した検索用キーワード

項目	キーワード	日本語検索の場合
数値解析	Thermodynamic equilibrium calculation	熱力学平衡計算
	Phreeqc	Phreeqc
物性値	Solubility	溶解度
有害物質	Metal	金属
	Pb	鉛
固型化材	Cement	セメント
化学種	Speciation	化学種
廃棄物	Landfill	処分場
	Waste management	廃棄物管理

(3) 結果

熱力学的平衡計算シミュレーションについて検索エンジン、キーワードを検討し検索した結果、文献として 32 件を得た。文献を手配し、入手したものから、内容を調べ、まとめ表による整理を行った。作成したまとめ表の一部を表 3.5-3 に示す。

1) 調査結果

熱力学的平衡計算シミュレーションについては、溶解度等に係る熱力学的平衡計算シミュレーションに関するものが、21 件を占め、浸出・溶出モデルに関するシミュレーションに関するものは、5 件、その他として動的浸出試験、拡散試験等に係るものが 1 件ずつ計 6 件であった。使用されている熱力学的平衡計算シミュレーションソフトは、PHREEQC が最も多く、PHAST の熱力学的平衡計算ソフトを用いて三次元移動モデルを計算するもの、また UCODE-2005 を用いて未知の平衡定数を最適化するものの報告が見られた。

有害物質として Pb を用いた熱力学的平衡計算は 22 件を占め、Pb 以外の有害物質では Zn、Cu、Cd と言った同じ 2 価の陽イオンを形成する有害物質も計算されていた。その他として、Ni、Hg、Sn、As、Sb があり、特に As については Pb と化合物が考慮され PbAsO_4 、 PbHAsO_4 、 $\text{PbH}_2\text{AsO}_4^+$ を計算しているものが見られた。一次元の浸出・溶出モデルにおける熱力学的平衡計算では、通常セメントから Pb の浸出・溶出による文献がある。

また、データベースについては、各々の報告の中で対象とする条件が異なるため、様々なデータベースが利用されており、直接的に検討に適用できるものは見られなかったが、計算手法などの面で、有害物質を含む放射性廃棄物等の熱力学的平衡計算シミュレーションの導入に MINTEQ や JAEA-TDB 等を利用可能である知見も得られた。

2) 調査のまとめ

今回の調査において、Pb の溶解度や化学種、またセメント系固化体から溶出する一次元移動モデルを主に検討しており、これまで検討していたものと全く異なる原理にあたる熱力学的平衡計算シミュレーションに関する知見はなかった。実験的手法と計算的手法の両面から溶解度等の結果を評価した例では、計算結果は傾向として整合性がみられている。有害物の化学形態によってはセメント系固化体中の複雑な間隙も考慮する必要もあるが、実験的な手法による実測値を補完し、実験的手法によるデータ取得数を削減するなど、必要データの効率的な取得方法として利用できる価値があるものと考えられる。このことから、有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発で目的としている合理的な処理フローにおいても、現在まで検討してきている通り、第一に Pb 化合物の pH 依存性を熱力学的平衡計算シミュレーションによって調査し、セメント系の固型化材料を中心とした安定化処理について、廃棄体化のベースとして検討することは妥当と考えられる。加えて、前年度の調査で対象となったリン酸塩系セメント固化、ジオポリマー固化、ガラス固化といった安定化と固型化を同時に行う処理プロセスと、水酸化物による不溶化や、フェライトやゼオライトによる安定化といった廃棄体化とは別に成分の環境や生物に与える有害性を低下させる処理プロセスを、処理の順に沿って並べ、比較検討することが合理的な処理フローを作成するための検討において重要との認識を得た。

表 3.5-3 調査結果まとめ表の一部 (32 件中 18 件)

No.	文献検索エンジン	著者名	題目	雑誌	巻	号	ページ	年	タイプ	被引用数
1	W-1	Jalali, Mohsen[1]; Najafi, S[1]	Effect of pH on Potentially Toxic Trace Elements (Cd, Cu, Ni, and Zn) Solubility in Two Native and Spiked Calcareous Soils: Experimental and Modeling	COMMUNICATIONS IN SOIL SCIENCE AND PLANT ANALYSIS	49	7	814-827	2018	Article	0
2	W-2	Miler, Milos[1]	Characterisation of secondary metal-bearing phases in used dental amalgam and assessment of gastric solubility	ENVIRONMENTAL GEOCHEMISTRY AND HEALTH	39	6	1607-1619	2017	Article	0
3	W-14	Bozau, Elke[1]; Haeussler, Steffen[2]; van Berk, Wolfgang[1]	Hydrogeochemical modelling of corrosion effects and barite scaling in deep geothermal wells of the North German Basin using PHREEQC and PHAST	GEO THERMICS	53		540-547	2015	Article	6
4	W-16	Solpuker, U[1]; Sheets, J[1]; Kim, Y[2]; Schwartz, F. W[1]	Leaching potential of pervious concrete and immobilization of Cu, Pb and Zn using pervious concrete	JOURNAL OF CONTAMINANT HYDROLOGY	161		35-48	2014	Article	10
5	W-20	Palumbo-Roe, Barbara[1]; Wragg, Joanna[1]; Cave, Mark R[1]; Wagner, Doris[1]	Effect of weathering product assemblages on Pb bioaccessibility in mine waste: implications for risk management	ENVIRONMENTAL SCIENCE AND POLLUTION RESEARCH	20	11	7699-7710	2013	Article	11
6	W-28	Ettler, Voitech[1]; Mihaljevic, Martin[1]; Sebek, Ondrej[2]	Antimony and arsenic leaching from secondary lead smelter air-pollution-control residues	WASTE MANAGEMENT & RESEARCH	28	7	587-595	2010	Article	7
7	W-30-30	Vitkova, Martina[1]; Ettler, Voitech[1]; Sebek, Ondrej[2]; Mihaljevic, Martin[1]; Grygar, Tomas[3]; Rohovec, Jan[4]	The pH-dependent leaching of inorganic contaminants from secondary lead smelter fly ash	JOURNAL OF HAZARDOUS MATERIALS	167	1-3	427-433	2009	Article	35
8	W-32	Chen, Quanyuan[1]; Zhang, Lina[1]; Ke, Yujuan[1]; Hills, Colin[2]; Kang, Yanming[1]	Influence of carbonation on the acid neutralization capacity of cements and cement-solidified/stabilized electroplating sludge	CHEMOSPHERE	74	6	758-764	2009	Article	12
9	W-33	Frau, Franco[1]; Ardau, Carla[1]; Fanfani, Luca[1]	Environmental geochemistry and mineralogy of lead at the old mine area of Baccu Locci (south-east Sardinia, Italy)	JOURNAL OF GEOCHEMICAL EXPLORATION	100	2-3	105-115	2009	Article	33
10	W-35	Liu, Hui-Li[1,2]; Zhu, Yi-Nian[1]; Yu, Hong-Xia[2]	Solubility and stability of lead arsenates at 25 degrees C	JOURNAL OF ENVIRONMENTAL SCIENCE AND HEALTH PART A-TOXIC/HAZARDOUS SUBSTANCES & ENVIRONMENTAL ENGINEERING	44	13	1465-1475	2009	Article	8
11	W-36	Skold, Magnus E[1]; Thynne, Geoffrey D.[2]; Drexler, John W.[3]; Macalady, Donald L.[4]; McCray, John E.[5]	Enhanced Solubilization of a Metal-Organic Contaminant Mixture (Pb, Sr, Zn, and Perchloroethylene) by Cyclodextrin	ENVIRONMENTAL SCIENCE & TECHNOLOGY	42	23	8930-8934	2008	Article	13
12	W-38	Ettler, Voitech[1]; Sebek, Ondrej[2]; Grygar, Tomas[3]; Klementova, Mariana[3]; Bezdiccka, Petr[3]; Slavikova, Halka[1,4]	Controls on Metal Leaching from Secondary Pb Smelter Air-Pollution-Control Residues	ENVIRONMENTAL SCIENCE & TECHNOLOGY	42	21	7878-7884	2008	Article	27
13	W-44	Martens, Evelien[1]; Jacques, Diederik[1]; Van Gerven, Tom[2]; Wang, Lian[1]; Mallants, Dirk[1]	PHREEQC modelling of leaching of major elements and heavy metals from cementitious waste forms	SCIENTIFIC BASIS FOR NUCLEAR WASTE MANAGEMENT XXXI	1107		457-482	2008	Proceedings Paper	1
14	W-45	Lassabatiere, Laurent; Spadini, Lorenzo; Delolme, Cecile; Fevrier, Laureline; Cloutier, Rosa Galvez; Winiarski, Thierry	Concomitant Zn-Cd and Pb retention in a carbonated fluvio-glacial deposit under both static and dynamic conditions	CHEMOSPHERE	69	9	1499-1508	2007	Article	24
15	W-46	Lee, Sanghoon	Geochemistry and partitioning of trace metals in paddy soils affected by metal mine tailings in Korea	GEODERMA	135		26-37	2006	Article	39
16	W-49	Ettler, V.; Johan, Z.; Baronnet, A.; Jankovsky, F.; Gilles, C.; Mihaljevic, M.; Sebek, O.; Strnad, L.; Bezdiccka, P	Mineralogy of air-pollution-control residues from a secondary lead smelter: Environmental implications	ENVIRONMENTAL SCIENCE & TECHNOLOGY	39	23	9309-9316	2005	Article	56
17	W-50S-1-47	Halim, OE; Short, SA; Scott, JA; Anal, R; Low, G	Modelling the leaching of Pb, Cd, As, and Cr from cementitious waste using PHREEQC	JOURNAL OF HAZARDOUS MATERIALS	125	1-3	45-61	2005	Article	53
18	W-51	Ettler, V.; Mihaljevic, M.; Sebek, O.; Strnad, L	Leaching of APC residues from secondary Pb metallurgy using single extraction tests: the mineralogical and the geochemical approach	JOURNAL OF HAZARDOUS MATERIALS	121	1-3	149-157	2005	Article	22

