

デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **57**
2018

巻頭言

立教大学原子力研究所研究用原子炉のこと

研究報告

関西電力美浜原子力発電所1、2号機の廃止措置状況について
原子力発電プラントの廃止措置における廃棄物等評価システム

技術報告

福島第一原子力発電所の廃炉に向けてのアトックスの取り組み(その2)
固体廃棄物減容処理施設(OWTF)の概要及び減容処理

総説

韓国の原子力発電所廃止措置の現状と見通し
東海再処理施設の廃止措置計画の概要
ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点の整備
— 廃止措置技術実証試験センター(仮称) —

RANDEC

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

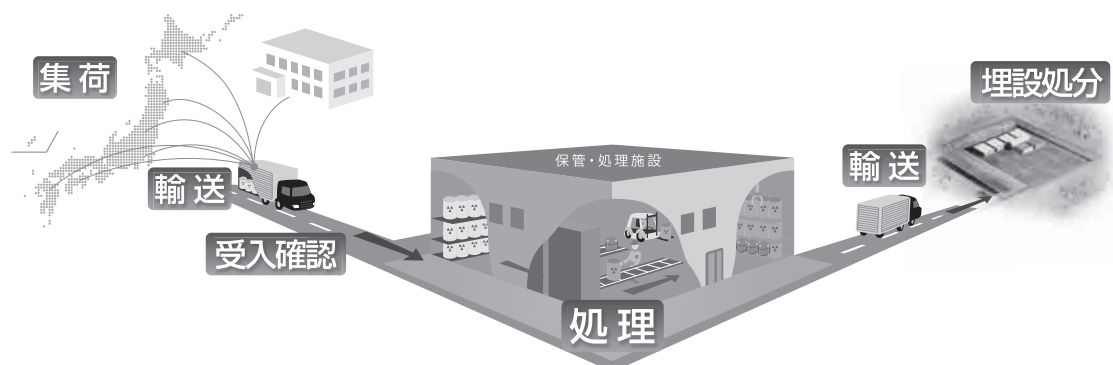
国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業の確立

デコミッショニング及び放射性廃棄物処理処分に係わる調査・研究

福島県及び関東一円の環境回復に関する技術開発

原子力バックエンドに係わる研究成果の普及

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



デコミッションング技報

第57号 (2018年3月)

目 次

巻 頭 言

立教大学原子力研究所研究用原子炉のこと	1
鈴木 正男	

研究報告

関西電力美浜原子力発電所1、2号機の廃止措置状況について	2
松永 勇二、宮脇 晃之	
原子力発電プラントの廃止措置における廃棄物等評価システム	11
関 洋、榎本 敦子、長瀬 博、今村 光孝、田畑 潤也	

技術報告

福島第一原子力発電所の廃炉に向けてのアトックスの取り組み（その2）	20
石川 晃大、齊藤 大祐、相原 翔、櫻木 俊太 櫻井 達也、竹村 友紀、河野 秀紀	
固体廃棄物減容処理施設（OWTF）の概要及び減容処理	34
坂内 仁、菊池 優輝、今泉 春紀、福井 康太	

総 説

韓国の原子力発電所廃止措置の現状と見通し	43
李 在庸、金 敬珉、金 龍秀	
東海再処理施設の廃止措置計画の概要	53
岡野 正紀、秋山 和樹、田口 克也、永里 良彦、大森 栄一	
ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点の整備 — 廃止措置技術実証試験センター（仮称） —	65
村松 壽晴、佐野 一哉、寺内 誠	

Journal of RANDEC

No. 57 Mar. 2018

CONTENTS

Research Report

Status of Decommissioning for Unit 1 and 2 at Mihama NPS	2
Yuuji MATSUNAGA and Teruyuki MIYAWAKI	
Evaluation System of Waste Quantities for Decommissioning Planning of Nuclear Power Plants.....	11
Hiroshi SEKI, Atsuko ENOMOTO, Hiroshi NAGASE Mitsutaka IMAMURA and Junya TAHATA	

Technical Report

Activities of ATOX for the decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station -Part 2-	20
Akihiro ISHIKAWA, Daisuke SAITO, Sho AIHARA, Shunta SAKURAGI Tatsuya SAKURAI, Yuki TAKEMURA and Hidenori KAWANO	
Outline of Oarai Waste Reduction Treatment Facility and Volume Reduction Processing	34
Hitoshi SAKAUCHI, Yuki KIKUCHI, Haruki IMAIZUMI and Yasutaka FUKUI	

Technical Review

Present Status and Prospect for Nuclear Power Plants Decommissioning in Korea	43
Jaeyong LEE, Kyungmin KIM and Yong-Soo KIM	
Outline of Decommissioning Plan of Tokai Reprocessing Plant	53
Masanori OKANO, Kazuki AKIYAMA, Katsuya TAGUCHI Yoshihiko NAGASATO and Eiichi OMORI	
Establishment of Fukui Smart Decommissioning Technology Demonstration Base — Decommissioning Technology Demonstration Test Center (tentative name) —	65
Toshiharu MURAMATSU, Kazuya SANO and Makoto TERAUCHI	

Status of Decommissioning for Unit 1 and 2 at Mihama NPS

Yuuji MATSUNAGA and Teruyuki MIYAWAKI
J. RANDEC, No. 57 (Mar. 2018), page 2 ~ 10, 11
Figures, 9 Tables

After deciding to decommissioning of Unit 1 (340 MW) and Unit 2 (500 MW) at the Mihama Nuclear Power Station (NPS) on March 17, 2015, we, the Kansai Electric Power Company, examined specific concrete measures for decommissioning. And then we submitted an application for approval for decommissioning plan on February 12 in 2016, and submitted an application for approval to change safety regulations to the Nuclear Regulatory Authority on August 31 of the same year. A review by the Nuclear Regulatory Authority was conducted and approval was obtained on April 19 in 2017, and these two units are now shifting to the decommissioning stage. This report introduces the situation of our measures of decommissioning Unit 1 and 2 at Mihama Power Station.

Evaluation System of Waste Quantities for Decommissioning Planning of Nuclear Power Plants

Hiroshi SEKI, Atsuko ENOMOTO, Hiroshi NAGASE,
Mitsutaka IMAMURA and Junya TAHATA
J. RANDEC, No. 57 (Mar. 2018), page 11 ~ 19, 17
Figures

A decommissioning engineering support system was developed using three-dimensional models for nuclear power plants. As for the calculation of the duration for dismantling work and costs, on the basis of the spatial distribution of the dose rate surrounding equipment and piping components, it is important to evaluate difficulty levels of dismantling work and waste quantities consists of radioactive and/or contaminated equipment and piping components in decommissioning project. Furthermore, it is necessary to evaluate man hours for large equipment and waste containers being carried out from the installed or packed places to designated temporary places or being removed from the building in accordance with carrying-out paths and its related work. In this system, radioactive inventory data is mapped to 3D objects of equipment and piping components for a decommissioning nuclear power

plant, then the spatial dose rate distribution is automatically calculated and waste container models are automatically generated. By using generated data, carrying out paths for large equipment and waste containers are automatically calculated and workers' accumulated exposure dose is evaluated. Results of an evaluation showed that the developed system can support decommissioning engineering tasks systematically and effectively.

Activities of ATOX for the decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station -Part 2-

Akihiro ISHIKAWA, Daisuke SAITO, Sho AIHARA,
Shunta SAKURAGI, Tatsuya SAKURAI,
Yuki TAKEMURA and Hidenori KAWANO
J. RANDEC, No. 57 (Mar. 2018), page 20 ~ 33, 24
Figures, 9 Tables

The TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station is undergoing decommissioning work according to the Mid-and-Long-Term Roadmap, and technics of dose survey and dose reduction under high dose and high radioactive-contamination environments are necessary. In ATOX, we have reported technical development related to dose survey and reduction in this Journal, 51th issue of 2015. This report describes technological development which could not be introduced in the former report and advanced development after that.

Outline of Oarai Waste Reduction Treatment Facility and Volume Reduction Processing

Hitoshi SAKAUCHI, Yuki KIKUCHI,
Haruki IMAIZUMI and Yasutaka FUKUI
J. RANDEC, No. 57 (Mar. 2018), page 34 ~ 42, 10
Figures, 4 Photos

OWTF (Oarai Waste Reduction Treatment Facility) is constructed for volume reduction processing and stabilization treatment of radioactive solid waste, which is generated from hot facilities in Oarai Research and Development Center of Japan Atomic Energy Agency, using in-can type high frequency induction heating by remote control.

The present report describes outline of OWTF under construction, and the volume reduction and stabilizing technologies (incineration and melting) for the waste treatment.

Present Status and Prospect for Nuclear Power Plants Decommissioning in Korea

Jaeyong LEE, Kyungmin KIM and Yong-Soo KIM
J. RANDEC, No. 57 (Mar. 2018), page 43 ~ 52, 7 Figure

This paper describes current status and prospect of decommissioning for nuclear power plant, Kori 1, in Korea. Unexpectedly, Korean government decided the permanent shutdown and decommissioning of Kori 1 in June 2015 and so the unit has now entered shutdown and transition period for the immediate dismantlement, as of June 19 last year, after 40 years operation. In addition, the current government declared to shut down all of old nuclear power plants without life-extension once they reach the end of their design lifetime. Therefore, by the 2030 Korean nuclear industry will have 11 more NPPs waiting for the decommissioning, including Wolsong 1 which is a CANDU reactor.

After 5years preparation period, Kori 1 will be dismantled in earnest by 2022 and the completion of the decommissioning is expected to be at the end of 2032. However, the decommissioning project of Kori 1 may be delayed if the construction of spent nuclear fuel dry storage facilities is lengthened or the licensing process of the decommissioning takes longer than expected. Now the minimization of radioactive waste generation and proper management strategy development become of one of the biggest issues in Korean nuclear industry for the successful completion of Kori 1 decommissioning.

Outline of Decommissioning Plan of Tokai Reprocessing Plant

Masanori OKANO, Kazuki AKIYAMA,
Katsuya TAGUCHI, Yoshihiko NAGASATO
and Eiichi OMORI
J. RANDEC, No. 57 (Mar. 2018), page 53 ~ 64, 10 Figures, 2 Tables

The construction of Tokai Reprocessing Plant (TRP) was initiated in June 1971 and its hot test using spent fuel started in September 1977. Thereafter TRP had been operated to reprocess 1,140 tons of spent fuel for approximately 30 years until May 2007, according to the reprocessing contract with domestic electric power companies.

JAEA announced a policy of TRP in report of JAEA reform plan published in September 2014. The policy shows that TRP will shift to a decommissioning stage by economic reasons. Based on the policy, application of approval for TRP decommissioning plan was submitted to Nuclear Regulation Authority (NRA) in June 2017.

This plan provides basic guidelines such as procedures for decommissioning and specific activities for risk reduction, and implementation divisions of decommissioning, management of spent fuels and radioactive wastes, decommissioning budget, and decommissioning schedule. The process of TRP decommissioning is planned to continue for approximately 70 years until the release of controlled areas of approximately 30 facilities.

Establishment of Fukui Smart Decommissioning Technology Demonstration Base

— Decommissioning Technology Demonstration Test Center (tentative name) —

Toshiharu MURAMATSU, Kazuya SANO
and Makoto TERAUCHI
J. RANDEC, No. 57 (Mar. 2018), page 65 ~ 74, 31 Figures

The Decommissioning Technology Demonstration Test Center (tentative name) is established as a central facility of “Fukui Smart Decommissioning Technology Demonstration Base” which was adopted by the support policy “Regional Science and Technology Demonstration Base Establishment Project” of the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology in FY 2016 supplementary budget.

This facility is a base to train local companies about technology concerning the decommissioning of nuclear power plants and for the industry, academia and government to contribute to the development of the regional economy and the solutions to problems of decommissioning under one roof. The facility consists of 3 fields: decommissioning dismantling technology demonstration, advanced laser processing and decommissioning mock-up test.

The report describes the outline of the facilities in each of these fields.

立教大学原子力研究所研究用原子炉のこと



立教大学名誉教授
立教大学原子力研究所管理室長
鈴木 正男

学内外を問わず、「今何をやってるの?」と問われ、「原子炉の廃止措置を手伝っている」と応えると、「なぜ文系大学の立教大学に原子炉があるのですか?」と質問が続く。そのような訳でこの紙面をお借りして立教炉の沿革を紹介したいと思う。

マンハッタン計画に加わり、オークリッジ原子力研究所長も務める傍ら、米国聖公会の司祭でもあったW.ボラード博士が主導し、1955年、米国聖公会ホノルル総会で「世界平和の一端に寄与するため、極東地域に平和利用の原子炉を寄贈しよう」と提案して設置された調査委員会メンバーが、米国聖公会と縁（ゆかり）の深い立教大学を視察した。1957年に立教大学原子力研究所が設立され、受入体制が整ったところで、翌1958年、米国聖公会マイアミ総会で立教大学にTRIGA-II型原子炉（Training, Research, Isotopes, General Atomics）を寄贈することが決議された。国内では、翌1959年に内閣総理大臣が原子炉設置を許可し、1960年、日本原子力研究所の設置の候補地の1つであったと聞く現在の場所（横須賀市長坂）に建設工事を開始し、1961年12月8日に初臨界を達成した。以後、2001年12月15日、「所期の目的は達成されたこと」を理由に40年と1週間にわたった運転を停止した（総運転時間:約33,500時間、積算出力:約117MWd）。

この間、1974年には、文部省（当時）予算による私大炉共同利用が実現、2000年に刊行された「立教炉利用共同研究 二十五年史」には600篇を超える数々の論文名（No.22～688）が収録されている。また、1986年「第1回アジア地域研究用原子炉シンポジウム」を主催して、アジア地域の原子力研究協力を先導したことも特筆される。

研究炉使用の目的は、炉物理・極微量元素分析・中性子ラジオグラフィーの研究、放射性同位元素の生産及び利用、そして教育訓練であった。原子炉の燃料は20%濃縮ウラン（U-ZrH合金）、出力は100 kWであった。

運転停止後、2002年に解体届を届出、2003年には核不拡散の協定に則って、使用済燃料を米国エネルギー省（DOE）の施設へ輸送（事業所外搬出）、2005年の炉規法の改正にともない、2006年に廃止措置計画の認可申請を行い、翌2007年に認可された。

2008年には、他の多くの原子力事業者とともに日本原子力学会の“原子力歴史構築賞”を受賞した。

廃止措置計画には3段階あり、第1段階は、既に2003年に使用済燃料を事業所外に搬出したことで完了、現在は第2段階にあり、近い将来放射性廃棄物の埋設処理・処分場が稼働を開始し、生体遮蔽を含め解体撤去更地化が進められるようになる第3段階までの待機の時間である。

昨年の法改正に伴う新しい検査制度や廃止措置実施方針制度に対応しつつ、公益財団法人原子力バックエンド推進センター（RANDEC）の業務にも関わる、日本原子力研究開発機構を主体とするデコミッショニング事業が1日も早く現実のものとなることを切望するところである。

関西電力美浜原子力発電所1、2号機の廃止措置状況について

松永 勇二*、宮脇 晃之*

Status of Decommissioning for Unit 1 and 2 at Mihama NPS

Yuuji MATSUNAGA* and Teruyuki MIYAWAKI*

関西電力美浜発電所1号機（34万kW）及び2号機（50万kW）は、2015年3月17日に廃止を決定しており、その後、具体的な廃止措置計画等の検討を行い、2016年2月12日に廃止措置計画認可申請書、同年8月31日に保安規定変更認可申請書を原子力規制委員会に提出した。その後、原子力規制委員会による審査が実施され、2017年4月19日に認可を取得し、現在、これら2基は廃止措置段階に移行している。本報告では美浜発電所1、2号機における廃止措置の取組み状況について紹介する。

After deciding to decommissioning of Unit 1 (340 MW) and Unit 2 (500 MW) at the Mihama Nuclear Power Station (NPS) on March 17, 2015, we, the Kansai Electric Power Company, examined specific concrete measures for decommissioning. And then we submitted an application for approval for decommissioning plan on February 12 in 2016, and submitted an application for approval to change safety regulations to the Nuclear Regulatory Authority on August 31 of the same year. A review by the Nuclear Regulatory Authority was conducted and approval was obtained on April 19 in 2017, and these two units are now shifting to the decommissioning stage. This report introduces the situation of our measures of decommissioning Unit 1 and 2 at Mihama Power Station.

1. 廃止措置計画の概要

1.1 美浜発電所1、2号機の概要

美浜発電所1、2号機の施設概要をTable 1に示す。

Table 1 Outline of Mihama NPS Unit 1 and Unit 2

	1号機	2号機
炉型	加圧水型軽水炉（PWR）	
定格出力	34万kW	50万kW
総発電電力量	約638.0億kWh	約1,075.3億kWh
発電日数	8,229日	9,240日
営業運転開始	昭和45年11月28日	昭和47年7月25日
廃止措置計画認可	平成29年4月19日	平成29年4月19日

1.2 廃止措置の工程

(1) 全体工程

美浜発電所1、2号機の廃止措置工程は、全体を約30年間とし、以下のとおり大きく4段階に分け、段階的に進める計画としている（Fig. 1）。

(2) 第1段階（解体準備期間）

この段階では、将来の解体に向けた準備作業として、原子炉容器や蒸気発生器等の系統除染を行い、施設内に残っている放射能調査を行う。

また、2次系設備の解体、新燃料の搬出を行う。

*：関西電力株式会社 原子力事業本部 廃止措置技術センター（Decommissioning Management Section NPD, The Kansai Electric Power Co., Inc.）



Fig. 1 Decommissioning schedule for Unit 1 and 2 at Mihama NPS

(3) 第2段階（原子炉周辺設備解体撤去期間）

第2段階においては、原子炉補助建屋内にある設備の解体に着手する。また、使用済燃料の搬出を行う。

(4) 第3段階（原子炉領域解体撤去期間）

この段階においては、原子炉格納容器内にある原子炉容器や蒸気発生器等の解体を行う。

(5) 第4段階（建屋等解体撤去期間）

最終段階として、施設内に汚染が残っていないことを確認した上で建屋の解体等を行い、廃止措置を終える。

以下、第1段階に行う具体的な工事状況について述べる。

なお、第2段階以降の工事については、第1段階に実施する施設内の放射能調査の結果等を踏まえ、廃止措置計画に反映し、変更認可を申請する計画である。

2. 廃止措置工事の取組み状況

2.1 系統除染工事

系統除染は、薬品類を系統中に循環させ、その

化学的作用を利用し、原子炉運転期間中に機器内面に付着した放射性物質を除去する工事である。

機器解体より前に実施する主な目的は、機器解体時の作業環境改善（被ばく低減、放射性防護具の軽装化）及び放射性廃棄物の放射能レベル低減である。

なお、作業環境改善の副次的効果として、今後の解体時における遠隔装置使用の低減、解体工程の短縮等が期待出来る。

2.2 施設内の放射能調査

施設内の放射能調査は、施設内の放射能分布を把握するために実施する調査である。

施設内の放射能調査の主な目的は、放射線業務従事者や周辺公衆の被ばく低減を考慮した最適な解体撤去の工法・手順の策定及び解体廃棄物の放射能濃度（L1～L3）の評価精度を向上させた廃棄物処理計画を策定することである。

現状の放射能分布は同型の原子炉施設モデルプラントの評価結果を元に推定しており（Fig. 2）、放射性固体廃棄物の推定発生量はTable 2のとおりである。

廃止措置対象施設に残存する放射能は、放射化汚染と二次的な汚染があり、それぞれの汚染について放射エネルギーを評価する。

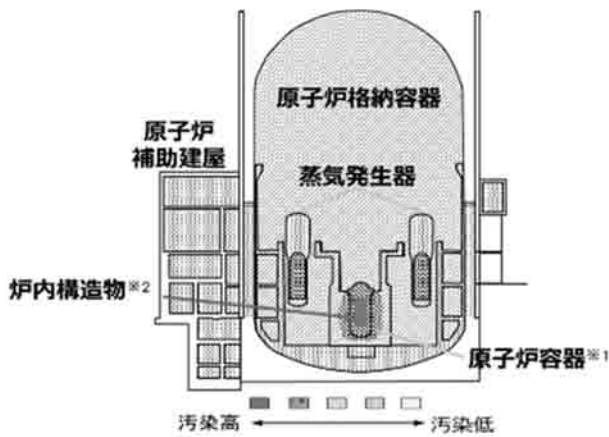


Fig. 2 Estimated distribution of contamination

(1) 放射化汚染の評価

放射化汚染は、代表試料の採取・分析及び計算により、構造材の放射化による放射能濃度を核種別に評価する。

このうち、2018年夏頃から代表試料となる原子炉容器、上部炉心構造物、下部炉心構造物の3種類から専用装置を用いて採取する計画である (Fig. 3)。

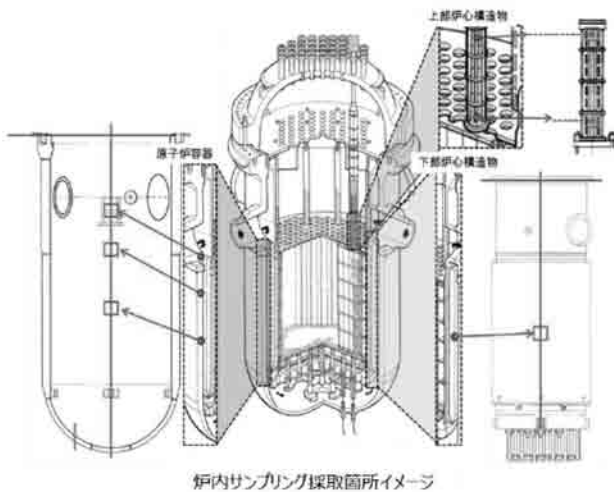


Fig. 3 Image of sampling location of reactor vessel and core internal

(2) 二次的な汚染の評価

二次的な汚染の評価は、機器、配管等の表面線量率測定及び代表箇所からの試料採取・分析にて放射能濃度を評価する。

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 ^{注)}	
		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110 t	約110 t
	放射能レベルの比較的低いもの (L2)	約630 t	約800 t
	放射能レベルの極めて低いもの (L3)	約1,600 t	約1,790 t
放射性物質として扱う必要のないもの (クリアランス)		約3,600 t	約4,100 t
合 計		約5,900 t	約6,800 t
放射性廃棄物でない廃棄物 (NR) (管理区域外からの発生分 (一般撤去物) を含む)		約15万 t	約19万 t

注) 第1段階において実施する残存放射能調査により再評価する。

このうち、2018年3月頃から汚染している流体が流れている系統の機器、配管等の表面線量率測定を約600ポイント実施する計画である。

2.3 タービン建屋内機器等 (2次系) 解体

PWRの場合、2次系設備は放射性物質を含んだ1次冷却材に直接接触することはないため、施設内の放射能調査とは無関係に解体ができる。2018年3月頃から保温の撤去を開始し、タービン建屋内の機器等の解体を順次行う計画である (Fig. 4)。

解体に際しては、安全確保上必要な機能に影響を与えないような措置を講じたうえで着手する。

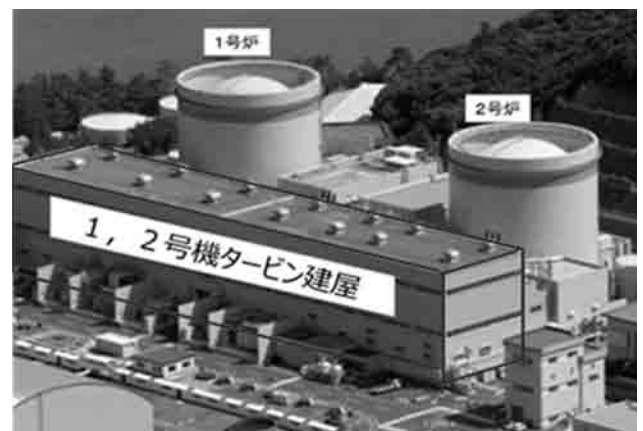


Fig. 4 Overview of turbine building for Unit 1 and 2 at Mihama NPS

2.4 新燃料の搬出

発電所の新燃料保管庫又は使用済燃料ピットに保管している未使用の燃料集合体（1号機60体、2号機48体）を輸送容器に梱包し、燃料加工メーカーの工場へ搬出し、酸化ウラン（有用物質）の状態に戻して、他プラントで使用可能な形態に加工することとしている。（Table 3）

また、使用済燃料については、第2段階が終了するまでに搬出する計画である。

Table 3 Amount of stored nuclear fuel material

貯蔵場所		数 量	
		1号機	2号機
1号機 原子炉補助 建屋内	新燃料貯蔵設備	28体(9tU)	—
	使用済燃料貯蔵設備	32体(11tU)	—
2号機 原子炉補助 建屋内	新燃料貯蔵設備	—	48体(19tU)
	使用済燃料貯蔵設備	—	—
合 計		60体(20tU)	48体(19tU)

3. 系統除染工事の取組み状況

3.1 系統除染の方法

(1) 系統除染の対象範囲

PWRである美浜発電所1、2号機の特徴として、原子炉にある燃料を通過した放射性物質を含む1次冷却材が循環する範囲と、発電用タービンを回す2次系水が循環する範囲が、蒸気発生器で隔離されている事である。

このため、系統除染の除染範囲としては、1次冷却材が循環する範囲が対象となり、原子炉運転期間中に1次冷却材に接液し、放射性物質が機器内面に多く残存している原子炉冷却系統、余熱除去系統、化学体積制御系統を対象とした（Fig. 5）。

そして除染中は、プラントにある既存の系統機器（ポンプ、クーラ、タンク、配管、弁等）を用いる事により、除染液の循環や温度制御を合理的に、かつ除染範囲を一括除染し、それら既存の系統機器の健全性が保たれ易い廃止措置初期段階で行うことが合理的と判断した。

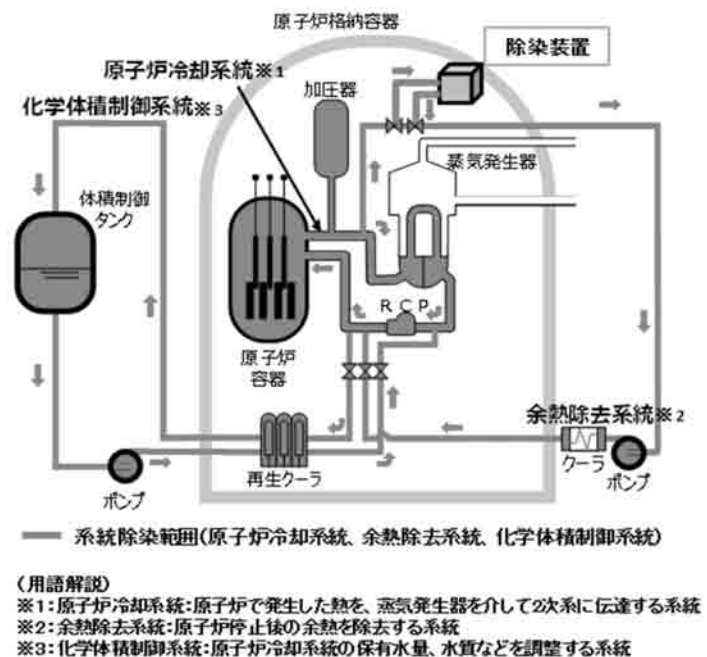


Fig. 5 Coverage of FSD (Full System Decontamination)

Table 4 List of FSD method and characterization

除染工法		CORD法	DFD法	HOP法	T-OZON法	POD法
		酸化／還元	酸化／還元	酸化／還元	酸化／還元	酸化／還元
主な除染薬品 (除染剤等)	酸化剤	・過マンガン酸	・過マンガン酸 カリウム	・過マンガン酸 カリウム	・高濃度オゾン水	・過マンガン酸 カリウム
	還元剤	・シュウ酸	・希薄フッ化ホ ウ素酸 ・シュウ酸	・シュウ酸 ・pH調整剤：ヒ ドラジン	・シュウ酸	・シュウ酸、 クエン酸

(2) 除染方法の選定

国内外の系統除染では、これまで様々な除染方法が適用されているが (Table 4)、除染方法は発電所固有の制約条件を考慮の上、選定する必要がある。

美浜発電所 1、2 号機の場合、主に以下の事項を考慮し、除染方法にフラマトム社 (旧アレバ社) の CORD (Chemical Oxidation Reduction Decontamination) 法を選定し、三菱重工業株式会社と丸紅ユティリティ・サービス株式会社の共同企業体を主業者として系統除染を実施した。

- (a) 蒸気発生器 (伝熱管) の除染効果を得られる。
- (b) 除染に伴い発生する二次廃棄物の発生量が少ない。
- (c) 除染薬品の処理処分が容易である。

上記 (a) について、PWR では前述のとおり蒸気発生器で 1 次系と 2 次系が隔離されているが、1 次系から 2 次系へ熱交換を行なうため、蒸気発生器は多数の伝熱管を有している。美浜発電所 1、2 号機では、除染対象である原子炉冷却系統、余熱除去系統、化学体積制御系統における 1 次冷却材との接液面積のうち、7～8 割程度をニッケル基合金である蒸気発生器伝熱管が占めており (Table 5)、その除染が重要となる。

美浜発電所 1、2 号機の蒸気発生器伝熱管はニッケル基合金である TT690 材を使用しており、炭素鋼や低合金鋼、ステンレス鋼と比べクロムとニッケルの含有量が多いため除染が難しい (Fig. 6)。また、TT690 材の伝熱管を有する蒸気発生器の化学除染は国内外で実績が無かったため、除染効果や二次廃棄物の発生量等を総合的に勘案し選定することとした。

上記 (b) について、系統除染に伴い使用済イオン交換樹脂やフィルタ等が二次廃棄物として発生する。使用済イオン交換樹脂は発電所のタンクに貯蔵したうえで処理することを前提に、タンクへの受け入れ可能量を踏まえ、実績のあるイオン交換樹脂で対応可能で、かつ使用済イオン交換樹脂の発生量を抑制出来る除染方法として選定した。

なお、後述の 3.2(1) で CORD 法における系統除染の作業の流れについて記載するが、CORD 法においては、除染過程で使用するシュウ酸について、分解工程における紫外線照射と過酸化水素の添加により、二酸化炭素と水に分解出来、除染廃液の低減に寄与もしている。

上記 (c) について、除染薬品を含んだ使用済イオン交換樹脂や除染廃液は、発電所の設備を用いて処理処分するため、発電所の設備に悪影響を及ぼさない薬品を使用する除染方法としての観点に、海外 PWR プラントにおける豊富な除染実績も加味して選定した。

以上、(a) ～ (c) の観点を総合的に勘案し、美浜発電所 1、2 号機の系統除染では CORD 法を用いる事とした。

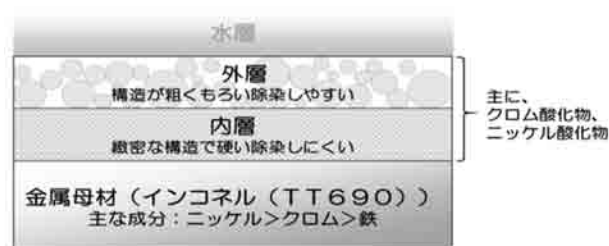


Fig. 6 Coating adhered to surface of TT690 (Image)

Table 5 Area and volume for FSD of Mihama Unit 1 and 2

	除染対象面積 [m ²]		除染対象容積 [m ³]
	ステンレス鋼	Ni 基合金	
美浜 1 号機	約 1,470	約 6,250	約 180
美浜 2 号機	約 1,930	約 8,080	約 220

3.2 系統除染の施工要領

(1) 除染方法の概要

化学除染方法であるCORD法では、Fig. 7の施工フローにて除染を実施する。除染対象は放射性物質を含有している機器・配管内表面の金属酸化物であり、これらを溶解して除去する必要がある。

PWRプラントにおける金属酸化物は主にクロム、ニッケル、鉄の酸化物であるが、これらの溶解には主にクロム酸化物を溶解する酸化工程と、ニッケル、鉄の酸化物を溶解する除染工程の2ステップが必要である。なお、これらのステップ間をスムーズに移行させるために、除染工程初期には酸化工程で使用する酸化剤を還元して、生成される金属イオンを除去する。さらに、廃棄物量を低減するために、除染工程で使用した除染剤であるシュウ酸を分解する分解工程、また、それらの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浄化工程で構成される。これらの各工程を複数サイクル繰り返して実施することにより、除染を進行させるものとなっている。

また、除染で使用する主な薬品及び除染水の温度等条件をTable 6に示す。主要薬品としては、酸化剤として過マンガン酸（又は過マンガン酸カ

リウム＋水酸化ナトリウム）、除染剤としてシュウ酸を使用し、60～125℃にて施工する。また、分解工程では過酸化水素を添加して除染剤を紫外線分解する。さらに、浄化工程を主体に溶解した金属イオンはイオン交換樹脂を用いて吸着・除去を行う。

(2) 設備運用要領

系統除染では、主に除染液の注入・浄化機能は仮設設備にて実施し、昇温・除染液循環機能はプラント設備を利用して行う。Fig. 8に除染系統概要図を示す。原子炉冷却系統、余熱除去系統、化学体積制御系統が除染対象となるが、主要な仮設設備は余熱除去系統に接続する。1次冷却材ポンプで系統全体への入熱及び主要系統への除染液循環を実施する。また、余熱除去系統を用いて系統温度の調整を行い、化学体積制御系統を用いて冷却材容量調整及び1次冷却材ポンプのシール部への封水注入を実施する。なお、通常のプラント運転と異なって加圧器全体の除染のため満水にする必要があることから、蓄圧タンクを用いて圧力制御ができるように配管等の一部の改造を実施している。

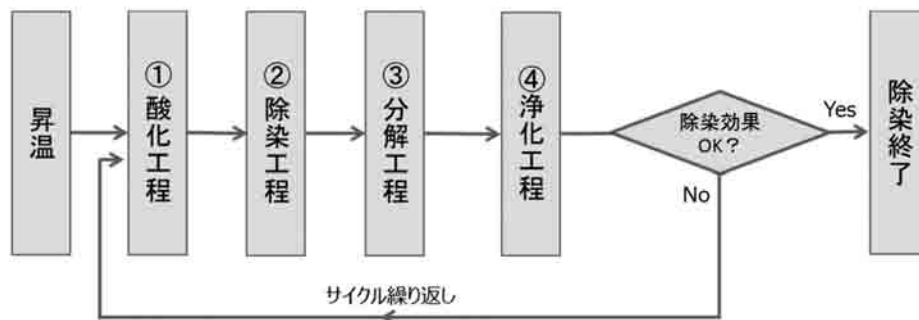


Fig. 7 Process of CORD

Table 6 Conditions for FSD in Mihama Unit 1 and 2

	薬 品	温 度
酸化工程	HP法：過マンガン酸 AP法：過マンガン酸カリウム、 水酸化ナトリウム	約95℃ または約125℃
除染工程	シュウ酸	約95℃
分解工程 浄化工程	過酸化水素水 (+紫外線)	約60℃

