

デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **60**
2019

巻頭言

核燃料、核原料物質、国際規制物資で汚染した廃棄物の分類について

技術報告

四国電力伊方発電所1、2号機の廃止措置状況
JRR-4の廃止措置計画の概要及びこれまでの状況について

研究報告

福島第一原子力発電所災害復旧工事における無人化・省人化の取組み
三菱重工の原子力施設廃止措置に対する取組み

総説

日本原子力研究開発機構のバックエンドロードマップについて
諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績
第3回 フランスの主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴

速報

可搬型・高効率焼却灰浄化設備(MCR5.0)の除染減容実証試験

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。

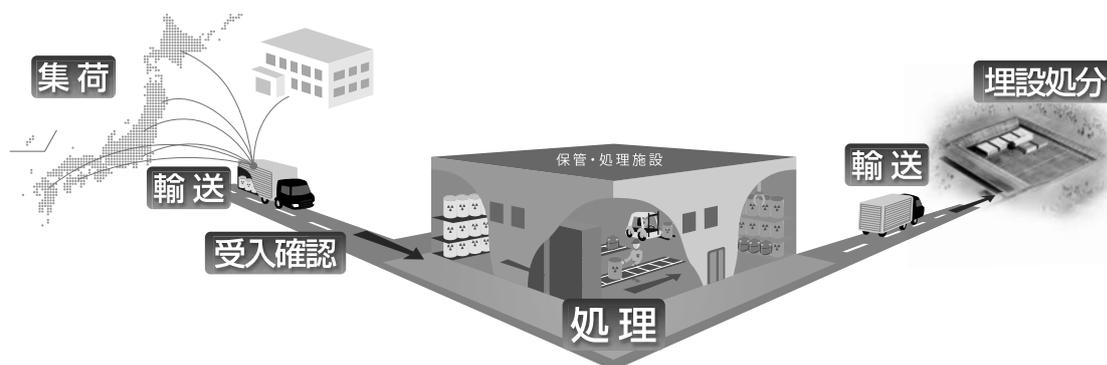
国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業の確立

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60号 (2019年9月)

目次

巻頭言

- 核燃料、核原料物質、国際規制物資で汚染した廃棄物の分類について 1
出光 一哉

技術報告

- 四国電力伊方発電所1、2号機の廃止措置状況..... 2
越智 雄大、池田 和豊
- JRR-4の廃止措置計画の概要及びこれまでの状況について 8
石黒 裕大、根本 勉、大山 光樹

研究報告

- 福島第一原子力発電所災害復旧工事における無人化・省人化の取組み 17
岡田 伸哉、領木 紀夫、三浦 悟、福山 哲也、紺谷 修
- 三菱重工の原子力施設廃止措置に対する取組み..... 28
小室 敏也、新田 義一、赤羽 崇、涌田 邦晴、谷口 優

総説

- 日本原子力研究開発機構のバックエンドロードマップについて 41
山田 悟志、岡留 善裕、辻 智之、藤平 俊夫
小林 弘明、藤田 朝雄、門馬 利行

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績

- 第3回 フランスの主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴 50
宮坂 靖彦、澁谷 進、榎戸 裕二

速報

- 可搬型・高効率焼却灰浄化設備 (MCR5.0) の除染減容実証試験 68
鈴木 康夫、林 炳禹

Journal of RANDEC

No. 60 Sep. 2019

CONTENTS

Technical Report

- Status of Decommissioning for Unit 1 and Unit 2 at Ikata NPP..... 2
Yudai OCHI and Kazutoyo IKEDA
- Outline and Implementation Status of Decommissioning Plan of JRR-4 8
Yasuhiro ISHIKURO, Tsutomu NEMOTO and Koji OHYAMA

Research Report

- Unmanned and Labor Saving Efforts in Disaster Restoration Work
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station 17
Shinya OKADA, Norio RYOKI, Satoru MIURA
Tetsuya FUKUYAMA and Osamu KONTANI
- Activities in Decommissioning of Mitsubishi Heavy Industries for Nuclear Facilities 28
Toshiya KOMURO, Yoshikazu NITTA, Takashi AKABA
Kuniharu WAKUDA and Masaru TANIGUCHI

Technical Review

- Back-end Roadmap of Japan Atomic Energy Agency 41
Satoshi YAMADA, Yoshihiro OKADOME, Tomoyuki TSUJI, Toshio TOHEI
Hiroaki KOBAYASHI, Tomoo FUJITA and Toshiyuki MOMMA
- Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of Nuclear Power Plant in Overseas
(3) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in France 50
Yasuhiko MIYASAKA, Susumu SHIBUYA and Yuji ENOKIDO

Rapid Communication

- Demonstration Test for Decontamination and Volume Reduction Technology of
Cesium-contaminated Fly Ash using MCR5.0 68
Yasuo SUZUKI and Byung-woo LIM

Status of Decommissioning for Unit 1 and Unit 2 at Ikata NPP

Yudai OCHI and Kazutoyo IKEDA
J. RANDEC, No. 60 (Sep. 2019), page 2 ~ 7, 6 Figures, 3 Tables

Shikoku Electric Power Co., Inc. decided to decommission Unit 1 (566 MW) at Ikata Nuclear Power Plant on March 25, 2016 and Unit 2 (566 MW) on March 27, 2018. After drawing up a concrete decommissioning plan, we submitted an application for approval for decommissioning plan to Nuclear Regulation Authority (NRA). The decommissioning plan of Unit 1 was approved on June 28, 2017 by NRA and we are now shifting to the decommissioning stage. The decommissioning plan of Unit 2 is under application.

This report introduces the outline of the decommissioning plan and the status of decommissioning works of Unit 1 and Unit 2 at Ikata Nuclear Power Plant.

Outline and Implementation Status of Decommissioning Plan of JRR-4

Yasuhiro ISHIKURO,
Tsutomu NEMOTO and Koji OHYAMA
J. RANDEC, No. 60 (Sep. 2019), page 8 ~ 16, 9 Figures, 3 Tables

Japan Research Reactor No.4 (JRR-4) had been shifted to decommissioning phase in December 2017 after we received the approval of the decommissioning plan of JRR-4 on June 2017 and the approval of the change of the safety regulations related to it. Decommissioning works are divided two phases and proceeded according to its plan. In the first phase (from fiscal 2017 to 2024), we perform reactor shutdown, fuel removal and maintenance management, and in the second phase (from fiscal 2025 to 2036), the dismantling works.

JRR-4 was initially installed for the purpose of shielding experiments of the nuclear ship “Mutsu,” reached its first criticality in 1965, and had been operated for about 45 years until December 2010. However, in consideration of the expenses required for the new regulatory standards implemented after the Tokyo Electric Power Company’s Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident and aging degradation, the decommissioning of JRR-4 was determined according to the JAEA reform plan in September 2013.

This report describes the outline of the decommissioning plan of JRR-4 and the status of its implementation.

Unmanned and Labor Saving Efforts in Disaster Restoration Work at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Shinya OKADA, Norio RYOKI, Satoru MIURA,
Tetsuya FUKUYAMA and Osamu KONTANI
J. RANDEC, No. 60 (Sep. 2019), page 17 ~ 27, 25 Figures

At TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, which was greatly damaged by the huge tsunami of the Great East Japan Earthquake, radionuclides were diffused inside and outside the building by hydrogen explosion, resulting in a high dose environment, then, measures to reduce the exposure of workers are essential for progressing restoration work.

In this report, we introduce two unmanned and labor-saving efforts that have been carried out under high-dose environment. First, we introduce unmanned and labor-saving in the covering work of Unit 3 installed for the extraction of spent fuel assemblies. The covering work was completed in February 2019, and the spent fuel assemblies are currently being removed. The second is an automatic transfer system that transfers high-dose debris stored in steel containers from the ground to underground storage, and has been used as the core system for radioactive waste transport since its introduction in 2012.

Activities in Decommissioning of Mitsubishi Heavy Industries for Nuclear Facilities

Toshiya KOMURO, Yoshikazu NITTA,
Takashi AKABA,
Kuniharu WAKUDA and Masaru TANIGUCHI
J. RANDEC, No. 60 (Sep. 2019), page 28 ~ 40, 22 Figures, 5 Tables

Based on experience obtained through construction and maintenance of various nuclear facilities including a pressurized water type nuclear power plant, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI) has been developing the decommissioning technology of the nuclear reactor related to commercial nuclear power plants for years. As technology which is needed for decommissioning, there are many technologies of

system engineering and residual radioactive material evaluation in a planning phase, and decontamination/dismantling, waste treatment and waste measuring in a decommissioning phase. This report presents the outline of recent activities for each of these technologies of MHL.

Back-end Roadmap of Japan Atomic Energy Agency

Satoshi YAMADA, Yoshihiro OKADOME,
Tomoyuki TSUJI, Toshio TOHEI,
Hiroaki KOBAYASHI, Tomoo FUJITA
and Toshiyuki MOMMA

J. RANDEC, No. 60 (Sep. 2019), page 41 ~ 49, 4
Figures, 9 Tables

Japan Atomic Energy Agency published “Back-end Roadmap” in December 2018 which maps out the implementation of back-end measures including long-term radioactive waste processing and disposal along with the decommissioning policy whose preparation and publication has been required in accordance with the amendment of the “Act on the Regulation of Nuclear Source Material, Nuclear Fuel Material and Reactors.” This report describes the outline of “Back-end Roadmap.”

Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of Nuclear Power Plant in Overseas (3) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in France

Yasuhiko MIYASAKA,
Susumu SHIBUYA and Yuji ENOKIDO

J. RANDEC, No. 60 (Sep. 2019), page 50 ~ 67, 19
Figures, 4 Tables

In this report introducing “the decommissioning strategy and performance of nuclear power plants in overseas,” we will focus on France as the third article, following the second of Germany and the first of the U.S. In France, 68 nuclear power reactors have been constructed, and 58 PWR light water reactors are currently operating, and the Framanville Unit 3, State-of-the-art European pressurized reactor (EPR), is under construction. On the other hand, there are 12 power reactors closed by 2010, and the activities of decommissioning are continued systematically. As a decommissioning strategy, France Electric Power

(EDF) has been working on decommissioning measures since 2001, based on the immediate dismantling method.

This report outlines the decommissioning project of heavy water moderated gas-cooled reactors (HWG-CR), gas-cooled reactors (GCR), light water reactors (LWR) and fast breeder reactors (FBR), including an overview of laws and regulations related to decommissioning. This report also describes French nuclear policy, decommissioning policy and waste management policy.

Demonstration Test for Decontamination and Volume Reduction Technology of Cesium-contaminated Fly Ash using MCR5.0

Yasuo Suzuki and Byung-woo Lim
J. RANDEC, No. 60 (Sep. 2019), page 68 ~ 75, 6
Figures, 3 Tables

To decontaminate and reduce the volume of cesium-contaminated fly ash, high efficiency fly ash purification facility MCR5.0 has been developed. And to evaluate the performance of this facility, a demonstration test has been conducted in Fukushima prefecture in June 2019. MCR5.0 has a simple and safe system that cleans the contaminated ash with water and only passes the washing water to the replaceable cartridges for decontamination without using any heat, and has a practical scale of 5 tons of daily throughput. As a result of the demonstration test using this facility, it shows extremely excellent performance of 89% decontamination rate and 97% volume reduction rate. The possibility of practical use at early stage is confirmed, and the facility is expected to contribute to the volume reduction and the facility is reuse cesium-contaminated fly ash.

核燃料、核原料物質、国際規制物資で汚染した 廃棄物の分類について



九州大学 アイソトープ統合安全管理センター センター長
大学院工学研究院エネルギー量子工学部門 教授

出光 一哉

九州大学は、平成17年（2005年）から大学移転を開始し、平成30年（2018年）までに工学部（大学院工学府）、基幹教育（昔の教養部）、理学部（理学府）、農学部（農学府）、全文系学部大学院専攻の全教員と学生が福岡市の西端の伊都に移転した。早めに移転が完了した六本松地区は更地化された後、既に高等裁判所や商業施設に生まれ変わっている。一方、最後まで残った箱崎地区は更地化が行われている最中である。

箱崎地区には放射性物質（RI及び核燃料）を取り扱っていた施設があり、現在、その廃止措置の途上である。いくつかの施設は既に廃止措置が終わっているが、工学部が所有していた施設とアイソトープセンター箱崎地区実験室（主に理学部と農学部が使用）が廃止措置の最終段階にある。廃止措置に当たっては、規制庁と相談をしながらステップを踏んで段階的に実施しているところである。廃止措置は大きく次のステップで実施される：①所有しているRI、核燃料の新施設（伊都）への輸送、②施設の汚染状況の確認、③施設の除染（必要に応じて）、④核燃料等で汚染された廃棄物の輸送（伊都の施設）と保管、⑤RIで汚染された廃棄物のアイソトープ協会への払出、⑥管理区域の解除、⑦規制庁への最終報告、⑧施設の解体。

現在、②の汚染状況の確認と③の除染を、区域を狭めながら実施しているところである。この際、核燃料等による汚染とRIによる汚染を区別しながら実施している。核燃料等による汚染については、アルファ線サーベイメーターによる測定とスマイヤ法による測定を実施している。しかしながら、アルファ線は飛程が短く、また遮蔽を受けやすいため、傷や隙間に入り込んだものは測定されない可能性がある。このため、上記の測定を実施して有意にアルファ放射体が検出されなくても、核燃料等との接触の可能性のあるものは核燃料等で汚染された廃棄物として取り扱うことになっている。本学の施設は歴史が古く、核燃料等との接触をしていないという証拠を見つけることができず、多くの廃材が核燃料等で汚染された廃棄物として分類されている。また、管理区域にあるものは、例えばHEPAフィルタを通した後の部分であっても核燃料等のエアロゾルによって汚染されている可能性があると判断される。核燃料等で汚染されていないという証拠を示すためには、核燃料等の使用履歴がない装置・設備であることの証明、使用履歴があるものについては、汚染部分を除去できることが求められる。例えば、ダクト等はあらかじめ内側に除去可能なフィルム等を貼っておくことが効果的であろう。

工学部の施設では、プラストを用いて汚染の可能性のある部分を除去し、廃棄物発生量の削減に努めている。移転終了までのタイムリミットが迫る中、確実な廃棄物処理と廃止措置を実施していく予定である。

四国電力伊方発電所 1、2号機の廃止措置状況

越智 雄大*、池田 和豊*

Status of Decommissioning for Unit 1 and Unit 2 at Ikata NPP

Yudai OCHI* and Kazutoyo IKEDA*

四国電力伊方発電所 1号機(定格出力56.6万kW)は2016年3月25日、同2号機(定格出力56.6万kW)は2018年3月27日に廃止を決定し、その後、具体的な廃止措置計画等の検討を行い、廃止措置計画認可申請書を原子力規制委員会に提出した。伊方発電所1号機は2017年6月28日に原子力規制委員会から認可を受け、現在、廃止措置段階に移行している。一方、2号機については現在申請中である。

本報告では伊方発電所1、2号機における廃止措置計画の概要及びこれまでの廃止措置工事の実施状況について紹介する。

Shikoku Electric Power Co., Inc. decided to decommission Unit 1 (566 MW) at Ikata Nuclear Power Plant on March 25, 2016 and Unit 2 (566 MW) on March 27, 2018. After drawing up a concrete decommissioning plan, we submitted an application for approval for decommissioning plan to Nuclear Regulation Authority (NRA). The decommissioning plan of Unit 1 was approved on June 28, 2017 by NRA and we are now shifting to the decommissioning stage. The decommissioning plan of Unit 2 is under application.

This report introduces the outline of the decommissioning plan and the status of decommissioning works of Unit 1 and Unit 2 at Ikata Nuclear Power Plant.

1. 廃止措置計画の概要

1.1 伊方発電所1、2号機の概要

伊方発電所1、2号機の施設概要をTable 1に示す。

Table 1 Outline of Ikata NPP Unit 1 and Unit 2

	1号機	2号機
型式	加圧水型軽水炉 (PWR)	
定格出力	56.6万kW	56.6万kW
総発電電力量	約1,326億kWh	約1,222億kWh
設備稼働率※	77.5%	82.0%
営業運転開始	1977年9月30日	1982年3月19日
営業運転終了	2016年5月10日	2018年5月23日
廃止措置計画認可	2017年6月28日	申請中

※ 2011年度末までの累計

1.2 廃止措置の工程

伊方発電所1、2号機の廃止措置工程は、全体を約40年とし、以下のとおり大きく4段階に分け、段階的に進める計画である (Fig. 1)。

(1) 解体工事準備期間 (第1段階)

第1段階においては、供用を終了した施設のうち、2次系設備の解体、核燃料物質の搬出、汚染状況の調査、核燃料物質による汚染の除去及び放射性廃棄物の処理処分を実施する。

(2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間 (第2段階)

第2段階では、供用を終了した施設のうち、原子炉領域設備以外の管理区域内設備の解体撤去を行う。

* : 四国電力株式会社 原子力本部 原子力部 廃止措置グループ

(Decommissioning Group, Nuclear Power Dept., Nuclear Power Division, Shikoku Electric Power Co., Inc.)

解体工事準備期間 2017～2026年度 (2019～2028年度) ※	原子炉領域周辺設備 解体撤去期間 2027～2041年度 (2029～2043年度) ※	原子炉領域設備等 解体撤去期間 2042～2049年度 (2044～2051年度) ※	建家等 解体撤去期間 2050～2056年度 (2052～2058年度) ※
核燃料物質の搬出			
核燃料物質による汚染の除去			
汚染状況の調査	管理区域内設備（原子炉領域周辺）の解体撤去 安全貯蔵	原子炉領域設備の 解体撤去	建家等の解体撤去
管理区域外設備の解体撤去			
放射性廃棄物（運転中に発生した放射性廃棄物及び廃止措置期間中に発生する放射性廃棄物）の処理処分			

※: 2号機の廃止措置工程（申請中）を示す。

Fig. 1 Decommissioning schedule for Unit 1 and Unit 2 at Ikata NPP

(3) 原子炉領域設備等解体撤去期間（第3段階）
第3段階においては、放射能レベルの比較的高い原子炉容器等の解体を行う。

(4) 建家等解体撤去期間（第4段階）
第4段階においては建家内に汚染がないことを確認した上で管理区域を順次解除し、建家等を解体撤去し、廃止措置を終了する。
第2段階以降に行う具体的内容については、第1段階に実施する汚染状況の調査結果や管理区域外の設備の撤去経験等を踏まえ、解体撤去の手順及び工法、放射性物質の処理及び管理方法等について検討を進め、第2段階に入るまでに廃止措置計画に反映し、変更の認可を受ける。

2. 第1段階に行う廃止措置工事の取組み状況

2.1 核燃料物資の搬出

伊方発電所1号機及び2号機に保管されている使用済燃料については、廃止措置終了までに再処理事業者に譲り渡す。また、新燃料については、第2段階開始までに加工業者に譲り渡す。使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料の表面には

放射性物質が付着しており、使用する輸送容器の基準を満足しない場合は、気中で燃料棒を引抜き、除染及び燃料集合体形状への再組立てを実施する。

2.2 汚染状況の調査

廃止措置対象施設の放射性固体廃棄物の推定発生量（Table 2）及び汚染の分布（Fig. 2）は、加

Table 2 Estimated amount of radioactive solid waste to be generated during decommissioning process

放射能レベル区分		推定発生量 (t)	
		1号機	2号機
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L1)	約90	約90
	放射能レベルの比較的低いもの (L2)	約880	約880
	放射能レベルの極めて低いもの (L3)	約2,090	約2,000
放射性廃棄物として扱う必要がないもの (クリアランス)		約39,100	約37,400
合計		約42,100	約40,400
放射性廃棄物でない廃棄物(管理区域外からの発生分を含む)		約22.8万	約21.3万

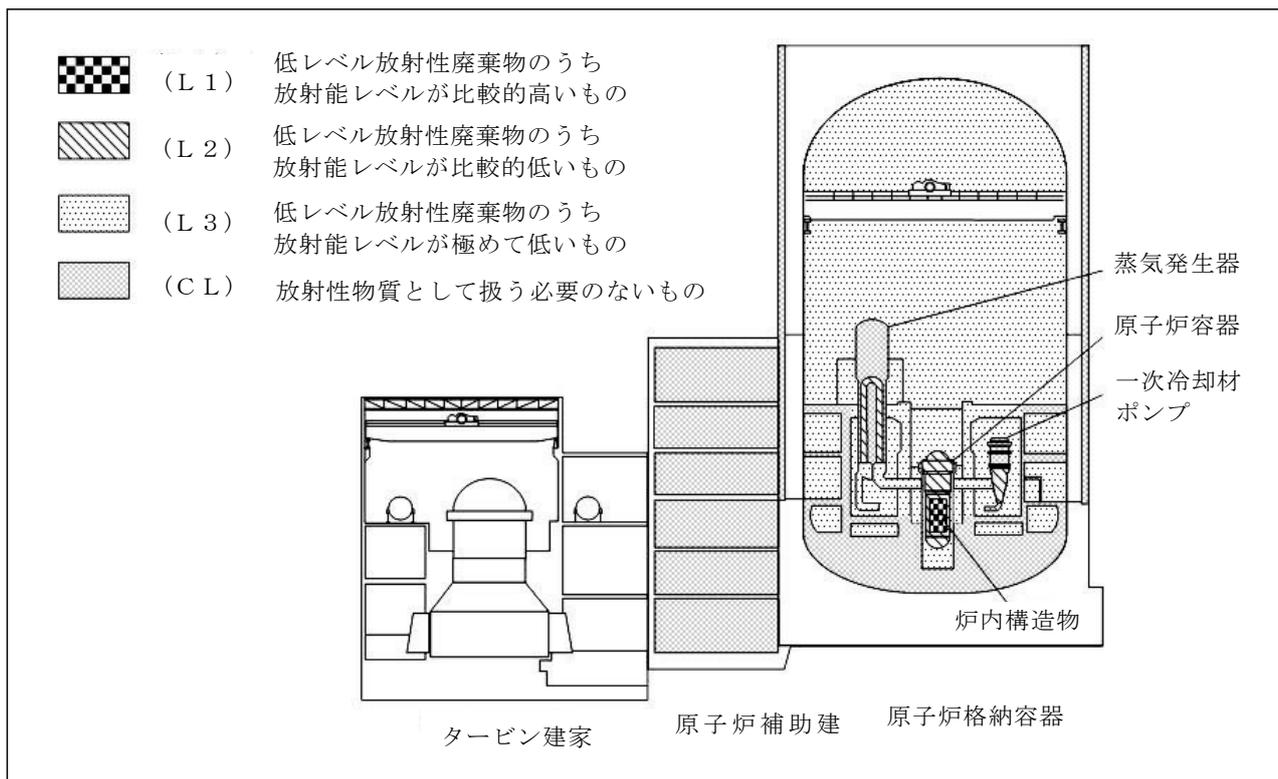


Fig. 2 Distribution of estimated contamination

圧水型原子炉施設のモデルプラントにおける評価結果をもとに推定している。適切な解体撤去工法及びその手順策定並びに解体撤去工事に伴って発生する放射性物質発生量の評価精度向上を図るため、汚染状況の調査を実施する。

2.3 核燃料物質による汚染の除去

解体対象施設の一部は、放射化汚染又は二次的な汚染によって汚染されており、このうち、放射化汚染については放射能レベルの比較的高い原子炉領域設備等を対象に時間的減衰を図る。機器、配管等の内面に付着し残存している二次的な汚染については、時間的減衰を図るとともに効果的な除染を行うことで、これらの設備の解体撤去を行う際に、放射線業務従事者の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くする。

除染は、機械的方法にて行うが、除染対象物の形状、汚染の状況等を踏まえ、有効と判断した場合には、化学的方法による除染を行う。

2.4 管理区域外設備の解体

安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した設備のうち、管理区域外に設置している汚染のない設備の解体撤去を実施する。

2.5 汚染の除去

伊方発電所1号機は蒸気発生器や広範にわたる1次系配管の取替を行っており、系統全体としては比較的放射線量が低いことから系統除染は行わず、安全貯蔵期間を長くすることや線量の高い箇所にて特化した部分的除染を行うことで、被ばく低減を図る。2号機も同様に部分的除染を検討している。

3. 廃止措置の実施状況

現在、廃止措置が実施されている、伊方発電所1号機を中心に具体的実施事項を紹介する。

3.1 除染工事

(1) 除染の対象範囲

除染の対象範囲は、原子炉運転中の経験及び実績を踏まえ、二次的な汚染が多く残存していると推定される範囲のうち、放射線業務従事者の被ばくを低減するために有効とされる範囲を選定した。その結果、余熱除去系統及び化学体積制御系統の一部を除染対象とした。具体的な除染実施範囲をFig. 3に示す。

(2) 除染の方法

除染は研磨剤を使用するブラスト法 (Fig. 4)、ブラシ等による研磨法等の機械的方法により実施した。また、除染の実施に当たっては、廃止措置期間中に維持する設備の機能に影響を及ぼさないように、さらに、汚染の拡大防止、放射線業務従事者の被ばく低減対策等の措置を講じた。

(3) 除染の目標

除染は原則として、除染対象箇所の線量当量率があらかじめ定めた目標値に達するまで実施した。目標値の設定は、放射線業務従事者の被ばく

低減の観点から決定した。ただし、線量当量率が目標値に達する前であっても、それ以上の除染効果が見込めないと判断した場合又は放射線業務従事者の被ばく低減に有効でないと判断した場合には、除染を終了した。

(4) 除染効果の評価

今回の除染工事により、廃棄物の放射能レベルの区分を下げるとともに、今後の解体計画の策定にあたって、除染効果に関する情報を収集することができた。

3.2 使用済燃料の搬出

伊方発電所1号機の使用済燃料ピットに貯蔵中の237体の使用済燃料について、2018年6月より、3号機の使用済燃料ピットへの構内輸送を開始しており (Table 3)、2019年度中には全ての使用済燃料の3号機への輸送を完了する (Fig. 5)。

3.3 2次系施設の解体工事

第1段階では安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した設備のうち、管

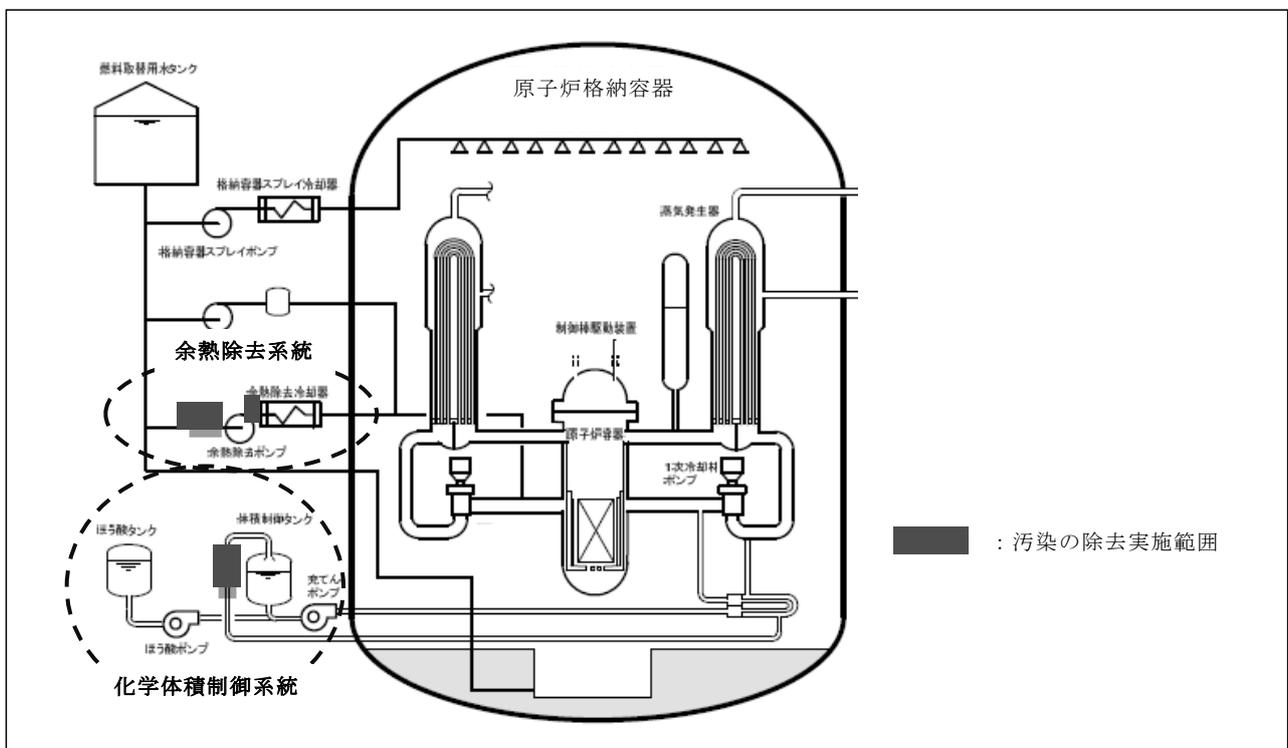


Fig. 3 Schematic illustration of decontamination range

Table 3 Record of spent fuel transfer from Unit 1 to Unit 3

回数	輸送時期	使用済燃料の輸送体数
1回目	2018. 6. 29	14体
2回目	2018. 7. 20	14体
3回目	2018. 11. 30	14体
4回目	2018. 12. 14	14体
5回目	2019. 1. 18	14体
6回目	2019. 1. 31	14体
7回目	2019. 2. 15	14体
8回目	2019. 2. 28	14体
9回目	2019. 4. 5	14体
10回目	2019. 4. 18	14体
11回目	2019. 5. 13	14体
12回目	2019. 6. 4	14体
13回目	2019. 6. 14	14体
合計	—	182体

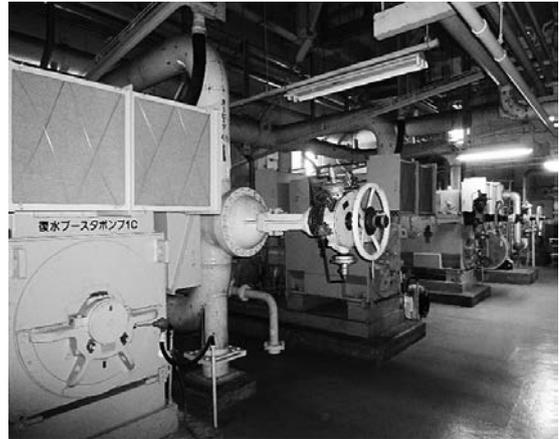


Fig. 4 Decontamination view of blasting



Fig. 5 Spent fuel transfer from Unit 1 to Unit 3

理区域外の設備の解体撤去を実施する。現在、復水脱塩装置エリアの機器について解体・撤去を実施している (Fig. 6)。今後、変圧器エリア、タービン建家内の機器について、解体撤去を行っていく予定である。



(復水ブースターポンプ撤去前)



(復水ブースターポンプ撤去後)

Fig. 6 Demolition and removal of condensate booster pump

3.4 汚染状況の調査

適切な解体方法及び解体撤去手順の策定並びにモデルプラントを参考に算出を行った放射性固体廃棄物発生量の評価精度を向上させることを目的としている。

(1) 放射化汚染及び二次的な汚染の調査

放射化汚染とは原子炉運転中の中性子照射によ

り炉心等の構造材が放射化することである。原子炉容器及び炉内構造物からのサンプル採取に向けて、サンプリング箇所は決定しており、今年度中にサンプル採取を実施する予定である。

二次的な汚染とは1次冷却材中の腐食生成物が炉心部で放射化され、機器及び配管等の表面に残存しているものである。現在は機器・配管等設備の外部からの放射線量等測定に向けて、測定場所、測定方法などの検討を進めており、次年度より調査を実施する予定である。

(2) 物量調査

廃止措置対象施設を構成する機器、配管、弁等の重量・表面積・材種・設置場所といった項目について調査する。

調査方法については、機器の構造図、配置図、工事記録といった図書類から機器、設備の情報を読み取り、調査する図書から直接情報を取得できない場合は、現場で直接、寸法等を測定する。

今後実施する物量調査の結果をもとに適切な解体工法を検討していく。

4. その他

4.1 廃止措置室の新設

廃止措置を円滑に行うための体制整備として、2019年7月1日付けで、伊方発電所に「廃止措置室」を新たに設置し、廃止措置に係る統括業務を実施することとなった。

4.2 定期報告

伊方発電所1号機の廃止措置については、安全確保を最優先に、廃止措置計画に従い、関係法令及び安全協定等を遵守して適切に実施しており、廃止措置の実施状況については、安全協定に基づき地元自治体へ報告を行っている。

4.3 施設定期検査

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき、伊方発電所1号機は第2回施設定期検査（廃止措置段階）を実施した。施設定期検査では、廃止措置期間中で核燃料物質を貯蔵している間に機能維持すべき施設の機能・性能が

確保されていることについて国の確認を受けた。

5. おわりに

伊方発電所1号機は、廃止措置計画認可後、廃止措置段階へ移行し、除染作業、使用済燃料の搬出、2次系施設解体、汚染状況の調査等を実施してきた。2号機については現在、国へ廃止措置計画の申請中である。

今後とも、安全を第一に、廃止措置を着実かつ確実に進めていく。

JRR-4の廃止措置計画の概要及びこれまでの状況について

石黒 裕大*、根本 勉*、大山 光樹*

Outline and Implementation Status of Decommissioning Plan of JRR-4

Yasuhiro ISHIKURO*, Tsutomu NEMOTO* and Koji OHYAMA*

日本原子力研究開発機構（JAEA）の研究炉JRR-4（Japan Research Reactor No.4）は、2017年6月に廃止措置計画、同年11月に保安規定の変更認可を受け、廃止措置に移行した。廃止措置は、原子炉の機能停止、燃料体搬出及び維持管理の段階である第1段階（認可後から2024年度まで）と解体撤去段階である第2段階（2025年度～2036年度まで）の2つの段階に大きく分けられ、廃止措置計画に従って進められる。

JRR-4は、当初、原子力船「むつ」の遮蔽実験を目的として設置され1965年に初臨界に達し、2010年12月まで約45年間運転を実施してきたが、東電福島第一原発事故後に施行された新規制基準への必要経費、高経年化の状況等を考慮し、2013年9月の原子力機構改革により廃止が決定された。

本報告では、JRR-4の廃止措置計画の概要とこれまでの実施状況について紹介する。

Japan Research Reactor No.4 (JRR-4) had been shifted to decommissioning phase in December 2017 after we received the approval of the decommissioning plan of JRR-4 on June 2017 and the approval of the change of the safety regulations related to it. Decommissioning works are divided two phases and proceeded according to its plan. In the first phase (from fiscal 2017 to 2024), we perform reactor shutdown, fuel removal and maintenance management, and in the second phase (from fiscal 2025 to 2036), the dismantling works.

JRR-4 was initially installed for the purpose of shielding experiments of the nuclear ship “Mutsu,” reached its first criticality in 1965, and had been operated for about 45 years until December 2010. However, in consideration of the expenses required for the new regulatory standards implemented after the Tokyo Electric Power Company’s Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident and aging degradation, the decommissioning of JRR-4 was determined according to the JAEA reform plan in September 2013.

This report describes the outline of the decommissioning plan of JRR-4 and the status of its implementation.

