



JAEA-Review

2019-020

DOI:10.11484/jaea-review-2019-020

平成 29 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 2017
on Activities of Decommissioning and Radioactive Waste Management

核燃料・バックエンド研究開発部門

Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development

JAEA-Review

March 2020

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

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

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2020

平成 29 年度 バックエンド対策研究開発課題に関する業務実施報告書

日本原子力研究開発機構
核燃料・バックエンド研究開発部門

(2019 年 10 月 3 日 受理)

本報告書は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）のバックエンド研究開発部門、原子力科学研究部門原子力科学研究所、大洗研究開発センターが実施した平成 29 年度（2017 年 4 月 1 日～2018 年 3 月 31 日）のバックエンド対策研究開発課題に係る活動をまとめたものである。

原子力施設の廃止措置や廃棄物処理について、各施設の年度計画に従い実施している。核燃料サイクル工学研究所の東海再処理施設では、ガラス固化技術開発施設において高レベル放射性廃液の貯蔵に係るリスク低減として 34 本のガラス固化処理を実施した。原子力科学研究所のホットラボ、再処理特別研究棟、液体処理場、軽水臨界実験装置（TCA）、核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム燃料第二開発室、大洗研究開発センターの重水臨界実験装置（DCA）、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、製錬転換施設、ウラン濃縮原型プラントでは、廃止措置及び準備等を継続した。原子力科学研究所の JRR-4 及び過渡臨界実験装置（TRACY）は、平成 29 年 6 月に廃止措置計画の認可を取得した。

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

廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発については、新型転換炉原型炉ふげんにおいて、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、ウラン廃棄物のクリアランス測定技術の開発を進めた。

**Annual Report for FY 2017 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, 2017 to March 31, 2018.

Decommissioning activities and radioactive waste treatment activities were carried out according to the annual plan. To reduce a risk of storage of high-level radioactive liquid waste, produced 34 vitrified wastes at Tokai Vitrification Facility of Tokai Reprocessing Plant (TRP) of Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories (NCL). JRR-4 and Transient Experiment Critical Facility (TRACY) of Nuclear Science Research Institute (NSRI), each decommissioning plan was approved by Nuclear Regulation Authority (NRA) in June 2017.

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

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

Keywords: Decommissioning, Radioactive Waste, Waste Management

目 次

1. 使用済燃料の再処理に関する技術開発	1
1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発	1
1.2 東海再処理施設の廃止措置	9
1.3 ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液のガラス固化処理 ..	16
1.4 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の整備状況	23
1.5 高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに係る技術開発	33
2. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発	48
2.1 廃止措置エンジニアリングシステム	48
2.2 核燃料サイクル工学研究所における廃止措置	55
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	63
2.4 原子力科学研究所における廃止措置	76
2.5 大洗研究開発センターにおける廃止措置	82
2.6 人形峠環境技術センターにおける廃止措置	99
3. 放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発	110
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	110
3.2 固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設	115
3.3 廃棄体製作に向けた取り組み	119
3.4 有害物を含む廃棄物の処理	127
3.5 ウラン廃棄物のクリアランス測定技術	134
3.6 環境研究及びウラン廃棄物工学研究	140
参考文献	153

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	9
1.3 Tokai Vitrification Facility	16
1.4 Low-level Radioactive Waste Treatment Facility	23
1.5 Remote Operating System of Mid-level Radioactive Waste Packages	33
2. Implementation and Technological Development of Decommissioning of Nuclear Facilities	48
2.1 Decommissioning Engineering System	48
2.2 Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories	55
2.3 Fugen Decommissioning Engineering Center	63
2.4 Nuclear Science Research Institute	76
2.5 Oarai Research and Development Center	82
2.6 Ningyo-toge Environmental Engineering Center	99
3. Implementation and Technological Development of Radioactive Waste Processing and Disposal	110
3.1 Nuclear Science Research Institute	110
3.2 Oarai Waste Reduction Treatment Facility	115
3.3 Study on Waste Packages Manufacturing	119
3.4 Study on Hazardous Substances Contained in Radioactive Waste	127
3.5 Study on Measurement of Uranium-Contaminated Waste as Clearance Level Verification	134
3.6 Environmental Research and Uranium Waste Engineering Research	140
References	153

著者リスト

- 1.1 小高 亮 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
ガラス固化技術開発部 ガラス固化技術課 課長
- 小林 秀和 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
ガラス固化技術開発部 ガラス固化技術課 主査
- 1.2 田口 克也 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
技術部 廃止措置技術課 課長
- 1.3 守川 洋 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
ガラス固化技術開発部 ガラス固化処理課 課長
- 宮内 厚志 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
ガラス固化技術開発部 ガラス固化処理課 主査
- 1.4 高野 雅人 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター 環境保全部
処理第2課 主査
- 1.5 菅谷 篤志 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
環境保全部 環境管理課 マネージャー
- 根本 英典 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
環境保全部 環境管理課 技術副主幹
- 堀口 賢一 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
環境保全部 環境管理課 主査
- 2.1 目黒 義弘 廃止措置技術開発室 室長
- 2.2 木村 泰久 核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料技術開発センター
環境プラント技術部 廃止措置技術開発課 主査
- 吉田 将冬 核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料技術開発センター
環境プラント技術部 廃止措置技術開発課
- 原口 正博 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 技術主幹
- 小泉 健治 核燃料サイクル工学研究所 環境技術開発センター
福島技術開発試験部 研究開発第2課長
- 曾根 智之 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 廃止措置技術課 課長
- 青柳 義孝 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 廃止措置技術課 マネージャー
- 須黒 寿康 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 廃止措置技術課 技術副主幹
- 2.3.1 打它 正人 原子炉廃止措置研究開発センター 計画管理課 課長
- 忽那 秀樹 原子炉廃止措置研究開発センター 計画管理課 マネージャー

	毛利 直人	原子炉廃止措置研究開発センター	計画管理課	技術副主幹	
	北山 尚樹	原子炉廃止措置研究開発センター	技術開発部	開発実証課	課長
	手塚 将志	原子炉廃止措置研究開発センター	技術開発部 開発実証課	マネージャー	
	石山 正弘	原子炉廃止措置研究開発センター	技術開発部 開発実証課	技術副主幹	
2.3.2	水井 宏之	原子炉廃止措置研究開発センター	技術開発部	技術開発課	課長
	中村 保之	原子炉廃止措置研究開発センター	技術開発部 技術開発課	技術副主幹	
2.4	信田 重夫	原子力科学研究所	バックエンド技術部	廃止措置課	課長
2.5	工藤 健治	大洗研究開発センター	環境保全部	環境技術課	課長
	高津戸 裕司	大洗研究開発センター	環境保全部	環境技術課	
	佐藤 瑞季	大洗研究開発センター	環境保全部	環境技術課	
	廣川 勝則	検査開発株式会社			
	土谷 邦彦	大洗研究開発センター	材料試験炉部	次長 兼 廃止措置準備室 室長	
	井手 広史	大洗研究開発センター	材料試験炉部	技術課	技術副主幹 兼 廃止措置準備室
	花川 裕規	大洗研究開発センター	材料試験炉部	原子炉課	技術副主幹 兼 廃止措置準備室
	武内 伴照	大洗研究開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	研究副主幹
	永田 寛	大洗研究開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	主査
	大塚 薫	大洗研究開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	
	大森 崇純	大洗研究開発センター	材料試験炉部	廃止措置準備室	
2.6	垣屋 秀好	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	課長
	美田 豊	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	技術副主幹	
	松本 孝志	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	技術副主幹	
	川本 勉	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	課長
	武田 伸二	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	主査
3.1	伊勢田 浩克	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	課長

3.2	福井 康太	大洗研究開発センター	環境保全部	減容処理施設整備室	室長
	今井 智紀	大洗研究開発センター	環境保全部	減容処理施設整備室	技術副主幹
	坂内 仁	大洗研究開発センター	環境保全部	減容処理施設整備室	
	菊池 優輝	大洗研究開発センター	環境保全部	減容処理施設整備室	
3.3	佐々木 紀樹	埋設事業センター	埋設技術開発室		室長
	齋藤 龍郎	埋設事業センター	埋設技術開発室		技術副主幹
	満田 幹之	埋設事業センター	埋設技術開発室		主査
	村上 昌史	埋設事業センター	埋設技術開発室		
	乾 実紗希	埋設事業センター	埋設技術開発室		
3.4	中澤 修	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 Gr グループリーダー
	大杉 武史	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 Gr 研究副主幹
	入澤 啓太	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 Gr 研究副主幹
	佐藤 淳也	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 Gr
3.5	大橋 裕介	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	マネージャー
3.6	八木 直人	人形峠環境技術センター	環境研究課		課長
	佐藤 和彦	人形峠環境技術センター	環境研究課		技術主幹
	田中 祥雄	人形峠環境技術センター	環境保全技術開発部	処理技術開発課	課長
	横山 薫	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	

(平成 30 年 3 月 31 日現在)

This is a blank page.

1. 使用済燃料の再処理に関する技術開発

1.1 ガラス固化技術の高度化に係る技術開発

実施部署	核燃料サイクル工学研究所
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
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研究開発として、溶融炉の安定運転に影響を及ぼす白金族元素の挙動解明に資するため、ガラス固化技術開発施設（TVF）の新型溶融炉の炉底形状及び温度分布を模擬した小型体系での試験を継続し、溶融ガラス中の白金族粒子沈降に関する評価を実施するとともに、新型溶融炉の詳細設計を進める。

1.1.1 全体工程

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」という。）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 号炉の設計・製作及び関連する技術開発の全体スケジュールを図 1.1-1 に示す。

3 号炉の基本構造については、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対策として、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。図 1.1-2 に 3 号炉の基本構造の概要を示す。

平成 29 年度は、白金族元素の挙動解明に係る技術開発として、アクリルモデル試験を実施した。本試験では、溶融炉の炉底形状（四角錐、円錐）及びストレーナ形状が炉内ガラス流動や拔出し性に及ぼす影響を確認した。また、3 号炉の基本構造に基づき詳細設計を行い、溶融炉構成部材及び周辺機器の構造図を作成するとともに、次年度の調整設計で実施する耐震解析等のインプット条件を整理した。

1.1.2 白金族挙動解明

(1) 概要

溶融炉底部（流下ノズル上部）には、レンガ小片等による流下ノズル閉塞防止機能を有するストレーナが設置されている。また、ストレーナは、白金族元素の炉内堆積及び拔出し性に影響を及ぼす重要な構造要素である。そこで、炉底の傾斜角約 45°の四角錐や円錐の炉底構造とストレーナ形状を模したアクリルモデルを用い、溶融ガラスの模擬流体（シリコンオイル）の流下時の流動を可視化する試験（アクリルモデル試験）及び同試験の条件を模擬した計算解析（CFD 解析）を実施し、ストレーナ近傍の流動状況や拔出し挙動を確認した。

(2) 方法

① アクリルモデル試験

アクリルモデル試験の概要を図 1.1-3 に示す。同試験では、アクリルモデルの炉底部及び炉底上部それぞれの熔融ガラス動粘度（下層：高粘度（熔融ガラス 950°C 相当）、上層：低粘度（同 1050°C 相当）に相当する 2 種のシリコンオイルを水平界面を形成するように充填し、実機に相当する流速で流下した。なお、流下中の流動状況を可視化するために、上層オイルは青色に着色した。実際の熔融炉では、白金族元素は炉底部に沈降・堆積していることから、本試験では、下層オイルの抜出し性や炉内への残留挙動に着目した評価を行った。具体的には、流下中の 2 層オイルの境界面の変化や、上層オイルのストレーナ中央孔やスリット部への流れ込み状況の観察とともに、流下オイルの粘性係数測定を行い、下層オイルの抜出し量を定量した。

② 評価及びパラメータ調整

a) ストレーナ形状パラメータ

ストレーナ付近の構造の断面図を図 1.1-4 に、2 号炉と 3 号炉のストレーナの概要図を図 1.1-5 に示す。アクリルモデル試験で検討対象としたストレーナ形状パラメータを図 1.1-6 に示す。2 号炉のストレーナ形状をベースに、3 号炉（円錐）形状への対応を図った形状を TVF3A とした。TVF3D～TVF3F は、ストレーナ中央孔頂部半径及び/又はストレーナ外縁部半径を緩やかにした形状である。

b) CFD 解析

下層オイルの抜出し性について、CFD 解析による評価も実施した。計算には、熔融炉の運転シミュレーションにも用いられる熔融炉解析コードシステムを用いた。下層に相当する流体領域にトレーサとして擬似的な粒子を多数配置し、流体の粘性係数を粒子濃度の関数として規定した上で、流動場と粒子軌道が連成計算される。

(3) 結果

① 流動観察結果

各炉底形状で流下したときの流動の経時変化を図 1.1-7 に示す。ともに、流動場には圧損につながる渦は観測されなかった。いずれの場合も、2 層のシリコンオイルの流動は次に示す経過をたどった。

経過1. 流下開始後、粘度の低い上層オイルが中央孔へ流れ込む（図 1.1-7②）。

経過2. ストレーナ外縁部に回り込み、スリット内に流入する（図 1.1-7③）。

経過3. 流下終盤においても、高粘性オイルの一部は炉内に残留する（図 1.1-7④）。

流下終盤に残留する下層オイルの分布は、四角錐炉底では谷部に多く、円錐炉底では側面に円環状であった。図 1.1-8 は、CFD 解析による中央孔とスリット部のある点における流速を示している。中央孔が貫通するまでは流速が一定で、中央孔貫通からスリット部貫通の間では流速が低下し、スリット部貫通後は速度の低下率が緩やかになった。この結果は、スリット部貫通前に上層オイルが中央孔を貫通すると、上層オイルが中央孔を優先的に流れ、ス

リット部の貫通が遅くなることを意味している。

② 下層オイルの抽出し性の比較評価

流下されたオイルを採取し測定した粘性係数から下層オイルの含有割合を見積り、それを積算して下層オイルの抽出し率を算出した。試験条件を模擬して解析した結果とともに図 1.1-9 に示す。図 1.1-9 (a) より、流下直後は下層オイルが抽出されるが、上層オイルが混合することで流下重量 10kg 程度までオイルの粘性係数が急激に低下した。流下中盤では、ほぼ上層オイルに相当する粘性係数となり、流下終盤には再び下層オイルが抽出された。これは、上述①の観察結果と一致する。図 1.1-9 (b) について、流下中盤では下層オイルの抽出率がプラトーとなる領域が認められた。また、試験と CFD 解析の結果はほぼ一致しており、解析手法の妥当性が確認された。

シリコンオイルの充填条件が同じで、異なる炉底・ストレーナ形状どうしを比較した CFD 解析結果を図 1.1-10 に示す。炉底・ストレーナ形状が四角錐の TVF2 よりも円錐の TVF3A, D, E, F の方が下層オイルが多く流下されやすいことが分かった。また、TVF3A, D, E, F の比較の結果、ストレーナ中央孔頂部半径及びストレーナ外縁部半径をとともに大きくした TVF3F が最も下層オイルの抽出率が高い結果が得られた。

(4) 結果の評価

① 炉底形状が白金族元素の挙動へ与える影響

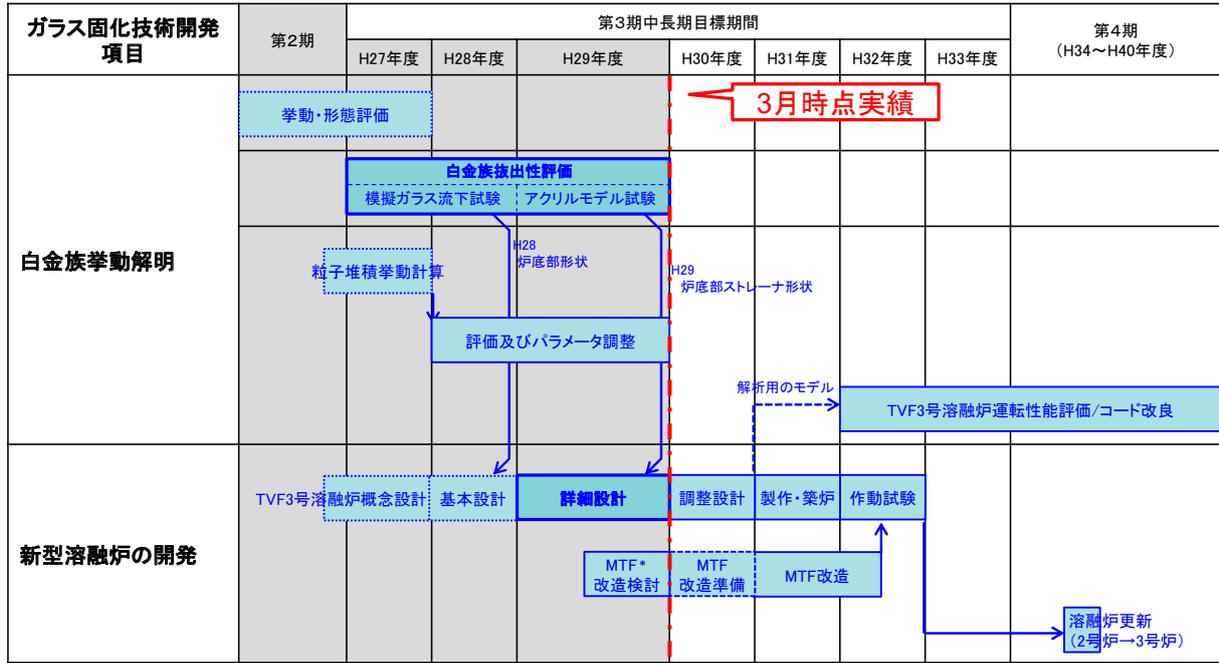
2 号炉形状と 3 号炉形状とを比較したところ、2 号炉では四角錐の谷部に、3 号炉では円環状に高粘性オイルが残留しやすい傾向が確認された。これは、2 号炉では局所的に流速の低い谷部に白金族元素が蓄積しやすいことを示唆する。一方、3 号炉では、炉底の各部位の流速が平均的であり、2 号炉の谷部のように滞留しやすい部位がないため、白金族元素の炉底への局所的な残留を抑制できると考えられる。

② ストレーナ形状の比較

3 号炉用に設定した 4 ケースのストレーナ形状について評価した結果、ストレーナ中央孔頂部半径及びストレーナ外縁部半径を現状より大きくすることで流下性の向上が期待できる結果が得られた。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度の試験で得られた基礎データは、詳細設計でのストレーナ構造図検討のインプットデータとして反映した。なお、平成 30 年度の調整設計において確認すべき事項等が生じた場合は、必要に応じて追加の試験評価を実施する。



* MTF: モックアップ試験棟(作動確認を行う既存のコールド施設)

図 1.1-1 ガラス固化高度化技術開発に係る全体スケジュール

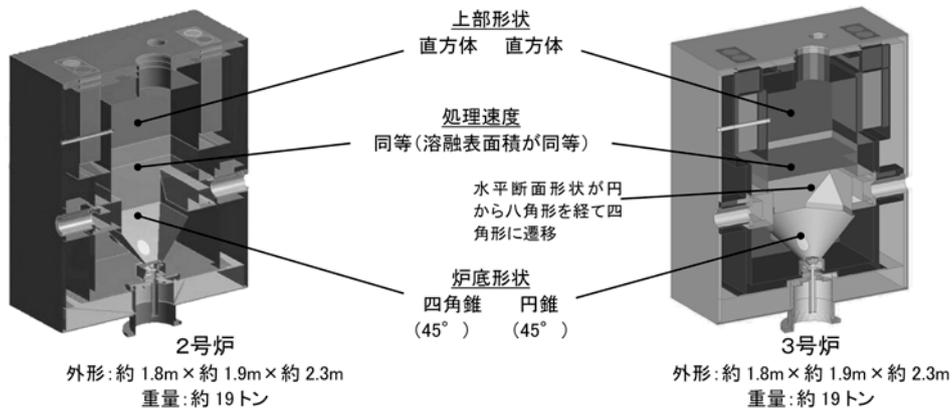


図 1.1-2 3号炉の基本構造の概要(2号炉との比較)

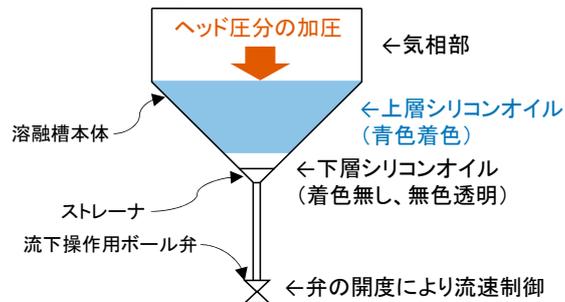


図 1.1-3 アクリルモデル試験の概要

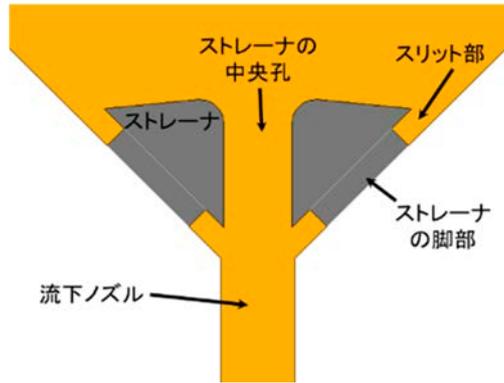
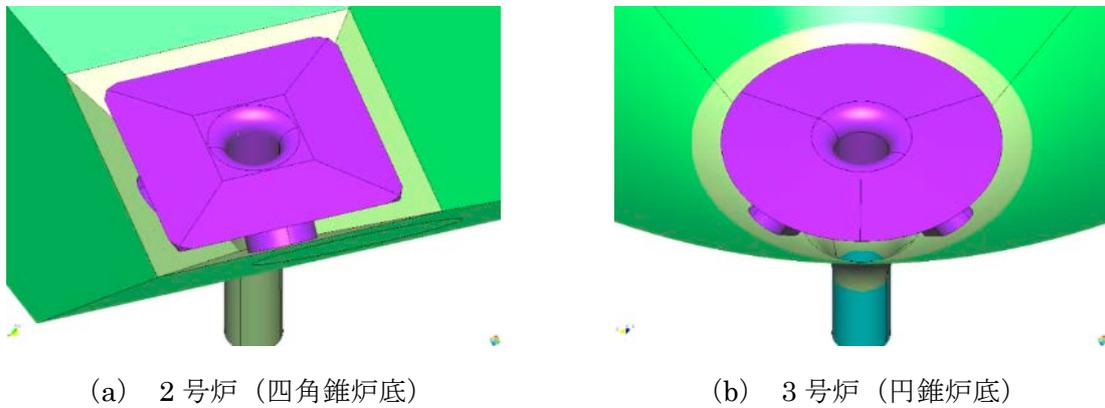


図 1.1-4 ストレーナ付近の構造の断面図 (2号炉)



(a) 2号炉 (四角錐炉底)

(b) 3号炉 (円錐炉底)

図 1.1-5 2号炉と3号炉のストレーナの概要図

Case	TVF2	TVF3A	TVF3D	TVF3E	TVF3F
ストレーナ形状					

図 1.1-6 ストレーナ形状パラメータ

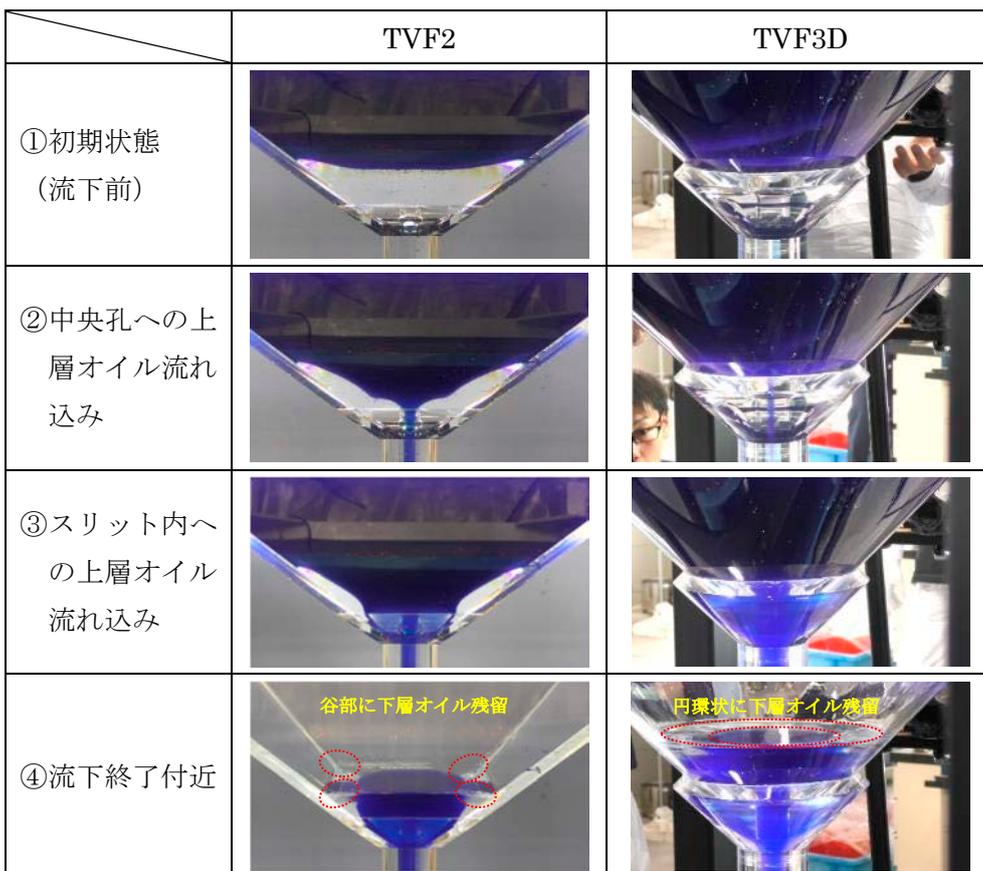
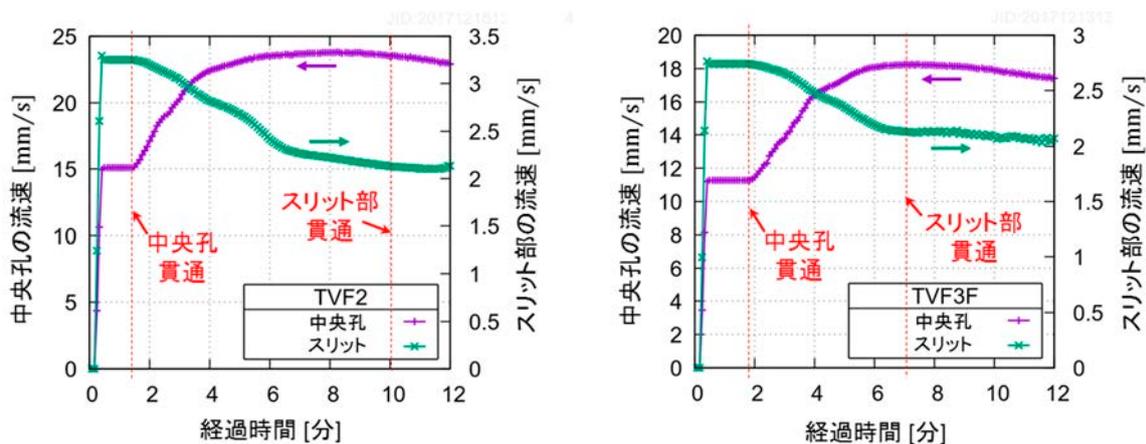


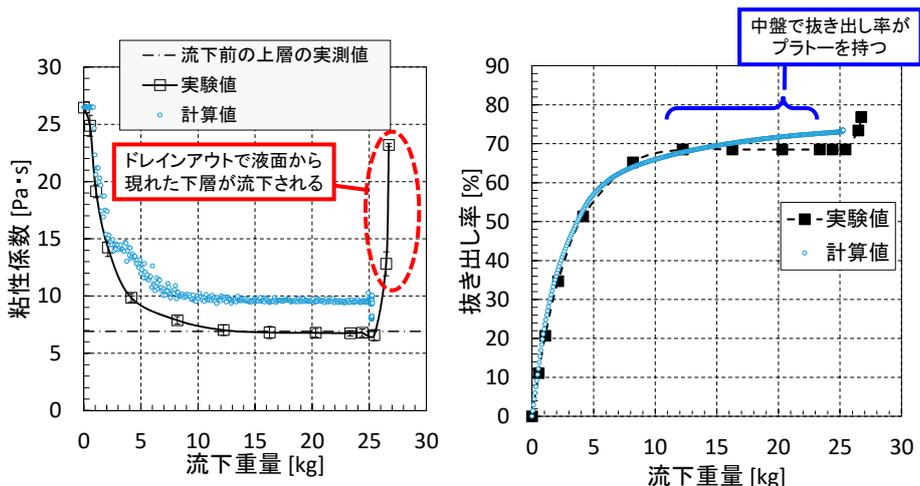
図 1.1-7 流下時外観の経時変化 (TVF2 と TVF3D の比較)



(a) 2号炉 (四角錐炉底)

(b) 3号炉 (円錐炉底)

図 1.1-8 スリット部における流速の時間推移 (CFD 解析結果)



(a) サンプリングオイルの粘性係数 (b) 下層オイルの抜き出し率

図 1.1-9 下層オイルの抜き出し率 (試験値及び計算値) (TVF2)

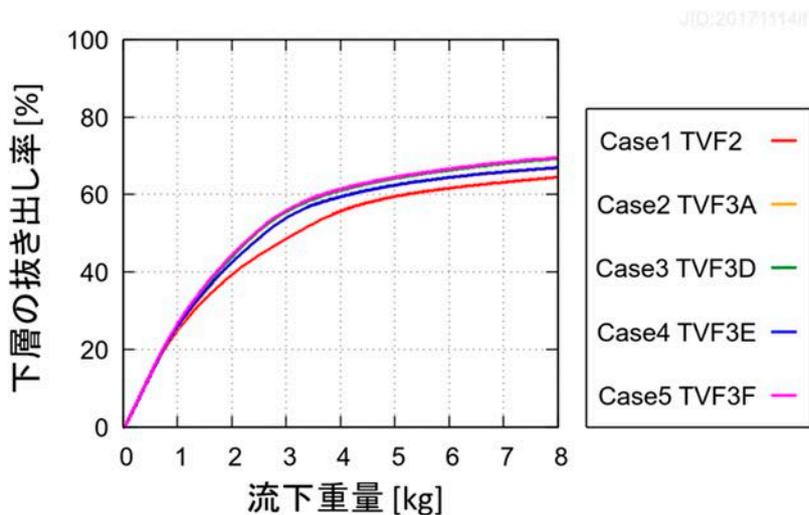


図 1.1-10 各形状での下層オイルの抜き出し率 (CFD 解析結果)

1.1.3 新型溶融炉の開発

(1) 概要

平成 28 年度の基本設計において、円錐炉底形状の 3 号炉の基本構造図を作成するとともに、熱流動解析等により構造及び運転の成立性等を確認した。

平成 29 年度は、平成 28 年度基本設計で決定した基本構造に対して詳細設計を実施し、構造図を作成した。また、平成 30 年度に実施する調整設計のインプット条件を整えた。

(2) 方法

次年度の調整設計及び主要部材の調達に反映するため、平成 29 年度の詳細設計では以下を

実施した。

- ① 3号炉及び周辺機器の設計
- ② 主要部材の調達準備
- ③ 許認可用の強度評価・安全評価のインプット条件の設定
- ④ 新規制基準に対する2号炉の適応性評価（3号炉評価の事前準備）

(3) 結果

詳細設計は計画どおりに進捗し、以下のアウトプットを得た。

① 3号炉及び周辺機器の設計

昨年度の基本設計の結果を受けて、熔融炉及び周辺機器の詳細設計を実施し、それぞれ構造図を作成した。なお、ストレナ構造については、アクリルモデル試験結果を反映した。

② 主要部材の調達準備

本詳細設計により作成した構造図から、主要部材の寸法、数量を確認し、材料表を作成した。

③ 許認可用の強度評価・安全評価のインプット条件の設定

次年度の調整設計での強度評価や安全評価に資するため、3号炉で新規に採用することとなった、熔融炉の構成部材（断熱膨張吸収材）について、評価に必要な物性値を取得した。

④ 新規制基準に対する2号炉の適応性評価（3号炉評価の事前準備）

平成30年度の調整設計での耐震評価に先立ち、2号炉周りの耐震裕度が比較的低い配管を対象に、新規制基準に対応した床応答スペクトルを用いた予備的評価を行った。

(4) 結果の評価

平成29年度の詳細設計により、3号炉の構成部材及び周辺機器の構造図、ならびに許認可に向けた耐震解析等のインプット条件が整理され、計画通り、次年度の調整設計に移行できる。

(5) 次年度以降の計画

許認可申請後、認可を得てから3号炉の製作を開始するため、許認可に要する期間は、3号炉の製作・作動試験のスケジュールへ直接影響を与える。よって、円滑な許認可手続きを実現すべく、次年度中に必要事項の洗い出しを実施し、準備を完了しておく必要がある。

1.2 東海再処理施設の廃止措置

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

(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 年度は昨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。

(2) 方法

(a) 許認可資料の作成

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、廃止措置計画に記載すべき事項が増加した。これらを踏まえ、平成 29 年度は昨年度作成した廃止措置計画案の見直しを行った。見直し後の廃止措置計画の記載項目を表 1.2-1 に示す。

また、廃止措置計画申請に先立ち、廃止措置計画案への助言及び提言を得ることを目的に国内外の有識者からなる技術検討会議を設置した。更に、原子力規制委員会の東海再処理施設等安全監視チーム（以下、「監視チーム」という。）の会合及び面談において、廃止措置計画の概要、コメントへの対応等について説明を行った。

(b) 工程洗浄運転におけるデータ採取計画策定

工程洗浄の方法についてケーススタディを実施し、工程洗浄によるリスクを最小限に抑えつつ、早期に核燃料物質を集約等の観点で有力なケースを選定する。

(c) 技術開発項目の検討

これまでに収集した国内外情報を参考とし、廃止措置の各段階（解体準備期間、機器解体期間、管理区域解除期間）で必要となる技術について整理する。

(d) 国内外情報の収集

東海再処理施設については平成 28 年 11 月に 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）」への参加が了承されたことから、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った。

(3) 結果

(a) 許認可資料の作成

廃止措置計画の概要は以下のとおりであり、管理区域を有する約 30 施設の廃止措置（管理区域解除）が全て完了するためには、約 70 年の期間が必要となる見通しである。当面の施設の利活用の概要を図 1.2-1 に、廃止措置の段階的な進め方を図 1.2-2 に、廃止措置工程を図 1.2-3 に示す。

- ・ 当面は、リスクを速やかに低減させるため、①高放射性廃液を貯蔵している高放射性廃液貯蔵場（HAW）の安全確保、②高放射性廃液のガラス固化技術開発施設（TVF）におけるガラス固化、③高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）の貯蔵状態の改善及び④低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）における低放射性廃液のセメント固化を最優先で進める。
- ・ 先行して廃止措置に着手する施設（①分離精製工場（MP）、②ウラン脱硝施設（DN）、③

プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）及び④クリプトン回収技術開発施設（Kr）については、工程洗浄、系統除染等の実施により分散している核燃料物質を集約しリスク低減を図る。これらの施設に貯蔵している使用済燃料及び核燃料物質については、当面の貯蔵の安全を確保するとともに、搬出先が確保できたものから随時施設外に搬出する。

- ・他の施設は、廃棄物の処理フロー等を考慮し、原則として高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）、高放射性廃液貯蔵場（HAW）、ガラス固化技術開発施設（TVF）等の高線量系の施設から段階的に廃止に移行し、順次低線量系の低レベル放射性廃棄物を取り扱う施設の廃止を進め、全施設の管理区域解除を目指す。
- ・低レベル放射性廃棄物については、必要な処理を行い、貯蔵の安全を確保するとともに、廃棄体化施設を整備し廃棄体化を進め、処分場の操業開始後随時搬出する。

作成した廃止措置計画案について助言及び提言を得るため技術検討会議（国内委員会議及び海外委員会議）を開催し、会議における助言及び提言は、検討の上、廃止措置計画案に適宜反映した。

また、廃止措置計画案について、監視チームの会合等において説明を行い、平成 29 年 6 月に廃止措置計画の認可申請を行った。申請後に示された廃止措置計画認可申請書に対するコメントについても、監視チームの会合等において説明を行っており、今後、補正を行う予定である。

(b) 工程洗浄運転におけるデータ採取計画策定

工程洗浄の方法についてケーススタディを実施し、工程洗浄によるリスクを最小限に抑えつつ、早期に核燃料物質を集約等の観点で有力なケースを選定し、現在、当該方法で必要となる安全対策等について検討中である。決定した工程洗浄の方法については廃止措置計画の変更申請を行う予定である。

(c) 技術開発項目の検討

これまでに収集した国内外情報を参考とし、廃止措置の各段階（解体準備期間、機器解体期間、管理区域解除期間）で必要となる技術について整理した。

(d) 国内外情報の収集

昨年度に引き続き、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 29 年 10 月にフランスのシェルブール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概要等について報告するとともに、フランスの UP1 及び UP2-400 等の廃止措置に係る情報を得ている。これまで収集した情報については今後必要な技術開発項目の検討において参考としており、技術開発に関する方針として廃止措置計画認可申請書に反映している。

(4) 結果の評価

平成 29 年 6 月に廃止措置計画の認可申請を行っており、平成 29 年度上期に廃止措置計画の

認可申請を行うとの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、工程洗浄運転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。

表 1.2-1 廃止措置計画の記載項目

【本文】	【添付書類】
一. 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名	一 <u>既に回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出していることを明らかにする資料</u>
二. 廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地	二 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
三. 廃止措置対象施設及びその敷地	三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書
四. 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法	四 <u>廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書</u>
五. <u>廃止措置期間中に性能を維持すべき再処理施設</u>	五 使用済燃料又は核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書
六. <u>性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能、その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号）第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容</u>	六 <u>性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書</u>
七. 使用済燃料、核燃料物質及び使用済燃料から分離された物の管理及び譲渡の方法	七 廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書
八. 使用済燃料又は核燃料物質による汚染の除去	八 廃止措置の実施体制に関する説明書
九. 使用済燃料、核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄	九 品質保証計画に関する説明書
十. 廃止措置の工程	十 <u>回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書</u>
十一. <u>施設定期検査を受けるべき時期</u>	十一 <u>特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書</u>
十二. <u>回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期</u>	
十三. <u>特定廃液の固型化その他の処理を行う方法及び時期</u>	
	下線は規則改正により追加、大きく変わった項目

