



国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
新型転換炉原型炉ふげん 廃止措置部 技術実証課

I. はじめに

日本原子力研究開発機構 新型転換炉原型炉ふげん（以下「ふげん」という）は、原子炉本体解体撤去に向けて、原子炉建屋において原子炉本体の周辺設備の解体撤去を進めています。原子炉本体解体撤去は、2030年度から着手する計画としており、解体装置の設計等の検討も本格化していることから、特集号として原子炉本体解体に向けた技術開発状況について報告します。

ふげんの原子炉本体は、構造が複雑かつ様々な材料で作られています。また、原子炉本体は放射化していることから、解体に当たっては、汚染拡大防止や被ばく低減の観点から原子炉上部に解体用プールを設置し、水中で遠隔解体装置を用いて解体する計画としています。

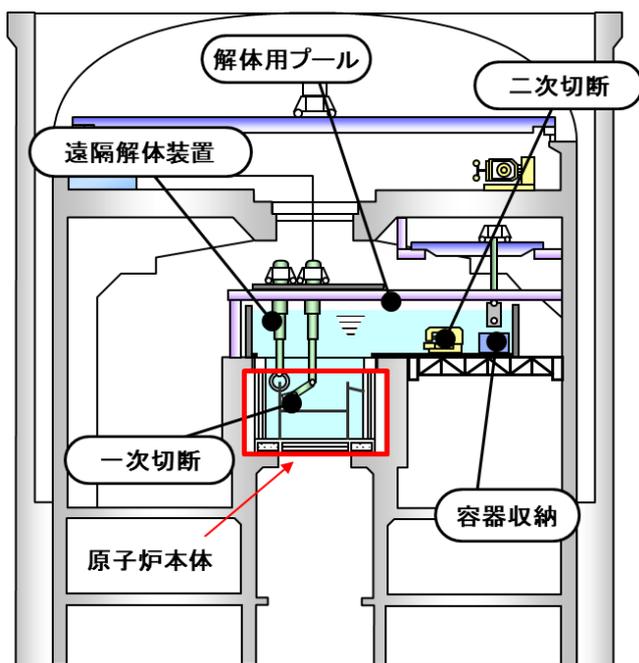
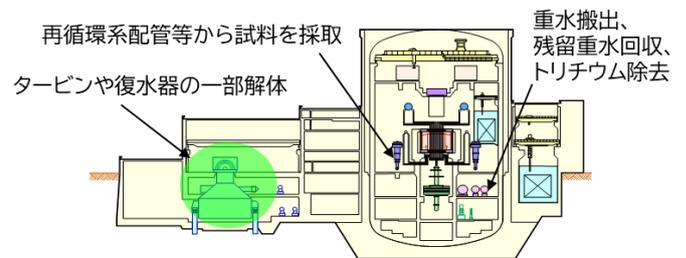


