

ISSN 1343-3881

# デコミッショニング技報

Journal of RANDEC

No. 63  
2022

ふげん・もんじゅ特集号巻頭言

ふげん・もんじゅ廃止措置特集号の発刊によせて

技術報告

ふげん及びもんじゅの廃止措置への取組みについて

公益財団法人 原子力バックエンド推進センター  
Radwaste and Decommissioning Center

# RANDEC

**RANDECは、原子力バックエンドの確立に向けた技術の調査・研究及び普及・啓蒙活動等の下記の公益目的事業を行っています。**

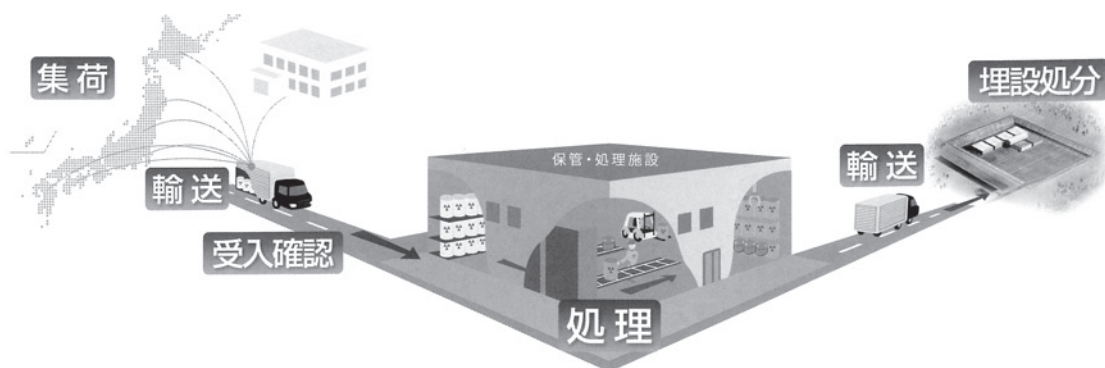
国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業の確立

デコミッショニング及び放射性廃棄物処理処分に係わる調査・研究

福島県及び関東一円の環境回復に関する技術開発

原子力バックエンドに係わる研究成果の普及

これらの事業を通し、わが国の科学技術及びエネルギー事業の振興に寄与しています。



# デコミッショニング技報

第 63 号 (2022 年 5 月)

## 目 次

ふげん・もんじゅ特集号巻頭言 . . . . . 吉田 邦弘

ふげん・もんじゅ廃止措置特集号の発刊によせて . . . . . 安部 智之

### <技術報告>

ふげん及びもんじゅの廃止措置への取組みについて

. . . . . 伊藤 健司、 近藤 哲緒、 中村 保之、  
松野 広樹、 長沖 吉弘、 佐久間 祐一



# 目次

## 技術報告：

### ふげん及びもんじゅの廃止措置への取組みについて

1. はじめに .....	1
2. ふげん・もんじゅ廃止措置計画の概要 .....	2
➤ ふげん、もんじゅの施設概要 .....	2
➤ 廃止措置の工程 .....	2
3. 「ふげん」廃止措置の取組み .....	3
➤ 「ふげん」廃止措置の特徴 .....	3
➤ 廃止措置の実施状況 .....	4
➤ 原子炉本体解体に係る技術開発 .....	7
➤ 廃止措置中の設備維持管理 .....	9
4. もんじゅ廃止措置の取組み状況 .....	16
➤ 燃料体取出しの実施状況 .....	16
➤ 2次系ナトリウムの抜取り .....	18
➤ もんじゅ廃止措置の特徴 .....	18
➤ 廃止措置第2段階の主要作業 .....	20
➤ ナトリウム機器解体に向けた技術開発 .....	23
5. おわりに .....	25

# CONTENTS

## Technical Report :

### Status of Decommissioning for Prototype ATR Fugen and FBR Monju

1. Abstract .....	1
2. Summary of Decommissioning plan of Fugen and Monju .....	2
➤ Outline of Fugen and Monju facilities .....	2
➤ Decommissioning process of Fugen and Monju .....	2
3. Works related to Fugen Decommissioning .....	3
➤ Characteristics of Fugen Decommissioning .....	3
➤ Current status of Fugen Decommissioning .....	4
➤ Development of technology for reactor dismantling .....	7
➤ Maintenance of facilities during Fugen Decommissioning .....	9
4. Works related to Monju Decommissioning .....	16
➤ Current status of fuel unloading .....	16
➤ Secondary sodium drain .....	18
➤ Characteristics of Monju Decommissioning .....	18
➤ Main activities in the second stage of Monju Decommissioning .....	20
➤ Development of technology for sodium component dismantling .....	23
5. Conclusion .....	25

## ふげん・もんじゅ特集号巻頭言



国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構  
敦賀廃止措置実証部門

理事 吉田 邦弘

皆様には、新型転換炉原型炉「ふげん」並びに高速増殖原型炉「もんじゅ」における廃止措置事業に関し、平素より多大なご理解とご支援を賜り、厚く御礼申し上げます。双方の廃止措置を進める敦賀廃止措置実証部門を代表し、この場をお借りしてご挨拶を申し上げます。

敦賀廃止措置実証部門では、プロジェクト管理や安全・品質保証活動等を統括する「敦賀廃止措置実証本部」と現場での廃止措置作業を担う「ふげん」及び「もんじゅ」が三位一体となって、これまで研究開発に供してきた原型炉施設の廃止措置を進めています。「ふげん」と「もんじゅ」は、炉型や使用された冷却材、運転履歴など異なる点が多いものの、同じ敦賀地区において廃止措置を並行して進めるという特徴を活かし、解体が先行する「ふげん」の知見や成果を「もんじゅ」の廃止措置に反映し、安全の確保や効率的な廃止措置の推進に努めています。

また、廃止措置の推進に当たっては、地域との連携協力が重要であり、廃止措置への地域企業の参入を支援する「スマートデコミッション実証施設」の活用や「ふげん」、「もんじゅ」の廃止措置現場での技術の実証など、敦賀地区が原子炉施設の廃止措置の実証拠点となり、地元産業の発展に繋がるように、着実に事業を推進していく所存です。

近年、国内では役割を終えた商用軽水炉の廃止措置が本格化する段階に入っています。先行する「ふげん」や今後の「もんじゅ」の廃止措置で得られた知見や成果については、それらを商用炉の廃止措置に活かしていただけるよう、成果の集約や発信に努めるとともに、これらの取組みが次なる原子力利用への展開や国と地域の発展に繋がるものと信じ、着実に事業を推進していく所存です。

「ふげん」、「もんじゅ」の廃止措置には、国民の皆様や特に地元の皆様からの信頼が何よりも重要と認識しており、情報公開に努めつつ、安全最優先に双方の事業を進めてまいります。

最後に、「ふげん・もんじゅ特集号」への掲載につきまして、貴誌のご高配を賜りましたことに感謝申し上げますとともに、今後とも、皆様のご理解、ご支援を賜りますよう、よろしくお願い申し上げます。



## ふげん・もんじゅ廃止措置特集号の発刊によせて



国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構  
敦賀廃止措置実証部門 敦賀廃止措置実証本部

本部長\* 安部 智之

\*：執筆時

新型転換炉原型炉「ふげん」並びに高速増殖原型炉「もんじゅ」における廃止措置事業に関し、平素より多大なご理解とご支援を賜り、厚く御礼申し上げます。

2016年12月の「もんじゅ」の廃止措置移行の政府方針決定の後、2017年6月に決定された国の『「もんじゅ」の廃止措置に関する基本方針』において、原子力機構は敦賀地区において迅速かつ柔軟に意思決定を行い、円滑に廃炉実証を進め得る体制を整備することとされ、2018年4月に敦賀廃止措置実証本部と「ふげん」、「もんじゅ」の両サイトよりなる敦賀廃止措置実証部門を設置しました。

「ふげん」と「もんじゅ」は、原子炉型式だけでなく、歩んできた道も大きく異なります。「ふげん」は、25年に及ぶ運転の後、5年間の準備期間を経て、2008年に廃止措置計画の認可を得、わが国の発電用原子炉の廃止措置のフロントランナーとして歩んできました。一方「もんじゅ」は、運転再開に向けた取組途上に廃止措置移行が決定され、ナトリウム中の燃料体を燃料池へ速やかに取出すことを規制委員会から求められながらの廃止措置着手となりました。「もんじゅ」の廃止措置移行に当たり国の指導の下で整備された体制に「ふげん」で培った廃止措置に関する経験、知見を加えることにより、新組織での「ふげん」、「もんじゅ」の一元的な廃止措置推進と技術実証を目指してきました。

「ふげん」については、認可された廃止措置計画にしたがい、重水の施設外搬出と重水等の系統に残留したトリチウムの除去作業を完了した後、施設解体は原子炉本体周辺設備まで進み、解体発生物の区分保管、クリアランス確認についても計画通り進捗しています。使用済燃料については、搬出先として当初予定していた東海再処理施設の廃止措置移行を受けて、海外での再処理に計画を変更し、実現に向けた準備を進めています。今後は施設解体を進めつつ、使用済燃料搬出、解体発生物の廃棄体化、クリアランス確認物の有効利用等の新たな展開に進みます。

「もんじゅ」については、5年計画の燃料体の取出し作業の最終年度を迎えました。燃料体取出し作業のうち、燃料体処理作業の初回キャンペーンにおいては、ナトリウム化合物の付着による機器動作不調を経験しましたが、「もんじゅ」付属のナトリウム試験施設で系統的な試験を実施し、設備製作メーカー技術者を含めた検討による対策で克服できました。2023年度からの第2段階においては、しゃへい体取出しやナトリウム搬出に必要な設備整備を完了した上で、系統設備から抽出したナトリウムを英国に搬出することとし、第3段階として2032年度にナトリウム設備解体を本格的に開始できるよう、廃止措置全体計画の検討を進めています。

「ふげん」、「もんじゅ」には、研究開発段階炉特有の技術課題があり、必要な技術開発、将来技術への反映、成果発信を行うことが研究開発機関としてのミッションです。一方、原子力施設の運転と廃止措置では、求められるものが全く異なり、廃止措置を合理的に進めるにはカルチャーとマインドのチェンジが必要とされています。米国でライセンス移転方式による原子力発電所の廃止措置の事業化が定着するなど、海外で目覚ましい変革が進み、廃棄物処分、規制、実施体制等の状況が大きく異なる日本においても、国情に合致した廃止措置の改革が求められます。研究開発機関としての役割と廃止措置を安全かつ合理的に完了するための改革の取組を「ふげん」、「もんじゅ」の廃止措置を両輪とした「廃止措置実証」を進めてまいります。



## ふげん及びもんじゅの廃止措置への取組みについて

伊藤 健司、近藤 哲緒、中村 保之、松野 広樹、長沖 吉弘、佐久間 祐一

### *Status of Decommissioning for Prototype ATR Fugen and FBR Monju* *Kenji Ito, Tetsuo Kondo, Yasuyuki Nakamura, Hiroki Matsuno,*

Yoshihiro NAGAOKI, Yuuichi SAKUMA

新型転換炉原型炉ふげんは2008年（平成20年）2月に、高速増殖原型炉もんじゅは2018年（平成30年）3月に、それぞれ廃止措置計画の認可を受け廃止措置段階に移行した。これら2つの廃止措置を統括する組織として、2018年（平成30年）4月に敦賀廃止措置実証本部を新設し、「集約化・重点化」「施設の安全確保」「バックエンド対策」の三位一体で原型炉施設の廃止措置を安全かつ着実に進めている。

本報告では、「ふげん」及び「もんじゅ」における廃止措置計画の概要及び廃止措置工事等の実施状況について紹介する。

The prototype advanced thermal reactor Fugen entered into the decommissioning phases with the approval of the decommissioning plan in February 2008. The prototype fast breeder reactor Monju entered into the decommissioning stage with the approval of the decommissioning plan in March 2018.

In April 2018, the head office of Tsuruga decommissioning demonstration was newly established to oversee the decommissioning operations in Tsuruga area, and decommissioning projects for two unique reactors have progressed safely and steadily, under trinity concept of "Centralization and Focusing", "Safety and Security of facilities" and "Backend Measures".

The purpose of this document is to outline the Decommissioning plans and to introduce current progress.

### 1. はじめに

新型転換炉原型炉ふげん（以下「ふげん」という）は、我が国の国家プロジェクトとして自主開発され、約25年に及ぶ運転実績とプルトニウムとウランの混合酸化物（MOX）燃料を利用して世界的なプルトニウム利用実績を残すなど、新型炉開発の先駆的役割を果たしてきた。1995年（平成7年）8月の実証炉計画の中止決定を受けて、1998年（平成10年）の新法人への改組にあたり、「ふげん」については新型転換炉開発の役割を終了し、その後の残された運転期間の中でプルトニウム利用技術やプラント管理技術などの技術開発成果の集大成を行うとともに、運転停止後の廃止措置を円滑に行うため、ふげん固有の廃止措置技術の開発、研

究等を実施する方針が示され、2003年（平成15年）3月に運転を終了した。その後は、約5年の廃止措置準備期間において廃止措置のための手続きや準備を進め、2008年（平成20年）2月に国の新たな認可制度に基づき、当時の原子力安全・保安院よりふげん廃止措置計画の認可を受けた。廃止措置に移行後は国内初の大型水炉の廃止措置として、安全を最優先に、計画的かつ合理的な廃止措置となるよう、必要な技術開発を実施して進めているところである。

一方、高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という）は、「ふげん」と同様にMOX燃料を使用したナトリウム（Na）冷却型高速増殖炉原型炉であり、国産技術による国家プロジェクトとして開発され、1985年（昭和60年）10月に建設を開始

し、1994年（平成6年）4月に初臨界を達成した。その後、性能試験段階における40%出力運転中の1995年（平成7年）12月に、2次主冷却系のNa漏えいが発生し運転を停止した。その原因究明や国レベルでの開発議論を経て、改修工事を行い、2010年（平成22年）5月には再稼働を果たした。

2016年（平成28年）12月の原子力関係閣僚会議において、「高速炉開発の方針」として高速炉開発を継続するとしつつも、「もんじゅ」は新規制基準対応等による再稼働までの時間や経済的見通しの不透明さから廃止措置へ移行することが決定され、2018年（平成30年）3月に廃止措置計画が認可された。この廃止措置計画に基づき、我が国で最初のナトリウム冷却高速炉の廃止措置に取り組むこととなった。

これにより、同年4月には機構として「ふげん」、「もんじゅ」が一丸となって、安全確保を最優先に廃止措置を着実に進めるため「敦賀廃止措置実証本部」（Fig.1）を設け、「ふげん」及び「もんじゅ」の廃止措置プロジェクトの全体計画や安全管理を行うなど、敦賀地区の廃止措置業務を統括し、「ふげん」及び「もんじゅ」の廃止措置を一体的に進める組織として活動を開始した。

