

デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **62**
2020

巻頭言

福島の復興・再生を目指して東工大の技術力を結集

技術報告

武蔵工大炉の廃止措置における固体廃棄物と解体廃棄物の保管

JMTRの廃止措置に向けた難処理廃棄物の廃棄体化のための処理方法の開発

—炉内構造物と使用済イオン交換樹脂—

東海村における除去土壌の埋立処分に関する実証事業について

総説

チェルノブイリ原子力発電所の溶岩状燃料含有物質(LFCM)管理に対するレーザー切断の検討

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績

第4回 英国の主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴

RANDEC

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

国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業の確立

デコミッショニング及び放射性廃棄物処理処分に係る調査・研究

福島県及び関東一円の環境回復に関する技術開発

原子力バックエンドに係わる研究成果の普及

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



デコミッショニング技報

第62号 (2020年9月)

目次

巻頭言

- 福島復興・再生を目指して東工大の技術力を結集 1
竹下 健二

技術報告

- 武蔵工大炉の廃止措置における固体廃棄物と解体廃棄物の保管 2
内山 孝文、三橋 偉司

- JMTRの廃止措置に向けた難処理廃棄物の廃棄体化のための処理方法の開発
—炉内構造物と使用済イオン交換樹脂— 9
関 美沙紀、中野 寛子、永田 寛、大塚 薫、大森 崇純
武内 伴照、井手 広史、土谷 邦彦

- 東海村における除去土壌の埋立処分に関する実証事業について 20
村田 千夏、北原 理、田中 究、天澤 弘也
武部 慎一、山田 修、亀尾 裕

総説

- チェルノブイリ原子力発電所の溶岩状燃料含有物質 (LFCM) 管理に対するレーザー切断の検討 32
アンドレアス ベツィヒ、マキシム サベリエフ、ピクトル クラスノフ
アヒム マーレ、パトリック ヘルビック、セシル ジャベーユ
クリストフ ライアンズ、ノルベルト モリト

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績

- 第4回 英国の主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴 47
宮坂 靖彦、澁谷 進、榎戸 裕二

Journal of RANDEC

No. 62 Sep. 2020

CONTENTS

Technical Report

- Storage of Solid Waste and Dismantled Waste During Decommissioning of Musashi Reactor 2
Takafumi UCHIYAMA and Ishi MITSUHASHI
- Development of the Treatment Method for Difficult Wastes Aimed at Decommissioning of JMTR
— Structural Materials of Reactor and Used Ion-exchange Resins — 9
Misaki SEKI, Hiroko NAKANO, Hiroshi NAGATA, Kaoru OHTSUKA
Takazumi OHMORI, Tomoaki TAKEUCHI, Hiroshi IDE and Kunihiko TSUCHIYA
- Safety Demonstration Project on Disposing of Contaminated Soil in Tokai-mura 20
Chinatsu MURATA, Masaru KITAHARA, Kiwamu TANAKA, Hiroya AMAZAWA
Shinichi TAKEBE, Osamu YAMADA and Yutaka KAMEO

Technical Review

- Prospects of Laser Cutting for Lava- like Fuel-containing Materials (LFCM) Management
at the Chornobyl Nuclear Power Plant 32
Andreas Wetzig, Maxim Saveliev, Viktor Krasnov
Achim Mahrle, Patrick Herwig, Cécile Javelle
Christoph Leyens and Norbert Molitor
- Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of Nuclear Power Plants in Overseas
(4) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning
in the United Kingdom (UK) 47
Yasuhiko MIYASAKA, Susumu SHIBUYA and Yuji ENOKIDO

Storage of Solid Waste and Dismantled Waste During Decommissioning of Musashi Reactor

Takafumi UCHIYAMA and Ishi MITSUHASHI
J. RANDEC, No. 62 (Sep. 2020), page 2~8, 2 Figures, 1 Table.

Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory was established in Ozenji, Asao-ku, Kawasaki-City in 1960. Since the TRIGA-II type research reactor (Musashi reactor) reached the first criticality in 1963, it has achieved many research results in the treatment of brain tumors and skin cancers, the analysis of substances and trace elements in the environment by activation analysis. The reactor facility was decided to be abolished in May 2003. After that, we are proceeding with decommissioning by performing procedures based on laws, stopping the functions of various facilities and equipment, carrying out spent fuel, and dismantling and removing some facilities. Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory has facilities for using radioactive isotopes and nuclear fuel. They are used as educational and research facilities together with the reactor facilities. Currently, the main task of nuclear reactor facilities is storage management of radioactive solid waste. This paper introduces the concept and current status of storage of solid waste generated during operation and dismantled waste generated during decommissioning.

Development of the Treatment Method for Difficult Wastes Aimed at Decommissioning of JMTR

— Structural Materials of Reactor and Used Ion-exchange Resins —

Misaki SEKI, Hiroko NAKANO, Hiroshi NAGATA
Kaoru OHTSUKA, Takazumi OHMORI
Tomoaki TAKEUCHI, Hiroshi IDE
and Kunihiko TSUCHIYA
J. RANDEC, No. 62 (Sep. 2020), page 9~19, 7 Figures, 6 Tables.

Japan Materials Testing Reactor (JMTR) has been contributing to various research and development (R&D) activities such as the fundamental research of nuclear materials/fuels, safety R&D of power reactors, and radioisotope production since the beginning of the operation in 1968. JMTR, however, was decided as one of decommission facilities in April 2017 and

it is taken an inspection of a plan concerning decommissioning because the performance of JMTR does not confirm with the stipulated earthquake resistance. As aluminum and beryllium are used for the core structural materials in JMTR, it is necessary to establish treatment methods of these materials for the fabrication of stable wastes. In addition, a treatment method for the accumulated spent ion-exchange resins needs to be examined. This report describes the overview of these examination situations.

Safety Demonstration Project on Disposing of Contaminated Soil in Tokai-mura

Chinatsu MURATA, Masaru KITAHARA
Kiwamu TANAKA, Hiroya AMAZAWA
Shinichi TAKEBE, Osamu YAMADA
and Yutaka KAMEO
J. RANDEC, No. 62 (Sep. 2020), page 20~31, 11 Figures, 3 Tables.

On the basis of Act on Special Measures, municipalities stripped surface soil off the playground of park to decontaminate the soil which had been contaminated with radionuclides released from Tokyo Electric Power's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. To minimize the exposure dose of the residents, it was essential to decide safe disposal of the contaminated soil which has been stored at storage areas. Tokai-mura office, therefore, required Japan Atomic Energy Agency (JAEA) to perform demonstration project of burying the contaminated soil generated by decontamination of public facilities in order that the ministry of the environment provides decision on the enforcement ordinance and guidelines of burying it. In this project, we acquired data of air dose rate and the personal exposure dose during transporting, burying, and storing the contaminated soil. In addition, we measured radioactivity concentration of dust collected from surroundings of the landfill and seepage water through contaminated soil.

Prospects of Laser Cutting for Lava-like Fuel-containing Materials (LFCM) Management at the Chornobyl Nuclear Power Plant

Andreas Wetzig, Maxim Saveliev, Viktor Krasnov
Achim Mahrle, Patrick Herwig, Cécile Javelle

Christoph Leyens and Norbert Molitor
J. RANDEC, No. 62 (Sep. 2020), page 32~46, 8 Figures, 3 Tables.

The Chornobyl Nuclear Power Plant (ChNPP) Unit 4 nuclear accident created an unprecedented amount of radioactive waste that is yet to be handled for final disposal. Damaged fuel assemblies and large amounts of fuel containing materials (FCM) made of molten fuel that fused with other reactor components are mixed with reactor debris, and are now covered under the shelter of the arch-shaped New Safe Confinement (NSC). Within the design life time of the NSC of up to 100 years, all structures and materials under the NSC have to be safely removed. The solidified fuel containing lava represents several hundreds of cubic meters, present in several rooms down to level 0 of the unit.

The material is hard, but its inevitable degradation and self-destruction over time is a worrying evolution causing increasing amounts of radioactive dust and aerosols inside the Object Shelter (OS). Recovering as much solid FCM as possible before it converts to dust is the only way to prevent uncontrollable amounts of aerosols in the NSC. The task is a unique challenge considering the FCM characteristics and location, and because there is no reference case for their retrieval and processing towards safe disposal. For fragmentation of such materials before their retrieval, remote-operated laser cutting has been identified as a segmentation tool of choice for highly contaminated and fuel containing materials under the NSC conditions.

In cooperation with the Institute of Safety Problems of Nuclear Power Plants (Ukraine) and Plejades in coordination with ChNPP, the Fraunhofer Institute IWS in Dresden (Germany) has initiated a R&D program on laser cutting for the lava-like FCM at ChNPP with solid state laser, to provide a practicable, robust and safe technical solution as part of a com-

prehensive safe approach for the overall challenge at ChNPP Unit 4. This international project is open to international cooperation. It includes cold testing in Germany and mock ups and hot testing with real material in Ukraine. It is assumed that a dedicated tool can be developed with the next 15 years. This project has to be developed in parallel to the other dismantling and waste management technologies needed for the conversion of destroyed ChNPP Unit 4 into ecologically safe conditions.

Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of Nuclear Power Plants in Overseas

(4) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in the United Kingdom (UK)

Yasuhiko MIYASAKA, Susumu SHIBUYA
and Yuji ENOKIDO

J. RANDEC, No. 62 (Sep. 2020), page 47~66, 25 Figures, 2 Tables.

In this report introducing “the decommissioning strategy and performance of power generation reactors in overseas,” we will focus on the United Kingdom (UK) as the 4th article, following the first of the US, the second of Germany and the third of France. In the UK, 45 units including pilot nuclear power reactors have been constructed so far, currently operating 14 advanced gas reactors (AGRs) and 1 PWR. Two state-of-the-art European pressurized reactors manufactured by Areva of France are under construction at Hinckley Point C site. On the other hand, there are 30 power reactors closed by 2015, and the activities of decommissioning are continued systematically. The decommissioning of Gas-Cooled Reactors (GCR) is working on decommissioning measures based on the principle of long-term safe storage of the reactor itself. This report outlines the decommissioning project of GCR, Windscale Advanced Gas-cooled Reactor (WAGR), Steam-Generating Heavy Water Reactor (SGHWR) and Prototype Fast Reactors (PFR), including an overview of laws and regulations related to decommissioning. This report also describes the UK policies for nuclear energy, decommissioning and waste management.

福島復興・再生を目指して東工大の技術力を結集



東京工業大学先端原子力研究所所長
理事副学長特別補佐（研究担当）

竹下 健二

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置は2011年12月に政府が決定した中長期ロードマップに従って進められているが、事故当初より問題となっている汚染水に対して、陸側遮水壁の設置や事故炉周囲のサブドレインからの地下水汲みあげなどの対策が功を奏し、事故炉への地下水の流入は事故直後の400 m³/日から170 m³/日に大きく減少している。発生した汚染水は多核種除去装置で順調に処理されている。今後は、燃料デブリの取り出しが主要課題となるが、事故炉からの放射性物質に起因するリスクを継続的かつ速やかに低減することを基本方針に廃炉作業が進められる。リスク低減には、①損傷施設の閉じ込め機構の改善、②閉じ込められている放射性物質の性状や形態の安定化、③損傷施設からの放射性物質の回収とその健全な保管が必要である。

一方、事故時に放出された放射性Csによるオフサイトの広域環境汚染も重要な問題である。事故後の懸命な除染作業により、原発周囲の帰宅困難区域を除いて広域な環境汚染は解消されつつあり、汚染土壤は仮置場から中間貯蔵施設に輸送されている。汚染土壤の総量は1,300万m³超と大量であるが、約96%は8,000 Bq/kg以下に放射能が減衰するのを待って建設用材等に再利用される。汚染度の高い残りの土壤(約75万m³)は何らかのCs回収固定化・廃棄物減容化などの処理が必要である。

こうした福島の現状を踏まえ、東工大の技術力を結集して同地域の早期復興を目指して、本年4月より東工大の科学技術創成研究院内に「福島復興・再生研究ユニット」を立ち上げ、さらに、研究ユニット内に廃止措置に特化した「TEPCO廃炉フロンティア技術創成協働研究拠点」を東京電力ホールディングス株式会社と連携して発足させた。東工大教員の特色ある研究課題から廃止措置現場のニーズに適合した課題を抽出し、以下の研究を進めている。

- (1) 廃止措置の推進・事故の早期収束に資する技術開発 原子炉建屋内の漏洩調査ロボット開発、デブリ発生機構研究、デブリ取出し時の再臨界防止研究、水処理2次廃棄物の減容・安定固化研究を東電技術者と二人三脚で現場ニーズに即して進めていく。
- (2) 汚染土壤からのCs回収及びCs固定化技術の開発 高度汚染土壤や焼却飛灰からの放射性Csの回収、安定固定化と最終廃棄物の高減容化技術を開発し、中間貯蔵後30年以内の最終処分を目指している。
- (3) 原発災害地域の産業復興と人材育成 原発事故で被害を受けた浜通りの生活環境の再建に向け大学の知を結集し、福島イノベーション・コースト構想に基づいて地元自治体と連携して産業振興を推進するとともに、廃止措置を進める技術者、研究者を育成する。

現在すでに「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」などの大型研究を複数進めており、福島復興の早期実現に向けて東工大の技術力を研究ユニットに更に結集していくつもりである。

武蔵工大炉の廃止措置における固体廃棄物と解体廃棄物の保管

内山 孝文*、三橋 偉司*

Storage of Solid Waste and Dismantled Waste During Decommissioning of Musashi Reactor

Takafumi UCHIYAMA* and Ishi MITSUHASHI*

東京都市大学原子力研究所は、1960年に川崎市麻生区王禅寺に開設された。1963年にTRIGA-II型研究用原子炉（武蔵工大炉）が初臨界を達成して以来、脳腫瘍・皮膚癌の治療、放射化分析による物質・環境中の微量元素の解析等で多くの研究成果を取めた。原子炉施設は、2003年5月に廃止を決定し、その後、法令に基づく手続きに従い、種々の施設・設備の機能停止、使用済燃料の搬出、一部施設・設備の解体撤去を行い、廃止措置を進めている。原子力研究所には放射性同位元素使用施設や核燃料使用施設を併設し、原子炉施設とも併せ、教育研究施設として活用しているが、現在の原子炉施設の施設管理上の主要な業務は放射性固体廃棄物等の保管管理である。

本稿では、廃止措置中の武蔵工大炉において、運転で発生した固体廃棄物並びに廃止措置中に発生した解体廃棄物の保管の考え方や現状について紹介する。

Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory was established in Ozenji, Asao-ku, Kawasaki-City in 1960. Since the TRIGA-II type research reactor (Musashi reactor) reached the first criticality in 1963, it has achieved many research results in the treatment of brain tumors and skin cancers, the analysis of substances and trace elements in the environment by activation analysis. The reactor facility was decided to be abolished in May 2003. After that, we are proceeding with decommissioning by performing procedures based on laws, stopping the functions of various facilities and equipment, carrying out spent fuel, and dismantling and removing some facilities. Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory has facilities for using radioactive isotopes and nuclear fuel. They are used as educational and research facilities together with the reactor facilities. Currently, the main task of nuclear reactor facilities is storage management of radioactive solid waste. This paper introduces the concept and current status of storage of solid waste generated during operation and dismantled waste generated during decommissioning.

1. はじめに

武蔵工大炉は、濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速水冷固体均質型（TRIGA-II）で、最大熱出力100 kWの原子炉である。1959年（昭和34年）

10月に設置の許可を受け、昭和38年1月に初臨界となった。アルミニウム被覆燃料炉心で1985年（昭和60年）3月まで運転（積算出力1,100 MWh）、ステンレス被覆燃料炉心に変更して1989年（平成元年）12月まで運転した（積算出力約400

*：東京都市大学原子力研究所（Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory）

MWh)。原子力技術者育成のための教育訓練の場、放射化分析や炉物理などの研究の場、そして医療・生物治療研究を中心とした全国の大学共同利用研究施設として重責を担ってきた。

その後、長期停止を経て、原子炉施設を廃止することとなり2004年（平成16年）1月27日に原子炉等規制法第38条第1項に基づき文部科学省に「解体届」を提出し、同年4月より廃止措置に着手した。原子炉等規制法が改正されて廃止措置計画の認可制度が新設されたことに伴い、文部科学省に「廃止措置計画」を申請し、認可され、さらに、2度の廃止措置計画の変更認可を行った。

本稿では、廃止措置中の武蔵工大炉において、運転で発生した固体廃棄物並びに廃止措置中に発生した解体廃棄物の保管の考え方や現状について紹介する。

2. 廃止措置の進捗状況

2.1 廃止措置計画の概要

廃止措置は、Table 1に示す通り、2003年（平成15年）の廃止措置決定後、2004年（平成16年）に原子炉の永久停止措置として原子炉の運転機能の停止、使用済燃料の輸送に伴う輸送容器の用意と輸送前の準備・手続きを行い、2006年（平成18年）に使用済燃料を米国エネルギー省（USDOE）へ輸送した。使用済燃料輸送後、2007年（平成19年）から2012年（平成24年）にかけ、燃料貯蔵施設の機能停止や液体廃棄物処理設備の機能停止と解体撤去、さらに、運転で発生した固体廃棄物を貯蔵していた固体廃棄物貯蔵庫の解体撤去等を行った。

現在は、上記、運転で発生した固体廃棄物並びに廃止措置作業等で発生した解体廃棄物は、原子炉室内で保管管理を行っている。

Table 1 Decommissioning basic plan and its progress

項目 \ 年	2003	2004	2005	2006	2007～	2012～	Future
		Phase 1			Phase 2		Phase 3
施設の状況	▲ 廃止の決定	▲ 所轄官庁への当初及び補正計画の提出			▲	▲	▲
永久停止措置		運転機能の停止			燃料貯蔵、液体廃棄物処理設備等の機能停止		
使用済核燃料の輸送		輸送容器の用意		USD OEへ輸送	輸送前の準備・諸手続き		
設備の解体撤去と廃棄物の管理・処分					放射性廃棄物の施設内での貯蔵		液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物貯蔵庫の解体撤去
					固体廃棄物の原子炉室での貯蔵		全設備の解体撤去と放射性廃棄物の処分

実績
 計画

2.2 原子炉運転機能停止（永久停止措置）

2004年（平成16年）から開始した廃止措置は、燃料及び制御棒をはじめとする炉内構造物が原子炉タンクから取り外され、原子炉タンク水が排出された状態から開始した。原子炉運転機能停止は、計測制御系統施設である制御棒駆動装置を撤去、運転制御盤を電源から離線を行い、据付状態で保管した（なお、本運転制御盤は、PCと連携させ、現在はシミュレータとして学生実験等で活用している）。また、炉心への燃料再装荷が出来ないよう原子炉タンク上面にカバーを取付け、施錠を行った。この作業と並行し、設備等の放射線線量率の測定を行った。測定結果は、保管場所と合わせ記録を確実にし、今後の廃止措置工事計画立案のための基礎データとするために行った。なお、この測定で線量率の高いものは遮へいブロックを用いて放射線遮へいを施し、原子炉室内にて保管している。

2.3 燃料輸送

使用済燃料は、米国エネルギー省（USDOE）の「海外試験研究炉燃料引き取り政策」に基づきUSDOEに引き渡すこととし、「輸送準備」→「使用済燃料の検査及び輸送容器への収納」→「発送前検査・積付検査」→「実輸送」というプロセスを経て、2006年（平成18年）に燃料輸送を行い引き渡し先であるUSDOEアイダホ国立研究所へ引き渡した。これをもって燃料輸送は完了した。

使用済燃料の輸送容器への装荷に際しては、ORIGENコードによって算出した核種インベントリをもとに、モンテカルロ計算コード（MCNP）より臨界解析を行い、未臨界性を確認した。さらに、燃料装荷シミュレーションも行い、その結果をもとに燃料装荷手順を作成し、装荷時には未臨界測定を実施した。実装荷で得られた未臨界測定結果とシミュレーション計算結果はほぼ一致し、輸送容器への燃料装荷は未臨界を確認、担保しつつ行った。

2.4 使用済燃料輸送後の設備の機能停止並びに解体撤去

(1) 使用済燃料に係る設備の機能停止と一部解体撤去

2006年（平成18年）から行った使用済燃料の輸送完了に伴い、その後、燃料に係る全ての系統・設備の運転機能停止を行った。例えば、核燃料物質の貯蔵施設である使用済燃料貯蔵容器や燃料貯蔵プールは、機能停止後、据え付け状態で原子炉室内にて保管した。原子炉冷却系統施設の二次冷却設備の一部であるクーリングタワーは、非管理区域に設置されていた設備であり解体撤去し、一般産業廃棄物として処分した。

(2) 固体廃棄物及び液体廃棄物の廃棄施設の機能停止と解体撤去

液体廃棄物の廃棄設備はRI施設との共用設備であり、半地下式のコンクリート貯槽と廃液を処理するための処理装置、さらに、廃液を移送するための配管により構成され、原子炉建屋とは独立し、屋外の管理区域（後に、下記、解体撤去後、当該区域は、管理区域から解除している）に設置されていた。施設の運用開始から長い年月を経ており、予防保全的に更新の必要性があった。しかしながら、今後、原子炉の運転が無く、原子炉施設からの放射性液体廃棄物の発生が無い状況から更新の必然性に乏しく、一方ではRI施設は今後とも教育・研究に活用していく計画があることから、当該設備の使用をやめ、新たにRI施設としての排水設備を新設することとした。

これに伴い、原子炉施設からの排水系統並びに給水系統配管の切断並びに閉止等を行い、原子炉施設に係る放射性廃棄物の廃棄施設である液体廃棄物の廃棄設備の機能停止を行った。その後、既存の設備はRI施設の排水設備が新設された後、解体撤去し、解体撤去物の一部は、放射性廃棄物でない廃棄物（以下、NR廃棄物という）として処分し、残り全ては、原子炉室内にて保管した。また、同場所では、原子炉の運転で発生した固体廃棄物（以下、運転で発生した固体廃棄物という）を保管する固体廃棄物の廃棄設備である固体廃棄物貯蔵庫もあり、排水設備同様、解体撤去し、発生した解体撤去物の一部は、NR廃棄物として処分し、残り全ては原子炉室内にて保管した。なお、固体廃棄物貯蔵庫に保管されていた運転で発生した固体廃棄物については、原子炉室内の固体廃棄物保管場所（補機室）に保管した。Fig. 1にその保管状況を示す。

なお、上記、NR廃棄物の扱いについては、所内で定める品質保証計画書の第3次文書の位置づけとなる「NR廃棄物取扱マニュアル」を策定し行った。そのNR廃棄物の判断基準はのとおりである。①施設の運転開始からの使用履歴や設置状況等の記録から判断する（汚染している部分が明

らかであり、その分離が可能であるものも含む）。②①を満足した物は、放射エネルギーが検出限界未満であることを確認する。このNR廃棄物と非NR廃棄物の区分けの重要な点は、放射能測定による測定結果によりNR廃棄物と非NR廃棄物の判断基準として適用しない点である^{1),2),3)}。

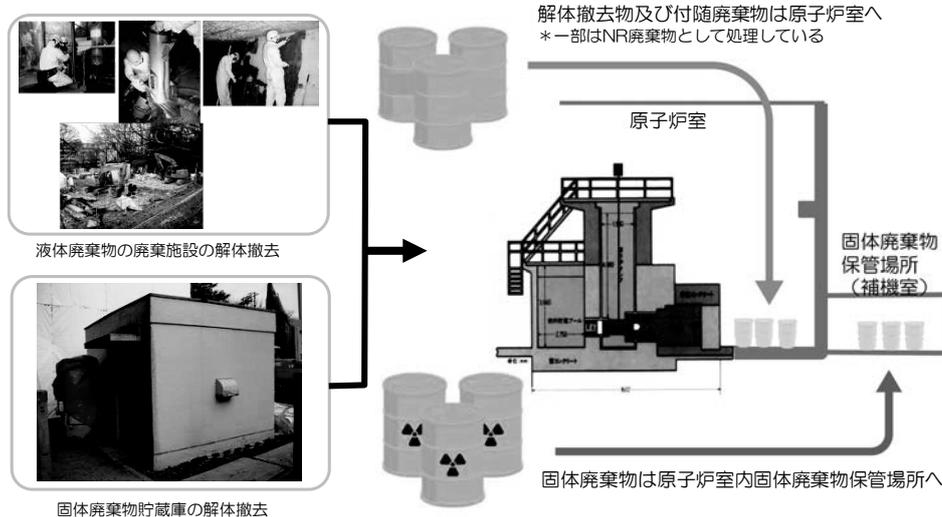


Fig. 1 Status of the reactor room, which is storage locations for solid waste generated during operation and dismantled waste

3. 廃棄物の保管管理

3.1 廃棄物の保管

2章で記載の通り、2004年（平成16年）に廃止措置を開始してから、廃止措置に係る機能停止や解体撤去等これまで様々な作業を行ってきた。これら作業に伴い、以下のように分類される廃棄物が発生し、現在、200ℓドラム缶に収納され保管管理を行っている。なお、保管管理している廃棄物には、液体状の放射性廃棄物はない。

- ①運転で発生した固体廃棄物
- ②解体撤去物
- ③解体付随廃棄物
- ④据付状態の設備機器

上記、①については、一部線量が高いものがあることから原子炉室内・固体廃棄物保管場所（補機室）に、②、③については、原子炉室内に、それぞれ保管し、原子炉の運転時に発生した廃棄物と廃止措置に伴って発生した解体撤去物等が混ざらないようにしている。また、②の廃棄物うち、

線量が高いものについては、同原子炉室内、コンクリートブロックを用いた放射線遮へいを施した区域（以下、Bホールという）で保管をしている。④については、据え付け状態のまま、管理表示を付け保管している。廃棄物の保管の考え方をまとめると以下とおりである。

- ・発生した廃棄物等は分散せず、原子炉室に集中
- ・運転で発生した固体廃棄物は固体廃棄物保管場所（補機室）に、解体撤去物等は原子炉室に、それぞれ保管場所を分け、廃棄物を混在させない
- ・線量の高い物については、Bホールに保管

3.2 廃棄物の管理

運転で発生した固体廃棄物と解体撤去物等の管理は、保安規定に基づき管理が行われる。運転で発生した固体廃棄物及び解体撤去物等は、月1回の頻度でドラム缶表面の外観検査等の点検を行っている。また、解体撤去物等のうち、線量が高く

Bホールに保管しているものについては、年2回の頻度で保管物の状態や員数等の点検を行っている。原子炉室に保管している解体撤去物等については、定常の点検に加え、自主点検時（1年に1回）にドラム缶5本を選定し、ドラム缶表面の外観点検等を、更に詳しく点検を行っている。なお、これら保管管理している廃棄物は、放射性廃棄物の外部処分場への受入れが可能になる時点まで、原子炉室内において適切に保管管理を行う。