図1 原子炉本体の遠隔・水中解体概念

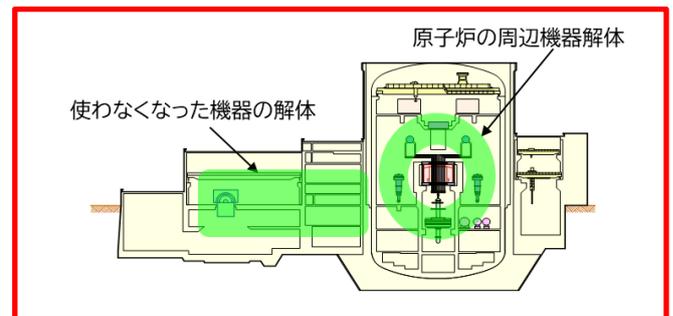
II. 原子炉本体解体に向けた取組み

ふげんでは、廃止措置の全体工程を4つの期間に区切り、段階的に廃止措置作業を進めています。

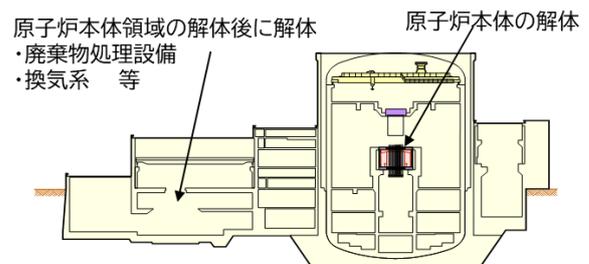
① 重水・ヘリウム系等の汚染除去期間



② 原子炉周辺設備解体撤去期間（現在）



③ 原子炉本体解体撤去期間



④ 建屋解体期間

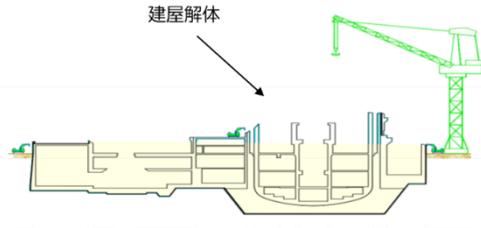


図2 廃止措置の各工程

現在は、第2段階の原子炉周辺設備解体撤去期間であり、第3段階の原子炉本体解体に向けて、原子炉周辺設備の解体撤去作業を進めています。これまでに2ループある原子炉冷却系等の解体撤去作業は完了しており、残りは蒸気ドラム等の大型機器のみとなっています。

また、これまで原子炉本体を安全に解体するための検討を実施してきており、検討の結果、解体時に原子炉本体から解体用プールの水が漏えいするリスクを大幅に低減させた、より保守的な工法に変更する必要があると判断しました。この工法の変更に当たり、新規に遠隔での自動溶接・検査装置の開発を行う必要があるため、原子炉本体の解体着手時期（原子炉本体解体撤去期間）を当初の2023年度開始から、7年延伸し2030年度開始に変更しました。

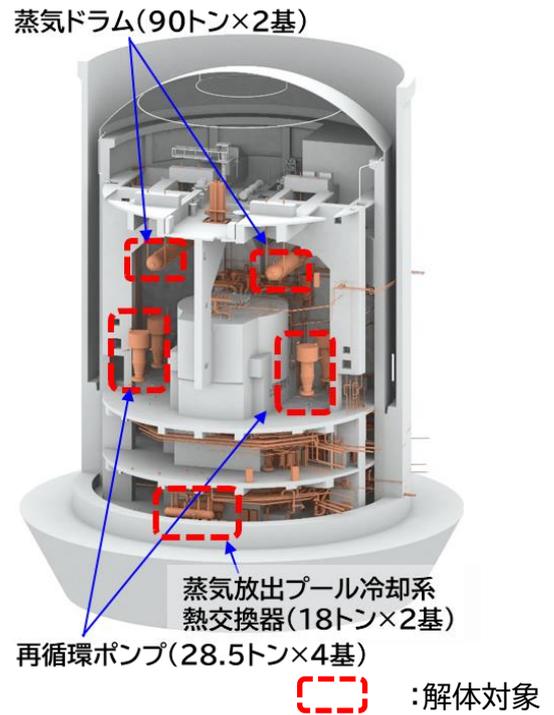


図4 原子炉周辺設備(大型機器)の主な解体対象設備

Ⅲ. 遠隔自動溶接・検査装置の必要性

原子炉本体は、放射性粉じん等の粒子状放射性物質による被ばく低減や発火防止対策の観点から、水中での解体環境を構築することを目的に原子炉の上側に解体用プールを設置して解体する計画としています。

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、漏えいのリスクを最大限低減する方法として、原子炉本体（カランドリアタンク）に直接溶接接合することとしています。しかしながら、溶接時は、原子炉本体近傍での高い放射線量下での作業となるため、遠隔で溶接・検査を行うことが必要であり、加圧水型原子力発電所の『原子炉圧力容器管台の応力腐食割れ予防保全工事』で用いられた溶接検査技術等を参考に、ふげん解体用プール向けの遠隔自動溶接・検査装置の開発を進めています。