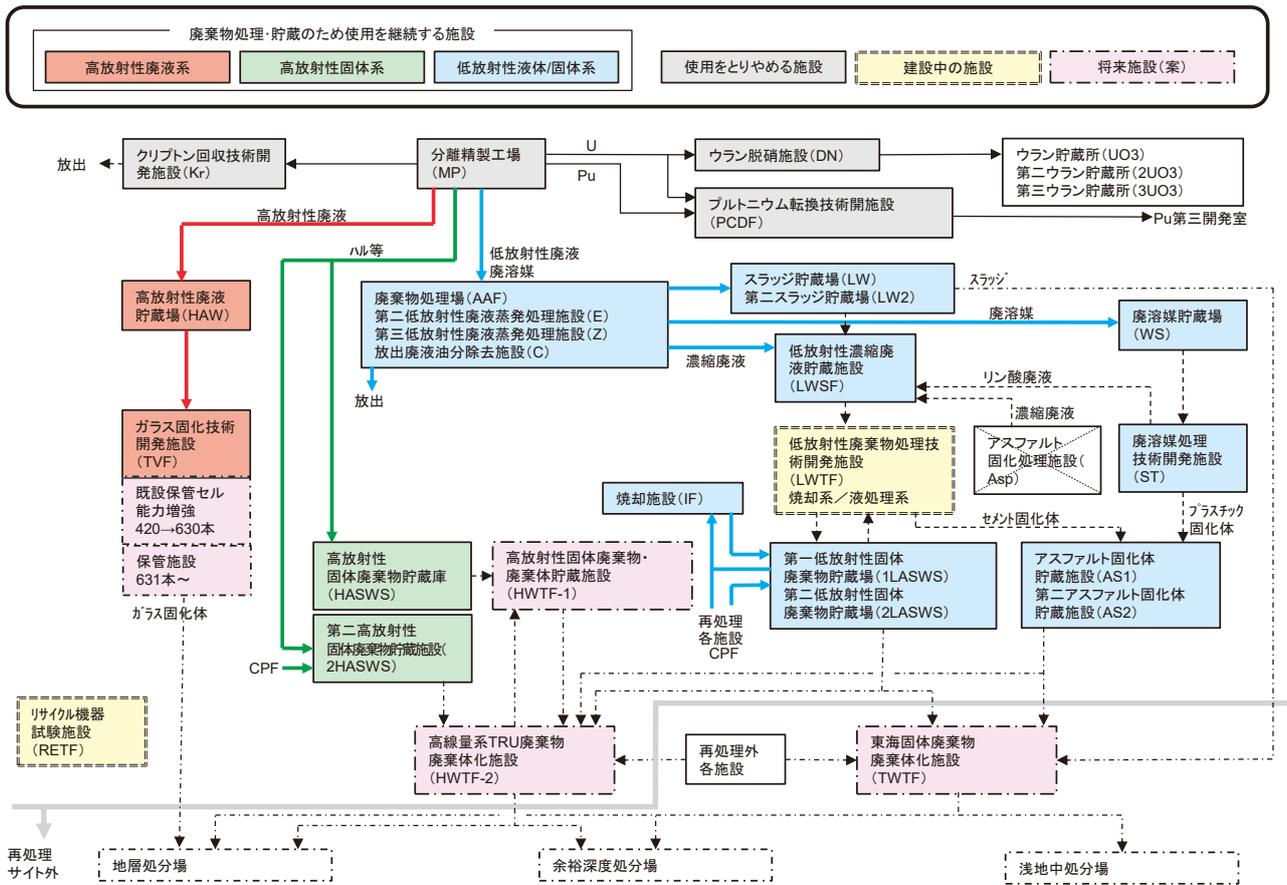


図 1.2-1 当面の施設の利活用の概要

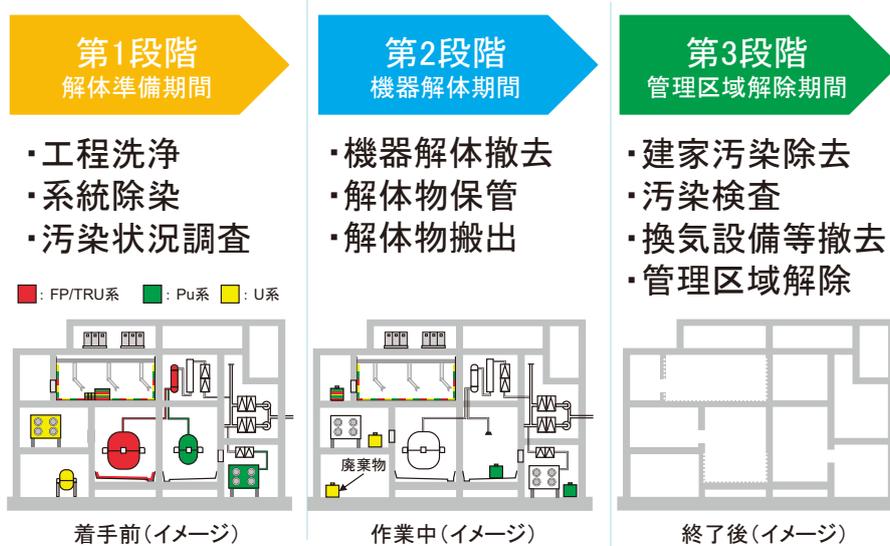


図 1.2-2 廃止措置の段階的な進め方

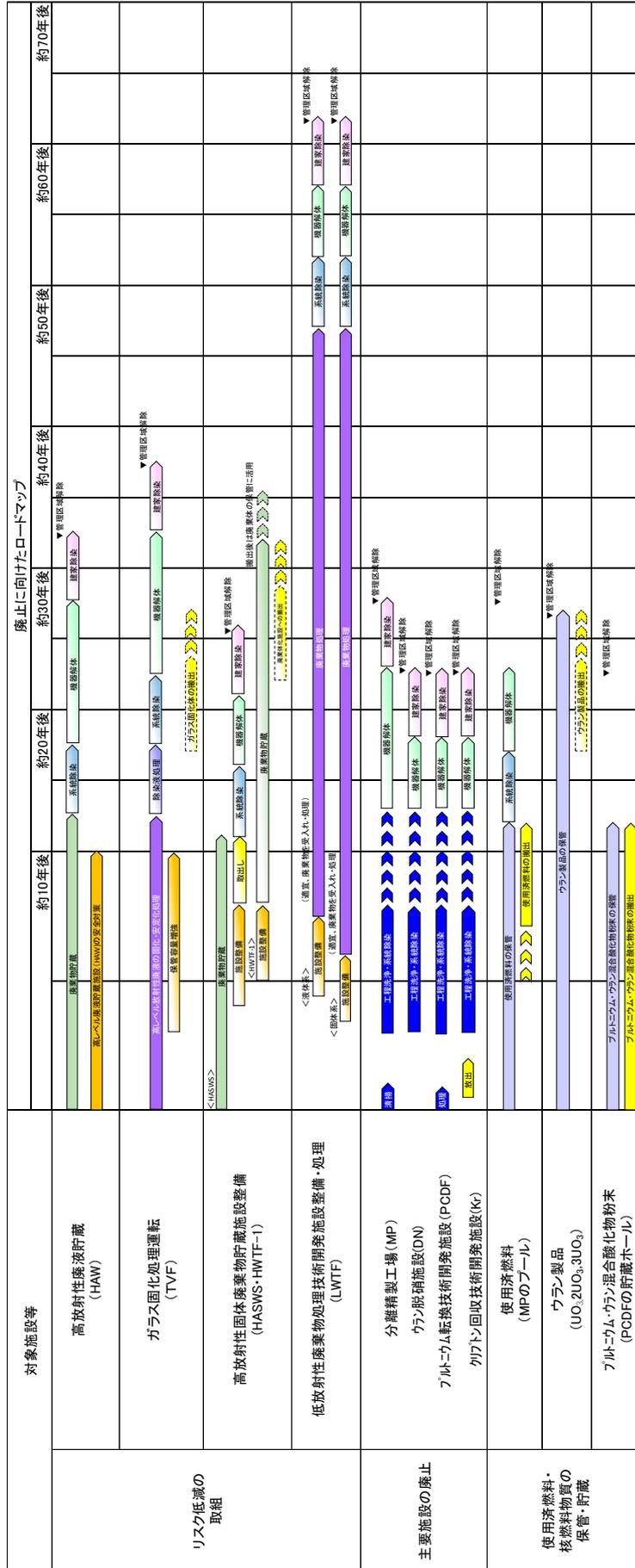
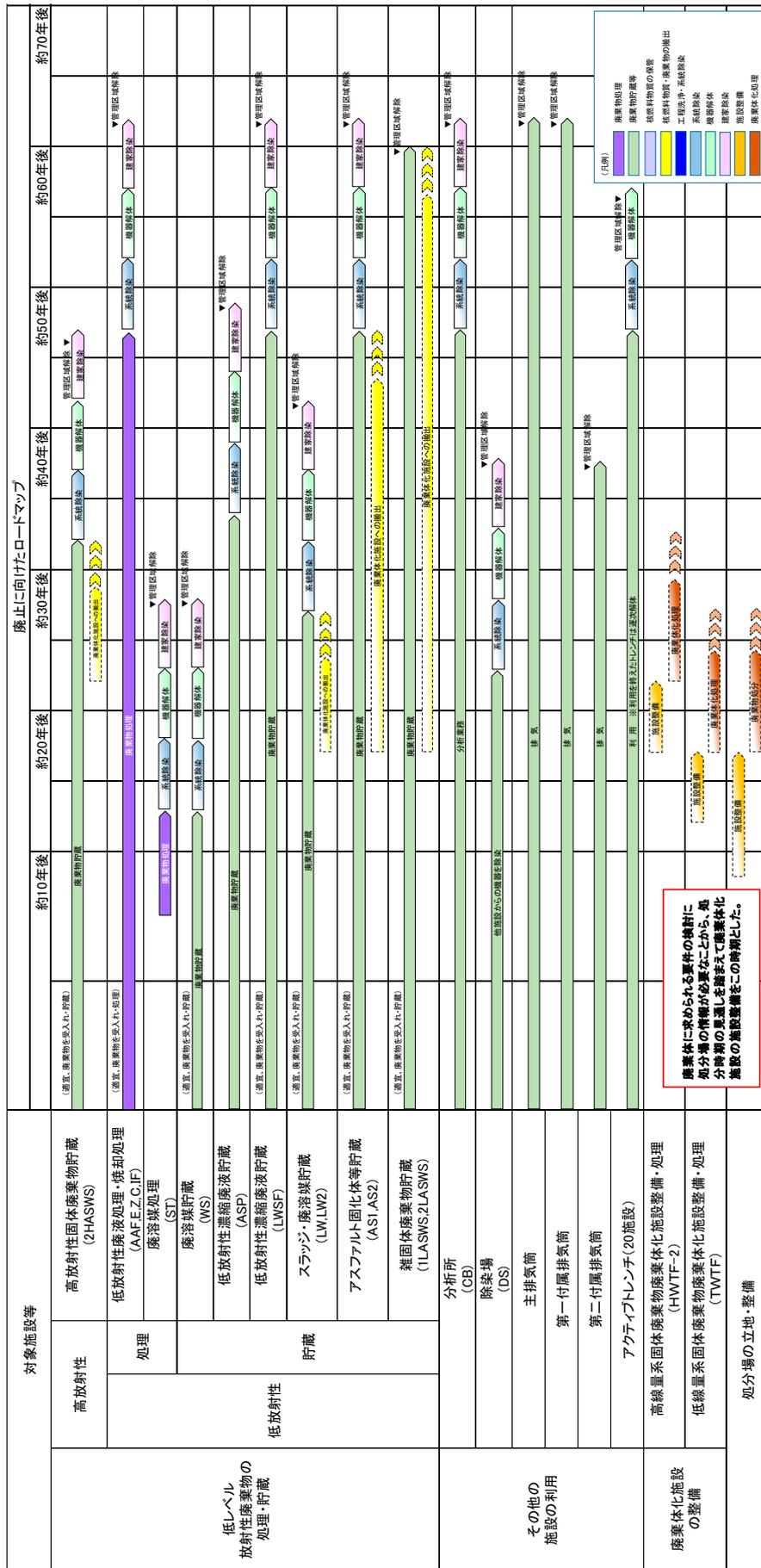


図 1.2-3 廃止措置工程 (1/2)



本資料は進捗等に応じて適宜見直す

図 1.2-3 廃止措置工程 (2/2)

1.3 ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液のガラス固化処理

実施部署	核燃料サイクル工学研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
<p>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、確実に完遂する。これらの取組によって、再処理施設等の廃止措置技術体系確立に貢献する。</p> <p>これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。</p> <p>【各論】</p> <p>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。</p>	<p>ガラス固化技術開発施設（TVF）において、高レベル放射性廃液のガラス固化処理を進め、高レベル放射性廃液の中長期目標期間当初保有量に対し約 1 割を処理する。また、ガラス固化体保管能力増強に係る設計検討を進める。</p>	

(1) 概要

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

その後、HALW のガラス固化処理に約 21 年の期間を要する見通しであること、約 18 年に期間を短縮する目標であることを提示し、原子力規制庁によるヒアリングや実態把握のための現地調査を経て、ガラス固化技術開発施設（以下「TVF」という。）における HALW のガラス固化処理について、リスク低減のため新規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、TRP は、平成 26 年 9 月に廃止に向かうことを表明したものの、2 年近くが経過しても廃止に向けた計画を具体化して示せていなかったことから、原子力規制委員会は、『国立研究開発法人日本原子力研究開発機構東海再処理施設の廃止に向けた計画等の検討について（指示）』を発出し、『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 23 年 3 月 11 日以降の経緯を図 1.3-1 に示す。

平成 29 年度の HALW 処理量は、ガラス固化処理運転が運転管理上の指標に達したことから、当初の年度計画で設定した処理量（中長期目標期間当初の HALW 保有量に対して約 1 割）に至らなかった。

また、供用中の TVF 開発棟のガラス固化体保管能力は 420 本（1 保管ピットあたり 6 段積み）であるが、既に 306 本を保管していることから、保管能力を 630 本（1 保管ピットあたり 9 段積み）に増強するべく、廃止措置計画変更申請に向けた設計として、ガラス固化体保管能力の増強に係る安全上の確認項目「耐震、遮へい、冷却（崩壊熱除去）」について安全評価を実施した。

(2) 方法

① HALW のガラス固化処理

12.5 年計画（図 1.3-2）に基づき、平成 29 年度は、合計約 60 本のガラス固化体製造を計画する。

② ガラス固化体保管能力の増強

12.5 年計画（図 1.3-2）に基づき、平成 29 年度は、廃止措置計画変更申請に向けた設計として、ガラス固化体の保管能力増強に係る安全上の確認項目「耐震、遮へい、冷却（崩壊熱除去）」について安全評価を実施する。

「遮へい」、「冷却（崩壊熱除去）」に係る評価の前提条件となるガラス固化体仕様（以下、「基準固化体」という。）は、高放射性廃液貯蔵場で貯蔵している HALW の組成等に基づき、

安全側の仕様に設定する。

(3) 結果

① HALW のガラス固化処理

平成 29 年度は、白金族元素の堆積に係る運転管理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、目標としていた約 60 本に到達する前に、34 本のガラス固化体を製造して終了した。そのため、平成 29 年度は、中長期目標期間当初の HALW 保有量に対して約 1 割の HALW を処理する年度計画の達成に至らなかった。

② ガラス固化体保管能力の増強

②-1 安全性確認「耐震」

基準地震動（Ss952gal）に基づく TVF 開発棟の床応答スペクトルを用いて、簡易評価（応答倍率法）を行った結果、ガラス固化体を収納する保管ピットの耐震性は、ガラス固化体を 9 段積みにした条件で基準地震動（Ss952gal）による地震力が作用した場合において、評価応力は許容応力を下回る見通しであることを確認した。

②-2 安全性確認「遮へい」

基準固化体を用いて、ガラス固化体の保管能力を 420 本から 630 本に増強した場合の保管セル周辺区域の線量率及び保管セルからのスカイシャイン線による線量率を評価した結果、保管セル周辺区域の線量率は、管理区域の基準となる線量率を十分下回ることを確認した。また、保管セルからのスカイシャイン線による事業所周辺の線量率は、施設設計時に評価した線量率を下回るとともに、原子力規制委員会が定める線量限度を十分下回ることを確認した。

②-3 安全性確認「冷却（崩壊熱除去）」

基準固化体を用いて、ガラス固化体保管能力を 420 本から 630 本に増強した場合の通常換気時の保管ピットの温度評価を実施した結果、保管中のガラス固化体の最高温度は、ガラスの失透防止に係る制限値（ $500\pm 15^{\circ}\text{C}$ ）を下回ること、保管セル天井コンクリートの最高温度は、「原子力用コンクリート格納容器設計指針案・同解説」に示されている通常運転時の一般部分の温度制限値（ 65°C ）を下回ることを確認した。

また、全電源喪失を想定した場合においても、対策として排気経路への断熱材施工を行うことにより、ガラス固化体の崩壊熱により生じるドラフト力によって保管ピットは自然通風換気状態となり、ガラス固化体の冷却が維持され、ガラス温度及び天井コンクリート温度は制限値を下回ることを確認した。

(4) 結果の評価

① HALW のガラス固化処理

第 23 回原子力規制委員会において、平成 27 年度から平成 29 年度までに 100 本を製造す

る予定が 59 本の製造で終わったことから、12.5 年計画への影響等について示すべきという趣旨の発言があった。

そのため、平成 28 年 11 月に報告した 12.5 年計画の検討結果をベースに、以下のステップで見直し検討を実施した。

- ・ 固化処理本数（80 本/キャンペーン製造毎の炉内整備）の検討
- ・ 固化処理計画の見直し検討
- ・ 遅延リスクの対応方策の検討

12.5 年計画を見直した結果、第 3 期中長期計画の目標期間内における HALW の処理量は、約 4 割に対し約 3 割となるが、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（図 1.3-3）。

② ガラス固化体保管能力の増強

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。

(5) 次年度以降の計画

① HALW のガラス固化処理

見直した計画に基づき、遠隔機器等整備、熔融炉整備を実施するとともに、設備・機器等の保全のために必要な予備品の確保等を継続する。

② ガラス固化体保管能力の増強

外部衝撃（地震、津波、竜巻等）に対する施設の健全性評価や平成 30 年度上期の廃止措置計画変更申請（設工認レベル）に向けた安全対策の詳細設計を実施する。

年度 年度	年数														
	1年目 H28年度	2年目 H29年度	3年目 H30年度	4年目 H31年度	5年目 H32年度	6年目 H33年度	7年目 H34年度	8年目 H35年度	9年目 H36年度	10年目 H37年度	11年目 H38年度	12年目 H39年度	13年目 H40年度	14年目 H41年度	15年目 H42年度
①ガラス固化処理 ②定期検査 点検・保守等 ③廃棄物解体・払出し ④ガラス除去 ⑤高齢年化対策 ⑥運搬機器整備 (2)施設整備 ⑦組織体制 運転体制 保守体制	9本 (16+13本) (17+16本)	4本 46本 (17+16本)	50本* ↑19-1OP ↓21-1OP	60本* ↑21-1OP ↓22-1OP	70本* ↓22-1OP	71本*	80本								
	483交代体制 移行期間 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名	483交代体制 46名 → 46名 ↓5名 → 43名 ↓4名 → 46名
(3)溶融炉 開発・設置 (4)保管施設	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置	基本設計 詳細設計 廃止措置計画変更申請 △申請 製作・発注 作動試験 MTF改造 MTF設置
	⑧設計・製作 (保管本数) ⑨保管能力増強 (TVF) ⑩新規保管施設建設	関係箇所との調整 原子力安全協定に基づく事前了解等 設計 関係箇所との調整 原子力安全協定に基づく事前了解等 設計 関係箇所との調整 原子力安全協定に基づく事前了解等 設計													

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

図 1.3-3 見直した 12.5 年計画

(平成 30 年 2 月 28 日提出の再処理施設に係る廃止措置計画認可申請書の一部補正版に実績線を記載した。)

1.4 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の整備状況

実施部署	核燃料サイクル工学研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）については、セメント固化設備及び硝酸根分解設備の施設整備を着実に進めるとともに、焼却設備の改良工事を進め、目標期間内に運転を開始する。	低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）については、施設のコールド試験やセメント混練試験を継続するとともに、焼却設備の改良やセメント固化・硝酸根分解設備の整備に向けた詳細設計を進める。	

1.4.1 全体概要

- ・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・保守要領の確認
- ・廃液中の硝酸根を分解した後に得られる炭酸塩廃液に対して、実規模セメント混練試験装置を用いて固化条件（使用するセメントの種類、水とセメントの割合、塩充填率）をパラメータとしたセメント混練試験を行い、最適な運転条件を確認
- ・焼却設備の試験運転で明らかになった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実施
- ・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
- ・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

1.4.2 コールド試験

(1) 概要

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た。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 に示す。既存設備のうち、廃棄物の処理運転で特に使用頻度の高いろ過・吸着設備とセル内遠隔機器については、平成 27、28 年度のコールド試験で優先的に操作訓練を兼ねた機器の健全性確認や操作・保守要領の確認を行った。

平成 29 年度のコールド試験では、主にろ過・吸着設備等の通水作動試験とセル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験を実施した。

(2) 方法

①ろ過・吸着設備等の通水作動試験

低放射性濃縮廃液の核種分離を行うろ過・吸着設備内のヨウ素不溶化工程、脱炭酸工程、共沈・限外ろ過工程に対して、運転操作訓練を実施した。処理廃液として純水を使用し、処理量 6m^3 となる 2Run 分 ($3\text{m}^3/\text{Run} \times 2$) の定常運転を模擬した。なお、pH 調整、ヨウ素不溶化及び鉄共沈処理で行う試薬添加（硝酸、水酸化ナトリウム、硝酸第二鉄）は、純水で代用した。また、ポンプを用いて廃液を採取するサンプリング設備、固化体容器の搬入出・固化体の線量測定等を行う検査設備、排風機・加熱器から成る槽類換気設備、蒸気・冷却水設備から成るユーティリティ設備、セル内の漏えい検知装置等に対して、それぞれ作動確認を行った。セル内の漏えい検知装置の作動確認状況を写真 1.4.2-1 に示す。

②セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験

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

セル内（ろ過セル、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、設置状況に応じたセル外への引き抜きと分割をした後、メンテナンス架台へ設置する保守操作を行った。セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験状況を写真 1.4.2-2 に示す。

(3) 結果

①ろ過・吸着設備等の通水作動試験

- ・ろ過・吸着設備については、処理量 6m^3 となる 2Run 分の純水を問題なく処理することができ、ポンプ等の機器の健全性を確認するとともに、操作要領に問題ないことを確認した。
- ・サンプリング設備については、採取用容器のサンプリングジャグに十分な量の純水を採

取できることを確認した。

- ・検査設備については、セル内クレーンやマスタースレーブマニプレータを用いて固化体容器（ドラム缶）の搬入出や線量測定等が問題なく行えることを確認した。
- ・槽類換気設備については、排風機及び加熱器が操作要領に基づいて、起動及び停止作業が問題なく行えることを確認した。
- ・ユーティリティ設備については、蒸気発生器及び冷却水供給設備が操作要領に基づいて、起動及び停止作業が問題なく行えることを確認した。
- ・セル内のドリフトレイ集液部に純水を張ることで漏えい検知装置の警報音が発報し、警報灯が点滅すること、集液部の純水を排出できること、警報灯がリセットできること、集液部の純水をセル外に設置した可搬式サンプリング装置を用いて採取できることについて問題なく行えることを確認した。

②セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験

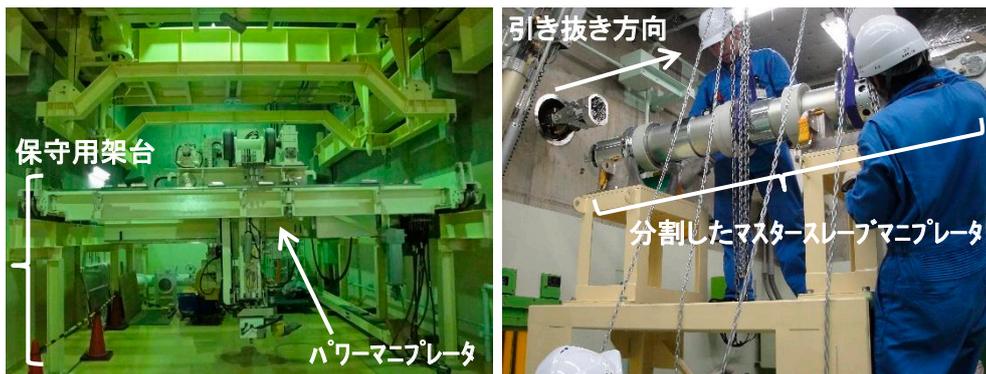
- ・セル内のパワーマニプレータについては、マスタースレーブマニプレータを用いた接続ケーブルの取り外し、ITVカメラを介しながらのセル内天井ハッチの開閉作業とクレーンを使用したパワーマニプレータの吊り上げ作業、保守室での移動したパワーマニプレータへのケーブル接続と作動確認について、操作・保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。
- ・セル内のマスタースレーブマニプレータについては、設置場所に応じて、引き抜いてメンテナンス架台に載せた後で分割する操作と、分割しながら引き抜いてメンテナンス架台に載せる操作を操作・保守要領に基づいて問題なく行えることを確認した。

(4) 結果の評価

当初計画した設備・機器の健全性に問題ないことを確認した。また、パワーマニプレータを吊り上げるクレーンの遠隔操作を効率的に行うため、複数設置してある ITV カメラからの映像を一か所に集約することで、クレーン操作者が確認し易くなるように設計や操作要領を見直すことを今後検討する。

(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、運転員の操作技術の習熟を図る。



①保守室への引上げ操作

②引き抜き・分割操作

写真 1.4.2-1 セル内の漏えい検知装置の作動確認状況



①ドリフトレイの水張り作業

②可搬式サンプリング装置

写真 1.4.2-2 セル内遠隔機器の操作・保守要領の確認試験状況

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している。平成 27、28 年度に実施した実規模セメント混練試験では、硝酸根分解設備で目標としている硝酸根分解率 90%に相当する炭酸塩模擬廃液に加えて、硝酸根分解率を 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、結晶構造解析）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 に示す。

平成 29 年度の実規模セメント混練試験では、昨年度までの硝酸根分解率 90%、100%の条件に加えて、硝酸根分解率 95%に相当する炭酸塩模擬廃液を用いて、固化条件もより詳細に設定した上で試験を実施する。また、昨年度、実規模セメント混練試験で作製した長期材齢（半年・1 年間養生）のセメント固化体に対して物性データを取得し、長期安定性について確認する。

(2) 方法

硝酸根分解率 90、95、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 XRD による結晶構造解析を実施する。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する。実規模セメント混練試験概要を図 1.4.3-1 に示す。

(3) 結果

平成 29 年度の実規模セメント混練試験については、14 試験を実施できた。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できた。セメント固化体の日数経過に伴う圧縮強度変化を図 1.4.3-2 に示す。

※管理目標値： ①一軸圧縮強度 10MPa 以上、②フロー値（流動性）200mm 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、硝酸根分解率が高くなる程、日数経過に伴う一軸圧縮強度の上昇が大きくなる傾向であることを確認できた。

(5) 次年度以降の計画

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、結晶構造解析）を取得する。



実規模セメント混練試験装置の概観

図 1.4.3-1 実規模セメント混練試験概要

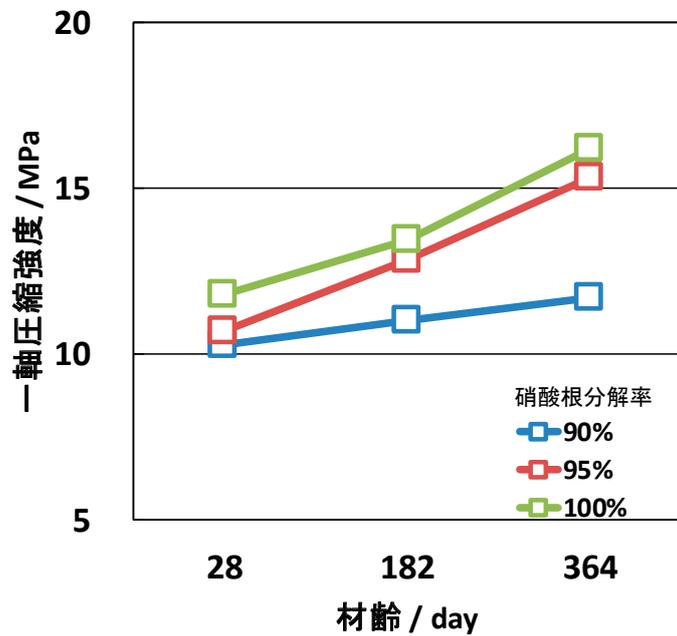


図 1.4.3-2 セメント固化体の日数経過に伴う圧縮強度変化

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を行い、平成 28 年度に設計検討を行った。

平成 29 年度は、上期に材料変更に伴う更新箇所に対して、製造方法、設置スペース、既設系統・取合い影響、工事方法について検討し（材料変更設計）、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 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。設備整備を行う硝酸根分解設備及びセメント固化設備を含めた LWTF の処理工程の概要を図 1.4.4 に示す。

平成 29 年度は、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（オフガス増強設計）、機器設計及び配置設計を実施し、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する。また、セメント固化設備の炭酸塩廃液（硝酸根分解後の廃液）をセメント固化する系統に係る設計に反映するため、炭酸塩廃液用のセメント材の空気移送試験を実施し、最適な移送条件を取得する。

(2) 設計方針

①焼却設備の改良

- ・焼却設備についての耐食性向上に向けた機器・配管の材料変更に係る検討を行う。
- ・投入機等の材料変更とその他の運転上の操作性・保守性の向上に向けた改良に係る設計を行う。
- ・メーカー撤退によってドラム式（既設）からディスク式の乾燥機へ更新した際の影響を評価し設計に反映させるため、小型試験機による試験を実施する。
- ・改造工事に係る工事計画及び費用を検討する。

②セメント固化・硝酸根分解設備の整備

- ・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を実施し、槽類換気設備の仕様を具体化することで硝酸根分解設備の基本プロセスを確定する。

- ・硝酸根分解設備の配管設計としては、配管のルートとバルブ選定等を行う。
- ・硝酸根分解設備の計装・電気設計としては、ケーブル類のルート選定と盤・ラックの配置を決定する。
- ・セメント固化設備の機器設計や配管設計に反映するために、炭酸塩廃液（硝酸根分解後の廃液）用のセメント材の空気移送試験を実施し、最適な移送条件を取得する。

(3) 結果

①焼却設備の改良

- ・焼却設備についての耐食性向上に向けた機器・配管の材料変更に係る検討を行った。
- ・投入機等の材料変更とその他の運転上の操作性・保守性の向上に向けた改良に係る設計を実施できた。
- ・ディスク式の乾燥機へ更新した際の影響を評価し設計に反映させるため、小型試験機による試験を実施できた。
- ・改造工事に係る工事計画及び費用を確定することができた。

②セメント固化・硝酸根分解設備の整備

- ・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を実施し、槽類換気設備の仕様を具体化することで硝酸根分解設備の基本プロセスを確定した。
- ・硝酸根分解設備の配管設計としては、配管のルートとバルブ選定等を実施できた。
- ・硝酸根分解設備の計装・電気設計としては、ケーブル類のルート選定と盤・ラックの配置決定を実施できた。
- ・セメント固化設備の機器設計や配管設計に反映するために、炭酸塩廃液（硝酸根分解後の廃液）用のセメント材の空気移送試験を実施し、最適な移送条件を取得できた。

(4) 結果の評価

当初計画した詳細設計を完了することができた。得られた設計成果は、次年度に実施する焼却設備の改良とセメント固化・硝酸根分解設備の整備に係る設計へ反映する。

(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。

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ついては、炭酸塩廃液（硝酸根分解後の廃液）用のセメント材の空気移送試験で得られた結果を既存の機器設計や配管設計に反映する（セメント固化・炭酸塩廃液（詳細設計））。硝酸根分解設備については、配管設計としてサポート配置、計装・電気設計としては DCS 設計、機器設計として耐圧強度評価を行う（硝酸根分解・詳細設計）。

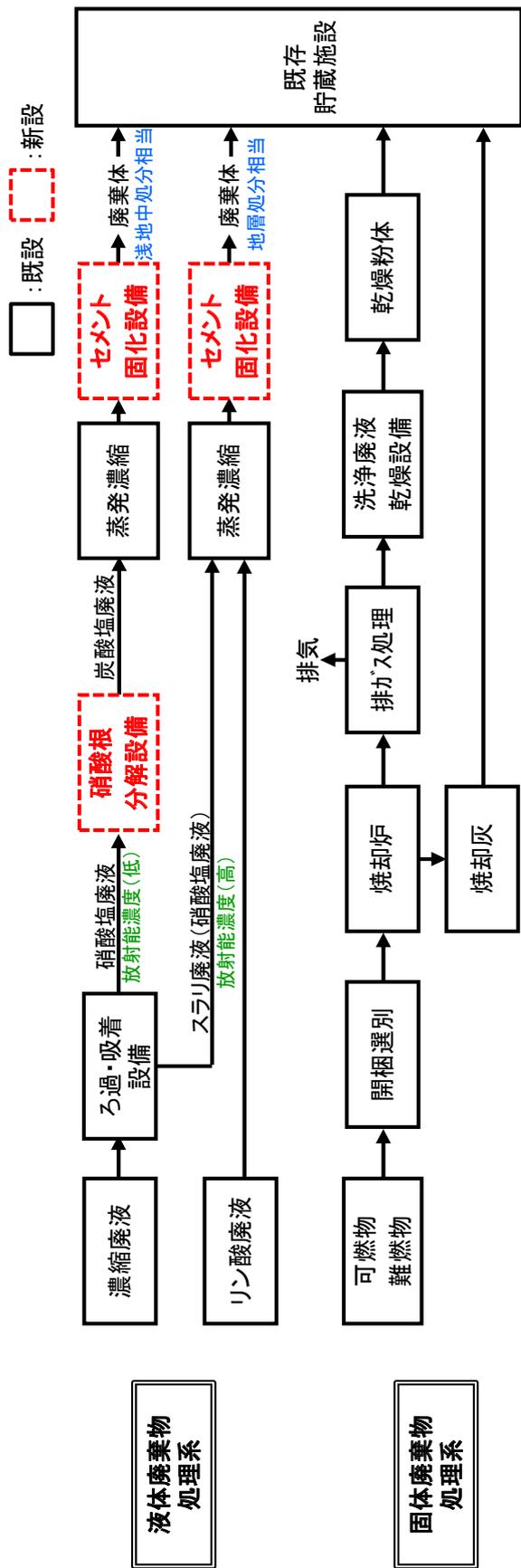


図 1.4.4 LWTF の処理工程の概要

1.5 高放射性固体廃棄物の遠隔取出しに係る技術開発

実施部署	核燃料サイクル工学研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
<p>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。</p> <p>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</p> <p>これらの実施に当たっては、部門間の連携による技術的知見の有効活用、将来の核燃料サイクル技術を支える人材の育成、施設における核燃料物質のリスク低減等に取り組む。また、技術開発成果について、目標期間半ばまでに外部専門家による中間評価を受け、今後の計画に反映させる。</p> <p>【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。</p>	<p>高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）については、廃棄物の遠隔取出し装置に係る基本設計等を実施する。</p>	

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・エンドピース等）を貯蔵しているが、取出し装置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。これらの貯蔵状態の改善を図るため、取り出し装置の開発を行うとともに、新たに取出し建家の建設を行い、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、新規に貯蔵施設（HWTF-1）の建設を行い貯蔵し管理する。廃棄物の取り出しはこれら施設設備の完了後に実施する。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を踏まえ安全確保対策を実施する。

全体工程を表 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。

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用装置は、平成 30 年度末までに概念検討、基本設計及び製作設計を実施し、平成 31 年度より順次装置製作を行う計画である。

平成 30 年度末に完成予定のモックアップ試験設備を用いて、平成 32 年度よりモックアップ試験を開始し、操作訓練及び必要に応じて装置改良へフィードバックを行う。

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に、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の集約を実施する計画である。各貯蔵庫からの廃棄物の取出し完了後に、除染を行う。

⑤ 安全確保対策

平成 29 年度末までに漏えいリスク及び火災のリスクに応じた設備の整備を完了する計画であり、以降、適宜訓練を行い対応能力の向上を図る。なお、プール水の浄化は、装置設計、製作を行い、平成 32 年度を目途に運用を開始する計画である。

以下に、上述の各項目について実施内容を記載する。

表 1.5.1 全体工程

実施項目	第2期	第3期中長期目標期間	第4期
	~H26年度	H27年~H33年度	H34年~H40年度
① 取出し装置の開発 モックアップ試験	概念検討	<p>3月時点実績</p> <p>ハル貯蔵庫及び予備貯蔵庫用装置の検討、設計、製作</p> <p>汚染機器類貯蔵庫用装置の検討、設計、製作</p> <p>適宜フィードバック</p> <p>モックアップ試験</p>	
	設計・製作	<p>据付</p> <p>整備</p>	
② 取出し建家の建設		<p>検討、設計</p> <p>許認可 (建家)</p> <p>許認可 (上家撤去・内装)</p> <p>建設</p> <p>上家撤去・内装設置</p>	
		<p>建設</p>	
③ 貯蔵施設 (HWTF-1) の建設	概念検討	<p>検討、設計</p> <p>許認可 (建家)</p> <p>許認可 (内装)</p> <p>建設</p>	
		<p>分析廃棄物移動 (汚染機器類貯蔵庫 → 予備貯蔵庫)</p>	
④ 廃棄物 取出し			<p>ハル缶・分析廃棄物 取出し</p> <p>除染</p>
⑤ 安全確保対策		<p>検討、設計、製作、配備</p>	

1.5.2 取出し装置の開発

1) ハル貯蔵庫、予備貯蔵庫用装置

(1) 概要

ハル貯蔵庫での廃棄物の取り出しは、廃棄物のワイヤを取り外し、新たに吊具を取り付け、その吊具に接続しているワイヤで吊り上げて貯蔵庫天井の開口部より取り出す方式とする。ハル貯蔵庫における取り出しには、廃棄物の姿勢調整、ワイヤの切断・取り外し、吊具の取り付け、廃棄物の吊り上げ、移送機能を有した装置が必要となる。また、予備貯蔵庫での廃棄物の取り出しは、複数の廃棄物を貯蔵庫内で回収容器に集めたのち吊り上げ、貯蔵庫天井の開口部より取り出す方式とする。予備貯蔵庫における取り出しには、廃棄物の把持、回収容器への収納及び回収容器を吊り上げ移送作業を行う装置が必要となる。

平成 29 年度は、平成 30 年度の装置製作設計に向け、これまでに検討した上記の装置概念を具体化するため、以下の設計方針のもと装置毎の構造、保守方法及び必要ユーティリティ等を検討する基本設計を実施する。

(2) 設計方針

- ・ハル貯蔵庫内の廃棄物の取出し装置は、「遠隔誘導装置」「廃棄物姿勢調整装置」及び「廃棄物吊上げ・移動装置」の 3 つの装置で構成する。装置概念を図 1.5.2-1 に示す。
- ・予備貯蔵庫内の分析廃棄物用容器の取出し装置は、「分析廃棄物用容器取出し装置」及び「廃棄物吊上げ・移動装置」の 2 つの装置で構成する。
- ・取出し装置の年間稼働日数は 200 日とし、取出し作業を日勤（7.5 時間/日）で実施することを前提として設計する。
- ・ハル貯蔵庫に貯蔵している 864 個のハル缶等廃棄物を 2 年間で取り出す計画であり、1 日当たり 3 個以上の取出しとする。
- ・予備貯蔵庫に貯蔵している 5,514 個の分析廃棄物用容器を 2 年間で取り出す計画であり、1 日当たり 20 個以上の取出しとする。
- ・作業区域の線量率が $25\mu\text{Sv/h}$ 以下となるよう装置の遮へい設計を行う。

(3) 結果

平成 30 年度に実施する装置製作設計に対するインプットデータを整理し、製作設計段階で検討すべき技術課題の抽出を平成 29 年度末までに完了した。

(4) 結果の評価

当初計画した設計検討内容を工程内で完遂した。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度に実施した基本設計を基に、平成 31 年度の装置製作が可能となるよう製作設計を行う。