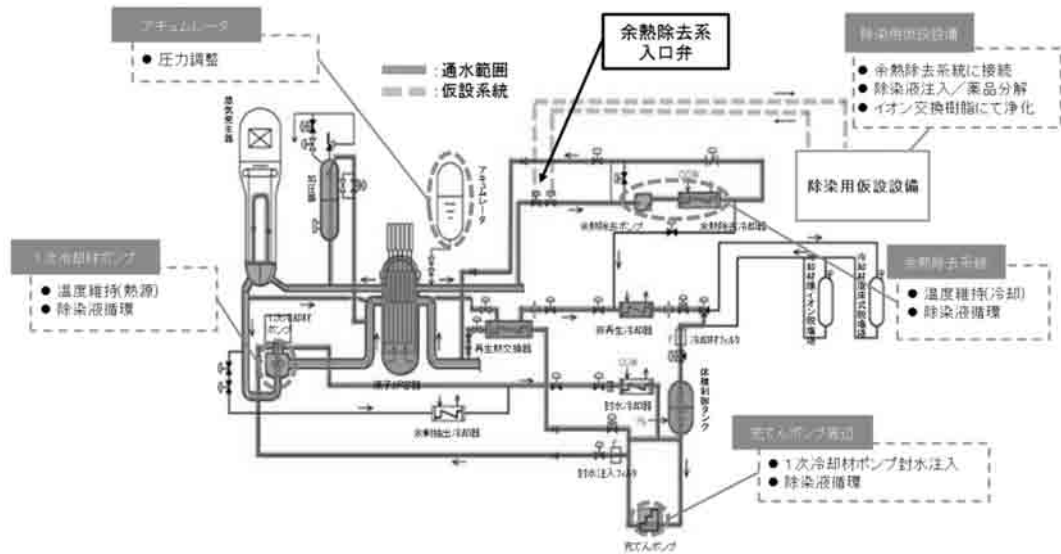


Fig. 8 Schematic illustration of systems for FSD in Mihama Unit 1 and 2

(3) 仮設設備の設置

主要な仮設設備はAMDA (Automated Modular/Mobile Decontamination Appliance) であり、主な機能は、除染に必要な薬品の注入、除染液の分解・浄化、除染のサンプル採取である。AMDAの概略系統図をFig. 9に示す。AMDAは減圧装置、バグフィルタ、紫外線分解装置、サージタンク、高压ポンプ、薬注設備、浄化ポンプ、イオン交換樹脂

塔、樹脂キャッチャ等から構成されている。AMDAと既設設備は余熱除去系統の弁にて取合い、余熱除去系統の取水部では減圧し、余熱除去系統の戻り部では高压ポンプで昇圧することで接続を可能とした。

仮設設備は基本的に原子炉格納容器 (CV) 内に設置し、主にオペレーションフロアに設置した。美浜発電所 1 号機のオペレーションフロアに設置

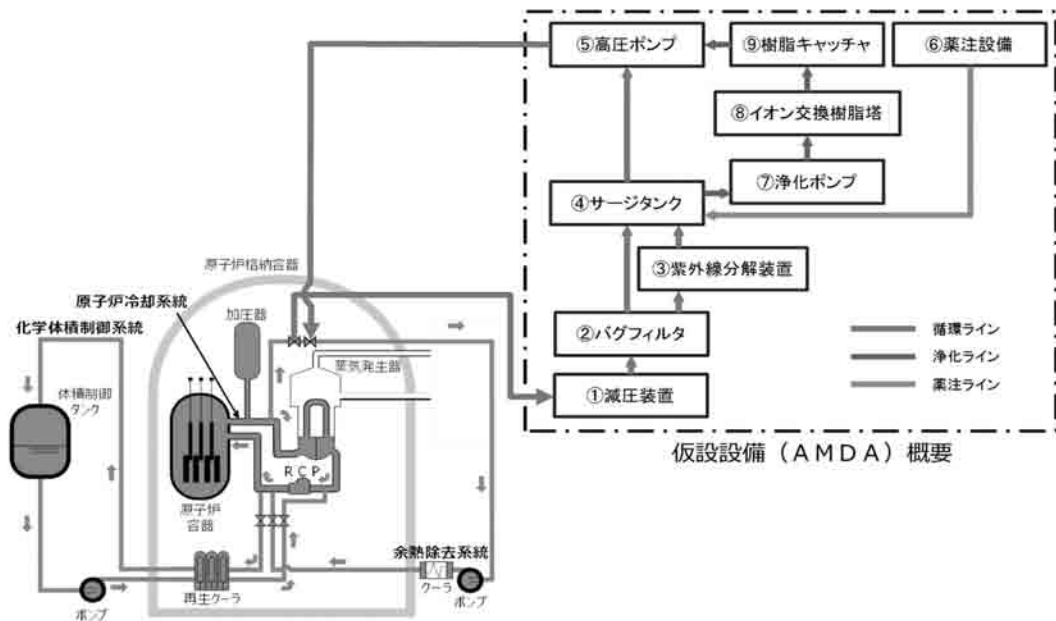


Fig. 9 Schematic illustration of auxiliary systems (AMDA)

した仮設備の状況を Fig. 10 に示す。また、除染作業中に線量当量率が最も上昇する仮設のイオン交換樹脂塔については、上層階への被ばく影響を考慮して、CV 最下階へ配置し、除染作業中に作業員が近づく可能性のあるエリアに対しては鉛板で遮へいした。

3.3 系統除染の施工結果

美浜発電所 1、2 号機の系統除染工事の工程実績を Fig. 11 に示す。美浜発電所 1、2 号機ともに、4 サイクルの除染実施を基本計画としていたが、1 号機については 3 サイクル終了時点で目標の除染効果が得られ、それ以上のサイクルを実施した場合の除染効果と、予想される二次廃棄物量等を勘案し、3 サイクルで終了とした。また、2 号機は同様にサイクル毎に除染状況を確認しながら

作業を進めた結果、計画通り 4 サイクル実施し、目標の除染効果を得た。



Fig. 10 View of auxiliary systems for FSD in Mihama Unit 1

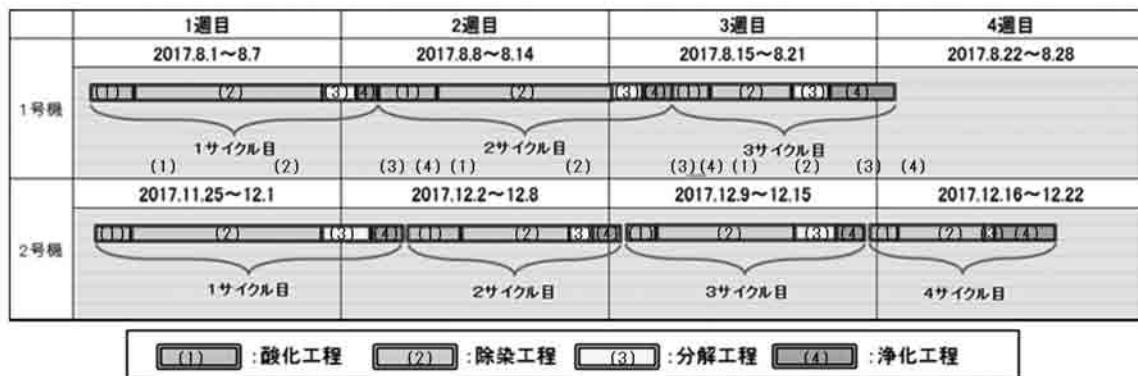


Fig. 11 Timeline for FSD in Mihama Unit 1 and 2

系統除染工事前後の線量率測定結果及び除染係数を Table 7 に示す。美浜発電所 1、2 号機ともに、目標であった除染係数 30 以上（除去率 97% 以上）を達成し、特に国内外で例の無い 690 系ニッケル基合金の蒸気発生器伝熱管に対して、目標である 30 を大幅に上回る除染係数を達成した。

系統除染工事での除去金属量を Table 8 に示す。被ばく低減対策として、運転中の亜鉛注入を 1 号機は実施していないが、2 号機は実施しているため、2 号機の除去金属には僅かであるが亜鉛が含まれている。

発生樹脂量を Table 9 に示す。カチオン樹脂は

主に除染剤に含まれるマンガン、カリウム、ナトリウム、除去金属に含まれる鉄、ニッケルを吸着し、アニオン樹脂は主に除去金属に含まれる六価クロムを吸着する。発生樹脂量は 1 号機がカチオン樹脂 4.7 m³、アニオン樹脂 1.15 m³であり、2 号機がカチオン樹脂 7.2 m³、アニオン樹脂 1.4 m³であった。

2 号機は 1 号機よりも除染のサイクル数が 1 サイクル多く除染剤が相対的に多いことや、Table 5 に示すとおり、1 号機よりも 2 号機の方がプラントの除染対象の容積・表面積が大きいことから、1 号機よりも 2 号機の廃樹脂の発生量が多くなった。

Table 7 Decontamination factor & dose equivalent rate in Mihama Unit 1 and 2

プラント	部 位	除染係数※ 平均値	(参考) 代表部位の線量当量率	
			系統除染前 最大値 (mSv/h)	系統除染後 (mSv/h)
1 号機	蒸気発生器伝熱管	89	36	0.43
	蒸気発生器胴部	140	0.21	0.001
	一次冷却材系統配管他	32	1.7	0.025
2 号機	蒸気発生器伝熱管	174	20	0.36
	蒸気発生器胴部	67	0.11	<0.001
	一次冷却材系統配管他	30	0.70	0.015

※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）

Table 8 Weight of removed corrosion products for FSD in Mihama Unit 1 and 2

プラント	除去金属量 (kg)※				
	Fe	Cr	Ni	Zn	合計
1 号機	65	25	40	—	130
2 号機	55	35	55	5	150

※：概数

Table 9 Volume of used ion exchange resin for FSD in Mihama Unit 1 and 2

プラント	発生樹脂量 (m³)		
	カチオン樹脂	アニオン樹脂	合計
1 号機	4.7	1.15	5.85
2 号機	7.2	1.4	8.60

3.4 系統除染結果まとめ

美浜発電所 1、2 号機において実施した系統除染では、目標としていた除染係数 30 以上（除去率）を達成し、特に国内外で例の無い 690 系ニッケル基合金である蒸気発生器伝熱管に対して、目標である 30（除去率 97%）を大幅に上回る除染係数を達成した。

これにより、今後の廃止措置（安全貯蔵～解体～廃棄物処理）において十分な被ばく低減効果や内部被ばくりスクの低減効果並びに廃棄物の放射線／汚染レベルの低減効果が期待出来ると考えている。

4. おわりに

美浜発電所 1、2 号機は廃止措置計画認可後、廃止措置段階へ移行し、廃止措置工事を安全最優先で順次進めているところであり、系統除染作業においては、美浜発電所の各部署と各メーカーで密な連携を取りながら、長期停止していた既設設備を運転するための入念な事前準備や漏洩リスク対応等をしっかり実施したことで、安全かつトラブルなく取組むことができた。

今後、第 2 段階以降の解体を安全かつ円滑に進めるための施設内の放射能調査、また 2 次系解体等を安全かつトラブルなく進めていくとともに、効率的な廃止措置目指し、設備維持管理の合理化等の課題に取り組み、廃止措置計画を継続的に改善していく。

原子力発電プラントの廃止措置における廃棄物等評価システム

関 洋*、榎本 敦子**、長瀬 博***、今村 光孝***、田畑 潤也***

Evaluation System of Waste Quantities for Decommissioning Planning of Nuclear Power Plants

Hiroshi SEKI*, Atsuko ENOMOTO**, Hiroshi NAGASE***

Mitsutaka IMAMURA*** and Junya TAHATA***

原子力発電プラントの3Dモデルにもとづいて、廃止措置プロジェクトのエンジニアリング支援を実施するシステムを開発した。廃止措置においては、機器や配管部品の周囲の空間線量率を基に、作業の難易度を評価し、放射化・汚染された機器・配管部品からなる廃棄物量を評価することがプロジェクトの作業期間やコストを算出する上で重要である。また、廃棄対象の大型機器と廃棄物収納容器を、元の据え付けられた場所又は廃棄体が詰められた場所から、一時仮置き場所又は建物の搬出口に運ぶための搬出経路やその作業に関わる工数も求めておくことが必要である。ここでは、廃止措置対象の原子力発電プラントの放射能インベントリを機器・配管部品の3D部品に割り当て、空間線量率を自動計算し、廃棄物収納容器のモデルを生成する。生成したデータを利用して、大型機器や収納容器の搬出経路を自動的に算出する機能を基に、廃止措置作業に関わる集積被曝線量を評価できるようにした。評価の結果、開発したシステムは廃止措置エンジニアリング業務に合理的、かつ、効果的に適用できることを確認した。

A decommissioning engineering support system was developed using three-dimensional models for nuclear power plants. As for the calculation of the duration for dismantling work and costs, on the basis of the spatial distribution of the dose rate surrounding equipment and piping components, it is important to evaluate difficulty levels of dismantling work and waste quantities consists of radioactive and/or contaminated equipment and piping components in decommissioning project. Furthermore, it is necessary to evaluate man hours for large equipment and waste containers being carried out from the installed or packed places to designated temporary places or being removed from the building in accordance with carrying-out paths and its related work. In this system, radioactive inventory data is mapped to 3D objects of equipment and piping components for a decommissioning nuclear power plant, then the spatial dose rate distribution is automatically calculated and waste container models are automatically generated. By using generated data, carrying out paths for large equipment and waste containers are automatically calculated and workers' accumulated exposure dose is evaluated. Results of an evaluation showed that the developed system can support decommissioning engineering tasks systematically and effectively.

* : (株)日立製作所 研究開発グループ エネルギーイノベーションセンタ
(Center for Technology Innovation - Energy, Research and Development Group, Hitachi, Ltd.)

** : (株)日立製作所 研究開発グループ 生産イノベーションセンタ
(Center for Technology Innovation - Manufacturing, Research and Development Group, Hitachi, Ltd.)

*** : 日立GEニュークリア・エナジー(株) 原子力エンジニアリング調達本部
(Nuclear Power Engineering & Procurement Division, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

1. はじめに

国内外において運転開始から長期が経過した原子力発電プラントに関して、安全対策工事のコストと運転を継続した場合の収益のバランスを考えて、廃止措置に移行した方が良いと判断される事例が増えている。また、廃止措置プロジェクトにおいても、安全性、効率性と並び、経済性を追求することは、より重要な課題となってきた。これまで、研究炉・商用炉を含めて幾つかの廃止措置プロジェクトが実施され、これに関わるプロジェクト情報管理システムが開発されてきた。国内初の発電用原子炉JPDRの廃止措置においては、解体システム・エンジニアリングと作業工数、被曝量、廃棄物重量などの評価システム及び解体プロセスの工程管理システムがCOSMARDとして統合され、運用された¹⁾。また、日本とノルウェーの研究機関が協力して、廃止措置エンジニアリング支援システムDEXUSが開発され、廃止措置プロジェクトにおける最適な解体計画の判断支援に利用された²⁾。放射線環境下における解体作業のシミュレーションと計画作成に関して、仮想現実可視化手段 (VR) を用いたVRDOSEが開発された³⁾。ここでは、空間線量率の分布は、放射線源の核種・分布形状と解体作業場所の幾何形状、そして、配管部品・機器の材質情報をもとに計算により求められる^{4), 5), 6)}。配管部品・機器の解体・

切断プロセスのシミュレーションについても、各種の研究が実施されている⁷⁾。

以上の研究は、3Dモデルを部分的に利用した廃止措置エンジニアリングの計画・管理に関する試行であったが、本研究では、原子力発電プラント全体の3D CADモデルに基づく廃止措置エンジニアリング支援システムを開発した^{8), 9)}。ここでは、廃止措置対象プラントの3D幾何形状、システムの機能データ及びプラントに蓄積された放射能のデータをデータベースに格納し、廃止措置エンジニアリング支援システムで共有することにした。

2. 廃止措置計画支援エンジニアリング

本研究で開発したシステムでは、放射性廃棄物量の算出機能、配管部品・機器の切断モデル生成機能、大型機器の搬出経路自動計算機能及び作業員の集積被曝量計算機能に基づく廃止措置エンジニアリング支援機能を開発した。Fig. 1にシステム構成を示す。上記の機能は3D CADシステムと評価済の放射能インベントリ・データを基にしたインテリジェント3Dモデルに格納されたデータを利用する。また、廃止措置工程とインテリジェント3Dモデルを連携することで、作業時間と解体期間の算出精度を向上することができる。

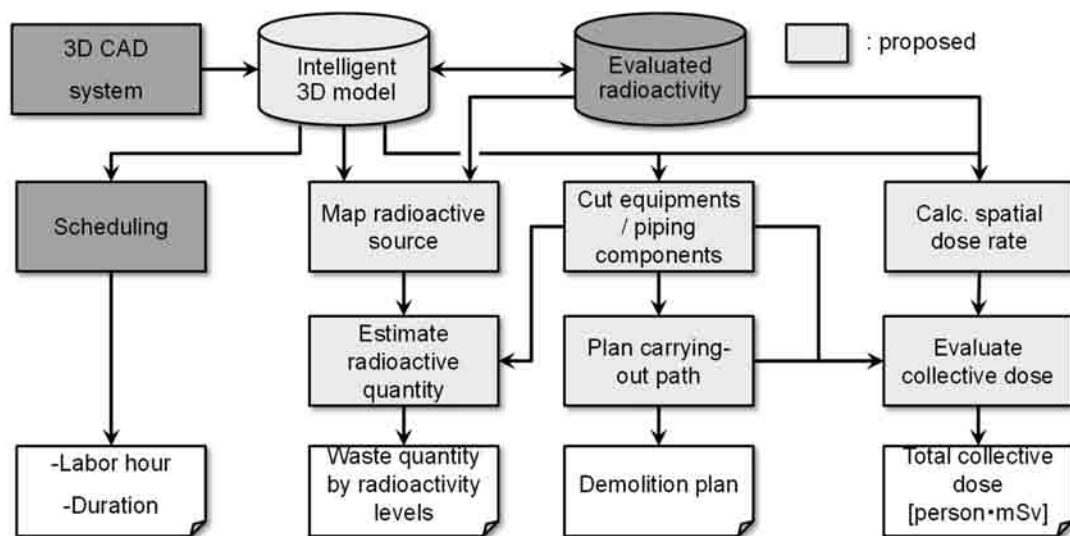


Fig. 1 System configuration

2.1 解体エリアの空間線量率の可視化

開発したシステムにおいては、運転停止後の原子力プラント内に残留する放射能データを配管部品・機器の内面に放射線源データとして自動的に割り付ける。この計算に必要な全データはインテリジェント 3Dモデルに格納されている。3次元的に分布する放射線源データを用いることで、線量率の空間分布を粒子・重イオン輸送計算システム (PHITS)¹⁰⁾ を用いて計算できる。そして、3Dモデルのビューアを用いて、計算結果に基づく空間線量率分布を可視化する。ここでは線量率の強度により色付けした透明の立方体 (ボクセル) を空間中に配置することで、作業場所の線量率の分布を可視化することにした (Fig. 2)。

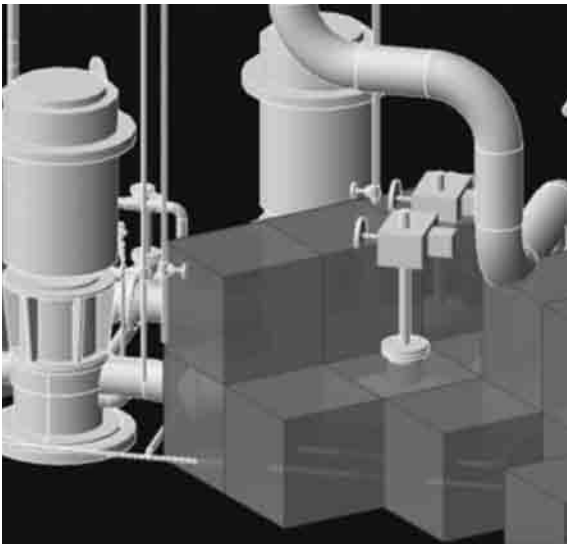
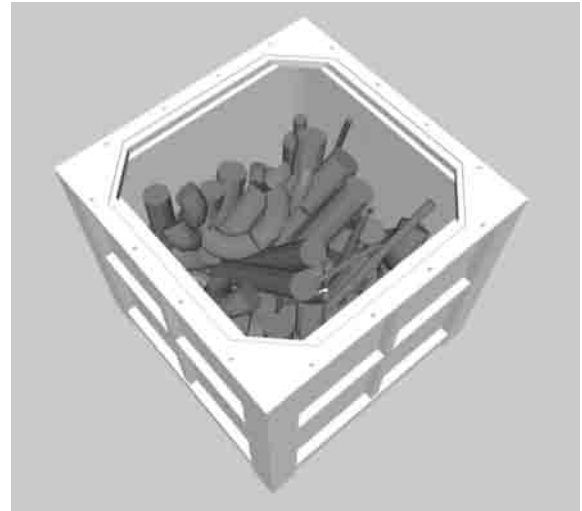


Fig. 2 Spatial distribution of dose rate around equipment and piping components

2.2 廃棄物収納容器3Dモデルの生成

配管部品と機器の 3Dオブジェクトは切断され、廃棄物収納容器に詰め込んだモデルとして利用される。これらの機能により、解体作業場所における廃棄体の数、放射エネルギー、必要となる廃棄物収納容器の数及び各収納容器の重量などを計算できるようにした。配管部品 3Dモデルを切断して、収納容器に詰めた状態を Fig. 3 (a) に、機器 3Dモデルを切断して、収納容器に詰めた状態を Fig. 3 (b) に示す。配管部品については断面方向と配管の流体流れ方向に半分に自動的に切断する

ようにした。さらに、切断した廃棄体を垂直方向と水平方向に配置を指定する機能と、収納容器に詰められる廃棄体の最大充填率を変えた評価をできるようにした。これにより、切断長と必要となる収納容器数との関係を検討することができる。



(a) Packing model of segmented piping components



(b) Packing model of segmented equipment

Fig. 3 Generated waste container model

2.3 廃棄物量の見積方法

廃棄物量と廃棄物収納容器数は、3Dモデルに基づく本システムで自動的に計算される。本システムを利用して、廃棄物量と配管部品・機器の切断長の関係を求めた。ここでは、切断長が増加すると、廃棄物量 (収納容器数) が減少する傾向を

Fig. 4のように求めた（切断長500 mm以上では廃棄体数がほとんど変わらない）。必要とされる廃棄物収納容器の数は、評価対象としたコンクリート壁で囲まれる部屋からなる複数の解体エリアにおいては、2から5個となることがわかった。切断・解体した廃棄体を収納容器に最大の充填率で詰めるには、配管であれば、短い切断長及び配管の流体流れ方向に半分に切断することが求められる。この場合、切断回数が増えるため、切断作業に関わる作業時間が増加し、作業員の集積被曝線量が増加する。反対に、解体・切断作業時間を減少させると、廃棄物収納容器の数と管理コストが増大する。このような切断長と必要な廃棄物収納容器の数の関係のトレードオフは、集積被曝線量と、廃棄物収納容器の全体管理コストや、収納容器と大型機器の搬出作業の観点から最適化する必要がある。

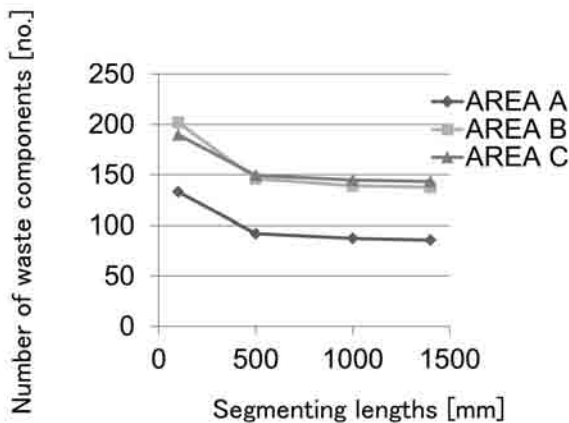


Fig. 4 Relationship between number of waste components and cut lengths

低レベル廃棄物となる機器と配管部品の中間貯蔵計画に関しては、上記の機能から廃棄物収納容器の数が決定できるため、仮想的に建物内の配置の状態をFig. 5のように作成することができる。以上から、本開発システムは、3Dモデルと機器・配管部品の自動切断機能を用いることにより、必要となる廃棄物収納容器を自動的に可視化することができ、収納容器の中間貯蔵計画にも利用することができる。

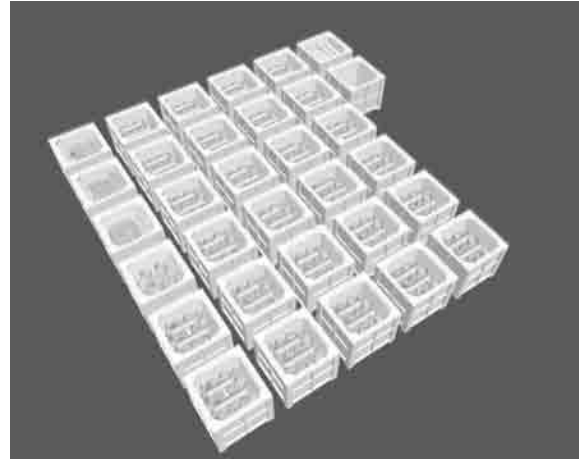


Fig. 5 Containers required for portions of low-level waste

2.4 廃棄物の搬出経路計画

大型機器や廃棄物収納容器の搬出作業では、建物や設備との干渉を回避し、かつ、作業被曝を低減する搬出経路を計画する必要がある。原子力プラント内の複雑で狭隘な空間で、数mの長さの機器を、設備や建物と干渉せずに搬出する経路を、人手で検討することは、3D-CAD上でも容易なことではない。さらに、搬出作業で受ける作業者の被曝線量が最小になる経路を手計算で検討することは困難である。

この問題に対して、自動的に最適な搬出経路を探索するシステムを開発した。本システムは、被曝線量が最小で建物等と干渉しない経路を建物の3D空間上で自動探索し、クレーン、モノレールによる吊り、エアークラスターの引き回しの姿勢と軌道を自動的に算出する。

(1) システム概要

本システムの処理の流れを(a)から(e)に示す。

(a) 入力

入力データとして、建物と搬出物の3次元形状モデル、始点と終点、放射線量率マップを読み込む。

(b) 3次元モデル分割とネットワーク

建物の3次元形状モデルを直方体のセルに細分化する(Fig. 6)。搬出物が通過できる空間を探索するため、内部に3次元形状を含まない直方体セルを残す(Fig. 7)。残った直方体セルを

ノードとし、隣接する直方体セル同士をエッジで結んだグラフネットワークを生成する (Fig. 8)。

(c) 最適化経路の探索

生成したグラフネットワーク上で搬出の始点と終点に該当するノードを設定する。グラフネットワーク上の各ノードに、経路探索の目的関数となる評価値を設定する。Fig. 9は放射線量率を評価値として最小化する経路を探索した結果である。探索された経路のうち目的関数値が最も小さい3本の経路が表示されている。

(d) 6次元軌道の計算

経路は通過点の点列として求められる。これに対し、台車又はクレーンの機構動特性モデルに従って、これらの点列を通過する位置と姿勢の6次元軌道を計算する。

(e) 出力

位置と姿勢の6次元軌道データ、搬送時間、作業員の被曝線量を出力する。

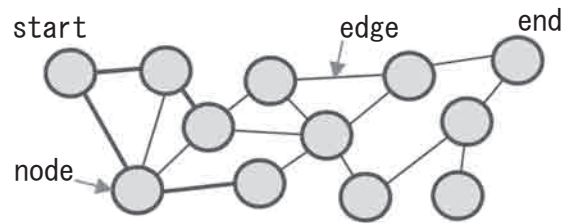


Fig. 8 Graph network for route finding

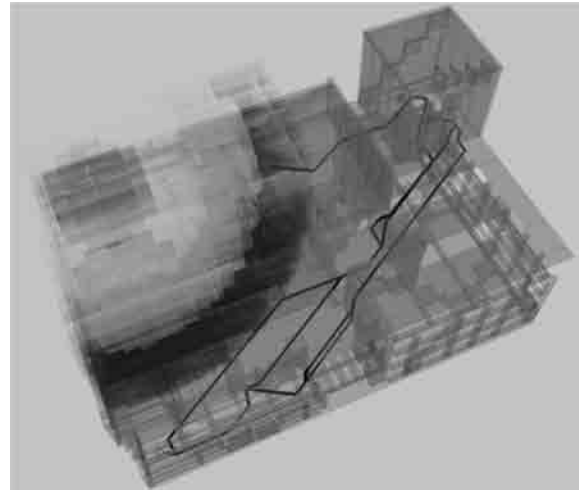


Fig. 9 Found routes with radiation map

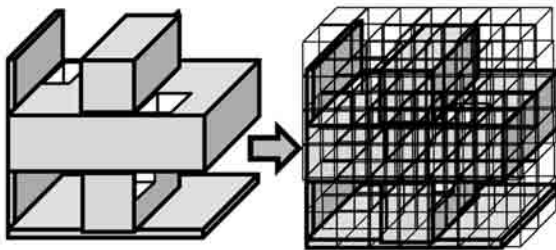


Fig. 6 3D Building model divided into cuboid cells

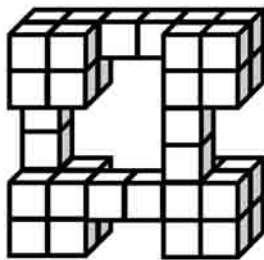


Fig. 7 Cuboid cells containing no geometries are remained

(2) 経路最適化の目的関数

グラフネットワーク上の経路探索の計算処理には、Dijkstra法¹²⁾による最短経路計算アルゴリズムを応用した。本システムでは、次のa)からc)の評価指標を最小化する目的関数を用いた。

- a) 搬出空間余裕度の逆数
- b) 搬出物の曲り回数
- c) 作業員の被曝線量

ここで、一番目の評価指標である空間余裕度の定義を、経路上の1点上にある搬送物の最小外包直方体の表面から障害物までの直交三方向の距離の積とした (Fig. 10)。

また、二番目の評価指標である搬出物の曲り回数は、搬出経路が折れ曲がる箇所の数にした。経路上の曲がり回数が多いと、その分姿勢変更の回数が増えるため、搬送作業工数が増加する。従って、曲り回数は最小化することが望ましい。

そして、三番目の評価指標である被曝線量は、被曝線量率マップから、搬出物が経路上を通過した位置 v から最短な被曝線量率マップの近傍の単

位時間当たりの空間線量率 $r(v)$ を取得し、その位置の通過に要する時間 Δt を積算することにより求められる。また、搬出物を、台車からクレーンに載せ替えるなどの作業による段取時間 tp と載せ替え回数 n の分だけ加味して、経路 p の集積被曝線量 $Fr(p)$ を以下の式 (1) で算出する。

$$Fr(p) = \sum_v \Delta t \times r(v) + \sum_n tp(n) \quad (1)$$

このように最小化すべき評価指標が複数ある場合に、すべての評価指標を最小化することができるとは限らない。そのような場合への対策として、よく用いられるのは、利用する評価指標の荷重和を目的関数とする方法である。しかし、各評価指標の重みをどのように配分すればよいかが明確に決められない問題がある。

これに対し、開発システムでは、評価指標に優先順位をつけ、優先順位の高い評価指標から評価結果を絞り込むことにした。評価値が同一である場合には、次の優先順位の評価指標について段階的に評価する目的関数を設定した¹³⁾。大型機器の搬出経路探索で最優先すべきことは、回転・切り返しなどの姿勢変更の際の空間余裕が確保されることである。姿勢変更ができなければ、搬出すること自体が不可能となる。従って、最優先の評価指標として空間余裕度を設定することにした。同様に数トンの重量の大型機器の姿勢変更や、搬送手段である台車とクレーン間で載せ替える作業は時間を要する作業である。したがって、第二に優先すべき評価指標は曲り回数である。この曲がり回数を最小化することにした。最後に三番目の評

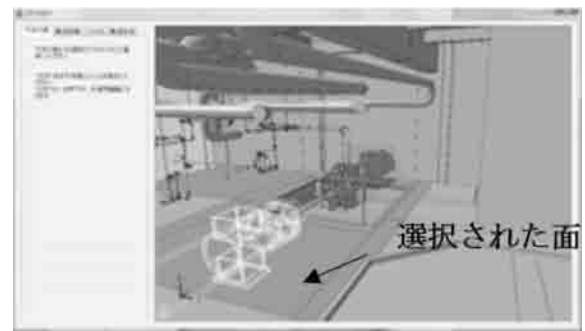
価指標を被曝線量として計算することにした。

(3) クレーンの姿勢軌道

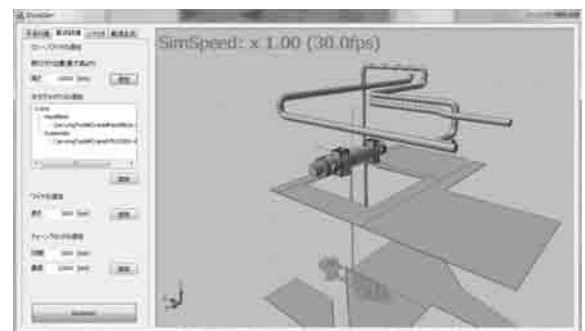
本システムでは、クレーンの吊り機構の物理モデルを微分代数方程式で表現し、時間積分により動特性をシミュレーションする機能を開発した^{14), 15)}。開発したクレーン動特性シミュレータは、以下の(a)から(d)の4つの機能で構成することにした。

(a) 干渉チェックの環境設定

シミュレーション中の干渉チェックのために、クレーン周囲の壁、床、天井、設備、配管などを選択する (Fig. 11 (a))。そして、計算の高速化のために、選択した面のみを干渉チェック対象とすることにした (Fig. 11 (b))。



(a) Selection of facets to evaluate collision



(b) Remained facets as environment

Fig. 11 Environmental facets setting for collision check

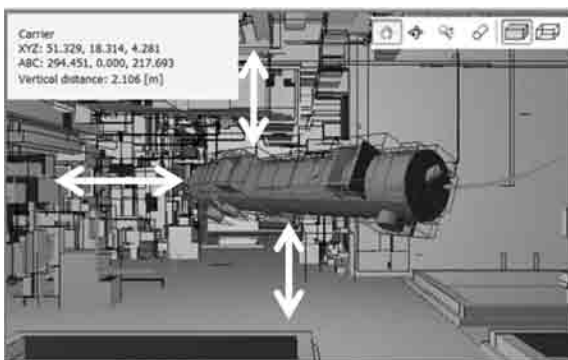


Fig. 10 Space margin on egress route

(b) クレーン機構の定義

大型機器などの搬出物を吊るためのフック、チェーンで伸縮するチェーンブロックをFig. 12のようなクレーン機構として3Dモデル上に定義する。その際にフック、チェーンブロックにかかる荷重とワイヤーの張力が表示されるので、玉かけ作業の安全性を判断できる。

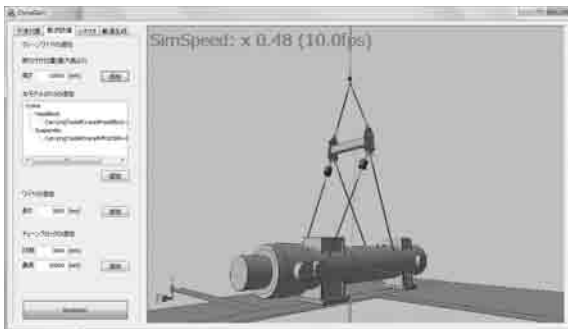


Fig. 12 Kinematics definition for a crane

(c) 操作シナリオ

クレーンをシミュレータ上でリアルタイムに操作して、振動や干渉のない操作シナリオを作成する (Fig. 13)。クレーンの吊り上げ／吊り下げの指令とチェーンブロックの伸縮の指令をボタンで追加し、クレーン操作のシナリオを作成していく。作成された指令値までの軌道と各部位にかかる荷重やワイヤーの張力をリアルタイムで計算することにより、操作の安全性を判断できる。

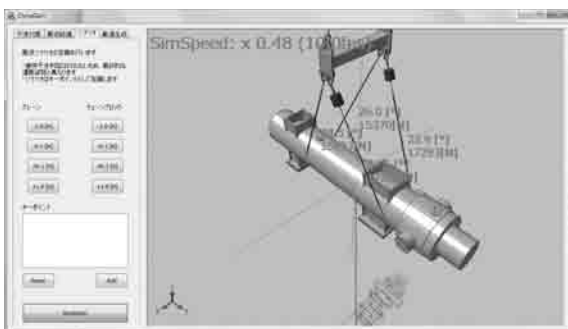


Fig. 13 Operation scenario creation

(d) 軌道生成

(a) で設定した環境内で、(b) で定義したクレーン機構を、(c) で作成した操作シナリオに従い、動特性微分代数方程式を解くことによりクレーンの軌道が生成される (Fig. 14)。これにより、大型機器のクレーン搬出に関して、一連のクレーン軌道をシミュレーションで確認ができる。これにより、干渉の可能性と力学的な作業の安全性を数値データにより確認することが可能とし、動画に保存して共有することにより、工事関係者で作業上のリスクの事前検討に用いることができる。