見直し前

年度	2007	2017	2022	2023	2031	2033
廃止措置の各期間	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	
主要工事	使用済燃料の搬出					
	原子炉冷却系統施設、計測制御施設等の解体					
	核燃料物質取扱施設・貯蔵施設、重水・ヘリウム系等の解体					
	原子炉本体の解体					
						建屋解体

見直し後

年度	2007	2017	2022	2029	2030	2038	2040
廃止措置の各期間	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		
主要工事	使用済燃料の搬出						
	原子炉冷却系統施設、計測制御施設等の解体						
	核燃料物質取扱施設・貯蔵施設、重水・ヘリウム系等の解体						
	遠隔・自動化装置開発						
							建屋解体

図3 廃止措置工程の変更

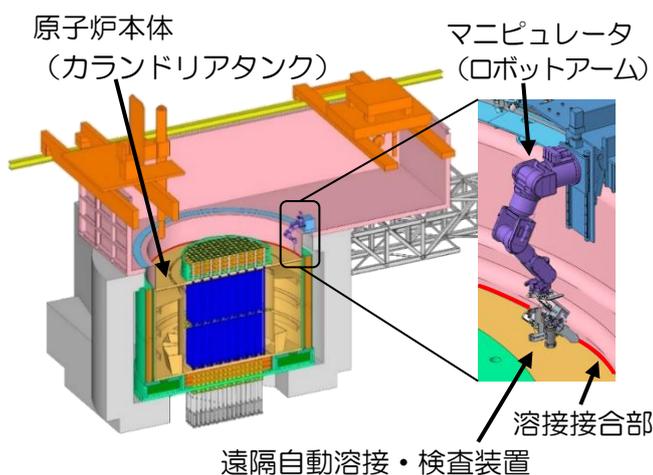


図5 解体用プールの構成

IV. 遠隔自動溶接・検査装置の設計状況

遠隔自動溶接・検査装置は、技術開発として約5年間、その検証及び評価として約2年間の計7年間での装置開発を予定しており、現在は、溶接の施工条件、装置の構成や台数、部品選定、配置等の基本設計作業を行っています。

遠隔自動溶接・検査技術の開発に当たっては以下の技術的課題があります。

- 熟練工と同等レベルとなる溶接及び検査の遠隔・自動化の実現
- 溶接欠陥・故障時の遠隔トラブルシューティングを考慮した遠隔自動化技術の確立

遠隔での溶接作業は、軽水炉プラントでも多くの施工実績はありますが、品質の良い溶接を得ようとする場合、スムーズな施工性、施工対象の変形等の対処方法などを予め考慮しておく必要があります。これまでの要素試験により、解体用プールの溶接への適用の目途を得ました。

また、遠隔での検査作業は、施工の対象がステンレスであることから、浸透探傷試験(PT)を適用することとしています。PTは、対象物表面に検査液を浸透させ、洗浄処理・現像処理することで傷を目視にて確認できる方法であり、有資格者の技術(検査液を均一に吹き付ける噴射角度や量、時間等)が検査の品質に影響することから、これを遠隔・自動で再現し、有資格者が行う作業と同等以上の品質を得るた

めにトライ&エラーを繰り返して最適な施工条件を設定する必要があります。

これら技術課題を解決するため、現在実施中である基本設計の結果を踏まえ 2025 年度から詳細設計及び実機製作を行い、また、解体用プール溶接部の形状や状態を模擬した設備を製作し、遠隔自動溶接・検査の性能を検証していきます。