以下では、「ふげん」及び「もんじゅ」の廃止措置の取り組み状況を述べる。

## 2. ふげん・もんじゅ廃止措置計画の概要

### 2.1 ふげん、もんじゅの施設概要

「ふげん」は、熱出力557 MW、電気出力165 MWの重水減速沸騰軽水冷却型原子炉であり、プルトニウム及びウランを柔軟かつ効率的に燃料として利用できる特徴を持つ原子炉として開発された。プルトニウムリサイクルを基本とする発電プラントとしての技術的成立性を実証し、我が国のプルトニウム利用の先駆的役割を果たした。

減速材である重水はカランドリアタンク（レンコン型の円柱状のタンク）に納められており、減速材環境中に設置された圧力管の中の燃料が冷却材である軽水を加熱し、蒸気を発生させ発電する。減速材に重水を使用していること及び原子炉の構造が圧力管型であることを除けば、沸騰水型原子炉（BWR）と類似した系統設備を持つ原子炉施設である。

「もんじゅ」は、熱出力714 MW、電気出力280 MWのナトリウム冷却高速中性子型原子炉であり、高速増殖炉の発電プラントとしての機能や大型化への技術的可能性を確認するために開発された。MOX燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）と周囲を取り囲むウラン238を主成分とするブランケット燃料によって炉心が構成され、中性子をブランケット燃料で吸収することにより、核分裂性プルトニウム239を生成する。冷却材には中性子を減速する作用が小さく熱伝導率の良いナトリウムを使用し、ナトリウムと水の接触による化学反応で蒸気発生器伝熱管が破損した場合でも影響が原子炉本体に及ばないように1次ナトリウム冷却系、2次ナトリウム冷却系、水・蒸気系から構成される。系統構成は加圧水型原子炉（PWR）に似ているが1次系、2次系にナトリウムを用いている点異なる。

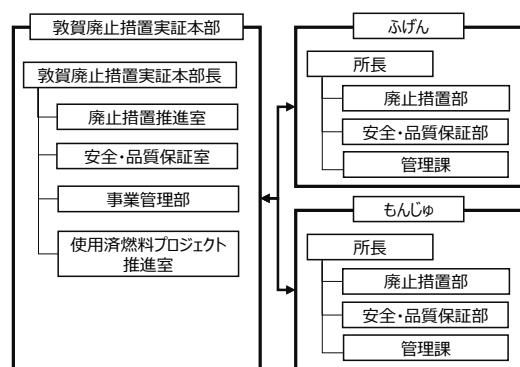


Fig.1 Tsuruga Decommissioning Project organization chart

### 2.2 廃止措置の工程

「ふげん」及び「もんじゅ」の廃止措置工程は、大きく4段階に分け段階的に進める計画である。

「ふげん」「もんじゅ」の廃止措置計画の主要工程をFig.2、Fig.3に示す。

#### (1) ふげん

##### (a) 重水・ヘリウム系等の汚染除去（第1段階）

タービン系設備の解体撤去工事と重水の回収・搬出及び原子炉本体を含む重水系・ヘリウム系等のトリチウム除去工事を実施する（完了）。

##### (b) 原子炉周辺設備解体撤去（第2段階）

原子炉本体の解体撤去工事に干渉しないよう原子炉本体周辺にある原子炉冷却系統施設等の解体撤去を行う（実施中）。

- (c) 原子炉本体解体撤去 (第3段階)  
原子炉本体の解体撤去を行うとともに、全ての設備・機器の解体と除染を行う。また管理区域を解除する。
  - (d) 建屋解体 (第4段階)  
廃止措置対象施設をすべて解体する。
- (2) もんじゅ
- (a) 燃料体取出し (第1段階)  
原子炉に燃料がある状態で廃止措置へ移行したため、燃料体取出し作業を実施する (実施中)。

	第1段階 重水・ヘリウム系 等の汚染除去期間	第2段階 原子炉周辺設備解 体撤去期間	第3段階 原子炉本体解体撤 去期間	第4段階 建屋解体期間
年度	2008 ~ 2017	2018 ~ 2022	2023 ~ 2031	2032 ~ 2033
主要な実施事項	使用済燃料の搬出			
	重水搬出・トリチウム除去			
		重水系、核燃料取扱設備の解体		
			原子炉本体の解体	
			原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設等の解体	
				建物等解体撤去

Fig.2 Fugen Decommissioning Process

- (b) ナトリウム機器の解体準備 (第2段階)  
水・蒸気系設備の解体撤去等を進めるとともに、ナトリウム機器の解体に向けたナトリウムの搬出等の準備を行う。
- (c) ナトリウム機器の解体撤去 (第3段階)  
原子炉や1次ナトリウム冷却系、2次ナトリウム冷却系、原子炉容器などの解体撤去を行うとともに、全ての設備・機器の解体と除染を行う。また管理区域を解除する。
- (d) 建物等解体撤去 (第4段階)  
廃止措置対象施設をすべて解体する。

	第1段階 燃料体取出し期間	第2段階 解体準備期間	第3段階 廃止措置期間 I	第4段階 廃止措置期間 II
年度	2018 ~ 2022	2023 ~	~	2047
主要な実施事項	燃料体取出し作業			
		ナトリウム機器の解体準備		
			ナトリウム機器の解体撤去	
		汚染の分布に関する評価		
		水・蒸気系等発電設備の解体撤去		
				建物等解体撤去

Fig.3 Monju Decommissioning Process

### 3. 「ふげん」廃止措置の取組み

#### 3.1 「ふげん」廃止措置の特徴

「ふげん」は、減速材として重水を、原子炉構造に圧力管型を採用していることが特徴である。一方、原子炉の冷却材には軽水炉と同様に軽水を使用していることから、原子炉周辺設備を除く原子炉冷却系、タービン設備等の構成は沸騰水型軽水炉(BWR)と類似する。そのため、「ふげん」の廃止措置は、原子炉本体と重水系設備の解体以外については軽水炉の廃止措置のために国内外で開発された既存の技術を活用することが可能である。

「ふげん」原子炉本体の概略断面図及び鳥瞰図をFig.4に示す。「ふげん」の原子炉本体は、縦型円筒状のステンレス鋼製のカランドリアタンク及び炉心タンクの二重構造のタンクに、その上下を貫通するジルカロイ製のカランドリア管が224本配列されており、カランドリアタンク内部及びカランドリア管の外側に減速材である重水が満たされる構造となっている。

それぞれのカランドリア管の内部には、ジルコニウム-ニオブ合金製の圧力管が同心円状に配置され、圧力管の内部に燃料集合体を装荷し冷却材である軽水を循環させる。圧力管とカランドリア管は二重管構造となっており、炉心部は多種の材質の構造材で構成され複雑かつ狭隘な構造となっている。これらの原子炉本体の構造物は、約25年間の運転による中性子照射を受けて放射化している。

原子炉本体の解体にあたっては、構造材の放射化及び酸化性に富むジルコニウム合金を使用していることに留意して、解体時の放射性粉じん等による被ばくの低減及び火災防止を考慮し、Fig.5に示すとおり原子炉本体上部に解体用プールを設け、遠隔解体装置を設置して水中での解体撤去を行う計画としている<sup>1)</sup>。

また、切断工法については、動力試験炉 (JPDR) や海外での原子炉遠隔解体で実績がある従来の機械工法に加え、炉心領域は切断ヘッドの小型化が可能且つ、切断速度が速く、粉じん等の二次廃棄物

発生量の少ない水中レーザ切断工法を採用する<sup>2)</sup>。  
レーザ切断工法については、その実証作業を進

めており、水中かつ高線量下において解体作業が可能な遠隔解体装置の設計を実施している。

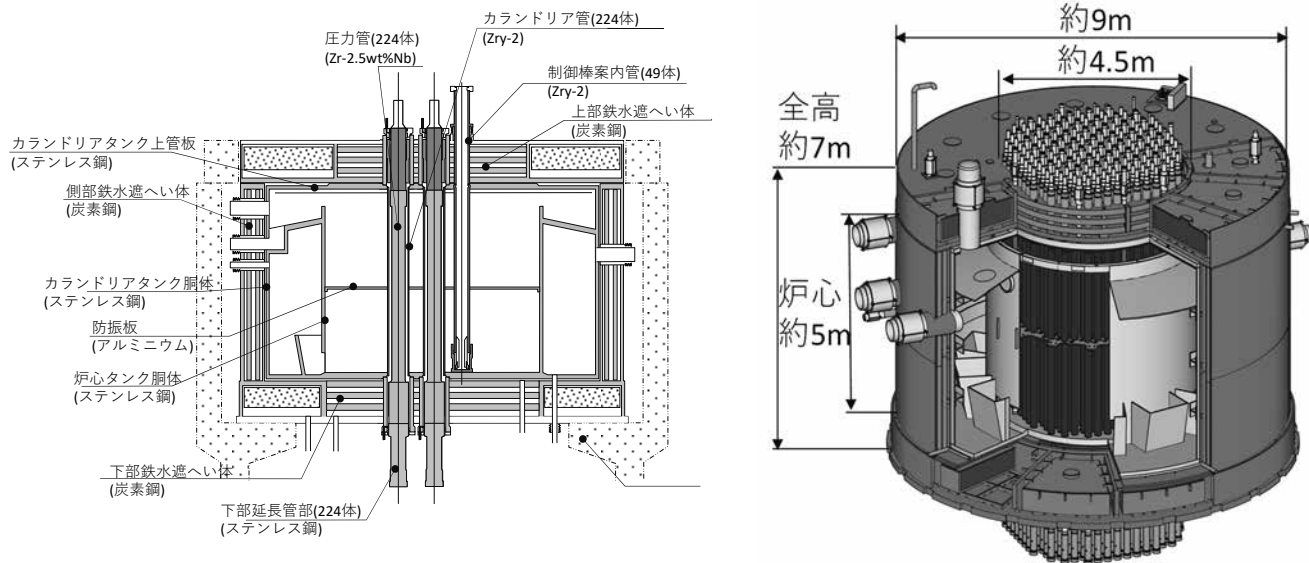


Fig.4 Fugen reactor core: Schematic view (left)/ Bird's-eye view (right)

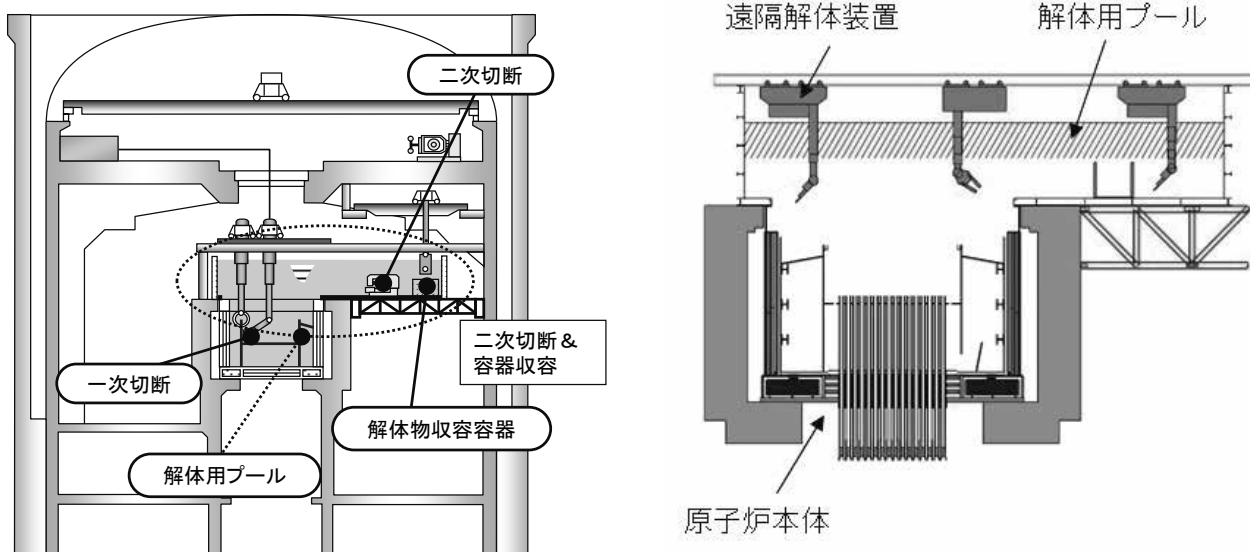


Fig.5 Outline of wet approach for remote dismantling of the reactor

### 3.2 廃止措置の実施状況

#### (1) 原子炉建屋内機器等の解体

2017年度(平成29年度)までに、重水の回収及び施設外への搬出、重水・ヘリウム系等のトリチウム除去によって第1段階を終え、重水系統設備を解体可能な状態とした。また、タービン発電機を除くタービン建屋内機器の解体撤去等を完了した。現在、第3段階の原子炉本体の解体撤去に向け、

Fig.6に示す計画に基づき、第2段階より開始した原子炉周辺設備の解体撤去を進めている。

「ふげん」は、二つの独立した原子炉冷却ループによって構成されており、2020年度(令和2年度)までに大型機器を除くAループ側の機器・配管の約400トンの解体撤去を完了した。Fig.7に解体撤去状況を示す。

現在、Aループ側の解体作業の経験を踏まえ、B

ループ側の機器・配管の約600トンの解体撤去作業を実施しており、2022年度（令和4年度）には完了する予定である。その後は、約1,000トンの蒸気ド

ラムや再循環ポンプ等の大型機器の解体撤去作業を実施する計画である。

年度	2018年度	2019～2020年度	2020～2022年度	2022～2024年度
	R/B地下階：機器・配管	Aループ側 大型機器を除く機器・配管	Bループ側 大型機器を除く機器・配管	大型機器
解体範囲概略図	<p>[原子炉建屋]</p> <p>[地下1階]</p>	<p>[原子炉建屋]</p> <p>[タービン建屋]</p> <p>← Aループ側 Bループ側 →</p>	<p>[原子炉建屋]</p> <p>再循環ポンプ</p>	
物量	約130 トン	約400 トン	約600 トン	約1,000 トン