*：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力科学研究所 研究炉加速器技術部 JRR-4管理課
(JRR-4 Operation Section, Department of Research Reactor and Tandem Accelerator Sector of Nuclear Science Research, Nuclear Science Research Institute, Japan Atomic Energy Agency)

1. JRR-4の概要¹⁾

JRR-4は、濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型の熱出力3,500 kWで、中出力炉の特性を活かした小回りの利くデイリー運転形態の研究用原子炉である。主な利用目的として、医療照射、原子炉技術者養成、放射化分析、ラジオアイソトープ及びシリコン半導体の製造等が挙げられる。

JRR-4は我が国初の原子力船「むつ」の実物大モックアップによる遮蔽実験を目的として建設され、1965年1月28日初臨界に到達した。その後、1996年1月から1998年9月までに燃料の低濃縮化を行うとともに、原子炉施設の整備及び実験設備の拡充のため各設備・機器の大規模な改造工事を行った。

JRR-4の主要諸元をTable 1に示す。

Table 1 Main specification of JRR-4

燃料濃縮度 (運転期間)	高濃縮燃料 (1965年～ 1995年)	低濃縮燃料 (1998年～ 2010年)
炉型	濃縮ウラン軽水減速冷却 スイミングプール型	
最大熱出力	3,500 kW	
最大 熱中性子束	$7 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$	
炉心形状 寸法	角型 約65 cm × 67 cm × 高さ60 cm	
冷却材	軽水	
制御棒	ボロン入りステンレス鋼	
運転形態	1日6時間のデイリー運転 1サイクル=1週間	

原子炉炉心部はFig. 1に示すように、炉心ブリッジから吊り下げられた炉心タンク内に納められ、水深約9.8 mのプール中に置かれている。炉心部は燃料要素、反射体要素、格子板、制御棒等から構成される。

JRR-4は2010年12月まで運転を実施後、次回の運転に向け施設定期自主検査中であったが、2011年3月に東北地方太平洋沖地震が発生した。JRR-4は被害を被ったが、約1年後にほぼ復旧し

た。しかし、重要度、機能重複の観点、高経年化の状況、必要経費(新規基準対応経費等を含む)等の観点から2013年9月に公開した原子力機構改革の中でJRR-4を廃止することが決定した。そのため、2015年12月にJRR-4廃止措置計画認可申請書を提出し、2017年6月7日に認可を受けるとともに、当該申請書に関連した保安規定の変更認可を同年11月29日に受け廃止措置に移行した。

また、2018年12月に未使用燃料搬出期限の変更等に伴う変更認可を受けた。

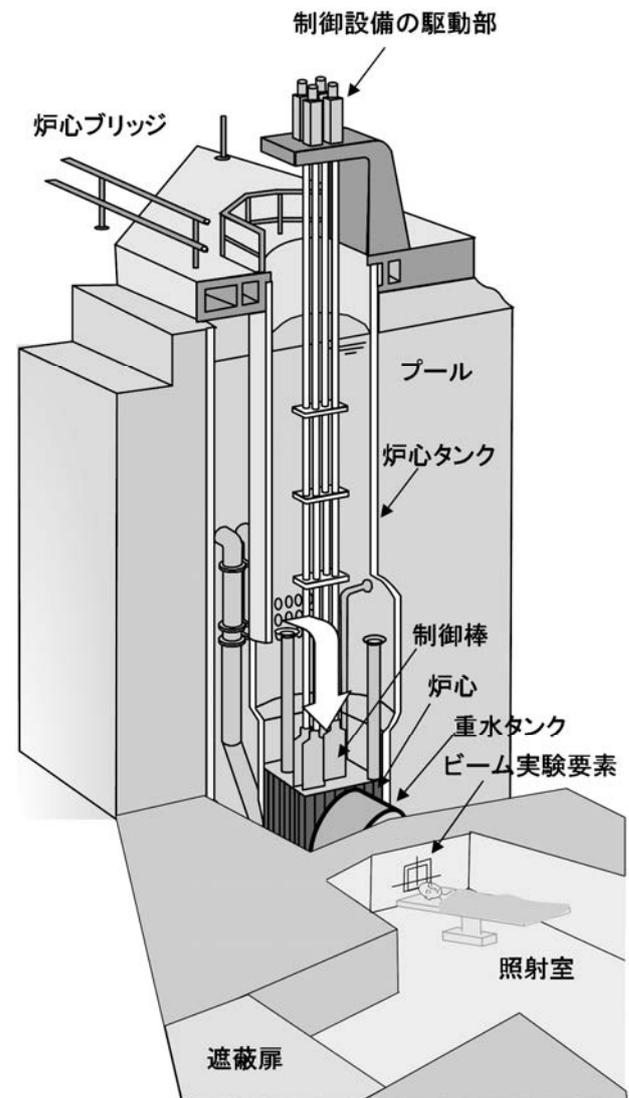


Fig. 1 Cutaway view of the core tank of JRR-4

2. 使用済燃料の搬出

JRR-4では、廃止措置計画認可申請書を申請する前に、あらかじめ使用済燃料をJRR-4から搬出することで、リスク低減を図るとともに、機能を維持しなければならない設備の低減化を図ることとした。そのため、現行の原子炉設置変更許可書に基づき、JRR-4使用済燃料を貯蔵することができるJRR-3使用済燃料貯蔵施設へ全ての使用済燃料を搬出した。

3. 廃止措置計画の概要

3.1 解体対象施設

JRR-4原子炉施設の解体前後をFig. 2に示す。

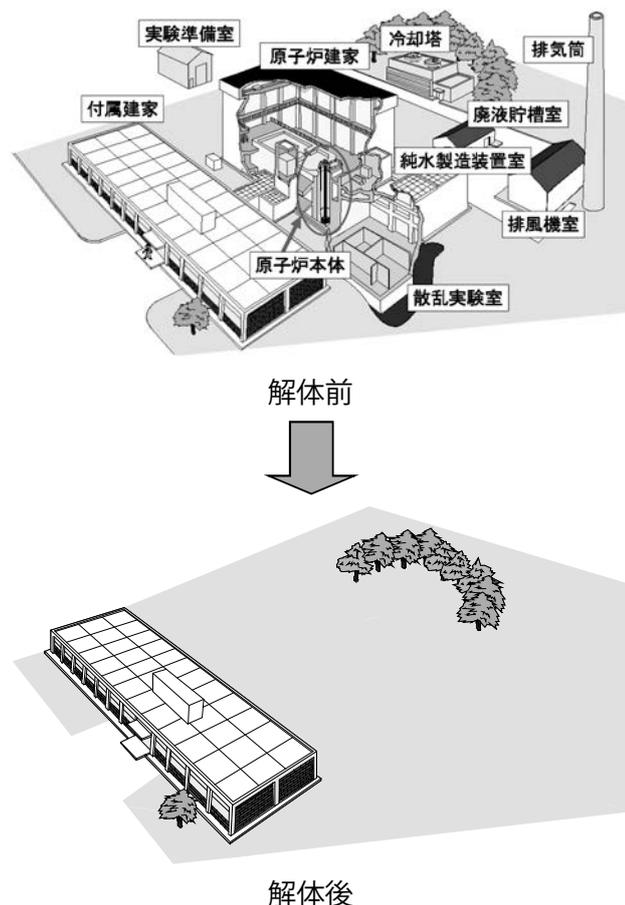


Fig.2 Before and after decommissioning of JRR-4

JRR-4原子炉施設は、付属建家、新燃料貯蔵庫等、原子炉建家、排風機室、排気筒、実験準備室、

純水製造装置室、廃液貯槽室及び冷却塔並びにこれらの建家内外に設置されている全ての施設・設備に加えて、原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物の廃棄施設の放射性廃棄物処理場、通信連絡設備、並びに放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション、中央監視装置、環境放射線観測車及び気象観測設備によって構成されている。

これらのうち解体対象施設は、新燃料貯蔵庫等、原子炉建家、排風機室、排気筒、実験準備室、純水製造装置室、廃液貯槽室及び冷却塔並びにこれらの建家内外に設置されている全ての施設・設備である。

付属建家は、施設・設備を解体撤去するとともに、管理区域解除後、建家を解体せずに一般施設として活用する。なお、管理区域を有する建家は、付属建家（一部）、新燃料貯蔵庫等、原子炉建家、排風機室及び廃液貯槽室である。

なお、原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物の廃棄施設の放射性廃棄物処理場、通信連絡設備、並びに放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション、中央監視装置、環境放射線観測車及び気象観測設備については、他の原子炉施設の共通施設として引き続き使用するため、解体対象施設とはしない。

3.2 廃止措置計画の工程²⁾

JRR-4原子炉施設の廃止措置は、第1段階（原子炉の機能停止、燃料体搬出及び維持管理の段階）、第2段階（解体撤去段階）の2段階に区分して実施する。各段階の概要は次のとおりである。Table 2に廃止措置の工程表を示す。

(1) 第1段階（原子炉の機能停止、燃料体搬出及び維持管理の段階）[認可後～2024年度]

第1段階では、原子炉の機能停止、燃料体搬出及び維持管理を行う。

原子炉の機能停止措置として、制御材を挿入した状態での固定及び制御設備の駆動部の撤去を実施する。

Table 2 Decommissioning schedule of JRR-4

	2015 - 2024			2025 - 2026	2027 - 2033	2034 - 2035	2036	
段階	第1段階 (機能停止措置、燃料体搬出、維持管理)			第2段階 (解体撤去)				
工程	▲ 廃止措置 計画認可(2017.6)	▲ 解体撤去工事を定めた廃止 措置計画の変更認可						▲ 廃止措置 終了
	← 機能停止措置(2017.12)							
	← 燃料体搬出、施設の維持管理							
				← 炉心部等の 解体撤去				
				← 原子炉建家内の施設・設備の 解体撤去(管理区域解除)				
				← 廃液貯槽室、排風機室内の施設・設備 の解体撤去(管理区域解除)				← 建家の 解体撤去

未使用燃料は新燃料貯蔵庫の燃料貯蔵棚に貯蔵しており、2024年度までに搬出し、米国へ譲り渡す。

第2段階で実施する解体撤去作業及び放射性物質を含む廃棄物の取扱いにおける放射線業務従事者の被ばく低減を図るため、施設に残存する放射性物質の放射能を減衰させる。放射能を減衰させる期間は、原子炉停止後約10年(2021年3月末)以上とし、第1段階では、各建家及びそれらの維持管理に必要となる施設・設備について維持管理を行う。

また、隣接するJRR-3の耐震補強工事に伴い、管理区域の無い実験準備室を解体する。

(2) 第2段階(解体撤去段階) [2025年度～2036年度]

解体撤去工事では、新燃料貯蔵庫等、原子炉建家、排風機室、排気筒、純水製造装置室、廃液貯槽室及び冷却塔並びにこれらの建家内外に設置されている施設・設備を解体撤去し、管理区域を有する施設は汚染の状況等を確認し管理区域を解除したうえで建家を解体する。付属建家は、施設・設備を解体撤去し、管理区域解除を実施するが、建家の解体は実施しない。解体後、残存する付属建家及び土地に汚染の無いことを確認する。

放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場へ引き渡す。放射性廃棄物の放射性廃棄物処理場への引き渡し全てが完了することで、JRR-4原子炉施設の共通施設から放射性廃棄物処理場を解除し、放射性廃棄物処理場は、他の原子炉施設の共通施設とする。放射性廃棄物処理場に引き渡した放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場が管理する。廃止措置を終了した後、原子炉等規制法第43条の3の2第3項において準用する同法第12条の6第8項に基づく廃止措置の終了の確認を受ける。

なお、第2段階に入るまでに、解体撤去工事の詳細を定めた本廃止措置計画の変更の認可を受ける。

4. 汚染状況

施設に残存する汚染は、放射化汚染物質と二次汚染物質に分けられる。

放射化汚染物質は、炉室内に設置されている炉心部、炉心タンク、No.1プール内の炉心タンク内外の施設・設備、No.1プール及び照射室が、原子炉運転中に中性子照射を受けて放射化することにより発生する。また、過去に炉心をNo.1プールからNo.2プールへ移動して原子炉運転を実施した実績があることから、No.2プールも放射

化汚染物質が発生している可能性がある。

二次汚染物質は、炉心部、炉心タンク、No. 1 プール内の炉心タンク内外の施設・設備、No. 1 プール、No. 2 プール内の施設・設備、No. 2 プール、原子炉冷却系統施設の1次冷却設備のうち1次冷却系、精製系及び排水系並びに放射性廃棄物の廃棄施設の液体廃棄物廃棄設備の廃液貯槽等において、放射性腐食生成物等が施設・設備の表面に付着することにより発生する。また、No. 1 プール内に設置している、実験利用設備の中性子ビーム設備の重水タンク及び重水タンクに関連する系統(以下、「重水タンク等」という)では、重水の抜き取り作業は終了(抜き取った重水は、JRR-3へ搬出)しているが、一部の重水が残存しており、重水中に含まれるH-3により二次汚染物質が発生している。

なお、昭和44年に燃料破損が1回発生しているが、発生後速やかに当該燃料を取り出し、プール水を全量排水するとともにプール全体を除染した。その後、燃料破損による核種は検出されなかったことから、燃料破損による残存汚染はない。

汚染の状況の評価結果は、次のとおりである。ここでは本廃止措置計画の認可申請の近傍時期となる原子炉停止後約4年(2015年3月末)経過時及び原子炉停止後約10年(2021年3月末)経過時を評価時期とする。

なお、第2段階の開始時期である2025年度は、原子炉停止後約10年(2021年3月末)に対してより減衰していることから評価結果は保守的となる。主な施設の推定汚染分布をFig. 3に示す。

4.1 放射化汚染物質

放射化汚染物質の評価手順をFig. 4に示す。

JRR-4は、炉心周辺が比較的複雑な形状であること、また、設備の放射化汚染が懸念される範囲がNo. 1プールだけでなく、運転実績のあるNo. 2プール、照射実験に用いられた散乱実験室及び照射室に及ぶことから、中性子束分布の計算領域が複雑かつ広範囲であった。

また、JRR-4は、最大出力の増大や燃料濃縮度の低減等の改造を経験している。これらを踏まえ、それぞれの炉心を正確に模擬するため、原子力機構の廃止措置計画認可申請では初めて、中性子束

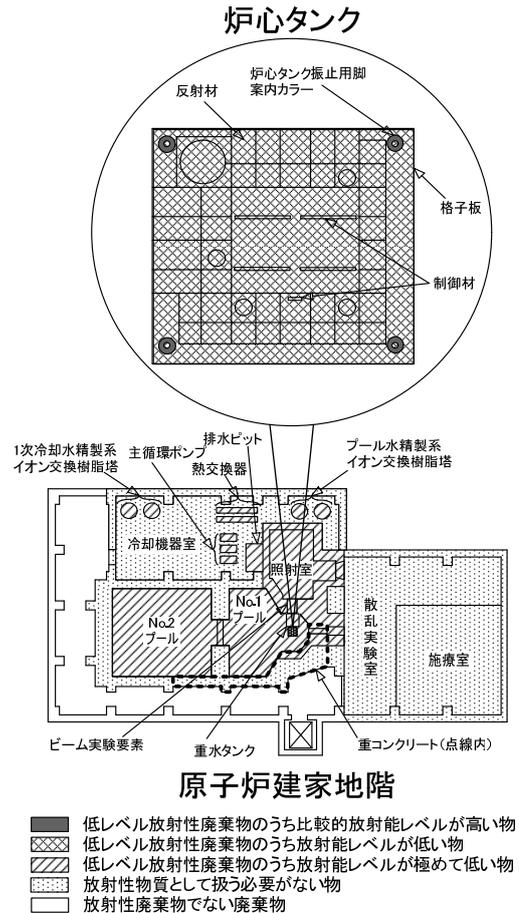


Fig. 3 Estimated contamination distribution

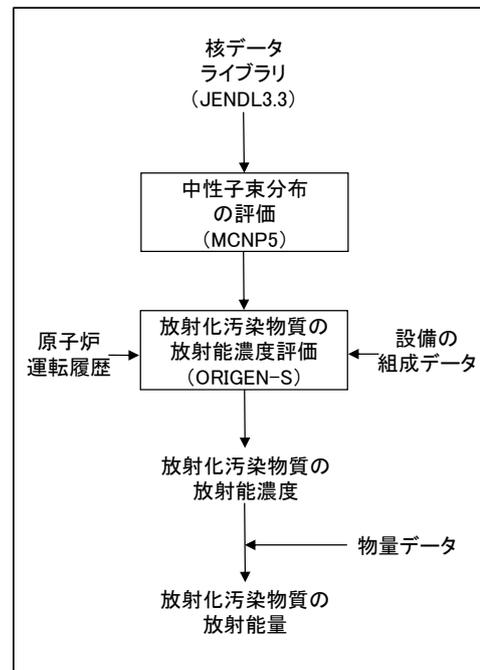


Fig. 4 Evaluation procedure of activation radioactivity

分布の計算に、連続エネルギーモンテカルロコード「MCNP5」を使用して各領域における中性子束を算出した。MCNPモデル例をFig. 5に示す。核データライブラリには、JENDL3.3を用いた。次に求めた中性子束、原子炉運転履歴及び設備の組成データを、ORIGEN-Sを用いて、放射化汚染物質の放射能濃度を算出し、この結果に物量データを用いることにより、放射化汚染物質の放射エネルギーを算出した。

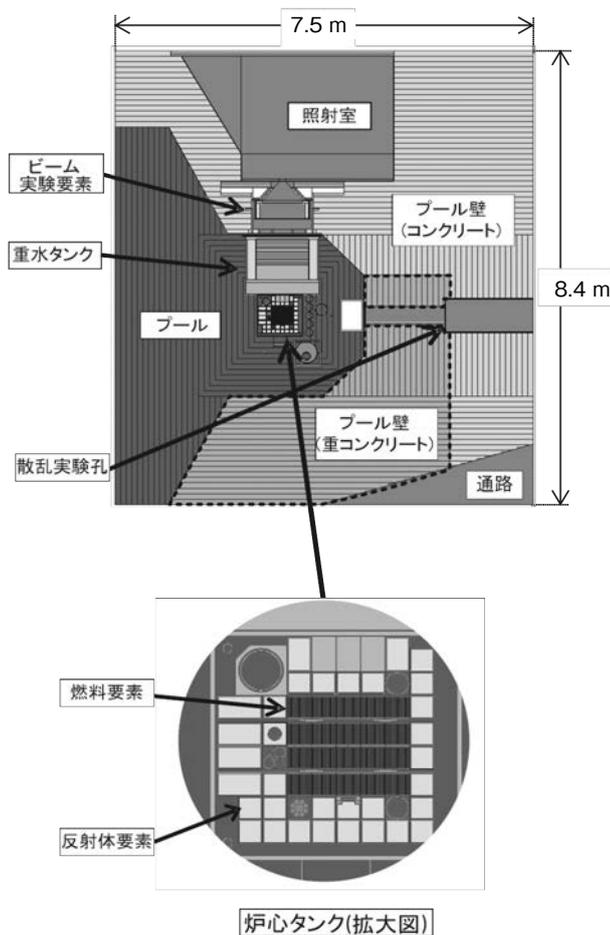


Fig. 5 Example of MCNP calculation model

評価の結果、原子炉停止後約4年（2015年3月末）経過時の放射化汚染物質の推定放射エネルギーは 2.5×10^{13} Bq、主要な放射性核種はH-3、Fe-55、Co-60等である。これらの放射化汚染物質は、解体撤去作業及び放射性物質を含む廃棄物の取扱いにおける放射線業務従事者の被ばく低減のため、時間減衰による放射エネルギーの低減を図る。時間減衰に

よる放射エネルギーの低減を図るための期間は、原子炉停止後約10年（2021年3月末）以上とする。原子炉停止後約10年（2021年3月末）経過時の放射化汚染物質の推定放射エネルギーは 1.4×10^{13} Bqとなり、主要な放射性核種はH-3、Ni-63、Co-60等である。

4.2 二次汚染物質

二次汚染が生じている可能性のある施設・設備について、表面密度及び表面積を用いて二次汚染の評価を行った。二次汚染物質の放射エネルギー評価を、実際の放射エネルギーよりも多くなるように保守的な評価とするために、施設・設備の表面密度の最大値に相当する汚染が、二次汚染が生じている可能性のある全ての施設・設備に生じているものとして評価を行った。施設・設備の中で、表面密度が最大となるのは、施設・設備の構造及び過去の点検結果等から一次冷却系ストレナNo.3であると判断し、内部の表面密度の測定を実施し、その結果を用いて評価を実施した。また、重水タンク等の内部のH-3による二次汚染については、重水タンク等に残存している全重水量（H-3全量）が二次汚染に寄与しているものとして評価した。

評価の結果、原子炉停止後約4年（2015年3月末）経過時の二次汚染物質の推定放射エネルギーは、放射性腐食生成物等による施設・設備の二次汚染では 2.7×10^7 Bq、主要放射性核種はCo-60であり、また、重水タンク等の内部の二次汚染では 6.4×10^{10} Bq、放射性核種はH-3である。これらの二次汚染物質についても、放射化汚染物質と同様に、時間減衰による放射エネルギーの低減を図る。時間減衰による放射エネルギーの低減を図るための期間は、原子炉停止後約10年（2021年3月末）以上とする。原子炉停止後約10年（2021年3月末）経過時の二次汚染物質の推定放射エネルギーは、放射性腐食生成物等による施設・設備の二次汚染では 1.3×10^7 Bqであり、重水タンク等の内部の二次汚染では 4.6×10^{10} Bqである。

5. 放射性廃棄物の発生量

廃止措置の第2段階の解体撤去作業において発生する放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要がない物の推定発生量をTable 3に示す。

放射性固体廃棄物は、全て低レベル放射性廃棄物である。その中で、比較的放射能レベルが高い物としては、炉心近傍に位置している炉心タンク振れ止め用脚の案内カラー (SUS304) 等がある。また、放射能レベルが低い物としては、炉心近傍に位置している制御材 (SUS304+B)、反射材 (C+A5052)、格子板 (A6061) 等があり、放射能

レベルが極めて低い物としては、ビーム実験要素、重水タンク、プール壁の一部のコンクリート等がある。低レベル放射性廃棄物は約1,404t、放射性廃棄物として扱う必要のないもの (クリアランス) は約8,421 t、放射性廃棄物でない廃棄物 (NR) は約3,632 tで、推定発生量は総重量約13,457 tであった。

Table 3 Evaluation of total amount of waste

放射能レベル区分		代表的な機器	材質	重量 (t) *1	
低レベル放射性廃棄物	比較的放射能レベルが高い物 (余裕深度処分相当)	炉心タンク触れ止め用脚の案内カラー等	金属	0.002	0.002
			コンクリート	—	
			その他	—	
	放射能レベルが低い物 (ピット処分相当)	制御材、反射材、格子板等	金属	2	3
			コンクリート	—	
			その他	1	
	放射能レベルが極めて低い物 (トレンチ処分相当)	ビーム実験要素、重水タンク、プール壁の一部のコンクリート等	金属	307	1400
			コンクリート	1086	
			その他	7	
放射性廃棄物として扱う必要のない物	プール壁の一部を除くコンクリート、散乱実験室のコンクリート等	金属	862	8421	
		コンクリート	7547		
		その他	12		
合計			—	9825 *2	

*1 原子炉等規制法第61条の2に従って放射能濃度の確認を受けること等により、放射能レベル区分毎の発生量は変動することがある。

*2 このほか、「放射性廃棄物でない廃棄物」の重量は、約3632 tと推定。合わせて総重量約13457 t

6. 廃止措置期間中に機能を維持すべき設備

廃止措置期間中に機能を維持すべき施設・設備については、全ての使用済燃料がJRR-4から搬出済であり、JRR-4へ戻すことがないことを踏まえつつ、原子炉施設外への放射性物質の放出抑制、放射性廃棄物の処理処分及び放射線業務従事者が受ける放射線被ばくの低減といった観点から決定した。よって、使用済燃料を冷却する機能及び燃料破損時に放射性物質の環境放出を抑制する機能は不要となる。

廃止措置期間中に機能を維持すべき主な設備を以下に示す。

(a) プール及びプール水精製系

プールは、プール内の放射化汚染物を解体撤去し、プール水を排水するまでの間、遮蔽材としてのプール水を維持するため維持管理する。また、

プール水の水質を維持するため、プール水精製系を維持管理する。

(b) 燃料貯蔵棚

燃料貯蔵棚は、未使用燃料を搬出するまでの間、未使用燃料の未臨界性を維持するため維持管理する。

(c) 原子炉建家

原子炉建家は、管理区域を解除するまでの間、放射性物質の漏えい防止のための障壁及び放射線遮蔽体として維持管理する。

(d) 気体廃棄物の廃棄設備

気体廃棄物の廃棄設備は、施設の除染が終了するまでの間、気体廃棄物を処理するため維持管理する。

(e) 液体廃棄物の廃棄設備

液体廃棄物の廃棄設備は、廃液貯槽における液

体廃棄物の受入及び排出が終了するまでの間、液体廃棄物を貯留するため維持管理する。

(f) 放射線モニタリング設備

放射線モニタリング設備は、管理区域を解除するまでの間、放射線をモニタするため維持管理する。

(g) 給気設備及び電灯設備

給気設備及び電灯設備は、施設の除染が終了するまでの間、保安のため維持管理する。

7. これまでの廃止措置の状況

7.1 原子炉の機能停止措置

廃止措置の第1段階移行後、原子炉の機能停止措置として、制御材を挿入した状態での固定及び制御設備の駆動部の撤去を実施するとともに制御設備の駆動部取り付け部に金属製の蓋を設置した。Fig. 6に原子炉の機能停止措置の概念図、Fig. 7に制御設備の駆動部の撤去作業写真、Fig. 8に金属製の蓋の設置前後の写真を示す。



Fig. 7 Removal of control rod drive unit

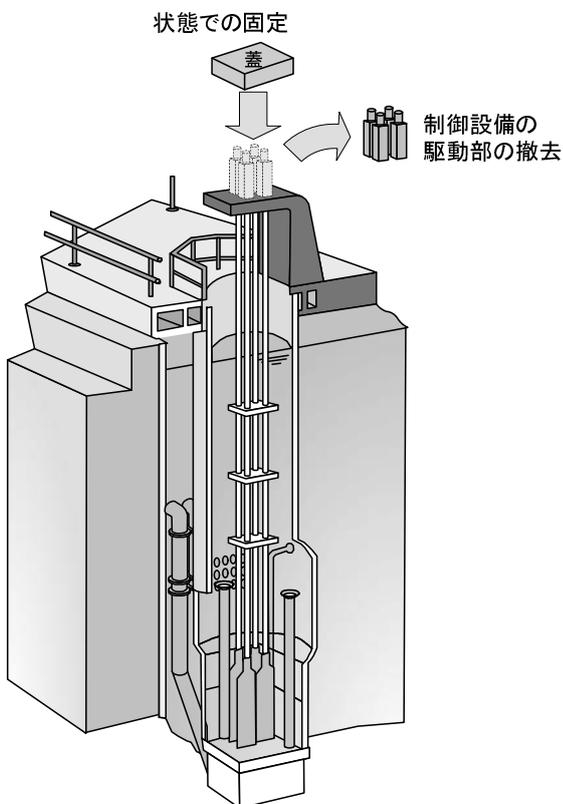
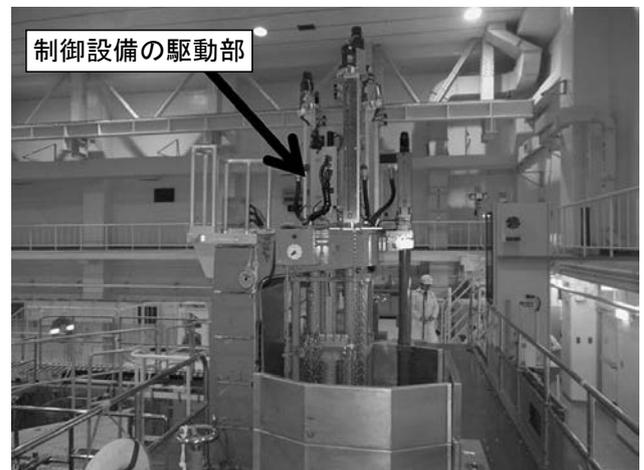
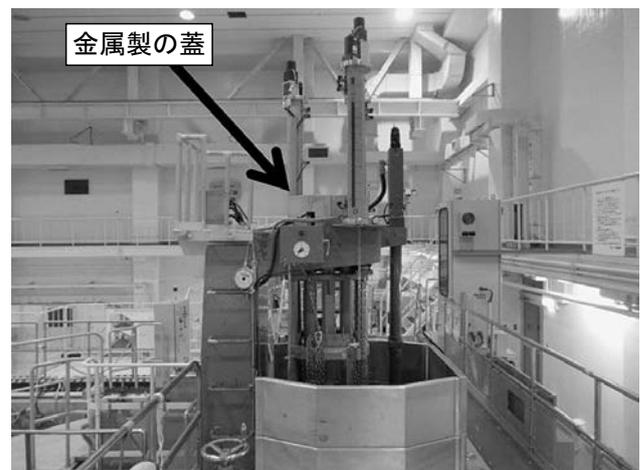


Fig. 6 Permanent shutdown



蓋設置前



蓋設置後

Fig. 8 Before and after setting of cap

7.2 実験準備室の解体

実験準備室は、非管理区域の建家で、隣接するJRR-3との境界に位置している。2017年6月の認可段階では、他の建家と同様にまとめて解体する予定であったが、JRR-3の耐震補強工事の決定に伴い、早期に解体する必要性が生じた。そのため、2018年12月に廃止措置計画の変更認可を受け、2019年3月から6月にかけて、実験準備室を解体した。Fig. 9に解体前後の実験準備室の写真を示す。



解体前



解体後

Fig. 9 Before and after dismantling of experiment preparation room

価する必要がある。そのため、廃止措置の第1段階中（2024年度まで）の早期に汚染状況を確認するための試料採取及び分析を実施する。その結果をもとに、汚染状況を適切に把握するとともに、解体撤去工事手法等の詳細を定め、第1段階中に廃止措置計画の変更認可を受ける。また、第1段階中に未使用燃料を米国に譲り渡す。

第2段階では解体撤去段階に移行し、廃止措置計画に従い、2036年度までに廃止措置を終了させる予定である。

なお、JRR-4は原子炉施設に加え、核燃料使用施設及びRI施設でもある。これらの許可は、原子炉運転前提としていたことから、原子炉施設の廃止措置に伴い、順次、核燃料物質及びRIを施設外に搬出（一部実施）するとともに許可の段階的な削減を実施して、施設管理を軽減していく。

参考文献

- 1) 石黒裕大, 根本勉, 山田佑典, 大山光樹, “JRR-4の廃止措置計画の概要及び実施状況について,” 日本保全学会, 第15回学術講演会要旨集, 501 - 505, 2018年7月.
- 2) 廃止措置計画変更申請, 2018年12月25日認可.

8. 今後の予定

効率的な解体撤去の実施及び放射性廃棄物を可能な限り低減するため、汚染状況をより詳細に評

福島第一原子力発電所災害復旧工事における無人化・省人化の取組み

岡田 伸哉*、領木 紀夫*、三浦 悟**、福山 哲也***、紺谷 修****

Unmanned and Labor Saving Efforts in Disaster Restoration Work at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Shinya OKADA*, Norio RYOKI*, Satoru MIURA**
Tetsuya FUKUYAMA*** and Osamu KONTANI****

東日本大震災の巨大津波により大きな被害を受けた東京電力福島第一原子力発電所では、水素爆発により放射性核種が建屋の内外に拡散し高線量環境となっていたため、災害復旧工事を進捗させるためには、作業員の被ばく低減対策が不可欠であった。

本報告では、高線量環境下において実施してきた2件の無人化・省人化の取組みについて紹介する。1件目は、使用済燃料棒取出し用設備を構築する3号機カバーリング工事における無人化・省人化について紹介する。カバーリング工事は2019年2月に完了し、現在、使用済燃料棒の取出し作業が行われている。2件目は、鋼製コンテナに収納した高線量瓦礫を地上から地下保管庫に運搬する自動搬送システムであり、2012年の導入以来、放射性廃棄物運搬の基幹システムとして運用されている。

At TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, which was greatly damaged by the huge tsunami of the Great East Japan Earthquake, radionuclides were diffused inside and outside the building by hydrogen explosion, resulting in a high dose environment, then, measures to reduce the exposure of workers are essential for progressing restoration work.

In this report, we introduce two unmanned and labor-saving efforts that have been carried out under high-dose environment. First, we introduce unmanned and labor-saving in the covering work of Unit 3 installed for the extraction of spent fuel assemblies. The covering work was completed in February 2019, and the spent fuel assemblies are currently being removed. The second is an automatic transfer system that transfers high-dose debris stored in steel containers from the ground to underground storage, and has been used as the core system for radioactive waste transport since its introduction in 2012.

