



JAEA-Review

2025-060

DOI:10.11484/jaea-review-2025-060

第42回ふげん廃止措置技術専門委員会資料集

Document Collection of the 42nd Technical Special Committee
on Fugen Decommissioning

野々上 和樹 香田 有哉

Kazuki NONOUE and Yuya KODA

新型転換炉原型炉ふげん

Fugen Decommissioning Engineering Center

March 2026

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒 319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.

This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).

Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan

E-mail: ird-support@jaea.go.jp

第 42 回ふげん廃止措置技術専門委員会資料集

日本原子力研究開発機構 新型転換炉原型炉ふげん

野々上 和樹、香田 有哉

(2025 年 12 月 5 日受理)

新型転換炉原型炉ふげん（以下「ふげん」という。）は、廃止措置に係る技術開発を計画・実施するにあたり、「ふげん」を国内外に開かれた技術開発の場及び福井県における研究開発の拠点として十分に活用するとともに、当該技術開発で得られる成果を有効に活用することを目的として、日本原子力研究開発機構外の有識者で構成される「ふげん廃止措置技術専門委員会」を設置している。

本稿は、令和 6 年度に開催した第 42 回ふげん廃止措置技術専門委員会において「ふげん」から報告した「廃止措置の状況」及び「原子炉本体解体に関する検討事項（基本設計報告を含む）」について資料集としてまとめたものである。

Document Collection of the 42nd Technical Special Committee on Fugen Decommissioning

Kazuki NONOUE and Yuya KODA

Fugen Decommissioning Engineering Center
Japan Atomic Energy Agency
Myojin-cho, Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received December 5, 2025)

"Fugen Decommissioning Engineering Center", in planning and carrying out our decommissioning technical development, organizes "Technical special committee on Fugen decommissioning" which consists of the members well-informed, aiming to make good use of Fugen as a place for technological development which is opened domestic and international, as the central place in research and development base of Fukui prefecture, and to utilize the outcome in our decommissioning to the technical development effectively.

This report consists of presentation papers "The current status of Fugen decommissioning" and "Considerations of dismantling of the reactor core (including basic design report)" which are presented in the 42nd Technical Special Committee on Fugen Decommissioning.

Keywords: Fugen, Decommissioning, Reactor Core Dismantling

目 次

1. はじめに	1
1.1 ふげん廃止措置技術専門委員会について	1
1.2 第42回委員会開催概要	2
2. 委員会報告資料.....	3
2.1 廃止措置の状況	4
2.2 原子炉本体解体に関する検討事項（基本設計報告を含む）	8
3. 講評.....	19

Contents

1. Introduction.....	1
1.1 About the Technical Special Committee on Fugen Decommissioning.....	1
1.2 Overview of 42nd Committee	2
2. About Fugen's Report.....	3
2.1 Current Status of Fugen Decommissioning	4
2.2 Considerations of Dismantling of the Reactor Core (including Basic Design Report).....	8
3. Review.....	19

This is a blank page.

1. はじめに

1.1 ふげん廃止措置技術専門委員会について

新型転換炉原型炉ふげん（以下「ふげん」という。）は、廃止措置技術開発を計画・実施するにあたり、「ふげん」を国内外に開かれた技術開発の場及び福井県における研究開発の拠点として十分に活用するとともに、当該技術開発で得られる成果を有効に活用することを目的として、日本原子力研究開発機構外の有識者で構成される「ふげん廃止措置技術専門委員会」を設置している。

本稿は、第 42 回ふげん廃止措置技術専門委員会（以下「委員会」という。）において報告した「廃止措置の状況」及び「原子炉本体解体に関する検討事項（基本設計報告を含む）」について資料集としてまとめたものである。

1.2 第 42 回委員会開催概要

第 42 回ふげん廃止措置技術専門委員会の開催概要を以下に示す。

1. 開催日

令和 7 年 3 月 21 日

2. 開催場所

国立研究開発法人日本原子力研究開発機 敦賀事業本部 アトムホール
(住所：福井県敦賀市木崎 65 号 20 番地) ※Web 会議併用 (Teams による Web 会議)

3. 報告内容一覧

- ・廃止措置の状況 (報告者 野々上 和樹)
- ・原子炉本体解体に関する検討事項 (基本設計報告を含む) (報告者 香田 有哉)

4. 委員一覧

委員(主査)	井口 哲夫	名古屋大学 名誉教授
委員	岡本 孝司	東京大学大学院工学系研究科 原子力専攻 教授
委員	荻込 敏	日本原子力発電株式会社 廃止措置プロジェクト推進室 調査役
委員	国分 保訓	東京電力ホールディングス株式会社 原子力・立地本部 廃止措置室 部長
委員	砂川 武義	福井工業大学 工学部 原子力技術応用工学科 教授
委員	原 茂樹	関西電力株式会社 原子力事業本部 廃止措置技術センター 所長
委員	福元 謙一	福井大学 附属原子力工学研究所 副所長 兼 原子炉構造システム・廃止措置部門長
委員	丸山 一平	東京大学大学院工学系研究科 建築学専攻 教授
委員	山本 正史	公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター業務調査室調査専門職 兼 低レベル廃棄物処分研究開発部担当

(五十音順、敬称略)

2. 委員会報告資料

本章は、第 42 回ふげん廃止措置技術専門委員会における以下の報告資料を取りまとめたものである。

- ・廃止措置の状況（報告者 野々上 和樹）
- ・原子炉本体解体に関する検討事項（基本設計報告を含む）（報告者 香田 有哉）

2.1 廃止措置の状況

Fugen Decommissioning Project

廃止措置の状況

報告概要

1. 廃止措置スケジュール
2. 2024年度の主要な作業実績
 - 2-1. 原子炉建屋内の大型機器等の解体撤去
 - 2-2. 蒸気ドラム解体撤去に係る内部調査
 - 2-3. 設備維持管理に係る合理化等の状況