4. 年次報告の対象となる放射性固体廃棄物の見直しと廃棄物の管理強化のための保安規定変更要請

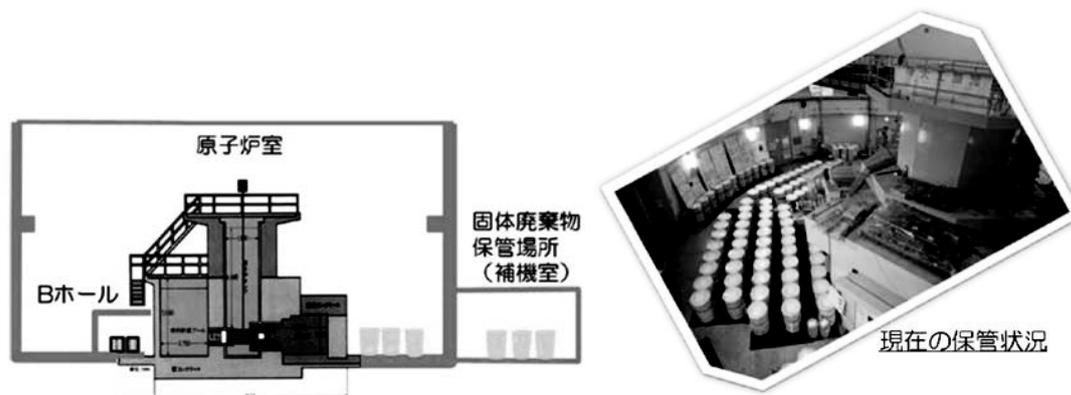
上記、3章の通り、当施設では、原子炉室内で廃棄物の保管を行っており、当該保管廃棄物は「原子炉の運転で発生した廃棄物」と「廃止措置に伴い発生した解体撤去物等」と、区別して管理を行っていた。

2018年（平成29年）3月に原子力規制庁での「放射性固体廃棄物保管量の年次報告に関する面談」

において、次のような要請があった。

- ・年次報告・放射線管理等報告書にある放射性固体廃棄物保管量については、廃止措置に伴って発生した固体廃棄物の保管数量も含める報告とする。
- ・廃止措置計画で認可されている保管または仮置場所毎の保管容量を定め、その場所毎の保管数量を記録すること及び巡視に関することを保安規定に定める。

上記より、当施設では、要請以前は、「運転で発生した廃棄物」の保管量のみを報告していたが、本要請を受け、「廃止措置に伴って発生した固体廃棄物」の保管量も加え、放射性固体廃棄物保管量として放射線管理等報告書にて報告することとなった。また、規制庁の要請に従い、Fig. 2に示す通り、放射性固体廃棄物の保管又は仮置場所毎の保管容量と保管数量及び点検頻度、それに係る記録等について新たに保安規定に定め、変更認可申請を行った。



保管場所		廃棄物種別	現保管量 ^{*)} (本)	保管容量 ^{*)} (本)	点検頻度
原子炉室	固体廃棄物保管場所	放射性固体廃棄物	12	80	月1回
	Bホール	解体撤去物	— ^{**)}	5	年2回
	原子炉室内	解体撤去物及び解体付随廃棄物	107	300	月1回

*: 200 Lドラム缶相当

**：コンクリート遮へい体で遮へいされたエリアに保管され、ドラム缶に収納されていない。

Fig. 2 Current storage amount and its capacity in the reactor room

5. 法令改正に伴う、今後の廃止措置中の原子炉施設の維持管理について

5.1 法令改正の概要

2016年（平成28年）にIRRS報告書において、「運転段階の安全を確保する検査制度や放射性同位元素に係る規制の見直し・強化により、更に安全水準を高めていくことが喫緊の課題」とされ、「原子力発電所の廃炉が本格化していくなか、廃止措置が適切に進められる規制制度の整備も必要」とのことから、法令の改正がなされた。その改正内容の要点は、以下の通りである。

【原子炉等に係る規制】

- ・廃止措置実施方針の作成・公開制度の導入
- ・試験研究用等原子炉の廃止措置実施方針の作成及び公開
- ・検査制度の見直し（新検査制度）の導入
- ・原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備
- ・使用前事業者検査
- ・定期事業者検査
- ・原子力規制検査

上記のうち、廃止措置実施方針の作成及び公開並びに新検査制度の導入に伴う定期事業者検査について以下に記載する。

5.2 廃止措置実施方針の対応

原子力及び放射線関連施設の廃止措置を運転期間中でも考慮することが規制要求に加えられ、廃止措置を講ずる前の早期段階から、廃止措置を実施する方針（以下、廃止措置実施方針という）の作成及び公表（WEBにて一般公開）することが義務付けられた。施行は2018年（平成30年）10月1日からである（なお、当施設は既に廃止措置計画が認可されている施設であるため、施行日から更に3か月の施行期間が設けられた）。

廃止措置実施方針は、既にある廃止措置計画の内容に加え、「廃止措置に要する費用の見積もり及びその資金の調達の方法」、「廃止措置の実施体制」、「廃止措置に係る品質保証計画」及び「廃止措置の工程」の項目を追加し策定した。本実施方針は、2018年（平成30年）12月1日付で研究所ホームページより一般公開した。

5.3 施設の維持と定期事業者検査

(1) 原子炉施設の維持

原子炉等規制法（試験研究用等原子炉施設の維持）第28条の2に試験研究用等原子炉設置者は、試験研究用等原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持することとなった。廃止措置の認可を受けた試験研究用等原子炉施設においても、試験炉規則第3条の7に則り、廃止措置対象施設に性能維持施設が存在する場合は、法第28条の2の規定が適用され、当施設においても廃止措置計画に性能維持施設が定められていることから、施設の性能維持管理に努めることとなり、以下の定期事業者検査において、点検・検査等が行われることとなった。

(2) 定期事業者検査

原子炉等規制法第29条により、試験研究用等原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、定期に、試験研究用等原子炉施設について検査を行い、その結果を記録し、これを保存することとあり、廃止措置の認可を受けた原子炉施設においても、性能維持施設が存在する場合は、原子炉施設の技術上の基準に適合することを確認するため、本年度より定期事業者検査を実施している。なお、この定期事業者検査を実施するにあたり、定期事業者検査の報告（開始時報告）を作成し、国へ報告した。

6. おわりに

以上、廃止措置中の武蔵工大炉において、運転で発生した固体廃棄物並びに廃止措置中に発生した解体廃棄物の保管の考え方や現状について紹介した。武蔵工大炉は1960年（昭和35年）の設立から、1989年（平成元年）の原子炉停止まで、運転時間21,177時間、積算出力1,483,223 kWhの原子炉の運転を行った。その後、2004年（平成16年）より廃止措置に着手し、第1段階として原子炉の永久停止措置及び使用済燃料の輸送を終えた。2012年（平成24年）の液体廃棄物の廃棄設備の解体撤去工事以降、大きな工事行っておらず、現在は第2段階として、法令遵守の下、施設・設備の性能維持のための施設管理や廃棄物管理を主な業務として行っている。そんな中、法令改正

に伴い、新たな検査制度の下、許認可申請対応や定期事業者検査の準備対応など現在もなお、その渦中にある。

一方、第3段階に予定している放射性廃棄物の外部処分場への搬出を将来に見据え、放射化量インベントリ評価やクリアランス検認にかかる廃止措置関連技術等を廃止措置中の原子炉を題材にして検討を行い、研究用原子炉の廃止措置モデルが確立できる研究を行いたいと考えている。

参考文献

- (1) 三橋 偉司, 内山 孝文, 松本 哲男, 丹沢 富雄, “武蔵工大炉の廃止措置における廃棄物処理場の管理区域解除,” デコミッショニング技報, No. 50, pp. 3-11, 2014年9月.
- (2) 三橋 偉司, 内山 孝文, 松本 哲男, 丹沢 富雄, “「武蔵工大炉」の廃止措置経験 —計画策定から解体, サイト開放まで—,” 第29回原子力施設デコミッショニング技術講座, 公益財団法人 原子力バックエンド推進センター, pp. 109-134, 平成28年10月27日.
- (3) 内山 孝文, “研究炉の廃止措置と廃棄物マネジメント (武蔵工大炉の経験),” 日本原子力学会 バックエンド部会 部会誌, Vol. 24, No. 2, 「原子力バックエンド研究 講演再録」, 2016年度.

JMTRの廃止措置に向けた難処理廃棄物の廃棄体化のための処理方法の開発
— 炉内構造物と使用済イオン交換樹脂 —

関 美沙紀*、中野 寛子*、永田 寛*、大塚 薫*、大森 崇純*
武内 伴照*、井手 広史*、土谷 邦彦*

*Development of the Treatment Method for Difficult Wastes Aimed
at Decommissioning of JMTR*

— Structural Materials of Reactor and Used Ion-exchange Resins —

Misaki SEKI*, Hiroko NAKANO*, Hiroshi NAGATA*, Kaoru OHTSUKA*
Takazumi OHMORI*, Tomoaki TAKEUCHI*, Hiroshi IDE* and Kunihiro TSUCHIYA*

材料試験炉 (JMTR) は、1968年に初臨界を達成して以来、発電用軽水炉を中心に、新型転換炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉等の燃料・材料の照射試験に広く利用されてきた。しかし、法令で定める耐震基準に適合していないため2017年4月に施設の廃止が決定され、現在廃止措置計画の審査を受けている。JMTRでは発電炉とは異なった炉心構造物材であるアルミニウムやベリリウムが使用されているため、これらの処理方法を確立し、安定な廃棄体を作製する必要がある。また、蓄積された使用済イオン交換樹脂の処理方法についても検討する必要がある。本報告では、これらの検討状況について紹介する。

Japan Materials Testing Reactor (JMTR) has been contributing to various research and development (R&D) activities such as the fundamental research of nuclear materials/fuels, safety R&D of power reactors, and radioisotope production since the beginning of the operation in 1968. JMTR, however, was decided as one of decommission facilities in April 2017 and it is taken an inspection of a plan concerning decommissioning because the performance of JMTR does not confirm with the stipulated earthquake resistance. As aluminum and beryllium are used for the core structural materials in JMTR, it is necessary to establish treatment methods of these materials for the fabrication of stable wastes. In addition, a treatment method for the accumulated spent ion-exchange resins needs to be examined. This report describes the overview of these examination situations.

1. はじめに

材料試験炉 (JMTR) は、2006年8月1日にJMTR第165サイクルをもって一旦運転終了した後、再稼働を目指し、2007年度より4年間改修を

行ってきた¹⁾。しかし、2011年3月11日の東日本大震災による東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の事故以降、2013年に「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下、新規制基準という)

* : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 材料試験炉部
(Department of JMTR, Waste Management and Decommissioning Technology Development Center, Oarai Research and Development Institute, Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development, Japan Atomic Energy Agency)

が施行され、試験研究炉に対しても適合性確認を受けた後でなければ、運転できないこととなった。このため、2015年3月に新規制基準の適合性確認のための申請を提出したものの、新規制基準を満足するためには大掛かりな耐震補強が必要となったことから、2017年4月1日に公表した「施設中長期計画²⁾」において、JMTR施設の廃止が正式に決定した。それに伴い、2019年9月18日原子力規制委員会に廃止措置計画認可申請書を提出し、現在、審査を受けている。

JMTRの廃止措置を進めるにあたり、他の原子力施設の廃止措置と同様に主な検討項目として、①廃止措置のエンジニアリング技術、②安全評価技術、③除染技術、④解体技術、⑤廃棄物処理技術及び⑥放射線測定技術³⁾が必要となる。この中で、①～④及び⑥については、先行している発電炉等の廃止措置技術の活用が可能と考えられる。一方、⑤において、JMTRは中性子を効率よく利用するために発電炉とは異なる炉心構造材料が使用されていたり、一次冷却水の精製系統等で使用されたイオン交換樹脂も施設内で保管されていたりといった特徴を踏まえた技術開発が必要になる。

本報告では、JMTRの廃止措置計画の審査と並行して、発電炉とは異なる試験研究炉における特有の課題点等を抽出し、廃棄体作製に困難なJMTR炉内構造物等の処理方法の検討状況について紹介する。

2. 施設概要と廃棄体作製の課題点

2.1 JMTR施設の概要

JMTR施設の鳥瞰図及び炉心配置図をそれぞれFig. 1及びFig. 2に示す。JMTRは軽水減速軽水冷却タンク型であり熱出力は50 MWである。燃料要素は、 U_3Si_2 -Al分散型合金であり、U-235の濃縮度は約20%である。制御棒は5本あり、制御材としてハフニウムを用いている。熱中性子束及び高速中性子束は、いずれも最大 $4 \times 10^{18}/m^2 \cdot s$ であり、一次冷却水の流量は約6,000 m³/h、圧力は約1.5 MPa (炉心入口) である。炉心は円柱形であり、燃料要素、制御棒、ベリリウム棒の他、燃料を取り囲むようにベリリウム反射体やアルミニウム反射体が配置されている。ベリリウム反射体やアルミニウム反射体は中性子が均等に照射されるよう定期的に方向または装荷位置を変更しながら

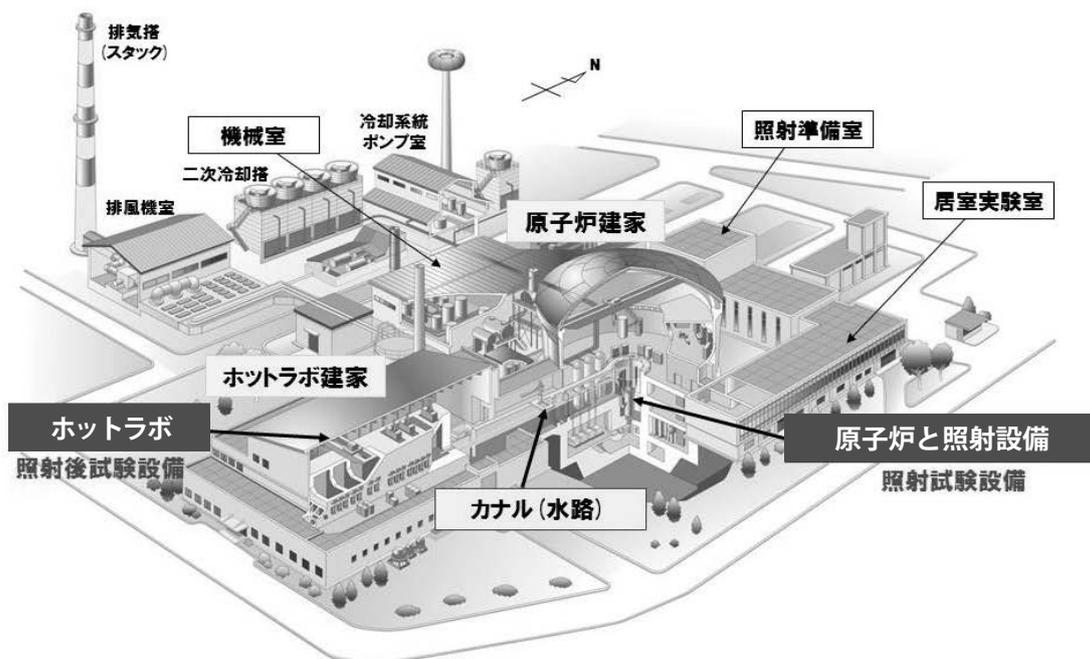


Fig. 1 Bird's-eye view of JMTR facility

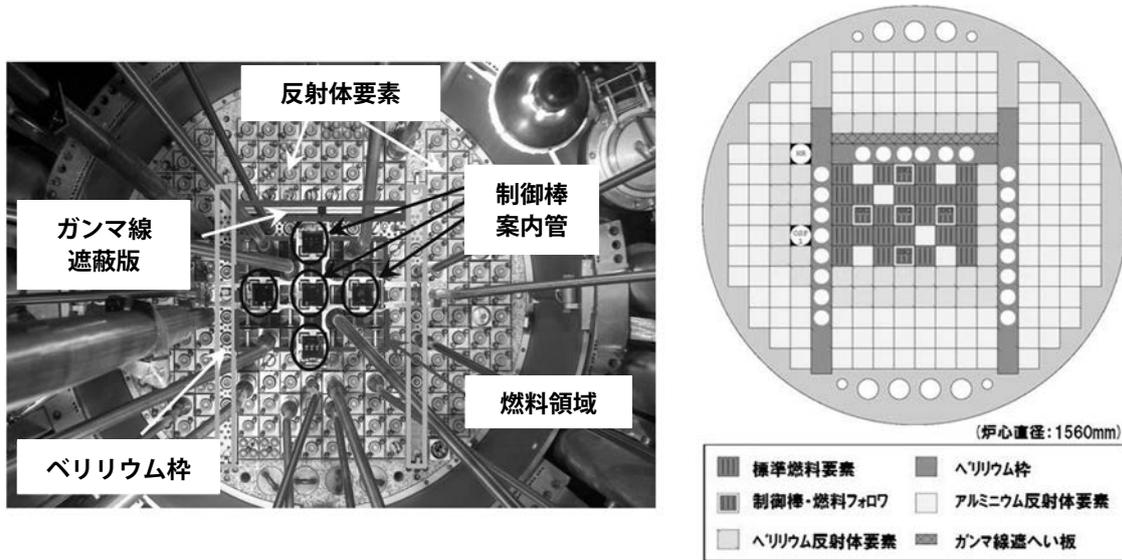


Fig. 2 Photo of the core and diagrammatical view of JMTR core

ら使用されていた。一方、炉心内の反射体を固定するためのベリリウム棒は炉心内の格子位置に設置されている。このベリリウム棒は、東棒、西棒及び北棒からなり、それぞれ垂直方向に7段に積まれて使用されている。

JMTRは、1968年に初臨界を達成して以来、発電用軽水炉を中心に、原子炉材料に係る基礎研究や人材育成、医療・工業用のラジオアイソトープ (RI) の製造等に活用される等、我が国の原子力に係る研究開発、利用の発展に貢献してきた⁴⁾。このため、これらの開発にあたっては、様々な材料の照射試験が行われ、一般的な材料については、運転 (操業) 廃棄物として保管されているものの、一部の材料については廃棄物管理施設に引渡されることなく、JMTRの施設内に保管されている。これら炉心構造物や照射装置等で使用された材料のうち、大量に放射性廃棄物として存在しているアルミニウム及びベリリウム、一次冷却水の精製系統等で使用されていた使用済イオン交換樹脂の処理方法について、課題点を次項に抽出した。

2.2 廃棄物の基準

発電炉の廃止措置に伴い発生する廃棄物量のうち、放射性廃棄物は約2%、クリアランスは約5%、放射性廃棄物でない廃棄物は約93%である⁵⁾。放射性廃棄物は性状ごとに分別され、それぞれの

特性に合わせて処理され廃棄物とする。低レベル放射性廃棄物の大部分は金属類で、ステンレス (SUS) 系廃棄物は処分に向けセメント系充填材によって固化される。アルミニウムは水素ガスが発生する恐れがありセメントで直接固化できないが、その物量の少なから積極的な技術開発は行われていない。ベリリウムは、発電炉で用いられることはほぼなく、試験研究炉独自の課題となっている。このように、SUS系廃棄物とは異なり廃棄物化が困難である廃棄物を難廃棄物という。

原子炉等規制法第51条の6及びRI法第19条の2第2項において、廃棄物が技術基準に適合することについて、原子力規制委員会の確認を受けなければならないと定められている。この技術基準のうち、水素ガス発生観点から「廃棄物の健全性を損なう物質」として、アルミニウムのみでできているものや原料や大半がアルミニウムでできているもの、大きさが手のひらサイズ (15 cm) 程度以上のものについては除去することになっている^{6), 7)}。ベリリウムは放射化によりHe-4やH-3がガスとして含まれるため、アルミニウムと同様に「廃棄物の健全性を損なう物質」の可能性もある。また、ベリリウムは生活環境に影響を及ぼすおそれのある有害な化学物質であり、特定化学物質にも指定されている。イオン交換樹脂は減容化が課題であり、それに伴う無機安定化も視

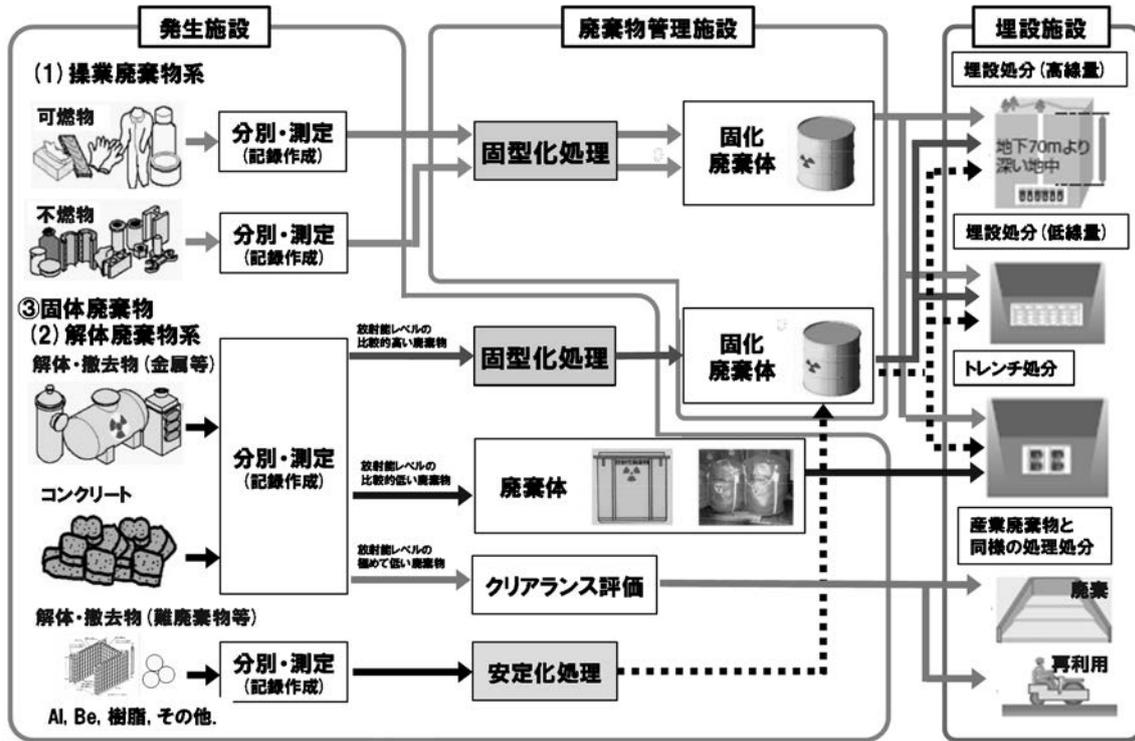


Fig. 3 Basic stance of wastes treatment in JMTR

野に入れて検討されている。

JMTR施設での固体廃棄物の処理・処分の概念をFig. 3に示す。廃止措置で発生したコンクリートや金属類の各種廃棄物は、汚染状況の把握、放射能濃度の評価を行った後、分別管理する。その後、JMTR施設から直接埋設施設に輸送することが検討されている。前述のような廃棄体の作製が困難な材料については、施設内で安定化等の処理を施した後、廃棄体を作製することになる。加えて、固体廃棄物の処理・処分の検討にあたっては、「⑥放射線測定技術」の確立も重要であり、分析室の整備や廃棄物の種類及び核種別の測定方法の検討も開始している。

2.3 JMTR施設にある難廃棄物の特徴

(1) アルミニウムの特徴

アルミニウムは中性子吸収(中性子吸収断面積: 約0.125バーン)が小さく、物理的及び化学的性質も良好で、なおかつ経済的にも安価であるため、原子炉材料として広く用いられている⁸⁾。アルミニウム及びその合金は比較的照射損傷を受け難く、特に中性子照射下での耐食性に優れ、溶接を

含めて加工性が良い。

放射化したアルミニウム廃棄物は、他の放射性雑固体廃棄物と同様に切断し、セメント系充填材を用いて固化させると、水素ガスが発生し、廃棄体の健全性を損なう可能性があるという問題がある。この反応は充填剤の固化後も続くため、保管施設や処分施設の安全な維持管理に影響を及ぼすことが考えられる。SUS系廃棄物と混合熔融しFe-Al合金とする方法⁹⁾や火花放電により水酸化アルミニウムへ変換し、これを焼成することで化学的に安定な酸化アルミニウムとする技術¹⁰⁾が検討されているが、設備管理の難しさや処理コストがかかることから実現に至っていない。

JMTRでは中性子反射体要素等の炉心構成材料として約3.6トンのアルミニウムが使用されている。

(2) ベリリウムの特徴

ベリリウムは、中性子吸収(中性子吸収断面積: 約0.009バーン)が小さく、かつ中性子の散乱特性が良好であるため、試験研究炉の中性子反射材として、中性子密度を高めるために利用された。

中性子反射材としてベリリウムを使用した場合、熱中性子束を大きくすることができるが、核

反応により、He-4 やH-3 がベリリウム中に蓄積する。このため、ベリリウム反射体は中性子が均等に照射されるよう定期的に方向または装荷位置を変更しながら使用していた。また、ベリリウム枠は、その燃料領域側と反射体領域側及び垂直方向の高速中性子の照射量に差が生じるため、内部に蓄積するヘリウムによるスエリングが不均一となり変形（燃料領域側に湾曲）が進み、やがてベリリウム枠照射孔内に装荷されたキャプセルの冷却条件の悪化と各炉心要素のハンドリングに支障をきたす。これらの悪影響を未然に防ぐため、ベリリウム枠の変形（曲がり）量を定期的に測定し、交換をしていた¹¹⁾。ベリリウム枠の使用履歴と交換実績をTable 1に示す。現在、交換した約3トンのベリリウム枠が、JMTRカナル内で水中保管されている。

さらに、ベリリウムは特定化学物質に指定されていることから、交換した使用済ベリリウムは処理や処分が難しく、JMTRでは原子炉施設内で保管している状況である。例えば、米国では使用済ベリリウムを砂漠に埋蔵処分した実績があるが、そのベリリウムから長半減期であるC-14が地下水に混入するという環境問題が生じ、米国内で大きな問題になったこともあった¹²⁾。米国では試験研究炉へのベリリウム管理・廃棄物処理に係る調査結果がまとめられている¹³⁾が、使用済ベリリウムの廃棄物の処分方法は決定していないのが現状である。日本においても、JMTRの廃止措置を進めるにあたり、JMTRカナルに保管されている使用済ベリリウム枠、ベリリウム反射体の処理・処分の方法を検討する必要がある。

(3) イオン交換樹脂の特徴

イオン交換樹脂は、スチレンとジビニルベンゼンの共重合体に官能基を付与したものであり、その極性により陰イオン樹脂と陽イオン樹脂に分類されている。JMTR施設においては、これらのイオン交換樹脂を適切な比率で混合し、原子炉一次冷却水及びプール・カナル水を精製していた。イオン交換樹脂は化学的に安定であり、放射性物質のうち、イオン状のものが除去されるが、これらのイオンを吸着した使用済イオン交換樹脂は、放射能レベルが比較的高いことから施設内の貯蔵タンクに未処理のまま保管されているのが現状である。使用済となったイオン交換樹脂はJMTR施設の第3排水貯槽（以下、廃液貯槽という）に貯蔵されており、その貯蔵量はJMTRの運転に伴い増加した。このため、使用済イオン交換樹脂の貯蔵においては、廃液貯槽の貯蔵能力を超える前に廃液貯槽を増設することにより対応してきた¹⁴⁾。

現在、廃液貯槽は (I) 及び (II) の2つあり、貯留槽タンク容量は約200 m³である。現在、使用済イオン交換樹脂は、廃液貯槽 (I) に約170 m³、廃液貯槽 (II) に約130 m³が貯蔵されている。特に、廃液貯槽 (I) は、1968年から使用済イオン交換樹脂の受入れを開始しており、貯槽内に水はなく、乾燥していることから、使用済イオン交換樹脂の表面は粉化している状態である。JMTRの廃止措置にともない、これらの使用済イオン交換樹脂を適切に処理し、廃液貯槽の管理区域を解除する必要がある。

Table 1 Use history of beryllium frames

	使用サイクル	積算出力量 (MWd)	照射量 ($\times 10^{26} \text{m}^{-2}$)	曲がり量 (mm)
初代	1 ~ 33	約24,000	0.96	0.71
第2世代	34 ~ 63	約28,000	1.12	0.84
第3世代	64 ~ 87	約25,000	1.00	0.75
第4世代	88 ~ 119	約36,000	1.44	1.24
第5世代	120 ~ 146	約29,000	1.15	1.09
第6世代	147 ~ 165	約25,000	1.00	0.93

