

第2期中期計画における原子力施設の 廃止措置と技術開発

Decommissioning Activities and R&D of Nuclear Facilities
in the Second Midterm Plan

照沼 章弘 三村 竜二 長島 久雄 青柳 義孝
廣川 勝規 打它 正人 石森 有 桑原 潤
岡本 久人 木村 泰久 小泉 健治 鈴木 一
広瀬 秀幸 白井 秀雄 窪田 晋太郎 高橋 信雄
森本 靖之

Akihiro TERUNUMA, Ryuji MIMURA, Hisao NAGASHIMA, Yoshitaka AOYAGI
Katsunori HIROKAWA, Masato UTA, Yuu ISHIMORI, Jun KUWABARA
Hisato OKAMOTO, Yasuhisa KIMURA, Kenji KOIZUMI, Hajime SUZUKI
Hideyuki HIROSE, Hideo USUI, Shintaro KUBOTA, Nobuo TAKAHASHI
and Yasuyuki MORIMOTO

バックエンド研究開発部門

Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management

July 2016

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 (<http://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, 2016

第 2 期中期計画における原子力施設の廃止措置と技術開発

日本原子力研究開発機構
バックエンド研究開発部門

照沼 章弘, 三村 竜二, 長島 久雄⁺, 青柳 義孝, 廣川 勝規*, 打它 正人,
石森 有, 桑原 潤, 岡本 久人⁺, 木村 泰久, 小泉 健治⁺, 鈴木 一,
広瀬 秀幸⁺, 白井 秀雄, 窪田 晋太郎, 高橋 信雄, 森本 靖之

(2016 年 3 月 31 日 受理)

日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）は、平成 22 年 4 月から平成 27 年 3 月までの期間における中期目標を達成するための計画（以下「第 2 期中期計画」という。）を作成した。第 2 期中期計画には、自らの原子力施設の廃止措置に係る技術開発（廃止措置技術開発）と原子力施設の廃止措置に関する計画を含んでいる。また、上記期間中の各年度の業務運営に関する計画（以下「年度計画」という。）を定めている。年度計画には、廃止措置技術開発について、各技術の年度毎の実施内容と原子力施設の廃止措置に関する計画について、各施設の年度毎の実施計画を示している。

バックエンド研究開発部門は、この第 2 期中期計画及び年度計画に基づいて、廃止措置技術開発と原子力施設の廃止措置を進めてきた。

本報告は、バックエンド研究開発部門が第 2 期中期に実施した廃止措置技術開発と原子力施設の廃止措置の結果についてまとめたものである。

旧本部事務所（駐在）：〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 49

+ 福島研究開発部門

* 検査開発株式会社

Decommissioning Activities and R&D of Nuclear Facilities in the Second Midterm Plan

Akihiro TERUNUMA, Ryuji MIMURA, Hisao NAGASHIMA⁺,
Yoshitaka AOYAGI, Katsunori HIROKAWA^{*}, Masato UTA,
Yuu ISHIMORI, Jun KUWABARA, Hisato OKAMOTO⁺, Yasuhisa KIMURA,
Kenji KOIZUMI⁺, Hajime SUZUKI, Hideyuki HIROSE⁺,
Hideo USUI, Shintaro KUBOTA, Nobuo TAKAHASHI and Yasuyuki MORIMOTO

Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management

Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received March 31, 2016)

Japan Atomic Energy Agency (hereinafter referred to as “JAEA”) formulated the plan to achieve the medium-term target in the period of April 2010 to March 2015(hereinafter referred to as “the second medium-term plan”). The second medium-term plan includes decommissioning technology development and the plan for decommissioning on nuclear facility. JAEA determined the plan for the business operations of each year (hereinafter referred to as “the year plan”). The year plan is shown about implementation content to the technology development, the decommissioning plan of nuclear facilities, and annual implementation plan of each facility.

On the basis of the second medium-term plan and the year plan, Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management has promoted the technology developments and the decommissioning activities.

This report summarizes the results of the technology development and decommissioning of nuclear facility which were carried out in the second medium-term plan by the Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management.

Keywords: Decommissioning, Dismantling

⁺ Sector of Fukushima Research and Development

^{*} Inspection Development Company Ltd.

目 次

1. はじめに.....	1
2. 第2期中期計画における原子力施設の廃止措置と技術開発の計画	2
2.1 廃止措置計画の概要	2
2.2 技術開発の概要	2
3. 第2期中期計画中の廃止措置と技術開発の実施結果.....	9
3.1 廃止措置を継続する施設.....	9
3.1.1 JRR-2	9
3.1.2 JRTF	13
3.1.3 ホットラボ施設.....	22
3.1.4 東海地区ウラン濃縮施設	25
3.1.5 DCA.....	32
3.1.6 「ふげん」	35
3.1.7 濃縮工学施設	43
3.1.8 ウラン濃縮原型プラント	44
3.1.9 製錬転換施設	46
3.1.10 人形峠捨石たい積場	49
3.1.11 人形峠鉱さいたい積場.....	51
3.1.12 原子力第1船原子炉施設.....	52
3.2 廃止措置に着手する施設.....	55
3.2.1 液体処理場.....	55
3.2.2 ウラン濃縮研究棟	59
3.2.3 Pu-2.....	60
3.2.4 B棟.....	64
3.2.5 FSI.....	65
3.2.6 東濃鉱山	67
3.3 廃止措置を終了する施設.....	69
3.3.1 モックアップ試験室建家	69
3.3.2 保障措置技術開発試験室施設 (SGL)	75
3.3.3 FP利用実験棟 (RI利用開発棟)	76
4. 廃止措置技術開発.....	78
4.1 廃止措置エンジニアリングシステムの開発	78
4.2 クリアランスレベル検認評価システムの開発	80
4.3 「ふげん」における原子炉本体解体技術開発	83
4.4 Pu-2での廃止措置技術開発	83
4.4.1 遠隔解体技術	84

4.4.2 廃棄物発生量低減化技術	84
5. 廃止措置に関する公開情報	86
5.1 公開文献	86
5.2 口頭発表	90
5.3 特許等	97
6. まとめ	98
謝辞	98
参考文献	98

Contents

1.	Introduction	1
2.	Planning of decommissioning and technological development of nuclear facilities in the second medium-term plan	2
2.1	Overview of decommissioning plan	2
2.2	Overview of technological development on decommissioning.....	2
3.	Results of decommissioning and technological development of nuclear facilities in the second medium-term plan	9
3.1	Facility to continue decommissioning.....	9
3.1.1	JRR-2	9
3.1.2	JAERI Reprocessing Test Facility	13
3.1.3	Hot laboratory	22
3.1.4	Tokai Uranium Enrichment Facilities	25
3.1.5	Deuterium Critical Assembly (DCA)	32
3.1.6	Advanced Thermal Reactor “Fugen”	35
3.1.7	Uranium Enrichment Engineering Plant	43
3.1.8	Uranium Enrichment Demonstration Plant.....	44
3.1.9	Uranium Refining Conversion Facilities	46
3.1.10	Ningyo-toge Riprap Deposition Fields.....	49
3.1.11	Ningyo-toge Tailing Deposition Fields	51
3.1.12	Nuclear Ship No1	52
3.2	Facility to undertake decommissioning	55
3.2.1	Liquid Waste Treatment Facility.....	55
3.2.2	Uranium Enrichment Research Facility	59
3.2.3	Plutonium Fuel Fabrication Facility “Pu-2”	60
3.2.4	Building-B.....	64
3.2.5	Fuel Sodium Interaction Test Facility “FSI”	65
3.2.6	Tono mine.....	67
3.3	Facility to end decommissioning	69
3.3.1	Mock-up Laboratory	69
3.3.2	Safeguards Laboratory “SGL”	75
3.3.3	FP application Experiment Building.....	76
4.	Technological development of decommissioning.....	78
4.1	Development of Decommissioning Engineering System	78
4.2	Development of Clearance-level Probate Evaluation System.....	80
4.3	Technological development of decommissioning at “Fugen”	83
4.4	Technological development in Pu-2	83

4.4.1	Remote dismantling technology.....	84
4.4.2	Waste generation reduction Technology.....	84
5.	Published informationon decommissioning	86
5.1	Published literature	86
5.2	Oral presentation	90
5.3	Patents.....	97
6.	Summary.....	98
	Acknowledgment	98
	References.....	98

図表リスト

表 2.1	第 2 期中期計画中の廃止措置施設と廃止措置技術開発の年度計画	4
表 3.1	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (JRR-2)	12
表 3.2	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (JRTF)	21
表 3.3	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (ホットラボ)	25
表 3.4	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (東海ウラン濃縮施設)	32
表 3.5	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (DCA)	35
表 3.6	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (ふげん)	42
表 3.7	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (濃縮工学施設)	44
表 3.8	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (製錬転換施設)	49
表 3.9	捨石たい積場リスト	50
表 3.10	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (液体処理場)	59
表 3.11	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (Pu-2)	64
表 3.12	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (FSI)	67
表 3.13	解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (モックアップ施設)	75
図 3.1	JRR-2 外観	9
図 3.2	JRR-2 平面図	10
図 3.3	JRR-2 の排気筒の補修の状況	11
図 3.4	JRR-2 の廃止措置作業の状況	12
図 3.5	JRTF 外観	13
図 3.6	JRTF 鳥瞰図	14
図 3.7	廃液長期貯蔵施設平面図	14
図 3.8	LV-1, LV-7 概略図	16
図 3.9	JRTF の LV-7 解体撤去前後	16
図 3.10	LV-1 解体用 GH 設置概略図	18
図 3.11	LV-1 内残渣遠隔除去概略図	18
図 3.12	JRTF の LV-1 における残渣除去作業	19
図 3.13	323 号室解体作業時平面図	20
図 3.14	ホットラボ施設外観	22
図 3.15	ホットラボ平面図	22
図 3.16	解体前の UM 鉛セル	23
図 3.17	東海地区ウラン濃縮施設配置図	26
図 3.18	東海ウラン濃縮施設 H 棟排気トレンチはつり撤去の状況	28
図 3.19	東海ウラン濃縮施設 L 棟試験設備の解体撤去状況	31
図 3.20	DCA における小型タンク等の解体	34
図 3.21	ふげんにおける海水配管内保護塗料剥離除去作業	36

図 3.22	ふげんにおける残留重水回収作業	38
図 3.23	ふげんの密封油処理装置等の解体撤去の状況	39
図 3.24	ふげんの B 復水器内部構造物（冷却管）の解体撤去状況	41
図 3.25	製錬転換施設解体状況平面図	47
図 3.26	製錬転換施設 HF ふっ化工程の機器解体撤去状況	48
図 3.27	レンガ加工場の解体前後	50
図 3.28	廃砂たい積場の跡措置（覆土設置前後）	52
図 3.29	むつ事務所関連施設配置図	53
図 3.30	原子力船「むつ」概念図	54
図 3.31	液体処理場配置図	56
図 3.32	液体処理場における周辺機器等の解体撤去の状況	58
図 3.33	GB 撤去用 GH 設置図及び写真	61
図 3.34	Pu-2 における GB (W-15、W-17、W-19-1、W19-2) の解体撤去の状況	62
図 3.35	Pu-2 の GB (W-1、W-3、W-7、W-11、W-13、F-3) の解体撤去の状況	63
図 3.36	ナトリウムループ施設解体撤去後の状況	66
図 3.37	東濃鉱山の水平坑道部の充填作業	68
図 3.38	東濃鉱山の立坑坑部の充填作業	68
図 3.39	モックアップ試験室建家及び周辺共同溝の配置図	69
図 3.40	モックアップ試験室建家の作業の状況（H23 年度）	71
図 3.41	モックアップ試験室建家の作業の状況（H24 年度）	73
図 3.42	FP 利用実験棟の廃止措置状況	77
図 4.1	廃止措置エンジニアリングシステムの構成	78
図 4.2	解体実績データ一括登録概略図	79
図 4.3	大型炉の原子炉周辺設備の評価モデル	80
図 4.4	クリアランス検認評価システムの構成	81
図 4.5	イントラネットを介したクリアランスデータの登録	82
図 4.6	システムによる ^3H 放射能濃度分布の分析結果（No.4 ピットの例）	82
図 4.7	ロボットアームを利用した解体	84
図 4.8	ダイレクトインドラムシステムの概念図	85

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）における原子力の研究開発を円滑に進めるためには、研究開発の使命を終了した原子力施設を計画に従って安全かつ経済的に廃止措置すること、また、研究開発に伴って発生する放射性廃棄物を安全かつ効率的に処理処分して放射性廃棄物の発生者責任を果たすことが重要な課題である。

原子力機構は、独立行政法人通則法（平成 11 年法律第 103 号）第 30 条第 1 項の規定に基づき、平成 22 年 4 月から平成 27 年 3 月までの期間における中期目標を達成するための計画（以下「第 2 期中期計画」という。）を作成した。第 2 期中期計画には、自らの原子力施設の廃止措置に係る技術開発（廃止措置技術開発）と原子力施設の廃止措置に関する計画を含んでいる。

また、独立行政法人通則法（平成 11 年法律第 103 号）第 31 条第 1 項の規定に基づき、原子力機構の各年度の業務運営に関する計画（以下「年度計画」という。）を定めている。年度計画には、廃止措置技術開発について、各技術の年度毎の実施内容と原子力施設の廃止措置に関する計画について、各施設の年度毎の実施計画を示している。

バックエンド研究開発部門は、第 2 期中期計画及び年度計画に基づいて、原子力施設の廃止措置と廃止措置技術開発を進めてきた。

原子力施設の廃止措置として、原子力科学研究所（以下「原科研」という。）の JRR-2 原子炉（以下「JRR-2」という。）、再処理特別研究棟（以下「JRTE」という。）、ホットラボ施設、液体処理場、モックアップ試験室建家、ウラン濃縮研究棟、保障措置技術開発試験施設（以下「SGL」という。）、核燃料サイクル工学研究所（以下「核サ研」という。）の東海地区ウラン濃縮施設、プルトニウム燃料第 2 開発室（以下「Pu-2」という。）、B 棟、大洗研究開発センターの重水臨界実験装置（以下「DCA」という。）、FP 利用実験棟、ナトリウムループ施設（以下「FSI」という。）、原子炉廃止措置研究開発センターの新型転換炉「ふげん」（以下「ふげん」という。）、人形峠環境技術センターの濃縮工学施設、ウラン濃縮原型プラント、製錬転換施設、人形峠捨石たい積場、人形峠鉱さいたい積場、青森研究開発センターの原子力第 1 船原子炉施設、東濃地科学センターの東濃鉱山で廃止措置を進めた。このうち、原科研のモックアップ試験室建家、核サ研の東海地区ウラン濃縮施設の G 棟と H 棟、大洗研究開発センターの FP 利用実験棟の廃止措置を終了した。

廃止措置技術開発として、廃止措置エンジニアリングシステムの開発、クリアランスレベル検認評価システムの開発、原子炉本体に係る切断工法として「ふげん」における原子炉本体解体技術の開発、プルトニウム取扱施設に係る技術として Pu-2 における遠隔解体技術、廃棄物発生量低減化技術の開発を実施した。

本報告は、バックエンド研究開発部門が第 2 期中期計画期間に実施した原子力施設の廃止措置と廃止措置技術開発の結果についてまとめたものである。

2. 第2期中期計画における原子力施設の廃止措置と技術開発の計画

2.1 廃止措置計画の概要

原子力機構の第2期中期計画では、事業の合理化・効率化、資源投入の選択と集中を進めるため、使命を終えた施設及び老朽化した施設等により廃止する施設については、廃止措置を計画的、効率的に進めるとともに、機能の類似・重複する施設の集約・重点化を進め、不要となる施設を効率的かつ計画的に廃止するとしている。

①廃止措置を継続する施設

- ・ 原科研： JRR-2、JRTR、ホットラボ施設
- ・ 核サ研： 東海地区ウラン濃縮施設
- ・ 大洗研究開発センター： DCA
- ・ 原子炉廃止措置研究開発センター： ふげん
- ・ 人形峠環境技術センター： 濃縮工学施設、ウラン濃縮原型プラント、製錬転換施設、人形捨石たい積場、人形鉍さいたい積場
- ・ 青森研究開発センター： 原子力第1船原子炉施設

②廃止措置に着手する施設

- ・ 原科研：液体処理場、ウラン濃縮研究棟
- ・ 核サ研： Pu-2、B棟
- ・ 大洗研究開発センター： FSI
- ・ 東濃地科学センター： 東濃鉍山

③廃止措置を終了する施設

- ・ 原科研：モックアップ試験室建家、SGL
- ・ 大洗研究開発センター：FP利用実験棟（RI利用開発棟）

2.2 技術開発の概要

原子力機構では老朽化や役割を終えた原子力施設を順次廃止措置しており、廃止措置の対象施設は今後増加する。そこで廃止措置費用の低減を図りながら、安全で合理的な廃止措置を実施する観点から以下の技術開発を実施した。

①廃止措置エンジニアリングシステムの開発

廃止措置エンジニアリングシステムを本格運用し、各拠点での廃止措置計画立案に適用するとともに、廃止措置に係る各種データを収集し、大型炉の原子炉周辺設備の評価モデルを平成26年度（2014年度）までに整備する。

②クリアランスレベル検認評価技術の開発

クリアランスレベル検認評価システムを本格運用し、各拠点におけるクリアランスの実務作業

に適用する。

③「ふげん」における原子炉本体解体技術の開発

「ふげん」における解体技術等開発として、原子炉本体の切断工法を選定するとともに、その解体手順を作成する。

④Pu-2における遠隔解体技術、廃棄物発生量低減化技術の開発

プルトニウム取扱施設における解体技術等開発として、Pu-2の本格解体への適用を目指し、遠隔解体及びダイレクトインドラムによる廃棄物発生量低減化等に関する技術開発を進める。

表 2.1 に第 2 期中期計画中の廃止措置施設と廃止措置技術開発の年度計画を示す。

表 2.1 第 2 期中期計画中の廃止措置施設と廃止措置技術開発の年度計画 (1/5)

平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
<p>5.自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発</p> <p>(1)廃止措置技術開発</p> <p>廃止措置エンジニアリングシステムについては、ふげんの大型配管等の解体作業の計画立案にシステムの適用を開始するとともに、ふげんの実績データを収集し、給水加熱器等の撤去に係る評価モデルの作成を進める。</p> <p>クリアランスレベル検認評価システムについては、JRR-3改造時に発生したコンクリート、ふげんの金属解体物、DCAの金属解体物のクリアランスの認可申請へ適用する。</p>	<p>5.自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発</p> <p>(1)廃止措置技術開発</p> <p>廃止措置エンジニアリングシステムについては、ふげんの復水器等の解体作業の計画立案にシステムの適用を継続するとともに、ふげんの実績データを収集し、タービン系機器等の撤去に係る評価モデルの作成を進める。</p> <p>クリアランスレベル検認評価システムについては、JRR-3改造時に発生したコンクリート、ふげんの金属解体物、DCAの金属解体物のクリアランスの実務作業へ適用する。</p>	<p>6.自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発</p> <p>(1)廃止措置技術開発</p> <p>廃止措置エンジニアリングシステムについては、「ふげん」の実績データを分析し、タービン系機器等の撤去に係る評価モデルの作成を進めるとともに、A系復水器等の解体作業の計画立案にシステムを適用する。</p> <p>クリアランスレベル検認評価システムについては、JRR-3改造時に発生したコンクリート、ふげんの金属解体物、DCAの金属解体物の事前の評価等にシステムを適用する。</p>	<p>6.自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発</p> <p>(1)廃止措置技術開発</p> <p>廃止措置エンジニアリングシステムについては、ふげんの実績データを分析し、タービン系機器等の撤去に係る評価モデルの作成を継続する。また、人形峠の製錬転換施設、濃縮工学施設の解体作業の計画立案に適用する。</p> <p>クリアランスレベル検認評価システムについては、JRR-3改造時に発生したコンクリート、人形峠のウラン廃棄物のクリアランス測定への適用を継続する。また、ふげんの金属解体物、DCAの金属解体物の事前の評価等にも適用する。</p>	<p>6.自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発</p> <p>(1)廃止措置技術開発</p> <p>廃止措置エンジニアリングシステムについては、「ふげん」等の解体実績データを基に大型炉の原子炉周辺設備の評価モデルを整備する。また、人形峠環境技術センターの濃縮工学施設の解体作業計画立案への適用を継続する。</p> <p>クリアランスレベル検認評価システムについては、JRR-3改造時に発生したコンクリート、人形峠のウラン廃棄物、「ふげん」の金属解体物、DCAの金属解体物におけるクリアランス測定への適用を継続する。</p>
<p>「ふげん」における原子炉本体技術開発では、原子炉本体の切断工法の選定を進める。</p>	<p>「ふげん」における原子炉本体技術開発では、原子炉本体のモックアップ試験について実施に向けた検討を行うとともに、原子炉本体を含む原子炉領域切断工法について基幹工法を確定する。</p>	<p>「ふげん」における原子炉本体技術開発では、原子炉本体のモックアップ試験について実施に向けた検討を行うとともに、原子炉本体を含む原子炉領域切断工法について基幹工法を確定する。</p>	<p>「ふげん」における原子炉本体技術開発では、原子炉本体モックアップ試験に係る装置の様相検討を行うとともに、選定した切断工法による概略解体手順を作成する。</p>	<p>「ふげん」における原子炉本体技術開発では、選定した切断工法による遠隔制御を考慮した解体手順を作成する。</p>
<p>プルトリウム燃料第二開発室の本格解体への適用を目指し、遠隔解体や二次廃棄物発生量低減化等に関する試験・評価を進める。</p> <p>3.放射性廃棄物の処理及び処分並びに原子力施設の廃止措置に関する計画</p> <p>外部有識者の意見を聴取するなど客観性を確保しつつ、バックエンド対策を含めた機構事業全体を見直す等の経営的な視点を踏まえ、安全を前提とした合理的・効率的な中長期計画を検討する。放射性廃棄物の処理・処分及び原子力施設の</p>	<p>プルトリウム燃料第二開発室の本格解体への適用を目指し、遠隔解体や二次廃棄物発生量低減化等に関する試験・評価を進める。</p> <p>3.放射性廃棄物の処理及び処分並びに原子力施設の廃止措置に関する計画</p> <p>外部有識者の意見を聴取するなど客観性を確保しつつ、バックエンド対策を含めた機構事業全体を見直す等の経営的な視点を踏まえ、安全を前提とした合理的・効率的な中長期計画を検討する。放射性廃棄物の処理・処分及び原子力施設の</p>	<p>プルトリウム燃料第二開発室の本格解体への適用を目指し、遠隔解体や二次廃棄物発生量低減化等に関する技術開発を継続する。</p> <p>3.放射性廃棄物の処理及び処分並びに原子力施設の廃止措置に関する計画</p> <p>平成23年度(2011年度)に作成した「原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物の処理処分に係る中長期計画」に沿って、原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理・処分を機構全体として計画的かつ合理的に進める。また、国的かつ合理的に進める。また、国的</p>	<p>プルトリウム燃料第二開発室の本格解体への適用を目指し、遠隔解体や二次廃棄物発生量低減化等に関する技術開発を継続する。</p> <p>3.放射性廃棄物の処理及び処分並びに原子力施設の廃止措置に関する計画</p> <p>平成23年度(2011年度)に作成した「原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物の処理処分に係る中長期計画」に沿って、原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理・処分を機構全体として計画的かつ合理的に進める。また、国的かつ合理的に進める。また、国的</p>	<p>プルトリウム燃料第二開発室の本格解体への適用を目指し、遠隔解体や二次廃棄物発生量低減化等に関する技術開発を継続する。</p> <p>3.放射性廃棄物の処理及び処分並びに原子力施設の廃止措置に関する計画</p> <p>平成23年度(2011年度)に作成した「原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物の処理処分に係る中長期計画」を昨今の状況から勘案し、原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理・処分を機構全体として計画的かつ合理的に進める。また、国的</p>

表 2.1 第 2 期中期計画中の廃止措置施設と廃止措置施設開発の年度計画 (2/5)

平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
<p>廃止措置を機構全体として計画的かつ合理的に進める。</p>	<p>設の廃止措置を機構全体として計画的かつ合理的に進める。</p>	<p>子力政策及びエネルギー政策の見直しの方向性が示された後に、中長期計画の見直しを行い、これを実施する。</p>	<p>における原子力政策の議論、技術開発の進展、処分法の制度化や法整備の状況等に応じて適宜計画の見直しを図り、これを実施する。</p>	<p>る。また、国における原子力政策の議論、技術開発の進展、処分法の制度化や法整備の状況等に応じて適宜計画の見直しを図り、これを実施する。</p>
<p>(2)原子力施設の廃止措置に関する計画 以下の各施設について、廃止を含む整理・合理化のために必要な措置を実施する。</p>	<p>(2)原子力施設の廃止措置に関する計画 以下の各施設について、廃止を含む整理・合理化のために必要な措置を実施する。</p>	<p>(2)原子力施設の廃止措置に関する計画 以下の各施設について、廃止を含む整理・合理化のために必要な措置を実施する。</p>	<p>(2)原子力施設の廃止措置に関する計画 以下の各施設について、廃止を含む整理・合理化のために必要な措置を実施する。また、廃止措置作業で得られた有効なデータについては、福島第一原子力発電所の廃止措置に資するものとする。</p>	<p>(2)原子力施設の廃止措置に関する計画 以下の各施設について、廃止を含む整理・合理化のために必要な措置を実施する。また、廃止措置作業で得られた有効なデータについては、福島第一原子力発電所の廃止措置に資するものとする。</p>
<p>①廃止措置を継続する施設 ・研究炉2(JRR-2)：維持管理を行う。</p>	<p>①廃止措置を継続する施設 ・研究炉2(JRR-2)：維持管理を行う。 ・再処理特別研究棟：廃液タンク室(LV-1)の周辺機器を撤去する。</p>	<p>①廃止措置を継続する施設 ・研究炉2(JRR-2)：維持管理を行う。 ・再処理特別研究棟：廃液タンク室(LV-1)の撤去を継続する。</p>	<p>①廃止措置を継続する施設 ・研究炉2(JRR-2)：気体廃棄物の廃棄設備の一部を解体する。 ・再処理特別研究棟：セル内(廃液タンク室)に設置されているタンク(LV-1)の解体を継続する。</p>	<p>①廃止措置を継続する施設 ・研究炉2(JRR-2)：実験準備室等の設備・機器撤去及び管理区域を解除する。 ・再処理特別研究棟：セル内(廃液タンク室)に設置されているタンク(LV-1)の解体及びフード等の撤去を継続する。</p>
<p>・ホットラボ施設(照射後試験施設)：ウランマグノックス用鉛セルの解体に着手する。</p>	<p>・ホットラボ施設(照射後試験施設)：被災により原則立入禁止となったため、ウランマグノックス用鉛セル本体の解体を取りやめ、建家の復旧と施設の維持管理を行う。</p>	<p>・ホットラボ施設(照射後試験施設)：施設の維持管理を行う。また、ウランマグノックス用鉛セルの一部解体撤去を実施する。</p>	<p>・ホットラボ施設(照射後試験施設)：施設の維持管理及び照射済核燃料の搬出に向けた準備に着手するとともに、ウランマグノックス用鉛セル本体について解体撤去作業を継続する。</p>	<p>・ホットラボ施設(照射後試験施設)：施設の維持管理及び照射済核燃料を搬出するとともに、コンクリートケーブの除染に着手する。</p>
<p>・東海地区ウラン濃縮施設：G棟(H棟を含む)の廃止措置を継続する。</p>	<p>・東海地区ウラン濃縮施設：G棟(H棟を含む。)の廃止措置を継続する。</p>	<p>・東海地区ウラン濃縮施設の廃止措置を継続する。</p>	<p>・東海地区ウラン濃縮施設：廃止措置を継続する。</p>	<p>・東海地区ウラン濃縮施設：廃止措置を継続する。</p>
<p>・重水臨界実験装置(DCA)：廃止措置の第3段階(原子炉本体等の解体撤去)としてカランドリア管等の切断・解体を行う。</p>	<p>・重水臨界実験装置(DCA)：廃止措置の第3段階(原子炉本体等の解体撤去)として制御室内機器の解体撤去を行う。</p>	<p>・重水臨界実験装置(DCA)：廃止措置の第3段階(原子炉本体等の解体撤去)として安全棒・制御棒等の解体作業を実施する。</p>	<p>・重水臨界実験装置(DCA)：廃止措置の第3段階(原子炉本体等の解体撤去)の解体作業を継続する。</p>	<p>・重水臨界実験装置(DCA)：廃止措置の第3段階(原子炉本体等の解体撤去)の解体作業を継続する。</p>
<p>・新型転換炉「ふげん」：タービン施設の解体を継続するとともに、クリアランス検査申請に向けた準備を行う。</p>	<p>・新型転換炉「ふげん」：タービン施設の解体を継続するとともに、解体撤去物のクリアランスに係る測定及び評価方法の認可に関する</p>	<p>・新型転換炉「ふげん」：タービン施設の解体を継続するとともに、解体撤去物のクリアランスに係る測定及び評価方法の認可に関する</p>	<p>・新型転換炉「ふげん」：施設の廃止措置を継続し、解体撤去物のクリアランスに係る対応を進めるとともに、残留重水を施設外へ搬出す</p>	<p>・新型転換炉「ふげん」：施設の廃止措置を継続し、解体撤去物のクリアランスに係る対応を進める。</p>

表 2.1 第 2 期中期計画中の廃止措置施設と廃止措置技術開発の年度計画 (3/5)

平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
<p>濃縮工学施設:パイロットプラント遠心機の処理を行い、処理能力の確認を継続する。</p> <p>ウラン濃縮原型プラント:第一運転単位の滞留ウラン回収の準備工事を行う。</p> <p>製錬転換施設:廃止措置(設備の解体・撤去)を継続する。</p> <p>人形峠捨石たい積場の維持管理を行う。</p> <p>人形峠鉦さいたい積場:措置工事を進めるとともに、設計、調査等を継続する。</p>	<p>審査対応等を進める。</p> <p>濃縮工学施設:パイロットプラント遠心機の処理を行い、処理能力の確認を継続するとともに、クリアランスへの対応を図る。</p> <p>ウラン濃縮原型プラント:第一運転単位の滞留ウラン回収(加工事業許可変更の許可並びに設計及び工事が認可され、工事が終了後、滞留ウラン回収)に着手する。</p> <p>製錬転換施設:廃止措置(設備の解体・撤去)を継続する。</p> <p>捨石たい積場:捨石たい積場の維持管理を行う。</p> <p>夜次鉦さいたい積場:措置工事を進めるとともに、設計、調査等を継続する。</p>	<p>対応等を進める。</p> <p>濃縮工学施設:遠心機処理設備の維持管理を行うとともにクリアランスへの対応を図る。</p> <p>ウラン濃縮原型プラント:ウラン濃縮原型プラントの廃止措置を継続する。</p> <p>製錬転換施設:製錬転換施設の廃止措置を継続する。</p> <p>捨石たい積場:捨石たい積場の維持管理を行う。</p> <p>夜次鉦さいたい積場:措置工事を進めるとともに、設計、調査等を継続する。</p>	<p>濃縮工学施設:遠心機処理設備の合理化検討を行う。また、クリアランス確認への対応を図る。</p> <p>ウラン濃縮原型プラント:廃止措置を継続する。</p> <p>製錬転換施設:廃止措置を継続する。</p> <p>捨石たい積場:維持管理を行う。</p> <p>鉦さいたい積場:前年度までに措置を行った上流部の措置効果を確認するとともに、モニタリングを行うとともに、下流部の措置に必要な調査、検討を継続する。</p>	<p>濃縮工学施設:遠心機処理設備の合理化検討を行う。また、クリアランス確認への対応を図る。</p> <p>ウラン濃縮原型プラント:廃止措置を継続する。</p> <p>製錬転換施設:廃止措置を継続する。</p> <p>捨石たい積場:維持管理を行う。</p> <p>鉦さいたい積場:平成24年度(2012年度)に措置の終了した上流部の措置効果を確認するため、モニタリングを行うとともに、下流部の措置に必要な調査、検討を継続する。</p> <p>原子力第1船原子炉施設:残存する原子炉施設の維持管理を行うとともに、大型廃棄体処理・処分のための合理的な解体工法の検討を進める。</p>
<p>原子力第1船原子炉施設:残存する原子炉施設の維持管理を行うとともに、大型廃棄体処理・処分のための合理的な解体工法の検討を進める。</p>	<p>原子力第1船原子炉施設:残存する原子炉施設の維持管理を行うとともに、大型廃棄体処理・処分のための合理的な解体工法の検討を進める。</p>	<p>2)中期目標期間中に廃止措置に着手する施設</p> <p>液体処理場:屋外貯槽の撤去を進める。</p>	<p>2)中期目標期間中に廃止措置に着手する施設</p> <p>液体処理場:低レベル廃液貯槽の解体を継続する。</p>	<p>2)中期目標期間中に廃止措置に着手する施設</p> <p>液体処理場:廃止措置を継続する。</p>
<p>ウラン濃縮研究棟:維持管理を継続するとともに、廃止措置に向けた準備作業を進める。</p> <p>プルトニウム燃料第二開発室及びB棟:運転・維持管理を行うとともに</p>	<p>ウラン濃縮研究棟:維持管理を継続するとともに、廃止措置に向けた準備作業を進める。</p> <p>プルトニウム燃料第二開発室:運転・維持管理を行うとともに、廃止</p>	<p>ウラン濃縮研究棟:維持管理を継続するとともに、不用核燃料を搬出した後に廃止措置に着手する。</p> <p>プルトニウム燃料第二開発室:維持管理を行うとともに廃止措置を</p>	<p>ウラン濃縮研究棟:廃止措置を継続する。</p> <p>プルトニウム燃料第二開発室:廃止措置を継続する。</p>	<p>ウラン濃縮研究棟:廃止措置を継続する。</p> <p>プルトニウム燃料第二開発室:廃止措置を継続する。</p>

表 2.1 第 2 期中期計画中の廃止措置施設と廃止措置技術開発の年度計画 (4/5)