廃止措置部 計画管理課
野々上 和樹



資料 42-3-1

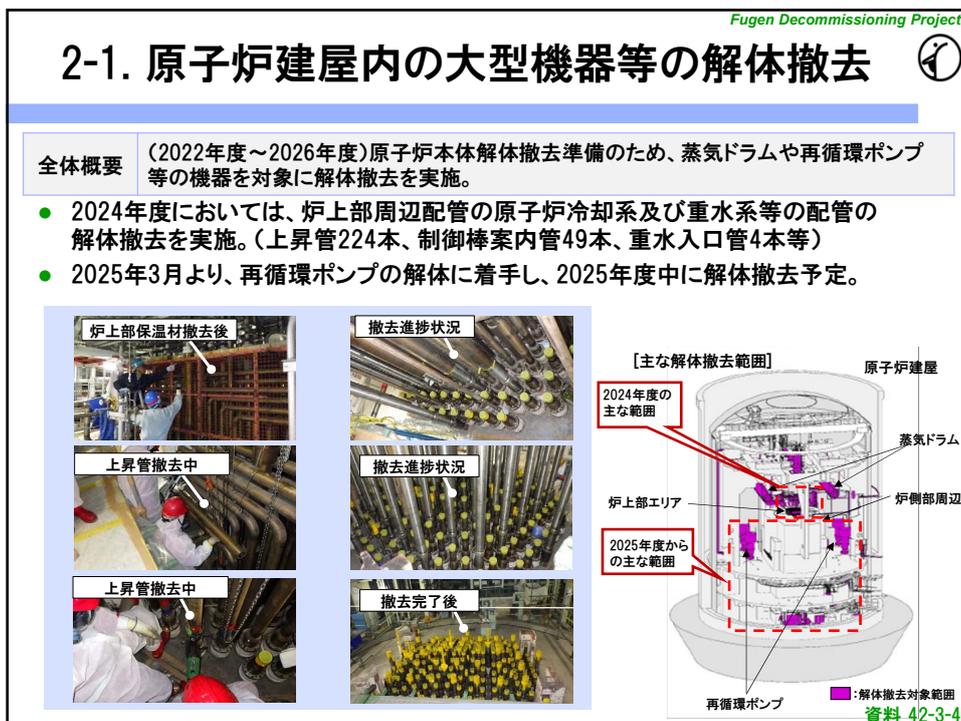
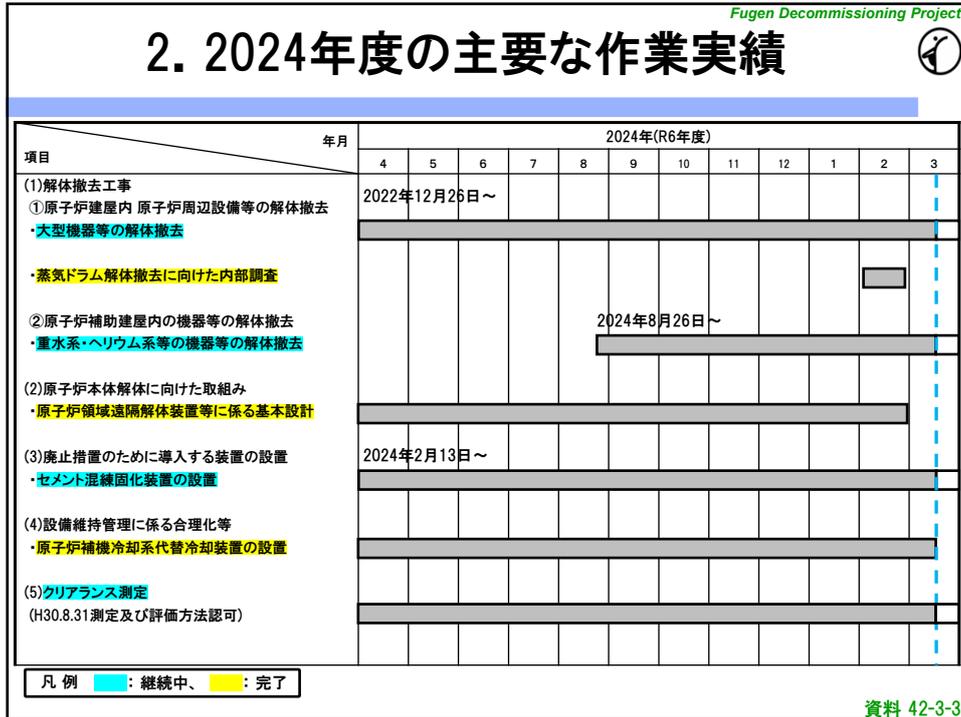
Fugen Decommissioning Project

1. 廃止措置スケジュール

(年度表記)

運転期間	廃止措置準備期間	重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	原子炉周辺設備解体撤去期間	原子炉本体解体撤去期間	建屋解体期間																																												
01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40										
		第1期中期計画期間				第2期中期計画期間				第3期中期計画期間				第4期中期計画期間																																			
		▲ 運転終了 (2003/3/29)		▲ 原子炉機構設立 (2005/10/1)		▼ 廃止措置計画認可 (2008/2/12)																						直近の廃止措置計画変更																					
																				▼ 変更届(2024/2/16: 使用済燃料搬出計画見直しに伴う変更)										▼ 変更認可(2025/2/28: 予備電源装置設置に伴う変更)																			
																				使用済燃料搬出																													
																				重水系・ヘリウム系等の汚染除去										重水系・ヘリウム系 解体撤去																			
																				原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設等 解体撤去																													
																														原子炉領域等解体撤去																			
																														換気系等 解体撤去																			
																														管理区域解除										建屋 解体									

資料 42-3-2



Fugen Decommissioning Project

2-2. 蒸気ドラム解体撤去に係る内部調査

目的 B-蒸気ドラムの内部の汚染分布及び除染の効果について調査することで、2026年度実施予定の蒸気ドラムの解体撤去工事の手順・計画に反映することを目的に実施。

➤ 調査内容は以下のとおり。

- ① 汚染分布調査
- ② 内部構造物(ターボセパレータ及びコルゲートセパレータ)の採取。
- ③ ②から試験片を切出し、研磨による除染試験を実施。

① B-蒸気ドラムの汚染分布調査

ワイヤー 放射線計測器

蒸気ドラム内を通過させ線量率測定

② 内部構造物の採取

コルゲートセパレータ
ターボセパレータ (気相部)
ターボセパレータ (液相部)

③ 試験片の切出・除染試験

1cm幅の板に細断

一部を1cm角に細断
表面を研磨
(4回繰り返し)

サンプル (テストピース) 完成

原子炉格納容器 調査対象

タービンへ

タービンから

蒸気ドラム

高圧連系管

圧力管

タービン

高圧連系管

タービン

資料 42-3-5

Fugen Decommissioning Project

2-2. 蒸気ドラム解体撤去に係る内部調査

【測定状況】

自己位置推定型サーベイメータ
(蒸気ドラム内に張ったワイヤーを走行させ、全方位の線量を測定)