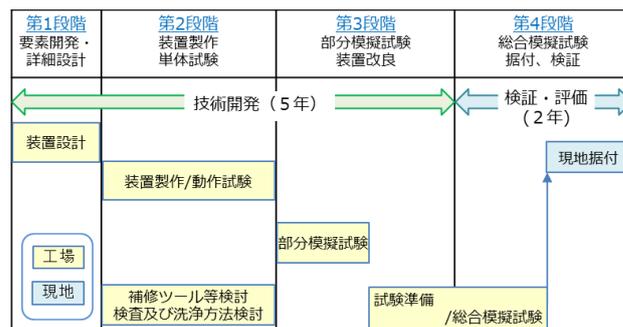


図6 解体用プール設置に係る開発手順

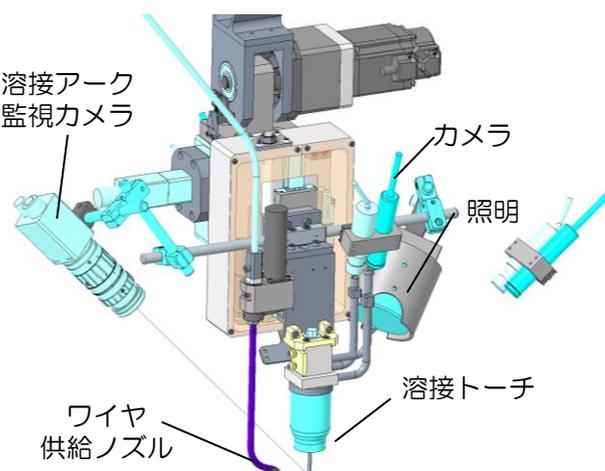


図7 遠隔自動溶接装置の概念

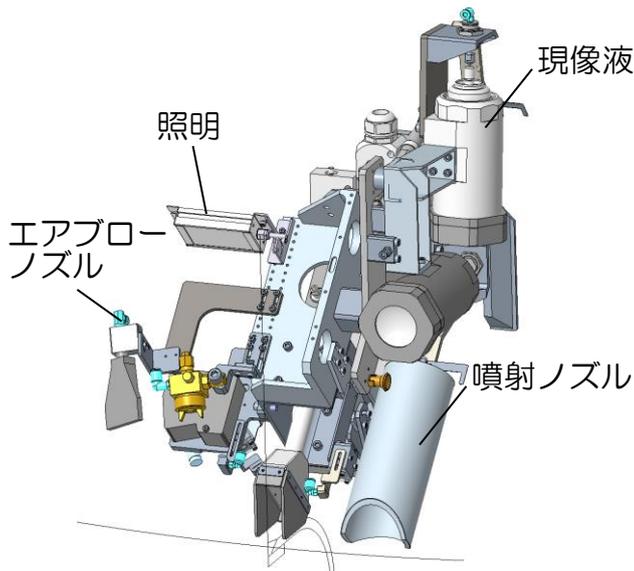


図8 遠隔自動検査装置の概念

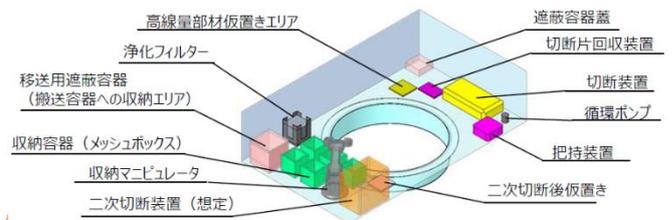


図9 必要エリアの想定

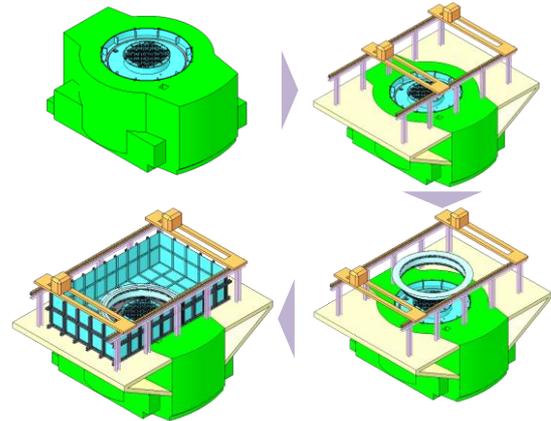


図10 組立方法の概念

V. 解体用プールの設計状況

原子炉本体解体期間中の解体用プールは、作業エリアに裕度を持たせた設計とし、当初、幅10m×長さ19mとしましたが、各種装置の設置・解体物の仮置き・収納作業、二次切断等を精査し、リスク低減に向けた小型化を検討しています。なお、解体用プールは非常に大型かつ狭隘な原子炉建屋内で通常の建設工事などで使用する大型クレーンなどが使用できない環境であるため、設置には1.5～2年程度の期間が必要と想定しています。