1. はじめに

東日本大震災の巨大津波により大きな被害を受けた東京電力福島第一原子力発電所では、水素爆発により放射性核種が建屋の内外に拡散し高線量

環境となっていたため、災害復旧工事に向けては、作業員の被ばく低減対策が不可欠となっていた。

本報告では、高線量環境下において実施してきた2件の無人化・省人化の取組みについて紹介する。

* : 鹿島建設株式会社 東京建築支店 (Tokyo Architectural Construction Branch, Kajima Corporation)
** : 同社 技術研究所 (Technical Research Institute, ditto)
*** : 同社 東京土木支店 (Tokyo Civil Engineering Branch, ditto)
**** : 同社 原子力部 (Nuclear Power Department, ditto)

水素爆発により損傷した3号機原子炉建屋のオペフロ上は、崩落瓦礫が幾重にも積み重なり放射線量は700 mSv/hを超えていた。使用済燃料棒取出し用設備を構築する3号機カバーリング工事では、瓦礫撤去、コンクリート除染及び鋼材による遮蔽体設置などにより、放射線量1 mSv/h以下の環境を実現して燃料取出し用カバーを構築した。

2件目は、放射線環境下における自動搬送システムで、鋼製コンテナに収納した高線量瓦礫(30 mSv/h以上)を地上から地下保管庫に自動で搬送するシステムである。2012年の導入以来、放射性廃棄物の運搬に関する基幹システムとして運用されている。

2. 3号機カバーリング工事における無人化・省人化の取組み

2.1 3号機カバーリング工事概要

3号機原子炉建屋カバーリング工事は、水素爆発により損傷した3号機原子炉建屋に対して、放射性物質の拡散防止、雨水流入防止、使用済燃料棒の取出し用機械設備設置などを目的とした、カバーリング屋根を構築する工事である。主な作業エリアとなる3号機原子炉建屋周辺は放射線量が非常に高く、作業員の立ち入りは時間的に制限されるため、いかにして被曝線量を抑えるかということが、当工事での大きな課題のひとつであった。

カバーリング工事に先立ち、構築する鉄骨フレ

ームに干渉する3号機原子炉建屋上部の大型瓦礫撤去は、新たに開発した次世代無人化施工システムで施工した。カバーリング構築にあたってはオペフロ上での有人作業が必須であったが、人が近寄ることすら出来ない高線量を示していたため、線源となっている汚染物質の「除染」と、汚染物質より放出される放射線をブロックし有人作業エリアへの線量影響を低減させる「遮蔽」を実施した。作業環境整備を整えた上で構築された、カバーリングドーム屋根の施工実績を報告する。

東日本大震災後からカバーリング屋根構築までの工事の流れを以下に、また、Fig. 1に示す。

- ① 水素爆発により、原子炉建屋の屋根鉄骨や屋上床などが崩落しオペフロ上に堆積
- ② オペフロ上の瓦礫を撤去するため、建屋周辺に作業構台を設置
- ③ 遠隔操作によるクローラクレーン及び構台上に設置した解体重機を用い、大きな瓦礫を撤去
- ④ オペフロ上の除染及び遮蔽体設置により、放射線量を低減
- ⑤ オペフロ上の遮蔽体の上で有人作業によりカバーリング屋根を構築

2.2 工事工程

東日本大震災後からカバーリング屋根構築までの工事工程をFig. 2に示す。

2011年7月の工事着手後、約2年間でオペ

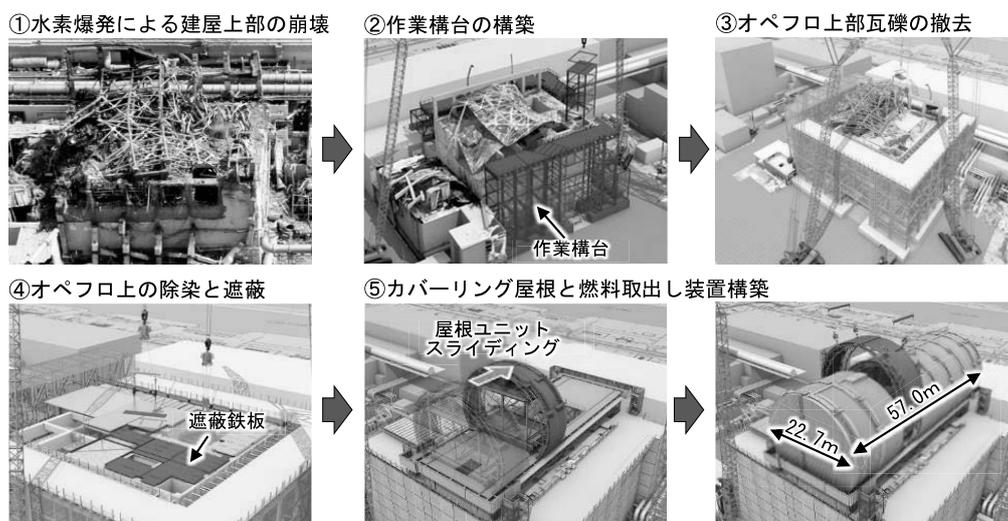


Fig. 1 Construction step

ロ上部瓦礫の撤去 (③) を終えたが、小瓦礫の撤去・除染と遮蔽体設置 (④) に約3年間を費やした。カバーリング屋根構築 (⑤) とその後の使用済燃料棒取出し作業はオペフロ上での有人作業となるため、設定した放射線量低減対策を妥協することなく行うことが必須であった。

カバーリング屋根の構築にあたっては、2014年から約1年半かけ、現地から50 km離れた構外ヤードで実際の鉄骨による組立訓練を行い、2017年初頭から現地建方工事 (⑤) を実施した。

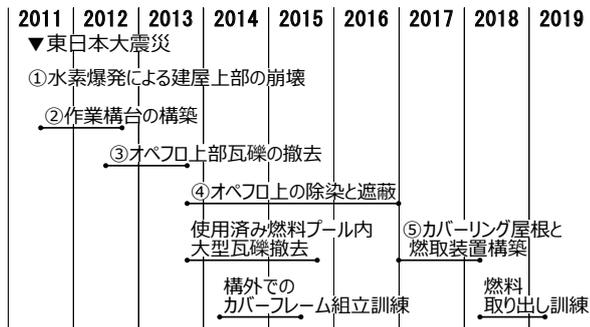


Fig. 2 Construction schedule

2.3 クローラクレーン・解体重機の無人化施工

建設機械の運転操作は、操作現地から直線距離にして約500 m離れた、放射線遮蔽設備の整った免震重要棟内操作室から遠隔操作を行う計画とし、ICT (情報通信技術) を駆使した新たな無人化施工システムを開発・採用した。システムの概要をFig. 3に示す。

遠隔操作室と現場とは光ケーブルにて接続し、遠隔操作室内に設置したモニターには複数の現場カメラからの映像を映した。操作器からの操作信号も同じネットワークを使用して各建設機械に取り付けた制御ユニットへ送信される。クローラクレーンにはマイクを設置し、機械の駆動音などを遠隔操作室へ送り臨場感をもって操作できるようにした。

Fig. 4に遠隔操作室内の状況を示す。Fig. 5に示すクローラクレーン及び各種重機の操作席のモニターの前には、重機コントローラ、カメラコントローラ、カメラ切り替え機が配置される。オペレータは重機コントローラのレバーを上下左右に倒すことにより重機の旋回、起伏、破碎機のツメの開閉操作を行う。オペレータ自らカメラコントロ

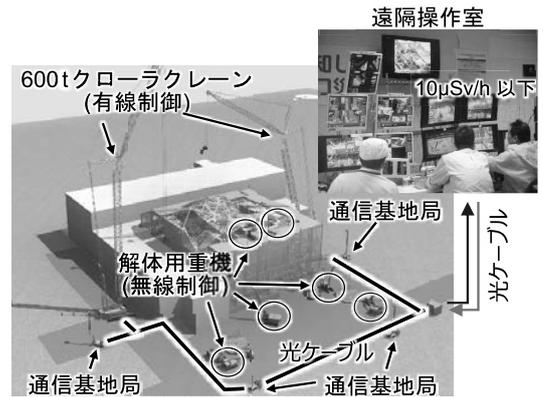


Fig. 3 Remote control system diagram



Fig. 4 Remote control room



Fig. 5 Heavy equipment remote control device

ーラ、切り替え機を操作し、自分の見たい映像をモニターに映し出す。最盛期には、重機6台、クローラクレーン2台に加え、遠隔解体ツールや姿勢制御機械など、合計10台以上の施工機械を同時に遠隔操作した。

2.4 オペフロ上の瓦礫撤去工事の実績

原子炉建屋の屋根トラス以外の部分は水素爆発により周囲に飛散していた。また、屋根トラスは

オペフロ上に崩落し、東側は一部残存したRC柱と2点で接合、1点でRC梁の上に引っかかっており、西側は端部がオペフロ上に接地している状態であった。接合部や支持の状態には不明な部分が多く、不用意に撤去を進めれば大崩落を招き、燃料プール内の核燃料に影響を与えることが想定される。そのため、不安定かつ複雑な屋根トラスを安定的に解体撤去することが求められた。

瓦礫状態を詳細に把握するため、屋根トラスの3D-CADモデル及びFig. 6のモデルを作成した。オペフロ上の調査動画から屋根トラス点群データを作成し、それを基に写真・動画・既存建屋設計図と照合しながら3D-CADモデル化し模型を完成させた。また、同時に解体アタッチメントの模型も作成し、屋根トラス解体の実施可否の検討をするために活用した。

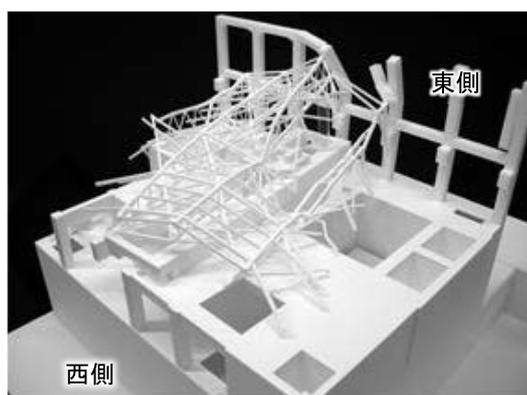


Fig. 6 Model of falling roof trusses

模型作成時に作成した3D-CADモデルを基に、別途調査した各接地点・接合部の情報を追加した屋根トラスの立体解析モデルを作成した (Fig. 7)。

この構造モデルを基に、ブロック撤去時にトラス全体の崩壊、接合部の大きな挙動が発生するリスクの少ない撤去手順を決定した。解析には有限要素法による数値解析手法 (LS-DYNA) を採用し、解体撤去用クローラクレーンに作用する荷重が所定値以内に収まる検証も実施した。

崩落した屋根トラスや天井クレーンなどの解体・撤去には、対象物に合わせクレーンによる吊り下げ式の遠隔操作ツールを複数機種開発した。代表的な遠隔操作ツールをFig. 8に示す。

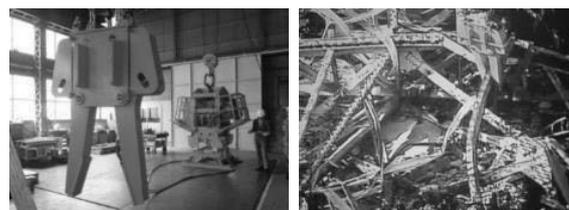


Fig. 7 Model for removing rubble

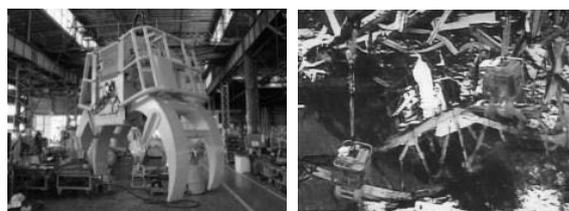
・鉄骨を切断するための「カッター」



・比較的小さな部材をつまむための「ベンチ」



・大きな部材を掴むための「グラブフォーク」



・細かな瓦礫をすくい取る「グラブバケット」



Fig. 8 Disassembly attachment

2.5 オペフロの除染・遮蔽工事の実績

除染・遮蔽計画に着手した2012年2月時点のオペフロ上には、爆発により崩落屋根トラスや天

井クレーンをはじめとする大量の瓦礫が蓄積し、オペフロ床面はほぼ確認が出来ない状況であった。しかし、オペフロ上瓦礫撤去工事完了後すぐに除染・遮蔽工事着手となるため、瓦礫が蓄積した状態で調査を行い、現状を推定しながら線量低減方針を決定する必要があった。

線量把握と対策方針検討のため、クレーンに測定器を吊下げ、雰囲気線量の測定を実施した。オペフロ上瓦礫撤去前のため、測定高さにはばらつきはあるが、ウェルカバー付近の線量が際立って高く、特にウェルカバー隙間上部3.5 mの高さ付近においては700 mSv/hを超える高線量が測定された。

使用済燃料棒の取出し用カバーの構築と燃料取出しの実施に当たってはオペフロ上での有人作業が必須となる。線源となっている汚染物質の除去・洗浄等の汚染自体へ対処をする「除染」と、汚染物質より放出される放射線をブロックし有人作業エリアへの線量影響を低減させる「遮蔽」で線量低減を図り、有人作業が可能な環境（1 mSv/h）の確保を目標とした。

オペフロ上は人頭大以下の小瓦礫や粉塵が大量に落下しており、細かな瓦礫をすくい取る「グラブバケット」での瓦礫撤去後に、PENTEK社のムースと呼ばれる自走式台車にて小瓦礫と粉塵の回収を実施。Fig. 9に示すムースの先端にブレードを付けてφ300 mm以下の瓦礫を集積する「ドーザ」と、吸引機構を付けてφ100 mm以下の瓦礫及び粉塵を吸引する「バキューム」、スラブ表面をハツリ取る「スキャブラ」の3機種の装置により除染作業を行った。

オペフロ上の除染後、オペフロ上の放射線量の

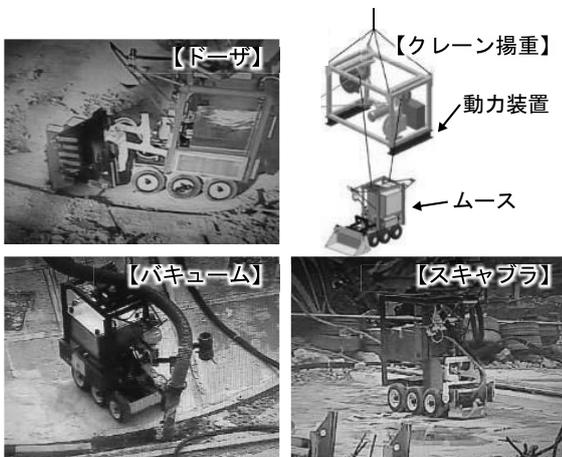


Fig. 9 Decontamination equipment (PENTEK mouse)

更なる低減のため、原子炉建屋5F（オペフロ）床面積の約6割以上を厚板（65 mm～250 mm）鉄板で覆った。一般の建築工事では扱う機会のない150 mmあるいは100 mmの厚板を用いて、全長19.2 m 幅336 mmの鉄の塊による遮蔽体を、遠隔化施工下において、可能な限りすき間なく敷き詰めた。遮蔽体をクレーンで下ろすだけで、無人で所定の位置に設置できるように、オペフロ床にガイドフレームを先行設置した。Fig. 10に示す通り、遮蔽体の下面に配置された突起がガイドに沿って入り込むことで、遮蔽体を無人で精度よく敷設できるものとした。

また、当初遮蔽計画のなかった北西崩落部からの線量影響が無視できないことが分かり、支持点間距離の大きい当該崩落部には、鉛マットとボックスフレームによるハイブリッド遮蔽体を設置した（Fig. 11）。

除染・遮蔽前後でのオペフロ上の放射線量分布をFig. 12に示す。除染・遮蔽前は700 mSv/hを超える高線量であったが、遮蔽体上では1 mSv/h程度とすることが出来た。

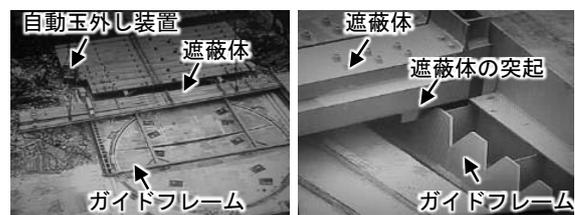


Fig. 10 Situation of shield installation

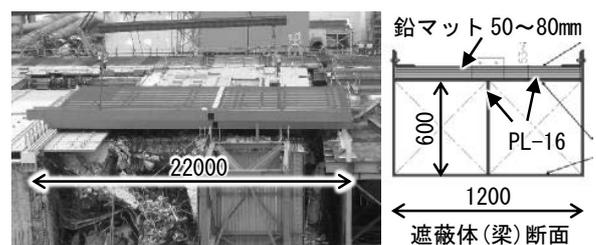


Fig. 11 Hybrid shield

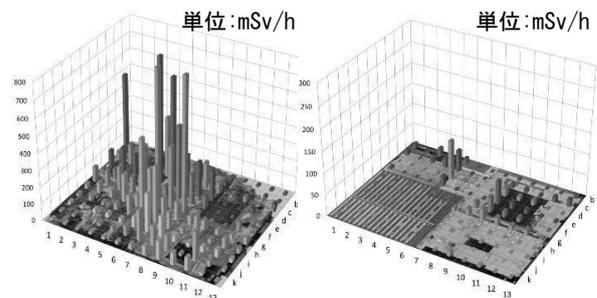


Fig. 12 Radiation dose distribution before and after decontamination and shielding

2.6 カバーリング工事の実績

FHMガーダ架構（門型架構）は、幅2 m、高さ4.2 m、長さ57 mのFHMガーダ鉄骨を2列配置し、その間をサブフレームで繋いだ構造となっており、総重量は680 tになる。被曝低減のため、オペフロ上での作業をできる限り減らす計画とした。構外ヤードで先行組立を行い、クレーンの揚重能力範囲内で可能な限り大きなユニット（30 t～70 t）に再分割して、福島第一原子力発電所へ海上輸送した。

ドーム形状としたカバーリング架構は、東西に約57 m、南北18 mのFHMガーダ鉄骨上に架けられた大屋根で、東西に8分割、南北2分割の構成である（Fig. 13）。一つの屋根ユニットは約300 mm径の丸鋼管を中心に三日月型に組み上げたトラス構造のフレームを2つ、もしくは3つ配し、その間を繋ぎ材で繋いだもので、予めガルバリウム鋼板の屋根を葺き、メーカー施工分の機械電気設備も搭載しておく。

この大型ドーム屋根ユニットの建方は、使用済燃料プール上の作業を最小限に抑えるため、FHMガーダ鉄骨上に配置したスライド架台上で行い、南北を一体とした状態（ロール型）で所定の位置までスライドさせ、足元を固定する（Fig. 14）。

計画通りの施工ができることの確認と、被曝を最小限に抑えるための合理化へ向け、FHMガーダとドーム屋根の全数組立施工試験を行った（Fig. 15）。その結果、不具合の事前抽出及びそ

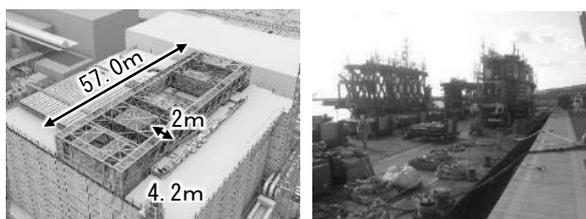


Fig. 13 Situation of FHM girder frame and sea transportation

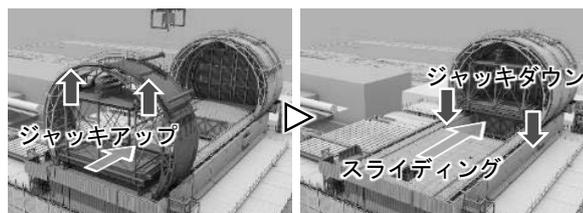


Fig. 14 Dome roof sliding method

の改善、習熟効果による作業時間短縮により、計画に比べ大幅な被曝低減を果たした。



Fig. 15 Practice of cover construction in off-site yard

3. 放射線環境下における自動搬送システム

3.1 開発背景

本項では、2012年に開発・導入し、7年経った現在も継続して使用されている放射性瓦礫の自動搬送システムについて紹介する。

東京電力福島第一原子力発電所の発電所建屋解体工事で発生する放射線量の高い（30 mSv/h以上）解体瓦礫を、構内の地下保管施設に搬送する業務において、作業者の被ばく線量の低減を図りながら、従来の「無人遠隔施工」での課題となっていた誤操作や作業効率の悪さを解決するため、汎用搬送車両を自動化改造して、放射性瓦礫を自動搬送するシステムの開発を検討した。

開発にあたっての技術的問題点として、地下保管施設内での作業のため、地上の自動運転や災害復旧工事などで使用される無人化施工システムに適用される衛星測位技術（GPS）が使用できないことに加えて、製造工場など屋内での自動搬送に使用されている電磁誘導路の設置工事等が困難であったことがあった。すなわち、地下の閉空間において搬送車両の位置や姿勢をリアルタイムで計測する技術の開発が重要な課題となった。

また、膨大な開発期間、費用が必要となる、専用の自動化機械・ロボットを開発するのではなく、汎用建設機械を自動化改造して、狭い空間の中を安全に確実に、しかも迅速に自動走行する計測自動制御システムを短期間に開発して導入するため、現地にて現物合わせ的な対応をせざるを得ず、放射性環境の下で作業となるための効率化も大きな課題であった。

これらに対して、まず、閉空間でのリアルタイ

ム測位に関しては、鹿島建設(株)と(独)産業技術総合研究所の共同研究開発として実施した「屋内空間での自己位置・姿勢推定技術」の適用を検討した。この技術は、現在では、様々な移動ロボットに活用されているSLAM (Simultaneous Local And Mapping) と言われる技術であるが、2012年当時はまさに先端技術であり、建設分野での実用実績はほとんどゼロの状況であった。著者らは、この最新技術の導入と、鹿島建設(株)において開発を進めてきた自動化施工システムの研究成果を投入して、汎用のフォークリフトをベースとした坑内自動搬送システムの実用化を進めた。その結果、2012年5月から9月までの5か月間で、自律型自動搬送システムを開発し、実用に供することができた¹⁾。

3.2 開発概要

(1) システム概要・目的

開発・導入したシステムは、解体時に発生する鉄筋コンクリートガラ及び鉄骨を収納した鋼製コンテナ(2,000×2,000×1,500 mm)を構内保管施設の地上部から地下貯蔵場所までの搬送作業を、人手を介さないで完全に建設機械が自動で行うものである。搬送機械に搭載されたセンサやコンピュータによって、自己位置・姿勢計測、走路確認、障害物検知などの走行に関わる情報を取得するとともに、その情報を基に自律的に判断し、発進・停止、方向変換、速度調整などを行い、自動走行する機能を有する。

高線量瓦礫が積み込まれた鋼製コンテナを構内保管施設に搬送するに当たり、当初、Fig. 16に示すフォークリフト(車両重量16,360 kg、定格荷重8,500 kg、車両全長6,315 mm、車両全幅2,370 mm、最少旋回半径4,055 mm)を遠隔操縦によって運転する方式が計画されていた。しかし、狭い屋内通路上でコンテナを落とさず、また、施設に衝突せずに走行しなければならないため、長時間にわたって高い緊張感の中で遠隔操縦することは極めて難しく、オペレータの誤操作や作業効率の低さが懸念された。そこで、オペレータの苦渋作業を低減し、走行安全性を保ちつつ、搬送作業の目標サイクルタイムを確保する方策として、汎用フォークリフトをベースとした自律搬送

システムの開発に取り組んだ。



Fig. 16 Whole view of forklift

(2) システムの特徴

本自律搬送システムの概要をFig. 17に示す。

自動搬送機械は、前述の汎用のフォークリフトをベースマシンとして、これに、車体位置と姿勢計測、障害物検出のための各種計測機器・センサと、標準的に装備されている車両状態モニタ用計器類、それらからのデータを収集し、操舵や速度調整等の車両制御をおこなう自律制御PC及び通信機器を追加搭載することで自律搬送が可能な機械に改良している点に大きな特徴を有している。

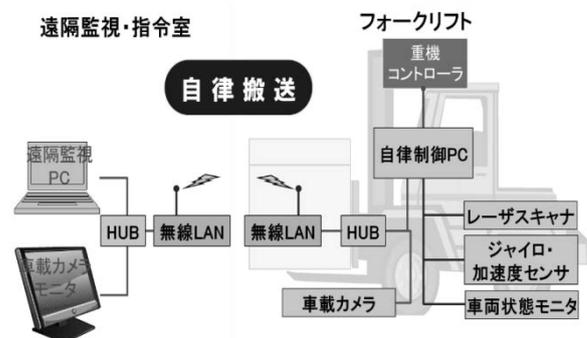


Fig. 17 Outline of autonomous transport

フォークリフトの自動運転の監視・指令は、Fig. 18の通信システムを用い、Fig. 19に示すように、放射線量の低い場所から行っている。保管施設地上部から地下倉庫内にコンテナを搬送する経路中には、Fig. 20のように、7%スロープの上り下り、切返し部などが存在し、走行路長さは約800 mとなっている。地下倉庫内の走路幅は約5.8 mであり、壁面設備を考慮するとフォークリフト幅に対し左右の余裕幅は約1.0 mであるが、切返し部では20 cm程度になる。

自律搬送機能としては、走行経路を含んだ地図

データが自律制御PCに搭載されていることが前提となるが、自由に搬送経路をPC上で選択、指定するだけで、高頻度の経路変更にも対応できる。また、経路上に地図データにない障害物などが存在した場合は、自動的に停止する接触防止機能など、柔軟な対応が実現できる点に優れた特長を持っている。

この汎用的な自律搬送システムにおいて重要となる経路データ上での車両位置・姿勢の計測技術に、これまでになく技術を採用している。近年、伸展著しい自動車自動運転システムなどでは、高精度GPS測位装置と、ジャイロコンパスなどの慣性装置が使われるのに対し、今回、GPSが適用できない屋内での使用となるため、移動ロボットなどに適用されているレーザスキャナを応用した自己位置認識技術を適用した。

これまで、製造工場などで使用され、工事現場でも導入事例が報告され始めている自動搬送車 (AGV: Automated Guided Vehicle) のように、電磁誘導方式などの経路ガイドを施工現場に設置する方法が採られていた。そのため、走行路に誘

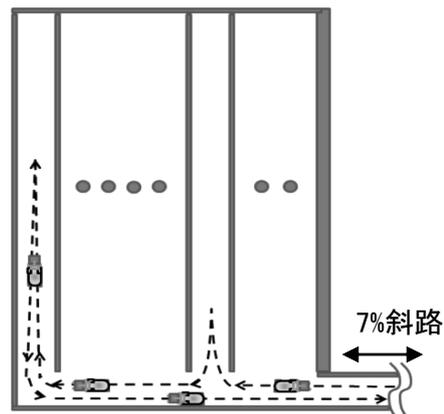


Fig. 20 Image of transport path

導線を埋設したり、専用磁気テープを床に貼付したりするなどの工事及び、経年劣化や剥がれに対するメンテナンスが必要となっていた。また、原理上、テープを貼っただけでは誘導路を交差させられないなど、設定できる走行ルートにも制限があった。

これらの課題に対して、事前工事が不要かつ走行路の変更に伴う構造物の工事や機械の改造が不要であるレーザスキャナによる自己位置姿勢認識技術をフォークリフト用に開発し適用したことによって、施設には全く手を加えずに、屋外～屋内までシームレスな搬送を可能としたことが既往の技術と大きく異なっている。

(3) 自己位置姿勢認識技術について

本開発におけるキーテクノロジーであるレーザスキャナによる自己位置姿勢認識技術の開発について簡単に説明する。

レーザスキャナはSICK社製LMS111を採用した。本センサは270度 (正面より左右135度) の範囲を0.5度毎に毎秒25回で計測することができる (Fig. 21) 自己位置姿勢認識技術では、自律型移動ロボットなどの経路探索機能にも用いられている「パーティクルフィルタ」を用いてフォークリフトの施設内での相対位置や姿勢角を推定している (Fig. 22)。

パーティクルフィルタ (Particle filter) とは、確率分布による時系列データの予測手法で、現状から起こりうる多数の次状態を、多数のパーティクル (粒子) で表現し、全てのパーティクルの

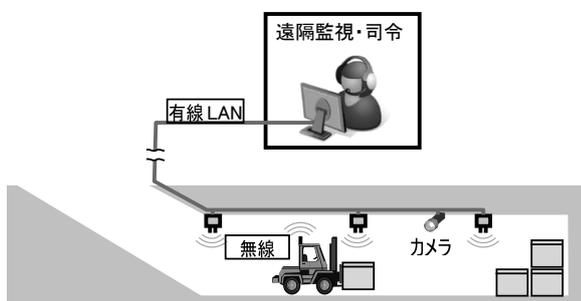


Fig. 18 Communication system with forklift



Fig. 19 Remote monitoring and control room

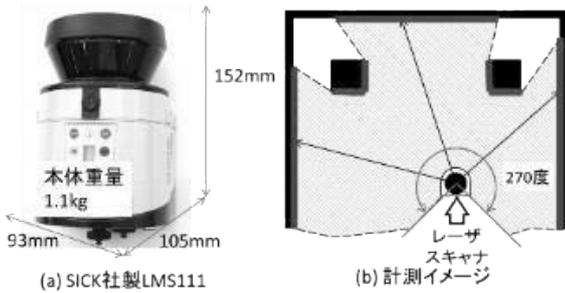


Fig. 21 Laser scanner and measurement image

尤度に従って次を推測する。すなわち、正確な位置を求めるのではなく、過去の時系列データから“次はこの辺”という確率的な推定をする手法である。

まず、フォークリフトのステアリング角度及び速度データを基に車両の確率的な運動モデルを用いて各パーティクルの推定位置・姿勢角及びその推定確率を求める。得られた推定位置・姿勢角に対し、レーザスキャナ計測データ (Fig. 22 左) を施設内の壁に反射して得られたものと考え、施設の図面を基に事前作成した2次元地図データとの照合確率を求める。位置・姿勢角の推定確率とレーザスキャナ計測データの照合確率から各パーティクルの適合確率を求め、フォークリフトの施設内での相対位置・姿勢角を全パーティクルの期待値として推定している (Fig. 22 右)²⁾。

相対位置・姿勢角を推定するサイクルタイムは0.05秒以内であり、フォークリフトの動特性に対して、十分リアルタイムな推定をすることが可能である。

本システムではレーザスキャナを機体の前後左右の4か所に配置し (Fig. 23)、位置・姿勢角計測を行うとともに、事前作成の地図にない障害物の検知を行っている。

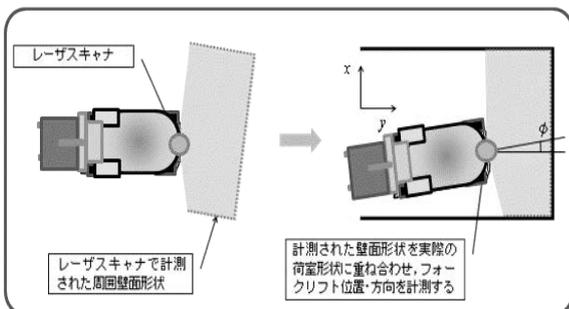


Fig. 22 Estimation of relative position and attitude angle

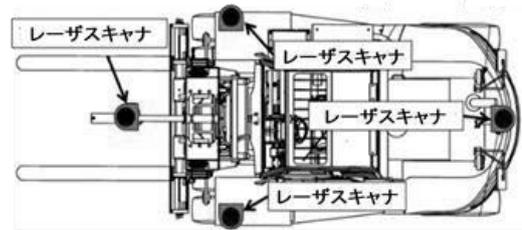


Fig. 23 Laser scanner layout

Fig. 24は施設内通路を走行している状況とその時にレーザスキャナデータから推定した位置・姿勢角計測結果を描いたCGである。灰色の濃淡は施設の床と壁を表し、青色領域はレーザスキャナで計測された形状である。事前に施設の床と壁を地図化して与え、パーティクルフィルタで得られた位置・姿勢角を基に機体とレーザスキャナ計測データを描いているが、レーザスキャナ計測データと施設内の壁の位置が一致しており、相対位置・姿勢角を正しく推定していることが分かる。

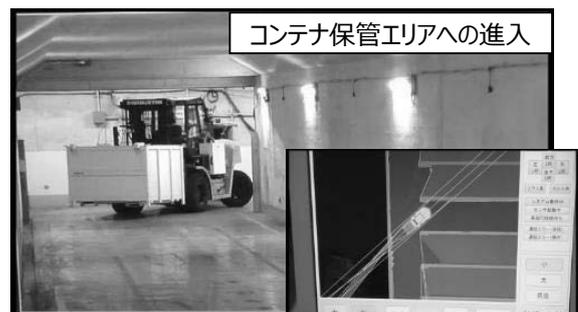


Fig. 24 Driving situation and position/posture estimation result

(4) 走行制御方法

制御サイクルタイムは、位置・姿勢角計測のサイクルタイムから約0.05秒である。ハンドル角指令値は、フォークリフトの相対位置・姿勢角を計測後、予め定めた目標ラインからの誤差変位及び誤差方向を求め、フォークリフトが追従するように計算し、ハンドル角、及び速度指令値を発信している (Fig. 25)。

走行速度はスロープ部上り・下り、直線部及び切返し部のそれぞれに対して速度指令値を設定し、指令値を切換えて制御している (平均走行速度は約2 km/hである)。

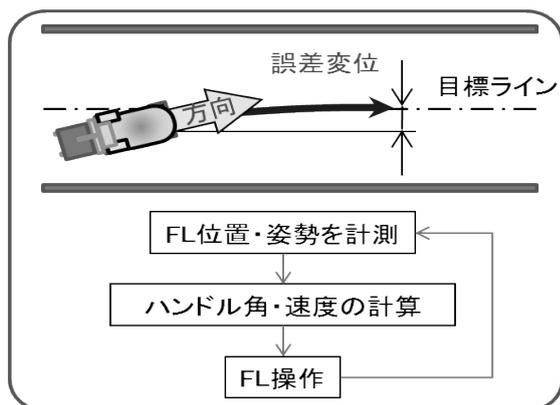


Fig. 25 Running control outline

3.3 システムのまとめ、導入効果

これまで災害復旧工事などで適用され、前項で示した建屋解体工事でも使われている無人化施工システムは、オペレータが遠隔地から重機を操縦して、危険な場所での作業を無人化するのに対して、本開発技術は、障害物を検知しながら経路を探索、自動生成し、走行するという機能を有した計測・制御システムを後付で搭載することによって、搬送作業を完全自動にしたものである。自動システムは、遠隔操縦で問題となっている作業効率の低下、人為ミスを防ぐことができるという大きな特徴を有している。汎用重機を自動化し厳しい環境下の施工現場で実用したのが国初の事例であり、世界的に見ても先駆的開発成果であるといえる。

(1) 有効性・応用性

本システムで使用している機器、装置は汎用品であり、それらを組合せて開発したシステム構成技術、及び計測・制御ソフトウェアも他機械への応用が容易である。また、機械の位置計測、姿勢計測、監視装置、障害物認識システムはそれぞれ単独で使用することができるため、適用条件に応じて組合せることで様々な用途に使用可能である。

このように、これまでの「専用機」による自動化・ロボットとは一線を画す汎用性の高いシステムと言える。このため、今回適用した放射線環境下や、災害現場での危険作業への対応のみならず、将来の建設施工のあり方を変革する技術開発としても、影響力の高い成果であると評価できると考える。

(2) 導入効果

高線量瓦礫を抱えた状態での狭隘部の走行、方向変換を遠隔操縦で行うことは、オペレータにとって緊張感を維持させなければならない過酷な作業であったが、それを自動化したことで、本システム導入の結果、オペレータの熟練度に関係なく一定時間で搬送作業工程を完了することができるようになった。また、最も重要視されていた鋼製コンテナの損傷事故は作業開始以来ゼロを保っている。

(3) 使用実績

本システムは、2012年10月に現地工事「福島第一原子力発電所がれき収集・運搬業務委託」への導入を開始し、現在に至っている。

2019年7月現在の稼働実績は、鋼製コンテナの搬送数は1,800基を超えている。

3.4 今後の展開

本システム導入後の2016年に、フォークリフトを1台増強した。また、2019年には地下保管施設が増設されている。瓦礫搬送は、東京電力福島第一原子力発電所の復旧工事が続く限り、必要となる作業である。その意味で、本技術はまさに社会の要請に応えた建設技術と言え、今後も放射線環境下での作業、及び災害現場での危険作業に適用していきたいと考えている。また、自動化搬送システムを構成する自律自動化技術は、将来の建設施工のあり方を変革する技術開発として、一つのブレイクスルーとなる技術開発成果であり、一般工事への適用も積極的に進めて行きたい。

4. あとがき

福島第一原子力発電所災害復旧工事における2件の無人化・省人化の取り組みについて紹介した。

3号機カバーリング工事では、高放射線環境にあった3号機オペフロの環境を改善し、使用済燃料棒取出し用カバーを設置した。3号機における知見・経験は、今後他号機の線量低減、使用済燃料棒取出しなどに展開していく。

放射線環境下における自動搬送システムは、瓦礫搬送は復旧工事が続く限り不可欠なシステムであり、今後も高度化を進めるとともに、安全確保

と省力化に向けて一般工事への展開も進めていく。

参考文献

- 1) 三浦悟, 日比康生, “放射線環境下における搬送作業の自動化,” 土木施工, Vol. 54, No.1, pp. 52-55, 2013.
- 2) S. Thompson, et al., “Constrained 6DOF Localization for Autonomous Navigation of a Golf Cart,” ロボティクス・メカトロニクス講演会2013講演論文集, pp. 1A2-I03 (1)-(4).

三菱重工の原子力施設廃止措置に対する取組み

小室 敏也*、新田 義一*、赤羽 崇*、涌田 邦晴*、谷口 優*

Activities in Decommissioning of Mitsubishi Heavy Industries for Nuclear Facilities

Toshiya KOMURO*, Yoshikazu NITTA*, Takashi AKABA*,
Kuniharu WAKUDA* and Masaru TANIGUCHI*

三菱重工は、加圧水型原子力発電所を始めとする各種原子力施設の建設、保守を通して得られた経験を基に、長年にわたって商業用原子力発電施設を中心とした原子炉等の廃止措置に関わる技術開発に取り組んできている。廃止措置に必要な技術としては、計画段階でのシステムエンジニアリング・残存放射能評価技術、本格工事段階での除染・解体技術並びに発生する廃棄物に対して必要となる廃棄物処理・廃棄物測定技術の各技術があり、本報告では、これらの各技術に対する最新の取組み状況を紹介する。

Based on experience obtained through construction and maintenance of various nuclear facilities including a pressurized water type nuclear power plant, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI) has been developing the decommissioning technology of the nuclear reactor related to commercial nuclear power plants for years. As technology which is needed for decommissioning, there are many technologies of system engineering and residual radioactive material evaluation in a planning phase, and decontamination/dismantling, waste treatment and waste measuring in a decommissioning phase. This report presents the outline of recent activities for each of these technologies of MHI.