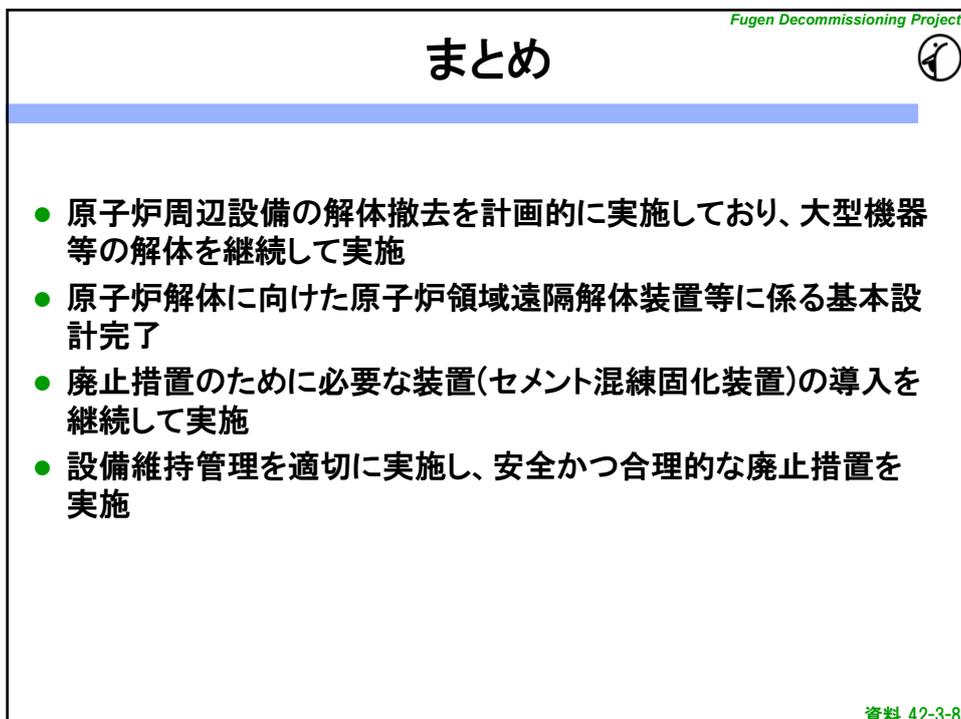
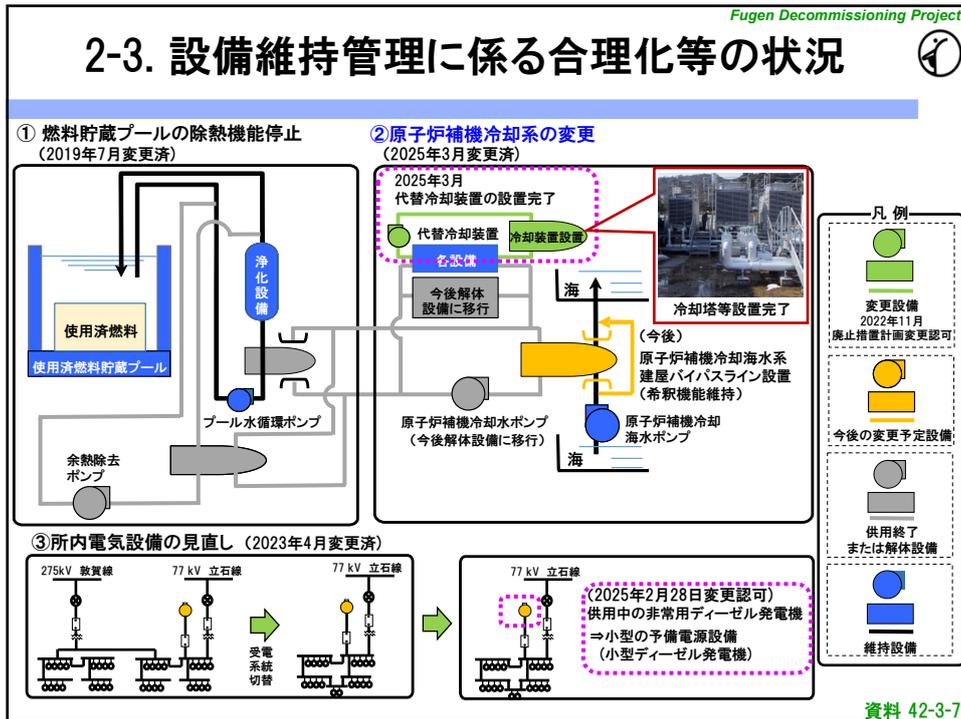
蒸気ドラム内部測定中の様子

【計測データのイメージ(速報)】

START

測定データを解析中につき、速報版としてイメージ化(赤い箇所が高く、青い箇所が低い)

資料 42-3-6



2.2 原子炉本体解体に関する検討事項(基本設計報告を含む)

Fugen Decommissioning Project 

原子炉本体解体に関する検討事項 (基本設計報告を含む)

概要

1. 原子炉本体解体検討経緯
2. 原子炉本体構造及び線量率
3. 原子炉領域遠隔解体装置等の技術開発に係る全体工程
4. 原子炉領域遠隔解体装置等に係る基本設計の実施内容及び検討事項
 - I. 解体用プール構造
 - II. 解体用プール接合方法
 - III. 解体工法関連
5. 原子炉解体に関する今後の取り組み

廃止措置部 技術実証課
香田 有哉



資料 42-4-1

Fugen Decommissioning Project 

1. 原子炉本体解体検討経緯

■ 「ふげん」における原子炉領域の解体は、切断時に発生する放射性粉じん等の粒子状放射性物質の拡散抑制、被ばく低減、ジルコニウム合金の発火防止対策等を考慮して水中で遠隔解体することを基本とし、2030年度より解体に着手することとしている。

2023年度～2024年度：原子炉領域遠隔解体装置等に係る基本設計

↓

<主条件>

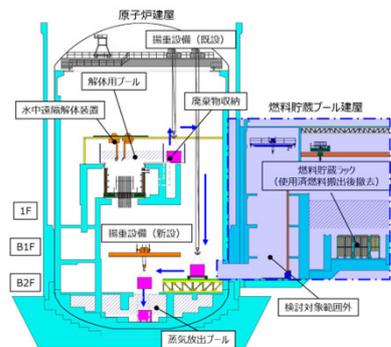
「高線量物の解体：水中」

「原子炉領域の解体：2030年度から5年間」

「高線量解体物：蒸気放出プールに保管」

■ 基本設計検討事項

- ① 解体用プールの接合方法に関する詳細検討
- ② 遠隔溶接・検査装置の運用方法の検討
- ③ 遠隔溶接・検査装置の基本設計
- ④ 解体用プールの耐震対策検討
- ⑤ 解体用プールの基本設計
- ⑥ 遠隔解体装置に係る圧力管分離を考慮した二重管解体工法概念検討
- ⑦ 切断工法の適用範囲検討における切断装置の概念計画及び切断・収納計画の確認
- ⑧ 解体用クレーンの基本設計
- ⑨ 遠隔溶接・検査装置及び原子炉領域遠隔解体装置 全体の成立性検討



資料 42-4-2

2. 原子炉本体構造及び線量率



構造仕様

■主要寸法

本体：

外径 9,000mm

高さ 7,000mm

圧力管 (224本)：

材質 Zr-2.5wt%Nb

内径 117.8mm

肉厚 4.3mm

カンドリア管 (224本)：

材質 シルカロイ-2

内径 156.4mm

肉厚 1.9mm

■総重量：約1000 t

■材質 (板厚)