□□：解体対象

Fig.6 Dismantling plan of reactor peripheral equipment

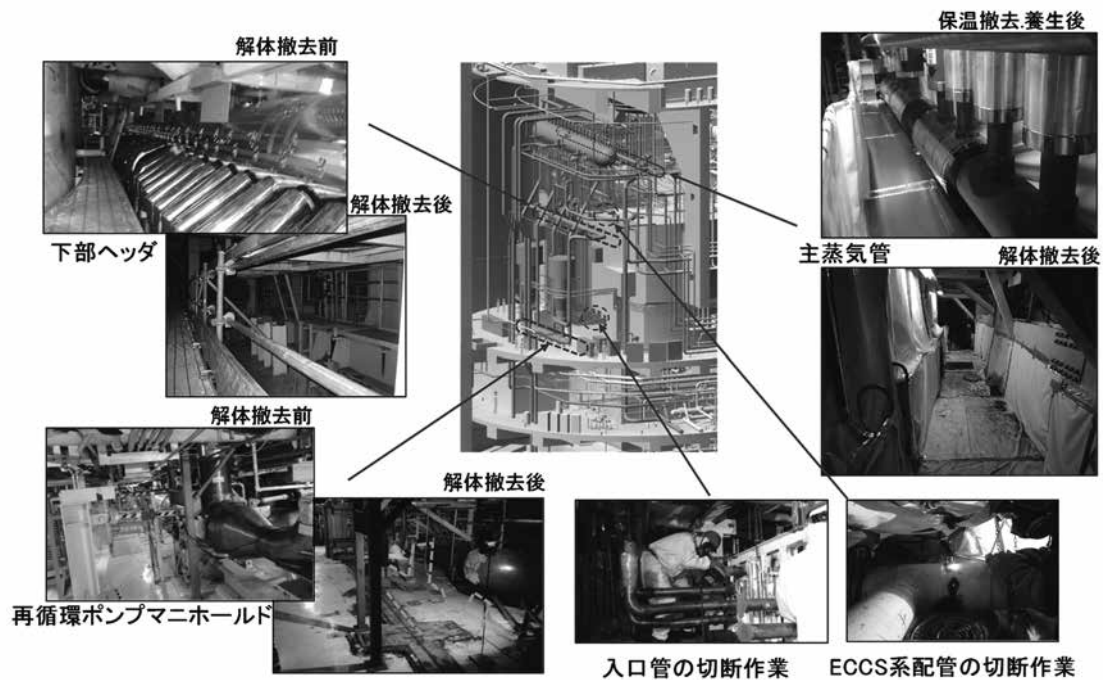


Fig.7 Current status : dismantling of reactor peripheral equipment

(2) 解体撤去物の物流について

廃止措置作業における機器・設備の解体撤去にあたっては、除染、解体作業のエリア確保、解体撤去物の移動・一時保管が工事の安全性や工程に影響する。このため、エリア確保を含めた物流管理が非常に重要である。

タービン建屋では、給水加熱器や復水器等の解体撤去後のエリアを有効利用する計画とし、実際に給水加熱器等を解体した跡地を解体撤去物の保管場所とするとともに、除染装置、仕分け分別処理装置等を設置し運用している。

また、原子炉建屋では、見込み量で約2,000トン以上の物量の周辺設備の解体撤去工事を安全かつ効率的に進める必要がある。原子炉建屋内には、機器・配管が複雑に配置され、狭隘な作業環境になることから、汚染の拡散を防止するプラバグ作業を含めた十分な作業空間や解体撤去物の移送を効率的に行うルートを確認するため、原子炉建屋内で発生する解体撤去物を順次タービン建屋へ搬出する新たなルートを確認した。Fig.8に示すとおり、

従来は屋外を経由して原子炉建屋で発生した解体撤去物をタービン建屋へ搬送していたが、原子炉建屋とタービン建屋の隔壁にシャッター付き貫通口（高さ約4m、幅約3m、壁厚約4m）を設けるとともに、原子炉建屋内に垂直搬送機を設置し解体撤去物の搬送の物流改善を図った。原子炉建屋とタービン建屋間の貫通孔をFig.9に原子炉建屋の垂直搬送機をFig.10に示す。

これにより、工事を安全かつ効率的に進めるとともに天候に左右されない解体撤去物の計画的な搬出が可能となり、当初年間100トンと見込んでいた搬出量が年間200トン以上にまで向上した。更に2022年度（令和4年度）から開始する原子炉建屋内の大型機器の解体撤去作業においても、解体撤去物を現地で分割細断せず新設したルートを用いてタービン建屋に一時搬出した上で細断、除染等の処理を行うことが可能となり、作業員の被ばく低減や広い作業空間において細断や除染が出来るようになるなど、作業性と安全性を高めることが可能となった。

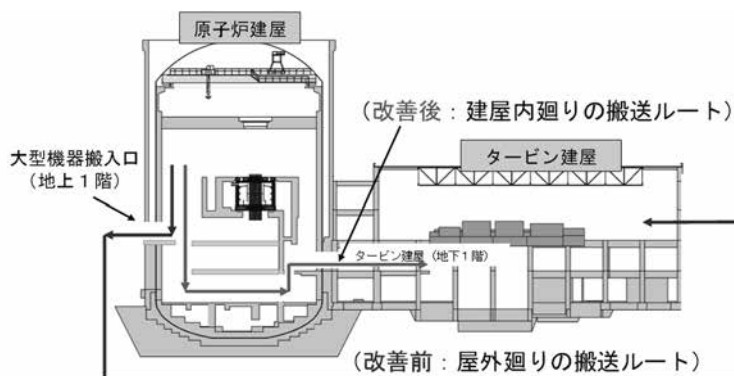


Fig.8 Improvement of transfer route from reactor building to turbine building



Fig.9 Transfer route newly developed by boring an opening through concrete wall



Fig.10 Installation of Vertical conveyor

### (3) 解体撤去物の除染、クリアランス測定

解体撤去物の除染は、ウェットブラスト方式による除染装置<sup>3)</sup>により実施しているが、狭隘部を含む配管等の複雑形状の解体物では除染効率が低くなることが確認されている。この様な複雑形状の解体物をクリアランスレベル以下とするための除染作業には相当の時間を要し、除染作業の実施時間がクリアランス作業のボトルネックとなっていた。2021年（令和3年）10月末には、短時間で除染できる平板部だけでなく、これまで時間をかけて除染せざるを得なかった狭隘部やデッドスポットを集中して除染できる装置（Fig.11）を開発・導入し、同一作業時間内で対象物全体の除染係数を高めることができた。

クリアランス測定に関し、廃止措置計画では、弁、配管、機器等の解体撤去物のうち約4,190トンの解体撤去物が除染によってクリアランス対象物になると試算している。このうちタービン系の主要機器・配管の解体作業において発生する約1,100

トンの解体撤去物(金属)については、原子炉等規制法に基づき「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において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可について」（以下、「クリアランス認可」という。）の申請を2015年（平成27年）2月に原子力規制委員会へ行い、評価対象核種選定の妥当性や放射能濃度測定の保守性等に係る技術的課題を解決し、2018年（平成30年）8月にクリアランス認可を受けた。また、同年12月より認可を受けた測定及び評価方法に基づき、解体物の放射能測定及び評価（以下、「クリアランス測定」という）の運用を開始し、2022年（令和4年）1月現在、約400トンのクリアランス測定を行い、このうち約300トンについては、原子力規制委員会より、解体物の放射能濃度がクリアランスレベル以下にあることの確認を受け、管理区域外の倉庫に保管している。（Fig.12）



Fig.11 Decontamination system for complex dismantled parts



Fig.12 Storage of dismantled waste after Clearance measurement

## 3.3 原子炉本体解体に係る技術開発

### (1) 遠隔試料採取技術の開発

原子炉本体の各構造材の放射能インベントリは、中性子輸送計算コード及び放射化計算コード等により評価を行っているが、原子炉の解体に当たっては、放射性廃棄物の処理・処分費用の低減のために原子炉内における放射能レベル区分の境界をあらかじめ明確にし、原子炉本体の解体計画に反映していくことが重要である。

このため、計算コードによる放射能インベント

リの計算結果の妥当性の確認や評価精度向上を目的とし、炉内構造物から試料を採取し、放射化学分析を実施している。Fig.13に炉内構造物からの試料採取箇所を示す。

圧力管からの試料採取にあたっては、遠隔の炉内試料採取装置<sup>4)</sup>により、原子炉下部から炉心にアクセスし、炉心の中央側と外周側の任意の圧力管チャンネルより、その上端部、中心部、下端部の3箇所ずつ計6箇所の試料を採取した。



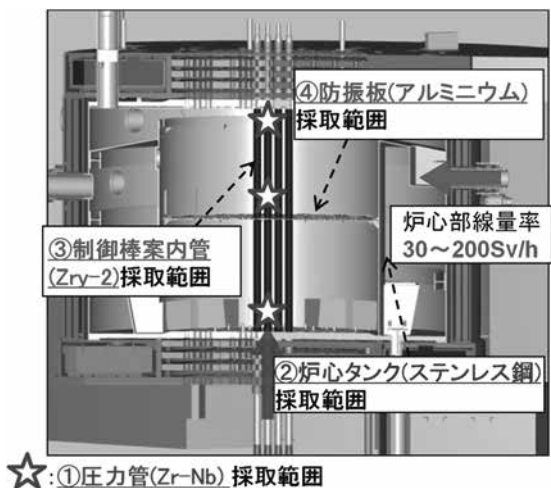


Fig.13 Sampling points in the reactor  
(Samples already taken or planned)

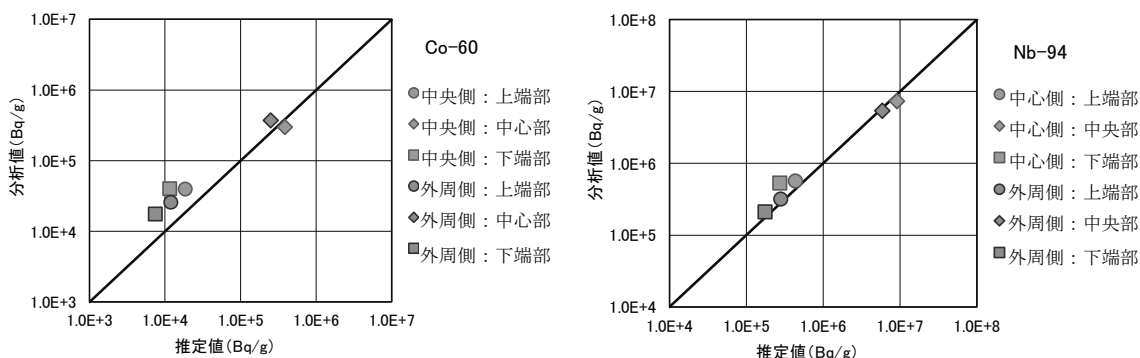


Fig.14 Comparison of calculated and measured radioactivity levels in samples

(2) レーザ切断装置の技術開発

「ふげん」の炉心領域が管群で構成される複雑かつ狭隘な構造である特徴を踏まえ、圧力管等の切断については、切断ヘッドの小型化が可能且つ、切断速度が速く、粉じん等の二次廃棄物発生量の少ないレーザ切断工法を主幹工法として採用した。これまでレーザ切断工法は、国内外の原子炉施設の廃止措置に適用された実績がないことから、原子炉の水中解体に適用する前に気中雰囲気において、原子炉周辺設備の隔離冷却系の実機配管等の解体作業に適用し、安全性等の確認を実施した。この実績を踏まえ、福井県敦賀市内に整備した「ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点」の廃止措置モックアップ試験フィールド

採取した試料の放射化分析等を行い、計算コードによる計算結果(推定値)と比較した。このうち、代表的な核種であるCo-60とNb-94の比較結果をFig.14に示す。上記核種を含む多くの核種で計算値と分析値は、一般的に計算精度が低いと言われる燃料の存在する領域の境界付近においても概ね一致しており、計算結果が妥当であることを確認できた。また、計算コードの評価精度も十分であると評価した。

また、同装置を用い、原子炉側部から炉内にアクセスし、炉内構造物のうち最も比放射能の高い炉心タンクから試料を採取した。現在、放射化分析に向けて準備を進めている。

に設置した実規模大の円筒型プール（外径約4.5m、高さ約10.5m）を用い、原子炉水中解体モックアップ試験を実施している。Fig.15に廃止措置モックアップ試験フィールドの概念図を示す。Fig.16には、原子炉水中解体モックアップ試験の状況を示す。

原子炉水中解体モックアップ試験は、「ふげん」の特有材である圧力管等を試験試料として用い、解体時の水深を模擬し、7軸のマニピュレータに小型レーザ切断ヘッドを取り付け、切断条件の最適化や切断時に発生する粉じんの気中・水中への移行率や粒径分布等のデータを取得し、今後の実機設計・製作に反映する計画である。

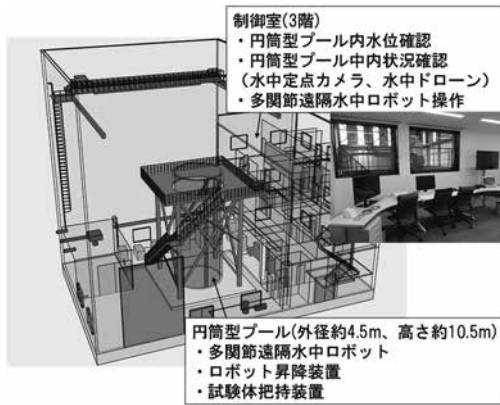


Fig.15 Outline of Mockup test field

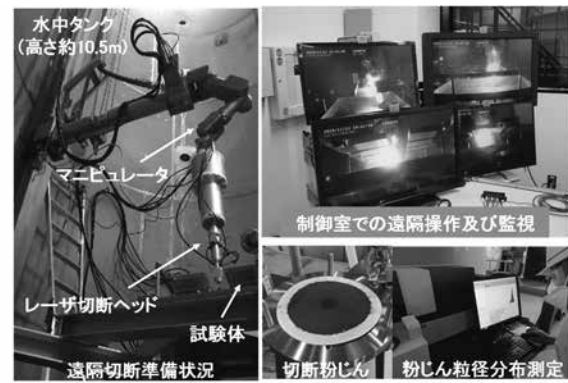


Fig.16 Wet dismantling of the reactor under Mockup test

### 3.4 廃止措置中の設備維持管理<sup>5)</sup>

#### (1) 基本的な考え方

廃止措置中の維持管理は、原子力安全委員会指針「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」に適合するように実施してきており、原子炉の機能を停止した後も、施設内には有意な量の放射性物質が残存しているため、解体中も周辺環境に影響を与えないよう漏えい防止及び拡散防止などの「閉じ込め」機能を有する設備や公衆及び作業員の被ばく抑制又は低減のために必要な放射線管理に係る設備、また、作業で発生する廃棄物を適切に廃棄、処理するための設備等に対し、原子力安全の確保のために、必要な期間、所要の性能を維持管理することが重要である。

さらに、ふげんでは廃止措置移行後も使用済燃料が施設内に貯蔵されることから、安全に貯蔵するための（主に「冷やす」機能を有するための）設備に対して継続的な維持管理を実施している。

なお、運転中からの供用設備の継続的な使用にあたり、高経年化への対応を図りつつ、合理的な維持管理に努めている。

一方、廃止措置に係る工事を安全・確実に実施するために必要となる解体撤去や廃棄物処理に係る装置の導入においては、各々に必要な機能を有する安全確保対策を講じ、適切な維持管理を行っている。

#### (2) 廃止措置計画認可後の設備維持

廃止措置中の維持する設備は、その機能、性能を適切に維持するため、先に述べた「原子炉施設

の解体に係る安全確保の基本的な考え方」等に基づき、各設備に要求される機能、性能を維持することとし、廃止措置計画申請書の添付書類<sup>6)</sup>である「廃止措置期間中に機能を維持すべき原子炉施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に記載している。