1. はじめに¹⁾

三菱重工業株式会社（以下、「三菱重工」という）は、加圧水型原子力発電所（以下、「PWR」という）を始めとする各種原子力施設の建設、保守を通して得られた経験を基に、長年にわたって商業用原子力発電施設を中心とした原子炉の廃止措置に関わる技術開発に取り組んできている。

三菱重工における技術開発は、PWRモデルプラントを対象にした廃止措置のケーススタディを1979年に実施したのを始めとして、現在までハード、ソフト両面の技術について電力会社殿との共

同研究、(旧)(財)原子力発電技術機構殿や(財)エネルギー総合工学研究所殿や日本原子力研究開発機構殿などの機関からの委託研究及び三菱重工の社内研究の場で開発を進めてきている。原子力施設の廃止措置に必要な技術は、概略以下の通りである (Fig. 1)。

(i) システムエンジニアリング

廃止措置の方法を具体化するために、解体手順、解体工法、安全管理方法などを検討し、廃止措置の工期、従事者被ばくなどを評価可能なエンジニアリング技術

*：三菱重工業(株) 原子力事業部 デコミプロジェクト室
(Decommissioning Project Department, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

(ii) 残存放射エネルギー評価技術

廃止措置の全体計画を検討するために必要となる放射化並びに付着汚染による放射能インベントリー（残存放射エネルギー）の評価技術

(iii) 安全評価技術

廃止措置の開始から終了までの放出放射能評価や作業被曝量などを、各種原子力施設の安全評価の経験を基に廃止措置特有の条件を考慮した評価技術

(iv) 除染技術

廃止措置における解体時の作業被曝を低減するための系統除染、PWR原子力発電所における取替え工事で取替えられた蒸気発生器（以下、取替え蒸気発生器という）を解体する際の被ばくを低減するための除染技術

(v) 解体技術

放射化あるいは汚染された構造物の解体を伴う原子力施設の解体に当たっては、被曝を極力低減

するとともに作業を効率よく行うための遠隔解体技術。遠隔解体技術と組合せる各種切断技術

(vi) 廃棄物処理技術

廃止措置時に発生する解体廃棄物減容や二次廃棄物処理技術並びに処分に適合した処分体とするための廃棄体化技術

(vii) 放射線測定技術

原子力施設から発生する廃棄体の埋設処分に際して必要となる廃棄体中の核種別放射エネルギー測定のために、非破壊測定技術

本報告では、これらの中の主な技術に係る最新の取組み状況について軽水炉を主体に、東京電力福島第一原子力発電所（以下、「1F」という）の安定化等を含め紹介する。



Fig. 1 Required technology for nuclear facilities decommissioning

2. 主な技術の最新動向の概要

2.1 残存放射能評価技術

廃止措置における残存放射能インベントリは、放射化によるものと二次的な接液汚染によるものがあるが、本報告では、放射化評価の最新の開発状況として、3次元中性子輸送計算コードを用いた放射化評価手法²⁾の開発状況を示す。

原子力発電所の廃止措置にあたり、放射能濃度を詳細に評価し、放射能濃度から処分区分を精度良く把握することによって、処分費用の低減につながる事ができる。現状の許認可評価では2次元中性子輸送計算に基づく評価を実施しているが、2次元中性子輸送計算コードを使用する場合、複雑形状部位については評価モデルを単純化させ保守性を持たせることが必要となるのに対し、3次元中性子輸送計算コードを使用することで、実機プラント構造を詳細にモデル化した評価が可能となる。3次元中性子輸送計算コードとしてモンテカルロ法を用いたMCNPコードの適用が考えられるが、中性子束の変化が大きい巨大な体系を計算するためには、統計精度確保のために計算時間を要するという課題がある。

これらの課題に対しては、評価対象とする領域に対して、適切な分散低減法を使用することで、計算時間の低減を図り、従来1週間以上要していた計算を、数時間で計算可能となった。

上記の場合の中性子束評価は、MCNPコードを使用してPWR原子炉容器内の構造物を3次元で詳細にモデル化し、対象領域の中性子束及び主要な放射化核種であるCo-60の放射能濃度を計算した。評価モデルと評価結果をFig. 2に示す。

原子炉容器内上部炉内構造物の中性子束評価結果を2次元評価と比較すると、2次元の中性子束評価が放射化の観点で保守的に評価されていることが確認された。

今後、評価対象領域を原子炉格納容器内に展開するとともに、分析値と比較することで検証を実施する予定である。

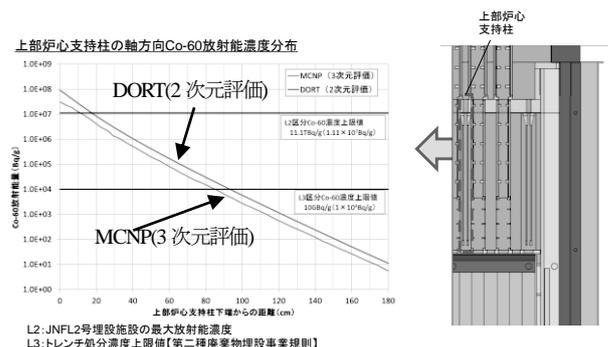


Fig. 2 Evaluation model and result

2.2 炉内サンプリング³⁾

関西電力(株)美浜発電所1、2号機(2018年9月に2号機、2018年11月に1号機)及び九州電力(株)玄海1号機(2019年3月～4月)において炉内サンプリング工事を実施した。ここでは、国内初のPWR原子炉容器(以下、「R/V」という)内のサンプリング工事(関西電力美浜発電所1、2号機)の概要を報告する(Fig. 3)。

炉内サンプリングは、R/V内のサンプルを採取し、採取したサンプルを核種分析することによって、放射化分布を評価することを目的に実施する。

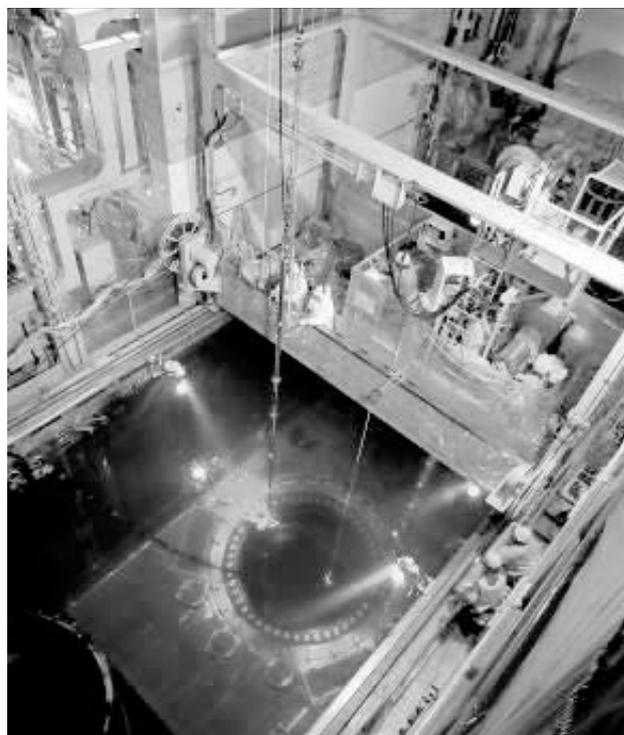


Fig. 3 Picture of construction on Mihama 2 site

(1) 工事の目的と採取位置

(a) 炉内サンプリングの必要性

原子力規制委員会の定めた「発電用原子炉施設及び研究用原子炉施設の廃止措置計画の審査基準」では、核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書において、『発電用原子炉の機能停止時又は発電用原子炉施設の解体時に発電用原子炉施設に残存する放射性物質（放射化放射性物質、汚染放射性物質及び発電用原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物）の種類、数量及び分布が、発電用原子炉の運転履歴等を基にした計算結果、測定結果等により適切に評価されていること』との要求があり、許認可における今後の対応を考慮し、実機より採取したサンプルの分析結果と計算結果を組み合わせ、放射能濃度分布を評価することが必要となる。そこで、美浜発電所1、2号機に対して放射能濃度の高いL1/L2領域について炉内サンプリングを実施した (Fig. 4)。

(b) サンプリング位置の考え方

R/V内からのサンプリングは、放射化評価の放射能濃度に影響を与えるパラメータである中性子束、元素組成、放射化断面積及び照射履歴のうち、中性子束の観点と元素組成の観点を考慮して位置

や数を決定した。現状の中性子束評価では2次元評価を採用しており、中性子束の観点からのサンプリング位置・数は、①径方向・軸方向の評価結果の妥当性確認、②複雑形状部位の単純化モデルの妥当性の確認及び③中性子ストリーミング影響範囲の評価の妥当性確認の観点から設定した。また、元素組成の観点からは、①放射化評価における構造材の元素組成及びばらつきの把握の観点から設定する。

(c) サンプリング位置と数量

美浜2号機を代表プラントとしてサンプル分析結果と比較して放射能濃度評価方法を確立することで、美浜2号機以降のプラント（以下、後続プラント）については、同評価手法を用いることにより、代表プラントよりもサンプリング数量の合理化を図ることができる。様々な視点で検討を重ねた結果、L1/L2領域の境界把握及び評価方法の確立の観点より、代表プラントについては、L1/L2領域から12サンプルを採取し、以降の後続プラントについては、合理化を図り、R/V内の下部等の採取を除く、6サンプルを採取することとなった (Fig. 5)。

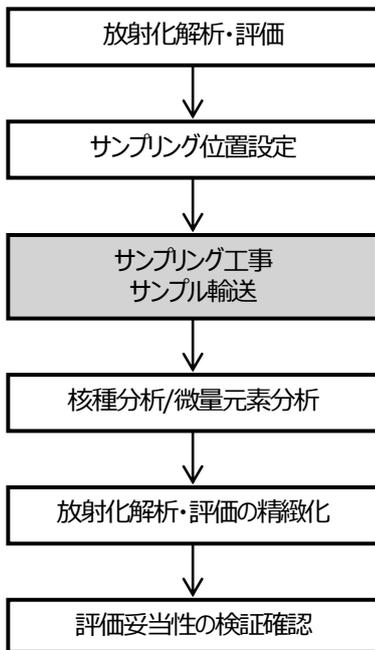


Fig. 4 Verification flow of estimated radioactive concentration

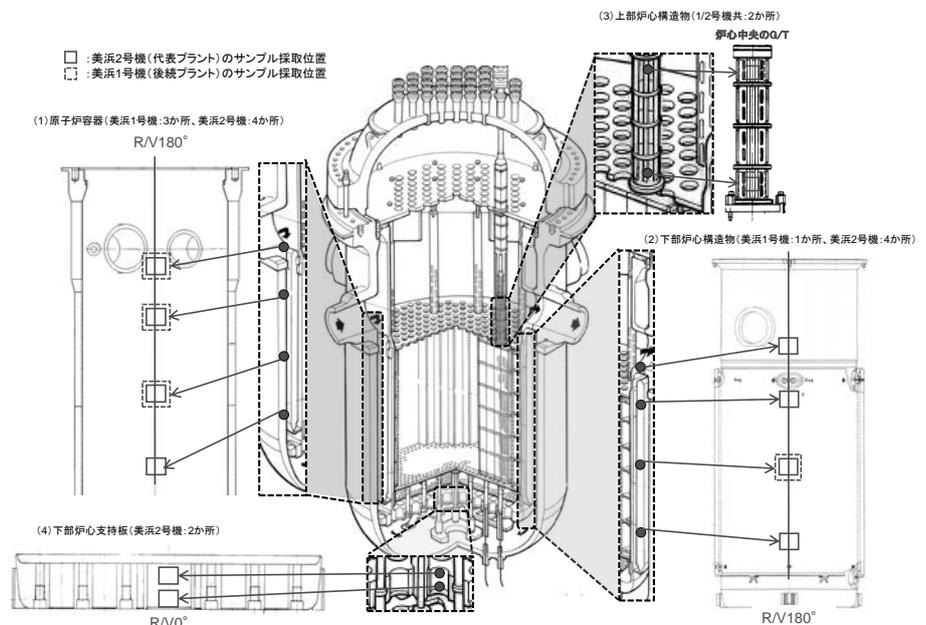


Fig. 5 Sampling points of Mihama

(2) サンプルング装置の概要

サンプルング工法については、①材質 (SUS・低合金鋼) を問わず加工が可能であること、②機械加工に比べて切削反力がなく小型化が可能であること、③過去の保全工事において実績のある技術であり、信頼性が高いことを考慮して放電加工を選定した。また、装置の位置決め、ハンドリングにあたっては、現地での作業性を考慮した工法を選定しており、特に遠隔での位置決めが必要となるR/Vと炉内構造物、下部炉心支持板については、連結ポールを組み上げて位置決めを行う工法とした。

(a) R/V及び炉心構造物サンプル採取装置

R/V及び炉内構造物 (以下、「CI」という) のサンプル採取装置と設置概念図をFig. 6に示す。サンプル採取は2つの電極を1軸で回転させて2方向から放電加工することでボート状のサンプルが採取できる構造となっている。装置ヘッドはR/V採取装置とCIの採取装置とで共用化されており、電極のサイズを変更により採取するサンプルの大きさを変更できる。サンプル採取装置は、連結ポールを用いて対象のサンプルング位置へ位置決めする。

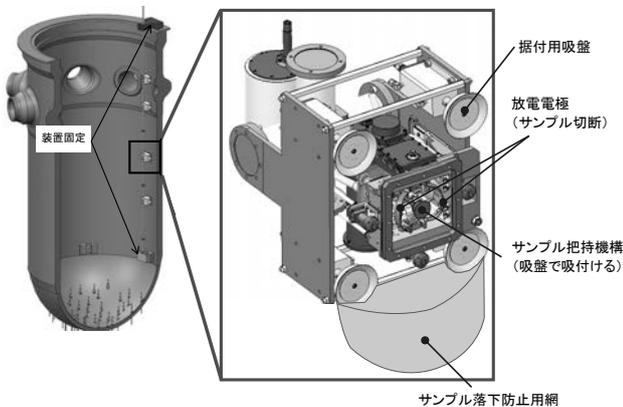


Fig. 6 Concept figure of R/V and CI sampling machine

(b) 上部炉心構造物サンプル採取装置

上部炉心構造物 (以下、「UCI」という) のガイドチューブ (以下、「G/T」という) のサンプル採取装置の概念図をFig. 7に示す。G/TはUCIへ固定されていることから、固定ボルトを取り外してG/T仮置き架台に移動・設置を行う (Fig. 8)。サンプルの採取は、上下方向で2箇所切断し、筒

状のサンプルを採取する。サンプル採取装置は、G/T仮置き架台のガイドレールに沿って案内され、手巻きウインチを用いてサンプルング箇所への位置決めを行う。

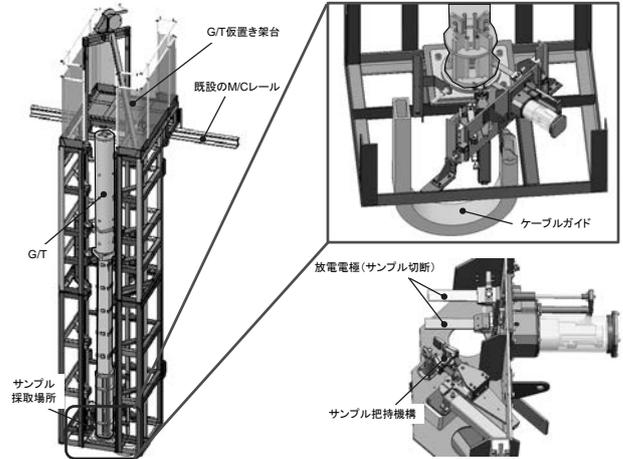


Fig. 7 Concept figure of G/T sampling machine

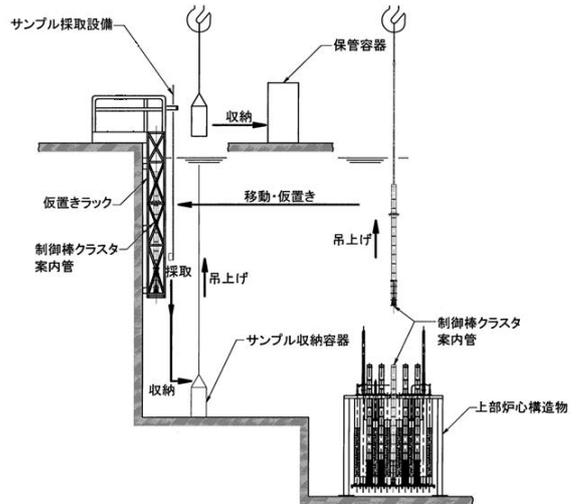


Fig. 8 Procedure of removal G/T from UCI

(c) 下部炉心支持板サンプル採取装置

下部炉心支持板 (以下、「LCSP」という) のサンプル採取装置の概念図をFig. 9に示す。下部炉心板中央部にある通路蓋を開放し、LCSPへアクセスしてサンプルを採取する。装置設置状態の概念図をFig. 10に示す。サンプルの採取は、他のサンプル採取装置と同様に放電加工を用いており、2つの電極を回転させてボート状のサンプルを採取する。サンプル採取装置は、連結ポールを用いて下部炉心板穴に位置決めピンを挿入し、対

象のサンプリング位置へ位置決めする。

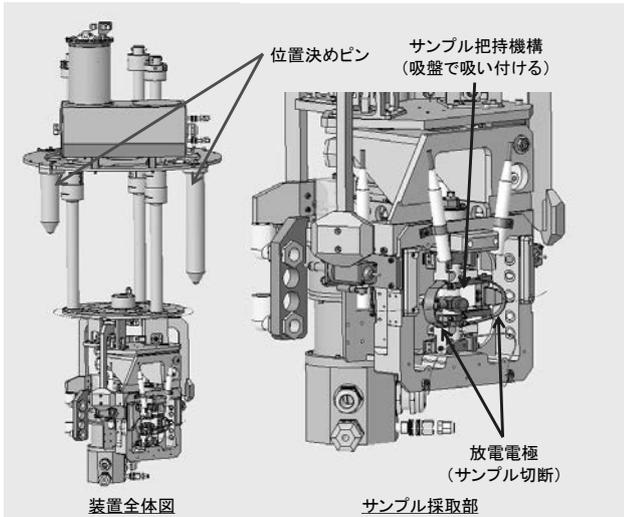


Fig. 9 Concept figure of LCSP sampling machine

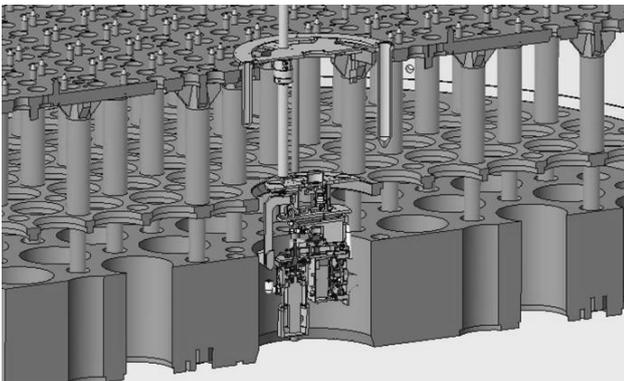


Fig. 10 Installation figure of LCSP sampling machine



Fig. 11 Picture of training by using mock-up

データの一部をTable 1に示す。放射能濃度分布の評価に必要な位置、大きさのサンプルを要求通りに採取することができた。これらのサンプルはA型輸送容器に収納した後、サンプルの分析を行うため、三菱重工の関連会社であるニュークリア・デベロップメント(株)へ運搬し、現在、分析を実施している。

(3) サンプリング工事の事前準備

サンプリング工事に向けた事前準備として、三菱重工の所有する総合保全訓練センターにて、サンプル採取装置のモックアップを用いた検証、実機を模擬した設備でのトレーニングを実施し、現地工事に万全を期して臨んだ。

特に、装置設置については、10 mを超える長尺物のポールを扱い、水中カメラにて確認しながらの設置が必要となることから、実物大のモックアップを用いてのトレーニングは非常に有効であった。Fig. 11にモックアップを用いたトレーニング状況を示す。

(4) サンプリング工事の結果

R/V内のサンプリング工事で採取したサンプル

Table 1 Sample data

採取機器	試料寸法 (mm)		採取試料重量 (g)	形状(写真)
	幅	長さ × 高さ		
原子炉容器	約30	約90 × 約20	約300	
下部炉心構造物	約25	約50 × 約5	約30	
上部炉心構造物	φ 17.5	× 約120	約90	
下部炉心支持板	約30	約60 × 約5	約30	

2.3 系統除染⁴⁾

関西電力(株)美浜発電所 1、2号機 (1号機は2017年 8月、2号機は11月下旬～12月下旬)及び九州電力(株)玄海 (2018年 6月～7月)において工事を実施した。ここでは、関西電力(株)美浜発電所 1、2号機の系統除染工事の概要を報告する。

系統除染工事は、系統中に循環させた薬品による化学的作用を利用して、機器内表面に付着した放射性物質を除去する工事であり、将来の機器解体時の作業環境改善 (作業員の被ばく低減)、放射性廃棄物の放射能レベルの低減を期待して解体準備の段階で実施した。

(1) 系統除染工事の計画

(a) 系統除染範囲

放射性物質は、原子炉運転期間中に原子炉を通過した1次冷却材に接液する機器内表面に多く残存していると考えられるため、PWRプラントで運転期間中に1次冷却材が主に循環する原子炉冷却系統、化学体積制御系統、余熱除去系統を系統除染工事の対象範囲とした (Fig. 12)。

また、美浜発電所 1、2号機における系統除染範囲の容積及び表面積をTable 2に示す。Table 2に示すように系統除染範囲の表面積のうち、約80%をニッケル基合金が占めており、このニッケル基合金の殆どは蒸気発生器伝熱管である。そのため、系統除染工事において、蒸気発生器伝熱管の除染効果を得ることが必須となる。しかし、ニッケル基合金はクロムやニッケルを多く含有しており、他の金属材料 (ステンレス鋼等) と比較して、除染効果を得難い材料である上、美浜発電所 1、

2号機の蒸気発生器伝熱管に使用されている。

690系ニッケル基合金は国内外での化学除染実績がない材料であり、今回の系統除染工事は、690系ニッケル基合金に対する国内外初の化学除染でもあった。

Table 2 Volume and area for FSD in Mihama Unit 1 & 2

プラント	容積 [m ³]	表面 [m ²]	
		ステンレス鋼	Ni基合金
美浜 1号機	約180	約1470	約6250
美浜 2号機	約220	約1930	約8080

(b) 系統除染工法

系統除染範囲の面積の約80%を占める蒸気発生器伝熱管の除染効果が期待できること、除染による二次廃棄物量が少ないこと、除染で使用する薬品等が発電所内の設備で処理できること等を考慮して、美浜発電所 1、2号機の系統除染工事では、海外でのPWRプラントに対する系統除染工事において豊富な実績を持つFramatome社のCORD法 (Chemical Oxidation Reduction Decontamination) を採用した。

CORD法では、①酸化工程、②除染工程、③分解工程、④浄化工程を1サイクルとし、複数サイクル繰り返すことで、目標とする除染効果を得る。1サイクルの施工期間は約1週間前後である。各工程の内容については以下に示す。

①酸化工程

主にクロム酸化物を溶解する工程である。酸化剤として使用する薬品は、過マンガン酸または過マンガン酸カリウム+水酸化ナトリウムであり、施工温度は約95℃または125℃である。

②除染工程

鉄の酸化物を溶解し、かつ酸化工程で使用した酸化剤を還元して生成されるマンガンイオンを除去する工程である。使用する薬品はシュウ酸であり、施工温度は約95℃である。

③分解工程

廃棄物量を低減するために除染工程で使用したシュウ酸を分解する工程である。使用する薬品は過酸化水素水 (+ 紫外線) であり、施工温度は約60℃である。

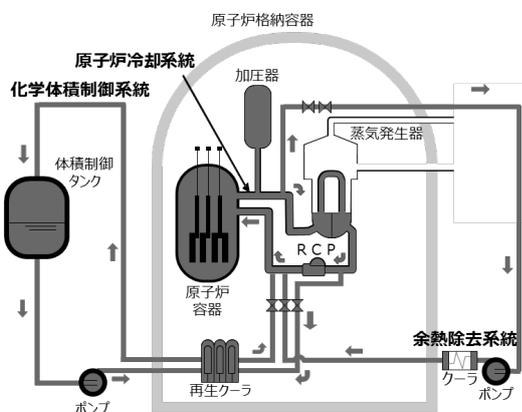


Fig. 12 Coverage of FSD (Full System Decontamination)

④浄化工程

除染工程や分解工程で生成された金属イオン等を除去する工程である。イオン交換樹脂に吸着させて除去する。

(c) 系統除染設備

系統除染工事ではプラント設備を有効活用しており、除染液の循環や温度維持、圧力調整等をプラント設備にて実施し、薬品の注入等を仮設設備にて実施する (Fig. 13)。

プラント設備では、1次冷却材ポンプは温度維持のための熱源及び除染液の循環、充てんポンプ周辺設備は1次冷却材ポンプへの封水注入及び除染液の循環、余熱除去系統設備は温度維持のための冷却及び除染液の循環、アキュムレータは圧力

制御として使用するが、国内PWRプラントにおける系統除染は初めてとなるため、各除染工程における各設備の運転要領や系統操作要領については、プラントメーカーとしての知見を踏まえて詳細に検討を行い、国内PWRプラントへの最適化を図った。

仮設設備では、主要な設備として、減圧装置、フィルタ、タンク、ポンプ等の複数の装置から構成されているFramatome社のAMDA (Automated Modular/Mobile Decontamination Appliance) を使用した (Fig. 14)。AMDAでは、薬品の注入、除染液の分解・浄化、除染液サンプルの採取を実施した。

Fig. 14に示すように、プラント設備とAMDA

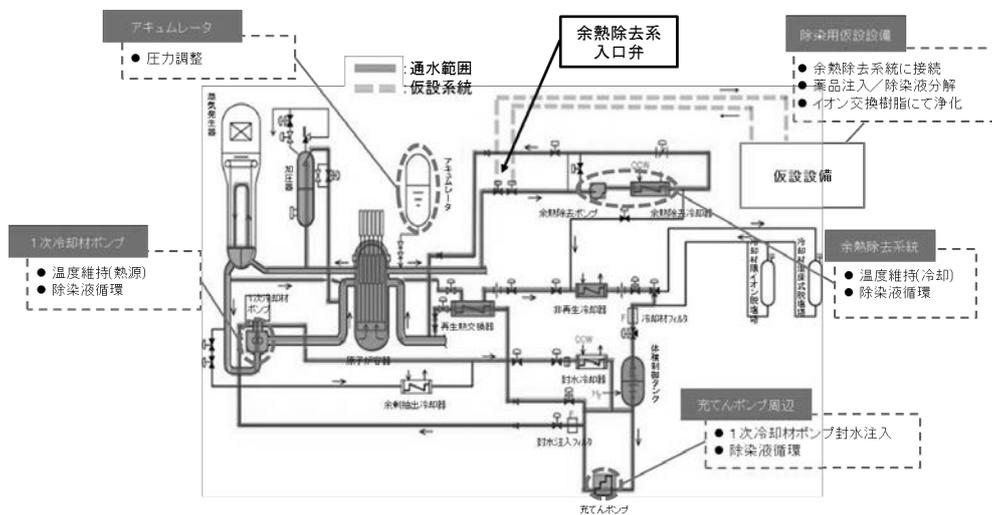


Fig. 13 Schematic illustration of systems for FSD in Mihama Unit 1 & 2

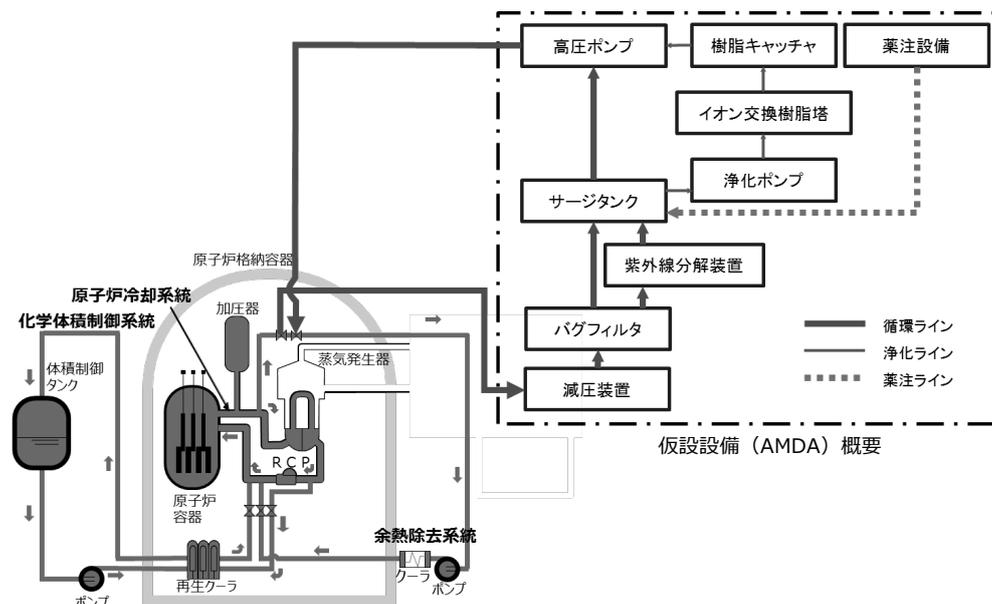


Fig. 14 Schematic illustration of auxiliary systems (AMDA)

は余熱除去系統の弁を利用して接続し、AMDAの減圧装置と高圧ポンプによって、出入口の圧力を調整した。

AMDAを構成する設備は基本的に原子炉格納容器内のオペレーションフロアに設置し、イオン交換樹脂塔は除染作業中に高線量となる設備であるため、被ばく影響を考慮して原子炉格納容器内の底部へ設置した。また、各設備は非常に多くの仮設ホースで接続されているが、放射能を含む除染液の漏えいを防止するために、ホースの接続時は確実な施工管理を行うとともに、万一の場合に備えて漏えい拡大防止の堰を設置するなどのバックアップ対策も実施し、接続部からの漏えいを発

生させることなく、全工程を終了することができた。

(2) 系統除染工事の結果

今回の系統除染工事で得られた除染効果をTable 3に示す。当初の目標であった将来的な機器・配管解体時の作業員被ばくを考慮した除去率90%以上を達成しており、系統除染前の線量当量率が比較的低い一次冷却材系統配管他については0.05 mSv/h以下も達成した。また、今回、国内外で初の化学除染となる690系ニッケル基合金製の蒸気発生器伝熱管についても、目標以上の除染係数を達成し、線量当量率も系統除染前後で二桁程度低減することができた。

Table 3 Decontamination factor and dose equivalent rate in Mihama Unit 1 & 2

部位	美浜1号機			美浜2号機		
	除染係数※1 平均値	(参考) 代表部位の線量率 [mSv/h]		除染係数※1 平均値	(参考) 代表部位の線量率 [mSv/h]	
		除染前	除染後		除染前	除染後
蒸気発生器 伝熱管	89	36	0.43	174	20	0.36
蒸気発生器 胴部※2	140	0.21	0.001	67	0.11	<0.001
一次冷却材 系統配管他	32	1.7	0.025	30	0.7	0.015

※1: 除染係数 = (除染前の機器の表面線量率) / (除染後の機器の表面線量率)

※2: 蒸気発生器胴部自体は除染していないが、蒸気発生器伝熱管の除染により胴部の線量率も低下

これにより、将来のプラント解体時の作業員の被ばくを大幅に低減できるとともに、解体時に発生する放射性ダストを減少させることによって、作業員の内部被ばくのリスク低減にも十分寄与できたと評価できる。

2.4 解体後除染^{5), 6)}

廃止措置に限らず放射性廃棄物の物量低減は、原子力発電設備においては大きな課題である。課題解決のためには放射性廃棄物の汚染レベル低減やクリアランス化による物量低減が効果的である。放射性廃棄物の高効率除染やクリアランス化を達成するためには、高速処理が可能で再汚染(Cross-contamination)を起こさない除染工法が必須であり、除染による二次廃棄物発生量が少ないことも重要である。これらの条件を満足させるためにレーザーガウジング除染工法の開発を進めている。

(1) 実用化研究

(a) 工法の概要

レーザーガウジング除染工法は、レーザー照射により除染対象表面を溶融させると同時に高圧アシストガスを用いて、放射性(汚染)物質を含む溶融層を吹き飛ばし除去する工法である。主な設備はFig. 15に示すように、レーザー発振器、光学ヘッド、アシストガスノズル、回収設備で構成される。

(b) 他工法との比較

物理除染工法の比較一覧をTable 4に示す。本工法は、広範囲を深部まで一度に除去することが可能であり、他工法と比べ高い除染効果かつ処理速度が得られる。また、レーザー光を媒体とした非接触物理除染工法であることから再汚染のリスクを抑えるとともに二次廃棄物発生量の低減が可能である。

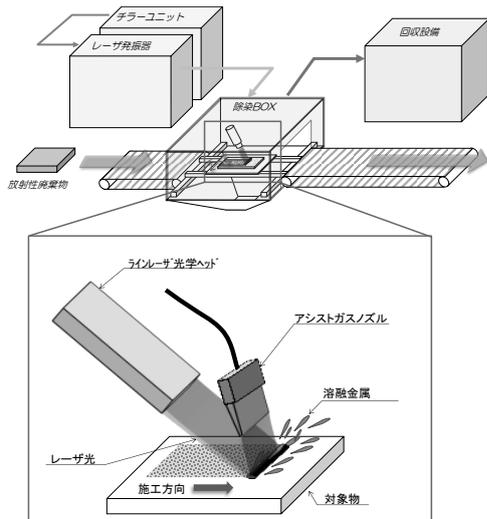


Fig. 15 Laser gouging decontamination system

EPMA分析も実施し、局所的なCoの残留有無も確認した。評価の結果、Coの様な残留は認められず、非常に高い除去効果を期待できることが確認できた。

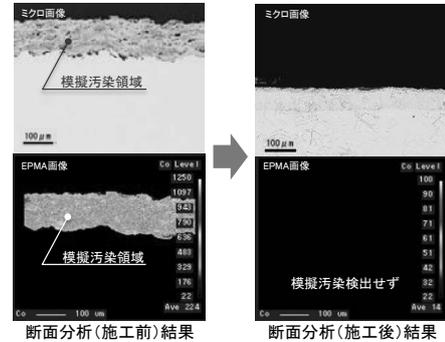


Fig. 16 Example of EPMA analysis

Table 4 Mechanical decontamination

工法	乾式 プラスト 除染	ドライ アイス プラスト 除染	レーザー除染	
			アブレ ション 工法	ガウジ ング 工法
除染 効果	○	△	○	◎
再汚染の リスク	大	小	小	小
除去 深さ	~30μ m 程度	(付着物 除去)	数十μ m 程度	~700μ m 程度
目標 除染効果に 対する 処理速度	△	○	△	◎
二次 廃棄物 発生量	多	少	少	少

(d) 除染性能評価試験 (Hot試験)

i) 試験概要

PWRの実汚染サンプルを用いて除染性能評価試験 (Hot試験) を実施した。施工は、高い除染能力に特化させた能力優先条件 (想定DF ≥ 1000、施工能率: 0.19 m²/h @2層施工 (二回、同一箇所を施工)) 及び、施工能率に特化させた速度優先条件 (想定DF ≥ 100、施工能率: 0.90 m²/h (1層施工)) で実施した。今回のHot試験で使用した試験設備の概要をFig. 17に示す。試験片は、入手した実汚染サンプルから約90 mm×100 mm×20 mm厚に切り出した。