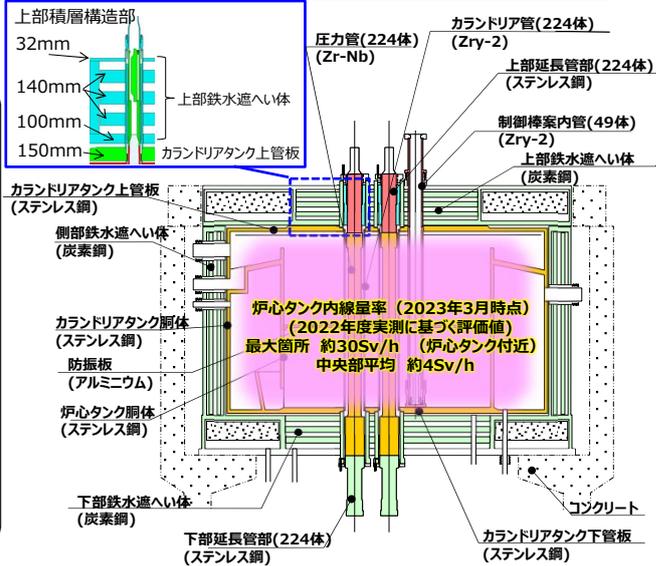
・ステンレス鋼 max.150mm

・炭素鋼 max.150mm

・シリコニウム合金 4.3mm

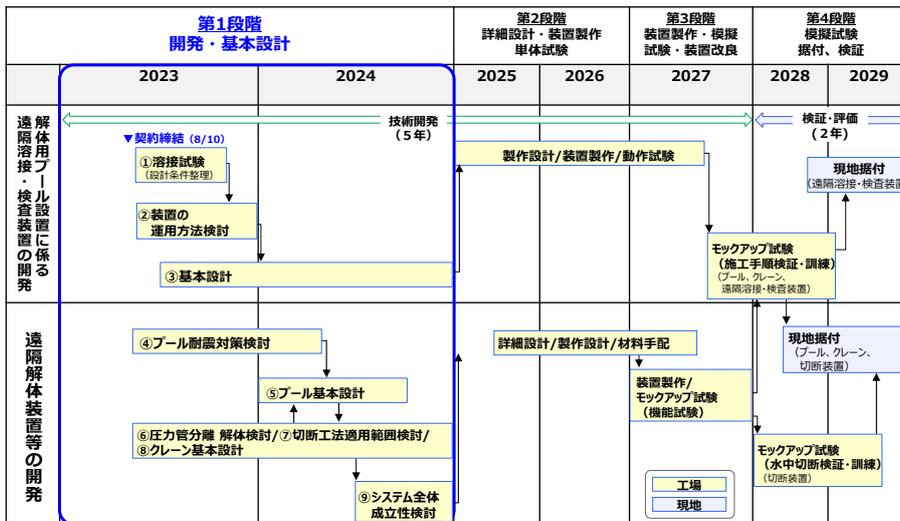
・アルミニウム 25mm

・コンクリート 550mm

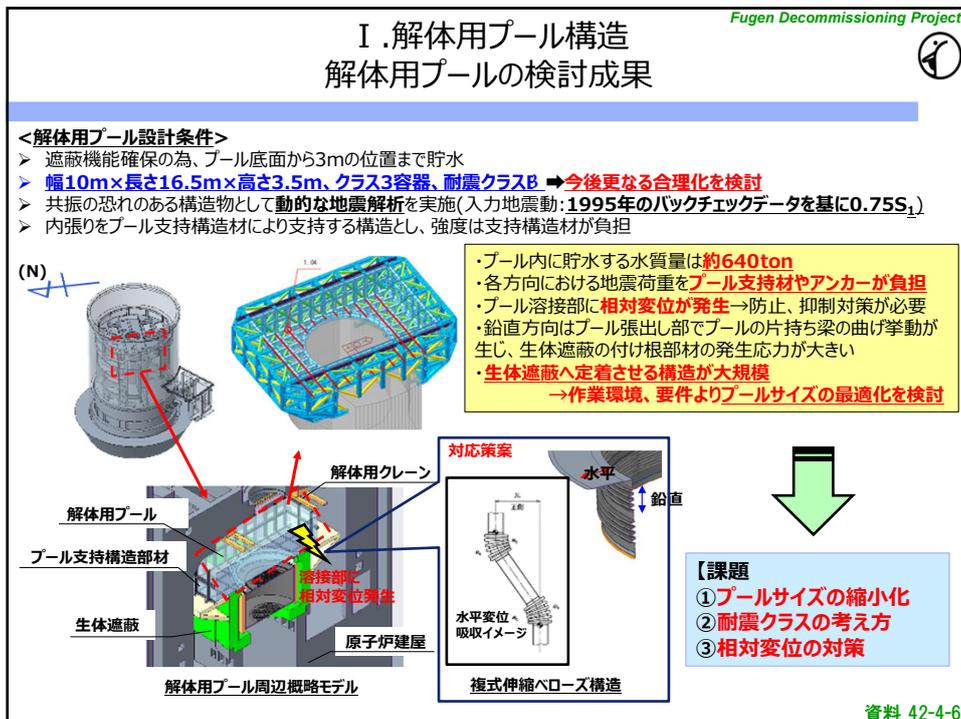
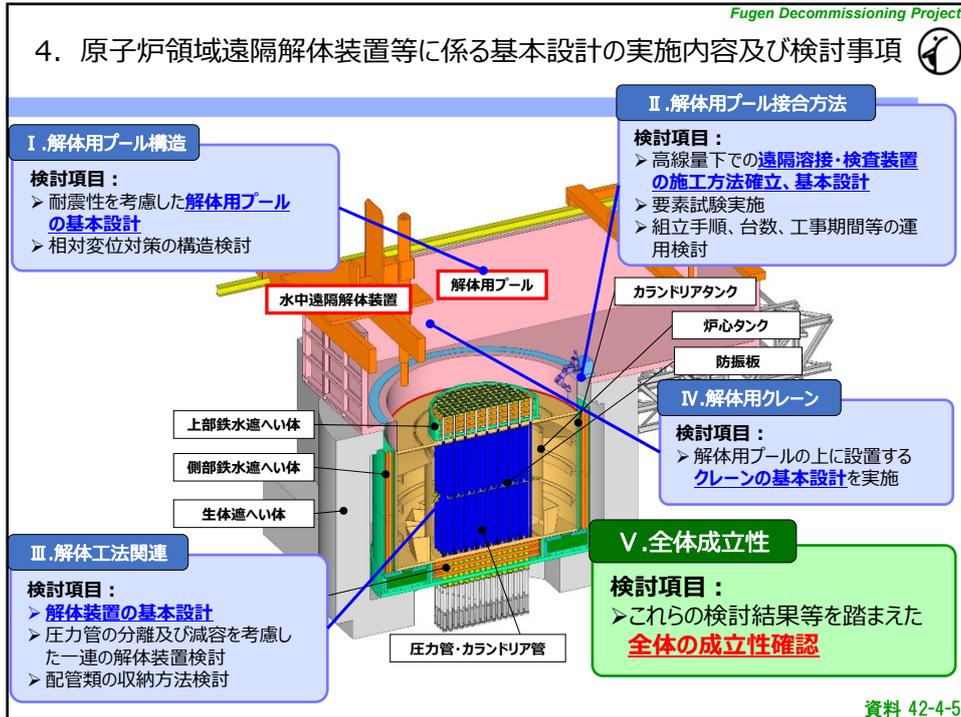