文献検索エンジン欄: W, Web of Science; S, ScienceDirect; I, IAEA-INIS; J, J-STAGE
 被引用数欄: INIS, J-STAGEは被引用数が未収録
 Impact factor 2016/2017: INISの一部、J-STAGEは未収録

(4) 結果の評価

事業進捗を測る尺度としては、検索を行い、文献数を明らかにした上で、検索文献数に対する読了、情報のまとめ文献数を尺度としている。作業は計画通りに進捗し、結果として当初に設定した数量を読了、情報をまとめており、計画通りに達成している。

結果で述べた通り、現在まで検討してきているセメント系の固型化材料を中心とした安定化処理について、廃棄体化のベースとして検討することは妥当という結果が得られていること、物性値の入手についての知見及び今後の検討課題などが得られていることから、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調査としても、十分な成果が得られたと評価している。

(5) 次年度以降の計画

今年度の調査結果を受けて、フローの検討には、実験的なデータ取得以外にも、科学的な裏付けがあり、多くの有害物質を扱えるような熱力学的平衡計算シミュレーションによるデータ取得手法の導入など、フローを作成するためのデータを効率的に収集する手法に関する検討は実験的手法の補完的な手法として有用であると考えられた。

次年度は、本年度の文献検索の結果から得られた熱力学的平衡計算シミュレーションの導入及び検討を試み、得られた情報を基に実験的手法を主におき、計算的手法を補助としたデータの取得を試行する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

本事業では、前中期計画の講評として指摘のあった事項について、関連研究を実施している大学等との情報交換を通じ、研究開発の方向性を確認した上で、有害物質を含む処理シナリオの検討と有害物質の固定化技術の高度化を並行して進めてきた。有害物質を含む処理シナリオの検討としては、Pb、Cr 等の化学的な有害性を示す元素を含む廃棄物の処理シナリオを検討するアプローチを検討し、実際に Pb を固化した試験を実施しデータの取得に着手した。実施の過程において、シナリオに用いる要素の網羅性、選定シナリオの合理性を確保する方法及び実際に有害元素を用いた試験を実施する場所に関する課題が浮かび上がった。そのような事情から、必要な実験室の整備を行うとともに、処理シナリオの作成に必要な技術の追加調査、作成に必要となるデータの計算機による取得の方法についての調査を実施した。

事業としての進捗状況としては、適宜必要に応じて見直した単年度の計画に対しては計画通りに達成している。処理シナリオの検討においては、具体的なシナリオの作成までは至っていないものの、必要なデータ取得に着手し、データ取得に必要な実験室の整備も概ね終了しており、必要な作業を着実に実施している。有害物質の固定化技術の高度化については、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等にかかる競争的資金による日英共同研究、廃炉汚染水対策補助事業を通じて、廃棄物の処理技術の調査や選定にかかるアプローチの検討や、有用な特性を示す固型化材料候補としての AAM 固化体（Alkali-Activated-Materials、ジオポリマー）やアルミナリン酸セメント等の試験研究を実施しており、東京電力福島第一原子

力発電所の廃止措置等へ貢献している。これらのことから、十分な成果が得られたと評価している。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

放射性廃棄物中に含まれる有害物質の規制に対して、大きな進展は見られていない。シナリオを作成する上での条件となる有害物質の規制のやり方、基準値等が明確でないため、研究開発の最終目的が明確にしづらい点もある。これについては東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等での動向も把握しながら進め、適宜修正したいと考えている。

シナリオの検討については、選定シナリオの合理性、シナリオに用いる要素の網羅性を確保する観点から原子力機構内の保有量の多い Pb を含む廃棄物のみを対象としてデータを取得し、シナリオの作成を実施したいと考えている。

3) 効果・効用（アウトカム）

本中期計画終了時には、原子力機構内の保有量が最も多い有害物質である Pb を含む廃棄物について、処理のシナリオを提示する。これにより、次期中期計画初めには、Pb を含む廃棄物を有する原子力機構内関係部署に対して、関係する基準を満足すべく処理するために必要な技術情報が提示可能となる。また、Pb 以外の有害物質を含む廃棄物についても、本事業で実施した Pb を含む廃棄物に対して適用したシナリオを検討する手法の活用が期待できる。

(核燃料サイクル工学研究所 環境技術開発センター 基盤技術研究開発部
廃棄物処理技術グループ 入澤 啓太、大杉 武史、中澤 修)

3.6 ウラン廃棄物に対するクリアランス測定技術開発

実施部署	人形峠環境技術センター	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30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

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

原子炉施設で使用されるクリアランス測定装置としては、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。 α 線計測が困難な形状でも γ 線であれば透過力が強いので測定できるが、ウランの場合は γ 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 γ 線検出器で測定する方法が、 γ 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 γ 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、 γ 線のカウントが大きく異なるという問題がある。

複雑な形状をした解体物をドラム缶に収納した場合ドラム缶中のウランは偏在していると考えられるため、ウラン量の定量にあたっては、ウランの偏在を補正する解析手法を適用する必要がある。これまで、人形峠環境技術センターではウランの偏在を補正する解析手法として、エネルギーの異なる2本の γ 線を使って補正する等価モデル法を開発してきた。等価モデル法では、U-238の子孫核種であるPa-234mから放出される1001keVと766keVの2本の γ 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^[1]。また、U-238量を定量する場合、定量誤差は2本の γ 線のうち計数率が低い γ 線に依存することから、計数率が低い766keVではなく1001keVの散乱 γ 線と1001keVの2本を等価モデル法に適用することで定

量誤差を低減できることが示されている^[12]。この散乱 γ 線を用いた等価モデル法をクリアランス測定に利用するため、平成 28 年度までに、調査結果に基づいて検出器、遮へい体等の仕様を設定し、以下のクリアランス測定装置を開発した。

- ・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 γ 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、 γ 線スペクトルから 1.001MeV 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 3.6-1 に測定装置の写真を示す。



図 3.6-1 クリアランス測定装置

平成 29 年度に、総量（ドラム缶＋内容物）100～200 kg 程度の対象物について、クリアランスレベル（全ウラン 1 Bq/g）が確認できることを目標に、性能確認試験を行った。クリアランス測定装置の開発目標は、かさ密度 1.0 g/cm³ 程度の測定対象について、放射能濃度 0.1 Bq/g（NU）の測定を 1800 s～3600 s 以内で実現することと、クリアランス対象物 100 kg～200 kg に対して、ウランの偏在等が補正可能であることである。

平成 29 年度はこれらの目標を達成した。平成 30 年度は、内容物の形状や密度について、実

廃棄物の発生・保管状況を調査して、廃棄物の形状や密度が定量精度へ与える影響を検討し、クリアランスレベルを確認可能な条件を把握する。

(2) 方法

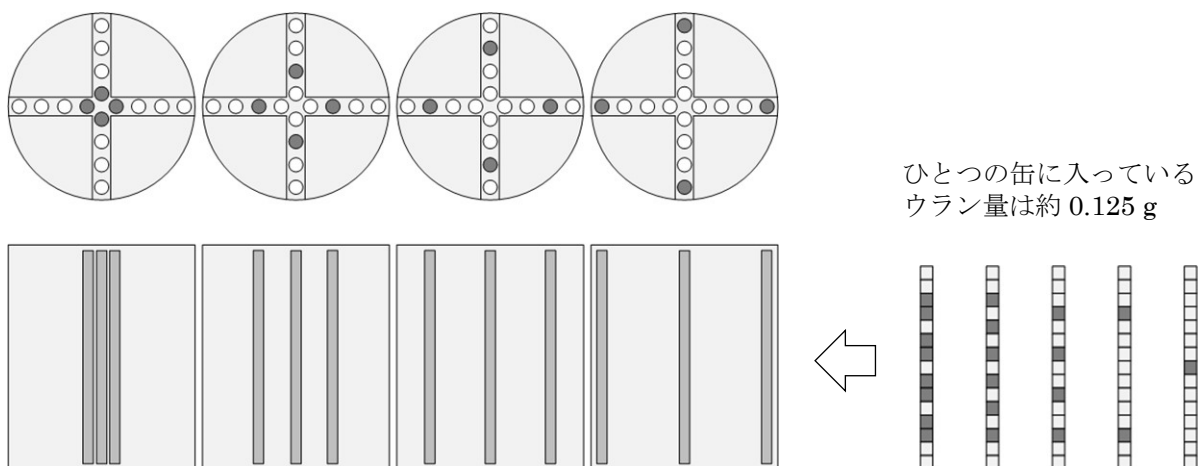
γ 線を利用したクリアランス測定装置の開発では、ウランの偏在を放射能濃度 0.1 Bq/g 程度まで補正可能な手法を開発することが必要である。ウランの偏在等の補正は、エネルギーの異なる2つの γ 線を使って線源偏在等を補正する「等価モデル法」で実施可能である。ただし、クリアランス測定では計数が低下するため、散乱 γ 線を利用する。放射能濃度が 1 Bq/g 以下の模擬ドラム缶を作成し、クリアランス測定装置の放射能定量性能を確認する。