設置工事の工程短縮及び工事で発生する廃棄物低減の観点から各機能の必要性を見極めさらなる合理化（小型化など）を検討しています。また、解体用プールの組立方法、地震時のスロッシング^{※1}を含む構造計算・強度設計等を引き続き検討しています。

※1：地震時に液体が容器の中で揺れ動き、プール上部から越水しないようプールの形状を設定したり、揺れ動く力を作用荷重として強度に考慮するもの。

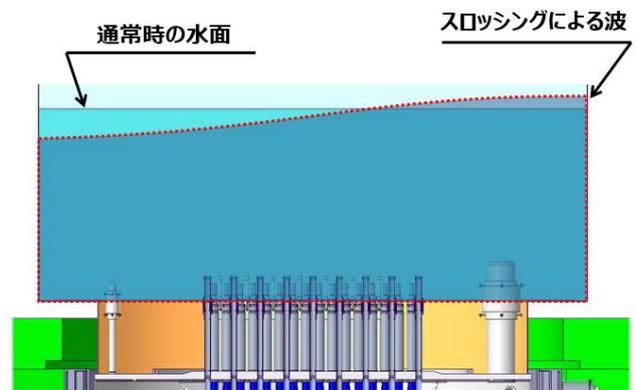


図11 地震時におけるスロッシング

VI. 遠隔解体装置の設計状況

ふげんの原子炉本体は、圧力管やカランドリア管、炉心タンク等から構成される炉心領域と鉄水遮へい体等から構成される遮へい体領域の2つに分けられます。炉心領域は、約25年間の運転により放射能レベルが比較的高く、圧力管とカランドリア管をそれぞれ224本内蔵する二重管で構成される複雑で狭隘な構造であり、遮へい体領域は、原子炉上下部及び側部が厚板部材（最大板厚150mm）からなる積層構造となっています。また、これらは、炭素鋼、ステンレス鋼、ジルコニウム合金、アルミ

ニウム、コンクリート等、多種材料から構成されていることから、構造物に応じて切断工法を使い分ける必要があります。

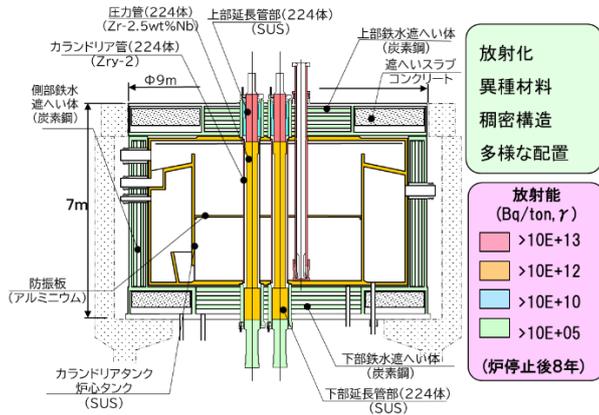


図 12 原子炉本体の構造と特徴

原子炉本体の解体に当たっては、構造物の配置や特性に応じて解体手順を具体化しており、現在は詳細な切断位置や容器への収納方法など 3D モデルを用いて検討しています。