資料 42-4-3

3. 原子炉領域遠隔解体装置等の技術開発に係る全体工程



資料 42-4-4



Fugen Decommissioning Project

I.解体用プール構造 プールサイズの縮小化 (1/2)

【現状】

- 現在の解体用プールの大きさを定めている主な要因は、**原位置で粗断、拡張部で細断や収納といった二次作業を並行で実施して、工期を短縮することや切断装置やメッシュボックス等をプール内に仮置きするために必要エリアを確保していること**、また開口部から解体物移送用遮へい容器（□1.8m、30t）を搬出するためのマテハンも考慮してプラント南側へ延伸していることにある。移送用遮へい容器は重量物であるため天井クレーンで扱う必要がある。

資料 42-4-7

Fugen Decommissioning Project

I.解体用プール構造 プールサイズの縮小化 (2/2)

費用、工期、定着部構造他懸念が多くあるため、極力生体遮蔽にプール部材が乗るよう改良することが望まれる。

- 解体物移送用遮へい容器（□1.8m、30t）を搬出する開口を確保しつつ、生体遮蔽の極力解体用プールを配置させる案として、**プールを東側へ1m延伸し、6階開口を事前に下図の通り拡張する。**
- 移送用遮へい容器は、直上へは通過できないことから、吊り天秤を用意した上で水平スライドを考慮したルートとする。
- プラントNS方向は、生体遮蔽の範囲を考慮し、また、切断装置等の仮置きエリアを最少とすることで各6mとした。これにより、w10m×L16.5mのプールをw11m×L12mに小型化することを検討している。

資料 42-4-8

I.解体用プール構造 耐震クラス設定 (1/2)



解体用プールの耐震クラス設定の考え方を整理した。今後廃止措置変更認可申請を行い、**規制側との折衝を今後実施していく。**

廃止措置計画の性能維持施設 (解体用プール) 廃止措置申請の性能維持施設の記載は以下の通り

施設区分	設備名称	設備、維持台数、位置、構造等	要求される機能	性能
専ら廃止措置に必要な主要装置	原子炉領域遠隔解体装置	熱的切断装置又は機械的切断装置 : 一式 把持装置 : 一式 吊上げ装置 : 一式	被ばく低減機能	・遠隔操作が可能なこと
		解体用プール : 一式	漏えい防止機能 遮へい機能	・放射性物質が漏えいするような有意な損傷が無い状態であること ・放射線障害の防止に影響するような有害な損傷が無い状態であること

廃止措置計画の廃止措置のために導入する各装置に対する安全対策の設計方針 廃止措置申請の記載は以下の通り

装置名称	目的	概要	安全対策の設計方針	導入予定時期
(5) 原子炉領域遠隔解体装置	原子炉領域の解体を行うため、被ばく低減を考慮し、遠隔操作にて解体する装置を導入する。	本装置は、原子炉上部に設置する 解体用プール 、熱的切断装置又は機械的切断装置、把持装置、吊上げ装置等より構成される。本装置は、解体用プール内の水中で原子炉領域の設備・機器の粗断、細断を行い、切断した廃棄物は、把持装置により解体用プール内で専用容器に収納し、吊上げ装置により所定の位置に搬送する。本装置の設置場所は、原子炉建屋内の予定である。	<ul style="list-style-type: none"> ・主要な機器に使用する材料は、日本産業規格に準じたものを選定する。 ・粗断した切断片の取扱い最大重量に耐えるとともに、高線量による動作性が損なわれないこと、落下防止及び衝突防止機能等を考慮した設計とする。 ・装置の重要度分類に応じた耐震設計を行う。 ・放射線業務従事者の被ばく低減のため、遠隔操作、遮へい機能を考慮した設計とする。 ・解体用プールは、漏えい防止機能を考慮した設計とする。 	原子炉周辺設備解体撤去期間

資料 42-4-9

I.解体用プール構造 耐震クラス設定 (2/2)



- ▶ 解体用プールは、放射性物質を含む液体を内包することから、廃止措置計画に記載の「日本産業規格 (JIS)」等に加えて、**日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME)** 並びに**原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG)**を適用する。
- ▶ 耐震クラスは、運転中発電プラントにおいては慣例的に一律Bクラスとしているが、廃止措置段階においては**グレーティングアプローチの観点で基準に従った耐震クラスを設定すること**とした。

日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME)

材料選定、設計・製造及び検査方法について規格要求を満足することで漏えい防止機能を確保したものとす。設計クラスは、JSME上の機器等の定義により、『クラス1機器、クラス2機器、クラスMC容器及び放射線管理設備に属するダクト以外の容器及び管』に該当し、**クラス3容器**を適用する。

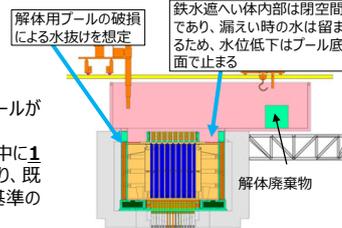
原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG)

耐震クラスについては、貯蔵方式によりその破損によって公衆に与える放射線の影響が**年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比十分小さいことを評価**していることから、原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG) 上の設計クラスについて、耐震Bクラスではなく、それに属さない**Cクラス**を適用する。

年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比十分小さいことを評価

一時的に解体廃棄物を解体用プール内で取り扱っている間に解体用プールが破損した場合を想定し、スカイシャイン線による影響を評価した。

解体用プールの水位の低下により解体用プール内に置く解体廃棄物が気中に**1年間露出した**と仮定したスカイシャイン線量は最大でも**年間約2.9μGy**であり、既認可の廃止措置計画と同様に「一般公衆線量評価」に記載する線量の基準の**年間50μGyを十分に下回ること**から耐震クラスCで問題ないとした。