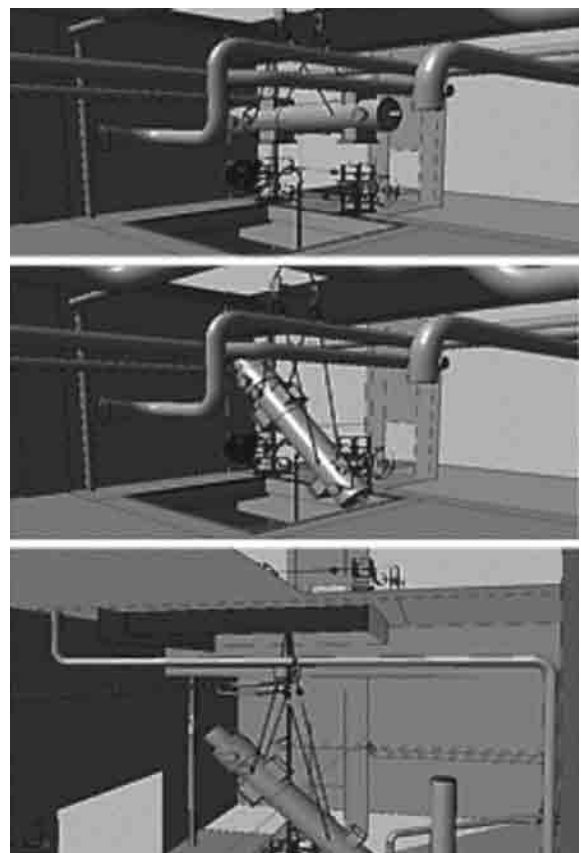


Fig. 14 Generation of trajectory for large equipment

(4) 搬出経路計画の検証

以上の経路探索アルゴリズムは汎用グラフィックスプロセッサ (GPU) による並列処理により、干渉箇所をチェックしている。計算時間を単一CPUのPCとGPUを搭載したPCで比較した (Fig. 15)。ここではGPUの並列計算を援用する

ことにより、単一CPUの場合と比較して、約300倍計算時間を高速化できることを確認した。すなわち、 10^{10} ポリゴン数のとき、単一CPUで30分程度、経路探索計算処理がかかっていたところを、10秒程度の計算時間で高速に計算を終了することができる。

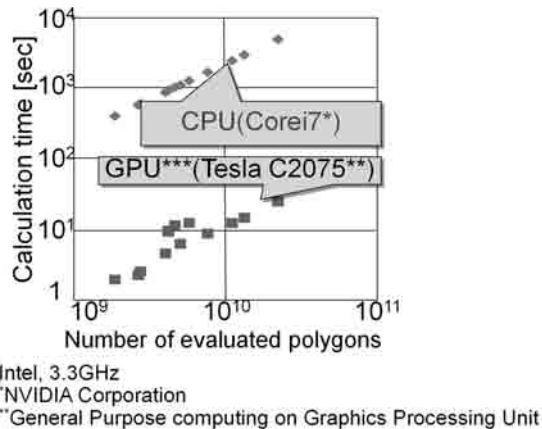


Fig. 15 Calculation time comparison of single CPU and GPU parallel processing

開発したシステムを用いて典型的な収納容器の搬出のシナリオに基づいて、計算した搬出経路を示す (Fig. 16)。ここでは、原子炉建屋の上部階 (オペレーティング・フロア) で廃棄体を詰め込んだ収納容器を、いったん地下階 (トーラス室) に仮置きする。そして、原子炉建屋とタービン建屋の間の空間 (主蒸気配管トンネル室) を経由して、タービン建屋の搬出口に搬出する経路を探索した結果を示す。この計算では、収納容器の始点と終点のほか、トーラス室と主蒸気配管トンネ

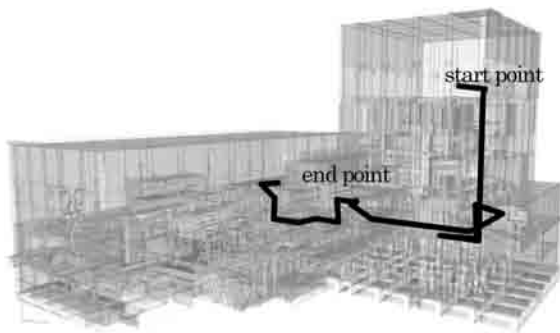


Fig. 16 Egress route goes through main steam tunnel

ル室の2つの経由点を指定した。ここでは、収納容器との干渉があることが分かっている主蒸気配管トンネル室の大径配管とトーラス室のサブプレッショントラップは、予め建屋モデルから除去した。

計算の結果得られた機器搬出の軌道とクレーンの吊り下げ軌道を利用して、建屋モデル内の大型機器の搬出の状態の一例を Fig. 17 に示す。この機能を利用して、搬出経路の数値的なデータを図面的に整理、あるいは、動画として共有して、現場作業の安全性や作業時間を把握することができる。

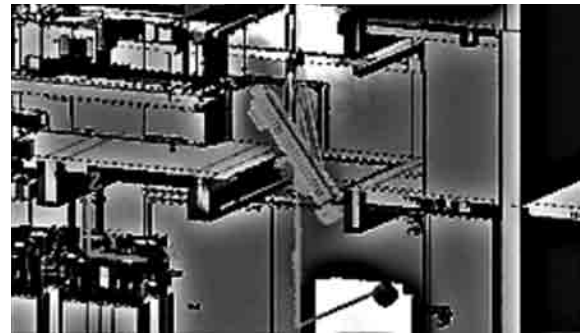


Fig. 17 Combined results based on carrying-out path generation and crane rigging simulation

3. おわりに

インテリジェント 3D モデルにより、大規模なデータ量となる放射能インベントリ・データを 3D オブジェクトに割り当て、空間線量率の分布と廃棄物収納容器モデルを自動生成する機能を開発した。これにより、機器・配管部品の適切な切断長と必要な廃棄物収納容器の数、そして、様々な解体シナリオに基づく集積被曝線量の計算を自動化することができ、廃止措置計画に関わる判断を支援することができる。また、廃棄物量と搬出に関わるシミュレーション結果を利用することで、廃止措置エンジニアリングを体系的かつ効率的に支援できることを確認した。

参考文献

- 1) S. Yanagihara, "COSMARD: Code System for Management of JPDR Decommissioning," *J. Nucl. Sci. Technol.* 30(9), pp. 890-899, 1993.
- 2) Y. Iguchi et al., "Development of decommissioning engineering support system (DEXUS) of the Fugen nuclear power station," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 41(3), pp. 367-375, 2004.
- 3) G. Rindhal and N. Mark, "VRDOSE and emerging 3D software solutions to support decommissioning activities," *IAEA-TECDOC-1602*, pp. 147-158, 2008.
- 4) Y. Ohga et al., "A System for Calculation and Visualization of Radiation Field for Maintenance Support in Nuclear Power Plant," *ICRS* 10, 2004.
- 5) P. Thomas, C. Mouton, and S. Lamouri, "Long-term control of 3D engineering data for nuclear power plants," *Proceedings of the 18th International Conference on 3D Web Technology*.
- 6) ACM, 2013.
- 7) J. Lee, G. H. Kim, I. Kim, D. Hyun, K. Jeong, B. S. Choi, and J. Moon, "Establishment of the framework to visualize the space dose rates on the dismantling simulation system based on a digital manufacturing platform," *Annals of Nuclear Energy*, 95, pp. 161-167, 2016.
- 8) I. Kim, B. Choi, D. Hyun, J. Moon, J. Lee, K. Jeong, and S. Kang, "A framework for a flexible cutting-process simulation of a nuclear facility decommissioning," *Annals of Nuclear Energy*, 97, pp. 204-207, 2016.
- 9) Y. Nonaka, N. Yamamoto, K. Oya, A. Enomoto, and H. Seki, "Development of IT-driven Power Plant Engineering Work Support Systems," *Hitachi Review*, 65(4), pp. 73-78, 2016.
- 10) H. Seki, M. Imamura, T. Hirashige, H. Nagase, S. Tamata, and A. Enomoto, "Estimation and Visualization of Decommissioning Wastes based on Plant 3D Model," *The 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23)*, ICONE23-1015, 2015.
- 11) T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta, and L. Sihver, "Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52," *J. Nucl. Sci. Technol.* 50(9), pp. 913-923, 2013.
- 12) E. Dijkstra, "A note on two problems in connexion with graphs," *Numerische Mathematik*, 1, S. 269 1959.
- 13) A. Enomoto, "Multiple Path Finding System for Replacement Tasks," *Procedia CIRP ICME 2014*, 33C, pp. 3-8, 2015.
- 14) A. Okabe, et al, "Automatic Route-finding with Non-monotonic-trend Factor for Large-scale Plant Maintenance Task," *CIRP CMS 2015, PROCIR-D-14-01150R1*, 2015.
- 15) A. Enomoto, et al, "Multiple Path Finding System for Replacement Tasks," *Procedia CIRP ICME 2014, Vol. 33C, pp.3-8, 2015*.

福島第一原子力発電所の廃炉に向けての アトックスの取り組み (その2)

石川 晃大*、齊藤 大祐*、相原 翔*、櫻木 俊太*
櫻井 達也*、竹村 友紀*、河野 秀紀*

Activities of ATOX for the decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station -Part 2-

Akihiro ISHIKAWA*, Daisuke SAITO*, Sho AIHARA*, Shunta SAKURAGI*
Tatsuya SAKURAI*, Yuki TAKEMURA* and Hidenori KAWANO*

福島第一原子力発電所では国の定めた中長期ロードマップに沿って廃炉作業が進められているが、それには高線量・高汚染の環境下での線量調査及び線量低減の技術が必要である。アトックスは2015年の本誌第51号において線量低減に関連する技術開発等について紹介したが、本報告では前号で紹介できなかった技術開発及びそれ以降の技術開発について紹介する。

The TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station is undergoing decommissioning work according to the Mid-and-Long-Term Roadmap, and technics of dose survey and dose reduction under high dose and high radioactive-contamination environments are necessary. In ATOX, we have reported technical development related to dose survey and reduction in this Journal, 51th issue of 2015. This report describes technological development which could not be introduced in the former report and advanced development after that.

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所 (以下、「1F」という) では、2017年1月に2号機、同年7月に3号機のPCV下部の内部状況が撮影され、映像がメディアにて公開された。この映像により、改めて事故の過酷な状況が確認され、廃炉のために継続した技術開発の必要性が関係者に認識されることとなった。これまでのアトックスの取り組みについては、2015年の本誌第51号¹⁾ にて一部紹介したように、得意分野である除染及び放射線管理技術の蓄積を活かし、国の定めた中長期ロードマップに沿って、主に線量低減に関する線量解析

技術、除染に関連する遠隔操作機器等の開発を行ってきた。

本稿では、前号で紹介できなかった技術開発とともに、それ以降の1Fに関連する技術開発等について、線量調査、遠隔操作機器、屋外環境修復、廃棄物処理、作業者の被ばく低減でのトピックスを紹介する。

2. 線量調査技術の開発

ドローンを用いた建屋内線量調査²⁾

1Fの原子炉建屋床面にはガレキ等の障害物が

* : 株式会社アトックス 技術開発センター (Engineering Research & Development Center, ATOX Co., Ltd)

多いため、建屋内線量調査のツールとして、床面走行型では移動が難しいことからドローンの使用を検討している。しかし、ドローンの多くは、GPSの利用が可能な屋外での空撮や測量等での使用を目的とした機体で、これらは屋内の調査には不向きである。

英国CREATEC社のRISERは、レーザーを利用したSLAM(Simultaneous Localization and Mapping) 制御を行うことからGPS電波の届かない屋内環境でも安定して飛行することが可能である。この種のドローンは、一部の大学やメーカーで研究開発が進められているが、使用実績が少ない。このため、東京電力ホールディングス(株)殿とともに、英国での現地調査及び1Fでの実証試験から、同機の適用性を評価した。

(a) RISERの概要

RISERの外観をFig. 1に、主な仕様をTable 1に示す。機体は国内の電波法に準拠するように、当社から提供した技術情報及び通信機器を基に英国で再調整を行った。



Fig. 1 Appearance of RISER

Table 1 Specifications of RISER

項 目	仕 様
外形寸法	W930×L830×H160 mm
重 量	約4 kg
飛行時間	約15分
搭載センサー	レーザーレンジファインダー ジャイロ・加速度センサー
放射線検出器	CZT検出器※
利用周波数帯	2.4 GHz 帯 (IEEE802.11b/gに準拠)

※ CZT検出器：テルル化亜鉛カドミウム半導体検出器

(b) 1F実証試験と性能評価

1Fでの実証試験は、3号機の逆洗弁ピット及びタービン建屋オペフロ階において、“飛行性能”、“三次元形状の復元図生成”及び“線量解析”の3つの試験項目について行った。

“飛行性能”については、1～5 m/s程度の風の影響がある逆洗弁ピット内においてもRISERの安定した飛行が可能であることを確認した。一方、タービン建屋では、高度推定の基準としていた床面が瓦礫等の散乱により平坦ではなく飛行が安定しない事象が発生したが、高度推定の基準に天井面を追加する制御法の改善により、安定した飛行が可能であることを確認した。

“三次元形状の復元図生成”については、RISERの実測で得られた復元図を図面寸法と比較することで距離・寸法の精度を評価した。対象物としては、形状・材質が異なる金属のフランジやコンクリート壁面等を選定した。その結果、すべての対象物で実測と図面の寸法の差が±10cm以内で三次元形状の復元図が生成可能なことを確認した。

RISERの“線量解析”には、CREATEC社が開発した解析ソフトウェアN-Visageを用いる。その解析には、線量率と距離情報のみで任意の評価点の線量率を評価する基礎解析と、ガンマ線スペクトル情報及び遮蔽効果を考慮することで、表面に限定せず線源位置の特定等により精度の高い線量評価が可能な詳細解析の二種類がある。本実証試験では、逆洗弁ピットは基礎解析と詳細解析、タービン建屋は基礎解析のみを実施した。

N-Visageによる解析では、第一段階で線量率から調査エリアの表面汚染密度を推定し、第二段階でそれを基に任意の位置における線量率を評価する。推定した汚染マップの妥当性は、実測の線量率と推定した汚染密度から算出した線量率を比較することで確認した。3号機の逆洗弁ピットにおける実測値と評価値との比較をFig. 2に示すが、実測値と評価値の整合性が良く、推定した汚染マップは妥当なものといえる。推定した線量率マップをFig. 3に示す(オリジナルの図では実測値が青で、また、評価値が赤で示されている)。なお、逆洗弁ピットの解析値と他の測定器で計測した実測値の差は±20%以内に収まっていた。

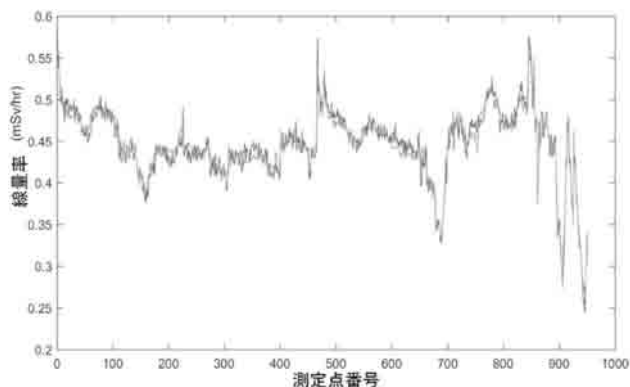


Fig. 2 Comparison of measured values (blue line) and evaluated values (red line) of dose rate

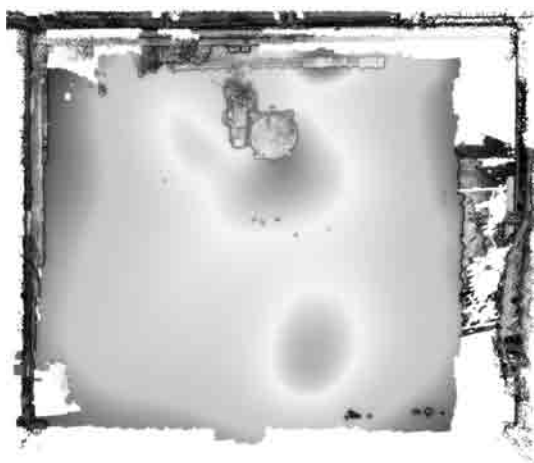


Fig. 3 Dose rate map of backwash valve pit

3. 線量低減に向けた遠隔操作機器の開発

(1) 小型遠隔ガレキ回収装置³⁾

1Fでのこれまでの原子炉建屋内の調査及び除染作業の経験から、建屋内床面には小ガレキや砂塵（以下、「対象物」という）が散乱していることが判明している。今後の高所階での除染作業等では、遠隔装置の走行経路の確保や除染の前処理として、これらを除去することが必要になる。

そこで、高所階での作業をターゲットに、作業員による運搬が可能で、遠隔操作性、回収性に優れたガレキ回収装置の試作機を開発した。

(a) 開発要件

開発の要件を、以下のとおり定めた。

- ① 小ガレキ（約 $\phi 30 \sim 50$ mm）及び砂塵（約 $\phi 0.2 \sim 0.4$ mm）を回収できること

- ② 回収物を任意の場所まで運搬し、排出できること

- ③ 人力運搬による階段昇降を可能とするため、装置を小型・軽量化すること

- ④ 取り回しが困難なケーブルやホースは、バッテリーや無線機構によりケーブルレス化及びホースレス化し、遠隔にて操作できること

(b) 装置の概要

小型遠隔ガレキ回収装置試作機の外観をFig. 4に、仕様をTable 2に示す。本機は回収機構、排出機構、走行機構及び無線機構によって構成され、カメラの映像を視認して遠隔にて操作できる機構となっている。

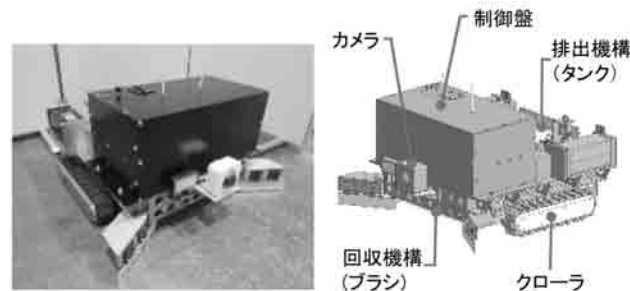


Fig. 4 Prototype of compact device for remote rubble collection

Table 2 Specifications of device

項 目	仕 様
外形寸法	W700×L700×H400 mm
質 量	約 80 kg
走行速度	5 m/min
ブラシ回転速度	200 rpm
回収対象物	小ガレキ（ $\phi 30 \sim 50$ mm）、砂塵
タンク容量	10 ℓ
操作方法	無線による遠隔操作
使用電源	DC24V

a) 回収機構

回収機構は、Fig. 5に示すように2本の回転ブラシで対象物をかき上げて回収しタンクに貯留する。真空吸引に比べ、少ない電力で大きな物を回収できる特長がある。

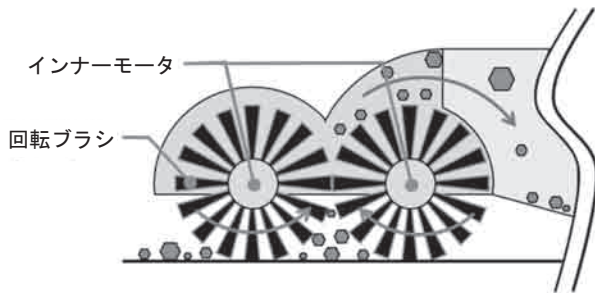


Fig. 5 Collect mechanism of rubble

2本の回転ブラシには、当社開発の壁面除染機やRACCOONのブラシヘッド等で使用しているインナーモータを取り付けた。インナーモータの回転速度は200~400rpmである。

ブラシは、軟質の毛（ナイロンφ0.3mm）に硬質の毛（ナイロン砥粒#240入りφ0.55mm）をV字型に埋め込み、回収時に対象物を中央に寄せて回収しやすくするように設計した。製作したブラシをFig. 6に示す。

また、対象物の回収前後の様子をFig. 7に示す。

b) 排出機構

回収物を任意の場所で排出する機構として、電動アクチュエータによるダンプアップ方式を採用し、回収物を遠隔で排出することができることを確認した。排出機構の外観と排出前後の様子をFig. 8に示す。

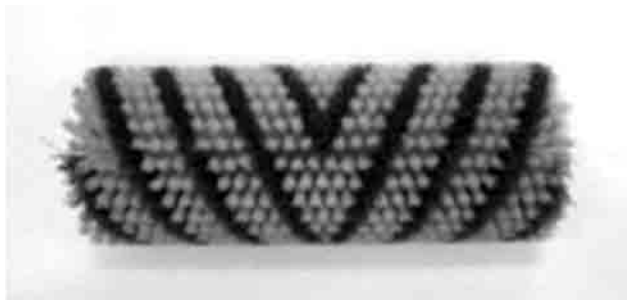


Fig. 6 V-shaped brush



Fig. 7 Before and after collection of rubble



Fig. 8 Emission mechanism of rubble

c) 走行機構

クローラが床面に散乱した小ガレキに乗り上がることを防止するために、クローラカバーを取り付けた。その先端にはナイロンブラシ（φ0.2mm）を取り付けることで、対象物を回収機構へ誘導し、段差を乗り越えることができる機構とした。

d) 無線機構

バッテリーには市販の定格電圧25.2V、定格容量5.3Ahのリチウムイオン二次電池を2個搭載することで、2時間程度動作できることを確認した。

無線機構には、当社が実地で使用しているロボットで実績のあるアクセスポイント方式を選定し、遠隔操作にて走行・回収・排出ができることを確認した。

(2) 長尺多関節アーム “DRAGON”⁴⁾

1Fの原子炉建屋内の高所狭隘部には、ロボットのアクセスが困難なケーブルトレイやダクト配管等の障害物が多く、調査の未着手な箇所が多く残されている。このため、障害物を回避しつつ目標箇所へアクセス可能な高所作業装置の開発が必要である。

国立大学法人東京工業大学が開発したワイヤ干渉駆動型多関節アーム Mini3D CT-Arm をもとに、長尺かつ軽量な多関節アーム（以下、「アーム」という）を2016年度に東京工業大学と共同で開発した。

(a) 装置の概要

一般的なマニピュレータ等は、関節部分にアクチュエータを内蔵しているため、目標仕様のレベルまで軽量化することは困難である。そこで、アクチュエータを分離可能なワイヤ干渉駆動機構を用いたアームを開発した。装置の概念をFig. 9に示す。



Fig. 9 Concept of a high place working equipment

(b) ワイヤ干渉駆動機構

アームに用いたワイヤ干渉駆動機構モデルを Fig. 10 に示す。軸着プーリは軸と固定されており、自由プーリは軸に対し自由に回転することができる。これにより根元側の関節に対し、自由プーリを介してトルクを干渉させることにより、各ワイヤに必要な張力を小さくすることができる。このため、必要なアクチュエータ容量が小さくなり、アームの質量を大幅に減らすことが可能となる。

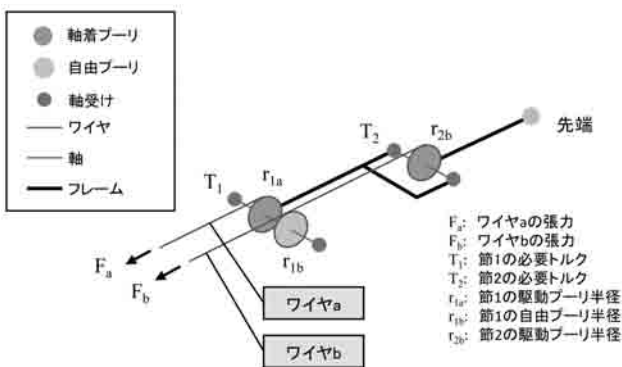


Fig. 10 Coupled tendon-driven model

(c) プーリ配置とワイヤ経路

ワイヤ干渉駆動式アームの設計では、プーリの配置とワイヤの取り回しが非常に重要である。

プーリ配置とワイヤ経路を Fig. 11 に示す。Pitch 軸を直接駆動する 2 本のワイヤは、Pitch 軸では 1 つのプーリに巻くが、Yaw 軸では上下別のプーリに巻く必要がある。同様に、Yaw 軸を直接駆動する 2 本のワイヤは、Yaw 軸では 1 つのプーリに巻くが、Pitch 軸では左右別のプーリに巻く必要がある。

2 本のワイヤを別々のプーリに巻く軸は、どちらのワイヤに張力が発生しても干渉するトルクは同一方向に限定される。このため、干渉により発生するトルクの偏りが少なくなるようプーリを配置する必要がある。

(d) シミュレーション

プーリに発生するトルクは、各々のプーリ半径と張力に比例する。このため基本的なプーリ径をなるべく大きく設定することで必要な張力を小さくすることができる。

設定したプーリ径をもとに、想定可能なあらゆる姿勢における各ワイヤの張力を計算した。安全率を考慮した設定張力以下となるように再びプーリ径を調整する繰り返し計算を行った。また、シミュレータで算出した最大張力をもとに、必要なアクチュエータの選定を行った。

(e) 動作確認

アームの主な仕様を Table 3 に、外観を Fig. 12 に示す。動作確認では、アームが直接アクセスできない対象物（壁・天井）にアクセスする姿勢を目標姿勢とした。

動作確認状況を Fig. 13 に示すが、設定した目標姿勢に近い姿勢まで制御できることを確認した。

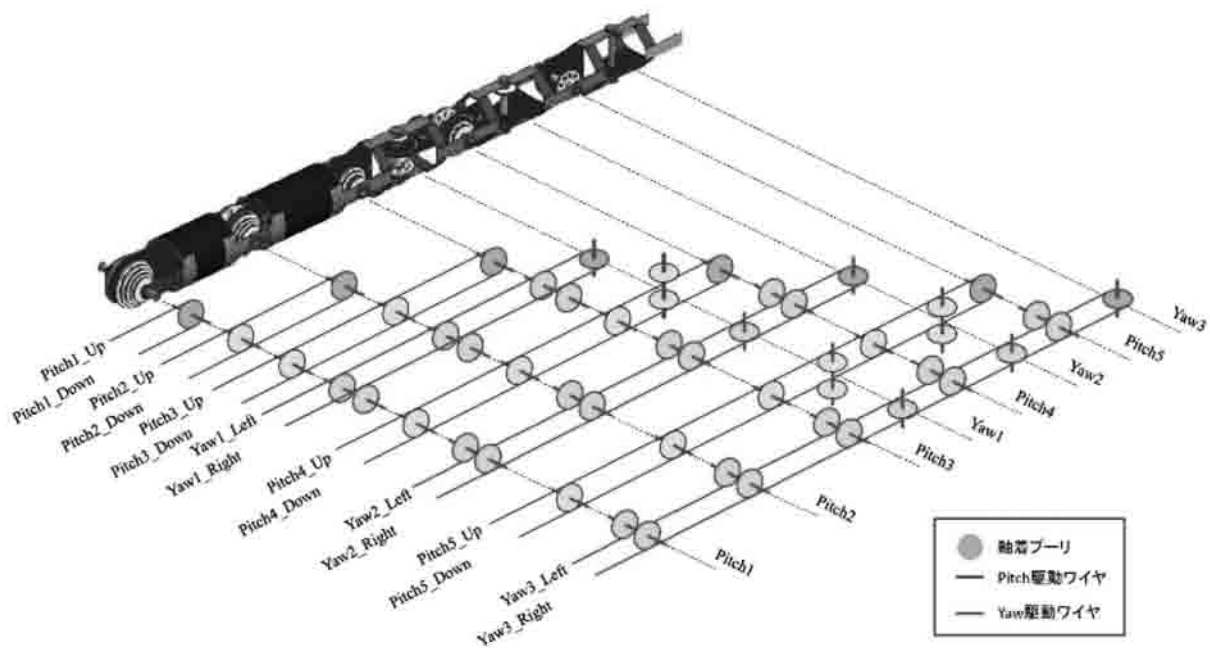


Fig. 11 Pulley arrangement and wire path

Table 3 Specifications of arm

項 目	仕 様
外形寸法	W1, 350×L3, 850×H1, 050 mm
アーム長さ	3, 000 mm
質 量	100 kg (うちアーム部 : 32 kg)
ペイロード	10 kg
関 節	Pitch : 5 関節 Yaw : 3 関節
最高動作速度	各関節 1 rpm
ワイヤ	ステンレスワイヤ φ 3 mm (7×19)

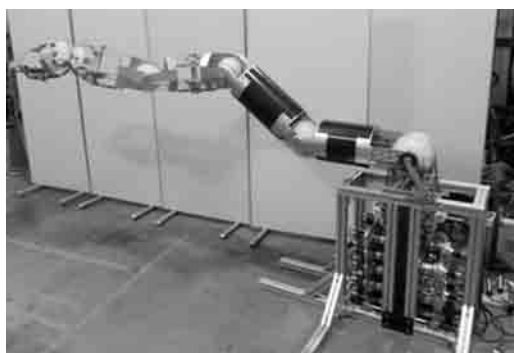


Fig. 12 Appearance of arm

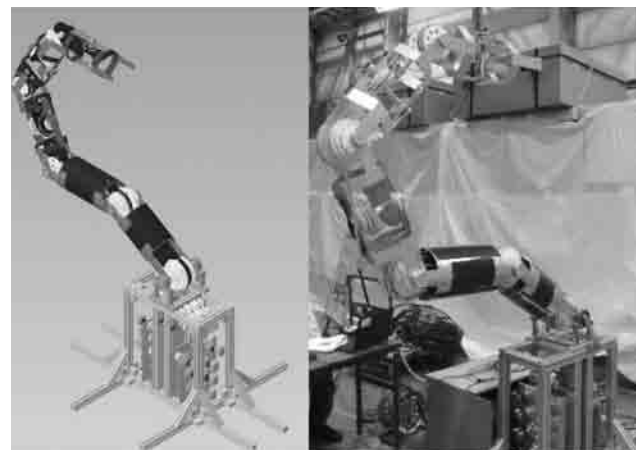


Fig. 13 Operation check

4. 廃棄物処理技術の開発

コンクリートガレキ除染工法⁵⁾

1Fで発生した高線量コンクリートガレキは表層のみに汚染が存在すると想定されている。そのため、表層を除去することで、より低線量区分への移行が期待でき、固体廃棄物の保管管理が軽減できると考えられる。

汚染コンクリートガレキ（以下、「ガレキ」という）に対する除染技術として、他社では、骨材からのセメント剥離や分離を目的とした骨材の再生技術を応用した手法が検討されている。本開発では、骨材そのものの研削・剥離を含めたガレキ表層の均一除去を目標とした。そこで適用技術として攪拌式ブラスト工法を選定し、ガレキの表層除去性能の評価を行った。また、研削材へのセメントや砂の混入による再汚染及び部品消耗による二次廃棄物増大への対策として、研削材の分別機能の検討を行った。

(a) 開発要件

ガレキは形や大きさ、表面状態が多様多様であり、床面や壁面処理のように一般的な研削機構が適用できない。また、一定量まとめた処理が求められる。これらのことから以下の開発要件を定めた。

- ① 不定形状物を均一に研削でき、複数量を同時処理できること
- ② コンクリート研削物を回収できること
- ③ 二次廃棄物を抑制できること

(b) 工法概要

要件を満たす工法として、不定形状材の錆・塗装落とし等に使用される攪拌式ショットブラスト工法を選定した。その工法の特徴を以下に示す。

- ① 対象物を攪拌しながらブラストで研削するため、不定形状物の凹凸にも対応できる。
- ② 研削材と研削物の分別機構が充実しており、研削物を回収できる。
- ③ ②の機能により研削材の再利用に有利であり、二次廃棄物の低減が期待できる。

攪拌式ショットブラスト工法の概念をFig. 14に示す。

(c) 適用性試験

攪拌式ショットブラスト工法により、以下の内

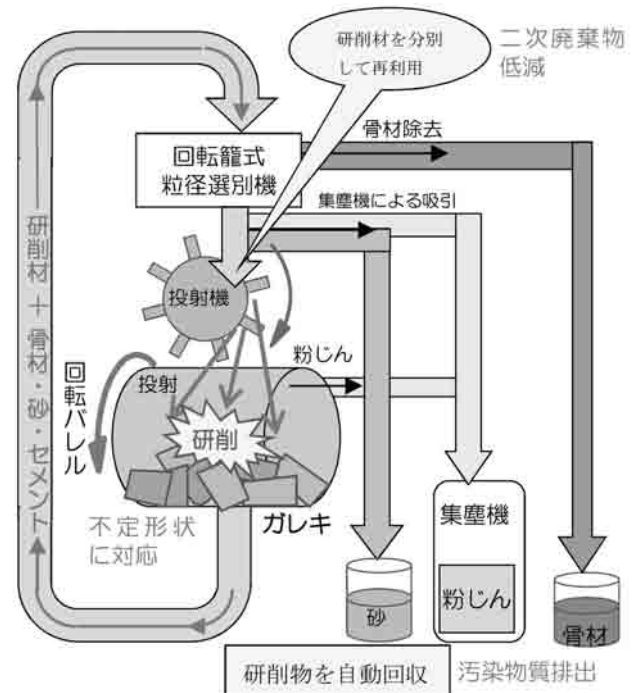


Fig. 14 Conceptual diagram of stirring type shot blast machine

容の性能試験を行った。

- ① ガレキ表面に対する表層除去性能の確認
- ② 研削時間と研削深さの関係の確認
- ③ 一定量まとめたバッチ処理の可否の確認
- ④ ガレキ形状の影響による研削深さの確認
- ⑤ 研削材粒径による研削深さバラツキの確認
- ⑥ 集塵機による研削材と研削物の分別性能の確認
- ⑦ 磁力選別機による研削材と研削物の分別性能の確認

研削材と処理対象物の仕様をTable 4に示す。

Table 4 Specifications of grinding material and simulated rubble

項目	仕様・条件
研削材	形状：角を丸めた円柱状 材質：炭素鋼 硬度：Hv650-750 粒径：φ1.0 mm、φ1.2 mm、φ1.5 mm 投射量：80 kg/min
模擬ガレキ	寸法：□100×L200 mm以下/個 1バッチ投入量：100 ℓ (空隙込み)
サンプルブロック	立方体：W100×L100×H100 mm/個 平板：W200×L200×H60 mm/個 棒状：W60×L300×H60 mm/個

試験結果は以下のとおりであった。

- ① 模擬ガレキの表面塗装をほぼ均等に除去できた。
- ② 研削時間と研削深さは比例することを確認した。
- ③ 100 l の模擬ガレキをバッチ処理できた。
- ④ ガレキ形状の影響による研削深さの偏りはほとんど確認できなかった。
- ⑤ 粒径 $\phi 1.2$ mm の研削材の使用で研削深さのバラつきが最も小さいことを確認した。
- ⑥ 集塵機の風量を調整することで、研削材に含まれる砂やセメントの量を半分以下に低減できた。
- ⑦ 磁力選別機を用いた研削材の中の砂回収、砂の中の研削材回収は、いずれにおいても 90 % 以上の回収率を示し、分別性能は良好であった。