3. 難廃棄物の処理方法の検討状況

(1) アルミニウムの処理方法

前項のアルミニウムの特徴を踏まえ、アルミニウムの処理方法の検討にあたっては、化学的に安定なアルミナへと変換することとし、この処理方法について検討している。主な検討条件として、①設備管理が容易であること、②処理コストが安価であること、③常温常圧環境化での作業が可能なこと、に着目し、産業界で一般的に使用されているバイヤー法を選定した。バイヤー法¹⁵⁾は、ボーキサイトを水酸化ナトリウム (NaOH) にて溶解し、水酸化アルミニウム (Al(OH)₃) に変換させた後、アルミニウムを選択的に得る方法である。NaOHで溶解するため、シリカ、金属等は溶解しにくいので、不純物の分離も可能である。

2015年2月に日本原子力研究開発機構が所有する原子力施設の廃止に伴って発生する解体廃棄物のうち、この廃棄物が含まれる主要な長半減期核種について報告¹⁶⁾され、試験研究炉で使用され

ているアルミニウム合金中に含まれる長半減期の放射性核種はNi-63、Ag-108 m、Ni-59とされている。このことから、バイヤー法でのアルミニウムの安定化処理のみならず、長半減期の放射性核種と放射能レベルの低いアルミニウムを分離でき、解体廃棄物の低レベル化及び減容化に適しているといえる。

検討している基本的なアルミニウムの安定化処理フローをFig. 4に示す。

JMTR施設で多く使用されているアルミニウムは、A1050やA6061のような合金であり、日本産業規格 (JIS) からTable 2に示す元素が添加されている。

安定化処理フローを実証するため、焼成特性及び不純物除去特性を調べた。まず、添加元素 (不純物) の多いA6061を選定し、未照射のA6061を処理し、得られたAl(OH)₃を焼成し、X線回折装置を用いて構造分析を行った。また、生成したアルミナの相同定を行った。焼成後のX線回折結果をFig. 5に示す。この結果、この安定化処理によ

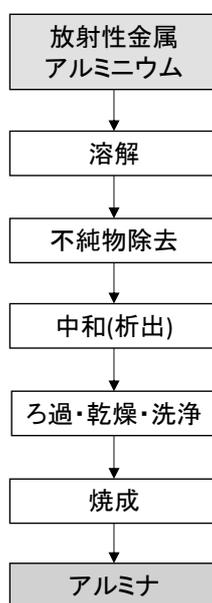


Fig. 4 Basic process flow of the radioactive aluminum waste

Table 2 Chemical ingredient list of aluminum (A6061) [%]¹⁷⁾

Si	Fe	Cu	Mn	Mg	Cr	Zn	Ti	他	Al
0.40 -0.8	0.7 以下	0.15 -0.40	0.15 以下	0.8 -1.2	0.04 -0.35	0.25 以下	0.15 以下	0.05 以下	残部

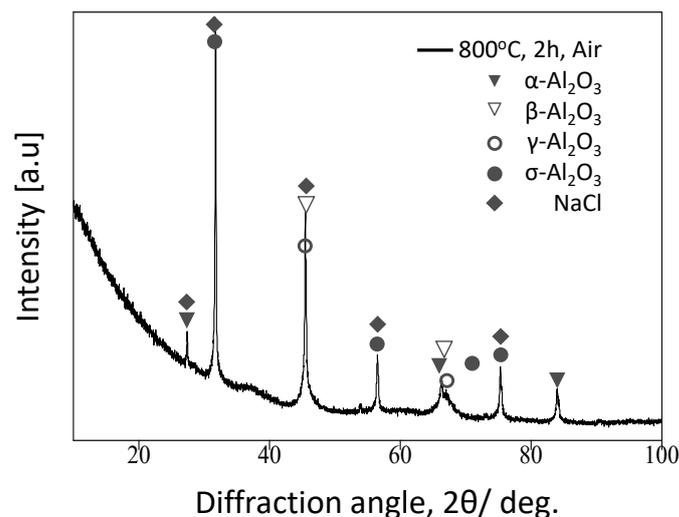


Fig. 5 X-ray diffraction figure of alumina

Table 3 Radioactivity and the ratio included in aluminum (A6061) after the irradiation at KUR [%]

	不純物	廃水	水酸化物
Cr-51	86.8	0.4	0.2
Fe-59	90.9	0.0	0.0
Na-24	106.7	0.4	4.3

※N=8の平均値

り、アルミニウムをアルミナへと変換できることを明らかにした。

また、京都大学研究用原子炉 (KUR) で短時間照射 (照射時間: 10 ~ 20分) したA6061を用いて、安定化処理フローの有効性を確認した。この結果をTable 3に示す。この結果、ほとんどの放射性不純物核種はNaOHに不溶のため、不溶残渣として溶液から85%以上の分離が可能であることも明らかにした¹⁸⁾。

以上の結果から、アルミニウムの安定化処理の見通しが得られ、今後、本方法で得られたアルミナとセメント系充填剤との安定性を調査する予定である。

(2) ベリリウムの処理方法

ベリリウムの処理方法の検討にあたっては、一般的なベリリウムに関する法令と放射性廃棄物の処理方法に係る基準の両方の側面から検討を行い、安定な廃棄体の作製を行うことが必要である。しかし、使用済ベリリウムの処理方法は、JMTRのみならず世界の試験研究炉の共通の課題として

取組んでいるが、前述の通り最終的な処理処分方法は決定されておらず、施設内で保管されている状況である。

文献¹³⁾の報告において、Fig. 6のようにJMTRで使用したベリリウムの放射能インベントリの評価がされている。JMTRで発生する使用済ベリリウムについては、中深度処分相当の放射性廃棄物として検討されており、ベリリウム中に内在する主な長半減期核種はC-14、Ni-59、Ni-93の他、Be-10となっている。2005年にドイツでのベリリウムの処分方法の検討について報告¹⁹⁾されたが、最終処分のためのキャスクの検討にとどまっている。

一方、国際科学技術センター (ISTC) の国際協力のもと、カザフスタン国立研究所 (NNC) において、使用済ベリリウムのリサイクル技術の研究開発が行われた²⁰⁾。本研究開発では、実際にJMTRで使用されていた使用済ベリリウムを研究用試料としてNNCに輸送して行われた。Ge検出器で測定した使用済ベリリウム中の核種分析結果

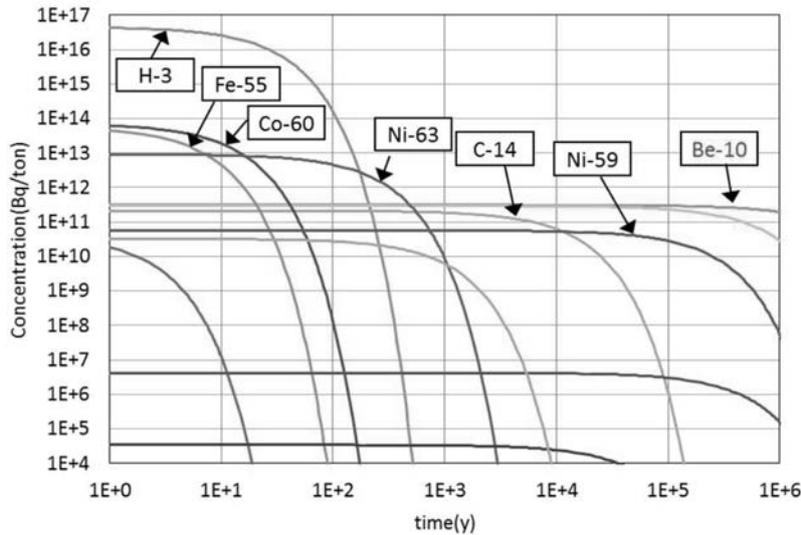


Fig. 6 Radioactivity inventory of beryllium reflectors¹⁶⁾

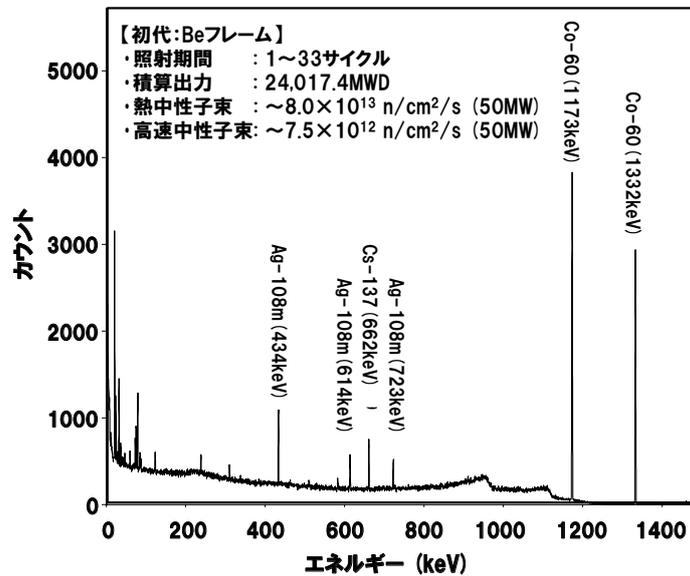


Fig. 7 Radioactivity of the beryllium's frame¹⁸⁾

をFig. 7に示す。また、H-3については、熱放出により電離箱での測定も行った。これらの測定値については、簡易計算で算出した計算値と比較し、その結果をTable 4に示す。この結果、検出された主な γ 核種は、Co-60、Ag-108m及びCs-137であった。なお、Cs-137は、ベリリウム中に不純物として含まれるウランの核反応により生成したものと考えられている。

リサイクル方法としては、乾式法²¹⁾に着目し、実証試験が行われた。この結果、Fig. 6で示した

使用済ベリリウム試料中の放射性不純物 (Co-60、Cs-137、Ag-108m等) の除去率は、99.9%以上と非常に良好な結果を得た。世界の試験研究炉にある使用済ベリリウムは20~40トンと推定され、リサイクル技術も放射性廃棄物低減には魅力的な方法の1つである。

今後、放射能インベントリ及びJMTRに保管されている使用済ベリリウムの実測値との比較を行い、より精度の高い評価を行うとともに、JMTRにある使用済ベリリウムの処理方法を確立するた

Table 4 Radioactivity of beryllium: calculation and measurement

核種	項目	計算値 ^{※1} (Bq/kg)	測定値 (Bq/kg)	C/E
⁵⁵ Fe		1.67×10 ⁶	—	—
⁵⁹ Ni		2.16×10 ⁶	—	—
⁶⁰ Co		1.26×10 ⁷	3.30×10 ⁷	0.38
^{108m} Ag		1.61×10 ⁷	1.06×10 ⁶	15.2
¹⁰ Be		1.71×10 ⁷	—	—
¹⁴ C		3.70×10 ³	—	—
³ H ^{※2}		1.30×10 ¹⁰	1.10×10 ¹¹	0.12

※1：計算値は簡易計算値

※2：トリチウムは電離箱による測定値

めの技術開発を進める。

(3) イオン交換樹脂の処理方法

JMTRで使用されていたイオン交換樹脂の仕様をTable 5に示す。この使用済イオン交換樹脂は、JMTR施設内に保管されているが、その一部をサンプリング測定した放射能濃度と平均比放射能をTable 6に示す²³⁾。使用済イオン交換樹脂は2つの廃液貯槽に合計して約300 m³貯蔵されていることから、Co-60が5.5 MBq/ton、Cs-137が3.3 MBq/tonと推定され、低レベル放射性廃棄物の中でトレンチ処分に区分されると考えられる²³⁾。

これまで使用済イオン交換樹脂の処理方法は、主に焼却法と酸分解法の2つの方法が開発されてきた。特に、焼却法については、高い減容比、残

渣の放射性物質の保持率、排出ガスの低減などの観点から、様々な手法が開発されている。これらの処理方法の開発は、取扱いの容易さからセメント固化を基本として進められている。一方、固化材のセメントに代わる材料として、ジオポリマーの開発も進んでいる。これらの状況を踏まえて、JMTR施設にある使用済イオン交換樹脂の処理方法の検討を開始している。

使用済イオン交換樹脂を処理せずに直接廃棄処分、すなわち200 l ドラム缶で使用済イオン交換樹脂をセメント固化材による廃棄体を作製する場合、イオン交換樹脂の混和量は20 wt%²⁴⁾程度とされている。このため、使用済イオン交換樹脂300 m³分の廃棄体の本数は約2,000本以上と推定

Table 5 Specifications of the ion-exchange resins used in JMTR²²⁾

種類	陰イオン交換樹脂	陽イオン交換樹脂
型番	SA10AL	SK1BL
イオン	Cl ⁻	Na ⁺
体積密度 (g/L-R)	665	830
水分含有量 (%)	43 ~ 47	43 ~ 50
粒度分布	1.180 μm 以上 (割合 5 %以下) 300 μm 以下 (割合 1 %以下)	
直径 (μm)	0.40以上	
真密度	1.07	1.29

Table 6 Radioactivity concentration actual value of the spent ion-exchange resins and average ratio radioactivity in JMTR²²⁾

	放射能濃度の実測値 (Bq/g)								平均比放射能 (Bq/g)
	H-3	C-14	Co-60	Ni-63	Sr-90	Nb-94	Cs-137	全α	
JMTR	—	—	54.69	—	—	—	3.28	—	1.42E-10

される。

焼却法による処理方法は、国内外での実績も多く、採用される可能性が高いと考えられる。特に、高周波加熱方式による焼却法が開発²⁵⁾されており、開発当初の減容率1/20に対し、最近では減容率が1/50²⁶⁾程度まで高まっている。JMTRの使用済イオン交換樹脂を焼却法で焼却灰としたものをセメント固化した場合、固化体作製時の焼却灰を焼却前の含水樹脂の体積に対する固化体の体積比率として容積比32.5%²⁷⁾と仮定すると、200ℓドラム缶中には65ℓの焼却灰を収容することが可能である。これは使用済イオン交換樹脂約3m³分の焼却灰に相当することから、廃棄体の本数は約100本に減少することができる。なお、焼却法ではオフガス処理設備が必要であり、フィルタ等の二次廃棄物の発生も考慮する必要がある。

酸処理法による処理方法は、使用済イオン交換樹脂の減容と無機化を同時に達成できる化学処理であり、約60年前に開発した技術である²⁸⁾。パイロットプラント(処理能力5kg/h)による実証試験²⁹⁾も行われたが、二次廃棄物の発生、コストの観点から課題点が挙げられている。

ジオポリマーを用いた固化処理については、スロバキア及びチェコの原子力発電所で発生した使用済イオン交換樹脂等を固化した実績がある。また、使用済イオン交換樹脂の充填率を最大70wt%³⁰⁾としても、環境への漏えいを抑制する性能があることも確認されている。ジオポリマーを固化材として使用した場合、使用済イオン交換樹脂の前処理は必要なくなり、JMTRの使用済イオン交換樹脂は廃棄体としての本数は約650本になり、セメント固化した場合と比較して約1/3に減少できることが推定される。

今後、JMTR施設内に保管されている使用済イオン交換樹脂について、保管状態の調査を詳細に行い、規制基準の動向や他施設での開発により、適切な処理方法を策定していく。

4. おわりに

本報告では、JMTRの廃止措置計画の審査と並行して、発電炉とは異なる試験研究炉における特有の課題点等を抽出し、長期間にわたる廃止措置

を効率的に進めるため、炉心構造物や照射装置等で使用された材料のうち、大量に放射性廃棄物として存在しているアルミニウム及びベリリウム、一次冷却水の精製系統等で使用されていた使用済イオン交換樹脂の処理・処分について、課題点の検討状況について紹介した。

JMTR施設に保管管理されている廃棄体作製が困難な材料については、廃止措置が効率的に進捗するように、今後とも処理方法を確立するための技術開発を推進していく。

参考文献

- 1) H. Kawamura, M. Niimi, M. Ishihara, et al., "Status and Future Plan of Japan Materials Testing Reactor," JAEA-Conf 2008-011, 48-52 (2008).
- 2) 日本原子力研究開発機構, "施設中長期計画," (2017).
- 3) 小室敏也, 新田義一, 赤羽 崇, 他, "三菱重工の原子力施設廃止措置に対する取組み," デコミッショニング技報, 60, 28-40 (2019).
- 4) 照射試験炉センター, "JMTR照射試験・照射後試験に関する技術レビュー," JAEA-Review 2017-016 (2017).
- 5) 電気事業連合会, "原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する放射性廃棄物の処分について," 原子力規制委員会「第2回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合」(2015).
- 6) 原子力環境整備センター, "低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体作製技術について(各種固体状廃棄物)," 9-11 (1998).
- 7) 北海道電力株式会社, 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 他, "充填固化体の標準的な製作方法," 14-21, (2019).
- 8) 中村康治, "原子力と軽金属(その1)," 軽金属, 11巻, 4号, 292-300 (1961).
- 9) 日本碍子株式会社, "放射性アルミニウム廃棄物の処理方法," 特開平8-262192 (1996).
- 10) 株式会社日立製作所, 日立エンジニアリング株式会社, "放射性アルミニウム廃棄物の処理方法及びその処理装置," 特開2003-28989

- (2003).
- 11) 塙 善雄, 田口剛俊, 北岸 茂, 他, “ベリリウム製中性子反射体の製作と管理,” 平成20年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」発表要旨集, UTNL-R 0471, 521-528 (2009).
 - 12) DOE, “Fast Action Needed On Buried Beryllium At INEEL,” The Energy Daily, Mar., 18 (2004).
 - 13) G.R. Longhurst, K. Tsuchiya, C.H. Dorn, et al., “Managing Beryllium in Nuclear Facility Applications,” Nuclear Technology, 176, 430-441 (2011).
 - 14) 日本原子力研究所, “大洗研究所原子炉施設設置変更許可申請書 (完本),” (2001).
 - 15) Walter H. Gitzen (Ed.), “Alumina as a ceramic material,” The American Ceramic Society, Columbus, 17 (1970).
 - 16) 日本原子力研究開発機構, “日本原子力研究開発機構から発生する低レベル放射性廃棄物等について,” 原子力規制委員会「第2回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合」(2015).
 - 17) “アルミニウム及びアルミニウム合金の棒及び線,” JIS H4040: 2015.
 - 18) M. Seki, K. Ishikawa, H. Nagata, et. al., “Research on activation assessment of a reactor structural materials for decommissioning, KURNS Progress Report 2018,” Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, Japan, 257 (2018).
 - 19) 榎戸裕二, “研究炉のベリリウムとカドミウムの処分方策,” RANDECニュース, No. 66, 14-15 (2005).
 - 20) K. Tsuchiya, “Status of Beryllium Study in JAEA,” Proceedings of the 8th Specialist Meeting on Recycling of Irradiated Beryllium October 28, 2013, Bariloche, Río Negro, Argentina, (JAEA-Review 2014-012), 43-55 (2014).
 - 21) H. Kawamura, “Industrial Challenge for Recycle of Beryllium Irradiated by Neutron with Advanced Fukushima Hot-Lab,” Proceedings of the 8th Specialist Meeting on Recycling of Irradiated Beryllium October 28, 2013, Bariloche, Río Negro, Argentina, (JAEA-Review 2014-012), 5-11 (2014).
 - 22) 木村正, 大戸勤, 出雲寛互, 他, “使用済イオン交換樹脂の海外委託処理に関する検討,” JAEA-Review 2008-080 (2008).
 - 23) 原子力規制庁, “第二種廃棄物埋設に係る規制制度の概要,” (2015).
 - 24) 九州電力株式会社, 日揮株式会社, “使用済イオン交換樹脂のセメント固化処理方法,” 特開昭63-289500 (1988).
 - 25) 藤沢盛夫, 片桐源一, 金子能成, “放射性廃棄物処理・処分技術,” 富士時報, 76, 345-352 (2003).
 - 26) 坂内仁, 菊池優輝, 今泉春樹, 福井康太, “固体廃棄物減容処理施設 (OWTF) の概要及び減容処理,” デコミッションング技報 第57号, 34-42 (2018).
 - 27) “低放射性廃棄物の熱分解技術の開発,” 三井造船技報, 第172号.
 - 28) “I. Larson, Practices in the Treatment of Low- and Intermediate-level Radioactive Wastes,” IAEA STI/PUB/116 (1965).
 - 29) 和達嘉樹, 松鶴秀夫, 土尻 滋, “低中レベル放射性廃棄物処理技術開発の現状,” 保険物理, 19, 375-385 (1984).
 - 30) IAEA-TECDOC-1701-2013, “The Behaviors of Cementitious Materials in Long Term Storage and Disposal of Radioactive Waste Results of a Coordinated Research Project,”

東海村における除去土壌の埋立処分に関する実証事業について

村田 千夏*、北原 理*、田中 究*、天澤 弘也**
武部 慎一**、山田 修***、亀尾 裕*

Safety Demonstration Project on Disposing of Contaminated Soil in Tokai-mura

Chinatsu MURATA*, Masaru KITAHARA*, Kiwamu TANAKA*, Hiroya AMAZAWA**
Shinichi TAKEBE**, Osamu YAMADA*** and Yutaka KAMEO*

東京電力福島第一原子力発電所の事故による環境汚染に対処するため、特措法に基づき、各自治体による除染が実施された。この除染により発生した除去土壌は、除染現場等で保管された状態が継続されていたが、安全な処分方法を検討することが重要な課題となっていた。そこで日本原子力研究開発機構では、環境省による除去土壌の埋立処分に関する施行規則やガイドラインの策定に資することを目的に、東海村からの委託を受け、実際の除染作業により発生した除去土壌を用いて、埋立処分に関する実証事業を実施した。本実証事業では、除去土壌の運搬、埋立作業等における個人被ばく線量を把握するとともに、環境モニタリングとして、埋立場所周辺における空間線量率や大気中放射能濃度、除去土壌を通過した浸透水中の放射能濃度等を測定した。

On the basis of Act on Special Measures, municipalities stripped surface soil off the playground of park to decontaminate the soil which had been contaminated with radionuclides released from Tokyo Electric Power's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. To minimize the exposure dose of the residents, it was essential to decide safe disposal of the contaminated soil which has been stored at storage areas. Tokai-mura office, therefore, required Japan Atomic Energy Agency (JAEA) to perform demonstration project of burying the contaminated soil generated by decontamination of public facilities in order that the ministry of the environment provides decision on the enforcement ordinance and guidelines of burying it. In this project, we acquired data of air dose rate and the personal exposure dose during transporting, burying, and storing the contaminated soil. In addition, we measured radioactivity concentration of dust collected from surroundings of the landfill and seepage water through contaminated soil.

1. はじめに

2011年3月11日に発生した東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い、多量

の放射性物質が原子炉から周辺に放出された。この放射性物質による環境汚染への対処に関し、国、地方公共団体、関係原子力事業者等が講ずべき措置について定め、環境汚染による人の健康又は生

* : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所 バックエンド技術部 (Department of Decommissioning and Waste Management, Nuclear Science Research Institute, Japan Atomic Energy Agency)

** : 同機構 埋設事業センター (Low Level Radioactive Waste Disposal Center, Japan Atomic Energy Agency)

*** : 東海村長 (Tokai-mura chief)

活環境への影響を速やかに低減することを目的に、「平成二十三年三月十一日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対処に関する特別措置法」（以下、「特措法」という）が公布・施行された¹⁾。この特措法に基づき汚染状況重点調査地域に指定された市町村は、追加被ばく線量が年間1 mSv以下となることを目指し、①汚染状況の調査及び測定結果に基づく除染実施区域の決定、②除染実施計画の策定及び除染等の実施、③除染等により生じた除去土壌の収集、運搬及び保管の各作業を実施してきた²⁾。

除染等の措置に伴い発生した除去土壌は、仮置場や除染現場において、安全を確保しながら一時的な保管が実施されてきたが、処分方法に関しては国による方針が示されていない状況となっていた³⁾。このため、発生した除去土壌の処分方法の考え方について検討することを目的として、2017年9月、専門的知見を有する学識経験者等により構成される「除去土壌の処分に関する検討チーム」が環境省に設置された。本検討チームにおいて、福島県外での除去土壌の保管状況や土壌中の放射性セシウムの挙動に関するレビュー等を確認した結果、福島県外の除去土壌は、放射能濃度が比較的低く、埋め立てた場合でも、外部被ばく線量及び地下水等からの内部被ばく線量が科学的な知見に基づけば極めて低いレベルになると考えられることが示された⁴⁾。

そこで、市町村等の除染実施者が保管している除去土壌を集約して埋立処分を行う場合の管理方

法について検討するため、茨城県東海村及び栃木県那須町の2か所で実証事業による確認が行われることとなった。2018年5月、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構は東海村からの委託を受けるとともに、本実証事業に係る除去土壌等の運搬、埋立、モニタリング等の詳細な計画を立案し、同年8月より現地での作業を開始した。本稿では、東海村において実施した除去土壌の埋立処分に係る実証事業の内容について、詳しく紹介する。

2. 実証事業の概要

2.1 実証事業に用いた除去土壌

東海村では、放射線量の低減を図り村民の不安を解消するため、2012年3月に「東海村除染実施計画」を策定し、特措法の対象となる除染事業対象区域（豊岡なぎさの森及び真崎古墳群公園）と、特措法の対象外であるが周辺より空間線量率の高い公園（石神城址公園、白方公園、白方第2公園、阿漕ヶ浦公園及び平原東部第1児童公園）において、枝葉の剪定、低木等の高圧洗浄、落ち葉の除去、除草、側溝等の清掃、洗浄、汚泥の除去等を行った⁵⁾。これらの除染作業により発生した除去土壌及び除染廃棄物は、フレキシブルコンテナに収納し、遮へい用の土嚢（遮へい土嚢）で覆った状態で各公園に仮置き保管された。各公園に保管されていた除去土壌等の量（発生時）をTable 1に示す。これらの保管量は、フレキシブルコンテナ1袋を1 m³として算出している。なお、本実証事業実施時点では経年変化に伴い、これらの容積は減少し

Table 1 Depository and storage amount of contaminated soil and radioactive waste

(単位：m³)

区分	保管場所	除去土壌	除染廃棄物 (草木類)	遮蔽土	保管量合計
特措法	豊岡なぎさの森	1,985	1,824	1,013.5	4,822.5
	真崎古墳群公園	509	367	345	1,221
特措法外	石神城址公園	12	183	131	326
	白方公園	76	82	116.5	274.5
	阿漕ヶ浦公園	162	7	141.5	310.5
	平原南部工業団地第3児童公園	—	45	55.5	100.5
	合計	2,744	2,508	1,803	7,055

ている。

本実証事業では、Table 1に示す除去土壌をすべて埋立に使用し、その他の除染廃棄物及び遮へい土嚢は、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所内に運搬したのち敷地内での保管を開始した。

2.2 埋立場所の構造

本実証事業では、原子力科学研究所のグラウンドに埋立場所を2か所（第1区及び第2区）設置した。第1区は、特措法に基づく除染事業対象区域である豊岡なぎさの森及び真崎古墳群公園の除去土壌を半分ずつ、累計約700 m³埋め立てるため、約36 m×18 mの範囲を1.5 m掘削し、埋立層厚は1.2 mとした。第2区は、第1区に埋め立てた除去土壌以外の全ての除去土壌約800 m³を埋め立てるため、約22 m×18 mの範囲を4.0 m掘削し、埋立層厚は3.7 mとした。覆土厚については、除染関係ガイドライン等を踏まえ、放射線を約98%遮へい可能であり、十分な締固めが行える0.3 mとした。