資料 42-4-10

I. 解体用プール構造 相対変位対策

Fugen Decommissioning Project

- 現状の構造は、新規施工する遠隔溶接部にカンドリアタンクと生体遮蔽の相対変位による荷重が集中する構造となっており、対策案を検討中。
- 既存の原子炉領域耐震評価結果（1995年S₁地震動）及び建屋耐震評価結果から、**解体前の拘束条件**（カンドリアタンクと鉄水遮蔽体が接続されている条件）で**水平±12mm、鉛直±6mm程度の変位**があると算定
- 本値は、既存モデルから推定した相対変位であり、本条件を満たすためには、①**生体遮蔽－鉄水遮蔽体**、②**鉄水遮蔽体－カンドリアタンク**の相対変位を生じない配慮が必要。

解体用プール
遠隔溶接部
カンドリアタンク
生体遮蔽固定部
生体遮蔽
側部鉄水遮蔽体
相対変位
解体により拘束が解除され、変位が発生
プールを生体遮蔽に固定するため相対変位の考慮が必要

複式伸縮ベローズ
変位固定用に鉄水遮蔽体の一部を活用
クサビ

- 変位吸収対策としては、コンクリート充填方法もあるが、廃棄物抑制の観点で**ベローズ（伸縮継手）構造**の成立性を検討中
- また、併せて、**シムやクサビ等による固定**により溶接部に荷重が集中しない構成を検討中

これらのベローズは1995年S₁地震動（365gal）の1/2（耐震Bとしての評価）に1.5倍の裕度（0.75S₁）を考慮した際の相対変位対策であり、**耐震クラス・モデルの見直し等**により、対策要否の見極めを今後実施。

資料 42-4-11

I. 解体用プール構造 新設施工部からの漏えい時の方策

Fugen Decommissioning Project

- 解体用プールは、万一の漏えい時も想定し、給水ラインからの補給系統、燃料交換プールからの補給系統、蒸気放出プールでの回収及び循環浄化にて漏えい時の系統設計を実施しております。

解体用プール
新設の堰（漏えい水回収用）
解体用プールバウンダリ
万一バウンダリが損傷した場合のプール水流出経路
接合部
既設機器のバウンダリ（カンドリアタンク）
生体遮へい体
コンクリート躯体
既設機器のバウンダリ（鉄水遮へい体）
漏えい水（蒸気放出プールで回収）

既設の設備（プール）を利用したプール水補給、循環浄化、漏えい水の回収対策の系統設計

燃料交換プール（600m³）
（プール水の補給、循環浄化）
新設解体用プール
蒸気放出プール（1200m³以上）
（解体物の減容、収納、保管、**漏えい水の回収**）

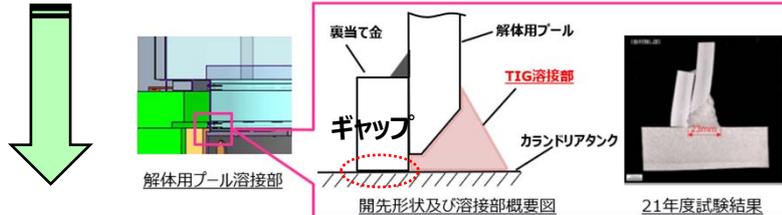
資料 42-4-12

Ⅱ.解体用プール接合方法 溶接の要素試験 (1/2)



<接合時の課題>

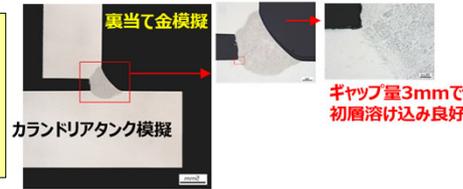
- ▶ 解体用プールとカランドリアタンの遠隔自動溶接を適用する接合部は、JSMEクラス3容器（設計・建設規格／溶接規格）に従って設計・施工を行い、必要な試験・検査を行うことで漏えい防止や強度といった品質を確保する。
- ▶ 大型構造物の実機においては、据付け時のギャップや歪対策等は実施するが、事前に状態確認が出来ないカランドリアタンの平面度やプールの製作誤差等の影響で開先ルートギャップがプール周方向に沿って生じることが想定される。



要素試験にて、「初層1パスで埋めることができるギャップ量」と歪等で生じる最大のギャップを想定し「隙間を埋める施工法の検討」を実施した。

- ・初層1パスでギャップ3mmまでは溶接可能である。
- ・隙間は最大でも20mm程度に対して、12層/95パスの溶接施工で継手溶接前の土台製作できる溶接工法を確立。→溶接の高能率化が必要

※接合部材の据付時の目標ギャップは5mm以下



資料 42-4-13

Ⅱ.解体用プール接合方法 溶接の要素試験 (2/2)



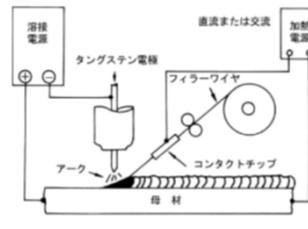
- ▶ 最大ギャップ20mmでも溶接は可能であることが確認できたが、溶接パス数低減による高能率化が必要である。そのため、次の手法を適用することで合理化ができないかを確認した。

ホットワイヤー：添加ワイヤーに通電して発生するジュール発熱を利用した技術

ウィーピング：溶接棒やトーチを溶接方向に対して左右に交互に動かしながら溶接する技法

ギャップ部 (10mmの場合)	基本条件
通常溶接	5層47パス
ホットワイヤー	3層24パス
ウィーピング	8層22パス
ホットワイヤー+ウィーピング	5層13パス

最大34パス削減



各工法を適用し、ギャップ埋めにおけるパス低減効果を確認した。ホットワイヤーについては、パス数だけでなく全体の所要日数も削減ができることが想定されるが、一方でウィーピングやホットワイヤー+ウィーピングについては、遠隔ロボットのティーチングに時間を要することから所要日数が増加した。また、ホットワイヤーにおいては、溶接ワイヤーを送り込む際のワイヤーが先端から外れることや、ワイヤー供給速度が速く、ワイヤーが溶けずに溶融してしまうリスクがあることを確認した。

実際の溶接時は、できる限りギャップが出ないように施工面を調整するが、想定されるギャップが発生した場合は上記の工法を取り入れることも視野に、合理的な溶接方法を総合的に判断する。

資料 42-4-14

Ⅱ.解体用プール接合方法 遠隔溶接・検査装置の検討状況



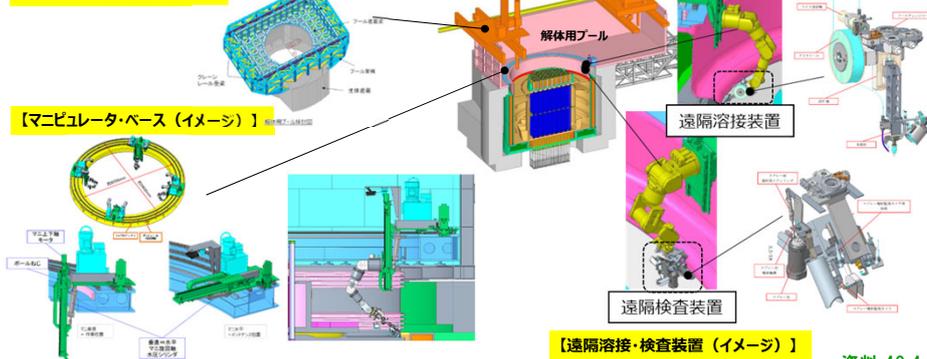
<遠隔溶接・検査装置>

- 要素試験の結果を踏まえ、溶接装置の設計条件（溶接速度、ワイヤー供給速度、角度等）を整理、可能な限り市販品を採用する方針にて各軸のモータ仕様や減速機の選定等を完了した。
- 解体用プールのISMEクラス3容器接合部に適用可能な**遠隔溶接・検査装置の基本設計を完了した。**