廃止措置中に維持する主要設備を以下に示す。

- ① 放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建屋及び構築物  
原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、燃料貯蔵プール建屋等
  - ② 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設  
燃料移送装置、キャスク取扱装置、使用済燃料貯蔵設備、プール水冷却浄化系、余熱除去系等
  - ③ 放射性廃棄物の廃棄施設  
液体廃棄物処理設備、固体廃棄物処理設備等
  - ④ 放射線管理施設  
放射線監視装置、主排気筒モニタ、放水槽モニタ、気象観測設備等
  - ⑤ 換気設備  
原子炉補助建屋換気系、廃棄物処理室換気系、燃料貯蔵プール建屋換気系等
  - ⑥ 電源設備  
受電系統、ディーゼル発電機、直流電源等
  - ⑦ その他安全保安上必要な設備  
消火設備、原子炉補機冷却系、圧縮空気設備、クレーン設備等
- 一方、廃止措置中の保守管理は、保安規定にお

いて、廃止措置計画にその性能を維持すべき原子炉施設の保全のために行う保守管理（点検、補修、取替え、改造その他必要な措置）の実施にあたり、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2003）」に従うこととし、保守管理計画を定めている。また、廃止措置計画及び保安規定に基づいて保全プログラム及び保守管理業務を実施するため、保守管理要領を策定し点検計画を定め、各機器の重要度（①安全上重要な設備、②安全機能を要求する設備、③安全機能を要求しない設備）に応じ、適切な保全方式（①時間計画保全、②状態監視保全、③事後保全）を定めている。

(3) 廃止措置計画認可後の施設定期検査  
研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関

する規則第44条第2項において、廃止措置の対象となる発電用原子炉施設は、直近の施設定期検査が終了した日以降9月を超えない時期までに次の施設定期検査を受検することが定められている。その対象施設は、同規則第41条第2項において、①「核燃料物質の取扱設備及び貯蔵施設」、②「放射性廃棄物の廃棄施設」、③「放射線管理施設」、④「非常用電源設備のうち、核燃料物質の取扱い又は貯蔵に係るもの」である。なお、検査項目は、運転中は102項目あったが検査項目を整理し、現在は、使用済燃料の取扱及び貯蔵に係る施設について17項目（13検査）の検査を受検している。Fig.17に、第31回施設定期検査（2018年度（平成30年度））における検査項目の実績を示す。

施設区分	対象設備	検査項目	検査項目の数	検査の数	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	燃料移送装置（燃料移送機）	系統運転性能検査	1	1	
	キャスク取扱装置（キャスク取扱クレーン）				
	使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料貯蔵ラック）	貯蔵能力確認検査	2		
	使用済燃料貯蔵設備（プール水冷却浄化系）	系統運転性能検査	3		2
	余熱除去系	系統運転性能検査：○	4		3
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物貯蔵設備（機器ドレン処理系、床ドレン処理系、再生廃液処理系）	貯蔵能力確認検査	5	4	
		動作状況確認検査	6		
	液体廃棄物貯蔵設備及び処理設備（蒸発濃縮器、廃液脱塩器）	系統運転性能検査：○	7	5	
	固体廃棄物貯蔵設備（粉末廃樹脂貯蔵タンク、粉末廃樹脂貯蔵タンクB）	貯蔵能力確認検査：○	8	6	
	液体廃棄物貯蔵設備、固体廃棄物貯蔵設備	動作状況確認検査	9	7	
放射線管理施設	放射線監視設備（プロセスモニタ、エリアモニタ、主排気筒モニタ）	設定値確認検査、警報値確認検査	10	8	
		動作状況確認検査			11
	固定モニタリング設備（モニタリングポスト）	設定値確認検査、警報値確認検査	12	9	
	換気設備（燃料貯蔵プール建屋換気系）	系統運転性能検査	13	10	
非常用電源設備	非常用電源設備（ディーゼル発電機）	系統性能検査：○	14	11	
	非常用電源設備（蓄電池）	系統性能検査	15	12	
放射線管理施設	放射線監視設備（プロセスモニタ、エリアモニタ、主排気筒モニタ）	作動検査（線量当量率確認検査）	16	13	
		作動検査（空气中放射性物質濃度確認検査）	17		

施設定期検査：17項目（13検査）  
【記録確認；13項目（9検査）、○；立会検査4項目（4検査）】

Fig.17 The 31st facility regular inspection (Fiscal year 2018)

(4) 保守管理の合理化策

保守管理に関し、ふげんではこれまでに幾つかの合理化を実施してきている。

① 長期点検計画の見直し

廃止措置計画認可後の第21回定期検査以降の長期点検計画について、保守管理要領に記載されている機器類を対象として点検頻度の見直しを実施した。Fig.18に長期点検計画頻度見直しのフローを示す。

点検頻度の見直しにおいては、原子力規格委員会が扱う電気技術規程 (JEAC) の要求事項、設備の運用状況を反映し、改訂前の長期点検計画の頻度と整合を取りつつ、以下の項目を考慮し延長が可能な設備に対しては、適切な点検頻度に延長した。

なお、保守管理要領に記載していない機器類の点検頻度については、従来どおり設備保全課長がその都度定めることとした。

a. 適用法令、適用規定及び適用規格

廃止措置計画認可申請書の認可後、新たに適用された法令、規定・規格があれば、これらに基づく頻度とする。

b. 運転成績や故障実績、トラブル経験などの運転実績

これまでの点検で異常がなかった機器については、運転時間、処理量、設備の重要度を踏まえ、可能なものについては分解点検及び開放点検頻度を適切な頻度に延長する。ただし、故障実績に基

づくデータ分析の結果、故障の発生が多く点検頻度を見直す必要があるとされるものは、その内容を反映する。

また、過去のトラブル (不具合) の是正処置、予防処置として点検頻度を定めているものは、現行の頻度とする。

c. 使用環境や設置環境

原子炉運転終了後の設備の使用環境や設置環境について、運転中と比べ緩和されるものがあれば、これを考慮する。

d. 劣化・故障モード

故障のデータ分析の結果、劣化・故障モードの観点から点検頻度を見直す必要があるとされるものは、反映させる。

e. 各種知見等

その他最新知見が得られたものは、これを考慮する。

f. その他

同じ系統において、同じ機能が2基ある機器 (ポンプ及びファン等) は、1基が不具合となっても片方の機器により系統機能を維持することが可能であることから、これを考慮した点検頻度とする。設備例を以下に示す。

- ・放射性液体廃棄物処理設備 (蒸発濃縮器)  
点検周期 約3年→4年
- ・復水移送ポンプ  
点検周期 約5年→8年 等

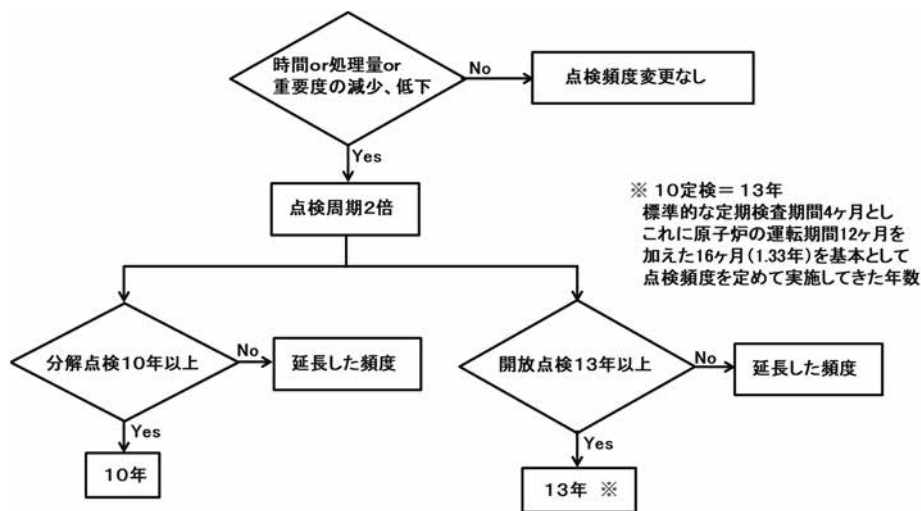


Fig.18 Review flow of inspection frequency of long-term inspection plan

## ② 一般点検の直営化

一般点検作業の実施にあたっては、①で述べた長期点検計画の見直しに基づき、設備維持費の削減を図る目的も含めた設備点検を実施することとし、外注で行ってきた外観点検や計器校正等を職員自らが行う（直営化）こととした。

これにより点検作業のための要領書の整備など一時的に負荷が増えることになったが、職員の保守技術の向上と設備維持費の削減を図った。設備例を以下に示す。

- ・プール水冷却浄化設備、廃棄物処理設備、等

## ③ 維持する系統の見直し

廃止措置計画認可申請書の認可後、維持する系統については見直しを行い、複数号機ある系統は1系統のみを維持することとし、施設定期検査対象設備の削減を図った。設備例を以下に示す。

- ・原子炉補機冷却系、非常用ディーゼル発電機

## ④ 放射線管理に係る計測機器点検の直営化

これまで外注していた計測器校正用照射装置の点検を直営化し、職員の保守技術の向上と設備維持費の削減を図った。設備例を以下に示す。

- ・放射線管理用監視装置、等

## (5) 設備維持管理の仕組みの改善

ふげんでは、廃止措置作業を通して、いくつかのトラブルを経験してきている。その原因は、人的要因、設備上の問題、管理上の問題であり、各々に対し、安全上の対策を施した。その中でも、特に、管理区域での装置からの重水漏えいに係るトラブルを受け、供用終了後の設備管理を確実にするため、仕組みの改善を行った。

具体的な内容として、Fig.19に設備区分等の改善について、Fig.20に供用終了措置に係るフローを示す。

ふげんの設備は供用から解体へ移行する段階において、[供用中設備]（性能・機能を維持する設備）、[休止保管設備]（[供用設備]のうち当該設備の性能・機能の維持が必要となるまでの間、その性能・機能を休止する設備）、[供用終了設備]（所要の措置を講じたことにより解体工事等の着手が可能となる設備）に区分されていたが、重水漏えいに係るトラブルにより次の改善を行った。

供用を終了させるための措置を完全に終え、解

体工事の着手が可能となるまでの期間は、当該設備への注意を十分に払うことを目的とし、新たに【供用終了措置中設備】と【解体設備】の区分を導入した。

また、QMS図書「設備運用管理要領」において、[供用終了設備]に対し「所要の措置を講じたこと」により「解体工事等の着手が可能」としていたものを、【供用終了措置中設備】に対し『供用終了措置の作業』を完了したものについては【解体設備】とするとして定義を明確にした。

さらに、【供用終了措置中設備】に対し、漏えい防止及び拡散防止の機能が維持されていることを確認するため、『供用終了措置中設備の点検』を実施することとした。

### 【供用終了措置中設備】：

供用を終了した設備のうち、系統内に放射性気体及び放射性液体等が残存する場合、残存箇所及び残存量を把握し、解体工事着手までに、供用終了措置の作業を完了する設備。

### 【供用終了措置の作業】(Fig.21)：

①系統の隔離及び密封、②機器の動力電源隔離、③機器の制御電源隔離、④機器の制御用空気の隔離、⑤冷却水の通水停止、⑥機器及び配管の放射性気体及び放射性液体等の抜出または回収、⑦機器の警報消灯

### 【供用終了措置中設備の点検】：

- ・点検項目：一般点検
- ・点検頻度：1年に1回
- ・点検の内容：系統内に放射性気体及び放射性液体等が残存し、要求される機能を維持する必要がある箇所について、設備の使用環境、使用材料等を考慮し一般点検のうち、該当する点検項目を実施。
- ・点検を行う期間：供用終了措置が完了するまで

### 【一般点検項目】：

- ・機器配管等を分解しない状態で外観点検し、かき傷、打痕、クラック等の異常の有無を確認。
- ・漏えい防止又は拡散防止のために計測装置によって監視している場合は、計測装置の点検・校正及び設定値確認を行い、適正に計測できることを確認。