解体物を収納したドラム缶中に偏在している ^{238}U 定量性能試験のため、模擬ドラム缶を作成し、回転試験測定を行った。模擬ドラム缶は、線源として棒状ウラン線源を、充填物としてラシヒリング（かさ密度： $0.7\sim 0.8 \text{ g/cm}^3$ ）を使用し、ドラム缶あたりのウラン量は約 0.5 g 、 1 g 、 2 g 、 3 g 、 4 g とした。模擬ドラム缶の総重量（ラシヒリング、ドラム缶容器、線源固定冶具の合計）は約 215 kg である。測定時間は 1800 s 及び 3600 s と設定した。図 3.6-2 に模擬ドラム缶の外観を示す。図 3.6-3 にウラン線源配置を示す。

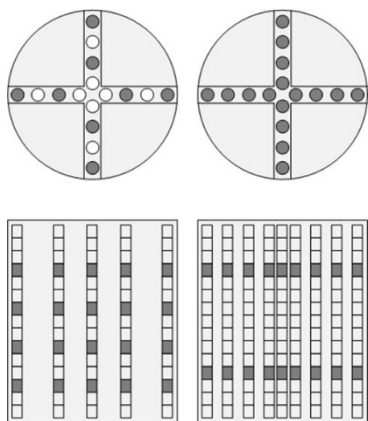


図 3.6-2 模擬ドラム缶

1) 基本線源配置



2) 均等線源配置



3) x-y 面不均等線源配置

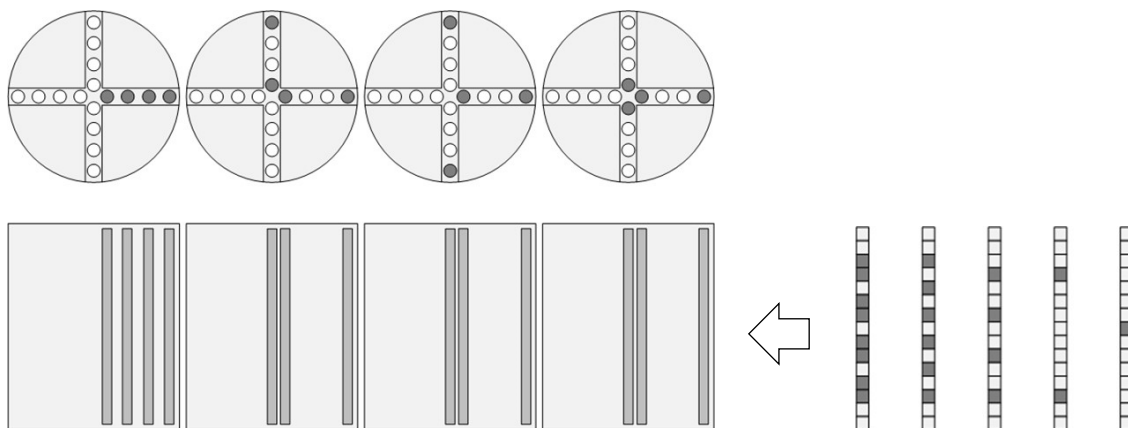
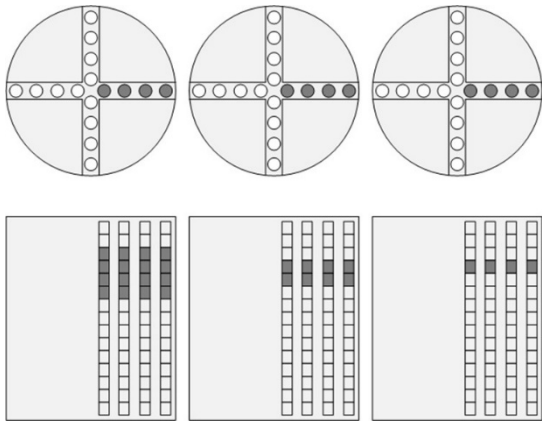
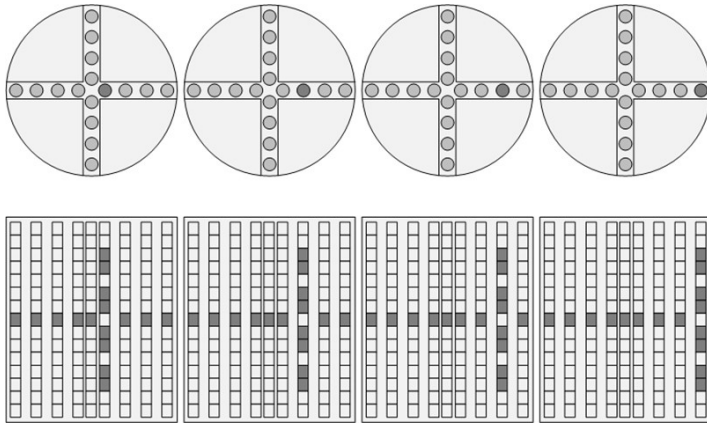


図 3.6-3 ウラン線源配置 (1/2)

4) z 軸不均等線源配置



5) 均等配置と x-y 面不均等配置の組合せ



6) 均等配置と z 軸不均等配置の組合せ

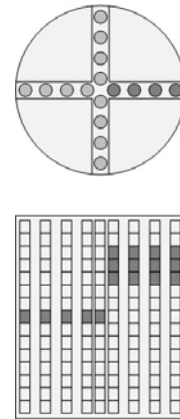


図 3.6-3 ウラン線源配置 (2/2)

(3) 結果 (クリアランス測定装置性能評価)

1) 放射能定量

測定データからウランの偏在等の補正を行う。補正方法の概要を示す。エネルギーの異なる γ 線 (a,b) の測定値から、線源位置までの距離等による減衰を推定する。ウランと検出器の距離を r 、クリアランス対象物の線減弱係数を μ_a, μ_b とすると計数 n_a は、 $n_a \sim e^{-\mu_a r} / r^2$ で表される。エネルギーの異なる 2 本の γ 線で、計数比の対数をとると、 $\ln(n_a/n_b) \sim -(\mu_a - \mu_b)r$ となり r が計数比で表せる。計数への線源位置の影響は $1/r^2$ 項が主と考え、 r に $-\ln(n_a/n_b)$ を代入して、遮へい状態を評価する X_{geometry} を導出する。(等価モデル法)。

$$X_{\text{geometry}} = \frac{1}{\left(\ln \left(1 / \left(\frac{n_a}{n_b} \right) \right) \right)^2} \quad (1)$$

これを用い、複数の線源位置と検出器の平均的な距離を 1 つの等価な距離で置き換えることができ、既知ウラン量のドラム缶の X_{geometry} と 1.001 MeV の計数で表される検量線と、測定対象物の X_{geometry} と計数のプロット点の比較からウランを定量することが可能となる。散乱 γ 線を使う場合、 n_a と n_b には 1.001 MeV と散乱 γ 線の計数を代入する。

図 3.6-3 1) に示す基本線源配置の模擬ドラム缶試験で、 X_{geometry} と 1.001 MeV 計数率の回帰直線から検量線を設定した。図 3.6-3 の 2)～6) に示すウラン配置の模擬ドラム缶について測定し、検量線に対する相対誤差を評価した。測定時間 1800 s では、相対誤差が -30 %～20 % であった。また、測定時間 3600 s では、ウラン 4 g、3 g、2 g、1 g、0.5 g で、相対誤差が概ね ± 20 % 以下であった。よって、3600 s の回転測定では、ウラン 0.5 g (0.06 Bq/g) が定量可能で、誤差を考慮しても目標としている 0.1 Bq/g を定量可能であることが分かった。

2) 定量結果の評価

平成 30 年度は、クリアランス測定装置の性能確認を行った。この結果、以下の性能を有していることが示された。

- ・ 1800 s の測定では、ウラン 1.0 g (0.1 Bq/g) 程度まで定量可能。
- ・ 3600 s の測定では、ウラン 0.5 g (0.06 Bq/g) 程度まで定量可能。

放射能濃度 1 Bq/g より小さいことを判断するという条件であれば、 ^{238}U のみ定量し、事前の分析値等からウラン濃縮度を安全側に設定し、 ^{238}U 以外のウラン核種の放射能濃度を評価することで、1 Bq/g 以下であることは計算でき、クリアランスレベルの評価は可能である。