平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
に、廃止措置に向けた準備を進める。	措置を継続する。 ・B棟:運転・維持管理を行うとともに、廃止措置に向けた準備を進める。	継続する。 ・B棟:運転・維持管理を行うとともに廃止措置に向けた準備を進める。	・B棟:廃止措置準備として、放射性廃棄物の搬出方法及び搬出先を検討する。	・B棟:廃止措置に着手する。
・ナトリウムループ施設:施設の解体方法の検討を進める。	・ナトリウムループ施設:機器配管等の洗浄装置の検討を行う。また、施設の解体に係る諸手続のための作業を進める。	・ナトリウムループ施設:廃止措置に向けた準備を行う。	・ナトリウムループ施設:廃止措置に着手する。	・ナトリウムループ施設:廃止措置を継続する。
・東濃鉱山:坑道措置の準備や不要な機材の撤去作業等を開始する。	・東濃鉱山:坑道措置や不要な機材の撤去作業等を実施する。	・東濃鉱山:坑道措置や不要な機材の撤去作業等を実施する。	・東濃鉱山:坑道措置や不要な機材の撤去作業等を実施する。	・東濃鉱山:坑道措置や不要な機材の撤去作業等を実施する。
③ 廃止措置を終了する施設	③中期目標期間中に廃止措置を終了する施設	③中期目標期間中に廃止措置を終了する施設	③中期目標期間中に廃止措置を終了する施設	③中期目標期間中に廃止措置を終了する施設
・モックアップ試験室建家:建家周辺の共同溝の撤去に着手する。	・モックアップ試験室建家:建家周辺の共同溝の撤去を継続する。	・モックアップ試験室建家:建家周辺の引込溝の撤去を行う。	・モックアップ試験室建家:廃止措置を継続する。	・モックアップ試験室建家:廃止措置を終了する。
・保障措置技術開発試験室施設(SGL):維持管理を継続するとともに、燃料処理の方法について検討を行う。	・保障措置技術開発試験室施設(SGL):被災により原則立入禁止となったため、燃料の安定化処理を取りやめ、建家の復旧と施設の維持管理を行う。	・保障措置技術開発試験室施設(SGL):維持管理を継続するとともに、燃料の安定化のための作業に着手する。	・保障措置技術開発試験室施設(SGL):施設の維持管理を行うとともに、廃止措置のための許認可手続に着手する。	・保障措置技術開発試験室施設(SGL):廃止措置を終了する。
・FP利用実験棟(RI 利用開発棟):廃止措置に着手し、機器等の撤去を行う。	・FP利用実験棟(RI利用開発棟):被災により建家の使用禁止判定がなされ、撤去作業が不可能となったため、機器等の撤去を取りやめ、建家の復旧作業を進める。廃止措置を平成24年度に完了する。	・FP利用実験棟(RI 利用開発棟):廃止措置を完了する。		
④中期目標期間終了以降に廃止措置に着手する施設	④中期目標期間終了以降に廃止措置に着手する施設(維持管理へ移行分)	④中期目標期間終了以降に廃止措置に着手する施設(維持管理へ移行分)	④中期目標期間終了以降に廃止措置に着手する施設(維持管理へ移行分)	④中期目標期間終了以降に廃止措置に着手する施設(維持管理へ移行分)
・圧縮処理装置:維持管理を行う。	・圧縮処理装置:維持管理を行う。	・圧縮処理装置:維持管理を行う。	・圧縮処理装置:維持管理を行う。	・圧縮処理装置:維持管理を行う。
・廃棄物安全試験施設(WASTE):運転・維持管理を行う。				
・プルトニウム研究1棟:運転・維持管理を行う。				
・大型非定常試験装置(LSTF):運転・維持管理を行う。				
・汚染除去場:維持管理を行う。	・汚染除去場:維持管理を行う。	・汚染除去場:維持管理を行う。	・汚染除去場:維持管理を行う。	・汚染除去場:維持管理を行う。
・軽水臨界実験装置(TCA):運転・				

表 2.1 第 2 期中期計画中の廃止措置施設と廃止措置施設開発の年度計画 (5/5)

平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
維持管理を行う。 ・バックエンド研究施設(BECKY)空 気雰囲気セル3基:運転・維持管理 を行う。 ・A棟:維持管理を行う。	維持管理を行う。 ・A棟:維持管理を行う。	維持管理を継続する。 ・A棟:維持管理を継続する。	維持管理を行う。 ・A棟:維持管理を行う。	
・旧廃棄物処理建家:維持管理を継続する。	・旧廃棄物処理建家:維持管理を継続する。	・旧廃棄物処理建家:維持管理を継続する。	・旧廃棄物処理建家:解体撤去に向けた適用技術の調査、解体装置の設計を行う。	・A棟:廃止措置計画の立案及び維持管理を行う。 ・旧廃棄物処理建家:解体装置の設計を継続する。
⑤中期目標期間中に廃止措置の着手時期、事業計画の検討を継続する施設 ・東海再処理施設:運転・維持管理を行うとともに、事業計画の検討を継続する。	⑤中期目標期間中に廃止措置の着手時期、事業計画の検討を継続する施設 ・東海再処理施設:運転・維持管理を行うとともに、事業計画の検討を継続する。	⑤中期目標期間中に廃止措置の着手時期、事業計画の検討を継続する施設 ・東海再処理施設:運転・維持管理を行うとともに、事業計画の検討を継続する。	⑤中期目標期間中に廃止措置の着手時期、事業計画の検討を継続する施設 ・東海再処理施設:運転・維持管理を行うとともに、事業計画の検討を継続する。	⑤中期目標期間中に廃止措置の着手時期、事業計画の検討を継続する施設 ・東海再処理施設:運転・維持管理を行うとともに、事業計画の検討を継続する。
原子力施設の廃止措置については、当該施設に係る外部利用者等のニーズを確認した上で、廃止後の機構の研究開発機能の在り方、国内外における代替機能の確保、当該施設の利用者の意見等を踏まえて、具体的な原子力施設の廃止時期及び廃止方法の検討を行うものとし、この具体的な方策の検討を進める。	原子力施設の廃止措置については、当該施設に係る外部利用者等のニーズを確認した上で、廃止後の機構の研究開発機能の在り方、国内外における代替機能の確保、当該施設の利用者の意見等を踏まえて、具体的な原子力施設の廃止時期及び廃止方法の検討を行うものとし、この具体的な方策の検討を進める。	原子力施設の廃止措置については、当該施設に係る外部利用者等のニーズを確認した上で、廃止後の機構の研究開発機能の在り方、国内外における代替機能の確保、当該施設の利用者の意見等を踏まえて、具体的な原子力施設の廃止時期及び廃止方法の検討を行うものとし、この具体的な方策の検討を進める。	原子力施設の廃止措置については、当該施設に係る外部利用者等のニーズを確認した上で、廃止後の機構の研究開発機能の在り方、国内外における代替機能の確保、当該施設の利用者の意見等を踏まえて、具体的な原子力施設の廃止時期及び廃止方法の検討を行うものとし、この具体的な方策の検討を進める。	原子力施設の廃止措置については、当該施設に係る外部利用者等のニーズを確認した上で、廃止後の機構の研究開発機能の在り方、国内外における代替機能の確保、当該施設の利用者の意見等を踏まえて、具体的な原子力施設の廃止時期及び廃止方法の検討を行うものとし、この具体的な方策の検討を進める。

3. 第2期中期計画中の廃止措置と技術開発の実施結果

第2期計画期間中の廃止措置の実施結果を以下に示す。

3.1 廃止措置を継続する施設

3.1.1 JRR-2

(1) 施設の概要

JRR-2 は、中性子ビーム実験、燃料・材料の照射、ラジオアイソトープの生産などを目的に建設され、昭和35年10月1日に臨界となった。その後、約36年間にわたり原子力開発における広範な分野に利用された。平成8年12月19日の「長期事業計画」（日本原子力研究所：現原子力機構）に基づき永久停止した後、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）に基づき平成9年5月9日に原子炉の解体届を提出し、解体工事に着手した。解体工事は4段階に分けて実施することとした。第1段階は原子炉の機能停止措置及び冷却材の抜取り等、第2段階では原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉等、第3段階として原子炉冷却系統施設等の機器類撤去をそれぞれ実施し、平成16年2月に終了した。しかし、その後の第4段階については、原子炉本体の撤去等を平成16年度から実施する予定であったが、解体工事に伴って発生する放射性廃棄物を低減するため、解体計画の見直しを行い、密閉した原子炉本体を安全貯蔵する期間を設けることとした。このため、第4段階の開始まで残存する原子炉施設の維持管理を行うこととし、平成16年3月31日に解体届の変更届を提出した。さらに、平成17年には、原子炉等規制法が改正（平成17年12月1日施行）され、廃止措置計画の認可申請に合わせ解体計画の見直しを再度行い、当初計画していた原子炉本体の一括撤去は行わないこととした。このため、原子炉本体及び原子炉建屋の解体撤去を行うこととする廃止措置計画の認可申請を行い、平成18年11月6日に認可を取得した。しかし、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震において、原子炉建屋以外の施設・設備の一部が被災した。被災した施設・設備は、解体・補修等の復旧工事を行うため、廃止措置計画の変更の認可申請を行い、平成24年9月10日に認可を取得した。図3.1,2にJRR-2の外観及び平面図を示す。



図3.1 JRR-2外観

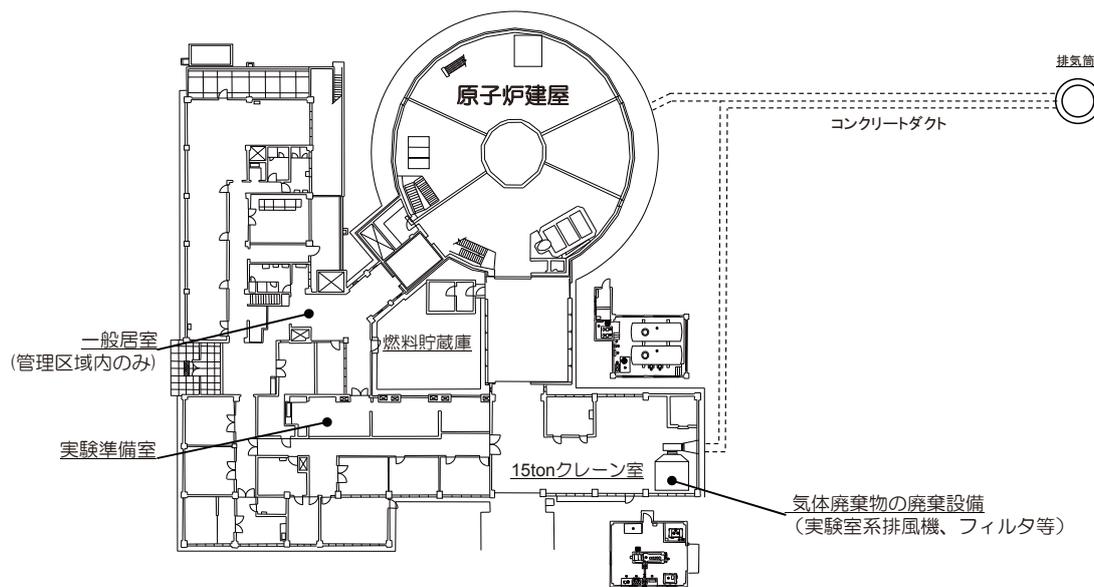


図3.2 JRR-2平面図

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

廃止措置計画に基づく解体工事の計画はなく、継続して施設の維持管理を実施した。

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震により、排気筒の一部倒壊、倒壊した排気筒の落下によるコンクリートダクトの損壊、15t クレーン室の主要な柱の損傷、燃料貯蔵庫及び放射性廃液貯槽室の建家つなぎ部に隙間が生じる等の被災を受けた。

JRR-2 は廃止措置中であり、燃料要素は全て搬出済みであり、原子炉本体が密閉された状況であること、並びに原子炉本体及び原子炉建屋の維持管理に必要となる設備・機器以外は撤去されている等、放射性物質を放出する状況にはない。そのため、地震時の停電による全換気系の停止においても、排気筒及びコンクリートダクトから放射性物質の放出はなかった。なお、排気設備の運転については、排気筒及びコンクリートダクトの復旧が終了するまで停止することとした。

2) 平成 23 年度

東北地方太平洋沖地震により、一部が倒壊した排気筒、主要な柱が損傷した 15t クレーン室の解体・補修等の復旧工事を行うため、廃止措置計画の変更認可申請の内容について検討を進めるとともに、燃料貯蔵庫及び放射性廃液貯槽室の建家つなぎ部に隙間が生じる等の被害を受けた施設について復旧を進めた。

排気筒については、応急措置として、倒壊した排気筒を横に倒した後、ビニールシートにて排気筒倒壊部分及びコンクリートダクト損壊部分の養生を行い、柵の設置及び縄張りによる当該区域への立ち入りを制限した。また、排気筒及びコンクリートダクトの復旧については、気体廃棄物の廃棄設備（以下「気体廃棄設備」という。）として今後も使用するため、廃止措置計画の変更の認可申請を行い、認可を取得した後に行う計画とした。

15t クレーン室については、気体廃棄設備である排風機、フィルタチャンバ等が設置されてい

るため、建家の補強措置を施し、廃止措置計画の変更の認可を取得した後に、気体廃棄設備の解体撤去及び建家の解体を行う計画とした。建家との隙間が生じた燃料貯蔵庫及び放射性廃液貯槽室については、応急措置として、隙間を酢酸ビニールシートで目張り養生し、定期的に巡視点検を行い、目張りの状況を確認することとした。その後、復旧として、隙間部に発泡ウレタンの充填及び防火対策を実施するとともに、建家外壁部の防水処理を施し、補修を終了した。

3) 平成 24 年度

震災復旧措置として解体工事を行うため、平成 24 年 6 月 26 日に廃止措置計画の変更申請を行い（同年 9 月 5 日一部補正）、同年 9 月 10 日付けで認可を取得した。

15t クレーン室については、同室内に設置されている気体廃棄設備である排気第 2・3 系統の排風機、フィルタチャンバ等の解体撤去を次年度に実施するため、その準備として、建家の補強措置を施した。

排気筒の復旧工事では、残存する排気筒（高さ約 29m）のうち、ひび割れが生じていた先端部の約 6m を切断し、排気筒高さを約 23m にした。排気筒の胴部については、地上から約 10m まで繊維シートを巻き付け、補強を行った。また、損壊したコンクリートダクトについては、天井部の損壊箇所を補修するとともに、排気第 2・3 系統からの排気経路の閉止措置を行った。排気筒の補修の状況を図 3.3 に示す。



図3.3 JRR-2の排気筒の補修の状況

4) 平成 25 年度

被災した 15t クレーン室の建家を解体するため、同室内に設置されている気体廃棄設備（排気第 2・3 系統の排風機、フィルタチャンバ、排気ダクト等）の一部解体の工事を実施した。

解体工事では、作業区域となる 15t クレーン室及び屋外に設置されているダクト等が管理区域外であるため、排風機及びフィルタチャンバの解体エリア、排気ダクトの切断箇所に汚染拡大防止囲いグリーンハウス（以下「GH」という。）を設置し、一時的な管理区域を設定して行った。排風機及びフィルタチャンバは設置場所で解体するとともに、排気ダクトについては、持ち運べる長さに切断し、管理区域である炉室内に運搬した後、あらかじめ設置した細断用の GH 内で細断した。管理区域外に設置した GH は、内部に汚染が残存していないことを確認し、一時的な管理区域を解除して撤去した。また、排気ダクト撤去後の開口部については、閉止措置を施した。

5) 平成 26 年度

実験準備室及び一般居室建家（管理区域内のみ）の管理区域解除に係る作業、非常用電源室及び 15t クレーン室の建家解体を実施した。

管理区域解除に係る作業は、解除する管理区域に残存する流し、フード、排気ダクト、排水配管等の設備の解体撤去及び床材の剥離撤去をした後、管理区域解除に係る測定作業を行った。設備の解体撤去の当たっては、GH を設置するとともに、管理区域外である原子炉建屋地階の機械室等の排水配管、排気ダクトの解体撤去については、一時的な管理区域に指定して行った。撤去した設備は炉室内に運搬し、あらかじめ設置した細断用の GH 内で細断した。管理区域外に設置した GH は、内部に汚染が残存していないことを確認し、一時的な管理区域を解除して撤去した。

管理区域解除に係る測定作業では、保安規定に定める管理区域の基準に該当しないこと及び汚染が残存していないことを確認するため、当該管理区域の天井面、壁面及び床面について、線量当量率及び表面密度の測定を行い、汚染が残存していないことを確認した。

管理区域解除のための測定作業、15t クレーン室の解体、建家撤去後の状況を図 3.4 に示す。また、第 2 期中期計画中の JRR-2 解体作業により発生した廃棄物量を表 3.1 に示す。



図 3.4 JRR-2 の廃止措置作業の状況

表 3.1 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（JRR-2）

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物					
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物	金属類	コンクリート	その他
H22 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H23 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H24 年度	0	0	0	0	0	0	0	0	0
H25 年度	5.94	0.12	0.48	0	0.62	0	1	0	0
H26 年度	4.11	2.09	0.92	0	0.87	0	27	661	7

3.1.2 JRTF

(1) 施設の概要

JRTF は、我が国最初の工学規模の再処理研究施設として昭和 41 年に完成した。この施設では、JRR-3 の使用済燃料を用いた湿式再処理試験が行われ、プルトニウム 200g の回収に成功した施設である。その後、東海再処理工場の運転要員訓練施設として約 1 年間使用され、昭和 45 年に再処理試験設備を閉鎖した。また、昭和 46 年以降、再処理高度化研究、燃焼率測定試験、再処理廃液の処理技術開発等を行う核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設として使用されてきた。

JRTF は、使用済核燃料の再処理試験に使用した再処理試験設備が設置された本体施設、並びに再処理試験によって発生した廃液を貯蔵する廃液操作・貯蔵室及び廃液長期貯蔵施設から構成され、各施設は地下ダクトにより接続されている。JRTF の外観を図 3.5 に鳥瞰図を図 3.6 に示す。当初目的とした試験研究を平成 5 年に終了し、平成 8 年度より設備・機器等の解体を開始し、平成 38 年度に廃止措置を終了する計画である。

第 2 期中期計画では、廃液長期貯蔵施設地下 1 階の狭隘なコンクリートセル内（以下「LV-1 室」という。）に設置されている廃液貯槽 LV-1（以下「LV-1」という。）の解体を安全かつ効率的に行うとともに、解体に関するデータ等を収集し、解体工法等の評価を実施した。また、本体施設 3 階に設置されているフード等の解体を実施した。図 3.7 に廃液長期貯蔵施設の平面図を示す。



図 3.5 JRTF 外観

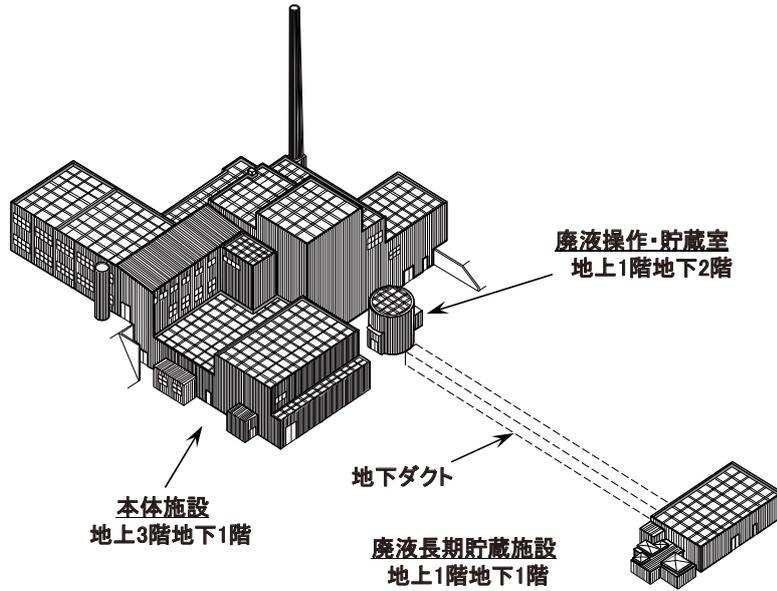


図3.6 JRTF鳥瞰図

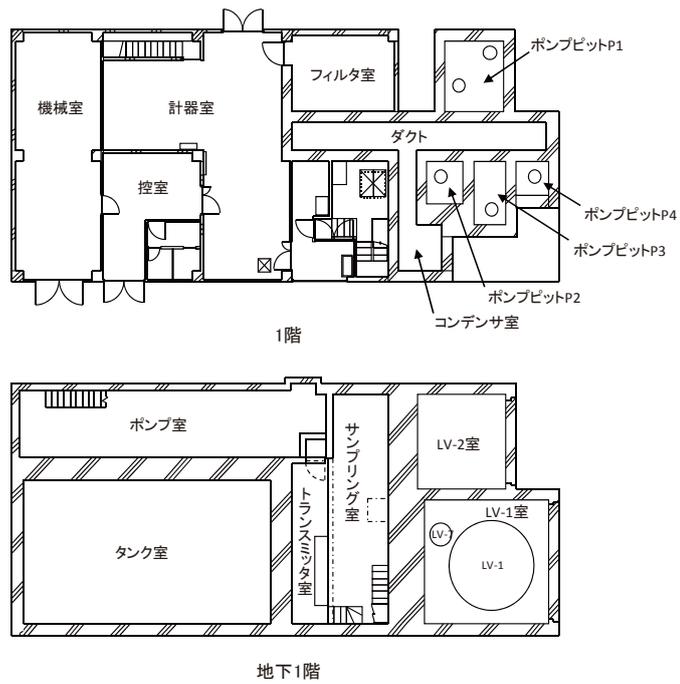


図3.7 廃液長期貯蔵施設平面図

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

LV-1 のセル内解体準備作業として、廃液長期貯蔵施設サンプリング室に設置されている 1AW サンプリングセルの解体撤去を行うとともに、LV-1 から回収した残留廃液の中和処理を行った回収廃液の搬出を実施した。

①1AW サンプリングセルの解体撤去

1AW サンプリングセルは、LV-1 の廃液サンプリングのために設けられた小型セルであり、鉄鋼製（一部鉛）の遮へいが施され、内部にサンプリング用機器を収納した SUS 製インナーセルが設置されている。

解体撤去に際しては、セル周辺の配管等を半面マスク装備により、クローズド方式にて撤去し、サンプリング室に汚染拡大防止のために解体用 GH（2 室構造）を設置した。

セル本体（遮へい体）は、六角ボルト、セットスクリューによって複雑に組み上げられており、全面マスク装備にて、これらボルト等を外すことにより、重量物である遮へい体を既設の天井フックと天井部 H 鋼を利用して吊り上げながら解体撤去した。また、内部のインナーセルなどの装備機器類は、セーバーソーによる切断や接続部のネジを緩める分解等により解体撤去した。

セル架台は、コンクリート製の架台上部に、インナーセルや遮へい体を据え付ける鉄鋼製の架台ベース（3 段）が取り付けられており、セットスクリューで固定されていた鉄鋼製架台ベースは、全面マスク装備で、セットスクリューを外すことにより、コンクリート架台は、ブレーカー、バンドソー及びセーバーソーにて、コンクリートと鉄筋に分割しながら解体撤去した。

セル解体撤去跡の床、壁面等は、モルタル等により整備した。

解体撤去した遮へい体及び装備機器類や配管等は、酢酸ビニールシート等で梱包し、1m³ 鋼製容器に収納した。コンクリートは、土嚢袋及び酢酸ビニール袋等で梱包し、1m³ 鋼製容器、又は、200L ドラム缶（以下「ドラム缶」という）に収納した。なお、汚染拡大防止用のために解体用 GH は作業終了後に撤去した。

②回収廃液の搬出

タンク室に設置されている中和用ハウス内の仮設処理設備から、既設の廃液搬出ラインを利用して、既設の廃液払出用ボックスを経由して廃液運搬車へ回収廃液を搬出するための仮設ラインを設置した。設置に際しては、半面マスク装備により、既設配管との接続等はクローズド方式にて作業を実施した。

回収廃液の搬出は、3 回に分割して行い、回収廃液と洗浄水を含めた全搬出量は、1,032L であり、全て放射性廃棄物処理場へ搬出した。

搬出後は、仮設ラインの撤去を行い、既設の廃液搬出ラインを復旧した。

2) 平成 23 年度

LV-1 のセル内解体準備作業として、LV-1 室内に設置されており、LV-1 解体撤去時の作業スペース等の確保のために、先行して廃液貯槽 LV-7（以下「LV-7」という。）の解体撤去を実施した。

図 3.8 に廃液貯槽 LV-1 室の設備・機器等の概略配置図を示す。

解体撤去に際しては、汚染拡大防止のために LV-7 周囲の床面及び壁面の一部を防火シート等にて養生した。また、LV-7 を効率良くドラム缶に収納できる大きさに切断するため、切断位置のマーキングを行った。

解体撤去作業は、全面マスクを着用し、切断作業に伴う安全を確保するため、LV-7 をチェーン

ブロックにより保持させながらバンドソーにより脚部を床面から切り離し、横向きに吊り下ろして行った。

LV-7 本体は、チップソー及びバンドソーにより切断し、内部に残存する配管類は、バンドソー及びセーバーソーによりドラム缶に収納できる大きさに切断した。また、脚部はバンドソーにより切断し、床面の脚部を切り離した箇所は、ディスクグラインダーにより平滑に処理して撤去跡を整備した。切断した LV-7 本体、内部配管類及び脚部は、酢酸ビニールシート等で梱包し、ドラム缶に収納した。LV-7 の解体撤去前後の状況を図 3.9 に示す。

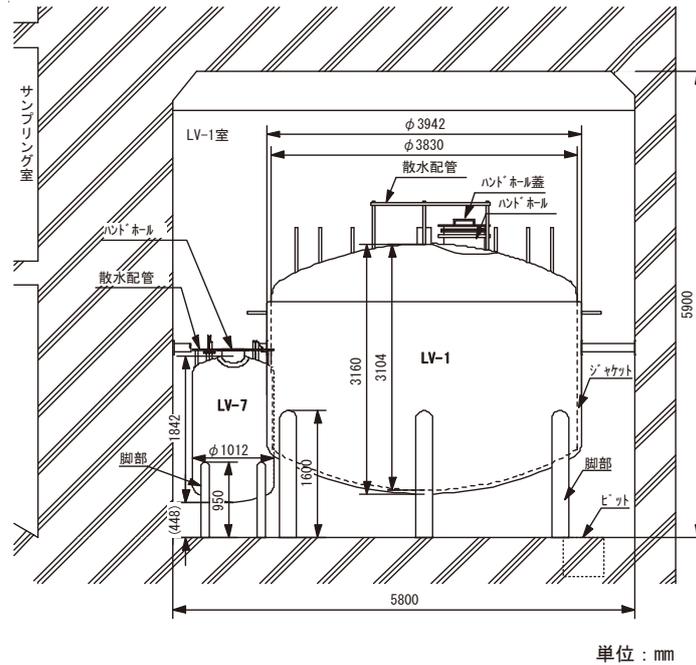


図3.8 LV-1, LV-7概略図



LV-7解体撤去前



LV-7解体撤去後

図 3.9 JRTF の LV-7 解体撤去前後

3) 平成 24 年度

LV-1 のセル内解体準備作業として、LV-1 のベント配管の撤去及び LV-1 上部の開口作業を実施した。

①ベント配管の撤去

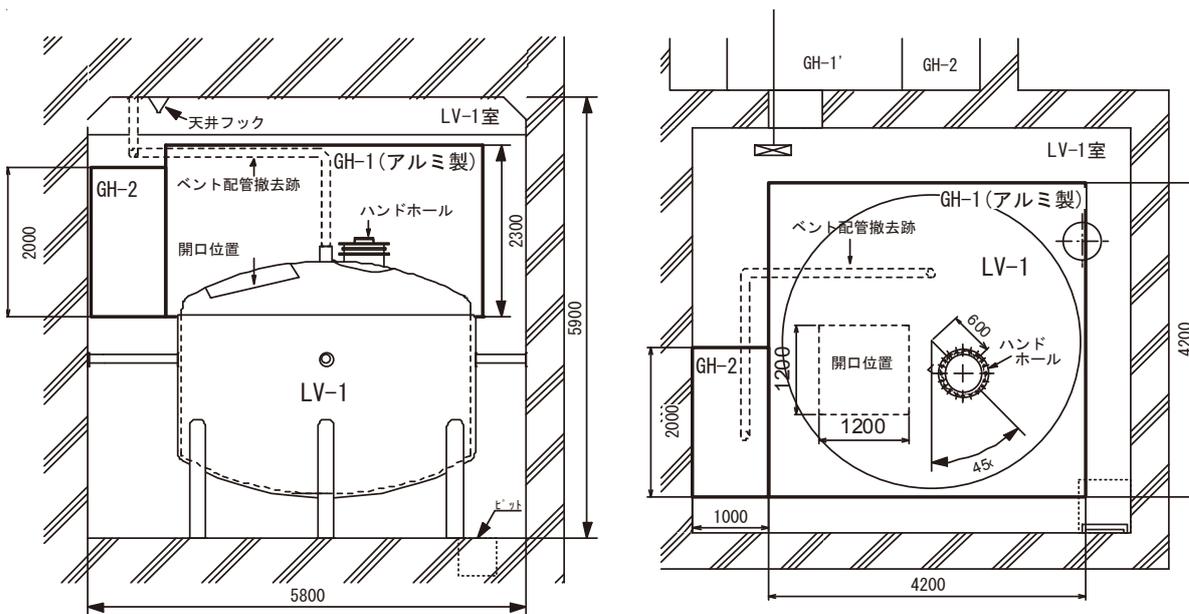
ベント配管は、天井面から LV-1 上部に接続されており、作業足場を設置して撤去した。ベント配管の撤去作業は、全面マスク装備により、バンドソー等を用いクローズド方式にて行うものとし、持ち運びができる重量を考慮した 900mm～1,200mm 程度の長さで切断した。天井部の残存配管については、金属キャップ及び金属ボンド等により閉止措置を行った。撤去したベント配管は、酢酸ビニールシート等で梱包し、ドラム缶に収納した。

②LV-1 上部の開口

ベント配管の撤去に使用した作業用足場の上に、LV-1 上部の開口作業時における汚染の拡大防止措置として、図 3.10 に示したように LV-1 室内上部に 2 室構造 (GH-1、GH-2) の LV-1 解体用 GH を設置した。

LV-1 内部へのアクセスルートを確保するために、LV-1 上部の一部を開口した。開口部の寸法はおおよそ 1,200mm×1,200mm であり、開口作業に際しては、切断片のドラム缶への収納効率を考慮し、予め LV-1 表面に切断位置のマーキング (切断長 300mm ずつ) を行った。切断作業は、全面マスク装備により、チップソー等を用いて切断を行うこととし、切断片の LV-1 内への落下防止措置を講じるとともに、内部の干渉する残存配管に十分注意しながら実施した。切断した本体上部は、酢酸ビニールシート等で梱包し、ドラム缶に収納した。

LV-1 内の底部中央には、平成 10 年 (2008 年) 度の解体作業で回収した高線量の廃液の残渣が残存していることから、今後予定している回収作業時における放射能評価を行うために残渣の一部のサンプリングを行った。開口部については、サンプリング作業終了後に閉止蓋で閉止した。



単位：mm

図 3.10 LV-1 解体用 GH 設置概略図

4) 平成 25 年度

LV-1 のセル内解体準備作業として、LV-1 内の底部中央に存在する平成 20 年度の解体作業で回収した高線量廃液の残渣の除去及び LV-1 内底部の除染を実施するとともに、本体施設の 323 号室に設置されているフード H-8、フード H-10 及びフード H-7 の付帯設備等の解体撤去を実施した。

①LV-1 内残渣除去作業及び除染作業

LV-1 内の空間線量率は、底部の残渣に近づくほど高くなっており（最大 3.0mSv/h 程度）、残渣に含まれる主な放射性核種は ^{137}Cs ($9.2 \times 10^5 \text{Bq/g}$)、 ^{90}Sr ($1.3 \times 10^6 \text{Bq/g}$)、 $^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ ($2.5 \times 10^3 \text{Bq/g}$) であった。

作業員の被ばく低減のため、タンク上部から集塵機等による遠隔操作で残渣を吸引除去する方法（図 3.11 参照）を検討した。

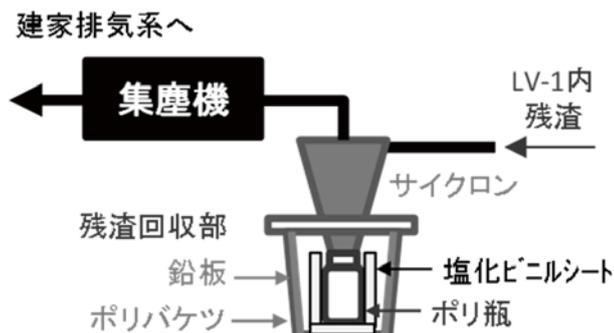


図 3.11 LV-1 内残渣遠隔除去概略図

作業員の被ばく低減対策として残渣除去装置を用いた結果、LV-1 内空間線量率を概ね 0.2mSv/h 以下までに低減させることができた。その後、エアラインスーツを装着した作業員が LV-1 内部に入り、底部の拭き取り除染を実施した。除染作業の結果、LV-1 内空間線量率を 0.1mSv/h 以下に低減できた。図 3.12 に LV-1 内の残渣除去作業及び除染作業の状況を示す。



LV-1上部開口部付近における
残渣除去作業



LV-1内底部における除染作業

図 3.12 JRTF の LV-1 における残渣除去作業

②本体施設 323 号室のフード等の解体

本体施設 323 号室には、図 3.13 に示したようにフードが 3 基 (H-7、H-8、H-10) 設置されている。フード H-7 内には、廃溶媒を燃焼方式によって焼却処理する焼却炉、排ガス処理器、セメントミキサ等で構成される焼却装置が設置されている。フード H-8、H-10 は、再処理高度化試験研究のために使用したフードである。また、323 号室内の非汚染機器としてパネルハウス (資材置き場) やフード H-7 の付帯設備であるプロセス空気フィルタ、空気ファン、廃溶媒焼却装置制御盤、排ガスサンプリング装置制御盤等が設置されている。

解体撤去作業は、先行して、フード H-7 付帯設備等の非汚染機器の撤去を行なった後に、フード H-8、H-10 の撤去を行った。撤去対象となる機器表面及びフード内最大表面密度は、フード H-8 内面において α 核種 : $0.31\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 β (γ) 核種 : $2.6\text{Bq}/\text{cm}^2$ という極めて低いものであり、その他の機器については、汚染は確認されていない。しかし、排気ダクト内面等は、汚染されていると想定されることから、適宜、汚染検査を実施して作業を進めた。また、フード H-8、H-10 は α 核種を含んだ廃液を取り扱った履歴があることから、解体に際しては、汚染拡大防止のため解体用のグリーンハウスを設置した。