モニタリング設備については、除去土壌を通過した浸透水の放射能濃度を把握するため、集水

ピット及び観測井戸を第1区に4か所、第2区に2か所設置した。集水ピットは、約2.0 m×2.0 mの木枠の中に一体型のPVCシートを張った構造とし、その中に砂利（碎石5号、6号）を満たした。なお、充填した砂利については、事前にCs-137等の放射性物質が検出されないことを確認した。集水ピットは、底部まで塩ビ管（φ50 mm）が差し込まれており、地表から浸透水を採取できる構造とした。また、埋立後の除去土壌の沈下量を把握するため、埋め立てた除去土壌の上部に沈下板を設置した。沈下板の数は、第1区が4か所、第2区が3か所とした。第1区及び第2区の断面構造をFig. 1に示す。

2.3 モニタリング地点

空間線量率、大気中及び浸透水の放射能濃度、沈下板の測定地点をFig. 2に示す。

空間線量率（1 cm周辺線量当量（H*(10)）の測定は、グラウンドとグラウンド外との境界に4地点（空間1～3、8）、第1区付近に4地点（空間9～12）及び埋立場所上部に10地点（上部1～10）、第2区付近に4地点（空間4～7）及び埋立場所上部に10地点（上部11～20）の計32地点

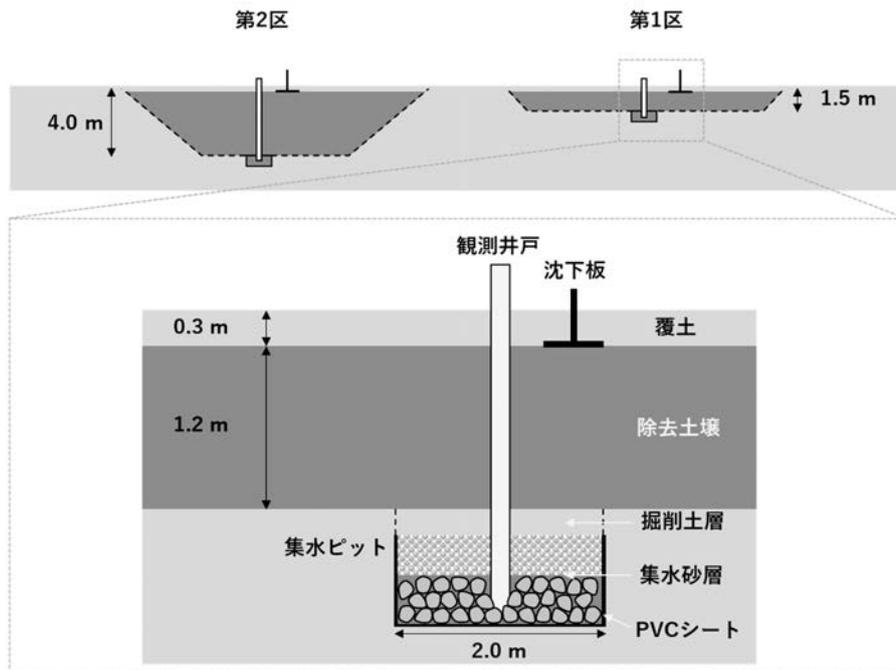


Fig. 1 Structure of cross section of each landfill site⁶⁾

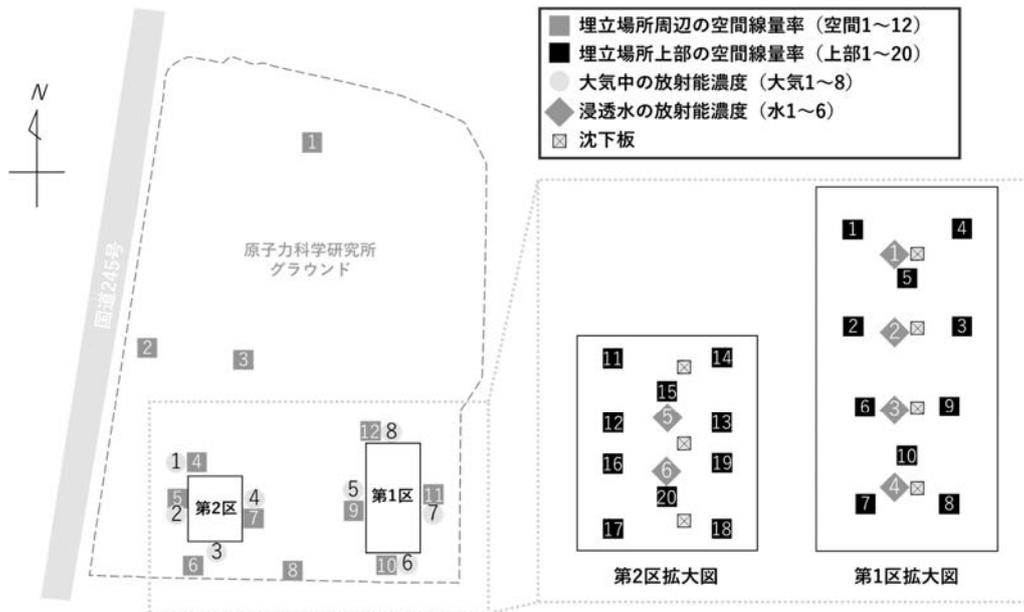


Fig. 2 Monitoring site of each landfill site

に設置して実施した。

大気中の放射能濃度測定は、埋立作業中及び埋立後の除去土壌から受ける追加被ばく量や環境への影響を確認するため、第1区に4地点（大気5～8）、第2区に4地点（大気1～4）で大気浮遊じんの採取を行った。

浸透水は、第1区に埋め立てた各除去土壌を通過した浸透水の放射能濃度のデータが取得できるように、豊岡なぎさの森の除去土壌の埋立場所に2か所（水1、2）、真崎古墳群公園の除去土壌の埋立場所に2か所（水3、4）設置した集水ピットからそれぞれ採取し、第2区については、豊岡なぎさの森の埋立場所に1か所（水6）、その他の公園の埋立場所に1か所（水5）設置した集水ピットより浸透水の採取を行った。

沈下板は、第1区に4か所、第2区に3か所設置した。

2.4 個人被ばく線量

本実証事業において、作業者は個人線量計（D-シャトル（個人用）、株式会社千代田テクノル製）を装着し、除去土壌以外から受ける放射線量を含む個人被ばく線量（1 cm線量当量（Hp(10)）について、1時間毎の積算値を取得した。

2.5 除去土壌の放射能濃度

運搬時に測定したフレキシブルコンテナの表面線量率データを参考に、第1区における豊岡なぎさの森でフレキシブルコンテナ10袋、真崎古墳群公園で10袋、第2区における豊岡なぎさの森で50袋をそれぞれ選定し、ゲルマニウム半導体検出器による放射能濃度測定の対象とした。選定したフレキシブルコンテナは破袋する際に、除去土壌の山を作り、その山から均等に10か所において除去土壌を採取した。一つのフレキシブルコンテナについて、10か所から採取した除去土壌をよく混合した後、約500 g分取し、これを測定用試料とした。

3. 作業の詳細な実績及びモニタリング結果

3.1 作業工程

本実証事業において実施した運搬、埋立、モニタリング等の工程をFig. 3に示す。運搬は、原子力科学研究所に最も近い阿漕ヶ浦公園から着手し、豊岡なぎさの森、真崎古墳群公園、石神城址公園、白方公園、平原南部工業団地第3児童公園の順で実施した。

グラウンド内では、埋立場所の掘削、除去土壌の取り出し及び埋立、上部覆土の各作業を第1区は2018年9月12日～10月23日、第2区は2019年

作業内容	2018年					2019年			
	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
村内保管場所からの運搬作業	豊岡なぎさの森：8/27-11/22								
	真崎古墳群公園：8/29-10/4			平原南部工業団地第3児童公園：11/7-12					
	阿漕ヶ浦公園：8/1-10		石神城址公園：10/12-23		白方公園：10/25-11/9				
除去土壌第1・2区処分場掘削・埋立	第1区：9/12-10/23					第2区：1/16-2/21			
グラウンドモニタリング	空間線量率：8/27-								
	大気中放射能濃度：9/18-								
	浸透水：10/24-								
	個人線量：8/1-								

Fig. 3 Schedule of this project

1月16日～2月21日の期間にそれぞれ実施した。
 モニタリングのうち、空間線量率測定はグラウンドに除去土壌を受け入れた8月27日より、大気浮遊じん採取は第1区の埋立を開始した9月18日より、浸透水の採取は第1区の埋立終了翌日の10月24日より開始した。

3.2 除去土壌等の運搬作業

運搬にあたっては、まず、移動式クレーンにより、除去土壌や除染廃棄物が封入されたフレキシブルコンテナを一つずつ吊り上げ、経年劣化による破損の有無を確認した。フレキシブルコンテナに破損が確認された場合には、運搬時における除去土壌の飛散等を防止するため、その場で軽微な補修を行うか、又は新しいフレキシブルコンテナへの詰替え（オーバーパック）を行った。フレキシブルコンテナの状態確認及び詰替え作業の様子をFig. 4に示す。

運搬にあたり支障がないことを確認したフレキシブルコンテナは、移動式クレーンにより、輸送車へ積み込み、荷台をシートで覆った状態で運搬した。これらの作業は、除染関係ガイドラインに準拠して実施した。

各公園からグラウンドに運び込んだフレキシブ



Fig. 4 Refilling contaminated soil

ルコンテナは、重量測定及び表面線量率の測定を行った。その後、発生場所の公園ごとにエリアを区画して定置し、埋立作業の開始まで一時保管を行った。

また、運搬終了後の各公園においては、整地等の原状回復を行うとともに、空間線量率の測定を行い、周囲のバックグラウンド線量率と同程度であることを東海村職員とともに確認し、公園としての供用が再開された。運搬前及び原状回復後の様子をFig. 5、Fig. 6に示す。



作業開始前



作業完了後

Fig. 5 Photos of Toyookanagisanomori Park during transportation period (Left: Before transportation, Right: After transportation)



作業開始前



作業完了後

Fig. 6 Photos of Masakikofungun Park during transportation period (Left: Before transportation, Right: After transportation)

3.3 除去土壌の埋立作業

グラウンドに一時保管していたフレキシブルコンテナは、第1区から以下の手順で埋立を実施した。

- ① グラウンド内の一時保管場所から移動式クレーンで、埋立場所近傍まで移動
- ② フレキシブルコンテナにペイントされていた識別番号を記録
- ③ フレキシブルコンテナ上部をカッターナイフにより開封
- ④ クレーンで吊り上げ、掘削した埋立場所内部に移動
- ⑤ 開封部が下になるようにフレキシブルコンテナを上下反転させ、除去土壌を取出し
- ⑥ 適宜、ブルドーザーにより、除去土壌を敷

均し締固め

当初は、豊岡なぎさの森、真崎古墳群公園の除去土壌をそれぞれ350 m³ずつ埋め立てる計画であったが、除染当時と比較し、経年変化により除去土壌の容積が減少していたこと、さらに締固めによっても容積が減少したため、最終的な真崎古墳群公園の除去土壌の埋立容積は290 m³となった。各種モニタリングは、覆土厚が0.3 mの状態を実施することを計画していたため、最上部の埋立範囲を縮小し、除去土壌の埋立高さ1.2 mを確保した。Fig. 7に第1区埋立場所における作業の様子を示す。

第2区は、深さ4.0 mまで掘削を行い、豊岡なぎさの森及び特措法対象外の除去土壌を区画して



掘削前



掘削後



破袋



覆土完了

Fig. 7 Burying the contaminated soil at first landfill section



掘削前



掘削後



破袋



覆土完了

Fig. 8 Burying the contaminated soil at second landfill section

埋め立てた。なお埋立の手順は、第1区と同様であり、最終的な埋立容積は、豊岡なぎさの森が671 m³、特措法対象外が116 m³となった。Fig. 8に第2区埋立場所における作業の様子を示す。

3.4 モニタリング

(1) 空間線量率

空間線量率の測定は、埋立場所の準備段階から掘削開始前までの期間は、週1回の頻度で実施した。また、埋立場所の掘削から覆土完了までの作

業期間中は、1日1回の頻度で測定を行った。覆土完了後は、埋立場所周辺に加えて、埋立場所上部において、週1回の頻度で測定を行った。測定は、地表からの高さ1.0 mにおいてNaIシンチレーション式サーベイメータ (RADEYE PRD-ERJ 広範囲線量率サーベイメータ、株式会社千代田テクノル製) を使用して実施した。このようにして実施した空間線量率の測定結果をFig. 9に示す。

第1区周辺 (空間9~12) において、埋立開始前の準備作業から覆土完了までの期間、空間線量

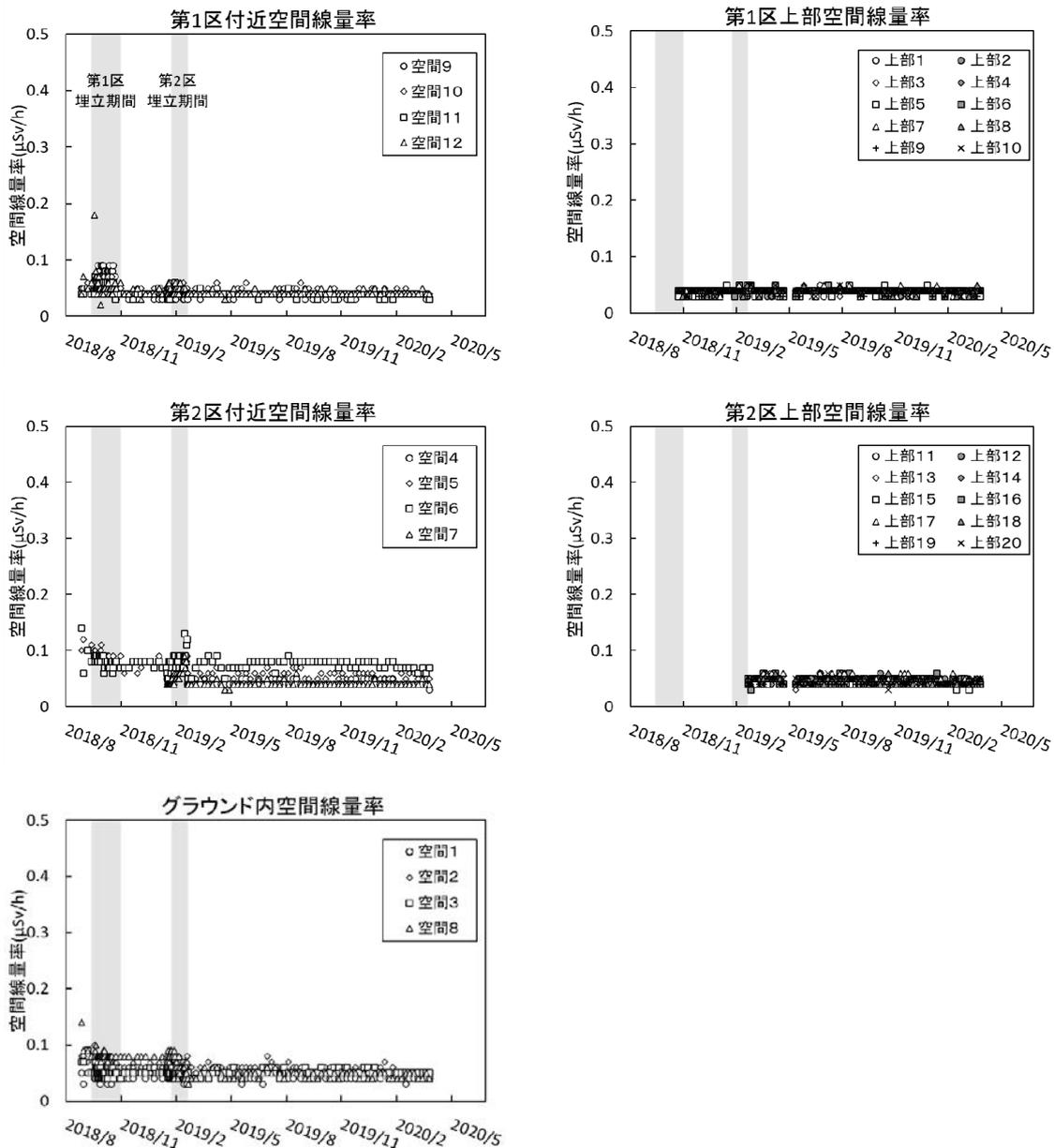


Fig. 9 Trend of air dose rate

率は0.02～0.18 $\mu\text{Sv/h}$ の範囲であった。一方、覆土完了後は、0.03～0.06 $\mu\text{Sv/h}$ の範囲となった。Fig. 3の工程表に示す通り、8月1日～11月22日の期間は、各公園から除去土壌をグラウンド内へ搬入しており、これらの仮置き保管されていた除去土壌の影響を受けて空間線量率が若干上昇したものと考えられる。特に2018年9月18日は空間12において、0.18 $\mu\text{Sv/h}$ が測定されたが、この日は埋立作業開始の前日であり、空間12の測定地点付近には、翌日の埋立開始に備えて除去土壌が移設されていた。埋立場所からやや距離の離れた、空間1～3、8についても、同様に埋立前の除去土壌の仮置き保管の状態に起因して、空間線量率が変化している。

第2区周辺(空間4～7)については、埋立開始前から覆土完了までの期間、空間線量率は0.04～0.14 $\mu\text{Sv/h}$ の範囲であり、覆土完了後は、0.03～0.09 $\mu\text{Sv/h}$ となった。また、埋立場所上部(上部1～20)は、0.03～0.06 $\mu\text{Sv/h}$ の範囲であった。

以上の測定により、埋立作業開始前の準備期間(除去土壌の受け入れ、仮置き)は、通常時に比べ、若干、空間線量率が高くなるものの、追加被ばく線量が1 mSv/年の目安となる0.23 $\mu\text{Sv/h}$ を下回っていることが確認できた。また、覆土完了後

は、空間線量率が安定して、0.03～0.09 $\mu\text{Sv/h}$ で推移することが確認できた。

(2) 大気中の放射能濃度

ガラス繊維製のフィルタ(QR-100、石英繊維フィルタ、株式会社アドバンテック製)を装着したダストサンプラ(HV-500R、ハイポリウムエアサンプラー、柴田科学株式会社製)を、1日8時間稼働させ、連続で5日間(作業期間中は作業日のみ)の大気浮遊じんを捕集した。覆土完了後は、月1回の頻度で1日8時間、連続して5日間の大気浮遊じんを捕集した。吸引量は800 ℓ/min とし、大気浮遊じんを捕集したフィルタは、環境中の放射性物質の付着に注意しながら、12等分に折りたたみ、ユニパックに封入して測定試料とした。ゲルマニウム半導体検出器(GC-2518-7500SL-2002CSL、ミリオンテクノロジー・キャンベラ株式会社製)を用いて、測定試料のCs-134及びCs-137を測定した。なお、本測定は「放射能測定法シリーズ7 ゲルマニウム半導体検出器によるガンマスペクトロメトリー」⁷⁾に準拠して実施した。

Cs-134は全ての測定において検出下限値未満であったため、第1区及び第2区周辺におけるCs-137の大気中放射能濃度の変化をFig. 10、Fig. 11に示す。

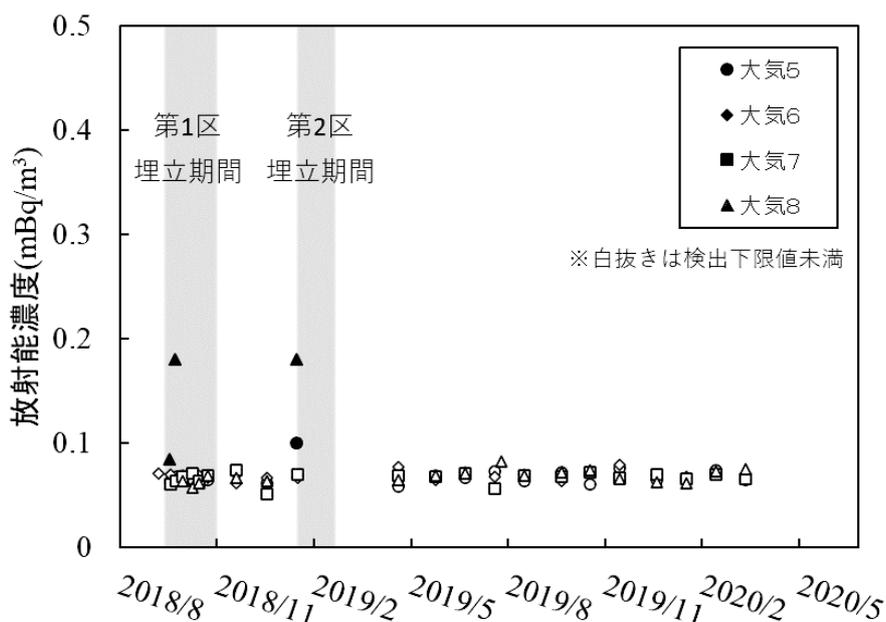


Fig. 10 Trend of Cs-137 concentration of dust collected from surroundings of first landfill section

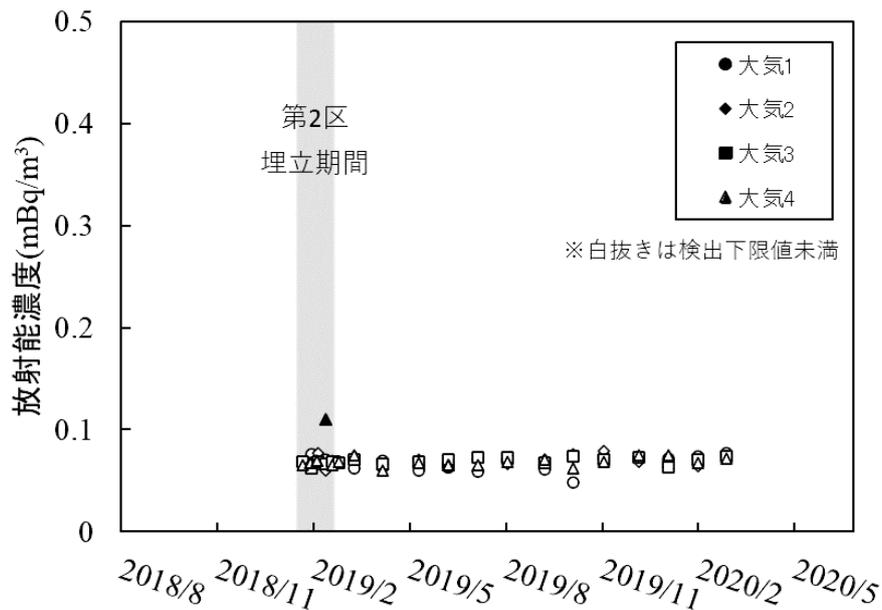


Fig. 11 Trend of Cs-137 concentration of dust collected from surroundings of second landfill section

2018年9月18日～9月22日及び9月23日～9月28日に採取した大気8の試料から、それぞれ0.084 mBq/m³及び0.18 mBq/m³のCs-137が検出された。この期間中、大気8の測定地点周辺では、除去土壌の入ったフレキシブルコンテナの開封や、除去土壌を取り出し後のフレキシブルコンテナの汚染検査等の作業が行われており、これらの作業に起因して微量のCs-137が検出されたものと推測される。同様に、2019年2月13日～2月18日の期間に採取した大気4の試料からも、0.11 mBq/m³のCs-137が検出されたが、当該期間は第2区の埋立作業を行っており、この作業に起因してCs-137が検出されたものと推測される。

2019年1月16日～1月20日の期間においても、大気5の試料から0.10 mBq/m³、大気8の試料から0.18 mBq/m³のCs-137が検出された。第1区は2018年10月23日に覆土が完了した状態であり、また、第2区は埋立場所の造成工事のみを実施中で、当該期間中に除去土壌を取り扱う作業は実施していない。2019年1月の関東地方は、降雨量が少なく土壌は乾燥しており、風の強い日にはグラウンド内に限らず、土埃が舞い上がる状態であった。

茨城県環境放射線監視センターでは、大気浮遊じん中の放射能濃度や放射性核種の降下物量等が継続的に調査されている。この調査結果によると、

東海村における2018年12月～2019年2月の期間の大気浮遊じん中のCs-137の濃度は0.02 mBq/m³未満となっている。そこで、降下物量の調査結果を確認したところ、東海村に隣接するひたちなか市では、12月には0.35 MBq/km²であったCs-137の降下物量が、1月には4.5 MBq/km²に増加し、2月は0.98 MBq/km²に減少した⁸⁾。東海村における観測データはないが、2019年1月はひたちなか市と同様に環境中に浮遊するCs-137の量が多く、これがグラウンド内においても検出された可能性が考えられる。

なお、作業期間を通して検出された最大値である0.18 mBq/m³を基に、埋立場所周辺に5日間滞在した場合の被ばく線量が環境省により評価されているが、追加被ばく線量は 7.8×10^{-7} mSvであった⁶⁾。

(3) 浸透水の放射能濃度

覆土が完了した後、集水ピットに溜まった浸透水は週1回の頻度で汲み上げ、500 mlポリ瓶に入れて、これを測定試料とした。測定にはゲルマニウム半導体検出器を使用し、Cs-134及びCs-137の放射能濃度を測定した。なお、使用した測定器及び方法は、大気浮遊じんの測定と同様とした。浸透水の放射能濃度の測定結果をTable 2に示す。

Table 2 Radioactivity concentration of seepage water

	採取日	核種	放射能濃度(Bq/ℓ)	検出下限値(Bq/ℓ)
第1区	2018/10/24～2020/3/30	Cs-134	検出下限値未満	0.61～0.91
		Cs-137	検出下限値未満	0.66～0.99
第2区	2019/2/27～2020/3/30	Cs-134	検出下限値未満	0.61～0.95
		Cs-137	検出下限値未満	0.70～0.99

Cs-134、Cs-137の測定値は、全ての試料において検出限界値（1.0 Bq/ℓ）以下であることを確認した。セシウムは土壤に強く固定・保持されることが知られていたが、本実証事業においても浸透水中の放射能濃度は検出下限値未満であり、飲料水中の放射性物質の基準値である10 Bq/ℓを十分に下回ることを確認した。

3.5 埋立作業者の個人被ばく線量

各作業工程における1日当たりの個人被ばく線量の平均値及び1時間あたりの線量に換算した個人被ばくの平均値をTable 3に示す。

Table 3 Individual dose of workers

	平均値 ($\mu\text{Sv}/\text{日}$)	平均値 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)
受入	0.68	0.11
造成	0.69	0.11
埋立	0.75	0.11
覆土	0.67	0.10
管理期間中の モニタリング	0.14	0.08

各作業工程における1時間あたりに換算した個人被ばく線量の平均値は0.08～0.11 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ の範囲であり、作業内容による個人被ばく線量に大きな差は無いことがわかった。個人被ばく線量については、環境省によりシミュレーションによる評価も行われている。本実証事業により取得した個人被ばく線量とシミュレーション計算結果を比較した結果、埋立作業期間における作業者の被ばく線量は計算により適切に予測できることが示された⁶⁾。

3.6 除去土壤の放射能濃度

フレキシブルコンテナの表面線量率及びサンプ

リングした除去土壤の放射性セシウム濃度の測定結果から、本実証事業で取り扱った除去土壤の放射性セシウム濃度は平均値で1,370 Bq/kg（最小170 Bq/kg～最大6,100 Bq/kg）であることを確認した⁹⁾。

4. まとめ

東海村で保管されていた除去土壤に対して、運搬、埋立、覆土等の作業を実施し、各工程における周辺環境への影響や作業者が受ける被ばく線量を調査した。モニタリング結果より、埋立作業期間中の空間線量率は、埋立作業開始前の変動幅の範囲に収まっていることが確認できた。また、大気中の放射能濃度の測定から、吸入による追加被ばく線量は十分に小さく抑えられていることがわかった。浸透水の放射能濃度は全ての試料で検出下限値以下であり、セシウムは土壤に強く固定・保持され、移行し難いことがこれまでの調査と一致した。

本稿で示せなかったデータも含め、本実証事業で取得したこれらのデータは、環境省のホームページにおいて公開されるとともに、除去土壤の処分に関する検討チーム会合において報告され、除去土壤の埋立処分に関する施行規則やガイドラインの策定に向けて重要な役割を果たした。

謝辞

本実証事業を進めるにあたり、有益な助言頂いた環境省及び東海村の関係者の皆様に深く感謝申し上げます。また、現場作業の安全管理に尽力して頂いた原子力エンジニアリング株式会社の担当者の皆様に深く感謝申し上げます。

参考文献

- 1) 環境省, “廃棄物関係ガイドライン第2版,” (2013).
- 2) 環境省, “除染関係ガイドライン第2版,” (2013).
- 3) 環境省ホームページ, “放射線による健康影響等に関する統一的な基礎資料(平成30年度版),” 環境省.
- 4) 環境省除染チーム, “除去土壌の処分に関する検討チーム会合(第1回)参考資料3「除去土壌の埋設に係る放射性セシウムの挙動の把握」,” 環境省, 11-13, (2014).
- 5) 東海村, “東海村除染実施計画,” 2, (2012).
- 6) 環境省環境再生・資源循環局, “除去土壌の処分に関する検討チーム会合(第5回)資料1「除去土壌の埋立処分に係る実証事業の結果について」,” (2019).
- 7) 文部科学省 科学技術・学術政策局 原子力安全課防災環境対策室, “放射能測定法シリーズ 7 ゲルマニウム半導体検出器によるガンマスペクトロメトリー,” 日本分析センター, (1992).
- 8) “平成30年度茨城県環境放射線監視センター年報,” 158-159, 茨城県 (2020).
- 9) 環境省除染チーム, “除去土壌の処分に関する検討チーム会合(第4回)資料1「除去土壌の埋立処分に係る実証事業の結果について(中間取りまとめ案)」,” 環境省, 15, (2019).