研削処理前後の模擬ガレキの外観を Fig. 15 に、研削深さの分布図を Fig. 16 に示す。

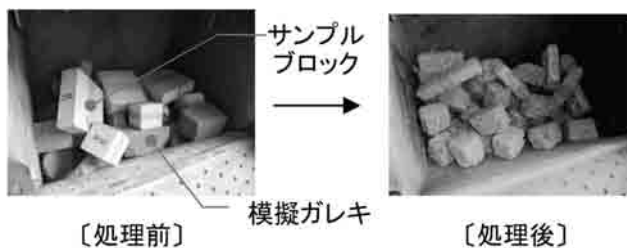


Fig. 15 Appearance of rubble before and after grinding treatment

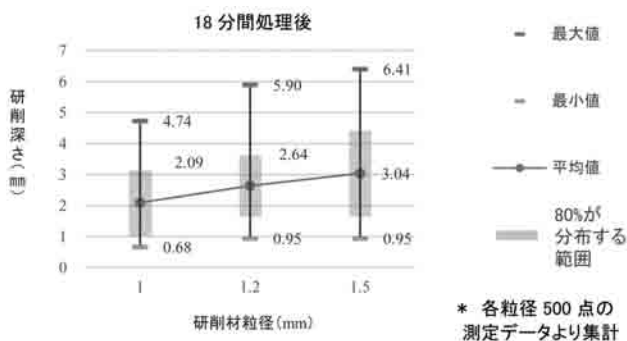


Fig. 16 Distribution diagram of grinding depth

5. 屋外環境修復技術の開発

1Fにおける汚染水の漏洩による建屋周囲の土壤、地下水及び港湾内等への放射性物質の汚染拡大が懸念されている。このような状況を踏まえ、土壤中及び海水中の放射性物質の除去に関する試験を行い、現地への適用性を評価した。

(1) 土壤中放射性Sr捕集のためのPRB技術の適用性評価^{*6)}

重金属等で汚染された地下水の拡散防止技術の一つである浸透式反応性バリア (Permeable Reactive Barrier, PRB) 技術は、土壤中に捕集材を浸透させて土壤汚染を修復する工法であり、主に欧米諸国を中心に20年以上の施工実績がある。このPRB技術による土壤中の放射性Sr捕集性能を検証し、さらに発電所敷地の土質の特性等を考慮して本技術の適用性を評価した。

なお、本評価試験は(株)アトックス、AREVA**、(株)AREVA ATOX D&D SOLUTIONS***のコンソーシアムで実施したものである。

(a) 非放射性Srを用いた捕集性能基礎試験

非放射性Sr濃度1, 300 $\mu\text{g/l}$ の模擬地下水 (一定量の海塩成分を添加した模擬地下水) と、土壤として標準砂を用い、Sr捕集性能を有すると予想される各種の捕集材 (Table 5) についてバッチ試験及びカラム試験を行った。試験前後の模擬地下水中のSr濃度の測定結果からSr捕集性能に係る基礎データを取得した。試験装置の構成を Fig. 17 に示す。

各捕集材の相対的なSr捕集容量を Table 6 の①欄に示す。Sr捕集容量は、ゼオライトA、アパタイトの順に高く、その他の捕集材は低いことを確認した。

Table 5 Reactants for batch and column test

捕 集 材
ゼオライトA、アパタイト、鉄微粒子、骨粉、炭酸塩 +りん酸塩系等

* 資源エネルギー庁の平成25年度補正予算「汚染水処理対策技術検証事業」で得られた成果である。

** 2018年1月23日にOranoに社名変更

*** (株)Orano ATOX D&D SOLUTIONSに社名変更予定

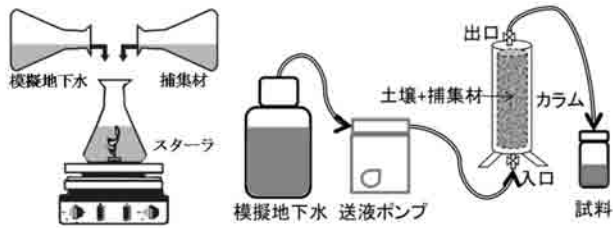


Fig. 17 Image of the batch and column test

Table 6 Mass of Sr captured for each reactants and DF for ^{85}Sr

捕集材	① Sr 捕集容量	② ^{85}Sr 除染係数 ^{*1}		
		2日後 ^{*2}	6日後 ^{*2}	18日後 ^{*2}
ゼオライトA	高	1×10^5	1×10^5	7×10^2
アパタイト	中	2×10^4	1×10^1	1×10^0
アパタイト+ ゼオライトA	—	1×10^5	1×10^5	1×10^5

*1 ^{85}Sr 除染係数＝模擬地下水の ^{85}Sr 初期濃度
(100kBq/l) ÷ カラム出口試料の ^{85}Sr 濃度

*2 模擬地下水透水開始からの経過日数

(b) 放射性Srを用いた捕集性能試験

(a)の結果からSr捕集性能の高いゼオライトA及びアパタイト捕集材を選択し、100 kBq/lの ^{85}Sr を添加した模擬地下水と標準砂を用いて、カラム法により放射性Srの除染係数(カラム入口と出口の放射能濃度の比)を求めた。カラム試験条件をTable 7に示す。

Table 7 Column test specifications

項 目	設 定 値
カラム全長	300 mm
カラム容量	623 mℓ
透 水 量	約 0.25 mℓ /min
捕集材添加量	0.5 wt% (4.3 g)

カラム試験から求めた除染係数をTable 6の②欄に示す。ゼオライトA捕集材では、除染係数が長期間保持され、放射性Sr捕集性能が高いことが分かり、質量濃度の非常に低い放射性Srも捕集可能であることを確認した。一方、アパタイト捕集

材では、短期間で除染係数が低下した。

模擬地下水中には Sr^{2+} と同様の化学的挙動をする二価の陽イオン Ca^{2+} 、 Mg^{2+} が数十～数百mg/l存在するが、ゼオライトAは Sr^{2+} を選択的に捕集し、アパタイトは Sr^{2+} 、 Ca^{2+} 、 Mg^{2+} を捕集した。また、アパタイトとゼオライトAのカラムを連結した場合、ゼオライトAのみと比較して捕集性能の高い期間が3倍程度持続した。これは、アパタイトによる共存イオンの捕集及びゼオライトAによる極微量のSr捕集の相乗効果で、捕集材の寿命の延長とコスト削減が可能となることを示唆している。

(c) 非放射性Srを用いた捕集性能確認試験

発電所敷地内に類似した土壌、非放射性Sr濃度1,300 $\mu\text{g}/\text{l}$ に調製した模擬地下水(福島第二原子力発電所の地下水に広野町海水と SrCl_2 を一定量添加)及び(b)と同じ捕集材を用い、カラム法により捕集材のSr捕集性能を確認した(試験条件はTable 7と同一)。

カラム試験結果をFig. 18に示す。発電所敷地内に類似した土壌、地下水を用いた場合でも、ゼオライトA捕集材のSr捕集性能が高いことを確認した。

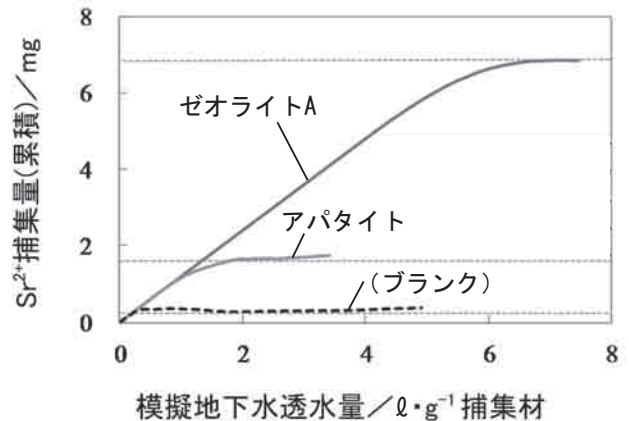


Fig. 18 Mass of Sr captured for each reactants

(d) 1Fへの適用性評価

(a)～(c)の試験の結果、発電所の土質(透水係数及び有効間隙率等)や地下水流動等を踏まえ、PRBの施工場所を選定して放射性Sr捕集シミュレーションを実施し、PRB技術の適用性を以下の

ように評価した。シミュレーションの一例を Fig. 19 に示す。

a) PRBの施工

PRBの捕集材は、アパタイトとゼオライト A を組み合わせて使用し、PRB 施工場所と観測孔との半径 15～20 m、深さ 14 m まで施工する。

b) 放射性 Sr の捕集

観測孔位置から地下水を汲み上げることで周辺の地下水流を制御し、放射性 Sr を捕集する。

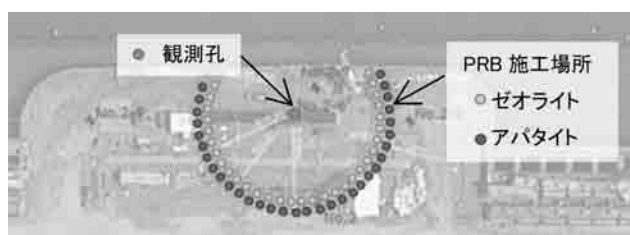


Fig. 19 Application example of PRB positioning to 1F (Near the intake of Unit 2 and 3)

(2) 海水中放射性 Sr 吸着技術の検証及び港湾内への適用性評価^{*7)}

海水中の放射性物質のうち主として放射性 Sr の浄化は、海水中の天然 Sr や Ca 等の妨害を受けることが多く、効率の良い浄化方法の確立が求められる。本試験では浄化方法について Sr 吸着技術及び浄化システムを検討し、発電所港湾内への適用性を評価した。

なお、本評価試験は(株)アトックス、AREVA、(株)AREVA ATOX D&D SOLUTIONS のコンソーシアムで実施したものである。

(a) 評価条件

以下の評価条件に基づき、適切な吸着技術及び浄化システムを選定する。

- ① 約 16 万 m³ の港湾内海水を陸上に揚水することなく、海中で 1 年間で浄化処理を行うこと
- ② 対象海水中の放射性 Cs 及び Sr の浄化目標を告示濃度限度以下の濃度とするよう除染係数 (DF = 処理前後の海水中的核種濃度の比) を 10 とすること

(b) 吸着基礎試験

(吸着剤性能試験結果及び吸着シートの開発)

9 種類の市販の Sr 吸着剤についてバッチ法による非放射性 Sr²⁺ の吸着特性を測定し、さらに放射性 Sr の吸着基礎試験において吸着挙動に差がないことを確認した。

Sr²⁺ を添加した模擬海水を用いた各吸着剤の吸着性能試験結果から、A 型ゼオライトが Sr²⁺ に対して高い吸着能力を持ち、粒径が小さい程吸着性能が高いことが分かった。一方で、通水時の圧力損失の上昇や浄化装置からの流出が懸念され、カラム法への適用は難しい。この課題を克服するために、特種東海製紙(株)のシート化技術を用いて小粒径 A 型ゼオライト (粒径 150～300 μm) を糊着した吸着シート及び吸着フィルターを開発し、AREVA 製の一体型水中浄化装置 NYMPHEA に適用した。

(c) 小型試験装置によるスケールアップ試験

Fig. 20 に示す NYMPHEA の小型試験装置を用い、選定した吸着剤について、ろ過海水を用いた循環方式の吸着性能試験を行った。NYMPHEA は使用済み燃料プールで使用実績があり、効率的に試験を実施するため、約 1 / 20 スケールの小型試験装置を設計した。

吸着フィルターを小型試験装置に装填し、ろ過海水を通水したときの Sr²⁺ 濃度変化を Fig. 21 に示

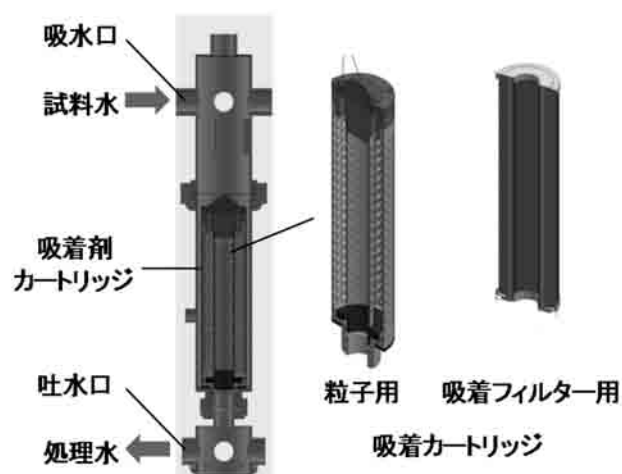


Fig. 20 NYMPHEA purification system

* 資源エネルギー庁の平成 25 年度補正予算「汚染水処理対策技術検証事業」で得られた成果である。

す。溶液中の Sr^{2+} 濃度が平衡になった時点で吸着フィルターを交換し、吸着フィルター 4 本を交換した後は Sr^{2+} 濃度が約 8 mg/ℓ から約 2 mg/ℓ まで低下することを確認した。 Sr^{2+} 濃度の低下に伴い Sr^{2+} 吸着量の減少も見られたが、吸着剤の増量、他の吸着剤との併用により DF10 の達成が可能であることを確認した。

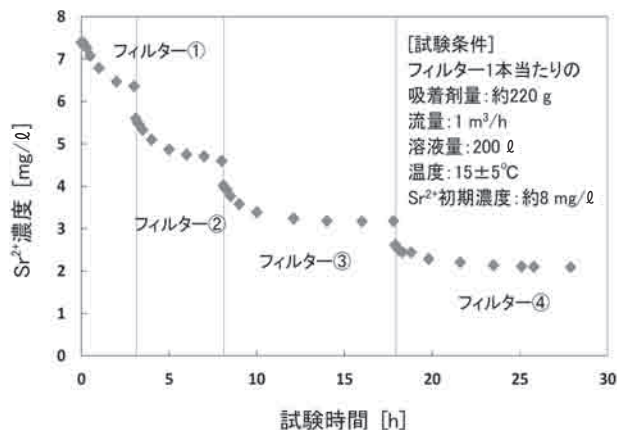


Fig. 21 NYMPHEA Sr^{2+} adsorption test result

(d) 港湾内海水浄化への適用性評価

(b) 及び (c) の試験結果に基づき、本浄化システムの港湾への適用方法及び必要資機材の検討を行い、港湾への適用性を評価した。

本浄化システムの港湾への適用のイメージを Fig. 22 に示す。浄化装置内の吸着カートリッジの交換、資材運搬等の作業性を考慮し、必要機材をプラットフォーム上に集約する形とした。

(b) 及び (c) の試験結果に基づき、発電所港湾内浄化に必要な吸着剤総量及びカートリッジ本数を試算した。1 年間で浄化を達成するために必要

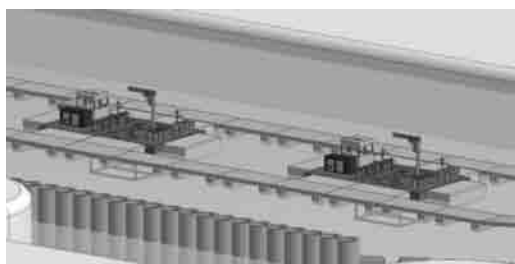


Fig. 22 Application image to 1F Harbor

な資機材量を Table 8 に示す。

Table 8 Amount of requisite equipment

項 目	数 量
ゼオライト総量	1, 233 t
カートリッジ本数	56, 310 本
NYMPHEA 台数	35 台
プラットフォーム数	6 基

6. 作業者の被ばく低減技術の開発 遮蔽ベスト着用時の線量評価⁸⁾

1F 等の高線量下における作業では、鉛やタンゲステン等の重金属を素材とした遮蔽ベストの着用により被ばく線量の低減が図られることがある。その効果については、メーカーが実施した遮蔽ベスト中の素材に対する γ 線透過試験のデータが提示されているが、現場で着用したときの線量低減効果については詳細に調べられてはいない。

そこで、遮蔽ベストを人体の代わりとなる水ファントムに装着した照射試験を実施し、遮蔽ベストの内外に付けた個人線量計の指示値を比較することにより、低減効果を調べた。また、照射試験をモンテカルロシミュレーション計算で模擬することにより、実測値との比較及び試験にはないエネルギーに対する線量低減効果を調べた。

なお、本件は大学共同利用機関法人高エネルギー加速器研究機構との共同研究として実施した。

(a) 照射試験

胸・腹部用の水ファントム（美和医療電機製 JIS Z4915 準拠）に遮蔽ベストを装着し、前面、背面及び側面の位置で、遮蔽ベストの内側と外側にそれぞれ個人線量計（Panasonic 製 ZP-144）を付けた（Fig. 23）。遮蔽ベストは、放射線作業での使用実績が多いバイオラバー RSM E-400（山本化学工業製）を用いた。メーカーカタログ値で鉛相当厚 0.44 mm である。

照射条件は前方、後方及び回転の 3 ケースであり、回転照射は線源が広い範囲に分布している状

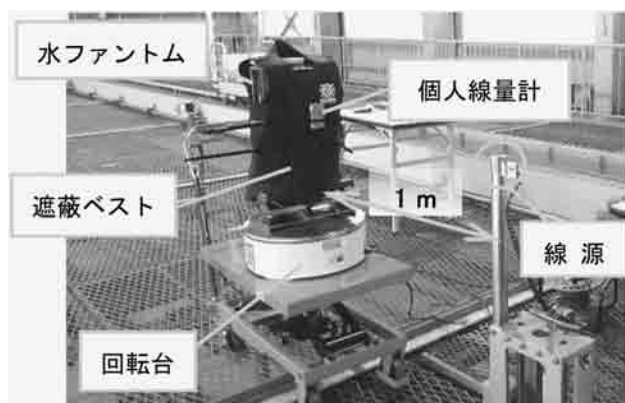


Fig. 23 State of irradiation test

況下での作業を想定したものである。線源は ^{137}Cs 線源及びX線発生装置 (100kV、0.1 mA、タングステンターゲット) を使用した。X線発生装置は、 ^{137}Cs 線源の散乱線による低エネルギー光子の影響を評価するために用いた。

前面の遮蔽ベスト内側の個人線量計の指示値 (1 cm線量当量) について、ベスト着用時と非着用時の値の比をTable 9に示す。前方及び回転照射の結果から、 ^{137}Cs 線源では10~12%、X線源では87~98%の線量低減効果が見られた。遮蔽ベストの前面は重なり部分があるため側面及び背面に比べて遮蔽が厚く、回転照射に比べて前方照射での低減効果大きい。また、後方照射では、水ファントム透過による散乱光子増加の影響で低減効果が小さくなったと考えられる。

Table 9 Radiation dose ratio on shielding vest wearing or no-wearing

照射条件	^{137}Cs γ 線	X線連続スペクトル
前 方	0.88	0.013
回 転	0.89	0.020
後 方	0.90	0.129

(b) モンテカルロシミュレーション計算

照射試験結果の検証を行うとともに、照射試験では容易に実施できない光子エネルギーを変化させたときの線量低減効果を調べた。

Fig. 23に示す試験構成に対して、線源と遮蔽ベ

ストを装着した水ファントムのみを定義し、その距離を同一に設定した。直方体の水ファントムを覆うように厚さ0.44 mmの鉛を遮蔽ベストとして定義し、前面はベストの重なり部分があるため2倍の厚さとした。線量評価点は個人線量計の設置箇所であり、同じサイズの空気領域における1 cm線量当量率を算出した。このシミュレーション計算には粒子・重イオン輸送計算コードPHITS⁹⁾を使用した。

遮蔽ベスト前面の1 cm線量当量率計算結果をまとめたTable 9と同様な比の光子エネルギーに対する変化をFig. 24に示す。200 keV以下のエネルギーでは、線量率比が小さくなり、線量低減効果が高くなっていくことが分かる。

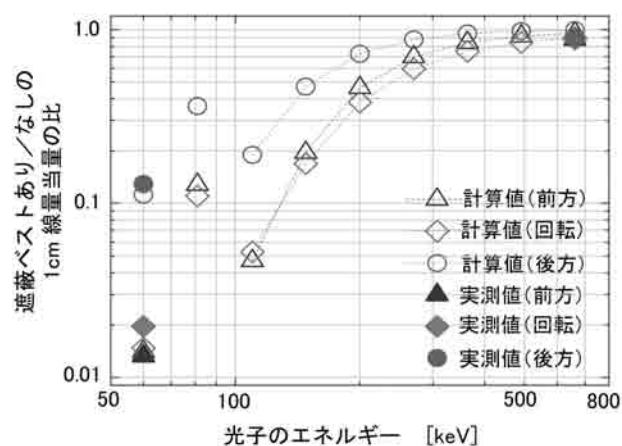


Fig. 24 Photon energy dependence for dose reduction effect

照射試験のモンテカルロシミュレーション計算結果は実験結果とおおむね一致したが、特に低エネルギー領域では実測値と差が生じた。遮蔽ベストの元素組成や散乱線の影響をもう少し調べる必要がある。遮蔽ベストの線量低減効果のエネルギー依存を計算すると200 keV付近で半減できるほどの性能があることが分かった。

7. まとめ

(1) ドローンを用いた建屋内線量調査

RISERを多くの建屋内で飛行させるためには、継続的に現場環境に合わせたシステムや運用基準の改善が求められるが、人や地上型ロボットが近

づくことが困難なエリアにおいてRISERは非常に有用な技術である。今後も、RISER及びN-Visageシステムを活用した1F構内線量調査を東京電力ホールディングス(株)殿と共同で進めていきたい。

(2) 小型遠隔ガレキ回収装置

小型遠隔ガレキ回収装置の試作機の開発により、以下の性能を確認した。

- ① 2本の回転ブラシにより対象物をかき上げ、タンク内に貯留できることを確認した。
- ② 回収物を任意の場所まで運搬し、電動アクチュエータによるダンプアップ方式により排出できることを確認した。
- ③ 試作機質量は約80 kgであり、作業員4人程度での運搬が可能である。
- ④ バッテリー化及び無線機構により、ケーブルレス化を行い、すべての動作を遠隔にて行えることを確認した。

本装置により、多少の凹凸のある床面に堆積した小ガレキ及び砂塵の回収が可能である。

1Fの燃料デブリ取り出しに関するロードマップに合わせ、ガレキ撤去が必要となるタイミングに迅速な現場導入ができるよう、実機の設計を進める。

(3) 長尺多関節アーム“DRAGON”

長尺多関節アームDRAGONを東京工業大学と共同開発することにより、その設計・制御手法を習得することができた。また、アーム製作後の動作確認の結果、問題なく目標の姿勢まで制御できることを確認した。

今後は、高所作業装置の完成を目指して、張力フィードバック制御や伸縮ポールとの連動制御の検討を進める。また、アーム単体においても、更なる長尺化、小径化等の検討も進めていく。

(4) コンクリートガレキ除染工法

研削試験の結果より、研削材がガレキの全表面にほぼ均等に衝突しており、ガレキの形状によって大きく偏ることなく表層が除去できた。投射時間の調節により、目標とする深さを研削でき、汚染の付着・浸透状況に応じて処理することが可能

である。また、研削深さのバラツキの小さいφ1.2 mmの研削材では、余分に削る量が少なく、二次廃棄物低減に適していることを確認した。

研削材分別試験の結果より、集塵機の風量を増加させることで研削材に含まれる砂の量を50%以下に低減でき、磁力選別機を併用することでさらに分別効果の向上が期待できることを確認した。

これよりコンクリート材に対するブラスト処理の課題である、再汚染及び二次廃棄物増大のリスクを、既存の分別機構を改良することで低減できることが分かった。

(5) 土壌中放射性Sr捕集のためのPRB技術の適用性評価

各捕集材の捕集性能試験の結果、ゼオライトAがSr捕集量及び⁸⁵Sr除染係数において最も優れていた。発電所敷地内に類似した土壌及び地下水を用いた場合でも、同等の性能を確認できた。これらの結果及び発電所敷地の土質、地下水流動等を考慮してPRB技術の適用性を評価した結果、本技術の適用により長期間にわたって放射性Srを捕集できることが確認できた。

今後は、最適なPRB施工の提案のために、発電所敷地内における現地確認試験が望まれる。

(6) 海水中放射性Sr吸着技術の検証及び港湾内への適用性評価

各吸着剤の吸着試験結果より、発電所港湾内の汚染海水中のSr浄化に適した吸着剤としてA型ゼオライトを選定し、シート化技術を利用して吸着フィルターに加工することにより、吸着剤の効率的な利用及び浄化装置への適用を可能にした。

浄化システムの適用イメージを構築し実現性を評価した結果、放射性Srについて告示濃度限度の10%以下にすることが可能であることを確認した。

今後、コストや廃棄物量の大部分を占める吸着フィルターについて、より高性能な吸着剤の開発及び吸着シートの改良を進める。

(7) 遮蔽ベスト着用時の線量評価

1Fでの屋外作業では、現在は除染、解体が進み、特にセシウム線源を直視するような現場は少なくなった。線源は表面になく、放射線が内部か

ら構造物を通して出てきている場合やスカイシャインなどの散乱線が主体になっていると考えられる。

本試験で使用した遮蔽ベストは低エネルギー光子に対して有効と分かったことから、散乱線で高線量になっている空間での被ばく量を大きく抑えられる可能性があると考ええる。

8. おわりに

国の定めた1F廃炉作業の中長期ロードマップが2017年9月に改定され、格納容器底部の燃料デブリの取り出しは気中・横工法に軸足を置いて進めることとなった。

このためには、原子炉建屋内の格納容器の横方向のエリアに取り出し機器やホットセル等を設置する必要があり、周辺の線量低減及び障害物除去等の環境改善作業が必要である。そのため遠隔による線量測定、3Dマップ作成、レーザー等による三次元形状計測、機器撤去及び遮蔽設置の効果確認のためのシミュレーション、配管等の遠隔切断、重量物の遠隔搬出等の技術開発が必要であり、アトックスにおいても、今後はこれらに注力して技術開発を進め、燃料デブリの取り出しに貢献したいと考えている。

参考文献

- 1) 河野秀紀, 他, “福島第一原子力発電所の廃炉に向けてのアトックスの取り組み,” デコミッ

ショニング技報, 第51号, 11-23 (2015).

- 2) 齊藤大祐, “ドローンを用いた建屋内線量調査技術,” アトックス技報, No. 9, 8-9 (2017).
- 3) 櫻木俊太, 及川智也, 浦 広幸, “小型遠隔ガレキ回収装置の開発,” アトックス技報, No. 9, 2-3 (2017).
- 4) 西村悠大, 伊藤俊介, “ワイヤ干涉駆動型多関節アームの開発,” アトックス技報, No. 9, 4-7 (2017).
- 5) 長谷川暁, 櫻木俊太, 柴田浩平, “コンクリートガレキ除染工法の検討,” アトックス技報, No. 8, 2-3 (2016).
- 6) 飯塚幸子, 櫻井達也, Francois MANEGLIA, “土壤中放射性Sr捕集のためのPRB技術の適用性評価,” アトックス技報, No. 7, 14-15 (2015).
- 7) 竹村友紀, 末森友英, 岩田将幸, “海水中の放射性物質吸着技術の検証及び港湾内への適用性評価,” アトックス技報, No. 7, 16-17 (2017).
- 8) 河野秀紀, 鶴巻麻美, 永沢 聡, 大橋秀道, 坂本幸夫, “遮蔽ベスト着用時の被ばく線量評価,” アトックス技報, No. 9, 22-23 (2017).
- 9) Tatsuhiko Sato, Yosuke Iwamoto, Shintaro Hashimoto, Tatsuhiko Ogawa, Takuya Furuta, Shin-ichiro Abe, Takeshi Kai, Pi-En Tsai, Norihiro Matsuda, Hiroshi Iwase, Nobuhiro Shigyo, Lembit Sihver and Koji Niita, “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02,” J. Nucl. Sci. Technol. 2018.

固体廃棄物減容処理施設 (OWTF) の概要及び減容処理

坂内 仁*、菊池 優輝*、今泉 春紀*、福井 康太*

Outline of Oarai Waste Reduction Treatment Facility and Volume Reduction Processing

Hitoshi SAKAUCHI*, Yuki KIKUCHI*, Haruki IMAIZUMI* and Yasutaka FUKUI*

(国研)日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターの各施設から発生する線量の高い放射性固体廃棄物の減容処理を行うため、建設中の固体廃棄物減容処理施設 (OWTF: Oarai Waste Reduction Treatment Facility) では、インカン式高周波誘導加熱方式によりセル内遠隔操作にて放射性固体廃棄物を減容及び安定化処理する計画である。

ここでは、建設中の固体廃棄物減容処理施設の概要、放射性固体廃棄物の減容及び安定化処理に関して紹介する。

OWTF (Oarai Waste Reduction Treatment Facility) is constructed for volume reduction processing and stabilization treatment of radioactive solid waste, which is generated from hot facilities in Oarai Research and Development Center of Japan Atomic Energy Agency, using in-can type high frequency induction heating by remote control.

The present report describes outline of OWTF under construction, and the volume reduction and stabilizing technologies (incineration and melting) for the waste treatment.

1. 序論

1.1 背景及び目的

(国研)日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターでは、高速増殖炉 (FBR) サイクルの実用化に向けた研究開発及びこれら研究開発のために照射済みの燃料及び材料の試験を実施している。

大洗研究開発センターでは、各施設で発生する放射性固体廃棄物を分類に基づき区分し、所定の容器等に封入後、廃棄物管理の事業許可を得た廃棄物管理施設の処理施設等において処理、保管管理している。

照射済みの燃料及び材料の照射後試験に伴い発生する α 放射性物質を含む放射線量の高い固体廃

棄物は、専用のステンレス製密封容器に封入した後、廃棄物管理施設の貯蔵施設において保管管理しているが、貯蔵施設が逼迫 (2018年1月現在では、貯蔵能力に対して約97%保管) している。

このため、貯蔵裕度の確保及び将来の廃棄物処分を見据えて、廃棄物の減容及び安定化を図るために、平成25年から固体廃棄物減容処理施設 (以下、「OWTF」という) の建設を進めている。

1.2 施設概要

OWTFの基本構造は、鉄筋コンクリート造 (一部鉄骨造)、地下1階、地上2階 (一部3階)、延べ床面積5,100 m²である (Fig. 1)。

地下1階には主に廃棄物を処理する焼却溶融設

* : (国研)日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター
(Oarai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency)

備、地上1階には廃棄物の受入及び分別を行う前処理設備、地上2階には設備機器のメンテナンス用の保守設備、地上3階には施設内の空調設備を設置する。

OWTFでは、 α 放射性物質を含む放射線量の高い固体廃棄物を取り扱うため、鉄筋コンクリート造りのステンスライニング仕上げされた気密構造のセルに焼却溶融炉や前処理機器等を設置し、遮蔽窓を介して遠隔操作で廃棄物を取り扱う。



Fig. 1 General view of OWTF

1.3 建設状況

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おける廃棄物管理の事業に基づく許可を経て、2013年7月に工事着工し、2018年1月現在では建築工事は概ね完了し、内装設備機器の製作及び据付工事を実施している (Photo 1)。

2015年12月の新規制基準施行に伴う許認可並びに使用前検査等の受検も進めており、2018年度内の竣工を予定している。



Photo 1 Construction Status of OWTF (29th January, 2018)

2. 廃棄物処理

2.1 処理対象廃棄物

大洗研究開発センターにおいては、発生した放射性固体廃棄物は、 α 核種の放射能濃度 (Bq/容器) 及び容器の表面線量率により、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物A・B及び α 固体廃棄物A・Bの4種類に区分して、廃棄物管理施設にて保管管理している。

このうち、OWTFでは主に α 固体廃棄物Bを処理対象廃棄物としている。 α 固体廃棄物Bは、可燃物 (除染資材等 (紙、布等))、難燃物 (塩化ビニル等) 及び不燃物 (金属等) が混在した雑固体廃棄物であり、OWTFにて受け入れ、分別・解体後に処理する。このほか、廃イオン交換樹脂 (以下、「廃樹脂」という) ($\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物A・B) 及びチャコールフィルタ (α 固体廃棄物A) を処理する。なお、処理能力として年間約13 tonを処理する計画としている。

放射性固体廃棄物の区分をFig. 2、 α 固体廃棄物Bの封入形態をFig. 3に示す。 α 固体廃棄物Bは、L缶、S缶及びG缶の形状がある。

2.2 処理概略

OWTFでは、貯蔵裕度を確保するため、既に廃棄物管理施設の貯蔵施設に保管中の α 固体廃棄物Bを受け入れ、開梱、分別・解体等の前処理を行う。前処理した可燃物及び難燃物は焼却溶融炉で焼却処理、その焼却灰を取り出し、不燃物とともに同じ焼却溶融炉にて溶融処理する (Fig. 4)。

廃樹脂は流動乾燥装置にて温風乾燥させたのち、配管移送で焼却溶融セルに移送し、焼却処理を行う。チャコールフィルタは金属製のケーシング部分と添着炭からなるチャコール部分をセルまたはホール内で分離し、直接溶融処理する。

また、 α 固体廃棄物Bには、原子炉で中性子照射され放射化した被覆管やラッパ管等の金属も含まれているが、廃棄物の封入容器の放射性物質量の基準から、溶融処理による減容を見込めないため、レーザーにより細断後に、封入容器内に再度充填する。

OWTFにて溶融処理した後の溶融固化体は、廃棄物の封入容器に再度封入し、貯蔵施設で再保管する。貯蔵された溶融固化体は、将来的に、処分

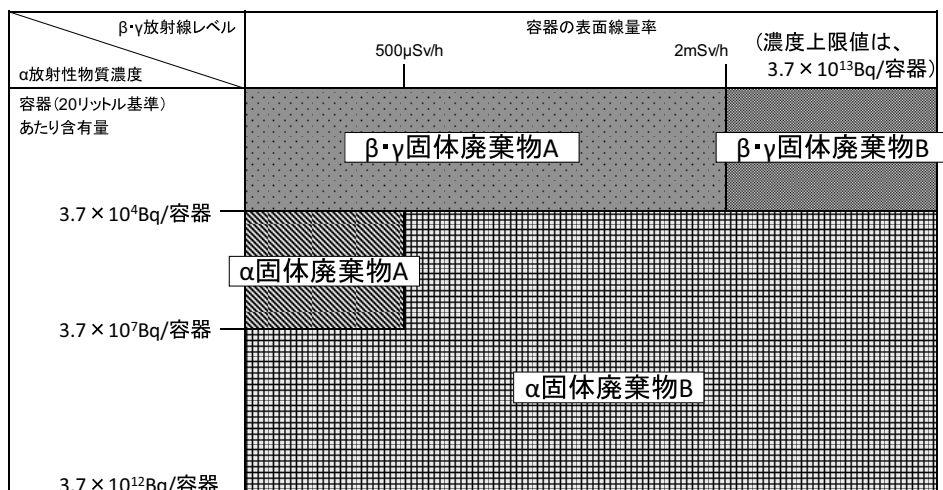


Fig. 2 Classification of radioactive solid waste

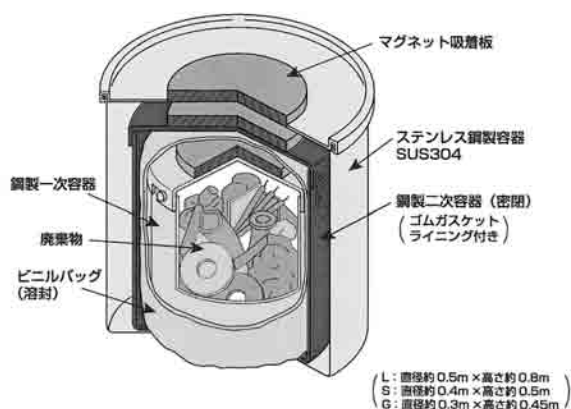


Fig. 3 Enclosure form of α solid waste B

場の受入形態に合わせて搬出する。なお、処分区分はTRU核種を含み放射線量が高いため、余裕深度処分相当を想定している。

2.3 前処理設備

OWTFにて受け入れた廃棄物は、前処理セルにおいて、遠隔操作にて封入容器の開梱、廃棄物の分別・解体等を行う。前処理セル内では、遠隔操作クレーン及びパワーマニピュレータ付クレーンにより主に廃棄物や可搬機器等の運搬を行う。また、廃棄物の分別・解体等の個別の対応が必要な