(4) 結果の評価（様々な形状物への適用性確認）

等価モデル（通常の等価モデル法及び散乱 γ 線を用いた等価モデル法）を用いた γ 線計測によるウラン定量法について、ウラン取扱施設での廃棄物対策に資する以下の技術開発に展開した。

- ・ クリアランス制度を効率的かつ有効に運用するために必要な、単純及び複雑形状資材を対象とした放射能濃度の測定及び検認技術開発

平成 29 年度までは、形状が均一であり、かさ密度が均一であるラヒシリングを模擬廃棄物としてクリアランスレベルの ^{238}U 量の測定精度を検討してきた。一方、実廃棄物の場合、廃棄物の詰込状態によっては、測定精度が十分に確保できないことも考えられる。その場合、精度を確保するために廃棄物の再分別・詰替えが必要になる等、作業の手戻りが発生し、作業効率が低下するおそれがある。また、開発した等価モデル法がクリアランス物測定・評価法として認可を得るためには、密度分布や線源偏在があるドラム缶を測定し、必要な性能が得られることを実証する必要がある。実廃棄物に適用するには、精度良く測定可能な対象物の詰め込み状態、全体密度の上限、また、各状態における最適測定条件を決定することが実用上の課題と考えら

れる。平成 30 年度は廃棄物の代表的形状について調査し、表 3.6-1 に示すように、単純形状と複雑形状に分類した。これらはドラム缶への規則的な配置及び無作為配置を検討し、シミュレーション及び測定試験を実施し、等価モデル法の適用範囲を検討した。図 3.6-4 に角管の規則的配置例を示す。

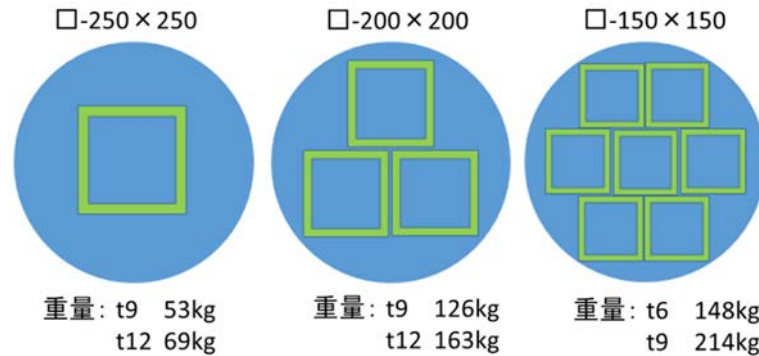


図 3.6-4 角管のドラム缶配置例

表 3.6-1 平成 30 年度実施内容

	実施方法	廃棄物収納状態	実施年度
単純形状物	シミュレーション	密度均一	平成 30 年度
単純形状物	試験	密度均一	平成 30 年度
複雑形状物	シミュレーション	密度均一	平成 30 年度
複雑形状物	試験	密度均一	平成 30 年度
複雑形状物及び単純形状物の無作為配置	シミュレーション	密度均一	平成 30 年度
複雑形状物及び単純形状物の無作為配置	試験	密度均一	平成 30 年度

- ・単純形状物（均一密度）

代表的な単純形状物を規則的に配置（均一密度）する場合の取りうる配置パターンをモデル化し、MCNP で解析する。ピークの他に散乱γ線も計算し、等価法の適用可能性を調査する。いくつかの配置でウラン定量試験を実施した。

- ・複雑形状物（均一密度）

代表的な複雑形状物を規則的に配置（均一密度）する場合の取りうる配置パターンをモデル化し、MCNP で解析する。ピークの他に散乱γ線も計算し、等価法の適用可能性を調査する。いくつかの配置でウラン定量試験を実施した。

- ・複雑形状物及び単純形状物の無作為配置（均一密度）

複雑形状物及び単純形状物の無作為な配置パターンをモデル化し、MCNP で解析する。ピークの他に散乱γ線も計算し、等価法の適用可能性を調査する。いくつかの配置でウラン定量試験を実施した。

配管類について、線源位置を設定し、MCNPコードを用いてシミュレーションを行った線源パターンの例を図 3.6-5 示す。また、シミュレーション結果を図 3.6-6 に示す。 X_{geometry} と 1001 keV 計数率はおおよそ直線関係が得られ、等価モデル法の適用可能性が示された。

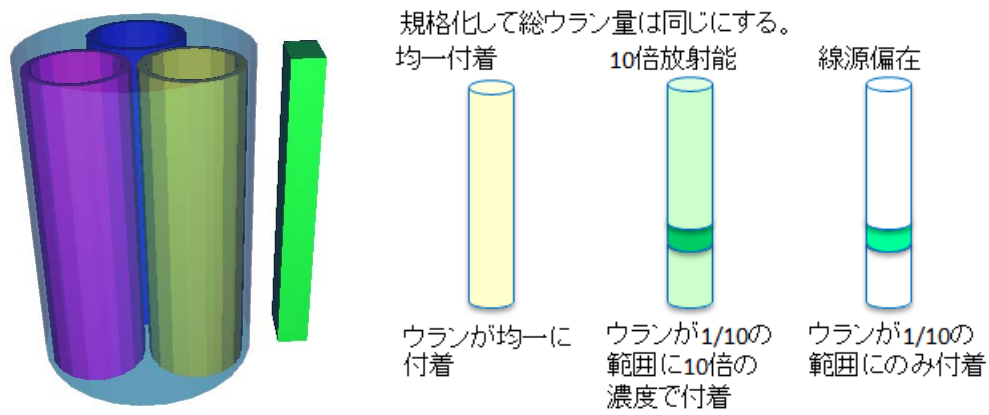


図 3.6-5 単純形状物の線源パターン

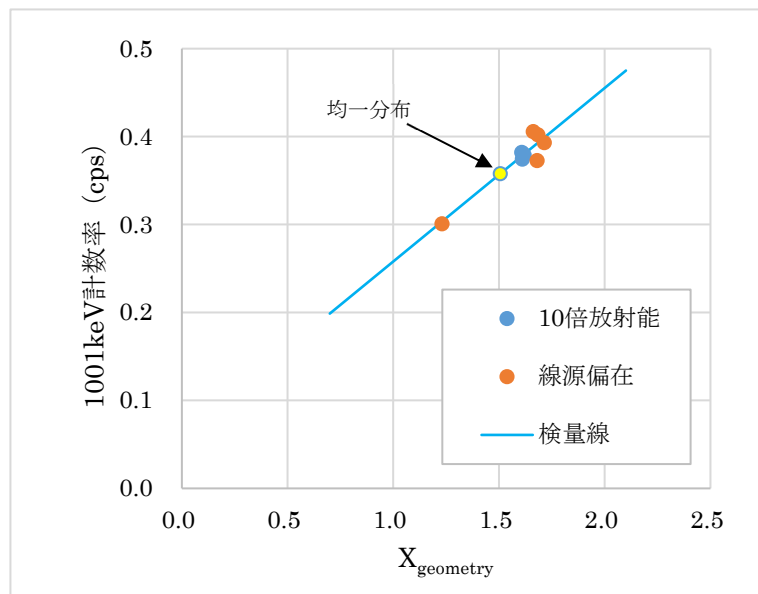


図 3.6-6 単純形状物のシミュレーション結果

(5) 次年度以降の計画

解体物等のドラム缶への詰め方によっては密度が偏在する可能性があり、測定精度に影響を及ぼす可能性がある。これらについては必要な性能が得られることを実証する必要がある。表 3.6-2 の検討を実施する。

表 3.6-2 平成 31 年度実施内容

	実施方法	廃棄物収納状態	実施年度
単純形状物	シミュレーション	密度偏在	平成 31 年度
単純形状物	試験	密度偏在	平成 31 年度
複雑形状物	シミュレーション	密度偏在	平成 31 年度
複雑形状物	試験	密度偏在	平成 31 年度
複雑形状物及び単純形状物の無作為配置	シミュレーション	密度偏在	平成 31 年度
複雑形状物及び単純形状物の無作為配置	試験	密度偏在	平成 31 年度

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

平成 27 年度は、模擬廃棄物にラシヒリング、活性炭、消石灰を使用し、80g のウラン線源で測定試験を実施し、等価モデル法の基本的な成立性を確認した。また、各加工事業所のバックグラウンドを測定し、クリアランス測定装置の遮へい体の仕様を決定した。

平成 28 年度は、検出器台数評価試験、遮へい体仕様評価試験、検出器配置評価試験の結果からまとめた仕様にしたがってクリアランス測定装置を製作し、散乱γ線等価モデル法の適用について、基本的性能を確認した。

平成 29 年度は、製作したクリアランス測定装置を用いた性能確認試験を実施し、かさ密度 1.0g/cm³ 程度、均一形状・密度の 100kg～200kg のクリアランス対象物に対して、1800s～3600s 以内に測定し、かつ、ウラン偏在等の補正により放射能濃度 0.1Bq/g (NU) を相対誤差±30%以内で評価可能とする目標性能を満足することを確認した。