(c) 除去能力評価試験及び模擬汚染除染性能評価試験 (Cold試験)

本工法の実用化に向け、最適な施工条件 (レーザー出力、照射・噴射角度、ガス流量、施工速度等) の抽出を目的とし、ステンレス試験片に対する除去能力評価試験を実施した。除去能力の一例として、除去幅約30 mm、除去深さ最大650 μmで処理速度 (能率) にすると1 m²/hr程度であった。

放射性物質の除去性能確認のため、ステンレス試験片表層にコバルト系金属溶材を溶射し、模擬汚染層を形成した試験片を用いて除染性能評価試験を実施した。除去効果は、レーザーガウジング施工前後の試験片表層のCo含有量を分析することで評価した。また、Fig. 16に示す除去断面の

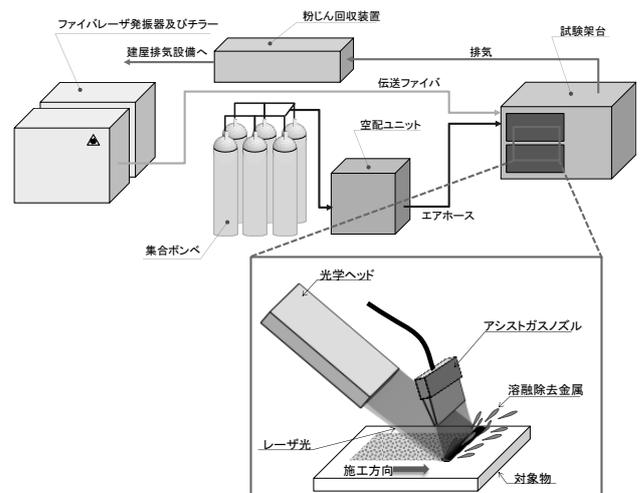


Fig.17 Hot test system

ii) 試験結果

除染係数 (DF) は、Ge半導体検出器の計測結果 (counts) 及び電離箱式サーベイメータの計測結果 ($\mu\text{Sv/h}$) から、試験片の放射能密度 (Bq/cm^2) 評価を行い、除染前後での放射能密度の比率から算出した。試験結果をTable 5に示す。

能力優先条件においては、約9000以上のDFが得られた。また、速度優先条件においても、1層施工でDF = 100以上が得られ、さらに施工層数を重ねることで、約8000以上のDFを得ることができた。これは今回使用した試験片の酸化被膜がCold試験の100 μm よりも薄く、この対象に対しては、速度優先条件においても十分なDFが得られたものと考えられる。

Table 5 Hot test result (sample)

試験片	施工層数	施工能率*1	放射能密度(Bq/cm^2) @Co-60	除染係数(DF)
①能力優先	施工前	—	6.18E+04	—
	1	0.42 m^2/h	2.82E+02	219
	2	0.19 m^2/h	6.26E+00	9880
②速度優先	施工前	—	7.32E+04	—
	1	0.90 m^2/h	3.77E+02	194
	2	0.45 m^2/h	8.78E+00	8329

*1: 定常部を速度一定にて施工した場合の算出値(段取、セッティング時間は含まない)

レーザガウジング除染工法は、アフターサービス工事、廃止措置の機器解体等において発生する放射性廃棄物の処理区分ダウングレードへの適用可能な除染効果を有することがHot試験にて実証された。

また、平板材以外への適用性確認を目的とし、配管材内面に対する施工試験を別途実施した。その結果、今後、Cold試験等の性能評価は要するが、除去施工が可能であることが確認できた。

2.5 合理的廃止措置

廃止措置においては、安全に工事を行うことはもとより、廃止措置費用の低減が課題であり、廃止措置工事費用並びに維持設備の管理費用を低減する取組み (解体の合理化、代替設備の設置等) についても注力しており、今後、具体的に対応し

ていく予定である。

2.6 JAEA殿関連施設に係る廃止措置への取組み

(1) ふげん⁷⁾

「ふげん」の原子炉本体は、25年間の運転による中性子照射によって構造材が放射化しており、定量的に放射能インベントリを評価し、原子炉解体方法や解体に伴い発生する放射性廃棄物の処理処分の検討に資することとしている。このため、複雑かつ狭隘な構造を有する「ふげん」の原子炉 (Fig. 18) にアクセスし、試料を採取する際に干渉する構造材を穿孔するための装置及び構造材 (圧力管、カランドリア管、炉心タンク、制御棒案内管、防振板) から試料を採取するため装置を開発する必要があった。

三菱重工では、2014年度に原子炉下部から挿入する圧力管、カランドリア管の試料採取装置を開発しており、その後、従来のものを一部共用したうえで側部から挿入し干渉する構造材の穿孔並びに炉心タンク、制御棒案内管及び防振板から試料採取する装置を開発した (Fig. 19)。

- ・伸縮・回転機構を設けることで、炉心水平、鉛直方向に試料採取を可能とした。
- ・高強度の構造材を切削する際に発生する反力を受けるため、装置先端部に原子炉構造材に固定する機構を持たせた。これにより、遠隔からの切削作業の信頼性が向上し、安定して試料を採取することを可能とした。
- ・装置の除染及び試料回収機能を備えており、汚染拡大防止を図りつつ装置内において簡易の遮へい容器に収納できる。
- ・装置先端部にカメラや硬度測定器なども設置することができ、多様性を考慮した。

圧力管、カランドリア管、制御棒案内管、防振

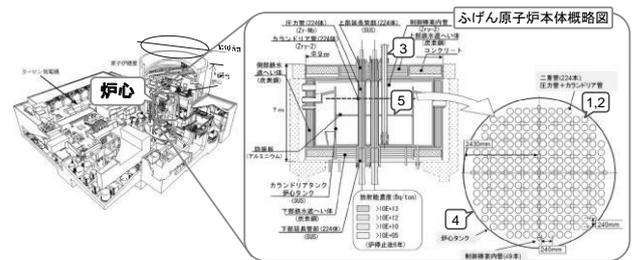


Fig. 18 Overview of Fugen reactor

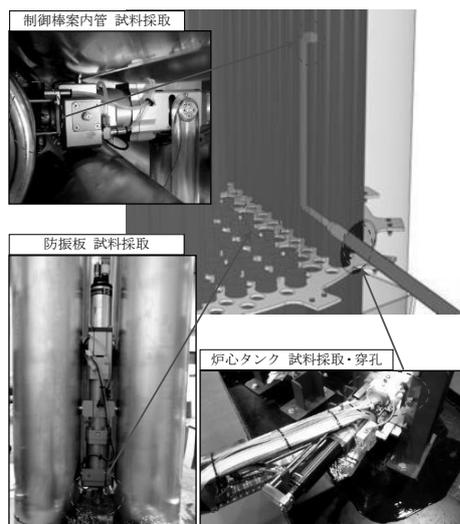


Fig. 19 Side insertion type sampling device

板及び炉心タンクのモックアップを用いて、原子炉を構成する複数の構造材の模擬材から、正常に試料採取できることを確認した。

(2) もんじゅ・東海再処理工場

JAEA殿では、もんじゅならびに東海再処理工場についても廃止措置のフェーズに入っており、三菱重工としては、まずは、廃止措置全体計画の策定に対して、これまでの軽水炉廃止措置での知見などを踏まえて、ご協力させて頂くべく取組みを行っている。

2.7 1F安定化に向けた取組み

早期の福島第一原子力発電所の収束・安定化は日本の原子力産業にとって最重要かつ不可避の課題と認識しており、三菱重工の総合技術力を発揮しつつ国内外他社との積極的な連携により最大限の支援を継続している。

(1) 燃料デブリ取出し

デブリ取出しの実現には、プロジェクトの継続性を考え、ステップバイステップで状況を確認しながら段階的に推進することが重要と考え、具体的には、2号機格納容器内部詳細調査⇒サンプリング⇒小規模取出しの実現に向けて、他社との相互補完や積極的な技術、実績、情報を積み重ねつつ対応していく予定である。さらに、それら技術・

知見を活かし、大規模取出しにおいても、気中一横アクセス工法の一つとして、X6ペネトレーションを拡大改造し大規模な取出し作業が可能なロボットアームとアクセスレールを国際廃炉研究開発機構殿の研究として開発中である (Fig. 20、Fig. 21)。

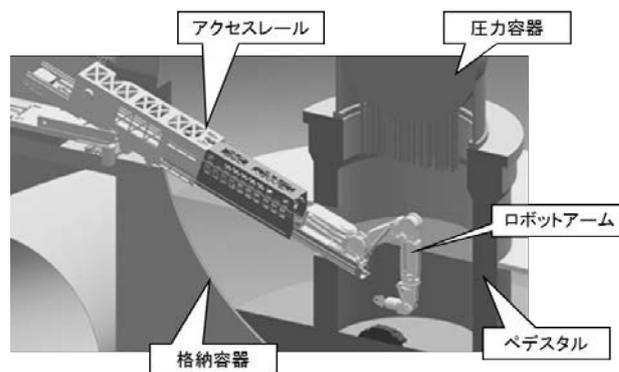


Fig. 20 Image of large lateral access extraction method



Fig. 21 Combination element test

(2) 汚染水タンク

原子炉を冷やすために注入した水や、山側から海側に流れている地下水が、原子炉建屋等に流れ込み、溶融した燃料に直接接触したり、原子炉建屋内等に溜まっている放射性物質を含む水と混ざることなどで汚染水となる。汚染水は段階的に放射性物質を取り除き、リスク低減を行った上で、敷地内のタンクに保管されている。

三菱重工では、溶接タイプの汚染水タンク(容量700 m³ ~ 1330 m³)を2019年7月現在で192基納

入している (Fig. 22)。



Fig. 22 Welded type liquid waste storage tank

3. おわりに

以上のように、三菱重工は、関係各位のご指導、ご協力を頂きながら、通常軽水炉の廃止措置、JAEA殿の原子力施設、1Fの安定化を含め、原子力施設の廃止措置に許認可対応助勢を含め総合的に取り組んできた。今後も、PWRメーカーとしての経験を活かして、電力殿/JAEA殿ならびに電力殿の関係会社殿と協調を図り、安全かつ合理的な廃止措置推進に取り組んでいく考えである。

参考文献

- 1) 小室敏也, 涌田邦晴, 坂下章, 藤森浩二, “三菱重工業の原子炉廃止措置技術,” デコミッショニング技報, No. 49, 2014.
- 2) 廣本ほか, “PWRプラントの3次元炉内放射化評価手法の開発 (1),” 日本原子力学会2017年秋の大会.
- 3) 永田ほか, “PWR廃止措置における炉内サンプリング工事について,” 保全学会, 第16回学術講演会, 2019年7月.
- 4) 沖村ほか, “国内初のPWR廃止措置系統除染工事について,” 保全学会, 第15回学術講演会, 2018年7月.
- 5) 橋川ほか, “レーザガウジング除染工法に関

する実用化研究成果,” 日本原子力学会, 2017年春の年会.

- 6) 橋川ほか, “レーザガウジング除染工法に関する実用化研究成果,” 日本原子力学会, 2018年秋の年会.

- 7) 松尾ほか, “「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その2 (2) 原子炉構造材試料採取装置の開発,” 日本原子力学会, 2016年秋の年会.

日本原子力研究開発機構のバックエンドロードマップについて

山田 悟志*、岡留 善裕*、辻 智之*、藤平 俊夫*
小林 弘明*、藤田 朝雄*、門馬 利行**

Back-end Roadmap of Japan Atomic Energy Agency

Satoshi YAMADA*, Yoshihiro OKADOME*, Tomoyuki TSUJI*, Toshio TOHEI*
Hiroaki KOBAYASHI*, Tomoo FUJITA* and Toshiyuki MOMMA**

日本原子力研究開発機構は、バックエンド対策（放射性廃棄物の処理・処分を含む）が長期（約70年）にわたることから、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」改正に伴い作成・公表が求められる廃止措置実施方針と併せ、原子力研究開発機構全体のバックエンド対策の見通しと方針を「バックエンドロードマップ」として取りまとめ、2018年12月に公表した。本報告はその概要を紹介する。

Japan Atomic Energy Agency published “Back-end Roadmap” in December 2018 which maps out the implementation of back-end measures including long-term radioactive waste processing and disposal along with the decommissioning policy whose preparation and publication has been required in accordance with the amendment of the “Act on the Regulation of Nuclear Source Material, Nuclear Fuel Material and Reactors.” This report describes the outline of “Back-end Roadmap.”

1. はじめに

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）は、保有する原子力施設の安全強化とバックエンド対策の着実な実施により研究開発機能の維持・発展を目指すため、①施設の集約化・重点化、②施設の安全確保及び③バックエンド対策を三位一体で進めることとし、2017年4月に2028年度までのこれらの計画を具体化した「施設中長期計画」を策定した。

このうちバックエンド対策については、東海再処理施設（以下、「TRP」という）の廃止措置に約70年を要するなど、放射性廃棄物（以下「廃棄物」という。）の処理・処分を含めた長期にわた

る見通しと方針が必要である。このため、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）改正に伴い作成・公表が求められる廃止措置実施方針と併せ、原子力機構全体のバックエンド対策の長期にわたる見通しと方針を「バックエンドロードマップ」（以下「本ロードマップ」という。）として取りまとめ2018年12月に公表した¹⁾。

なお、本ロードマップの検討に当たっては、対象を現存する原子炉等規制法の規制対象施設とするとともに、原子力の3S（安全 [Safety]、核セキュリティ [Security] 及び保障措置 [Safe-guards]）の各要件を満足することを大前提に、可能な限りの効率化を目指した。

* : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 バックエンド統括本部 企画部
(Planning Department, Decommissioning and Radioactive Waste Management Head Office, Japan Atomic Energy Agency)
** : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 事業計画統括部
(R&D Program Management Department, Japan Atomic Energy Agency)

また、本ロードマップの内容は、施設中長期計画において具体化されるが、その際は、関係自治体等のステークホルダーとの十分なコミュニケーションを図り、了解を得ることが必要となる。

2. バックエンド対策の推進

バックエンド対策を推進するためには、廃止措置及び発生する廃棄物の処理・処分に加え、施設内に存在する核燃料物質の管理を考慮する必要がある。そのため、本ロードマップは、廃止措置、廃棄物処理・処分及び核燃料物質の管理を対象に

整理する。本ロードマップの作成に当たっては、以下を前提とした。

- ・対象施設は、現存する原子炉等規制法の許可施設 (Table 1) とする。
 - ・対象期間は、現存施設 (廃棄物処理施設を除く) の廃止措置及び廃棄物の処理・処分が終了するまでの期間とし、約70年 (Table 2) とする。
- また、廃止措置、廃棄物処理・処分及び核燃料物質の管理に係る個別の方針等を2.1から2.3までに示す。これらバックエンド対策に係る方針等を施設ごとに整理したロードマップの一例をTable 3に示す。

Table 1 JAEA nuclear facilities map (79 facilities)

	青森県	茨城県	福井県	岡山県	
	青森(2施設)	原科研(31施設)	大洗研(18施設)	敦賀(2施設)	
原子炉施設	関根施設(むつ)	JRR-2 JRR-3 JRR-4 原子炉安全性研究所(NSRR) 高速炉臨界実験装置(FCA) 軽水臨界実験装置(TCA) 定常臨界実験装置(STACY) 過渡臨界実験装置(TRACY) 放射性廃棄物処理場	常陽 高温工学試験研究炉(HTR) 材料試験炉(JMTR) 軽水臨界実験装置(DCA)	ふげん もんじゅ	
核燃料使用施設	政令第41条該当	燃料試験施設(RFEP) バックエンド研究施設(BECKY) 廃棄物安全試験施設(WASTEFP) ホットラボ(解体部) ホットラボ(核燃料物質保管部) Pu研究1棟 放射性廃棄物処理場の一部 (液体処理場、圧縮処理施設)	Pu燃料第一開発室(Pu-1) Pu燃料第二開発室(Pu-2) Pu燃料第三開発室(Pu-3) Pu廃棄物処理開発施設(PWTF) Pu廃棄物貯蔵施設(PWSF) 第二Pu廃棄物貯蔵施設(第2PWSF) ウラン廃棄物処理施設(後却施設、UMSF、第2UMSF) 高レベル放射性物質研究施設(CPF) U棟 M棟 B棟 東海地区ウラン濃縮施設 (第2U貯蔵庫、尿水処理室、尿油保管庫、L棟)	照射装置組立検査施設(IRAF) 照射燃料集合体試験施設(FMF) 第2照射材料試験施設(MMF-2)(核燃部分) 固体廃棄物前処理施設(WDF) 照射材料試験施設(MMF) 照射燃料試験施設(AGF) JMTRホットラボ 燃料研究棟	廃棄物処理施設 製錬転換施設 濃縮工学施設
	政令第41条非該当	大洗施設研究棟 ガンダム加速器建家 第4研究棟 RI製造棟 高度環境分析研究棟 放射線標準施設 JRR-3変換利用棟(第2棟) トリウム70セル研究棟(TPL) バックエンド技術開発建家 核融合中性子源施設(FNS)建家 再処理特別研究棟 保護措置技術開発試験室 原子炉特研 核燃料倉庫 ウラン濃縮研究棟 JRR-1残存施設	安全管理棟 放射線保管室 計測機器校正室 洗濯場 応用試験棟 燃料製造機器試験室 A棟	安全管理棟 放射線管理棟 環境監視棟 Na分析室 燃料溶融試験材料保管室(NUSF)	開発試験棟 解体物管理施設 (旧製錬所)
その他		東海再処理施設(TRP)	廃棄物管理施設	ウラン濃縮原型プラント	

Table 2 Terms of Back-end Roadmap (about 70 years)

- 第1期 (～2028年度) 約10年
当面の施設の安全確保 (新規制基準対応・耐震化対応、高経年化対策、リスク低減対策) を優先しつつ、バックエンド対策を進める期間
- 第2期 (2029年度～2049年度) 約20年
処分の本格化及び廃棄物処理施設の整備により、本格的なバックエンド対策に移行する期間
- 第3期 (2050年度～) 約40年
本格的なバックエンド対策を進め、完了させる期間

Table 3 Roadmap concerning back-end measures of nuclear facility

		放射性廃棄物	廃棄物処理	核燃料物質
施設名		第1期 ~2028	第2期 2029~2049	第3期 ^{※1} 2050~
STACY				廃止措置
ホットラボ(核燃料物質保管部)				廃止措置
BECKY				廃止措置
高度環境分析研究棟				廃止措置
放射線標準施設				廃止措置
RI製造棟				廃止措置
JRR-3		米国輸送		廃止措置
JRR-3 実験利用棟(第2棟)				廃止措置
燃料試験施設		再処理	廃止措置	
NSRR			廃止措置	
WASTEF			廃止措置	
タンデム加速器建家			廃止措置	
第4研究棟			廃止措置	
TRACY	廃止措置			
JRR-2	廃止措置			
JRR-4	廃止措置	米国輸送		
再処理特別研究棟	廃止措置			
JRR-1残存施設	廃止措置			
核燃料倉庫	廃止措置			
トリチウムプロセス研究棟	廃止措置			
TCA	廃止措置			
FCA	廃止措置			
放射性廃棄物処理場 (液体処理場、圧縮処理施設)	廃止措置			
ホットラボ(解体部)	廃止措置			
Pu研究1棟	廃止措置			
核融合中性子源施設(FNS)建家	廃止措置			
バックエンド技術開発建家	廃止措置			
保障措置技術開発試験室	廃止措置			
ウラン濃縮研究棟	廃止措置			
原子炉特研	廃止措置			
廃棄物処理 ^{※2} ・保管	既存施設			
	新規施設 (設置場所未定)			
新規施設(核燃料物質集約) ^{※3} (設置場所未定)		核燃料物質集約施設		

廃止措置には、核燃料物質の安定化、搬出等の準備を含む。
 放射性廃棄物の矢印は、廃棄物処理・保管施設への最終的な移動を示すものであり、実際の移動は、矢印の時期以前に適宜行われる。
 ※1：約40年
 ※2：廃棄物処理の詳細は、別表3に示す。
 ※3：現存する施設の活用を含む。

2.1 廃止措置

原子力施設においては、役割を終えた施設であっても、放射性物質の閉じ込め機能の維持など、原子力施設特有の管理が必要であるとともに、万一のトラブル発生時には運転中と同等な対応が必要となる。

一方、管理区域解除（原子炉等規制法からの規制解除）の状態まで廃止措置を進めることができれば、保障措置対応が原則として不要になるほか、

放射性物質の盗取、妨害破壊行為、閉じ込め機能損失等に伴う放射性物質の漏えいのリスクや放射線リスクが回避され、一般施設と同等の安全管理が可能となり、施設の維持管理費（コスト）も大きく削減される。

本ロードマップにおける廃止措置の方針をTable 4に示す。

Table 4 Policy of decommissioning

- ✓ 役割を終えた原子力施設は、できる限り早期の廃止措置を目指す。
- ✓ 原則として、リスク低減効果の大きな施設（放射性物質の保有量が大きな施設等）及びコスト削減効果の大きな施設（維持管理費の高い施設等）を優先するとともに、発生する廃棄物の管理、放射性物質の施設外移転等に伴う措置等を総合的に考慮し進める。
- ✓ 廃止措置終了状態（エンドステート）は、建家の再利用の可能性を考慮し、原則として管理区域解除まで。ただし、研究開発段階発電用原子炉施設である「ふげん」及び「もんじゅ」については、建家解体までとする。
- ✓ 第1期は、主に施設中長期計画で「廃止施設」とした施設の廃止措置を実施する。当該期間では「もんじゅ」、「ふげん」、「TRP」の廃止措置を進めるほか、廃棄物発生量の少ない比較的規模の小さい施設の廃止措置を主に進める。
- ✓ 第2期以降は、施設中長期計画において「継続利用施設」としている施設を含め廃止措置を本格化する。この際、人及び資金といった資源マネジメント等の観点から、比較的規模の大きな施設の解体時期ができるだけ重ならないようにする。
- ✓ 廃止措置の実施に当たっては、施設の状態が廃止措置の進捗により変化する特徴を踏まえ、施設単位で廃止措置工程に応じたホールドポイントを定め、適切に目標管理を行う。
- ✓ 廃止措置に伴って発生するクリアランスレベル以下の資材（放射性廃棄物でない廃棄物を除く）は、原子力規制委員会による制度整備も踏まえ、クリアランス制度が社会に定着するまでは機構内で再利用等を行うことを基本とする（資材区分ごとの推定物量をFig. 1に示す）。

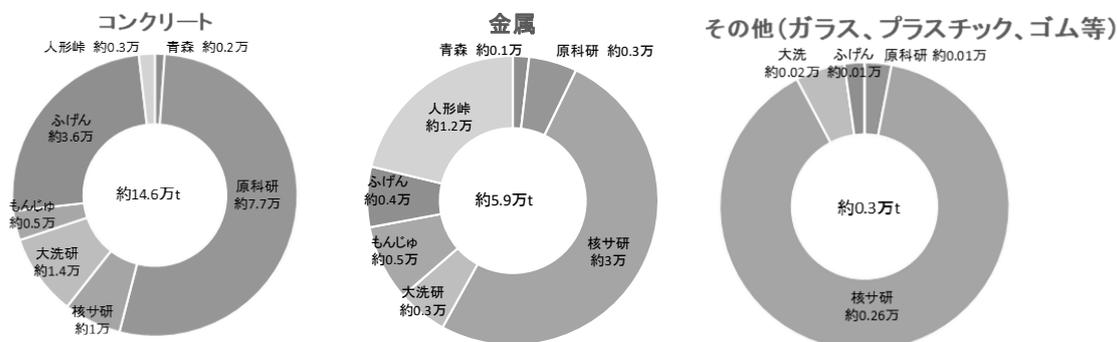


Fig. 1 Amount of clearance materials

2.2 廃棄物処理・処分

原子力機構の廃棄物には、廃止措置や研究開発活動によって発生する廃棄物があり、処分するまでの間、保管廃棄施設において安全かつ適切に保管管理する。廃棄物はその性状や含まれる放射性物質の特徴等に応じて、適切な処理により減容・安定化を図るとともに、処分に適した状態にする。

このため、必要な廃棄物処理施設の整備を行うとともに、処分の実施及び適切な保管場所の確保により、長期にわたって安全な廃棄物管理を継続させる。

(1) 廃棄物処理

廃棄物の安全な保管及び処分に対応するため、多様な廃棄物の性状等に応じて、廃棄物の安全な保管及び処分に対応するため、多様な廃棄物の性状等に応じて、分別、焼却、圧縮、溶融、吸着、固化、充填などの適切な処理を行う。

本ロードマップの廃棄物処理の方針をTable 5に示す。また、廃棄物の性状等に応じた主要な廃棄物処理フローをFig. 2に示す。

Table 5 Policy of processing

- ✓ 長期間の継続利用が必要な処理施設は、原則として修繕、リプレース等により、その機能を維持する。
- ✓ 第1期は、既存の処理施設による対応を主体に進めるとともに、新規施設の一部（低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）、 α 系統合焼却炉（TWTF-1）等）を整備する。
- ✓ 第2期は、保管廃棄物のひっ迫回避及び処分の本格化に向け、未整備の設備・施設を順次整備する。
- ✓ 過去に海洋投棄を念頭にセメント等により固化した廃棄物は、処分方法を含めた合理的な処理方策を検討するものとし、新規施設の整備時期は、第2期後半とする。
- ✓ 溶融処理は、現在整備している原子力科学研究所の高減容処理施設及び大洗研究所の固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の処理実績等を踏まえた上で計画を具体化するものとし、新規施設の整備時期は第2期後半とする。
- ✓ 第3期は、全ての廃棄物処理を行う。

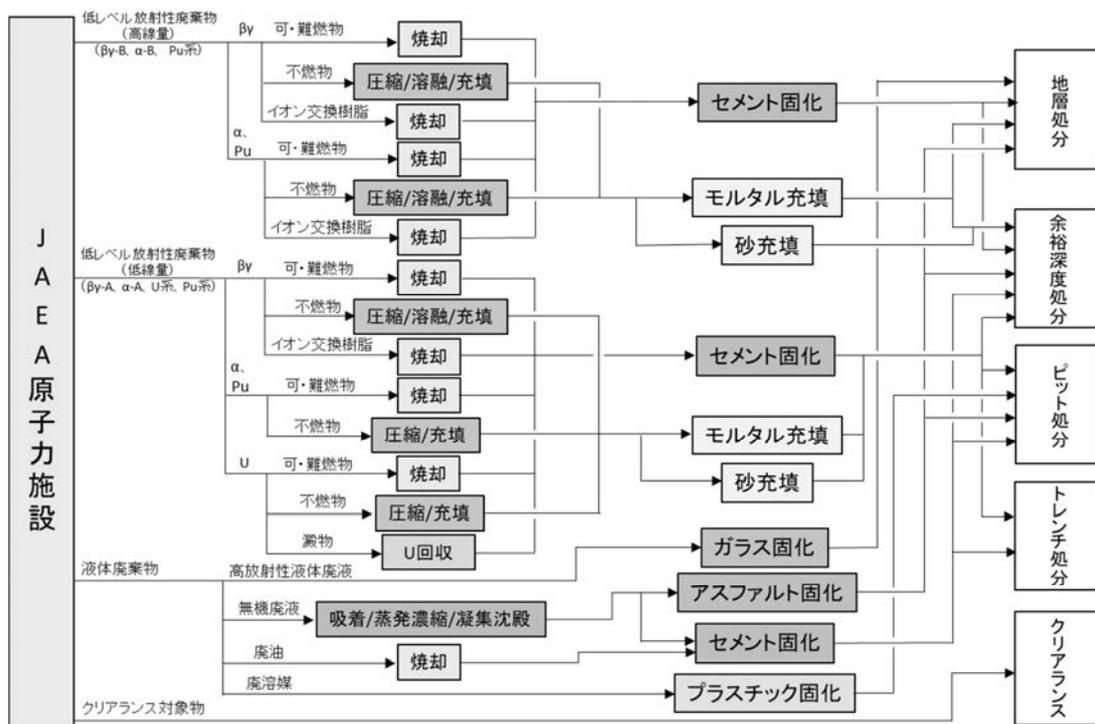


Fig. 2 Waste management flow

(2) 保管・処分

原子力機構全体で推定される累積廃棄物発生量推移をFig. 3に示す。

これは、廃棄物全体の累積発生量であり、第2期の廃止措置の本格化とタイミングを合わせ、急激に増加する。図中の横線は、現時点における許可上の保管能力を参考として示しており、本ロードマップの方針どおりに廃止措置が進む場合、第2期の早いタイミングで現時点の保管能力を超え

ていく。

将来にわたって安全な保管管理を継続するための方針をTable 6に示す。

処分については、原子力機構は、研究施設等廃棄物の埋設処分の実施主体として、その実現に向け、国とも連携し責任をもって取り組む。処分に向けた方針をTable 7に示す。また、処分区分ごとに推定される埋設対象物量をFig. 4に示す。

Table 6 Policy of storage management

- ✓ 処分の実現に向けた対応を着実にいき、第2期からの累積保管量（発生量ではなく保管量）の増加を抑止する。
- ✓ 余裕のある安全な保管を継続するため、当面、廃止措置で発生した廃棄物については、必要に応じて廃止施設の一部を保管廃棄施設として活用する等、保管能力の確保に努める。
- ✓ 上記の対策の遅延等が推定された場合には、本ロードマップを見直し、廃止措置時期の見直し等により廃棄物の発生量を制限する。

Table 7 Policy of disposal

- ✓ 処分は、放射能レベルの低いトレンチ処分（L3）及びピット処分（L2）から優先的に進めることとし、第2期での本格化を目指す。
- ✓ 余裕深度処分（L1）は、合理的かつ効率的な処分が可能となるよう国及び関係機関と連携協力して処分の在り方について調整を進めていく。
- ✓ 地層処分は、今後、原子力発電環境整備機構（NUMO）等と調整を進め計画を具体化していく。

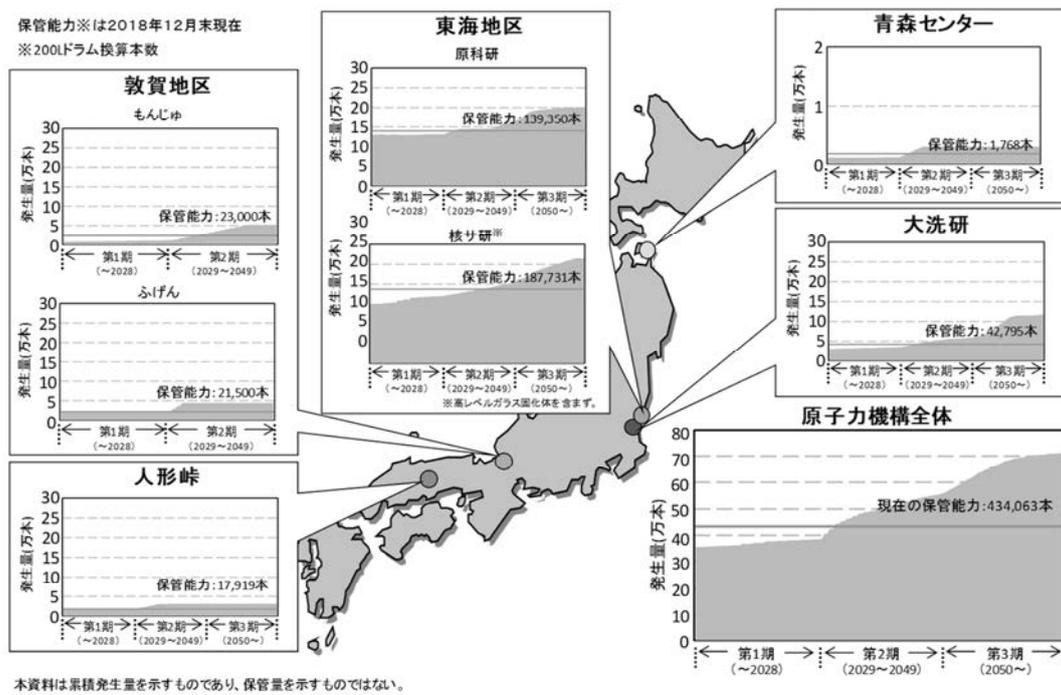


Fig. 3 Trend of generation amount

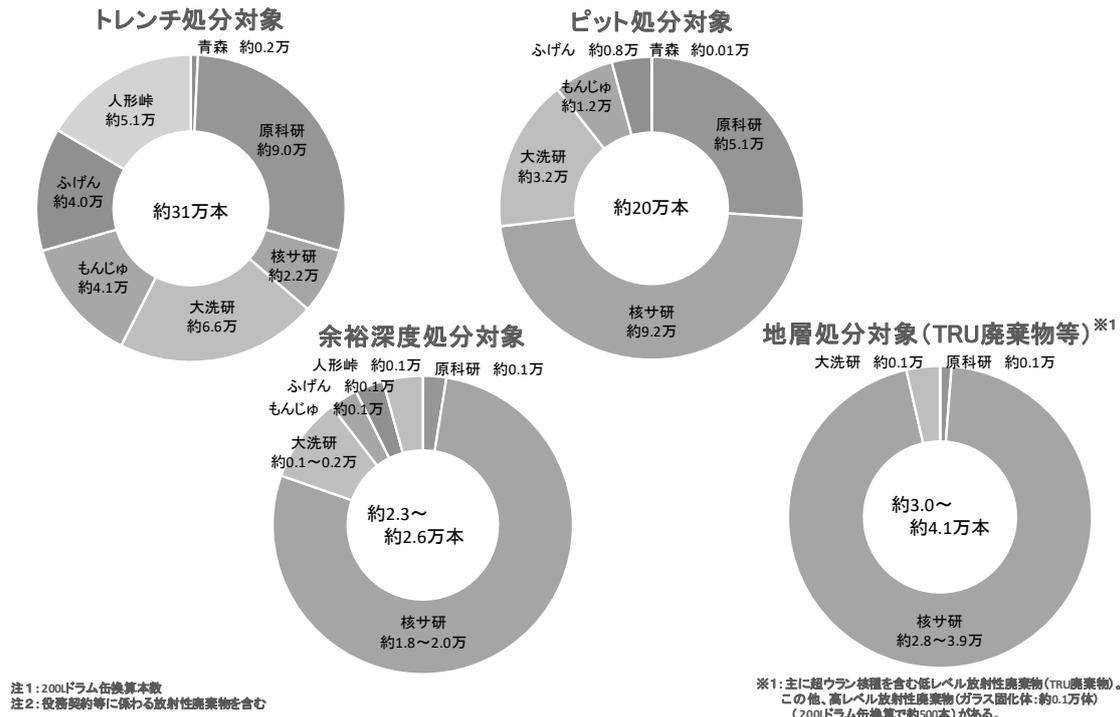


Fig. 4 Amount of wastes for each disposal category

2.3 核燃料物質の管理

原子力機構が保有する核燃料物質は、資源として利用することを基本とするが、技術的、経済的な観点から再利用が困難なものがある。これら核燃料物質の管理方針をTable 8に示す。なお、管