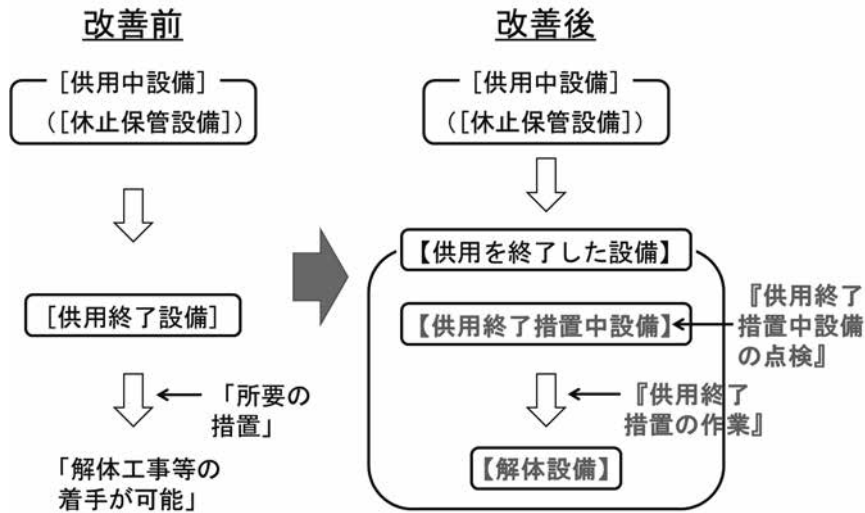


Fig.19 Improvement of equipment classification

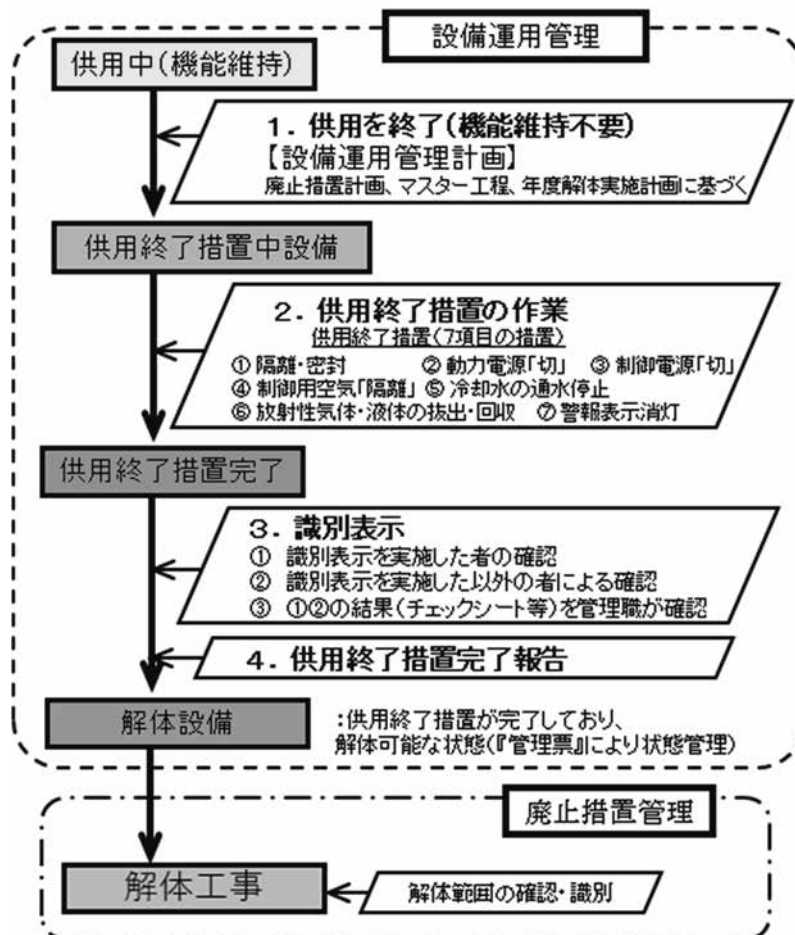


Fig.20 Flow of in-service termination measures

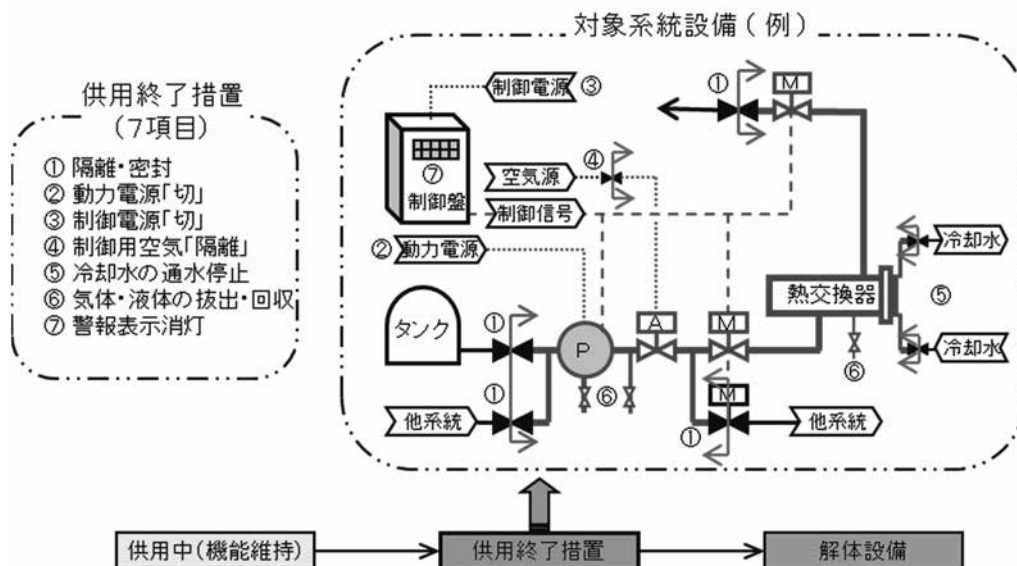


Fig.21 Work of in-service termination measures

(6) 維持設備の小型化

主に廃止措置で使用するユーティリティ設備については、運転段階と比較して使用容量や負荷等が少ないことから、小型化など設備のリプレース等を実施するとともに維持費等の削減を図っている。以下に、小型化した主な維持設備を示す。

① 補助ボイラ設備

運転中は、蒸気タービンのグランド蒸気確保のため大量の蒸気が必要であったが、運転停止後は、主に廃液処理、ランドリー及び暖房に使用する程度となり、水管式パッケージボイラー (2基) から小型還流ボイラー (4基) への変更を実施した。これにより燃料費及び設備維持費の削減が図れた。

② 制御用圧縮空気設備

制御用空気設備は、施設の安全を確保する上で必要不可欠であり、今後も廃止措置完了まで使用する設備である。

当該設備は設置後約45年が経過したことから高経年化対策として2018年 (平成30年) 3月にスクリーマー式の空気圧縮機と脱湿装置を設置し、点検コストの削減を図った。

③ 屋内給湯設備

屋内給湯設備は、管理区域内の脱衣所のシャワー、手洗いに温水を供給する設備である。この設備は、運転中の定期点検等を考慮し、大型の設備としたが、廃止措置移行後の使用量は減少したこ

とから、使用量に見合う温水を供給できるよう、家庭用の電気温水器に変更し、設備縮小と維持費の削減を図った。

④ 航路標識塔

航路標識塔は、ふげんの取水端に設置され、船舶への標識である。この標識塔が経年劣化したことから、補修費等を検討し、灯浮標 (ブイ) への更新を行い、維持費の削減を図った。

(7) 設備の合理化

ふげん廃止措置においては、2003年 (平成15年) の運転停止以降、466体の使用済燃料を使用済燃料貯蔵プールにおいて冷却しており、約16年が経過した。これにより使用済燃料が十分に冷却されていることを確認し、プール水冷却機能を停止するなど、設備の合理化を目的とした廃止措置計画の変更認可申請を2019年 (平成31年) 3月26日に行い、同年7月22日に認可を受けている。以下に認可を受けた合理化の概要を示す。(Fig.22)

① 使用済燃料冷却設備等に関する合理化

前述したとおり、ふげんでは使用済燃料貯蔵プールに466体の使用済燃料を保管しており、その冷却にはプール水冷却浄化系を、また、その後備冷却には余熱除去系を維持管理していた。また、これら設備への電源供給には、常用電源として275kV敦賀線 (2系統) を、非常時電源としてB-非





## b. 非常用電源設備の維持機能の除外

非常用ディーゼル発電機は、上述のa.により余熱除去系設備の維持管理が不要になったことにより、非常用電源設備として維持管理する必要はなくなった。

また、経年劣化による故障リスクを低減し設備更新に併せ、施設の安全確保のために適切な容量の予備電源設備に変更する。

## ② 所内電気設備の合理化

廃止措置を進める過程で、所内電源負荷は減少する。これに合わせ、運転段階より供用してきた275kV系敦賀線からの受電から、所内電源負荷を十分に確保できる77kV立石線への受電系統へと切替える。

受電系統の切替えにあたっては、77kV開閉所設備を更新し、高経年化対策を図るとともに、商用電源喪失時においても適切な容量の電源確保ができるよう、小型ディーゼル発電機を新たに設置し、安全確保を行うとともに、275kV系敦賀線からの受電は不要となるため、開閉所設備や変圧器等の供用終了措置を実施する予定である。

## ③ 原子炉補機冷却系の冷却負荷分散による小型化

原子炉補機冷却系は、廃止措置移行後、A系・B系の2系統からB系の1系統を使用する運用に変更してきたが、各設備の熱負荷は小さく、オーバースペックの状態ですべての系統の運転を継続しており、設備ごとに冷却できるよう分散化と小型化を同時に図ることとした。このため、廃止措置終盤まで運用する必要のある廃棄物処理設備や換気設備等への冷却水の供給は、小型代替冷却設備をそれぞれの設備に設置することとした。これにより原子炉補機冷却系の冷却ポンプや熱交換器の供用を終了し、解体へ移行できるだけでなく、系統が保有する大量の冷却水の漏えいリスクを回避することにもつながり、安全に廃止措置作業を進めることが可能となる。

## 4. もんじゅ廃止措置の取組み状況

## 4.1 燃料体取出しの実施状況

「もんじゅ」は、廃止措置を4段階に分けて段階的に進め、2047年度（令和29年度）までに完了する計画としている。第1段階においては、原子炉容

器等のナトリウム中からの燃料体取出しを計画し、ナトリウムで満たされた原子炉容器から燃料を一時的に貯蔵する設備の炉外燃料貯蔵槽（以下、「EVST」という。）への移送（燃料体の取出し作業）、EVSTから水で満たされた燃料池への移送（燃料体の処理作業）を繰り返し、当初原子炉容器内にあった370体及びEVSTにあった160体の燃料体の計530体全てを2022年度（令和4年度）に燃料池へ移送し終えるよう進めている。Fig.23に燃料体取出し経路を、Fig.24に第1段階における燃料体取出し作業工程を示す。

2018年（平成30年）8月に燃料体取出し作業を開始し、2021年（令和3年）7月までに原子炉容器から370体のうち246体の使用済燃料を取出し、廃止措置移行前からEVSTに貯蔵していた160体の使用済燃料を合わせ406体の使用済燃料を燃料池へ移送した。

特に2018年（平成30年）8月に開始した燃料体の処理作業において、燃料出入機のグリッパのトルクが上昇し、工程遅延が発生した。原因は燃料出入機グリッパが燃料洗浄槽にて湿分と接する環境に置かれたことで、水酸化物が生成され、グリッパトルクが上昇しているものと想定された。このため、ナトリウム工学研究施設にて、雰囲気湿度とナトリウム化合物付着量の関係についてデータを取得し、燃料洗浄槽にて許容される露点の目標値を設定。露点改善のためにヒータの追加設置等の除湿対策を実施した。この結果、2019年度（令和2年度）から2020年度（令和3年度）にかけて実施した燃料体の処理作業では、当初に計画130体を超えて174体を処理できた<sup>8)</sup>。

また、当初設計の設備を用いた燃料体の取出し作業では、原子炉容器から燃料体を取り出した後に同形状の模擬燃料体を装荷してきたが、模擬燃料体の挿入異常の発生リスク排除と将来の放射性廃棄物の発生低減等の観点から、2022年度（令和4年度）からの原子炉容器に残る124体の取出しにおいては、Fig.25に示すとおり一部の模擬燃料体（124体）を装荷しない「部分装荷」を行うこととした。「部分装荷」で燃料体は水平方向の六角形のうち3点で他の燃料体と隣接することになるが、もんじゅは運転履歴が非常に短く照射や熱クリーブによる燃料体の変形が殆どないこと、地震時にお

いても燃料体の浮き上がりや飛び出しが生じ得ないこと、燃料体を支持している箇所のクリアランスによる燃料体頂部の傾斜は既設の燃料交換装置の設計想定範囲内であることから、2020年（令和2年）6月の廃止措置計画変更認可において、「部分

装荷」の安全性が確認されている。当原稿執筆の2022年（令和4年）3月末時点では、2022年度（令和4年度）の燃料体取出し完了に向けた作業を開始したところである。

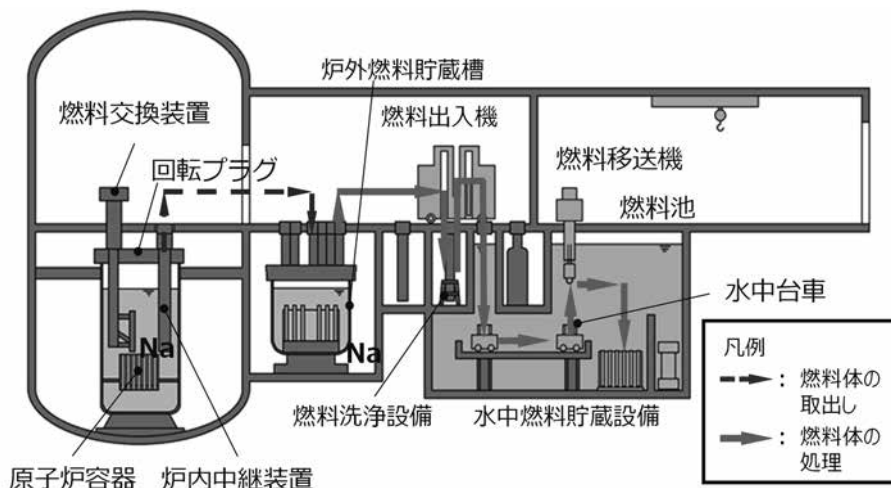


Fig.23 Outline of fuel unloading operation

年度	2018年度	2019年度	2020年度	2021年度	2022年度		
燃料体の処理（530体） 炉外燃料貯蔵槽→燃料池	2018.8 100体→86体（済）	2019.1 100体（済）	2019.11 174体（済）	2020.6 100体（済）	2021.3 146体（済）	2022.6 124体	2022.12 燃料体取出し作業完了
燃料体の取出し（370体） 原子炉容器→炉外燃料貯蔵槽		2019.9 100体（済）		2021.1 146体（済）	2022.4 124体（部分装荷）		
定期設備点検							

Fig.24 Fuel unloading schedule in the 1<sup>st</sup> stage of D&D

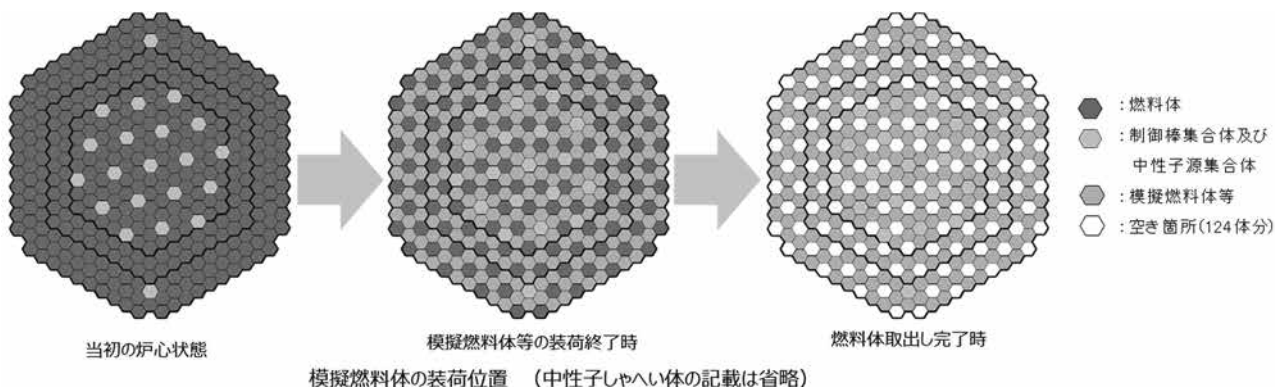


Fig.25 Layout map of dummy fuel assemblies (Neutron shielding omitted)

### 4.2 2次系ナトリウムの抜取り

もんじゅでは炉心の崩壊熱除去のため、ナトリウムによる冷却システムを有し、1次系、2次系で構成されている。廃止措置開始時点で、炉心の崩壊熱は保守的に想定しても30kWであり、冷却の必要はない。また、燃料体の取出し作業上、原子炉容器液位を確保する観点から1次系は必要だが、2次

系は必要性がない。よって2次系はナトリウム漏えいの発生リスクを抑えるためにもタンクにドレンし、貯蔵・固化しておくことが望ましい。但し、既設のタンクは系統内すべてのナトリウムを貯蔵する容量はないため、一時保管用のタンクを追加設置し、2018年12月に2次系のナトリウムを抜取り、貯蔵・固化した。(Fig.26)