平成 30 年度は、廃棄物の代表的形状について調査し、単純形状と複雑形状に分類してドラム缶への規則的な配置及び無作為配置を検討し、シミュレーション及び測定試験を実施し、等価モデル法の適用範囲を確認した。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

特になし。

3) 効果・効用（アウトカム）

本評価方法は加工事業者の保管廃棄物中のウラン量測定法として活用されている。また、得られた成果は学術誌Radioisotopesや、日本原子力学会北関東支部講演会において発表を行っている。

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

3.7 環境研究とウラン廃棄物工学研究

実施部署	人形峠環境技術センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	平成30年度計画
廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化処理、廃棄確認用データ取得等に係る先駆的な技術開発に積極的に取り組み、安全かつ合理的なプロセスを構築する。	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」における取組に基づき、安全性や合理性を考慮した環境研究及びウラン廃棄物工学研究を行う。

3.7.1 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」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開始した。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が期待できないこと、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、これまで処分方策で検討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集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) 方法

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3.7.1-1）

- 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次の事項について平成29年度に開始した。（図3.7.1-2、

図 3.7.1-3)

全体計画

- ・ 関連する知見の収集および近年の研究開発の動向の調査を行い、環境研究の展開を研究計画として取りまとめる。

A2：地下水の広域流動解析手法の高度化（準備）

- ・ 人形峠周辺の地質学及び水理学に関連した調査事例、調査結果、データ等を収集し、データベース化を図る。
- ・ 地下水流動の解析領域を設定するための、広範囲の領域を対象とした解析のためのツール整備を行う。
- ・ 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。

(3) 結果

これまでに、浅地中のウランの挙動を解明するうえで重要となる地質環境情報の整理などのツール整備（予察的解析含む）を行い、人形峠周辺の浅地中地下水の流動状況の調査解析の準備を進めた。更に、モニタリング計画に係る検討を開始した。具体的には、次のような結果が得られている。

全体計画

- ・ 地質学、水文学・水理学、地球化学などの研究動向、及び中国地方を対象とした調査研究事例を収集し、環境研究の展開を研究計画として取りまとめた。

A2：地下水の広域流動解析手法の高度化

- ・ 既往の調査研究及び人形峠の事業で得られる地質学、地盤工学、水理学に係る情報から信頼性の高い情報を選別し、それらの情報に基づいた人形峠内の地質構造及び水理情報をデータベース化した。
- ・ ウランの移動を理解する上で基本となる水理学的な調査範囲を理解するための、広域地下水流動解析に用いるツールの整備を行い、予察的な評価を進めた。
- ・ 人形峠周辺の地下水の流動状況を理解する領域を設定するために、人形峠に近接した地域の地下水流動系を包含する東西約 70km、南北約 80km の領域を対象にした定性的な地下水流動解析（広域解析領域）を行い、検証可能なデータが得られる可能性のある東西約 25km、南北約 30km の領域を抽出した。更に、その領域を対象に、既往データである湧水点位置および河川水流量に対するキャリブレーション解析を実施し、信頼性を担保するために必要となるモデル作成方法、実測データ、キャリブレーション解析を行うプログラムの改良等について整理を行った。
- ・ モニタリング計画の参考として、埋設施設や環境関連施設の設置に係る環境調査等で要求されている地下水理、表層水理、地質・地盤情報などの調査項目及び実施手法について調査を進めた。

- ・ この他、微視的なスケールでのウラン鉱物の安定性に係るシミュレーションを原子力基礎工学研究センターと、ウランの濃集に関与すると考えられる地質の堆積環境について岡山大学と連携して開始した。

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す。



図 3.7.1-1 環境研究の構成

	【第3期中長期目標期間】 (平成27年度～平成33年度)		【第4期中長期目標期間】 (平成34年度～平成40年度)
	平成29年度～		
A1: ウランの分布・存在形態及び移動様式調査	計画検討 既往研究調査 濃度分布、化学形態調査 地表モニタリング		
A2: 地下水の広域流動解析手法の高度化	計画検討・準備 フィールド調査 地下水解析 地下水モニタリング		
A3: 流砂解析、物質移動解析手法の研究	計画検討 流砂解析手法を適用したウラン等の移行技術開発		
A4: 環境パラメータの充実	計画検討 既往研究調査 ウラン濃集・移動プロセス解明、環境パラメータ整備		
A5: 古環境・古地形変遷のモデル化	計画検討 地質・堆積構造、堆積年代の調査 地形変遷過程調査 古水理地質学モデル構築		

図 3.7.1-2 環境研究の展開 (案)

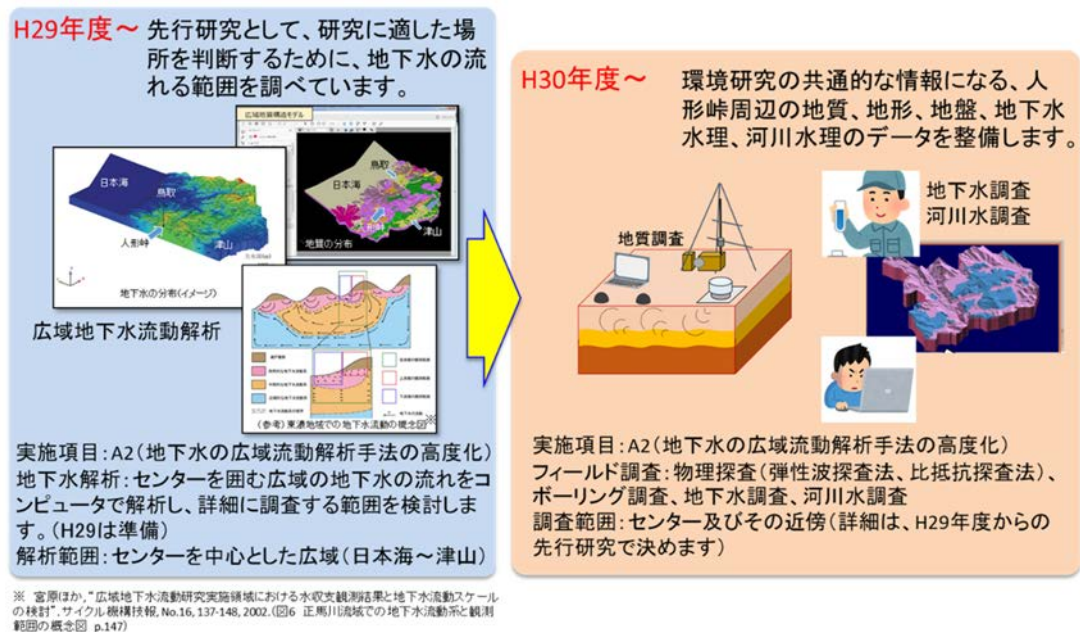


図 3.7.1-3 平成 29 年度からの展開

(4) 結果の評価

これまでに進めてきている環境研究の研究計画検討、並びに研究テーマ A2 (地下水の広域流動解析手法の高度化) の準備としての地質データベース整備、広域地下水流動解析の準備及び

モニタリング計画検討は、ウラン廃棄物の処分において重要である浅地中環境状態の理解やその様な場での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のものである。

特に、地下水流動解析の信頼性を保証するためには、調査・解析を行う領域の設定、解析のためのパラメータの品質保証、未確認の地質構造やパラメータの誤差（いわゆる不確実性）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。

(5) 次年度以降の計画

環境研究に関しては、平成 29 年度に策定した全体計画の展開案を踏まえて、関連する原子力機構内外の研究者との調整を進め、具体的な展開に入る。特に、研究テーマ A2（地下水の広域流動解析手法の高度化）については、広域地下水流動の解析と調査対象領域の設定に入るとともに、不確実かつ影響度の大きい地質構造及びパラメータ類取得のためのフィールド調査を開始し、浅地中のウランの挙動を理解する上で重要となる地下水水理に係る課題を整理する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

平成 28 年度 12 月に環境中のウランの挙動理解（環境研究）とウラン廃棄物の処理に係る技術開発（廃棄物工学研究）を含むウランと環境研究プラットフォーム構想を公表し、平成 29 年度から準備を開始。環境研究については、研究計画の大枠を公表するとともに、浅地中のウランの挙動を理解する上で重要な地下水流動解析に係る解析手法の整備を進めている。また、基礎的な調査研究として、ウラン鉱物の安定性に係る解析及びウラン鉱床を胚胎している地質の堆積過程に係る調査を進めている。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

具体的な研究展開については関連する内外の研究者との調整を踏まえて進めている。

3) 効果・効用（アウトカム）

日本原子力学会 2018 年秋の大会（3 件）及び第 27 回原子力工学国際会議（ICONE27）（予定）にて計画概要及び実施状況を報告し、ウランと環境研究の認知に努めた。

3.7.2 ウラン廃棄物工学研究

(1) 概要

人形峠では、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 3.7.2-1 に示すウラン廃棄物工学研究を開始した。平成 30 年度は、B1：インベントリ調査技術および B2：金属・コンクリート等の除染技術の開発を行った。