フードの解体は、全面マスク装備により、バンドソーやチップソー等を用いて実施した。切断したフード等は、酢酸ビニールシート等で梱包し、ドラム缶に収納した。

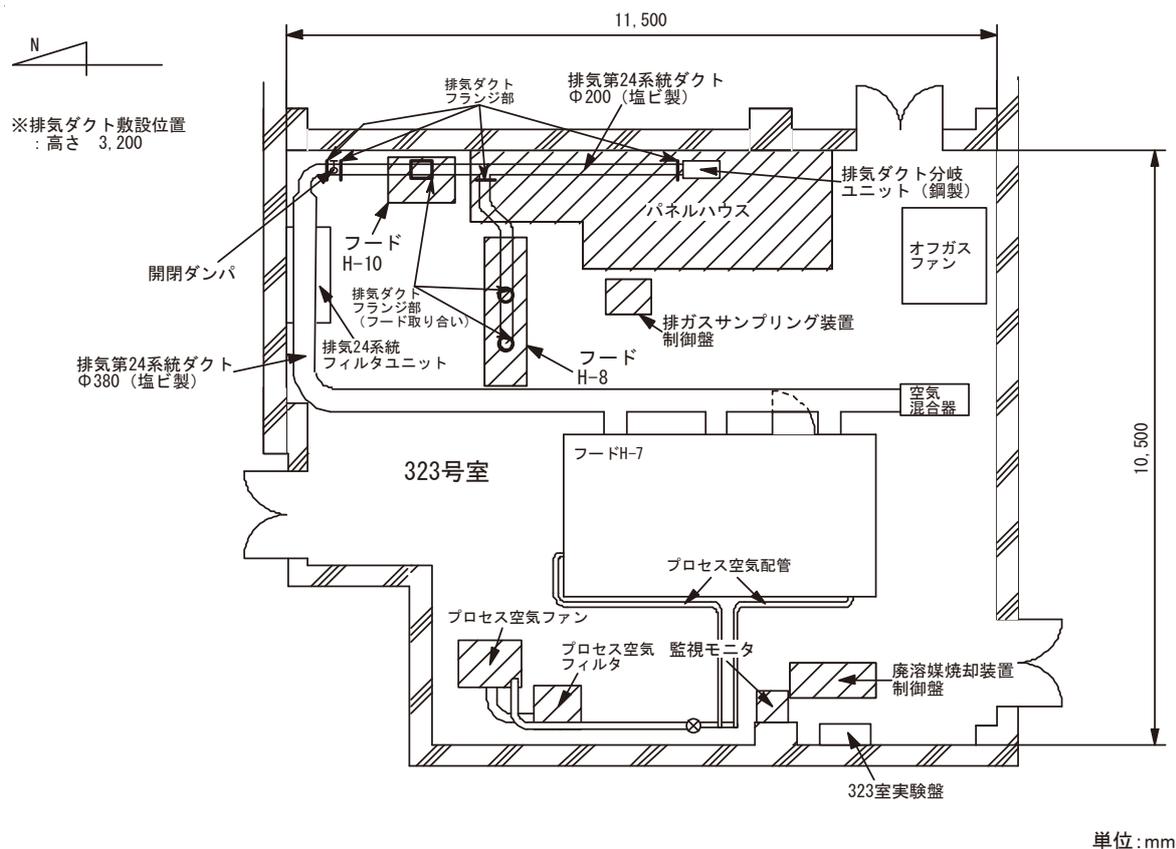


図 3.13 323 号室解体作業時平面図

5) 平成 26 年度

平成 25 年度に実施した LV-1 内の残渣の除去で回収できなかった、配管に付着した残渣の回収及び配管撤去並びに LV-1 内部の除染を行い、LV-1 本体（冷却水ジャケット及び脚部を除く）の上鏡部、胴部の撤去を実施した。また、本体施設の 323 号室に設置されているフード H-7 内排ガスサンプリング装置等の解体撤去を実施した。第 2 期中期計画中の JRTF 解体作業により発生した廃棄物量を表 3.2 に示す。

①LV-1 の撤去

LV-1 内部の空間線量当量率は、平成 25 年度に実施した遠隔的な残渣回収作業により約 0.1mSv/h まで低減されているが、遠隔的な残渣回収作業では回収が困難な残渣が LV-1 内配管に付着し残存していることが確認されている。残渣が残存した状態では、配管及び LV-1 本体撤去作業時の汚染拡大及び被ばく増大の原因となることから、エアラインスーツ装備の作業者による LV-1 内部での残渣回収装置（サイクロン付集塵機）を用いた直接作業で残渣回収を行った。その結果、残渣回収装置のサイクロン部下部に設置した 500cc ポリ瓶に約 200g の残渣を回収した。配管付着残渣回収後の LV-1 内部の空間線量当量率は約 74 μ Sv/h まで低減された。

LV-1 内配管の撤去作業は、エアラインスーツ装備の作業者が LV-1 内部に入り、セーバーソー等の電動工具を用いて切断を行った。

LV-1 内配管の撤去後、エアラインスーツ装備にて LV-1 内部表面を濡れウエス等による拭き

取り除染を行った。拭き取り除染後の汚染検査によって遊離性汚染の低減が確認できたが、直接法による汚染検査の結果、固着性汚染が残存していることが確認されたため、ファブリック（不織布）ディスク及びディスクペーパー（紙やすり）を装着した研磨機による機械的研磨除染を行った。拭き取り除染及び機械的研磨除染の結果、貯留廃液と接触していた胴部内表面における表面密度は、スミヤ法 α : 1400cpm \rightarrow 6cpm、 β (γ) : >100kcpm \rightarrow 300cpm、直接法 α : 16kcpm \rightarrow 500cpm と大幅に低減できた。

除染後、LV-1 本体切断時の固着性汚染の飛散防止及び空气中放射能濃度の上昇抑制のため、不燃性の水性塗料にて汚染固定を行った。

LV-1 本体の切断作業は、エアラインスーツ装備にてチップソー等の電動工具を用いて行った。切断作業開始当初は、エアラインスーツ装備にて切断を進めたが、除染及び汚染固定を行ったことにより、空气中放射能濃度に有意な上昇が見られなかったことから、作業装備を全面マスクに切替え、作業負担を軽減するとともに、効率的に切断が実施できた。LV-1 本体の切断片及び配管は、 α 核種の放射エネルギーが大きいことからバグアウト方式にて GH から搬出し、200L SUS ドラム缶に収納した。

②フード H-7 の内装機器の撤去

排ガスサンプリング装置は、ガスメーターユニット、等速吸引装置、三連式洗浄瓶等のユニットから構成されている。各ユニットは、手工具等を用いてユニット間の接続を切り離して撤去し、ユニット毎に酢酸ビニールシートにて梱包して廃棄物とした。また、各ユニットは直方体形状であることから、ドラム缶では収納効率が著しく低下することから 1m³ 容器に収納した。

調整液タンク及びポンプは α 核種による汚染が確認されており、他の機器の二次汚染防止及び内部被ばく防止のため細断は行わず、ビニールバッグを用いたクローズド方式にて系統から切り離し、200L SUS ドラム缶に収納した。切り離した配管の端部は、閉止キャップにより金属ボンンドで密封した。クローズド方式による配管切断時の配管内部のスミヤ法による汚染検査の結果、 α : 395cpm、 β (γ) : 12,000cpm が検出された。

表 3.2 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (JRTF)

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物			金属類	コンクリート	その他
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物			
H22 年度	4.45	1.30	0	0.13	0.65	0.04	0	0	0
H23 年度	0.52	0	0	0.03	0.63	0.01	0	0	0
H24 年度	0.11	0	0	0.15	1.23	0.03	0	0	0
H25 年度	1.51	0	0.54	0.08	1.37	0.09	0	0	0
H26 年度	4.73	0	0.06	0.50	1.79	0.07	0	0	0

3.1.3 ホットラボ施設

(1) 施設の概要

ホットラボは、研究炉で照射された燃料及び材料の照射後試験を実施するために、昭和 36 年に建設された。その後、日本原子力発電株式会社東海発電所の燃料、圧力容器鋼材及び黒鉛材料の健全性確認を実施するために昭和 41 年に施設の増設が行われた。

建家は JRR-1 と JRR-2 の間に位置し、地上 2 階、地下 1 階の鉄筋コンクリート造りで床面積は、約 4,500m²である。施設の外觀図を図 3.14 に平面図を図 3.15 に示す。

最大 3.7PBq の照射済核燃料及び 1.85PBq の照射済みの材料の取扱が可能で、主な試験内容は、照射済キャプセルの解体から材料の機械強度試験、物理的、化学的、冶金学的試験等が行われた。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運転を終了し、平成 15 年度から廃止措置に着手している。



図3.14 ホットラボ施設外觀

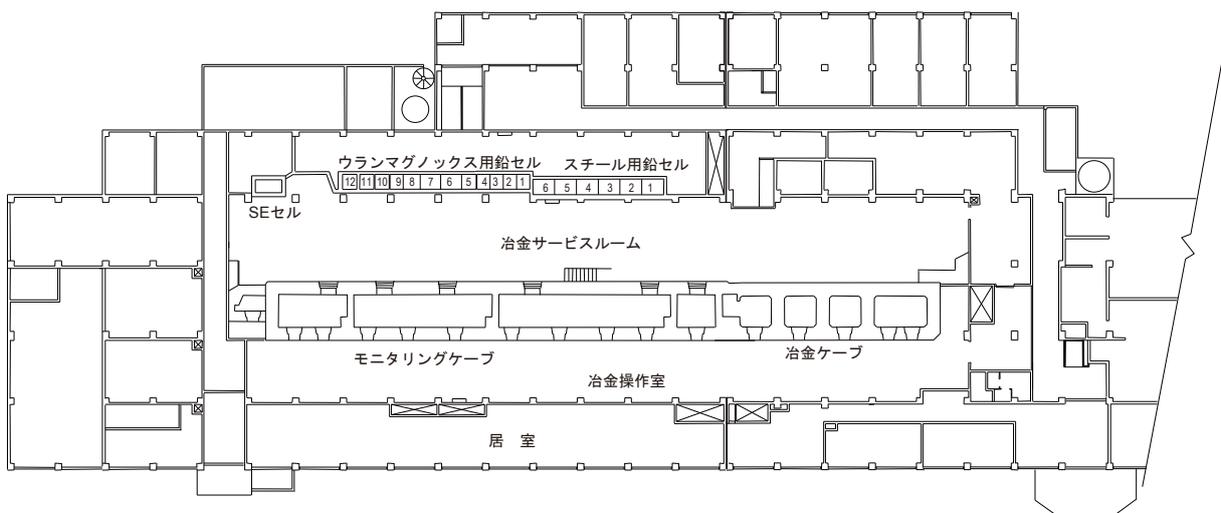


図3.15 ホットラボ平面図

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

ウランマグノックス用鉛セル（「以下、UM 鉛セル」とする。）内の除染及び付帯設備の解体撤去作業を実施した。

UM 鉛セルは 12 基設置されており、各基の内寸法は、幅 1.5m、奥行き 1.1m、高さ 1.5m である。セルは鉛ブロック組立式構造であり、これまで燃料や材料の金相試験等に使用され、他の鉛セルと比較するとセル内部の汚染レベル及び線量当量率は高い。図 3.16 に解体前の UM 鉛セルの外観を示す。

UM 鉛セル本体の解体に備え、セル内の除染による汚染レベルの低減化を図るとともに、UM 鉛セル本体の解体で支障となる鉛セル操作室と冶金サービスルーム間仕切り鉄板スクリーン、3t クレーン、試料搬出入装置、既存 GH、電気配線、給水及び圧縮空気等の UM 鉛セルに付帯する設備の解体作業を平成 22 年 10 月 28 日から平成 23 年 2 月 28 日まで実施した。



図 3.16 解体前の UM 鉛セル

①UM 鉛セル内の除染等

UM 鉛セル内の除染は、拭き取り、はつり等により行った。鉛セル本体の解体撤去作業における汚染拡大防止のために、有意な汚染箇所、はつり箇所及び隙間等について、ペイント材塗布による固着処理を行い、汚染を確実に封じ込めた。

排水配管や試料移送管（気送管）等の埋設配管類については、フランジ、プラグ及びコーキング等により閉止措置を行った。

②付帯設備の撤去作業

付帯設備は、機械的切断を基本として、運搬可能な大きさである約 2m 以下に細断した。作業は高所作業用足場を設置して、解体した重量物の荷下ろしは既設のクレーン、チェーンブロックを使用して行った。

2) 平成 23 年度

東北地方太平洋沖地震で被害を受け天井走行クレーン 2 基の復旧作業を実施した。

3) 平成 24 年度

本体施設である UM 鉛 No.11 セル及び UM 鉛 No.12 セルの解体撤去作業と UM 鉛セル背面扉の撤去作業を平成 24 年 12 月 3 日から平成 25 年 2 月 21 日まで実施した。

①UM 鉛 No.11 セル及び UM 鉛 No.12 セルの解体撤去

解体対象である UM 鉛 No.11 及び UM 鉛 No.12 セルの周囲に、手動式チェーンブロック及びトロリを取り付けた揚重架台、汚染の拡大防止用 GH を設置し、重量物である遮蔽鉄板には溶接等による固定ボルトを取り付け、鉛ブロックには専用脱着治具を製作し構造物を撤去した。

撤去した遮蔽鉄板は、ホットラボ地階のホットストレージ室内に、鉛ブロック類については、ホットラボ 1 階のホットラボ材料研究室内に保管管理している。

②背面扉の解体撤去

背面扉は、最大幅 1.47m、高さ 1.35m、厚さ 0.25m の鉄板で、約 3.8t の重量が有り、作業場所の上部にはクレーン等はなく、給排気ダクト類が設置された狭隘な作業環境下にある。

作業は、背面扉を引抜き、つり上げた状態で移動できるようにするため、揚重架台の設計・製作を行った後に、11 基の背面扉を撤去・クレーン操作エリアへ移動した。

撤去した背面扉は、天井走行クレーンにてホットラボ地階のホットストレージ室内へ移動し、保管管理している。

4) 平成 25 年度

ホットラボは施設の維持管理を行うとともに、廃止措置の一環として、前年度に実施した UM 鉛セルの解体廃棄物の搬出に向けた準備を進めた。また、廃棄物安全試験施設 (WASTEF) に搬出予定の使用済燃料について、容器への収納方法及び運搬に係る検討を行った。

5) 平成 26 年度

使用済燃料の搬出及びケープ内除染等を行った。

ホットラボに保管していた使用済燃料を、廃棄物安全試験施設 (WASTEF) に移動後、さらに、燃料試験施設に搬出した。これによりホットラボの使用済燃料はすべて搬出された。

ストレージケープ、クリーンケープの立入除染、及び、内装機器の解体撤去を実施した。また、UM 鉛 No.11 セル及び UM 鉛 No.12 セルの土台部について、汚染浸透深さ確認を行った。第 2 期中期中のホットラボ解体作業により発生した廃棄物量を表 3.3 に示す。

表 3.3 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（ホットラボ）

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物					
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物	金属類	コンクリート	その他
H22 年度	15.4	0	0	0	0	0	0	0	0
H23 年度	0	0	0	0	0	0	0	0	0
H24 年度	8.7	0	0	0	0.4	0	0	0	0
H25 年度	0	0	0	0	0	0	0	0	0
H26 年度	3.5	0	0.5	0	1.0	0	0	0	4.6 (鉛)

3.1.4 東海地区ウラン濃縮施設

(1) 施設の概要

核サ研における遠心分離法ウラン濃縮技術開発施設は、昭和 47 年に遠心分離法ウラン濃縮技術開発がナショナルプロジェクトに指定され開発ステップに合わせて、ウラン濃縮試験施設（核燃料物質使用施設）を順次、建設整備された。G 棟と H 棟は、主に単機遠心分離機や材料の開発、J 棟では、小規模カスケード試験を行い、L 棟は、遠心機寿命試験及び分子レーザ法ウラン濃縮技術開発を行っていた。その他、ウラン貯蔵施設、廃棄物保管施設、廃水処理施設など複数の施設から構成されている。施設の配置を図 3.17 に示す。

G 棟及び H 棟では、廃止措置の準備作業として使用済みとなった試験設備等の解体撤去を第 1 期中期計画期間中に進め、平成 21 年度に核燃料物質の使用を廃止する使用変更許可申請の認可を受け、本格的に廃止措置に着手した。

G 棟及び H 棟の廃止措置は、建家解体までの廃止措置を、第 1 ステップ(内装設備撤去)、第 2 ステップ(給排気設備、埋設配管等の撤去)、第 3 ステップ(管理区域解除サーベイ)、第 4 ステップ(建家解体)に大別して作業の進捗をチェックしながら実施した。第 1 ステップの殆どは第 1 期中期計画期間中に終了したことから、第 2 期中期計画期間では、実質第 2 ステップ以降を実施した。



図 3.17 東海地区ウラン濃縮施設配置図

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

平成 22 年度は前年度に引き続き G 棟の廃止措置として、内装設備と埋設配管の撤去、床・壁等のはつり及び G 棟の給排気設備の解体撤去を実施した。

①内装設備の撤去

撤去対象物は工業用水等配管及び分電盤等であり、解体方法は、防火の観点から手ばらし、バンドソーを主とした機械的な切断法を選定した。

工業用水等配管の解体除去作業は、配管を覆っている保温材表面に汚染がないことを事前サーベイにて確認後、保温材を撤去し、露出した配管はバンドソーを用いて切断・撤去した。分電盤等の解体撤去は、電気トラブルを防止するため検電を確実に実施し、活線が混線していないことを確認しつつ作業を進めた。

②床、壁等のはつり

G 棟管理区域の床は、塩ビ系の床材（ロンリウム）の貼床仕上げと塗り床仕上げの構造であ

り、壁は樹脂系ペイント仕上げである。これらは、全て建家から分離除去した。

貼床材の分離除去は、事前サーベイにて汚染のないことを確認した後、塩ビシートカッターで切り込みを入れ分離除去し、コンクリート床面研削機にてコンクリート床面に残存した接着樹脂層を分離除去した。分離除去した貼床は破砕機に投入して減容化を行い、約 5t の貼床材をドラム缶約 50 本に収納した。

塗り床材及び壁塗装材の分離除去は、事前サーベイにて汚染のないことを確認した後、床面研削機等を集じん機を組み合わせ、塗膜を分離除去し、分離除去した塗膜くずを回収した。

金属製扉、扉枠、手すり等の表面塗装は、事前サーベイにて汚染のないことを確認した後、塗膜剥離溶剤を使用して分離除去した。

③埋設配管及び G 棟給排気設備の撤去

a. 埋設配管の撤去

G 棟の床下土中には、廃水配管並びに排気配管が埋設（以下、「埋設配管」という。）されている。

埋設配管の撤去は、床の掘削前に床面に汚染がないことを確認後、幅約 2m×長さ約 3m の範囲の床下を一時管理区域に指定し、掘削作業後、汚染拡大防止措置を取り、バンドソー等で撤去した。埋設配管を撤去したあとの掘削範囲は汚染のないことを確認して一時管理区域を解除した後、最後に掘削範囲の埋め戻しを行った。この作業を幾度も繰り返して総延長約 200m の埋設配管を撤去した。

これら撤去した埋設配管内面の汚染状況を確認した結果、排気配管内部の汚染は表面密度で最大約 23Bq/cm²を得た。これは配管内部の吹き溜まり状に堆積した砂塵状の汚染物によるものであり、拭き取り除去することで汚染は無くなった。一方、廃水配管は、内面に汚染はなく、残水は確認されなかった。

撤去した汚染のない塩ビ製埋設配管は破砕機に投入し減容処理し、埋設配管約 600kg をドラム缶 9 本に収納した。一方、汚染が確認されたものは、塩ビ鋸で切断して収納した。

b. 給排気設備の撤去

G 棟給排気設備の撤去プロセスは、G 棟内の汚染の恐れのある内装設備や埋設配管等の撤去が終了し、排気設備（排気フィルタユニット）以外は汚染の恐れのない状態となった時点で、仮設排気装置の運転に切り替え、G 棟の給排気設備を停止し、給気設備の給気ダクトから解体撤去に着手した。続いて、気体の廃棄設備である排気系統の付帯設備、排気ダクト、排気フィルタユニットは、汚染拡大防止措置及び防護マスク装着による内部被ばく防止措置を施して、チップソー等の電動工具を使用して機械的に切断解体した。

2) 平成 23 年度

H 棟の埋設トレンチと給排気設備等の解体撤去及び G 棟及び H 棟の汚染検査を終了し、平成 24 年 3 月 31 日に管理区域を解除した。

① H 棟埋設トレンチ及び給排気設備の撤去

H 棟では、プレキャスト工法により気体の廃棄設備である排気ダクトが床下埋設のコンクリート製トレンチ構造となっている。放射性廃棄物を削減するために排気ダクト内側のコンクリート表面を電動工具により厚さ 2~3mm 研削により全てはつることで汚染部位を分離除去し、サーベイにより全てのはつり範囲に汚染のないことを確認した。はつり作業時は、汚染拡大防止措置として、簡易ハウス（幅約 2m×長さ約 3m）を設営して作業を行い、簡易ハウスを移動する手順を繰り返し、総延長約 190m のトレンチ構造排気ダクトの内面はつりを実施した。なお、事前に気体の廃棄設備である排気トレンチ及び排気フィルタユニットの汚染の状況を確認した結果、β_pで排気トレンチの一部に最大約 33Bq/cm²の汚染が確認されたため、その部分のコンクリート汚染の広がり及び深さに対して余裕をもって分離除去した。

トレンチのはつり作業終了後、排気設備（排気フィルタユニット）以外は汚染の恐れのない状態となった時点で仮設排気装置の運転に切り替えて、H 棟の給排気設備を停止し、排気フィルタユニットを解体撤去した。H 棟排気トレンチのはつり撤去作業の様子を、図 3.18 に示す。



図 3.18 東海ウラン濃縮施設 H 棟排気トレンチはつり撤去の状況

②G 棟及び H 棟の汚染検査

G 棟及び H 棟の管理区域解除に必要なサーベイは、設備撤去が完了した G 棟から開始した。

管理区域解除に係るサーベイは、原則として床及び壁は縦 1m×横 1m、天井は縦 3m×横 3m の升目状に分割し、各々の升目を測定点に定め、そのマス目の数量約 4,000 点について放射線管理基準に定められた方法及び手続き等に基づいて、管理区域全域を対象にサーベイした。

また、東北地方太平洋沖地震を受けて発生した東京電力福島第一原子力発電所事故（以降「1F 事故」と言う）によるフォールアウトの影響が懸念されたため、自主的に管理区域内の代表箇所についてサーベイを追加実施し、フォールアウトとして考慮すべき Cs-134、Cs-137 が検出されないことを確認した。

1F 事故の影響により当初計画以上の作業が発生したため当初の計画に対して約 2 ヶ月遅くなったものの、平成 23 年度内に建家の管理区域解除を終了した。

3) 平成 24 年度

H 棟建家の解体撤去及び L 棟の不稼働設備の撤去等を実施した。

①H 棟の解体撤去

H 棟建家の構造は、鉄骨造り鉄板葺き、ALC 板（軽量発泡コンクリート）外壁の平屋造りである。H 棟の解体撤去前には、予め『「1F 事故に係るフォールアウトによる原子力施設における資材等の安全規制上の取り扱いについて」(NISA-197c-12-1) 平成 24 年 3 月 30 日』に準拠して部内計画書を作成した後、G 棟及び H 棟全体の 1F 事故に起因したフォールアウトの影響調査を実施し、建家表面の放射能濃度が環境安全上問題のないことを確認したうえで解体工事に着手した。

解体工事は、最初に電気設備等の撤去とアスベストを微量含有している建材の撤去を実施した。その後、重機を用いて建家上物をすべて解体撤去し、続いて、床及び基礎を掘り起こし、最後に RC パイル（鉄筋コンクリート製の杭）約 80 本を引き抜いて建家の解体を終了させた。

解体工事で発生した解体物は、その重量の約 89%がコンクリート（がれき類）、鉄骨及び鉄筋等の有価物が約 9%であり、それら全てはリサイクル物として処理した。その他、約 2%のリサイクルが不可能な混合建設廃材、アスベスト含有建材等は産業廃棄物として適切に処理した。

②L 棟管理区域の整理

第 3 期中期計画期間中に着手する L 棟の廃止措置準備作業として、管理区域で管理している分子レーザ法ウラン濃縮技術開発設備機器類等の内、真空排気装置類、計測機器類、工具作機械類等を解体、減容し廃棄物としてドラム缶等へ収納した。

4) 平成 25 年度

前年度に引き続き G 棟の建家を解体撤去し、平成 26 年 1 月末に更地化を完了した。L 棟の不稼働設備（計測機器、配管等）の撤去・廃棄を継続した。

①G 棟建家の解体撤去

G 棟建家の構造は、鉄筋コンクリート耐火構造地上 3 階建ての造りである。解体撤去工事にあたっては、H 棟と同様に建設リサイクル法に基づいて届出を行った後に解体工事に着手した。

解体工事では、電気設備及びユーティリティ設備を撤去後、アスベストを微量含有している建材の撤去を実施した。その後、重機を使用して付属建家の機械室から解体作業に着手した。

重機で建家上物、床及び基礎と解体撤去を行った。解体撤去で発生したコンクリート塊については、破碎し鉄筋とコンクリートを分別して集積した。最後に土中に残された RC パイル約 130 本を引き抜き、建家全体の解体を終了後、土砂を搬入して整地し、更地化を完了した。

なお、過去に水質汚濁防止法の特設施設として使用していた 6 つの設備等周辺の土壌及び床コンクリートの分析サンプルを採取し、土壌汚染対策法で定める土壌分析に準拠し分析した結果、土壌汚染対策法で定める溶出量基準（環境省告示第 18 号）以下であることを確認した。

解体工事で発生した解体物はその重量の約 94%がコンクリート（がれき類）、鉄骨及び鉄筋等の有価物が約 5%であり、それら全てはリサイクル物として処理した。その他、約 1%のリサイクルが不可能な混合建設廃材、アスベスト含有建材等は産業廃棄物として適正に処分した。

②L 棟不稼働設備（計測機器、配管等）の撤去

L 棟管理区域で管理している分子レーザ法ウラン濃縮技術開発で使用した UF₆ ガス取扱設備や遠心分離法ウラン濃縮技術開発で使用した遠心機用形状測定機等の解体撤去を実施した。

これら設備の解体は主にボルト締結部の分解で行い、それが不可能な場合はバンドソーによる機械的切断処理に対応した。解体で発生した廃材はドラム缶やコンテナに収納できるよう更なる解体、切断処理を実施した。

これら設備の撤去作業で発生した放射性廃棄物はドラム缶 38 本、容積 1.1m³の定型コンテナ 7 基であった。L 棟での解体撤去作業の様子を図 3.19 に示す。



図 3.19 東海ウラン濃縮施設 L 棟試験設備の解体撤去状況

5) 平成 26 年度

L 棟の不稼働設備の撤去を実施した。第 2 期中期計画中の東海ウラン濃縮施設解体作業により発生した廃棄物量を表 3.4 に示す。

①L 棟不稼設備の撤去

L 棟管理区域に設置された分電盤等の内、今後の廃止措置作業に使用するもの及び使用変更許可が必要なものを除く、合計 21 面の分電盤等を解体撤去した。

撤去作業を開始するにあたり、念のため作業前に全面サーベイを行い、異常のないことを確認した。分電盤の撤去は電源の遮断と検電を確実に実施しつつ作業を進めた。

表 3.4 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（東海ウラン濃縮施設）
(t)

	放射性廃棄物			非放射性廃棄物		
	可燃物	難燃物	不燃物	金属類	コンクリート	その他
H22 年度	1.0	6.0	66.0	1.0	0.0	2.0
H23 年度	2.0	5.0	64.0	23.0	94.0	2.0
H24 年度	0.0	1.0	22.0	152.0	1446.0	43.0
H25 年度	1.0	2.0	35.0	194.0	3446.0	47.0
H26 年度	0.0	0.0	1.0	0.0	0.0	0.0

3.1.5 DCA

(1) 施設の概要

DCA は、昭和 44 年に初臨界を迎えて以来、数多くの炉物理データの取得により、ふげん及び ATR 実証炉の研究開発、設計に大きく寄与し、初期の役割を達成した。その後は、未臨界度測定技術の研究開発等を進め種々のデータを取得した。DCA は所要の使命を達成したことにより平成 13 年 9 月を以て運転を停止した。それに伴い、解体届を平成 14 年 1 月（廃止措置認可申請提出・許可は平成 18 年 10 月）に提出し、廃止措置に移行した。

DCA の廃止措置は第 1～第 4 段階に分けて実施している。平成 20 年度からは、第 3 段階として「原子炉本体等の解体撤去」に着手し、継続中である。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

炉心構成要素である圧力管とカランドリア管及びその保管架台を解体した。圧力管及びカランドリア管の主要材質はアルミニウムである。圧力管の概略寸法は $\phi 121 \times L3,387 \times t2$ (mm)、重量が約 7.5kg で 161 本の処理を行った。カランドリア管は $\phi 136 \times L3,358 \times t2$ (mm)、重量が約 9.4kg で処理本数は 149 本であった。解体作業は簡易ハウス内に解体対象物を搬入した後、1m³ 容器に収納できる寸法として、900mm 以下に輪切りにし、充填率を高めるためさらに四分割に縦割りに切断した。

保管架台については主要材質が炭素鋼であり、概略寸法は W1,200×L1,200×H3,510 (mm)、重量が約 280kg で 4 基の解体を行った。上記管類と同様に簡易ハウス内に搬入した後、ドラム缶に収納できる寸法として 800mm 以下に切断を行った。

切断に使用した電動工具は、火災予防の観点から火花の発生が少ないハクソー、ジグソー及びバンドソー等を用いて行った。

2) 平成 23 年度

非管理区域である制御室内に設置されていた計器盤 (W4,460×L2,000×H2,350 (mm) : 約 1,800kg)、制御盤 (W2,100×L1,200×H1,240 (mm) 2 基 : 約 750kg、W1,000×L1,000×H1,240 (mm) : 約 200kg)、試験体減速供給設備継電器盤 (W1,400×L1,000×H2,400 (mm) : 約 750kg) と各盤からペネトレーションまでの敷設されているケーブル類を撤去し、構内のスクラップ置場、産業廃棄物置場に搬入した。

3) 平成 24 年度

①安全棒・制御棒駆動装置及びその保管架台等の解体

生体遮へい体内 1 階、2 階 (炉室 1 階、炉室 2 階) に保管されていた安全棒と制御棒及びこれらの保管用架台を解体した。

安全棒及び制御棒等についてはアルミニウム、ステンレス等で構成されており、総重量で約 3.5t、寸法は最少径が φ15 から最大で φ138、長さについても約 300mm から 3,500mm と幅広い形状であった。

解体作業は簡易ハウス内に解体対象物を搬入した後、放射性廃棄物とクリアランス対象物に分けて解体を行った。

放射性廃棄物については、管形状等の直径に係らず収納容器 (ドラム缶) に入る長さ 800mm 以下に切断を行った。また、一部の解体対象物の中にはその内部に B4C 粉末 (炭化ホウ素) が充填された被覆管が充填されているため、端部をハクソーにより切断後、被覆管を取出してから収納容器 (ドラム缶) に入る長さに切断した。

取出した被覆管は、端部をバンドソーで切断して B4C 粉末をビニール袋に受け取った後、収納容器 (ドラム缶) に入る長さにバンドソーで切断した。

クリアランス対象物のうち配管形状で直径 50mm 以上の解体対象物は、最初にハクソーを用いて収納容器 (ドラム缶 : 800mm 以下、角型容器 : 900mm 以下) に入る長さに切断した。その後、高さ 50mm 以下にジグソーを用いて上下二分割、若しくは上下左右四分割に切断した。

保管架台等については、L 鋼、C 鋼、鋼板及び丸棒で構成されており、概略寸法は W3,100×L1,800×H5,800 (mm)、重量は約 1.9t であった。L 鋼と丸棒については収納容器 (角型容器) に入る長さにバンドソーを用いて切断した。

C 鋼についても収納容器 (角型容器) に入る長さにバンドソーを用いて切断し、高さ 50mm 以上の C 鋼については、溝部 2 箇所をニブラにより平板状に切断した。

鋼板については、L 鋼で組まれた範囲を一面として、対角となる角部二箇所にてセーバーソーの鋸刃が入る穴をホールソー等であけ、この穴を起点として、セーバーソーを用いて L 型に切断して架台から切り抜いた。切り抜いた鋼板は簡易ハウス内に搬入して、収納容器 (角型容器) に入る長さに切断した。使用した電動工具は、火花の発生が少ないハクソー、バンドソー等を用いて行った。

②制御室計器盤等の解体

平成 23 年度に実施した制御室制御盤等の解体作業の継続として、計器盤と試験体減速供給設

備継電器盤の筐体を撤去した。

4) 平成 25 年度

生体遮へい体内地下 1 階（重水系室）に設置された比較的小型のタンクであるアルミ材の軽水ドレンタンク（φ1,300×L2,550×t4 mm：約 250kg）、劣化重水ドレンタンク（φ950×L1,600×t4 mm：約 145kg）及び重水ドレンタンク（φ950×L1,600×t4 mm：約 145kg）の 3 基を解体した。また、各タンクに接続している配管、バルブ、ポンプ類を解体した。

配管等の撤去前には、結露等による配管内の残液確認を行い、液の無いことを確認してから配管の取り外しを行った。

解体作業は、小型のタンク周囲に簡易ハウスを設営した後、放射性廃棄物とクリアランス対象物に分けて解体を行った。

放射性廃棄物については、配管形状等の直径に係らず収納容器（ドラム缶）に入る長さ 800mm 以下に切断を行った。

クリアランス対象物については、配管形状で直径 50mm 以上の解体対象物は、最初にバンドソー（定置式）等を用いて収納容器（ドラム缶）に入る長さに切断した。その後、高さ 50mm 以下にジグソーを用いて上下二分割、若しくは上下左右四分割に切断した。

ドレンタンク等の胴、鏡板はホールソー等で穴をあけた後、ジグソー等で収納容器（ドラム缶）に入る長さに切断し、マンホール、フランジ等についてもバンドソー等で収納容器（ドラム缶）に入る長さに切断した。使用した電動工具は、火花の発生が少ないバンドソー、ジグソー、ニブラ等を用いて行った。小型タンクの切断の状況を図 3.20 に示す。



図 3.20 DCA における小型タンク等の解体

5) 平成 26 年度

生体遮へい体内地下 1 階（重水系室）に設置された系統配管とそれに接続しているポンプとバルブ類を撤去した後、解体を行った。

配管等の主な材質はアルミニウム及び SUS で構成され、配管径は 15A (φ21.7mm) ~100A (φ114.3mm) であった。配管の撤去前には、結露等による配管内の残液について確認を行い、液の無いことを確認してから配管の取り外しを行った。