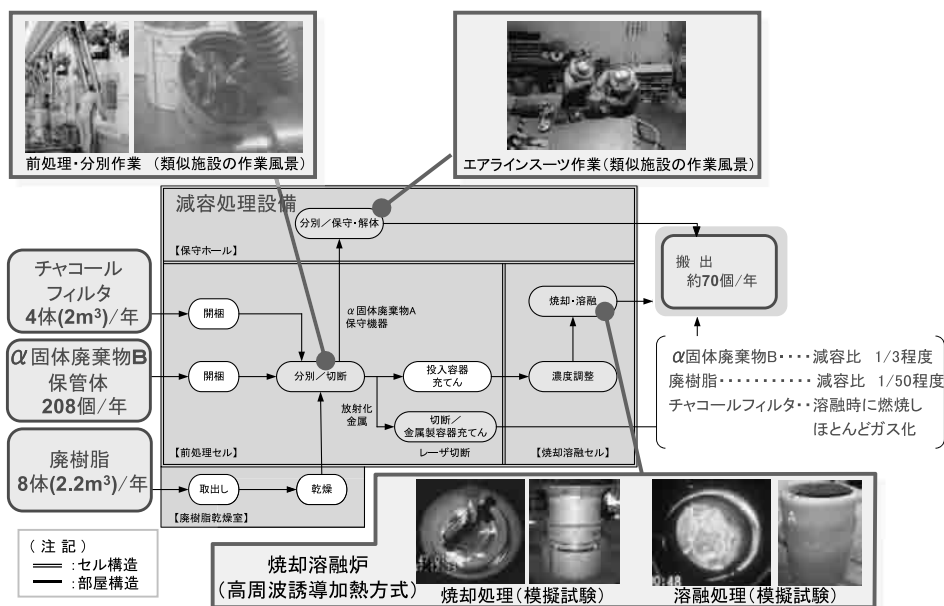


Fig. 4 Flow diagram of waste processing

作業は、マニプレータにより作業者が遮蔽窓越しに行う。前処理セルは、開缶エリア及び分別エリアにて構成される。

前処理セル（開缶エリア）では、受け入れた α 固体廃棄物Bのステンレス製密封容器を開缶装置により開封し、塩化ビニルにて梱包された容器を取り出し、前処理セル（分別エリア）にコンベアにて搬送する。

前処理セル（分別エリア）では、紙や布、ゴム等の焼却処理対象物及び鉄鋼や非鉄金属等の溶融処理対象物毎に仕分けし、専用の容器（以下、「投入容器」という）内に充填し、各々重量及び表面線量を測定、記録し、焼却溶融セル内の投入容器保管装置内に一時仮置きする。なお、投入容器に入らない金属等の分別・解体においては、機械式切断装置、破砕機及びレーザ切断装置を用い、全て遠隔操作にて行う。

なお、 α 固体廃棄物Bに含有される有害物質（カドミウム、ベリリウム、鉛等）、低沸点金属（亜鉛、真鍮等）、アルミニウム、水分を含んだ廃棄物及び油分等の付着した廃棄物は、溶融処理時の突沸や爆発等の安全・安定的な運転ならびに溶融固化体及び処分場の品質に支障をきたすため、極力分別または除去し、溶融処理を行わない。

前処理設備の概要をFig. 5に示す。

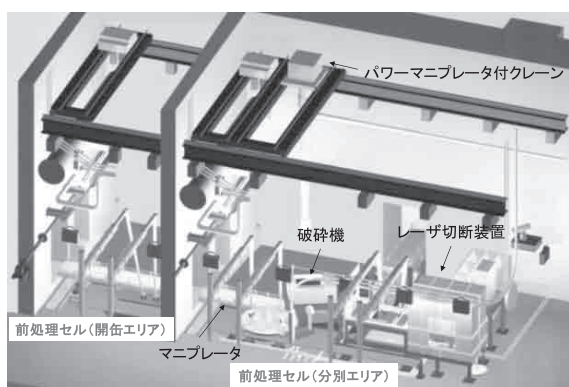


Fig. 5 Pre-treatment cell

3. 焼却溶融設備

OWTFにおける廃棄物の減容処理については、焼却溶融セル内に設置した高周波誘導加熱方式の焼却溶融炉を用い、焼却処理及び溶融処理により行う。これらの処理は同一の炉で行う。

焼却処理では炉内に金属円筒、溶融処理では炉内にキャニスタを設置し、処理を行う。同一の炉で処理を行うことから設備のコンパクト化を図ることができ、廃棄物と焼却溶融炉が直接接触することがないため遠隔保守性にも優れている。

金属円筒もしくはキャニスタは、台座と呼ばれる耐火材等で構成する台に載せられ、焼却溶融炉下部から炉内に設置される。焼却溶融炉の高周波加熱部に設置された高周波コイルに通電することにより、被加熱部である金属円筒もしくはキャニスタ内の金属が加熱される。高周波コイル内には冷却水を流すとともに、その内側に耐火材を設置し、処理時の熱から高周波コイルを保護する。

廃棄物を充填した投入容器は、焼却溶融炉の上部に設置される投入装置を用いて、順次投入される。焼却溶融処理時に発生する排ガスは、焼却溶融炉の下部から流入した燃焼空気に同伴され焼却溶融炉上部から排気される。

OWTFでの α 固体廃棄物Bは、焼却処理及び溶融処理により、減容率1/3を目標としている。焼却溶融炉の概略図をFig. 6に、また、焼却処理及び溶融処理の概要をFig. 7に示す。

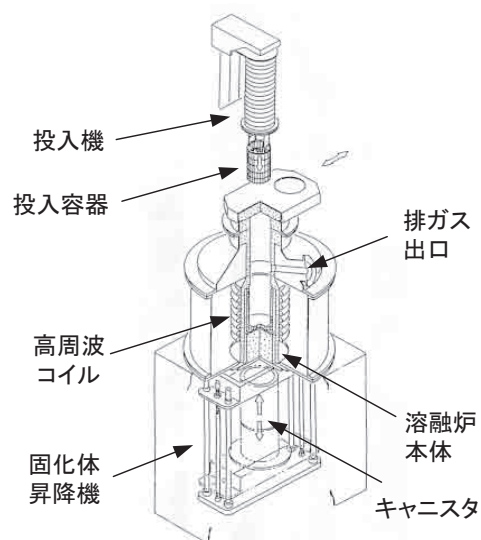


Fig. 6 Schematic view of incineration and melting furnace

3.1 焼却処理

焼却処理では、可燃物（除染資材等（紙、布等））及び難燃物（塩化ビニル等）を処理し、有機物の無機化及び減容処理を行う。

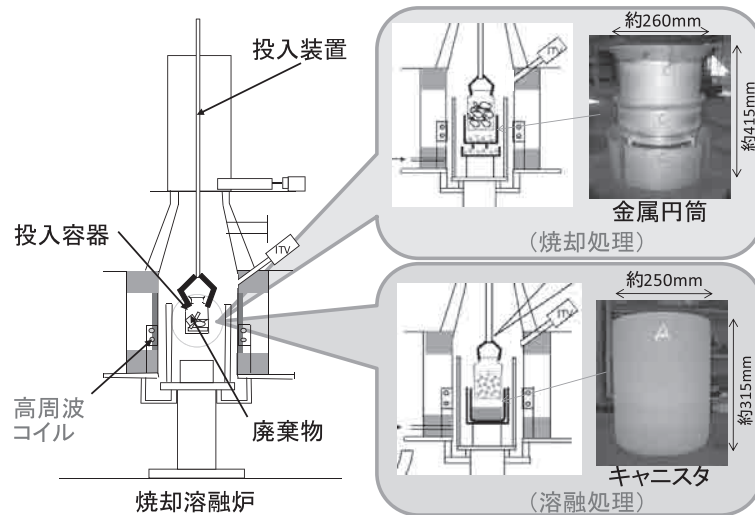


Fig. 7 Incinerating and melting system

焼却処理においては、焼却溶融炉内にステンレス製（SUS304）の金属円筒を設置し、金属円筒を高周波誘導加熱により加熱し、発熱した金属円筒に投入容器を投入し、火格子の上で間接加熱して処理する。

焼却処理の手順は以下に示すとおりである（Fig. 8）。

- ① 金属円筒を高周波誘導加熱により加熱し、所定の温度（約800℃）とする。
- ② 金属円筒内に廃棄物を充てんした投入容器を投入する。
- ③ 廃棄物は金属円筒内の火格子上で焼却処理され、焼却灰は灰受け皿に落下する。灰受け皿はステンレス製であり、高周波誘導加熱されるため、未燃灰があった場合でも引き続き焼却処理される。
- ④ ②～③を繰り返し、所定量が焼却処理された後、処理終了とする。
- ⑤ 処理終了後は、夜間に自然冷却を行い、焼却溶融炉内から金属円筒を搬出し、焼却灰の回収を行う（Photo 2）。

3.2 溶融処理

溶融処理では、不燃物（金属等）及び焼却灰を処理し、安定化及び減容処理を行う。

溶融処理においては、焼却溶融炉内にセラミック製（非導電性アルミナ系セラミック）のキャニスタを設置し、キャニスタ内に金属等を設置し、



Photo 2 Incinerated ash

金属等を直接高周波誘導加熱して溶湯を形成し、溶融処理を行う。

また、溶融処理時にはAI（放熱補償体）リング¹⁾（炭化ケイ素（SiC）コーティングの黒鉛）を装荷する。AIリングは、溶融スラグに浮き、高周波誘導加熱により自らが発熱するため、キャニスタ内に溶融物とともに装荷することで、低温になりやすい上部の溶融スラグを高温に保ち、スラグ上面の部分的凝固を防止することができる。

溶融処理の手順は以下に示すとおりである（Fig. 8）。

- ① キャニスタ内に金属廃棄物を装荷し、焼却溶融炉内に設置する。
- ② 高周波誘導加熱により金属廃棄物を加熱（約1500℃）し、溶湯を形成する。
- ③ 廃棄物を充てんした投入容器をキャニスタ

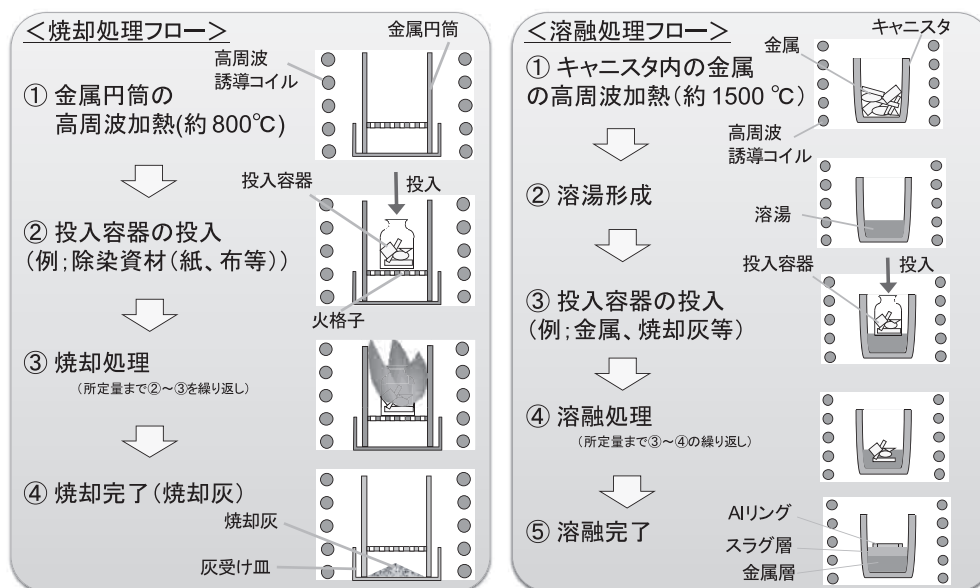


Fig. 8 Flow diagram of incinerating and melting

内に投入する。

- ④ 廃棄物を溶融処理する。
- ⑤ ③～④を繰り返し、所定量が溶融処理された後、処理終了とする。
- ⑥ 処理終了後は、夜間に自然冷却を行い固化させ、溶融固化体 (Photo 3) として焼却溶融炉内から搬出する。

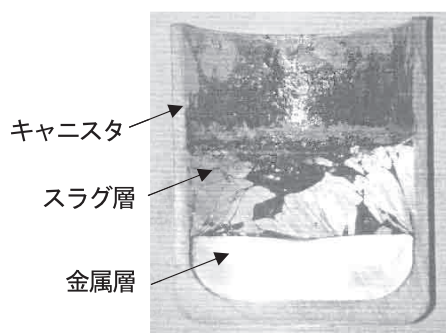


Photo 3 Cross-section of solidified metal

3.3 溶湯サンプリング

将来の処分に向けて、溶融処理時にサンプリング治具 (シリカ系セラミック) を用いて、固型化する前の溶湯から溶湯サンプルを採取し、核種分析及び線量測定する計画としている。サンプリング治具は、円筒形状の棒の内部を空洞にし、溶湯が治具内に入り込めるように上下方向に数か所穴 (φ10 mm) をあけた構造となっている。

溶湯サンプリングでは、投入容器を投入するための投入装置のハンドリング機構部にサンプリング治具を把持し、溶湯にサンプリング治具を挿入して溶湯サンプルを採取する (Fig. 9)。

3.4 排ガス処理設備

排ガス処理設備は、2次燃焼器、排ガス冷却器、セラミックフィルタ、セル内フィルタ、排ガスフィルタ、排ガス吸着塔、排ガス洗浄塔、排ガス凝縮器、ミストセパレータ、排ガス加熱器及びルテニウム吸着塔から構成される (Fig. 10)。

排ガス処理設備によって、焼却溶融炉で発生した排ガスの未燃焼分の燃焼、ダイオキシンの抑制、ダスト除去、揮発性及び腐食性ガスの除去等を行う。排ガス処理設備は、放射線量が高くなるセル内フィルタまでは焼却溶融セル内に設置し、フィルタ交換等は遠隔保守性を考慮した設計としている。

排ガス中に含まれる未燃ガスを完全燃焼させるための2次燃焼器は電気式を採用しており、一般的に使用されている可燃ガスや灯油等の可燃性物質を系統内に導入しないことにより、安全性を高めている。

セル内フィルタ及び排ガスフィルタは、高性能HEPAフィルタを内蔵したものである。排ガス吸着塔及びルテニウム吸着塔は、吸着材にシリカゲ

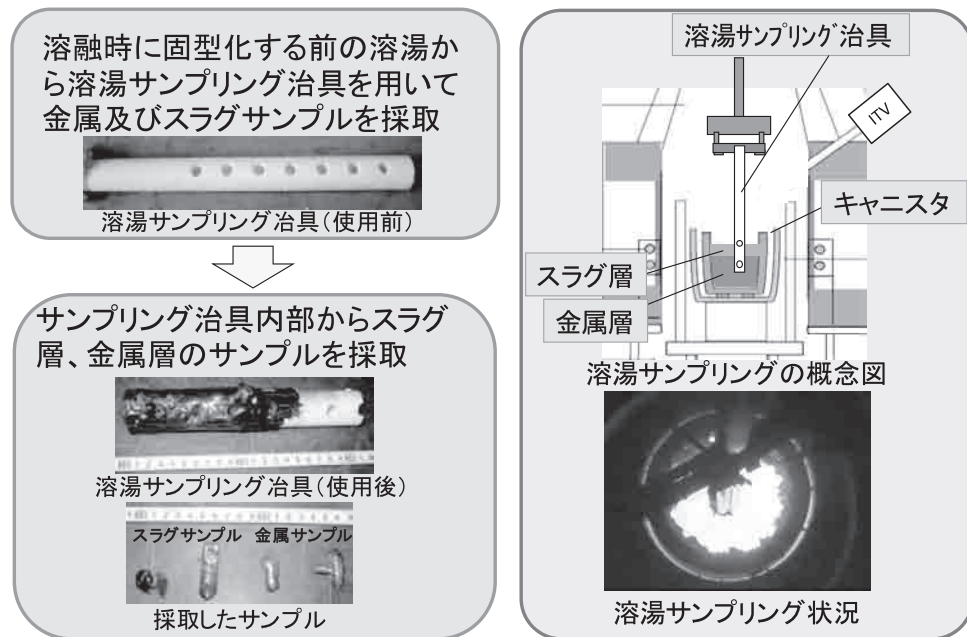


Fig. 9 Sampling from solidified product

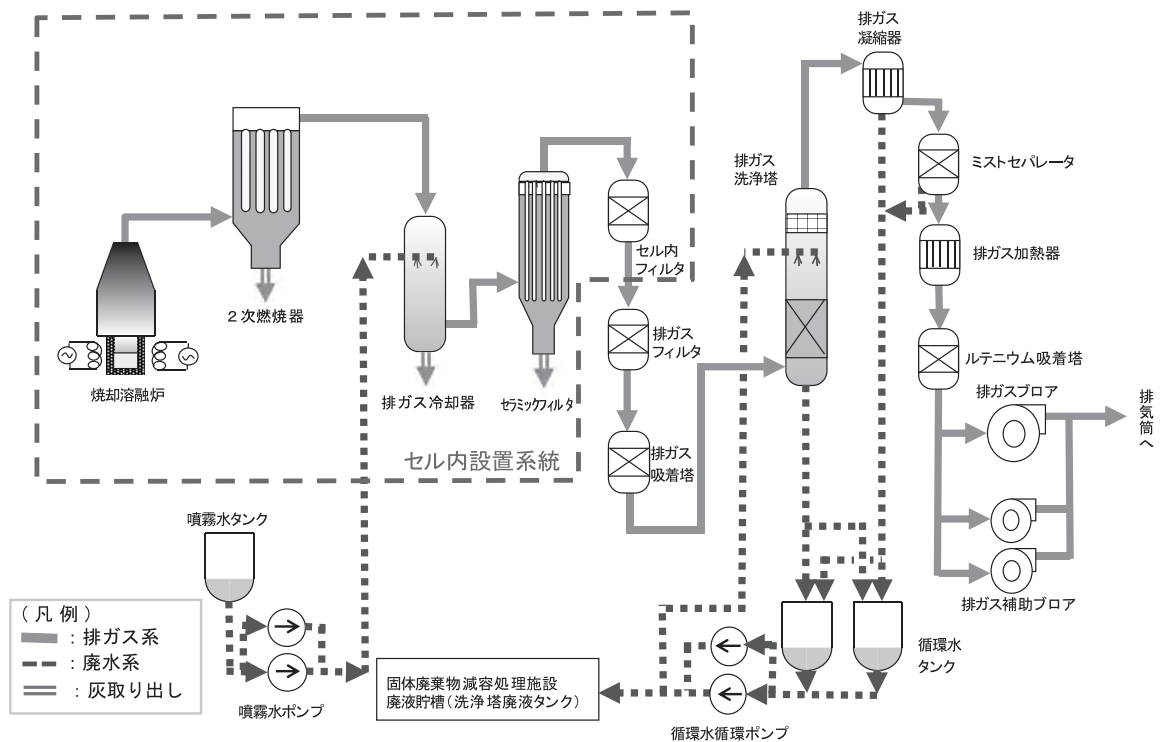


Fig. 10 Process flow of off gas treatment

ルを使用した揮発性のRu捕集用の充てん塔である。排ガス吸着塔は、HCL等の酸性ガスの除去を行うため、排ガス洗浄塔から廃液側に移行する放射性物質の低減を行うため、排ガス洗浄塔の上流に設置される。

これらの排ガス処理設備により、不揮発性の放射性物質については除染率 1×10^{10} 以上、揮発性のRuについて除染率 1×10^5 以上となる設計としている。

4. 課題

OWTFにて処理する廃棄物は、1970年代より発生しているため、一部内容物の詳細なデータが不足しているものがある。また、可燃物、難燃物及び不燃物が混在する雑固体廃棄物であることから、OWTFのセル内で廃棄物の分別を行い、焼却処理及び溶融処理の適切な処理条件（処理量、処理順序、温度等）を見出すことが重要である。このため、OWTFでの前処理要件を整理するとともに、焼却処理及び溶融処理の手順を確立する必要がある。

また、将来の処分を見据えた溶湯サンプリングの分析方法及び分析対象核種についても検討を進めていく必要がある。

5. 結言

2013年7月に工事着工し、建設工事を継続している（Photo 4）。2018年度内の竣工に向けて、許認可、使用前検査等の受検及び内装設備工事を継続して進めていく。

建家竣工後は、セル内遠隔操作に向けた遠隔保守試験及び試運転調整を行うとともに、運転開始後は廃棄物のデータを取得し、焼却処理及び溶融処理に係る更なる

データ拡充を行い、運転条件を確立していく。

参考文献

- 1) 川崎重工業株式会社, 川口一郎 他, “雑固体廃棄物溶融用高周波誘導炉、誘導加熱体及び雑固体廃棄物溶融法,” 特許第3625052号, (2005).



(1) Before construction (Jun. 2013)



(2) Piling (Dec. 2013)



(3) The basement floor (Jul. 2014)



(4) The first floor (Mar. 2015)



(5) The first floor (Nov. 2015)



(6) The second floor (Jul. 2016)



(7) The third floor (Feb. 2017)



(8) Current status (Oct. 2017)

Photo 4 Construction status of OWTF (From start of construction until current)

韓国の原子力発電所廃止措置の現状と見通し

李 在庸*、金 敬珉*、金 龍秀*

Present Status and Prospect for Nuclear Power Plants Decommissioning in Korea

Jaeyong LEE*, Kyungmin KIM* and Yong-Soo KIM*

本論文は韓国のKori 1原子力発電所（「古里原発1号機」という）の廃止措置の現状と今後の見通しを述べる。2015年6月、韓国政府は古里原発1号機の恒久運転停止を突然決定し、同機は40年の運転の後、昨年6月19日に即時解体のため、運転停止と廃止措置移行期間に入った。さらに、政府はその他の全ての古い原発について設計寿命に達した後は期間延長せず運転停止する決定を行った。このため、2030年までに韓国産業界はWolsong 1原子力発電所（「月城原発1号機」、CANDU炉）を含む11基の原発が廃止措置を迎える。古里原発1号機は5年間の準備の後、早い場合は2022年から解体に入り、2032年までには完了する。しかし、使用済燃料乾式貯蔵施設の建設が遅れたり、また、廃止措置認可に時間がかかれば遅延するかもしれない。現在、韓国産業界では古里原発1号機の廃止措置に向け、放射性廃棄物発生を最小限に抑え、かつ、適切に廃止措置戦略管理をたてることが最大の課題となっている。

This paper describes current status and prospect of decommissioning for nuclear power plant, Kori 1, in Korea. Unexpectedly, Korean government decided the permanent shutdown and decommissioning of Kori 1 in June 2015 and so the unit has now entered shutdown and transition period for the immediate dismantlement, as of June 19 last year, after 40 years operation. In addition, the current government declared to shut down all of old nuclear power plants without life-extension once they reach the end of their design lifetime. Therefore, by the 2030 Korean nuclear industry will have 11 more NPPs waiting for the decommissioning, including Wolsong 1 which is a CANDU reactor.

After 5years preparation period, Kori 1 will be dismantled in earnest by 2022 and the completion of the decommissioning is expected to be at the end of 2032. However, the decommissioning project of Kori 1 may be delayed if the construction of spent nuclear fuel dry storage facilities is lengthened or the licensing process of the decommissioning takes longer than expected. Now the minimization of radioactive waste generation and proper management strategy development become of one of the biggest issues in Korean nuclear industry for the successful completion of Kori 1 decommissioning.

1. はじめに

原子力発電は、供給の安定性に加えて、エネルギー密度が高い技術で環境にやさしいエネルギー

としてエネルギー資源の輸入依存度が高い国にとってエネルギー安全保障問題の解決策となるもので、気候変動への対応の次元で、温室効果ガスの削減手段となることのできる。2017年2月の国

*：漢陽大学（Hanyang University, 222 Wangsimni-ro, Seongdong-gu, Seoul 133-791, Korea）

本論文は、ハングル語原稿を当センターが翻訳したものである。

際原子力機関 (IAEA) のPRIS (Power Reactor Information System) によると、現在、全世界で運転中の商用原子力発電所は、合計449基で合計出力は392,466 MWeに達する¹⁾。

しかし、太陽光、風力、地熱発電などの再生可能エネルギーとの競争激化、シェールガスの生産に伴う天然ガス価格の下落とともに、高レベル放射性廃棄物である使用済核燃料の処理問題、深刻化する地域住民との葛藤、原発の設計、建設、運転全般に強化された安全規制などにより、世界的に原子力発電が徐々に縮小されているのが実情である。合計449基の原子力発電所のうち運転停止が決定された発電所は、2018年2月現在で166基、国別では、米国34基、イギリス30基、ドイツ29基、日本18基、フランス12基の順である。これらの停止理由は、ほとんどは設計寿命に達したと判断される場合であるが、経済的理由、政治的理由、事故など多様である¹⁾。

「原発解体」とは、恒久運転停止した原子力発電所を安全規制から全部または一部を解除するためにとられるすべての技術的、管理活動を意味する。最近改定された韓国の原子力安全法は、「発電用原子炉の運転許可を受けた者が、この法律に基づいて許可又は指定を受けた施設の運転を完全に停止した後、当該施設を撤去したり、放射性汚染を除去することにより、この法律の適用対象から排除するためのすべての活動」と定義している²⁾。

2017年にIAEAが原発解体の安全規制要件を改正するまで、解体方法は、即時解体 (Immediate Dismantling)、遅延解体 (Safe Enclosure or deferred dismantling)、埋設 (Entombment) の3方式として知られていたが³⁾、IAEAはこの改正により、埋設方式はもはや解体のための選択ができないことを宣言した。即時解体は、恒久運転停止した後、3～5年の準備期間を経た後、即時解体に着手する方式であり、遅延解体は、通常、30年から60年程度の原子炉冷却期間を経た後、解体を行う方式である。全世界的に解体の経験が不足していた過去には、遅延解体も非常に良い選択であると考えたが、2011年の東京電力福島第一原子力発電所の事故以来、英国以外のほとんどの国は、国家戦略として即時解体への変更を採用し⁴⁾、

IAEAも特別な理由がない限り、即時解体することを強く勧めている。

韓国政府は、数年前までは設計寿命に達した原発の場合でも使用が可能であると判断される場合には、継続運転するという意向であったが、福島原発の事故後、古里原発1号機の安全性をめぐる議論を払拭させる一方、来るべき国際原発解体市場に備えるために、2015年6月の古里原発1号機の恒久運転停止と即時解体を電撃的に決定した⁵⁾。そして、2年間に恒久運転停止への変更許可 (案) の審査を進めた末に、2017年6月19日解体のためにFig. 1に示す古里原発1号機 (Kori 1) を恒久運転停止させた。さらに、新しく発足した現政府は2017年12月29日に発表した第8次電力需給基本計画 (2017年～2031年) の中で6)、脱原発政策と再生可能エネルギーをエネルギー需給中心の軸とすることを宣言し、新規原発建設計画の白紙化、設計寿命に達した原発の恒久運転停止した後の解体を決定した。これにより、2020年代末までに、韓国は11基の原発が恒久運転停止される見通しである。



Type	PWR
Capacity	587 MWe
Commercial Start	1978. 04. 29
Expiration date	2017. 06. 18
Current Status	Permanent shutdown
Operation term (year)	39
Decommissioning termination	– 2032
Owner	KHNP

Fig. 1 Overview and specifications of Kori 1

2. 韓国原発解体の現状と展望

2.1 古里原発1号機の解体決定過程

韓国は1970年代以降、本格的な経済成長を達成しながら、経済開発のためのエネルギーの安定供給とエネルギー安全保障のために、原子力発電技術を着実に開発してきた。しかし、1978年に商業運転を開始した古里原発1号機は、設計、建設当時の韓国の原子力産業インフラが非常に貧弱で、限られた分野で単純下請けに参加する100%一括請負方式 (Turn- Key) を採用したため、以後事業者主導型で設計、建設された古里原発2号機と連携がなく、設計、建設された。

古里原発1号機は設計寿命を30年に設定したが、2007年12月に韓国政府は韓国水力原子力(株) (KHNP: Korea Hydro&Nuclear Power Co., Ltd) が申請した10年継続運転を承認し、合計40年間運転された⁷⁾。しかし、前章に示すように、2015年6月12日、産業通商資源部国家エネルギー委員会が経済性などを理由に恒久運転停止を勧告した後、韓国水力原子力(株)はすぐに理事会を開き、古里原発1号機の運転継続を放棄し、2016年6月24日に古里原発1号機の恒久運転停止への変更の許可(案)を原子力安全委員会に提出した。この恒久運転停止への変更許可の添付書類と変更内容は以下の通りである⁸⁾。

○最終安全解析報告書

- 恒久運転停止後に運転しない原子炉 (4章)、原子炉冷却材系統と関連系統 (5章)、蒸気、動力変換系統 (10章)、初期試験計画 (14章) などの削除
- その他の章は、恒久運転停止の状況を反映して改定し、改正案の内容が安全性に影響を与えないことを確認

○運転技術指針

— 第1編：原子炉施設の運転

恒久運転停止時に動作しない系統の運転制限条件・点検の要件などは削除し、使用されている系統の技術については、適切に保持することを確認

— 第2編：原子炉施設の放射線と環境管理

新燃料管理など恒久運転停止時に不要な一部の内容は、削除しているが、ほとんどの内

容は維持を確認

— 第3編：原子炉施設の運営管理

恒久運転停止の特性を反映し、人材編成、瞬時点検など、いくつかの内容を改正することを確認

○品質保証計画書

- 恒久運転停止関連業務を追加し、恒久運転停止の組織を組織図に反映するなどの改正案が妥当であることを確認

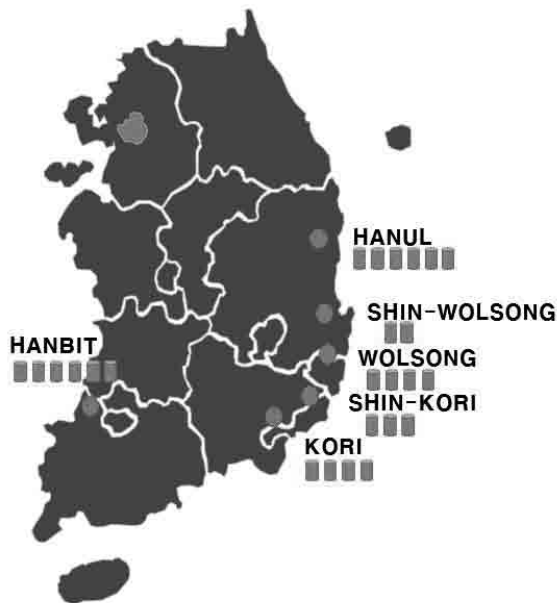
原子力安全委員会の審査を委任された韓国原子力安全技術院 (KINS: Korea Institute of Nuclear Safety) が1年間に、安全性の有無など、これらの許可申請のための技術審査を行った後、この変更が適しているという結論を下すと、2017年6月18日に古里原発1号機は恒久運転停止された。

2.2 韓国原発解体計画と展望

古里原発1号機を皮切りに、2018年1月現在、韓国で運転されている原子炉は、合計25基で、過去40年間、韓国の原子力産業は、全世界6位の規模に成長した。これら25基の総発電設備容量は22.5 GWeであり、韓国で必要な電力の3分の1を供給している。しかし、現政府の第8次電力需給基本計画 (2017年～2031年) に基づいて設計寿命に達する原発を恒久運転停止した後、即時解体させる場合には、Fig. 2に示すように、2030年までに計11基が恒久運転停止される見込みである。

これらのうち、特に、10年の継続運転の決定が下され、現在運転中のCANDU型原子炉である月城1号機の場合は、継続運転の承認をめぐる法的攻防⁶⁾に包まれており、経済性、地域水溶性など継続運転の妥当性を総合的に評価した後、決定を下すという政府の方針を判断すると、承認された延長設計寿命になる前に恒久運転停止が決定される可能性が非常に高い⁶⁾。

事実、これらの決定は、非常に政治的な決定であることには違いないが、これまで原子力をめぐる韓国国民の不安と不信が蓄積した結果には、ほぼ異論がない。もちろん、これらの中で発生した2011年の福島原発の事故は、決定的な起爆剤となったのは明らかである。脱原発を主要なエネルギー分野の公約の一つに掲げた現政府の政策とともに、登場した「建設中の原発」の建設中断議論



Num.	Facility	Type	MWe	Commercial operation	Expiration Date
1	Kori 1	PWR	587	04/1978	06/2017
2	Kori 2	PWR	640	07/1983	08/2023
3	Wolsong 1	PHWR	657	04/1983	12/2022
4	Kori 3	PWR	1011	09/1985	09/2024
5	Kori 4	PWR	1012	04/1986	08/2025
6	Hanbit 1	PWR	996	08/1986	12/2025
7	Hanbit 2	PWR	988	06/1987	09/2026
8	Hanul 1	PWR	969	09/1988	12/2027
9	Hanul 2	PWR	965	09/1989	12/2028
10	Hanbit 3	PWR	994	12/1995	09/2034
11	Hanbit 4	PWR	970	03/1996	06/2035
12	Wolsong 2	PHWR	647	07/1997	11/2026
13	Wolsong 3	PHWR	651	07/1998	12/2027
14	Wolsong 4	PHWR	653	10/1999	02/2029
15	Hanul 3	OPR-1000	997	08/1998	11/2037
16	Hanul 4	OPR-1000	999	12/1999	12/2038
17	Hanbit 5	OPR-1000	998	05/2002	10/2041
18	Hanbit 6	OPR-1000	993	12/2002	07/2042
19	Hanul 5	OPR-1000	998	07/2004	10/2043
20	Hanul 6	OPR-1000	997	04/2005	11/2044
21	Shin Kori 1	OPR-1000	997	02/2011	05/2050
22	Shin Kori 2	OPR-1000	997	07/2012	12/2051
23	Shin Wolsong 1	OPR-1000	997	07/2012	12/2051
24	Shin Wolsong 2	OPR-1000	993	07/2015	11/2054
25	Shin Kori 3	APR-1400	1416	12/2016	10/2075

Fig. 2 Nuclear power plants in Korea

は、これらの韓国民の感情の変化を克明に見せてくれる。

現政府は発足直後の2017年 6 月、当時工事進捗率が30 %まで進行していた新古里 5、6 号機の建設中断を電撃宣言し、この決定に原子力界と国民世論が少なからず反対しようとして471人の市民チャムヨダンで公論化委員会を発足させ、3 ヶ月間の激しい議論を進めた。そして、この公論化委員会が最終的な新古里 5、6 号機の建設再開に手を挙げてランナー、初めて新古里 5、6 号機の建設を再開した⁹⁾。しかし、議論を重ねるごとに建設中止論が大きくなったが、最終的に公論化委員会は、内部の議論の結果と原子力発電の縮小を政府の政策に勧告した。

したがって、4 年後、新しい政府が第 8 次電力需給計画を少なくとも一部でも原発政策を変えない限り、これらの設計寿命に達する原発を恒久運転停止した後、即時解体する方策は、韓国の原発

解体の政策になる可能性が高い。したがって、古里原発 1 号機を皮切りに、韓国の原発解体市場は、2020年代に入り、本格的に拡大すると予想される。参考までに、まだいくつかの議論が分かれるが、韓国の原子力界には、設計寿命に達した老朽原発の退役を自然原発サイクルの完成に受け入れる新古里 5、6 号機以降の新規原発建設の全面中断のための政府の在庫を国民請願に準備している。

3. 古里原発 1 号機解体プロジェクトの概要

古里原発 1 号機の解体決定直後に、政府が設定した後続の実務タスクフォーム (Task Force Team) は、韓国水力原子力(株)が取りまとめる主体となって産業のサプライチェーン (Supply Chain) を構成して、古里原発 1 号機解体プロジェクトを進行するように決定した⁷⁾。したがって、

解体事業者となった韓国水力原子力(株)は即時解体全般の事業を準備するための解体専門部門を新設し、主要な解体時に発生のあるリスク要因と徹底した放射線安全管理計画を策定している。また、不足している原発解体専門人材を養成して、解体専門業者を発掘育成する使命まで行っている。

3.1 古里原発1号機解体ロードマップ

古里原発1号機解体事業期間は2017年6月から2032年12月までの計15年6か月であり、主な日程は以下のとおり、Fig. 3に示すように4段階で構成され、解体ロードマップで構成されている⁷⁾。