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す。

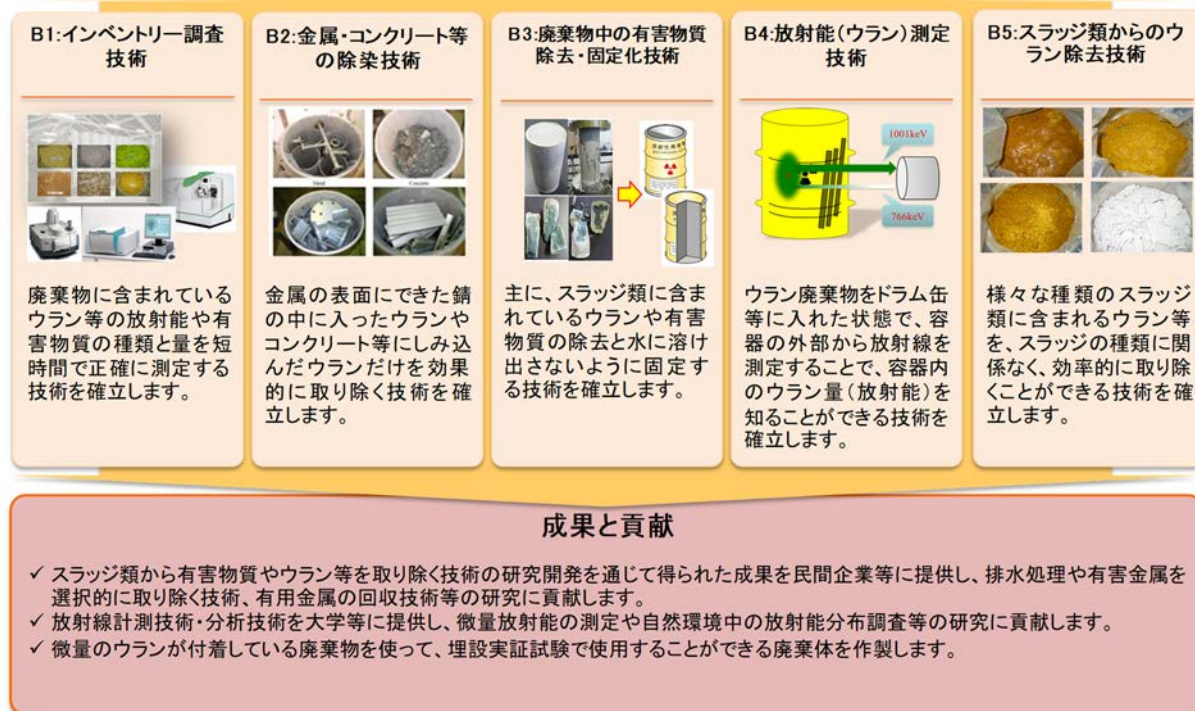


図 3.7.2-1 ウラン廃棄物工学研究の技術開発の概要

(2) 方法

1) B1 インベントリ調査技術の開発

- ① ウラン廃棄物工学研究の具体化に向け、これまでに実施したインベントリ調査結果を整理・評価する。
- ② 機械学習による核種組成分類の詳細化手法を検討し、結果を取りまとめる。

2) B2 金属・コンクリート等の除染技術の開発

放射性物質で汚染した金属を対象とした除染技術において、多様な形状・表面状態に対応できる湿式法は重要な除染技術と位置付けられている。一方で、湿式法は乾式法と比較して、相対的に二次廃棄物量が多く発生する傾向がある。本研究では、六フッ化ウラン (UF_6) に曝露された炭素鋼を対象として、大気開放後に生成する腐食層や母材に付着した放射性物質を合理的に除染する方法の研究として、模擬試料および実試料の酸性電解水（電解生成水）による除染特性評価試験を実施し、試験結果から除染効率、二次廃棄物発生量等の評価を実施

した。

① 模擬試料を使った基礎試験

除染に使用する液性として、酸性機能水 (pH=2.6、ORP=1000mV)、希釈硫酸 (pH=2.6)、希釈塩酸 (pH=2.6) の 3 種類を使用し、除染性能を評価するための基礎特性の一つとして、定時間浸漬による模擬試料の溶解量を求めた。なお、試験には、表面未処理 (以下、「無垢金属 TP」という。) および表面をフッ素曝露・発錆処理した炭素鋼 (以下、「発錆 TP」という。) を用いた。

② 実試料を使った基礎試験

除染に使用する液性として、純水および酸性機能水 (pH=2.6、ORP=1000mV) を使用し、表面汚染密度が約 10Bq/cm² の実試料により、A) 純水浸漬試験+超音波洗浄→酸性機能水浸漬+超音波洗浄、B) 酸性機能水浸漬+超音波洗浄の 2 ケースの試験を実施し、UF₆ に曝露された炭素鋼表面の除染特性を調査した。

③ 除染手法としての合理性評価

上記①、②の試験結果から、主に除染液性をパラメータとし、廃液中の溶解元素、二次廃棄物量を評価した。液性は、純水+酸性機能水、酸性機能水、希釈塩酸 (pH=2.6)、希釈硫酸 (5%)、希釈硫酸 (pH=2.6)、の 5 種類とした。除染工程は浸漬+超音波洗浄を基本とし、希釈硫酸 (5%) は浸漬のみのケースも加え、以下の全 6 ケースを評価した。

- a) 純水+酸性機能水
- b) 酸性機能水
- c) 希釈塩酸 (pH=2.6)
- d) 希釈硫酸 (5%) 浸漬のみ
- e) 希釈硫酸 (5%)
- f) 希釈硫酸 (pH=2.6)

評価に当たっては、大気開放により腐食層が生成した状態での U、Fe、F のインベントリと組成、これらの除染液への溶解度と、金属母材の除染液への溶解速度を文献および試験結果から設定し、このデータと、目標表面汚染密度まで除染するために必要な時間から、廃液中の溶解元素濃度、二次廃棄物量を評価した。

(3) 結果

1) B1 インベントリ調査技術の開発

① インベントリ調査

これまで調査した保管中の放射性廃棄物及び解体物の物量、放射能量等を基に廃棄体本数の見直しを行った。

② 機械学習による核種組成分類

i. 目的

人形峠では、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。

ii. 課題

A) 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。

B) 人形峠のウラン系廃棄物の状況

人形峠の操業廃棄物は、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。

C) 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。

D) 核種組成の分類に対する課題

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、人形峠には 1 万本以上のドラム缶があり、膨大な労力を要する。

iii. 課題解決方法の検討

A) 核種組成の測定方法の検討

人形峠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を検討する。

B) 核種組成区分の分類手法の検討

低解像度 γ 線スペクトルデータ（Ge 検出器は高分解能であるが、効率が低く長時間の測定が必要なため、NaI 検出器が実用的）を機械学習で分類した。2 クラス分類に長けたパターン認識法のサポートベクターマシン（SVM）と、ノイズに強く多クラス分類が可能なランダムフォレスト（RF）を使用した。

iv. 機械学習法と分類結果

A) 前処理

スペクトルデータは 510ch のカウント数で構成されている。スペクトルデータでエネルギーの高い側と低い側では効率が異なりピークの大きさに差があるため、カウントの対数を取り、規格化して各ピークの特徴が評価できるようにした。

B) サポートベクターマシン分類結果

人形峠の製錬転換施設の廃水処理工程から発生したドラム缶のスペクトルデータを分類した。ドラム缶のスペクトルデータは、ドラム缶発生日をもとに運転履歴から核種組成区分をラベル付けされた天然ウランドラム缶 475 点、天然ウラン以外（回収ウラン）ドラム缶 492 点である。科学的に正しい分類をすることができたと言える。（図 3.7.2-2）

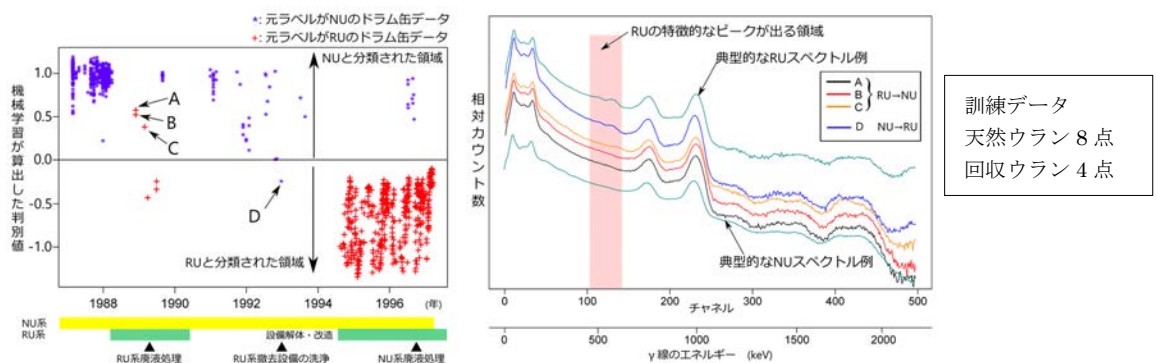


図 3.7.2-2 サポートベクターマシンによる分類

C) ランダムフォレスト分類結果

ランダムフォレスト法が適用できるか 2 クラス分類について検討した。ウランの起源が天然又は回収燃料かで分類された 954 点のドラム缶の γ 線スペクトルデータを利用した。300 点を訓練データ用にとりわけ、残りの 654 点のデータを用いて、ランダムフォレストの分類の正答率を評価した。ランダムフォレスト法で 654 点を正確に分類できた。