解体作業は、簡易ハウス内に解体対象物を搬入した後、放射性廃棄物については直径に係らず収納容器（ドラム缶：800mm 以下、ペール缶：330mm 以下、紙バケツ：300mm 以下）に入る長さに切断した。

クリアランス対象物については配管形状で直径 50mm 以上の解体対象物は、最初にバンドソー（定置式）等を用いて収納容器（ドラム缶）に入る長さとして 800mm 以下に切断した。その後、高さ 50mm 以下にジグソー等を用いて上下二分割、もしくは上下左右四分割に切断した。使用した電動工具は、火花の発生が少ないバンドソー、ジグソー等を用いて行った。第 2 期中期計画中の DCA 解体作業により発生した廃棄物量を表 3.5 に示す。

表 3.5 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（DCA）

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物					
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物	金属類	コンクリート	その他
H22 年度	1.2	0	2.6	0	0	0	0	0	0
H23 年度	0	0	0	0	0	0	3.5	0	0
H24 年度	4.3	0	0.3	0	0	0	1.3	0	0
H25 年度	0.4	0	0.8	0	0	0	0	0	0
H26 年度	2.1	0	0.01	0	0	0	0	0	0

3.1.6 「ふげん」

(1) 施設の概要

昭和53年（1978年）に初臨界を達成して以来25年間に渡る安定運転を行い、平成15年（2003年）3月29日運転を終了した。この間、219億2,400万kWhの総発電量、発電時間13万7,000時間、設備利用率62%を達成した。その後、廃止措置へ向けた事前調査等準備を進め、平成18年11月廃止措置計画を申請、ふげん廃止措置計画について平成20年2月12日に認可された。

(2) 実施状況

○解体撤去工事

「ふげん」では、施設設備の解体撤去に伴い発生する解体撤去物に対して原子炉等規制法に

基づくクリアランス制度を適用することを考慮して、放射性物質による汚染の程度が極めて低いタービン系設備から解体撤去を進めている。

このうち、タービン系設備で最も大型の機器である復水器は、接続配管等を含め約 900t の物量があることから、平成 22 年度から数年かけて解体撤去を行う計画とした。

○汚染の除去工事

重水系、ヘリウム系の汚染の除去工事として、弁操作によるドレンアウト後に、フランジの解放、配管の切断等により内部に残留する重水を回収する「残留重水回収」、加熱真空乾燥、加熱通気乾燥、常温通気乾燥、常温真空乾燥等により対象系統内のトリチウムを除去・回収する「トリチウム除去」及び系統内の腐食生成物の除染作業を実施した。

1) 平成 22 年度

①解体撤去工事

復水器の解体にあたり、平成 22 年度は、その初年度として復水器周辺配管等の解体撤去を実施した。

解体撤去は、まず対象範囲の保温材の取外しを行い、蒸気・復水・海水等の各種配管、復水器入口水室、配管基礎コンクリートの順に実施した。

a. 安全確保対策（火災防止）

解体撤去する配管類のうち復水器に冷却水を供給する海水配管は、直径約 1.6m の大口径配管である。この配管を効率的に切断するためには、ガス溶断などによる熱的切断が有効であるが、配管内面には海水による腐食防止対策のため可燃性の保護塗料（タールエポキシ樹脂）が施工されている。

このため、切断前に簡易ブラスト法、バフ研磨法、電動剥離法、打撃剥離法等の工法で保護塗料の剥離除去を行い、火災防止対策を講じた。図 3.21 は海水配管内の保護塗料剥離作業の様子を示す。



図 3.21 ふげんにおける海水配管内保護塗料剥離除去作業

b. 放射性廃棄物の低減に向けた対応

解体撤去対象の海水配管等は、放射線管理区域内に敷設されているが、一部は床下に埋設している。当該配管埋設部については、配管外面はコンクリートと接触しており、配管内部の流体は海水（非放射性）であった。このため、床上部海水配管等の解体撤去は、工事に伴い埋設部に汚染物質が混入しないよう適切な隔離措置及び作業管理のもと実施した。

c. ダイヤモンドワイヤーソー工法の適用

一般に機器等の基礎コンクリートの解体については、切削、破砕、熱切断等の工法があるが「ふげん」ではハンドブレイカーやチッパー等を用いた破砕工法を採用してきた。平成 23 年度以降の復水器の本格解体では、約 65t の基礎コンクリートが発生する見込みであり、従前の工法よりも更なる合理化・効率化が求められた。このため、平成 22 年度の基礎コンクリートの解体には、ダイヤモンドワイヤーソーを用いた切削工法を採用した。ダイヤモンドワイヤーソーによる切削は乾式工法であり、不要な放射性廃液が発生しないという利点があり、平成 23 年度以降の適用に向け、本工法の有効性等について確認を行った。

② 汚染の除去工事

重水・ヘリウム系は、運転終了後に通常の弁操作により系統重水をタンクに回収したが、系統・機器構成上、一部に重水が残留している箇所がある。また、重水中には放射化により生成したトリチウムが残留しているため、解体撤去時の拡散防止及び内部被ばく低減の観点から、解体前除染の一環として、残留重水回収及びトリチウム除去を実施した。

a. 残留重水回収作業

ポイズン溶解槽及びホットカラム試験装置の残留重水を回収した。

回収に当たっては、配管や計器取付け部のフランジ開放、またはパイプカッター等による配管切断を行い、配管形状等に応じて開放部からチューブを挿入し小型ポンプを用いて吸引するとともに、超音波探傷装置を用いて回収完了の判断を行い、約 8.5 L の重水を回収した。また、本作業後にトリチウム除去作業を実施する計画であったため、開放箇所にトリチウム除去装置接続のための治具等を取付けた。なお、本作業の実施に当たっては、系の開放に伴うトリチウム吸引による内部被ばくの防護策として、エアラインマスク、ゴム製のトリチウム防護服を着用するとともに、作業エリアの連続監視及び作業ステップごとのサンプリング測定を行い、被ばく低減対策を講じた。図 3.22 は残留重水回収作業の様子を示す。



図 3.22 ふげんにおける残留重水回収作業

b. トリチウム除去作業

ヘリウム浄化系等のトリチウム除去は、作業対象範囲を 3 ブロックに分割して実施した。

トリチウム除去の実施に当たっては、平成 20 年度に実施したトリチウム除去の実績から、単体機器（重水循環ポンプ熱交換器）に対して最も効率的であった電気ヒータと真空ポンプを使用する加熱真空吸引方式を採用し、複数の機器や配管で構成する範囲に対しても適用できることを確認した。なお、本作業は完了要件（系の開放状態におけるトリチウム濃度がエアラインマスクの着用基準を下回ることを確認し、完了した。）を満足したことを確認し、完了した。

2) 平成 23 年度

①解体撤去工事

原子炉冷却系統施設の解体撤去工事として、タービン建屋の管理区域に設置されている復水器本体のうち海水が流れる出口水室、復水器本体に内蔵されている第 1・第 2 給水加熱器、組合せ中間弁、復水器近傍に設置されている配管等の解体撤去工事を行った。

本工事で発生した約 175t の解体撤去物は、工事過程にあるクリアランス対象物としてタービン建屋 1 階に一時保管した。また、解体撤去工事により発生した二次廃棄物は放射性廃棄物として取扱い、可燃物は順次焼却減容処理を行い、約 7t の不燃物は所定の廃棄物容器に詰めて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管した。

②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、以下に示す作業を実施した。

a. 原子炉補助建屋及び原子炉建屋機器の残留重水回収

原子炉補助建屋及び原子炉建屋に設置されている重水系・ヘリウム系の機器・配管の一部について、GH 内を負圧に維持管理した状態で、配管の切断やフランジ部の取り外し等により系統を開放し、系統内の残留重水の回収を行った。

平成 23 年度の残留重水の回収作業の結果、重水浄化系等が、約 60L、劣化重水貯槽等が約 600L、重水貯槽等が約 1,300L となった。

b. 原子炉補助建屋及び原子炉建屋機器のトリチウム除去

原子炉補助建屋 3 階のポイズン溶解槽、ホットカラム試験装置について、真空ポンプとヒータを用いた加熱真空引き等によるトリチウム除去を実施した。また、新たに重水浄化系のトリチウム除去作業を実施した。

原子炉建屋内に設置されているカランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系等について、系統に専用のトリチウム除去装置を接続し、乾燥空気の循環によるトリチウム除去（常温通気乾燥）を継続実施している。

また、本トリチウム除去の一環として、常温通気乾燥後に予定している真空乾燥のため、当該タンクを覆っている鉄水遮へい体の冷却水（六価クロム含有水）の抜き出し及び無害化処理作業を開始した。

3) 平成 24 年度

①解体撤去工事

a. 復水器等の解体撤去

復水器等の解体撤去として、タービン建屋の管理区域に設置されている復水器本体のうち、B 号機本体胴、A 号機内部構造物の一部及び復水配管等の解体撤去作業を終了した。

本作業で発生した約 74t の解体撤去物は、工事過程にあるクリアランス対象物として、タービン建屋 1 階及び地下 2 階に一時保管した。

b. タービン補機冷却水ポンプ（TCWP）等の解体

タービン設備の解体として、タービン建屋の非管理区域の地下 1 階及び地下 2 階に設置されているタービン補機冷却水ポンプ（TCWP）、タービン補機冷却系海水ポンプ（TCWSP）、密封油処理装置、水素ガス乾燥器及び配管類等の解体作業を実施した。図 3.23 にタービン建屋（非管理区域）地下 2 階にある密封油処理装置等の解体撤去（解体前後）の状況を示す。

本作業で発生した約 32t の解体物のうち、再利用品となる機器・配管類の金属（約 22t）については、事業所内の一般の金属解体物置場へ運搬し保管した。また、保温材、コンクリート、二次廃棄物（約 10t）については、処分業者を通じて産業廃棄物として処理処分した。

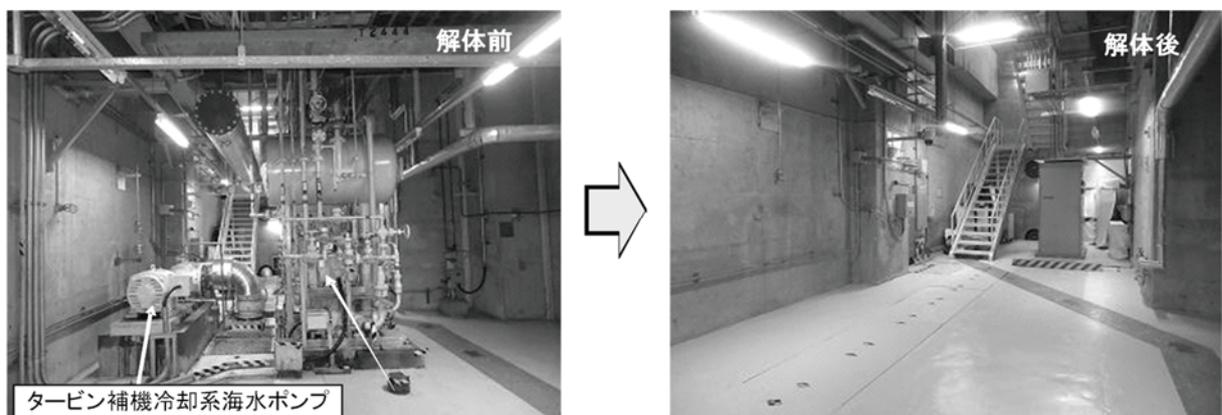


図 3.23 ふげんの密封油処理装置等の解体撤去の状況

②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、以下に示す作業を実施した。

a. 原子炉建屋機器の残留重水回収

原子炉建屋に配置されている重水系・ヘリウム系の機器・配管の一部（カランドリアタンク等に接続されている計装機器・配管等）について、切断等により系統を開放して内部の残留重水を回収する作業を実施した。

b. 原子炉補助建屋機器のトリチウム除去

原子炉補助建屋地上 1 階の重水浄化系室内に配置されている機器・配管の一部について、実施した。除湿機（膜分離式）による通気乾燥や、真空引き等によりトリチウムを除去する作業を、平成 23 年度から継続して実施した。

c. 原子炉建屋機器のトリチウム除去

i) カランドリアタンク等の常温通気乾燥によるトリチウム除去

原子炉建屋内にあるカランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系等の系統にトリチウム除去装置を接続し、乾燥空気の循環によるトリチウムを除去する作業（常温通気乾燥）を、平成 23 年度から継続して実施した。

ii) 鉄水遮へい体冷却水の抜き出し及び六価クロムの無害化处理

カランドリアタンク等のトリチウム除去として、常温通気乾燥を実施した後に予定している真空乾燥に先立ち、カランドリアタンクの外部から圧力が加わらないようにするために、当該タンクを覆っている鉄水遮へい体の冷却水（防錆剤としての六価クロムを含有）を抜き出した。また、冷却水に含まれている六価クロムの無害化处理作業を昨年度に引き続き実施しており、8 バッチ（冷却水約 40m³）の処理を終了した。

4) 平成 25 年度

a. 解体撤去工事

復水器本体のうち、B 号機下部内部構造物の冷却管（海水を通水する冷却配管）、A・B 号機の蒸気連絡口の解体撤去作業を実施した。また、本作業では今後の解体撤去作業の計画作り等に活用する観点から、解体対象物（冷却管：外径 25mm）を用いた切断時間・速度データの採取や、本作業における作業人工データを取得した。図 3.24 にタービン建屋（管理区域）地下 2 階にある B 復水器内部構造物（冷却管）の解体撤去の状況を示す。

なお、本作業で発生した約 134t の解体撤去物は、工事過程にあるクリアランス対象物として、タービン建屋 1 階及び地下 2 階に一時保管した。

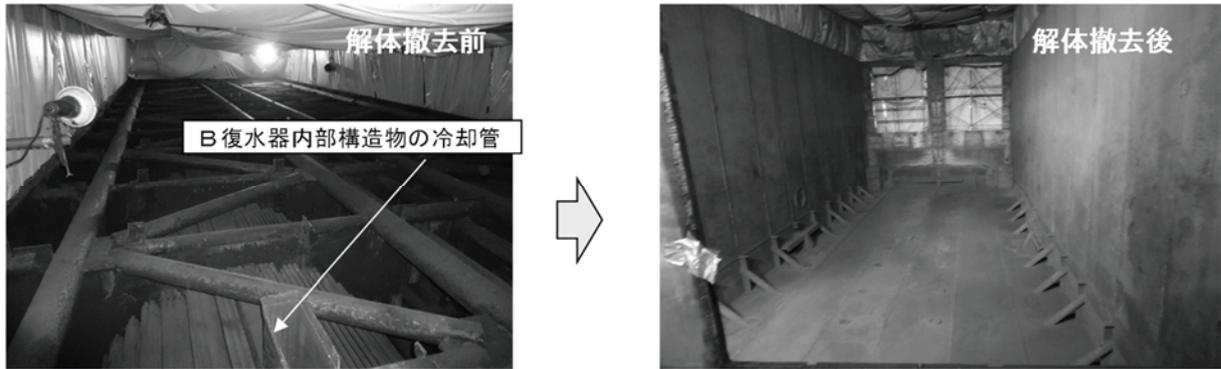


図 3.24 ふげんの B 復水器内部構造物（冷却管）の解体撤去状況

b. 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、今後予定している本系統の解体撤去工事に伴う被ばく低減の観点から以下に示す作業を実施した。

i) 原子炉建屋機器及び原子炉補助建屋機器の残留重水回収

原子炉建屋に配置されている重水系・ヘリウム系の機器・配管の一部（原子炉建屋ドレン配管等）及び原子炉補助建屋に配置されている重水系・ヘリウム系の機器・配管の一部（計装機器・配管）について、切断等により系統を開放して、内部の残留重水を回収する作業を行い、系統内の約 30L の残留重水を回収した。

ii) 原子炉補助建屋機器のトリチウム除去

原子炉補助建屋地上 1 階の重水浄化系室内に配置されている機器・配管の一部について、真空ポンプによる真空引き等によりトリチウムを除去する作業を、引き続き実施した。

原子炉補助建屋地下 1 階及び地下 2 階に配置されている劣化重水貯槽、重水貯槽・配管について、平成 25 年 8 月より真空ポンプによる加熱真空引き等によりトリチウム除去を実施した。

iii) 原子炉建屋機器のトリチウム除去（常温通気乾燥によるトリチウム除去）

原子炉建屋内にあるカランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系等の系統にトリチウム除去装置を接続し、乾燥空気の循環によるトリチウムを除去する作業（常温通気乾燥）を、継続して実施した。これにより平成 25 年度には約 2.5L の残留重水の回収を行った。

なお、平成 21 年度からの常温通気乾燥の実績から、この方法によるトリチウム除去工程はほぼ終了したことから、平成 26 年度からは次のステップとして真空乾燥によるトリチウム除去を行うこととした。

5) 平成 26 年度

①解体撤去工事

原子炉冷却系統施設の解体撤去工事として、復水器等の解体撤去を実施した。本作業の対象は、タービン建屋の管理区域に設置されている復水器本体のうち B 号機下部胴、B 号機の基礎

コンクリート、A号機復水出口部であり、本年度の作業でB復水器の解体撤去工事が完了した。

なお、B復水器の跡地には、金属類の解体撤去物を除染する自動除染装置を設置する。解体撤去における機器等の切断は、ガス、プラズマ切断機等による熱的切断及びバンドソーによる機械的切断により行った。また、基礎コンクリートはダイヤモンドワイヤーソーにより切断を行った。

本作業で発生した約55tの解体撤去物は、工事過程にある解体撤去物として、タービン建屋1階及び地下2階に一時保管した。また、第2期中期計画中のふげん解体作業により発生した廃棄物量を表3.6に示す。

②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、系統内のトリチウムを除去する作業を実施している。

a. 原子炉補助建屋機器のトリチウム除去

原子炉補助建屋地上1階の重水浄化系室内に配置されている機器・配管の一部について、真空ポンプによる真空引きによりトリチウムを除去する作業を、また、原子炉補助建屋地下1階及び地下2階に配置されている劣化重水貯槽、重水貯槽・配管について、真空ポンプによる真空引きによりトリチウムを除去する作業を、引き続き実施している。

b. 原子炉建屋機器のトリチウム除去

原子炉建屋内に配置されているカランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系等について、真空ポンプを用いた真空引き（真空乾燥）によりトリチウムを除去する作業を、引き続き実施している。

表 3.6 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（ふげん）

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物（解体撤去物）			付随廃棄物			金属類	コンクリート	その他 (保温剤)
	金属類	コンクリート	その他 (保温剤)	金属類	可燃物	難燃物			
H22年度	156.2	5.3	8.0	3.9	1.7	0	0	0	0
H23年度	174.7	0.9	2.0	7.1	1.4	0	0	0	0
H24年度	74.3	0	0	3.1	0.6	0	22.4	8.6	1.5
H25年度	134.3	0	0	4.0	0.9	0	0	0	0
H26年度	54.8	5.3	0	4.0	1.7	0	0	29.2	0

3.1.7 濃縮工学施設

(1) 施設の概要

濃縮工学施設は、プラント規模で濃縮ウランを生産し、ウラン濃縮技術の技術的基盤を確立することを目的として建設された施設であり、2階建て構造の施設である。施設内には2つのパイロットプラントを有している（それぞれを「OP-1」、「OP-2」という）。OP-1は、昭和53年4月から建屋工事に着工し、昭和54年9月に運転を開始した。OP-2は昭和55年4月から建屋工事に着工し、昭和57年3月から運転を開始した。濃縮試験は、昭和54年度から平成2年までの間、天然ウラン及び回収ウランを用いて行った。

所期の目的を達成した使用済みの遠心分離機は、クリアランス化に向け、OP-1の一部を解体し、遠心機処理設備を設置し、平成11年度のコールド試験を経た後、遠心機処理に係るホット試験を平成12年度から開始した。

遠心機処理と並行し、濃縮工学施設にある管理区域内の設備解体作業を進めるため、平成26年度から、UF6取扱設備を主要解体対象として解体・撤去する計画とした。解体作業エリアは基本的に部屋単位で設定し、核燃料物質を直接取り扱っていないユーティリティ設備、ウランを取扱うプロセス設備等の汚染された設備の順に解体・撤去を実施する。

(2) 実施状況

1) 平成22年度

濃縮工学施設における遠心機処理については、遠心機定格処理に向けたパイロットプラント遠心機の処理条件の確認及び作業手順等の効率化の検討を実施し、約100台の遠心機処理を行い処理能力の確認を継続した。これに併せて、遠心機処理後の部品のクリアランス対応として、検認に係る申請書案の検討に着手した。

2) 平成23年度

濃縮工学施設のパイロットプラント遠心機処理は、定格処理能力(1,000台/年)の確認として、交替勤務を模したタイムスケジュールでの作業確認等を行いながら、100台のパイロットプラント遠心機の処理を実施した。

クリアランスへの対応は、遠心機処理した金属に係る「放射能濃度の測定及び評価の方法」の認可申請を平成23年12月12日に行った。

3) 平成24年度

濃縮工学施設については、遠心機処理設備の維持管理を行うとともに、定格処理能力の向上に必要な基礎データ採取のため、約80台のパイロットプラント遠心機の処理を実施した。

クリアランスへの対応は、平成24年8月に「放射能濃度の測定及び評価の方法」の認可を得て、平成24年12月に保安規定の改正及び要領書の制定をし、放射能濃度の確認に向けた作業マニュアル等の整備を進めた。

4) 平成 25 年度

濃縮工学施設については、遠心機処理工程の合理化に向けた各種試験を行い、検討に必要なデータを取得した。

クリアランス確認は処理済み遠心機約 610 t のクリアランス測定及び確認に係る認可申請を実施した。遠心機処理で発生した除染済みの金属資材約 10t について、平成 25 年 11 月に原子力規制委員会に確認申請を行い、平成 26 年 1 月に現地確認を受け、同年 3 月に確認証が交付された。

5) 平成 26 年度

遠心機処理設備の合理化として処理条件やプロセスの合理化、ルーチン化に向けた確認試験を実施し、現在の 150 台/年から定格処理（1,000 台/年規模）に移行できる見通しを得た。

クリアランス確認への対応は、処理済み遠心機のクリアランスでは、平成 25 年度に 1 回目のクリアランス確認申請で確認された処理済み遠心機（アルミ、鉄約 11 t）を平成 26 年 9 月にセンター構内で再利用した。第 2 回確認申請を平成 26 年 12 月に実施した。

濃縮工学施設にある管理区域内の設備解体作業として、OP-1 UF₆ 処理設備及びブレンディング設備の解体に着手した。第 2 期中期計画中の濃縮工学施設解体作業により発生した廃棄物量を表 3.7 に示す。

表 3.7 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（濃縮工学施設）

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物					
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物	金属類	コンクリート	その他
H22 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H23 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H24 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H25 年度	12.5	0.8	3.4	0	0.2	0.9	0.0	0	0
H26 年度	73.0	5.0	2.8	0.5	0.4	1.5	75.7	0	0

3.1.8 ウラン濃縮原型プラント

(1) 施設の概要

ウラン濃縮原型プラントは、民間での事業化を進めるため、ウラン濃縮の技術及び経済性の実証を図るために建設された実証プラントであり、濃縮工学施設同様、施設内には 2 つのプラントを有しており（それぞれを「DOP-1」、「DOP-2」という）、DOP-1、DOP-2 の建設は第 2 期に分けて行った。第 1 期工事の DOP-1 は、昭和 60 年 11 月から建屋工事に着工し、昭和 63 年 4 月に運転を開始した。第 2 期工事である DOP-2 は、昭和 61 年 11 月から建屋工事に着工し、平成元年 5 月に運転を開始した。濃縮運転は、昭和 63 年から平成 13 年までの間、天然ウラン及び回収ウランを用いて行った。

運転終了後は、ウラン濃縮時にプラント機器内部に付着したウラン（滞留ウラン）を回収する技術開発を開始し、DOP-2 遠心機の滞留ウラン回収を平成 19 年に終了した。現在は、施設の維持管理を行うとともに、DOP-1 遠心機の滞留ウラン回収に向けて、変更許認可の申請を実施し、滞留ウラン回収に着手した。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

ウラン濃縮原型プラントにおける第一運転単位の滞留ウラン回収の準備工事は、設備の保守及び加工事業許可変更の許可後に実施する配管工事（乾式除染設備の第一運転単位への繋ぎ込み配管工事）の準備作業を実施した。加工事業許可変更は、平成 22 年 10 月に補正申請を行い、平成 23 年 1 月に原子力安全委員会の現地調査が実施された。

2) 平成 23 年度

ウラン濃縮原型プラントについては、第一運転単位の滞留ウラン回収に関する加工事業許可変更申請の二次審査が東日本大震災で中断し、許可が当初の計画より約 1 年遅れの平成 24 年 2 月 29 日となった。このため、その後の設工認申請に影響が生じ、平成 23 年度内の滞留ウラン回収の着手ができなかった。

3) 平成 24 年度

ウラン濃縮原型プラントについては、第一運転単位の滞留ウラン回収に向け、滞留ウランの回収容器の製作並びに第一運転単位の閉止措置の解除等の設計及び工事の認可手続を行い、平成 25 年 2 月に認可を得た。引き続き、使用前検査等の必要な手続申請及び滞留ウラン回収の準備を進めた。

4) 平成 25 年度

ウラン濃縮原型プラントについては、第一運転単位の滞留ウラン回収は平成 25 年 11 月に配管接続等に係る設計及び工事の認可後、第二運転単位のカスケード設備の閉止措置工事として接続配管の撤去に着手した。

5) 平成 26 年度

第 1 運転単位（DOP-1）を解体する前の滞留ウラン回収処理（除染）のための配管工事を完了し、平成 26 年 12 月に使用前検査の受検、保安規定変更認可申請を実施し、平成 27 年 3 月より滞留ウラン回収に着手した。

3.1.9 製錬転換施設

(1) 施設の概要

製錬転換施設は、湿式一貫製錬法及び UF_6 転換技術実証に使用した設備（PNC プロセス）と東海再処理工場で回収されたウラン（以下、「回収ウラン」という）の転換技術開発に使用した設備（乾式転換プロセス）を有する施設であり、昭和 54 年 11 月から建屋工事に着工し、昭和 56 年 10 月に完成した施設である。

製錬転換工程は、ウラン鉱石からイエローケーキ、ウラニル溶液を経て、四フッ化ウラン（以下、「 UF_4 」という）にする工程（製錬工程）と UF_4 とフッ素ガスとを反応させてウラン濃縮用原料である UF_6 を製造する工程（転換工程）から構成される。

製錬転換試験は、昭和 57 年 3 月から平成 11 年 7 月まで行い、試験終了後は、PNC プロセスを対象とした解体試験を実施した。その後、平成 14 年度から平成 19 年度までは、設備解体の準備作業を経て、平成 20 年度から乾式転換プロセスの設備解体を開始し、平成 23 年度に解体を終えた。その後、製錬転換施設の付属設備である給排気設備の一部を平成 24 年から 25 年度にかけて解体し、残された給排気設備等については、今後実施する製錬転換施設保有の廃棄物のサンプリング調査終了後に解体する計画としている。

解体作業エリアは基本的に部屋単位で設定し、汚染の無い解体対象物への汚染付着リスクを低減させるため、核燃料物質を直接取り扱っていないユーティリティ設備、ウランを取扱うプロセス設備等の汚染された設備の順に解体・撤去を実施した。また、解体に伴い発生した解体物の保管・管理を行っている。図 3.25 に製錬転換施設平面図で設備の解体状況を示す。

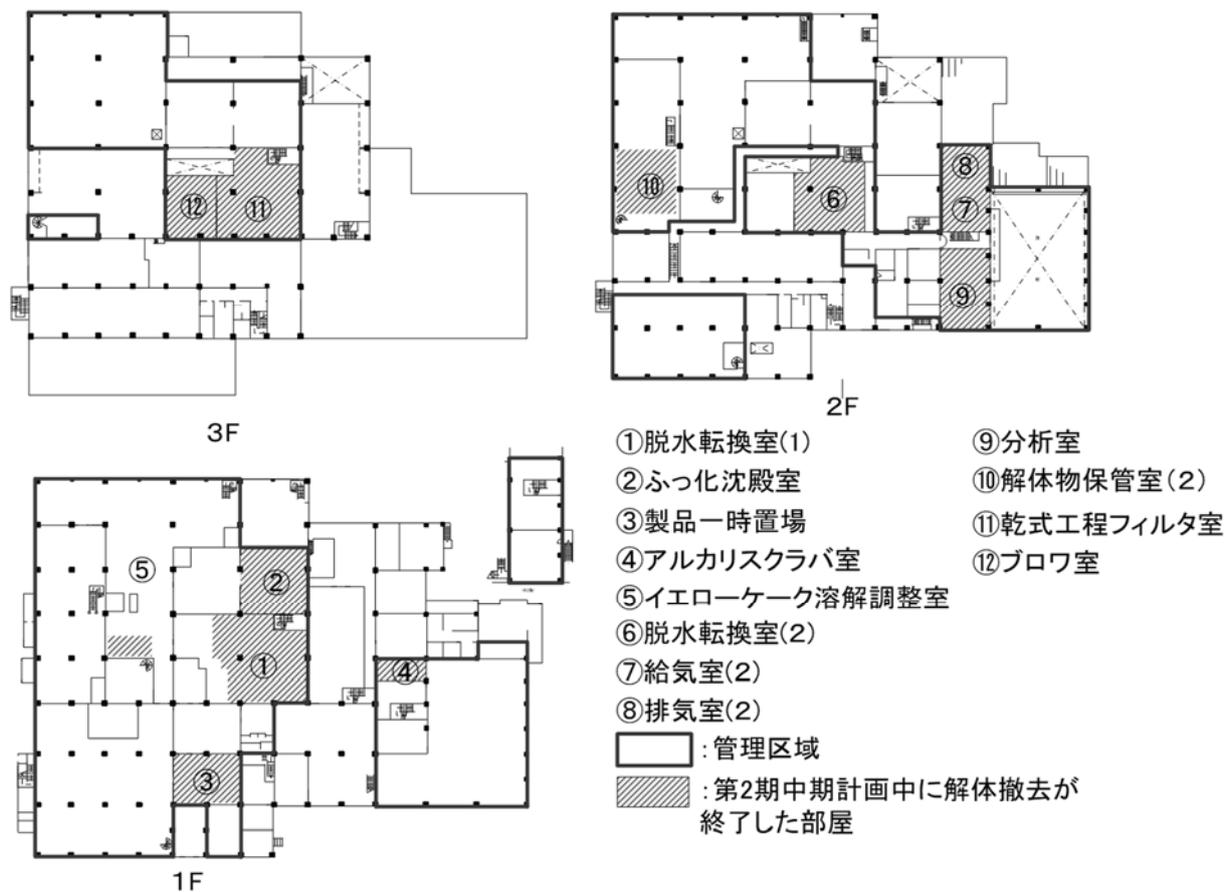


図3.25 製錬転換施設解体状況平面図

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

乾式転換プロセスである反応装置 F2 ふっ化炉及び HF ふっ化炉等が設置されている脱水転換室(1)、脱水転換室(2)、ふっ化沈殿室、核燃料物質貯蔵庫、製品一時置場、解体物保管室(2)、乾式工程フィルタ室、ブロワ室にある設備について、解体作業を行った。図 3.26 に HF ふっ化工程の機器の解体作業の状況を示す。解体・撤去で得られた廃棄物量、作業人工等のデータ等の廃止措置エンジニアリングデータを取得した。

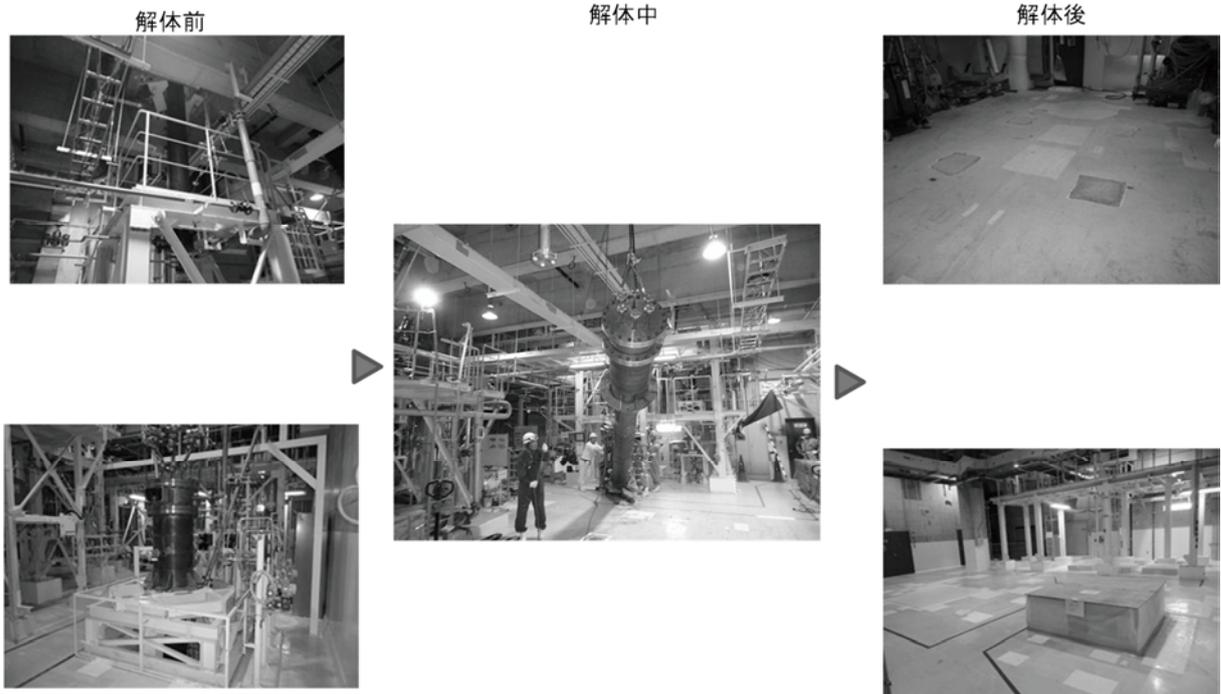


図 3.26 製錬転換施設 HF ふっ化工程の機器解体撤去状況

2) 平成 23 年度

分析フードや捕集充填工程等のあるイエローケーキ溶解調整室、脱水転換室(1)、脱水転換室(2)、分析室、ブロワ室の回収ウラン転換実用化試験設備の解体・撤去作業を行った。解体に当たっては、解体撤去された部屋に解体物を保管し、一時置場にされているスペースを開放するため、基礎ハツリを機器撤去終了後速やかに実施し、合理的で放射性廃棄物発生量が極力少なくなるようにした。