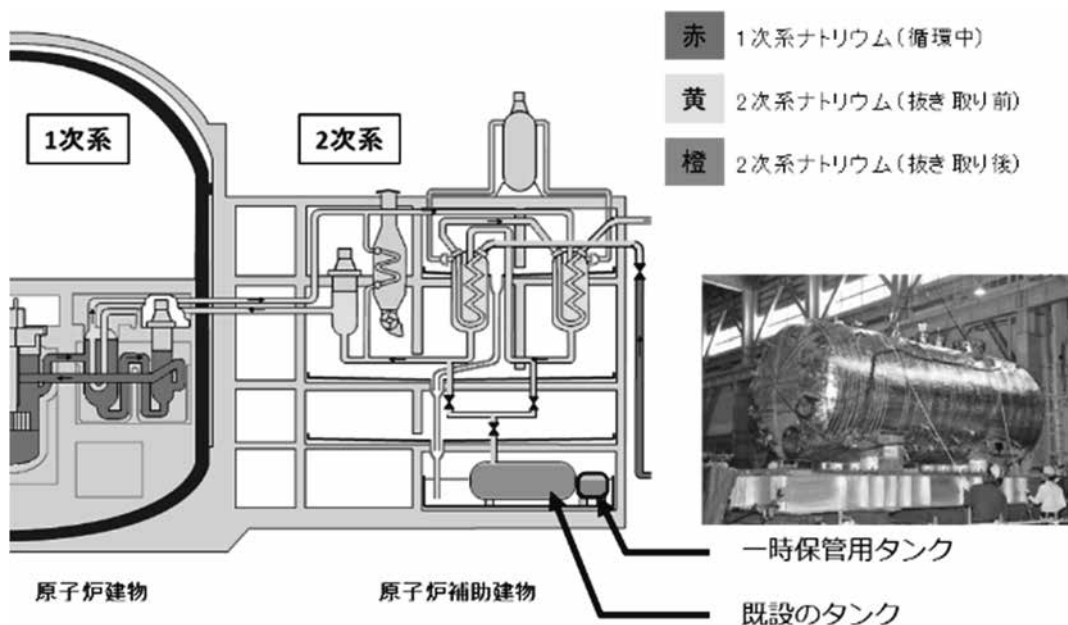


Fig.26 Layout map of sodium at the secondary system and temporary storage tank

### 4.3 もんじゅ廃止措置の特徴

#### (1) ナトリウム機器解体の特徴

もんじゅの廃止措置は、国内初のナトリウム冷却高速炉の解体である。放射性物質を内包した原子炉施設の解体の側面だけでなく、大型ナトリウム機器の解体の側面を持つ事が大きな特徴である。ナトリウム冷却系の設備概要をFig.27に示す。ナトリウム機器の解体では、機器の開放時に化学的に活性なナトリウムのリスク（空気や水との反応による火災、放射性ナトリウムエアロゾルによる人体への化学的影響と内部被ばく）を防止する必要がある。このため、機器の解体の前段階でナトリウムの抜取り、拔出後の機器内に残留するナトリウムの回収及び安定化、機器解体後のナトリウム洗浄など、軽水炉の廃止措置には無い多くの作業ステップそして必要な技術開発、設備整備が必要である。

一方、もんじゅは、運転期間が短く、停止後の冷却期間が長かった。また、燃料破損の経験はない。このため、プラント内に存在する現状の放射性物質量は放射化したナトリウムを含めて少なく、また、高速実験炉「常陽」やナトリウム試験施設の運転経験、設計時の想定より放射性物質の

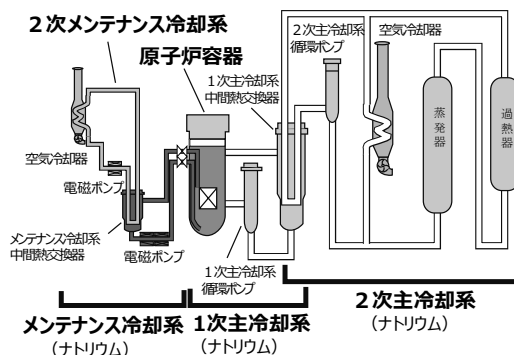


Fig.27 Outline of sodium cooling system

所在範囲は推定可能と考えている。これもまた、もんじゅの特徴であり、施設が内包するリスクが低いというメリットを十分に活かしていくべきと考えている。

これらの特徴を踏まえ、もんじゅでは、施設が内包するリスク源、すなわち放射性物質とナトリウムを段階的に廃止措置計画上の期限までに取除き、リスクの所在や状態に応じて作業を安全、確実に行うためのマスタープランを策定している。具体的には、準備を含めたナトリウム機器解体に関する諸作業を事前に洗い出し、準備のためのリードタイムを含めた諸作業どうしの関連を合理的に組合せ、最適化を狙い準備・実施の進捗に応じて見直すこととしている。

(2) ナトリウム機器解体の進め方と廃止措置全体像

前述のとおり、大型ナトリウム機器解体は国内初の試みである。したがって、内包する放射性物質が少ないとはいえ、安全かつ確実に進めるため技術開発と並行して難易度の低いものから高いものへ、解体方法、手順、安全管理等の知見・経験を反映しながら、Fig.28に示した順序でナトリウム機器解体を進める。

その上で、ナトリウムの抜取り、拔出、搬出までの方法、各系統設備の解体順序・解体方法、解体撤去物の取扱い方法、放射性廃棄物の処理、保管等を考慮して一連の検討を行い、Fig.29に示すとおりナトリウム機器解体を軸とした廃止措置の全体像を策定した。さらに、第3段階（廃止措置期間 I）移行時に速やかにナトリウム機器の解体に着手できるよう第2段階（解体準備期間）中に完了すべき条件を以下のとおり設定した。

<第2段階の完了条件>

- (a) バルクナトリウムの搬出
- (b) ナトリウム設備の解体着手準備完了
- (c) 解体着手前に実施すべき放射性廃棄物等に関する準備完了
- (d) 解体に向けた施設運用の最適化

なお、核燃料物質の輸送、譲渡しに関しては、作業時間を要するナトリウム設備の解体作業とほぼ独立して実施することが可能であることから、第2段階に着手するまでに検討の上、廃止措置計画に反映する。

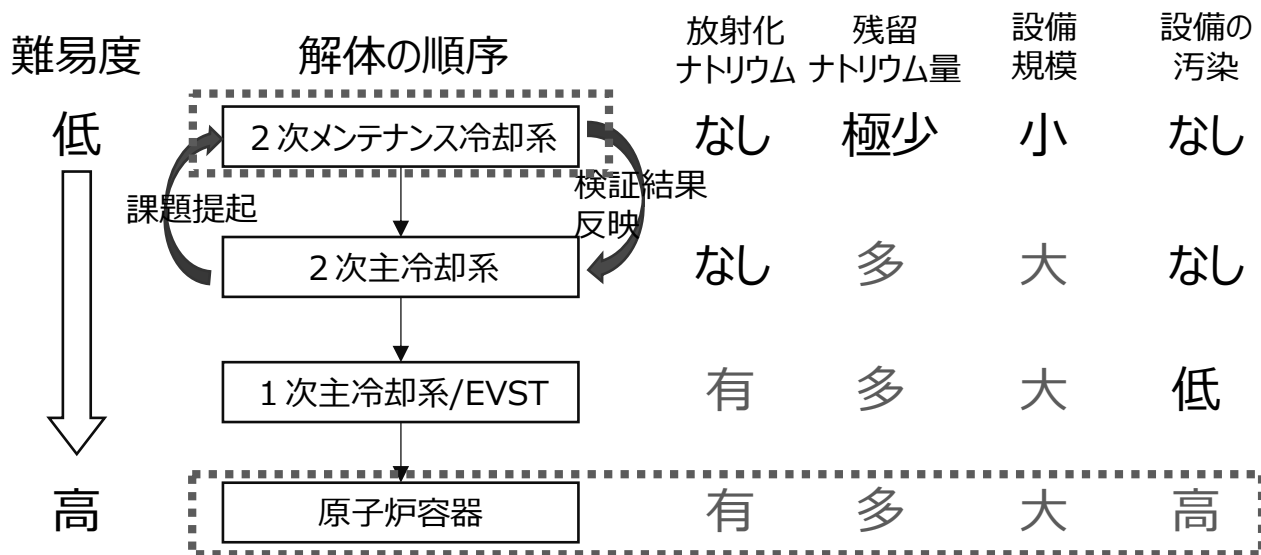


Fig.28 Dismantling approach for sodium components

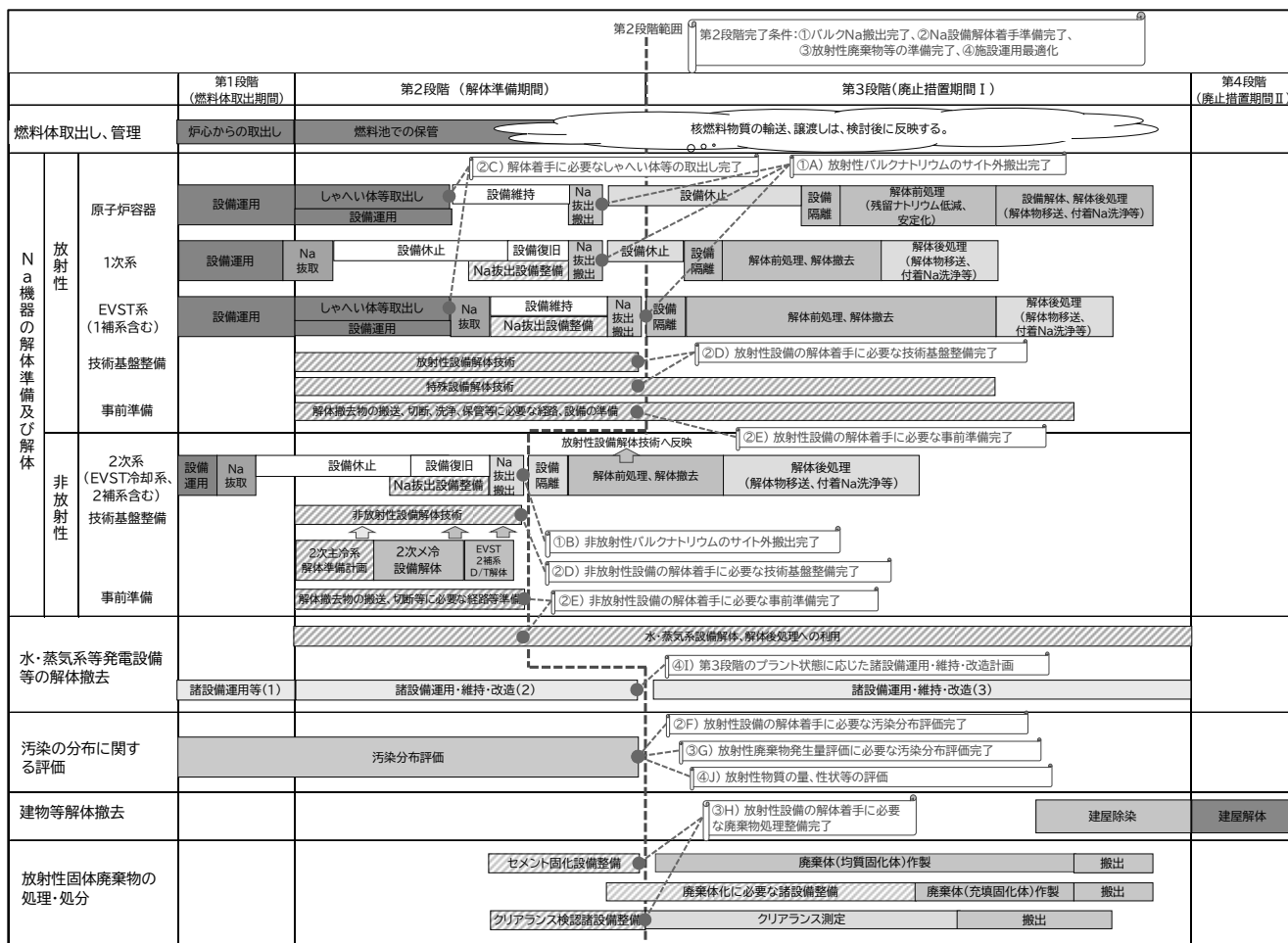


Fig.29 Road map for Monju Decommissioning & Dismantling plans

4.4 廃止措置第2段階の主要作業

(1) 第2段階の完了条件を満足するために必要な主要作業

Fig.29に示したもんじゅ廃止措置の全体像と第2段階の解体準備期間の完了条件を満足するために必要な主要作業を以下に述べる。

(a) バルクナトリウムの搬出

バルクナトリウムとは、通常の移送操作により系統設備からの抜出が可能なナトリウムであり、専用の治具によって取り出す必要のあるタンク底部等の残留ナトリウム等は含まないものと定義している。施設が多量のナトリウムを保有するリスクを第2段階期間中に取除き、第3段階に速やかに移行できるよう、以下の作業を終え当該条件を満足させる。

a) 放射性バルクナトリウムの搬出作業

放射性バルクナトリウムの搬出には、ナトリウ

ム設備を用いる必要のある作業（燃料交換設備を用いるしゃへい体等取出し作業等）を完了した後、バルクナトリウムを既設タンク等に抜取り・保管し、新設する抜出設備等を用いて、輸送用タンクに移送（抜出）し、輸送用タンクを施設外へ搬出する。

b) 非放射性バルクナトリウムの搬出作業

非放射性ナトリウムは、既設および一時保管タンク内に固化保管中であるが、新設する抜出設備等を用いて、輸送用タンクに移送し、輸送用タンクを施設外へ搬出する。

なお、通常の操作により抜き出せない残留ナトリウムについても第2段階中に専用の治具によって回収し、搬出可能なバルクナトリウムに含めることを検討している。

また、ナトリウムの処理・処分については、もんじゅからのナトリウム搬出可能時期に受入れる

ことが可能であること、ナトリウムを有効利用できることを前提として既に英国での事業成立の見通しを得ている。

(b) ナトリウム設備の解体着手準備完了

もんじゅ廃止措置では、第3段階（廃止措置期間Ⅰ）移行時に速やかにナトリウム機器の解体に着手することが重要である。

一方、4.3(1)で述べたとおり、ナトリウム設備の解体には、抜取り、拔出し後の機器内に残留するナトリウムの回収及び安定化、機器解体撤去・切断、ナトリウム洗浄<sup>6)</sup>、除染等の多くの作業が必要となる。また、4.3(2)で述べたとおり安全かつ確実に作業を進めるため技術開発と並行して難易度の低いものから高いものへ、解体方法、手順、安全管理等の知見・経験を反映しながらナトリウム機器解体を進める必要がある。

このため、以下の作業を完了または継続し当該条件を満足させる。

a) しゃへい体等の取出し完了

第3段階での原子炉容器本体の解体対象物を出来るだけ減らし炉心支持構造物とエントランスノズルの狭隘部などのナトリウムの残存を極力低減し、炉内永久構造物解体着手までのリードタイムを確保するため、炉心からの中性子やガンマ線をしゃへいし、周囲の構造体を保護する目的で使用し、現在も炉容器内に残存するしゃへい体等の炉心構成要素等を先んじて取出しておく必要がある。このため、既存の燃料交換設備を利用できる第2段階期間中にしゃへい体等の取出し完了を目指す。

b) 解体技術基盤<sup>7)</sup>

大型ナトリウム機器の解体は国内初の試みであり、安全かつ確実に作業を進めるため残留ナトリウムの安定化、機器・配管の切断等の解体に必要な技術等の選定、解体工事のガイドライン作成、その妥当性確認・実証が必要である。

一方、4.3(2)で述べたとおり、経験が少ないゆえ、難易度に応じて解体対象を段階的に上げながら解体方法、手順、安全管理等の知見・経験を反映していく方針である。具体的には、非放射性ナトリウム設備、放射性ナトリウム設備及び特殊設備（原子炉容器、コールドトラップ等）の順に、採用した解体技術の妥当性確認・実証を行い、第2段階及