チェルノブイリ原子力発電所の 溶岩状燃料含有物質 (LFCM) 管理に対するレーザー切断の検討

アンドレアス ベツィヒ*、マキシム サベリエフ**、ビクトル クラスノフ**
アヒム マーレ*、パトリック ヘルビック*、セシル ジャベュー***
クリストフ ライアンズ*、ノルベルト モリトール***

Prospects of Laser Cutting for Lava-like Fuel-containing Materials (LFCM) Management at the Chornobyl Nuclear Power Plant

Andreas Wetzig*, Maxim Saveliev**, Viktor Krasnov**
Achim Mahrle*, Patrick Herwig*, Cécile Javelle***
Christoph Leyens* and Norbert Molitor***

チェルノブイリ原子力発電所 (ChNPP) 4号機の原子力事故は、最終処分の処理ができないくらい前例のない多量の放射性廃棄物を発生させた。破損した燃料集合体と原子炉機器構造物と溶け合った溶融燃料からなる大量の燃料含有物質 (FCM) は、原子炉デブリと混じり合っており、アーチ型の新安全閉じ込め構造物 (NSC) の下に埋もれている。NSCの最大100年の設計寿命内で、NSCのなかにある全構造物と物質を安全に取り除く必要がある。数百 m³の固化したFCMは、4号機のレベル0までのいくつかの部屋に存在する。

この物質は硬いが、事故の経過とともに避けられない性質劣化と自己破壊によって、オブジェクトシェルター (OS) 内の放射性ダストとエアロゾルを増加させる原因となっている。NSC内のエアロゾルを制御不能に陥らせない方策は、FCMがダストに変化する前にできるだけ回収することである。破壊した4号機を環境上安全な状態へ移行するため、NSCの条件下で燃料を含む高濃度汚染物質の回収前の断片化に必要な遠隔操作のレーザー切断は、他の解体及び廃棄物管理技術と並行して開発すべき最適な切断ツールとされる。

4号機で全体的な課題に対する包括的な安全なアプローチの一環として、実用的で確実安全な技術的解決策を提供するために、ChNPPに関係するウクライナの原子力発電所安全問題研究所及びプレジャディス(株)と協力して、ドレスデン (ドイツ) にあるフラウンホーファー研究所IWSは、ChNPPで溶岩状FCM (LFCM) を固体レーザーで切断する研究開発計画を進めている。この国際プロジェクトは自由参加の国際協力で、コールド試験はドイツ国内で、モックアップ試験と実物質を用いたホット試験はウクライナで行われる。このプロジェクトは、4号機を環境上安全な状態に移行するために、必要な他の解体技術及び廃棄物管理技術と並行して進められる。

* : フラウンホーファー研究所IWS (Fraunhofer-Institut für Werkstoff- und Strahltechnik IWS Dresden)

** : 原子力発電所安全問題研究所 (Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of National Academy of Science of Ukraine)

*** : プレジャディス(株) (Plejades GmbH - Independent Experts)

(本論文は英語で書かれた原稿を当センターで和訳し、掲載するものです)

The Chernobyl Nuclear Power Plant (ChNPP) Unit 4 nuclear accident created an unprecedented amount of radioactive waste that is yet to be handled for final disposal. Damaged fuel assemblies and large amounts of fuel containing materials (FCM) made of molten fuel that fused with other reactor components are mixed with reactor debris, and are now covered under the shelter of the arch-shaped New Safe Confinement (NSC). Within the design life time of the NSC of up to 100 years, all structures and materials under the NSC have to be safely removed. The solidified fuel containing lava represents several hundreds of cubic meters, present in several rooms down to level 0 of the unit.

The material is hard, but its inevitable degradation and self-destruction over time is a worrying evolution causing increasing amounts of radioactive dust and aerosols inside the Object Shelter (OS). Recovering as much solid FCM as possible before it converts to dust is the only way to prevent uncontrollable amounts of aerosols in the NSC. The task is a unique challenge considering the FCM characteristics and location, and because there is no reference case for their retrieval and processing towards safe disposal. For fragmentation of such materials before their retrieval, remote-operated laser cutting has been identified as a segmentation tool of choice for highly contaminated and fuel containing materials under the NSC conditions.

In cooperation with the Institute of Safety Problems of Nuclear Power Plants (Ukraine) and Plejades in coordination with ChNPP, the Fraunhofer Institute IWS in Dresden (Germany) has initiated a R&D program on laser cutting for the lava-like FCM at ChNPP with solid state laser, to provide a practicable, robust and safe technical solution as part of a comprehensive safe approach for the overall challenge at ChNPP Unit 4. This international project is open to international cooperation. It includes cold testing in Germany and mock ups and hot testing with real material in Ukraine. It is assumed that a dedicated tool can be developed with the next 15 years. This project has to be developed in parallel to the other dismantling and waste management technologies needed for the conversion of destroyed ChNPP Unit 4 into ecologically safe conditions.

1. 概要

1986年4月26日土曜日にチェルノブイリ原子力発電所 (ChNPP) で発生した原子力事故は、前例のない深刻な原子力事故であった。この事故の間、4号機の原子炉は完全に破壊され、爆発により炉心や原子炉建屋にあった燃料集合体の一部は飛散した。残りの炉心部は溶融し、さまざまな種類の燃料含有物質 (FCM) を形成した。主なものは、燃料と原子炉やその他の構造物と混合した溶岩状燃料含有物質 (LFCM) である。最初の対策として「石棺」としても知られる「オブジェクトシェルター」(OS) は、環境を保全し、核物質及び高放射能を閉じ込めるために、事故後、数か月で4号機の上に建設された (Fig. 1)。

1997年に、4号機周辺の環境を安全に確保するため、国際シェルター実施計画 (SIP) が策定された²⁾。とりわけ、新しい安全な閉じ込め構造物

(NSC) は、不安定な構造物の安全な解体と将来の回収まで対象となる放射能の確実な安全確保のために設置された。このNSCは2017年に完成し、試運転に成功した後、2019年に運用するために正式にChNPPに移管された。具体的に、NSCは以下の目的で設置された：(i) 放射性汚染物質の放出を防止し、破壊された原子炉ユニットと不安定なOSを解体すること、(ii) 放射性廃棄物 (RAW) とFCMを外部から閉じ込めること、(iii) FCM及び放射性物質を取り出すこと、(iv) 最大100年のNSCの設計寿命期間中のOS解体及び廃止措置を容易にすること、である。

解体する構造物はクレーンで撤去後、除染又は廃棄物管理作業に適した大きさに切断する必要がある。解体される大半の構造物は、簡単に除染できる表面のホコリの可能性がある。将来の除染では、HEPAフィルター付き掃除機の使用、グリットブラスト (鉄鋼部材の場合) 及び表面粗面化 (コ

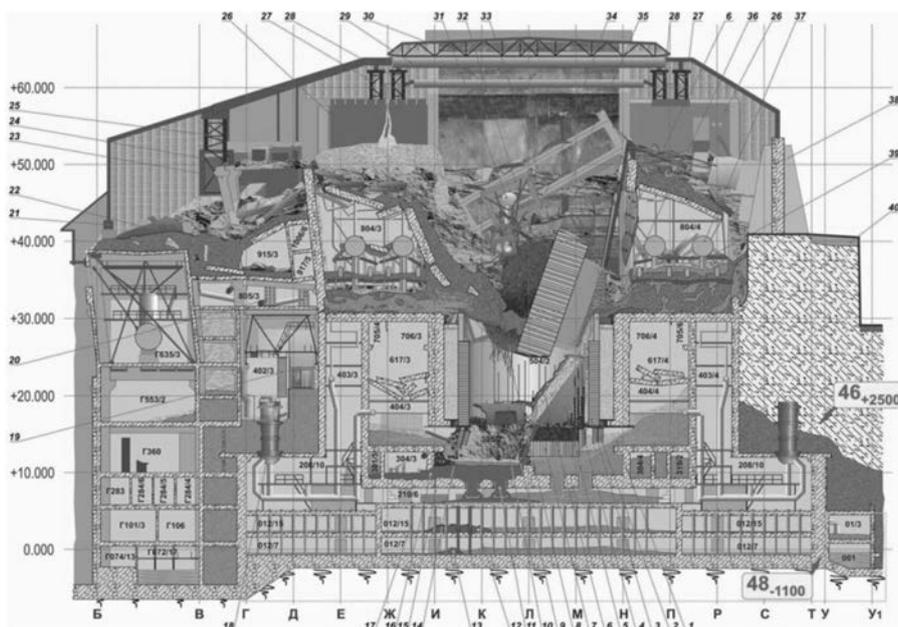


Fig. 1 Cross-section of ChNPP Unit 4 reactor in 1986 after election of the Object Shelter¹⁾

ンクリートの場合) が使用される。これらの作業のために、NSCには、換気システム、監視システム、各50 t荷重容量の2つのトロリーホイストを備えた2つの遠隔操作ブリッジクレーン等の装置が装備されている。

それらは並行して作動し、最大100 tの負荷を処理できる。3番目のトロリーは、切断物及び汚染除去装置を処理するための可動装置プラットフォーム (MTP) をぶら下げている。現状では、最終的な解体プロセスの確実な方法はまだ明確に決定されていないが、種々の技術と使用工具が概念として提案されている。具体的には、プラズマアーク切断トーチ、ダイヤモンド円形切断ホイール、ダイヤモンドワイヤー切断などの切断ツールである。ツールの最終的選択は、安全性と生産性の両方の面で有効性と効率を保証する必要がある。

FCMは回収され、高レベル廃棄物用のコンテナに梱包される。シェルターの下にある他のタイプの廃棄物とは異なり、これらは除染することができず、臨界の恐れがあるため、FCMを容器に保管する必要があるが、線量率は作業による直接切断及び取り扱いが可能な範囲を大きく超える。したがって、FCMは遠隔で処理し、調整前に正確な形状に切断する必要がある。

1.1 事故時に4号機に存在した核分裂性物質

チェルノブイリで使用された高出力チャンネル型原子炉 (RBMK) の燃料集合体は「熱放出カセット」と呼ばれ、円筒形状をしている (Fig. 2)。このカセットは、それぞれ18本の燃料棒が2つのバンドル (「カートリッジ」) で構成されている。燃料棒は、中央の保持棒に沿って配置され、燃料集合体内のウランの総質量は114.7 kg、U-235の濃縮度は1.8%である。燃料集合体の全長は10.025 m、正味の燃料部分の長さは上部と下部燃料合わせて6.862 mである。

事故当時、原子炉には1,659体、南側の使用済燃料プールには129体の使用済燃料があった。原子炉内の燃料は、11~15 MWd/kgUの初期装荷燃料であり、新燃料はほとんどなかった³⁾。一方、84体の新燃料集合体が原子炉建屋にあり、そのうち48体は中央ホールの北東側のラックに設置してあった。

1.2 事故の結果として生成した燃料含有物質の種類

事故の結果、原子炉炉心と190 tのウランに相当する1,659体の燃用集合体は完全に破壊された: 燃料の一部は飛び出し又は蒸発し、残りは溶融し

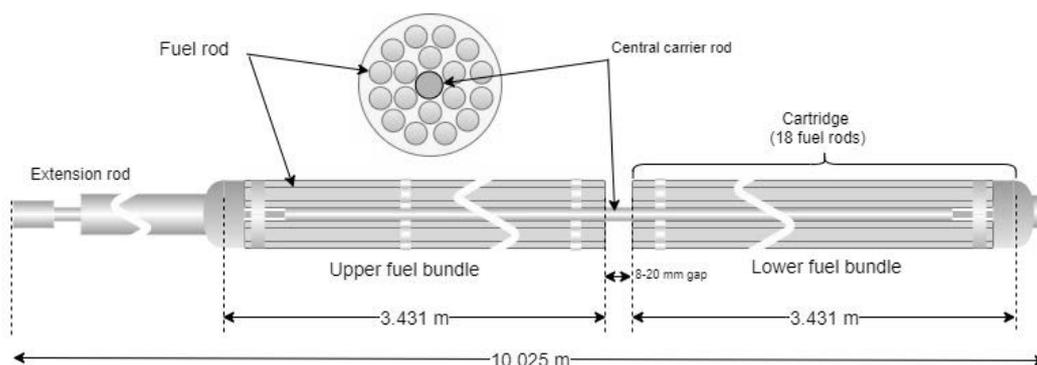


Fig. 2 Schematic diagram of a RBMK-1000 fuel assembly ("cassette")

て原子炉容器と原子炉下部のコンクリートを浸食し、マグマ溜まりの形で305/2室に蓄積した。そこから、溶融物の一部は固化するまで隣接場所やより低いレベルまで流れた。この溶融物は約30%のケイ酸塩が含まれるので、ChNPPでは、溶融過程によって生成されるすべてのタイプの物質の名称は、コリウムではなく、燃料含有物質 (FCM) としている*。

さらに、OSには、中央ホールに吊り下げられていた48体の新しい燃料集合体と南側SFPにあった使用済燃料の129体すべての破壊による燃料破片も含まれている (約20 tのウラン)。

(1) 破片化した炉心と破損した燃料集合体

炉心の爆発と破壊の結果、燃料集合体の一部は破片化した炉心に崩落し、また、破壊した4号機

の種々の場所 (3号機の屋根とエンジンルーム及び4号機の外側に隣接する工業用地) に飛散した (Fig. 3)。炉心の破片が飛散した距離は0.5~1.3 kmの範囲である。

4号機には、南北それぞれに使用済燃料プール (SFP) があり、各プールは、平面上4.2 m×10.6 m、深さ18 mである。プールの床には、0.9 m×1.3 mのふた付きの薄肉 (約6 mm) ステンレス鋼の床が並んでいた。事故当時、使用済燃料は南側SFPのみに存在していた。事故後、南側SFPには5つのボーリング孔が掘削された。水平ボアホールを通して、燃料集合体の下部や燃料集合体間の床にも細かいほこりや粉末の山が見えた。燃料集合体の一部がケースの下部で密閉性を失い、南側SFPの底に分散して使用済燃料が失われた

Fig. 3 Damaged fuel inside internal premises of the destroyed Unit 4
[Photos: courtesy of Alexandr Kupnyj]

*OECDの定義によれば、コリウムの定義は、「燃料物質、部分的又は完全に酸化した被覆管、非揮発性核分裂生成物や種々の構造材料の溶融混合物。容器内コリウムの主成分は、 UO_2 、 ZrO_2 、Zr及び鋼」である。この定義によれば、ChNPP溶融物には、原子炉容器周囲のコンクリート構造物からの無機物の割合が多く含まれているため、厳密にこの溶融物質には適用できない。したがって、一部の定義では「FCM」と「コリウム」を区別していないが、ChNPP燃料含有物質を説明するためにコリウムという用語は使用されていない。
(訳者注：本論文で対象とするFCMはLFCMである。)

可能性がある。

事故当時、北側SFPは空であったが、事故後、ボアホールが開けられ、そこから黒鉛と燃料棒の破片が取り出された。炉心破片のクラスター高さは約1 mである。北側SFPの底には、事故の間に中央ホールから放出された破片があった。新燃料48体があった中央ホールの様子をFig. 4に示す。残りの36体の新しい燃料集合体は、爆発の影響を受けずに貯蔵部屋に保管され、事故後に安全に取り出すことができた。

(2) 溶岩状燃料含有物質

事故が活発に続く段階で、照射された燃料の大部分は、原子炉の下305/2室の南東の場所に集中し、そこでは主にLFCMの形成が進んだ。

この物質形成のプロセスに直接関与する材料 (Table 1) には、炉心の一部であった材料と原子炉室 (reactor shaft) で爆発中に落下した材料が含まれている。しかし、続く事故の間に投入され

たホウ素 (40 t)、粘土砂 (1,800 t)、鉛 (2,400 t) の化合物については、ほとんど原子炉に入らず溶融プロセスに関与していない^{3), 4)}。

使用済燃料と構造材料との相互作用の結果として、ウラン、ジルコニウム、ケイ素、酸素に加えて、多くの元素がLFCM組成に含まれている (Table 2)^{5), 6)}。LFCMは、ウランの量に応じて、主に黒と茶色のLFCMとして、種々のタイプが生成されている (Table 2, Fig. 5)。

黒いガラスタイプのLFCMは、1986年秋に印象的な固化した溶岩流として初めて発見された (「象の足」と呼ばれている)。そこから最初のサンプルを取得するために、高レベルのガンマ放射線場 (8,000 Rem/h) だけでなく、材料の硬度が高いため、突撃銃AK-74が使用された。分析によると、このLFCMは約1,500~2,600 °Cの温度で生成した可能性がある。

マイクロレベルでは、LFCMは不均一な固溶体で、



Fig. 4 Cassettes with "fresh" fuel in the north-eastern corner of the Central Hall (left) and destruction in the south-eastern part of the Central Hall (right)
[Photos: by courtesy of Alexandr Kupnyi]

Table 1 Materials in the reactor shaft at the beginning of the active stage of the accident⁴⁾

Material	Inventory in rooms 504/2 and 305/2 (in reactor shaft) [t]	Part of the inventory that became FCM [t]
Nuclear Fuel (U)	120	90
Steel	1,300	< 20
Serpentinite mixes	580	160
Concrete of the reactor containment and structures	130	130
Concrete of the building	950	480
Sandy backfill material	300	280
Zirconium	-	45
Graphite	750	nearly none

Table 2 Mineralogical composition of LFCM [%]

FCM clusters in the shelter	Mg	Si	Ca	Zr	U
Black FCM in room 305/2	1.5 ± 0.7	30.5 ± 3.1	4.7 ± 1.8	3.4 ± 1.5	5.1 ± 1.2
Black FCM in the southwest, nearby room 305/2	2.5 ± 0.5	30.1 ± 3.6	5.2 ± 1.6	3.2 ± 1.1	4.3 ± 1.6
Brown FCM in the southwest, nearby room 305/2	4.2 ± 1.0	29.9 ± 4.9	5.1 ± 0.8	4.9 ± 1.0	8.4 ± 0.2
Black FCM in sector 304/3	2.3 ± 0.3	30.5 ± 3.8	5.3 ± 1.5	3.0 ± 0.8	3.9 ± 0.4
Black FCM in sector 217/2	2.3 ± 0.6	31.1 ± 5.4	6.1 ± 2.6	3.3 ± 1.2	4.4 ± 0.2
Black FCM in sector 210/6 (Steam distribution valve)	3.1 ± 0.4	29.0 ± 3.5	4.8 ± 2.0	3.6 ± 1.6	5.1 ± 3.0
Brown FCM in sector 210/7 (Steam distribution valve)	4.1 ± 1.0	29.3 ± 4.9	5.1 ± 0.8	4.6 ± 1.3	7.9 ± 1.5
Brown FCM in sector 012/15 (Bubbler pool level 2)	4.2 ± 0.4	35.5 ± 0.7	4.9 ± 1.3	3.3 ± 0.7	7.5 ± 0.8
Average composition black FCM	2.4	30.1	5.1	3.2	4.4
Average composition brown FCM	3.7	30.5	5.0	4.4	7.6
Average composition FCM, all types	2.9	30.3	5.1	3.7	5.7



Fig. 5 LFCM masses in rooms below the reactor shaft
[Photos: by courtesy of Alexandr Kupnyi]

その「溶媒」は多数の含有物を含むガラス状ケイ酸塩マトリックスであり、その中には酸化ウラン、ウラン-ジルコニウム-酸素相 $U_xZr_yO_2$ 、ウラン含有ジルコン（「チェルノブイリ型」）と金属小球が含まれている。チェルノブイリのLFCMのマトリックスは、K、Ca、Al、Mg、Zr、Fe、Uの不純物を含むケイ酸塩ガラスである。これらのLFCMは、その密度をTable 3に示すように、炉心構成物とは著しく異なっている。黒と茶色のLFCMの比熱は、鉄筋コンクリート、砂、ガラスなどの材料に近い約0.8 kJ/(kg·K)で、熱伝導率は0.7 ~ 0.9 W/(m·K)である。

事故後、FCMの性質は変化している。初期の

物質の硬さはモース硬度約7.5で、非常に硬かったが、他方、自然にかつ継続的に劣化し、ダストや放射性エアロゾルを発生している^{7), 8)}。これらの構造変化は1988年以来観察されている⁹⁾。ヤング率と微小硬度の値は、時間の経過とともに大幅に減少している^{9), 10)}。毎年、数トンのFCMがダストに変化しているとみなされ事故時の爆発によって生成したダストに加え、FCMの自然劣化によって、時間の経過とともに大量のダストやエアロゾルが生成されると言われている。FCMの劣化の最終段階は、溶岩状の物質がサブミクロンの放射性ダストに変化することが予測されている¹⁰⁾。このダストには、中長期寿命の核分裂生成

Table 3 Density of various formations of LFCM inside Unit 4 Shelter⁶⁾

Room	Type of FCM	Density [g/cm ³]
Central hall and adjacent premises	Core fragments	10.4
Room 305/2 + reactor shaft	Black ceramic	2.3—2.7
	Brown ceramic	2.5—3.0
	Loose layer of lava	1.2—1.5
	Polychrome ceramic (blue lava)	2.8
Room 304/3, horizontal flow	Black ceramic (top layer)	0.7—0.9
	Black ceramic (middle layer)	0.9—1.8
	Black ceramic (bottom layer and main part of the FCM)	1.8—2.4
Corridor of steam distribution unit (Steam discharge valves /corridor), rooms 210/	Brown ceramic	3.00 ± 0.13
	Black ceramic	2.69 ± 0.17
Bubbler pool, 1st and 2nd floors, rooms 012/	Brown ceramic heaps	2.14 ± 0.34
	Pumice	0.14—0.18

物や放射化生成物とともに酸化ウランが含まれる。それは主に人の健康に害を与えることを示す。FCMの厄介な変化は、まだ固体状態である間に、できるだけこの物質を除去する強力な動機にもなる。

1.3 ChNPPで利用可能な切断技術の概要とFCMへの適用性の評価

これまでのところ、ChNPPには、廃止措置プロジェクトで一般的に使用される切断工具が装備されている。現在、1号機から3号機の構造物を解体するために、1号機の以前のタービンホールにセルが設置されている。切断には、機械又は熱切断ツールを使用して手動で行われている¹¹⁾。

1号機から3号機を解体するための課題は、乾式貯蔵のための使用済燃料の処理である。発電所の運転開始以来、約22,000体の使用済燃料集合体がISF 1 建屋内プールに保管されている。それらは取り出され、キャニスターの中で乾燥、処理され、使用済燃料の新施設であるISF 2に保管される。現在稼働中のこの施設は、遠隔操作切断用のSFPP (使用済燃料準備施設) 建屋内にホットセルユニットで構成されている。RBMK燃料集合体は非常に長い(約11 m)ため、処理プロセスでは3つの部分に切断する。すなわち、2つの燃料バンドル間の保持棒中央部の切断と上部に向かっ

て延長棒ロッドを取り外すための切断である¹²⁾。

SFPFでは、低速回転ブレードを備えた丸ノコを使用して、燃料集合体を垂直に立てて切断する。この機械的手法は、ホットセル内に設置されたカメラを汚染するエアロゾルを生成しないために選択されている。機械的な代替案は、油圧式剪断機(ギロチンなど)であったが、保持棒を挟む恐れがあった。レーザー技術も考慮されたが、カメラやホットセルの表面でビームが反射するリスクがあり選択されなかった。

現在、NSCに格納されている4号機では、廃棄物管理用に処理セルが利用できる。それらは、最初のシェルターから取り出される構造物との接点となる。残念ながら、すでに導入されている既存の切断技術は、4号機のNSCの下でFCMを安全に回収するのに適さない。さまざまな場所に散らばっている破損した燃料集合体と燃料含有物質の取り扱いは大きな課題である。

- シェルター内に残っているすべての燃料集合体はひどく破壊しており、撤去しなければ正常な処理ができず、従ってISF 2で処理できない。
- 封じ込め機能が喪失し、燃料塊は遮蔽のないオープン線源になっている。線量率が高く、直接取り扱うことはできない。さらに、サイトのレイアウトから見ると放射線防護(遮蔽

とエアロゾルの抑制) となる水中操作はできない。

- FCMの形状と位置が常に正確に分からないし、同じ形状と寸法の塊はない。一部のFCMクラスターの厚さは、数十cmに達するのでより柔軟なシステムが必要である。
- NSCは、一種の非常に大きなホットセルと見なすこともできる。換気システムは、圧力差を使用して、放射性ダストやエアロゾルが環境に放出されないようする。さらに、NSCには遠隔システムが装備されており、ほとんどの作業は遠隔操作ができる。また、適切な個人用保護装置 (PPE) に作業が入ることができ、特定の活動は除外されない。したがって、エアロゾルとダストの発生が大幅に増加した場合は、軽減する必要があり、発生源の場所で直ちに制御して、スタッフや機器の汚染のリスクを最小限に抑え、換気システムのHEPAフィルターの目詰まりを防止する必要がある。
- 大量のFCMや破損した燃料集合体を取り扱う場合、安全を確保するために重要な処理(大きな形状のものを適切な形状とサイズに小片化する)を検討する必要がある。

上記のような諸条件を考慮すると、遠隔制御レーザー切断プロセスは、核分裂性物質を含むものや高度に汚染した大型部材の切断と回収を安全、効果的、効率的に行う適切な選択肢である。原子力発電所安全問題研究所(ウクライナ)及びプレジャディス(株)(ドイツ)と協力して、ドレスデン(ドイツ)のブラウンホーファー研究所IWSは、固体レーザーを使用して、ChNPPでFCMの切断に関するR&D計画を開始した¹³⁾。