3) 平成 24 年度

回収ウラン転換実用化試験設備である脱水転換室(1)の使用済流動媒体貯槽、給気室(2)、排気室(2)の第 10～12 系統給排気設備の解体を行った。流動媒体貯槽は、4 基の上部基礎の撤去、各貯槽の撤去・切断・収納及び撤去後の基礎面の補修、転落防止の柵の取付けを行った。

4) 平成 25 年度

転換試験室の給気室(2)、排気室(2) の第 10～12 系統給排気及びアルカリスクラバー室の設備の解体を行い、終了した。

5) 平成 26 年度

解体に伴い発生した解体物の保管・管理を継続した。第 2 期中期計画中の製錬転換施設解体作業により発生した廃棄物量を表 3.8 に示す。

表 3.8 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（製錬転換施設）

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物					
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物	金属類	コンクリート	その他
H22 年度	97.0	27.2	3.8	1.4	0.8	1.6	0.0	0	0
H23 年度	28.9	16.7	4.2	0.1	0.2	1.2	0.0	0	0
H24 年度	16.1	11.2	1.3	0	0.1	0.5	0.0	0	0
H25 年度	12.5	0.8	3.4	0	0.2	0.9	0.0	0	0
H26 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—

3.1.10 人形峠捨石たい積場

(1) 施設の概要

人形峠環境技術センターの鉱山施設は、鉱さいたい積場、捨石たい積場等、旧ヒープリーチング施設、坑水処理施設があり、これらの施設は、昭和30年度から昭和62年度にかけてウラン鉱石の探鉱、採鉱、選鉱、製錬に係る技術開発を行ってきた。鉱山技術開発が終了した昭和63年度以降は、鉱山保安法に基づいた施設の維持管理及び鉱山施設の跡措置を実施している。

方面捨石たい積場の管理について、平成18年5月文部科学省、鳥取県、三朝町及び原子力機構の四者間で「方面ウラン残土の措置に関する協定書」を締結した。これにより、方面捨石たい積場から撤去した掘削土をレンガに加工するため、鳥取県有地を借地し、レンガ加工場を建設した。平成20年度に捨石の一部撤去及び覆土設置を終了した方面1号捨石たい積場及び方面2号坑捨石たい積場に関連するレンガ加工（約145万個）を平成22年度に完了した。その後、レンガ加工場の建屋解体・撤去を実施し、平成24年度に加工場跡地を鳥取県へ返還した。その他の捨石たい積場（表3.9参照）については、維持管理を継続した。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

方面 1 号捨石たい積場及び方面 2 号坑捨石たい積場に関連する掘削土（ウラン探鉱に伴う坑道掘削作業の工程で、ウラン鉱床にたどりつく手前までに掘り出した自然にある岩石、土砂の一部）を用いたレンガ製造を実施し、平成 22 年 12 月に製造を終了した。

その他の捨石たい積場については、危害及び鉱害防止のための維持管理を継続した。

表 3.9 捨石たい積場リスト

鉾山		地区	たい積場
人形峠鉾山	岡山県	峠	峠4号坑捨石たい積場
			峠5号坑捨石たい積場
		夜次	夜次1号坑捨石たい積場
			夜次北1号坑捨石たい積場
		中津河	中津河大切坑捨石たい積場
		赤和瀬	赤和瀬1号坑捨石たい積場
		長者	長者捨石たい積場
東郷鉾山	神倉	神倉1号坑捨石たい積場	
		神倉2号坑捨石たい積場	
	方面	方面1号捨石たい積場 (※)	
		方面2号坑捨石たい積場 (※)	
		方面下2号捨石たい積場	
		方面3号捨石たい積場	
	麻畑	麻畑1号坑捨石たい積場	
		麻畑2号坑捨石たい積場	
		麻畑2号坑捨石たい積場(B)	
		麻畑3号捨石たい積場	

※レンガ製造に用いた捨石たい積場

2) 平成 23 年度

製造したレンガは平成 23 年 6 月末までに全量を搬出した後、レンガ加工場の建屋解体・撤去を行い、平成 23 年 11 月に解体・撤去を終了した。図 3.27 にレンガ加工場の建屋解体の状況を示す。

その他の捨石たい積場については、危害及び鉾害防止のための維持管理を継続した。

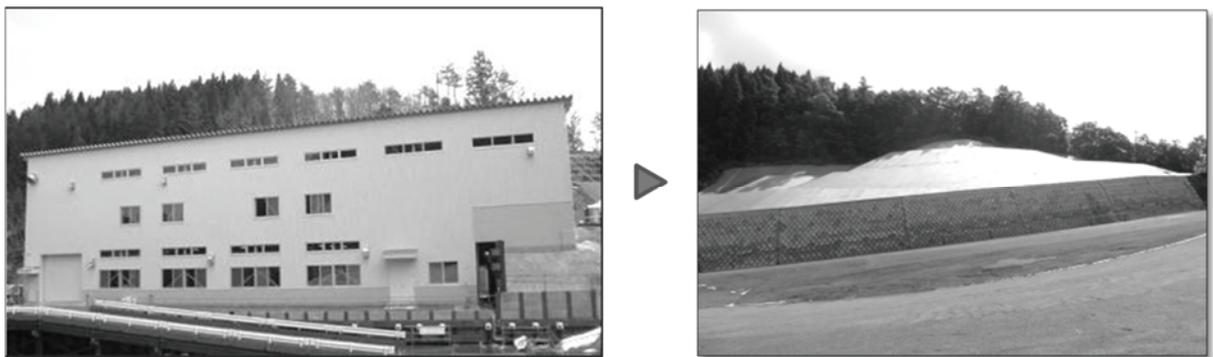


図 3.27 レンガ加工場の解体前後

3) 平成 24 年度

前年度に解体・撤去を実施したレンガ加工場の用地を鳥取県との協定に基づき返還した。

その他の捨石たい積場については、危害及び鉾害防止のための維持管理を継続した。

4) 平成 25 年度

残りの捨石たい積場は、危害及び鉱害防止のための維持管理を継続した。

5) 平成 26 年度

残りの捨石たい積場は、危害及び鉱害防止のための維持管理を継続した。

3.1.11 人形峠鉱さいたい積場

(1) 施設の概要

旧製錬所(昭和 39 年から昭和 53 年に鉱石からウランを回収してイエローケーキを生産)からの鉱さい及び中和沈殿物をたい積する鉱さいたい積場として昭和 39 年に鉱山保安法の認可を取得し、昭和 40 年から使用を開始した。昭和 45 年、コンクリートかん止堤を設け、昭和 55 年には、貯水量の増加に伴う 1m のかん止堤嵩上を行った。また、昭和 54 年から平成 2 年にかけてはヒープリーチング操業化試験及び捨石処理に伴う廃砂、廃泥及び中和沈殿物のたい積場として利用した。鉱さいたい積場は、現在もセンター内の旧坑道から流出する坑水の一時貯留池として使用しており、たい積場内の貯留水を処理している。また、坑水処理施設からのろ過砂及び沈殿物などを受け入れており、ヒープリーチング施設からの洗浄排水なども受け入れている。

鉱さいたい積場に対して線量、ラドン散逸量及び雨水浸透量低減化を目的とする覆土等を設置した。

ウラン鉱山の鉱さいとは、ウラン鉱石を粉砕した後に希硫酸でウランを溶出分離し、鉱石からウランを取り除く工程で、鉱石からウランを取り除いた後の砂・泥状の土砂(廃砂、廃泥)である。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

主に旧製錬所から発生した鉱さいのうちの廃砂をたい積している「廃砂たい積場」に対し跡措置を行うために必要な許認可手続きを実施した。

2) 平成 23 年度

準備工として伐木を行うとともに、必要な箇所に対し、地盤改良を施した。その後、廃砂たい積場の下流側に勾配調整層を設置し、浸食防止のために仮排水路及び覆土全体にシート養生を行った。

3) 平成 24 年度

廃砂たい積場周囲の排水路を設置し、場外から流入する地表水対策を行った。廃砂たい積場の下流側に土留工としてふとんかごを設け、廃砂たい積場に下位から順に、勾配調整層、ベントナイト混合層、保護層として下部フィルタ層、排水層、上部フィルタ層、植生層から構成される覆土を設置した。また、覆土法面は法面保護のため、浸食防止植生シートにて緑化を行った。図 3.28 に廃砂たい積場の跡措置の状況を示す。



図 3.28 廃砂たい積場の跡措置（覆土設置前後）

4) 平成 25 年度～26 年度

平成 23 年度～24 年度に行った跡措置の効果確認を行うため、線量、ラドン散逸量、沈下量、覆土中温度等のモニタリングを行うとともに、側方排水量、表流量等のモニタリング用機器を設置しモニタリングを開始した。

また、「廃泥たい積場」に対する跡措置のために必要な調査試験を行うとともに、鉍さいたい積場全体を対象とし、山腹水路やかん止堤の状況確認、場内水位の確認等の維持管理を行った。

a. 平成 25 年度

夜次鉍さいたい積場については、平成 25 年度までに行った上流部の覆土工事の効果を確認するためのモニタリング及び保水性試験、透水試験等を実施した。下流部の措置に必要な調査、検討を継続した。

b. 平成 26 年度

鉍さいたい積場のうち上流部の廃砂たい積場については、覆土の雨水浸透量を把握するための機器を設置し、覆土措置効果のためのモニタリングを継続した。また、下流部の廃泥たい積場の措置計画についてモニタリングデータを基に検討を進めるとともに、従来坑水として処理していた雨水について排水路を設置することで振り分け、坑水を低減できる見通しを得た。

3.1.12 原子力第 1 船原子炉施設

(1) 施設の概要

原子力第 1 船原子炉施設は、昭和 42 年 11 月に原子炉設置許可を受けた原子力第 1 船原子炉であり、船舶（以下「むつ」という。）及び附帯陸上施設から構成されている。

「むつ」は、平成 4 年 2 月の実験航海終了後、解体届に基づき解体し、原子炉本体及び原子炉冷却系統施設を含む原子炉室一括撤去物として平成 8 年 3 月から保管建屋の原子炉室保管棟内に保管している。また、附帯陸上施設である放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設及びその他原子炉の附帯施設については、原子炉施設として運転及び維持管理を実施中である。

廃止措置対象は、原子炉室一括撤去物と附帯陸上施設であり燃料・廃棄物取扱棟、保管建屋（原子炉室保管棟及び撤去物等保管棟）及び機材・排水管理棟に設置されている施設設備、並びに保管廃棄物である。

燃料・廃棄物取扱棟は、原子力船「むつ」から陸揚げされた放射性液体廃棄物及び固体廃棄物

の処理・保管（附帯陸上施設の運転に伴って発生する廃棄物も含む）並びに原子力船「むつ」の原子炉から取り出した使用済燃料の保管を行う施設であり、むつの使用済燃料は原科研の燃料試験施設（RFEF）（以下、「実燃試」という。）で再組立を終了し、核サ研での再処理する計画であったが、今後の対応が決まるまで実燃試で保管中である。

機材・排水管理棟は、燃料・廃棄物取扱棟の液体廃棄物処理設備で処理された液体廃棄物は、液体廃棄物移送容器Ⅱで機材・排水管理棟のモニタタンクに搬入する。関根浜港内に設置された海水取水口から海水を汲み上げ、岸壁に設置された排水管内で液体廃棄物と合流（希釈；約 300 倍）させ、関根浜港外に排出する。

保管建屋は、原子力船「むつ」の解役に伴い発生した原子炉室一括撤去物及び固体廃棄物を保管している。図 3.29 にむつ事業所の関連施設配置図と図 3.30 に「むつ」の概念図を示す。

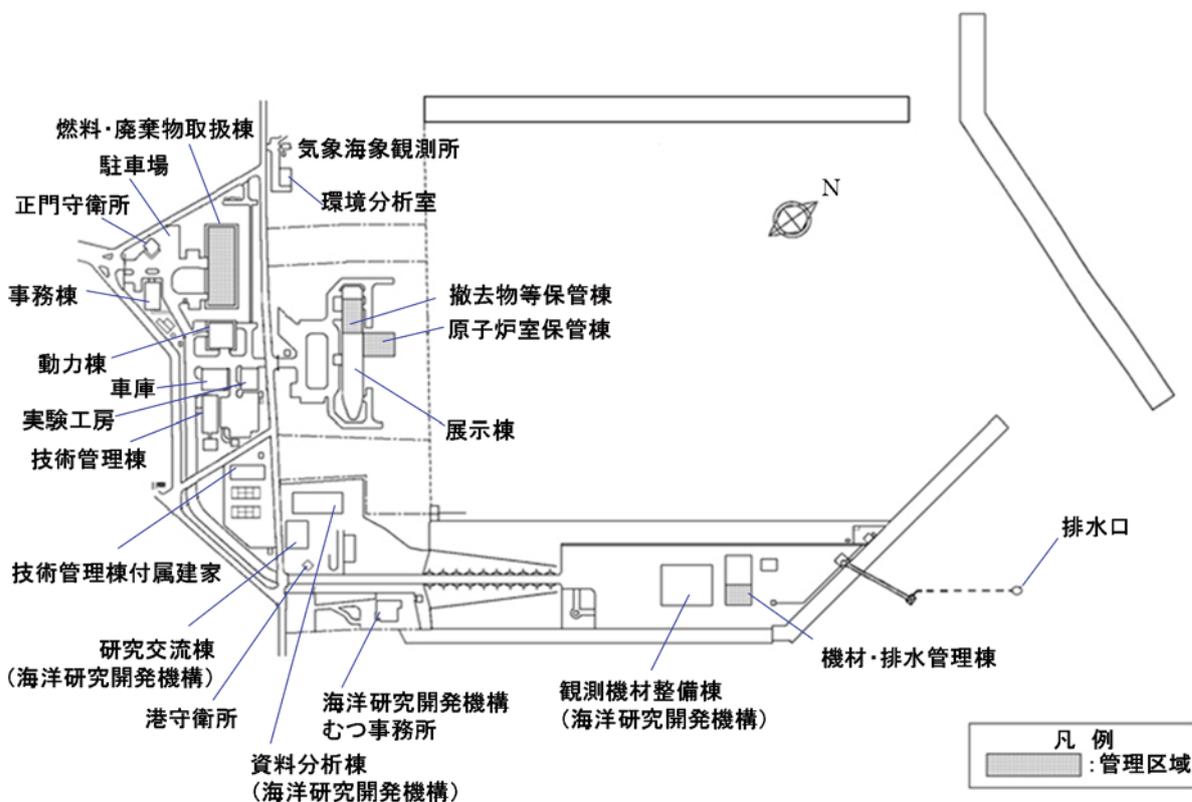


図 3.29 むつ事業所関連施設配置図

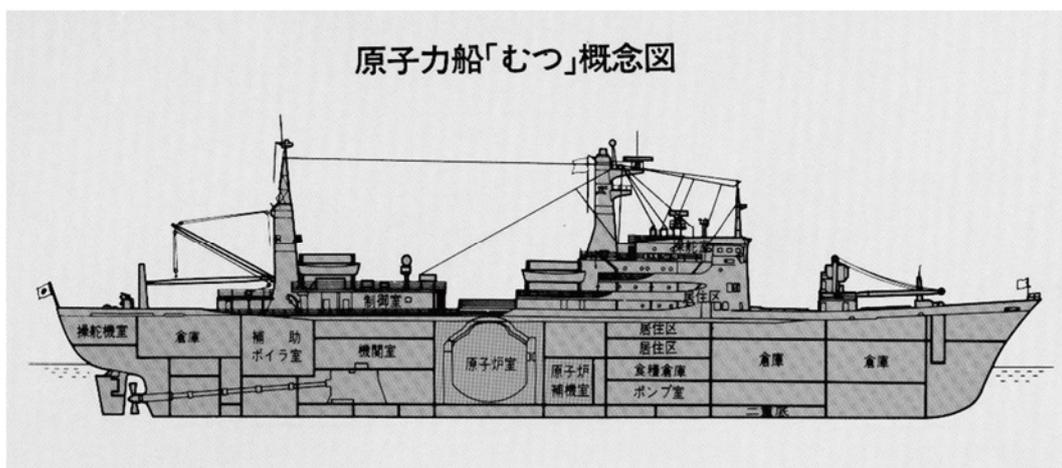


図 3.30 原子力船「むつ」概念図

第 2 期中期期間では、残存する附帯陸上施設について、平成 18 年 10 月に認可を受けた廃止措置計画に従い、適切に運転・維持管理、放射性廃棄物の保管管理、保安管理、放射線管理を実施している。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

施設の維持管理を実施し、原子炉室の合理的で経済的な解体・処分方法の検討をした。原子炉容器を一括廃棄体化（炉内構造物、制御棒含む）と原子炉室一括撤去物処理・処分する場合、一括で処分する制御棒の制御材に含まれるカドミウムが有害物である。このためカドミウムの浸出について検討を開始した。予備制御棒からの制御材のサンプル採取及び中性の水による浸出試験を開始した。浸出試験体は、試験体表面積（SA）と水の体積（V）が異なる 2 種類（SA/V:0.1 と 0.2）を作成した。

2) 平成 23 年度

施設の維持管理を実施し、平成 22 年より継続し、カドミウムの中性の水による浸出試験を実施した。さらに酸性溶液中の浸出試験を実施した。酸性溶液の浸出試験は、希硫酸水溶液（pH3～6）を用いた反応加速試験として加熱処理（150℃で 15 分加熱）を行い、ICP 発光分析装置（以下、ICP という。）を用いた浸出試験を実施した。その結果、水の浸出試験では、カドミウムの浸出はなく、酸性溶液では水素イオン濃度に依存し、顕著に浸出することが分かった。

原子炉室一括撤去物処理・処分のための合理的で経済的な解体方法の検討として、原子炉容器を一括廃棄体化（炉内構造物、制御棒含む）とした場合の原子炉格納容器の外側における放射化計算との比較のために、現場にて、LaBr シンチレーションハンディスペクトロメータを用いた測定を実施した。原子炉室の格納容器の外側床部では、コバルトの放射化によるコバルトのピークは確認されなかった。低レベルでの放射化計算との整合性が確認出来た。

3) 平成 24 年度

施設の維持管理を実施し、平成 22 年より継続し、カドミウムの中性の水による浸出試験を継続し、さらにアルカリ溶液中の浸出試験を実施した。アルカリ溶液の浸出試験は、水酸化ナトリウム溶液 (pH10~13) を用いた反応加速試験として加熱処理 (150°C で 30 分加熱) を行い、ICP での浸出試験を実施した。その結果、中性の水による浸出試験では、約 800 日経過後のカドミウムの浸出はなく、アルカリ溶液中の浸出試験においてもほとんど浸出しなことが分かった。一括廃棄物とした場合、コンクリート充填を基本的に行うことから、発生する水分に含まれる水素イオン濃度はアルカリ性となる可能性が考えられるが、アルカリ環境下でのカドミウムの浸出は起こりにくいと考えられる。

4) 平成 25 年度

施設の維持管理を実施し、原子炉室一括撤去物処理・処分のための合理的で経済的な解体方法を検討するに当たり、廃棄物分別処理の先行的な調査検討として、保管廃棄物の仕分け調査を開始した。放射性固体廃棄物 (以下「廃棄物」という。) は、最終的に減容処理 (焼却・圧縮) をして廃棄体化 (コンクリート等での充填処理) を行うため、むつ事務所に保管している廃棄物については、減容処理に対応した廃棄物の分別を実施する必要がある。保管廃棄物の仕分け調査は、可燃廃棄物の内、ドラム缶に直接収納されたものについて、分別のための方法及び手順、機材、放射線安全対策等の検討を開始した。

5) 平成 26 年度

施設の維持管理を実施し、平成 25 年度より引き続き、保管廃棄物の仕分け調査を継続し、ドラム缶に封入された可燃の直接廃棄物 2 本、不燃の直接廃棄物 1 本物について既設の GH 内にて仕分け調査を実施した。廃棄物中の仕分け手順、スペース、資材、作業員数の調査結果から、広い作業スペースの必要性を見出し、作業場 (L3.5m×W3.0m×H2.5m) と前室 (L1.5m×W3.0m×H2.5m) を含む大型の GH を製作した。

3.2 廃止措置に着手する施設

3.2.1 液体処理場

(1) 施設の概要

液体処理場は、放射性廃棄物の処理技術の開発を目的として昭和 33 年に建設され、原科研内外から発生した放射性液体廃棄物の処理に多大な貢献をした施設である。

本施設は、各設備の老朽化に伴って、その機能の全てを第 2 廃棄物処理棟及び第 3 廃棄物処理棟に移行し、施設の維持機能以外の設備を休止するとともに、平成 21 年度に核燃料物質使用施設等保安規定を変更して設備の使用を停止した。

所期の目的を達成したことから廃止措置対象施設となり、平成 22 年度から廃止措置に着手し、平成 34 年度に終了する計画である。図 3.31 に液体処理場の配置図を示す。

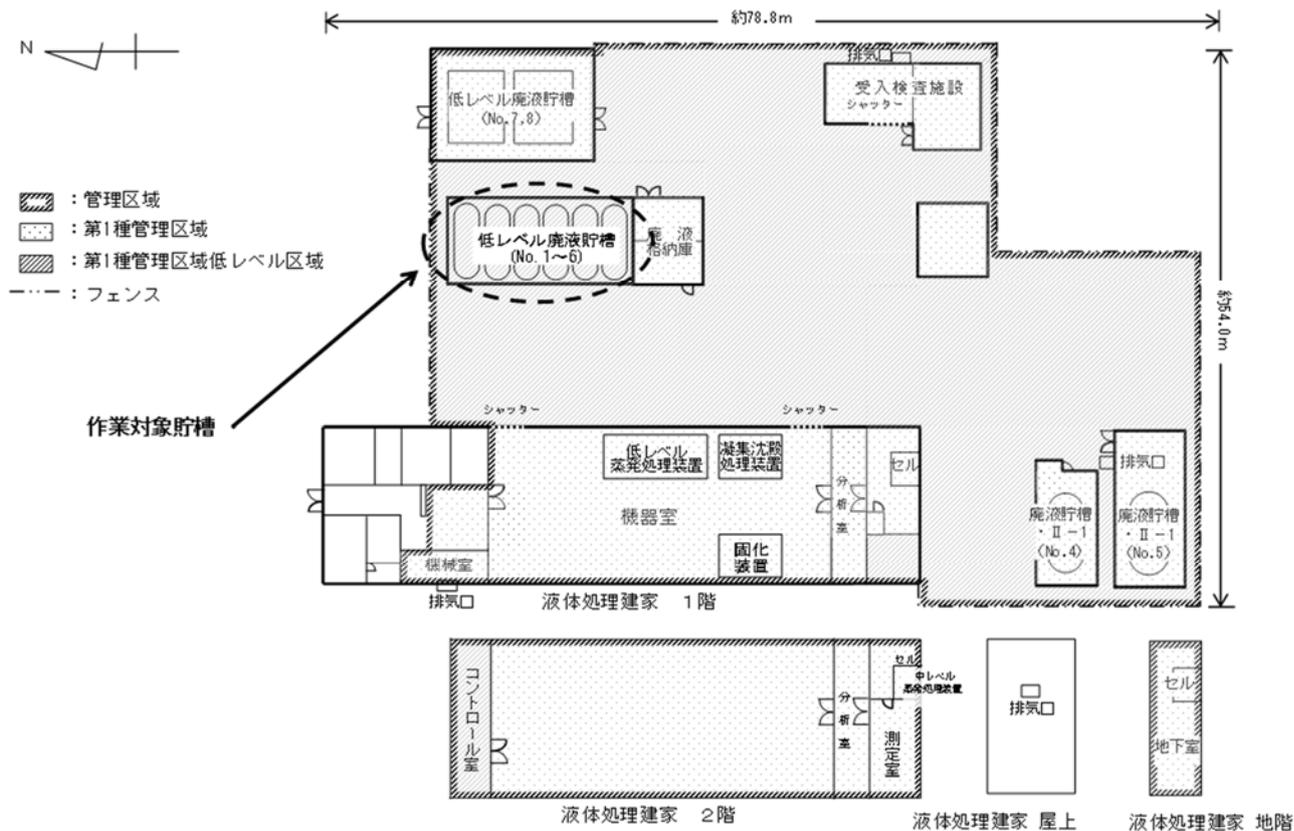


図3.31 液体処理場配置図

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

液体処理場の処理設備のうち、低レベル廃液貯槽 No.1～No.6 について、同貯槽の一括撤去に伴う事前措置として、同貯槽に接続又は周辺に設置されている点検架台、上水配管、電線管等ユーティリティ設備、廃液配管、周辺機器である送液用ポンプ等の主要設備について解体撤去を行った。

低レベル廃液貯槽 No.1～No.6 は、蒸発濃縮等の処理を行う廃液を貯留するための貯留設備であり、直径約 2,700mm×長さ約 6,750mm の横型貯槽、36m³/基 (6 基合計 216m³) の貯留能力を有した設備である。

①点検架台、上水配管及び電線管等の解体撤去

作業エリアを酢酸ビニールシートや合板等にて養生を行った後、バンドソー及びディスクグラインダーを用いて切断を行い、撤去物は、放射性廃棄物でない廃棄物に適合するように、保管場所に運搬してクロスコンタミを防止するための養生を施して保管した。

また、残存側の配管等の開口部は、閉止フランジやキャッピングにより漏えいがないよう適切に閉止した。

②廃液配管の解体撤去

廃液配管は、作業に際してフランジ下部への液だれ時の受け皿や養生を施した後、ボルトを緩めて残留廃液の有無を確認した。解体撤去作業では、廃液配管のフランジ部のボルトを取り外して切り離し、開口部の閉止、養生を行った後、隣接する建家内に設置した細断用の GH へ運搬し、バンドソー及び電動チップソーを用いて細断し、放射性廃棄物容器に収納した。

残存側のフランジ部は、内部の汚染状況を確認後、閉止フランジにより漏えいがないよう適切に閉止した。

③周辺機器等の解体撤去

送液ポンプ等の周辺機器等は、作業に際してフランジ下部への液だれ時の受け皿や養生を施し、ボルトを緩めて残留廃液の有無を確認した。解体撤去作業では、周辺機器等をフランジ部のボルトを取り外して切り離し、開口部の閉止、養生を行った後、隣接する建家内に設置した細断用の GH へ運搬し、ドライバー等の工具類及びディスクグラインダーを用いて分解や細断し、性状毎に分類して放射性廃棄物容器に収納した。

2) 平成 23 年度

東北地方太平洋沖地震による被災で廃棄物処理施設では、低レベル廃液貯槽の搬出ができなかったため、平成 23 年度の解体撤去作業は休止し、施設の維持管理を行った。

3) 平成 24 年度

屋外の低レベル廃液貯槽については、解体分別保管棟に搬出して解体する計画であり、貯槽を輸送するための治具を設計・製作するとともに、同治具を用いて貯槽 1 基の脚部の切り離しを行い、搬出準備のため仮置き作業を終了した。図 3.32 に屋外低レベル廃液貯槽の搬出準備の状況を示す。

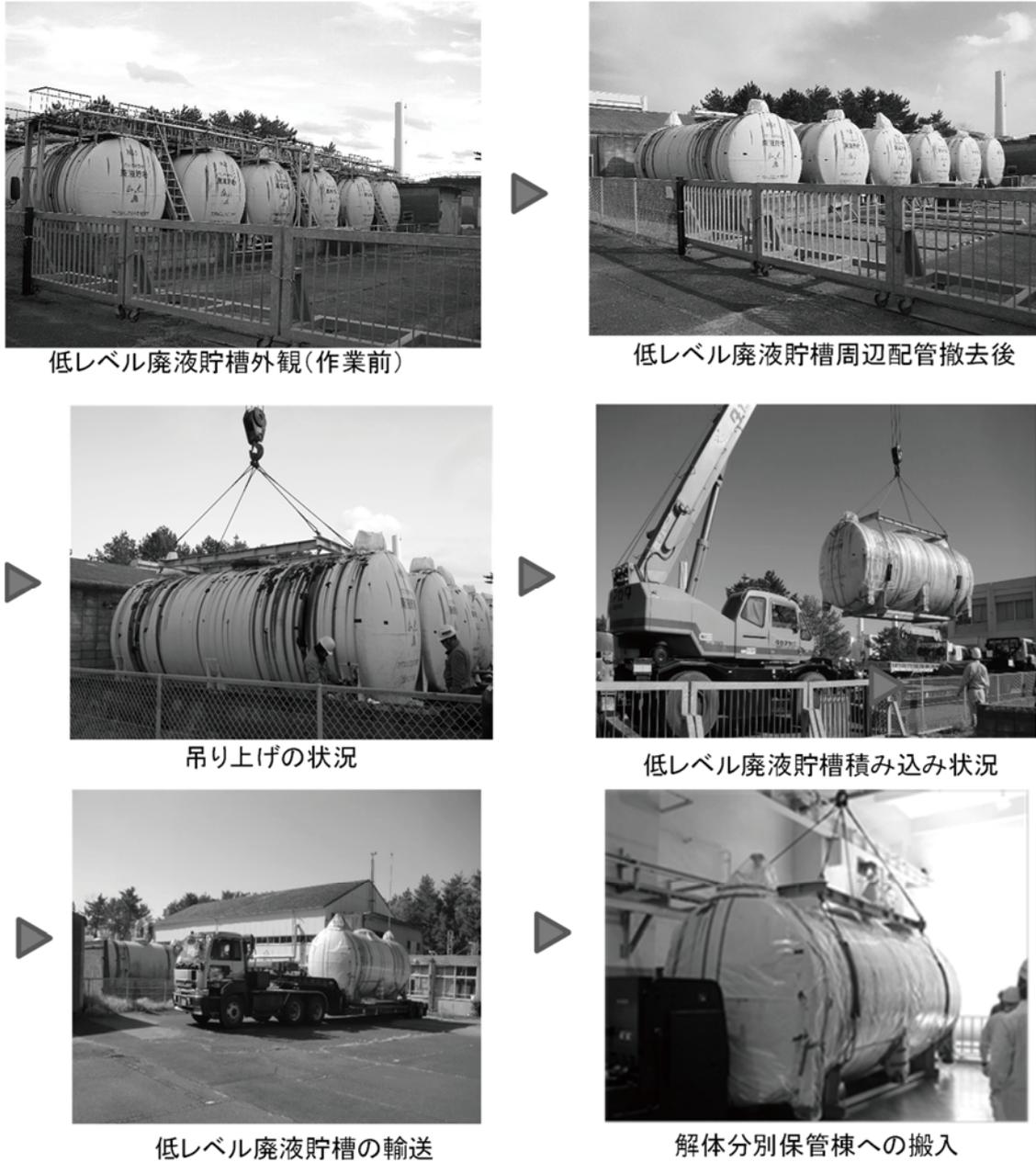


図 3.32 液体処理場における周辺機器等の解体撤去の状況

4) 平成 25 年度

低レベル廃液貯槽の輸送方法等について検討を行った後、平成 26 年 2 月に解体分別保管棟に輸送した。なお、貯槽の解体作業は解体分別保管棟で平成 26 年度に実施する計画とした。

発生した廃棄物量は低レベル廃液貯槽 No.1 本体のみで、約 5.25t であった。

5) 平成 26 年度

低レベル廃液貯槽の解体準備として貯槽を解体分別保管棟へ輸送するための治具を製作した。

第 2 期中期計画中の液体処理場解体作業により発生した廃棄物量を表 3.10 に示す。

表 3.10 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（液体処理場）

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物					
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物	金属類	コンクリート	その他
H22 年度	3.9	—	—	—	0.35	—	—	—	—
H23 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H24 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H25 年度	5.25	—	—	—	—	—	—	—	—
H26 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—

3.2.2 ウラン濃縮研究棟

(1) 施設の概要

昭和 47 年（1972 年）にガス拡散法によるウラン濃縮の研究を目的として建設された。化学交換法による同位体分離、レーザによる同位体分離、原子法レーザウラン濃縮技術開発に関する研究を実施してきた。

平成 10 年（1998 年）にレーザウラン濃縮に関する研究の終了に伴い、廃止措置計画に基づき建家再利用を目途に管理区域解除とする廃止措置を平成 24 年（2012 年）に着手した。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

ウラン濃縮研究棟の維持管理を継続するとともに、核燃料物質の処置に係る準備作業として核燃内容確認作業に必要な許可変更申請及び保管内容物の形状や性状等の確認を実施した。

2) 平成 23 年度

ウラン濃縮研究棟の維持管理を継続するとともに、ホットラボへ搬出する不用核燃料の処置として、内容物確認及び一部核燃料の安定化処理等の準備作業を実施し、平成 24 年度に廃止措置に着手する見込みとなった。

3) 平成 24 年度

ウラン濃縮研究棟の維持管理を継続するとともに、不用核燃料及び大型廃棄物の搬出をもって廃止措置に着手した。なお、搬出作業については平成 25 年 3 月末をもって完了した。

4) 平成 25 年度

ウラン濃縮研究棟の廃止措置のための許認可作業に着手し、管理区域解除に向けて建家の汚染状況調査を実施した。

5) 平成 26 年度

ウラン濃縮研究棟の汚染状況調査に基づき、解体手順の検討及び廃止に係る使用許可変更の申請準備を進めた。

3.2.3 Pu-2

(1) 施設の概要

核サ研プルトニウム燃料技術開発センターの Pu-2 は、高速増殖実験炉「常陽」、新型転換炉「ふげん」等への燃料供給を通して MOX 燃料の量産技術を開発するために建設された施設であり、地上 2 階の鉄筋コンクリート構造で、延床面積は約 9,500m² である。運転開始は昭和 47 年 1 月である。

Pu-2 には 2 つの燃料製造ラインがある。一つは「常陽」の燃料製造を行っていた旧 FBR ラインであり、もう一つは「ふげん」の燃料製造を行っていた旧 ATR ラインである。旧 FBR ラインでは MOX 重量で約 5t の「常陽」燃料を製造した。また、旧 ATR ラインでは、MOX 重量で約 12t の DCA（重水臨界実験炉）燃料、約 139t の「ふげん」燃料、約 2t の照射試験用燃料を製造した。Pu-2 における燃料製造は「ふげん」の運転停止の決定に伴い平成 13 年 11 月に終了した。