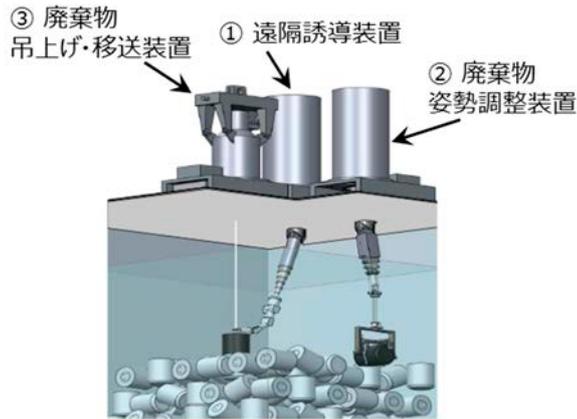


図 1.5.2-1 ハル貯蔵庫取出し装置概念図

2) 汚染機器類貯蔵庫用装置

(1) 概要

汚染機器類貯蔵庫セル天井部の開口部からの分析廃棄物の取出し、予備貯蔵庫への移送、投入を行う方法及び装置について、平成 29 年度 6 月末まで概念検討を実施し、その結果を踏まえて平成 30 年度の装置製作設計に向けた装置の機能性、保守性、安全性等を検討する基本設計を実施する。装置概念図を図 1.5.2-2 に示す。

(2) 設計方針

- ・セル天井に設置した取出し装置に内蔵のマニピュレータを開口部から挿入して廃棄物を把持し、輸送容器に収納する。
- ・マニピュレータのセル内への挿入は、垂直移動機構で行い、セル全域の廃棄物にアクセスできるようにする。
- ・アーム部先端部の廃棄物掴み具は、セル内廃棄物容器の姿勢によらず把持ができる構造とする。
- ・アーム部先端に、廃棄物掴み具及び破損した廃棄物を回収するためのバスケットへの付け替えが出来る構造とする。
- ・予備貯蔵庫開口部上までの移送経路は、既存設備（クレーン等）を使用して施設内移送とする。
- ・搬送容器は既存の搬送容器を使用することを前提とする。
- ・予備貯蔵庫への廃棄物の投入は、既存の投入設備を使用する。
- ・投入時の衝撃緩和対策を検討する。

(3) 結果

平成 30 年度に実施する装置製作設計に対するインプットデータを整理し、製作設計段階で検討すべき技術課題の抽出を平成 29 年度末までに完了した。

(4) 結果の評価

当初計画した設計検討内容を工程内で完遂した。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度に実施した基本設計を基に、平成 31 年度の装置製作が可能となるよう製作設計を行う。

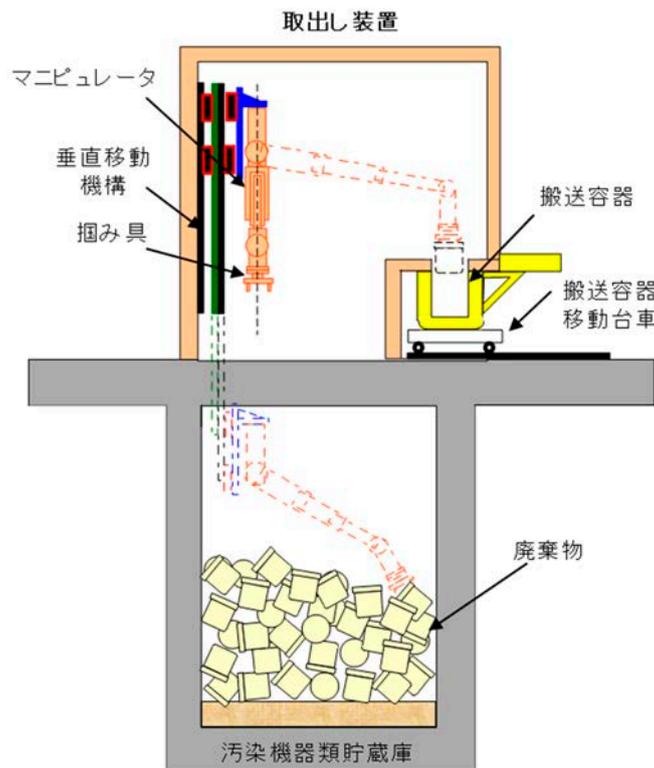


図 1.5.2-2 廃棄物取出し装置の概念図

3) 新規開口部設置に係る躯体強度評価

(1) 概要

すべての廃棄物を迅速に取り出すためには、ハル貯蔵庫には 3 機、予備貯蔵庫には 2 機の装置が必要であり、装置はセル天井部の開口部に設置することから、何れのセルも既設の開口部に加えて新規開口部を設けることが必要である。平成 28 年度に各貯蔵庫に新規開口部を設けた場合の天井部の強度評価を実施した結果、荷重条件を自重及び地震力 (1.5Ci) とした場合に天井部に生じる曲げ応力及びせん断応力は、部材の許容応力を下回り、開口部を追加しても強度上問題ないことを確認した。平成 29 年度は、平成 28 年度に評価結果を踏まえ、貯蔵している廃棄物重量及びハル貯蔵庫プール水重量を加味し貯蔵庫躯体の強度評価を実施した。

(2) 方法

評価方法は三次元 FEM 解析とし、セル天井部に新規開口部を設置したとして、開口位置及び寸法をモデルに組み込み評価した。

(3) 結果

新規開口部を貯蔵庫天井部に追加設置したとしても貯蔵庫躯体の強度は問題ないことを確認した。

(4) 結果の評価

当初計画した評価内容を想定した工程内で完遂した。

(5) 次年度以降の計画

今後の装置製作設計において、新規開口部の寸法、位置等の詳細が定まり次第、改めて評価を実施する。

4)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からの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の整備の一環として、モックアップ用水槽の設計・製作及びモックアップ設備を設置するための基礎を施工し、高さ 6m までの水槽の据付を平成 28 年度までに実施した。モックアップ設備は、全高約 11m とする計画であり、モックアップ用水槽の他、実機と同じ高さに装置を据え付けるための据付床、開口部から模擬廃棄物までの高さを変えるための昇降床を付属する。

平成 29 年度は、モックアップ設備用基礎上に設置しているモックアップ水槽の整備に向けて、「水槽の溶接及び給排水配管の製作、取付け作業」及び「据付床及び装置昇降床の製作設計」を実施する。モックアップ設備概念図を図 1.5.2-3 に示す。

(2) モックアップ設備の整備目的

ハル貯蔵庫のプール水は放射性物質を含んでおり、装置を使用した後に改良を行うことは、困難である。このため、ハル貯蔵庫を模擬したモックアップ設備を整備し、ハル貯蔵庫での使用に先立って以下の事項について確認を行う。

- ・ 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
- ・ 取出し手順を確認し、操作の習熟を図る

(3) 結果

水槽部の溶接及び給排水配管の製作、取付けを平成 29 年 10 月末までに完了した。溶接完了後に浸透探傷検査 (PT 検査)、水密検査を実施し、溶接部の施工上の欠陥がないことを確認し

た。また、装置据付床及び昇降床の製作設計を平成 29 年度末までに完了した。

(4) 結果の評価

当初計画した設計検討内容を、工程内で完遂した。

(5) 次年度以降の計画

装置を据え付けるための据付床、開口部から模擬廃棄物までの高さを変えるための昇降床を製作し、モックアップ設備に設置を行う。

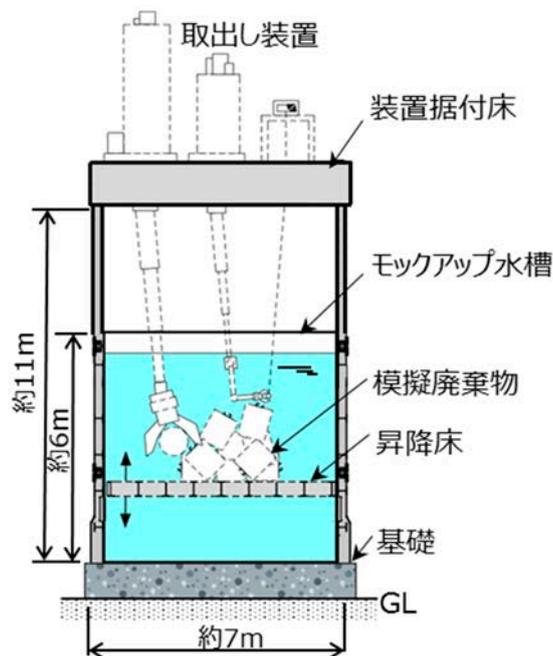


図 1.5.2-3 モックアップ設備概念図

1.5.3 取り出し建家及び貯蔵施設 (HWTF-1) の建設

1) 取り出し建家の建設

(1) 概要

取り出し建家は、HASWS に貯蔵されている廃棄物を取り出すための装置の搬送、据付及び廃棄物容器、プール水を貯蔵施設 (HWTF-1) へ移送する機能を持つ HASWS 全体を覆う建家である。

取り出し装置の概念検討結果を踏まえ、平成 27 年度に取り出し建家に必要な機能を整理し、基本調査を実施した。平成 29 年度は、HASWS 貯蔵庫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る。図 1.5.3-1 に取り出し建家概念図を示す。

(2) 設計方針

- ・建家は、HASWS を内包する構造とする。

- ・既設上家等を建家内で解体・搬出ができる設備を有する。
- ・取出し装置のハンドリングができる設備を有する。
- ・取出した廃棄物を収納した運搬容器を HWTF-1 に搬送できる設備を有する。
- ・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 に移送する設備を有する。
- ・取出し装置の保守（解体含む）ができる設備を有する。
- ・建家の耐震クラスは、「Bクラス」として検討する。

(3) 結果

HASWS 貯蔵庫への新規開口部設置方法の検討、上家の解体方法（解体手順及び解体廃棄物量の調査を含む）及び装置据付床の構造及び施工方法を具体化し、平成 30 年度に実施する取出し建家基本設計において解決すべき技術的課題の抽出を平成 29 年度末までに完了した。

(4) 結果の評価

当初計画した設計検討内容を工程内で完遂した。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度に実施した概念設計を基に、取出し建家建設手順、新規開口部設置方法の詳細検討等、建家全体の設計条件を決定するための基本設計を実施する。また、既存 HASWS 上家解体廃棄物発生量を踏まえ、廃棄物保管方法を検討する。

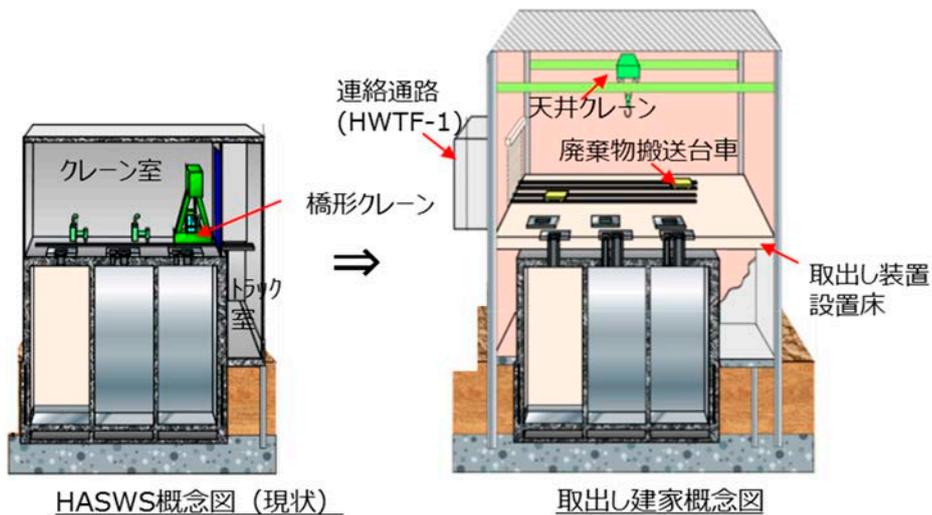


図 1.5.3-1 取出し建家概念図

2) 貯蔵施設 (HWTF-1) の建設

(1) 概要

貯蔵施設 (HWTF-1) は、HASWS から取り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 26 年度には、HASWS より取り出した廃棄物を収納容器に収納するための「収納設備」、プール水浄化を行う「浄化設備」、分析廃棄物用容器を開梱し、内容物の分別及び容器の細断後に収納容器へ収納する「前処理設備」廃棄物を貯蔵する「貯蔵設備」を有する施設とすることを前提に概念検討を実施した。その際、当時の建設候補地に建設する場合、建家形状は横幅が狭く、縦長かつ高層となりが建家の耐震性が担保できない可能性があることを確認した。平成 29 年度は、平成 26 年度の建設候補地に加え建家の拡張を検討できる近隣の敷地に対して、プロセス構成、取り出した廃棄物の取扱い動線及び内装機器の配置の検討を行い、建家概念を取りまとめる。図 1.5.3-2 に HWTF-1 の全体フローを示す。

(2) 設計方針

- ・ 取出し建家からの廃棄物を収納した運搬容器及び分析所からの分析廃棄物を収納した輸送容器が収納できる設備を有する。
- ・ HASWS 湿式セルに貯蔵していた廃棄物を貯蔵容器に収納できる設備を有する。
- ・ 分析廃棄物用容器から内容物を取り出し、仕分けを行い、貯蔵容器（200L ドラム缶）に収納できる設備を有する。
- ・ HASWS 湿式セルに貯蔵していた廃棄物を収納した貯蔵容器は、水中貯蔵とする。
- ・ 分析廃棄物及び分析廃棄物用容器を収納した貯蔵容器は、乾式貯蔵とする。
- ・ HASWS 貯蔵庫に収納していたすべての廃棄物を収納できる貯蔵庫容積を有する。
- ・ 取出し建家から HASWS 湿式セルのプール水を受入れ、浄化ができる設備を有する。
- ・ HWTF-1 湿式セルのプール水浄化（ろ過を含む）ができる設備を有する。
- ・ 建家の耐震クラスは、「B クラス」として検討する。

(3) 結果

収納設備、浄化設備、前処理設備及び貯蔵設備を有する HWTF-1 について、プロセス構成の検討、廃棄物動線及び内装機器の配置検討を行い、計画した建設候補地内へ建設できる建家構成を検討している。また、平成 30 年度の建家基本設計にて解決すべき技術的課題の抽出を平成 29 年度末までに完了した。

(4) 結果の評価

当初計画した設計検討内容を工程内で完遂した。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度 の概念設計を基に、建家を具体化するために機器の形式選定、材料選定及び使用条件を決定するための基本設計を実施する。

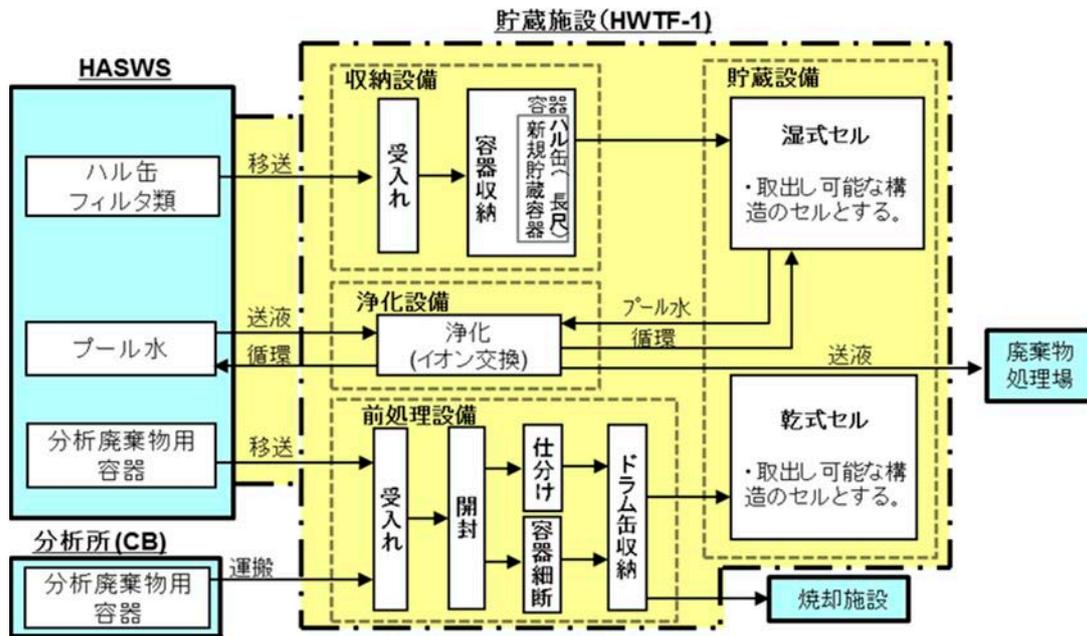


図 1.5.3-2 HWTF-1 の全体フロー

1.5.4 リスクに応じた安全確保対策

HASWS の安全性評価として、ハル貯蔵庫のライニングに腐食は発生しないこと、予備貯蔵庫・汚染機器類貯蔵庫での火災発生の可能性は低いことを確認している。しかしながら、万一を想定し、これまでにハル貯蔵庫からの漏えい水を循環するための仮設ポンプや仮設ホースの準備、予備貯蔵庫への温度監視設備やセル内消火器具を配備してきた。平成 29 年度は、これまで実施してきた漏えい対策を更に強化するため、漏えい水移送ラインの遮へい整備、管理区域外への流出防止堰の整備、仮設ポンプの停電時電源確保を施すとともに、汚染機器類貯蔵庫に対する温度監視設備、消火器具を配備し万一の場合の措置の充実を図る。

1) 漏えいリスクに対する安全確保対策

(1) 概要

ハル貯蔵庫への給水には工業用水を用いるため塩化物イオンが存在し、また、ライニングには緩衝砂やハル缶等が接触することから、すき間が多く存在し、極めて狭いすき間では、塩化物イオンの影響による局部腐食（すき間腐食）の発生の可能性があることから、腐食性評価を平成 20 年度、平成 21 年度及び平成 26 年度に実施した。現状のハル貯蔵庫の環境は、すき間腐食が発生し難いと評価したが、万一のセルから漏えいした場合には、セルへ戻して循環する方針とし、仮設ポンプ及び仮設移送ラインの配備を平成 28 年度に実施した。平成 29 年度は、仮設移送ラインへの遮へい整備、停電時における仮設ポンプへの電源確保対策及び漏えい水流出防止堰の整備を実施した。図 1.5.4-1 に各対策の概念図を示す。

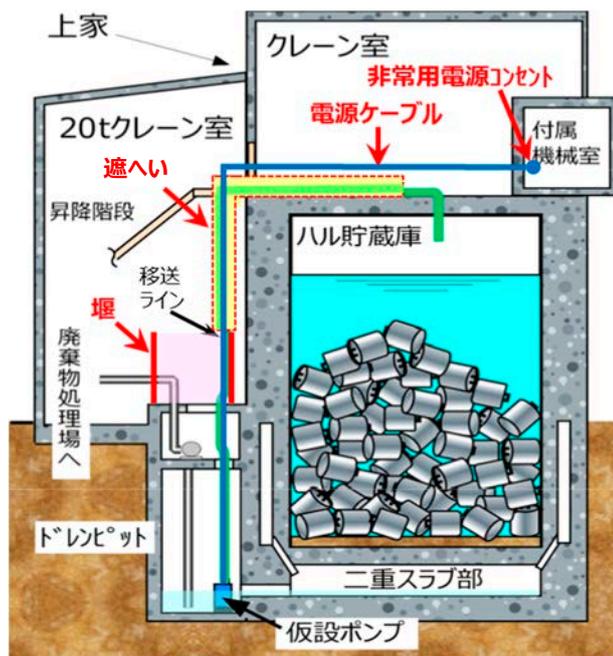


図 1.5.4-1 漏えいリスクに対する安全確保対策の概念図

(2) 整備方針

① 仮設移送ラインへの遮へい整備

プール水のサンプリング結果の最大放射能濃度をプール水の放射能濃度に設定し、評価上移送ラインと水の自己遮へいはないものとして移送ラインに作業員が近づく可能性のある地点での線量評価を実施した。線量評価結果を基に、通常人が立ち入る区域の管理値を下回るように必要な鉛遮へい体の厚さを算出する。

② 停電時における仮設ポンプへの電源確保対策

HASWS への非常用発電機からの給電系統を確認し、接続先の有無及び電気容量の裕度を調査し、停電時における仮設ポンプへの給電方法を検討する。

③ 漏えい水流出防止堰の整備

漏えい水がドレンピット開口部から管理区域外に流出する可能性があることを考慮し、堰の高さは、漏えい時にプール水が貯留される二重スラブ部及びドレンピット内がプール水で満たされた時の貯蔵庫内水位より高くする。

堰の設置場所は、「既設設備に影響がないこと。」「流出による汚染区域を可能な限り小さくすること。」を考慮する。

(3) 結果

① 仮設移送ラインへの遮へい整備

ドレンピットからハル貯蔵庫への漏えい水移送時における周辺空間線量（ホースから 1m の位置）は約 150 μ Sv/h と評価した。作業員が移送ラインに近接する可能性がある箇所については、通常人が立ち入る区域の管理値（25 μ Sv/h）未満とするため、鉛 2cm 相当の遮へい材を平成 29 年度末までに準備した。

② 停電時における仮設ポンプへの電源確保対策

ハル貯蔵庫へ漏えい水を移送するための循環ポンプの電源は、非常用発電機から給電される電源コンセントから給電することとし、新たに電源ケーブルを配備する予定である。

③ 漏えい水流出防止堰の整備

ドレンピット開口部まで漏えい水が満たされた場合、貯蔵庫内の水位は、ドレンピット開口より 350mm 高くなる。このことから、安全を考慮しドレンピット開口部周辺に高さ 500mm のステンレス鋼製の堰を平成 29 年度末までに設置した。

(4) 結果の評価

「仮設移送ラインへの遮へい整備」「停電時における仮設ポンプへの電源確保対策」「漏えい水流出防止堰の整備」を平成 29 年度に実施したことで、万一、湿式セルよりプール水が漏えいした場合、湿式セルへ漏えい水を循環させる対策を取ることが可能となった。

(5) 次年度以降の計画

定期的に移送ラインの敷設及び遮へい設置訓練を実施し、対応能力の向上を図る。

2) プール水の浄化

(1) 概要

ハル貯蔵庫のプール水が漏えいした場合の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、結果を基に装置の概念検討を実施する。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。

(2) 方法

プール水の核種組成、放射能濃度及び処理の迅速性、合理性を考慮して浄化方法を選定し、プール水の模擬液を用いた吸着剤や凝集沈殿剤の選定及び浮遊物除去を含む浄化性能を確認し、放射性核種（トレーサ）を用いた評価試験を実施する。評価試験の結果を踏まえて装置構成、プロセスフロー及び二次廃棄物の取り扱い等を取りまとめる。

(3) 結果

「無機イオン交換法」ではゼオライトの一種であるクリノプチロライトを吸着剤としたトレーサ試験では、液中の約 80% の Cs-137 を除去可能である評価結果を得た。一方「凝集沈殿法」では、ゼオライトを微粒子化したイタヤゼオライトを吸着剤に、PAPAT（鉍物系凝集剤）を凝集剤としたトレーサ試験では、液中の約 95% の Cs-137 を除去可能であるとの評価結果を得た。何れの方法についても装置構成、プロセスフロー及び二次廃棄物の取扱等装置の概念検討を平成 29 年度末までに取りまとめた。

(4) 結果の評価

当初計画した設計検討内容を、工程内で完遂した。

(5) 次年度以降の計画

平成 29 年度に実施した評価試験及び装置の概念検討を基に浄化装置を具体化するための装置製作設計を実施する。この製作設計では、福島第一原子力発電所事故収束において適用された汚染水浄化装置を参考とする。

3) 火災のリスクに対する安全確保対策

(1) 概要

乾式セル（予備貯蔵庫、汚染機器類貯蔵庫）に収納されている分析廃棄物用容器及び内容物（試料ビン）の主な材質はポリエチレンであり、試料ビンに付着した薬品等との反応により反応熱が蓄積し自然発火に至ることが考えられることから、ポリエチレンに薬品（硝酸、ドデカン）が付着した模擬廃棄物の自然発火性試験を平成 18 年度及び平成 26 年度に実施した。その結果、発熱することは無く、自然発火に至る可能性は低いと評価した。しかし、可燃物であるポリエチレンを貯蔵していることから、万一に備え、平成 28 年度までに、予備貯蔵庫に対しては温度監視設備の設置、貯蔵庫内への散水装置を製作した。図 1.5.4-2 に配備した散水装置を示す。平成 29 年度は、予備貯蔵庫への散水装置を配備するとともに、汚染機器類貯蔵庫に対して温度監視設備の設置及び消火治具を配備する。

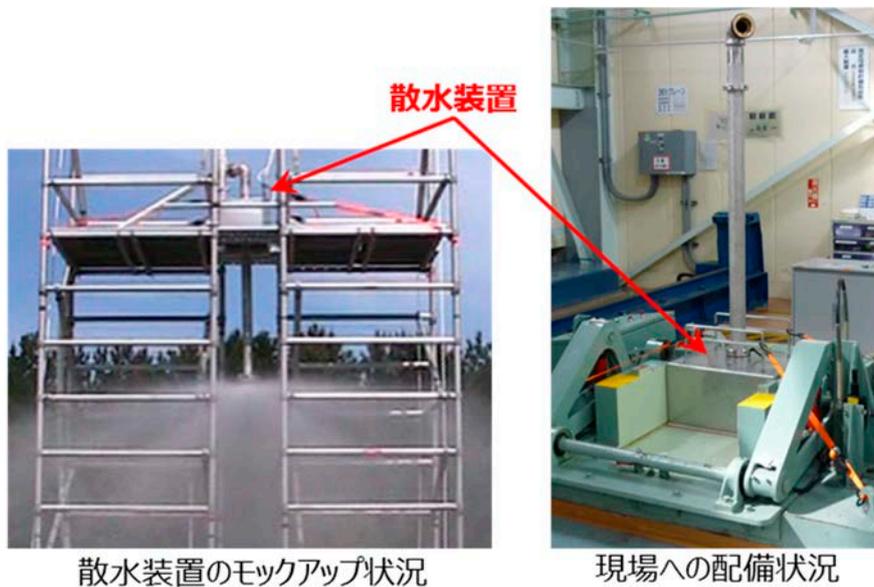


図 1.5.4-2 予備貯蔵庫に配備した散水装置

(2) 整備方針

① 温度監視設備の設置（汚染機器類貯蔵庫）

火災を検知する手段として、汚染機器類貯蔵庫内からの排気温度を測定する装置を取付け、監視員が常時監視できる監視設備を製作する。

② 消火治具の整備（汚染機器類貯蔵庫）

有効な消火方法（水供給、二酸化炭素供給等）を検討し、効果的かつ安全に対応するための治具を製作し配備する。消火方法は、可燃性ガスの滞留を防ぐためにセル換気を維持することを前提として水を用いた消火を基本とする。給水は対象の貯蔵庫を特定したうえで上部の開口部から行う。また、給水はセル換気を維持するために給排気配管ノズル下部までとし、給排気配管上部については二酸化炭素による消火とする。

(3) 結果

① 温度監視設備の設置（汚染機器類貯蔵庫）

汚染機器類貯蔵庫内の温度上昇を早急に検知するため、貯蔵庫 7 基を貫通している排気配管に対し貯蔵庫出口部に温度測定装置を設置し、監視員が常駐する施設で常時監視する設備を平成 29 年度末までに設置した。

② 消火治具の整備（汚染機器類貯蔵庫）

給水等を効果的に実施するための治具を作製し、平成 29 年度末までに整備した。

(4) 結果の評価

「温度監視設備の設置」「消火治具の整備」を平成 29 年度に実施したことで、万一、汚染機器類貯蔵庫にて火災が発生した場合、異常を検知し消火対応を図ることが可能となった。

(5) 次年度以降の計画

定期的に治具の取扱訓練を実施し、対応能力の向上を図る。

2. 原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発

2.1 廃止措置エンジニアリングシステム

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）	年度計画	
<p>原子力施設の廃止措置、並びに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の実施に当たっては、国内外関係機関とも連携しながら、技術の高度化、コストの低減を進めるとともに、人材育成の一環として知識や技術の継承を進めつつ、以下に示す業務を実施する。</p> <p>廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化处理、廃棄確認用データ取得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。</p>	<p>原子力施設の廃止措置、施設の運転や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、有識者の意見を踏まえたコスト低減のための検討を進める。</p>	

(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、これまでに廃止措置エンジニアリングシステムの開発を進めてきた。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。これまでに、施設の解体費用を簡易に評価するための DECOST コードを開発し、解体の工程毎の作業量等を評価する PRODIA コードを開発してきている（図 2.1-1）。平成 29 年度からは、主に開発から 10 年余が経過した DECOST コードの改訂に取り組んでいる。

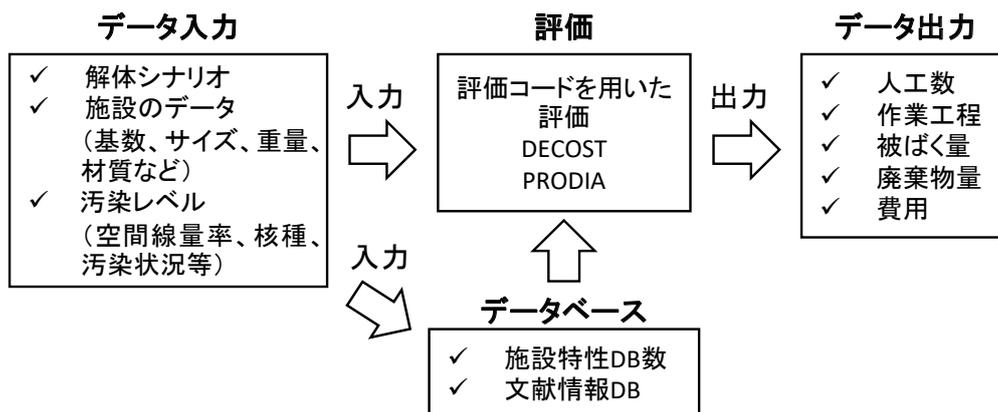


図 2.1-1 廃止措置エンジニアリングシステムの概要

平成 28 年度原子力機構で策定、公表した施設中長期計画において、原子力機構内の多くの施設が廃止措置に移行することが示された。また、日本においては、原子力規制委員会が平成 28 年 4 月に「日本への総合規制評価サービス (IRRS) ミッション報告書」が審議され、IRRS で確認された課題の一つ“原子力及び放射性関連施設の廃止措置を運転期間中でも考慮することを規制要求すること”が決定された。この決定を踏まえ、原子炉等規制法が改正され、原子力施設の廃止措置を講ずる前の早期の段階から、当該措置を実施するための方針（以下、「廃止措置実施方針」という。）の作成等を原子力事業者が義務付けること（平成 30 年 10 月施行、既存施設は猶予として平成 31 年 1 月まで）とした。そのため、全原子力施設（41 条非該当施設は除く）の解体費用を見積もることが必要となった。一方、DECOST コードは開発から 10 年余が経過し、現状の廃止措置の実態に沿わない部分も見受けられるようになってきている。このため、平成 29 年度から DECOST コードの見直しを開始した。平成 29 年度は、DECOST コードによって評価している費用項目、評価に用いている評価式及び係数の確認を行い、今後改訂すべき内容の抽出とそのための作業、スケジュール等を検討した。

また、原子力施設の廃止措置実施方針の公表は、原子力機構のみならず原子力施設を有する全原子力事業者が課せられる。そこで、見直し前の DECOST コードではあるが、利用マニュアルを作成、公開し、DECOST コードを広く利用できる環境の整備を目指した。

(2) 方法

①DECOST コードの見直し

評価項目

DECOST コードにおいて評価している評価項目に含まれる具体的な作業等を、過去の資料等を参考に確認した。その結果を、現在の国内の廃止措置作業の実績及び OECD/NEA の最新の廃止措置費用評価に関するレポートと比較検討し、原子力施設の廃止措置費用として新たに評価すべき項目や不要な項目を抽出、整理した。

評価式及び係数

評価式に用いられている係数の根拠を過去の資料等を参考に確認し、見直しが必要な係数を抽出した。

②DECOST コード利用マニュアルの作成

DECOST コードで原子力施設の解体費用を評価するために必要なデータ、その算出方法、それらのデータを用いた DECOST コードの利用方法を、マニュアルとしてまとめた。

(3) 結果と評価

①DECOST コードの見直し

表 2.1-1 に OECD/NEA、廃止措置計画及び DECOST コードでの評価範囲に関する比較結果を示す。OECD/NEA のレポートにおける廃止措置に係る費用には、廃止措置の準備段階（燃料の取り出し等）、廃止措置の認可申請、施設の解体、解体廃棄物の処理、解体廃棄物の処分、施設解体後の跡地利用（放射能測定、除染等）が含まれている。一方、日本では原子力事業者は、廃止措置実施方針及び廃止措置計画認可申請書に、施設の解体、解体廃棄物の処理、解体廃棄物の処分に係る費用等を記載することになる。

OECD/NEA の評価では、原子炉からの燃料取出し費用を含むが、日本における廃止措置は、原則原子炉からの燃料取出し以降であるため、今後もこれに係る費用は DECOST コードに取り入れれない。DECOST コードにおいて評価している調査・計画費は、平成 11 年当時の OECD/NEA の評価に準拠し、解体費等の総額に一定の割合を乗じて算出している。そのため、OECD/NEA の費用に含まれている規制当局への許可申請の費用も含まれる。日本においては、特に廃止措置計画書に記載する費用においては、許可申請の費用は含めるべきではないため、今後係数を見直す必要がある。DECOST コードにおいて廃棄物の処理及び処分に係る費用は評価していない。原子力機構においては拠点ごとに廃棄物処理を行うため、拠点ごとに処理費用が異なる。また、廃棄物の処分場もまだ決まっていないため、処分に係る費用の推定には不確実な要素が多い。現在は、廃棄物の処理、処分に係る費用は各施設において個別に評価しており、当面はこれを継続し、DECOST コードにこれら費用の評価は取り入れれない。OECD/NEA の評価では跡地利用に関する費用が含まれている。日本においては、事業許可の取り消しまでが廃止措置であるため、これら費用は含まれないが、建屋撤去後の土壌が汚染されていないことの確認や、汚染があった場合の汚染除去を事業許可の中で行うことの是非などを検討する必要がある。

これまでの DECOST コードでは、取り扱う放射性物質、汚染レベル、解体工法等を考慮し、原子力施設を 10 区分（原子炉施設、ウラン取扱施設、MOX 関連施設、再処理関連施設、6y 系廃棄物処理施設等、TRU 系廃棄物処理施設等、ホットラボ、加速器施設、非密封線源取扱施設等、その他）に分類している。また、解体の費用は、解体作業や放射線管理、資材費などの 14 項目に分けて評価し（表 2.1-1 参照）、更に、費用項目毎に先の施設区分に応じて設定している評価式及び係数により費用を算出する。本年度は、まず、評価項目に含まれている作業等の内容を確認し、その結果をもとに、更に評価する項目の統廃合及び追加項目の抽出、係数の根拠、妥当性の確認を行い、評価式及び係数の整理及び見直し計画を検討した。

表 2.1-1 費用項目の比較

施設の状態		費用項目	OECD/NEA	廃止措置計画	DECOST
			2016年に廃止措置に係る費用項目を提示（大分類として11項目）	記載事項は“施設解体に要する見積りの総額”と規定。	施設の種別を10に分類し、国内外の文献等を参考に施設解体に係る費用を14項目に整理
運転段階	運転終了				
	炉からの燃料取出/閉止措置				
廃止措置計画	認可申請				
廃止措置段階	核燃料物質の搬出・譲渡し	1. Pre-decommissioning 2. Facility shutdown activities 3. Additional activities for safe enclosure or entombment 4. Dismantling activities within the controlled area 5. Waste processing, storage and disposal 6. Site infrastructure and operation 7. Conventional dismantling demolition and site restoration 8. Project management, engineering and site support 9. Research and development 10. Fuel and nuclear material 11. Miscellaneous expenditures	実状、各施設から“施設解体費”、“放射性廃棄物の処理・処分費”と区分し、計上	1.調査・計画費 2.安全貯蔵費 3.解体前除染費 4.機器解体費 5.建家解体費 6.はつり費 7.放射能測定費 8.設備費 9.廃棄物容器費 10.放射線管理費 11.現場管理費 12.維持管理費 13.諸経費 14.消費税	
	系統除染/安全貯蔵				
	機器解体				
	建家解体				
	放射性廃棄物の処理				
	放射性廃棄物の処分				
	跡地利用				

評価項目を確認した結果から評価項目数は、変更の必要がないことを確認した。ただし、先に述べたように OECD/NEA の評価に含まれる跡地利用に関する費用は、今後国内外の廃止措置事例等を踏まえた上で、その要否を検討する必要がある。また、解体廃棄物の処理及び処分に係る費用も、前述したような理由から現在は各施設において評価している。しかし、将来的には、DECOST コードに組み込むことも検討する。現在の DECOST コードでは建家解体費用に関する項目は、管理区域解除前後の作業が同項目で一元的に評価されている。廃止措置のエンドステートを管理区域解除とする、即ち、建物を非管理区域として再利用する場合も検討することがあるため、建屋解体費用は管理区域解除前後の解体に分けて評価できるような評価方法を検討する必要がある。

14 の評価項目に含まれている内容を検討した。現在の DECOST コードでは、評価項目を解体作業の工法や装備などによって 23 項目に細分化している。これを見直した結果、放射能測定費の中のクリアランス（以下、「CL」という。）に関する費用を評価する式を見直す必要があることが判明した。現行の DECOST コードにおいて CL 物の放射性測定費を算出するための評価式は、CL 制度の確立以前の作業を基に設定されている。従って、現行の CL の認可・確認に係る費用の評価式を DECOST コードに追加する必要がある。そのために、今後 CL の認可・確認に係る費用の評価式及び係数について、評価範囲（CL のための除染や CL 物再利用のための加工等の費用評価の要否）や評価式等を検討する。

上記の 23 の項目の費用を算出するための評価式は、評価対象作業から発生する放射性廃

棄物の区分などに応じて評価式中の係数を設定しており、現在は 46 の係数を設定している。これらの係数の設定方法や設定に用いたデータを、過去の文献等を基に確認した。その結果、現在設定している 46 係数の内、見直しの必要がある 23 係数を抽出した。主な見直し理由は 2 つである。第一は係数の設定根拠が不確かなもの（例えば、作業管理の評価係数等）、第二は係数の設定に用いた根拠、データが少ないもの（例えば、高線量場における作業の評価係数等）である。これらの係数については、近年の国内外の実績等を調査し、係数を再設定する必要がある。

評価項目の追加や前述した評価式の係数見直しは、近年の原子力機構における機器解体実績データを収集、整理、評価して行う。また、データが少ない遠隔解体装置等の費用については国内外の事例を調査、整理し、係数の妥当性を確認した上で、再設定する。

現在、これら DECOST コード見直しに係る計画を、策定中である。

②DECOST コード利用マニュアルの作成

廃止措置実施方針の公開が義務付けられたことにより、廃止措置費用を見積もる方法のニーズが高まっている。そこで、原子力機構外の原子力事業者が DECOST コードを使用できるようにするため、DECOST コードの内容とその利用方法を記した利用マニュアルを作成した。ただし、現在の DECOST コードは作成後、長期間にわたり見直しを行って来ておらず、前述したように、これからコードの改定を行っていく部分が多くある。そのため、今回は、コードの配付等は実施せず、報告書の形で公開し、その利用に関しては各事業者の責任の元に任せることとした。

外部への正式公開は、平成 30 年 8 月を予定している。以下に報告書の主な記載項目と内容を示す。

- ・ 取り扱い上の注意
- ・ DECOST コードコードの概要
評価施設の分類、現在可能な評価の範囲、評価項目、費用評価の考え方、評価式
- ・ DECOST コードコードの使用方法
評価に必要な入力データ、費用評価の流れ、各項目の計算方法
- ・ 入力データの算出方法
解体廃棄物量、付随廃棄物量、廃棄体量