D) RF と SVM (1vs1 および 1vsR) による 3 クラス (NU・RU・未精製ウラン) への分類

分類性能を比較した。いずれの方法でもラジウムが微量に入っている場合は誤分類しやすいこと、SVM は、分類モデルの性質からチャンネルシフトの影響を受けやすいことがわかった。RF は、より安定した分類をする傾向が見られた。（図 3.7.2-3）

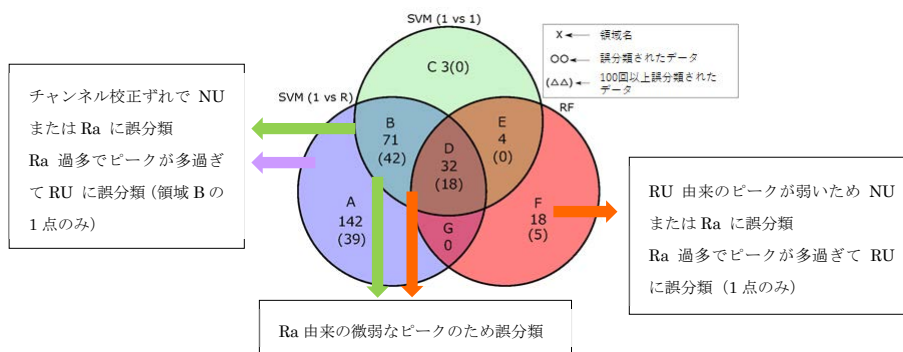


図 3.7.2-3 分類性能の比較

v. まとめ

A) 結果の評価

- 機械学習法を取り入れることにより、人為的な分類ミスをなくすることができる。
- 大量の γ 線スペクトルデータを短時間で分類できるので、核種組成区分の分類において機械学習が有効な手段であることを確認した。
- ランダムフォレスト法でより安定した分類を行うことができる。
- ラジウムが微量に入っている場合は、ランダムフォレスト法でも誤分類しやすいことがわかった。ベースラインに対するピークの比を大きくするため、前処理でベースラインを除去することで解消すると考えられる。

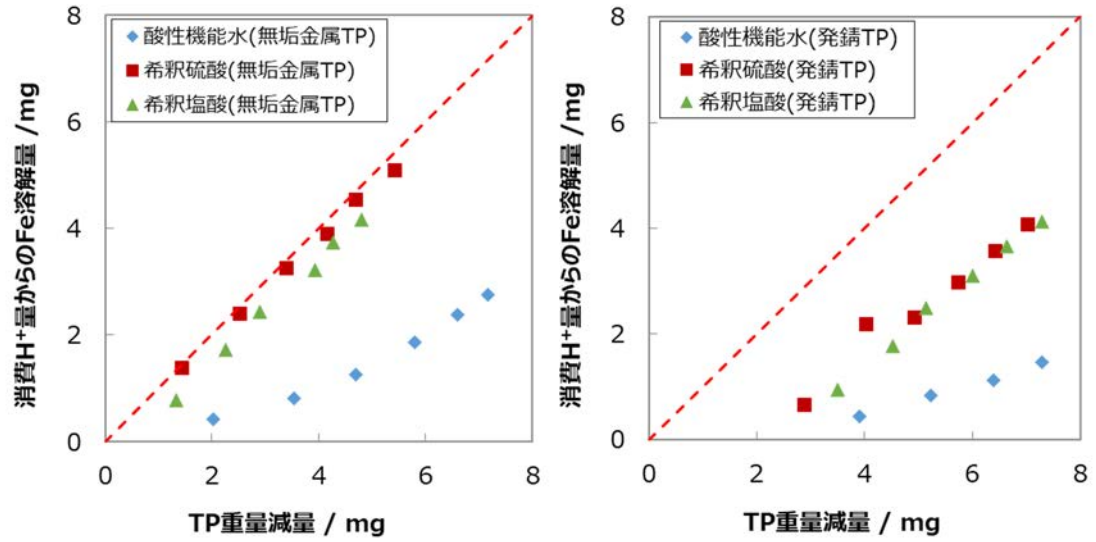
B) 波及効果

複数の核種組成のウランを取り扱っている原子力機構以外の施設のウラン廃棄物やウラン廃棄物以外にも適用できる可能性がある。

2) B2 金属・コンクリート等の除染技術の開発

① 模擬試料を使った基礎試験

発錆 TP (表面をフッ素曝露・発錆処理した炭素鋼) では、定時間浸漬による溶解量は、酸性機能水、希釈塩酸、希釈硫酸の順であった。 H^+ による鉄の溶解形態を酸性機能水は Fe^{3+} (鉄溶解量の 3 倍モルの H^+ を消費)、希釈硫酸、希釈塩酸は Fe^{2+} (鉄溶解量の 2 倍モルの H^+ を消費) であると仮定し、 H^+ 消費量に相当する鉄溶解量と試験結果を比較した結果を図 3.7.2-4 に示す。この図から、希釈硫酸、希釈塩酸の鉄溶解は酸溶解による反応が主体と推測される。一方、酸性機能水は、1:1 線より TP 重量減量が大きく、また溶解鉄量の実測値が H^+ 消費からの鉄溶解量評価値より高いことから、酸溶解以外の溶解機構の存在が示唆される。酸溶解以外の機構として、酸化力による酸化溶解が考えられる。



(1)無垢金属 TP

(2)発錆 TP

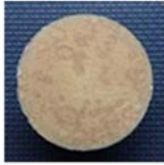
図 3.7.2-4 金属および腐食層溶解特性の比較

② 実試料を使った基礎試験

純水浸漬・超音波洗浄により、残留ウランの約 96%が除染されたが、表面汚染密度の目標値 (0.04 Bq/cm²) までは除染できなかった。ケース A)、B)共に、酸性機能水浸漬+超音波洗浄を行うことで目標値以下となった。酸性機能水の除染効果が高い理由は、液性が図 3.7.4-5 に示すペルバダイヤグラムの①領域の鉄腐食層 (酸化物) 及びウラン付着物が溶解しやすい pH 条件、かつ金属母材 Fe が酸化しやすい高電位条件であるためと考えられる。

一連の実試料を用いた試験結果から、UF₆ 曝露により付着した放射性物質及び大気開放により生成された腐食層は、液性 (純水、酸性機能水) に依存することがなく、超音波洗浄により大半は比較的容易に除去できた。しかし、腐食層を完全に除去するためには、実試料の表面構造から、母材金属表面の溶解が必要であった。更に、腐食層下の母材表面にウランが存在 (母材と反応している可能性も考えられる) しており、目標とする表面汚染密度まで除染するためには、表 3.7.2-1 に示すように酸性機能水による母材の溶解が必要である。これらを考慮すると、酸性機能水の使用は有効であり、実プロセスの簡素化の観点から、酸性機能水を初期から使用することは有効である。

表 3.7.2-1 実試料を用いた除染試験結果 (ケース B)

測定項目等 \ 状態	除染前	機能水1回目	機能水2回目	機能水3回目
重量 (g)	65. 8898	65. 8226	65. 8194	65. 8163
重量変化 (g)	—	0. 0672	0. 0704	0. 0735
各回の重量変化 (g)		0. 0672	0. 0032	0. 0031
²³⁸ U (Bq/cm ² at 25mmφ)	7. 496	0. 031	0. 010	0. 008
²³⁸ U除去率 (%)	—	99. 6	99. 9	99. 9
表面観察写真				

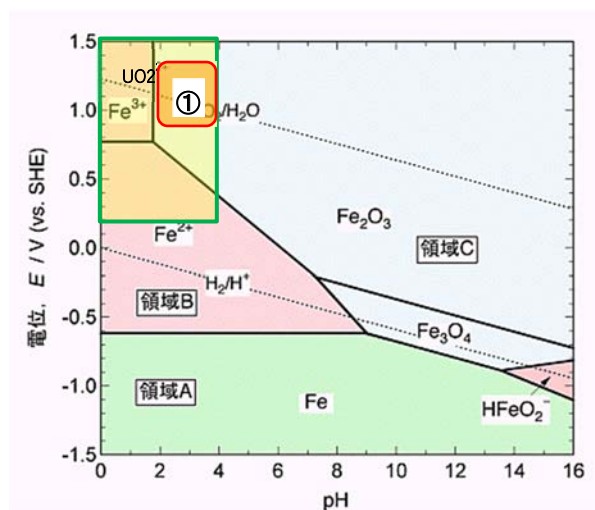


図 3.7.2-5 鉄のペルベダイヤグラム

③ 除染手法としての合理性評価

図 3.7.2-6 に除染廃液中の溶解元素濃度評価結果を示す。なお、a)純水+酸性機能水の場合は、純水中と機能水中の元素濃度の合算値を示す。また、図 3.7.2-7 に除染目標レベル (0.04 Bq/cm²) への到達時間を示す。