Pu-2 は原子力機構の第 2 期中期計画において、当該中期計画期間中に廃止措置に着手する施設として位置付けられ、所要の許認可手続きを経て平成 22 年 8 月から不稼働グローブボックス（以下、「GB」とする。）の解体撤去に着手し、これをもって廃止措置を開始した。

廃止措置着手前、Pu-2 施設内には 100 基（総容量約 890m³）の GB、フード等が設置されていた。多くの GB は 2.5m×1m×6m で標準化された大型のタイプを使用しており、GB 缶体は硝酸溶液を使用するような湿式系の GB の一部で 6mm 厚の SUS304 鋼を使用している以外は、4mm 厚の SUS304 鋼で製作されている。また、それぞれの GB は核燃料物質搬送用のトランスファートンネルで接続されている。これらの GB については、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優先的に解体撤去を進めている。

(2) 実施状況

Pu-2 の廃止措置における解体対象物は内部で MOX を取扱った不稼働 GB であり、内部はプルトニウムで汚染されている。そのため解体撤去作業は、汚染拡大防止用の GH と呼ばれるビニール製のテントを対象 GB の周囲に設置し、その中で空気供給式防護具であるエアラインスーツを着用した作業員がチップソーなどの切断工具を駆使して GB や内装機器を切断する方法で実施する。基本的な解体撤去のステップは以下のとおりである。

- 1) 対象となる GB 周辺の非汚染機器を撤去
- 2) GB 内のふき取り除染及びペイント固定を実施
- 3) GB を排気系統から切り離して GB を独立
- 4) 解体用の GH を設置
- 5) GB、内装機器の解体を実施し、放射性固体廃棄物として専用容器に収納
- 6) 解体用 GH の除染、撤去を実施

GBの解体用GHは、GBの解体撤去作業を行う主作業室（ルーム1）と、エアラインスーツ脱装時に除染及び汚染拡大防止措置を行う汚染コントロール室（ルーム2、3）、エアラインスーツ脱装後の作業者の汚染検査を行う最終汚染コントロール室（ルーム4）の4つの部屋で構成される。GBの解体用GHを図3.33に示す。

プルトニウム濃度が高いルーム1は密封型の TENT を二重張りにして、フロアにより2段の高性能エアフィルタを介して室内の空気を吸引することで負圧を維持する。また、火花が発生する工具を使用することがあるため、火災予防のために不燃シートをルーム1内の壁面、床面に設置する。

第2期中期計画期間中、10基のGB（容量約90m³）の解体撤去を終え、進捗率は約10%となっている。

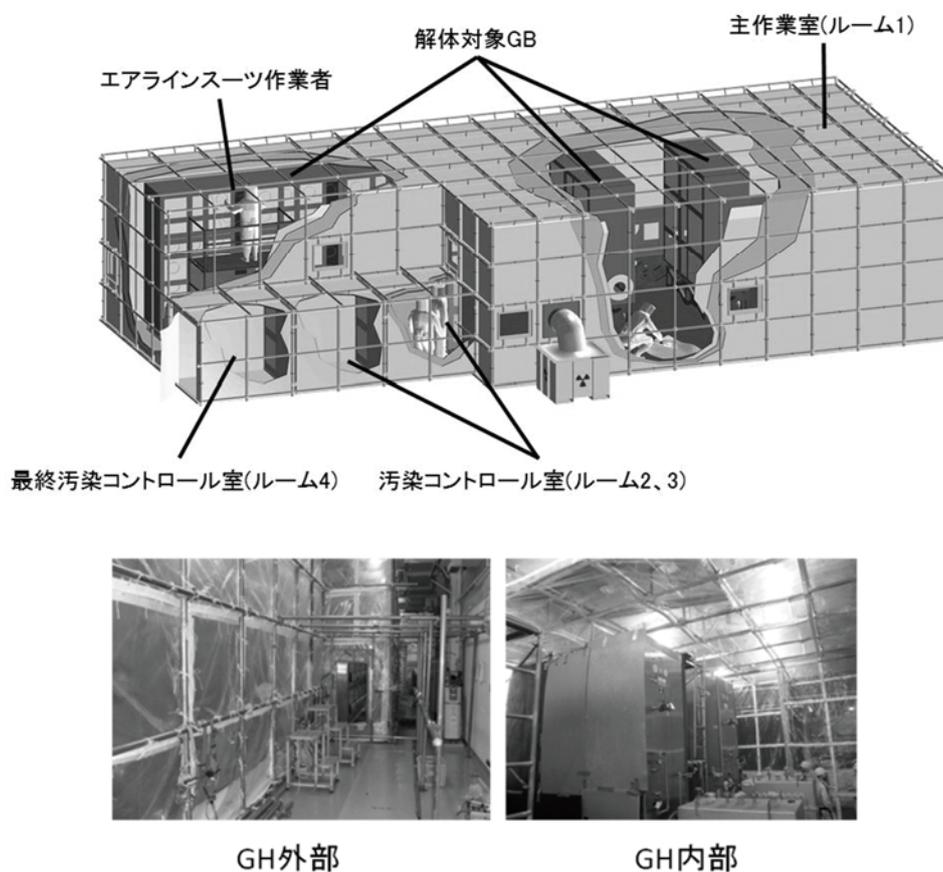


図 3.33 GB 撤去用 GH 設置図及び写真

1) 平成 22～23 年度

平成 22 年度から平成 23 年度にかけて、Pu-2 の湿式室(2) (F-104 室) に設置されていた 4 基の GB(容量約 43m³) を解体撤去した。解体撤去した設備は規格外ペレット等からプルトニウム、ウランを湿式で回収するための湿式回収工程設備のうち、廃気処理工程設備 (W-15)、中和ろ過工程設備 (W-17)、脱硝工程設備 (W-19-1、W-19-2) である。本解体撤去の解体撤去前・解体撤去中・解体撤去後の様子を図 3.34 に示す。

本解体撤去工事は、平成 22 年 8 月に開始し、平成 23 年 2 月 3 日に発生した GH 内火災とその後の対応、さらに平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震の影響のため 2 度の中断期間を挟んで平成 23 年 10 月に終了した。

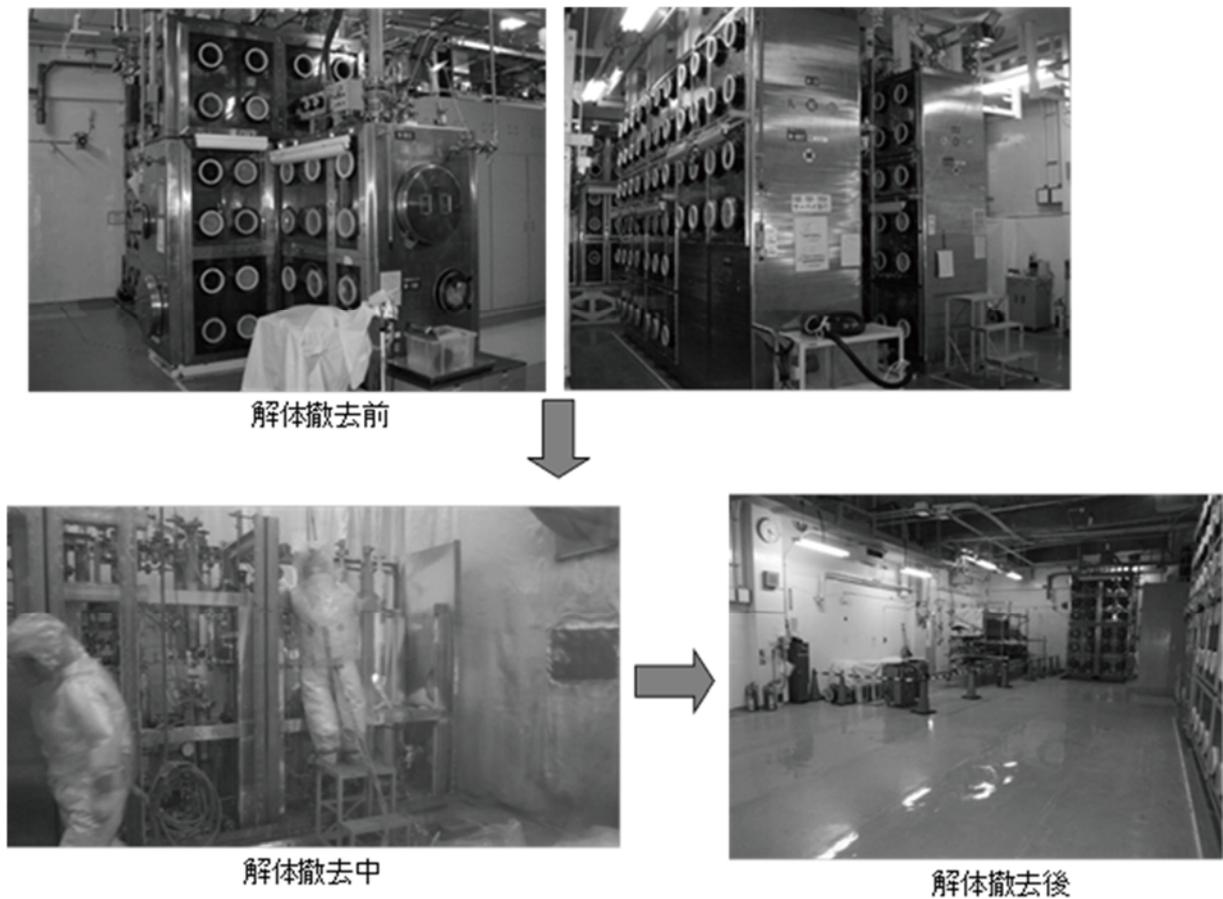


図3.34 Pu-2におけるGB(W-15、W-17、W-19-1、W-19-2)の解体撤去の状況

2) 平成 24～25 年度

平成 24 年度から平成 25 年度にかけて、Pu-2 の湿式室(2) (F-104 室) に設置されていた 6 基の GB (容量約 47m³) の解体撤去を平成 24 年 7 月に開始し平成 25 年 10 月に終了した。解体撤去した設備は規格外ペレット等からプルトニウム、ウランを湿式で回収するための湿式回収工程設備のうち、溶液受入・貯蔵・計量工程設備 (W-1)、溶液脱硝工程設備 (W-3)、焙焼還元工程設備 (W-7、W-11)、粉碎工程設備 (W-15) 及びこれらの設備を連結する搬送用トランスファートンネル (F-3) である。図 3.35 に解体撤去作業の前後の様子を示す。

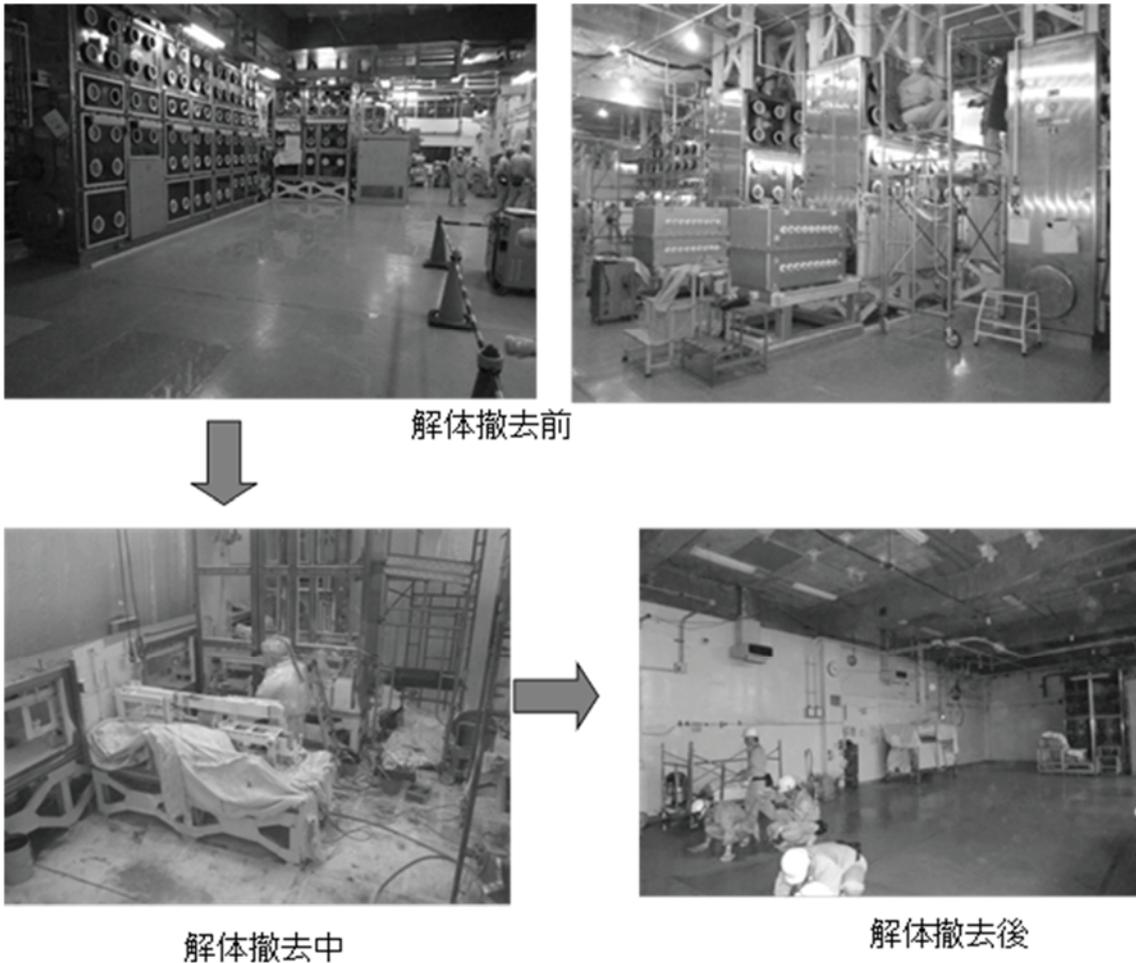


図 3.35 Pu-2 の GB (W-1、W-3、W-7、W-11、W-13、F-3) の解体撤去の状況

3) 平成 26 年度

平成 26 年度は、Pu-2 の湿式室(2) (F-104 室) に設置されていた W-9 とこれに接続している搬送用トランスファートンネルである F-1 の一部の GB (容量約 14 m³) の解体撤去を行うべく許認可手続きと並行して GH の設置準備作業、GB 内の粗除染等の作業を実施した。解体撤去対象設備は焙焼還元工程設備 (W-9) と搬送用トランスファートンネルの一部である。

本解体撤去準備作業は、平成 26 年の夏頃までに当該設備の解体撤去に必要な使用変更許可が得られると想定して平成 26 年 5 月 19 日に開始し、非汚染機器の撤去、GB 内の粗除染等の作業を進めてきたが、使用変更許可申請に時間を要することが明らかになってきたことを踏まえ、8 月 8 日の作業をもって一旦中断した。第 2 期中期計画中の Pu-2 解体作業により発生した廃棄物量を表 3.11 に示す。

表 3.11 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (Pu-2)

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物					
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物	金属類	コンクリート	その他
H22-H23 年度	23.4	—	2.7	0.11	2.5	1.1	4.5	—	3.1
H24-H25 年度	26.1	—	3.6	0.16	3.8	2.3	6.3	—	4.1
H26 年度							1.6	—	0.34

3.2.4 B 棟

(1) 施設の概要

B 棟は昭和 37 年 12 月に操業を開始し、再処理に関する基礎試験（再処理、廃棄物処理等）及びそれに係る分析を実施してきた。

本施設は、核燃料物質を使用した設備の除染・解体・減容に係る試料の分析、並びに核燃料の製造技術に関する分析を目的とし、湿式分析及び分光分析を実施する施設である。

平成 20 年には、フードの一部の使用を終了し、維持管理中の設備とする許認可変更を実施した。

また、放射性同位元素の使用許可を有していたが、平成 20 年度に高レベル放射性物質研究施設の付属施設として放射性同位元素の廃棄物の廃棄施設としてのみの許可に変更した。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

廃止措置に向けての準備の一環として、同棟の給排気停止について検討を実施している。

2) 平成 23 年度

廃棄物整理を進めつつ、維持管理を継続した。また、B 棟廃止措置の着手に向けた計画の検討を行い、準備を進めた。

3) 平成 24 年度

施設内の廃棄物整理を進めるとともに維持管理を継続した。また、廃止措置の着手に向けて解体・撤去に係る調査を実施した。

4) 平成 25 年度

放射性廃棄物の搬出先を検討し、RI 廃棄物の搬出先を確保するとともに、払出し方法の検討を実施した。

5) 平成 26 年度

RI 系放射性廃棄物 28 本を原科研の廃棄物施設へ搬出した。また、一部機器について解体を行い、廃棄物の整理等を実施した。(廃止措置の着手)

3.2.5 FSI

(1) 施設の概要

昭和 53 年（1978 年）にナトリウム冷却高速増殖炉における炉心仮想事故（出力暴走型事故、冷却材流量喪失事故）を模擬する炉外試験を燃料集合体規模で行うために設置した。

昭和 54 年 12 月 FSI 試験を開始し、昭和 58 年 9 月 FSI 試験終了。以後、廃止措置に係る準備の間、管理区域の維持・管理を継続し、平成 25 年度からループ設備の解体に着手した。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

ナトリウムループ施設については、管理区域内にナトリウム洗浄装置を設置するための検討を行うとともに、ナトリウムが付着している機器、配管等の洗浄方法及び洗浄後のクリアランス適用等について検討を行い、ループの解体計画を策定した。

2) 平成 23 年度

ナトリウムループ施設については、洗浄装置の概念検討及び解体方法の検討を進めた。

3) 平成 24 年度

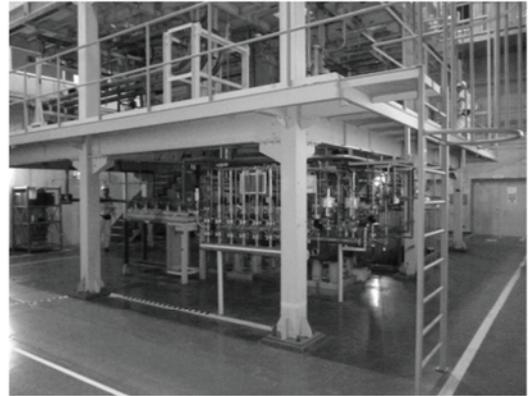
ナトリウムループ施設については、廃止措置に向けた準備として、保有する天然ウランの保管庫の整備を行った。

4) 平成 25 年度

ナトリウムループ施設については、原子炉等規制法に基づく変更許可及び消防法に基づく変更許可を、それぞれ平成 25 年 12 月 17 日及び平成 26 年 1 月 6 日に取得し、その後、ナトリウム抜取装置の設置及び予熱保温設備の撤去等の解体撤去前作業を進め、計測制御盤、電気配電盤、予熱ヒータ配電盤等の盤類及び不要な電気ケーブルやケーブルダクト類並びに機器・配管に施工される保温設備の解体・撤去等を行った。図 3.36 に解体撤去の状況を示す。



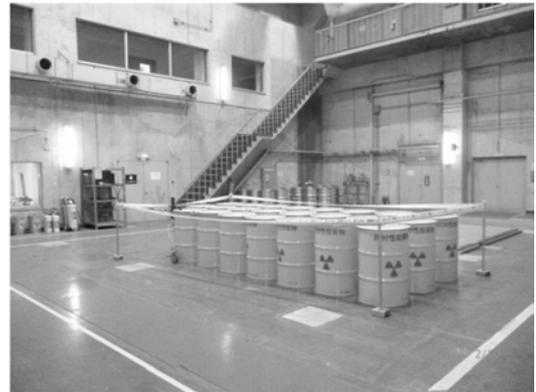
装置解体・撤去前の外観(北西側)



装置解体・撤去前の外観(南西側)



装置解体・撤去後の外観(北西側)



装置解体・撤去後の外観(南西側)

図 3.36 ナトリウムループ施設解体撤去後の状況

5) 平成 26 年度

ナトリウム (Na) ループ施設のタンク 3 基に残存する Na の抜き取りを実施後、タンク 3 基の解体撤去を実施した。また、Na 配管・機器類の解体・洗浄作業を行い、Na 閉塞が認められたフィルタ 1 基を除く、全ての配管・機器類の解体・洗浄作業を終了し、表 3.12 に示すように約 6.2t の解体廃棄物が発生した。

ナトリウム配管の解体・撤去においては、配管に付着している残留ナトリウムが空気と接触しないように、アルゴンガスを配管内に供給し、配管内のガスブローを行いながら、バンドソーを用いて切断した。切断後の配管断面にはプラスチックキャップを速やかに取り付け、配管内の残留ナトリウムと空気の接触を防止した。第 2 期中期計画中の解体作業により発生した廃棄物量を表 3.12 に示す。

表 3.12 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量 (FSI)

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物			金属類	コンクリート	その他
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物			
H22 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H23 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H24 年度	—	—	—	—	—	—	—	—	—
H25 年度	0	0	0	0	0	0	15.0	0	9.8
H26 年度	6.0	0.2	0	0.1	0.6	0.2	26.1	0	11.6

3.2.6 東濃鉍山

(1) 施設の概要

東濃鉍山の主要な設備等は、坑外に管理棟、受電設備、調査立坑巻揚設備、捨石集積場、鉍業廃棄物埋立場、沈殿池等がある。また、坑内は調査立坑、通気立坑、第 2 立坑の 3 つの立坑及び水平坑道等から構成されており坑道の総延長は 1,338m であり、坑内は全域が鉍山保安法に基づく放射線管理区域である。

東濃鉍山は第 2 期中期計画期間中に廃止措置に着手する施設として位置付けられており、平成 26 年度末迄に坑内全域を東濃鉍山産鉍石及び捨石等で充填し、坑口をコンクリートにて閉そくした。

(2) 実施状況

坑道充填にあたっては、水平坑道最深部からの充填となる事から、当初は調査立坑及び第 2 立坑を捨石等の充填材の搬入用に用い、水平坑道充填が終了した後は、それぞれの立坑を下部から充填する方法を採用した。

なお作業の進捗に伴い、順次機械化施工に変更し、作業の軽減化を図った。

廃止措置のスケジュールについては、東濃鉍山の廃止措置を本格化させるために、平成 22 年 10 月に“鉍山施設保全課”から“鉍山措置・施設管理課”に組織を改正し、坑内外の不用な資器材等の撤去を進め、平成 24 年 3 月 14 日に坑道充填作業に着手し、平成 27 年 2 月 27 日をもって完了した。

なお平成 27 年度以降については、地上設備の撤去や東濃鉍山産以外の鉍石等の措置を行いつつ、坑道充填が周辺環境へ与える影響度合いについて 5 年間程度はモニタリングを継続し、措置後の状況を確認する計画である。

図 3.37 に水平立坑部の充填作業、図 3.38 に立坑部の充填作業の状況を示す。



図 3.37 東濃鉱山の水平坑道部の充填作業



図 3.38 東濃鉱山の立坑部の充填作業

1) 平成 22 年度

平成 22 年 10 月より閉山措置として坑内外の設備等の撤去・処分手続及び東濃産以外の鉱石の坑道からの搬出の準備を行った。

2) 平成 23 年度

平成 22 年度に廃止措置に着手しており、不要な機材類の撤去作業等を実施するとともに、坑道充填（土砂等で坑道を埋める）を進めた。

3) 平成 24 年度

坑道充填作業に伴い約 1,000m³ の坑道充填作業や不要な資機材の撤去作業等を継続した。

4) 平成 25 年度

坑道充填作業に伴い約 1,650m³ の坑道充填作業や不要な資機材の撤去作業等を継続した。

5) 平成 26 年度

坑道充填措置については、充填作業を継続し、水平坑道、通気立坑、調査立坑及び第 2 立坑の充填及び坑口の閉そく作業を完了した。

本作業の進捗に合わせて、調査立坑及び第 2 立坑の昇降設備等不要な資機材の撤去を行った。これらの資機材の一部については、有価物として売却を行った。

今回の作業により、東濃鉱山坑道全域（坑道延長 約 1.3km）の坑道措置が完了した。

3.3 廃止措置を終了する施設

3.3.1 モックアップ試験室建家

(1) 施設の概要

モックアップ試験室建家は、使用済燃料の再処理技術の確立に必要な溶媒抽出法の試験を実規模の装置（モックアップ装置）で行うことを目的として、昭和 34 年に建設された施設である。昭和 36 年から硝酸ウラニル溶液を用いた溶媒抽出実験を開始し、昭和 39 年にはウラン濃縮装置が設置され、ウランの化学的同位体の研究が行われた。その後、昭和 44 年からは原子力及び放射線利用に係る教育研修を目的とした原子炉物理実験及び放射線測定実験に利用されてきた。このような施設利用の変遷を経て、平成 15 年に研究テーマの終了に伴い研究活動を終了した。

その後、建家を倉庫として利用するため、平成 17 年に、建家内に残存していた過去の使用による汚染を除去していたところ、図 3.39 に示す建家外の非管理区域の引込溝内部に汚染があることを確認した。さらに、平成 19 年には、引込溝に続く非管理区域の共同溝内部にも汚染があることを確認した。また、共同溝の浸透枘から漏えいした汚染により、共同溝及び引込溝の下部周辺の土壌にも汚染が残存していることを確認した。これら非管理区域の汚染について、平成 20 年 2 月 29 日に法令報告を行った。

上記経緯により、本施設は第 2 期中期計画中に廃止措置する施設に位置付けられ、共同溝及び引込溝の撤去並びにその下部周辺の汚染土壌を撤去し、建家内の管理区域を解除した後、建家を解体して第 2 期中期計画期間中に終了することとなった。

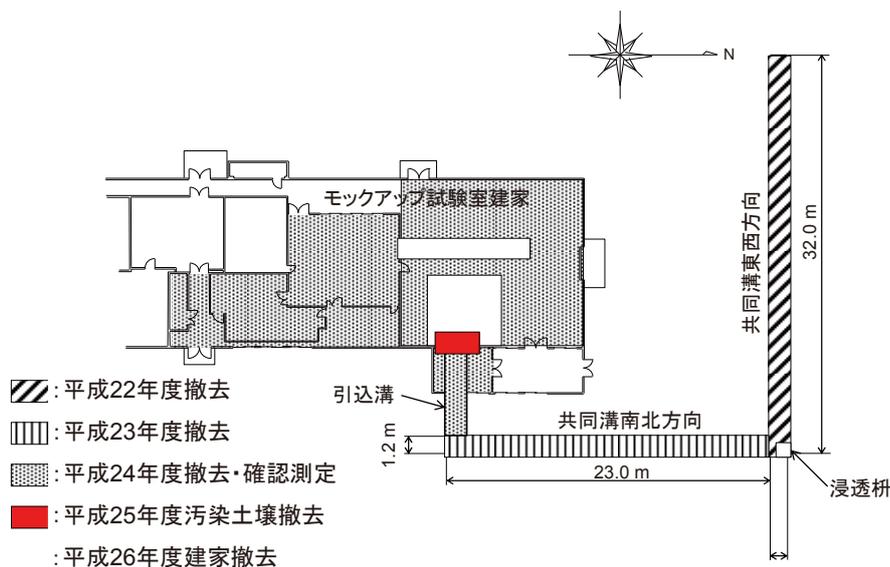


図 3.39 モックアップ試験室建家及び周辺共同溝の配置図

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

共同溝及び汚染土壌の撤去作業は東西方向と南北方向の共同溝及び引込溝の 3 か所で作業範囲を分けた。第 1 期作業として、東西方向の共同溝及びその下部周辺の汚染土壌を全て撤去し、汚染の無いことを確認して、当該範囲の管理区域を解除した。

①東西方向の共同溝及び汚染土壌の撤去作業

東西方向の共同溝（鉄筋コンクリート製）約 30m 及びその下部周囲の汚染土壌の撤去を平成 22 年 11 月 1 日から開始した。

撤去作業は、共同溝周辺の土壌を掘削して共同溝壁面の切断位置まで共同溝を露出させた後、東西方向の作業場所に仮設上屋を設置し、一時的な管理区域に指定して実施した。共同溝の撤去は、最初に汚染の無い上部を区画毎に乾式のコンクリートカッター等を用い切断して撤去し、確認測定で汚染の無いことを確認し、管理区域から搬出した。また、汚染が閉じ込められている下部については、高性能フィルタ付の局所排気装置を接続した汚染拡大防止囲いを設置した上で、エアブレーカー等を用いて破碎し鉄筋を取り除いて材質ごとに分別した。分別したコンクリート及び金属は放射性廃棄物として処置した。

共同溝撤去後に、その下部周囲に広がっていた汚染土壌については、土壌表面の汚染の有無を確認することにより、汚染範囲を特定しながら土壌を掘削して撤去した。この汚染範囲の特定と土壌の掘削を繰り返し行い、汚染土壌を全て撤去した。また、汚染土壌は放射性廃棄物として放射性廃棄物容器に収納し、放射性廃棄物処理場に搬出した。

②管理区域解除のための汚染測定作業

汚染の除去を終了した土壌表面の表面密度測定については、平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震により作業を中断し、当該区域は引き続き管理区域として管理を継続した。

2) 平成 23 年度

平成 22 年度に実施した第 1 期作業に引き続き第 2 期作業として、南北方向の共同溝及び汚染土壌を全て撤去し、汚染の無いことを確認して管理区域を解除した。なお、平成東北地方太平洋沖地震により一時中断した「東西方向の共同溝及び汚染土壌の撤去作業」を再開し、終了した。

①南北方向の共同溝及び汚染土壌の撤去作業

南北方向の共同溝（鉄筋コンクリート製）約 22m 及びその下部周囲の汚染土壌の撤去作業を終了した。

撤去作業は、平成 22 年度と同様の手順で行った。図 3.40 に作業状況の写真を示す。



東西方向共同溝撤去前



共同溝上部の撤去
(放射性廃棄物でない廃棄物)



汚染土壌の撤去



共同溝周辺の土壌掘削



共同溝下部の撤去
(汚染閉じ込め部)



管理区域解除のための測定

図 3.40 モックアップ試験室建家の作業の状況 (H23 年度)

②管理区域解除のための汚染測定作業

共同溝及び汚染土壌の撤去作業において、汚染の除去を終了した土壌表面の表面密度を測定して汚染が無いことを確認し、管理区域を解除した。

3) 平成 24 年度

平成 23 年度に引き続き第 3 期作業として、引込溝及びその下部周辺の汚染土壌及び建家内大実験室等の確認測定を行い汚染の無いことを確認して、当該範囲の管理区域を解除する計画で作業を進めたが、引込溝と建家基礎部との接続部の下部周辺の土壌に想定以上の汚染が広がっていることが確認された。

①引込溝及び汚染土壌の撤去

引込溝の上部には計算機室（非管理区域）が設置されており、引込溝及び汚染土壌の撤去作業の障害となるため、計算機室の解体撤去作業を実施した。計算機室外壁はアスベスト成形材が使用されていたため、作業員の曝露防止のため呼吸保護具等を着用して行った。アスベスト成形材は養生シート等で梱包し、割れた成形材は、ほうき等で回収し廃棄物専用袋に封入した。柱、基礎部分は鉄骨、コンクリートがそれぞれ使用されているため、材質ごとに分別して処分を行った。また、引込溝等を損壊しないよう慎重に解体作業を行った。

引込溝（鉄筋コンクリート製）約 11m 及びその下部の汚染土壌を撤去は、これまでの汚染土壌の撤去作業と同様の手順にて行った。図 3.41 に作業状況を示す。

引込溝撤去後、その下部周辺に広がっていた汚染土壌については、土壌表面の汚染の有無を確認することにより、汚染範囲を特定しながら土壌を掘削して撤去を進めていたが、引込溝のピット底部及び引込溝と建家基礎との接続部の下部周辺土壌に汚染が予想以上に広がっていることが確認された。このまま建家の基礎下部周辺の土壌の撤去を進めた場合、建家が倒壊する恐れがあるため、新たな安全対策及び工事方法を検討した上で、汚染土壌を全て撤去することとした。

引込溝のピット底部の汚染土壌の撤去は、作業を延長して 5 月 31 日までに終了した。



南北方向共同溝撤去前



共同溝上部の撤去
(放射性廃棄物でない廃棄物)



共同溝周辺の土壌掘削



汚染土壌の撤去



共同溝下部の撤去(汚染閉じ込め部)



管理区域解除のための測定

図 3.41 モックアップ試験室建家の作業の状況 (H24 年度)

②大実験室等の汚染除去及び測定

大実験室の床面はコンクリート等で約 30cm かさ上げされていたので、元床の汚染の有無を確認するため、コンクリートかさ上げ部の解体撤去を行った。かさ上げ部分の撤去後、元床を露出させ、汚染測定を実施し、汚染が確認された部分については、エアブレーカー等を用いてはつり除染を行った。除去したコンクリート等は放射性廃棄物として処置した。

一方、管理区域に指定されていた研修生実験室等の管理区域解除については、床材等を撤去し、汚染測定を実施したところ、汚染は確認されなかった。なお、撤去した床材等は、放射性廃棄物として処置した。

③建家基礎と引込溝接続部下部周辺の汚染土壌調査

建家基礎と引込溝接続部下部周辺の汚染状況について調査を実施したところ、建家基礎の周

辺土壌に汚染が有ることを確認した。安全上問題がない部分については汚染土壌の撤去、汚染測定を実施した。安全性の確保が難しい部分については作業計画を変更し、作業方法の検討後、汚染土壌の撤去作業を実施することとした。また、汚染が確認されたエリアについては、飛散防止のためにビニールシートで区画を行った。

④管理区域解除のための汚染測定作業

引込溝及び汚染土壌の撤去作業において、汚染の除去を終了した土壌については、表面密度測定を行い、汚染のないことを確認した。

4) 平成 25 年度

第 3 期作業で確認された、建家基礎と引込溝との接続部下部周辺の汚染土壌の撤去作業を開始し、モックアップ試験室建家の全ての管理区域解除作業を終了した。

①建家倒壊防止措置

大実験室の掘削に当たり、掘削範囲対象の支柱が沈下しないように、ワイヤーロープ及びチェーンブロックを用いて支柱の沈下防止措置を行った。また、建家の基礎底部の汚染土壌撤去後、基礎（フーチング）及び基礎梁に油圧ジャッキを設置し、倒壊防止措置を行った。

②大実験室の掘削

土壌を掘削する範囲の床コンクリートについて、重機等を用い破碎した。汚染の無い土壌（GLより約 1.5m）の掘削にあたっては、土壌崩落防止（矢板等）の措置を施し、重機及び人力にて慎重に掘削作業を行った。