び第3段階を通じて継続的に技術基盤整備を進め次対象の解体着手までに必要な個別完了条件を設定し、その到達状況を確認していく。

第2段階では、非放射性ナトリウム設備の解体着手に必要な技術基盤整備と放射性ナトリウム設備及び特殊設備の概略技術基盤整備計画を定める。非放射性ナトリウム設備の解体着手に必要な技術基盤整備では、小規模かつ構造がシンプルな2次メンテナンス冷却系等の解体を通じ、解体技術の選択肢の妥当性確認、技術実証の基盤を構築する。

c) 解体撤去物の搬送、切断、洗浄、保管等に必要な経路、設備の準備

もんじゅ廃止措置の第2段階ではナトリウムの搬出とその準備、水・蒸気系設備の解体撤去、更に第3段階の準備が錯綜する。また、第3段階では、非放射性・放射性ナトリウム機器解体と解体撤去物の搬送、切断、洗浄の動線を重ねることなく効率的に進める必要がある。このため、3.2(2)で述べたふげんの物流管理と同じ考え方を適用し、解体物の搬送、切断、洗浄、除染作業およびその作業に必要な養生工事、工程管理を行うための保管など、必要な経路、設備の準備を、工事の進展に応じて継続的に進める。

第2段階では、大型の非放射性ナトリウム設備の撤去後の解体場所と移送ルート確保（水・蒸気系等発電設備の解体撤去を含む）、付着ナトリウム処理等の解体後処理に関する準備を行うとともに放射性ナトリウム設備の解体撤去物に係る保管・物流方策、処理設備の導入に関する準備を完了する。これらを合理的に行えるように事前に机上で解体撤去物の干渉等がないことを確認できるよう、もんじゅ施設をVR（Virtual Reality）化するために、Fig.30、Fig.31に示すように点群データを取得している。

d) 放射性ナトリウム設備の解体計画の前提とする汚染分布の確認

もんじゅにおいても、ふげん同様に放射性廃棄物の区分計画、作業安全管理のため汚染分布の評価を行っている。第3段階に予定している放射性ナトリウム設備の解体の作業に向け放射性物質の量、性状の計算評価を既に進めているところであるが、試料採取・分析計画を含めその妥当性の確認を第2段階ないしは第3段階の放射性ナトリウム



機器解体までに完了する。



Fig.30 Work scene of point cloud data measurement with 3D laser scanner

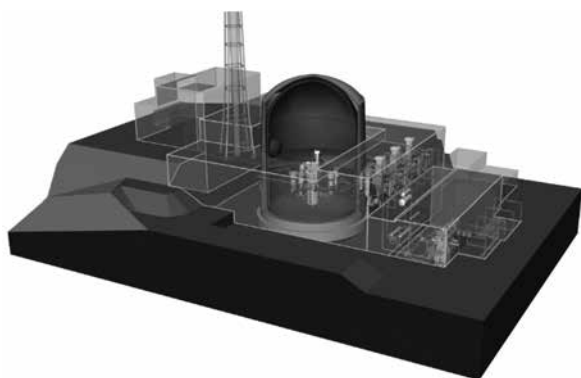


Fig.31 Example of digital twin using point cloud data

(c) 解体着手前に実施すべき放射性廃棄物等に関する準備完了

原子炉施設の運転段階では、運転と保守といった既知の作業によって予測可能な量や性状の放射性廃棄物が発生し、それに適した機能・性能を持つ廃棄物処理設備を用いる。一方、廃止措置段階では、機器・設備の除染、解体、洗浄といった運転段階には無い作業を行うこと、放射性廃棄物の量や性状は作業の対象物や方法、スケジュールによって多様であること、機器・設備内部の状態が必ずしも当初計画どおりではない可能性があることから、廃棄物処理設備の機能・性能を含めて慎重に計画しつつ廃止措置の進捗に応じ必要に応じて管理方法を見直していく。

第2段階では、その後段に控える放射性ナトリウム設備の除染・解体・洗浄の方法等を想定し、解体撤去物の一時保管・搬送、作業に伴う二次廃棄

物の有無、放射性廃棄物の一時貯槽・処理の観点で放射性廃棄物管理フローを明確にするとともに必要な機能・設備要件を整理する等、実作業前に完了すべき準備を完了する。

(d) 解体に向けた施設運用の最適化

廃止措置の進展に応じて施設が内包するリスクとその管理方法は変化し、安全確保のために要求される機器・設備の機能・性能も変化する。機器・設備の機能・性能を廃止措置と整合させ、段階的に施設運用の最適化を図る。

a) プラント内の放射性物質の量、性状等の確認

第3段階の想定工事に応じた機器・設備の機能・性能要求とそれに適した諸設備運用・維持・改造立案の前提とする放射性物質の量、性状の現状評価と不確かさを確認する。

b) 第3段階のプラント状態に応じた諸設備運用・維持・改造計画

第3段階で速やかに諸設備運用・維持・改造に着手できるように、その事前準備として前項a)に基づき諸設備運用・維持・改造計画策定を完了する。

(2) 第2段階を安全、確実かつ速やかに行うための方策

第2段階では4.4(1)で述べたとおりの多岐にわたる作業と第2段階期間中の施設安全確保のための設備点検・検査等が、工程上、要員上の競合関係にあり、第2段階の主要な作業であるナトリウムリスク低減と施設の安全性、工程確実性を両立できるようにしなければならない。

このため、将来の資源配分を最適化すべく、しゃへい体等取出し作業後、ナトリウム搬出作業に応じた体制変更・整備を挟み非放射性ナトリウム搬出作業、放射性ナトリウム搬出作業を順に進めていくことを第2段階のクリティカルパスとし、そのバックグラウンドで他の第2段階作業と設備点検・検査等を同時に行い得るよう工夫することとした。

具体的には、原子炉容器のナトリウム液位をNsL (通常レベル) からSsL (システムレベル) まで低下させた状態でしゃへい体等取出し作業を行う。そのメリットは、放射性液体ナトリウムを保有する系統のうち、原子炉容器を除く1次主冷却系、オーバフロー系、純化系及び充填ドレン系の

運用を停止でき、設備点検・検査に要する期間、要員等を他の作業に振り分けられることである。また、第1段階からしゃへい体等取出し作業に応じた体制整備、SsLへの移行、SsL環境下でのしゃへい体等取出し作業の確実性確認を開始する。これらの工夫によって、ナトリウム漏洩リスクを早期に低減したうえで、第2段階でのしゃへい体等取出し作業を迅速化し速やかにナトリウム搬出作業に着手する事が可能となる。

また、4.4(1)(d)同様に性能維持施設の考え方を第2段階のプラント状態に応じて再整理して設備点検・検査等の設備保全作業の合理化を図り、第2段階の完了条件を満足するために必要な主要作業と設備保全作業をより効果的に推進できるように努める。

4.5 ナトリウム機器解体に向けた技術開発

4.4(1)(b)b)の解体技術基盤の整備は、ナトリウム冷却高速炉固有の事項であり、様々な技術評価・選択、実証が必要である。一方、大型ナトリウム機器の解体は国内初の試みであるため、4.3(2)で述

べた通り知見・経験を積みながら具体的な解体方法、手順、安全管理等を確定していく方針である。

特に、4.4(1)(a)のバルクナトリウムを系統設備から抜取り、抜出した後、機器・設備の構造上、系統設備内に一部のナトリウムが残留するため、第3段階の実機の機器・設備解体に先んじて早期より機器開放時のナトリウムのリスク顕在化の防止・抑制、作業安全の確保の選択肢を準備し判断していくことがきわめて重要である。このため、Fig.32に示すナトリウム機器解体のプロセスを想定し、残留低減化の判断（回収の要否・可否判断）、安定化方法の選択（残留ナトリウムの状態・量に応じた安定化処理方法の選択）、洗浄方法の選択（解体撤去物の洗浄廃液の性状・量の評価）、切断位置・方法の選択（解体工法・治具や開放時の安全対策の選択）を行うこととした。その上で、これらの判断・選択に必要な評価・技術開発として、初期残留ナトリウム量等の評価、機器・設備内の残留ナトリウムの確認、残留ナトリウム量の低減、残留ナトリウム安定化処理を行っている。

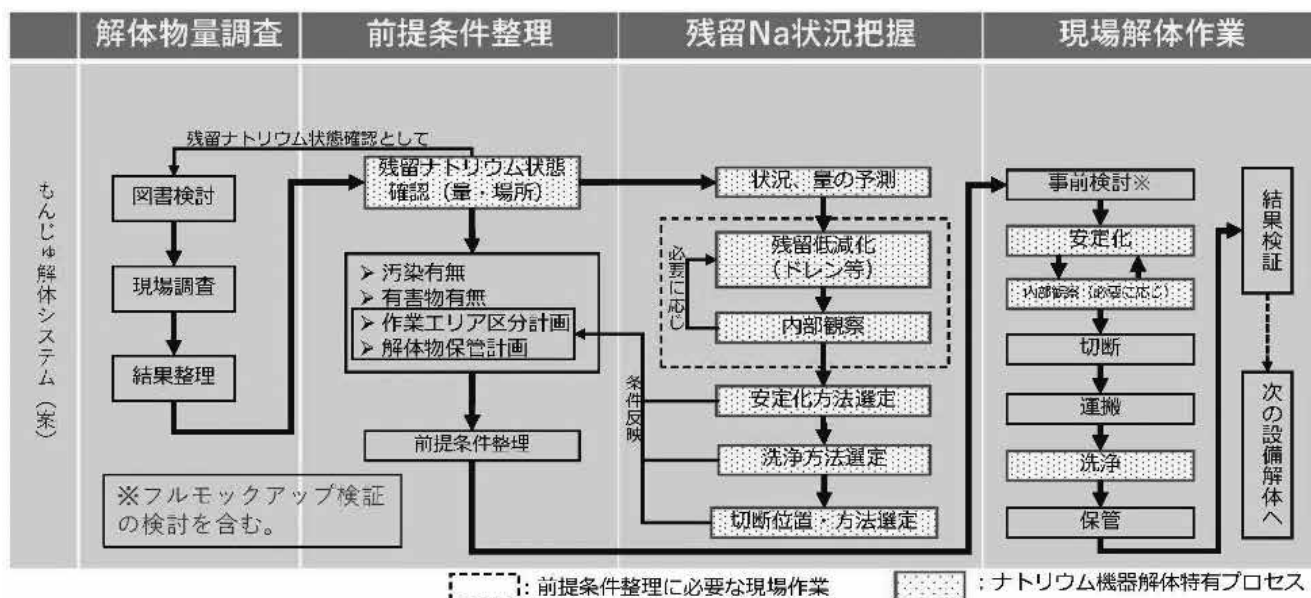


Fig.32 Monju sodium components dismantling flow chart(under consideration)

(1) 残留ナトリウム確認・予測 (初期残留ナトリウム量等の評価)

雰囲気との接触面積、深さを含む初期残留ナトリウムの状態と量は、選択・判断の起点となる重要な指標である。

そのため、配管や機器内部に初期に残るナトリウムの状態と量を機器の配置、構造や運転履歴等から評価している。代表的な残留ナトリウムの位置、状態には、大型のタンク底部に薄く広く残るもの、丸底形状の原子炉容器底部で抜き取り可能な配管より下に残るもの、原子炉容器ナトリウム液面に設けられたポケット状の構造に残るもの、傾斜のある配管と弁構造の組合せにより配管内に残るものが挙げられる。

(2) 内部確認 (実機の機器・設備内の残留ナトリウム量等の確認)

ナトリウム冷却高速炉のナトリウム機器・設備は、不純物の生成や火災等の発生防止のため基本的に閉鎖系で構成し容易に内部へアクセスできないよう設置されている。したがって、既存の状態では機器・設備を開放して初期残留ナトリウム量等を直接目視で確認することはできない。また、次項(3)で述べる回収後残留ナトリウム量等は回収量より推定できるものの、それでもなお機器・設備内に残るナトリウムの状態・量も直接目視で確認することはできず、その後の安定化処理方法の選択を誤った場合、機器・設備の解体時にナトリウムリスクを顕在化する恐れがある。

このため、配管や機器、特に(3)の回収や機器・設備解体の作業安全への影響が大きいと考えられる箇所を中心に、ファイバースコープを用いた内部観察<sup>9)</sup>や放射線透過撮影による機器・設備外部からの観察等により内部の残留ナトリウムの状態や量を確認し、回収の要否・可否判断、その後の種々の選択の確実性を高めるための情報を得る。そのための装置検討を進めている。(Fig.33)

(3) 残留低減化 (初期残留ナトリウムからの更なるナトリウム回収)

バルクナトリウムの抜き取り・抜き出しによって多量にナトリウムを保有するリスクを大幅に低減できるものの、初期残留ナトリウムが比較的多いあ

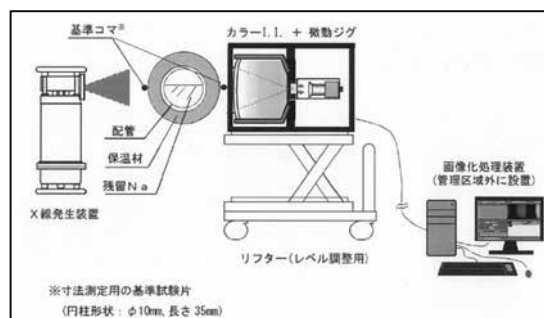


Fig.33 Example of radioactive ray transmission photography

るいは作業安全確保のための十分な安定化処理に不確かさがある場合も考えられる。

このため、機器・設備の構造、初期残留ナトリウムの状態・量、機器・設備内部へのアクセス性等から初期残留ナトリウムから更にナトリウムを回収する方法を検討している。代表的な回収方法には、ノズルの口や配置を工夫し大型タンク底部の初期残留ナトリウムを圧力差で吸上げる方法、初期残留ナトリウムを湛える構造物の壁面を穿孔し重力で抜出す方法などが挙げられる。

(4) 安定化方法選択 (初期・回収後残留ナトリウムの化学処理方法の選択肢評価)

アルカリ金属のナトリウムは化学的に活性であり、空気中の酸素、二酸化炭素、湿分等と容易に反応する。閉鎖系の機器・設備内に金属ナトリウムを残留させたまま機器・設備を開放した場合、火災や放射性ナトリウムエアロゾルによる人体への化学的影響と内部被ばくの恐れがあるため、海外のナトリウム冷却高速炉の廃止措置同様、機器・設備解体前、最終的に残留するナトリウムを安定な化合物に転換し(安定化処理)、上記の作業リスクの顕在化を防止する。

海外ナトリウム冷却高速炉の廃止措置では、既にいくつかの安定化処理方法が開発・使用されてきた。炭酸ガスと湿分を供給する炭酸化法、窒素ガスと湿分を供給するWVN法、窒素ガスと過熱蒸気を供給するSHS法、が代表的である。一方、反応環境条件、反応の速度・程度、反応生成物は安定化処理方法の選択肢で異なっている。また、既設機器・設備内に設計想定外の物質を入れるため、化学反応に伴う温度・圧力変化にも注意する必要