○ステップ1：解体計画の設定、承認（～2022年6月）

－解体計画書の草案を作成し（2019年上半期）、住民公聴会などを通じて意見を集約し、解体計画を補完した後、原子力安全委員会に提出

○ステップ2：使用済核燃料の冷却と搬出（～2025年12月）

－使用済核燃料は、所内に設置する予定の乾式貯蔵施設に一時的に保管した後、最終的には、高レベル放射性廃棄物処分施設に移送（乾式貯蔵施設は、遅延住民との協議を通じ

て用意する計画）

－本格的な解体作業は、湿式貯蔵施設に保管されている使用済核燃料を2025年まで約6～7年の間冷却させ、所内乾式貯蔵施設に搬出した後、着手

○ステップ3：施設の本格解体（～2030年12月）

－解体計画書の承認後に（2022年6月予定）、非放射能施設であるタービン建屋を優先撤去した後（2022年6月～2023年12月）、この施設を廃棄物処理施設として利用する予定

－使用済核燃料搬出（2025年12月）以降、原子炉压力容器と内部構造物などの放射能で汚染された施設の除染及び撤去を進める

－原子炉施設の解体状況、放射性汚染の除去状況、放射性廃棄物管理の現状などを毎半期ごとに、原子力安全委員会に報告

○ステップ4：敷地の復旧（～2032年12月）

－古里原発1号機の敷地は、再利用可能なレベルに復旧するが、敷地活用計画は、地域住民の意見集約は、専門家の諮問などの総合的な検討を経て策定

－敷地復旧後の進行状況は、最終段階ごとに放射能現状、解体前後の原子炉施設等の解体終了状況を原子力安全委員会に報告

－原子力安全委員会は、報告を受けた内容を確認した後、古里原発1号機の運転許可を終了する予定

このように古里原発1号機は5年間の準備期間を経た後、2022年頃から本格的な解体を進めて2032年末に最終解体を完了する計画であるが、規制機関の解体計画書の承認、使用済核燃料の乾式貯蔵施設の設置などが遅れる場合には、日程が延長される可能性がある。

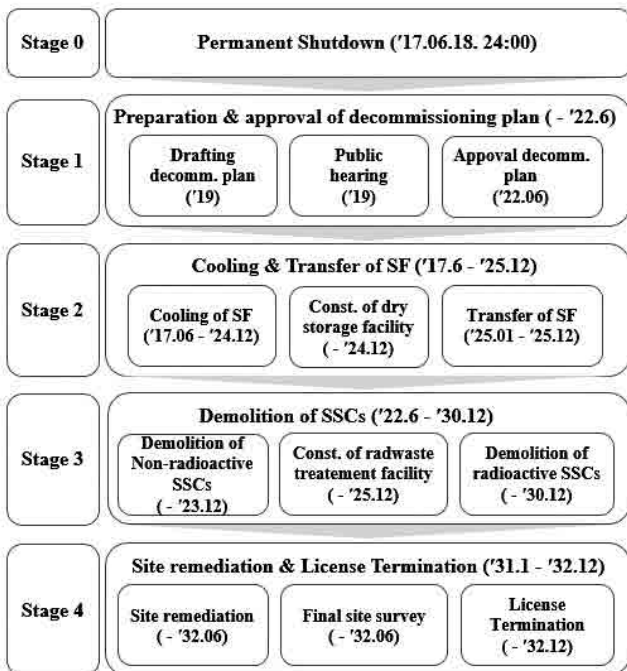


Fig. 3 Road map for Kori 1 decommissioning

3.2 原発解体関連原子力と施行令と規制体制

古里原発1号機の解体決定後、韓国政府は、原発解体の成功に向けて、各種法令や告示などの規制策定の活動を活発に進めているが、原発解体の経験が多い国と比較すると、まだ安全で効率的な原発解体作業を規制ガイドにするためには不足しているのが現状である。韓国の原発解体関連法令システムは、Fig. 4に示すように、原子力安全委員会で公布した原子力安全法を基本に「原子力安

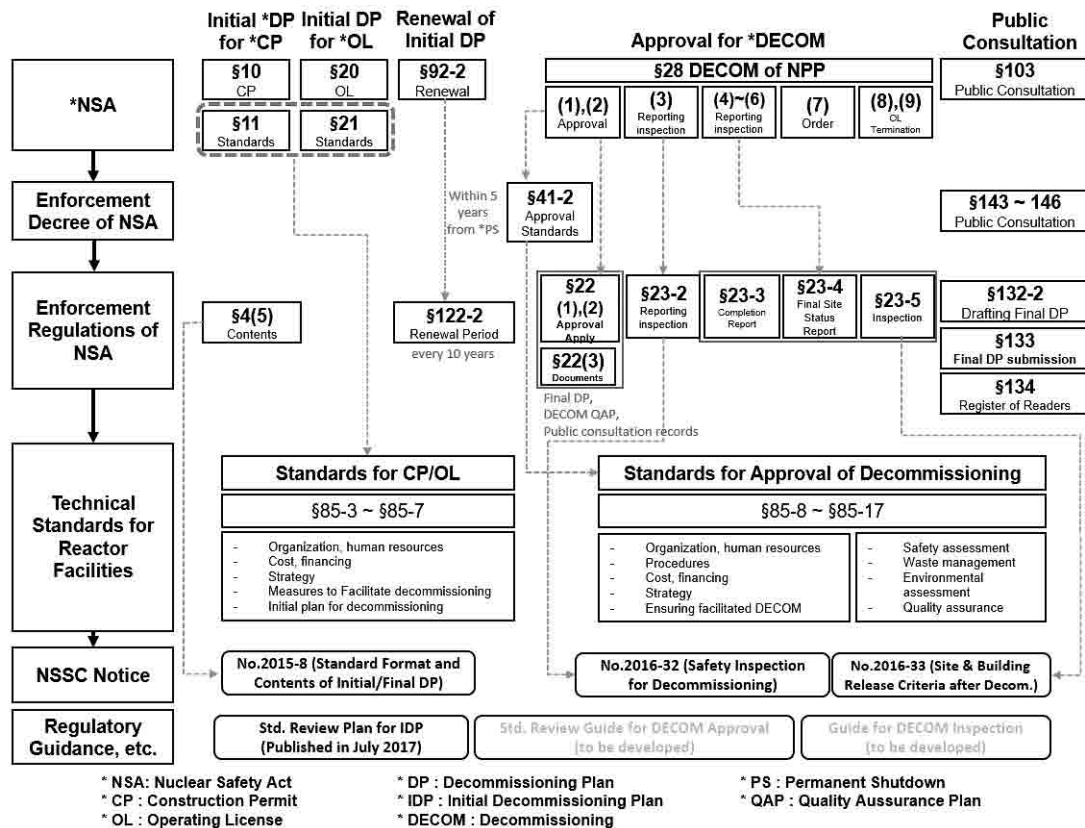


Fig. 4 Regulation system for Korean nuclear power plant decommissioning¹⁰⁾

全法施行令」、「原子力安全法施行規則」、「原子力安全法行政規則」で構成されている¹⁰⁾。特に注目すべきは、原発の設計、建設、運転などで韓国はこれまで、主に米国の規制ガイドラインに沿ってきたが、原発解体の場合、IAEAの国際基準に沿って進めている。現在までに解体作業に関連して発表された主な規制ガイドラインをまとめると次の通りである。

一原子力利用施設解体計画書などの作成に関する規定（予備解体計画書と最終解体計画書の作成手順）：最終解体計画は恒久運転停止後 5 年以内に提出¹¹⁾

－原発敷地再利用のための個人被ばく線量の基準：年間0.1 mSv 以下¹²⁾

原発解体費用の場合、韓国水力原子力(株)は、政府の所有であるため、別の解体の資金調達は大きく問題にならないと判断される。古里原発1号機の解体費用は、過去10年以上前には6,333億ウォンと暫定的に決められたが、2015年に6,437

億ウォンに増加¹³⁾されており、最近では、いくつかの要因を反映して16.7 %引き上げた7,515億ウォンに上方修正された。コスト上昇の要因には、敷地の復旧を従来の深さ15 cmから1 mに変更することによる除染と撤去費の上昇と、従来に含まれていなかった初動消防のための人件費、放射性廃棄物の運搬費上昇などを挙げることができる¹⁴⁾。

4. 原発解体と放射性廃棄物の管理

韓国は2014年、高レベルと低レベルのみに分類していた放射性廃棄物の分類体系をIAEA勧告国際基準である新分類体系を適用して、極短半減期を除いて、高レベル、中レベル、低レベル、極低レベル、規制免除の5つに細分化する原子力安全委員会告示第2014-3号を改正して、適用している¹⁵⁾。また、廃棄物の分類基準による処分の基準も提示しているが、高レベル廃棄物は地層処分、中レベル廃棄物は地下処分、低レベル廃棄物は表

層処分、極低レベル廃棄物は埋め立てすることが要求される。

4.1 高レベル放射性廃棄物の管理の現状

古里原発1号機最初の運転開始日から恒久運転停止時まで発生した使用済核燃料は、合計1,391集合体で⁷⁾、韓国水力原子力(株)は2015年作成された使用済核燃料公論化委員会の勧告に基づいて所内一時乾式貯蔵を推進しているが、原発地域住民との協議が容易ではなく遅れている。参考であるが、原発敷地内の貯蔵でも、原発地域住民との協議が必要であることが、韓国政府と地方自治体の基本方針である。

「使用済核燃料中間貯蔵施設の位置に関する技術基準」、「使用済核燃料中間貯蔵施設の安全性分析レポートの作成のガイドライン」、「高レベル放射性廃棄物の深処分施設に関する一般的な基準」のような基本法(2017年12月26日施行)が規定されているが、実質的な管理方針と具体策の作成が遅れている。

基本的には、原子力発電所を解体するためには、最初にその発電所から取り出された使用済核燃料の移送貯蔵を行う。しかし、残念ながら、古里原発1号機の使用済核燃料の移送と貯蔵の問題は、古里原発1号機個別の問題ではなく、国家的な使用済核燃料の貯蔵方針の問題とからみ合っ

おり、困難視されている。

上記の理由は、過去40余年間韓国の使用済核燃料の貯蔵方針は所内湿式貯蔵であったので、公論化委員会が所内一時乾式貯蔵を勧告するまで乾式貯蔵方式の産業技術インフラストラクチャを全く備えていなかったからである。現在、韓国水力原子力(株)は円滑な古里原発1号機解体作業のために古里原発1号機から取り出されて、湿式保管されている使用済核燃料を近隣の発電所に移送し、貯蔵する方式を推進中である。

最終的には、古里原発1号機から取り出された使用済核燃料を含むすべての使用済核燃料の貯蔵は、政府が2016年に発表した「高レベル放射性廃棄物管理の基本計画」に基づいて行われるものであり(Fig. 5)、最終的に使用済核燃料は、原発敷地外の中間貯蔵・永久処分施設を設けて安全に管理される予定である¹⁶⁾。政府は、公論化委員会の勧告どおり、高レベル放射性廃棄物の管理に必要なURL (Underground Research Laboratory)、中間貯蔵施設、永久処分施設などを、経済性や安全性などを考慮して、同じ敷地に建設するという原則を立て、これに基づいて敷地が確保されれば、中間貯蔵施設は7年間で建設・操業し、また、永久処分施設は敷地の確保の時点で24年間の建設後操業する計画である。したがって、敷地の確保が予定通り行われる場合は、中間貯蔵施設は2035年

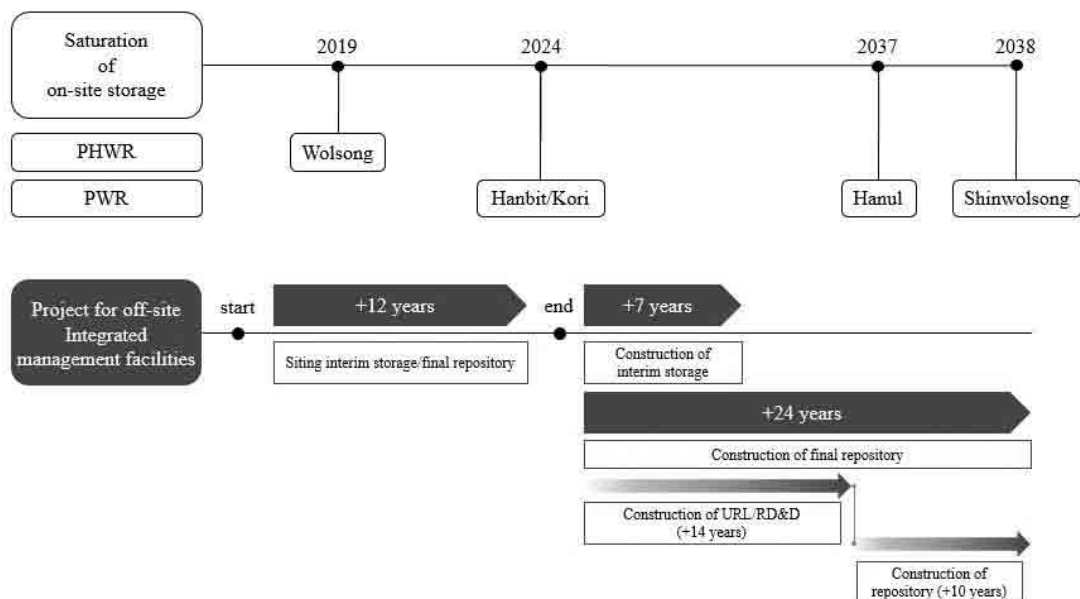


Fig. 5 Road map for disposal for high level radioactive waste

に、また、永久処分施設は2053年ごろに操業することができるものと予想される。しかし、現在、この計画は、初期の段階から支障が予想されている。当時、公論化委員会は、中間貯蔵施設の敷地確保のスケジュールを2020年と発表したのが、いくつかの条件のため目標時期を2028年に遅らせる計画であるが、住民の意思確認に8年、敷地詳細な調査に4年など、敷地選定のみで最低12年かかると予想される^{16), 17)}。韓国政府は、敷地の確保が困難になることを懸念し、国際共同貯蔵・処分も選択肢の一つとして入れたが、可能性は大きくないと判断されている。

4.2 韓国の放射性廃棄物管理の現状

OECD / NEAは、原発解体において解体費用に最も影響を与える要素は、発生する解体廃棄物の適切な管理であり、大きい場合、全体解体費用の43%に該当すると報告している¹⁸⁾。現在、韓国の「放射性廃棄物の管理コストと使用済核燃料の管理負担金などの算定基準に関する規定」によると、原発で発生した中・低レベル放射性廃棄物の処分費用は200リットルドラム缶当たり1,373万ウォンであり、輸送コストなどの追加の付帯費用を含む場合は、より多くの費用がかかると予想され

る¹⁴⁾。2016年、韓国水力原子力(株)が韓国放射性廃棄物学会に依頼して行った予備評価の結果によると、古里原発1号機解体時には、放射性廃棄物がドラム缶約8万本の発生が予想されるが、ドラム缶80万本の容量で設計された月城放射性廃棄物処分場の規模と現在操業中のすべての韓国内の原発の解体を考慮すると、ドラム缶を14,500本に減らすことが非常に緊急の問題として浮き彫りになっている¹⁹⁾。

特に、このような処分場の限界と他の国よりもはるかに高価な処分費用等は、韓国では原発解体時の放射性廃棄物発生を最小化を最大の技術的課題にしている。ちなみに、2015年8月28日に竣工式が行われて、本格操業に入った月城放射性廃棄物処分場 (Fig. 6) は、原発、病院、研究所などで発生した中・低レベル廃棄物を処分するための施設として、第1段階の施設は事業費1兆5,436億ウォンが投入されて建設許可に10年かかり、ドラム缶合計80万本のうちドラム缶10万本は洞窟処分方式を選択している²⁰⁾。2014年末基準で原発を含めた韓国全体の中・低レベル放射性廃棄物の発生量は、ドラム缶合計12万9,240本で、このうち5,800本が2015年以降の月城放射性廃棄物処分場に買収保存されており、残りは、原子力発電所な

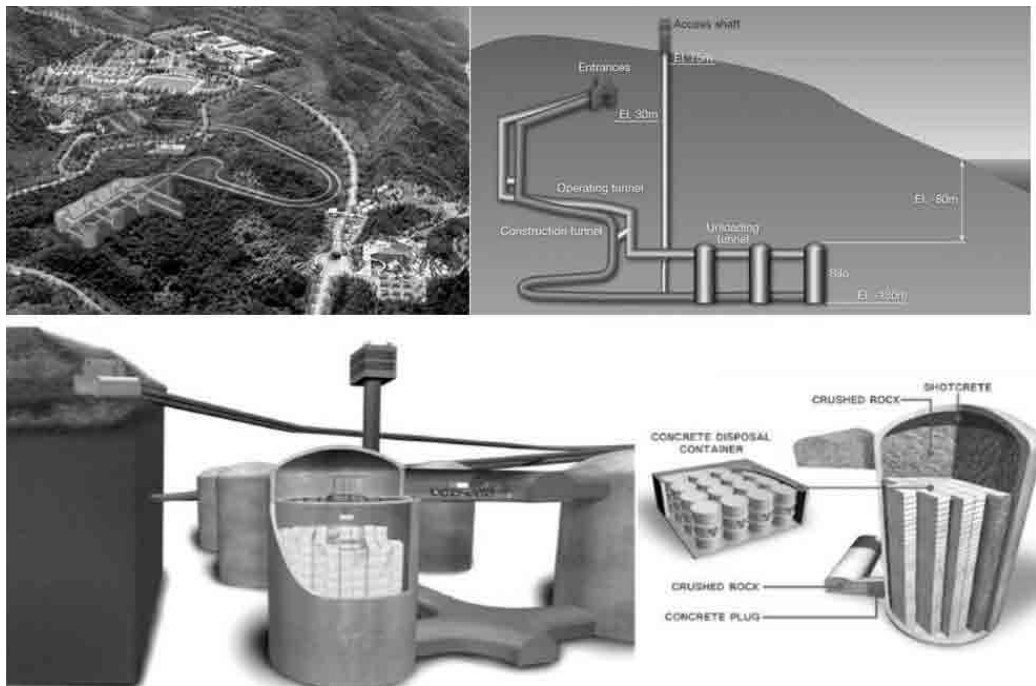


Fig. 6 Wolsong repository for radioactive waste

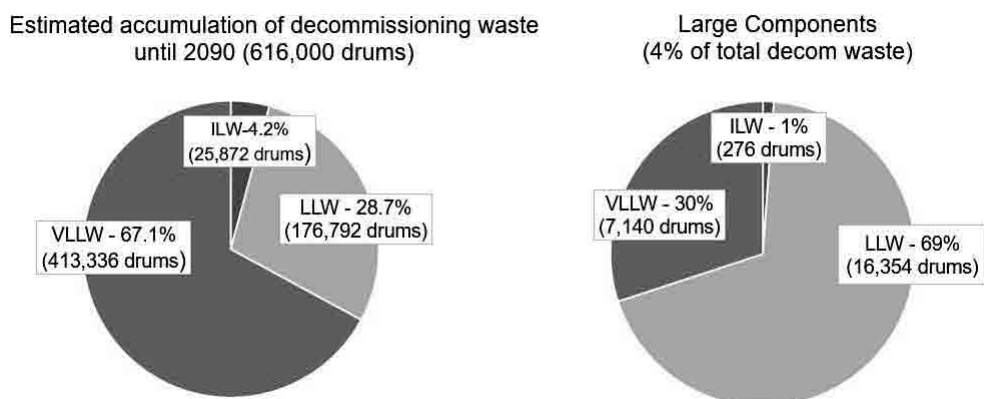


Fig. 7 Waste generated from nuclear power plant decommissioning until 2090 in Korea

どで一時的に貯蔵している。国内の原発解体時に発生する総放射性廃棄物は、ドラム缶合計 616,000 本と予想されており (Fig. 7)、これらの解体廃棄物の処分のために必要な指標の面積は 196,100 m² で、今後、サイロ上部空間を活用しながら 138,100 m² を追加で確保しなければならないことが予想されている²¹⁾。

現在、韓国では喫緊の課題となっている廃棄物減容目標を達成するために、低レベルと極低レベルの金属廃棄物の効果的な減容技術開発、規制解除技術の開発、解体現場や処理施設の汚染廃棄物の分離及び二次汚染防止の徹底、除染によるサイト内処分の対象の拡大、制限リサイクルなどの追加減容方案などの準備が急がれる。周知のように、1,000 MWe 級 PWR 原発を建設するために必要とされる材料は約 50 万トン前後で、これらの材料は、最終的に施設の解体過程で廃棄物の発生源になる。IAEA では、900~1300 MWe 規模の PWR 原発 1 基の解体時 6,200 トン程度の放射性廃棄物が発生されると予想しており²²⁾、韓国が古里原発 1 号機の解体放射性廃棄物の発生量の目標ドラム缶 14,500 本を達成するために、除染処理後の規制を解除すること及び再利用／リサイクル技術の開発がカギになる見通しである。最近解体を完了した韓国原子力研究院の研究炉 2 号機解体の過程で発生したコンクリート廃棄物のうち、約 1,800 トンは、独自の処分対象に分類した後、規制解除を介して道路の充填材として使用したことは良い例になるだろう。

5. 結論

本研究では、韓国の原発解体现状と展望そして原発解体による放射性廃棄物管理の現状について報告した。2015 年 6 月に韓国政府は、古里原発 1 号機の安全性の議論を収束させる一方、今後の世界の原子力発電所の解体市場に備えるために、電撃的に古里原発 1 号機の解体を宣言し、2017 年 6 月に恒久運転停止を実施した。また、現政府の脱原発政策推進に応じて、設計寿命に達する原発は運転継続せずに、直ちに恒久運転停止した後、即時解体する計画である。したがって、直ちに恒久運転停止すると予想される月城 1 号機を含めて、2030 年までに計 11 基が恒久運転停止され、これらのうちのいくつかは、解体作業に突入することになる見通しである。韓国は最近の研究炉で、2 基の解体を完了したが、まだ、商業原発を解体した経験はない。したがって、古里原発 1 号機解体の宣言以降、原発解体事業者指名された韓国水力原子力(株)を中心に、解体関連法体制の整備、解体産業のサプライチェーンの確立など拍車をかけている。また、緊急解体専門人材の養成と原発解体核心基盤技術の未確保技術の R&D にも拍車をかけているなど、さまざまな組織で、原子力分野で成功原発解体のために準備を進めている。

古里原発 1 号機の解体を契機に、過去 40 年近く原発所内に湿式貯蔵されている使用済核燃料の所内一時乾式貯蔵が開始される予定である。また、原発解体時に発生する放射性廃棄物の最小化と除染処理後の規制解除又はリサイクル、再利用する廃棄物減容の問題は、現在の韓国内で非常に重要

な問題として浮上している。

このように古里原発1号機解体プロジェクトは、グローバル市場への参入のための韓国の原発解体に対する先導的役割だけでなく、解体成功のための産業インフラの構築と技術検証と産業化のための全方位的な試金石となる見通しである。

参考文献

- 1) IAEA PRIS, <https://www.iaea.org/pris/>
- 2) Nuclear Safety and Security Commission, “Nuclear Safety Act,” (2015).
- 3) IAEA, “Decommissioning of Facilities,” General Safety Requirements Part 6, No. GSR Part 6, (2014).
- 4) Korea Institute of Nuclear Safety, “Improvement of Regulatory System in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities,” KINS/RR-876, (2011).
- 5) Ministry of Trade, Industry and Energy, “The 12th Energy Commission held, discussing policy direction of Kori-1,” (2015).
- 6) Ministry of Trade, Industry and Energy, “8th Basic Plan for Long-term Electricity Supply and Demand,” (2017).
- 7) Ministry of Trade, Industry and Energy, “Holding the event for permanent shutdown of Kori-1,” (2017).
- 8) Nuclear Safety and Security Commission, “Permission of operational changes for a permanent shutdown of Kori-1,” (2017).
- 9) Shin Kori-5・6 Public Relations Committee, “Citizen Participation Survey Report of Shin Kori 5・6,” (2017).
- 10) Yong-ki Chi, “The status and prospect of regulation framework for decommission in Korea,” International Workshop on Nuclear Decommissioning in Cooperation with IAEA, Korea, (June 2017).
- 11) Nuclear Safety and Security Commission, “Standard Format and Contents of Initial/Final Decommissioning Plan,” (2015).
- 12) Nuclear Safety and Security Commission, “Site and Building Release Criteria after Decommissioning,” (2016).
- 13) Ministry of Trade, Industry and Energy, “Regulation on calculation criteria for radioactive waste management costs and spent fuel management fees,” (2015).
- 14) Ministry of Trade, Industry and Energy, “Regulation on calculation criteria for radioactive waste management costs and spent fuel management fees,” (2017).
- 15) Nuclear Safety and Security Commission, “Regulation on the classification of radioactive waste and standards of clearance,” (2017).
- 16) Ministry of Trade, Industry and Energy, “Pre-announcement of Act on High Level Radioactive Waste Management,” (2016).
- 17) Public Engagement Commission on Spent Nuclear Fuel Management, “Final Recommendation on Spent Fuel Management,” (2015).
- 18) OECD/NEA, “Strategy Selection for the Decommissioning of Nuclear Facilities,” Seminar Proceedings Tarragona, Spain, (September, 2003).
- 19) Young-ki Choi, “Status of Preparation for Decommissioning of Kori-1,” Nuclear Safety & Security Information Conference, Korea, (2017).
- 20) Busan Development Institute, “Development Plan on Industry of Decommissioning for Nuclear Power Plant in Busan Metropolitan City,” (2016).
- 21) Korea Radioactive Waste Agency, “Analysis of Decommissioning Waste Management Scenario,” (2013).
- 22) IAEA, “Managing Low Radioactivity Material from the Decommissioning of Nuclear Facilities,” Technical Reports Series, No. 462, (2008).

東海再処理施設の廃止措置計画の概要

岡野 正紀*、秋山 和樹*、田口 克也*、永里 良彦*、大森 栄一*

Outline of Decommissioning Plan of Tokai Reprocessing Plant

Masanori OKANO*, Kazuki AKIYAMA*, Katsuya TAGUCHI*

Yoshihiko NAGASATO* and Eiichi OMORI*

東海再処理施設は1971年6月に建設が開始され、使用済燃料を用いたホット試験を1977年9月に開始した。電気事業者との再処理役務契約を無事完遂した。それ以来2007年5月までの約30年間にわたり約1,140トンの使用済燃料を再処理した。

東海再処理施設については、2014年9月の「日本原子力研究開発機構改革報告書」において、費用対効果を勘案して廃止措置へ移行する方針を示した。これらを踏まえ、2017年6月に東海再処理施設の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。

本廃止措置計画では、廃止措置の進め方、リスク低減の取組み、廃止措置の実施区分等を含む廃止措置の基本方針、使用済燃料と放射性廃棄物の管理、廃止措置に要する資金、廃止措置の工程を定めている。そのうち、廃止措置工程として、約30施設の管理区域解除までの計画を取りまとめ、約70年の期間が必要となることを示している。

The construction of Tokai Reprocessing Plant (TRP) was initiated in June 1971 and its hot test using spent fuel started in September 1977. Thereafter TRP had been operated to reprocess 1,140 tons of spent fuel for approximately 30 years until May 2007, according to the reprocessing contract with domestic electric power companies.

JAEA announced a policy of TRP in report of JAEA reform plan published in September 2014. The policy shows that TRP will shift to a decommissioning stage by economic reasons. Based on the policy, application of approval for TRP decommissioning plan was submitted to Nuclear Regulation Authority (NRA) in June 2017.

This plan provides basic guidelines such as procedures for decommissioning and specific activities for risk reduction, and implementation divisions of decommissioning, management of spent fuels and radioactive wastes, decommissioning budget, and decommissioning schedule. The process of TRP decommissioning is planned to continue for approximately 70 years until the release of controlled areas of approximately 30 facilities.

1. はじめに

我が国では、資源の有効利用、高レベル放射性

廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウムやウランを有効利用する核燃料サイクルの推進を基本

*：(国研) 日本原子力研究開発機構 バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター
(Tokai Reprocessing Technology Development Center, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Japan Atomic Energy Agency)

方針としており、使用済燃料の再処理はその要の技術である。

原子力委員会が1956年に策定した最初の「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」において、国内での再処理の研究開発の実施が定まった以降は、原子燃料公社、動力炉・核燃料開発事業団¹⁾、核燃料サイクル開発機構²⁾を経て、現在の(国研)日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」という)が工学規模プラントの建設と運転を通じて、使用済燃料の再処理技術の実証に取り組んできた。

東海再処理施設は、1971年6月に建設を開始、1977年9月に使用済燃料を用いたホット試験を開始、1980年12月に使用前検査合格証を受領、1981年1月から本格運転を開始した。電気事業者との再処理役務契約を完遂し、2007年5月までに約1,140トンの使用済燃料を再処理した。東海再処理施設の運転実績をFig. 1に示す。

この間、施設の運転並びに高レベル放射性廃液のガラス固化やウラン・プルトニウム混合転換等の独自技術の開発等を通して、再処理技術者を始めとした国内産業基盤の育成に寄与する等、再処理技術の国内定着に先導的役割を果たし、六ヶ所再処理工場への技術移転をほぼ完了した。

こうした中、原子力機構は、「日本原子力研究開発機構改組報告書」(2014年9月)において、東海再処理施設は費用対効果を勘案して廃止措置に移行するとの方針を示した。

これらを踏まえ、2017年6月、東海再処理施設に係る廃止措置計画認可申請書³⁾を原子力規制委

員会に提出した。

2. 世界の再処理施設の廃止措置の状況

現在、原子力発電所で発生した使用済燃料の再処理を行っている国は、日本、フランス、英国等であり、フランス、英国等では運転を停止した再処理施設の廃止措置を行っている。

2.1 フランスの再処理工場⁴⁻⁹⁾

マルクールでは、1958年にピューレックス法(溶媒にリン酸トリブチルを使用)を採用したUP1(処理能力:400トン/年)が運転を開始した。当初は軍事施設であったが、その後、フランス電力庁の黒鉛減速炭酸ガス冷却炉(以下、「UNGG炉」という)から発生した約5,000トンの燃料を1997年の運転終了までに再処理した。現在、UP1の廃止措置は、6つのエリア(再処理施設、パイロット再処理施設、使用済燃料の脱被覆ユニット、北ゾーン貯蔵ピット&貯蔵所、ガラス固化施設、南ゾーン貯蔵庫)にて行われている。施設の解体と過去の運転で発生した廃棄物の回収等は、1998年から開始され、2050年までに完了する予定である。

ラ・アーグでは、1967年にピューレックス法を採用したUNGG炉の燃料を再処理するUP2(処理能力:1,000トン/年)が運転を開始した。1970年代に入り、UP2に加圧水型軽水炉(以下、「PWR」という)の燃料の前処理施設(HAO:High Activity Oxidizes)が追加され、UP2-400(処理能力:400トン/年)として1976年に運転を開始した。2003年の運転終了までに、約5,000トンのUNGG炉燃料、約4,550トンの軽水炉燃料、その他に高速中性子炉由来の燃料を再処理した。廃止措置は、2009年から開始され、2040年頃の終了を計画している。

2.2 英国の再処理工場⁹⁻¹¹⁾

セラフィールドでは、1952年にブテックス法(溶媒にジブチルカルビトールを使用)を採用し、軍事施設としてウィンズケール第1再処理工場(B204)(処理能力:500トン/年)が運転を開始したが、火災事故により1964年に運転を停止し

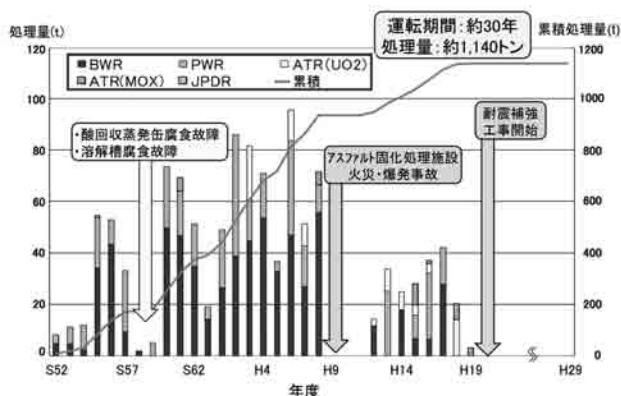


Fig. 1 Operational history of TRP

た。その後、改良型ガス冷却炉（以下、「AGR炉」という）のウラン酸化物燃料の再処理に対応するため、前処理施設の一部が追加され、酸化物燃料処理用前処理施設（FEP：Fuel Handling Plant、処理能力：400トン／年）として、1969年から運転を開始したが、1973年に汚染・被ばく事故の影響により閉鎖された。その後、同施設の廃止措置は、1990年に開始された。

現在、英国では2つの再処理工場が運転されている。一つは、1964年から運転を開始した黒鉛減速炭酸ガス冷却炉（以下「マグノックス炉」という）の燃料を再処理するウィンズケール第2再処理工場（B205）（処理能力：1,500トン／年）である。もう一つは、1994年から運転を開始し、英国内で発生したAGR炉の燃料及び海外顧客の軽水炉燃料を再処理するTHORP（処理能力：900トン／年）である。THORPは既存の再処理役務契約の終了する2018年、B205はマグノックス炉燃料の再処理が終了する2020年にそれぞれ運転を終了する計画である。

なお、再処理されないAGR燃料は、中間貯蔵を経て地層処分される計画である。

3. 東海再処理施設の概要

3.1 これまでの歩み

東海再処理施設の敷地は、茨城県那珂郡東海村の南東端の平坦地に位置し、東側は太平洋に面しており、その敷地面積は約15万平方メートルで、敷地はほぼ台形状の部分とその南側に伸びる帯状の部分からなっている。東海再処理施設の位置をFig. 2に示す。

東海再処理施設の能力は、年間最大210トン、一日当たり最大0.7トンであり、ピューレックス法により沸騰水型軽水炉（BWR）、PWR及び新型転換炉原型炉「ふげん」から発生した使用済燃料等を再処理した。

当初はフランスから導入された設計や技術であったが、再処理工程の酸回収蒸発缶、濃縮ウラン溶解槽、酸回収精留塔等の大型機器の腐食による故障及び濃縮ウラン機械処理セルへの燃料導入コンベアでの機械的故障等における機器の交換や補修において、国内技術の導入を図った。



Fig. 2 Site location of TRP

1997年3月にアスファルト固化処理施設で発生した火災・爆発事故の影響により、運転を一時中断したものの、2000年11月に運転再開後は「ふげん」の使用済ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の再処理技術開発等を実施した。

2006年9月に再処理施設においても参照している「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が改訂されたことに鑑み、再処理の運転を停止し、耐震バックチェックを行い、耐震性向上工事を進めた。

2011年3月の東北地方太平洋沖地震では、数日間にわたり商用電源の受電や工業用水の受入が停止したが、津波による再処理施設内への河川水等の流入もなく、施設を安全に維持管理した。

その後、2012年9月に原子力規制委員会が発足し、再処理施設を含めた核燃料施設等の新規規制基準が検討され、2013年12月に施行された。

また、同月、原子力規制委員会より、東海再処理施設の潜在的ハザードの低減のため、新規規制基準への適合確認を待たずに、保有しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液の固化・安定化を図ることが了解された。

これを受け、2014年4月から開始したプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）におけるプルトニウム溶液のウラン・プルトニウム混合酸化物粉末への転換は、2016年7月に終了した。同じく、ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液のガラス固化は、2016年1月から開始した。

こうした中、原子力機構の「もんじゅ」におけ

る保守管理上の不備等を受け、文部科学省から示された原子力機構の改革の基本的方向（2013年8月）に基づき、一年間の集中改革（以下、「機構改革」という）を行った。この間の成果と今後の取組みについては、「日本原子力研究開発機構改革報告書」（2014年9月）にまとめられている。