③汚染土壌等の撤去

基礎底部土壌等の汚染土壌等を撤去した。

本作業では、汚染された土壌等を撤去するため、高性能フィルタ付の局所排気装置を接続した汚染拡大防止用の GH を設置し、一時的な管理区域に指定して撤去作業を実施した。汚染土壌（GLより約 1.5m から約 3m の間）については、土壌表面の汚染の有無を確認することにより、汚染範囲を特定しながら土壌を掘削して撤去した。この汚染範囲の特定と土壌の掘削を繰り返し行い、汚染土壌を全て撤去した。撤去した汚染土壌は放射性廃棄物として処置した。

基礎（フーチング）コンクリートについては、表面に汚染が検出されたためエアブレーカー等を用いてはつり除染を行った。除去したコンクリートは放射性廃棄物として処置した。

④管理区域解除のための汚染測定作業

汚染土壌等の撤去作業において、汚染の除去を終了した汚染土壌監視区域の土壌表面の表面密度測定を行い、汚染が無いことを確認した。

5) 平成 26 年度

建家の解体作業を平成 26 年 9 月から開始し、平成 27 年 2 月に終了した。跡地の埋め戻しに旧 JRR-3 のクリアランスコンクリートを使用した。第 2 期中期計画中の解体作業により発生した廃棄物量を表 3.13 に示す。

表 3.13 解体作業に伴って発生した廃棄物発生量（モックアップ施設）

(t)

	放射性廃棄物						非放射性廃棄物		
	解体廃棄物			付随廃棄物					
	金属類	コンクリート	その他	金属類	可燃物	難燃物	金属類	コンクリート	その他
H22 年度	0.85	74.73	0	0	0.84	0	0	45.0	0
H23 年度	0.50	48.46	0	0	0.86	0	0	28.3	0
H24 年度	0.94	102.03	0.02	0	1.30	0	0	16.8	0
H25 年度	0.54	21.19	0.58	0	0.53	0	0	0	0
H26 年度	0	0	0	0	0	0	300	1,950	240

3.3.2 保障措置技術開発試験室施設（SGL）

(1) 施設の概要

昭和 59 年に使用許可を受け、保障措置技術開発の一環として、六フッ化ウラン（UF6）濃縮度測定用「光吸収濃縮度モニターシステム」の研究開発を行ってきた。

平成 2 年 3 月に研究開発は終了し、使用していた六フッ化ウランは同施設で貯蔵してきたが、平成 22 年に使用の変更許可をうけ、研究開発に係り使用を終了した六フッ化ウランの安定化処理（六フッ化ウランをフッ化ウラニルとして固体化し、残った水分を除去）を本施設で実施した。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

維持管理を継続するとともに、燃料処理の安全性について検討評価し、核燃料物質の使用の変更許可を取得した。

2) 平成 23 年度

東北地方太平洋沖地震の被災により内壁等にひび割れが生じたが、SGL 建家の復旧を平成 23 年度内に完了するとともに、施設の維持管理を継続した。さらに、燃料の安定化処理の準備として、新燃料保管庫の据付及び関係部署との計画調整を行った。その結果、中期目標期間内に廃止措置を終了できる見通しを得た。

3) 平成 24 年度

日常及び毎月の巡視点検を行い、施設の維持管理を行った。また、平成 24 年 10 月から燃料

の安定化処理作業を開始した

4) 平成 25 年度

施設の維持管理を継続するとともに、廃止措置のための許認可手続を進めた。また、燃料の安定化処理作業を終了した。

5) 平成 26 年度

施設で保有する核燃料のホットラボへの搬出を終了し、廃止に係る使用変更許可申請の手続きを進めた。申請については新規制への対応を要することが確認されたため、年度内の許可取得は困難と判断した。このため廃止措置は完了できなかった。既に、燃料搬出が終了しているため、維持管理や安全確保の負担はかなり低減されている。

3.3.3 FP 利用実験棟 (RI 利用開発棟)

(1) 施設の概要

昭和 42 年 (1967 年) に、放射性同位元素・放射線の利用開発を目的に設置。放射化分析技術の開発、非破壊検査用密封線源の開発、放射線応用計測技術の開発・実用化を実施してきた。

平成 13 年 (2005 年) に、RI 利用開発棟の設備を撤去し、FP 利用実験棟のみを管理区域として利用してきた。

(2) 実施状況

1) 平成 22 年度

RI 使用の廃止のための変更届出を行い、平成 22 年度予定していたケーブル、貯蔵室のマニピュレータ等の機器、排水配管の撤去及び操作室を含めた範囲の排気ダクトの汚染検査を実施した。作業の様子を図 3.42 に示す。

2) 平成 23 年度

東北地方太平洋沖地震の被災により建家が使用禁止となったため、建家の復旧作業を進めた。

3) 平成 24 年度

「放射線施設の廃止に伴う措置の報告書」の届出手続を行い、平成 25 年 2 月 25 日に管理区域を解除し廃止措置を完了した。



給気ダクトなどの汚染確認状況



ホットセル内面の表面塗装剥離状況

図 3.42 FP 利用実験棟の廃止措置状況

4. 廃止措置技術開発

4.1 廃止措置エンジニアリングシステムの開発

(1) 概要

原子力機構では、老朽化や役割を終えた原子力施設の廃止措置を順次実施しており、今後、更に廃止措置の対象となる施設が増加することが予想される。そのため、廃止措置費用の低減を図りながら、安全で合理的な廃止措置を実施する必要がある。そこで、原子力機構での廃止措置の実績・知見を収集・分析し、人工数・廃棄物量・被ばく量等の廃止措置に関する管理データを精度よく評価できる廃止措置エンジニアリングシステム（図 4.1）を整備している。

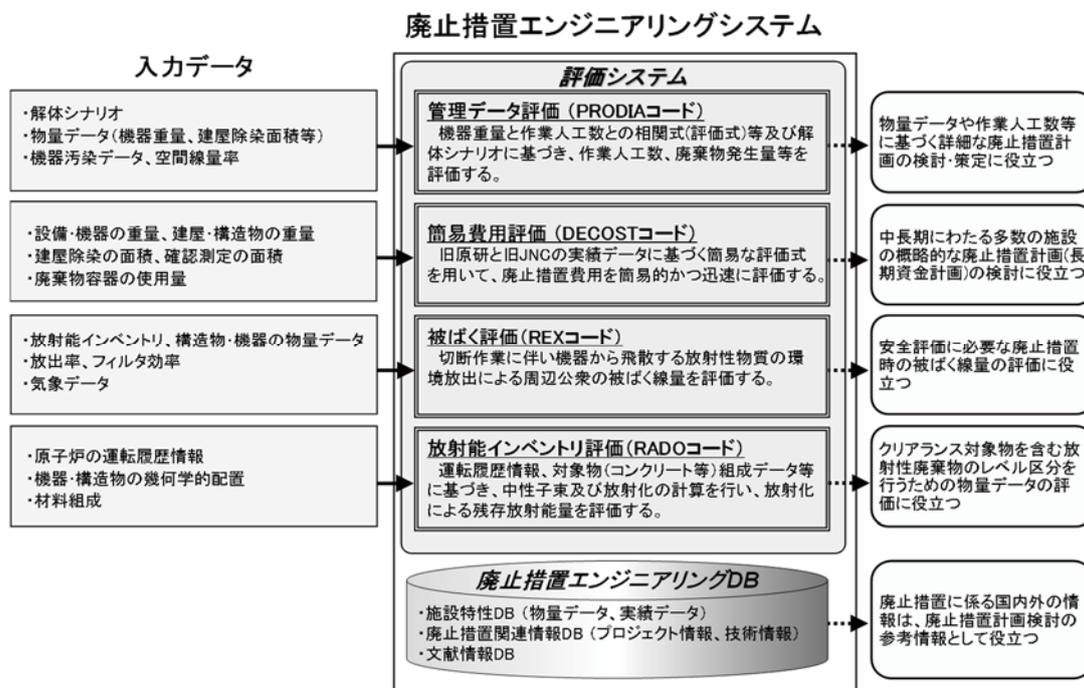


図 4.1 廃止措置エンジニアリングシステムの構成

(2) 実施状況

1) 解体実績データの収集

原子炉施設（ふげん）、核燃料物質使用施設（再処理特別研究棟、ホットラボ）、ウラン取扱施設（製錬転換施設、G棟、H棟）について、人工数・廃棄物量・付随廃棄物量・被ばく線量、解体手順等の情報を収集した。収集した情報は、施設特性データベースに登録した。施設特性データベースの登録件数は、平成 27 年 3 月現在機器 13,738 件、作業実績 162 件である。

2) 施設特性データベースの改良

解体実績データの一括登録機能を作成し、データ収集の手順を合理化することで、データ収集

にかかる作業を軽減した。一括登録機能でのデータ収集の手順は次の通りである。図 4.2 に解体実績データ一括登録概略図を示す。

- ①作業者が専用シートに作業日報を記入する。
- ②作業日報を集計した「日報集計ファイル」が自動で作成される。
- ③日報集計ファイルや、別途作成した廃棄物集計ファイル、付随廃棄物集計ファイルを、イントラネットを介してシステムにアップロードする。
- ④アップロードされた集計ファイルを一括で読み込み、データがシステムに登録される。

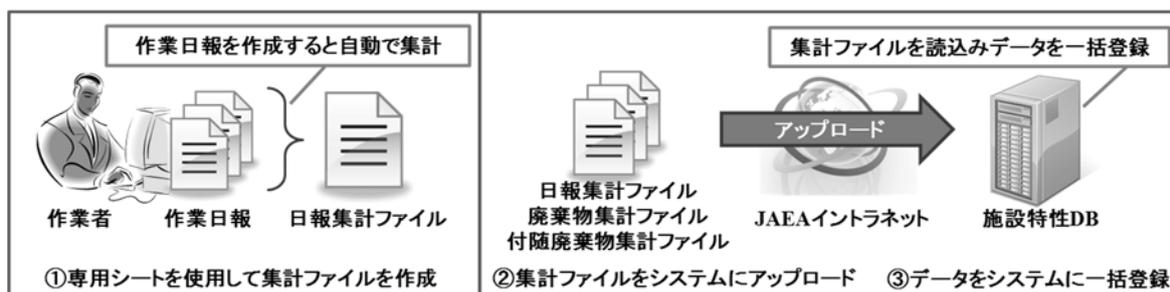


図 4.2 解体実績データ一括登録概略図

登録した解体実績データを用いた評価モデルの効率的な開発を支援するため、人工数、廃棄物、付随廃棄物の分析機能を作成した。この機能により、機器重量と人工数の相関関係の回帰分析、解体作業に伴い発生する廃棄物を収納したドラム缶等の収納容器の重量分布、収納効率として材質別に容器に収納される廃棄物重量をシステム上で評価することが可能となった。

3) 評価モデルの開発

大型炉の原子炉周辺設備の評価モデルを開発した。現場で解体する評価手法に加えて、規模の大きい機器を粗断し、細断用 GH へ移動させてから解体する「分割解体手順」に対応した評価モデルを作成することで、より実際の作業に近い状況进行评估することで評価精度を向上させた。評価結果と実績データとの差は第 3 給水加熱器について 9%、第 4 給水加熱器について 2%であった。図 4.3 に大型炉の原子炉周辺設備の評価モデルの Work Breakdown Structure (WBS) と分割解体手順の評価式を示す。

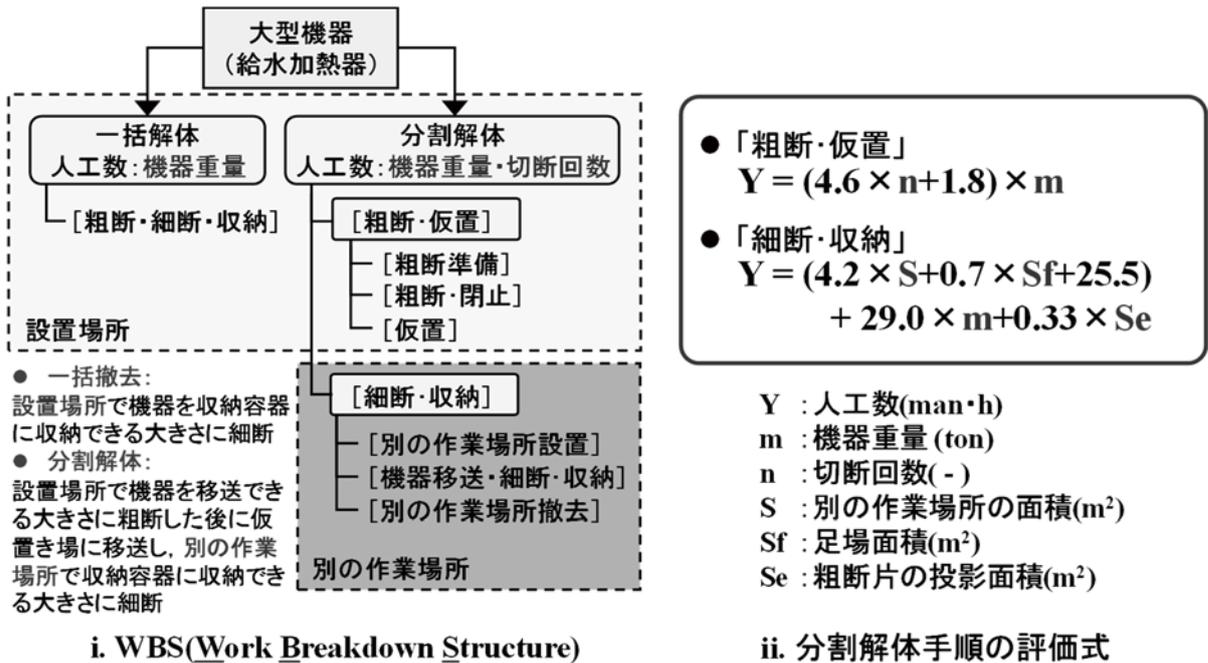


図 4.3 大型炉の原子炉周辺設備の評価モデル

また、核燃料物質使用施設への展開として、ウラン取扱施設のプロセス関連機器の評価モデルの開発、核燃料物質使用施設のグローブボックス群の評価モデルの開発を行った。

4.2 クリアランスレベル検認評価システムの開発

(1) 概要

原子力施設の廃止措置では放射性廃棄物等の多量の解体物が発生するため、原子力機構では、原子力施設で使用した資材等を放射性物質によって汚染された物でないものとして取り扱うことができるクリアランスを進めている。そこで、原子力施設で使用した資材等が放射性物質によって汚染された物でないものとして取り扱うことができるクリアランスレベルを満足していることを確認するクリアランス検認作業を効率的に実施するために、クリアランスレベル検認評価システム(図 4.4)を開発した。

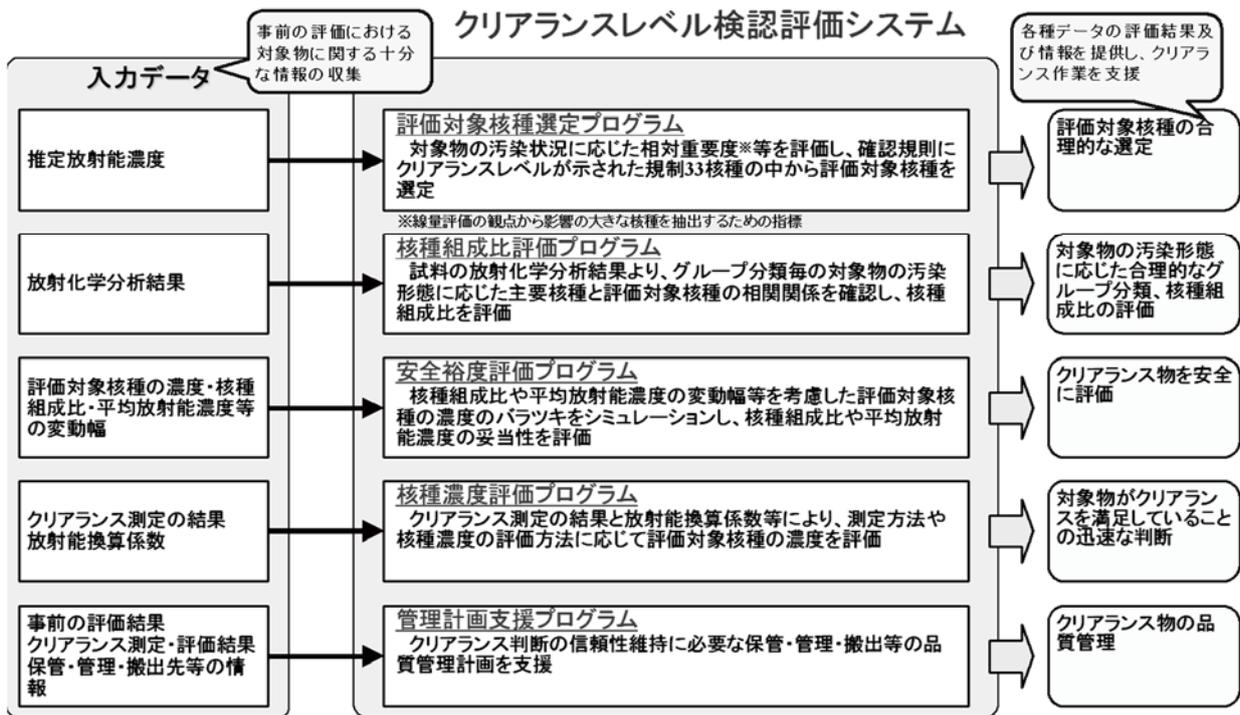


図 4.4 クリアランスレベル検認評価システムの構成

(2) 実施状況

第 2 期中期には、クリアランスレベル検認評価システムについて以下のような改良を行うとともに、原子力機構の原子力機構で進めているクリアランス作業に適用した。

1) システムの改良・本格運用

クリアランス対象物の測定・保管・搬入出等の記録を、イントラネットを介してサーバーに登録できる機能を持たせた。図 4.5 のように複数の作業場所で発生するクリアランス関連データを迅速に集約することで、クリアランス作業の効率化を図った。平成 27 年 3 月現在システムには約 2,700 件のクリアランスデータが登録されている。

平成 23 年にはクリアランス省令（製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則（平成十七年十一月二十二日経済産業省令第百十二号）及び試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則（平成十七年十一月三十日文部科学省令第四十九号）の改正により、評価対象核種にウラン 5 核種が追加され、ウランのクリアランスが制度化された。これに対応するため、システムに配分評価法（全 α 線等の計数を設定した配分係数で分配し、評価対象核種の放射エネルギーを求める評価法）を用いた評価機能を追加し、人形峠環境技術センターのウラン取扱機器のクリアランスにもシステムの適用性があることを確認した。

また、保管エリアの保管状況、容器の搬入出履歴の管理機能を追加することで、クリアランス対象物のトレーサビリティを確保し、クリアランス作業の信頼性の向上と、搬入出計画の策定支援を行った。

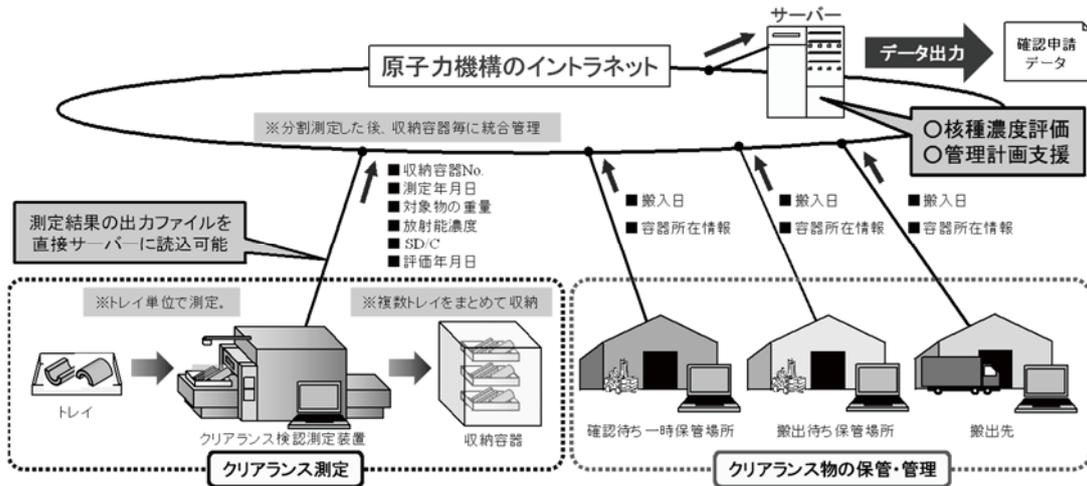


図 4.5 イン트라ネットを介したクリアランスデータの登録

2) 原子力機構のクリアランス作業へのシステムの適用

原子力機構では JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランスを実施し、国による確認を完了している。クリアランスの事前評価時に採取したサンプルの測定結果と実際のクリアランス測定結果について、システムを用いて放射能濃度の分布を比較し、事前評価方法の妥当性を確認した。事前に採取したサンプル (No.4 ピット) の ^3H 放射能濃度の平均値は 1.76Bq/g (データ数 80) であり、クリアランス測定結果の $1.66\pm 0.77\text{Bq/g}$ (データ数 390) と 1σ 以内で一致しており、事前評価のサンプル数や測定精度が妥当であったことが分かった (図 4.6)。

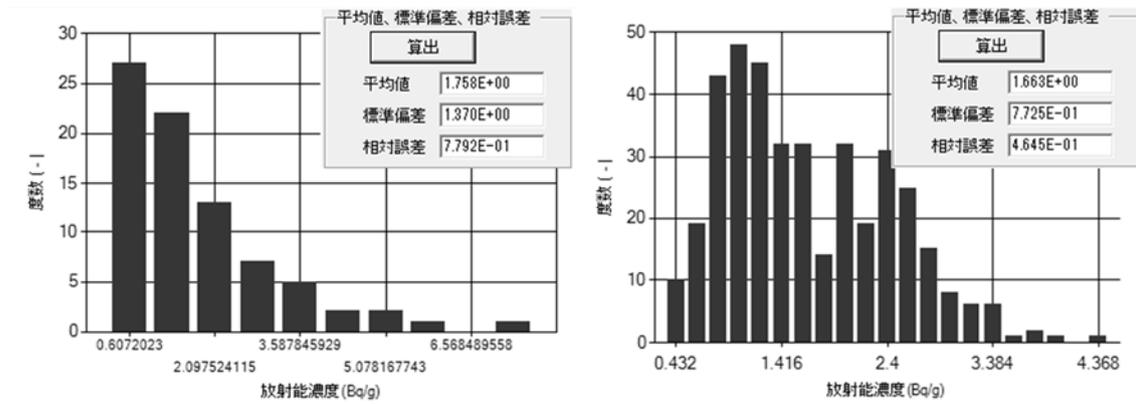


図 4.6 システムによる ^3H 放射能濃度分布の分析結果 (No.4 ピットの例)
(左：事前評価時に採取したサンプル、右：クリアランス測定結果)

クリアランス認可のための事前評価の支援として、ふげんのクリアランス検認測定装置について、クリアランス検認システムの安全裕度評価プログラムを用いて解析計算により線源の設置位置による測定効率の違いを評価し、測定値の安全率を設定、クリアランスの「測定・評価方法の設定」に反映した。

4.3 「ふげん」における原子炉本体解体技術開発

(1) 概要

「ふげん」の原子炉本体は、224本の圧力管（Zr-2.5%Nb）とカランドリア管（Zry-2）、減速材の重水を貯留するカランドリアタンク（ステンレス鋼）等から構成されており、軽水炉に比べて構造が複雑である。また、炉心構造材は、中性子による放射化が進んでいるため、遠隔・自動化による解体作業が必要となる。このため、原子炉本体を模擬したコールドモックアップ試験で、解体方法・手順を十分に検討し、切断技術、遠隔解体技術、解体物の把持技術、自動化技術等についての実用性等を評価する。また、開発した各技術を統合して、性能等を総合的に評価するとともに、安全評価用のデータも整備する。

(2) 実施状況

「ふげん」においては、原子炉解体に適した工法を文献等により調査し、有力な工法については切断試験を行って、二次廃棄物発生量、粉じんの移行率、材質の違いによる影響等のデータを収集している。原子炉本体は原子炉内が狭隘構造であること、各構造材の板厚に違いがある。これらの特徴を考慮して、国内外での実績調査や各工法の切断試験結果等の取りまとめ及び評価を行い、切断工法として、アブレイシブウォータージェット（以下「AWJ」という）工法、プラズマアーク工法及びファイバーレーザー工法の3工法を候補として選定した。AWJ切断及びプラズマアーク切断の各工法については、海外でも実績があり、狭隘構造にも適用できる小型ヘッドの開発が既に行われている。特にAWJ切断においては、「ふげん」の最大板厚である150mmの切断を実証している。ただし、これら2つの工法は、レーザー切断工法と比較し、二次廃棄物の発生量が多い特徴がある。このため、工期短縮及び二次廃棄物発生量の低減の観点から技術開発要素があるレーザー切断工法について、狭隘で稠密な「ふげん」の炉内に適用できる小型ヘッドの試作及び切断試験を行った。この結果、レーザー切断工法の優位性が確認できたことから、レーザー切断工法を基幹工法として確定することとした。

選定したレーザー切断工法及び原子炉周辺の遮へい体やコンクリートブロック等も切断可能なダイヤモンドワイヤーソー切断工法による工期短縮や遠隔制御等を考慮した原子炉解体手順を作成した。

原子炉本体解体は、高放射線下のため遠隔解体となることから、解体前に実機規模の解体環境を模擬した装置によるモックアップ実証試験を実施する。第2期中期では複雑で狭隘な構造を有する原子炉を水中遠隔で解体を実証するモックアップ装置のうち水中タンクの製作設計を行うとともに、建屋への設計条件を整理した。

4.4 Pu-2での廃止措置技術開発

(1) 概要

現在、GBの解体撤去作業はエアラインスーツ作業により行っている。本技術は確立されているが、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。

解体作業時の安全性向上を目的に、遠隔解体技術としてロボットアームによる解体作業への適用性検討、2次廃棄物発生量の低減のための廃棄物容器の開発及び適用性検討を実施した。

4.4.1 遠隔解体技術

(1) 実施状況

1) 遠隔解体技術

遠隔操作機器により GB 構成材の切断などを行うことで、精神的、肉体的負荷の大きなエアラインスーツ作業の負荷軽減、被ばくの低減を図ることが期待できる。そこで解体作業の安全性向上、効率化を目的に、ロボットアームを用いた遠隔解体技術の適用性について検討した。

まず、ロボットアームにより代替可能な作業項目を特定するために、現状の GB 解体撤去作業の項目を整理した後、ロボットアームの特性や操作性の把握、課題の整理を行い、ロボットアームの特性・能力を最大限活用するための周辺機器（吸盤型エンドエフェクタ、切断テーブル、油圧カッタ、衝撃緩衝用の把持治具など）を整備しながら、ロボットアームにより代替可能な作業項目を特定した。具体的には、GB 構成材であるアクリルパネル、SUS 平板については、吸盤型エンドエフェクタにより吸着した切断対象物を切断テーブルにセットする方法により、確実に細断が可能となった。また、支柱、アングルなどの長尺物については、油圧カッタを切断対象物にあてがうことで切断が可能となった。また、切断対象物をロボットアームで把持し、固定した油圧カッタにあてがうことでも切断が可能となった（図 4.7）。油圧カッタ使用時の反力を吸収するための衝撃緩衝用の把持治具が有効であることを確認できた。

これまでの開発を通じて、ロボットアームの活用方法を設定し、GH の細断エリアなどの設計、周辺機器との組み合わせ、周辺機器へのさまざま機能付加を行うことにより、実際の解体撤去作業への適用が可能であるとの見通しを得た。

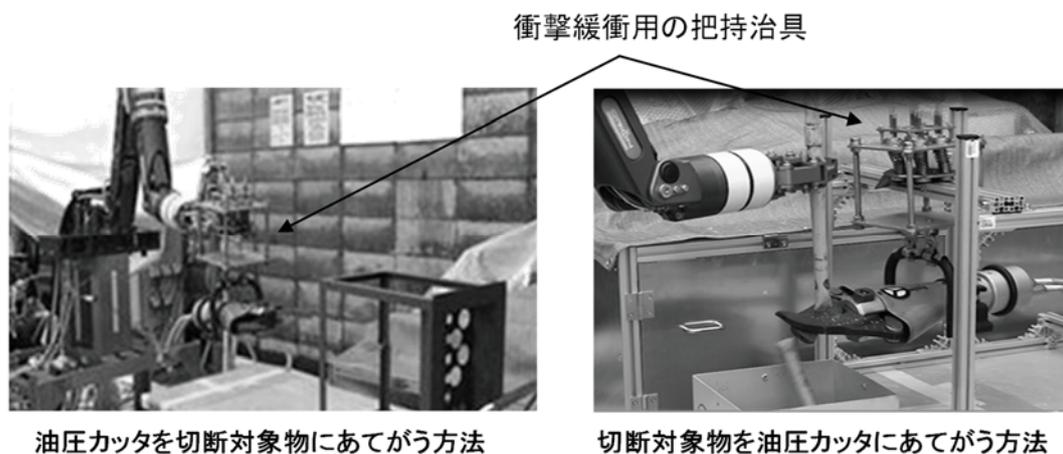


図 4.7 ロボットアームを利用した解体

4.4.2 廃棄物発生量低減化技術

(1) 実施状況

GB の解体撤去作業において、内装機器類や GB 缶体などは、エアラインスーツ作業により切断・細断され、切断面などの鋭利な箇所を養生し、梱包したうえで、ドラム缶やコンテナなどの廃棄物容器に収納している。解体廃棄物の養生・梱包を施さずに、切断・細断した状態のまま、廃棄物容器に直接収納して、廃棄物処理施設に持ち込むことができれば、2 次廃棄物の低減はもとより、エアラインスーツ作業者の負担軽減、作業の効率化につながることを期待される。そこ

で、解体廃棄物を直接収納することができ、かつ、繰り返し利用することができるような、廃棄物容器（ダイレクトインドラムシステム（DDS））の開発に取り組んだ。

DDS は、汚染コントロールを行いながら解体用 GH の廃棄物搬出ポートとの脱着が容易に行えるダブルカバーポートを有するドラム缶の容器を採用した（図 4.8）。

DDS の試作、コールド試験、改良を行ったうえで、実際の GB 解体撤去用の GH に接続し、ホット試験を実施した。ホット試験の結果、ダブルカバーポートのパッキン部に汚染が検出され、除染することは可能であったが、着脱を繰り返して行うにしたがって、除染に長時間を要する結果となった。また、容器の接続、廃棄物の収納から、汚染検査、除染、廃棄物の切り離しを行う中で、除染や汚染検査に要する時間が、一連の動作の中で支配的であり、予想以上に除染等に時間を要する結果となった。

ホット試験の結果から、微細な MOX 粉末を取り扱う施設での廃棄物容器としての適用は難しいと考えられるが、プルトニウムの汚染レベルが限定的であると考えられる廃棄物取扱施設やウラン系施設などにおいて、限定的に使用することは可能であるものと考えられる。

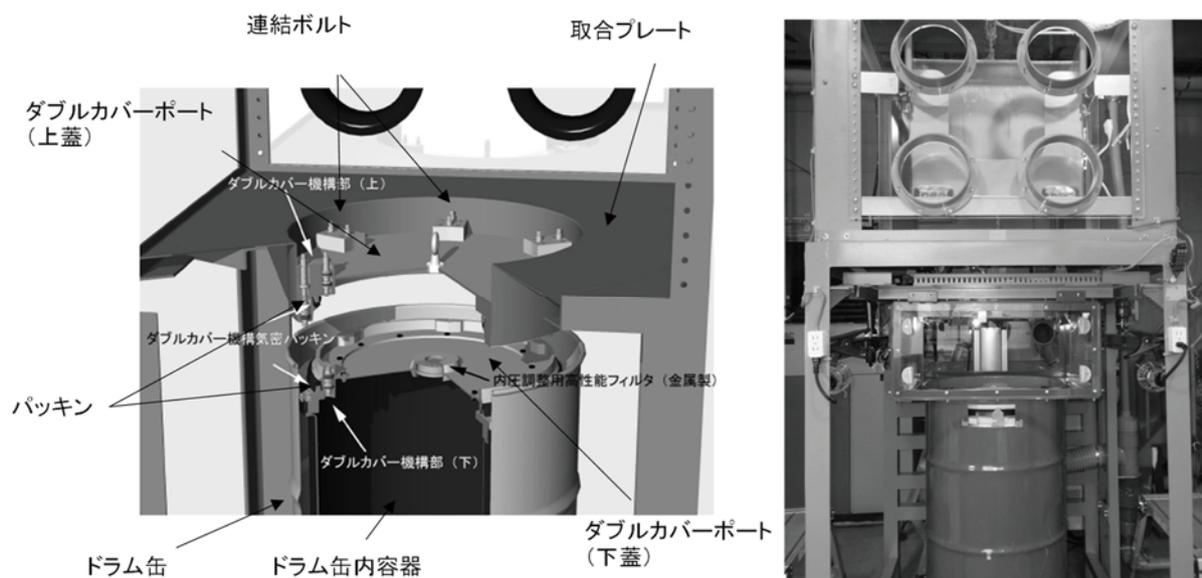


図 4.8 ダイレクトインドラムシステムの概念図

5. 廃止措置に関する公開情報

第2期計画期間中の原子力施設の廃止措置及び技術開発を通して行った公開情報を以下に示す。

これまでの廃止措置に関する作業の状況、実施結果、関連データを等とりまとめ、以下の雑誌、プロシーディング等で成果を公開及び発表しました。また、ふげんの廃止措置に関して以下の特許等を取得しました。

5.1 公開文献

当該期間に行った廃止措置に関する公開文献は、61件である。

JRTF：3件、東海地区ウラン濃縮施設：2件、ふげん：20件、製錬転換施設：11件、Pu第2開発室：4件、東濃鉱山：4件、廃止措置エンジニアリングの開発：15件、クリアランス検認システムの開発：2件

(1) JRTF の廃止措置に関する公開文献

- 1) 金山 文彦、“Dismantling method of fuel cycle facilities obtained by dismantling of the JRTF”、Proceedings of ICEM2010、10/3～6、つくば市、2010.
- 2) 金山 文彦、萩谷 和明、砂押 瑞穂、村口 佳典、里見 慎一、根本 浩一、照沼 章弘、白石 邦生、伊東 慎一、“再処理特別研究棟 廃液貯槽 LV-2 の一括撤去作業 その2(撤去作業)”、JAEA-Technology 2011-011、日本原子力研究開発機構、2011.
- 3) 村口 佳典、金山 文彦、臼井 秀雄、出雲 沙理、立花 光夫、“再処理特別研究棟の廃止措置—グローブボックス群の解体作業に関する管理データの分析 I—”、JAEA-Technology 2012-035、日本原子力研究開発機構、2012.