理に当たっては、安全性の担保はもとより、適正な計量管理及び透明性を持った保障措置対応及び確実な核セキュリティの維持を基本とする。

Table 8 Policy of the management of nuclear fuel material

- ✓ 利用可能な核燃料物質は、国のエネルギー・原子力政策等に沿った研究開発等での利用又は国内外への譲渡を目指す。
- ✓ 譲渡しを行わない核燃料物質は、原子力機構内に保管する。なお、再利用が困難な核燃料物質については、当面の間、保管し、その後、処分することを基本として、安定な状態とするために必要な措置を実施するとともに、核燃料物質の単離・兵器転用を困難とする処置技術の開発及び海外での処分委託の可能性を探る。
- ✓ 保管場所の集約化に当たっては、核物質防護対象施設を減少・集約化させることにより、原子力機構全体のリスク低減及びコスト削減を目指す。
- ✓ 第1期は、施設中長期計画において具体化している「廃止施設」が保有する核燃料物質について、現時点で譲渡予定のものを除き、「継続利用施設」への集約化を主に進める。ただし、核燃料物質の移管先の制限等を踏まえ、一部、新たな施設への集約化を行う。
- ✓ 第2期以降は、施設中長期計画において「継続利用施設」としている施設を含む廃止措置を本格化するため、既存施設の有効活用も考慮しつつ、新規施設への集約化を順次行う。
- ✓ なお、核燃料物質の集約化や国内外への譲渡しに当たっては、IAEAとの保障措置協定及び二国間協定上の手続に留意し適正に進める。

3. バックエンド対策に要する費用

バックエンド対策に要する費用は、施設解体費用、廃止措置等で発生した廃棄物の処理処分費用から成る。

施設解体費用は、原子力機構が開発した簡易評価コード (DECOST)²⁾ により、また、廃棄物の処理処分費用は、既存処理施設の運転費等を基に仮定した単価、処分単価等により試算した。試算

結果をTable 9に示す。

なお、今回の試算対象とした原子力機構の原子力施設は、原子炉施設のほか、核燃料使用施設、再処理施設、加工施設及び廃棄物管理施設と多様であり、それぞれの施設解体実績が十分でないこと等、不確定要素があることから、試算額については、海外機関を含む外部組織のレビュー等も踏まえつつ、継続した見直しを行う。

Table 9 Cost for back-end measures

単位：100億円

	青森	原科研	核サ研	大洗研	敦賀	人形峠	合計
施設解体費	1	9	21	9	14 ^{※1}	1	54 ^{※3}
廃棄物 処理処分費	1	27 ^{※2}	83 ^{※2}	19 ^{※2}	8	— ^{※2}	137 ^{※3}
合計	1 ^{※3}	35 ^{※3}	104	28	22	1	191

※1：「ふげん」及び「もんじゅ」の廃止措置計画で示した廃止措置準備等の費用を含む。

※2：ウラン廃棄物の費用は含んでいない。ウラン廃棄物の費用は、ウランに係る廃棄物の埋設に係る制度が整備された後に算出を行う。

※3：端数処理のため、合計の値は一致しない。

4. バックエンド対策の効率化・最適化に向けた取組み

原子力機構の多様な原子力施設の廃止措置及び廃棄物の処理・処分を進めるためのバックエンド対策は、長い期間と多額の資金を要する。そのため、本ロードマップの遂行を目指すとともに、国内外の見聞も踏まえつつ効率化・最適化に向けた取組みを継続的に行う必要がある。

(1) 廃止措置に係る取組み

廃止措置では、その進捗に応じて施設のリスクが低減していくことから、進捗に合わせ、その時点のリスクに見合った適切な安全対策や施設管理を目指す。

原子力機構の多様な原子力施設を廃止措置する上で十分な適用経験がない技術に対する技術開発（高線量廃棄物の遠隔回収技術等）やコスト削減が期待できる技術開発（複雑・狭隘部等における迅速な切断技術開発等）等を行い、後続の施設の廃止措置への適用に役立てていく。

その他、再処理施設の資材やウラン関連施設のコンクリート資材等のクリアランスが可能となるよう、発生施設や材質によらずクリアランスするための制度化について、規制当局への働きかけ等を適時行っていく。

廃止措置を効率的に行う上では、マネジメントが重要であり、これを適切に行える体制作りが必要となる。

2017年4月には、バックエンド対策全般をマネジメントする「バックエンド統括部」を運営管理組織に新設するとともに、2018年4月には、大型施設である「もんじゅ」及び「ふげん」を対象に、廃止措置に係るマネジメントに特化した新たな部門「敦賀廃止措置実証部門」を創設した。2018年7月には、「TRP」において、廃止措置マネジメントを強化するための組織の見直しを行った。今後、その他の施設の廃止措置の本格化に向け、マネジメントが効率的に行われる体制について引き続き検討していく。

また、長期にわたる廃止措置を効率的に進めるため、廃止措置施設の情報及び廃止措置に係る技

術・経験知が継続的に維持される仕組みを構築していくとともに、原子力全般はもとより、適切な核燃料物質の管理を行うための専門知識を有し、高いマネジメント能力を有する人材の確保・育成を目指す。

一方、廃止措置の本格化には、資金の確保が必要となることから、予算獲得に引き続き努力するとともに、得られた資金を有効に活用するための取組み（複数年契約等）の適用を検討していく。また、廃止措置の早期実施は、施設の維持管理に係る総コストの削減に大きく寄与することから、長期借入による資金の確保等、柔軟なファイナンスを可能とする仕組みづくりを国に働きかけていく。

(2) 廃棄物の処理・処分に係る取組み

原子力機構の多様かつ多量の廃棄物の処理処分を進めるに際しては、可能な限り効率化していくことが重要である。

廃止措置段階において、処分を念頭においた分別や放射能評価のためのサンプル採取等の実施を徹底することにより、処理負担の軽減化を図る。

また、放射能評価のコストを削減するための測定・分析技術開発を行うとともに、長期的には、過去に保管廃棄した埋設基準に適合していない廃棄物に係る検討（比較的外部放射線量が高くコンクリートで強固に遮へいした廃棄物に対する、処分方法を含めた合理的な処理方法の検討、処理コストが高価となる溶融処理の対象を最小化する検討等）を進める。

その他、ウラン系廃棄物等を処分するための制度化について、規制当局への働きかけ等を適時行っていく。

(3) 核燃料物質の管理に係る取組み

再利用困難な核燃料物質に対して、安定な廃棄物とするための研究開発、核燃料物質の単離・兵器転用を困難とする処置技術の開発及び海外での処分委託の可能性について調査・検討を実施する。

また、核燃料物質の集約化を合理的に進めるため、新たな研究開発施設を整備する際には、核燃料物質の保管機能を含めた検討を行っていく。

5. まとめ

放射性廃棄物の処理・処分を含めた原子力機構全体のバックエンド対策の長期にわたる見通しと方針として「バックエンドロードマップ」を取りまとめた。本ロードマップでは、廃止措置、放射性廃棄物の処理・処分及び核燃料物質の管理に係る個別の方針などを施設ごとに整理した。また、このバックエンド対策に要する費用として、施設解体費用、廃止措置などで発生した放射性廃棄物の処理処分費用を約1.9兆円と試算した。このような長い期間と多額の資金を要するバックエンド対策を着実に遂行するため、技術開発、マネジメント体制、人材の確保・育成、資金の確保・活用などに継続的に取り組む内容もまとめた。本報告はその概要を紹介するものである。

参考文献

- 1) 日本原子力研究開発機構, “バックエンドロードマップ,” https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/
- 2) 高橋信雄, 末金百合花, 阪場亮祐, 黒澤卓也, 佐藤公一, 目黒義弘, “原子力施設廃止措置費用簡易評価コード (DECOST) 利用マニュアル,” JAEA-Testing 2018-002, 日本原子力研究開発機構, (2018).

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績 第3回 フランスの主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴

宮坂 靖彦*、澁谷 進*、榎戸 裕二*

Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of Nuclear Power Plant in Overseas (3) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in France

Yasuhiko MIYASAKA* , Susumu SHIBUYA* and Yuji ENOKIDO*

「諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績」を紹介する本報では、第1回の米国、第2回のドイツに続き、フランスに焦点を合わせる。フランスでは、原子力発電炉68基建設され、現在、PWR型軽水炉58基を運転し、最新鋭の欧州加圧型炉（EPR）であるフラマンビル3号機（160万kWe）を建設中である。一方、閉鎖された発電炉は、2010年までに12基であり、廃止措置の活動が計画的に続けられている。フランス電力（EDF）は、廃止措置戦略としては、2001年以降、即時解体方式を原則として、廃炉対策を取り組んできている。本報では、廃止措置に関わる法規制等の概要を含め、重水減速ガス冷却炉（HWGCR）、ガス冷却炉（GCR）、軽水炉（LWR）、高速増殖炉（FBR）の廃炉プロジェクトの概要を紹介する。また、フランスの原子力政策、廃止措置政策、廃棄物管理政策等についても述べる。

In this report introducing “the decommissioning strategy and performance of nuclear power plants in overseas,” we will focus on French as the third article, following the second of Germany and the first of the U.S. In France, 68 nuclear power reactors have been constructed, and 58 PWR light water reactors are currently operating, and the Framanville Unit 3, State-of-the-art European pressurized reactor (EPR), is under construction. On the other hand, there are 12 power reactors closed by 2010, and the activities of decommissioning are continued systematically. As a decommissioning strategy, France Electric Power (EDF) has been working on decommissioning measures since 2001, based on the immediate dismantling method.

This report outlines the decommissioning project of heavy water moderated gas-cooled reactors (HWGCR), gas-cooled reactors (GCR), light water reactors (LWR) and fast breeder reactors (FBR), including an overview of laws and regulations related to decommissioning. This report also describes French nuclear policy, decommissioning policy and waste management policy.

1. はじめに

フランスでは、2019年1月現在までに68基の原子力発電炉が建設され、PWR型軽水炉で58基が運転されている。総発電電力量の約70%を原

子力発電が占め、化石燃料による大気汚染解決の切り札として原子力発電を推進している。一方、新型炉フラマンビル3号機（160万kWe）は、2007年着工して以来、度重なる工事遅延されたが、最終段階となり運転開始が期待されている。

*：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）

この運転開始に合わせて、2019年1月に政府が発表した「将来の電源構成等を定めるエネルギー多年度計画（PPE）」により石炭火力発電を2022年までに全廃する。閉鎖された原子力発電炉は12基であり、即時解体を原則に、現在、主な廃炉プロジェクトとして10基の廃炉作業が継続されている。

2章では、フランスの廃止措置戦略を含めて廃止措置及び廃棄物の管理・処理等に関わる法規制動向について、第6回「放射性廃棄物等の安全管理に関する国別報告書」¹⁾等を参考に最新情報を述べる。3章では、EDFの第一世代の発電炉9基（HWGCR型のブレニリス（以下、「EL-4」という）、6基のGCR、PWR型のショーA、FBR型のスーパーフェニックス及びEDFと原子力・代替エネルギー庁（CEA）共同のフェニックスの廃炉プロジェクトの概要を紹介する。これらの廃止措置では、EL-4の熱交換器の解体中の火災トラブル、GCRでの汚染等のトラブル、ショーAの蒸気発生器（以下、「SG」という）の撤去後の除染技術及び炉内構造物（以下、「RIs」という）と原子炉圧力容器（以下、「RPV」という）の解体除去技術、また、FBRでのナトリウム処理などの貴重な経験がある。最後にフランスの廃止措置の実施経験や計画からの知見を参考に、わが国の廃炉戦略、安全対策等に対する提言をまとめる。

2. 廃止措置規制、廃止措置戦略等の概況

2.1 廃止措置規制に関わる法規制

フランスにおける原子力施設の安全規制の基本は、2006年6月に制定された「原子力の透明性と安全性に関する法律」（以下、「TSN法」という）である。この法律は、原子力活動の内容についての正確な情報公開を目的とする地域情報委員会（以下、「CLI」という）の法的地位の明確化、安全規制の強化、また、行政府から独立した機関を設けることを目的として原子力安全機関（以下、「ANS」という）の設立を図った。TSN法第28条では、「基本原子力施設（以下、「BNI」という）の事業者は、その施設の安全に関する責任を有する」と規定し、原子力安全に対する事業者の第一義的責任の原則を定めている。TSN法第28条Ⅲ

では、原子炉施設、核燃料施設等がBNIに該当することを定義している。TSN法29条では、BNIの設置、変更、最終停止及び廃止並びに放射性廃棄物処分及び監視段階への許可を要する旨が規定している。「BNI及び放射性物質の輸送の原子力安全監督に関するデクレ第2007-1557号」（以下、「BNI手続デクレ」という）は、TNS法36条に基づき、BNIの設置許可から最終停止・廃止に至るまでの間に適用される手続きのほか、検査等に関するTSN法の施行細目等について定めている。その後、廃止措置手続は、2016年にBNI手続デクレにより補完された。

廃止措置に関連する法令等を以下に示す。

- ① 原子力の透明性と安全性に関する法律（2006）
- ② 放射性廃棄物及び放射性物質の持続可能な管理に関する法律第2006-739号（2006）（廃棄物法）
- ③ BNI及び放射性物質の輸送の原子力安全監督に関するデクレ第2007-1557号（2007）
- ④ BNIの解体及び指定解除に関するANSの政策（2009）
- ⑤ BNIの廃炉、解体及び指定解除に関するANS指針No. 6（2010、2016改定）
- ⑥ BNIで許容可能な徹底浄化方法ANS指針No.14（2010、2016改定）
- ⑦ BNIの廃棄物区域分け計画の定義と変更に関するANS指針No.23（2015）
- ⑧ BNIの運転による汚染土壌の管理に関する指針No.24（2016）
- ⑨ BNIの改造、最終停止及び廃止並びに下請けに関するデクレ第2016-846号（2016）

2.2 廃止措置戦略

ANSは、IAEAの勧告に従い、公衆からの意見を受けて「事業者は、可能な限り短時間で廃止措置をとるための戦略を採用し、この段階ですべての有害物質を撤去すること」いわゆる即時解体を要求している。この戦略によって、技術的にも財政的にも廃止措置の負担を将来の世代に負担させないようにすることが可能になる。このことは、また、最初の廃止措置作業の間に不可欠である設備の操作の間に存在するチームの知識と技術から

利益を得ることを可能にする。この原則は、2009年のANS政策の8.3.1条に記載され、2016年のBNI手続デクレでも採用され、現在も変更されていない。

EDFは、2001年、第一世代の9基の発電炉を25年以内の早期解体の推進をする廃炉プロジェクト戦略を発表し、部分解体等を進めた²⁾。ANSは、この戦略に基づく原子炉本体の解体撤去方法及び廃棄物管理について、専門家の諮問委員会の審査後、2013年に承認した^{3),4)}。この戦略は、現在、ショー A、スーパーフェニックス等に関して大幅に変更されていない。

しかし、EDFは、6基のGCR全体の廃炉プロジェクト戦略について、原子炉本体内に水を張り炉心等を水中で解体撤去する方式（以下、「水中」解体方式という）を、この水張りが困難である等の理由から、これに代わる「気中」解体方式とし、解体時期を数十年間にわたり延期する「GCR新戦略」案を、2015年、ASNに通知した。この新戦略は、次のように検討されている。

- ・最初の「気中」解体方式をシノンA2号機に採用し、その解体開始時期を2030年とする。それに備え、今後、10年間で作業に必要な遠隔解体操作装置の開発、試験をする。
- ・他の5基のGCRは、シノンA2号機解体の後になり、2060年以降に解体する。今後の15年間で監視システムの整備を含めて原子炉本体の長期の安全貯蔵を確保するための補充作業を行う。
- ・今後15年以内に原子炉本体外の周辺のすべての設備を撤去する。

ANSは、GCRの新戦略について、2016年3月に続き、2019年2月、公聴会を開き、重ねてGCR新戦略の説明書、最終の廃止措置申請書の提出等をEDFが要求した。EDFは、この公聴会で最初に解体するGCRの選択と廃炉に必要な時間を正当化する追加データの提供を約束した。ANSは、追加データについて更に検討を重ね、ANS決議案を作成し、これに対する一般公衆の意見聴取を予定している⁵⁾。

2.3 廃止措置規制プロセス

(a) 廃止措置計画；事業者は、BNI手続デクレの第37条に基づき、恒久停止予定日の2年以内に

原子力安全の主務大臣及びANSにその旨を通知し、設置許可申請時に提出した廃止措置計画を更新してASNに提出する。また、事業者は、恒久停止の少なくとも1年前に、恒久停止及び廃止措置許可申請を原子力安全の主務大臣に提出し、あわせて同申請を必要書類とともに、ASNに提出する。ANSは、指針6、14、23、24等に基づき、基本的な規制要件を満たしているかを審査する。

(b) 廃止措置計画の認可；BNI手続デクレの第38条及び第13条の規定に基づき、原子力安全の主務大臣は申請書と関係書類一式を地元の県知事に送付し、県知事は関係自治体における公衆意見調査及び協議を実施し、県知事自身の見解を添えて、原子力安全の主務大臣にその結果を送付する。原子力安全の主務大臣は恒久停止及び廃止措置の許可デクレを策定し、発給・公示する。

(c) 廃止措置規制に関する評価

最終停止/廃止措置申請を行う際には、BNI手続デクレの37条Ⅱに基づいて、環境影響評価書、安全評価書（危険性評価書）、リスク管理に関する検討書、作業安全に関する書類を提出する。また、指針No.6により、解体が容易に行える方法と手順の記載を要求している。

(d) 廃止措置中の検査等

廃止措置移行中及び廃止措置中の検査は、TNS法40条Ⅱに定められている。また、廃止措置の進捗状況についての安全性レビューは、BNI手続デクレの第38条Ⅱにより、10年ごと実施される。

(e) BNIの指定解除

事業者は、TNS法29条ⅧによりBNIの指定解除をANSに申請することができる。事業者が提出した関係書類は県知事に送付され、関係自治体やCLIからの意見が聴取される。ASNは許認可の終了計画を原子力安全の主務大臣に提出し、許認可の終了の決定は同大臣の認証を受けて公開される。

ANSは、指針No.6、No.24等に基づき審査する。BNIの指定解除は、解体が完了し、達成した最終状態又は計画された状態からの結果がとしての相違を正当化した場合である。解体後、施設内が一般廃棄物ゾーンのみの場合、BNIリストから削除できる。BNIの境界線内に放射性物質を有するゾーンが存在する場合、管理区域を最小化して部分

指定解除することができる。

2.4 廃止措置段階の区分

廃止措置は、指針No.6に基づき準備段階、廃止措置段階及び最終的段階に区分している。

- i) 準備段階：工事の準備、作業員の訓練、廃止措置に必要な機器の設置、当該するBNIの特性調査、電気、排水、換気等の改修、放射性物質等の危険物の除去、燃料の一部又は全部の除去等である。
- ii) 廃止措置段階：廃止措置期間中、BNIの状態や呈するリスクは急激に変化するが、リスク対応の適切であることを常に担保しておくこと、特に、電力網や火災探知機等の機器の保守又は更新をすることを求めている。
- iii) 最終段階：廃止措置計画に廃止措置後の物理的な状態、放射線の状況、その他の汚染源の存在等を含め、詳細に示すことを求め、事業者には、特に、以下の点を明示している。
 - ・土木工事部分の除染する必要がある場合、完全なクリーンアップの方法
 - ・立地していた土地が汚染されている疑いがある場合、サイトの原状回復のための戦略

2.5 放射性廃棄物の分類と放射性廃棄物の最小化

(1) 放射性廃棄物の分類

2014年の通達 (Order Annex 1) により、放射性核種の放射能レベルと放射性半減期に活動レベルを考慮して、次のように定義されている。

- i) 高レベル廃棄物 (HLW)(処理後のガラス固化体、放射能レベル数十億 Bq/g、発熱性廃棄物)
- ii) 中レベルの長寿命廃棄物 (ILW-LL)(再処理時に発生するハル、エンドピース及び処理プラントの保守と運用から発生した廃棄物) 放射能 100万～10億 Bq/g、熱の放出は無視できる)
- iii) 低レベル長寿命廃棄物 (LL-LL)(グラフィート廃棄物；炭素14や塩素36のような長寿命のβ放射性核種を含み放射能レベル 1万～10万 Bq/g)
- iv) 低レベル及び中レベルの短命廃棄物 (LIL-SL)(原子炉施設、核燃料サイクル施設及び研究施設の運営、保守及び解体)

- v) 超低レベル廃棄物 (VLL) (原子力発電所、燃料サイクル施設、研究施設等の解体、原子力施設の運営と維持管理から発生、非常に短命の廃棄物主に医療廃棄物、放射能レベル100 Bq/g)

(2) 放射性廃棄物の最小化

BNI手続デクレにより、施設内で発生する放射性廃棄物、化学的・生物学的有害物の量を最小化及び廃棄物を再利用又は再処理することで廃棄物管理の最適化の方策を定めている。EDFは、フィルターなどのプロセス廃棄物、金属廃棄物、可燃性廃棄物を受け入れるCENTORACO処理センターを有し、焼却、溶融、高圧縮処理などにより減容化、再利用化を図っている。また、ANSは、指針23により、事業者にはBNIの廃棄物区域と非廃棄物区域を仕分けるためのゾーニングマップの作成、廃棄物発生量の低減、汚染区域への資材・機器の持ち込み量の低減等の対応を要求している。このゾーニングとは、個々の廃棄物の汚染測定に対して数値基準を設けて「放射性」、「非放射性」の区分を行うのではなく、施設のレイアウトや使用実績等から「一般廃棄物」と「放射性廃棄物」を分別する手法である。

2.6 バックエンド資金管理制度

廃止措置も含めたバックエンド資金管理制度は、廃棄物法の第20条及びBNI手続デクレによって規定されている。事業者は、BNI施設の解体費用等の評価を実施し、評価された費用のための引当金を準備するとともに、これらの引当金を保証するために必要な資産を用意することとされ、3年に一度、費用の評価等を含む報告書を規制当局に提出することが義務付けられている。

2.7 放射性廃棄物対策¹⁾

放射性廃棄物への対処は、国の方針・計画として「放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画 (PNGMDR)」が3年毎に策定・改訂されている。処分に関する研究開発、処分施設の建設、操業を行う実施主体は、放射性廃棄物管理機関 (ANDRA) が担っている。2.5 (1) の放射性廃棄物の分類に従って、処分方策・処分形態が検

討されており (Table 1)、短寿命の中低レベル、超低レベルについては既に複数の処分施設が操業されている (Table 2)。

Table 1 Present status of disposal methods for each radioactive waste classification based on disposal policy

区分	処分方策	短寿命	長寿命
高レベル	地層処分		ビュール地下研究所の近傍への設置許可を申請する予定
中レベル	浅池中処分	ラ・マンシュ	
低レベル		オーブ	スレーネセンターで調査中
超低レベル	浅池中処分	モルヴィリエ	

Table 2 Summary of existing disposal facilities

区分	処分形態	操業	処分容量 (既処分：2017末)	備考
ラ・マンシュ	コンクリートピット	1969～1994	約52.7万 ³	2003年から300年間監視段階
オーブ	コンクリートピット	1992～	約100万 ³ (32.6万 ³)	年平均処分量 1～1.5万 ³
モルヴィリエ	トレンチ	2003～	約65万 ³ (35.2万 ³)	年平均処分量 ～2万 ³

オーブ処分施設では、整地された地表面面 (砂層) にコンクリート製のセルを地下水面より上に設置、廃棄体 (モルタル充填のドラム缶、コンクリートコンテナ、角型金属容器) を受入れ定置後、セル内の空隙はモルタルや砂等を充填、覆土する (Fig. 1)。モルヴィリエは、素掘り粘土層上に遮水層を設置したトレンチ (65セル) 施設で、受入れ廃棄物の処理調整施設を併設している (Fig. 2)。



Fig. 1 Bird's eye view of Centre de l'Aube



Fig. 2 Bird's eye view of Centre de Morvilliers

使用済燃料の再処理から発生する高レベル及び長寿命中レベルについては、可逆性のある地層処分が計画されており、ANDRA はビュール地下研究所の近傍への地層処分施設の設置許可を申請する予定である。現時点では、ラ・アーク再処理施設で保管されている。

長寿命低レベルの廃棄物は、これまでの研究調査により処分方策として中深度処分に加えて、浅池中処分で形態はコンクリートピットあるいは地下空洞処分が検討できるとされた⁶⁾。ANDRAはオーブ県スレーネに地質調査区域を設定して、調査研究を継続している。原子力発電所の運転に伴って、主に短寿命低中レベル及び超低レベルが発生する。廃止措置においては、これらに一部長寿命低中レベルが加わる (ジルカロ製圧力管や黒鉛減速材など)。

短寿命レベルの廃棄物は、適切な処理を行い、均質固化体廃棄物や雑固体廃棄物として廃棄体化され処分される。廃棄物の種類を確定する特定の基準はないが、処分に当たっての短寿命低中レベルの受け入れ基準は、以下のようである⁷⁾。

- ・全廃棄体の α 核種の平均濃度：0.37 GBq/t以下
- ・個々の廃棄体の α 核種の濃度：3.7 GBq/t以下

3. 廃炉プロジェクト

3.1 概況

フランスの原子力発電炉の10基の廃炉プロジェクトの概況をTable 3に示す。EDFは、廃炉プロジェクトを成功裏に完了させるため、各炉に特化したプロジェクトチームを2016年に設立した。各廃炉プロジェクトの概況は、第6回のIAEAへの「放射性廃棄物等の安全管理に関する国別報告書」を参考に記す¹⁾。

Table 3 Summary of EDF decommissioning projects ¹⁾

名称 (グロス電気出力)	炉型	運転開始	恒久運転 停止	概況
ブレニリス (EL-4) (77 MWe)	HWGCR	1967年	1985年	・1996：部分解体と廃棄物貯蔵施設EL-4Dの設置許可 ・2011：最終解体認可 ・2015年9月：SG撤去中に火災 ・2017：SG撤去完了 ・2018：原子炉本体の解体撤去を開始
シノンA1 (84 MWe)	GCR	1963年	1973年	・1982：格納容器と廃棄物貯蔵施設A1Dの設置認可、部分撤去後、 現在、安全貯蔵中（展示）
シノンA2 (230 MWe)	GCR	1965年	1985年	・1991：部分撤去と廃棄物貯蔵施設A2Dの設置認可 ・2003：一次冷却系配管等の撤去を完了 ・2015-2019：原子炉本体の炉心等を「水中」解体方式から「気 中」解体方式に変更、GCRの最初の炉として2030年に実施開 始を検討中
シノンA3 (375 MWe)	GCR	1966年	1990年	・2010：最終解体認可 ・SG撤去作業中、SGにアスベスト発見一時作業中止
サンローラン A1 (405 MWe)	GCR	1969年	1990年	・2010：最終解体認可 ・2016年：廃棄物撤去作業中、作業者の内部被ばくのトラブ ル発生
サンローラン A2 (465 MWe)	GCR	1971年	1992年	・2010：最終解体認可
ビュージェイ1 (545 MWe)	GCR	1972年	1994年	・2008：最終解体認可 ・2012：一次冷却系配管等の撤去を完了
ショー A (320 MWe)	PWR	1967年	1991年	・1999：部分撤去認可 ・2007：最終解体認可 ・2011-2014：SG撤去、除染後、VLLW処分場へ輸送 ・2016-2018：RIs、RPV解体撤去
スーパーフェニックス (1, 240)	FBR	1986年	1997年	・2009年：最終解体認可
フェニックス (130 MWe)	FBR	1974年	2010年	・2016年：廃止措置認可

3.2 ブレニリス原子力発電所 (EL-4)

(1) 概要

この発電炉は、CEAとEDFとの共同により開発された微濃縮ウラン燃料を使用した重水減速ガス冷却炉 (HWGCR) の原型炉で、フィニステール県ブレストの東45 kmに立地し、近隣のMonts d'Arrée山地からモンダレー EL-4とも呼ばれる (Fig. 3)。運転期間は1967年から1985年、総発電量約60億kWhであった。運転期間中1975年と79年にテロ襲撃を受けた。1971年のPWRを主力とするフランスの原子力政策により、後継炉は建設されず廃止措置のモデルケースとなった。EDFは、第1及び第2段階の熱交換器等の解体撤去を2017年までに完了し、第3段階の原子炉本体等の解体撤去プロジェクトを2018年に開始した^{8), 9), 10)}。

なお、廃棄物発生量は、放射性廃棄物約10,000 t、放射性でない産業廃棄物約57,000 t、総計約67,000 tと推定している。それらの内訳をTable 4に示す¹⁰⁾。

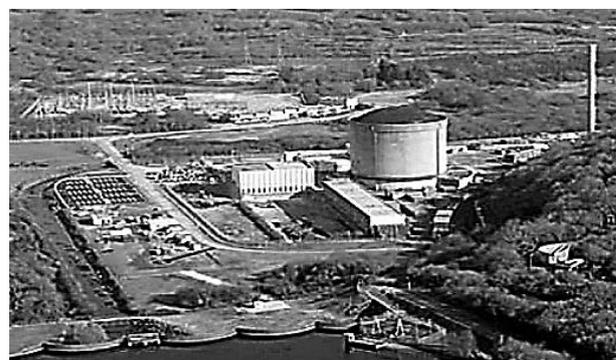


Fig. 3 Brennilis nuclear power station

Table 4 Classification of dismantled waste and disposal routes

種類	分類	発生量(t)	処理・処分など
放射性廃棄物	長寿中レベル	7,900	ICEDA中間貯蔵施設
	短寿命低中レベル	2,050	スレーネセンター
	種低レベル	50	モルヴィリエ
産業廃棄物	コンクリートがら	42,000	再利用
	金属スクラップ	4,500	再利用
	その他	7,000	
	有害物	3,500	アスベストなど

(2) 廃止措置の経過⁹⁾

第1段階では、準備段階として原子炉からの燃料取出し、使用済燃料プールでの保管とサイト外への搬出、各系統のドレンと乾燥、重水からのトリチウム除去など、恒久的な運転停操作を1992年までに実施した。燃料や廃液類はCEAの貯蔵センターに移送された。これにより残存放射能の99%が取り除かれた。

第2段階は、デクレ1996-978号により、1997年、部分的解体に着手、原子炉建屋内の小規模設備機器の解体撤去、その他の建屋における設備機器の解体撤去、使用済燃料建屋(BCI)、固体廃棄物貯蔵庫、排水処理施設(ETS)の改修を経て、BCIと管理棟、付属棟の順に2007年までの解体が計画された。しかし、化学処理施設への地下水浸水、施設内の火災トラブルなどの影響で、2007年に完全解体の認可が取り消された。原子炉格納容器内での作業は、一旦、中断されたが、2011年7月、再開が認可され、廃水排出路の改善、原子炉格納容器内の熱交換器の解体撤去、ETSの解体撤去及び敷地の部分的修復作業が進められた。

第3段階は、EDFの広報によると廃止措置の完了までの計画で17年間の作業期間が予測され、最終の解体費用の増加が課題である(2005年の見積額は4億8,200万€、これは1985年見積りの20倍)。

(3) 熱交換器の解体

熱交換器は、高さ19.5 m、直径1 m、重量37 tであり、原位置から取り外し、原子炉建屋内の切断室で解体された。解体作業は、2015年9月、グラインダーの切粉により火災が発生(INESレ

ベル1)し、その対応のため約2年遅れで完了した。切断は、安全性を考慮して金属フレーム、アルミニウム床などで区切り、また、工具には熱交換器の構成材料からオービタルソー、プラズマトーチ、グラインダーなどを選択した。解体廃棄物量は、極低レベル(90%)と中低レベル(10%)に分類されオーブの各廃棄物処分場に輸送された^{1),9)}。

(4) ETSの解体と環境の修復

ETSの解体は、施設全体を覆うモジュール式格納構築物構造(金属製フレームと水密壁)を設置して実施し、2013年10月に終了した。これらの作業に先行して、地下排水管回りの土壌や地下水の汚染調査に基づき、排水路周辺の環境修復作業が実施された(Fig. 4)。除去した土壌は、1,500 tでVLLW廃棄物としてモルヴィリエ処分場に輸送された⁹⁾。



Fig. 4 Discharge channel under excavation work (upper), and after the remediation work (lower)

(5) 原子炉本体の解体撤去計画¹¹⁾

原子炉本体の構造は、直径9.7 m、長さ5.9 mの横置き円筒型重水タンクに、燃料を収めるジルカロイ製圧力管(216本)が水平方向に貫き、制御棒が炉心上部から垂直に挿入される。炉心周辺には、運転中の燃料装荷・取出しのために圧力管両

端に延長配管が接続されて重水や炭酸ガスの供給配管などが敷設、また、生体遮蔽や冷却水タンクも設置された非常に複雑・狭隘な構造である。特に、炉心領域の配管群の大きな表面積からの放射線線量率が高く、アクセス性が極めて悪い。このため解体撤去には、遠隔解体技術の採用が必須で、また、本数が多いため繰り返しの操作が必要あり、高い信頼性・再現性・耐久性を得るため、テストスタンドにより実際の条件を模擬して問題点を抽出し、開発を行っている。

原子炉本体の炉心領域の解体の概念図は、Fig. 5(a) に示すように内部にアクセスできるプラットフォームを設置し、気中で実施する。また、炉心の解体には、放射線遮蔽や気密性を備え、作業者のアクセス領域、炉心への貫通ルートなどを設置し、レール上を移動する遠隔解体装置によって炉心の両側から行う (Fig. 5(b))。解体物は、原子炉と反対側のコンテナ梱包エリアに移動させ容器に封入する。解体撤去は、大きく2段階に分け、第1段階で炭酸ガス配管と軸方向遮蔽体、第2段階で圧力管と横方向遮蔽体を行う。配管類切断には、内側からインナーパイプカッターを用い、圧力管の材質のジルカロイは発火性のため切削エリアに安全装置として温度センサーが設置される。

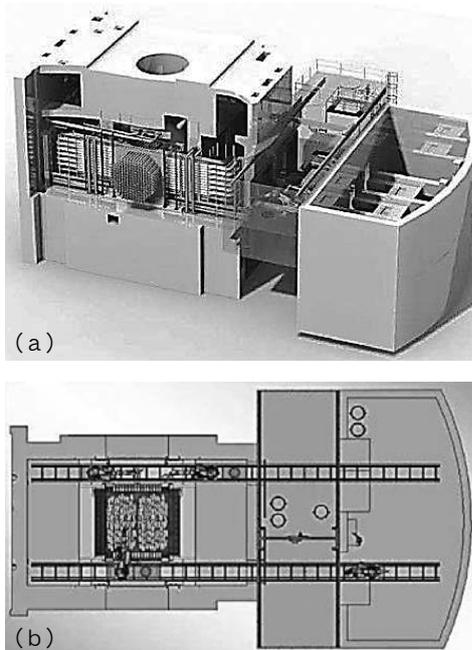


Fig. 5 Structure of core and dismantling scenario using remote technology

3.3 ビュージェイ原子力発電所 (ビュージェイ1)

この発電所には、廃止措置中のGCR型のビュージェイ1号機と稼働中のPWR型の90万kW級の軽水炉4基 (2号機～5号機) が建設されている。

ビュージェイ1 (55.5万kW) は、1972年に運転が開始され、1994年に経済性を理由に閉鎖され、2003年までに一次冷却系等の撤去まで達成している。ビュージェイ1の原子炉本体は、Fig. 6に示すようにプレストレスコンクリート容器 (高さ約56 m×直径30 m) の下部に熱交換器を内蔵する「統合型」である^{12), 13)}。

GCRの全体の最終解体計画は、EDFの2014年計画によると、最初にビュージェイ1の原子炉本体の解体に「水中」解体方式を採用し、2018年から開始し、2020年までに完了する予定であった。その経験を活かして、サンローランA1号機を2021年、さらに、シノンA2号機を2025年の順に解体を開始する予定であった^{3), 4)}。この「水中」解体方式の採用理由には、①黒鉛による火災を防ぐ、②水の遮蔽を利用し遠隔操作ではなく手動作業の多用、③炉が大きく複雑なので解体中の予期しない問題に柔軟に対応できること、を挙げている。