安定化処理法	炭酸塩化法	WVN法 Water Vapor Nitrogen	SHS法 Super-Heated Steam
原理	少量の水蒸気を含む炭酸ガス（または炭酸ガスと不活性ガスとの混合ガス）を注入することで、ナトリウムを炭酸塩化する。	少量の水蒸気を含む窒素ガスを注入することで、ナトリウムを水酸化ナトリウム化する。	過熱蒸気を含む窒素ガスを注入することで、ナトリウムを水酸化ナトリウム化する。
長所	穏やかに反応が進み、急激な反応は起こりにくい 基本的に強塩基性のNaOHが残らない。 室温でも処理が可能 Na表層の安定化が目的であれば、優れた処理法	厚い残留Naが残る部位の処理に対して炭酸塩よりも効率的にNa処理が可能 炭酸ガス法では処理が難しい、弁や短い小口径配管のNa処理も可能	反応速度が早く、効率的な処理が可能 複雑な形状、狭隙部でも処理が可能 異常発生時は、蒸気供給を停止することで反応を停止することが可能 NaOHは320℃を超える熔融状態では水分を含まない
短所	Na層の上に固体の炭酸塩化層が生成されるため、生成物の厚さ増加に伴い反応速度が低下 厚い残留Naが残る部位の処理に対しては全量のNa処理は困難	NaOH水溶液とNaの急激な反応が起こることがある。このため複雑な配管系にNaが残留する場合の処理には不向き Na処理後に残るNaOH洗浄が必要 アルカリ腐食割れ領域を避ける条件設定が必要	温度が低下するとNaOHが固形化、固溶する水分と急激に反応するリスクがある 機器の昇温加熱設備規模が相対的に大きくなる Na処理後に残るNaOH洗浄が必要
適用例	EBR-II（米国）、BN-350（カザフスタン）、SPX（仏国）、Phenix（仏国）	PFR（英国）、DFR（英国）	Fermi-1（米国）、FFTF（米国）、SPX（仏国）

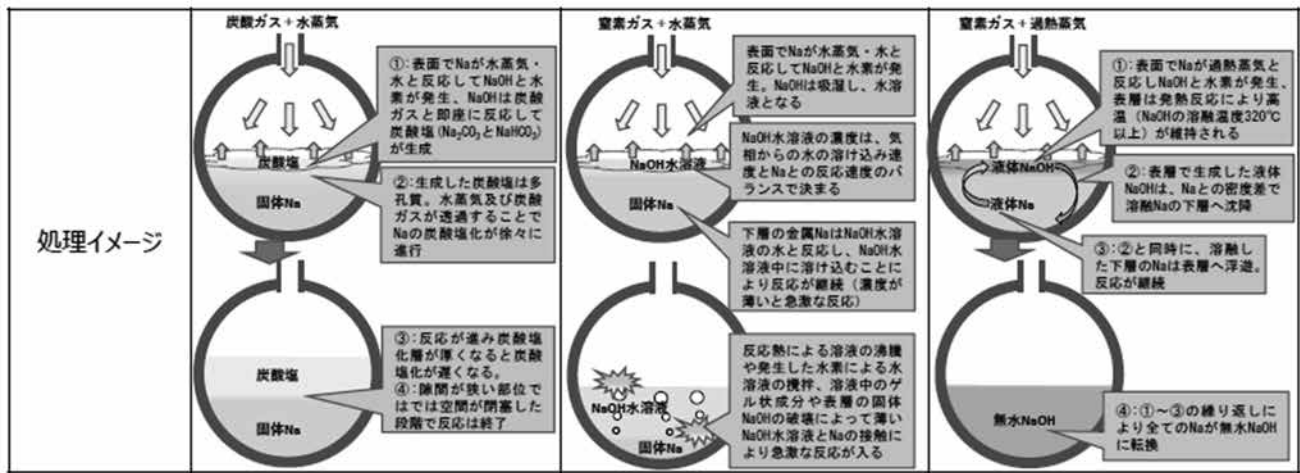


Fig.34 Stabilization method for residual sodium

がある。

このため、安定化処理方法の選択肢の長所・短所を踏まえ、対象機器・設備に適用した場合の影響を評価し、機器やシステムに応じた適切な方法を選択する予定である。(Fig.34)

## 5. おわりに

「ふげん」では、引き続き、解体撤去作業や解体物の処理、クリアランスを安全かつ着実に進めるとともに、放射能レベルが高い複雑な構造の原子炉本体の解体に向けて慎重に準備を進めていく予定である。

「もんじゅ」では、燃料体取出し作業を計画通りに完了させるとともに、引き続き開始する国内初のナトリウム冷却高速炉のナトリウム機器解体準備を主とした第2段階に移行する予定である。

「ふげん」及び「もんじゅ」の廃止措置を進めるに当たっては、炉型や使用された冷却材、運転履歴など異なる点が多いものの、同じ敦賀地区において廃止措置を並行して進めるといった特徴を活かし、解体が先行する「ふげん」の知見や成果を「もんじゅ」の廃止措置に反映し、安全の確保や効率的な廃止措置の推進に努めている。また、互いに情報を共有するだけでなく人員を相互に動員して協業することにより更なるシナジー効果を考慮した廃止措置活動に取り組んでいる。

これらの廃止措置については、関係機関とも協力して効果的に進めるとともに、工事・作業を安全に行うだけでなく、得られる知見やデータを将来に繋げていけるよう、データベース化及び技術体系の構築等に取り組むとともに、情報の発信、普及に努めていく。

参考文献

- 1) 岩井紘基他、「ふげん」原子炉本体解体基本手順の策定、JAEA-technology 2015-046、2016
- 2) 中村保之他、「ふげん」原子炉解体切断工法の選定、2015-045、2016
- 3) 浜田宣幸他、クリアランスのためのウェットブラスト除染性能確証試験、デコミッショニング技報No.45 2012
- 4) 岩井紘基他、新型転換炉原型炉ふげんにおける炉内試料採取技術実証、デコミッショニング技報 No.61 2020
- 5) 林健太他、ふげんにおける廃止措置中の原子炉施設の保全について、日本保全学会 第16回学術講演会 要旨集 廃炉・廃止措置D-1-1-3、179-186、2019
- 6) 軍司稔他、高速炉大型ナトリウム機器の解体・洗浄 50MW中間熱交換器 (IHX) の解体・洗浄 (技術報告書)、JNC TN9410 99-013
- 7) 吉田英一他、ナトリウム洗浄処理技術に関する経験・知見の整理、JAEA-Technology-2012-033
- 8) 戸澤克弘、もんじゅ廃止措置の現況、日本原子力学会バックエンド部会「原子力バックエンド研究」Vol.27 No.2特集；第36回バックエンド夏期セミナー 講演再録
- 9) 早川雅人他、ナトリウム機器解体に係る経験及び技術集約；100m<sup>3</sup>級大型タンクの残留ナトリウム低減技術、JAEA-Technology-2021-027

# RANDEC

**Radwaste and Decommissioning Center**

RANDEC contributes to establishment of generic nuclear energy backend technology in Japan. The following works are currently intensively involved:

**The establishment of business work of consignment, store and process of radwaste from domestic research, industrial facilities etc. for disposal.**

---

**The research and development of nuclear facility decommissioning technology and radwaste treatment as well as disposal.**

---

**The study on decontamination and environmental restoration of ground in Fukushima and Kanto area.**

---

**The dissemination and enlightenment of backend research and development results, and training.**

RANDEC works for advancement of science and technology, and sustainable environmental cleanliness.



廃止措置工事で必要な防護資機材を提供し、  
有効な測定装置を提案致します…

- ・ 作業用防護資機材 (個人線量計、防護服、各種マスク…)
- ・ 可搬型β線/α線識別式連続ダストモニタ (iCAM)
- ・ 廃棄物容器 (角型密閉容器 密閉性能: 20kPa以上)  
など…



**TECHNOL** 株式会社 **千代田テクノル**

原子力事業本部

〒113-8681 東京都文京区湯島1-7-12 千代田御茶の水ビル

<http://www.c-technol.co.jp>

e-mail: [ctc-master@c-technol.co.jp](mailto:ctc-master@c-technol.co.jp) / tel: 03-3816-5921

## 『社会基盤の礎』を担う環境プロフェッショナル

**放射能分析をはじめ、環境に関する問題何でもご相談下さい!**

調査・分析から研究開発、アフターフォローまでお客様の様々な環境課題にお応えします

《商品一覧》

- ◆ 調査・分析 アスベスト/土壌・大気環境・排水・水質・臭気調査/ダイオキシン類/PCB/作業環境測定  
放射性核種分析 (Cs-137, I-131, Sr-90, H-3 等)
- ◆ コンサルティング 環境アセスメント/生活環境影響調査/悪臭対策/土壌汚染対策
- ◆ 試験・研究 放射能に関する受託試験 (受託実績多数あり) /レアメタル分析/異物分析

《トピック》

- ◆ 富岡町で放射能分析開始しました! ふくしま浜通りイノベーションセンター (FHIC)
- ◆ トリチウム分析を開始しました! (電解濃縮による環境レベルの分析も可能です)



FHIC 外観



株式会社 **環境管理センター** (ISO/IEC 17025 認定事業所\*)

本社: 〒193-0832 東京都八王子市散田町 3-7-23

営業ご案内: (03)6206-4321

TEL (042)673-0500 (代) FAX (042)667-6789

<https://www.kankyo-kanri.co.jp/>

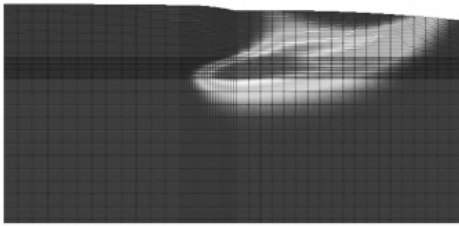
\*放射性セシウム (廃棄物、土壌)、重金属、VOC (環境水)、ダイオキシン類 (廃棄物、土壌、環境水)



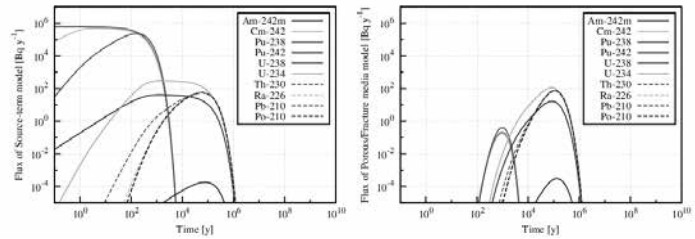
## 原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

原子力関連施設の安全性評価では、放射性物質発生量の計算から、人の被ばく線量計算にいたるまで、様々な解析手法を駆使する必要があります。V.I.C.は、関係省庁や各研究機関と協力し、一連の解析手法に関連する技術・知見を積み上げてきています。

- 廃棄物中の放射エネルギーの計算（燃焼計算、放射化計算）－ORIGEN2
- 放射線輸送計算、遮へい計算－QAD、MCNP、PHITS
- 埋設処分施設の安全評価（地下水流動解析、核種移行解析、線量評価）  
－3DSEEP、Dtransu、TOUGH2、GSA-GCL、GSRW
- 臨界計算-MVP、SRAC、DANTSYS、SMORES、OPT-TWO、OPT-DANT、AGNES、AGNES-P



2次元物質移行解析結果例



1次元核種移行解析結果例



株式会社ヴィジブルインフォメーションセンター

〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松440

電話 029-282-1654 FAX 029-282-8788 e-mail call@vic.co.jp

http://www.vi.c.co.jp/



# 廃炉を加速するレーザー除染技術

LDD株式会社 <https://lddc.jp/about/>

図1、半自動レーザー除染機



図2 1次冷却水系ステンレス配管内面の汚染深さと除染係数の関係 (IAEA基準)

発電用原子炉の1次冷却水系配管の表面層  
 除染係数 = 除染前の汚染濃度 / 除染後の汚染濃度 (Bq/kg)

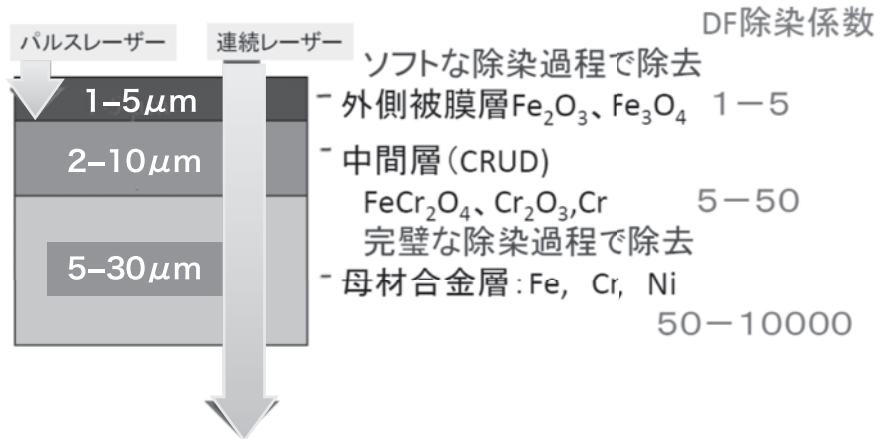
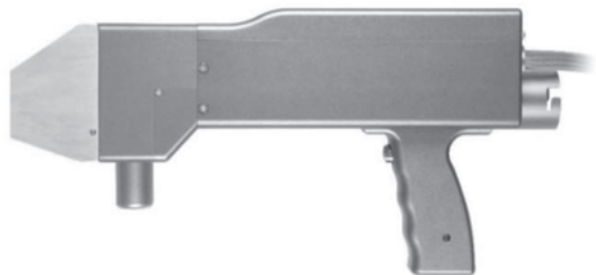


図3、原子炉1次冷却水系内ステンレス板の完全除染2MBq/kgを検出限界以下まで除染



図4、レーザーブラスター

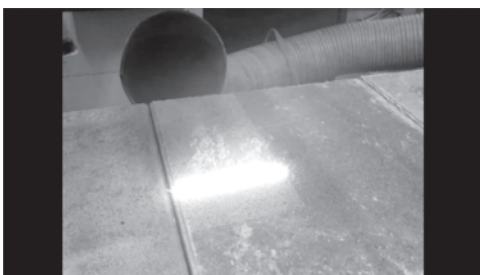
水平照射レーザーブラスター



垂直照射レーザーブラスター



図5、コンクリート板高速除染2kWレーザーを用いて20m<sup>2</sup>/時間



お問い合わせは・・・  
**株式会社日本遮蔽技研**  
<https://www.nipponnyaheigiken.com>

〒963-8041 福島県郡山市富田町字権現林11  
 Tel:0120-728-121 Fax:024-954-6332  
 ■郡山校正センター ISO/IEC 17025:2017  
 ■放射性同位元素等使用許可 使第5941



© デコミッションング技報 第63号

発行日 : 令和4年5月23日

編集・発行者 : 公益財団法人  
原子力バックエンド推進センター

〒135-0033

東京都江東区深川1-1-5 和倉ビル402

Tel. 03-6240-3531

Fax. 03-6240-3537

URL : <http://www.randec.or.jp>

E-mail : [haiki@randec.or.jp](mailto:haiki@randec.or.jp)