③その他

廃止措置費用の削減方策の検討に資するため、DECOST コードを用いて原子力機構の約 170 の施設の廃止措置費用を評価し、比較した。図 2.1-2 に DECOST の施設区分毎の費用を示した。原子炉施設、再処理関連施設、MOX 関連施設の総費用が大きく、また一施設当たりの平均費用も大きかった。図 2.1-3 に施設区分毎の各評価項目の費用をまとめた。解体費用が大きな原子炉施設と再処理関連施設において、解体に要する設備費の割合が高くなっている。これらの施設が高線量区域を有しかつ施設規模が比較的大きく、解体に要する設備に遠隔解体設備が設置されるためである。また、MOX 関連施設では機器解体費の割合が高くな

っている。これらの施設では取り扱う放射性核種の汚染拡大防止が重要であるため、それに係る機器解体作業の割合が大きくなるためと考えられる。今後は、このような評価結果も参考にしつつ、廃止措置費の削減につながる方策の検討を進める。

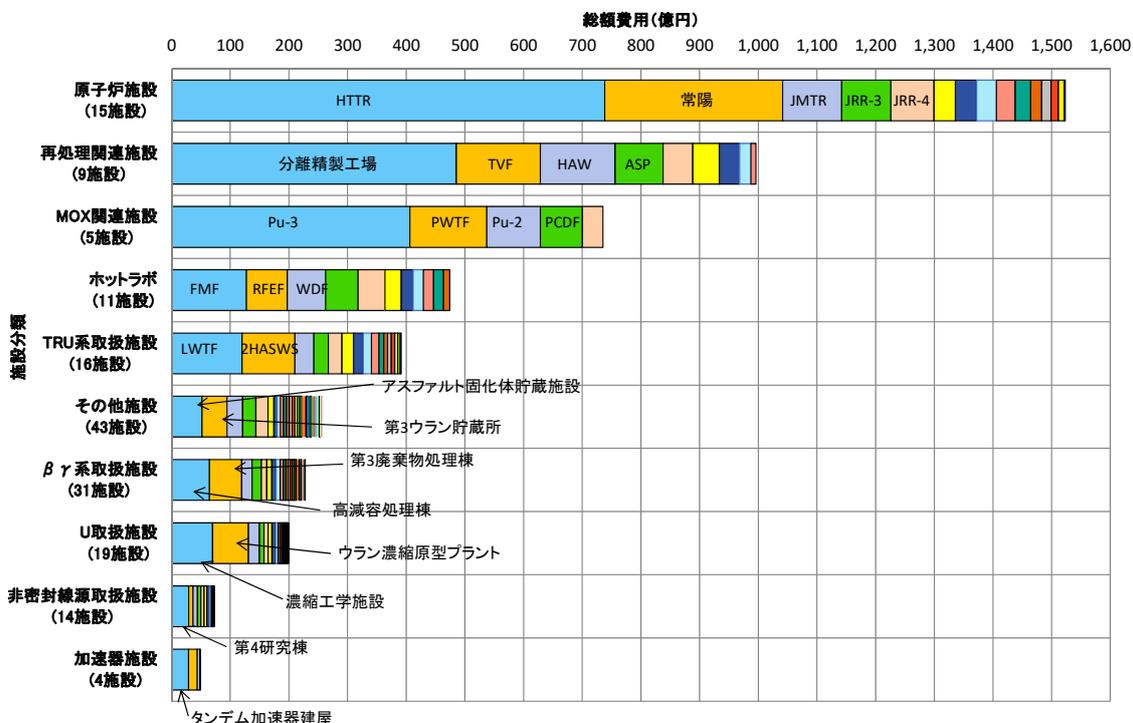
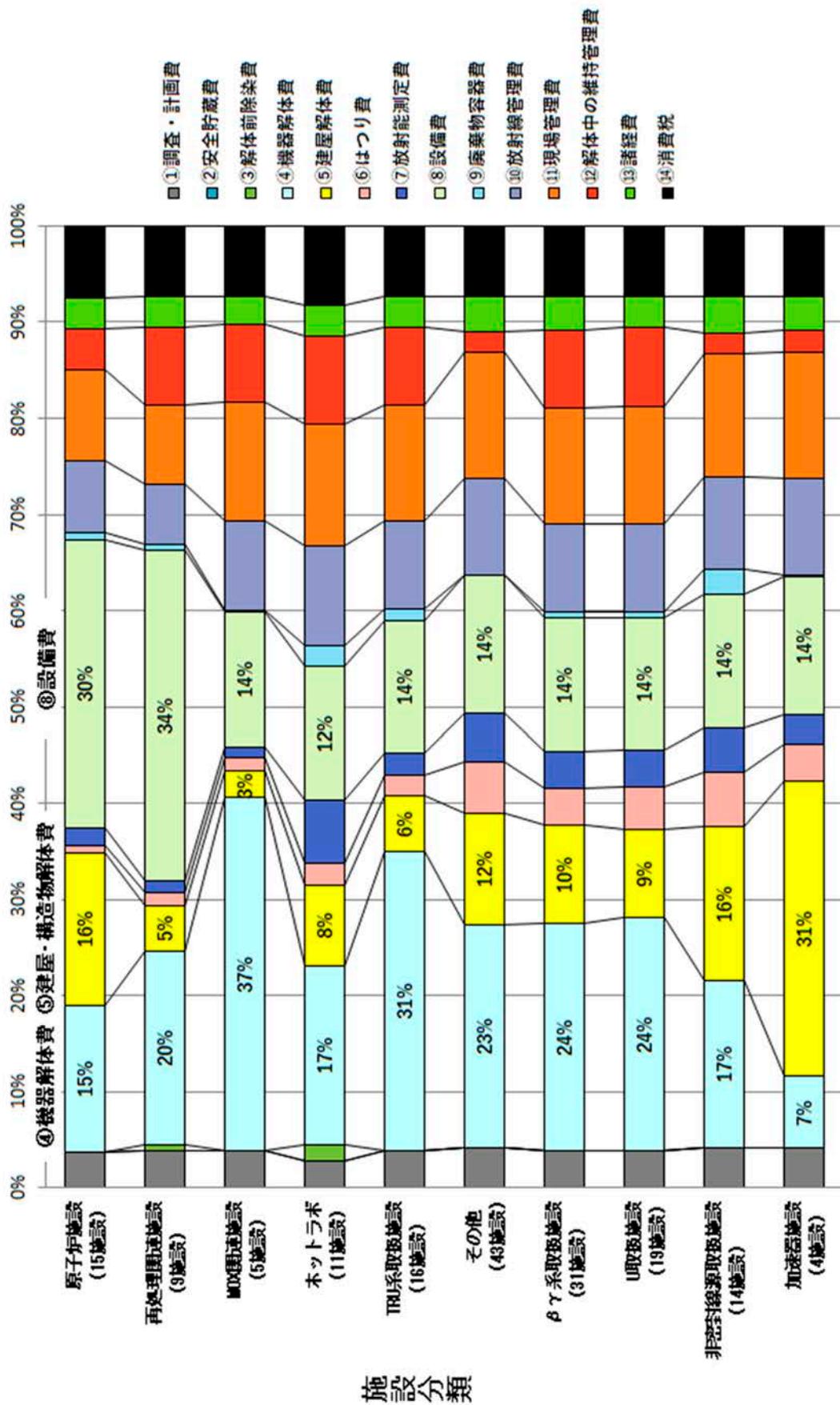


図 2.1-2 原子力施設の施設区分ごとの解体にかかる総費用と施設当たりの平均解体費用

(4) 次年度以降の計画

平成 29 年度公表が義務付けられた廃止措置実施方針は、各施設の廃止措置に係る状況の変化に応じて見直す必要があるとともに、5 年ごとの見直しも要求されている。従って、廃止措置の費用を評価する DECOST コードにも、廃止措置に係る状況の変化を反映させることが重要である。次年度は、平成 29 年度策定した DECOST コードの見直し計画にしたがって係数など見直しを進めるとともに、状況の変化を素早く反映できる仕組みの構築を進める。また、原子力施設のそれぞれにおいて、解体費用を評価できるように、DECOST コードの利用拡大の方法を検討する。更に、廃止措置エンジニアリングシステムの開発を進めるため、廃止措置を取り巻く環境の変化を鑑み、PRODIA コードの開発内容を再検討し、将来計画を構築する。これらの技術開発を通して、廃止措置費用の低減に向けた方策の検討を継続する。



評価項目別費用割合

図 2.1-3 各施設区分の原子力施設の解体にかかる費用に占める各費用項目の費用の割合

2.2 核燃料サイクル工学研究所における廃止措置

実施部署	核燃料サイクル研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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。</p> <p>廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化処理、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。</p>	<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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、平成28年度に策定した施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。</p> <p>【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。</p>	

2.2.1 プルトニウム燃料第二開発室

(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 月末現在、解体撤去の進捗率は約 10%（約 90m³）である。

平成 29 年度は、新たに GB 6 基（約 70m³）の解体撤去に係る使用変更許可を取得した。また、不稼働になった GB 内装機器を分解・撤去し、GB 内に残存する核燃料物質を回収する作業も継続中である。

(2) GB 解体撤去技術の開発状況

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 2.2.1-1 に開発中の GB 解体撤去技術のイメージを示す。

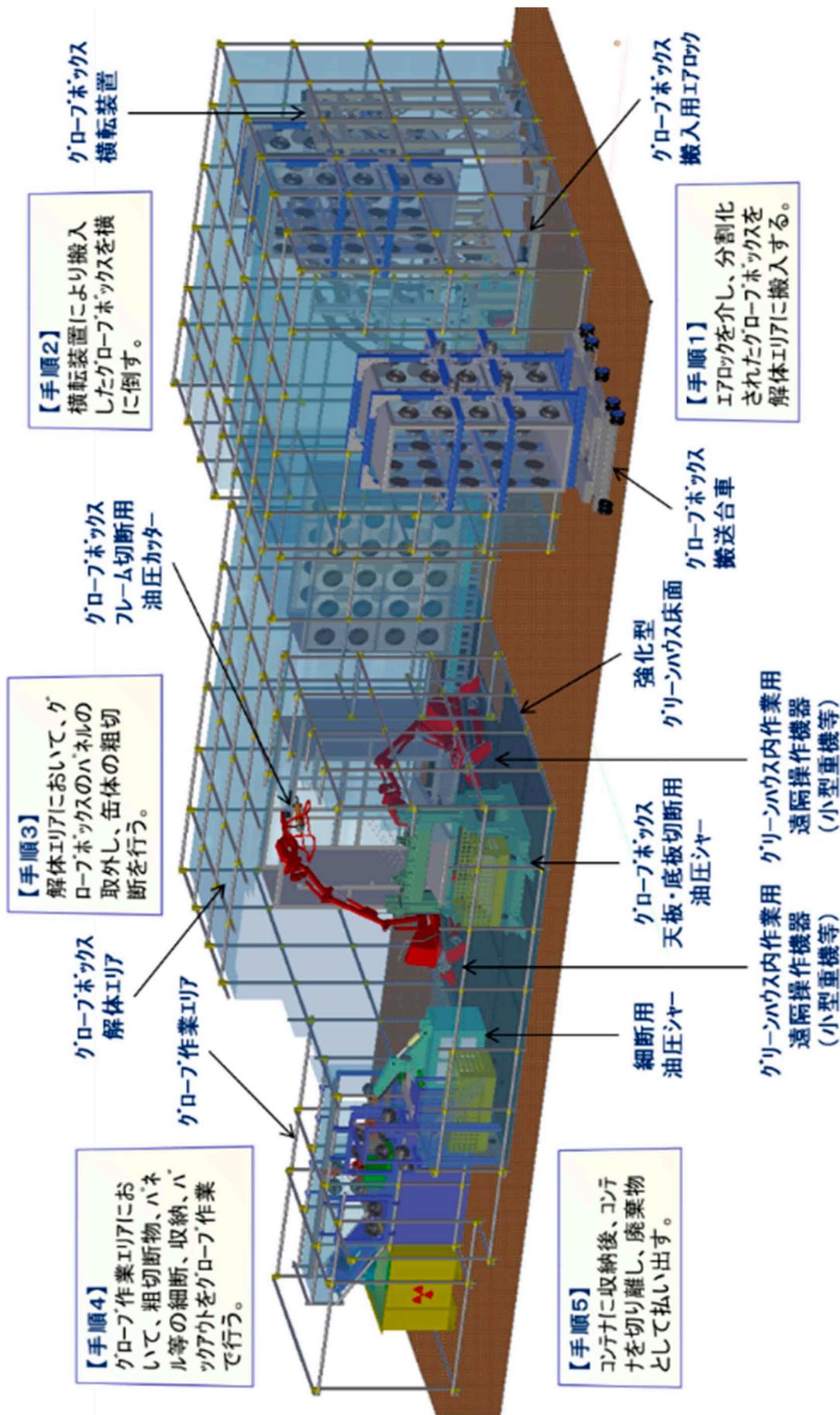


図 2.2.1-1 開発中の GB 解体撤去技術のイメージ

平成 29 年度は、以下のモックアップ試験を実施し、細断用油圧シャー及び破碎機、大型機器類のバッグアウト技術の技術的成立性について確認した。各試験について写真 2.2.1-1～2.2.1-3 に示す。

- ・細断用油圧シャー、破碎機のモックアップ試験
- ・大型機器類のバッグアウト技術に関するモックアップ試験



写真 2.2.1-1 油圧シャーによる等辺アングル・平板等の細断試験



写真 2.2.1-2 破碎機によるアクリルパネル等の破碎試験



写真 2.2.1-3 フォークリフトによる大型機器類のバッグアウト試験

平成 30 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。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。

2.2.2 B 棟

(1) 概要

平成 28 年度に策定した B 棟に関する施設中長期計画では、Pu 系廃棄物の仕掛品を平成 33 年度までに分別・搬出し、RI 系廃棄物を平成 35 年度までに搬出する。これらの搬出により解体及び解体に伴う廃棄物の保管エリアを確保した上で、平成 34～38 年度で設備等の解体撤去を進め、平成 39 年度に管理区域解除する計画である。

本計画に基づき、平成 29 年度は Pu 系廃棄物及び RI 系廃棄物の搬出を実施した。また、大型の Pu 系廃棄物搬出による業務の効率化を図るため、ドライバン積載トラックの進入路の整備を実施した。

B 棟に保管している Pu 系廃棄物は、平成 27 年度よりプルトニウム燃料技術開発センターに払出しを実施している（累計：ドラム缶 9 本、平成 27 年 10 月（ドラム缶 4 本）、平成 29 年 3 月（ドラム缶 1 本）、平成 29 年 4 月（ドラム缶 2 本）、平成 29 年 5 月（ドラム缶 2 本））。これまで使用している廃棄物の輸送容器（Pu WASTE-D）はドラム缶専用のため、コンテナ等の大型廃棄物の運搬は実施できていない。大型廃棄物を運搬するためには、ドライバン積載トラッ

クが必要となることから、運搬区間に「B棟→第二 PWSF」を追加する所内運搬要領の改訂及びトラック進入路の整備を実施した後、コンテナ 15 基、ドラム缶 60 本を払い出す予定である。

RI 系廃棄物については、平成 25 年度より原子力科学研究所（原科研）の廃棄物貯蔵施設に払い出しており、最近の実績としてはドラム缶で平成 27 年度は 2 本、平成 28 年度は 1 本払い出している。平成 29 年度は平成 30 年 2 月頃にドラム缶で 10 本払い出した。

(2) 方法

Pu 系廃棄物については、ドラム缶又はコンテナ等に収納し、ドラム缶は更に所内運搬容器（WASTE-D 型輸送容器）に収納して運搬車両にて、コンテナ等はドライバン積載トラックに収納し、プルトニウム燃料技術開発センターの保管施設へ運搬する。平成 29 年度は、ドラム缶の運搬作業、並びに、ドライバン積載トラックによるコンテナ等の大型廃棄物の運搬を行うため、所内運搬要領の改訂及び B 棟へのトラック進入路の整備を行う。

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

(3) 結果

Pu 系廃棄物について、所内運搬要領を改訂し 10 月 2 日の施行になった。トラック進入路整備については 6 月 23 日起案の契約が不落となり、8 月 29 日に再起案（10 月 18 日契約締結）して 1 月末の納期となった。進入路が整備された後の 2 月及び 3 月については核物質移動禁止期間及び施設の定期自主検査・年次点検を予定しているため廃棄物の移動はできない。

RI 系廃棄物について、原科研側担当部署との調整結果に基づき、平成 30 年 2 月にドラム缶 10 本を払い出した。

(4) 結果の評価

Pu 系廃棄物については、当初 11 月末完了を予定していた進入路の整備が契約の不落により完了が 1 月末となり、平成 29 年度のコンテナ及びドラム缶の払出しができないため、所期の目的の一部は達成できないものの、平成 29 年度に搬出できなかった廃棄物については、プルトニウム燃料技術開発センターと調整して次年度に搬出することから、施設中長期計画への影響はない。

RI 系廃棄物の払い出しを計画通りに実施した。

(5) 次年度以降の計画

プルトニウム燃料技術開発センターの受入基準に合致しない Pu 系廃棄物について、払い出すための検討を進める必要がある。

原科研側の受入基準に合致しない RI 系液体廃棄物の取扱いについて、払出先等の検討を進める必要がある。

けて、固液分離及び乾燥を行う。

L棟に保管中の放射性廃液（82 容器）は、廃液処理施設への払出しに向けて、中和沈殿を行う。

③廃止措置手続き

L棟の設備・機器の撤去に係る使用変更許可申請の準備を進める。

(3) 結果

①核燃料物質の処理及び払出し

L棟に保管中のウランについては、濃度調整、集約及び詰替えを実施し、5月24日に第2ウラン貯蔵庫へ、6月14日にCPFへ払い出した。

②放射性廃棄物の処理及び払出し

大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染事故の水平展開の影響等により作業中断が生じた。

L棟に保管中の放射性スラッジの処理では、固液分離について、目標であるドラム缶31本処理の内、31本全数を完了し、乾燥作業について、目標であるドラム缶31本の内、19本までを終了した。

L棟に保管中の放射性廃液の処理は、中和沈殿作業について、目標である82容器の内、54容器までを終了した。

なお、未処理となった放射性スラッジの乾燥12本及び放射性廃液の中和沈殿28容器については、次年度の放射性廃棄物処理及び払出し作業の中で実施する計画に見直した。

③廃止措置手続き

L棟の設備・機器の撤去に係る使用変更許可は、10月に申請予定であった。しかしながら、高速増殖炉原型炉もんじゅからの依頼（17も炉（業）091401、2017年9月14日）に基づき三菱原子燃料株式会社に保管中のもんじゅブランケット燃料（66体）をL棟に貯蔵することとなったため、この使用変更許可申請を優先して実施した。よって、設備・機器の撤去に係る使用変更許可申請については、他部署の申請事案との同時申請等を勘案の上、次年度早々の申請に向けて、申請時期を調整中である。

(4) 結果の評価

施設中長期計画に従い各種作業を安全に遂行した。

L棟に保管中の全核燃料物質を払出した。よって、核燃料物質の払出作業は完了した。

L棟に保管中の放射性スラッジ及び放射性廃液の処理については、大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染事故の水平展開の影響等により作業中断が生じ、一部処理（放射性スラッジの乾燥作業12本及び放射性廃液の中和沈殿28容器）が、次年度の放射性廃棄物処理及び払出し作業の中で実施する計画となったが、次年度作業の中で、この遅れを吸収できるため、施設中長期計画を変更する必要はない。

(5) 次年度以降の計画

L棟は、三菱原子燃料株式会社に保管中のもんじゅブランケット燃料の貯蔵施設（66体）に選定され、廃止措置の時期が延期となるため、L棟の施設中長期計画の変更が必要である。また、設備撤去等を実施中のL棟は、耐震補強を実施しておらず、設備のメンテナンス及び老朽化対策も必要最低限に絞って実施しており、利用期間の延長に向けて、給排気設備の定期保守等の設備保全への早急な対応が必要である。

更に、次年度に実施予定の放射性廃棄物の処理及び払出し作業については、もんじゅブランケット燃料を受入れ、貯蔵するために必須であり、11月を目途に完了させる必要がある。

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

実施部署	原子炉廃止措置研究開発センター	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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。</p> <p>【各論】 新型転換炉「ふげん」については、使用済燃料に係る対応を図りつつ廃止措置を進める。</p>	<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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、平成28年度に策定した施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。</p> <p>【各論】 「ふげん」施設の廃止措置を進める。また、解体撤去物のクリアランス認可に向けた審査の対応を終了し、運用を開始する。</p>	

(1) 概要

新型転換炉「ふげん」（以下、「ふげん」という。）使用済燃料の処理について、機構改革の方針（「使用済燃料の海外委託の可能性を視野に諸課題の解決を図る」）に基づき早期搬出に向けた検討を継続してきた。その結果技術的な目途がついたことから、平成30年2月28日に廃止措置計画の変更認可申請を行った。

解体撤去工事については、放射能レベルの低いタービン設備のうち、A復水器及び湿分分離器等のタービン建屋内設備の解体を実施した。また、平成30年度以降に実施予定の原子炉周辺設備の解体撤去に向けた環境整備として、主蒸気系及び隔離冷却系設備等の機器の解体撤去を実施した。更に、供用を終了した保全区域に設置されたA非常用ディーゼル発電機室換気系及び同機関の消音器等について解体撤去を実施した。

汚染除去工事については、重水系・ヘリウム系統内のトリチウムを除去する作業を継続して実施した。トリチウム除去については、平成29年度内で完了した。

解体撤去物のクリアランスについては、原子力規制庁の審査対応を継続し、平成30年3月29日に補正申請を行った。

また、「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の時期を迎えている。これにより、この世代が経験的に保有してきた情報やノウハウ等が失われる懸念がある。こうした背景を踏まえ、今後の廃止措置を安全かつ合理的に実施し

ていくために、人材育成とともに次世代へ技術・知識を継承する取組みとして知識マネジメントシステムのプロトタイプ構築に係る検討を行った。

(2) 方法

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

(3) 実施内容

① 「ふげん」廃止措置計画の変更認可申請について

現行の廃止措置計画では、使用済燃料を平成 29 年度までに原子力機構東海再処理施設に全量搬出する計画としている。一方、平成 26 年 9 月の機構改革報告書における再処理施設の今後の在り方で示した、「ふげん使用済燃料等の処理については、海外委託の可能性を視野に諸課題の解決を図る。」との方針の下、使用済燃料の早期搬出に向けて諸課題の検討を進めてきた。その結果、海外再処理の安全性や輸送キャスク等の技術的な目途がついたことから、地元自治体へ説明し理解を得た上で、使用済燃料の搬出計画を変更するための「廃止措置計画の変更認可申請」を平成 30 年 2 月 28 日に行った。なお、平成 45 年度の廃止措置完了時期に変更はない。

② 解体撤去工事について

本年度の解体撤去工事は、比較的放射能レベルの低いタービン設備である復水器及び湿分分離器の解体撤去を実施した。また、平成 35 年度以降に実施予定の原子炉本体の解体撤去に向けた環境整備として、原子炉建屋からタービン建屋への解体撤去物の搬出ルートの確保を目的とした主蒸気系及び隔離冷却系設備等の解体撤去工事を実施した。

その他、非管理区域（中間建屋 3 階屋上）に設置している供用を終了した A ディーゼル発電機室換気系と同機関の消音器について、屋外に設置されている設備であることから経年劣化による老朽化が進んでいる状況を考慮し、解体撤去を実施した。解体撤去工事の実施範囲を図 2.3-1 に示す。

(a) 原子炉冷却系統施設の解体撤去工事

1) 復水器及び湿分分離器等の解体撤去

タービン建屋（地下1階、地下2階）に設置されているA復水器（冷却管・内部構造物含む）、基礎コンクリート、A・B湿分分離器、湿分分離器周辺配管等について、平成29年4月3日から解体撤去を開始し、平成30年3月23日に解体撤去作業を完了した。なお、復水器については、本工事により全ての解体撤去を完了した。解体撤去作業状況を写真2.3-1に示す。

本工事に伴い発生した解体撤去物は、主に金属類及び基礎コンクリート約350トンであり、主にクリアランス対象物及び放射性廃棄物でない廃棄物と推定されるもの(NR対象物)として、タービン建屋（地上1階、地下1階、地下2階）に保管している。

2) 主蒸気系及び隔離冷却系設備等の機器の解体撤去

原子炉建屋（地下1階、地上1階）、タービン建屋（地下1階）に設置されている主蒸気系、給水系、原子炉冷却材浄化系、高圧注水系、低圧注水系、余熱除去系の機器・配管について、解体撤去作業を実施した。

本工事に伴い発生した解体撤去物は、主に金属類及び基礎コンクリート約90トンであり、主にクリアランス対象物として、タービン側で発生した解体撤去物は、タービン建屋（地下1階、地下2階）に、原子炉建屋側で発生した解体撤去物は同様に原子炉建屋（地下1階、地下2階）に保管している。

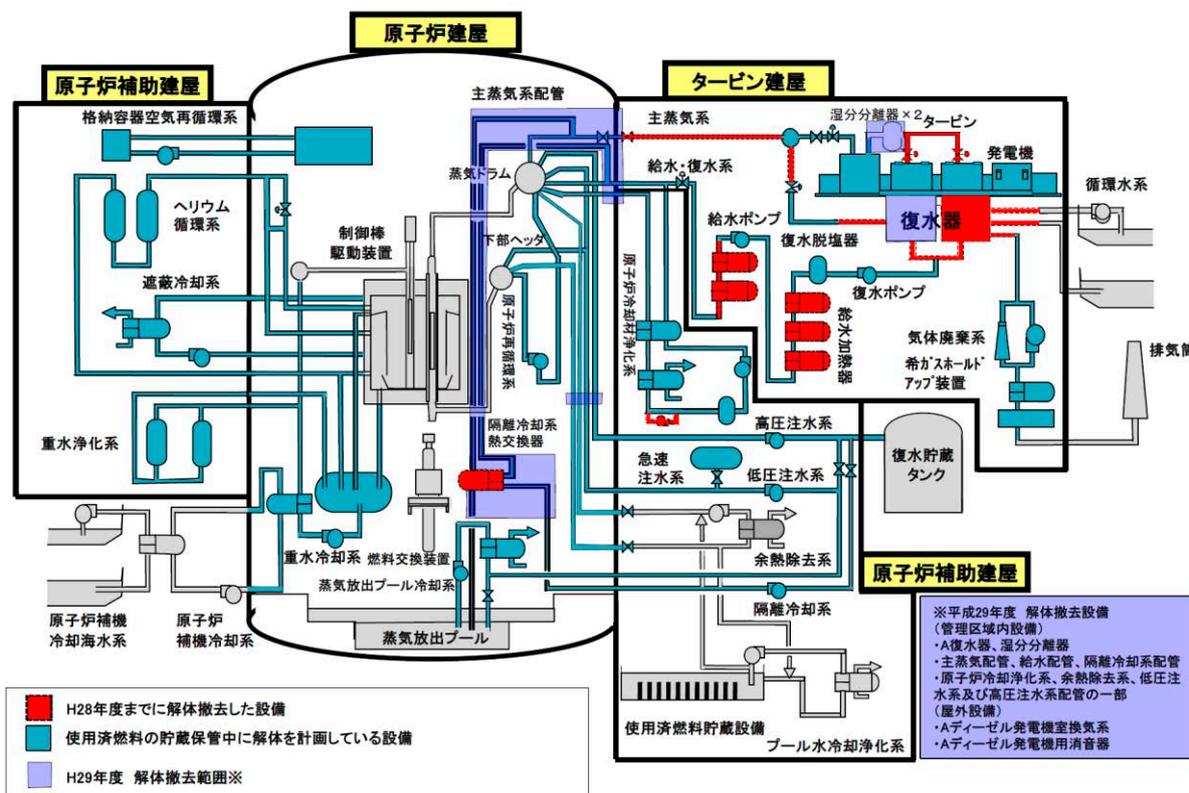


図 2.3-1 平成 29 年度 解体撤去工事の実施範囲



A 復水器の上部及び中部解体撤去後の状況
(H29.7.24)



高圧タービン排気配管の切断
(H29.6.23)



ワイヤーソーを使った冷却管群の一括切断
(H29.8.7)



主蒸気管(高圧タービン入口配管)の切断
(H29.7.28)



湿水分離器内部構造物の切断
(H29.8.21)



A 復水器下部構造物の切断
(H29.12.11)

写真 2.3-1 平成 29 年度 A 復水器・湿水分離器等解体撤去作業状況

(b) 換気設備の解体撤去工事

1) Aディーゼル発電機室換気系の解体撤去

中間建屋屋上（非管理区域）に設置されているAディーゼル発電機室換気系の送風機・排風機・ダクト等について、平成29年11月6日から解体撤去を開始し、平成30年1月30日に完了した。

本工事に伴い発生した解体撤去物は、主に金属類 約34トンであり、非管理区域であることから、一部の有価物（モータ類）を除き、産業廃棄物として搬出した。

(c) 非常用電源設備の解体撤去工事

1) Aディーゼル発電機用消音器の解体撤去

中間建屋屋上（非管理区域）に設置されているAディーゼル発電機用消音器について、平成29年11月6日から解体撤去を開始し、平成30年1月30日に完了した。

本工事に伴い発生した解体撤去物は、主に金属類 約13トンであり、非管理区域であることから、産業廃棄物として搬出した。解体撤去工事の実施範囲を図2.3-2に、Aディーゼル発電機室換気系及び消音器の解体撤去工事状況を写真2.3-2示す。

非常用電源設備の解体撤去工事
Aディーゼル発電機用消音器

換気設備の解体撤去工事
Aディーゼル発電機室換気系

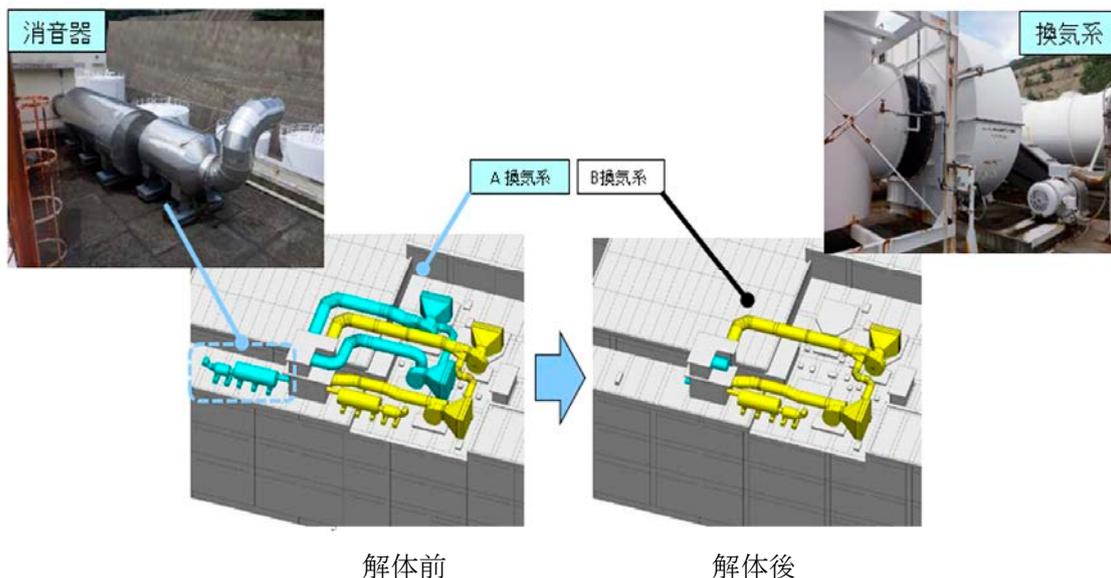


図 2.3-2 平成 29 年度 非管理区域内設備解体撤去工事の実施範囲



A 換気系解体前状況



A 換気系解体後状況



A 消音器解体前状況



A 消音器解体後状況

写真 2.3-2 平成 29 年度 A ディーゼル発電機室換気系及び消音器の解体撤去工事状況

③ 汚染の除去工事

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事として、平成 28 年度に引き続き、系統内のトリチウムを除去する作業を実施した。図 2.3-3 にトリチウム除去工事の対象設備・機器を示す。汚染の除去工事の作業内容は以下のとおりである。

(a) 原子炉補助建屋内機器のトリチウム除去

1) 軽水貯槽・その他重水系・ヘリウム系配管等のトリチウム除去

原子炉補助建屋地下 1 階に配置されている軽水貯槽及び原子炉補助建屋内の重水系・ヘリウム系配管等について、通気乾燥、真空ポンプを用いた真空引き（真空乾燥）によりトリチウムを除去する作業を平成 29 年 9 月 19 日から実施し、平成 30 年 3 月 23 日に完了した。なお、軽水貯槽及び周辺機器配管については、通気乾燥、真空引き等に先立ち、系内に残留する約 1600L のトリチウム水の抜出しを実施した。

(b) 原子炉建屋内機器のトリチウム除去

1) その他重水系・ヘリウム系配管等のトリチウム除去

原子炉建屋内の重水系・ヘリウム系配管等について、トリチウム除去を平成 29 年 9 月 19 日から開始し、平成 30 年 3 月 23 日に完了した。

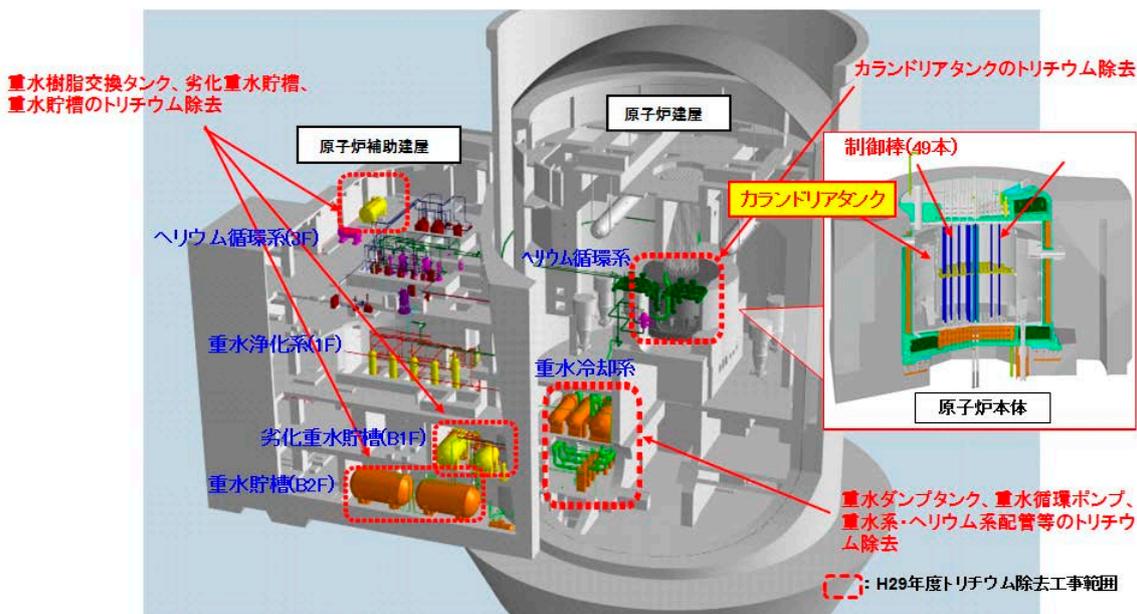


図 2.3-3 トリチウム除去工事の対象設備・機器

④ 施設の維持管理等

廃止措置対象施設のうち、核燃料物質の取扱い又は貯蔵に関係するものについて、原子炉等規制法に基づき第 30 回目の施設定期検査を実施・受検した。平成 29 年度の定期検査期間については、平成 29 年 9 月 1 日から平成 30 年 1 月 31 日であった。また、廃止措置計画に基づき維持すべき設備・機器等については、自主点検及び自主検査を実施し、性能の維持状況及び施設の健全性を確認した。

⑤ クリアランス認可申請対応について

「ふげん」のクリアランス認可申請については、タービン建屋で発生した解体撤去物約 1,000 トン（金属）を対象に、平成 27 年 2 月 13 日に認可申請を行った。その後、審査対応を行い、平成 28 年 11 月 18 に補正申請を提出し、審査対応を継続している。平成 29 年度の審査において原子力規制庁から平成 29 年 4 月に、平成 28 年 11 月補正申請についての評価方法の根拠等のコメント、平成 29 年 6 月に放射能濃度測定における誤差評価・安全率の算出方法等についてのコメントがなされたが、回答が収束したことから、平成 30 年 3 月 29 日に補正申請を行った。

⑥ 知識マネジメントシステムの構築

平成 27 年度から平成 29 年度を一つの区切りとし、知識マネジメントシステムのプロトタイプ構築に向けた取り組み実施した。特に廃止措置情報検索に関しては平成 29 年度に集中的に取り組んだ。結果として、廃止措置情報検索、解体進捗状況、VR・AR の紹介、切断動画といったコンテンツを盛り込んだプロトタイプシステムとしてのポータルサイト画面を試作した。

(4) 結果の評価

ふげん施設の維持管理を適切に実施し安全確保を実施した上で、解体撤去工事、汚染の除去工事等の施設の廃止措置を計画どおり実施した。

廃止措置計画の変更認可申請については、使用済燃料搬出期間の最終年度である平成 30 年 2 月 28 日に申請を行った。

クリアランスについては、原子力規制庁からのコメント対応等に時間を要したことから、本年度の運用開始には至っていない。

(5) 次年度以降の計画

次年度は、引続き施設の廃止措置を進める。また、クリアランス認可が下り次第、保安規定を改定の上、運用を開始する。

変更認可申請を行った廃止措置計画については、審査対応を行い、認可受ける。また、使用済燃料の搬出先の明確化、供用設備の維持すべき仕様・性能、機能維持の方法を見直し（非常用ディーゼル発電機及び余熱除去系について、施設定期検査の対象から除外する等）等について、廃止措置計画変更認可申請を行う予定である。

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	原子炉廃止措置研究開発センター
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画
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。	原子炉解体準備に向けて、原子炉構造材からの試料採取を実証するとともに、高放射線量雰囲気下における気中でのレーザー切断遠隔制御技術、位置決め技術等を実証する。

(1) 概要

「ふげん」では、平成20年2月に認可を受けた廃止措置計画に基づき施設の解体撤去や汚染の除去等の廃止措置作業を進めており、平成35年度からは原子炉本体の解体に着手する計画としている。図2.3.2-1に「ふげん」の原子炉本体を示す。

この原子炉本体の解体に向けて、平成26年度には第2期中期計画に基づき原子炉解体切断工法として炉心領域と遮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ソー切断工法を選定するとともに、解体に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。

この「ふげん」の原子炉の特長である複雑かつ狭隘な構造に適用するレーザー切断工法や原子炉構造材からの試料採取技術に係る技術開発は、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等にも貢献できる技術である。