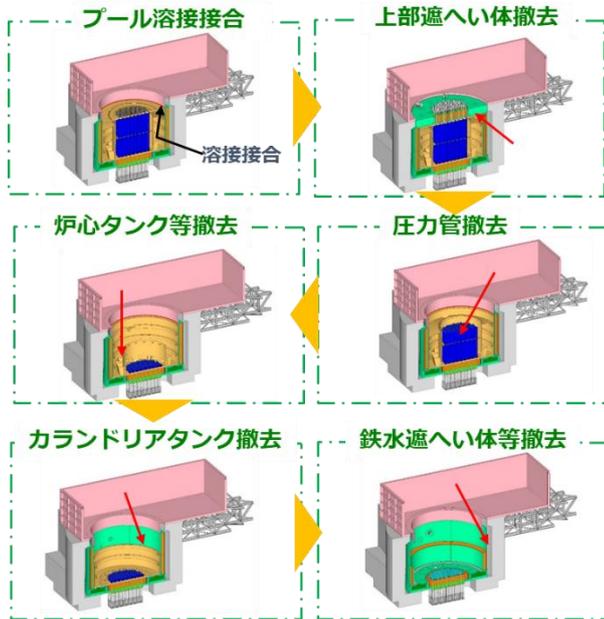


図 13 原子炉本体解体手順の概念

原子炉本体解体工法の選定に当たっては、ふげんの原子炉構造を考慮した上で工期短縮や二次廃棄物低減等が期待される複数の工法を候補とし、これまで切断試験等により、比較評価を行いました。

① 切断工法の選定

「ふげん」原子炉本体を安全かつ効率的に解体するため、国内外の原子炉廃止措置に適用された切断工法を調査し、4つの工法に絞り込みをしました。

- プラズマアーク切断
- レーザ切断
- AWJ (アブレイシブウォータージェット) 切断
- ダイヤモンドワイヤーソー切断

また、これらの切断工法については、「ふげん」原子炉本体のうち炉心領域の特徴である複雑で狭隘な環境への適用性の可否の確認や特有材料である圧力管、カランドリア管等の炉内構造物に対する切断試験を実施してきました。