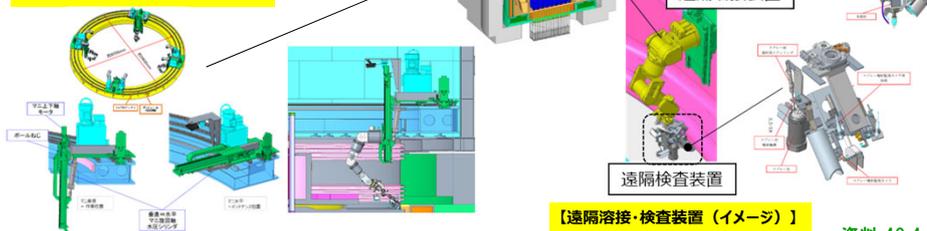
<マニピュレータ・マニピュレータベース>

- 先端装置（遠隔溶接・検査装置）を把持するマニピュレータは、将来水中解体装置や解体物の収納にも活用することを念頭に**水中対応型**とした。また、搬入開口部の寸法によるベース部の分割の必要性や電源等のケーブルマネジメント（取りまわし）等の**装置動作の連続性の制約から運用台数は最大4台とした。** ➔ **今後、合理的な台数を選定**

【解体用プール（イメージ）】



【マニピュレータ・ベース（イメージ）】



【遠隔溶接・検査装置（イメージ）】

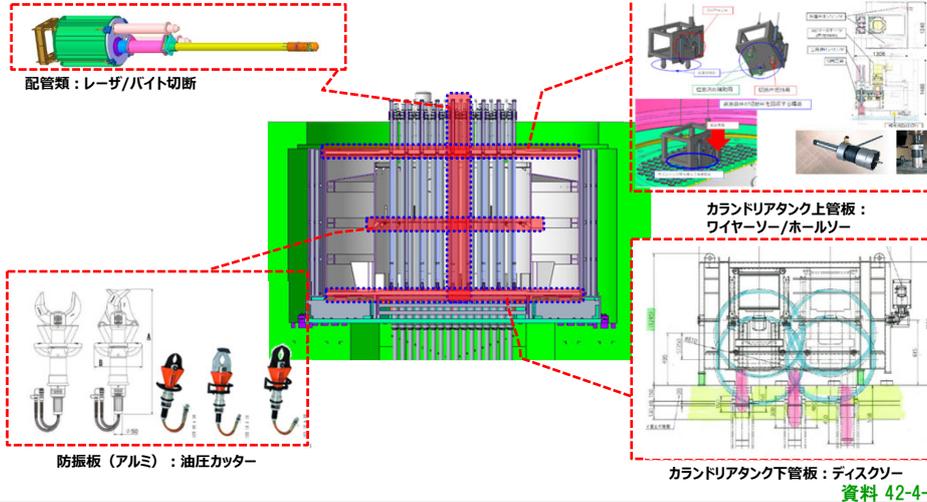
資料 42-4-15

Ⅲ.解体工法関連 解体装置の検討成果（1/2）



<遠隔水中切断装置>

- 原子炉本体主要部に適用可能な遠隔水中切断装置の基本設計を完了した。
 - 切断装置を昇降するクレーンの大規模化を避けるため、ワイヤーにて降下させ切断対象に固定し切断する方式を採用。
- ➔ **今後、遠隔溶接・検査装置にて用いたマニピュレータも活用した切断を要検討**



資料 42-4-16

Fugen Decommissioning Project

Ⅲ.解体工法関連 解体装置の検討成果 (2/2)

<遠隔水中切断装置>

炉心タンク：ワイヤーソー/ディスクソー

オーバーフロー板：ディスクカッター/レーザー

重水ダンプポート：シグソー/ディスクソー

資料 42-4-17

Fugen Decommissioning Project

Ⅲ.解体工法関連 カランドリアタンク上管板・下管板

<カランドリアタンク上管板>：ワイヤーソー

条件

- ステンレス鋼（肉厚：100mm～150mm）
- 切断片：一辺約1,100mm未満
- 一括して切断が可能

装置の特徴

- カランドリア管開口部を利用しワイヤーソーによる押切
- 開口の無い上管板外周部は別途穴明け装置にて事前に穴明け

穴明け装置

軽水流路仕切り

切断方向

カランドリア管を使って装置固定

水中切断のため、駆動部等は気中にする等、メンテナンスの容易性を検討

<カランドリアタンク上管板>：ディスクカッター

条件

- ステンレス鋼（肉厚：100mm～150mm）
- 切断片：一辺約1,100mm未満

装置の特徴

- 下管板下の空間が狭くワイヤーソーのブリーを挿入できないため、ワイヤーソーではなくディスクカッターによる切断を検討
- カッターサイズ：下管板自体の切断用 $\phi 800$ mm程度

刃物押付機構用シリンダ

刃物

刃物

切断片保持機構用シリンダ

カランドリアタンク下管板

レーザー切断の適用性についても検討（厚板適用）

$\phi 800$ mmカッターの市販性

資料 42-4-18



Ⅲ.解体工法関連 防振板・オーバーフロー板

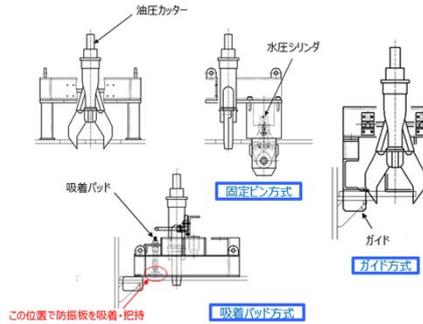
<防振板> : 油圧カッター

条件

- アルミニウム (肉厚: 25mm)
- 可能な限り切断粉がでないこと

装置の特徴

- せん断刃による押切のため、アルミの切粉を出さずに切断可能
- 切断箇所により装置の固定方法を変えた3タイプの装置を検討



➢ アルミと他の部材の分離が必要

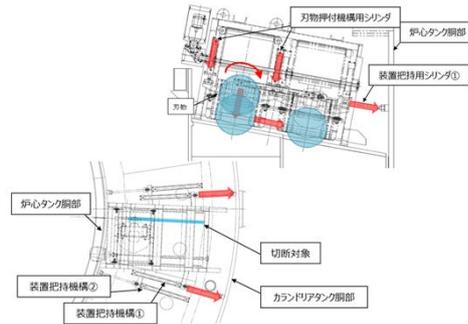
<オーバーフロー板> : ディスクカッター

条件

- ステンレス鋼 (肉厚: 25mm)
- 切断片: 一辺約1,100mm未満

装置の特徴

- 装置構成を変えて半径方向切断用と周方向切断用の2タイプの装置を検討
- カッターサイズ: Φ400mm程度



➢ 他の部材への適用及びレーザー切断も適用

資料 42-4-19



Ⅲ.解体工法関連 解体装置の検討成果

➢ 解体用クレーンが簡素化できるようにワイヤーによる吊り下げ及び装置設置を基本とし、原子炉領域の遠隔解体が必要な部位 (10部位) に対し、切断対象毎に最も適した切断工法を選定。