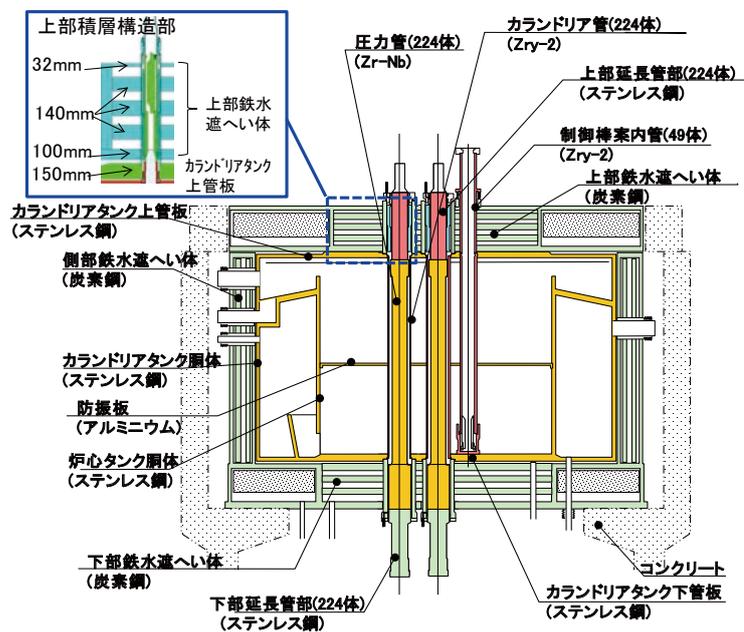


図 2.3.2-1 「ふげん」の原子炉本体

① 原子炉構造材からの試料採取技術開発

①-1 試料採取の目的

「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。廃棄体化にあたっては、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（図 2.3.2-2）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。また、放射能インベントリデータは、安全かつ合理的な原子炉本体解体手順や遠隔解体装置の設計等に反映するため、これまで解析手法等により評価してきたが、実際に試料を採取し核種分析結果等と比較することにより解析結果の妥当性を確認しておくことも重要である。

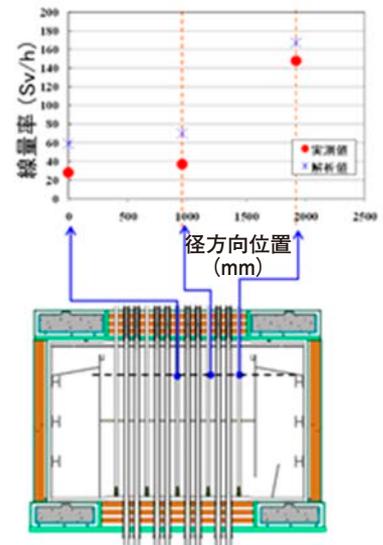


図 2.3.2-2 炉心部線量率の分布

①-2 試料採取装置の開発及び実証

複雑かつ狭隘な構造である「ふげん」の原子炉にアクセスできる試料採取装置の開発を進め、平成 27 年度までに製作した。この試料採取装置は、「ふげん」の原子炉本体構造材が多種類の材質により構成されていることから、狭隘環境の下でもこれら異なった部位の構造材を遠隔で採取することができる構造としている。

この試料採取装置を用いて、まずは模擬材を対象とした簡易モックアップによる機能確認及び作業員の習熟訓練を行い、必要な知見の習得や改良等を行った上で、実機材である炉内構造材の圧力管等から試料採取技術の実証を進めることとしている。装置を用いた炉内試料採取について図 2.3.2-3 に示す。

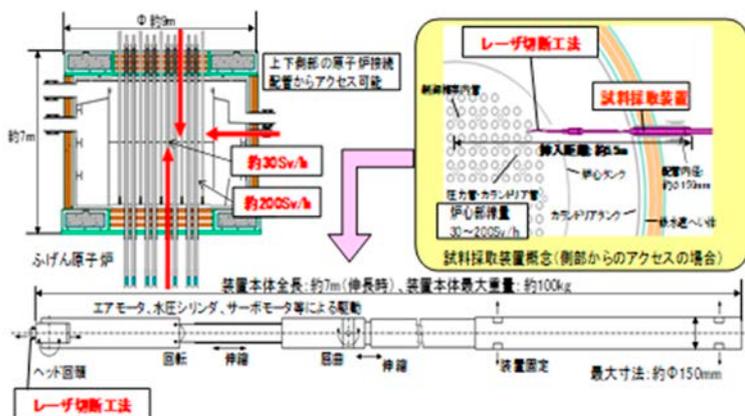


図 2.3.2-3 開発した装置を用いた炉内試料採取

①-3 全体工程

- ・平成 25 年度：試料採取装置の設計
- ・平成 26 年度：試料採取装置の製作（圧力管、カラドリウム管からの試料採取装置）

- ・平成 27 年度：試料採取工具等の製作（炉心タンク等の試料採取工具及び穿孔工具）
- ・平成 28 年度：簡易モックアップによる機能確認及び装置組立作業等習熟訓練
- ・平成 29 年度：試料採取装置の一部改良及び簡易モックアップによる機能確認及び習熟訓練等
炉心構造材（圧力管等）の試料採取作業着手
- ・平成 30 年度：炉心構造材の試料採取作業（継続）

② レーザ切断技術開発

②-1 レーザ切断技術の目的及び切断工法の選定

「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れたレーザー切断工法を選定した（写真 2.3.2-1）。



写真 2.3.2-1 レーザ切断工法による配管材の切断(例)

②-2 レーザ切断技術開発及び実証

原子炉水中解体に向けた技術開発の一環として、レーザー切断時における最適条件の抽出及び切断時における安全評価に係る粉じんデータ等取得のため、平成 27 年度に気中及び水中切断試験装置を「ふげん」内に整備した（写真 2.3.2-2）。これらの試験装置を用いて、気中及び水中環境下でのレーザー切断時に発生する粉じん移行データの取得を進めてきている。

また、炉内試料採取装置の簡易モックアップにおいて、炉心タンク模擬材を対象としたレーザー穿孔試験を実施し、最適な穿孔条件を検証・設定した後、実機材の原子炉構造材の試料採取における炉心タンク穿孔作業において、高放線量雰囲気下における気中レーザー切断遠隔制御技術の実証を進める。



写真 2.3.2-2 粉じんデータ取得のための気中及び水中切断装置

②-3 全体工程

年度	気中切断技術	水中切断技術
平成 27 年度	<ul style="list-style-type: none"> ・ レーザ発信器、多関節ロボット等の連携調整及び遠隔制御性確認 ・ 実機原子炉冷却材浄化系解体撤去物にレーザ切断技術の適用 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「ふげん」内への気中及び水中切断試験装置の整備
平成 28 年度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実機隔離冷却系熱交換器等の解体撤去の一部へのレーザ切断技術の適用 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 気中及び水中下でのレーザ切断時における粉じんデータ取得（熱的切断工法であるプラズマ切断工法との比較を含む）
平成 29 年度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心タンク穿孔に向けた簡易モックアップによる検証 	
平成 30 年度 (予定)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心タンクを対象としたレーザ穿孔技術の実証 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉遠隔解体モックアップ試験（ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点利用） 	

(2) 方法

①原子炉構造材からの試料採取技術開発

平成 29 年度は、平成 28 年度に実施した簡易モックアップを通して得られた知見や抽出した改善点を踏まえ、試料採取装置の一部を改良する。

また、改良した試料採取装置を用いて、図 2.3.2-4 に示す簡易モックアップによる機能確認及び習熟訓練を実施した後、これらの成果を踏まえ、原子炉構造材試料採取装置を原子炉建屋の炉心下部に設置し、実機材である炉内構造材の圧力管等を対象に試料採取技術を実証する。

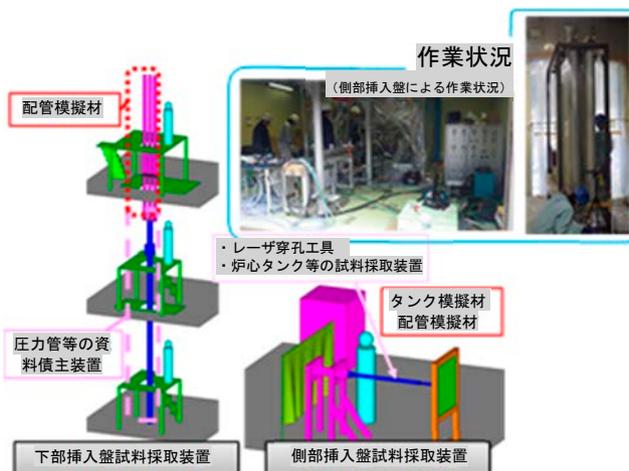


図 2.3.2-4 炉内試料採取に係る簡易モックアップ

②レーザ切断技術開発

平成 29 年度は、高放射線雰囲気にある炉心タンクの穿孔実証に先立ち、トリチウム除去建屋において実施する炉内試料採取装置を用いた簡易モックアップにより、炉心タンク模擬材を対象としたレーザ穿孔試験を実施し、次年度実施予定である実機炉心タンク穿孔作業時の遠隔制御性や位置決め技術等を含め、最適な穿孔条件を検証し設定する。写真 2.3.2-3 にレーザ穿孔技術の検証（例）を示す。



写真 2.3.2-3 レーザ穿孔技術の検証（例）

(3) 結果

改良した試料採取装置を用いた簡易モックアップにより、原子炉構造材からの試料採取に係る機能確認及び習熟訓練、レーザ切断技術による穿孔試験を実施し、安全性や取扱いについて検証した。

また、これらの成果を踏まえ、平成 29 年度末には原子炉構造材からの試料採取作業に着手しており、平成 30 年度には圧力管からの試料採取する予定である。

(4) 結果の評価

第 3 期中長期計画で定める東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献も視野に、原子炉構造材からの試料採取技術については、モックアップ試験を介して計画的に検証を進めてきており、年度末には実機材である炉内構造材の圧力管等からの試料採取に着手した。また、レーザ切断技術についても当初計画を達成しており、平成 29 年度の年度計画を達成できた。

(5) 平成 30 年度以降の計画

原子炉解体準備に向けて、原子炉構造材からの試料採取の実証を継続するとともに、ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点（図 2.3.2-5）を利用し、原子炉遠隔解体モックアップ試験に着手する計画である。

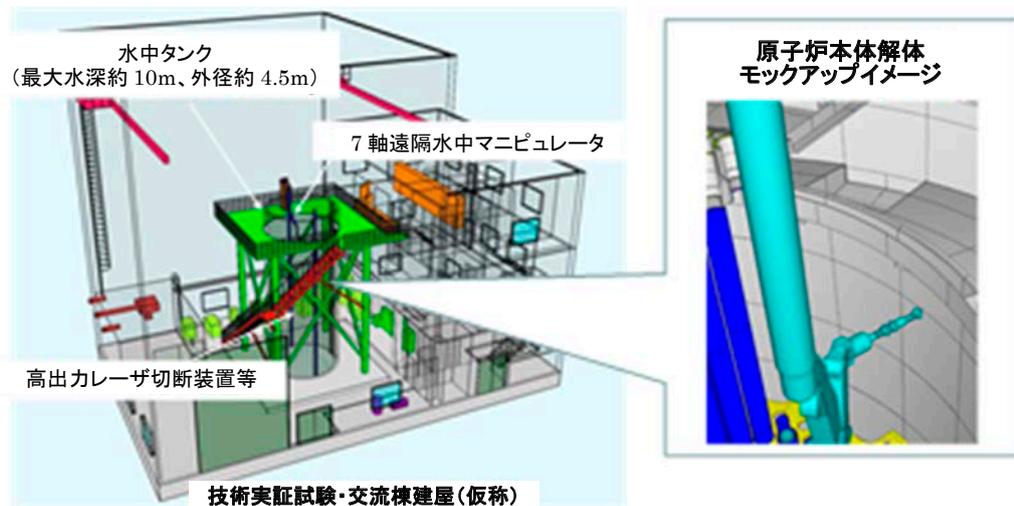


図 2.3.2-5 ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点

2.4 原子力科学研究所における廃止措置

実施部署	原子力科学研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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。</p>	<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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、平成 28 年度に策定した施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。</p> <p>【各論】 廃止措置に着手しているホットラボ、液体処理場及び再処理特別研究棟の維持管理を行う。 また、JRR-4 及び TRACY については、廃止措置に向けて準備を進め、TCA については、廃止措置計画の認可申請に向けた準備を進める。</p>	

(1) 概要

施設中長期計画に従って、原子力科学研究所（以下、「原科研」という。）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。

再処理特別研究棟では廃止措置を継続し、ホットラボでは鉛セルの解体方法の検討及び液体処理場では撤去物の処理方法の検討を進めた。また、JRR-4、TRACY については、廃止措置に係る認可を取得するとともに、TCA については、廃止措置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 29 年度は、ウランマグノックス用鉛セルの解体で発生した、代表的な遮へい用鋼材等の線量測定及び除染作業を実施し、残り 4 基の鉛セルの解体方法について検討を進めた。(図 2.4-1)

② 液体処理場では、平成 28 年度に廃液貯槽周辺に設置されていた点検架台、支柱等の解体物の物量測定を実施した。

平成 29 年度は、廃液貯槽周辺の架台等を撤去するとともに処理方法について検討を進めた。(図 2.4-2)

- ③ 再処理特別研究棟では、平成 28 年度に廃液貯槽 LV-1 の解体が終了した。
平成 29 年度は、この解体工事を行うために設置した仮設の排気設備の解体撤去を行った。
(図 2.4-3)

- ④ JRR-4 では、平成 27 年 12 月 25 日に原子炉の廃止措置計画の認可申請を行い、平成 29 年 6 月 7 日に廃止措置計画の認可を取得した。また、原子炉保安規定の変更を行い原子炉の機能停止措置を行った。(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

(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

(原子炉機能停止措置)

- ・平成 29 年 12 月 22 日 原子炉の機能停止

- ⑤ TRACY では、平成 27 年 3 月 31 日に原子炉の廃止措置計画の認可申請を行い、平成 29 年 6 月 7 日に廃止措置計画の認可を取得した。また、平成 28 年 8 月 9 日に原子炉保安規定の変更認可申請を行い、平成 30 年 3 月 1 日に原子炉保安規定の変更認可を取得した。(図 2.4-4)

(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
- ・平成 30 年 3 月 1 日 原子炉保安規定の変更認可を取得

- 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 2.4-4)

(3) 結果の評価

平成 29 年度の年間計画に基づき、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、TCA の廃止措置に向けた準備を、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。

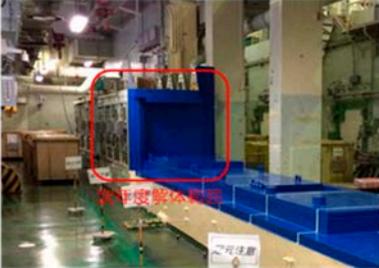
表 2.4 ホットラボ、液体処理場、再処理特別研究棟、JRR-4、TRACY、TCA の計画

施設名	開始時期	第3期中長期計画						第4期中長期計画									
		2016 H28	2017 H29	2018 H30	2019 H31	2020 H32	2021 H33	2022 H34	2023 H35	2024 H36	2025 H37	2026 H38	2027 H39	2028 H40			
1 ホットラボ (解体部)	H14							解体、管理区域解除									一部の施設を未照射核燃料の 保管施設として利用
2 液体処理場	H22																
3 再処理特別研究棟	H08																
4 JRR-4			機能停止														解体、管理区域解除
5 TRACY																	維持管理(密閉)
6 TCA																	解体、管理区域解除 建家解体

【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



鉛ブロックの解体



遮蔽用鋼材(ビニル梱包)

【実施状況】
 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29年度は解体で発生した、代表的な遮蔽用鋼材等の線量測定及び除染作業を実施し、残り4基の鉛セルの解体方法について検討を進めた。

図 2.4-1 ホットラボの実施状況

【施設概要】
 昭和33年に建設され、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年に運転を終了した。



液体処理場の外観



廃液貯槽

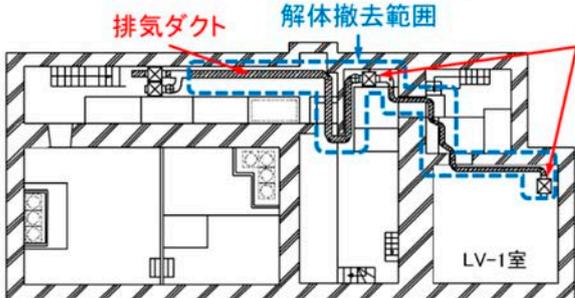


廃液貯槽周辺に設置されていた点検架台、支柱等

【実施状況】
 廃液貯槽を撤去・解体するため取り外した、それら周辺の点検架台、支柱等を撤去するとともに処理方法の検討を進めた。

図 2.4-2 液体処理場の実施状況

【施設概要】
 昭和36年に建設され、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年から廃止措置に着手している。




再処理特別研究棟の外観



LV-1室内の排気設備

【実施状況】
 平成28年度に廃液貯槽LV-1の解体が終了し、平成29年度はLV-1室内に設置した仮設の排気設備を解体撤去した。

図 2.4-3 再処理特別研究棟の実施状況

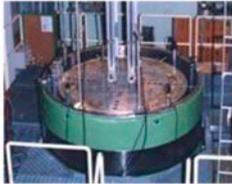
- **研究炉JRR-4**
 平成27年12月25日に原子炉の廃止措置計画の認可申請を行い、平成29年6月7日に廃止措置計画の認可を取得した。また、原子炉保安規定の変更を行い原子炉の機能停止措置を行った。



JRR-4
- **過渡臨界実験装置 (TRACY)**
 TRACYでは、平成27年3月31日に原子炉の廃止措置計画の認可申請を行い、平成29年6月7日に廃止措置計画の認可を取得した。また、平成28年8月9日に原子炉保安規定の変更認可申請を行い、平成30年3月1日に原子炉保安規定の変更認可を取得した。



TRACY
- **軽水臨界実験装置 (TCA)**
 原子炉の廃止措置計画の認可申請の準備を進めた。



TCA

図 2.4-4 JRR-4、TRACY、TCA の実施状況

2.5 大洗研究開発センターにおける廃止措置

実施部署	大洗研究開発センター	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況を勘案するとともに、安全確保を大前提に、当該施設を熟知したシニア職員等の知見を活かしつつ、内在するリスクレベルや経済性を考慮し、優先順位やホールドポイントを盛り込んだ合理的な廃止措置計画を策定し、外部専門家による評価を受けた上で、これに沿って進める。実施に当たっては、機構改革で定められた施設を中心に、確保された予算の中で最大の効果が期待されるものを優先する	<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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、平成28年度に策定した施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。</p> <p>【各論】</p> <p>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。</p> <p>【各論】</p> <p>JMTR等については、廃止措置に向けて準備を開始する。</p>	

2.5.1 重水臨界実験装置（DCA）

(1) 概要

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

平成27年度は、重水加熱器、重水冷却器並びに重水ストレージタンクに接続されている小口径配管の撤去及び解体を実施した。

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

平成29年度は、2基ある重水ストレージタンクのうち、1基の解体に着手し、推定重量（約1,400kg）の30%（約400kg）を目標に解体撤去を実施した。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実施した。

(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）であり、これまでの解体作業に使用してきた切断工具（バンドソー、ジグソー、セイバーソー等）での切断は難しい。そこで、主切断工具にチップソーを選定し、解体・撤去を行う。重水ストレージタンク概略図を図2.5.1-1に示す。

チップソーは厚肉材の切断が可能であるが、切断時に火花が発生することから火災対策を講じる必要があること、解体に従事する作業者に使用経験者が少ないことからモックアップを実施する。モックアップでは、チップソーによるアルミニウム材への適用性の確認、作業者の習熟を図るとともに、その確認された結果を作業手順書に反映させ、解体作業に着手する。

解体作業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の切断時間を測定する。

(3) 結果

計画書に従い重水ストレージタンク (A) の解体作業を実施し、平成 29 年度目標を達成した。解体手順を図 2.5.1-2 に、解体状況を写真 2.5.1 に、工程表 (実績) を表 2.5.1-2 に示す。

(4) 結果の評価

平成 29 年度に実施した解体重量は、554kg であった。解体実績を表 2.5.1-3 に示す。

切断に使用したチップソーの切断能力は、厚さ 1.2cm のアルミニウム材で 0.56cm/秒、厚さ 1.5cm のアルミニウム材で 0.58cm/秒であった。切断データを表 2.5.1-4 に示す。

これまでの解体工事で使用した切断工具のうち、厚さ 15mm のアルミニウム材を切断できるものの切断能力は、ロータリーバンドソーで 0.24cm²/秒 (厚さ 0.25~3.9cm)、セイバーソーで 0.19cm²/秒 (厚さ 0.3cm)、ジグソーで 1.05cm/秒 (厚さ 0.4cm) である。

なお、ロータリーバンドソーとセイバーソーは配管を切断対象物としているため、配管面積に対する切断時間を、ジグソーは板材を切断対象物としているため、切断長さに対する切断時間を記載している。

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。これらのことから、チップ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 30 年度は重水ストレージタンク (A) の解体撤去を継続するとともに、ストレージタンク (B) の解体撤去に着手する。

大型厚肉構造物の解体作業となるため、今年度の解体実績を基に、解体工法の検討を行うとともに、解体工事のデータを蓄積する。

表 2.5.1-1 DCA の廃止措置工程表

項目	工期 (年度)	平成13年度	第1段階 平成14年度	第2段階 平成15～19年度	第3段階 平成20～34年度	第4段階 (着手後約5年間)
		<ul style="list-style-type: none"> 解体届出 ▼ 解体工事に開始 		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
<ul style="list-style-type: none"> 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 						
<ul style="list-style-type: none"> 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 2.5.1-2 重水ストレージタンク 解体工程表 (平成 29 年度)

施設名:重水臨界実験装置(DCA)

作業工程	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
準備作業									
胴体の切断	南側下部								
	内部梯子								
	北側下部配管								
	北側下部								
	マンホール部、北側上部、南側上部								
上部									
底板									
鏡板									
架台									
H-3測定依頼 (1カ月に1回程度)									
重量測定・収納									
後片付け									

 : 予定
 : 実績

表 2.5.1-3 重水ストレージタンク 解体実績 (平成 29 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)		タンク胴	1 基	Φ2,224	t 12	2,700	673	204	448	
								190		
								54		
								—		
	アルミ ニウム	タンク鏡 板	2 枚	Φ2,224	t 15	—	422	1,350	49	49
									—	
		マンホールフランジ	1 基	Φ655	t 74	52	19		19	19
									27	
									27	
		マンホール洞	1 基	Φ508	t 12	200	11		11	11
—										
		架台	2 基	—	—	—	197	—	—	

(平成 30 年 3 月 23 日時点)

表 2.5.1-4 重水ストレージタンク 切断データ (平成 29 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	26.0	45	0.58	0.56
	2	19.5	25	0.78	
	3	24.5	44	0.56	
	4	22.0	42	0.52	
	5	24.5	47	0.52	
	6	22.5	58	0.39	
	合計	139.0	261	0.53	0.53
15	1	32.0	46	0.70	0.58
	2	23.0	58	0.40	
	3	36.0	59	0.61	
	4	13.0	23	0.57	
	5	29.0	51	0.57	
	6	29.0	71	0.41	
	7	34.0	65	0.52	
	8	41.5	58	0.72	
	9	35.0	49	0.71	
	合計	272.5	480	0.57	0.57

※使用した主切断工具：チップソー (日立工機製 (CD7SA))、鋸刃 (モトユキ製 (KT-180-60 SUS 用))

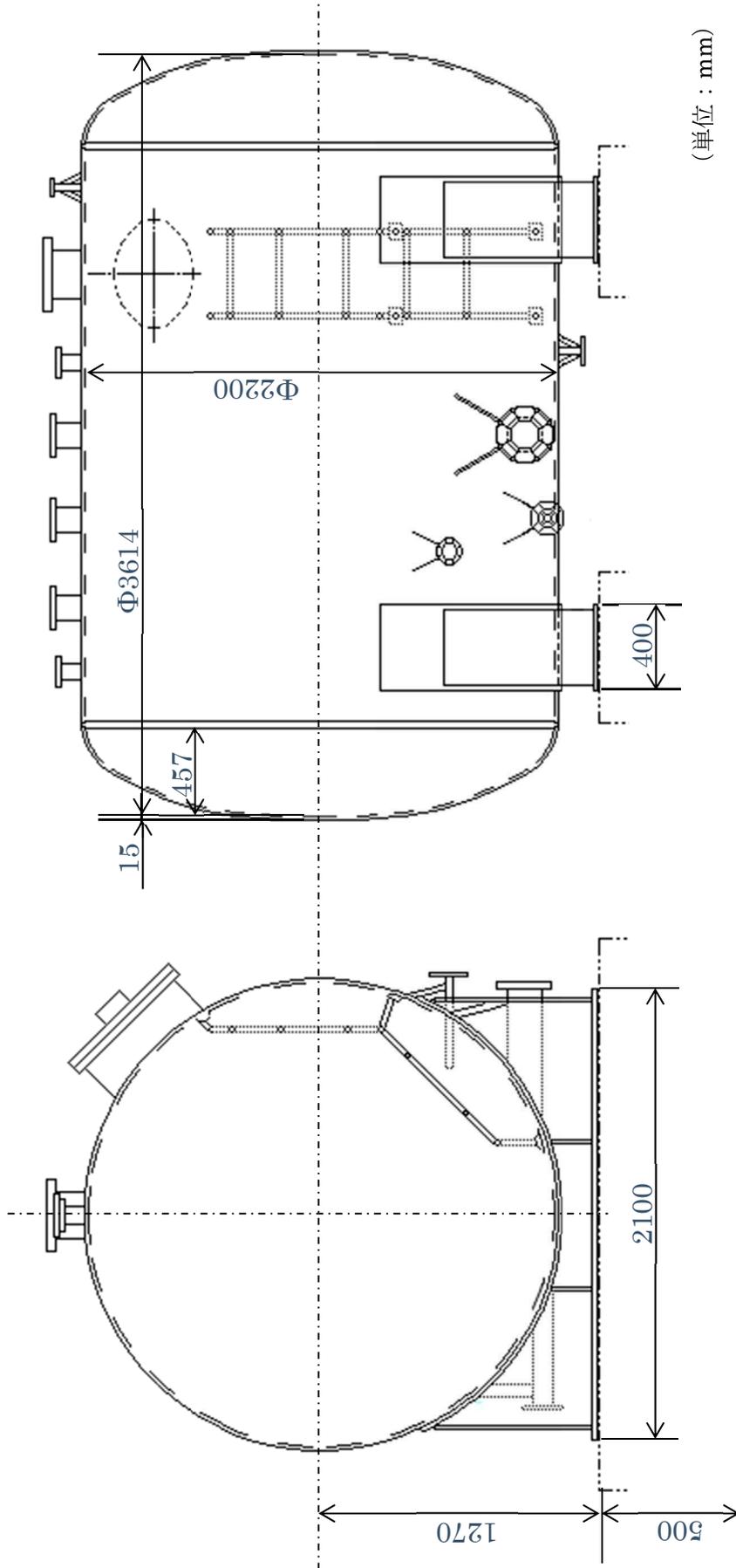


図 2.5.1-1 重水ストレージタンク 概略図

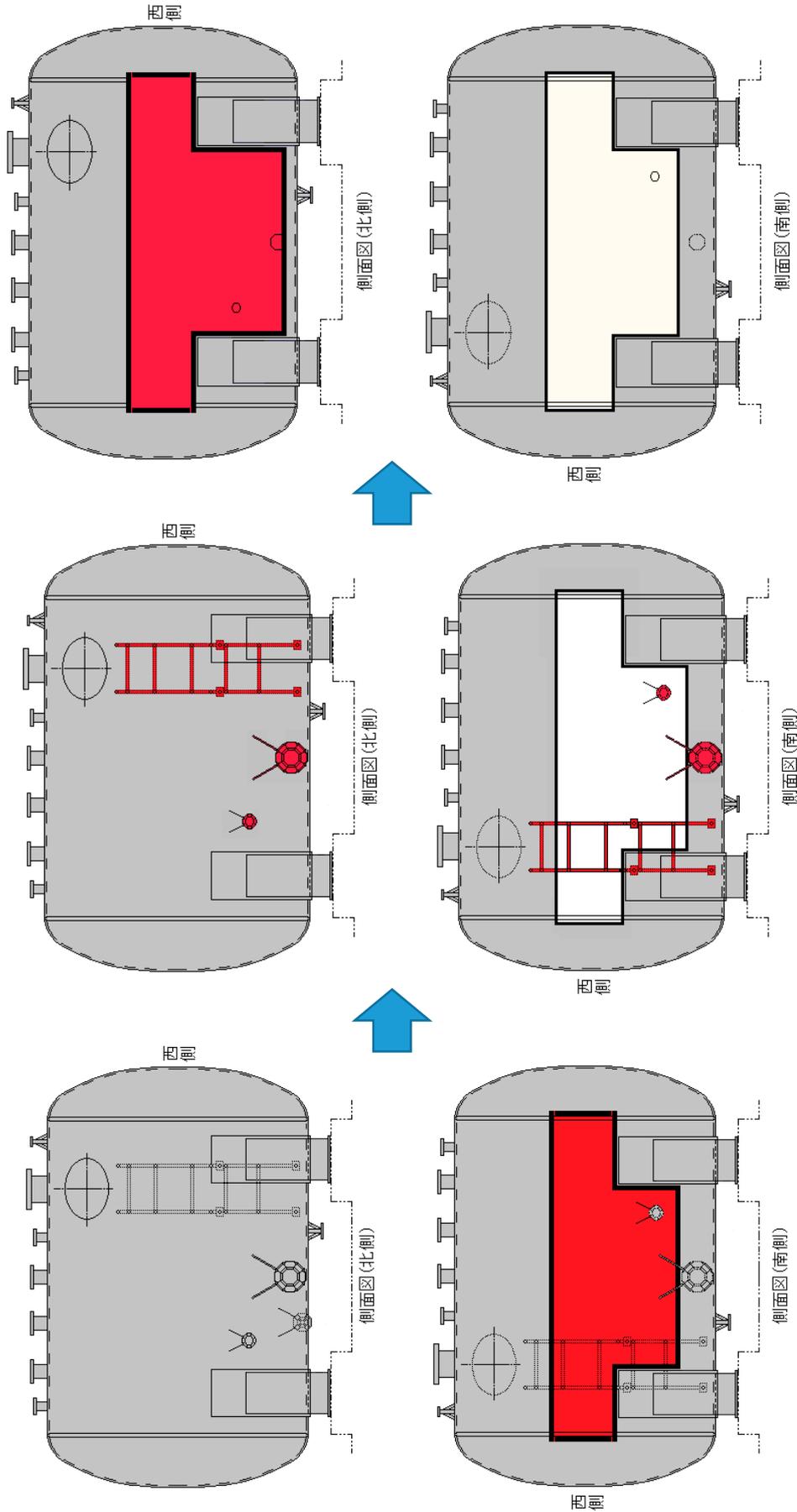


図 2.5.1-2 重水ストレージタンク解体手順 (1/2)

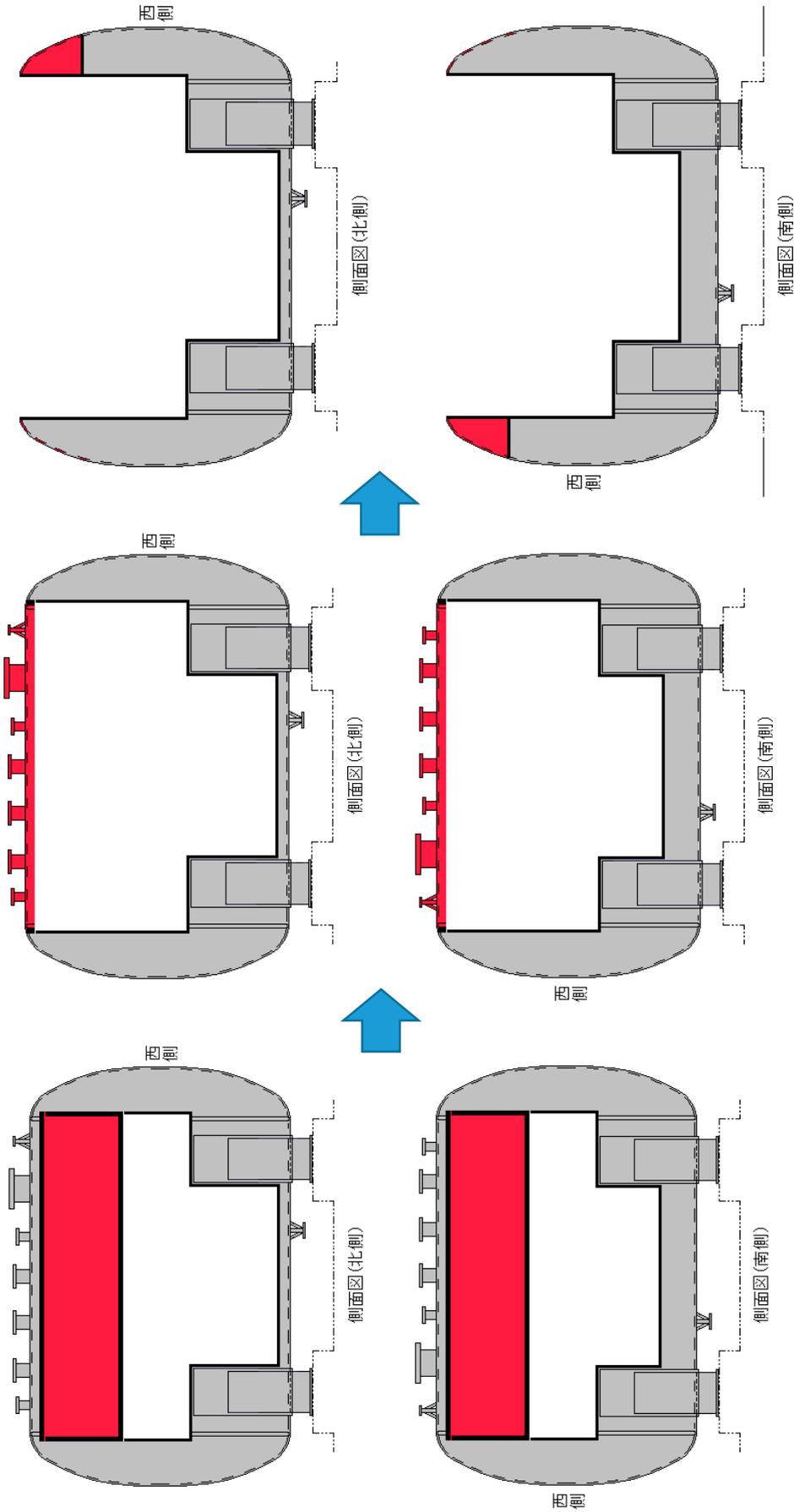
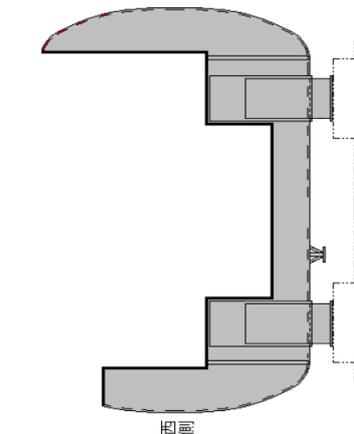


図 2.5.1-2 重水ストレージタンク解体手順 (2/2)



解体・撤去後

写真 2.5.1 重水ストレータリンク解体状況

2.5.2 材料試験炉（JMTR）

(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年度の再稼働を目指し、4年間のJMTRの更新及び照射設備の整備を行ってきた⁵⁾。ところが、JMTRの機器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による東日本大震災、更には震災による東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故後、平成27年3月27日に試験研究用等原子炉に対する新規規制基準に対応した設置許可変更申請を提出したものの、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⁶⁾」において、JMTRは廃止施設として決定し、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なり、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。

(2) 方法

(2)-1 JMTR 施設の廃止措置に係る基本工程の策定

JMTR施設の廃止措置は、法律の定められる安全規制に則り進めることとなる。すなわち、廃止措置段階において、安全確保のために要求される主な機能は、施設内の放射性物質の「閉じ込め」や放射線の遮へいであり、具体的には、「(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」が適切なものであるか、廃止措置計画認可申請の際に確認される重要項目である。このため、JMTR施設の廃止措置の基本方針として、下記の通り設定した。

- 1) JMTR施設の廃止措置は、本廃止措置計画の認可以降、本廃止措置計画に基づき実施する。
- 2) 残存する各施設・設備について、廃止措置の各過程に応じて要求される機能を保安規定に基づき維持し、廃止措置中のJMTR施設の放射線管理、廃棄物管理等を適切に行う。また、安全対策として汚染の拡大防止対策、被ばく低減対策、事故防止対策等を講じ、施設の運転期間中に準じた安全確保を図る。
- 3) 未使用燃料は適切な処分方法を策定する。使用済燃料は、米国のエネルギー省（DOE）へ譲り渡す。

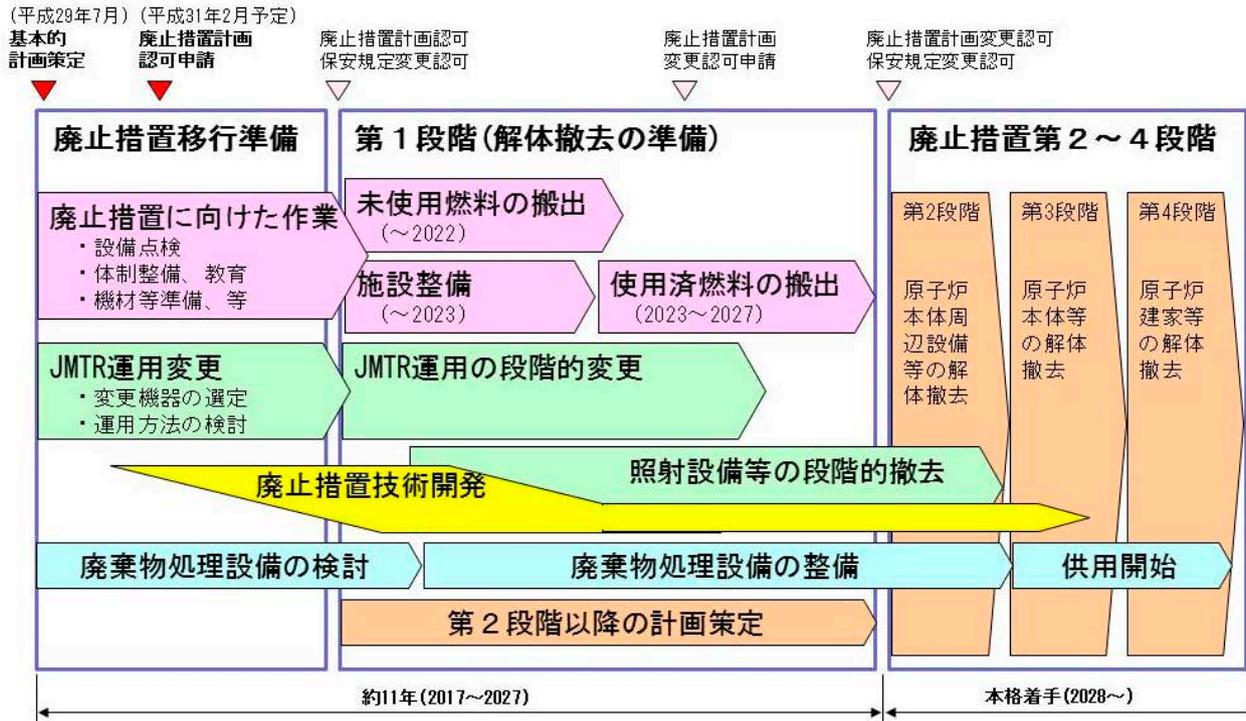


図 2.5.2-1 JMTR 施設の廃止措置に係る基本工程

表 2.5.2-1 第1段階の実施項目 (案)

項目	検討内容
原子炉の機能停止措置	中性子吸収材を挿入した状態での固定及び制御設備の駆動部の撤去を実施する。なお、平成18年8月2日に全ての燃料体が炉心から取り出し済みである。
残存放射能評価	残存放射能の事前調査を適切に行う。なお、減衰に必要な期間である原子炉停止後10年（平成28年8月）以上経過している。
核燃料物質の搬出	燃料体(未使用燃料及び使用済燃料)の譲渡しまでは、未使用燃料及び使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のための機能の維持管理を行う。
建家・機器等の除染	残存放射能の事前評価に基づき、除染可能な建家・機器等について、除染を開始する。
安全貯蔵	安全確保のための機能を維持管理（安全貯蔵）する。
安全貯蔵放射能レベルの比較的低い施設・設備及び汚染のない施設・設備の解体撤去	機能の維持管理の機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した放射能レベルの比較的低い施設・設備及び汚染のない施設・設備の解体撤去（管理区域外設備の一部解体撤去）を行う。
放射性物質の処理・処分	放射性廃棄物は、廃棄物管理施設へ引き渡す。