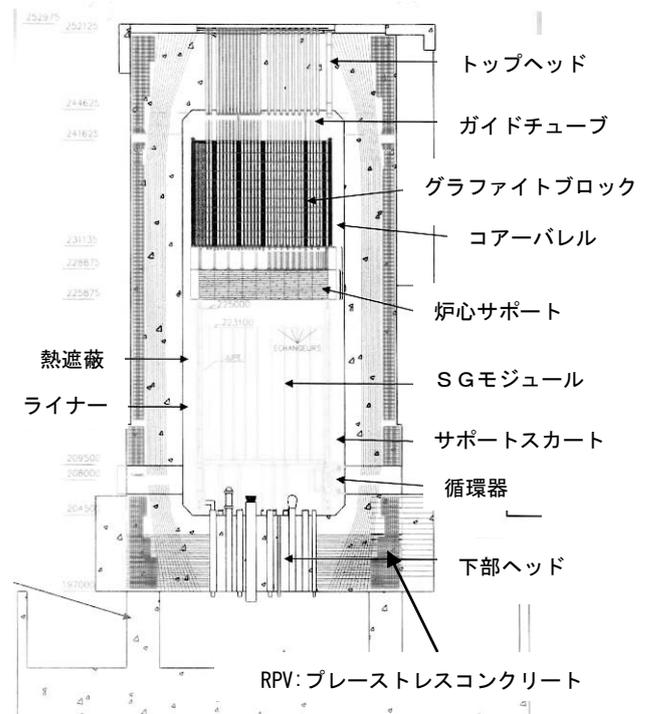


Fig. 6 Bugey 1 reactor

る。最初に原子炉本体のケーソンは、ガス循環口や放射能分布測定用の穴等の原子炉の貫通口を閉止して耐水性を確保する。次に、トップヘッド解放、上部内部構造物（ガイド管、グラファイト約5,000本等）コンクリートサイド壁、炉心サポート、外側コンクリートサイド壁、下部構造物の順に解体撤去する方法であった¹³⁾。

しかし、2.2で述べたように「水中」解体方式が困難であるとの判断から、2015年のGCR新戦略により「気中」解体方式に変更し、ビュージェイ1を長期の放射能減衰を待つため解体完了時期を延期することを検討している¹⁾。

3.4 シノン原子力発電所（シノンA1、A2、A3）

この発電所には、廃止措置中のGCRの3基及び稼働中のPWR型の90万kW級の軽水炉4基（B1、B2、B3、B4）が建設されている。

廃止措置中のGCRは、シノンA1（8.4万kW）、A2（23万kW）及びA3（37.5万kW）であり、それぞれ1973年、1985年、1990年に閉鎖された。既に、各炉とも部分的に解体され、サイト内の廃棄物の貯蔵施設に改修されている。シノンA1、A2及びA3の廃炉プロジェクトの概況を以下に記す。

シノンA1は、原子炉本体外側に熱交換器が片側にある「非統合型」で、2010年までに安全貯蔵の状態になり、現在、展示されている¹⁾。

シノンA2は、2003年までに一次冷却系配管等の撤去を達成し、その後、化学的に汚染された土壌の浄化が行われた。地下水の監視とガス状排出物の追加的な特徴付けを強化するための対策が進行中である。これに関連して、ANSは、進行中又は開始された作業の短期的な遂行を、特に、外部の請負業者の管理体制の監視を厳しく要求にしている。Fig. 7に示すように原子炉本体の外側に熱交換器がある片側「非統合型」¹²⁾であり、構造が「統合型」と比較して単純で最初の「気中」解体方式の採用に適しているとして検討されている¹⁾。

シノンA3は、プレーストレスコンクリート容器を用いた原子炉本体の外側に熱交換器が両側にある「非統合型」¹²⁾である。熱交換器の廃止作業（施設廃止の第一歩）は、数年前に始まった。し

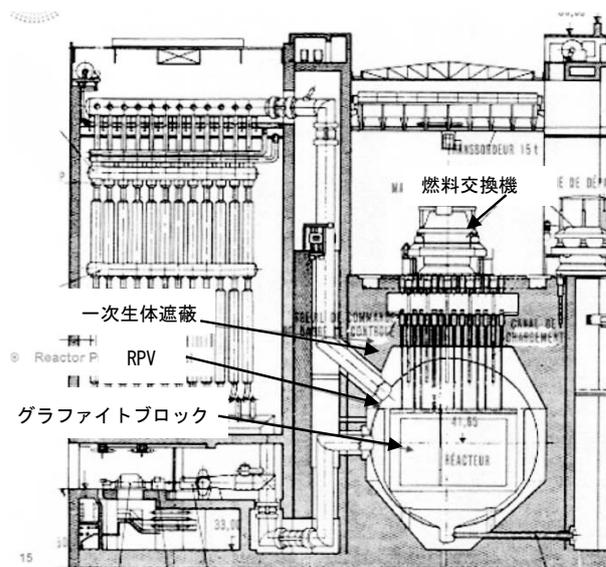


Fig. 7 Chinon A2 reactor

かし、この作業は、熱交換器のある部分でアスベストが発見され、一時的に中止された¹⁾。

3.5 サンローラン発電所（サンローランA1、A2）

この発電所には、廃止措置中のGCRの2基（A1、A2）及び稼働中のPWR型の90万kW級の軽水炉2基（B1、B2）が建設されている。

A1（40.5万kW）及びA2（46.5万kW）は、ビュージェイ1と同じ「統合型」であり、それぞれ1969年～1990年、1971年～1992年の間に運転された。A1は、1969年19月にウラン燃料50 kgが溶けた事故機で国際原子炉事故尺度レベル4に分類された。また、A2でも1980年3月ウラン20 kgの炉心溶融を起こした事故が発生、運転再開までに約3年半を要した。

A1及びA2は、1994年に最終操業停止が宣言され、2010年5月に最終解体が許可された。しかし、2015年のGCR新戦略により、廃止措置の終了が2100年に延期されるかもしれない。廃止措置対応としては、原子炉本体の解体を保留している間、他の作業として原子炉本体以外の解体の準備が行われている。2016年には、液体及び固形廃棄物を除去するための作業が行われた。しかし、関係する職員の何人かの内部汚染が発見されたため、すべての作業プログラム（原子炉容器内撤去作業、スラッジ特性評価、A2のSFプールからの汚染源

の除去)は中断された¹⁾。

3.6 ショー原子力発電所(ショー A)

(1) 概要

この発電所には、フランスとベルギーの国境にあるアルデンヌ県ショーに位置し、廃止措置中のPWR型のショー A (32万kWe)、稼働中のPWR型で150万kWe級の軽水炉2基(B1、B2)設置されている。ANSは、ショー Aの廃炉プロジェクトを十分に行われており、現在、運転中のフランスのPWR型の発電炉の将来の廃止措置の前身と考えている。

ショー Aは、フランスで建設された最初のPWR型の軽水炉で1967に運転開始し、経済性を理由に1991年に閉鎖した。廃止措置の完全解体の認可は、2007年9月である³⁾。

一次冷却系の解体作業は、安全性分析報告書と一般的な運用規則の更新が伴った。ANSは、2010年12月で技術的処方箋が守られたことを条件に本格解体作業の開始を承認した。2011年か

ら2013年の間に一次系配管、SG及び加圧器の解体撤去が行われた。RIs及びRPVの解体撤去工事は、2014年3月に許可され、2016年、RPV蓋の開放から始まり、2018年末で完了した。廃炉プロジェクトは、2022年完了を目標に進められている。

(2) SGの撤去、除染、及び処分

4基のSG(最大直径:3.3 m×14 m、U字型管:1662本、重量:120 t)は、汚染している主要核種が⁶⁰Co、⁶³Ni、²⁴¹Amであり、撤去工事の様子をFig. 8に示す¹⁴⁾。

SGは、Fig. 9に示すようにアレバ社の遠隔操作除染装置(AMDA)のCORD法を用い、またU字管内をセリウムにより除染された。除染結果は、除染後2 GBq、除染係数100以上であり、平均放射能が30 Bq/g以下であった。放射能測定は、SGの外部からNaIシンチレータで行い、また、U字管内部をCZT(カドミウム、亜鉛、テルル化合物)セミコンダクタプローブで測定して解析評価し



Fig. 8 Chooz A-SG down-ending prior to decontamination



Fig. 9 Connection of a SG to the AMDA deployed by AREVA NP to apply the CORD process

た。除染後の4基のSGは、100 Bq/g未満のVLLWを受け入れるANDRAのモリビリエのCires極低レベル処分場の埋設基準以下であり、浅地処分場へ一体化して2012年から2014年の間に輸送された。SGは、IAEAのSCO-Iの輸送基準の接触線量2 mSv/hに対し、最大61 μ Sv/hであった。SGの輸送及びCires極低レベル処分場に定置した状況をそれぞれFig. 10及びFig. 11に示す^{15), 16), 17)}。



Fig. 10 Chooz-A SGs transport to ANDRA VLLW Repository



Fig. 11 Chooz-A SGs at ANDRA VLLW Repository

(3) RI s 及びRPVの解体

解体撤去は、作業従事者の被ばく防止のため、RI s及びRPVの解体時の原子炉キャビティのプール水の放射能濃度の最大許容値を設定し、プール上の気中への放射性物質の移行の低減を考慮して、2018年末までに実施された。

RI sの下部は、高さ約9 m、直径約3 m、ステンレス鋼 (AISI 304) で約27 tである。RI sの解体撤去には、スペイン発電炉のPWR型のゾリイ

タ (Zorita) で実績があるバンドソー、デスクカッター等の機械的切断が選択された¹⁸⁾。RI sは、Fig. 12に示すようにRPV内から撤去し、水中で細断する¹⁴⁾。バンドソーによる上部コアプレートの細断の概念をFig. 13に示す¹⁸⁾。

RPVは、重量177 t、ステンレス鋼でライニングされた炭素鋼である。RPVの解体撤去は、Fig. 13に示すように、配管ノズルを切断後に炉建屋クレーンで吊上げ、切断場所に移して行われた。RPVの細断は、炉ウエルの上部にプレートを設けて水中を確保し、熱遮蔽をデスクカッターで細断後にRI sと同様にバンドソー等が用いられた^{14), 18)}。

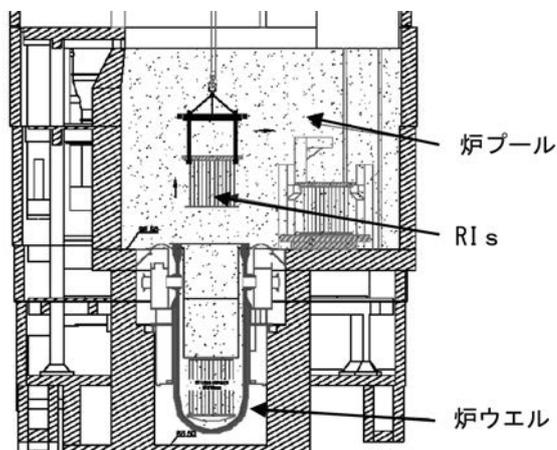


Fig. 12 Images for Dismantling of Reactor Internals (RI s) of Chooz-A

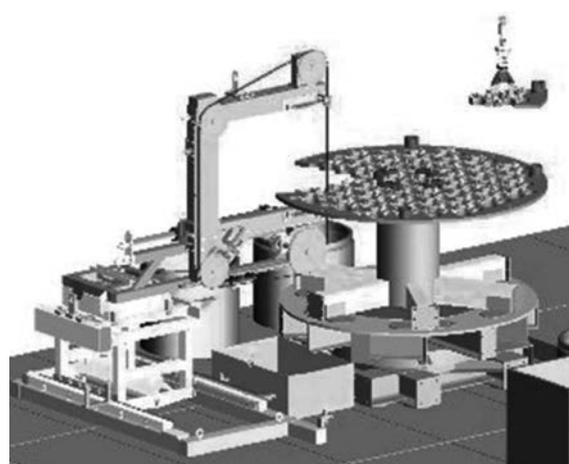


Fig. 13 Images for Band sawing of the upper plate of Chooz-A

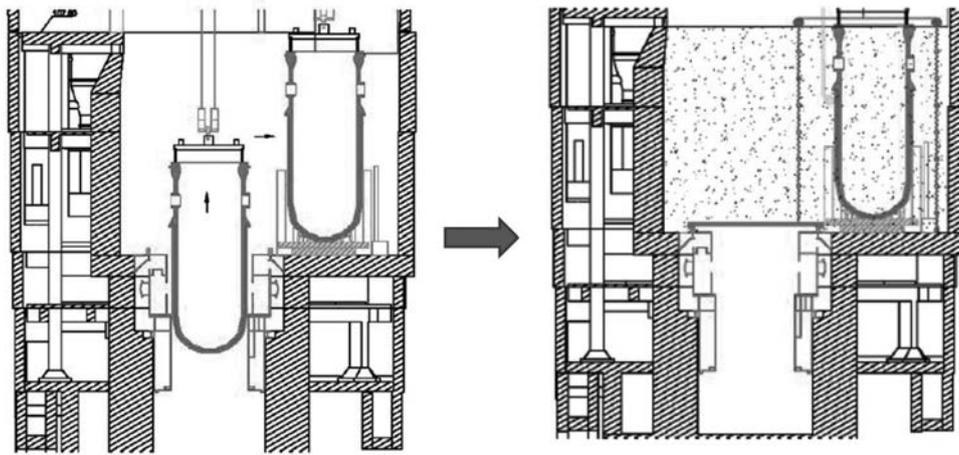


Fig. 14 Images for Dismantling of the reactor vessel (RPV) of Chooz-A

(4) 放射性廃棄物の処理・管理

ショー A の放射性廃棄物は、2015年報によると、性状（金属、コンクリート片、スラッジ等）と放射性物質の濃度等に応じて区分し、ドラム缶、コンクリート容器、キャスク等に収納している。金属廃棄物、可燃性廃棄物等は、EDFのCENTRACO処理センターに輸送し、溶融又は焼却処理して減容化している。解体で発生した廃棄物は、658個（423 t）であり、2015年時点で施設の2か所の地下貯蔵エリアに貯蔵している。廃止処置で生じた解体廃棄物は、少し汚染されている可能性があり、セル内で梱包している。2017年、この廃棄物の処理方法を決めるため、廃棄物の性状等の詳細調査を行う予定である。

なお、廃棄物は、BNI手続デクレに基づき、ASNの許可なしに施設内に2年を超えて貯蔵しないとしており、放射性廃棄物は、順次、ANDRAの廃棄物処分施設に搬出している¹⁹⁾。

(5) 放射線業務従事者の被ばく線量評価と管理

解体計画に基づき、放射線業務従事者の総被ばく線量を事前に評価している。ショー A の原子力安全・放射線防護関する2014年報によると、ALARAの方針の下に放射線被ばく管理を行っており、放射線業務従事者のトータル年間被ばく線量は、2004年の0.89人・Svから2014年は0.72人・Svに、業務従事者の年間平均被ばく線量は2004年の1.7 mSvから2014年は0.93 mSvに低減したとしている²⁰⁾。

3.7 スーパーフェニックス原子力発電所（SPX）

(1) 建設・運転及び運転停止の経緯

SPXは大都市リヨンの東のスイスとの国境に近いローヌ川左岸に建設された高速炉実証炉である。高速炉原型炉フェニックスの運転開始に引き続き、1974年にEDF、イタリアのENEL、ドイツのRWEの3者が合弁会社NERSAを設立し、フランス国内で建設することを決めた。フランス、イタリア及びドイツの出資比率を51%、33%及び16%とした4ループのタンク型炉スーパーフェニックス（120万kWe）を「欧州原子炉」と銘打った。1976年から1983年に建設が行われ、ナトリウム（以下、「Na」という）装荷、燃料装荷を経て1986年12月にフルパワーを到達した。約10年にわたる原型炉フェニックスの燃料性能とプラント運転実証成果に基づき、その開発技術のすべてがSPXの設計に総括された。しかし、フェニックス（Phenix）にはない設備においてトラブルが発生した。

1987年5月に炉外燃料貯蔵庫のNaドラムに漏えい事故が起こった。修理は実施したが再使用は不可能であった。さらに、1990年には、圧縮機のトラブルにより一次系Naへの空気浸入事故が発生し、1994年まで運転が停止された。また、1995年には中間熱交換器の入口配管にカバーガスのアルゴン漏えいが検出された。これらはフェニックスの運転では殆ど発生していない事象である。さらに、タービン建屋屋根が降雪での崩壊や発電機のトラブルにより稼働率が大きく低下する

などの問題が生じた。ほとんどの事象には、メディア操作的な環境反対派が、時に暴力的形態で反対したため、政治的な批判が拡大したものである。約10年の運転期間のうち53か月（4年半）は行政的判断で運転が停止した。実際、最終運転年の電気出力は容量の57%の連続運転を行った。最終的に、1998年に政治的、経済的理由から原子炉は恒久停止した^{21), 22)}。

(2) 廃止措置戦略及び計画と実績

SPX廃止措置成功の鍵が冷却材Na処理技術と作業管理にあるとしたEDFは、廃止措置とNa取扱い技術実績を有するAREVA社（現、ORANO社）と連携することとした。2005年までにAREVAは廃止措置戦略と工学的成立性の検討を行い、当初の廃止措置計画を下記のように策定した^{22), 23), 24)}。

第1段階（初期操業、1999年～2006年）：燃料撤去、タービン建屋撤去

第2段階（Na処理によるNaリスクの除去、～2016年）：
 i. Na水反応プラントの設計・建設、
 ii. 一次系、二次系付属建屋のNa付着機器の処理、
 iii. 原子炉容器、二次系ループのNaの機械的/化学的処理

第3段階（放射線リスクの除去、～2026年）：
 原子炉容器及び炉内構造物の解体及び原子炉建屋の規制解除

第4段階（最終状態の到達、～2028年）：建屋の取壊し及びサイトの修復

さらに、2006年から2012年までに詳細な計画が検討された。炉容器のNaドレイン計画作成は一例である。Naの安定化処理を行うNOAH施設の建設、炉内構造物の切削、二次系ループ4基のNa除去、ガス配管ロックの解体、18基の大型構造物のNa除去、炉容器の主・補助系統Naのドレイン、一次系循環ポンプ、炉容器ペネトレーション、機器内部等の残留Na除去のためのレーザー切断が実施された。EDFとAREVAの協同事業により2010年の炉容器のNaドレイン開始から2015年までの工程と費用を守る事ができた。2017年3月までにNaリスクの除去作業が行われた。Fig. 15にSPXの燃料取扱い経路の概略を示す²⁵⁾。

SPXのNaの放射能レベルは燃料破損を経験していなことから低い。2017年に炉内構造物の解

体に先立ち容器内部のNa除去及び注水を終え、廃棄物の切断と廃棄体製作の準備を継続している。2017年5月に、EDFはANSに炉内構造物の解体と関連する第2段階の開始のデクレ申請を行い、審査が行われている²⁶⁾。この間に行われた主な活動は、①径方向中性子遮へい体の取出し、Na洗浄及び燃料プールでの保管、ANDRAへの廃棄物搬送、②炉内可動機器設備の取出し、処理及び切断、③NaOH溶液のセメント固化、④Na系統（二次、付属系統）の洗浄と解体、⑤炉内洗浄と注水作業実施、⑥炉内構造物及び炉容器の解体、等であった²⁴⁾。Fig. 16に炉内構造物解体方法²³⁾、Fig. 17にNaOHセメント固化ブロックを示す²⁴⁾。

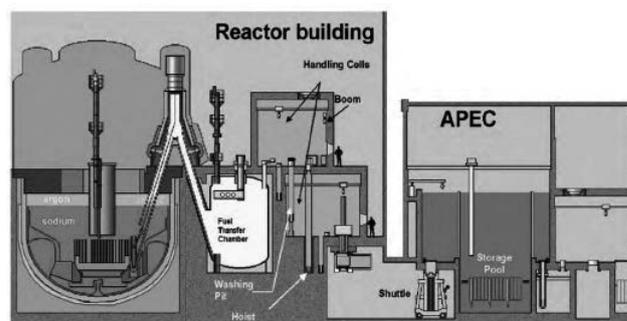


Fig. 15 Fuel assemblies unloading route from reactor vessel to pool²⁵⁾
 (Reactor vessel, Fuel handling machine, EVST, Fuel washing and Inspection cells, and Pool)

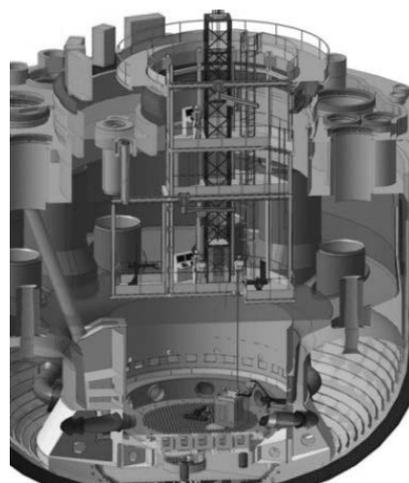


Fig. 16 Reactor vessel internals dismantling²³⁾
 (2017-2024)



Fig. 17 Waste of concrete with NaOH²⁴⁾

(3) 放射性廃棄物の発生見通しと今後の予定

SPXの全期間を通じた放射性廃棄物の発生量(2015年時)は、以下の通りである。

- ・中レベル (ICEDA施設貯蔵対象) : 300 t
- ・低レベル (オーブ処分対象) : 2,000 t
- ・極低レベル (モリヴィリエ処分対象) : 8,300 t
- ・再利用価値を有するもの : 436,000 t

SPXの廃止措置、第3段階が開始され、2025年頃までに炉内構造物が解体撤去される予定である。建屋解体とサイト解放の時期は2028年頃とされている。既に、Naリスクは除去されており、通常の廃炉作業となっていること及び運転期間が短期で残留放射能レベルが低いことからすでに活動は峠を越えた判断できる。

3.8 フェニックス発電所

(1) 運転の背景

高速原型炉フェニックス (25万kWe) は、フランス南部の古都アビニョンの北マルクール原子力研究センターにありローヌ川が建屋の直ぐ横を南向きに流れている。この炉は、FBR第一世代の実験炉ラプソディーの運転中に第2世代の炉として開発され、1973年に操業開始、翌年に送電網に接続された。最初の20年間の主な目的はFBRのナトリウム技術の実証であった。さらにマイナーアクチナイドの消滅照射を行った後、原子炉の10年運転延長にむけたプラント更新を計画したが、運転の現実的選択として2009年に「恒久運転停止」となった²⁷⁾。

フェニックスに対して2016年6月にCEAに対し廃止措置認可のデクレが発効し、ANS決定でデクレ規定の補追が翌月に行われた。対象は、将来のNOAH施設の運転申請内容及びフェニックスとCEAの使用済ナトリウムの水酸化ナトリウムへの変換機能に関する事項であった¹⁾。

(2) 廃止措置戦略とシナリオ

(a) 廃止措置規制区分と活動内容

CEAは廃止措置戦略として「即時解体」方式を選択し、全装置を撤去後に建屋を除染及び浄化した最終状態にする。Fig. 18に適用される規制と施設の活動段階における主な活動を示す^{28), 29)}。

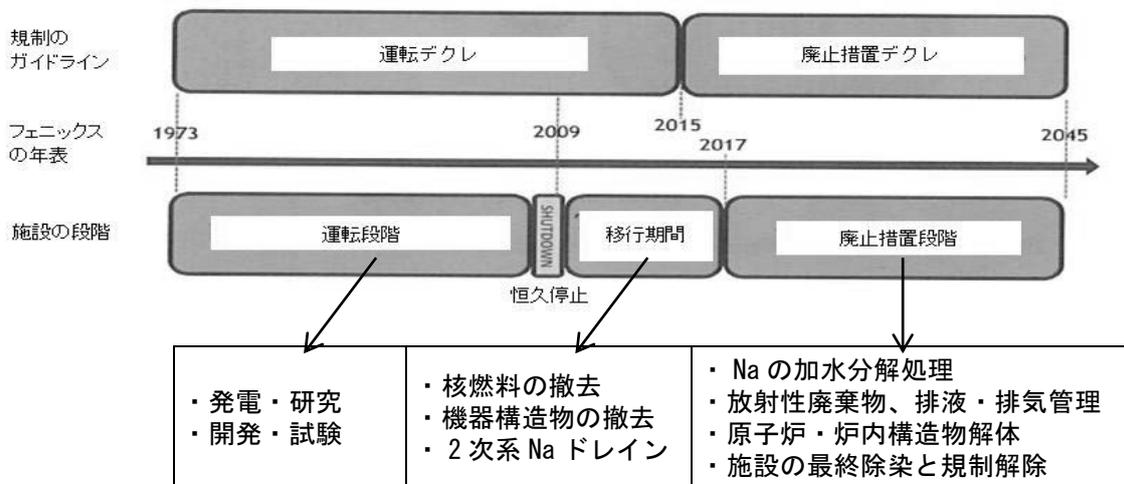


Fig. 18 Schedule of Phenix decommissioning, licensing steps and their main activities

(b) 移行期間中の実績

移行期間の最大の規制上の要件は移行期間に行う施設と活動の安全性の証明である。即ち、将来の解体活動の安全要件に適合することである。このため各種の機器・設備の取扱い機器、昇降装置、換気、格納系統等の性能機能等の安全確認を行う。廃止措置段階では、一次系Naポンプ及び中間熱交換器等の取出し可能な機器が原子炉から取出されている。Fig. 19に中間熱交換器のバックアウトの様子を示す。

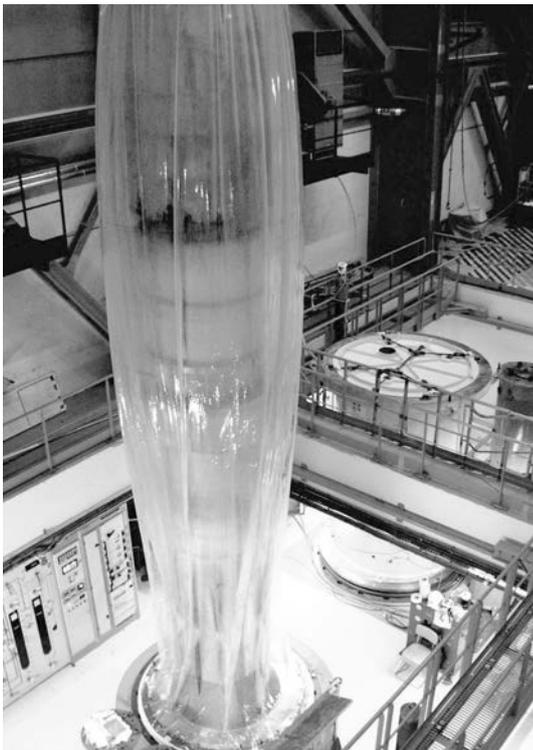


Fig. 19 Removal of intermediate heat exchanger with bag-out procedure

(c) 解体の手順³⁰⁾

i) 炉心構成要素及び大型機器

炉心燃料集合体及びブランケット燃料集合体は2029年までに取出しを完了するが、炉外搬出後に既存ホットセルで集合体を解体して燃料ピンを取出しラ・アグの施設で再処理する。径方向中性子遮へい体約1,200体は取出されて一部はDIADEM施設で減衰保管されるが、その他はANDRA処分場で処分される。取出し可能な機器の撤去・除染はプラント運転中の経験に基づき撤

去され、一括又は解体施設にて細断される。放射性部材の最終処分は中低レベルまたは極低レベル浅地中処分のためANDRAの処分場に運ばれる。

ii) 原子炉及び炉内構造物

炉容器の切断はプラズマ切断、機械的切断とともに、気中及び水中でのレーザー切断を検討している。取出し可能な一次系ポンプ、破損燃料検出プラグ、燃料取扱装置アーム等の大型機器設備を撤去した後にNaをドレインし、残留Naを炭酸ガスにより炭化処理後の内面を水洗浄・除染し繰り返し清浄化する。その後、原子炉上部にセルを設置し炉上部機構の設備を水中切断してCSFMA（オーブ低レベル放射性廃棄物処分場）等に搬出する。炉内構造物は遠隔で水中切断し同様に処分場に排出する。炉内構造物の解体撤去後は気中にて炉容器の解体を行う。炉容器の解体終了後はコンクリート遮へい体を解体してCSFMAまたはCires極低レベル廃棄物処分場で浅地中処分する。

iii) 使用済Na及び放射性廃棄物の管理

原子炉容器、炉外燃料貯蔵槽、Na貯留タンク内のNa処理には加水分解用のNOAH施設が建屋外に新設される。NaOHはさらにINES施設において塩酸と炭酸ガスで中和される。一方、Na汚染機器部材は新規のELA施設にて洗浄・切断され廃棄物処分される。NOAH施設は2018年に試運転し、2031年まで運転の予定である。廃止措置で発生する放射性廃棄物は、低レベル長寿命廃棄物200 t、同短寿命廃棄物2,300 t及び極低レベル廃棄物4,600 t（コンクリートを除く）と評価されている。

フェニックスは運転実績として多くの成果を残し、2017年頃から廃止措置活動が開始されている。先行しているSPXの廃止措置経験が適用されるものの、フェニックス炉内の放射能レベルはかなり高く慎重な対応が続くものと想像される。しかし、廃棄物の処理処分ルートを整備も順調に進んでいけば、2045年頃までの30年以内での規制解除が可能とされる。

4. まとめと提言

フランスの廃炉関連規制、廃炉戦略の選択、廃

棄物対策及び10基の廃炉プロジェクトの主要な概況と特徴について、以下に要約する。

- i) 廃止措置関連の規制について、2006年のTNS法、廃棄物法及びBNI手続きデクレに基づき、事業者と規制者並びに利害関係者に関わる各種のANS指針が2016年までに整備され、10年毎の安全レビュー実施など規制の適正化を図っている。
- ii) 廃止措置戦略について、ANSは、IAEAが推奨する即時解体の採用を原則としている。EDFは、「水中」解体方式に代わる「GCR新戦略」して新たに長期貯蔵を伴う「気中」解体方式を2015年に提案した。現在、ANSは審査している。
- iii) 各廃炉プロジェクトの要点を次に記す。
 - ・EL-4の原子炉本体の解体に放射能レベルが高く、複雑な構造であるため。これに対応した遠隔解体装置を開発した。EL-4での熱交換器の撤去中の火災発生事故により2年遅れなど貴重な経験が報告されている。
 - ・ショーAのSGは、CORD法等による除染により極低レベル廃棄物として処分した。RIs・RPV解体撤去には機械的切断工法が有効であった。
 - ・GCRでは、シノンA2での土壤汚染の浄化対策、サンローランA2での廃炉作業中に内部被ばくのトラブルを経験した。GCRの「気中」解体方式の遠隔解体装置の開発を検討中である。
 - ・FBRであるスーパーフェニックスは、ナトリウム処理が順調に済み、また、運転期間が短期で残留放射レベルが低く、原子炉解体撤去からサイト解放まで2028年目標に進められている。一方、フェニックスは、運転期間35年を超え、放射能レベルが高く、原子炉解体に慎重な対応が求められている。
- iv) 放射性廃棄物対策について、EDFは、CENTORACO処理センターを有し、固体廃棄物を受け入れ、可燃性廃棄物の焼却、金属廃棄物の溶融等により再利用及び廃棄物の減容に寄与している。処分方策は、放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画が3年毎に改訂されている。ANDRAは、処分に関する研究開発、

処分施設の建設、操業を行う実施主体であり、放射性廃棄物の分類に従って、短寿命の中低レベル、超低レベルについては既に複数の処分施設が操業されている。

現在、軽水炉の廃炉基数が25基を超える我が国では、ほとんど廃炉期間が30年以上要するとしているが、技術継承の観点からも疑問である。最後に廃止措置に関する提言を以下に述べる。

- ・廃炉技術のノウハウの共有（除染技術、原子炉本体解体に用いる遠隔解体装置の開発）
- ・プラントを知り尽くした運転保守経験者の積極的な活用
- ・土壤汚染の浄化、作業者の内部被ばく及び火災の貴重な教訓並びにNa処理など経験の活用
- ・放射性廃棄物処理リサイクルセンターの設置（保管中のSGなどを含めた大型機器等の除染及び細断による回収金属の再利用、解体処理の効率化）
- ・代表的なプラントによる早期の廃炉活動の完結とサイト再利用
- ・国内外での成果や教訓を継承し、技術の蓄積・人材育成の強化

参考文献

- 1) “Joint Convention on the Safety of the Management of Spent Fuel and on the Safety of the Management of Radioactive Waste,” Sixth French report for the Joint Convention 2, October 2017.
- 2) Jean-Jacques, “EDF Decommissioning Programme—A Global Commitment to A Sustainable Development,” ICEM03 4722, September 2003.
- 3) EDF, “First Generation Decommissioning Programme,” IGSN - Brennilis-September 2014.
- 4) G.Laurent, “EDF Nuclear Plant under Decommissioning, Status of Activities/Program, Scientific Conference, Uranium Graphite Reactors Decommissioning,” Lithuania July 2014.

- 5) ASN, Regulatory Updates newsletter - May 2019, "The ASN Commission gave EDF a hearing on the draft resolutions to regulate the decommissioning of the first generation gas-cooled reactors," March 2019.
- 6) ANDRA, Projet de Stokage de Déchets Radioactifs de Faible Activité Massique à vie Longue (FA-VL) Rapport D' étape 2015.
- 7) Règle Fondamentale Sûreté No.I.2(1984.6.19).
- 8) ASN Home Page: <https://www.asn.fr/L-ASN/L-ASN-en-region/Bretagne/Installations-nucleaires/Monts-d-Arree-EL4-D-Brennilis>
- 9) Deconstruction de la Centrale de Brennilis : Les Chantiers Avancent, EDF Dossier de Presse, Novembre 2014.
- 10) "FIN de VIE d' une installation nucléaire Le démantèlement Cas de la centrale de Brennilis," 2018, <http://www.utl-morlaix.org/wp-content/uploads/2018/05>
- 11) G. Veidig, "Decommissioning and Dismantling of French Brennilis Nuclear Power Plant," 36 bd de l' Océan 13009 Marseille, 2011, http://spolky.csvts.cz/cns/jb/doc/papers/ENYGF2011/04_02_Veidig_paper.pdf
- 12) EDF, "French Gas Graphite Reactors UNGG," CARBOWASTE nuclear Graphite Technology Course, October 2010.
- 13) Luc Lafanechere, "EDF Bugey 1 Reactor Dismantling Project Status Management of Radioactivity Products Containment," DD&R 2010, Idaho Falls, ID, August 29 - September 2, 2010.
- 14) Stéphane Lelong, "The decommissioning of EDF nuclear power plants, The example of Chooz A," International atomic energy agency Chooz, 23rd March 2011.
- 15) Topf Christian, Sempere Belda Luis, Fischer Michael, Moreira do Amaral, and José Pedro, "Immediate or Deferred Decontamination for Decommissioning - Chooz A, KGU, GKN1 and KKI1 - Comparative Experiences," KONTEC 2015, (3/2015) .
- 16) Aurélie Brasch-Serres and Catherine Mikowski, "Transport of French PWR Steam Generators to Very Low Level Waste Disposal," WM2015, March 2015.
- 17) Laurie Aitammar, "Chooz-A Steam Generators Characterization," 02/2016- PREDEC 2016.
- 18) Joseph Boucau, etc. "Chooz A, First Pressurized Water Reactor to be Dismantled in France," WM2013 (2/2013).
- 19) TNS Report of Chooz 2015, "Rapport annuel d' information du public relatif aux installations nucléaires de base de Chooz." <https://www.edf/site/default/filers/groupe>.
- 20) TNS Report Chooz2014-2015, "Nuclear Safety and Radioprotection Report of Chooze 2014," <https://www.edf/site/default/filers/groupe>
- 21) "Sodium-Cooled Nuclear Reactors," Commissariat à l' énergie atomique et aux énergies alternatives, e-den, A Nuclear Energy Division, Paris 2016, ISB N 978-2-281-14055-2.
- 22) T. Calais and J-C. Rauber, "Control and maintenance of the Superphenix knowledge and its specific sodium skills through an innovative partnership between EDF and AREVA," PREDEC 2016, February 16-18, (2016) Lyon, France.
- 23) "Crey-Malville, Decommissioning Projects Overview," 07-09 July 2014, WANO FBR Meeting at Lyon.
- 24) V. Bouilly et al., "Superphenix Dismantling-Status and Lesson learned," IAEA-CN-245-560.
- 25) EDF, "Superphenix Zoom on, Unloading Operations and Workshops," JAEA-June 2017.
- 26) ASN report of the state of nuclear safety and radiation protection in France 2017, Chapter 15 Dismantling of Basic Nuclear installation.
- 27) M. Soldaini, M. Deluge and G. Rodriguez, "Phenix Plant Decommissioning Projects," IAEA-TECDOC-1633, IAEA Vienna, 2009.
- 28) X. Masseur and S. Massieux, "Safety and regulatory aspects of shutdown operations and decommissioning of Phenix Reactor," "Europe-

- an Research Reactor Conference 2016, 13-17 March, 2016, Berlin.
- 29) C. Beretti, CEA/DEN/MAR/DPAD, “Demantlement de la Centrale,” 4 ieme Forum Europeen de Radioprotectique,” 16 September, 2010.
- 30) “Plan de Mantelementde la Centrale PHENIX, ” Dossier de demande d’ autorisation de mise a l’ arret definitif et de demantelement, et de traitement des objets sodes du CEA, INB 71 - Centrale Phenix.