本報告書において、「事業の重点化・合理化に係る検討の結果、東海再処理施設については、新規規制基準の施行を踏まえた費用対効果を勘案し、使用済燃料のせん断、溶解等を行う一部施設の使用を取りやめ、2015年度以降の中長期目標期間中に廃止措置計画を認可申請する方向で検討を進める」ことを示した。

一方、2016年1月に原子力規制委員会に設置された「東海再処理施設等安全監視チーム」では、プルトニウム溶液及び高放射性廃液の固化・安定化によるリスク低減の取組みとともに、東海再処理施設の廃止措置に向けた安全確保の在り方、施設の高経年化や放射性廃棄物の管理・処理処分に関して、公開会合において意見交換を行っている。

また、2016年8月に原子力規制委員会から東海再処理施設の廃止に向けた計画等の検討に関しての報告が指示された。これを受け、同年11月に、「東海再処理施設の廃止に向けた計画」、「高放射性廃液の貯蔵に係るリスク低減計画」及び「高放射性廃液のガラス固化処理の短縮計画」等の求められた事項について報告した。

これらを踏まえ、2017年6月に東海再処理施設の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。

3.2 東海再処理施設の現況

東海再処理施設は、2007年5月以降、再処理設備本体（せん断処理施設、溶解施設、分離施設、精製施設、脱硝施設、酸及び溶媒の回収施設）から通常の運転停止時の方法によって核燃料物質を回収した状態で安全に維持管理している。また、使用済燃料を貯蔵プールに、再処理により回収したウラン製品及びウラン・プルトニウム混合酸化物粉末等を複数の施設においてそれぞれ定められた様々な状態で保有している。

再処理に伴いこれまでに発生した放射性廃棄物のうち、特にリスクの高い高放射性廃液は、主に

高放射性廃液貯蔵場（HAW）に貯蔵しており、ガラス固化技術開発施設（TVF）に移送し、2028年度までに全量を固化・安定化する計画である。

低放射性濃縮廃液貯蔵施設（LWSF）等に貯蔵している低放射性廃液及びリン酸廃液は、今後、整備する低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）にてセメント固化することを計画している。廃溶媒貯蔵場（WS）等に貯蔵している廃溶媒は、廃溶媒処理技術開発施設（ST）において、ドデカンとTBPに分離し、回収したTBPをプラスチック固化する。

また、高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）には、高線量のハル・エンドピースを収納したハル缶や使用済フィルタ類等をセル内に不規則に貯蔵しており、廃棄物を取り出す設備を新たに設置し、新規に建設する貯蔵施設（HWTF-1）に搬出することを計画している。

さらに、東京電力福島第一原子力発電所における事故を踏まえて既に行った「緊急用電源の給電システムの整備」、「全動力電源喪失時の冷却・水素掃気に係る安全対策」等の緊急安全対策に加え、安全性に関する総合的評価等を実施してきている。

4. 再処理施設の廃止措置

4.1 再処理施設の特徴

一般的に再処理施設は、構造、形状、材質等が多種多様な設備・機器から構成されており、原子炉のような材料の放射化はほとんど見られないが、化学形態、物理形態の異なるウラン、プルトニウム、核分裂生成物等の放射性物質が材料に付着し、各工程に分散して存在しており、放射性物質の取り扱いによって汚染が考えられる区域は、管理区域に設定し管理している。

原子力発電所では、主な汚染源が ^{60}Co （半減期：5.27年）であるため、作業員の被ばく低減の観点から、標準工程として、燃料搬出後、 ^{60}Co の減衰を考慮した安全貯蔵期間が設けられる。一方、再処理施設では、主な汚染源が ^{137}Cs （半減期：30.0年）や長寿命の α 核種であるため、減衰は期待できない。また、長期の安全貯蔵では、 ^{241}Pu の崩壊で生ずる ^{241}Am の蓄積による作業員の被ばくの増加¹²⁾やウランに含まれる ^{232}U の娘核種として

生成する ^{208}Tl 、 ^{212}Bi による線量率の増加¹³⁾等を考慮する必要がある。再処理施設の廃止措置の特徴をFig. 3に示す。

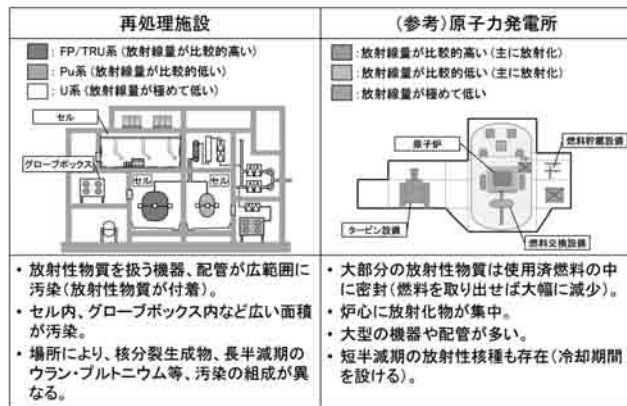


Fig. 3 Feature of reprocessing plant

4.2 再処理施設の廃止措置計画認可

再処理施設の廃止措置では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下、「原子炉等規制法」という)に基づき、「廃止措置計画」を定め、原子力規制委員会の認可を受ける

必要がある。

また、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」(以下「再処理規則」という)には、廃止措置計画に定め申請書に記載すべき事項及び廃止措置計画の認可の基準が示されている。

一方、東海再処理施設においては、新規制基準への適合が確認されていないこと、リスクを低減する作業を他に優先して実施しなければならないこと、廃止措置の完了に長期間を要すること等の特殊性に鑑み、原子力規制委員会により新たに規則等が整備された。「核燃料サイクル工学研究所(再処理施設)の廃止措置に係る使用済燃料の再処理の事業に関する規則等の一部を改正する規則」、「核燃料サイクル工学研究所(再処理施設)の廃止措置計画の認可の審査に関する考え方」がそれぞれ2017年4月に施行された。

これらを踏まえ、東海再処理施設の廃止措置計画認可申請書では全期間の全工程についてその詳細を定めることが困難であることから、廃止措置計画の全体像と当面進めるリスク低減の取組みを記載した。東海再処理施設の廃止措置計画認可申請書の記載項目をFig. 4に示す。

本文	添付書類
一. 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名	一 既に回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出していることを明らかにする資料
二. 廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地	二 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
三. 廃止措置対象施設及びその敷地	三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書
四. 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法	四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書
五. 廃止措置期間中に性能を維持すべき再処理施設	五 使用済燃料又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
六. 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能、その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号)第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容	六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書
七. 使用済燃料、核燃料物質及び使用済燃料から分離された物の管理及び譲渡の方法	七 廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書
八. 使用済燃料又は核燃料物質による汚染の除去	八 廃止措置の実施体制に関する説明書
九. 使用済燃料、核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄	九 品質保証計画に関する説明書
十. 廃止措置の工程	十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書
十一. 施設定期検査を受けるべき時期	十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書
十二. 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期	
十三. 特定廃液の固型化その他の処理を行う方法及び時期	

Fig. 4 Description items in application of approval for TRP decommissioning plan

なお、安全対策や施設の改造等については、詳細を定めた後、適宜、廃止措置計画の変更申請を実施する。

5. 東海再処理施設の廃止措置計画³⁾

5.1 廃止措置の基本方針

(1) 廃止措置対象施設

廃止措置対象施設は、再処理の事業の指定があった全ての施設であり、管理区域を有する約30施設の管理区域の解除を行う。東海再処理施設の廃止措置対象施設を Fig. 5 に示す。

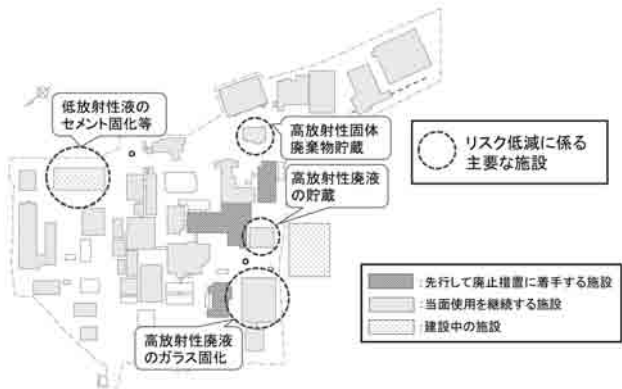


Fig. 5 Location of TRP and facilities to be dismantled

(2) 廃止措置の進め方

- ・東海再処理施設の廃止措置においては、保有する液体状の放射性廃棄物に伴うリスクの早期低減を当面の最優先課題とし、これを安全かつ確実に進めるため、施設の高経年化対策と「再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則」(以下、「再処理維持基準規則」という)を踏まえた安全性向上対策を重要事項として実施する。
- ・具体的に、当面は、リスクを速やかに低減させるため、1) 高放射性廃液を貯蔵している高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の安全確保、2) 高放射性廃液のガラス固化技術開発施設 (TVF) におけるガラス固化、3) 高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) の貯蔵状態の改善及び4) 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) における低放射性廃液のセメント固化を最優先で進める。

- ・先行して廃止措置に着手する施設 (分離精製工場 (MP)、ウラン脱硝施設 (DN)、プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 及びクリプトン回収技術開発施設 (Kr)) については、工程洗浄、系統除染等の実施により分散している核燃料物質を集約しリスク低減を図る。これらの施設に貯蔵している使用済燃料及び核燃料物質については、当面の貯蔵の安全を確保するとともに、搬出先が確保できたものから随時施設外に搬出する。また、クリプトン回収技術開発施設 (Kr) で貯蔵しているクリプトンガスは、放出量を管理しながら安全に放出する。
- ・他の施設は、廃棄物の処理フロー等を考慮し、原則として高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)、高放射性廃液貯蔵場 (HAW)、ガラス固化技術開発施設 (TVF) 等の高線量系の施設から段階的に廃止に移行し、順次低線量系の低レベル放射性廃棄物を取り扱う施設の廃止を進め、全施設の管理区域解除を目指す。
- ・低レベル放射性廃棄物については、必要な処理を行い、貯蔵の安全を確保するとともに、廃棄体化施設を整備し廃棄体化を進め、処分施設の操業開始後に随時搬出する。

(3) 廃止措置に向けたリスク低減の取組み

(a) 高放射性廃液を貯蔵している高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の安全確保

再処理に伴い発生した高放射性廃液をガラス固化技術開発施設 (TVF) に全て移送し終えるまでの間、長期にわたり貯蔵管理していくことから、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施することとし、電源車や可搬型蒸気供給設備の配備等による高放射性廃液の沸騰防止対策を中心に安全性を向上させる。

(b) 高放射性廃液のガラス固化技術開発施設 (TVF) におけるガラス固化

再処理に伴い発生した高放射性廃液をガラス固化し、長期間の保管の安全性を向上させるとともに、ガラス固化に要する期間を可能な限り短縮するため、溶融炉の改良及び運転体制の強化等を図る。

また、ガラス固化技術開発施設 (TVF) におけるガラス固化体の保管容量を超えるガラス固

化体を保管できるよう新規保管施設の建設を必要とする時期に行う。

(c) 高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) の貯蔵状態の改善

高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) では、高放射性固体廃棄物 (ハル・エンドピース等) をセル内で不規則に貯蔵している。取出し設備がないため、高放射性固体廃棄物を回収し、再貯蔵することができない状態である。これらの貯蔵状態の改善を図るため、新たに取出し建家を設け高放射性固体廃棄物の取出し装置を設置する。また、取り出した高放射性固体廃棄物は、新規に建設する貯蔵施設 (HWTF-1) で貯蔵し管理する。取出し建家及び貯蔵施設 (HWTF-1) の概要を Fig. 6 に示す。

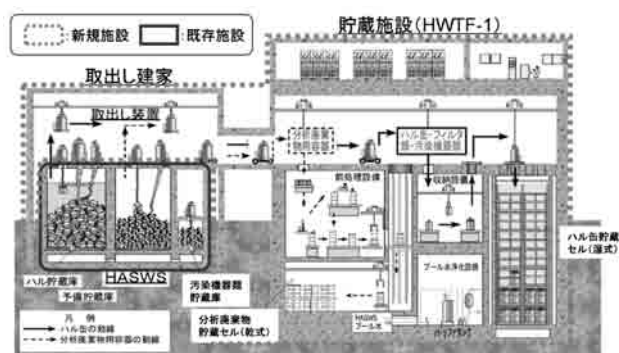


Fig. 6 Overview of Waste Recovery Building and HWTF-1

(d) 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) における低放射性廃液のセメント固化

低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) は、建家建設が終了し、試運転段階であるが、近年の廃棄体化技術の進展を踏まえて、ホウ酸ナトリウムを用いた中間固化体を製造する蒸発固化設備から埋設処分可能なセメント固化設備への改造を行う必要がある。また、セメント固化体を浅地中処分する際に廃液に含まれる硝酸性窒素 (環境規制物質) による環境影響を低減させるため、廃液中の硝酸根を分解する設備を整備する。これらの改造及び整備により、再処理に伴い発生した低放射性濃縮廃液の固化・安定化を行い、低放射性濃縮廃液に係るリスク低減を図る。LWTFのセメント固化処理工程の概要

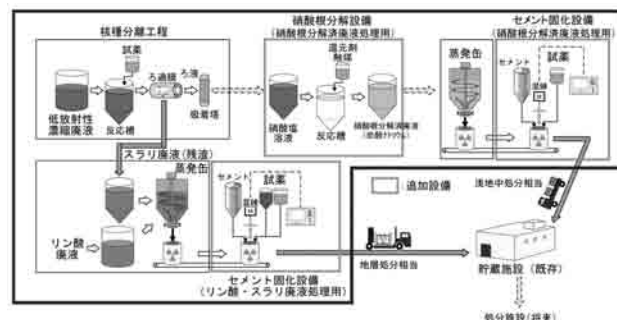


Fig. 7 Cementation process of low radioactive liquid waste in LWTF

を Fig. 7 に示す。

(4) 関係法令等の遵守

廃止措置の実施にあたっては、安全確保を最優先に、原子炉等規制法、原子炉等規制法施行令、再処理規則等の関係法令及び「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下、「線量告示」)等の関係告示を遵守する。また、保安のために必要な事項を保安規定に定めて、適切な品質保証活動のもと実施する。

さらに、日本原子力学会標準「試験研究炉及び核燃料取扱施設等の廃止措置の計画：2013」及び先行プラントの実績を参考とする。

(5) 放射線管理に関する方針

放射性業務従事者及び周辺公衆の被ばくが線量告示に定められている線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成可能な限り低減するように、適切な除染方法、機器解体工法及び機器解体の手順を策定する。

(6) 放射性廃棄物に関する方針

放射性廃棄物の発生量を合理的に可能な限り低減するように、適切な除染方法、機器解体工法及び機器解体手順を策定するとともに、発生した放射性廃棄物を適切に処理する。

ピット処分から地層処分にわたる広範な放射能レベルをもつ放射性廃棄物の廃棄体化処理を行う施設の整備は、地層処分施設及び原子力機構が埋設事業の実施主体である研究施設等廃棄物の処分施設の立地状況や処分制度の整備の状況を勘案し

て、処分施設の操業開始後に随時廃棄体を搬出できるように廃棄体化施設（TWTF、HWTF-2）の整備に向けた取組みを進める。放射性廃棄物の処理処分フローをFig. 8に示す。

なお、放射性廃棄物でない廃棄物（管理区域外から発生した廃棄物を含む）は、可能な限り再生利用するか、又は産業廃棄物として適切に廃棄する。

(7) 施設・設備の維持管理に関する方針

廃止措置を安全かつ確実に実施するため、必要な設備を廃止措置の進捗に応じて適切に維持管理する。放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建家及び構築物については、これらの系統及び機器が撤去されるまでの間、放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁及び放射線遮蔽体としての機能を維持管理する。専ら廃止措置の用に供する装置を導入する場合は、安全対策を施した設計とする。

(8) 技術開発に関する方針

再処理施設の廃止措置では、リスクの低減を念頭に、安全かつ可能な限り早期に廃止措置を完了するため、設備・機器の除染技術や解体技術、被ばく線量を低減するための遠隔技術、放射性廃棄物の処理技術、廃棄体の検認等のための測定・分析技術の開発が必要である。廃止措置の進捗に合わせて必要な技術開発を実施していくとともに、施設の解体撤去までの間、一定の技術開発を実施する。

東海再処理施設の廃止措置を通じて得られた知見は、六ヶ所再処理工場の保守管理や廃止措置コストの削減の他、福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術、放射性廃棄物の特性調査及び廃棄物の処理・処分に係る技術開発等へ反映できるよう、その知見を適宜取りまとめる。

5.2 廃止措置の実施区分

廃止措置は、①工程洗浄、系統除染等を行い、

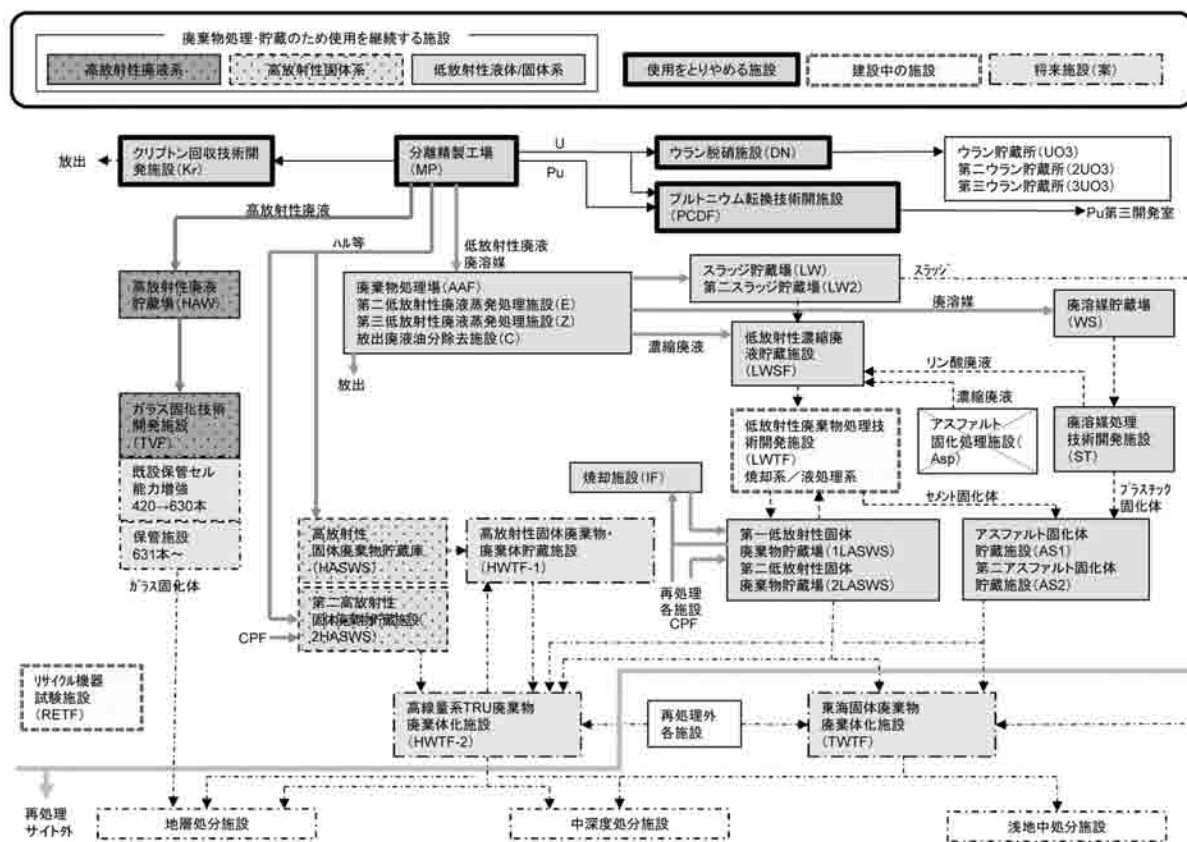


Fig. 8 Process and disposal flow of radioactive waste

解体準備を図ること、②廃止措置に関する経験・実績を蓄積しつつ機器解体を進めること及び③管理区域解除に向け建家の汚染を除去すること等から、基本的に①解体準備期間、②機器解体期間及び③管理区域解除期間に区分し、建家ごとにこの順序で実施する。東海再処理施設の廃止措置の実施区分をFig. 9に示す。

解体準備期間においては、分散している核燃料物質を集約する工程洗浄及び被ばく線量を低減する系統除染を実施するとともに、汚染状況の調査結果等を踏まえ、機器解体の工法及び手順の詳細について検討を進め、機器の解体撤去計画を策定する。また、供用を終了した機器のうち管理区域外の機器の解体撤去に着手する。さらに、機器の老朽化及び危険性排除の観点から一部の機器に対して先行して解体撤去を行うことも考慮する。

機器解体期間では、管理区域における供用を終了した機器の解体に着手する。また、解体準備期間から着手している管理区域外の機器の解体撤去を継続して実施する。

管理区域解除期間においては、管理区域の解除を行うにあたり、機器等の撤去後に建家躯体表面(コンクリート)に付着し残存している汚染について、はつり等の方法で除去する。その後、汚染検査を行い、安全を確認した上で、保安上必要な機器である換気設備や放射線管理設備等を撤去し、管理区域を順次解除する。なお、管理区域を解除した建家については、将来の利活用又は解体撤去することを検討する。

最終的には、東海再処理施設の全施設において、①使用済燃料、核燃料物質又は使用済燃料か

ら分離された物の譲渡しが完了していること、②廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設について放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること、③使用済燃料、核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄が終了していること、④放射線管理記録の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが行われていることの確認をもって廃止措置の終了とする。

(1) 先行して廃止措置に着手する施設(MP、DN、PCDF、Kr)の廃止措置

(a) 解体準備期間

先行して廃止措置に着手する施設の解体準備期間では、建家及び構築物、放射性廃棄物の廃棄設備、放射線管理設備、換気設備、電源設備、その他の安全確保上必要な設備等の必要な機能を維持管理する。

解体準備期間に実施する系統除染は、機器解体時における放射線業務従事者の被ばくを低減することを目的として、機器表面の汚染を除去する。基本的に酸・アルカリによる除染を繰り返すこととし、必要に応じてその他の除染剤を用いた化学除染を採用する。また、設備によっては補助的に高圧水等による機械的な除染を行う。

放射線業務従事者及び周辺公衆の放射線被ばくを低減するように適切な機器解体工法及び解体手順を策定するため並びに機器解体に伴って発生する放射性固体廃棄物発生量の評価精度の向上を図るため、施設の汚染状況を調査する。試料採取にあたっては、系統の維持管理に影響を与えないよう考慮する。

解体準備期間における系統除染等の詳細な方法等は、解体準備期間に実施する工程洗浄後の汚染状況調査を踏まえ検討し決定する。

また、安全確保のための機能に影響を与えない範囲で管理区域外の機器の解体撤去に着手する。機器の老朽化及び危険性排除の観点から一部の機器に対して先行して解体撤去を行うことも考慮する。

なお、系統除染により合理的に放射能レベルが低減されたことをもって解体準備期間を完了とする。



Fig. 9 Implementation divisions of TRP

(b) 機器解体期間

先行して廃止措置に着手する施設の機器解体期間では、管理区域における供用を終了した機器の解体に着手する。また、解体準備期間から着手している管理区域外の機器の解体撤去を継続して実施する。

機器解体は、機器解体に伴い発生する解体廃棄物の搬出ルート及び資機材置場を確保の上、工具等を用いた分解・取り外し、熱的切断装置又は機械的切断装置を用いた切断等を行う。解体廃棄物は、機器解体後のスペースを活用して保管することも考慮する。セル内機器の解体では、放射線業務従事者の被ばく低減のために、遮蔽や遠隔操作装置の利用等を考慮する。

これらの作業に伴う施設内の汚染拡大防止を図るために、必要に応じてグリーンハウス等の汚染拡大防止囲い、局所フィルタ及び局所排風機を導入する。また、各種装置の使用にあたっては、取り扱う解体廃棄物の放射能レベルに応じて、必要な安全確保対策を講じる。

なお、管理区域に設置してある機器（保安上必要な機器を除く）の解体を全て終えたことをもって機器解体期間を完了とする。

(c) 管理区域解除期間

先行して廃止措置に着手する施設の管理区域解除期間においては、管理区域の解除を行うにあたり、機器等の撤去後に建家躯体表面（コンクリート）に付着し残存している汚染について、はつり等の方法で除去する。その後、汚染検査を行い、安全を確認した上で、保安上必要な機器である換気設備や放射線管理設備等を撤去し、管理区域を順次解除する。また、管理区域の解除をもって当該施設の管理区域解除期間を完了とする。

なお、管理区域を解除した建家については、将来の利活用又は解体撤去することを検討する。

(2) 先行して廃止措置に着手する施設以外の施設の利用及び廃止措置

先行して廃止措置に着手する施設以外の施設においては、引き続き核燃料物質等の貯蔵を行うとともに、放射性廃棄物の処理を行う。これに付随する施設（分析所、主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒等）についても使用を継続する。

先行して廃止措置に着手する施設以外の施設は、各施設の所期の目的が完了した時点で廃止に移行する。先行して廃止措置に着手する施設における系統除染、機器解体等の経験を踏まえ、Fig. 9の廃止措置の実施区分に従って進める。

(3) 使用しない設備の措置

分離精製工場（MP）においては、せん断装置に使用済燃料が挿入できないよう使用済燃料を導入するコンベアの通路上にある可動カバーを開閉できなくする等の措置を施している。

その他の施設については、廃止措置の進捗状況及び施設の利用状況を踏まえ、必要に応じて使用しない設備に対して措置を講じる。

5.3 使用済燃料、核燃料物質の管理及び譲渡し

分離精製工場（MP）の貯蔵プールに貯蔵中の使用済燃料は、海外での再処理を視野に入れて搬出先を決定し搬出する。

分離回収したウラン製品及びプルトニウム製品は、契約に基づき契約相手先に返還する又は分離回収したウラン及びプルトニウムの一部を契約相手先から原子力機構が購入する。これを踏まえ、ウラン貯蔵所（UO3）、第二ウラン貯蔵所（2UO3）及び第三ウラン貯蔵所（3UO3）に貯蔵中のウラン製品、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）に貯蔵中のウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）粉末を廃止対象施設外の施設に搬出する。

5.4 放射性廃棄物の廃棄

放射性廃棄物は、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物及び放射性固体廃棄物に分類される。放射性廃棄物の発生量を合理的に可能な限り低減するように、適切な除染方法、機器解体工法及び機器解体手順を策定するとともに、適切な処理を行う。解体の対象となる施設から発生する低レベル放射性廃棄物（固体及び液体）の推定発生量をTable 1に示す。

5.5 廃止措置に要する資金

再処理施設の廃止措置に要する費用見積総額は約7,700億円である。東海再処理施設の廃止措置費用の見積額をTable 2に示す。

Table 1 Estimated quantity of low level radioactive waste (solid and liquid)

放射能レベル	再処理施設全体
低レベル放射性廃棄物 (固体及び液体)	約71,000トン
※1	再処理に伴い発生した放射性廃棄物約22,700トン、機器解体に伴い発生する解体廃棄物約48,600トンの合計。
※2	推定発生量には、解体作業に伴い発生する防護着や養生シート等の付随廃棄物を含まない。
※3	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、低レベル放射性廃棄物の発生量は変動することがある。

Table 2 Estimated budget of TRP decommissioning

項目	見積額
施設解体費	約1,400億円
放射性廃棄物処理費	約1,500億円
放射性廃棄物処分費	約3,800億円
合計	約7,700億円

なお、2016年11月に原子力規制委員会へ報告した当面10年間の東海再処理施設の廃止に向けた計画に必要な費用（約2,170億円）等は本見積額に含

まれない。

5.6 廃止措置の工程

最終的に管理区域を有する約30施設の廃止措置（管理区域解除）が全て完了するのは、約70年の期間が必要となる見通しである。東海再処理施設の廃止措置の工程をFig. 10に示す。

なお、英国のTHORPは、東海再処理施設と処理能力は異なるものの、同じピューレックス法を採用し、施設や機器の構成が類似しており、その廃止措置に要する期間は約85年を計画している¹⁴⁾。

6. 国際協力

東海再処理施設の廃止措置プロジェクトについては、2016年11月に経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）の「原子力施設の廃止措置に関する科学技術情報交換のための国際協力計画（CPD）」の「技術諮問グループ（TAG）会合」¹⁵⁾に参画した。TAG会合を通じ、各加盟国で進めている原子力施設の廃止措置プロジェクトとの情報交換を行う。

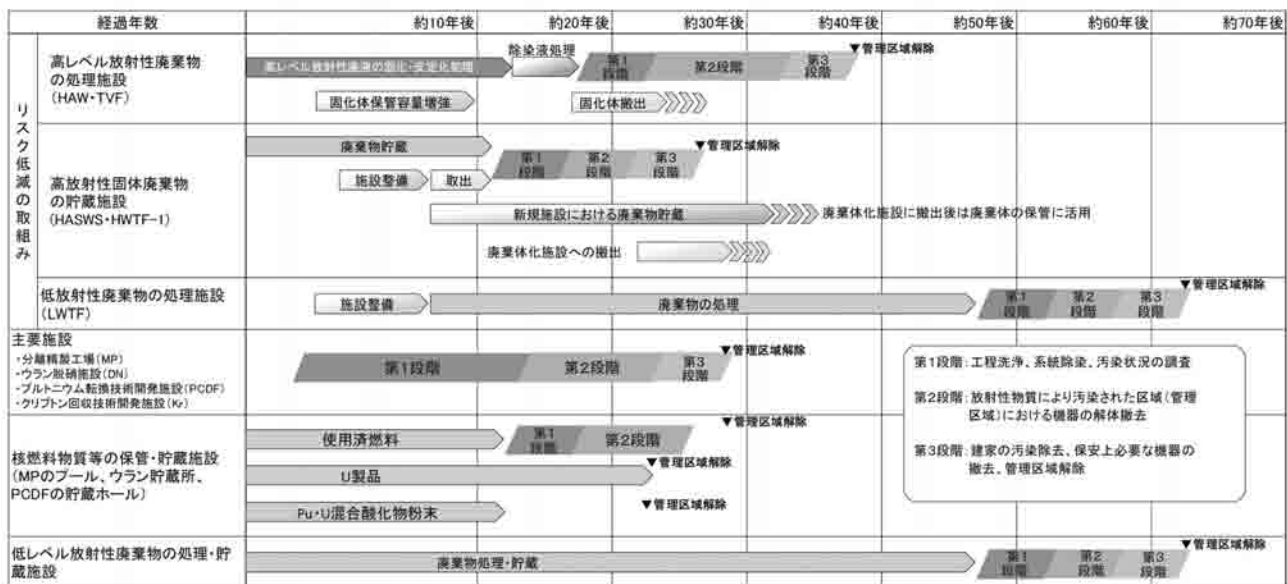


Fig. 10 Schedule of Tokai Reprocessing Plant decommissioning

7. まとめ

原子力機構は、2017年6月に東海再処理施設に係る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。

保有する放射性廃棄物に伴うリスクの早期低減を当面の最優先課題とし、これを安全・確実に進めるため、施設の高経年化対策と新規制基準を踏まえた安全性向上対策を最重要事項として実施する。

また、管理区域を有する約30施設の廃止措置(管理区域解除)を全て完了するためには、約70年に及ぶ長期間と多額の費用が必要となる。このため、先行する国内外の原子力施設の廃止措置に関する技術や知見を活用しつつ、より効率的かつ合理的な方法により、廃止措置の期間短縮とコスト削減を図るために必要な技術開発を行う。

東海再処理施設の廃止措置にあたっては、安全確保を最優先に、立地地域及び国民の皆様からのご理解を得ながら、再処理施設の廃止措置体系の確立に向けた取組みを着実に進める。

参考文献

- 1) 動力炉・核燃料開発事業団, “動燃三十年史,” 405-409, (1998).
- 2) 核燃料サイクル開発機構, “核燃料サイクル開発機構史,” 34-36, (2005).
- 3) “国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所再処理施設に係る廃止措置計画認可申請書(平成29年6月30日),” (2017).
- 4) 原子力百科事典「ATOMICA」, 一般財団法人高度情報科学技術研究機構(RIST), “フランスUP1再処理施設の廃止措置.”
- 5) Jean-Michel Chabeuf, “UP2 400 High Activity Oxyde Legacy Waste Retrieval Project Scope and Progress-13048,” WM2013 Conference, February 24-28, Phoenix, Arizona, USA, (2013).
- 6) AREVA, “UP2-400 La Hague: Dismantling of the first civil plant for the processing of used fuel.”
- 7) Eric KRAUS, “CEAにおける廃止措置および施設の解体,” 第1回福島第一廃炉国際フォーラム, (2016).
- 8) J.G. Nokhamzon, “Decommissioning in France Policy & Strategies Lessons learned Focus on CEA,” (2011).
- 9) 飯塚政利, “6-6世界の再処理工場,” 日本原子力学会 再処理・リサイクル部会 テキスト「核燃料サイクル」, (2013).
- 10) 原子力百科事典「ATOMICA」, 一般財団法人高度情報科学技術研究機構(RIST), “イギリスの再処理施設.”
- 11) リチャード・オッペンハイム, “英国のプルトニウム管理について,” 第56回原子力委員会資料第1号, 内閣府原子力委員会, (2012).
- 12) IAEA Safety Standards Series, “Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities,” Safety Guide No.WS-G-2.4, (2001).
- 13) A.Yamanaka, M. Murakami, and Y. Goto, “Study on properties of reprocessed Uranium,” Proc. of the 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE17), July 12-16, Brussels, Belgium, (2009).
- 14) Sellafield Plan, Issue 1, (2011).
- 15) OECD/NEA, The NEA Co-operative Programme for the Exchange of Scientific and Technical Information Concerning Nuclear Installation Decommissioning Projects (CPD).

ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点の整備 — 廃止措置技術実証試験センター（仮称） —

村松 壽晴*、佐野 一哉**、寺内 誠***

Establishment of Fukui Smart Decommissioning Technology Demonstration Base — Decommissioning Technology Demonstration Test Center (tentative name) —

Toshiharu MURAMATSU*, Kazuya SANO** and Makoto TERAUCHI***

廃止措置技術実証試験センター（仮称）は、文部科学省の支援施策である平成28年度補正「地域科学技術実証拠点整備事業」で採択された「ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点」の中核の施設として整備するものである。

この施設は、原子力発電所の廃止措置に関する技術について地元企業の成長を支援し、産学官が一つ屋根の下で地域経済の発展と廃止措置の課題解決に貢献するための拠点であり、廃止措置解体技術検証フィールド、レーザー加工高度化フィールド及び廃止措置モックアップ試験フィールドの3つから構成される。

本報告では、これらの各フィールドの設備について概要を紹介する。

The Decommissioning Technology Demonstration Test Center (tentative name) is established as a central facility of "Fukui Smart Decommissioning Technology Demonstration Base" which was adopted by the support policy "Regional Science and Technology Demonstration Base Establishment Project" of the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology in FY 2016 supplementary budget.

This facility is a base to train local companies about technology concerning the decommissioning of nuclear power plants and for the industry, academia and government to contribute to the development of the regional economy and the solutions to problems of decommissioning under one roof. The facility consists of 3 fields: decommissioning dismantling technology demonstration, advanced laser processing and decommissioning mock-up test.

The report describes the outline of the facilities in each of these fields.