これに基づき、JMTR 施設の廃止措置に係る基本工程を図 2.5.2-1 に示す通り設定した。特に、廃止措置計画認可申請の作成にあたっては、第1段階の実施項目を明確化し、検討を進めることとした（表 2.5.2-1）。

(2)-2 平成 29 年度実施項目

(2)-2-1 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

JMTR 施設に残存する放射性物質は、放射化汚染物質と二次汚染物質に分けて評価した。放射化汚染物質とは、原子炉圧力容器、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もの、二次汚染物質とは、一次冷却水中に溶出した放射化金属の成分が設備機器等に付着したものとしてそれぞれ評価することとした。

放射化汚染物質の評価方法は、評価対象機器を選定し、原子炉運転時による中性子の到達範囲を考慮して行うこととした。この際、中性子束分布は、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-5 により計算し、核データライブラリは JENDL-4.0 を使用した。並行して、JMTR の運転履歴、対象となる設備機器の使用年数、物量データ及び元素組成を調査し、最終的に SCALE-6.1 に含まれる核種崩壊生成計算コード ORIGEN-S を用いて、放射化汚染物質の放射エネルギーを推定した。

二次汚染物質の評価にあたっては、汚染の可能性がある設備機器を選定し、系統別に汚染範囲を設定するとともに、評価方法について検討を行った。

(2)-2-2 JMTR 施設の廃止措置に伴う管理支援システムの構築

JMTR 施設の廃止措置を進めるにあたって、廃止措置期間中の機能を維持すべき設備機器を選定し、安全確保のために廃止するまでの期間、適切な保守管理を行うことが必要不可欠である。このため、JMTR 施設内にある設備機器の図面、点検、トラブル等の履歴データ管理をするとともに、廃止措置に必要な汚染状況や解体撤去の計画を管理できるシステムの構築を開始した。

JMTR 施設は、原子炉本体施設、特定施設、照射設備及びホットラボ施設と、これらの施設を監視する放射線監視システムから構成されている。JMTR 施設の廃止措置にあたっては、安全を確保しつつ、効率的に実施することが必要不可欠であることから、構築するシステムの基本概念としては、廃止措置計画に基づいた各施設にある設備機器の上記履歴データの見える化を行うこととした。一方、原子炉本体設備と照射設備に係る履歴データは、これまで運用する課室が異なっていたことから、廃止措置を進めるうえで統一できるシステムの構築を図ることも念頭に置いて設計することとした。

(2)-2-3 JMTR 施設の廃止措置計画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。廃止措置計画認可申請書の作成にあたり、まず事故時における一般公衆の被ばく評価として、①使用済燃料プールの水位低下による被ばく評価、②放射化した原子炉炉心構造物材による被ばく評価を行った。被ばく評価には、QAD-CGGP2R 及び G33-GP2R を使用して、直接放射線及びスカイシャイン線による敷地境界での一般公衆の線量を評価した。

①の想定事象としては、使用済み燃料プールの水位が低下した際に、使用済み燃料からの

直接放射線及びスカイシャイン線による敷地境界での一般公衆の線量を評価した。本評価にあたっては、線源となる使用済燃料の線源強度等は ORIGEN-2 コードにより計算し、ORIGEN-2 を使用する際に使う一群の断面積は、JMTR の炉心を考慮し、MCNP-5 及び SWAT-4.0 を使用して算出することとした。

②の想定事象としては、炉プール及び压力容器内の水位低下が発生した際、炉心構造材による直接放射線及びスカイシャイン線による敷地境界での線量を評価した。本評価にあたっては、線源となる原子炉の炉心構造材については、(2)-2-1 に示す方法で評価した結果を使用した。

(2)-2-4 JMTR 施設の特有課題 トリチウム処理方法に関する検討

JMTR 廃止決定に伴い、放射性物質であるトリチウム (^3H) 保有量が多い出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1 照射設備)、カナル内に保管しているヘリウム-3 (^3He) 出力可変装置の使用済トリチウムゲッター材、ベリリウム反射体要素とベリリウム枠、核融合炉の材料開発で使用した照射キャプセルや炉外装置等を適切に梱包し、廃棄処分することが要求される。

このため、JMTR 内にあるトリチウム汚染設備・装置の現状調査を行い、法令に基づいた放射性廃棄物の区分及び処分を行うための技術的な概念検討を行った。平成 29 年度に実施した項目は、「(1) 廃炉に伴う放射性物質の区分及び処分調査」、「(2) JMTR 内トリチウム汚染設備・機器の整理」及び「(3) 放射性廃棄物の処分方法」とした。

(3) 結果

(3)-1 JMTR 施設の廃止措置に係る放射化汚染物の評価

放射化汚染物の評価として、原子炉停止後約 12 年 (平成 30 年 12 月末) 経過時における放射化汚染物の推定放射エネルギーの評価を行った結果、格子板 (ステンレス鋼) で約 $1.9\text{E}+14$ Bq/t、压力容器 (ステンレス鋼) で約 $1.9\text{E}+08$ Bq/t、炉プールライニング (ステンレス鋼) で約 $9.2\text{E}+03$ Bq/t であった。

二次汚染物の評価対象の選定にあたっては、一次冷却系統やプールカナル系統など、系統ごとに汚染範囲を設定し、評価を行うこととした。評価方法としては、各系統における代表設備機器等を設定して、対象外側の線量測定と核計算を組み合わせることで評価する方法を検討した。

(3)-2 JMTR 施設の廃止措置に伴う管理支援システムの構築

管理支援システムの基本構成は、①廃止措置計画申請書、②設工認申請書及び使用前検査、③ 第 1 段階、④第 2 段階、⑤第 3 段階及び⑥第 4 段階とした。平成 29 年度は、基本システムを構築することを目的とし、①、②及び③の設計を行った。

廃止措置計画申請書に関しては、申請書を提出に至るまでの審査経緯等の記録も管理できるようにするとともに、変更認可申請書についても随時追加できるようにした。また、認可後に廃止措置の準備業務が進むことになるが、特に、設工認申請書及び使用前検査に関しては、認

可申請書と同様な管理を行うこととした。これらの準備業務に関しては、後述する原子炉本体施設、特定施設及び照射設備の関連状況が把握できるようにした。

第 1 段階に関しては、第 1 段階に実施する主な業務をプロジェクト毎に管理できるようにした。例えば、各解体プロジェクトの実施にあたり、機能を維持すべき設備機器を考慮しながら、解体範囲を決定し、その解体実施プロジェクトの工程を策定した後、その工程に基づいて、解体工法の確定、要領書の作成、設工認申請などが管理できることとした。申請書が認可された後は、廃止措置の準備作業に移行するが、設工認等が必要な工事については、設工認申請や使用前検査に至るまで書類や資料の整理ができるように設計した。

次に、廃止措置計画に基づいた原子炉本体施設、特定施設、照射設備及びホットラボ施設と、これらの施設を監視する放射線監視システムの設備機器の履歴データの見える化を図った。水カラビットは、JMTR に設置されている照射設備であるが、廃止措置を計画するにあたっては、本設備機器のフローシート、展開接続図、これまでの保守点検記録、点検要領、保守計画工程等の状況を容易に把握できるようにした。更に、水カラビットの展開接続部から、特定の部品を選択することにより、その部品の状況も把握できるように構築した。これに基づいて、原子炉本体施設、特定施設、照射設備、ホットラボ施設及び放射線監視システムの設備機器について、基本システムを作成した。

(3)-3 JMTR 施設の廃止措置計画における被ばく評価

使用済み燃料プールの水位低下事象における評価に関しては、線源となる使用済燃料の線源強度及び ORIGEN-2 を使用する際に使う一群の断面積を算出するための条件を決定した。また、一般公衆の被ばく評価を行う際の評価モデル（線源位置、遮へい物の配置及び評価点）を設定した。炉プール及び圧力容器内の水位低下事象における評価については一般公衆の被ばく評価を行う際の評価モデル（線源位置、遮へい物の配置及び評価点）を設定した。

線源の評価結果に基づき、設定した評価モデルについて QAD-CGGP2R 及び G33-GP2R を使用して、直接放射線及びスカイシャイン線による敷地境界での一般公衆の線量を算出した。この結果、使用済み燃料プールの水位低下による被ばく評価において実効線量率は、スカイシャイン線による寄与が直接線よりも大きいこと、使用済み燃料の上部 1m の水で満たされていれば、実効線量は対処可能な 3 日以内でも 5mSv を超えないことが分かった。

(3)-4 JMTR 施設の特有課題 トリチウム処理方法に関する検討一

原子力規制委員会の中で「廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合」が平成 27 年 1 月から開催され、平成 29 年 8 月の会合で 25 回目を迎えた。現在、廃炉等に伴い発生する放射性廃棄物の埋設に係る規制については、原子炉等規制法において、これら炉内等廃棄物を含め、第二種廃棄物埋設として法令及び関連規則等の規制制度の枠組みが既に整備されている。一方、第二種廃棄物埋設の許認可における審査等を行うための規制基準については、放射能濃度が低い廃棄物を浅地中処分（トレンチ処分又はピット処分）する場合の基準は検討・整備が進んでいるが、炉内等廃棄物に関する基準は整備されていないのが現状であり、本会合

において、規制基準等の検討が行われている。トリチウムについては、規則上は明確に基準値を示されていないのが現状である⁷⁾。これらの標記検討チーム会合等での検討状況を活用し、トリチウムの保管及び廃棄処分方法について基本的な考え方等をまとめた。

次に、JMTR 内にあるトリチウム汚染設備・機器について、中性子照射の有無、トリチウムの汚染状況などを整理・分類した。

出力急昇試験設備は、シュラウド (OSF-1) 照射設備と沸騰水キャプセル (BOCA) 照射設備を組合せて軽水炉燃料棒の出力急昇試験を行ったものである。この内、トリチウムで汚染されている装置はヘリウム-3 (^3He) 出力可変装置⁸⁾である。本設備は、JMTR 炉心にある ^3He ガススクリーン (中性子照射されている) と JMTR 炉回りにある He-3 炉外圧力可変装置とステンレス製配管で接続されている。また、ヘリウム-3 (^3He) 出力可変装置は、トリチウムを捕集するためのトリチウムゲッターが使用されていた。これまで、本装置に設置されているトリチウムゲッターは定期的に交換が行われた。交換した約 14 個のトリチウムゲッターは生成したトリチウムを捕集したもので、JMTR カナルに保管されている。なお、トリチウムゲッターに含まれるトリチウム量は約 $2 \times 10^{14} \text{Bq}$ / 個と推計される。

ベリリウムは、熱中性子に対する低い捕獲断面積、良好な弾性散乱特性等を有し、JMTR の中性子反射材として利用されている。ベリリウムは中性子との核反応により生成されるヘリウムを経て、最終的にはトリチウムを生成する。JMTR では、H 型に配置されたベリリウム棒と炉心内に配置されたベリリウム反射体要素からなる。ベリリウム棒は定期的に交換⁹⁾され、交換した使用済みのベリリウム棒はカナル内に保管されており、約 2.5 トンであり、総トリチウム量は約 $6 \times 10^{14} \text{Bq}$ と推計される。

ブランケット照射試験設備は、中性子照射下におけるトリチウム増殖材 (リチウム含有セラミックス) からのトリチウムの生成・放出特性を把握するための設備として JMTR に整備されたものである。本照射試験設備は、照射試験体に装荷したトリチウム増殖材微小球充填体から生成・放出されるトリチウムをオンラインで測定するスweepガス装置、トリチウム増殖材領域の温度制御と中性子束の測定を行うキャプセル制御盤等から構成されている。なお、本照射試験設備で濃度測定後のトリチウムは、白金触媒を装荷した酸化反応器を通してトリチウム水にし、トリチウム回収系の吸着塔 (モレキュラシーブ) で回収されている。

JMTR では核融合燃料であるトリチウムを生産するリチウム (Li) セラミックスからなるトリチウム増殖材料の照射試験¹⁰⁻¹¹⁾を行ってきた。なお、これらの照射キャプセルは中性子照射試験に供したものであり、トリチウムの他、構造材料等の放射化物も含まれている。

これらの調査結果より、JMTR にあるトリチウム汚染設備・機器について、構成部品ごとに汚染の分類を行い、トリチウム除染方法及びそれらを収納する保管容器の検討を行った。トリチウム除染については、想定されるトリチウム含有量以上にトリチウム汚染設備・機器の部品にトリチウムが含まれる場合について、除染装置の構成、除染プロセス及び除染容器の構造の検討を行うとともに、発生したトリチウム汚染物に対し、①セメント、アスファルト等を用いたドラム缶への固化、②金属、プラスチック、フィルター等の固体状廃棄物のドラム缶への収納等の方法を検討し、特にトリチウム量の多い保管容器については透過漏えい量の試算を実施

した。

(4) 次年度に取り組むべき課題

① JMTR 施設の廃止措置に係る放射化汚染物の評価

二次汚染物の推定放射エネルギーの評価を行っていくとともに、上記で評価した放射化汚染物の推定放射エネルギーを含め、放射能レベル区分を行い、各区分における放射性固体廃棄物の推定発生量を求めるとともに、JMTR 施設の汚染分布の作成を行う。

② JMTR 施設の廃止措置に伴う管理支援システムの構築

管理支援システムに入力するための JMTR の原子炉本体施設及び照射設備の履歴データの整理を開始する。また、各種情報（放射化量、保守状況、経年劣化等）を入力できるシステムの検討を開始する。

③ JMTR 施設の廃止措置計画における被ばく評価

周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのあるリスクがある事故事象に係る妥当性を評価するとともに、放射線作業従事者及び周辺公衆の平常時における線量評価を行う。

④ JMTR 施設の特有課題：トリチウム処理方法に関する検討、廃樹脂の処理等の検討

トリチウム汚染設備・機器等の廃棄処分に係る技術的検討を引続き進めるとともに、既存の廃樹脂の処理処分、高放射化構造物の切断技術等を比較・評価し、妥当性の検討を開始する。

⑤ 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）

廃止措置の実績を蓄積している施設の調査を行い、分析方法の検討・確立、分析機器の整備、解体廃棄物の分別ための力量の策定、それらの品証体系の検討を開始する。

2.6 人形峠環境技術センターにおける廃止措置

実施部署	人形峠環境技術センター	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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。</p>	<p>原子力施設の廃止措置に関しては、廃棄物の廃棄体化、処分場への廃棄体搬出等、廃棄物の処理から処分に至る施設・設備の整備状況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、平成28年度に策定した施設中長期計画に従って廃止措置作業を実施する。</p> <p>[各論] 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・撤去に向けた検討を行う。製錬転換施設では、廃止措置を継続する。</p>	

2.6.1 濃縮工学施設

(1) 概要

- ・「循環型社会形成のための3R（リデュース・リユース・リサイクル）の考えに基づいて、放射性廃棄物でない廃棄物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）
- ・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継続して実施しており、平成29年度についても処理を実施した。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ており、平成29年度も継続して実施した。
- ・設備の解体撤去については、所期の目的を終了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29年度も継続して実施した。（表 2.6.1-1）

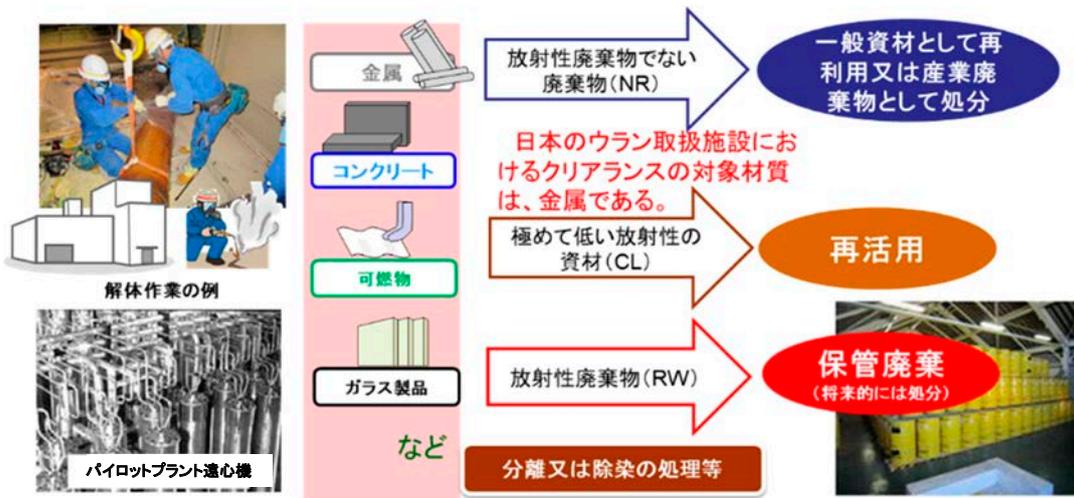


図 2.6.1-1 廃止措置の基本的な考え方

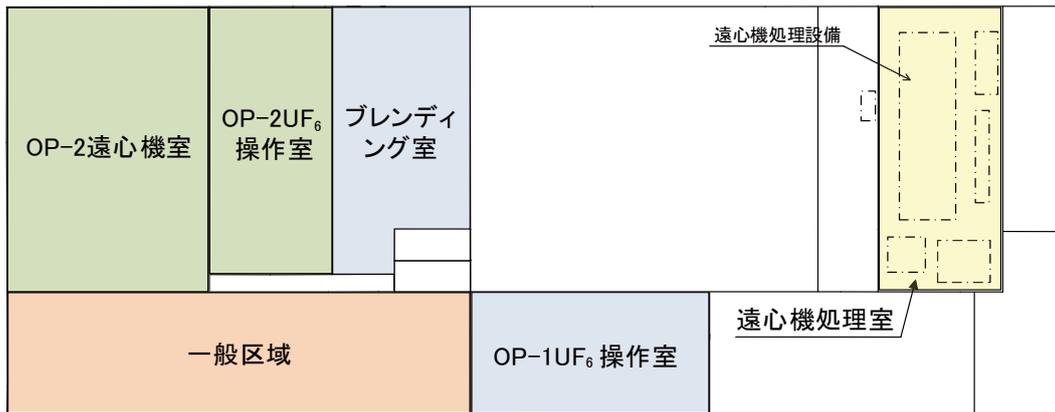


図 2.6.1-2 濃縮工学施設の解体撤去範囲等

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

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

(* 大型機器のドラム缶収納を H29、33 年度に実施)

(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、大型部品を化学分離（除染）処理するものと、小型部品を化学分離（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、遠心機処理設備が構成される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。

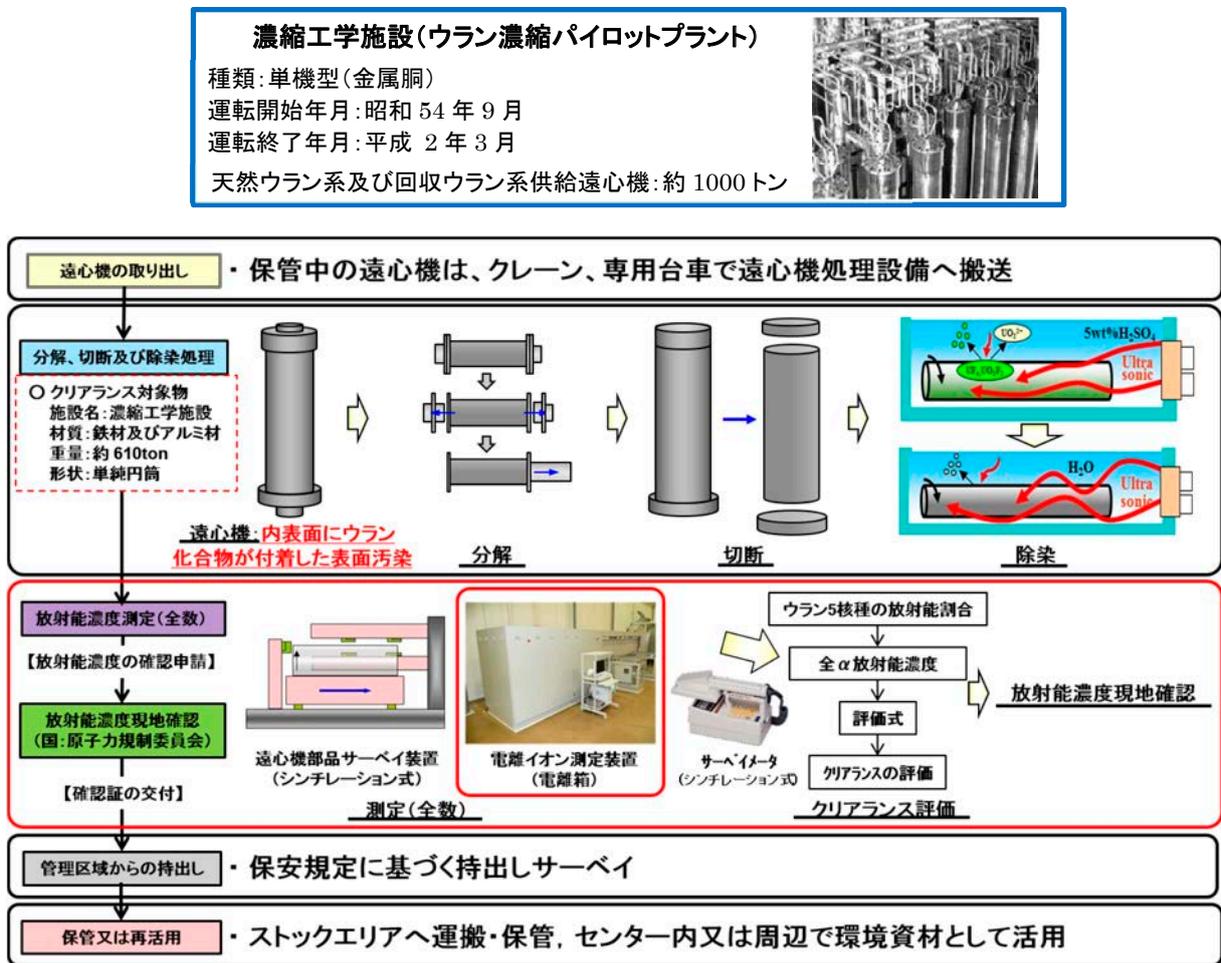


図 2.6.1-3 遠心機の解体・除染、クリアランスの流れ

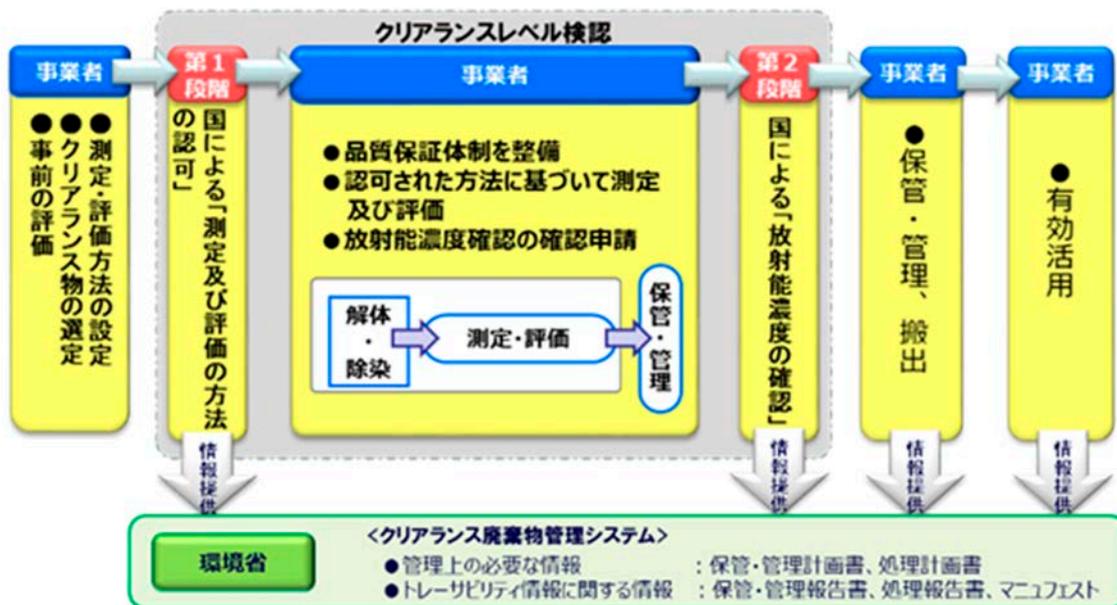


図 2.6.1-4 クリアランス制度適用の流れ

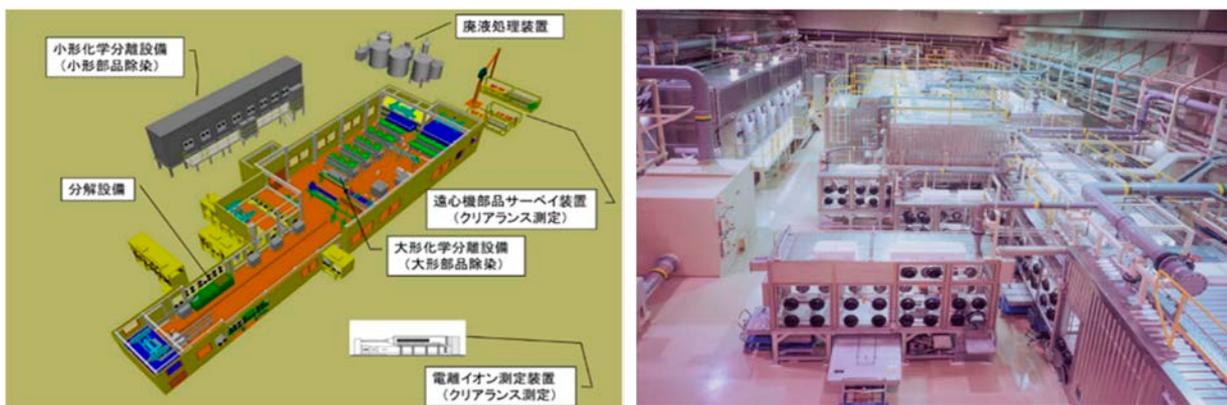


図 2.6.1-5 遠心機処理設備の構成



写真 2.6.1-1 分解設備 (ハウス搬入部)



写真 2.6.1-2 大型部品除染装置 (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

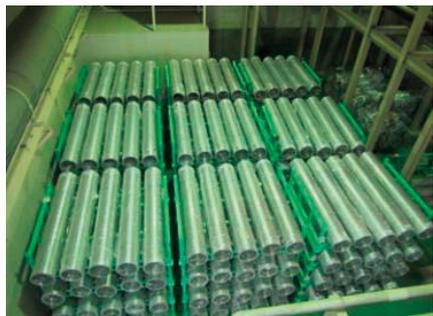


写真 2.6.1-5 クリアランス物(アルミ材)



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 GH 等の汚染拡大防止措置を施して撤去する。撤去後の床等については、補修仕上げを行う。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 (NR)」、「クリアランス対象物 (CL)」、「放射性廃棄物 (RW)」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。

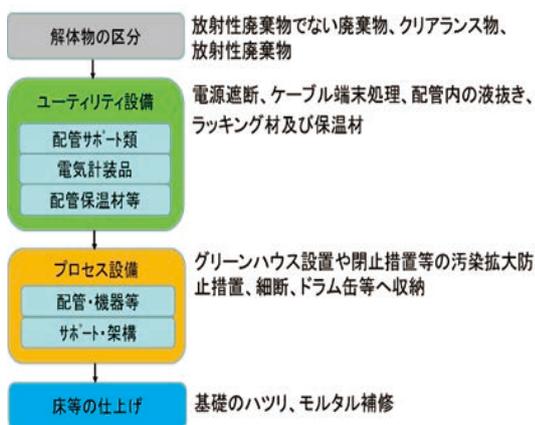


図 2.6.1-6 解体撤去の進め方



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

- ・ OP-2 遠心機の処理を平成 29 年 6 月 5 日に開始し、平成 30 年 2 月 28 日に 100 台の処理を終了。
- ・ 遠心機処理期間短縮に向けた遠心機処理計画として、処理期間短縮案、費用展開、対応スケジュール等を取りまとめた。
- ・ 第 5 回確認申請分の放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定（現行認可の「放射能濃度の測定及び評価」による）を平成 29 年 12 月 4 日に開始し、平成 30 年 2 月 28 日に終了。平成 30 年 3 月 22 日に原子力規制委員会へ確認申請（約 4 トン）。

② 設備の解体撤去

- ・ OP-2 補機室（非管理区域）のブライン冷凍機（1 基）の解体を平成 29 年 7 月 18 日に開始し、平成 29 年 11 月 30 日に終了（写真 2.6.1-9）。
- ・ 大型汚染機器（塔槽類 22 基）の解体（細断）、ドラム缶収納を平成 29 年 4 月 17 日に開始し、平成 30 年 3 月 16 日に終了。なお、作業中に発生した作業員負傷（平成 29 年 8 月 10 日）に係る原因調査・再発防止対策期間（平成 29 年 8 月 10 日～10 月 27 日）は作業を中断した（写真 2.6.1-10）。



写真 2.6.1-9 ブライン冷凍機解体



写真 2.6.1-10 大型汚染機器（コールドトラップ）解体

(4) 結果の評価

① パイロットプラント遠心機処理

- ・遠心分離機の解体・除染（処理台数：約 100 台）を、平成 30 年 2 月 28 日に目標通り達成。
- ・遠心機処理期間短縮に向けた遠心機処理計画検討を、平成 30 年 3 月 25 日に目標通り達成。
- ・遠心機部品の第 5 回確認申請分放射能濃度測定を、平成 30 年 2 月 28 日に目標通り達成。
また、第 5 回放射能濃度確認申請を、平成 30 年 3 月 22 日に目標通り達成。

② 設備の解体撤去

- ・OP-1UF₆ 操作室及びブレンディング室から撤去した大型汚染機器の解体、OP-2 補機室のブライン冷凍機の解体を終了するという平成 29 年度の目標（平成 30 年 2 月末）については、平成 29 年 8 月 10 日の作業員負傷トラブルを受け、原因調査・再発防止対策期間約 2.5 ヶ月作業中断したが、上期実績に基づく解体手順の改善・効率化（大型汚染機器解体前のパージ期間短縮等）の対策を講じ、平成 29 年 10 月 30 日より作業を再開し、冷凍機（1 基）の解体については、平成 29 年 11 月 30 日に終了し、大型汚染機器（22 基）の解体については、平成 30 年 3 月 16 日に作業を終了し、目標に対して約 1 ヶ月遅れとなった。

(5) 次年度以降の計画

① パイロットプラント遠心機処理

- ・平成 30 年度以降もパイロットプラント遠心機処理を継続して実施する。平成 30 年度は、平成 29 年度と同様の年間約 100 台以上の処理台数とするが、以降の年度において予算措置状況によっては、処理台数を増加させる。
- ・平成 30 年度以降のクリアランス運用については、平成 30 年度第 2 四半期に認可見込みの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」を適用し、クリアランス測定の効率化を図るとともに、放射能濃度測定台数を増加させる。

② 設備の解体撤去

平成 29 年度に発生した解体作業中における作業員負傷トラブルの再発防止対策（適切な工具の使用、リスクアセスメントの確実な実施等）について、平成 30 年度以降の解体作業に着実に反映し、無事故で作業を行う。

2.6.2 ウラン濃縮原型プラント

(1) 概要

- ・ウラン濃縮原型プラントは、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、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行うこととし、タスクチームを設置し、廃止措置計画認可申請書提出に向けた準備を継続している。
- ・原型プラント遠心機処理手法の検討
 - パイロットプラントと原型プラント遠心機では、主要な部品の材質や汚染状態等に違いがあり、既存の遠心機処理手法を適用することが、二次廃棄物発生量等の点から課題となっている。この点をふまえ、原型プラント遠心機を対象とした実用的処理手法の基礎研究を平成 27 年度から開始し、基礎試験を継続している。

(2) 方法

- ・原型プラントの廃止措置計画の認可申請を継続して実施する。
- ・原型プラント遠心機処理手法の検討
 - 既存の遠心機処理技術を最大限活用し、なおかつ原型プラント遠心機の材質及び汚染状態に適合する処理手法の確立を目標として、主に、遠心機処理の主工程である除染工程で使用する液体を、希硫酸から機能水（pH と酸化還元電位の組み合わせにより、金属化合物の溶解性を制御することが可能な液体）に変更する方法について、模擬試験片及び原型プラント遠心機から採取した試験片（φ=3cm）を使った基礎研究から実施する。

(3) 結果

- ・原型プラント遠心機処理手法の検討
 - 原型プラント遠心機から採取した試験片を使った試験により、希硫酸と比較して、汚染層を選択的に溶解・除去することが可能で、目標とする表面汚染密度（ α : 0.04Bq/cm²）まで除染できることを確認した。

(4) 結果の評価

- ・原型プラント遠心機処理手法の検討
 - 基礎試験により、原型プラント遠心機処理方法として、機能水を用いることの有効性について確認した。

(5) 次年度以降の計画

- ・原型プラントの廃止措置計画の認可申請を継続して実施する。
- ・原型プラント遠心機処理手法の検討
 - 前年度までの基礎試験結果の詳細な解析・評価及び実用化に向けた試験計画の詳細化を実施する。

(2) 方法

- ・ V-701 床ドレンピット内部汚染状況等調査及び除染等の処置
 - 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、グレーチング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）。
 - 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（写真 2.6.3-5）、グレーチングの撤去を実施する。
- ・ 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装置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）。
- ・ JAWAS-N によるドラム缶非破壊測定
 - 非破壊測定装置（JAWAS-N）を用いて、廃棄物を詰めたドラム缶へ中性子を照射し、ウラン 235 の核分裂反応によって放出される核分裂中性子を計測して、ウラン 235 の質量を定量する。



写真 2.6.3-4
V-701 除染作業状況



写真 2.6.3-5
タンク及び鉄部塗装後の V-701



写真 2.6.3-6
不要薬品等

(3) 結果

- ・ 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、これらの結果を元に整備計画を立案しピット内整備反映し実施した。
- ・ 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。
- ・ 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、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。

(4) 結果の評価

- ・ 濃縮工学施設の解体作業経験に基づき、安全を確保しながら効率的に排気第 3 系統ダクト部の撤去・閉止措置のための濃縮工学施設解体データを整理した。
- ・ V-701 床ドレンピット内部汚染状況等調査及び除染等の処置
 - 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及び V-701 で得た除染方法によりピット除染の合理化、効率化が図れる基礎データとして整理できた。

- 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、効率化の検討を行った。
- 不要薬品等の処置
 - 保管中の不要薬品の他に、新た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。
- JAWAS-N によるドラム缶非破壊測定
 - 当初の計画通り、製錬転換施設内にある測定対象ドラム缶の約 1200 本すべてにおいてドラム缶内のウラン量の定量測定を終了できたことから課題は特にない。

(5) 次年度以降の計画

- 濃縮工学施設の解体作業経験に基づき、安全を確保しながら効率的に排気第 3 系統ダクト部の撤去・閉止措置を実施する。

3. 放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発

3.1 原子力科学研究所における放射性廃棄物の処理処分

実施部署	原子力科学研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>【各論】 放射性廃棄物処理場について、新規制基準への対応を行う。高減容処理施設においては、大型廃棄物の解体分別を含めた前処理及び高圧圧縮による減容化を継続する。</p>	

(1) 概要

- ① 平成28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 前年度から引き続き、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 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、ヒアリング、審査会合を受審したが、本年度内の許可取得は困難な状況である。また、適合性確認に向け、必要な設工認申請を順次行った。

全体工程の概要を表3.1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890本の廃棄物を処理し、約170本の減容化を実施した。処理の状況を写真3.1-1～3.1-3に示す。
- ③ 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、補正申請を行ったが、年度

内の許可取得は困難な状況となった。これは、審査会合において審議を行った項目について再評価が必要となる等、追加の補正申請が必要となったためであり、許可取得見込みが平成30年5月に遅れている。また、適合性確認に向けた準備として、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工事等の設工認申請を実施した。

（原子炉設置変更許可）

- ・平成27年2月6日 変更認可申請
- ・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

（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 放射性廃棄物処理場の新規制基準対応である原子炉設置変更許可申請については、許可取得見込みが平成30年5月に遅れている状況であるが、適合性確認に向けた設工認申請については、申請及びヒアリングを順次進めている。

(4) 次年度に取り組むべき課題

早期の適合性確認に向け、今後の設工認申請をできるだけ早く行い、原子力規制庁からのコメント対応等に迅速に対応するとともに、工事工程の短縮等を図り、新規制基準対応の全体工程を極力遅らせないようにし、研究炉の再稼働に支障がないようにする。



写真 3.1-1 解体分別保管棟における可燃性廃棄物の収納状況

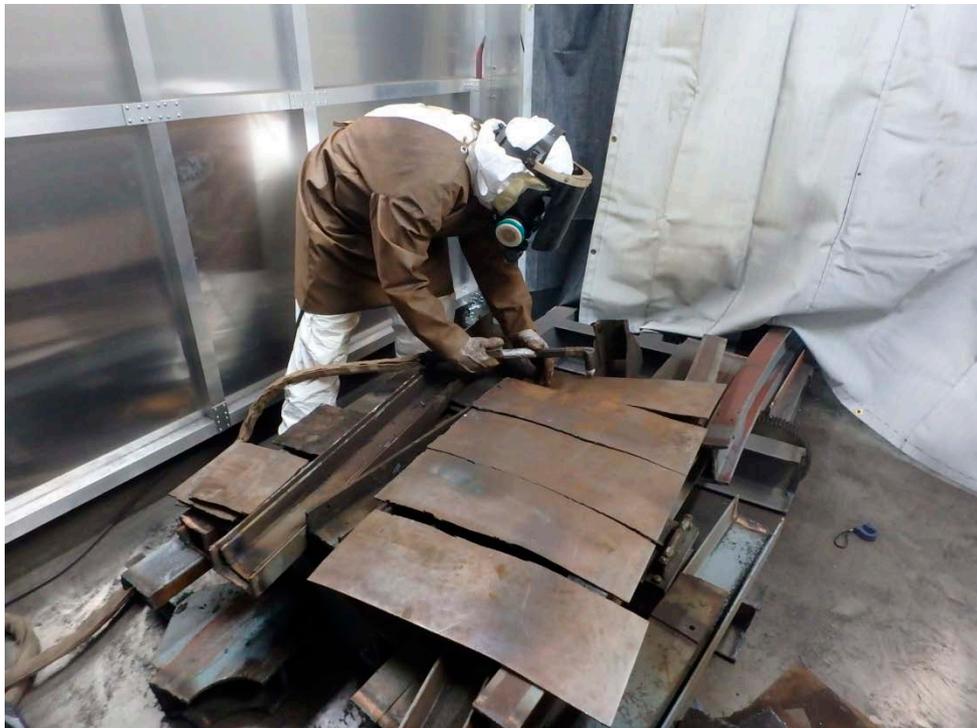


写真 3.1-2 解体分別保管棟での解体分別処理



圧縮処理前



圧縮処理後

写真 3.1-3 減容処理棟での高圧圧縮処理

3.2 固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の建設

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

(1) 概要

固体廃棄物減容処理施設（以下、「OWTF」という。）は、照射後試験施設で発生する低レベル放射性廃棄物のうち、線量の高い固体廃棄物を焼却及び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、大洗研究開発センター（以下、「大洗センター」という。）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