2. ChNPPにおけるOSでのFCMのレーザー切断技術の理論的基礎

レーザー技術は、1960年に発明されて以来、今日の製造業界には不可欠になっている。レーザーは、摩耗のない精密なツールであり、現在工業界で利用される最高の出力密度を提供する。レーザー技術は、表面処理、積層造形、接合、アブレーション、切断など、さまざまな産業用途に利用されている。

金属、非金属、ほぼ全ての種類の材料をレーザーで切断できる。通常、切断カーブ内の材料は溶融又は分解され、その後、不活性ガス又は反応性ガスによって排出される。CO₂レーザーはこれまで高出力レーザー応用の市場を独占してきたが、今日では、最先端のファイバーレーザーは、長距離にわたる単純なビーム送信などの利点があり、特にレーザー切断の市場を獲得している。すなわち、高い出力密度を生成する機能とエネルギー変換効率及びシステム全体の高い堅牢性や低いメンテナンス作業さを併せ持っている。標準的なレーザー出力は最大20 kWで、より高い出力レベルも利用できる。

2.1 廃止措置におけるレーザー利用に関する文献調査

汚染物質や放射性物質をレーザー光線で切断すること自体は新規なものではない。1985年、統合燃料リサイクルプログラムの一環として、オークリッジ国立研究所(ORNL)の燃料リサイクル部門は、高速増殖炉やその他の核燃料サイクルからの燃料のリサイクル用にレーザー技術を実用化した。Weil¹⁴⁾は燃料棒から処理できないハードウェアを取り除き、燃料棒束を短い長さに剪断するための高出力9 kW連続波(cw) CO₂レーザー切断システムを提案した。レーザーは、核燃料の解体に使用する貴重なツールであると結論付けた。その後、ORNLは同じレーザーシステムを使用して軽水炉燃料の脱被覆管技術を検討したが、その時点では、鋸引きと研磨が最良の選択肢とされた¹⁵⁾。

2.1 廃止措置におけるレーザー利用に関する文献調査

現在、レーザービームは廃止措置の分野で多種多様な用途があり、田村らは、100 mmまでの厚さの鋼板¹⁶⁾及び300 mmまでの厚さの鋼板¹⁷⁾のレーザー切断条件を検討した。さらに、鋼板の切断のためのレーザー技術の開発を目的とした30 kWファイバーレーザーを使用した廃炉研究を行った¹⁸⁾。Lopezら^{19), 20)}は、厚さ70 mmまでの材料のレーザー切断を示し、廃棄物を最小限に抑える適切パラメーターによる切断手順最適化の指針を作成した。HiltonとKhan²¹⁾は、直接廃止措置

用に小型化を目的とした水中レーザー切断とレーザーくり抜き切断の組み合わせを示した。Shinら²²⁾は、解体作業の厚鋼切断用の新しい切断ヘッドを開発し、6 kWファイバーレーザーシステムを適用して60 mm厚さのステンレス鋼板を切断した。

フランスでは、CEAが率いるチームが、加圧空気で作動して汚染地域への水の分散を回避する遠隔操作ロボットに取り付けた高出力8 kW cw Nd:YAGレーザーツールの開発に成功した^{23), 24)}。このシステムは、マルクルのUP1 (フランス)の解体に適用された。また、原子力用途の厚い金属材料を切断するパルスレーザー光源の性能も研究された²⁵⁾。

廃止措置と解体の問題を解決するためのレーザーの使用に加えて、最近の研究では、東電福島第一原子力発電所の燃料デブリを処理するためのレーザービームの使用も検討されている。山田ら²⁶⁾は、燃料デブリと圧力容器内構造物を除去するための有望な技術として、ファイバーレーザー切断と破碎を評価した。Journeauら²⁷⁾は、溶融燃料に類似した物質を使用し、実験室条件下で現実的な非放射性的FCM代替物を使用したレーザー切断の包括的な試験を行った。レーザービーム切断試験は、8 kWディスクレーザー光源を使用して破片ブロックで行われ、150 mm/minの速度で約40 mmの切断深さを達成した。

さらに、レーザー切断中に放出されたエアロゾルは、フィルターとインパクターによって収集され、最終的に質量濃度、粒子サイズ分布、及び組成に関して分析された^{28), 29)}。レーザー切断技術はFCMとコリウム切断の大きな可能性があること結論付けられ、複雑な形状を切断する高い柔軟性持ち、エアロゾル濃度を最低限に抑え、有害な廃棄物を放出しない³⁰⁾。

2.2 切断中のレーザーによるエネルギー出力の推定

レーザービーム切断は、レーザービームによる切断面に沿った材料の溶融と切断ガスによる溶融材料の吹き飛ばしに依存する熱切断技術である。その結果、切断プロセスのエネルギー要件は、溶融を引き起こすために処理される材料のエンタル

ピー変化に関連している。固体の熱量状態方程式を適用すると、単位体積あたりのエンタルピー変化 $\Delta h_{v,M}$ は次のようになる。

$$\Delta h_{v,M} = \rho \cdot \left[c_{p,m} \cdot (g_{m,p} - g_0) + \Delta h_{s/L} \right] \quad (1)$$

ここに、 ρ は材料の質量密度、 $c_{p,m}$ は融点 $g_{m,p}$ と環境温度 g_0 との温度差における平均比熱、 $\Delta h_{s/L}$ は融解潜熱である。したがって、平均カーフ幅を $w_{Cut,m}$ 、長さを l_{Cut} 、深さ又はシート厚さを t_{Sh} を切断するレーザービームのエネルギー E_M は次のようになる。

$$E_M = \Delta h_{v,M} \cdot w_{Cut,m} \cdot l_{Cut} \cdot t_{Sh} \quad (2)$$

連続プロセスとしての切断を考えると、切断速度 v_{Cut} で長さ l_{Cut} を切断するのに必要な時間を導入するとパワーバランスは次のようになる。

$$P_M = \frac{E_M}{t_{Cut}} = \Delta h_{v,M} \cdot w_{Cut,m} \cdot t_{Sh} \cdot v_{Cut} \quad (3)$$

これは切断カーフを作成するための理論上の出力であり、レーザービーム切断は、焦点の合ったレーザービームが小さなカーフを作成できることから利点が明確となる。ただし、他の実際のプロセスと同様に、切断手順中のエネルギー又は出力の損失を考慮する必要がある。溶融のエネルギー要件を提供し、損失を補償するために必要なレーザー出力 P_L は、以下のようになる。

$$P_L = \frac{P_M}{\eta_c} = \frac{\Delta h_{v,M} \cdot w_{Cut,m} \cdot t_{Sh} \cdot v_{Cut}}{\eta_c} \quad (4)$$

ここに、 η_c は切断効率である。上式を再配置すると、単位面積あたりの切断エネルギー e_L が得られる。

$$e_L = \frac{P_L}{t_{Sh} \cdot v_{Cut}} = \frac{\Delta h_{v,M} \cdot w_{Cut,m}}{\eta_c} \quad (5)$$

この関係を使用すると、適用可能なレーザー出力と達成可能な切断速度の実験的に決定可能なデータから、厚さ t_{Sh} の材料を切断して、切断効率 η_c と関連する出力損失 P_{Loss} の値は、一次出力損失 $P_{Loss,P}$ と二次出力損失 $P_{Loss,S}$ を区別して評価すると、次のように推定できる。

$$P_{\text{Loss}} = P_L \cdot (1 - \eta_C) = P_{\text{Loss,P}} + P_{\text{Loss,S}} \quad (6)$$

ここに、一次出力損失 $P_{\text{Loss,P}}$ は材料に無関係なレーザー放射の反射部分と透過部分に関連する損失で、二次出力損失 $P_{\text{Loss,S}}$ は母材への熱伝導と溶融材料の過熱によって発生する。これらの損失は、光学材料の性質、適用されるレーザー光源の波長、切り口のカーブ形状、切り取られる表面の切り口前面の傾斜及び環境条件に依存する。ただし、これらの主要な損失を推定、決定するために利用可能な理論的及び実験的アプローチがある^{31), 32), 33)}。

全体として、関連する材料等の熱的物理的性質を利用して、またFCMに類似した材料の実験室における切断試験は信頼性のあるこれらの材料切断の性能評価のために不可欠である。

2.3 ChNPPのFCM切断解決への方法

ChNPPのFCM切断には、対象材料の不均一組成、不規則な形状とサイズ等、多くの課題を満たす汎用性のあるツールを用意する必要がある。レーザー技術の一般的な利点は下記の通りである。

- 乾式技術：切断プロセスに水やその他の液体も不要
- 省力（無負荷）工具：レーザーとワークピースの間に機械的接触がない
- 摩耗のない工具：保護メガネの交換などメンテナンス要件が少なく、長寿命
- 柔軟で高精度のツール：レーザーにより、3

次元運動、任意の位置への接近、及び湾曲した切断カーブが可能

- 粉塵の形成と制御：他の乾式切断と比較して少ない
- 比エネルギーが低い：他の熱的方法と比較して、低エネルギー入力
- 遠隔操作が可能：レーザーヘッドのみが切断部の至近距離にある

さらに、レーザービームは、動的ビーム成形技術の使用に拡張できる。材料処理プロセス中の横方向又は縦方向の空間高周波ビーム振動に依存し、エネルギー蓄積と切断プロセスの固有の特性の高度な制御が可能である^{34), 35), 36)}。Fig. 6は、試験の構成（左図）とカーブの形状とサイズ及び切り口の品質（右図）を制御するための発振技術の可能性を模式的に示す。

モニタリングアプローチと組み合わせると、FCMの断片化に最適な加工処理体系が可能となる。先端（エッジ）の品質は通常、最先端の解体又は断片化のアプローチでは重要な要素とは見なされないが、達成可能なプロセスの成果、切断カーブの形状、エッジの外観は、最大限の切削効率を備えた信頼性の高い堅牢なレーザー切断プロセスの鍵である。すなわち、このプロセス開発は、放射性廃棄物を最小限に抑え性能を最適化し、潜在的に危険な二次的放出の抑制が期待される。

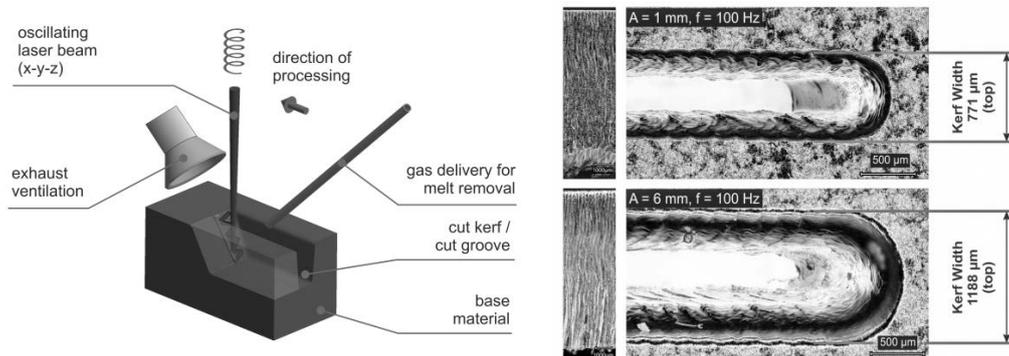


Fig. 6 Schematic illustration of the experimental setup for a laser cutting/grooving process (left) and experimental results of laser cutting with cut kerf control by longitudinal oscillation of the focal layer position (right)
(Parameter: laser power = 4 kW, cutting speed = 1.3 m/min, material = stainless steel AISI 304, sheet thickness = 10 mm)

3. ChNPP発電所の解体の鍵となるレーザー切断の研究開発計画

最先端の固体レーザーは、コリウム、FCM及び核分裂性物質の断片化の最適な熱切断工法である。しかし、4号機のような特定の環境下での適用は、個々の特殊な課題に対処する必要がある。4号機の放射性インベントリは、種々の形の核分裂性物質で構成され、破損した燃料要素、FCMの塊、汚染建物の破片の下に混合し、埋没し、部分的に高度に汚染した原子力機器・設備である。これらの構造物はすべてNSCの決められた作業環境下において上部から下へと撤去する必要がある。

NSCに既に設置されているインフラ基盤を使用して、汚染された建物の破片や破損した部分的に非常に広く汚染された機器・設備を、その後の除染や処理のために撤去しても、FCM又は他の高度に汚染された構造物、困難な形状の構造・強度に対しては十分ではない。このためには、「現場切断」が安全回収の前提条件であり、他の回収用部材の安全な取扱いと処理最適化を並行して進めるべきである。

示されたレーザーの特性と利点及び他のサイトでの成功経験に基づき、最先端の遠隔操作型固体レーザー (Fig. 7) は、高線量率で高放射性物質のその場切断が可能である。4号機の非常に特殊な形態を考えると、レーザーは、主要なツールとしてNSCの下で、機器・建物の安全解体とFCM

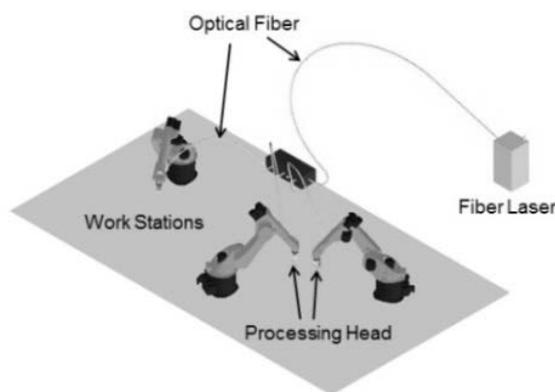
の断片化に役立つ¹³⁾。

この作業を実行するための作業環境は、破壊した原子炉構造物上でNSCを稼働させることによって決められる。最先端の適応レーザー技術は、汚染された頑強で大型機器・構造物の断片化と仕分けを伴う安全な解体の主要な技術として寄与できる。

例外的な環境下で、未解決の作業を行うための新しい技術の実施は、サイト所有者、技術専門家、安全の専門家、規制の専門家及び資金提供者の間の協力行動を要する課題である。このプロジェクトは、作業環境と安全要件の明確化から始まり、次に、断片化される問題のある対象物の特性化が続く。データ収集と共通基盤の統合の第1段階は現在進行中であるが、コロナウイルス禍による制限のため、作業が遅れており、2021年の前半に終了する予定である。

この技術の採用が決まると、レーザーの安全性、有効性、効率に関する実行可能性と利点の予備分析、及び4号機の課題 (ダスト管理、リモート操作、切断手順、性能など) への安全な適用の確認が行われ、次のステップで実行される。この段階で、資金調達の準備をすることになる。準備中の段階は、以下のようなタスクである。

- 最先端のレーザー光源と供給者の選択と試験
- 効果的かつ効率的な切断と除去戦略と基本プロセス開発
- 予備的なプロセスのシミュレーションと最適化



Schematic of Beam Delivery

Fig. 7 Principle of remote-operated laser cutting

- プロセスの監視及び制御機能
- 加工ヘッドとハンドリングシステムの開発
- 実験室規模の条件下での試験
- NSC環境で十分かつ簡単に制御できることを確認するための、断片化プロセス中に形成されたダストとエアロゾルの特性評価
- 研究プログラムの次のステップのための包括的な説明の統合
- 主要な利害関係者（サイト運営者、所管官庁、潜在的な研究プログラムスポンサー）との協議

研究プログラムの次のステップには、暫定的に以下のステップが含まれる。

- 準備作業に基づきシステムを構成する技術的要件と安全要件の定義
- コールドでの予備モックアップ試験（部品、小規模）
- ドイツのフラウンホーファー研究所IWSにおける最初のコールド試験（Fig. 8）
- ウクライナでの実用化システムへのスケールアップと設置（サイトの内部又は近く）
- 試験及びトレーニング用のモックアップ（大規模、実物大）
- 計画された状況のシミュレーション（検索、保守、修理）
- 計画外の状況のシミュレーションとそれらの管理
- 包括的なフィールドデモンストレーター（パイロット試験）

- 実現可能性を確認する現場試験（NSC環境で）
- デモンストレーターとしてのパイロット検索試験（アクセス可能なエリアで）
- 包括的な検索アプローチでの結果の統合
- ChNPP又は他のプロジェクトでの他の課題に対する調査結果の使用の拡大

おわりに

大量のFCMがオブジェクトシェルターに存在し、NSCの下に閉じ込められている。NSCの施設基盤を使用して上からシェルターの対象物を解体する際に、蓄積したこの物質に接近できるようになる。ウラン酸化物に含有するこれらの物質と劣化が時間の経過とともにダストに変わり、それらは健康に害を与えることを示す。

既存の経験に基づいて、遠隔操作で制御できる固体レーザーは、FCMをブロックに断片化し、安全に回収できるようにするための最適なツールとして特定された。フラウンホーファー研究所IWS、プレジャディス(株)、ウクライナの原子力発電安全問題研究所によって開始したR&Dプログラムの目的は、15年以内に解決策を開発することである。このプログラムは、最初の段階であるドイツのフラウンホーファー研究所IWSでの開発と試験、それに続くウクライナでのレーザーツールの実証で構成される。原子力発電所安全問題研究所での包括的な試験の後、オブジェクトシェルター内のFCMを含む接近可能な部屋でパイロット試験を実施する予定である。



Fig. 8 Central laboratory space with different laser units at Fraunhofer IWS Dresden [Source: IWS]

参考文献

- 1) Borovoy A. A., Velihov E. P., “Experience of Chernobyl, Part 1,” Moscow, 2012 (in Russian).
- 2) Dr Norbert Molitor, Zoran Drace, Cécile Javelle, Plejades GmbH, “Achievements and Remaining Challenges for the Conversion of Chornobyl NPP Unit 4 into Ecologically Safe Conditions,” in Publication 30 anniversary ChNPP Accident (in Russian), 140-159.
- 3) “Information on the amount of nuclear fuel at the 4th Chernobyl NPP unit at the time of the accident,” approved by the chief engineer of the Chernobyl NPP on January 30, 1996.
- 4) Pazukhin E. M., “Lava-like fuel-containing masses of the 4th block of the Chernobyl NPP: topography, physicochemical properties. formation scenario,” Radiochemistry. - 1994. T. 36, no. 2. 97-142 (in Russian).
- 5) Bogatov S. A., Borovoy A. A., Gavrilov. S. L., Lagunencko A. S., et al., “Database on the location and condition of nuclear fuel of the 4th power unit of the ChNPP before and after the accident,” Project No. 2916, “Development of a Model of Nuclear Fuel Behavior During the Active Stage of an Accident,” Moscow, 2007, 147 p.- (Prep. / RRC “Kurchatov Institute,” No. 130-11 / 2) (in Russian).
- 6) R. V. Arutyunyan, L. A. Bolshov, A. A. Borovoi, E. P. Velikhov, A. A. Klyuchnikov, “Nuclear fuel in the «Shelter» encasement of the Chernobyl NPP,” Nauka, 2010. — 240 p. : ill. — ISBN 978-5-02-037465-2 (bound).
- 7) Study of the influence of changes in the properties of fuel-containing materials of the Shelter on its nuclear, radiation and radioecological safety. T. 1 “Analysis of the processes of formation and behavior of lava-shaped fuel-containing materials in the Chernobyl accident” : (Research Report (Final)) / ISP NPP NAS of Ukraine. - Arch. No. 4003. - Chernobyl, 2011. - 124 pp. (in Russian).
- 8) Zhidkov, A. V., “Fuel-containing materials of ‘Shelter’ object today: actual physical properties and facilities for their state prognosis creation,” in Technical Report INIS-UA-066, in Problems of Chornobyl – Issue 7 (2001), 18 pp out of 263 <https://www.osti.gov/etdeweb/servlets/purl/20169518#page=26> NATIONAL ACADEMY OF SCIENCES OF UKRAINE INTERDISCIPLINARY SCIENTIFIC AND TECHNICAL CENTRE «SHELTER» (2001)
- 9) B. Burakov, V. G. Khlopin Radium Institute, St. Petersburg, Russia, “Actinide behaviour during severe nuclear accident Chernobyl study of Chernobyl “lava” , corium and hot particles: experience of V. G. Khlopin Radium Institute (KRI),” 58 pages, (2013).
- 10) S. V. Gabelkov, A. V. Nosovsky, V. N. Sheherbin (2016), “Degradation model for microstructure of lava-like fuel containing materials of “Ukryttya” object,” 10 pp, <http://dspace.nbuv.gov.ua/handle/123456789/127769>
- 11) SSE ChNPP, equipment dismantling project. Available, online: <https://chnpp.gov.ua/en/184-projects/current-projects/591-project-qequipment-dismantlingq591>
- 12) HOLTEC, HOLTEC International, FINAL CONFIRMATORY FUNCTIONAL TESTING OF CHERNOBYL’ S USED FUEL STORAGE FACILITY BEGINS TODAY WITH HANDOVER TO THE OWNER EXPECTED THIS SUMMER; With link to video showing the process: “Process of SNF transportation from the existing storage facility into ISF-2,” <https://youtu.be/GYR3GmkRZV0>
- 13) A. Wetzig, P. Herwig, A. Mahrle, N. Molitor, V. Krasnov, “Laser cutting – An option for segregation of corium and lava type FCM,” International Conference on Nuclear Decommissioning and Environment Recovery (INUDECO), 27-29 April 2020, Slavutych – Chornobyl, Ukraine.
- 14) B. S. Weil, “A laser cutting system for nuclear fuel disassembly,” Proc. of the Int. Con-

- gress on Applications of Lasers and Electro-Optics,” ICALEO 1985, San Francisco (CA, USA), November 11-14 (1985).
- 15) W. D. Bond, J. C. Mailen, G. E. Michaels, “Evaluation of methods for decladding LWR fuel for a pyroprocessing-based reprocessing plant,” Report, Oak Ridge national Laboratory (TN, USA), report no. ORNL/TM-12104 (1992).
 - 16) K. Tamura, R. Yamagishi, “Laser cutting conditions for steel plates having a thickness of more than 100 mm using a 30 kW fiber laser for nuclear decommissioning,” *Mechanical Engineering Journal*, Vol. 3, No. 3 (9 pp) (2016).
 - 17) K. Tamura, R. Ishigami, R. Yamagishi, “Laser cutting of thick steel plates and simulated components using a 30 kW fiber laser,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 53, No. 6, 916-920 (2016).
 - 18) K. Tamura, S. Toyama, “Laser cutting performances for thick steel specimens studied by m 8 olten metal removal conditions,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 54, No. 9, 1011-1017 (2017).
 - 19) A. B. Lopez, “Laser cutting in decommissioning of Nuclear Power Stations,” MS thesis, Técnico Lisboa, May 2015 (106 pp) (2015).
 - 20) A. B. Lopez, E. Assunção, L. Quintino, J. Blackburn, A. Khan, “High-power fiber laser cutting parameter optimization for nuclear decommissioning,” *Nuclear Engineering and Technology*, 49, 865-870 (2017).
 - 21) P. Hilton, A. Khan, “New developments in laser cutting for nuclear decommissioning,” *Proc. of the Nuclear Waste Management Conference, WM2014*, March 2 -6, Phoenix, Arizona, USA, Paper 14045 (15pp) (2014).
 - 22) J. S. Shin, S. Y. Oh, H. Park, C. Chung, S. Seon, T. Kim, L. Lee, B. Choi, J. Moon, “High-speed fiber laser cutting of thick stainless steel for dismantling tasks,” *Optics and Laser Technology*, 94, 244-247 (2017).
 - 23) J. P. Alfillé, D. de Prunele, G. Pilot, J. Schildknecht, J. Raoux, P. Frederick, V. S. Ramaswami, P. Muy, “Application des procédés lasers CO 2 et YAG à la découpe dans l’air et sous eau de structures métalliques – Étude expérimentale et analyse comparative,” *Rapport Final (in French)*, Rapport No. EUR 16854 FR (72 pp) (1996).
 - 24) C. Chagnot, G. de Dinechin, G. Canneau, “Cutting performances with new industrial continuous wave Nd:YAG high power lasers for dismantling of former nuclear workshops – the performances of recently introduced high power continuous wave Nd:YAG lasers are assessed,” *Nuclear Engineering and Design*, 240, 2604-2613 (2010).
 - 25) J. P. Alfillé, G. Pilot, D. de Prunelé, “New pulsed YAG laser performances in cutting thick metallic materials for nuclear applications,” *Proc. of SPIE, High-Power Lasers: Applications and Emerging Applications*, Besancon (France). September 23, 1996.
 - 26) T. Yamada, T. Hanari, T. Takebe, Y. Matsunaga, N. P. Long, T. Muramatsu, “Evaluation of fibre laser cutting and crushing applied to the removal technology of fuel debris and in-vessel structures,” *Proc. ICALEO 2014*, Paper 103, 303-307 (2014).
 - 27) C. Journeau, J. Monerris, B. Tormos, L. Brissonneau, E. Excoffier, V. Testud, C. Chagnot, D. Roulet, “Fabricating Fukushima Daiichi in-vessel and ex-vessel fuel debris simulants for the development and qualification of laser cutting technique,” *Proc. of the 8 th European Review Meeting on Severe Accident research, ERMSAR-2017m* May 2017, Varsovie (Poland) (2017).
 - 28) E. Porcheron, S. Peilon, T. Gelain, C. Chagnot, C. Journeau, D. Roulet, “Analysis of aerosol emission and dispersion during the laser cutting of Fukushima fuel debris simulants,” *Proc. of the 26th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE26*, London (UK), July 22-26, 2018.

- 29) C. Journeau, J. Zanini, E. Excoffier, V. Testud, E. Brackx, C. Chagnot, I. Doyen, E. Porcheron, D. Roulet, "Aerosols released during the laser cutting of a Fukushima Daiichi debris simulant," Proc. of the 9th European Review Meeting on Severe Accident Research, *ERMSAR 2019*, Prague (Czech Republic), March 2019.
- 30) C. Georges, D. Roulet, C. Chagnot, C. Journeau, G. Canneau, S. Blanchard, E. Porcheron, "Benefits from developments in the field of decommissioning for Fukushima Daiichi fuel debris retrieval: Remote-controlled laser cutting process," Proc. of the Nuclear Waste Management Conference, WM2017, March 5-9, 2017, Phoenix, Arizona, USA.
- 31) A. Mahrle, E. Beyer, "Theoretical estimation of achievable travel rates in inert-gas fusion cutting with fibre and CO₂ lasers," Proc. of the Fifth Int. WLT-Conference on Lasers in Manufacturing, *LIM 2009*, Munich (Germany), June 2009.
- 32) A. Mahrle, E. Beyer, "Theoretical aspects of fibre laser cutting," *Journal of Physics D: Applied Physics*, 42 (2009), Paper 175507 (9 pp).
- 33) L. D. Scintilla, L. Tricarico, A. Wetzig, A. Mahrle, E. Beyer, "Primary losses in disk and CO₂ laser beam inert gas fusion cutting," *Journal of Materials Processing Technology*, 211, 2050-2061 (2011).
- 34) C. Goppold, T. Pinder, P. Herwig, A. Mahrle, A. Wetzig, E. Beyer, "Beam oscillation - periodic modification of the geometrical beam properties," Proc. of the Lasers in manufacturing Conference 2015, Munich ICM (Germany), June 22-25, 2015.
- 35) A. Wetzig, L. D. Scintilla, C. Goppold, R. Baumann, P. Herwig, A. Mahrle, A. Fürst, J. Hauptmann, E. Beyer, "New progress in laser cutting," *Lasers in Engineering*, Vol. 35, 75-100 (2016).
- 36) A. Wetzig, P. Herwig, M. Borkmann, C. Goppold, A. Mahrle, C. Leyens, "Fast beam oscillations improve laser cutting of thick materials," *PhotonicsViews*, Vol. 13, Issue 3, 26-31 (2020).