部位	切断対象	材料・板厚等	装置名	切断方法	カッタースペック	動力	装置仕様		
							位置決め	概算サイズ (縦×横×高さ)(mm)	概算質量
カラドリアタンク上管板	ステンレス鋼 (100~150mm)	ワイヤーソー	穴明け装置	ホールソー、コアドリルによる穴明け	Φ154×L250mm程度	11kWモータ	水圧シリンダによるクランプ	1320×1240×1480	2000kg
			ワイヤーソー	ダイヤモンドビットワイヤーによる押切	Φ11×L30m程度	15kW相当モータ×2	水圧シリンダによるクランプ	1200×1100×2100	1500kg
垂水オーバーフロー板	ステンレス鋼 (25mm)	ディスクソー	ディスクソー	超硬チップソー付きディスクカッターの高速回転による切断	Φ300~Φ400程度	4.5kWモータ	水圧シリンダによるクランプ	1600×1500×1000	250~350kg
			レーザー切断	レーザーによる溶断	-	10kWレーザー (JAEA殿情報による)	水圧シリンダによるクランプ	1700×1900×1100	150kg
炉心タンク胴部 (縦方向)	ステンレス鋼 (25mm)	ワイヤーソー	ダイヤモンドビットワイヤーによる押切	Φ11×L30m程度	15kW相当モータ×2	水圧シリンダによるクランプ	1200×1100×2000	1600kg	
炉心タンク胴部 (横方向)	ステンレス鋼 (25mm)	ディスクソー	ディスクソー	超硬チップソー付きディスクカッターの高速回転による切断	Φ300~Φ400程度	4.5kWモータ	水圧シリンダによるクランプ	1700×1200×1100	250kg
			レーザー切断	レーザーによる溶断	-	10kWレーザー (JAEA殿情報による)	水圧シリンダによるクランプ	1800×1100×1100	150kg
防振板	アルミニウム (25mm)	油圧カッター	せん断刃物による押切	開刃180mm程度	50MPa油圧シリンダ	50MPa油圧シリンダ	水圧シリンダによるクランプ	776×1100×956	300kg
防振板 (取付ボルト)	ステンレス鋼 (M22ボルト)	穴明け装置	ホールソー、コアドリルによる穴明け	Φ60×L75mm程度	3.7kWモータ	3.7kWモータ	水圧シリンダによるクランプ	1100×1000×2500	250kg
カラドリアタンク下管板 (ガイド管)	ステンレス鋼 (8~20mm)	ディスクソー	超硬チップソー付きディスクカッターの高速回転による切断	Φ405程度	3.7kWモータ	3.7kWモータ	水圧シリンダによるクランプ	1300×1900×1200	450kg
カラドリアタンク下管板	ステンレス鋼 (100~150mm)	ディスクソー	超硬チップソー付きディスクカッターの高速回転による切断	Φ800程度	4.5kWモータ	4.5kWモータ	水圧シリンダによるクランプ	1500×2200×1600	350kg
垂水ダンプポート	ステンレス鋼 (25mm)	レスプロソー	のこ刃の往復による切断	L300mm程度	1kWモータ	1kWモータ	水圧シリンダによるクランプ	1600×1000×1800	150kg
垂水分配ノズル	ステンレス鋼 (3.4mm)	レスプロソー	のこ刃の往復による切断	L300mm程度	1kWモータ	1kWモータ	水圧シリンダによるクランプ	1000×600×700	200kg

➡ 解体装置は、装置案のブラッシュアップ、レーザー工法の実用化や全ての解体部位の工法検討を引き続き行う。

資料 42-4-20



5. 原子炉解体に関する今後の取り組み

◆装置の機械設計と部品選定：

使用する材料や部品を手配納期や製品寿命等を踏まえて選定し、フレーム構造、取り付け部品、可動部/静止部の部品設計を詳細化し、動作に必要なモータ、センサー等を決定。

◆制御システム設計及び安全設計：

装置の動作を制御するためのシステム設計として、コントローラ、電気回路、プログラム、入出力インターフェース、センサー配置、駆動方式を含む制御ロジックやシーケンスを決定。また、装置の安全性を確認し、人為的・機械的・電気的リスク等に対し、防護機能の設置、緊急停止機能、過負荷保護などの安全対策を設計。

◆解体用プール設計の更なる具体化：

・系統設計結果の反映：

解体用プールの給排水、循環浄化、溢水時の漏水回収、オーバーフロー等の系統設計結果の反映。

・耐震設計クラス、新規FRSの反映：

耐震クラスをB→Cとし、かつ最新知見に基づく地震動を考慮した場合の影響確認と形状・物量等の合理化。

・解体用プールの小型化：

プール規模の合理化のため、解体に支障のないことを確認の上、機能の絞り込みを行い、プールを小型化。

・安全設計：

解体期間中の物品の落下等に対する解体用プールの損傷防止方法の反映。

資料 42-4-21



完

3. 講評

本委員会の井口主査より、以下の講評を頂いた。

「ふげん」の廃止措置作業が当初の計画どおり順調に行われていることを理解した。また、蒸気ドラムの内部調査については、自己位置推定型サーベイメータが使用されており、データ解析結果に非常に興味がある。解析結果の定量性や方法論の妥当性を示した上で水平展開を行って頂きたい。

原子炉本体解体の技術については、基本設計が終了することだがもう少し内容を詰める必要があると感じた。特に新設される解体用プールの遠隔溶接・検査の技術開発については、モノづくりのために着実に要素技術を積み上げ、それを統合化する手順を具体化して進めると非常に良いものとなる。

L1 廃棄物等の率直な疑問が出された。日本として、原子力業界として、どうするかは非常に重要な問題であり、先行する「ふげん」でも、いずれ回答を用意しないといけない。「ふげん」から出てくる廃棄物から議論を行っていただけると良いと感じた。

This is a blank page.