除染液中に溶解した鉄成分は、除染廃液中の中和処理により水酸化物 (Fe(OH)₃) となり、二次廃棄物源となる。金属母材の溶解が進むほど溶解鉄量は増加するため、Fe(OH)₃ 量は除染液の酸性度 (pH) と除染に要する時間に依存することになる。これらの結果から本評価で二次廃棄物発生量が最も少ないのは b)酸性機能水であり、次いで c)希釈塩酸 (pH=2.6)、a)純水+酸性機能水、f)希釈硫酸 (pH=2.6)、e)希釈硫酸 (5%)、d)希釈硫酸 (浸漬のみ) の順となった。

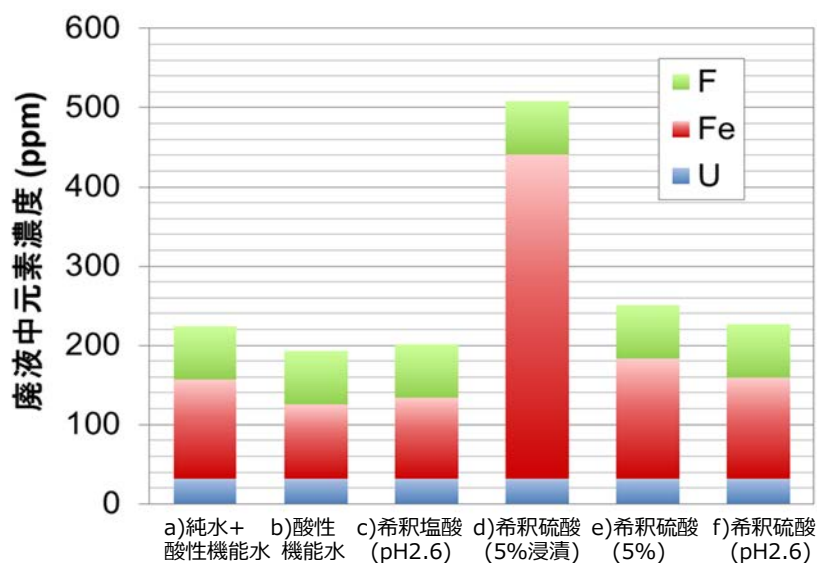
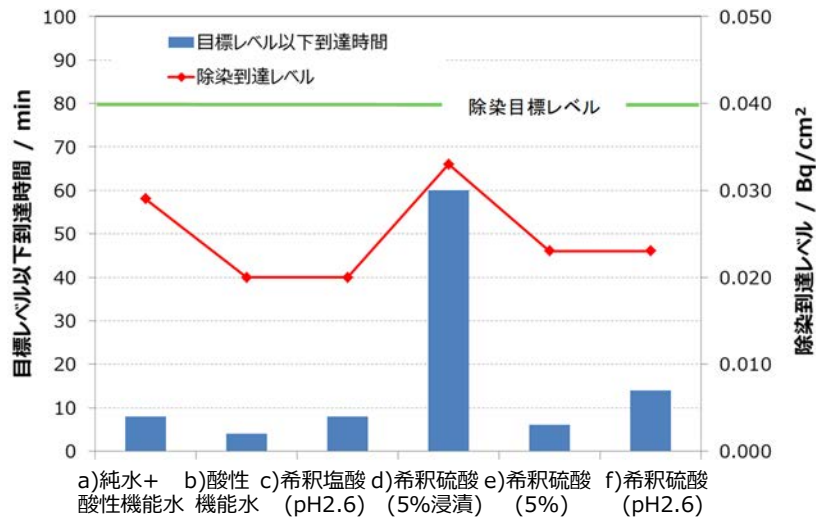


図 3.7.2-6 除染廃液中の元素濃度比較



注)汚染密度: ^{238}U 汚染密度を、天然ウラン同位体比(放射平衡成立時)の汚染密度に換算した値
 目標レベル以下到達時間:上記汚染密度が $0.04\text{Bq}/\text{cm}^2$ を下回る除染時間

図 3.7.2-7 除染目標レベル到達時間

(4) 結果の評価

1) B1 インベントリ調査技術の開発

これまでに実施したインベントリ調査結果を整理・評価し、廃棄体本数の検討に反映することができた。また、機械学習による核種組成分類の詳細化手法を検討した結果、大量の廃棄物ドラム缶の γ 線スペクトルデータに対し、想定されるウラン廃棄物の処分制度などに対応した合理的分類法として有効であることを確認した。

2) B2 金属・コンクリート等の除染技術の開発

酸性機能水による模擬試料および実試料を使った除染試験を実施するとともに、試験結果から除染効率、二次廃棄物発生量等の評価を実施した。その結果、初期から酸性機能水除染を行う方法が除染時間及び二次廃棄物発生量を最小とすることができ、他の希釈酸除染と比較して総合的に優れていることを確認した。

(5) 次年度以降の計画

B1 インベントリ調査技術の開発

今後、有害物質の処理方法検討、評価用の重要放射性核種選定を行うため、測定・分析を継続する。

B2 金属・コンクリート等の除染技術の開発

平成 31 年度以降は日本原燃株式会社との共同研究の中で除染廃液処理を含めた全体除染システムの検討を実施することを計画している。また、レーザーによる金属及びコンクリートの除染・剥離について検討する。

B3 廃棄物中の有害物質除去・固定化技術の開発

一般業界で使用されている有害物質溶出防止方法及び除去・無害化の適用性検討を行う。

B4 放射能（ウラン）測定技術の開発

廃棄体測定試験場所の選定、必要な機器の検討を実施する。

B5 スラッジ類からのウラン除去技術の開発

スラッジ類からのウラン回収の試験を実施する。

(6) 平成 27～30 年度までの中間評価

1) 研究開発の進捗状況

平成 28 年度 12 月に環境中のウランの挙動理解（環境研究）とウラン廃棄物の処理に係る技術開発（廃棄物工学研究）を含むウランと環境研究プラットフォーム構想を公表し、平成 29 年度から準備を開始した。廃棄物工学研究については、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の技術開発を開始した。

2) 情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しについて

計画作成に関しては、適宜外部評価を受けて見直しや妥当性確認を行っている。

3) 効果・効用（アウトカム）

日本原子力学会 2018 年秋の大会（3 件）及び ICAPP 2018（The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants）にて計画概要及び実施状況を報告し、ウラン廃棄物工学研究の認知に努めた。国内の原子力施設の廃止措置が進めば、多量の放射性金属廃棄物が発生する。これらをクリアランスできれば、放射性廃棄物量の低減や資源の有効利用が可能となり、大きな経済的効果も期待できる。

（人形峠環境技術センター 環境研究課 佐藤 和彦、処理技術開発課 野村 光生、中山 卓也、
技術管理課 横山 薫、田中 祥雄）

参考文献

- [1] 照射試験炉センター,「JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー」, JAEA-Review2017-016, (2017) ,170p.
- [2] 岡田祐次, 馬籠博克, 埜博, 近江正男, 他,「軽水炉照射環境下における IASCC 研究のための水環境調整設備の整備,1」, JAEA-Technology 2013-019, (2013) , 236p.
- [3] 馬籠博克, 岡田祐次, 埜博, 作田善幸, 他,「軽水炉照射環境下における IASCC 研究のための水環境調整設備の整備,2」, JAEA-Technology 2014-023, (2014) .
- [4] 馬籠博克, 岡田祐次, 富田健司, 飯田一広, 他,「水環境調整設備の調整運転」, JAEA-Technology 2015-025, (2015) , 100p.
- [5] 沢 和弘, 角田淳弥, 植田祥平, 他,「高温工学試験研究炉 (HTTR) 初装荷燃料の先行高燃焼度照射試験 (共同研究)」, JAERI-Research 2002-012, (2002) , 39p.
- [6] 中村武彦, 西山裕孝, 知見康弘, 他,「New JMTR Irradiation Test Plan on Fuels and Materials」, Proceedings of 16th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC-16) , (CD-ROM), (2008) .
- [7] 照射試験炉センター,「照射試験炉センターの活動報告:2008 年度」, JAEA-Review 2009-025, (2009), 37p.
- [8] 日本原子力研究開発機構,「施設中長期計画」, 平成 29 年 4 月,
https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/facilities_plan/
- [9] 原子力規制委員会ホームページ,「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律案」の閣議決定, 平成 29 年 2 月 7 日, http://www.nsr.go.jp/law_kijyun/news/170206_01.html
- [10] 官報 号外第 279 号, 平成 29 年 12 月 22 日,
<https://kanpou.npb.go.jp/old/20171222/20171222g00279/20171222g002790065f.html>
- [11] 横山薫, 杉杖典岳, 室井正行, 鈴木康夫, γ 線計測による放射性廃棄物収納容器中のウラン 238 の定量の検証, RADIOISOTOPES, 62, pp.1-17 (2013) .
- [12] 横山薫, 秦はるひ, 長沼政喜, 小原義之, 石森有, 放射性廃棄物中のウラン 238 量のコンプトン散乱を用いた定量手法の検証, RADIOISOTOPES, 64, pp.687-696 (2015) .

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	ジュール毎平方メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
表面電荷密度	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
フオット	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