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

3) 対象廃棄物

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

OWTF で処理する廃棄物のうち、 α 固体廃棄物 B は、可燃物 (除染資材等 (紙、布等))、難燃物 (塩化ビニル等) 及び不燃物 (金属等) が混在した雑固体廃棄物であり、OWTF にて受け入れ、分別・解体後に焼却及び熔融処理を行う。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) を焼却及び熔融処理する。なお、処理能力として、年間約 13 トンを計画している。表 3.2-2 に固体廃棄物の区分基準を示す。

表 3.2-2 固体廃棄物の区分基準

	区分	$\beta \cdot \gamma$			α		
	適用基準	容器の表面線量率	$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質濃度	α 放射性物質濃度	容器の表面線量率	$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質濃度	α 放射性物質濃度
固体廃棄物	A	2mSv/h 未満	3.7×10^{13} Bq/容器 未満	3.7×10^4 Bq/容器 未満	500 μ Sv/h 未満	3.7×10^{13} Bq/容器 未満	3.7×10^4 Bq/容器 以上
	B	2mSv/h 以上					3.7×10^7 Bq/容器 以上
							3.7×10^{12} Bq/容器 未満

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 月に工事着工し、平成 30 年 3 月末現在では建家の建築工事は完了し、内装設備機器の製作及び据付工事を実施している。

平成 27 年 12 月の新規制基準施行に伴う許認可並びに使用前検査等の受検も進めており、平成 30 年度内の竣工を予定している。(図 3.2-1、写真 3.2-1)



図 3.2-1 鳥瞰図



写真 3.2-1 建家外観図（平成 30 年 3 月 31 日）

(3) 結果

平成 25 年 7 月に工事着工し、建設工事を継続している。平成 30 年度内の竣工に向けて、許認可、使用前検査等の受検及び内装設備工事を継続して進めていく。工事進捗として、平成 29 年度達成した成果を下記に示す。

- ・ 建設工事及び内装設備工事を継続し進捗率 100%を達成
- ・ 使用前検査を今年度 5 回受検（計 24 回受検）
- ・ 設備機器の製作を継続し、溶接検査を今年度 30 回受検（計 65 回受検）
- ・ 設工認の変更認可を取得（第 1 回～第 6 回設工認（その 1））
- ・ 完成：建設工事のうち、電気設備は平成 30 年 5 月末予定、内装設備は平成 30 年度完成予定

(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 の建設を進めており、計画は妥当と考える。

(5) 次年度以降の計画

来年度は工事工程に従い建設工事及び内装設備工事を完了させる。工事完了後は、セル内遠隔操作に向けた遠隔保守試験及び試運転調整を行うとともに、運転開始後は廃棄物のデータを取得し、焼却処理及び溶融処理に係る更なるデータ拡充を行い、運転条件を確立していく。

3.3 廃棄体製作に向けた取り組み

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）	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、拠点の品質保証体制の構築に関する検討及び放射能濃度評価の合理化に関する検討を行うとともに、廃棄物管理システムへの廃棄物データの蓄積を行う。

3.3.1 拠点の品質保証体制の構築に関する検討

(1) 概要

放射性廃棄物を廃棄物埋設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を担保することが必要である。この適合については、国による廃棄物確認という行為で確認されている。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ための各種記録類を品質保証体系の中で取得していたことを示すことが必要である。

昨年度までに、廃棄物の処理状況、処理施設の整備状況を考慮し、どの廃棄物から廃棄体製作マニュアルを検討していくかの優先順位付けを行った。表 3.3.1-1 に廃棄体製作マニュアルの優先順位に示す。平成 29 年度は、この優先順位に基づき、大洗センターの濃縮廃液固化体の製作マニュアルについて検討を行った。

表 3.3.1-1 廃棄体製作マニュアルの優先順位

分類		主な廃棄物	今後の対応等
Gr. 0	マニュアル整備済	<ul style="list-style-type: none"> 原科研: $\beta\gamma$A不燃物、濃縮廃液等固化体 核サ研: ウラン系不燃物 	前処理、廃棄体化処理等の工程が追加された際に改訂を行う。
Gr. 1	処理実施（マニュアル未整備）	<ul style="list-style-type: none"> 大洗: 濃縮廃液固化体 	マニュアル整備計画を作成し、できるだけ早い時期にマニュアルを整備する。
Gr. 2	処理設備整備中	<ul style="list-style-type: none"> 再処理: LWTF炭酸塩固化体 大洗: OWTF熔融固化体 	整備中の処理設備の操業開始までにマニュアルを整備する。
Gr. 3	当面保管継続	<ul style="list-style-type: none"> 原科研: $\beta\gamma$B 核サ研: Pu系など 	処理施設整備の状況に応じて廃棄体製作マニュアルを整備する。

(2) 方法

廃棄体の技術基準としては、“核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則”第 8 条及び“核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示”がある。この基準に適合しているかの判断として、日本原燃株式会

社濃縮・埋設事業所廃棄物埋設施設を対象とした廃棄物確認に関する運用要領が原子力規制庁により定められている。(現状では、日本原燃株式会社濃縮・埋設事業所廃棄物埋設施設でのみ廃棄物埋設が実施されており、当該施設を対象とした運用要領しか定められていない。そのため、この運用要領を参考とすることとした。) この運用要領に記載されている均質・均一固化体に関する確認項目について、大洗センターで定められている手順書で記録されるようになっていくかを確認した。

(3) 結果

表 3.3.1-2 に、廃棄物確認で要求される項目と大洗濃縮廃液固化体の取得データとの比較を示す。

セメントと濃縮廃液等の配合比率、練り混ぜにおける回転数と練り混ぜ時間といったパラメータについては、廃棄体の性能に影響する因子であり、廃棄物確認の際にはその設定根拠等が問われる。これら設定根拠を収集し、パラメータが適切に設定されているかの確認を行っている。

(4) 結果の評価

廃棄物確認の運用要領で示された項目については、大洗センターの廃棄物管理施設保安規定、及び廃棄物管理施設品質保証計画を一次文書とする体系のなかに定められている三次文書で、網羅的に記録するようになっていることを確認した。

(5) 次年度に取り組むべき課題

廃棄物確認の項目について、その設定根拠等が不十分なものについては、追加情報の収集、必要に応じて追加試験の実施等を行っていく。

表 3.3.1-1 からわかるように、現状では大洗の濃縮廃液固化体以外には Gr.1 の廃棄体製作マニュアルを未整備のまま廃棄体処理を行っている廃棄物はない。したがって、今後は、Gr.2 の処理設備を整備中の廃棄物の廃棄体品質保証に向けた取り組みを進める。

表 3.3.1-2 廃棄物確認で要求される項目と大洗セメント固化体の取得データとの比較

廃棄物確認に関する運要要領で要求されている項目 ^{*2}	大洗事業所で定められている文書の名称	記録の様式名称	取得している記録項目名称
固型化材料	廃棄体作製に係る資材管理マニュアル ^{*1}	セメント等の購入管理記録	購入記録、セメントの試験成績表等
容器		ドラム缶等の購入管理記録	購入記録、納品書又は試験検査成績書
一軸圧縮強度		廃棄体管理値確認記録(事後)	一軸圧縮強度(MPa)
有害な空隙			有害な空隙(%)
			廃棄物投入量(濃縮廃液の重量)
		廃棄物パッケージ記録	セメントの種類、重量
			硬化剤の情報
練り混ぜ・混合	体廃棄物に係る設備等の運転・保守業務手順書 ^{*1}	セメント固化装置運転記録・セメント固化装置計測設備運転記録	混練の回転速度 混練の時間 操作年月日
最大放射能濃度		セメント固化装置濃縮液管理分析記録	測定年月日、測定機器等の情報
健全性を損なうおそれのある物質		放射性液体廃棄物記録票	測定放射能濃度
表面密度限度		廃棄物パッケージ記録	廃棄物の性状、発生施設等
表面線量当量率			表面密度(Bq/cm ²) 線量当量率(μSv/h)
埋設時耐埋設荷重	—	(JAEA-Technology 2011-0361において、JISIに適合しているドラム缶であれば、容器で担保できるとされている。)	
固型化後の期間が6ヶ月以上経過	—	(廃棄物パッケージ記録等の日付で確認)	

*1 これらのマニュアル、手順書は大洗研究開発センター廃棄物管理施設保安規定及び廃棄物管理施設品質保証計画書を一次文書とする体系のなかに、三次文書として位置付けられている。

*2 記載の項目以外に、・著しい破損がないこと、・放射性廃棄物を示す標識の表示、・整理番号の表示があるが、これらは埋設施設で確認することとなっている。

3.3.2 放射能濃度評価の合理化に関する検討

(1) 概要

原子力機構には多様な発生源からの一定の核種組成を持たない廃棄物も数多くあり、これらについての放射能濃度評価は、原子炉系廃棄物に比べて複雑になる。現状では、これらの廃棄物の放射能濃度評価は、廃棄物すべてについて、熔融均一化と熔融バッチごとのサンプリングによる破壊分析が現実的な方法であると検討されている。これらの廃棄物すべてを熔融均一化し破壊分析するのは多大な時間と労力がかかるため、海外における廃棄物のキャラクタリゼーション事例等を参考に、放射能濃度評価の合理化の可能性を検討する。

(2) 方法

放射能濃度評価の合理化の可能性の検討のベースとして、昨年度より海外における廃棄物のキャラクタリゼーションの状況に関する調査を進めている。原子力機構における廃棄物の放射化学分析については、現在は主に研究炉と福島第一原子力発電所からのサンプルの分析を中心に行われている。今後、廃止措置や廃棄物の処理処分の本格化により、各拠点で廃棄物の放射化学分析が開始されていくことから、海外調査は主に廃棄物の分析計画に関するものを中心に行ってきた。平成 28 年度の調査において、海外ではサンプリング計画ソフトウェア「Visual Sample Plan (VSP)」が広く使われていることが判明したことから、本年度は、VSP の最小サンプリング数計算のベースになっている、米国の固体廃棄物処分のための評価マニュアル「MARSAME」の調査を実施した。

また、合理的な廃棄物の分析計画を作成するためには、廃棄物の記録類を収集・利用し、廃棄物に関する理解を深めることが重要である。今回、記録類の放射能濃度評価への利用例として、廃棄物管理システムのデータのうち、高速実験炉（常陽）燃料の照射後試験から発生した線量が比較的高い α 廃棄物のデータを利用し、地層処分相当の廃棄物量を計量管理データから推定した α 核種の放射能濃度を、表面線量率から推定したものと比較した。表面線量率からの推定手順は、①発生施設ごとの核種組成を、放射化計算、燃焼度計算、工程間移行率等より設定、②表面線量率の測定データを基に、上記の核種組成に基づく放射エネルギーを、容器・遮へい形状に対する表面線量率と放射エネルギーの関係から算定（QAD コードによる解析）とした。一方、計量管理データからの推定では、計量管理データの Pu 量及び Pu の同位体比から α 核種の放射能濃度を算定した。

(3) 結果

MARSAME では固体廃棄物処分を考慮する際、まず検視、履歴情報、プロセス知識を調査し、処分調査に利用できる十分な情報があるかを評価していた。対象核種・放射線、調査単位等を特定した後、統計的検定を用いてデータ点数を算出するという流れとなっていた。図 3.3.2 に MARSAME における最適データ数算出を含む調査計画作成のフロー図を示す。また、その主な内容を以下にまとめる。

1. MARSAME は material and equipment (M&E) の処分を扱う（土壌や建物は扱わない）。
2. M&E 処分のために、①分類化（②の一部）、②予備調査、③処分調査を実施。
3. 分類化（予備調査の一部）のため、M&E について、①検視、②履歴情報評価、③プロセス知識を調査し、場合によっては④センチネル測定 (data quality objective (DQO) プロセスを利用) を実施。
4. 3.の結果をもとに、M&E が放射能の影響を受けているか、受けていないかについて、分類化。
5. 放射能の影響を受けているものについて、処分調査に利用できる十分な情報があるかを評価。
6. 情報が不十分（データギャップがある）ならば、予備調査として、標準調査計画 (standard operating procedure (SOP)) が利用できるかを決定。利用可能であれば、SOP における指示を実行、調査結果を SOP で明示されている通りに評価。
7. 利用できる SOP がなければ、データギャップを埋めるよう、予備調査を計画 (DQO プロセスを利用、処分調査計画プロセスの実施を推奨) ・実行後、結果を評価。
8. 調査計画に必要な情報を作製するため、M&E の物理的性質 (①大きさ、②複雑さ、③近づきやすさ、④固有値) ・放射線学的性質 (①核種、②放射能、③分布、④位置) を記述。
9. 処分オプション (大きく分けて、管理レベルを下げる・撤廃するか、上げるか) を選択。管理レベルを下げる・撤廃する例：再利用・リサイクル・処分。管理レベルを上げる例：放射線管理の開始、特定の利用の許可・不許可の決定。
10. 予備調査結果を文書化。
11. ①着目核種・放射線リストの作成、②アクションレベルの特定、③着目パラメータの記述、④選択アクションの特定、⑤調査単位の特定制を経て、アクションレベル、着目パラメータ、選択アクションを組み合わせることにより、決定則を作成。
12. 暫定的な測定法を選択するための情報作成。
13. バックグラウンド推定のため、参照マテリアルを特定。
14. 既存の調査計画がある場合、評価 (SOP、類似の計画等)。評価結果を文書化。調査対象 M&E が既存の計画に適する場合、既存の計画を用いて処分調査を実施できる。
15. 調査計画 (測定、データ収集、解析法を含む) の作成、文書化。

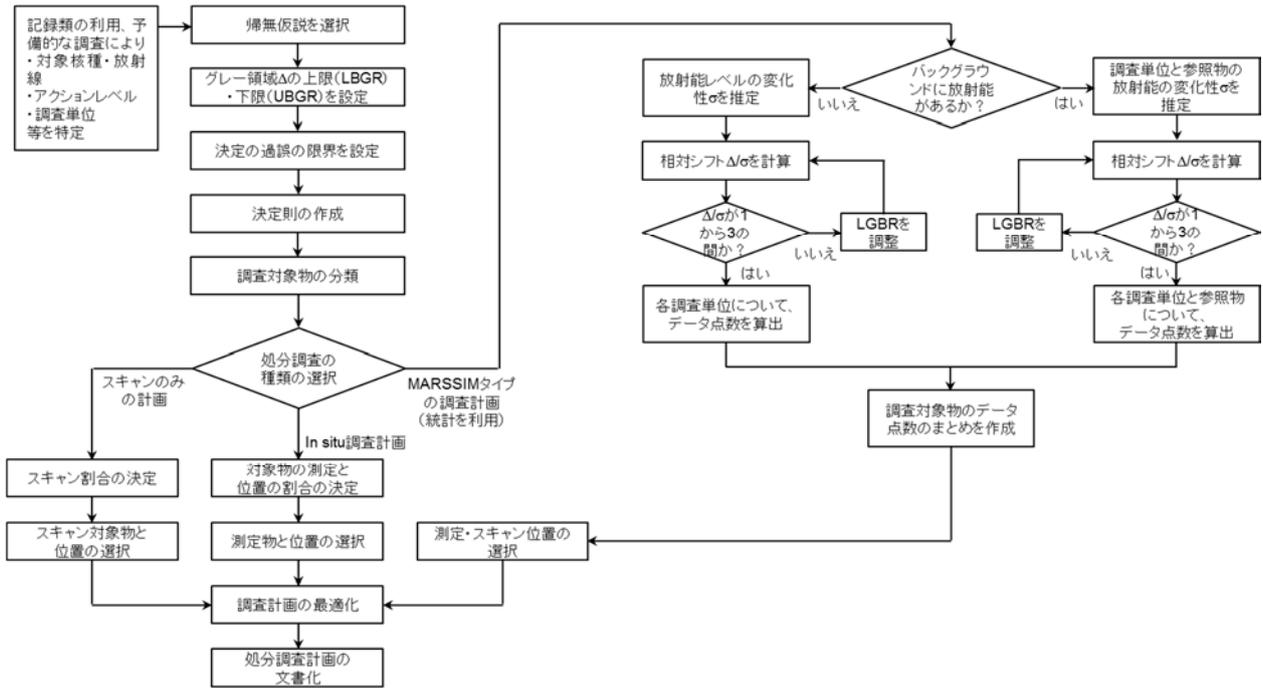


図 3.3.2 MARSAME における最適データ数算出のフロー図

また、高速実験炉（常陽）燃料の照射後試験廃棄物の放射能濃度評価への記録類の利用については、 α 核種が 8.3 GBq/ton を超える地層処分相当と評価される廃棄物本数は、表面線量率を用いた場合に約 1,600 個、計量管理記録を利用した場合に約 560 個であった。

この結果の相違の原因について、まず、表面線量率に基づく放射能濃度の推定では、照射済燃料の汚染と構造材の放射化汚染を一定の比率で混合しているとし、一種類の核種組成により代表しているが、実際の混合率には幅があるため、これが核種組成の設定の際の仮定と大きく異なる場合、計算により求められる α 核種の放射能濃度が実際の放射能濃度と大きく乖離する。これに対し計量管理記録を用いた場合には、Pu 同位体比を用いて、主要な α 核種の放射能濃度を核物質の重量から直接算出できる。このため、 α 核種濃度を基準とした評価においては、計量管理記録の利用は、表面線量率に基づく推定に比べてより信頼性が高いと考えられる。

(4) 結果の評価

廃棄物分析計画でのサンプリング数を最小化するための方法については、原理と適用のためのプロセスについて理解を深めることができた。また、放射能濃度評価の合理化のための調査・検討を進めることができた。

(5) 次年度に取り組むべき課題

サンプリング計画ソフトウェア VSP を利用した計画作成に向けた検討及び記録類の利用等による放射能濃度評価方法の合理化に関して更なる検討を進める。

3.3.3 廃棄物管理システムへの廃棄物データの蓄積

(1) 概要

原子力機構には、現在約 35 万本（200L ドラム缶換算）の放射性固体廃棄物が保管されているが、これらの廃棄物を安全かつ合理的に処理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、情報を整理した上で、廃棄物の処理や埋設処分の検討に利用していく必要がある。原子力機構では、廃棄物情報を一元的に管理する廃棄物管理システムの構築に取り組んでおり、平成 25 年度に全拠点の廃棄物データベースを取り込めるシステムが完成している。図 3.3.3 に廃棄物管理システムの概念図を示す。平成 26 年度より廃棄物管理システムによる全拠点の廃棄物データの収集を開始しており、毎年度新たに発生した廃棄物のデータを取り込んでデータを更新していくとともに、取り込んだ廃棄物データを基に処分区分ごとの廃棄体量の推定、廃棄物の表面線量等に応じた廃棄物処理設備ごとの廃棄物処理量の推定等を行っている。また、廃棄物管理システムの改良に継続的に取り組んでいる。

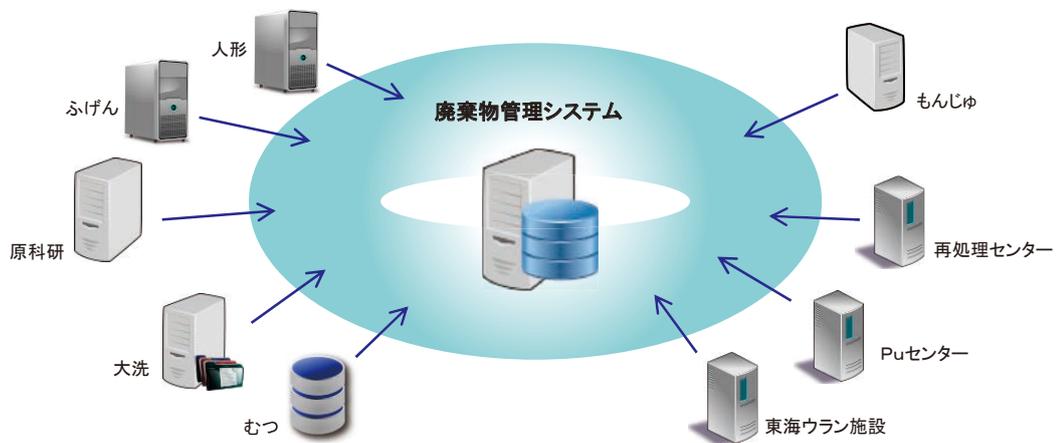


図 3.3.3 廃棄物管理システムの概念図

(2) 方法

各事業所ではそれぞれ廃棄物管理を行っており、その廃棄物データは類似している部分もあるが、共通のフォーマットにはなっていない。また、データの管理についても、共通のデータベースソフトを使用しているわけでない。これらのデータを廃棄物管理システムという共通のフォーマットにし、データを一元的に扱えるようにしている。具体的には、事業所で管理している廃棄物データを csv 形式で受領し、コードの変換等の作業を行っている。また、一部の拠点では廃棄物管理システムと事業所のデータベースを直接リンクし、データの受け取りも行っている。

廃棄物の保管量は、毎年度増加しており、また、詰替えを行った廃棄物等もあることから、年度初めに前年度にこれらの変更があった廃棄物のデータを収集し、廃棄物管理システムへ入力している。

平成 26 年度より廃棄物管理システムの運用を行っているが、各拠点の廃棄物データフォーマットから共通フォーマットへの変換がうまくいかず、手作業でデータを修正するこれらの作業は、作業に相当の時間を要している部分もあることから、その対策についても検討を行っている。

(3) 結果

平成 29 年度も継続して平成 28 年度末までに発生した原子力機構の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。

また、システムの改良については、平成 29 年度までに行ったシステムの改良項目について、その必要性、緊急性、予算を比較し、改良項目の優先度をつけた。表 3.3.3 にその例を示す。

表 3.3.3 廃棄物管理システムの改良項目と優先度の評価例（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	△

(4) 結果の評価

廃棄物データについては、廃棄物管理システムへ平成 28 年度末のデータを登録し、一元的な管理が行えるようにした。

また、システムの改良については、評価結果を基に次年度以降の予算状況に応じて改良作業を実施できるよういくつかの予算に応じた準備を行った改良項目の選定と実施スケジュールの検討を行った。

(5) 次年度に取り組むべき課題

廃棄物データの収集を継続するとともに、システムの改良を継続していく。

3.4 有害物を含む廃棄物の処理

実施部署	核燃料サイクル研究所	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
<p>廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化処理、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。</p>	<p>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。</p>	

(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、安定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的に求めた 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。

現時点での課題として、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することが重要であることに加えて、安全かつ精度良くデータを取得するための設備類の整備も必要となった。

データ取得では、有害物質を多く利用する必要があり、有害物質を含む試料の熱分析といった加熱測定等も行う可能性がある。これらの試験を本格的に実施するためには、作業員の健康被害を防止するための防護設備や環境保護のための排水などの処置手法なども整備する必要性が生じた。また、セメント固化などでは、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に移設することで、実験室の整備を行うこととした。この整備により一時的にデータ取得が中断されるものの、廃棄物処理の技術開発を実施するための基盤が整備されることから、今期以降の技術開発の促進が見込まれる。

このような都合から、平成 29 年度については、文献の調査を行うことにより、特に今中期計画の開始年度である平成 27 年以降に、論文誌に発表されている有害物固化技術、焼却灰固化技

術の新しく報告された技術について、原子力業界にとらわれず、文献調査エンジンを用いて調査し、得られた情報（有害物質の廃棄・固定化技術の進展、Pbの溶出率等基礎データ等）をまとめることとした。図 3.4-1 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	焼却灰、福島廃棄物を対象とした固定化技術試験						
実験室の整備							

図 3.4-1 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 3.4-2 に示す。ScienceDirect など表 3.4-1 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 Pb, Cr, Cd, Hg 等の有害重金属類とした。

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：アブストラクトから、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」に関連する有害物質、固定化技術、物性値、廃棄物管理、その他の 5 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 3.4-2 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。

表 3.4-2 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
有害物質	Hazardous, Harmful, Toxic	有害な
	Heavy metal	重金属
	Lead	鉛
	Contaminated	汚染された
固定化 技術	Immobilization	固定化
	Solidification	固化
	Stabilization	安定化
	Encapsulation	不溶化
物性値	Leaching	浸出
	Solubility	溶解度
	Permeability	透水性
	Elution	溶出
廃棄物 管理	Treatment, Processing	処理
	Conditioning	廃棄体化
	Storage	保管
	Disposal	処分
その他	Cementitious	セメント
	Incinerated ash, Bottom ash, Fly ash	焼却灰

(3) 結果

Pb 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、固定化技術に係る新たな文献として 20 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。次に、Pb 以外の金属類についても検索を実施し、対象としている廃棄物性状などから関係の薄いものを除外するなどして、文献として 20 件を選定し、調査した上で取りまとめた。作成したまとめ表の一部を表 3.4-3 に示す。

1) 調査結果

Pb の固定化技術については、セメントなど固型化材料を用いる固定化に関するものが、19 件を占め、固型化材料を用いないものは、焼成によるものであった。使用されている固型化材では、通常セメントによる固定化が最も多いが、リン酸系のセメントやリン酸成分を添加するもの、またジオポリマと呼ばれるアルカリ溶液を用いて、通常セメントとは異なる硬化メカニズムを用いるものの報告が見られた。

Pb 以外の固定化技術でも同様に、固型化材料を用いるものが多くを占めたが、数件ガラス固化や固化体内部に結晶を生成させる方法で固定化するものが見られた。固型化材料では、Pb と同様に、通常セメントによる固定化に加えて、リン酸系、ジオポリマなどの文献が見られている。

また、物性値については、各々の報告の中で対象とする廃棄物や固型化材料、固定化条件が異なるため、直接的に検討に適用できるものは見られなかったが、実験手法などの面で、有害物質を含む放射性廃棄物等の固定化技術開発に適用可能な貴重な知見も得られた。

2) 調査のまとめ

結果として、今回の調査において、これまで検討していたものと全く異なる原理にあたる新しい固定化技術に関する知見はなかった。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が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、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、今回の調査でも対象となったリン酸系、ジオポリマ、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。

一方、物性値・化学的耐久性についても、対象とする廃棄物や固型化材料、固定化条件が異なり、直接的に検討に適用できるものは少なかったため、処理フローの作成に必要なデータの入手が課題となることが分かった。しかしながら、処理フローの検討には、固型化条件や共存物質など、多くのパラメータの影響を評価することが必要であり、全てを実験的に実施するのは困難である。この検討を合理的に進めるためには、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の導入により、適切なパラメータの範囲を計算により評価する技術が必要と考えられる。

表 3.4-3 まとめ表の一部 (Pb の固定化技術部分)

文献No.	文献	発行年	有害成分	固化技術	雑誌名	著者名	被引用数	検索エンジン
1	Stabilization of As-, Pb-, and Cu-contaminated soil using calcined oyster shells and steel slag	2015	Pb	貝殻灰固化	ENVIRONMENTAL SCIENCE AND POLLUTION RESEARCH	Moon, Deok Hyun; Wazne, Mahmoud; Cheong, Kyung Hoon; et al	6	W
2	Effect of carbonation on leachability, strength and microstructural characteristics of KMP binder stabilized Zn and Pb contaminated soils	2016	Pb	KMP固化	CHEMOSPHERE	Du, Yan-Jun; Wei, Ming-Li; Reddy, Krishna R.; Wu, Hao-liang	5	W
3	Effects of pH on leaching behavior of compacted cement solidified/stabilized lead contaminated soil	2016	Pb	セメント固化	ENVIRONMENTAL PROGRESS & SUSTAINABLE ENERGY	Wang, Ping; Xue, Qiang; Li, Jang-Shan; Zhang, Ting-Ting	3	W
4	Three-year performance of in-situ mass stabilised contaminated site soils using MgO-bearing binders	2016	Pb	セメント固化	JOURNAL OF HAZARDOUS MATERIALS	Wang, Fei, Jin, Fei, Shen, Zhengtao; Al-Tabbaa, Abir	2	W
5	Co-treatment of gypsum sludge and Pb/Zn smelting slag for the solidification of sludge containing arsenic and heavy metals	2016	Pb	セメント固化	JOURNAL OF ENVIRONMENTAL MANAGEMENT	Li, Yuan-Cheng; Min, Xiao-Bo; Chai, Li-Yuan; Shi, Mei-Qing; et al	2	W, S
6	Assessment of waste oyster shells and coal mine drainage sludge for the stabilization of As-, Pb-, and Cu-contaminated soil	2016	Pb	貝殻灰固化	ENVIRONMENTAL SCIENCE AND POLLUTION RESEARCH	Moon, Deok Hyun; Cheong, Kyung Hoon; Koutsopoulos, Agamemnon; et al	2	W
7	Evaluation of the encapsulation of nickel, chromium and lead-rich wastes in cement matrices by TCLP test	2016	Pb	セメント固化	EUROPEAN J. OF ENVIRONMENTAL AND CIVIL ENGINEERING	Belebchouche, Cherif, Moussaceb, Karim; Alt-Mokhtar, Abdelkarim	2	W
8	Effects of freeze-thaw on characteristics of new KMP binder stabilized Zn- and Pb-contaminated soils	2015	Pb	KMP固化	ENVIRONMENTAL SCIENCE AND POLLUTION RESEARCH	Wei, Ming-Li; Du, Yan-Jun; Reddy, Krishna R.; Wu, Hao-liang	2	W
9	Solidification/stabilization of lead-contaminated soil using cement and waste phosphorus slag	2015	Pb	セメント固化 (リソシアラゲ添加)	ENVIRONMENTAL PROGRESS & SUSTAINABLE ENERGY	Li, Jang-shan; Xue, Qiang; Wang, Ping; Li, Zhenze; Du, Yan-Jun	2	W
10	Innovative solidification/stabilization of lead contaminated soil using incineration sewage sludge ash	2017	Pb	セメント固化 (下水汚泥灰添加)	CHEMOSPHERE	Li, Jiangshan, Poon, Chi Sun	1	W, S
11	Solidification/stabilization and leaching behavior of PbO2 in fly-ash hydrated silicate matrix and fly-ash geopolymer matrix	2015	Pb	ジオポリマー固化	ENVIRONMENTAL SCIENCE AND POLLUTION RESEARCH	Li, Yang; Gao, Xingbao; Wang, Qi; He, Jie; Yan, Dahai	1	W
12	A simultaneous stabilization and solidification of the top five most toxic heavy metals (Hg, Pb, As, Cr, and Cd)	2017	Pb	KMP固化	CHEMOSPHERE	Kim, Hyun-Taek; Lee, Tai Gyu	0	W
13	Efficiency and mechanism of stabilization/solidification of Pb(II), Cd(II), Cu(II), Th(IV) and U(VI) in metakaolin based geopolymers	2017	Pb	ジオポリマー固化	APPLIED CLAY SCIENCE	Ei-Eswed, Bassam I.; Aldagag, Omar M.; Khalil, Fawwaz I.	0	W, S
14	Effect of sulfate erosion on strength and leaching characteristic of stabilized heavy metal contaminated red clay	2017	Pb	セメント固化	TRANSACTIONS OF NONFERROUS METALS SOCIETY OF CHINA	Zhang, Hai-qing; Yang, Yu-you; Yi, Yu-cheng	0	W
15	Heavy metals leaching in bricks made from lead and zinc mine tailings with varied chemical components	2017	Pb	煉成固化	CONSTRUCTION AND BUILDING MATERIALS	Li, Chong; Wen, Qingjun; Hong, Mingzhu; Liang, Zhiyu; Zhuang, Zanyong; Yu, Yan	0	W, S
16	Investigation of the leaching behavior of lead in stabilized/solidified waste using a two-year semi-dynamic leaching test	2017	Pb	セメント固化	CHEMOSPHERE	Xue, Qiang; Wang, Ping; Li, Jang-Shan; Zhang, Ting-Ting; Wang, Shan-Yong	0	W, S
17	Characterization and solidification/stabilization of iron-ore sintering gas cleaning residue	2015	Pb	セメント固化	JOURNAL OF MATERIAL CYCLES AND WASTE MANAGEMENT	Song, Mingyong; Liu, Janguo; Xu, Shiqin	0	W
18	Treatment of Lead Contaminated Soil using Solidification/Stabilization Method Incorporated with Sugarcane Bagasse	2017	Pb	セメント固化	REVISTA DE CHIMIE	Beniamoud, Aili; Kadir, Aeslina Abdul; Titu, Mihail Aurei; et al	0	W
19	Geopolymers with a high percentage of bottom ash for solidification/immobilization of different toxic metals	2016	Pb	ジオポリマー固化	JOURNAL OF HAZARDOUS MATERIALS	Rozineide A. ArtunesBoca SantaCristinaSoaresHumberto GracherRella	※-	I
20	Performance study and influence of radiation emission energy and soil contamination level on γ-radiation shielding of stabilised/solidified radionuclide-polluted soils	2015	Pb	セメント固化	JOURNAL OF ENVIRONMENTAL RADIOACTIVITY	Falciglia, Pietro P.; Puccio, Valentina; Romano, Stefan	※-	I

被引用数欄 ※IAEA-INESは、被引用数が未収録
検索エンジン欄 W: Web of Science, S: Science Direct, I: IAEA-INES

(4) 結果の評価

事業としての結果の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。これについては、計画通りに作業を行い、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。

内容的にも、結果で述べたとおり、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

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。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も検討が必要との認識に至った。

次年度は、データを効率的に収集する手法についての文献調査を実施する予定とし、得られた情報を基にシミュレーション等によるデータの取得を試行する。

3.5 ウラン廃棄物のクリアランス測定技術

実施部署	人形峠環境技術センター	
第3期中長期計画（関係箇所抜粋）	年度計画	
廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化处理、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。一般に測定対象物が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。

これに対し、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¹²⁾。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

量誤差を低減出来ることが示されている¹³⁾。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、クリアランス測定装置の開発目標を次の通り設定した。

- ・かさ密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ 程度の測定対象について、放射能濃度 $0.1\text{Bq}/\text{g}$ (NU) の測定を 1800s～3600s 以内で実現する。
- ・クリアランス対象物 100kg～200kg に対して、ウランの偏在等が補正可能である。
- ・クリアランス対象物の 10 分の 1 の部分での放射能が周囲の 10 倍を超える著しい放射能の偏在がないことを、検知可能である。
- ・NU の濃縮ウランを考慮し、U-235 の定量が可能である。

また、この目標を達成するため、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、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に上下に配置した。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 3.5-1 に測定装置の写真を示す。

平成 29 年度は、総量(ドラム缶+内容物) 100～200kg 程度の対象物について、クリアランスレベル(全ウラン $1\text{Bq}/\text{g}$) が確認できることを目標に、性能確認試験として①放射性定量性能確認、②ウランの極端な偏在の検出性能確認及び③U-235 の定量を行った。



図 3.5-1 クリアランス測定装置

(2) 方法

① 放射能定量性能確認

解体物を収納したドラム缶中に偏在している U-238 定量性能確認のため、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: $0.7\sim 0.8\text{g}/\text{cm}^3$)を使用し、ドラム缶あたりのウラン量は約 0.5g 、

1g、2g、3g、4g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、線源固定治具の合計）は約 215kg である。測定時間は 1800s 及び 3600s と設定した。図 3.5-2 に径方向のウラン線源配置の例を、写真 3.5-1、写真 3.5-2 に模擬ドラム缶の外観を示す。

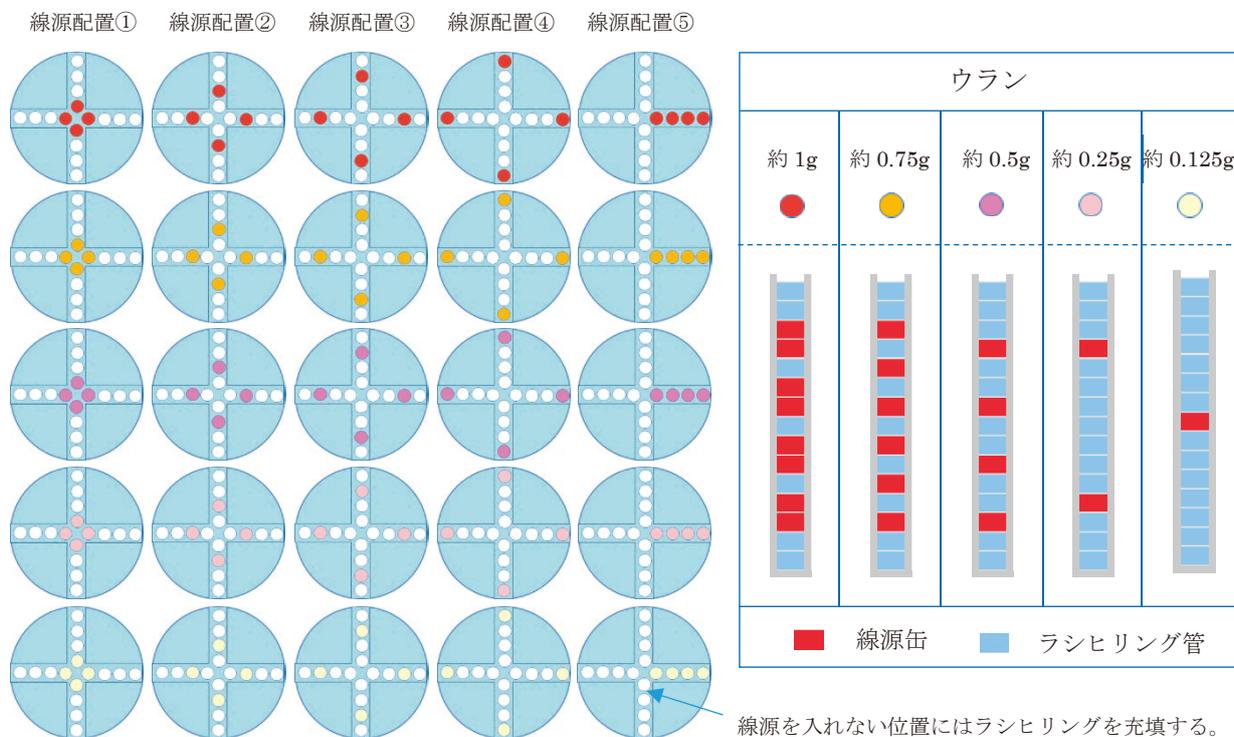


図 3.5-2 定量試験におけるウラン線源配置の例



写真 3.5-1 模擬ドラム缶への充填物



写真 3.5-2 模擬ドラム缶に配置した線源

② ウランの極端な偏在の検出性能確認

クリアランスの検認では放射能濃度が 1 Bq/g 以下であることと、ウランがホットスポットのような状態で存在していないことを示す必要がある。ある程度一様であることを担保する時の指標として、10 分の 1 のパーツで放射能が周りより 10 倍高くないというものである。