1. はじめに

1.1 廃止措置技術実証試験センター（仮称）とは

廃止措置技術実証試験センター（仮称）は、文部科学省の支援施策である平成28年度補正「地域

科学技術実証拠点整備事業」で採択された「ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点」の中核の施設として整備するものである。

この施設は、原子力発電所の廃止措置に関する技術について地元企業の成長を支援し、産学官が

* : (国研) 日本原子力研究開発機構 敦賀事業本部 レーザー共同研究所
(Applied Laser Technology Institute, Tsuruga Head Office, Japan Atomic Energy Agency)

** : (国研) 日本原子力研究開発機構 原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発部
(Technology Development Department, FUGEN Decommissioning Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency)

*** : (国研) 日本原子力研究開発機構 敦賀事業本部 産学連携推進室
(Industry and Academia Cooperation Promotion Office, Tsuruga Head Office, Japan Atomic Energy Agency)

一つ屋根の下で地域経済の発展と廃止措置の課題解決に貢献するための拠点であり、廃止措置解体技術検証フィールド、レーザー加工高度化フィールド、廃止措置モックアップ試験フィールドから構成される。なお、開設は平成30年度を予定している。

1.2 廃止措置とは

「廃止措置」とは、運転の終了した原子力発電所などの原子力施設から放射性物質を取り除き、安全に解体・撤去することをいう。

廃止措置は、原子炉等規制法に従って、運転終了後も維持管理が必要な設備について考慮しながら、安全かつ合理的に施設の解体を進める必要がある。

なお、(国研)日本原子力研究開発機構は廃止措置のための技術開発や廃止措置を通じて得られる成果などについて、わが国における他の原子力施設の廃止措置においても有効に活用できるよう、関係機関との連携や技術協力を行いつつ、積極的に公開し情報共有していくこととしている。

1.3 廃止措置技術実証試験センター（仮称）が目指すもの

廃止措置技術実証試験センター（仮称）は、福井県の強み(15基の様々なタイプの原子炉が存在、原子力関連産業に携わっている企業が多く、原子力関連の教育・研究インフラが多い等)を活かし、地元企業の成長を支援する拠点として整備し、廃止措置技術の基礎研究から実証までを一貫して取り組めるように整備するものである。ここでは、技術力の強化により地元企業の廃止措置事業への参画を容易にし、廃止措置ビジネスの確立と関連企業群の育成を目指している。

2. 施設概要

2.1 施設の位置及び建物仕様

施設は、福井県敦賀市木崎の敦賀事業本部横に位置し、既存の建物と鉄骨構造3階建の新築建物からなる。施設の位置をFig. 1に、建物の仕様をFig. 2に示す。

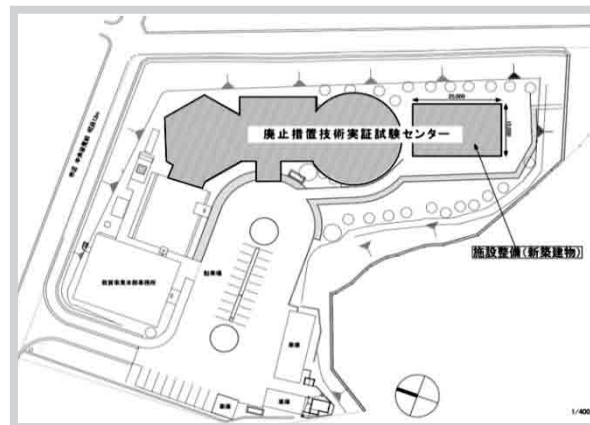


Fig. 1 Facility location

所在地	福井県敦賀市木崎65-20
敷地面積	11,674.37m ²
建物構造	鉄筋構造3階建て（新築建物）
建設床総面積	645m ² （新築建物）
主要施設 (フィールド)	廃止措置解体技術検証フィールド
	レーザー加工高度化フィールド
	廃止措置モックアップ試験フィールド
	企業等利用者交流スペース、他

Fig. 2 Building specification

2.2 建物内配置

新築建物内部には、モックアップ試験室及びMRシステム開発室等を整備する。また、既存建物には、レーザー加工に関する施設を整備する。建物内部の配置をFig. 3に示す。

3. 廃止措置解体技術検証フィールド

廃止措置解体技術検証フィールドでは、複合現実感（Mixed Reality：MR）システムを利用してふげんのプラント内を実寸の臨場感で仮想体験できる設備を整備している。

ここでは、廃止措置作業で必要となる現場の事前確認・検討、機材の操作性確認、作業者の被ばく予測などを可能としている。

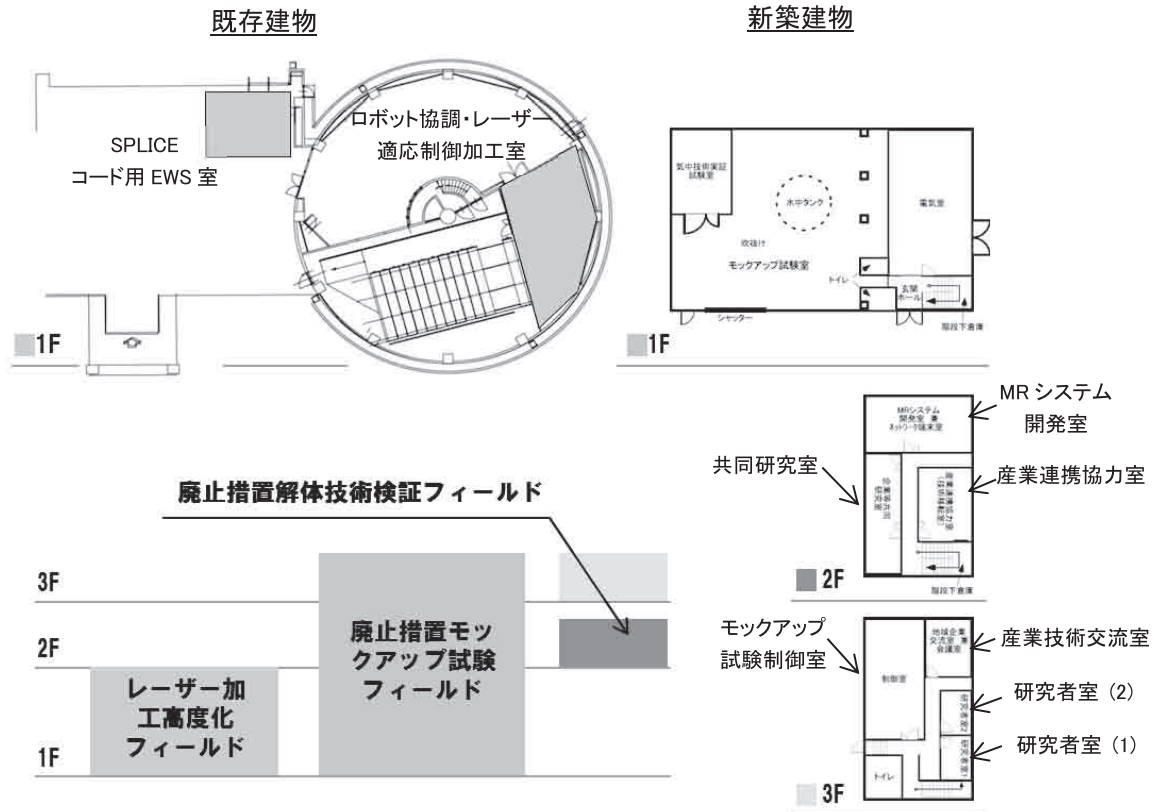


Fig. 3 Placement inside the building

3.1 複合現実感 (MR) システムの活用

廃止措置作業を安全かつ合理的に実施するためには、作業手順などを事前に十分検討する必要がある。この方法の一つとして、MRシステムを活用することにより現場に入域することなく、実寸大で臨場感ある現場を仮想体験するという方法がある¹⁾。

MRシステムでは、Fig. 4～Fig. 7に示すように、解体設備の解体手順の検討、現場の線量当量率 (mSv/h) の可視化、仮設機材 (足場、養生、遮蔽) の設置場所や大きさの検討、解体作業に必要な設備の搬入ルートや干渉確認が可能である。

MRシステムは、MRシステム開発室に設置され、HMD (頭部装着ディスプレイ)、MR用PC、光学センサー、50インチディスプレイなどから構成される。



Fig. 4 Verification of reasonable dismantling procedure



Fig. 5 Visualization of dose equivalent rate



Fig. 6 Confirmation of workability



Fig. 7 Consideration of interfering objects

3.2 複合現実感 (MR) システムとは

Fig. 8にMRシステムのイメージを示す。

光学センサーによりHMDやハンドツールの位置・姿勢を検出することで、MR体験者に正しい表示画像 (3D) を見せることができる。MRシステムの稼働領域は約幅4.5 m×奥行4.0 m×高さ2.5

mの範囲で、この中を動きながら現場体験をすることが可能である。MR体験者は1名で、MR体験者以外の参加者はMR体験者の見ている映像を2D映像としてディスプレイで確認することができる。

このMRシステムは廃止措置作業に参入したい県内企業を支援し、人材育成、技術力の向上を図るとともに大学生などの実習体験などに活用してもらうことを想定している。

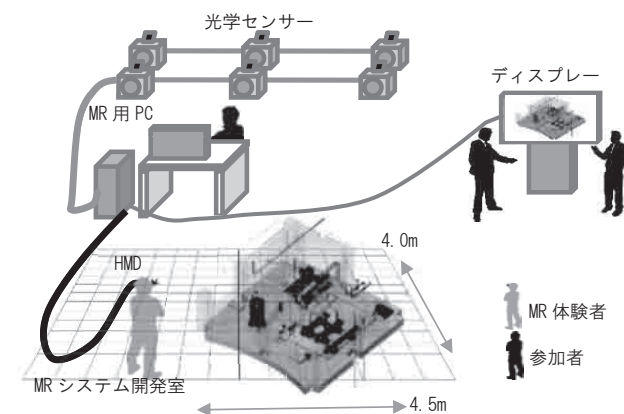


Fig. 8 MR system image

3.3 MRシステムの仕様

Fig. 9にMRシステムの主要機器の仕様を、また、Fig. 10にシステム構成を示す。

機器名	仕様 (相当品)	備考
HMD	メーカー: キヤノン 型式: MD-10 表示角度: 68° (対角)、60° (水平) × 40° (垂直) 表示解像度: 1,920 × 1,200 (WUXGA) 表示モード: 3D表示 撮影画角: 73° (対角)、66° (水平) × 40° (垂直) 撮影解像度: 1,920 × 1,080 (FULL HD) 重量: 約1100g 台数: 1 振動デバイス コントローラ	
MR用パソコン	メーカー: HP 型式: Z840 CPU: Xeon® E5-2643v4 3.40GHz メモリー: 64GB ディスクSSD/HDD: 256GB SSD/512GB SSD/1TB HDD グラフィックス: NVIDIA Quadro P6000 台数: 1 コントローラ	・MR用ソフト MRプラットフォーム MR Visualizer MR Visualizer jt importer メディアプレパレーション EnSight EnSight forMR
ディスプレイ	メーカー: NEC 型式: LCD-E505 サイズ: 50型 (127cm) 液晶パネル/バックライト: 白色LEDバックライト (直下型) 表示画素数: 1,920 × 1,080 画素ピッチ: 0.0570mm 表示色: 約1677万色 台数: 1 解像度変換機	
光学センサー (カメラ)	メーカー: Vicon 型式: Vero v2.2 解像度: 2,048 × 1,088 最大フレームレート: 330Hz 台数: 6 PoE	・光学センサーソフト

Fig. 9 Main equipment in MR system

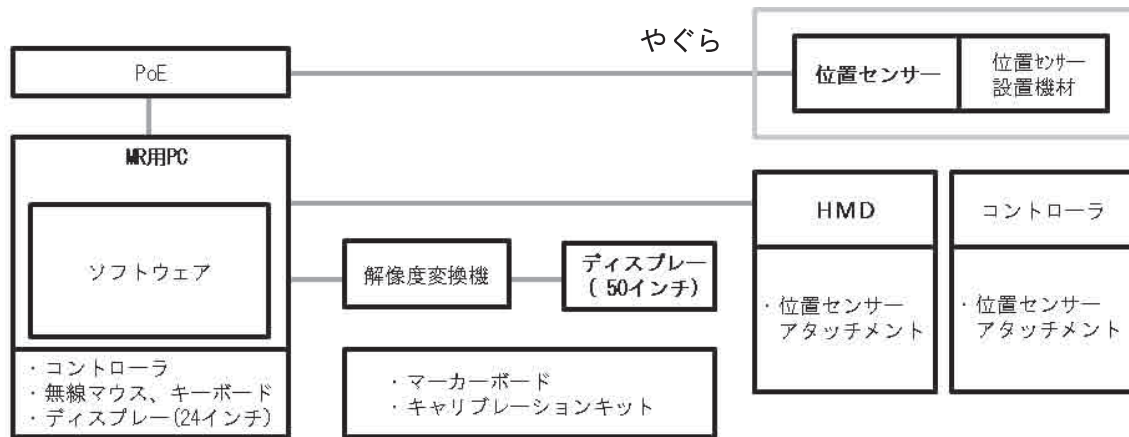


Fig. 10 Configurations of MR system

3.4 MRシステムの能力

(1) MRシステムを用いた訓練

MRシステムを廃止措置作業に適用することにより、Fig. 11～Fig. 14に示すようにプラント内部を実寸大で作業員目線で観察することや、廃止措置工事の進捗の各段階での現況に合った最適な工事手順（搬入、設置、解体、搬出など）等の教育・訓練に用いる。



Fig. 11 Confirmation of work site (Realistic sense of presence, checked with worker's eyes)



Fig. 12 Confirmation of workability (confirmation of working space)

<主な機能>

- ・最適な工事手順の検討
- ・作業被ばく線量の検討
- ・作業性の確認（工具類の干渉、作業姿勢等）



Fig. 13 Confirmation of workability (confirmation of tool interference)



Fig. 14 Confirmation of workability (confirmation of working posture)

4. レーザー加工高度化フィールド

Fig. 15に示すレーザー加工高度化フィールドでは、レーザー光を熱源として利用する廃止措置技術を高度化するため、様々な外界情報のモニタ

リング機能を備えた多機能レーザー加工ヘッドや溶断性能を常に適切な状態に維持することが可能な適応制御機能を搭載した3本の多自由度ロボットから成る協調制御システムを設置している。さらに、レーザー照射条件などを施工前に評価できるようにするため、10台のエンジニアリングワークステーションにより、レーザー溶融・凝固計算科学シミュレーションコードSPLICEを利用することができる。

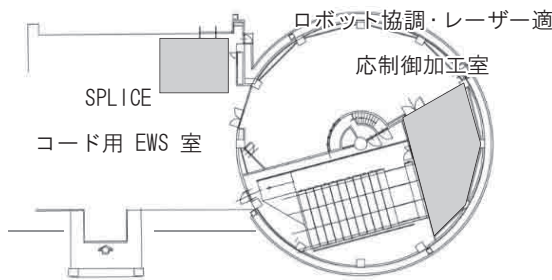


Fig. 15 Adaptive laser processing field

4.1 ロボット協調・レーザー溶断適応制御システム

レーザー光を熱源とした金属溶断などの加工作業は、これまで熟練者が有する知識や経験、さらに、勘に依る部分が多く、その利用範囲を狭めて来た。

これを解決するための技術の一つが、外界情報を利用する適応制御機能を搭載したロボット協調制御システムであり、写真をFig. 16に示す。

このシステムでは、15 kgまでの溶断対象物をロボットアームで把持し、スパッタを回収しながら10 kWのファイバーレーザーにより自由自在に溶断することが可能で、加工手順や作業工程の検討を進めることができる。



Fig. 16 Cooperative robot movement and adaptive laser cutting control system

4.2 レーザー溶融・凝固計算科学シミュレーション

レーザー光を熱源として金属溶断などの加工作業を的確に行おうとする場合、レーザー照射条件やアシストガス流量、スイープ速度などに関する設計空間を事前に把握しておく必要がある。これを行うための技術の一つが、SPLICEコードを用いた計算科学シミュレーションである。

Fig. 17に示すようにSPLICEコードは、レーザー照射から相変化を考慮した溶融・凝固過程までの複雑系物理を一気通貫で評価することが可能で、対話形式での解析条件設定などにより、容易に利用することができる。

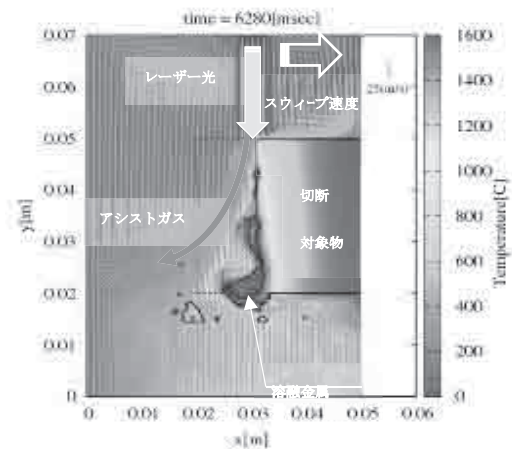


Fig. 17 Example of a laser cutting simulation by the SPLICE code

4.3 レーザー加工装置の仕様・能力

(1) 装置の仕様

(a) ロボット協調・レーザー溶断適応制御システム (Fig. 18)

- ・10 kWファイバーレーザーシステム
- ・溶断適応制御システム搭載ロボットアーム
- ・溶断対象物把持装置搭載ロボットアーム (最大可搬重量15 kg)
- ・スパッタ回収装置搭載ロボットアーム
- ・スパッタ回収装置
- ・加工ブース

(b) レーザー溶融・凝固計算科学シミュレーション (Fig. 19)

- ・計算科学シミュレーションコードSPLICE
 - ・グラフィックユーザーインターフェース
 - ・エンジニアリングワークステーション
- 型式：Dell Precision T7910

C P U : デュアルインテルXeonプロセッサー
E5-2637 v4

メモリ : 64GB 2400MHz DDR4 RDIMM ECC

台 数 : 10台 (並列解析可能)

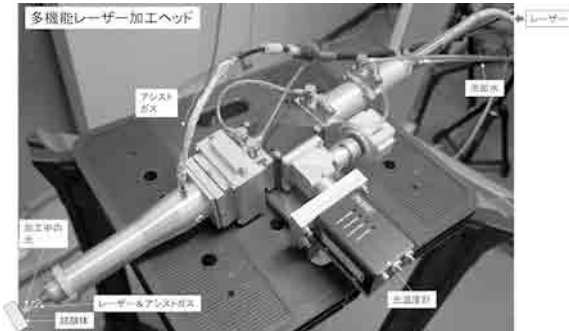


Fig. 18 A multi-functioned laser processing head for an adaptive laser cutting control system



Fig. 19 Engineering workstation for the SPLICE code

(2) 装置の能力

(a) ロボット協調・レーザー溶断適応制御システム

溶断プロセスの状態を光温度計などの外界センサーにより監視し、溶断性能が常に適切な状態となるよう制御することができる。(適応制御)

3本のロボットアームは、それぞれに搭載した機能が常に適切な役割を果たすよう制御することができる。(協調制御)

これらの機能を利用することにより、現場での加工手順や作業工程の検討をサポートすることができる。

レーザー溶断適用制御実験映像をFig. 20に示す。

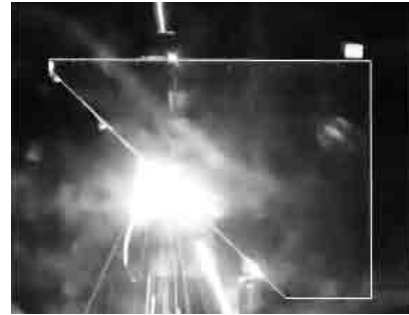
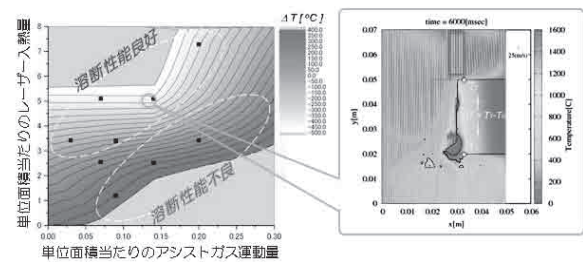


Fig. 20 Image of laser blown adaptive control experiment

(b) レーザー溶融・凝固計算科学シミュレーション

Fig. 21に示すようにSPLICEコードによる溶断シミュレーションにより、溶断性能などの設計空間(応答曲面)を事前に可視化し、レーザー照射条件などの検討を効率的に行うことができる²⁾。



SPLICEコードにより評価した溶断性能に関する設計空間

$$\left[\begin{array}{l} \text{単位面積当たりのレーザー入熱量} \quad E = \frac{4P}{\pi V} \quad [\text{kJ/mm}^2] \\ \text{単位面積当たりのアシストガス運動量} \quad M = \frac{\rho U_c^2 d_{\text{nozzle}}}{V} \quad [\text{N} \cdot \text{s/mm}^2] \end{array} \right]$$

Fig. 21 Example of a response surface evaluated by the SPLICE code

5. 廃止措置モックアップ試験フィールド

Fig. 22に示す廃止措置モックアップ試験フィールドでは、廃止措置解体技術検証フィールドやレーザー加工高度化フィールドで得た研究成果を実証するために、ふげんで使用した実機材やモックアップ部材を持ち込んで、地元企業等が解体検証を実施する場を提供する。

なお、本試験フィールド(モックアップ試験室)には、「水中技術実証試験エリア」と「気中技術実

証試験エリア」がある。

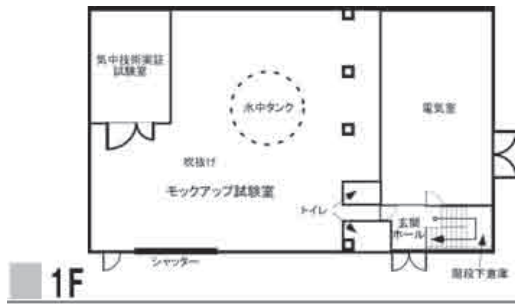


Fig. 22 Decommissioning Mock-up test field

5.1 水中技術実証試験エリア

水中技術実証試験エリアには、高さ約10.5 mの水中タンクが設置されており、水中タンクには、7軸遠隔水中ロボットを常設してある。水中タンクの水位は、試験条件に合わせて10 m以下で任意に調整ができ、タンク内の水については循環及び浄化システムが備えられている。

これら整備された装置を使用して、例えば、Fig. 23に示すように遠隔多関節水中ロボットの先端に、プラズマ又はレーザー切断ヘッドを取り付けて、放射線量が高くなる原子炉構造材の模擬材を水中タンク内に設置して切断実証試験を行うことで、各種データの取得や解体手順の構築・確認をすることができる。

Fig. 24にレーザー及びプラズマによる水中切断時のイメージ写真を示す。

他にも、原子炉施設には多くの貯蔵タンク等が存在しており、これらの解体や溶接作業等の作業環境を模擬でき、安全かつ効率的な作業方法を事前に確認・習得することができる。

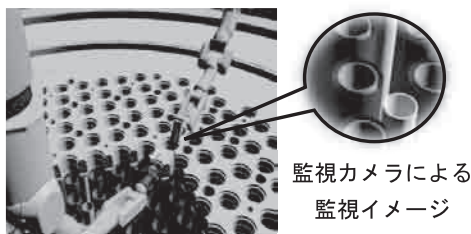


Fig. 23 Image of reactor core dismantled using robot in water



レーザー水中切断



プラズマ水中切断

Fig. 24 Image of underwater cut

5.2 気中技術実証試験エリア

気中技術実証試験エリア(気中技術実証試験室)は、天井高さ約4 m×幅5 m×奥行7 mの規模である。気中技術実証試験室には、排煙浄化装置を常設しており、切断等で発生するヒュームや粉じん等処理し、室内の清浄度を維持できるように作業環境にも配慮している。

ここでは、Fig. 25に示すような6軸遠隔気中ロボットによる遠隔での切断実証や汎用のダイヤモンドワイヤー等の切断工具や研磨工具等を使用して、「ふげん」で実際に使用していた実機材や模擬材を使用して切断作業や除染作業等を体験することができる。また、地元の各企業が独自に開発した切断等の工具や各種装置等の実証をすることも可能である。

廃止措置作業では、供用中と同様の安全管理や作業管理が求められることから、これから廃止措置ビジネスに参入を計画している地元企業には、これらの廃止措置モックアップ試験フィールドを活用して解体作業(切断・分解)や除染作業等を事前に確認できることは大きなメリットになる。また、自社開発した装置や工具等が実際の現場において、使用可能かどうか等を検証するにも大いに役立つと考えられる。

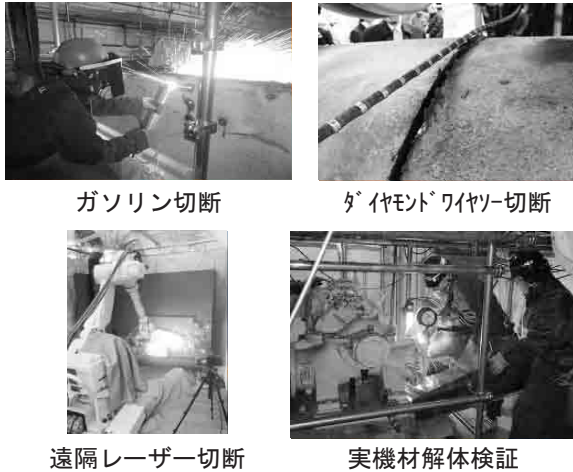


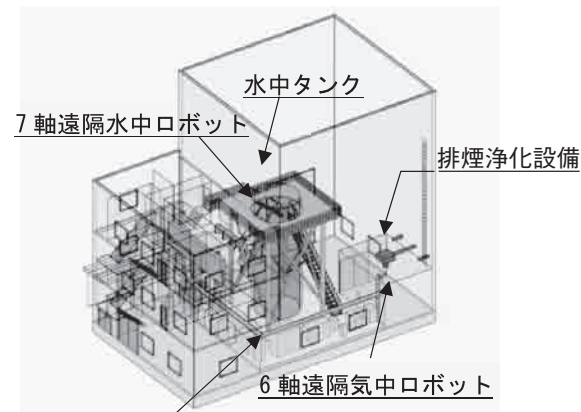
Fig. 25 Image of tests in Technology Demonstration Laboratory in the air

5.3 廃止措置モックアップ装置の仕様・能力

廃止措置モックアップ装置の配置を Fig. 26 に示す。

(1) 装置の仕様

- (a) 水中技術実証試験エリア
 - ・水中タンク (高さ: 約10.5 m、外径: 約4.5 m)
 - ・7 軸遠隔水中ロボット
 - ・水中監視カメラ等
- (b) 気中技術実証試験エリア
 - ・6 軸遠隔気中ロボット
 - ・排煙浄化設備等
- (c) 共用装置
 - ・高出力レーザー切断装置 (出力30 kW)
 - ・プラズマ切断装置 (出力600 A)
 - ・圧縮空気設備
 - ・各種切断工具等



高出力レーザー切断装置等

Fig. 26 Device arrangement

(2) 装置の能力

(a) 水中タンク (Fig. 27)

- ・外径約4.5 m (内径約 4 m)
- ・高さ約10.5 m (水深最大10 m)
- ・材質ステンレス製

〈主な機能〉

- ・7 軸遠隔水中ロボット装置及び昇降装置
- ・循環・浄化設備 (ろ過精度 $2 \mu\text{m}$)
- ・水位計
- ・水中監視カメラ、水中照明
- ・内部確認窓
- ・内部アクセス用ラダー
- ・プラットフォーム (床耐荷重 200 kg/m^2)

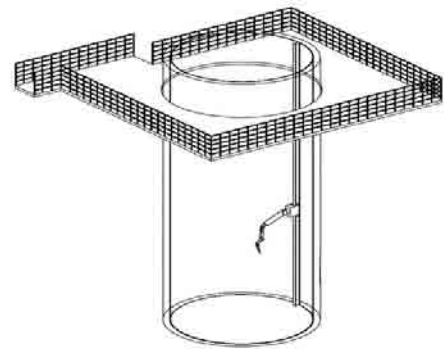


Fig. 27 Underwater tank

(b) 7 軸遠隔水中ロボット (Fig. 28)

- ・型番: PA-25-UW (三菱重工業製)
- ・軸数: 7 軸
- ・可搬重量: 25 kg
- ・動作温度範囲: $0 \sim 50 \text{ }^{\circ}\text{C}$
- ・使用環境: 水中 (水深10m以上)
- ・気中でも使用可能



Fig. 28 Articulated remote underwater robot

(c) 6軸遠隔気中ロボット (Fig. 29)

- ・ 型番：MOTOMAN-MH50 (安川電機製)
- ・ 軸数：6軸
- ・ 可搬重量：50 kg
- ・ 動作温度範囲：0～45℃
- ・ 使用環境：気中



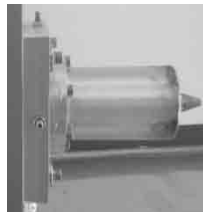
Fig. 29 Articulated remote aerial robot

(d) 高出力レーザー切断装置 (Fig. 30)

- ・ 型番：YLS-30000
(IPG Photonics 社製)
- ・ 定格出力：30 kW
- ・ 発振波長：1070–1080 nm
- ・ 発振形態：連続発振 (CW)



レーザー発振器



レーザー切断ヘッド

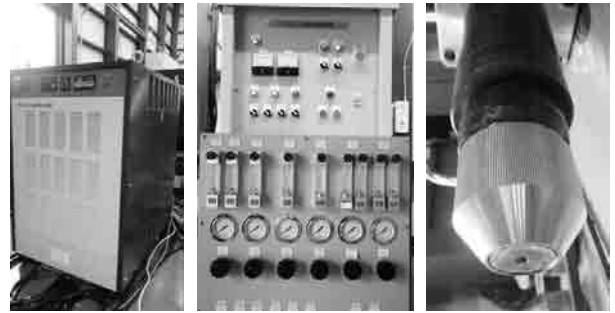


レーザー伝送用ファイバー (HLC-16)

Fig. 30 High power laser cutting device

(e) プラズマ切断装置 (Fig. 31)

- ・ 型番：SUPER600 (小池酸素工業製)
- ・ 出力定格電圧：200 V
- ・ 出力定格電流：600 A
- ・ 出力調整範囲：50 A～600 A
- ・ プラズマガス種：酸素、水素、アルゴン、窒素
- ・ シールドガス種：空気、窒素等



プラズマ電源

流量調整盤

プラズマトーチ

Fig. 31 Plasma cutting device

6. おわりに

国内外で原子力発電所の廃止措置ニーズが高まりつつある中、本拠点が福井県の強みを活かし、若狭地区の電気事業者と連携を図りつつ、地元企業の成長を支援し、技術力強化等により廃止措置ビジネスをリードするための一端を担うことで、地域経済の発展と廃止措置の課題解決に貢献できることを期待する。

参考文献

- 1) 庄司 公明, “原子力施設の廃止措置における大規模点群・複合現実感技術の可能性,” デコミッショニング技報, No. 55, pp. 8-21, (2017).
- 2) T. Muramatsu, “Thermohydraulic Aspects in Laser Welding and Cutting Processes,” Proc. The 31th International Congress on Applications of Laser & Electro-Optics (ICALEO-31), No. 1904, pp. 661-669, (2012).

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

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

IECC

『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！（ISO/IEC 17025 認定事業所※）

※放射性セシウム（廃棄物、土壌、食品）、土壌中重金属等、ダイオキシン類

◆ 調査・分析

作業環境測定（電離放射線含む）/ダイオキシン類/PCB/アスベスト調査/土壌調査/大気環境・排水・水質調査/放射能核種分析/
放射性ストロンチウム（文科省測定法シリーズ2に準拠）/MOVING LAB による現地分析（アスベスト、PM2.5、放射能）/臭気調査

◆ 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（公的研究機関からの受託実績あり）/レアメタル分析/ナノマテリアル計測/異物分析・構造解析

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！

OVER 45 YEARS



株式会社 環境管理センター ECC-R

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

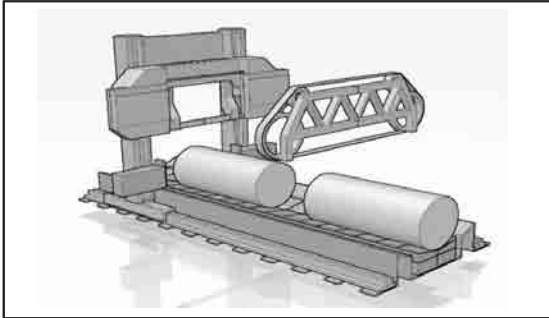
営業ご案内：(03) 6206-4321

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

浅見工業株式会社は、ニーズの聞き取りから
特殊切断機的设计、開発、設置までを行う会社です。

廃棄物処理現場用帯鋸盤 減容化目的特注仕様

帯鋸切断機イメージ



《開発中特注仕様等》

- 油圧に代わって全ての駆動装置はエレクトリックモーター仕様に
- オペレーターは、切断現場作業外で操作パネル、モニターで遠隔操作等 《開発中》
- 遠隔操作による鋸刃交換 《開発中》
- 鋸刃の冷却・潤滑は特殊エア等採用
- その他切断作業内で随所に特殊仕様導入 《開発中》

その他：◆超大型化仕様 ◆水中切断仕様 ◆高耐久仕様 ◆遠隔操作仕様等
ご希望に合わせてコーディネートを行います。

また、自社工場ではそれらを用いての各種切断作業(破壊テストピース採取、大型素材からの個取り)等も拝命しております。切断でお困りの際はご用命下さい。



インコネル合金



チタン合金



モネル合金



ニッケル合金

☎ この様な大型難削材でもバンドソーは対応可能です。

〒377-0025 群馬県渋川市川島1081 TEL 0279-23-6130 FAX 0279-24-6795

半世紀に渡る切断技術を極めた
切断・切削・研削のパイオニア

浅見工業株式会社

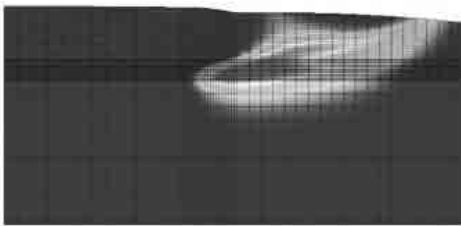
<http://asami-k.co.jp>



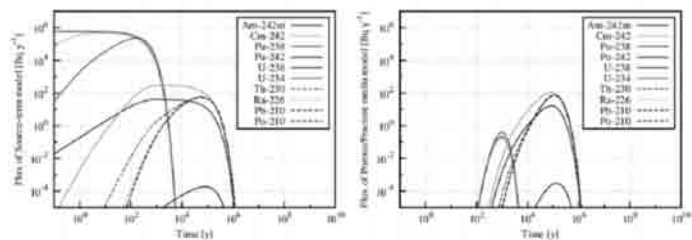
原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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.vic.co.jp/>

Harmony between Human and Nature

**ドローンとレーザスキャナを
使用した3次元測量**



株式会社國興総合建設

長野県知事 許可(般-28)第25281号 / 測量業第(1)-34637号

■調査測量・丁張測量 ■ゴムチップ舗装
■土木建設工事全般 ■新エネルギー事業

歴史は浅いが、技術は深い!まかせて安心!!

本 社 〒899-0007 長野県松本市大字島立1094-1 上條ビル201号
TEL:0263-50-5675 FAX:0263-50-5673
福島支店 〒960-8043 福島県福島市中町1-19 自由民主福島会館6階
TEL:024-597-7655 FAX:024-597-7656
東京営業所 〒105-0001 東京都港区虎ノ門1-7-6 升本ビル3階
TEL:03-6550-8755 FAX:03-6550-8756

地球 ÷ 科学 =

答えを見つける会社。

—— 地球の話をしよう。
応用地質株式会社
<https://www.oyo.co.jp/>



遮蔽体から遠隔自動化設備まで
原子力関連業界で

◆ **60年以上の経験と実績** ◆

設計・製作から据付・調整まで一貫して可能な、
当社ならではの調和のとれた設備をご提案



ISO 9001



ASME U

営業
品
目

- 各種遮蔽機器、設備
 - 放射性物質取扱・処理設備
 - 核燃料、放射性廃棄物輸送容器
 - グローブボックス及び内装設備
- 等々多品目

木村化工機株式会社
エネルギー・環境事業部

☎ 東京営業部:03-3837-1831 大阪営業部:06-6488-2533

© デコミッションング技報 第57号

発行日 : 平成30年3月30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