(2) 東海地区ウラン濃縮施設の廃止措置に関する公開文献

- 1) 中西 良樹、青山 佳男、野中 一晴、曾根 智之、中澤 修、田代 清、“水蒸気改質処理試験装置の腐食対策”、JAEA-Testing 2011-008、日本原子力研究開発機構、2011.
- 2) 中川 明憲、曾根 智之、佐々木 紀樹、中澤 修、田代 清、“Performance of Steam Reforming Technology in a Long Term Treatment of Waste TBP/dodecane”、Proceedings of International Waste Management Symposia 2011 (WM2011)、2011.3.

(3) 「ふげん」の廃止措置に関する公開文献

- 1) 中村 保之、“The Study on AWJ for Predicting the cutting Performance and Monitoring the cutting Situation in the water”、ASME Journal of Engineering for Gas Turbines and Power.
- 2) 佐野 一哉、“Study of LPOP Residue on resin mineralization and solidification”、Proceedings of The 13th International Conference on Environmental and Radioactive Waste Management.

- 3) 佐野 一哉、“水中レーザー切断による原子炉解体技術”、社団法人日本溶接協会の機関誌月刊「溶接技術」平成 23 年 7 月号.
- 4) 佐野 一哉、“レーザーを用いる原子炉解体技術の開発”、レーザー加工学会誌、Vol.19,No1.
- 5) 浜田 宣幸、“クリアランスのためのウェットブラスト除染性能確認試験”、デコミッションング技報.
- 6) 佐野 一哉、“STUDY OF LPOP RESIDUE ON RESIN MINERALIZATION AND SOLIDIFICATION”、富士電機 HP 及び富士電機アメリカ HP.
- 7) 田尻 剛司、“Decommissioning of Fugen Nuclear Power Station”、日本の原子炉廃止措置の現状.
- 8) 片野 好章、“JAEA/DOE 共同プロジェクト-統合 PNAR・SINRD 装置によるふげん使用済燃料集合体中の Pu 量測定試験-での JAEA 側実施状況”、Proceedings of INMM 53rd annual Meeting.
- 9) 杉原 健太、“NUMERICAL SIMULATION OF THERMOHYDRAULIC CHARACTERISTICS OF DROSSEJECTION PROCESS IN LASER STEEL CUTTING”、Proceedings of 20th International conference on Nuclear Engineering and the ASME 2012 Power Conference(ICONE-20&POWER 2012).
- 10) 片野 好章、“統合 PNAR/SINRD 装置による「ふげん」使用済燃料プルトニウム量の測定試験準備状況について”、核物質管理学会(INMM)日本支部第 33 回年次大会論文集 (インターネット).
- 11) 高橋 秀孝、“重水型発電用原子炉”、電気工学ハンドブック.
- 12) 林 健太、“JAEA/USDOE 共同研究 PAS24 にてふげんで実施した Pu-NDA 装置(統合 PNAR+SINRD)によるふげん使用済燃料の実測定及び事前に実施したリハーサルについて”、Proceedings of INMM 54th Annual Meeting (Internet).
- 13) 水井 宏之、“基礎架台コンクリート等への放射性物質等の浸透性に係る検討”、財団法人若狭湾エネルギー研究センター研究年報平成 24 年度第 15 巻.
- 14) 大谷 洋史、“減容安定化処理したイオン交換樹脂の均質・均一固化体製作技術調査”、財団法人若狭湾エネルギー研究センター研究年報平成 24 年度第 15 巻.
- 15) 手塚 将志、“The Development of Thermal and Mechanical Cutting Technology for the dismantlement of the Internal Core of Fukushima Daiichi NPS”、原子力学会論文誌.
- 16) 阿部 輝宜、“ステンレス鋳鋼の熱時効脆化推定法の検討”、Electronic Journal of Advanced Maintenance.
- 17) 安藤 亮介、“ふげん配管減肉の調査”、Electronic Journal of Advanced Maintenance.
- 18) 水井 宏之、“基礎架台コンクリート等への放射性物質等の浸透性調査”、公益財団法人若狭湾エネルギー研究センター研究年報平成 25 年度.
- 19) 大谷 洋史、“低減容処理灰化樹脂の均質・均一固化体製作技術調査”、公益財団法人若狭湾エネルギー研究センター研究年報平成 25 年度.
- 20) 岩井 紘基、“The Study on Application of Laser Technology for the Reactor Core Dismantling”、International Conference on Laser Application in Nuclear Engineering.

(4) 製錬転換施設の廃止措置に関する公開文献

- 1) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の実績データ報告書；平成 20 年度”、JAEA-Data/Code 2010-003、日本原子力研究開発機構、2010.
- 2) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の進捗状況；平成 21 年度上半期”、JAEA-Technology 2010-002、日本原子力研究開発機構、2010.
- 3) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の進捗状況；平成 21 年度下半期”、JAEA-Technology 2010-032、日本原子力研究開発機構、2010.
- 4) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の実績データ報告書；平成 21 年度”、JAEA-Data/Code 2010-024、日本原子力研究開発機構、2011.
- 5) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の進捗状況；平成 22 年度上半期”、JAEA-Technology 2011-017、日本原子力研究開発機構、2011.
- 6) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の進捗状況；平成 22 年度下半期”、JAEA-Technology 2011-024、日本原子力研究開発機構、2011.
- 7) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の実績データ報告書；平成 22 年度”、JAEA-Data/Code 2011-012”、日本原子力研究開発機構、2011.
- 8) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の進捗状況；平成 23 年度上半期”、JAEA-Technology 2012-005、日本原子力研究開発機構、2012.
- 9) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の実績データ報告書；平成 23 年度”、JAEA-Data/Code 2012-026、日本原子力研究開発機構、2013.
- 10) 杉杖典岳、森本 靖之、徳安 隆志、田中 祥雄、“製錬転換施設廃止措置プロジェクトの進捗状況”、日本原子力学会和文論文誌, Vol.12、No.3、2013、pp.242-256.
- 11) 製錬転換施設廃止措置成果編集委員会、“製錬転換施設における廃止措置の実績データ報告書；平成 24 年度使用済流動媒体貯槽の撤去作業”、JAEA-Data/Code 2014-006”、日本原子力研究開発機構、2014.

(5) Pu-2 の廃止措置に関する公開文献

- 1) 家村 圭輔、綿引 政俊、“平成 22 年度 バックエンド関連業務報告会資料集”、JAEA-Review 2010-048、pp.115-124、pp.125-132、日本原子力研究開発機構、2010.
- 2) 家村 圭輔、中井 宏二、綿引 政俊、北村 哲浩、鈴木 一敬、青木 義一、“プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置について”、デコミッショニング技報、No.43、2011、pp.2-9.
- 3) 綿引 政俊、赤井 昌紀、中井 宏二、家村 圭輔、吉野 正則、平野 宏志、北村 哲浩、鈴木 一敬、“グリーンハウス方式によるグローブボックス解体撤去工法の改良”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.11、No.1、2012、pp.101-109.
- 4) Meiji Kuba, Masatoshi Watahiki, Hiroshi Hirano, Shinnichiro Ishikawa, Hisato Sato, “Status and Future Plan of Decommissioning of the Plutonium Fuel Fabrication Facility”, Online Proceeding of Waste Management Symposia 2014, Phoenix, Arizona, USA, 2014.

(6) 東濃鉍山の廃止措置に関する公開文献

- 1) 鈴木 一、花木 達美、“東濃鉍山閉山措置実施計画書 ー計画検討とりまとめー”、JAEA-Technology 2010-006、日本原子力研究開発機構、2010.
- 2) 花木 達美、永崎 靖志、鈴木 一、“東濃鉍山閉山措置実施計画書”、JAEA-Technology 2012-002、日本原子力研究開発機構、2012.
- 3) 笹尾 英嗣、“東濃鉍山の閉山措置に伴う周辺環境における被ばく評価に関する検討”、JAEA-Research 2012-011、日本原子力研究開発機構、2012.
- 4) 鉍山措置課（笹尾 英嗣）、“東濃鉍山安全性評価検討委員会（会議資料）”、JAEA-Review 2012-016、日本原子力研究開発機構、2012.

(7) 廃止措置エンジニアリングシステムの開発に関する公開文献

- 1) 立花 光夫、白石 邦生、石神 努、“原子力施設廃止措置費用簡易評価コードの開発”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.9, No. 3, pp. 271-278 (2010).
- 2) 立花 光夫、福島 正、石神 努、“原子力施設の廃止措置にかかわる管理データの収集マニュアル”、JAEA-Testing 2010-001.
- 3) 芝原 雄司、立花 光夫、石神 努、泉 正憲、南光 隆、“ふげん発電所の機器撤去に掛かる人工数評価モデルの検討-1 第 3・4 給水加熱器室の機器撤去の解体工程”、JAEA-Technology 2010-033.
- 4) 芝原 雄司、泉 正憲、南光 隆、立花 光夫、石神 努、“Study on Evaluation Models of Management Data for Decommissioning of FUGEN”、ICEM 2010.
- 5) 芝原 雄司、立花 光夫、泉 正憲、南光 隆、“ふげん発電所の機器撤去に掛かる人工数評価式の検討-2 第 3・4 給水加熱器室の機器撤去の準備・後処理工程”、JAEA-Technology 2011-010.
- 6) 臼井 秀雄、出雲 沙理、芝原 雄司、森本 靖之、徳安 隆志、高橋 信雄、田中 祥雄、杉杖 典岳、立花 光夫、“Study on Evaluation of Project Management Data for Decommissioning of Uranium Refining and Conversion Plant”、WM2012.
- 7) 芝原 雄司、石神 努、森下 喜嗣、柳原 敏、有田 裕二、“原子力施設の廃止措置にかかわる研究(共同研究)”、JAEA-Technology 2011-021.
- 8) 村口 佳典、金山 文彦、臼井 秀雄、出雲 沙理、立花 光夫、“再処理特別研究棟の廃止措置ーグローブボックス群の解体作業に関する管理データの分析 Iー”、JAEA-Technology 2012-035.
- 9) 芝原 雄司、石神 努、森下 喜嗣、柳原 敏、有田 裕二、“原子力施設の廃止措置にかかわる研究 II ーAHP による最適な解体シナリオの検討ー(共同研究)”、JAEA-Technology 2012-038.
- 10) 立花 光夫、出雲 沙理、杉杖 典岳、Park, S.-K.、“Analysis of Dismantling Activities of Rotary Kiln for Benchmark Tests”、DD&R2012.
- 11) 芝原 雄司、石神 努、森下 喜嗣、柳原 敏、有田 裕二、“原子力施設の廃止措置における大型機器解体シナリオの最適化に関わる検討 プロジェクト管理データ評価システムの「ふ

げん」廃止措置への適用性の評価結果に基づく検討”、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 12, No. 3, p. 197-210 (2013).

- 12) 出雲 沙理、臼井 秀雄、立花 光夫、森本 靖之、高橋 信雄、徳安 隆志、田中 祥雄、杉杖 典岳、“Development of Evaluation Models of Manpower Needs for Dismantling the Dry Conversion Process-related Equipment in Uranium Refining and Conversion Plant (URCP)”、ICEM2013.
- 13) 窪田晋太郎、出雲沙理、臼井秀雄、川越浩、香田有哉、南光隆、“ふげん発電所の機器撤去に係る人工数評価式の検討-3 復水器等の撤去の解体工程”、JAEA-Technology 2014-022、2014.7.
- 14) 出雲沙理、臼井秀雄、窪田晋太郎、立花光夫、川越浩、高橋信雄、森本靖之、徳安隆志、田中祥雄、杉杖典岳、“製錬転換施設の機器撤去に係る人工数評価式”、JAEA-Technology 2014-021、2014.7.
- 15) Mitsuo Tachibana, Katsumi Kishimoto, Kunio Shiraiishi, “Experiences on Research Reactors Decommissioning in the NSRI of the JAEA”, International Nuclear Safety Journal, Vol.3, Issue 4, pp.16-24, 2014.11.

(8) クリアランスレベル検認評価システムの開発に関する公開文献

- 1) 立花光夫、“Development of CLEVES for Clearance Activities in JAEA”、DD&R 2010
- 2) 窪田晋太郎、臼井 秀雄、川越 浩、“クリアランスレベル検認評価システムの開発 II クリアランスデータ管理システムの構築”、JAEA-Data/Code 2014-010、2014.06.

5.2 口頭発表

当該期間に機構の廃止措置について行なった口頭発表は、119 件であり、その内訳は以下の通りである。

JRTF：4 件、東海地区ウラン濃縮施設：7 件、ふげん：74 件、製錬転換施設：17 件、東濃鉦山：1 件、廃止措置エンジニアリングシステムの開発：12 件、クリアランスレベル検認評価システムの開発：4 件

(1) JRTF の廃止措置に関する口頭発表

- 1) 中塩 信行 他、“再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体：(1)解体計画の概要”、日本原子力学会秋の大会、2013、予稿集 P04.
- 2) 村口 佳典、“再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体：(2)解体前準備作業”、日本原子力学会秋の大会、2013、予稿集 P05.
- 3) 三村 竜二 他、“再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体：(4) LV-1 内残渣の除去作業計画”、日本原子力学会秋の大会、2014、予稿集 D16.
- 4) 中塩 信行 他、“再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体：(5) LV-1 内における残渣除去作業及び除染作業について”、日本原子力学会秋の大会、2014、予稿集 D17.

(2) 東海地区ウラン濃縮施設の廃止措置に関する口頭発表

- 1) 清水 恒輝 他、“水蒸気改質処理法による有機廃溶媒の長期連続処理”、六ヶ所・核燃料サイクルセミナー、2014.7.
- 2) 岡留 善裕 他、“高温フィルタの閉塞に係る対策検討”、平成 26 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会、2014.4.
- 3) 佐々木 悠 他、“ガス化燃焼処理法を用いた混合廃棄物の処理技術開発”、日本原子力学会 2014 年春の年会、2014.3.
- 4) 青山 佳男 他、“ガス化燃焼処理法を用いた混合廃棄物の一括処理に向けた基礎試験,1”、日本原子力学会 2013 年秋の大会、2013.9.
- 5) 岡留 善裕 他、“ガス化燃焼処理法を用いた混合廃棄物の一括処理に向けた基礎試験,2; 処理試験”、日本原子力学会 2013 年秋の大会、2013.9.
- 6) 曾根 智之 他、“焼却時の挙動試験”、日本原子力学会 2012 年春の年会、2012.3.
- 7) 青山 佳男 他、“リン酸エステル油に対する水蒸気改質処理の適用性検討”、日本原子力学会 2010 年秋の大会、2010.9.

(3) 「ふげん」の廃止措置に関する口頭発表

- 1) 石倉 康治、“原子炉廃止措置研究開発センターにおける ALALA の取組み”、ISOE 報告会.
- 2) 岩井 正樹、“「ふげん」の廃止措置と設備維持管理”、第 23 回原子炉施設デコミッションング技術講座.
- 3) 森下 喜嗣、“原子炉施設の廃止措置-ふげんの廃止措置状況”、日本原子力学会バックエンド部会「バックエンド週末基礎講座」.
- 4) 松嶋 聡、“ふげん廃止措置におけるトリチウム除去開発”、9th International Conference on Tritium Science and Technology.
- 5) 尾崎 信治、“ふげんの廃止措置状況”、原子力デコミッションング研究会.
- 6) 中村 保之、“「ふげん」原子炉解体技術の検討状況-熱的及び機械的切断工法による比較評価”、日本原子力学会 2011 年春の年会.
- 7) 林 宏一、“「ふげん」におけるクリアランス対象物の放射能濃度の評価方法の検討”、日本原子力学会 2011 年春の年会.
- 8) 岩井 紘基、“熱的及び機械的切断工法による原子炉構造材の粉じん挙動評価”、日本原子力学会 2011 年春の年会.
- 9) 石倉 康治、“「ふげん」におけるトリチウムの管理技術”、日本原子力学会 2011 年春の年会.
- 10) 尾崎 信治、“「ふげん」廃止措置の概要”、日本原子力学会 2011 年春の年会.
- 11) 松嶋 聡、“ふげんの廃止措置におけるトリチウム低減対策”、日本原子力学会 2011 年春の年会 企画セッション.
- 12) 岩井 正樹、“21 世紀における原子力発電炉廃止措置のあり方に関する調査委員会”、第 3 回廃止措置技術セミナー.
- 13) 忽那 秀樹、“「ふげん」の廃止措置の状況”、敦賀商工会議所廃止措置研究会合同分科会.
- 14) 岩井 紘基、“多関節式把持装置の設計・試作”、原子力機構第 23 回オープンセミナー.

- 15) 忽那 秀樹、“クリアランス金属の再生品の実用化製品調査・試作”、原子力機構第 23 回オープンセミナー。
- 16) 水井 宏之、“小口径配管の縦割工具の試作”、原子力機構第 23 回オープンセミナー。
- 17) 林 宏一、“「ふげん」のクリアランスに係る測定方法及び評価 (1)汚染状況の調査結果による適用性検”、討日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 18) 水井 宏之、“「ふげん」のクリアランスに係る測定方法及び評価 (2)評価対象核種選定のための推定放射エネルギー等の検討”、日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 19) 川越 慎司、“「ふげん」のクリアランスに係る測定方法及び評価 (3)クリアランスモニタ性能評価”、日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 20) 浜田 宣幸、“「ふげん」のクリアランスに係る測定方法及び評価 (4)手動式除染装置の除染性能試験”、日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 21) 佐野 一哉、“原子炉構造材へのレーザー切断技術適用に向けた研究開発 (1)レーザー切断技術研究開発の全体計画”、日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 22) 中村 保之、“原子炉構造材へのレーザー切断技術適用に向けた研究開発 (3)原子炉解体へのレーザー切断技術の適用性確認試験”、日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 23) 毛利 直人、“原子炉構造材へのレーザー切断技術適用に向けた研究開発 (4)レーザー気中切断における粉じん挙動試験”、日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 24) 佐藤 有司、“放射性物質等不純物含有テトラクロロエチレン廃液の無害化処理方法の改善”、日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 25) 手塚 将志、“「ふげん」を対象とした大型機器の最適解体シナリオの検討について (1)「ふげん」での大型機器解体の概要”、日本原子力学会 2011 年秋の大会。
- 26) 忽那 秀樹、“ふげんの廃止措置の状況”、敦賀商工会議所 廃止措置研究会 役員会。
- 27) 森下 喜嗣、“ふげんの廃止措置事業計画-地域との連携を考慮した取組み”、日本原子力情報センター平成 23 年度特別企画講座原子炉廃止措置技術-国内外の取組み事例を中心として。
- 28) 中村 保之、“レーザー切断技術の標準化に向けた研究開発 (2)厚板鋼材切断に向けたレーザー切断条件最適化検討”、日本原子力学会 2012 年春の年会。
- 29) 佐野 一哉、“原子炉解体に係るレーザー切断技術開発計画と適用性試験状況”、平成 23 年度多元技術融合光プロセス研究会第 5 回研究交流会。
- 30) 副島 吾郎、“原子炉構造材の気中レーザー切断時粉じん挙動評価試験”、原子力関係科学技術の基礎的研究の動向調査委員会。
- 31) 田尻 剛司、“原子炉施設の廃止措置(「ふげん」の廃止措置状況)”、原子力デコミッションング研究会(第 1 回研究会)。
- 32) 大谷 洋史、“使用済樹脂を対象とした廃棄体基礎試験”、日本原子力学会 2012 年秋の大会。
- 33) 中村 保之、“狭隘部対応型把持装置の設計・試作、狭隘部挿入用治具への駆動機構の試作”、原子力機構第 26 回オープンセミナー。
- 34) 門脇 春彦、“「ふげん」の廃止措置に係る重水回収及びトリチウム除去における除去技術及び除去状況の確認技術の検討”、日本原子力学会 2012 年秋の大会。

- 35) 尾崎 信治、“廃止措置段階における設備の保守管理の方法”、原子力発電安全基礎コース「原子力安全確保の取り組みに関する電力会社の技術者との討論」.
- 36) 水井 宏之、“使用済樹脂を対象とした廃棄体化基礎試験 (1)使用済樹脂の減圧酸素プラズマ法による減容安定化処理”、日本原子力学会 2012 年秋の大会.
- 37) 小川 剛充、“原子炉構造材へのレーザー切断技術適用に向けた研究開発”、中部レーザー応用技術研究会.
- 38) 杉原 健太、“厚板鉄鋼材レーザー切断における熱流動現象の数値解析と実験による評価”、日本機械学会第 25 回計算力学講演会(CMD2012) .
- 39) 森下 善嗣、“原子炉施設の廃止措置-ふげんの廃止措置状況”、レーザー学会「レーザーの原子力応用」専門委員会.
- 40) 田尻 剛司、“「ふげん」の廃止措置の状況”、「21 世紀における原子力発電炉廃止措置のあり方に関する調査検討委員会」.
- 41) 打它 正人、“原子炉廃止措置研究開発センター (ふげん) の廃止措置状況”、第 25 回原子力施設デコミッションング技術講座.
- 42) 安藤 浩司、“「ふげん」の廃止措置に係るトリチウム除去 (1)実機の機器・配管に対するトリチウム除去技術の適用性評価”、日本原子力学会 2013 年春の年会.
- 43) 門脇 春彦、“中空糸膜分離式の小型可搬式除湿装置を用いた「ふげん」のトリチウム除去 (2)適用性の確認試験”、日本原子力学会 2013 年春の年会.
- 44) 香田 有哉、“コンクリートヒビ割れ部切削工具の試作”、原子力機構第 29 回オープンセミナー.
- 45) 岩井 紘基、“二重管構造同時把持装置の設計・試作”、原子力機構第 29 回オープンセミナー.
- 46) 中村 保之、“多関節ロボット装着用異形状型把持装置の設計・試作”、原子力機構第 29 回オープンセミナー.
- 47) 門脇 春彦、“配管内表面の放射性腐食生成物の物理除染における(1)ノズルヘッドの誘導及び(2)破り粉塵の回収の検討”、原子力機構第 29 回オープンセミナー.
- 48) 松嶋 聡、“汚染拡大防止を考慮した大口径ステンレス配管隔離工法の検討”、原子力機構第 29 回オープンセミナー.
- 49) 岩井 紘基、“原子炉解体へのレーザ切断技術実用化に向けた切断試験”、日本原子力学会 2013 年秋の大会.
- 50) 手塚 将志、“福島第一原子力発電所炉内構造物解体を想定した熱的及び機械的切断技術による適用性試験(1)プラズマアーク切断技術による切断試験(基礎データの取得) ”、日本原子力学会 2013 年秋の大会.
- 51) 中村 保之、“福島第一原子力発電所炉内構造物解体を想定した熱的及び機械的切断技術による適用性試験(2)アブレイシブウォータージェット切断技術による切断試験(基礎データの取得)”、日本原子力学会 2013 年秋の大会.
- 52) 三好 伸明、“「ふげん」の廃止措置に係るトリチウム除去(2)重水残留量の推測”、日本原子力学会 2013 年秋の大会.

- 53) 北村 高一、“新型転換炉「ふげん」の廃止措置の状況と教訓”、第 26 回原子力施設デコミッションング技術講座.
- 54) 清田 史功、“「ふげん」の廃止措置計画現状と今後の取り組み”、国際ジオテクノロジー研究会.
- 55) 森下 善嗣、“ふげんの廃止措置の状況について”、International Workshop on Laser Application to Nuclear Decommissioning and Decontamination.
- 56) 忽那 秀樹、“クリアランス制度適用への準備状況と運用上の課題”、WM2014CONFERNCE.
- 57) 中村 保之、“6 軸ロボット操作時における固定用アウトリガーの試作”、第 32 回オープンセミナー.
- 58) 手塚 将志、“レーザ切断ヘッド用伸縮可能架台の試作”、第 32 回オープンセミナー.
- 59) 林 宏一、“配管からの分析試料採取用工具の試作”、第 32 回オープンセミナー.
- 60) 香田 有哉、“「ふげん」廃止措置プロジェクトにおける解体シナリオの最適化検討”、日本原子力学会 2014 年秋の大会.
- 61) 副島 吾郎、“「ふげん」の解体を考慮したクリアランスの適用及び評価技術の整備(1)施設の汚染状況調査と解体計画への反映”、日本原子力学会 2014 年秋の大会.
- 62) 水井 宏之、“「ふげん」の解体を考慮したクリアランスの適用及び評価技術の整備(2)評価対象核種の評価と今後の展開”、日本原子力学会 2014 年秋の大会.
- 63) 林 宏一、“「ふげん」の解体を考慮したクリアランスの適用及び評価技術の整備(3)放射能濃度評価方法の構築と今後の展開”、日本原子力学会 2014 年秋の大会.
- 64) 手塚 将志、“福島 1F の炉内構造物解体を想定した切断技術適用試験(1)プラズマアーク切断技術による切断試験”、日本原子力学会 2014 年秋の大会.
- 65) 中村 保之、“福島 1F の炉内構造物解体を想定した切断技術適用試験(2)アブレイシブウォータージェット切断技術による切断試験”、日本原子力学会 2014 年秋の大会.
- 66) 毛利 直人、“「ふげん」の原子炉解体手順策定のための実機試料採取計画(1)原子炉解体方法設定に対する課題及びその方策”、日本原子力学会 2014 年秋の大会.
- 67) 岩井 紘基、“「ふげん」の原子炉解体手順策定のための実機試料採取計画(2)実機構造物からの試料採取方法及び今後の計画”、日本原子力学会 2014 年秋の大会.
- 68) 忽那 秀樹、“原子炉廃止措置研究開発センターの廃止措置の状況”、第 27 回原子力施設デコミッションング技術講座.
- 69) 井口 幸弘、“廃炉工学概論Ⅲ-「ふげん」の廃止措置の事例-”、オープン教材の作成・活用による実践的原子力バックエンド教育.
- 70) 田尻 剛司、“原子炉廃止措置技術開発センターの廃止措置の状況”、21 世紀における原子力発電炉廃止措置の在り方検討委員会.
- 71) 忽那 秀樹、“「ふげん」廃止措置の状況”、第 5 回レーザー共同研究所成果報告会.
- 72) 井口 幸弘、“廃炉工学Ⅱ-廃止措置における知識マネジメント-”、オープン教材の作成・活用による実践的原子力バックエンド教育.
- 73) 香田 有哉、“「ふげん」廃止措置プロジェクトにおける解体シナリオの最適化検討(2)”、

日本原子力学会 2015 年春の年会.

74) 森下 喜嗣、“ふげんにおける廃止措置の取組み”、原子力安全工学シンポジウム.

(4) 製錬転換施設の廃止措置に関する口頭発表

- 1) 森本 靖之 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (1) 廃止措置実績 (平成 21 年度上期)”,日本原子力学会 2010 春の年会, 水戸, 日本, 2010.
- 2) 田中 祥雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (2) 実績データを用いた解体物量に関する事前評価手法の検討”, 日本原子力学会 2010 春の年会, 水戸, 日本, 2010.
- 3) 高橋 信雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (3) 実績データを用いた解体用資材類の推移量評価”, 日本原子力学会 2010 春の年会, 水戸, 日本, 2010.
- 4) 森本 靖之 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (1) 廃止措置実績 (平成 21 年度)”, 日本原子力学会 2010 秋の大会, 札幌, 日本, 2010.
- 5) 高橋 信雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (2) ダイヤモンド工具の実解体への適用性”, 日本原子力学会 2010 秋の大会, 札幌, 日本, 2010.
- 6) 田中 祥雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (3) 切断作業箇所の集約による二次廃棄物削減効果の評価”, 日本原子力学会 2010 秋の大会, 札幌, 日本, 2010.
- 7) 臼井 秀雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (4) グリーンハウスに係る管理データの評価方法の検討”, 日本原子力学会 2010 秋の大会, 札幌, 日本, 2010.
- 8) 森本 靖之 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (1) 平成 22 年度上期の解体実績”, 日本原子力学会 2011 春の年会, 福井, 日本, 2011.
- 9) 高橋 信雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (2) 解体作業に伴う二次廃棄物発生量の特徴-2”, 日本原子力学会 2011 春の年会, 福井, 日本, 2011.
- 10) 田中 祥雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (3) 実績データに基づく廃止措置業務の体系化”, 日本原子力学会 2011 春の年会, 福井, 日本, 2011.
- 11) 出雲 沙理 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (4) 回収ウラン転換に係る設備の撤去に要する人工数評価モデル”, 日本原子力学会 2011 春の年会, 福井, 日本, 2011.
- 12) 森本 靖之 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (1) 平成 22 年度の解体実績”, 日本原子力学会 2011 秋の大会, 北九州, 日本, 2011.
- 13) 田中 祥雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (2) 設計情報を使った解体物量事前評価手法の検討(実績データによる検証)”, 日本原子力学会 2011 秋の大会, 北九州, 日本, 2011.
- 14) 高橋 信雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (3) 解体作業に伴う二次廃棄物発生量の特徴-3”, 日本原子力学会 2011 秋の大会, 北九州, 日本, 2011.
- 15) 森本 靖之 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (1) 平成 23 年度の解体実績”, 日本原子力学会 2012 春の年会, 福井, 日本, 2012.
- 16) 田中 祥雄 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (2) 実績データに基づく転換施設解体工程の構築”, 日本原子力学会 2012 春の年会, 福井, 日本, 2012.
- 17) 出雲 沙理 他、“製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (3) プロセス機器の撤去に要する

人工数の簡易評価方法の検討”, 日本原子力学会 2012 春の年会, 福井, 日本, 2012.

(5) 東濃鉱山の廃止措置に関する口頭発表

- 1) 鈴木 一, “東濃鉱山の閉山措置について”, 平成 25 年度全国鉱山・製錬所現場担当者会議, 2013.

(6) 廃止措置エンジニアリングシステムの開発に関する口頭発表

- 1) 臼井 秀雄 他, “製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (4) グリーンハウスに係る管理データの評価方法の検討”, 原子力学会 2010 秋の大会.
- 2) 芝原 雄司 他, “管理データ評価システムのふげん廃止措置への適用性について (3) 平成 21 年度実績データの分析及び評価”, 原子力学会 2010 秋の大会.
- 3) 芝原 雄司 他, “管理データ評価システムのふげん廃止措置への適用性について (4) 大型機器の解体撤去のための評価モデルの構築”, 原子力学会 2011 春の年会.
- 4) 出雲 沙理 他, “製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (4) 回収ウラン転換に係る設備の撤去に要する人工数評価モデル”, 原子力学会 2011 春の年会.
- 5) 手塚 将志 他, “「ふげん」を対象とした大型機器の最適解体シナリオの検討について (1) 「ふげん」での大型機器解体の概要”, 原子力学会 2011 秋の大会.
- 6) 芝原 雄司 他, “「ふげん」を対象とした大型機器の最適解体シナリオの検討について (2) 解体シナリオの検討と管理データの評価”, 原子力学会 2011 秋の大会.
- 7) 柳原敏 他, “「ふげん」を対象とした大型機器の最適解体シナリオの検討について (3) 最適な解体作業シナリオの選定に係る検討”, 原子力学会 2011 秋の大会.
- 8) 芝原 雄司 他, “「ふげん」の大型機器を対象とした最適解体シナリオの検討について (4) AHP を用いたプロジェクト管理データの重要度の影響評価”, 原子力学会 2012 春の年会.
- 9) 出雲沙理 他, “製錬転換施設の廃止措置プロジェクト (3) プロセス機器の撤去に要する人工数の簡易評価方法の検討”, 原子力学会 2012 春の年会.
- 10) 芝原 雄司 他, “「ふげん」の大型機器を対象とした最適解体シナリオの検討について : (5) 「ふげん」第 1・2 給水加熱器の解体作業への適用”, 原子力学会 2012 秋の大会.
- 11) 窪田 晋太郎 他, “再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体 (3) LV-1 の放射能インベントリ評価”, 原子力学会 2013 秋の大会.
- 12) Murata, Masato., et al. “Decommissioning strategy and current status of decommissioning activities in Japan”, 4th International Conference on Asian Nuclear Prospects 2014 (ANUP 2014), 2014.11.

(7) クリアランスレベル検認評価システムの開発に関する口頭発表

- 1) 立花光夫 他, “JRR-3 コンクリートのクリアランス作業への CLEVES の適用”, 日本原子力学会 2010 秋の大会.
- 2) 窪田 晋太郎, 出雲 沙理, 立花 光夫, 川越 慎司, 東浦 則和, “「ふげん」におけるクリアランスモニタの特性評価”, 日本原子力学会 2013 春の年会.

- 3) 里山 朝紀 他、“JRR-3 の改造に伴って発生したコンクリートのクリアランス ; (IV) クリアランス作業の状況”、原子力学会 2013 秋の大会.
- 4) 南里 朋洋 他、“JRR-3 の改造に伴って発生したコンクリートのクリアランス ; (V) 放射能濃度の測定及び評価の結果”、原子力学会 2013 秋の大会.

5.3 特許等

当該期間の廃止措置に関して取得した特許は、新型転換炉「ふげん」に関する次の 3 件であり、そのうち 2 件については審査請求中である。

- 1) 泉正憲、施設解体支援方法及び装置、審査請求中
- 2) 泉正憲、現場作業支援システムにおけるマーカ配置方法、5256330
- 3) 佐藤有司、塩素化脂肪族炭化水素化合物の脱塩素方法及び脱塩素装置、審査請求中

6. まとめ

廃棄物対策・埋設事業統括部内の第2期中期計画における原子力施設の廃止措置と技術開発の実施状況について取りまとめた。本報告書が第3期中期における廃止措置及び技術開発への反映につながることを期待する。

謝辞

本報告書をまとめるにあたって、バックエンド研究開発部門の諸志に種々の助言や援助をいただきました。深甚なる感謝の意を表します。

参考文献

- 1) “独立行政法人日本原子力研究開発機構の中期目標を達成するための計画（中期計画）（平成22年4月1日～平成27年3月31日）”、日本原子力研究開発機構、平成24年3月30日（変更認可）。
- 2) “バックエンド技術部年報（2010年度）”、JAEA-Review 2013-029、日本原子力研究開発機構、2013、105p.
- 3) “バックエンド技術部年報（2011年度）”、JAEA-Review 2013-031、日本原子力研究開発機構、2013、114p.
- 4) “バックエンド技術部年報（2012年度）”、JAEA-Review 2013-061、日本原子力研究開発機構、2014、98p.

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
光路長	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間には1:1の関係がある。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
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ = kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI 接頭語

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

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=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) 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 _e =(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