クリアランス対象物でウランの極端な偏在がないことを確認するため、ステップ測定試験を行った。図 3.5-3 に径方向のウラン線源配置の例を示す。

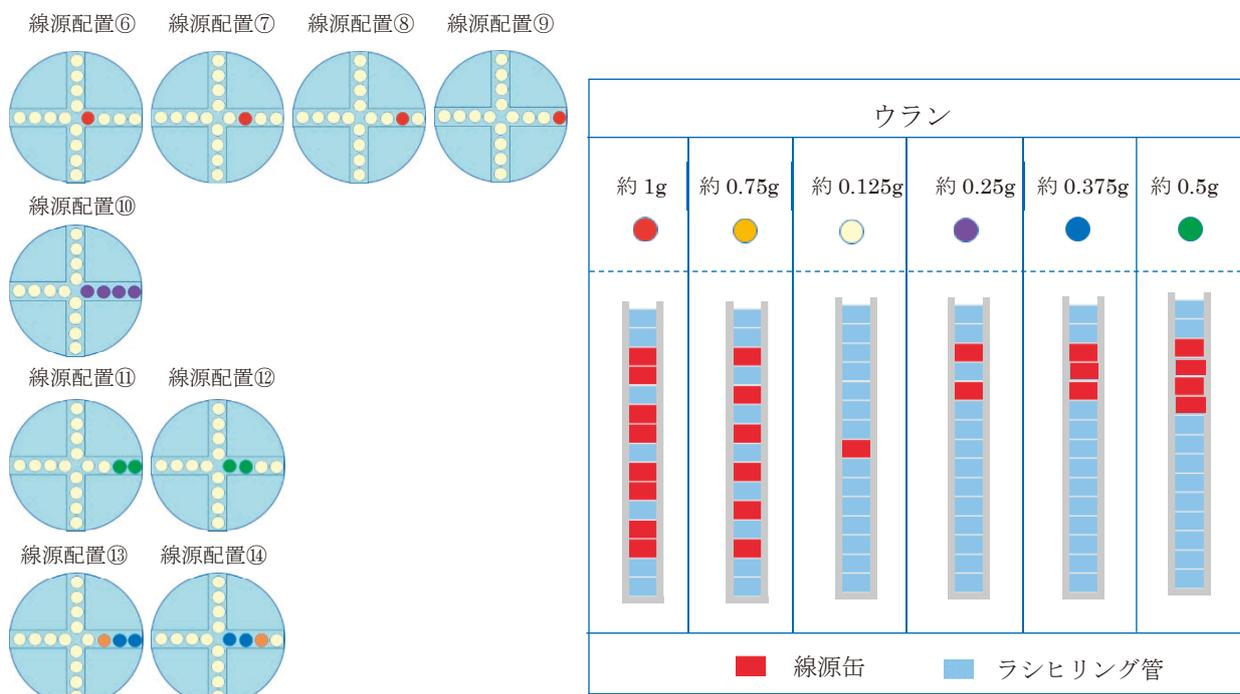


図 3.5-3 偏在検出試験におけるウラン線源配置

ステップ測定の方法を図 3.5-4 に示す。回転測定の場合、ドラム缶を 10rpm で回転させて測定している。一方、ステップ測定ではドラム缶の半面を測定し、180°回転させ反対側の半面を測定する。NaI 検出器が 30°間隔で配置されているため、ドラム缶周囲を 30°間隔で測定できる。

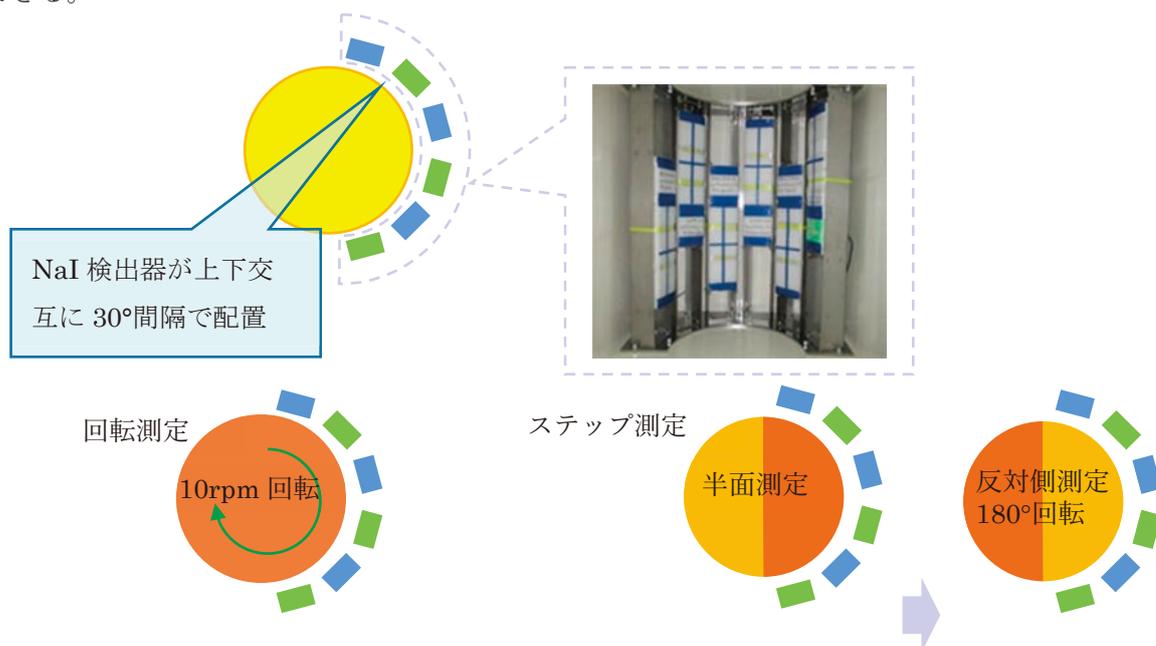


図 3.5-4 ステップ測定の方法

③ U-235 の定量

廃棄物の中には、ウラン濃縮度が不明であるものがあると考えられるため、放射能濃度を正確に定量するため、U-238 の定量とともに、U-235 の定量方法も検討する。

U-235 からは、186keV (放出率 57.2%) の γ 線が放出される。エネルギーの低い領域では、特性 X 線などの影響があり、186keV の散乱 γ 線の評価することは困難である。そのため、U-238 量の定量でウラン線源偏在の補正のため計算した 1001keV γ 線の遮へい効果を表す量と 186keV の計数率を対応させて U-235 の偏在を補正する。

(3) 結果

① 放射能定量性能確認

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 Xgeometry を導出する。(等価モデル法)。

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

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 Xgeometry と 1001 keV の計数で表される検量線と、測定対象物の Xgeometry 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 1001keV と散乱 γ 線の計数を代入する。

ウランを均等な配置にセットした線源位置①～④の模擬ドラム缶について、Xgeometry と 1001keV 計数率の回帰直線から検量線を設定した。

線源位置⑤に示す例のようなウランを偏在した配置にセットした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 1800s では、相対誤差が 30%～20%であった。また、測定時間 3600s では、ウラン 4g, 3g, 2g, 1g, 0.5g で、相対誤差が概ね $\pm 20\%$ 以下であった。よって、3600s の回転測定では、U 0.5g (0.06Bq/g) が定量可能で、誤差を考慮しても目標としている 0.1Bq/g を定量可能であることが分かった。

② ウランの極端な偏在の検出性能確認

偏在はしているが、ある程度一様であることは担保しているウランの線源位置⑥～⑭の測定結果について、相対標準偏差 σ/A (A : 角度を変えて測定した γ 線計数率の平均、 σ : 標準偏差) と Xgeometry を評価した。偏在があればドラム缶周囲で γ 線が強く観測されるポイントがある。このとき、ドラム缶周囲で角度を変えて測定したデータを用いて計算した相対標

準偏差 σ/A の値が大きくなり偏在を検出できる。また、ウランがドラム缶の中心に集中した場合は σ/A の値が小さくなる。しかし、ウランがある程度一様に分布する場合に比べ Xgeometry の値が小さくなり偏在を検出できる。試験結果から Xgeometry が 0.8~1.0 程度の範囲内で、相対標準偏差 σ/A が 0.2~0.6 程度より小さい領域にある場合、極端な偏在はないと判断でき、これから外れたとき極端な偏在があることが検知できる。

③ U-235 の定量

1001keV 付近の計数率と散乱 γ 線の計数率から計算した Xgeometry と 186keV 計数率の回帰直線から U-235 の検量線を設定した。検量線からの 186keV 計数率の隔たりから U-235 量を計算した。測定時間 3600s では、U-235 は 0.004g 程度まで相対誤差が概ね $\pm 30\%$ 以下で定量できることを確認した。

(4) 結果の評価

平成 29 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。

- ・ 1800s の回転測定では、U 1.0g (0.1Bq/g) 程度まで定量可能。
- ・ 3600s の回転測定では、U 0.5g (0.06Bq/g) 程度まで定量可能。
- ・ 放射能濃度 0.2~0.3Bq/g 程度以上では極端な偏在を検知可能。

(ウランの線源位置⑥~⑭で実施した。この配置では模擬ドラム缶の総ウラン量が約 2.5~2.9 g となるため、0.2 Bq/g 程度より小さい放射能濃度では偏在検知の可能性は確認していない。)

- ・ U-235 (186keV) は測定時間 3600s で、0.004g 程度が測定可能で、相対誤差は概ね $\pm 30\%$ 以下である。

(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、U-238 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、U-238 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。更に U-235 の定量により、より合理的に他のウラン核種の評価ができる。また、廃棄体等では放射能濃度を正確に定量することが求められるため、U-235 の定量が必要である。)

この結果、クリアランス測定装置の開発の方針として挙げた仕様を満足する装置であると評価できる。

(5) 次年度以降の計画

各事業者で保管している解体物等のうち密度が $1\text{g}/\text{cm}^3$ を超えるものについては γ 線の遮へいが大きいため、適用性を確認する必要がある。また、複雑形状物については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。

3.6 環境研究及び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）	年度計画	
廃止措置・放射性廃棄物の処理処分において必要となる技術開発に関しては、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮し、施設の状況や廃棄物の特徴を勘案した廃止措置、廃棄物の性状評価、廃棄物の廃棄体化处理、廃棄確認用データ取得等に係る先駆的な技術開発に積極的に取り組み、安全かつ合理的なプロセスを構築する。	ウラン廃棄物の処理処分技術を確立できるよう、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。	

3.6.1 環境研究

(1) 概要

人形峠環境技術センター（以下、「人形峠センター」という。）では、ウラン廃棄物の処理処分技術を確立することを目標にした環境研究を開始した。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線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、埋設施設的设计及び管理に反映していく必要がある。特に、人形峠センター周辺には浅地中にウラン鉱床があるという特徴を有していることから、この地の特性を活用して、地表及び浅地中でのウランの分布や挙動を理解する研究を行うものである。

(2) 実施項目

環境研究の枠組みとして、地表及び浅地中のウランの分布及び移動に係る研究を中心として、それと関連する地下水の流動、河川中の堆積物の移動、及び、地形・地質の変化の寄与に係る次の5つを研究テーマとした。（図 3.6.1-1）

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 3.6.1-2、図 3.6.1-3）

全体計画

- ・ 関連する知見の収集及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）

- ・ 人形峠センター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) 実施状況

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、人形峠センター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。

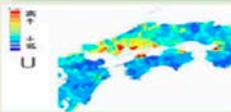
全体計画

- ・ 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（継続中）。

A2：地下水の広域流動解析手法の高度化（準備）

- ・ 既往の調査研究及び人形峠センター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センター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（継続中）。
- ・ 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。

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。

<p>A1:ウランの分布・存在形態及び移動様式調査</p>  <p>人形峠周辺には地表付近にウラン鉱床があります。このことを活用して、ウランや重金属等が自然環境の中に、どのように分布し、どのように移動しているのかを調べ、その仕組みを解明します。</p>	<p>A2:地下水の広域流動解析手法の高度化</p>  <p>地下水は地質、断層、温泉等に影響されて流れています。このような仕組みを取り入れた解析方法を開発して、地下水の流れを正確に知ることができます。</p>	<p>A3:流砂解析、物質移動解析手法の研究</p>  <p>河川では、色々な物質が、水に溶けたり、砂等の小さな粒で上流から下流に運ばれます。このような仕組みを取り入れた解析方法を開発して、物質が運ばれる仕組みを正確に知ることができます。</p>	<p>A4:環境パラメータの充実</p>  <p>自然の中で物質が移動する仕組みには、風化や吸着、化学反応等も影響しています。これらを環境パラメータと言います。物質の移動を知るための重要な情報になります。</p>	<p>A5:古環境・古地形変遷のモデル化</p>  <p>数万年という時間の中では、侵食等によって地形が変化し、地下水や河川の流れも大きく変わります。このため、地形の変化は長期間の物質の移動を知るための重要な情報になります。</p>
--	---	---	---	--

成果と貢献

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

図 3.6.1-1 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 3.6.1-2 環境研究の展開 (案)

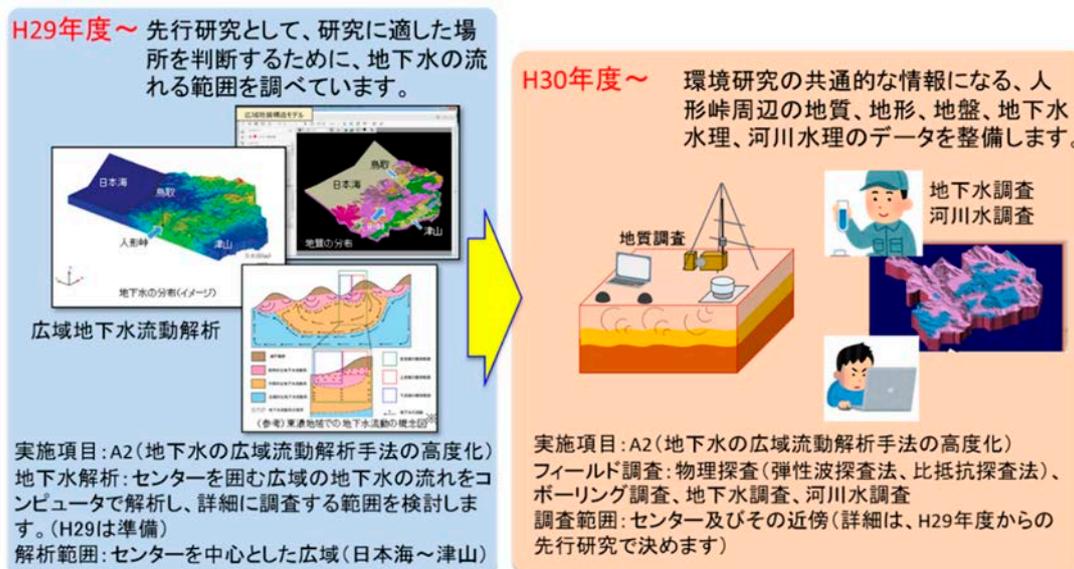


図 3.6.1-3 平成 29 年度からの展開

(4) 結果

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) 次年度以降の取り組み事項

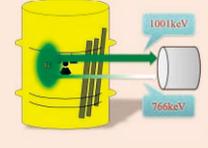
環境研究に関しては、平成 29 年度で行った全体計画の展開案を踏まえて、関連する原子力機構内外の研究者との調整を進め、具体的な展開に入る。特に、研究テーマ A2（地下水の広域流動解析手法の高度化）については、広域地下水流動の解析と調査対象領域の設定に入るとともに、不確実かつ影響度の大きい地質構造及びパラメータ類取得のためのフィールド調査を開始し、浅地中のウランの挙動を理解する上で重要となる地下水水理に係る課題を整理する。

3.6.2 ウラン廃棄物工学研究（ウラン廃棄物の核種組成分類法の技術開発状況）

(1) 概要

人形峠センターでは、保管中のウラン廃棄物や施設解体から発生するウラン廃棄物を安全に処理・処分する方法を確立し、ウラン廃棄物の発生量をできるだけ少なくして、保有する施設の廃止措置を着実に進めるため、図 3.6.2-1 に示すウラン廃棄物工学研究を進めることとしており、平成 29 年度は、このうち、インベントリ調査技術としてウラン廃棄物の核種組成分類法の技術開発を進めた。

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。

B1:インベントリ調査技術	B2:金属・コンクリート等の除染技術	B3:廃棄物中の有害物質除去・固定化技術	B4:放射能(ウラン)測定技術	B5:スラッジ類からのウラン除去技術
				
<p>廃棄物に含まれているウラン等の放射能や有害物質の種類と量を短時間で正確に測定する技術を確立します。</p>	<p>金属の表面にできた錆の中に入ったウランやコンクリート等にしみ込んだウランだけを効果的に取り除く技術を確立します。</p>	<p>主に、スラッジ類に含まれているウランや有害物質の除去と水に溶け出さないように固定する技術を確立します。</p>	<p>ウラン廃棄物をドラム缶等に入れた状態で、容器の外部から放射線を測定することで、容器内のウラン量(放射能)を知ることができる技術を確立します。</p>	<p>様々な種類のスラッジ類に含まれるウラン等を、スラッジの種類に関係なく、効率的に取り除くことができる技術を確立します。</p>

成果と貢献

- ✓ スラッジ類から有害物質やウラン等を取り除く技術の研究開発を通じて得られた成果を民間企業等に提供し、排水処理や有害金属を選択的に取り除く技術、有用金属の回収技術等の研究に貢献します。
- ✓ 放射線計測技術・分析技術を大学等に提供し、微量放射能の測定や自然環境中の放射能分布調査等の研究に貢献します。
- ✓ 微量のウランが付着している廃棄物を使って、埋設実証試験で使用することができる廃棄体を作製します。

図 3.6.2-1 ウラン廃棄物工学研究の技術開発の概要

① 目的

人形峠センターでは、図 3.6.2-2 に示すように天然ウラン、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、図 3.6.2-3 に示すように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。

本報告書では、その第一歩として、天然ウランとそれ以外の核種組成を機械学習による手法を用いて分類した結果について報告する。

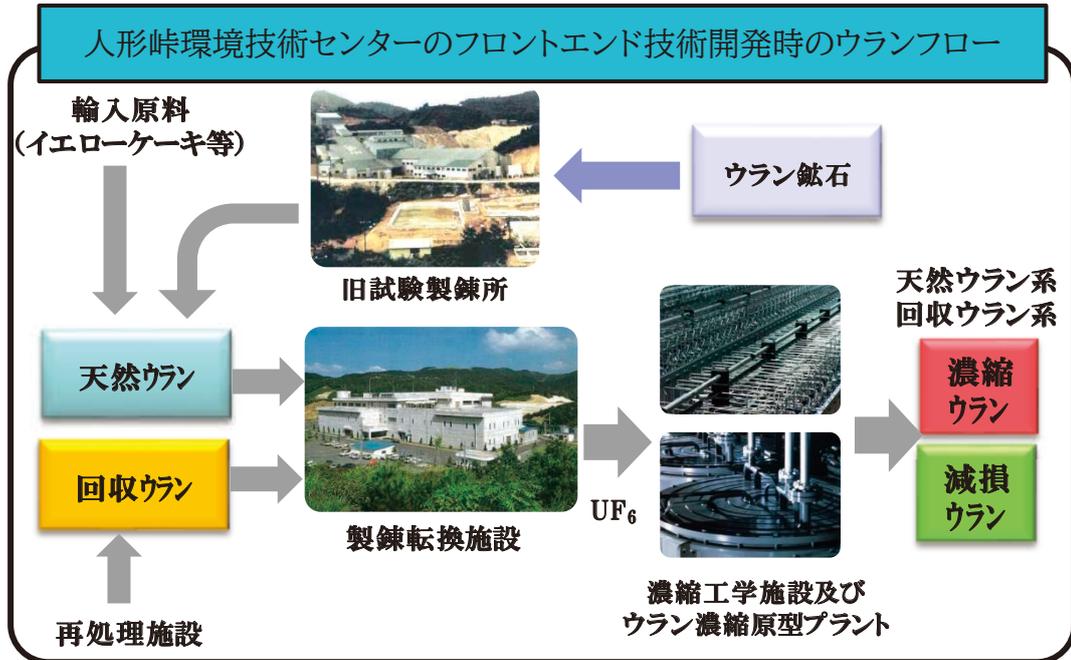


図 3.6.2-2 人形峠環境技術センターで取り扱ったウラン

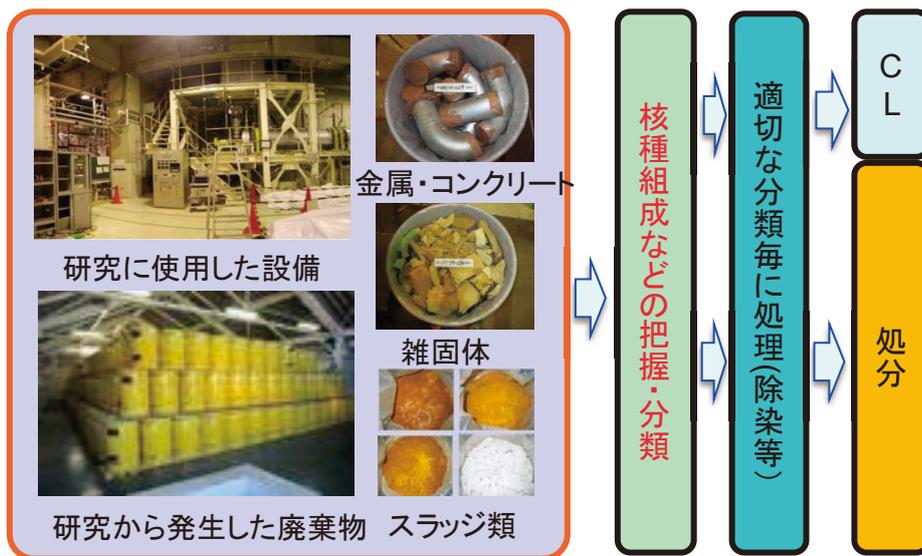


図 3.6.2-3 ウラン廃棄物の処理・処分に向けた対応

② 課題

A) 制度からの要求事項

クリアランスは、表 3.6.2 に示すように精製されたウラン（精製ウラン）に汚染された金属が対象で、核原料及び有意な量の Ra を含む未精製ウランに汚染された金属は対象ではない。また、ウランを含む廃棄物の処分制度化の流れを考慮すると、「精製ウランに汚染された廃棄物」と「核原料に汚染された廃棄物」及び「未精製ウランに汚染された廃棄物」は、分別する必要がある。

表 3.6.2 クリアランス対象

核種組成	廃棄物	クリアランス
精製ウラン	金属	○
核原料、未精製ウラン	金属	×

B) 人形峠環境技術センターのウラン系廃棄物の状況

人形峠センターの操業廃棄物は、廃棄物発生時に取り扱ったウランの核種組成に応じて廃棄物を核燃料（天然ウラン、回収ウラン）、核原料（天然ウラン）に分けて管理している。しかし、人形峠センターの製錬転換施設においてはイエローケーキ溶解液から微粒粉を取り除く「ろ過助剤」に有意な量の Ra を確認したことが分かっているなど、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、図 3.6.2-4 に示すように余分な除染をしなければならず処理コストが増大する。例えば、天然ウラン組成を回収ウラン組成として設定した場合、直接処分可能な廃棄物であっても除染処理が必要となる等、除染処理の程度が増加することとなる。

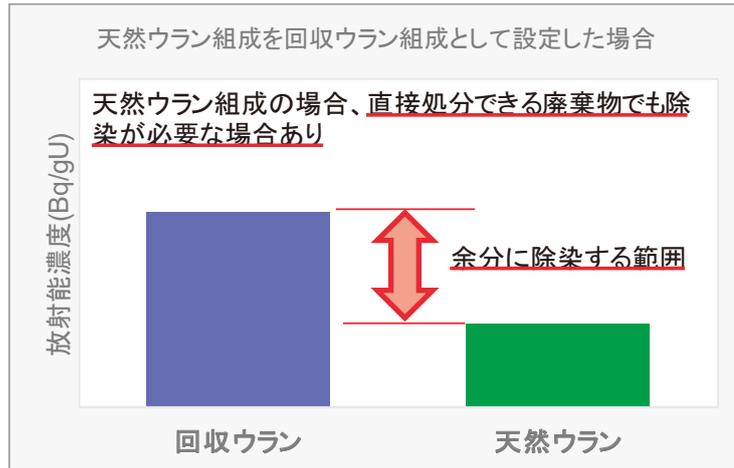


図 3.6.2-4 天然ウランと回収ウランの放射能濃度の違い

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、人形峠センターには 1 万本以上の廃棄物ドラム缶があり、膨大な労力を要する。

③ 課題解決方法の検討

A) 核種組成の測定方法の検討

図 3.6.2-5 に核種組成の測定方法の検討を示す。核種組成の測定方法合理化のため、非破壊分析により核種組成をグルーピング化し、グルーピングした中から代表サンプルを採取して代表的な核種組成を分析する手法を検討する。また、人形峠センターではウラン量測定のため、廃棄物ドラム缶 1 万本以上（総数の 90%以上）を NaI 検出器により非破壊測定済みであり、既知の低解像度 γ 線スペクトルデータを核種組成の分類に活用することを検討する。

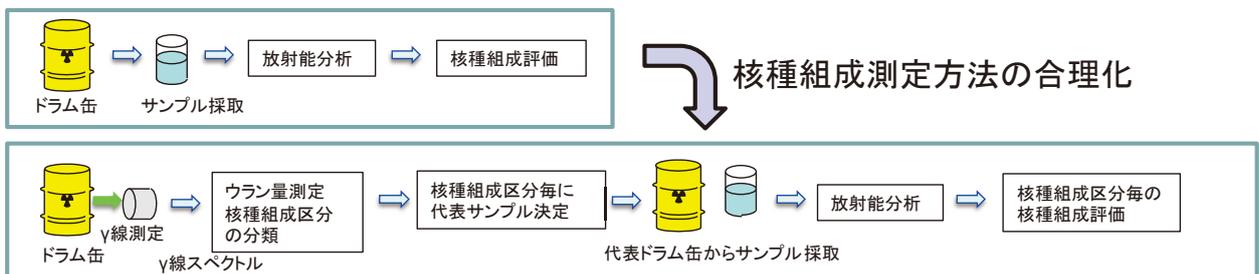


図 3.6.2-5 核種組成の測定方法の検討

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）を使用し、機械学習の一つであるサポートベクターマシン（SVM）は、2 クラス分類に長けたパターン認識法であり、この手法を用いて境界を求めることを検討した。

図 3.6.2-6 に核種組成分類の流れ（例）を示す。平成 29 年度は、第 1 歩として天然ウランと天然ウラン以外の 2 クラスに分類する方法を検討した。2 クラスの分類を次々に実施していくことで、処理するために必要な区分数まで分類することが可能と考えている。

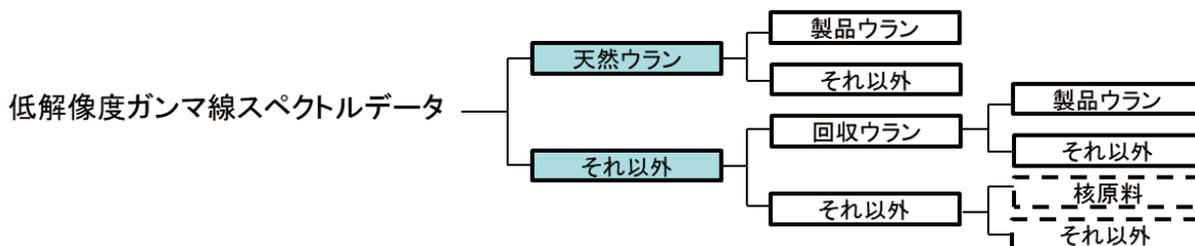


図 3.6.2-6 核種組成分類の流れ（例）

④ 機械学習法と分類結果

機械学習は、次の方法で解析を行う。図 3.6.2-7 に機械学習による分類法を示す。

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適用

前処理を行ったデータに対して、サポートベクターマシン（SVM）という機械学習の手法を用いて、2 領域に分ける（天然ウランとそれ以外）境界面を求める。SVM は、訓練データからサポートベクターと呼ばれる境界面の距離（マージン）が最大となるような分類モデルを作成し、2 クラスに分けるためのアルゴリズムである。SVM の分類モデルは統計解析ソフトウェア R のパッケージを用いて作成する。

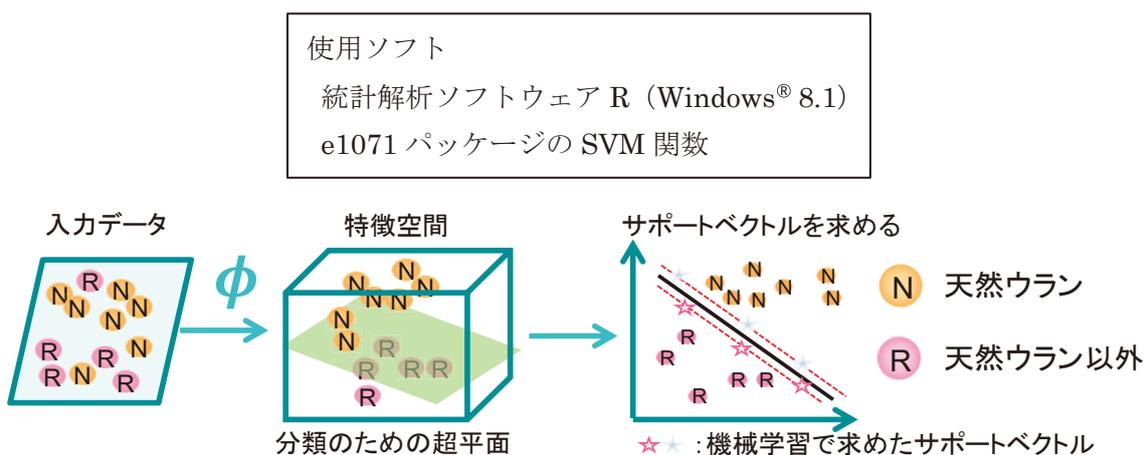


図 3.6.2-7 機械学習による分類

C) 分類結果

訓練データは、天然ウランが 8 点、回収ウランが 4 点の計 12 点である。この訓練データを元に天然ウランとそれ以外を 2 領域に分ける SVM の分類モデルを作成した。

この分類モデルを使用して、人形峠センター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。

図 3.6.2-8 に機械学習により核種組成区分を分類しなおしたものを示す。「機械学習が算出した判別値」=0 が境界で、これより上が天然ウランと分類された領域、下が天然ウラン以外（回収ウラン）と分類された領域、下には操業履歴を示した。分類結果もこれに沿った形となっている。

元ラベルと違った分類結果となったデータは A～D の 4 点だけだった。データ A～D のスペクトルを調査した結果、人間が誤分類していたことが明らかになった。

人間が核種組成区分を手作業で分類したものは核種組成区分が違っていたものもあったが、機械学習による手法ではそれらを含めて分類しなおすことができると考えられ、SVM は科学的に正しい分類をすることができたと言える。

なお、図 3.6.2-9 に天然ウランと回収ウランの低解像度 γ 線スペクトルの特徴を示す。

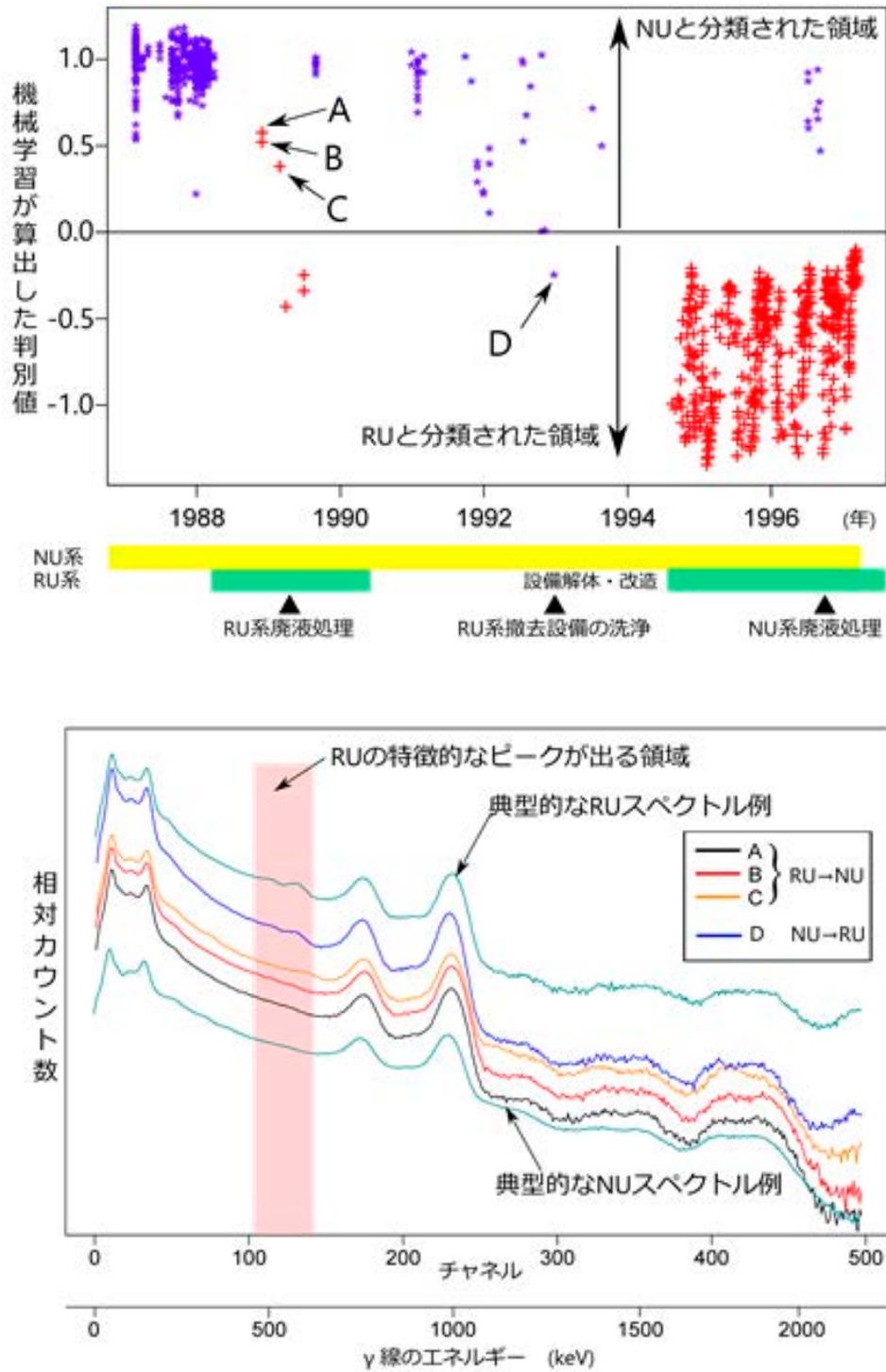
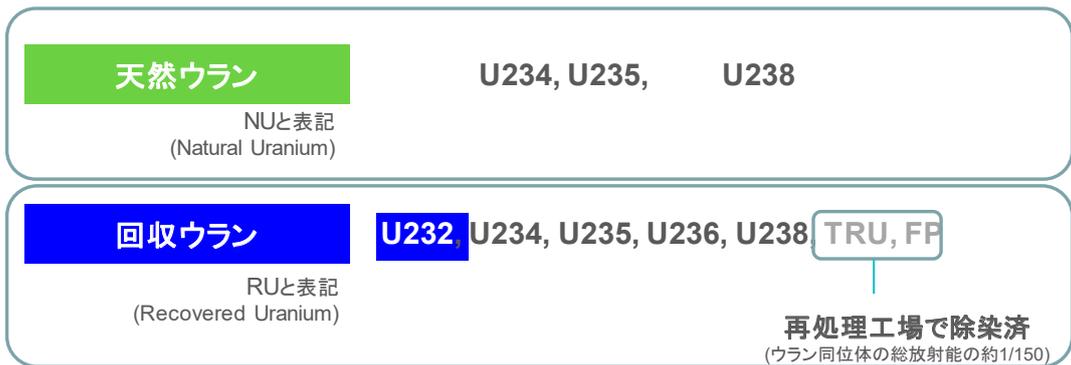
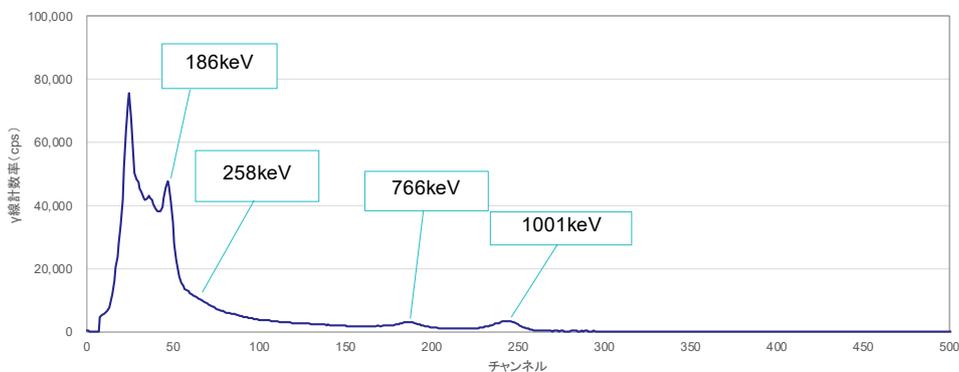


図 3.6.2-8 機械学習による核種組成区分の分類結果

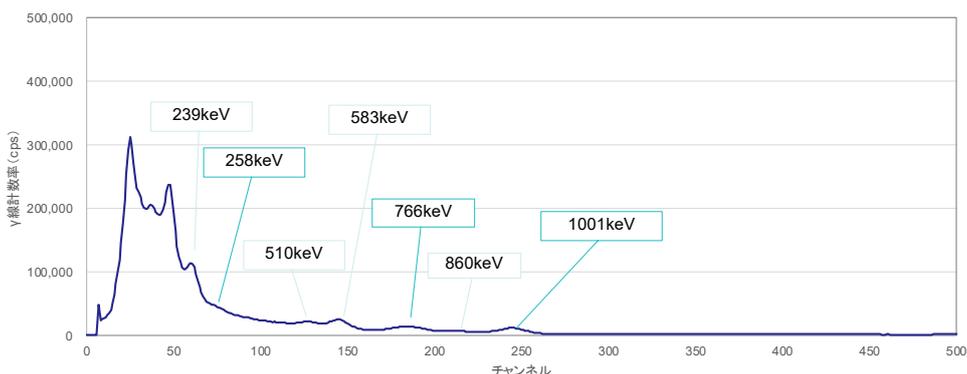


U238の子孫核種であるPa234mから放出されるエネルギー
258keV, 766keV, 1001keV
U235から放出されるエネルギー
186keV



(1)天然ウラン組成のγ線スペクトル

U232の子孫核種から放出されるエネルギー
239keV, 583keV, 860keV



(2)回収ウラン組成のγ線スペクトル

図 3.6.2-9 天然ウランと回収ウランのγ線スペクトルの特徴

⑤ まとめ

A) 結果の評価

平成 29 年度の技術開発の成果として以下を得た。

- 人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。
- 新たな課題として、ウラン量が少なくピークがほとんど出ないものは適さないことが明らかとなった。

B) 次年度に取り組むべき課題

核種組成区分の詳細化に取り組む予定である。

C) 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。

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-Review 2017-016, (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), 267p.
- 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) 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.
- 6) 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/
- 7) 原子力規制庁, 「第 1 回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合 資料 1-1」, 平成 27 年 1 月 26 日.
- 8) 菅野勝, 小山昇, 石井忠彦, 中崎長三郎, 荒瀬功, 「OSF-1 炉内管の He-3 ガススクリーン付仕切管の製作」, JAERI-Tech 97-042, (1997), 53p.
- 9) 神永勝男, 坪井一明, 楠秀彦, 浅野典一, 箭内智博, 「JMTR ベリリウム枠の一部更新」, JAERI-Tech 2003-051, (2003) 26p.
- 10) K. Tsuchiya, H. Kawamura, M. Nakamichi, H. Sagawa, “Low Temperature Tritium Release Experiment from Lithium Titanate Breeder Material”, JAERI-Tech 2005-013, (2005), 56p.
- 11) K. Tsuchiya, H. Kawamura, Y. Nagao, “Breeding Blanket Development – Tritium Release from Breeder –”, JAEA-Technology 2005-003, (2006), 73p.
- 12) 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) .
- 13) 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) .
- 14) 原子力安全委員会, 「ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルについて」, 平成 21 年 10 月 5 日.

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
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

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

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(e)	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	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
光照射量	ルーメン	lm	cd sr ^(e)	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
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み、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の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
角加速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加減	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面電荷	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=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm 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 =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm 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=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe≅(10 ³ /4π)A m ⁻¹

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=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=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