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績
第4回 英国の主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴

宮坂 靖彦*、澁谷 進*、榎戸 裕二*

*Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of
Nuclear Power Plants in Overseas*
*(4) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning
in the United Kingdom (UK)*

Yasuhiko MIYASAKA*, Susumu SHIBUYA* and Yuji ENOKIDO*

「諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績」を紹介する本報では、第1回米国、第2回ドイツ、第3回フランスに続き、英国に焦点を合わせる。英国では、パイロットプラントを含め発電炉は45基建設され、現在、AGR型14基及びPWR型1基を運転中である。最新鋭の欧州加圧型炉2基がヒンクリーポイントCサイトで建設中である。一方、閉鎖された発電炉は、30基あり廃止措置が進められている。ガス冷却炉（GCR）の廃止措置では、安全貯蔵方式が例外なく採用されすでに約80年間の安全貯蔵が開始された。本報では、複数のGCR、AGRのパイロットランプであるWAGR、重水減速軽水冷却炉（SGHWR）及び高速増殖炉（PFR）の各発電炉の廃止措置プロジェクトの概要を紹介するとともに、英国の原子力政策、廃止措置政策、廃棄物管理政策等について述べる。

In this report introducing “the decommissioning strategy and performance of power generation reactors in overseas,” we will focus on the United Kingdom (UK) as the 4th article, following the first of the US, the second of Germany and the third of France. In the UK, 45 units including pilot nuclear power reactors have been constructed so far, currently operating 14 advanced gas reactors (AGRs) and 1 PWR. Two state-of-the-art European pressurized reactors manufactured by Areva of France are under construction at Hinckley Point C site. On the other hand, there are 30 power reactors closed by 2015, and the activities of decommissioning are continued systematically. The decommissioning of Gas-Cooled Reactors (GCR) is working on decommissioning measures based on the principle of long-term safe storage of the reactor itself. This report outlines the decommissioning project of GCR, Windscale Advanced Gas-cooled Reactor (WAGR), Steam-Generating Heavy Water Reactor (SGHWR) and Prototype Fast Reactors (PFR), including an overview of laws and regulations related to decommissioning. This report also describes the UK policies for nuclear energy, decommissioning and waste management.

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

1. はじめに

英国では、2020年1月現在、AGR型14基及びPWR型軽水炉1基が運転し、原子力発電が総発電量の約18%を占めている。新型炉の建設は、ヒンクレーポイントCサイトで行われている旧アレバ社の欧州加圧水型炉 (UK EPR : 163万kWe) C-1号機が2018年12月に、C-2号機が2019年12月に着工した。電源構成は、最近の情報によると、ベストミックスを維持するため原子力発電の重要性が認識され、再生エネルギーと原子力発電を推進し、石炭火力発電を2025年までに終了する。

一方、閉鎖された発電炉は30基あり、廃止措置の活動が計画的に続けられている。また、運転中の改良型ガス冷却炉 (AGR) の14基は、2023年以降、順次に閉鎖することが検討されている。

本報の第2章では、廃止措置規制に関わる法規制、戦略、放射性廃棄物対策等について最近の動向を含めて述べる。第3章では、ガス冷却炉 (GCR)、実証炉である改良型ガス冷却炉 (WAGR)、重水減速水冷却炉 (SGHWR)、高速増殖炉 (PBR) 等の代表的な廃炉プロジェクトの概要を紹介する。これらの廃止措置では、GCRの安全貯蔵準備、WAGRの原子炉容器までの解体撤去、PBRでのナトリウム処理などの貴重な経験している。最後に、英国の廃止措置規制、代表的な廃炉プロジェクトの実施経験・計画からの知見を参考に、我が国の廃炉戦略等に対する提言を述べる。

2. 廃止措置規制、NDAの役割、廃止措置戦略等の概況

2.1 廃止措置に係る関連規制の概要

英国では、世界に先駆け民生用の原子炉を実用化した国であり、閉鎖した発電炉が多くあることから廃止措置が非常に重視されている。廃止措置に関する政府の方針は、英国政府と委任され発行した2004年の声明及び2004年エネルギー法に重要なポイントを示している。総合的な廃止措置戦略の構築及び廃止措置の合理化の観点から、2004年のエネルギー法に基づき、原子力廃止措置機構 (NDA) が2005年4月に設立された。その後、「2008年エネルギー法」の改定、「2008年原子力白書」に基づき、原子力政策の在り方、規制の整備等が進

められている。原子力規制制は、2011年4月から保健安全執行部 (HSE) の原子力局等から原子力規制局 (ONR) という新規組織に移された。ONRは、効率性、独立性及び透明性を高める目的で発足し、原子力事業者への認可の発効、許可取得者の法律遵守の検査等を実施している。

原子力施設の安全規制に関する法令の体系は、上位法令として労働安全衛生法、原子力施設法 (NIA65法)、環境法がある。下位法令には、電離放射線規則、原子炉規則等がある。廃止措置段階における直接的な規制は、NIA65法の4条に基づく「原子力サイトの許可条件」のLC35「廃止措置」に定めている。また、廃止措置は、環境影響評価を規則 (EIADR99) に基づき審査され、許可される。これらの規制の対応には、原子力施設安全評価原則 (SAPs) に基づく廃止措置技術評価ガイド (TAGガイド : NS-TAST-GD-026)、廃止措置安全技術検査ガイド (LC35ガイド) 等が準備されている^{1), 2), 3), 4)}。

(1) TAGガイド

このガイドは、ONR検査官に、SAPs原則、EIADR99等に基づき、廃止措置に関する規制上の判断を助言及び通知するためのガイダンスを提供している。検査官は、各種のTAGガイドシリーズ①放射線防護、②有害廃棄物の低減対策、③記録と知見情報の管理、④訓練計画、⑤契約者の技術・管理能力、⑥スタッフレベル・組織管理能力、⑦安全性説明書、⑧放射性廃棄物の管理等を考慮して判断し、また、検査官へのアドバイスとして、廃止措置中の責任、組織構造、請負業者の配置、廃止措置戦略の選択、放射性廃棄物の管理等の事項について定めている²⁾。

(2) LC35ガイド

このガイドは、TAGガイドを補足し、設置者がLC35「廃止措置」で定めた条件の要件を満たしているか、検査官にガイダンスを提供し、検査への一貫したアプローチを促進することにある。このガイドは、①廃止措置中に合理的に実行可能な限り労働者と公衆に対するリスクの軽減、②廃止措置戦略に一貫性があるプログラムに関する規制当局の承認、④安全性を理由に基づくONRの指示による廃止措置の中止、⑤ONRの同意なしの再開の禁止等について定めている³⁾。

(3) GCRの廃止措置、燃料撤去及び廃棄物 (DFW) 規制

NDAは、GCRの検査計画、年次レビュー、長期間の安全貯蔵 (Care & Maintenance : C&M) 段階に入る基準等を2016年に見直し、改訂された。燃料撤去及び廃止措置と修復サイトに係る検査は、例えば、立ち入り検査を年間10回から4～6回に減らし、毎回3～4日となった。また、C&M段階での立ち入り検査は、3.3節で述べるブラッドウェルの場合、年1回と数回の遵守検査に限定される⁴⁾。

(4) 原子力施設の規制解除

ONRは、原子力認可サイトの免許に関する規制上の判断の根拠をNIA65法に基づき政策報告書とガイダンスを公開している。その要点は、以下のとおりである^{1), 5), 6)}。

- ①規制解除と許可取得者の責任期間の終了
NIA65法の条件では、ONRがライセンシーに書面で確認し、ONRがサイトに残っている記事からの放射線を電離することによる「危険性がない」ことを確認するまで、原子力認可サイトの規制解除することはできない。
- ②サイトでの認可可能な活動の終了後、除染とクリーンアップの後、サイトに残っている放射線障害による許容可能なレベルの残留リスクは、広く受け入れられるよう合理的に実行可能な限り低くする (ALARP)。
- ③サイト内にあるあらゆる物質からの電離放射線による危険が存在しなくなったという見解をONRが表明しない限り責任期間は終了しない。即ち、 10^{-6} /年の個人の死の付加的なリスクに相当し、広く社会に許容される。
- ④サイト全体の規制解除 — 検査と評価の方法 —
許可取得者は、安全性説明書により規制当局に申請し、許可取得者が実施した対象区域内における放射能レベルの評価方法の詳細及びその結果を示さなければならない。原子力サイト許可を取り消す前に、ONR、環境関連機関等と協議すること。
- ⑤部分規制解除は、NIA65法第3章 (6) により、許可取得者が部分規制解除する場合にONRが要求する項目により、ONRが許可変更を認める条件を示している。

2.2 NDAの役割等

NDAの役割は、総合戦略の構築にあり、主にBNFL、英国原子力公社 (UKAEA) 等の原子力施設の廃止措置に対して総合的に責任を持ち、規制当局との調整を含め、安全なクリーンアップ、債務保証及び効率的なコスト管理を推進する組織で省庁から独立した公的機関と位置付けられている。NDAは、イングランド (12か所)、ウェールズ (2か所)、スコットランド (3か所) の17か所の民間原子力遺産 (原子力発電所サイト、廃棄物処分センター等) を所有している。NDAは、廃止措置に関わるサイト母体組織 (PBO) であるEnergy Solutions EU 社と契約している。廃止措置等の運営は、PBO所有のサイトライセンス会社 (SLCs) である4社、マグノックス (Magnox) 社、セラフィールド (Sellafield) 社、ドーンレイ・サイト・レストレーション (DSRL) 社及び低レベル廃棄物管理 (LLWR) 社が担っている。SLCsは、認可された原子力施設のライセンスを保持し、関連する環境機関によって発行された他の許可又は認可に関わり原子力施設を運営し、関連組織全体で約16,000人の強力な原子力労働者等を雇用している。また、NDAは、SLCs の4社に直接資金を提供している¹⁾。

2.3 廃止措置戦略

英国の各原子力事業者は、各サイトの廃止措置戦略と計画を作成及び維持する責任がある。廃止措置戦略の策定には、関係する地方自治体や国民、国家機関を含む利害関係者の意見を考慮し、労働者と公共の安全、環境、技術 (適切な技術と知識基盤へのアクセス・維持、積極的技術開発・研究開発の実施)、経済的要因などの関連要因を検討し、透明な方法で客観的に示す必要がある。事業者には、戦略を定期的に見直して最新の状態を維持し、廃止措置アプローチに関する最新の考え方を反映し、状況の重大な変化に対応することを求めている。エネルギー法 (2004) は、NDAに廃止措置戦略を5年ごとに見直し、公開することを要求している。第3回目のNDAの総合戦略は、①使用済燃料 (SF) の安全かつ費用効果の高いライフサイクル管理、②核物質の在庫を安全、確実、費用対効果の高いライフサイクル管理、③廃

棄物が現在と将来の人々と環境を保護する方法で管理、④サイトの廃止と修復について、2016年に発表している。NDAの指定サイトは、廃止措置と修復を確実に実施し、計画的に次の再利用のために解放する方針である¹⁾。

2.4 放射性廃棄物対策等

英国の放射性廃棄物対策戦略の中心は、廃棄物階層の適用、既存のLLW管理施設の最適な使用及び新しい廃棄物管理ルートの開発である。

(1) 放射性廃棄物の分類

英国では、放射性廃棄物を発熱能力と活動量に応じて、次の広範なカテゴリに分類されている¹⁾。

- 高レベル廃棄物 (HLW)：放射能の結果として大幅に温度上昇する可能性がある廃棄物
- 中レベル廃棄物 (ILW)：放射能レベルが低レベル廃棄物 (LLW) の上限を超える廃棄物
- 低レベル廃棄物 (LLW)：放射能含有量 α で 4 GBq/t 、 β/γ で 12 GBq/t を超えない
- 超低レベル廃棄物 (VLLW)：

- ・少量VLLW：規制免除令 (SoLA) 等を参考に一般廃棄物処分
- ・大量VLLW：環境規制当局が指定した方法での処分 (例えば、最大濃度 4 MBq/t)

(2) LLWの処分施設

英国のLLWの処分施設は、唯一の施設をLLWR社が運営している。廃棄体には、金属製のISOコンテナが用いている。コンテナにグラウトを充填することによりコンテナ内の空隙が最小限に抑えられる。コンテナは、コンクリートで裏打ちされたボルト (Vault) に配置される。英国のLLW量は、2016年4月1日時点で全土に蓄積された未処分の量が約 3 万 m^3 である。この大部分は、リサイクル又は廃棄のいずれかを待っている一時的な保管場所にある。これらの廃棄物は、LLWR社のボルト9での将来の処分を待って保管されるか、専門プロバイダーによる処理を受ける場合がある。LLWR社は、2016年7月、カンブリア郡議会から3番目のボルトを拡張に沿う2つの新しいボルトの開発に同意された。また、既存のボルトと新しいボルトの最終的な覆い及び7つの埋め立て式のトレンチも許可された。建設中のボルト9をFig. 1に示す。

ドーンレイサイトでは、LLWを2015年4月、ISOコンテナを用い受け入れる新しいLLW処分施設で埋設が開始されている。DSRL社が運営するドーンレイの処分施設をFig. 2に示す¹⁾。



Fig. 1 Construction of Vault 9 at LLWR



Fig. 2 Dounreay LLW disposal facility

3. 廃炉プロジェクト

3.1 概況

第一世代のGCRは、11サイトの26基であり、1989年から2015年の間に閉鎖した。Magnox社は、GCRの廃止措置戦略の選択に放射能レベルの高い大量の黒鉛ブロックがあるため、原子炉本体を安全貯蔵するC&M方式を採用する方針で、次の3段階に区分して計画している^{1), 7), 8)}。

第1段階：安全貯蔵の準備 (Care & Maintenance Preparation : C&MP)

第2段階：安全貯蔵 (C&M)

第3段階：最終的な原子炉本体の解体とサイト

のクリアランス (Final Site Clearance : FSC)
GCRのサイトは、すでにブラドウェルが2018年12月に第2段階に入り、パークレー及びチャペルクロスが2023年までに、他のサイトも2028年までに第2段階に入りするよう計画されている。第3段階での原子炉本体の解体撤去の時期は、作業者の許容被ばくを2 mSv/年と仮定すると、高価

な遠隔装置を使用しなくても炉心部の解体ができるよう約80年経過すると約40時間/週で最適であると評価し、また、放射性廃棄物発生量の低減が期待される⁹⁾。

各原子力発電所の廃止措置の概要をTable 1に示す^{1), 7), 9)}。

Table 1 Summary of decommissioning projects in the UK

発電所名		炉型	電気出力 (万kW)	運転期間	廃止措置方式	停止理由	現状・計画 (C&M-解体-サイト解放)
パークレー	1	GCR	16	1962.06-1984.03	安全貯蔵	経済性	安全貯蔵準備中 (2023 - 2070 - 2079)
	2	GCR	16	1962.10-1984.03	〃	〃	
ブラドウェル	1	GCR	12.9	1962.06-2002.03	〃	使命達成	安全貯蔵完了 (2018 - 2083 - 2092)
	2	GCR	12.9	1962.11-2002.03	〃	〃	
コールダーホール	1	GCR	6	1956.08-2003.03	〃	〃	安全貯蔵準備中 (認可寿命50年を短縮)
	2	GCR	6	1957.02-2001.09	〃	〃	
	3	GCR	6	1958.03-2001.09	〃	〃	
	4	GCR	6	1959.04-2001.10	〃	〃	
ハンターストン	A-1	GCR	16.9	1964.05-1990.04	〃	〃	安全貯蔵準備中 (2024 - 2071 - 2080)
	A-2	GCR	16.9	1964.09-1990.04	〃	〃	
ヒンクレーポイント	A 1	GCR	32.1	1965.04-2000.05	〃	〃	安全貯蔵準備中 (2027 - 2081 - 2090)
	A 2	GCR	32.1	1965.05-2000.05	〃	〃	
トロースフィニッド	1	GCR	23.5	1965.02-1993.07	〃	〃	安全貯蔵準備中 (2029 - 2074 - 2083)
	2	GCR	23.5	1965.03-1993.07	〃	〃	
サイズウェル	A-1	GCR	25	1966.01-2006.12	〃	〃	安全貯蔵準備中 (2027 - 2088 - 2097)
	A-2	GCR	25.5	1966.03-2006.12	〃	〃	
ダンジネス	A-1	GCR	28.5	1965.09-2006.12	〃	〃	安全貯蔵準備中 (2025 - 2087 - 2097)
	A-2	GCR	28.5	1965.12-2006.12	〃	〃	
チャペルクロス	1	GCR	6	1959.02-2004.06	〃	〃	安全貯蔵準備中 (2023 - 2070 - 2079)
	2	GCR	6	1959.08-2004.06	〃	〃	
	3	GCR	6	1959.12-2004.06	〃	〃	
	4	GCR	6	1960.03-2004.06	〃	〃	
オールドベリー	1	GCR	23	1968.01-2012.02	〃	〃	安全貯蔵準備中 (2027 - 2092 - 2103)
	2	GCR	23	1968.01-2011.06	〃	〃	
ウィルファ	1	GCR	50	1971.11-2015.12	〃	〃	安全貯蔵準備中 (2026 - 2097 - 2105)
	2	GCR	50	1972.01-2012.04	〃	〃	
ウィンズケール	WAGR	AGR	3.6	1963.02-1981.04	即時解体	使命達成	・2011年RPV解体完了 ・監視管理
ウィンフリス (SGHWR)		SGHWR	10.2	1968.02-1990.10	安全貯蔵	開発中止	最終段階の解体を延期中
ドーンレイ	DFR	LMFBR	1.5	1963.07-1977.03	即時解体	使命達成	・2016年NaK処理完了 ・2025年解体完了予定
	PFR	LMFBR	25	1976.08-1994.03	即時解体	開発中止	・2015年Na処理完了 ・2028年解体完了予定

3.2 バークレー原子力発電所

(1) 概要

この原子力発電所は、ブリストル海峡に流れる英国最長のセバーン川東堤防沿いのグロスターシャー州のバークレー町にある英国最初の商用発電炉である。サイトには、2基のGCR (16.0万kWe/基)が建設され、1号機は1962年6月に、2号機は1962年10月に商業運転に入った。その後、GCRの設計寿命 (20~25年間) を超えて運転を継続する場合には、安全性評価 (LTSR) の実施が義務付けられた。評価の結果、運転延長を認める上で規制当局の要求条件は技術的に達成可能であったが、1984年に経済性を理由に閉鎖した。1992年までにSFを再処理のためにセラフィールドに搬出作業を終了した。廃止措置は、NDAの戦略に基づき、3段階に区分して計画されている。第1段階のC&MPは、主冷却系の解体を1993年から始まり、1995年にタービンホールのような構造

物が解体された。

熱交換器 (「ボイラー」ともいう) は、1996年、撤去中及び原子炉建屋の脇の地上に横置された。その外観写真をFig. 3に示す。その後、SF貯蔵プール (「ポンド」ともいう) 建屋の解体は、ポンド内壁の汚染部を40 mmから60 mm剥離する作業を含め、1994年から2001年4月にかけて実施された。本サイトは、2006年までに全面積の約40%の部分を解放している。中レベル放射性廃棄物 (ILW)である燃料要素デブリ等の回収、処理及びパッケージ化は、2016年6月に開始し、現在、継続中である。NDA、今後の計画について、C&M移行への許可の段取り、バークレー ILW管理プログラム及びC&M管理体制について、ONRとの合意に向けて進められており、2023年にC&Mに入り、約60年間後の2070年から解体撤去を開始、2079年までにサイト全体を解放する^{1), 7), 8), 10)}。



Fig. 3 Photos showing boiler lowering (left) and final example of one storage location¹¹⁾

(2) ボイラーのリサイクル

地上に横置きで保管されていたボイラーは、16基のうち15基を経済性等の観点 considering、リサイクルのためバークレーサイトからスウェーデンのスタズビック社に2012年末までに輸送し、処理された (Fig. 4)。ボイラーは、厚さ28.6 mm、直径5.3 m、全長21 m、総重量約300 tである。このボイラープロジェクトは、2012年に発足し、スタズビック社への輸送を2013年3月までに完了し、再利用のための放射性廃棄物の処理が短時間にスムーズに成し遂げられた。輸送中のボイラーの汚染密度は、外表面 0.4 Bq/cm^2 (α 線)、 4 Bq/cm^2 (β/γ 線) で制限値以下であった。また、ボイラー

の外表面の線量率は、 $8 \sim 50 \mu\text{Sv/h}$ であり、表面から1 mの高さで平均値 $1.3 \mu\text{Sv/h}$ 、最高値 $3.1 \mu\text{Sv/h}$ であった。スタズビック社での解体・処理は、解体後、鋼材ブラスト材による除染、溶融処理によるインゴット生産の順に実施された。各ボイラーの処理中の作業員の被ばく量は、約 8 mSv/人 (1.5か月) である。この解体による2次廃棄物は、約5%で溶融過程でのスラグ、切断やブラスト時の残留物、換気システムの塵であり、英国に返却された。なお、溶融インゴットはスタズビック社の所有物となり、再溶融されて鉄鋼業界に売却し、新たな鉄鋼製品として一般市場でリサイクルされる。生産されたインゴットは、全重

量の96%（最高値）で自由放出が可能となった。これは、ステークホルダー（顧客、投資家、規制当局、契約者等）間の継続した連携体制が早期に

構築できたことが重要であったと報告されている。なお、残りの1基は、サイト内で減容と放射性廃棄物が処理された¹¹⁾。



Fig. 4 Boiler load onto Self-Propelled trailer (left) and Boiler segmentation in Studsvik treatment facility (right)¹¹⁾

(3) 一部サイトの解放

規制解除に関する安全性説明書は、規制当局に提出・承認された。関連データの収集の前に汚染された箇所に応じたサイトの領域区分、サイト内計測方法、サンプリング計画等について規制当局と事前に合意した。解放条件は、放射性物質の規制免除令（SoLA）等の基準に基づき、また、平均的な自然バックグラウンドを超えない。測定サンプルは、換気ダクトや汚染の可能性のある区域などから採取され、0.4 Bq/gの基準値と比較された。その結果、2006年、サイト全体27 haの一部11 ha（40%）について、エネルギー・気象変動省（DECC）国務大臣の承認を得て、指定解除が達成された。一部サイト解放での教訓に、次のことを挙げている^{10), 12)}。

- ①複数の専門分野を持ち、柔軟なチームであること
- ②チームに経験及び専門性があること
- ③ステークホルダーグループとの適切なコミュニケーション

(4) ボールト内に保管中のILW等の回収、処理

ILWは、仮保管庫を構築後、廃棄物の回収、処理及びパッケージ化が進行中である。複雑な混合廃棄物（ILW）は、サイト内に4基の地下保管施設（ボールト）あり、運転段階で発生した燃

料要素デブリ（FED：約620 t）、放射性排水及びポンドの水処理プラントからのスラッジと樹脂及びその他の汚染物が下記の3基に蓄積されている。

- ・ボールト1：約270 tのFED及び855缶のイオン交換樹脂
- ・ボールト2：約350 t及び310缶のその他の汚染されたもの（MCI）
- ・ボールト3：約1,400のスラッジ缶と約5,000のMCI缶

すべてのILWになると予測しているが、革新的な回収技術と分離のキャンペーンにより、その一部を低レベル廃棄物及び超低レベル廃棄物として処分した。FEDを含む保管庫での回収及び処理機器の積極的な試運転が行われた。処理機器の設計は、2010年に始まり、機器の製造、設置、テストは2013年から実施された。ILWは、遮蔽ダクタイル鋳鉄コンテナ（DCIC）に収納され、パークレーサイトの間保管施設（ISF）に移される前に、調整施設で充填及び乾燥される。ボールト2からのILWの回収は、2016年6月に開始され、2017年現在、88 tのFEDが54体のDCICに回収され（Fig. 5）、乾式貯蔵施設が利用可能になるまでISF保管される¹⁾。

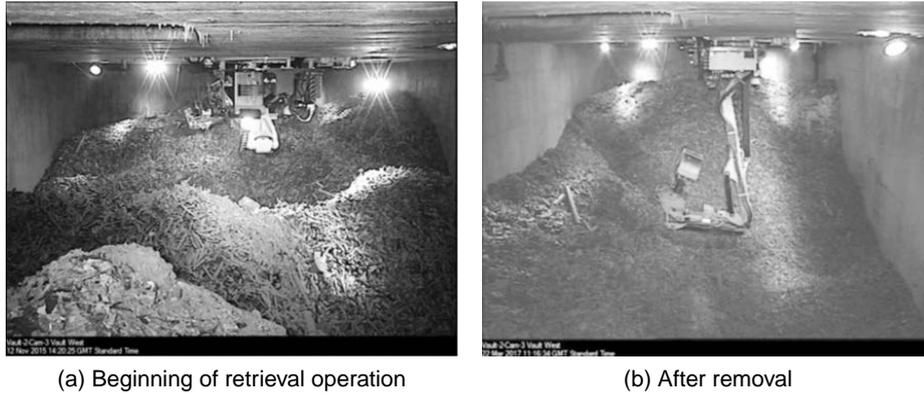


Fig. 5 Berkeley fuel element debris of vault 2¹⁾

3.3 ブラッドウェル原子力発電所

(1) 概要

この原子力発電所は、ロンドンの東北東 70 km の海岸の入江に、GCR (125 MWe/基) 2 基が建設され、1962年に運転開始、40年間運転後の2002年に恒久停止した。運転停止後、清浄化作業が行われ、2005年に炉心からの燃料取出し作業を完了した。Magnox 社は、廃止措置プロジェクトの計画概要を EIADR99 規則に基づき、提出し、2003年にHSE (現、ONR) から承認された。HSEは、5年以内にプロジェクトを開始、環境への影響を低減する等の準備など、5つの許可条件に基づき許可した。HSEは、2003年の申請内容を詳細化したサイト環境管理計画を、2014年2月に承認した。廃止措置プロジェクトは、第一段階のC&MP作業として2011年にタービンホール解体が行われた。2018年12月には英国で最初にC&Mに入った (Fig. 6)。同発電所は70~80年間のC&Mの貯蔵後解体撤去、敷地の規制解除を行う予定である^{13), 14), 15)}。

(2) C&Mの要件

ブラッドウェルサイトは、他のサイトに先行してC&MP活動を通して安全評価原則 (SAPs) の原則を示すこととなった。C&M受動的安全性の要件は、下記の方針を決めた^{15), 16), 17)}。

①能動的安全システムの極小化、②必要な検査、保全及び監視機能の極小化、③施設を安全に維持するための人的関与無し、③固体、液体、気体の環境への放出は極小化、④無許可の放出の回避、⑤非常時対応要求は極小化、⑥放射性廃棄物は容

器封入・遮蔽、⑦内部、外部構造物をFSCまでの約100年間程度形状を維持し安全を確保。

さらに、ブラッドウェルではC&Mに入る状態 (形態) として、C&M安全審査書の中で以下のことが記述されている。

- ① 2つの原子炉建屋：構造物で囲う
- ② 中レベル廃棄物：回収し、小型貯蔵庫で保管
- ③ 構造物の地下を残す場合：許容レベルまで除染
- ④ 排水口：施栓するかモルタル注入
- ⑤ 汚染された敷地部分：現状復帰

(3) Magnox 社のC&M戦略に対する規制機関 (ONR) の審査

ONRは、原子炉及び一次系機器の廃止措置を先送りするための適切な対応策であるとし、C&M戦略は2013年1月に承諾した。また、ONRは、このC&M戦略に対して2基の原子炉建屋等を安全・安定状態でC&Mに入ると原子炉建屋の覆いが貯蔵中の放射性物質の環境条件による劣化により、放射性廃棄物量が増加、汚染の拡散に通じる格納設備の破損が生じる可能性を指摘した。Magnox社は、C&M時の覆いが既存建屋のフレームに新しいフレームを取り付け、その上にアルミシートで覆い、与圧換気システムを使って水分の浸入を制限する方式を選択し、保守が容易になるとした。ルーバーと合体させた被覆シートに水漏れが起きないようにシールし、凝縮を最小化するために特定のエリアを換気すること等を提案した。ONR は、雨水の浸入及び凝縮形成リスクの最小化に資する解決策であると判断した¹⁸⁾。