可搬型・高効率焼却灰浄化設備 (MCR5.0) の除染減容実証試験

鈴木 康夫*、林 炳禹**

Demonstration Test for Decontamination and Volume Reduction Technology of Cesium-contaminated Fly Ash using MCR5.0

Yasuo SUZUKI* and Byung-woo LIM**

東京電力福島第一原子力発電所の事故由来の放射性セシウムで汚染された焼却灰（飛灰）を除染・減容するために、可搬型・高効率焼却灰浄化設備（MCR5.0）を用いた実証試験を2019年6月福島県内において実施した。本設備は汚染焼却灰を水で洗浄し、洗浄水をカートリッジに通水して除染する方式の熱を使わないシンプルで安全なシステムであり、1日当たりの処理量は5トンである。本設備は可搬型であり、汚染焼却灰が保管されている現場での処理を可能にすることで、焼却灰の移動に伴うリスクを取り除き、洗浄に使用した水を再利用することにより排水量を減らすとともに、交換可能な高効率カートリッジによるセシウム回収方式で作業効率を高めるように図られている。実証試験の結果、除染率89%、減容率97%と非常に優れた性能を示し、早期実用化の可能性が確認された。今後保管中汚染焼却灰の減容化と再利用に資するものと期待される。

To decontaminate and reduce the volume of cesium-contaminated fly ash, high efficiency fly ash purification facility MCR5.0 has been developed. And to evaluate the performance of this facility, a demonstration test has been conducted in Fukushima prefecture in June 2019. MCR5.0 has a simple and safe system that cleans the contaminated ash with water and only passes the washing water to the replaceable cartridges for decontamination without using any heat, and has a practical scale of 5 tons of daily throughput. As a result of the demonstration test using this facility, it shows extremely excellent performance of 89% decontamination rate and 97% volume reduction rate. The possibility of practical use at early stage is confirmed, and the facility is expected to contribute to the volume reduction and reuse cesium-contaminated fly ash.

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の事故によって大気中に放出された放射性セシウム (Cs) により、福島県等に所在する一般廃棄物（都市ごみ）焼却施設において、放射性物質濃度が指定廃棄物の基準である8,000 Bq/kgを超える焼却灰が大量に発生した（2019年3月現在16万4千トン、環境省、

放射性物質汚染廃棄物処理情報サイトより）。環境省が再生利用の戦略を立てている除去土壌等の総量約2,200万m³のうち、焼却灰は160万m³に達すると見積もられている（「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」、環境省、2016年3月）。

また、指定廃棄物濃度以下であっても、個別の処分場の基準によっては処分できないものもあ

* : 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)

** : 原子力環境技術開発株式会社 (Nuclear Environment Engineering Development Co., Ltd.)

り、これらを含めた放射性セシウムを含む焼却灰は、現在、各地のクリーンセンターなどに保管されている状況であるが、保管スペースには限りがあり飽和状態となっているところも少なくない。

8,000 Bq/kg以上の指定廃棄物は、中間貯蔵施設に移送して長期間保管する予定で進行しているが、30年以内に県外処分をするにあたっては、焼却灰の減容化は必須と考えられる。

このような状況に安全かつ迅速に対応できるよう、地元事業者からの要請により原子力環境技術開発(株)(NEED)社は、実用規模の可搬型・高効率焼却灰浄化設備(MCR5.0)(Fig. 1)を開発した。

本設備は、3台のコンテナ(A, B, C)に内蔵された可搬型の設備で現地処理を可能とすることで除染対象である焼却灰の移動に伴うリスクをなくし、水をリサイクルしながらの処理を可能にすることで排水量を低減し、また、定期的に交換できる高効率のカートリッジ回収方式によって作業効率を上げることを図っている。コンテナAで焼却灰を吸引、水と攪拌、洗浄し、洗浄済み焼却灰を排出する。コンテナBにおいて除染後の洗浄水をカートリッジ(吸着塔)に通水して第一段階の水の浄化を行い、コンテナCにおいて除染後の洗浄水の第二段階の水の浄化を行い、水は、焼却灰

から溶け出すナトリウム、マグネシウム、カルシウム等のイオンが所定の濃度を超えない程度に水のリサイクルを行う。

基本的には、水で洗浄し、洗浄水を吸着カートリッジに通水して除染減容化を行う、熱を使わないシンプルで安全性の高い設備であり、また、焼却灰のミキサ(洗浄機)への投入においては、局所排風機に接続した専用容器からの真空引きの方式を採用することにより、焼却灰の飛散防止策も講じられている。

本設備の性能を実証するために、福島県内の実際の焼却灰を利用した除染減容化の実証試験が実施された。

2. 設備の概要

2.1 設備の構成

本設備は、汚染焼却灰を対象に、焼却灰を飛散させずにミキサーに投入する焼却灰投入工程、焼却灰を水と混合してセシウムを水で溶出するセシウム分離工程、焼却灰と水の混合物(スラリー)を固体と液体に分離する固液分離工程、分離された汚染水を吸着材が充填されたフィルターカートリッジに通水してセシウムを捕集するセシウム回収工程から構成されている(Fig. 2)。

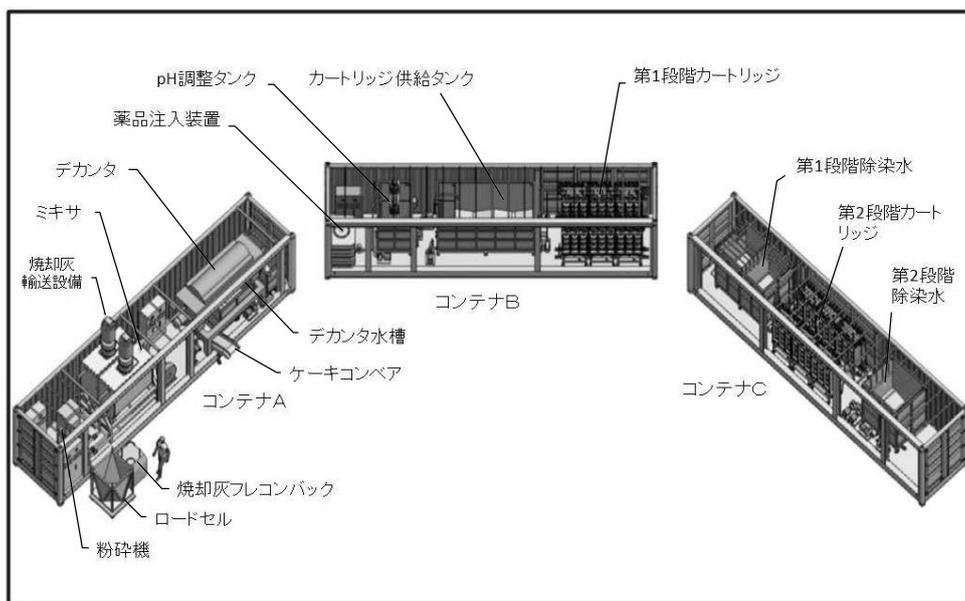


Fig. 1 Equipment overview of MCR5.0



Fig. 2 Ash transfer device (left) and column (filter cartridge) device (right)

2.2 焼却灰の除染減容化工程

本設備による焼却灰の除染減容工程の概略は、以下のとおりである (Fig. 3)。

- ① 必要に応じて、焼却灰を粒径 2 mm以下の粉体に調整する。
- ② フレコンバックに入った焼却灰をそのまま専用容器に収納し、袋を開いた後、局所排風機に接続した蓋をする。
- ③ 焼却灰の飛散防止のため、真空ポンプにより、焼却灰 (200 kgずつ程度) をミキサーに投入し、作業中は局所排風機を作動させフィルタを通して排気を行う。
- ④ 焼却灰の容積の10倍程度入った水道水の中に投入された焼却灰を強力なミキサーによって攪拌し洗浄することにより焼却灰から

セシウムを分離する。これにより、焼却灰に付着しているセシウムを水相に移行させる。

- ⑤ 洗浄によりセシウムが除去された焼却灰とセシウムが移行した水相を、遠心脱水機 (デカンタ) に移し、脱水する。これにより、除染された焼却灰 (洗浄済みの焼却灰) と水相とを固液分離する。
- ⑥ 洗浄済みの焼却灰 (約90%除染された焼却灰) は所定の容器に排出される。この洗浄済みの焼却灰は基準に基づき、産廃処分をされる。
- ⑦ 遠心脱水機で脱水した高濃度のセシウムを含有する水相に、食物の栽培に用いている環境親和的なpH調整剤を添加し、弱酸性に調整する。
- ⑧ pH調整を行った水は、二段階に分けてカートリッジ (平均 4 mm程度の多孔質プルシアンブルーのビーズを充填) に通水し、セシウムをほぼ全量回収する。
- ⑨ セシウムの吸着効率を下げないために、焼却灰から溶け出す、ナトリウム、マグネシウム、カルシウム等のイオン (TDS, Total Dissolved Solid) の濃度が所定の濃度を超えない程度に水のリサイクルを行い、所定の濃度に達した際には環境省の一律排水基準に基づいた排水を行うと共に水の追加投入を行う。
- ⑩ 以上の③から⑨を繰り返すことで一日当たり 5 t 焼却灰を処理し、条件に応じて最大 97%まで減容する。

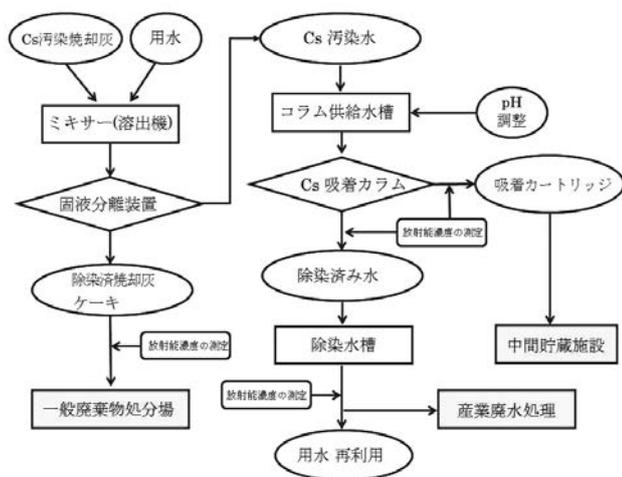


Fig. 3 Process flow diagram of decontamination of Cs-contaminated ash

3. 実証試験の方法

3.1 試験場所と日程

本実証試験は、福島県内の試験場で、2019年6月3日から6月19日にかけて設備の設置、試運転、除染・減容実証試験、分析用試料採取等を実施した。

3.2 試験の内容

i) 焼却灰の粉碎

今回実証試験のために準備された焼却灰が消石灰、キレート剤、活性炭及び水によって固形化されており (Fig. 4)、受け入れ状態のままでは試験を実施することができないため、前処理として粉碎機による粉碎処理を行った。

ii) 焼却灰の専用容器への収納

焼却灰を専用容器に収納し、袋を開封後すぐに局所排風機に接続した蓋を締めた。

焼却灰専用収納容器の重量計で焼却灰は約800 kgであった。

iii) 焼却灰のミキサーへの真空引き

約800 kgの焼却灰のうち、200 kgを真空ポンプによりミキサーへ吸い込んだ。焼却灰は滑らかに吸い込まれ、焼却灰の飛散は発生しなかった。

iv) 洗浄済み灰の排出

強力なミキサーによる約20分の洗浄後、デコンタで固液分離された洗浄済みの焼却灰が排出さ

れた。後の測定によれば含水率は42.8%であった。

v) 洗浄水をpH調整

洗浄水をpH調整タンクに入れ、pH調整を行った後、洗浄水タンクに移送した。

vi) pH調整された洗浄水をカートリッジに通水

洗浄水タンク内の洗浄水を4 m³/hの流量で第1段階カートリッジに通し、一旦第1段階除染後洗浄水用のタンク (第1段階除染水タンク) に受けた後、4 m³/hの流量で第2段階カートリッジに通した。

vii) 最終的な廃液は、第2段階除染後洗浄水用のタンク (第2段階除染水タンク) に貯水した。

3.3 分析用試料の採取

実証試験における焼却灰の除染工程のフロー及び分析用試料の採取ポイントを、Fig. 5及びFig. 6に示す。

- ① 粉碎後の焼却灰: 粉碎中25回に分割して採取し、1つの平均試料として混合
- ② 洗浄後の焼却灰 (スラッジ): 1バッチ当たり2個ずつ、合計8個の試料を採取
- ③ 洗浄水タンク内の洗浄水: 沈殿後の上澄水2つの試料を採取
- ④ 第1段階カートリッジ通過後の除染水 (20分間隔で3回に分けて採取)
- ⑤ 第2段階カートリッジ通過後の除染水 (20分間隔で3回に分けて採取)



Fig. 4 Solidified fly ash

4. 試験結果

4.1 除染率の確認

焼却灰について、粉碎処理を行い、複数箇所からのサンプリングによる均一化を経たものの放射能分析を行った結果 (Table 1)、また、洗浄済みの焼却灰の複数箇所のサンプリング (S2: 1-1 ~ 4-2) によって放射能分析を行った結果を示す (Table 2)。使用した焼却灰の濃度は1,740 Bq/kg (乾燥状態) であった。一方、洗浄済み焼却灰の濃度は平均220 Bq/kg (乾燥状態) であった。なお、洗浄済みの焼却灰の含水率は、平均41.6%であった。

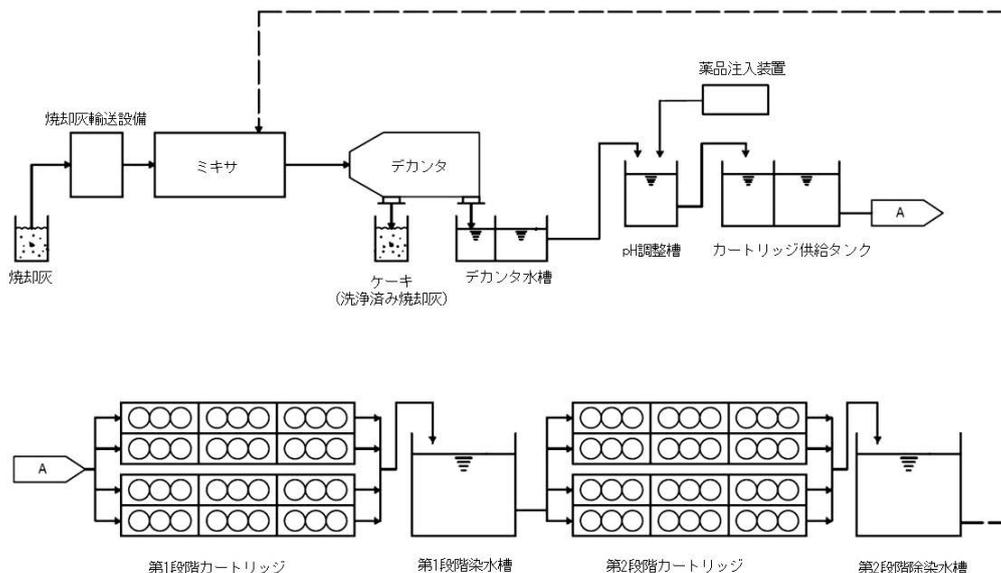


Fig. 5 Process Flow of Demonstration Test

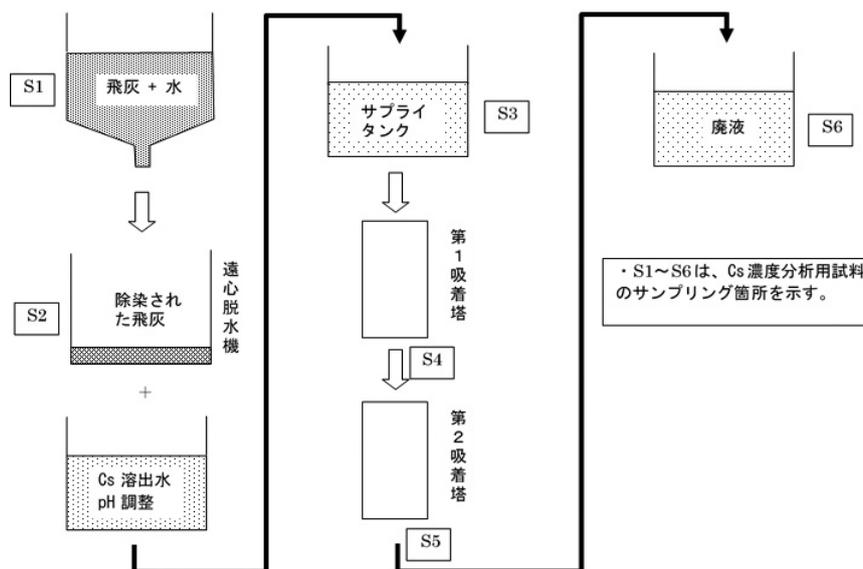


Fig. 6 Sampling Point in Demonstration Test

Table 1 Analysis results of fly ash

測定項目	含水率 ¹⁾ (%)	放射性Cs濃度 ²⁾ (Bq/kg)					
		含水状態 ³⁾			乾燥状態 ⁴⁾		
		¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs + ¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs + ¹³⁷ Cs
試験に使用した焼却灰	16.4	100	1,360	1,460	119	1,620	1,740

- 1) 含水試料重量に対する含水試料重量と乾燥試料重量の差の比
- 2) セシウム濃度測定では、固化試料を実証試験現場において粉砕機で粉砕した含水試料をそのまま測定に供した。
- 3) 含水状態での放射能濃度測定値
- 4) 含水状態での放射能濃度測定値を含水率で補正した値

Table 2 Analysis results of decontaminated fly ash

洗浄済焼却灰 (S2)	含水率 ¹⁾ (%)	放射性Cs濃度 ²⁾ (Bq/kg)					
		含水状態 ³⁾			乾燥状態 ⁴⁾		
		¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs + ¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs + ¹³⁷ Cs
1-1	42.8	9	118	127	16	207	223
1-2	42.8	9	121	130	16	212	228
2-1	41.2	11	125	136	20	212	232
2-2	41.5	8	124	132	14	211	225
3-1	40.6	11	119	130	18	201	219
3-2	41.0	8	127	135	13	215	228
4-1	40.3	8	118	126	13	198	211
4-2	42.5	7	106	113	13	185	198
平均	41.6	9	120	129	15	205	220

- 1) 含水試料重量に対する含水試料重量と乾燥試料重量の差の比
- 2) セシウム濃度測定では、含水試料をそのまま測定に用いた。
- 3) 含水状態での放射能濃度測定値
- 4) 含水状態での放射能濃度測定値を含水率で補正した値

ここで、放射能の測定はゲルマニウム半導体検出器ORTEC製 GEM-30により実施した。測定時間はすべて7,200秒（2時間）である。

以上から、除染率は平均87.3%（最大値88.6%）であった。洗浄済み焼却灰の放射能濃度は、産廃処分を行うのに全く問題のない放射能濃度まで除染された。

4.2 洗浄水の放射性セシウム濃度

洗浄水タンク内の洗浄水、第1段階カートリッジ通過後の除染水及び第2段階カートリッジ通過後の除染水について放射性セシウム濃度を測定した。測定結果をTable 3に示す。

第1段階カートリッジ及び第2段階カートリッジとも平均（第1回採取、第2回採取及び第3回採取の平均濃度に基づいて計算）で平均86.7%の

Table 3 Radiocesium concentration in solution

	放射性Cs濃度 (Bq/l)		
	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs + ¹³⁷ Cs
カートリッジ通水前 1回目採取	9	122	131
カートリッジ通水前 2回目採取	9	121	130
第一段階カートリッジ通水後 1回目採取	0.9	15	16
第一段階カートリッジ通水後 2回目採取	0.9	16	17
第一段階カートリッジ通水後 3回目採取	1	18	19
第二段階カートリッジ通水後 1回目採取	<0.3	1	1
第二段階カートリッジ通水後 2回目採取	<0.4	2	2
第二段階カートリッジ通水後 3回目採取	<0.4	4	4

放射性セシウムが吸着された。

また、第1段階及び第2段階カートリッジを合わせて、平均98.2%の放射性セシウムが吸着された。

4.3 減容率

今回の実証試験で得られたデータに基づき、焼却灰処理量5 tについて仮に焼却灰の放射性セシウム濃度が20,000 Bq/kgであった場合について、減容率を試算した結果、96.6%となった。

4.4 吸着塔の表面線量率

プルシアンブルービーズに吸着された放射性セシウムの状況を把握するため、吸着塔のカバー表面の線量率を測定した。

第1段階の吸着塔表面の線量率は、 $0.03 \mu\text{Sv/h}$ (バックグラウンド) から $0.06 \mu\text{Sv/h}$ に上昇したが、第2段階の吸着塔表面の線量率はセシウム吸着量が少ないため試験の前後で有意な変化はなかった。

5. まとめ

今回の実証試験に関する主要な実施事項及び試験結果をまとめると、以下のとおりである。

(1) 焼却灰

一般廃棄物 (都市ごみ) 焼却施設から提供を受けた焼却灰は、消石灰等により固形化されていたため、実証試験には、固形化された焼却灰を粉砕機で粉砕した粉末を使用した。原焼却灰の放射性セシウム濃度 ($^{134}\text{Cs} + ^{137}\text{Cs}$) は、含水状態で1,460 Bq/kg、乾燥状態で1,740 Bq/kgである。

(2) 試験結果及び評価

主要な試験結果及び結果の評価は、以下のとおりである。

i) 放射性セシウム溶出率

溶出試験は、予備試験と同様、「JIS K 0058-1 スラグ類の化学物質試験方法 — 第1部：溶出量試験方法¹⁾」に基づいて実施した。溶出率として90%前後の値が得られ、固形化された試料でも粉砕すれば実証試験を実施するのに問題がないことが確認された。

また、実証設備における原焼却灰と洗浄水の放射性セシウム濃度の値からマスバランス計算を行った結果、実証試験での溶出率は89.0%となり、JIS K 0058-1に基づく溶出試験の結果とほぼ同じ値が得られたことから、実証試験での洗浄条件で焼却灰中の可溶性放射性セシウムのほぼ全量が溶出したことになる。

ii) 除染率

セシウム除染前焼却灰のセシウム濃度と除染後焼却灰のセシウム濃度の平均値から求めた乾燥状態での除染率は平均87.3% (最大値88.6%) であり、原子力バックエンド推進センターが別途共同研究で行った小型装置を用いた除染試験²⁾ 及び他の研究機関が行った除染試験³⁾ における除染率 (80.8%、81.7%、84.6%) を上回る値である。

iii) 洗浄水の放射性セシウム濃度

第1段階カートリッジ及び第2段階カートリッジとも平均 (第1回採取、第2回採取及び第3回採取の平均濃度に基づいて計算) で平均86.7%の放射性セシウムが吸着された。

また、第1段階及び第2段階カートリッジを合わせて、平均値98.2%の放射性セシウムが吸着された。

iv) 安定セシウム濃度

焼却灰には最大で10 ppm ($10,000 \mu\text{g/kg}$) 程度の安定セシウム (^{133}Cs) が含まれているため、カートリッジ (セシウム吸着塔) のセシウムに対する吸着特性を確認するため、安定セシウム濃度を測定した。その結果、洗浄水中の安定セシウム濃度は、 $224 \mu\text{g/l}$ であり、放射性セシウム濃度の数十万倍である。

v) 減容率

今回の実証試験で得られたデータに基づき、焼却灰処理量5 tについて、焼却灰の放射性セシウム濃度が20,000 Bq/kgであった場合について減容率を試算した結果、96.6%となった。

vi) TDS、K、Na及びCa濃度

洗浄水の中には、TDS (Total Dissolved Solid)、カリウム (K)、ナトリウム (Na)、カルシウム (Ca)、重金属等が溶出しており、特に、TDS、K、Na及びCaがカートリッジ (セシウム吸着塔) のセシウムに対する吸着特性に与える影響を確認するため、これら元素の濃度を測定した。

その結果、洗浄液のTDSは約40,000 mg/ℓ、カリウムは約4,000 mg/ℓ、ナトリウムは約3,400 mg/ℓ、カルシウムは約6,700 mg/ℓである。

vii) 吸着塔の表面線量率

プルシアンブルービーズに吸着された放射性セシウムの状況を把握するため、吸着塔カバー表面の線量率を測定した。第1段階の吸着塔表面の線量率は、 $0.03 \mu\text{Sv/h}$ (バックグラウンド) から $0.06 \mu\text{Sv/h}$ に上昇したが、第2段階の吸着塔表面の線量率はセシウム吸着量が少ないため試験の前後で有意な変化はなかった。

6. おわりに

設備による除染率は平均87.3% (最大値88.6%) であり、過去のデータと照合したときに最高水準の除染率であった。また、洗浄水に溶けたセシウムはほぼ全量カートリッジに吸着され、カートリッジの仕様と合致する性能が認められた。この結果から、焼却灰の処理において、目標とする処理濃度や規制濃度に応じて、高い減容率が得られると期待される。

また、飛散防止策を徹底した吸引方式、強力なミキサーによる洗浄及びカートリッジ方式という新規な方式によって、作業効率も極めて高いことが確認され、中間貯蔵施設等の現場において活用できる十分な性能を有していると考えられる。

謝辞

今回の実証試験の実施に当たり、福島県相馬市の関係者各位のご協力により、計画どおり焼却灰の除染減容試験を行うことができ、有用なデータを取得することができた。今後は、本試験結果が福島県などの各焼却施設に保管されている焼却灰の減容化と再生利用ひいては福島県の復興に少しでも役に立つことを願っている。

参考資料

1) 日本工業規格 JIS K0058-1:2005, “スラグ類の化学物質試験方法、第1部 溶出量試験方法。”

2) 孫東彬, 朴慧旻, 愼英鎬, 林炳禹, “セシウム汚染焼却灰除染技術の性能実証試験,” デコミッションング技報, No. 49, 2014.

3) “放射性物質の挙動からみた適正な廃棄物処理処分 (技術資料 第四版改訂版),” (独)国立環境研究所, 資源循環・廃棄物研究センター, 2014年3月.

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)
- 放射線可視化カメラ (ガンマ・キャッチャー)

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 / tel: 03-3816-5921

1ECC

『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 作業環境測定/ダイオキシン類/PCB/アスベスト・土壌・大気環境・排水・水質・臭気調査
放射能核種分析 (Cs, Sr90, I131) /MOVING LAB (アスベスト、PM2.5、放射能)
- ◆ 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! FHIC(ふくしま浜通りイノベーションセンター)
- ◆ ベトナムに拠点を設立しました! KES(Kankyo Environment Solutions)



FHIC 外観

OVER 45 YEARS



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

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

営業ご案内: (03)6206-4321

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

[※]放射性セシウム (廃棄物、土壌)、重金属、農薬類、VOC (土壌、環境水)、ダイオキシン類 (廃棄物、土壌、環境水)

Space Developer



解体工事を通して美しい景色を作り続けます

プラント、ビル、公共施設等の解体工事 実績多数

保有重機 180tクラス 2台 160tクラス 1台 100tクラス 4台
50tクラス 5台 30tクラス 4台 他50台

自走式破砕機、ワイヤソー機、ダンプトラック他

未来へ接近

バンドーレテック株式会社

本社 〒761-8032 香川県高松市鶴市町1番地

TEL 087-882-8186 FAX 087-882-7405

URL <http://www.bando-retec.com/>

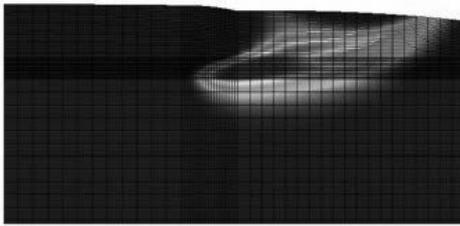
東京営業所TEL 03-6256-8896 大阪営業所TEL 06-6232-3450

広島営業所TEL 082-249-2421 岡山営業所TEL 086-239-2167

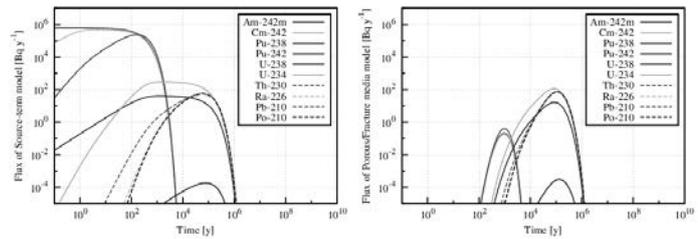
原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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

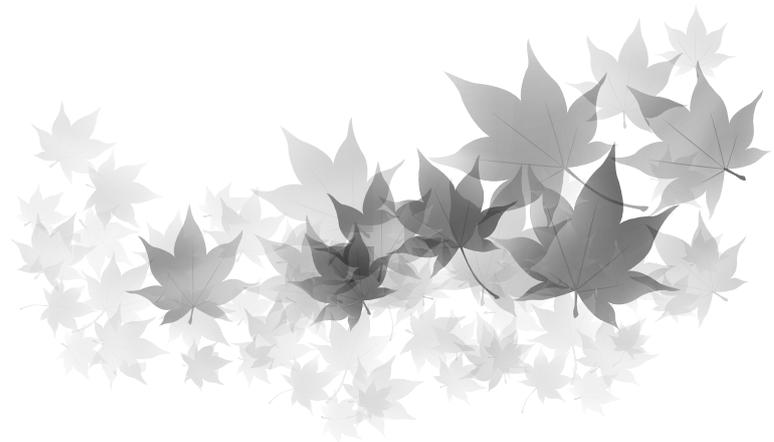


1次元核種移行解析結果例



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/>



国内外の叡智をたずさえ、 原子力産業再生の最前線へ。

社会と産業を支えるクリーンエネルギー原子力。

アトックスは、その安全と安定した運転に欠かせないさまざまなメンテナンス事業を展開しています。

原子力発電所、原子燃料サイクル施設、ラジオアイソトープ (RI) 事業所などを対象に

放射性汚染除去、産廃物処理、放射線管理施設の保守・補修業務をはじめ

質の高いトータルメンテナンスを提供しています。

アトックスはこれからも、人と地球を見つめ、

安全・清潔・便利さを追求し続けます。

< 業務内容 >

■ 福島復興事業

- 放射線管理 ● 環境修復 ● 除染作業 ● 滞留水処理 ● 下水処理 ● 廃棄物処理

■ 原子力発電関連施設・原子燃料サイクル施設のトータルメンテナンス

- 放射線管理 ● 放射性汚染除染 ● 廃棄物処理 ● ランドリー ● 清掃・区域管理
- 設備／装置運転・点検保守 ● 輸送 ● 分析 ● 各種工事

■ RI使用施設関連業務及び医療事業関連業務

- 放射線管理 ● 放射性汚染除去 ● 廃棄物処理補助 ● 管理区域内清掃 ● 施設／設備運転・点検保守
- 加速器運転 ● フィルター交換 ● デコミッショニング・設備工事 ● 放射性薬剤取扱業務 ● 同位体販売

人×技術でNext Stageへ



株式会社 アトックス

URL: <http://www.atox.co.jp/> (本社) <http://www.atox-isotope.jp/> (同位体販売)

- 本社: 〒108-0014 東京都港区芝4-11-3 芝フロントビル TEL.(03)6758-9000 FAX.(03)3453-3821
- 事業開発部: 〒108-0014 東京都港区芝4-11-3 芝フロントビル TEL.(03)6758-9004 FAX.(03)3453-3821
- 技術開発センター: 〒277-0861 千葉県柏市高田1201 TEL.(04)7145-3330 FAX.(04)7145-3649
- RI・医療事業部署: 東海営業所 TEL.(029)282-1662 / 大洗営業所 TEL.(029)266-1331 / 東京営業所 TEL.(04)7141-1321
大阪営業所 TEL.(06)6384-6730 / 玄海事業所 TEL.(0955)52-3241

日本遮蔽技研の製品

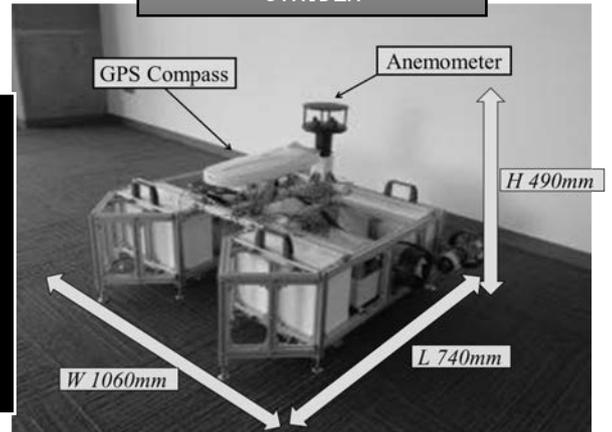
- 弊社ではお客様のご要望にあわせ1台からでも製品開発し、ご提供させていただいております。
- 特殊な用途に対応するロボットや人工知能の開発も進めております。
- ご興味がありましたら、お気軽にご相談いただければと存じます。

水中用ロボット



水中・水上での作業にあわせたロボットや遠隔操作機器を、お客様のご要望にあわせて設計製作致します。地上走行のロボット開発の実績もございます。

水上用自動航行ロボット STRIDER



獣害対策用画像認識AIシステム



計測機器認識AIシステム Eye-Co.™



実用新案登録第3222821号

※一般社団法人新生福島先端技術振興機構技術提供

株式会社日本遮蔽技研 郡山校正センター

<https://nipponyaheigiken.com>

〒963-8041

福島県郡山市富田町字権現林11

Tel:0120-728-121(フリーダイヤル)

Fax:024-954-6332

■ISO/IEC 17025:2005

認定番号:98357

■放射性同位元素等使用許可
原子力規制委員会 使第5941

■古物商許可 機械工具商

福島県公安委員会許可 第251300000381号

© デコミッションング技報 第60号

発行日 : 令和元年9月27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

〒319-1107

茨城県那珂郡東海村豊白一丁目3-37

Tel. 029-283-3010

Fax. 029-287-0022

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

E-mail : decomi@randec.or.jp