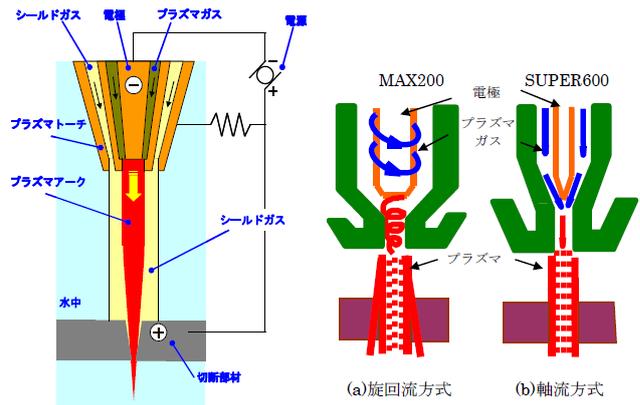


図 14 プラズマアーク切断の概要

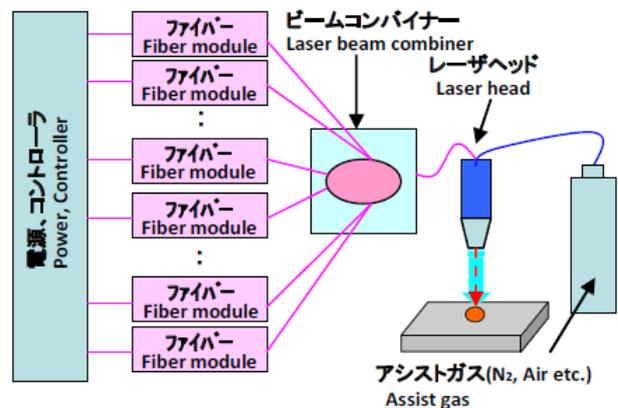


図 15 レーザ切断の概要



図 16 AWJ 切断の概要

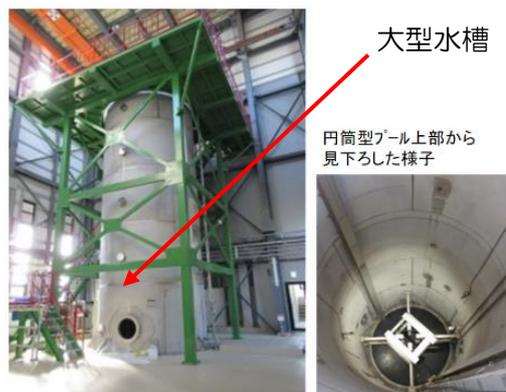


図 18 廃止措置モックアップ試験フィールド

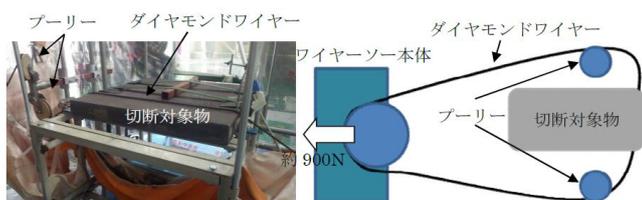


図 17 ダイヤモンドワイヤーソー切断の概要

切断試験を踏まえて各工法を比較評価した結果、工期短縮及び二次廃棄物低減等の観点でレーザー切断工法が優位であり、狭隘な「ふげん」の炉内に適用できる小型ヘッドを試作し、切断試験により適用性も確認できたことから、レーザー切断を基本工法に選定しました。また、厚板部については、コンクリートも切断可能且つ高い切断能力を有するダイヤモンドワイヤーソー切断を基本工法に選定しました。

なお、これらの基本工法その他、炉内の構造に応じた適切な切断工法やバックアップ工法についても合わせて検討を行っています。

レーザー切断工法に対しては、現在、福井県敦賀市内の「ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点（スマデコ）」にて水中環境を模擬し、各種検証試験を進めています。

② 配管類の減容方法

上記の基本工法その他、解体廃棄物量（容器数）の低減のため、配管類は減容して所定容器に収納する計画であり、減容方法の検討を行っています。減容方法には「細断（縦割り）」と「圧縮減容」があり、細断については放射エネルギーが多い切粉が多く発生すること、並びに刃物などの二次廃棄物が多く発生すること等の課題があり、プレス機による圧縮減容の適用性について2023年度に実証試験を実施しました。結果、圧力管及びステンレス管模擬材に対して規則正しく変形（圧力管：割れ、ステンレス鋼管：潰れ）することが確認できたことから、今後はさらに、物流を含む配置成立性やコスト等も踏まえた適用性評価を行っていきます。



図 19 プレス減容試験状況



図 20 プレス減容試験結果

③ 熱的切断時の放射性粉じんの回収方法

レーザー切断時は、解体対象物の一部が放射性的の粒子状物質（放射性粉じん）となり、その殆どが解体用プール内の水によって捕集されますが、一部は水面から気中に移行します。このため、解体用プール周りで働く作業者の呼気の吸引による内部被ばくを最大限低減しつつ、解体作業を効率的に行うため、送風機を用いた強力な風のカーテン（エアカーテン）の適用を検討しています。

レーザー切断で発生する粉じんの回収効果を把握するため、今年度スマデコでエアカーテンを実際に取り付け、必要なデータ収集を行い実機設計に反映していきます。

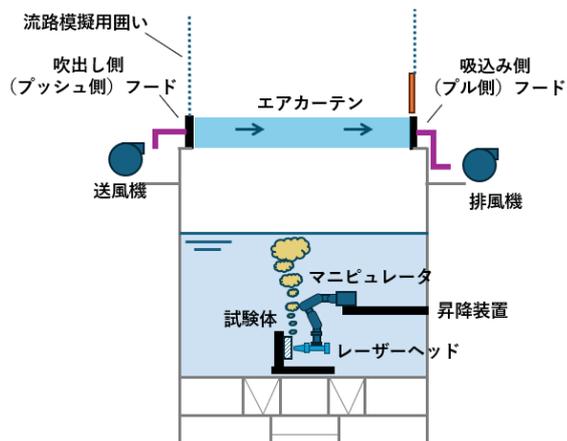


図 21 スマデコでのエアカーテン検証試験概念

Ⅶ. 原子炉本体解体に向けた今後の展望

ふげん原子炉本体解体に向けては、更なる安全性向上に資するべく幾つかの課題がありますが、一つ一つ着実に解決し、計画に基づく解体を進めていきます。

また、解体実証によって得られる経験等は、今後新設される原子炉設計や後続の廃止措置に役立つ知見を残すことが私たちの使命です。廃止措置の先駆者として得られた知見やノウハウを公開し、広く社会に貢献できる廃止措置を実現していきたいと思ひます。

以上