(4) ボイラーの撤去又は長期保管の課題

ブラッドウェルのボイラーは、パークレーのように撤去することも検討されたが、原子炉本体と一体にするC&M方式を選択した。原子炉压力容器から切離して長期保管するためボイラーの倒壊から内部から汚染物質の放出リスクがあることが危惧され、対策が検討された¹⁹⁾。

(5) 解体で発生した廃棄物対策

放射性廃棄物は除染・圧縮等により減容処理する。汚染土壌のLLW/VLLWは、最終サイト解放まで管理し、減衰効果により放射性廃棄物の低減を期待する¹⁹⁾。

(6) C&MP段階

C&MPの完了後に、受動的な安全状態を維持し、人の介入が最小化されるC&Mに置かれる。そのため下記の撤去、管理が行われる¹⁹⁾。

(a) 不要建屋の撤去、新設貯蔵庫

放射性物質を含まないプラント及び建屋を解体する。中レベル放射性廃棄物は、現在の貯蔵位置から回収・処理され、地下処分施設まで新設の一時貯蔵庫に保管される。

(b) フィルター、アスベストの有害廃棄物の保

管、処理

Magnox社は、粉じんを回収し、有害物質を安全に閉じ込める鋳物の金属容器に移し替える装置を設置の設置方法をさらに研究し合理的な除去又は固定化する。

(c) ポンドの除染・塗装

SFポンドの汚染核種は、Sr-90とCs-137で約80%を占め、その他、Pu、Am-241等が存在する。表面から5mm以内にAm-241(99.9%)とCs-137(99.8%)存在する。建設時のエポキシ塗装内にAm-241(96%)とCs-137(80%)が存在するポンドは、除染・ポリウレタン塗装により汚染物を固定化した。

(7) C&M管理体制

Magnox社の最終目的は、全サイト(Winfrithを除く)の「C&Mハブ」とする一括管理体制の実現であり、ブラッドウェルが最初のC&Mハブとなり、中期的には幾つかのC&Mハブが形成され、長期的には中央C&Mハブが全Magnox発電所のCM状況を一括管理する¹⁴⁾。



Fig. 6 Views of Bradwell power station at operation period (left)¹⁵⁾ and C&M ready state with all weather proof enclosure (right)¹⁸⁾

3.4 ヒンクレーポイントA原子力発電所

(1) 概要

ヒンクレーポイントサイトは広大であり、サイトAに2基のGCRを廃止措置中、サイトBにAGR型発電炉2基が稼働中、また、サイトCにPWR型発電炉(UK EPR)2基が建設中である¹⁾。

サイトAの2基のGCRは、外観をFig. 7に、また、サイトの様子をFig. 8に示す。1965年に運転開始、

約35年間順調に運転し、さらに運転を続ける計画であった。耐用年数45年を目指して、複雑な遠隔操作による炉内の補修と改良を行うために、1999年4月に停止した。しかし、内部への接近が困難であることから、2000年5月、改修を断念して閉鎖を決定した。廃止措置は、NDAの戦略に基づき、3段階に区分して計画されている。2004年までに燃料の搬出作業が終了し、SFを再処理のために

搬出されたことから、オフサイトの緊急計画の要件を解除した。第一段階のC&MPは、EIADR99規則に基づき、HSE（現、ONR）が2003年に認可した。C&MPは、現在、2027年までにC&Mを

達成するため、サイトを受動的安全な状態にして人間の介入による管理の最小限を目標に進められている^{1),7),20)}。



Fig. 7 Hinkley Point A nuclear power station²⁰⁾



Fig. 8 View of Hinkley Point A from Quantock Hills²⁰⁾

(2) 廃止措置に必要な施設の建設

廃棄物暫定保管施設（ISF）、モジュール式中レベル廃棄物体化プラント及び事前コンディショニング施設（PCF）をC&MPの初期に完成した。また、モジュール式放射性廃液処理プラント（MAETP）を設置し、既存の廃液処理プラント（ETP）と置き換えた。MAETPは、廃止措置活動で発生した低レベルの放射性廃水を処理する。なお、ETPは、第2段階のC&Mで再使用の予定である²⁰⁾。

(3) タービンホールと関連する建物の解体

タービンホール建物等の解体は、C&MPで実施された最大の単一プロジェクトである（Fig. 9）。このプロジェクトは、費用700万ポンドであり、12,000 tを超える廃棄物が発生し、そのうち90%近くがリサイクルの対象となった。すべての解体及び関連する活動は安全に実施され、環境へのリスクが最小限に抑えるように管理された²⁰⁾。



Fig. 9 Turbine hall demolition – Before (left) and After (right)²⁰⁾

3.5 オールドベリー原子力発電所

(1) 概要

この原子力発電所は、ブリストル海峡に流れるセバーン川南堤防沿いのサウスグロスターシャー州にGCR (23.0万kWe/基) 2基が建設され、1968年に運転開始、その後、約45年間の運転寿命を達成し、2号機が2011年6月に、また1号機が2012年2月に運転を恒久停止した。その後、2016年1月までに燃料撤去し、SFを再処理のためにセラフィールドへの移送を完了した。Magnox Electric Ltd (現、Magnox社) は、運転中に2007年3月、EIADR99規則等に従って、オールドベリーの廃止措置の承認を得るためHSEに環境評価書

を添付して申請した。HSEは、公開協議の後、2008年2月に正式に同意した。廃止措置は、NDA基本戦略に基づき、3段階に区分して実施する計画である。

第1段階の作業として、SFポンドの機器・除染を2016年から開始し、現在、最終段階にある。また、中レベル廃棄物 (ILW) の回収、処理及び輸送方法をONRの許可を得て、2018年から開始された。Magnox社は、2027年以降のC&Mの管理体制の確認について、ONRと合意に向けて進めている。この原子力発電所の外観及びC&M予想図をFig. 10に示す^{1), 7), 21)}。



Fig. 10 View of Oldbury site (left)¹⁾ and site assumption map of C&M (right)²¹⁾

(2) 一部サイトの規制解除

このサイトでは、SFポンドの冷却配管のクラックにより2号機の近くの土壌が放射性物質の漏洩による土壌汚染のトラブルを1976年に経験している。地下水のモニタリングで汚染核種であるSr-90、Cs-137及びH-3が検出された。1977年以降もコアボーリングによるモニタリングを継続していたが汚染拡大はなかった。再確認のため土壌及び地下水の核種の移動可能性を調べるため2007/2008年にボーリングによるモニタリングを追加した。それでも、すべてのゾーンが汚染の可能性があると想定し、確認測定が実施された。測定には、低グロスカウンター (LRGS: 3 × 3 in NaI) 及び高分解能γサーベイメータ (HRGS) で行った。また、念のため表面及びコアボーリングによるサンプル採取による測定もされた (Fig. 11参照)。高分解能γサーベイメータの測定

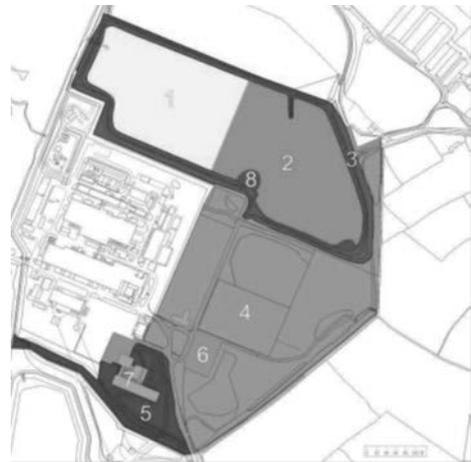
は、地上1mの高さでのコリメータなしの高純度Ge検出器“ISOCS”をベースに、Cs-137とCo-60の検出限界値 (MDA) を0.02 Bq/gとし実施した。低グロスカウンターの測定は、329,000地点で実施し、結果は、450 cps以下で信頼レベル95%以上である。測定結果は、Cs-137が最大0.065 Bq/gであり、IAEAのRS-G-1.7のクリアランスレベル (0.1 Bq/g) より低く、また、ボーリングにより、地下6.5 mまで、各2 m毎に3試料までサンプル採取し、安全基準を満足した。さらに、健康保護庁 (HPA) は、サンプル採取及び分析を独自に実施された。これにより、Magnox社のサーベイ結果は、非管理区域内の放射線状況と同じ、妥当であることが確認された。サイトの保全フェンスの外側は、最終的にHSE、HPA及びEAの協議に基づき、32 ha (全体の69%) の部分をエネルギー・気象変動省 (EDCC) 国務大臣の承

認を得て、2011年に規制解除された。このサイトは、英国で一度に指定解除された最大の土地で、



Fig. 11 Borehole sampling¹²⁾

将来の新原子力発電所の候補地に挙げられている。サイトの規制解除区域をFig. 12に示す¹²⁾。



規制解除区域；1, 2：シルト環礁、3, 4, 5：草原、6：道、駐車場、排水施設、7：建物、8：建設廃棄物

Fig. 12 Delicensing area zones¹²⁾

(3) SFポンド内の機器撤去・除染

ポンド内の機器撤去及び除染作業は、ダンジネスA、サイズウェルAでの経験を参考に進められた。第1段階の作業として、2016年4月、ポンドの機器撤去から開始された。作業は、ポンド水を排水する前に空の容器、プールの床に堆積したスラッジ、その他の破片を取り除くことで、困難な放射性環境下で行われた。オールドベリーの廃棄物は、ダンジネス、サイズウェルと合わせ40 t、

高度に汚染されたカートリッジ、フィルター、スラッジ等を処理し、遠隔作業で廃棄コンテナ(MOSAIK)にパッケージ化した。中央廃棄物チームと緊密に協力して、当初計画で必要としたMOSAIK 24体から10体に低減した。オールドベリーのポンドでは、現在、ポンド下床を高圧ジェットで除染し、洗浄後の残留を確認調査を実施している。ポンド内の機器撤去及びプール内のスラッジ撤去後の様子をFig. 13とFig. 14に示す^{21), 24)}。



Fig. 13 Desplitter machine removal (left) and flat top size reduction (right)²¹⁾



Fig. 14 Pond floor surface after sludge removal²¹⁾

3.6 ウィンズケール (WAGR) 原子力発電所

(1) 概要

WAGRは、改良型ガス炉 (AGR) の実証炉として建設され、18年間の運転後、1981年に役割を終え停止した。この発電炉の廃止措置は、EC委員会の原子炉解体研究開発プロジェクトの一つに指定された。WAGR閉鎖後の解体の経過を

Table 2に示す。原子炉本体は、10段階区分して実施し、1999年から開始し、2011年に完了した。その後、解体撤去作業は、セラフィールドサイトの他のプロジェクトを優先するため、生体遮蔽体、建屋の撤去工事を休止し、施設は、現在、監視管理されている^{7), 25), 26), 27)}。

Table 2 Summary of WAGR decommissioning

	工事内容等
1982-1983	・初期廃止措置作業の開始 ・燃料撤去完了
1989	燃料交換機の解体撤去を完了
1990-1992	原子炉上部生体遮蔽及び原子炉圧力容器上部ドームの撤去とその位置に解体作業可能な特殊遮蔽体設置
1993-1994	中レベル廃棄物 (ILW) 貯蔵庫建設
1994-1995	蒸気発生器 (4基) の一括撤去・ドリック処分場へ搬出・埋設
1995	解体廃棄物移動ルート・廃棄体化装置設置
1997-1999	放射能のない部分の解体完了
1999-2011	原子炉本体の解体撤去

(2) 原子炉本体の解体

原子炉本体 (黒鉛ブロック、炉心下部構造物、原子炉圧力容器等) の解体は、原子炉上部に遠隔解体装置を設置して、マニプレータを用い実施した。これらの解体撤去時の廃棄物の流れをFig. 15に示す。マストの下部のマニピュレータプラットフォームに取り付けた改良型マニピレー

ター (到達距離 2 m、最大操作荷重100 kg) を Fig. 16に示す。解体撤去ツールとして、炉心上部構造物及び中性子遮蔽のためにプラズマ・トーチ、黒鉛ブロックのためにつかみ治具、原子炉圧力容器及び断熱材のために鉄パウダー入りガス切断が用いられた^{25), 26), 27)}。

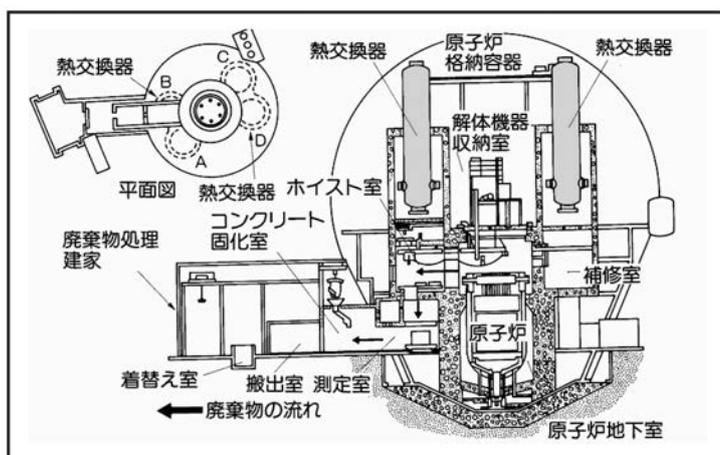


Fig. 15 Cross-section of WAGR²⁵⁾

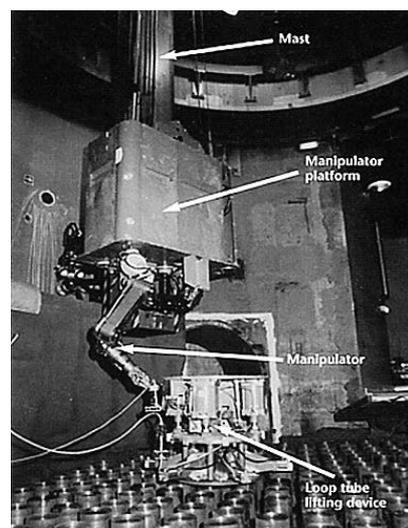


Fig. 16 Mast assembly with manipulator platform²⁶⁾

(3) 廃棄物ボックス

このボックスの設計と開発及びそれに伴う廃棄物物体化プラントは、Nirex（現、NDAの放射性廃棄物管理局）の設立前に完了した。LLW及びILW用のボックスは、将来の処分ルートを実際に利用できるようNirexに承認を求め、了解された。ILW廃棄物ボックスは、廃棄物処理建屋から少し離れた場所にある専用の保管庫に保管された。ボックスの構造と保管建屋での保管状況をFig. 17に示す。保管/廃棄に採用されたボックスは、2.4×2.2×2.2 mの長方形の鉄筋コンクリー

ト製である。ボックスの囲い壁は、構造の完全性とIP-2規格への内容物の放射線遮蔽の両方を兼ねている。ボックスの寸法は、WAGR熱遮蔽板と黒鉛ブロックを切断せずに収容できるように選択された。内容物により遮蔽要件に応じて、2種類のコンクリートを使用してボックスを構築している。LLW用のボックスには通常密度（2.4 t/m³）のコンクリートが使用され、ILW用のボックスには磁鉄鉱岩の骨材を使用して高密度（3.9 t/m³）の混合物にして使用した²⁷⁾。

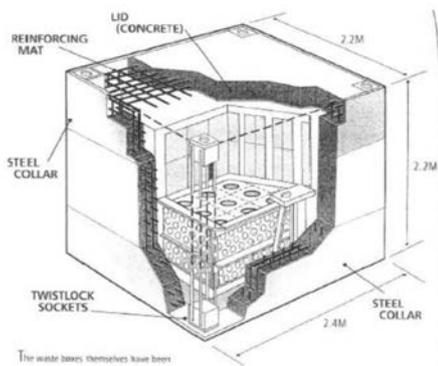


Fig. 17 WAGR waste box (left) and box store (right)²⁷⁾

3.7 ウィンフリス（SGHWR）原子力発電所

(1) 概要

SGHWR（Steam Generating Heavy Water Reactor）は、ドーセット州にあるウィンフリス複合原子力サイトに立地する重水減速軽水冷却圧力管型炉の発電実証炉（100 MWe）である。SGHWRは、1963年に着工、4年間の建設期間を経て1968年に運転を開始し、燃料に微濃縮ウランを使用、平均設備利用率約60%で23年間運転

され、1990年に恒久停止された。廃止措置プロジェクトは、Magnox 社がNDAから受託し進めている。ウィンフリスサイトの一部は、現在、解放され他の目的（非原子力）で再利用されている。SGHWRの跡地は、更地に復旧した後、造園される計画である。運転中のSGHWRの全景をFig. 18に、年表をFig. 19に示す²⁸⁾。現工程では2021年に廃止措置完了とされていたが、NDAの年報（2018/19年）によれば、遅延が余儀なくされている。

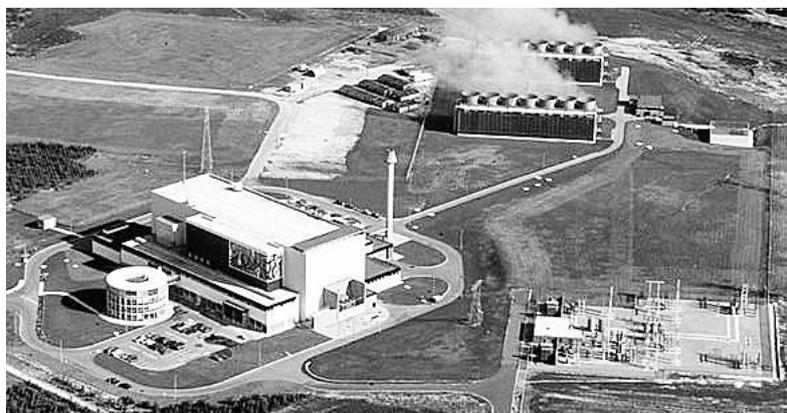


Fig. 18 Overall view of Winfrith SGHWR

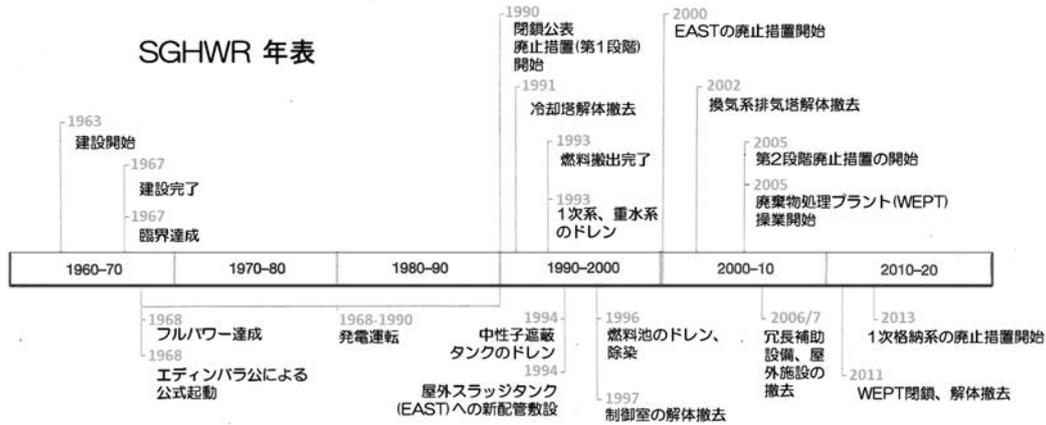


Fig. 19 SGHWR timeline

(2) 廃止措置の第一段階²⁸⁾

第一段階の廃止措置は、炉心からの燃料集合体 279体の取り出しとセラフィールドへの移送から開始され、減速材である重水系の洗浄とドレン（重水にはトリチウムを含む）、燃料ポンドのドレンと除染、一次系（再循環系）など各システムのドレンが実施された。並行して、冷却塔の解体撤去、ディーゼル建屋や制御室などの解体撤去が行われている。

SGHWRの廃止措置の一環として実施された主要なプロジェクトは、4基の屋外汚泥タンク (EAST)に留された放射能を含むスラッジの廃棄体化である。このために廃棄物化处理プラント (WETP) が設計・建設された。WETPは、2005年から2011年まで操業され、1,000ドラム缶以上の汚泥を処理し、敷地内貯蔵施設に移送後、空の汚泥タンクとWETPは除染・解体撤去された。

(3) 廃止措置の第二段階^{28), 29)}

第二段階の廃止措置作業は2005年から開始され、二次系格納建屋の250以上の部屋やエリアか

ら主要な大型設備機器が解体撤去された。また、120フィートの敷地内で最も高い構造物である換気スタックも撤去された。以下に設備機器の細断に用いられた切断方法を例示する。

- 燃料交換機回転シールド：ペトロジェン切断（石油と酸素ガスの混合）
- 燃料交換機（合計約760 t）：プラズマアーク切断 (Fig. 20)
- 蒸気タービン・ロータ：ダイヤモンド・ワイヤソー (Fig. 21)
- 復水器及び細管：ガス切断、酸素・アセチレントーチ切断、チップソー

このように、金属を効率的かつ経済的に細断するために一般産業界で実績のある各種の熱的切断が適用された。ダイヤモンドワイヤ切断は、鉄筋コンクリートの換気シャフト、高圧ローター、高圧水タンク、EASTのコンクリート壁を切断にも使用された。また、高圧水ジェットが、原子炉と冷却塔を繋いでいた地下冷却水配管の切断に使用されている。

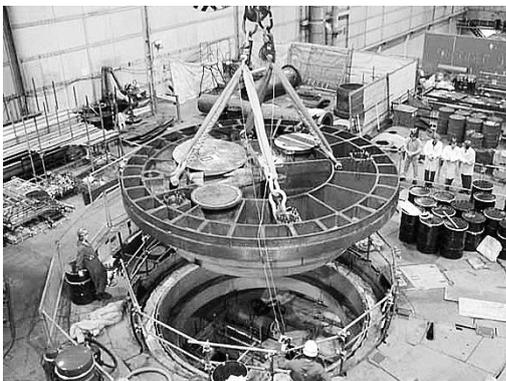


Fig. 20 Lifting out of the rotating shields

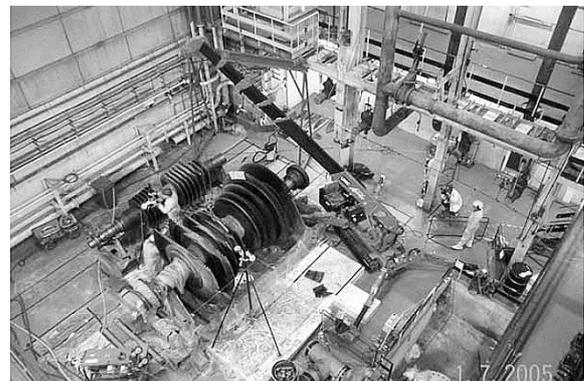


Fig. 21 Diamond wire-sawing LP rotors

(4) 廃止措置の最終段階^{30), 31)}

二次系格納建屋と屋外の付帯設備の解体撤去が完了したことで、最終段階のステップとして、2013年より一次系（再循環系）及び原子炉本体の解体撤去が開始された。最終段階における解体撤去の対象となる原子炉本体及び原子炉周辺の主要な設備機器を、Fig. 22に示す。

原子炉本体を他の設備機器から隔離するために、実物大のプラントのモックアップを使用したりリハーサルなど数か月間の計画と準備が行われている。原子炉本体系と連結する、重水系や主蒸気系などの配管の封止、ポンプ、圧力逃がし弁などの主要な機器が撤去され、蒸気ドラムを含む一次系（再循環系）にアクセス可能となった（リハーサルから得た教訓は、原子炉本体及び一次系を撤去する際にも活用される）。

Magnox社は、原子炉領域の解体撤去を計画、

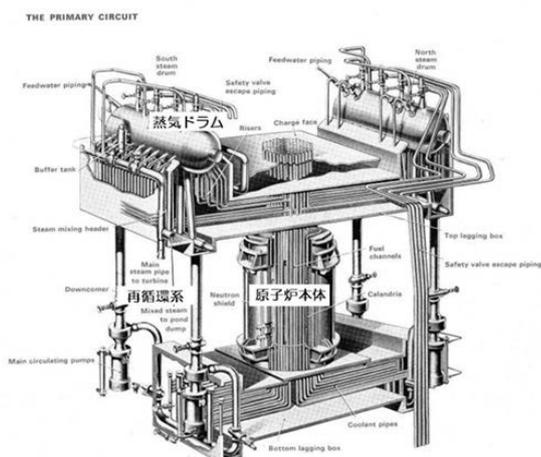


Fig. 22 Reactor core and peripheral systems

実施について、JFN社（James Fisher Nuclear Ltd）とターンキー方式で請負契約を締結した。同社は、遠隔操作のツールを設計、構築し、原子炉本体と周辺機器の細断化及び廃棄体化する技術を開発した。重量が約35 t の上部中性子遮蔽（UNS）の解体撤去は、技術的な課題の1つであった。JFN社の方法論は、3Dモデリングシステムを多用して設計開発し、既製システムと特注の機器を組み合わせて利用し、原子炉本体を遠隔で解体撤去するために必要な機器・システムを統合することである。JFN社によれば、原子炉本体は炉心下部からジャッキアップされ、炉心上部で遠隔操作機器により順次細断、解体撤去され、隣接するエリアに移送されパッケージされる。原子炉本体領域の解体撤去方法のイメージをFig. 23に示す³²⁾。



Fig. 23 Segmentation image of reactor core

3.8 実験用高速炉（DFR）

DFR（Dounreay Fast Reactor、熱出力60 MW（15 MWe））は、英国スコットランド北部の海外沿いに1955年～1958年に建設され、国内電力網に接続した世界最初の高速中性子炉で、1963年に運転開始し、1977年3月に廃止措置のために恒久運転停止した。

DFRは、24ループを有するループ型炉で各ループは二次系冷却系及び崩壊熱除去系（DHS）

の熱交換器を備えている。主循環系の全配管は、二次系とDHSで二重で囲まれるかりークジャケットで囲まれる。一次系配管は、9 kmを超える、コンクリート製生体遮蔽体（壁）で囲まれている。冷却材は、Naが70%のNaK液体金属混合物である。DHSは、NaK共晶合金（78% Na）であり-12℃まで液体状態で存在する。1967年にリークジャケットへの主循環系Naの漏洩が発生し修理した。この際、効率の良くないコールドトラップ

を撤去し、外側に付けた。二次系とDHS系のNaKは、1970年にドレーンされ、水処理によって中和された。1980年代の初めに、プロジェクトは中止され、原子炉は1990年代後半まで管理と保守が続けられた³³⁾。

廃止措置の初期段階は、2006年、2018年までに完了する計画した³⁴⁾。その後、2014年の時点でNaKは主循環系から除去され、二次系NaK等と同様な処理が実施され、二次系とDHS系統は切断され生体遮蔽体(壁)にところで閉塞させたが、残留アルカリ金属で汚染されていた。この時点で原子炉容器内のプールと附属容器内に残る残留NaKの最小化を行っている。しかし、これらの容器の内3基ではホットトラップがジルコニウムの薄板で作られておりNaKが容器から除去されても、最小化に当たってうまくドレーンできない³³⁾。2015年11月までに二次系の金属冷却材の処理やタービンの撤去とその建屋解体、原子炉と熱交換器を繋いでいた配管などの撤去を実施した。DSRL社は、DFRのNaK金属冷却材、約68 tの処理が完了したと2016年8月に発表した。

NDAが管理するサイトの中でも、非常に危険性が高いとされていたNaK冷却材を1次系から抜

き取った後、水素ガスと塩水に安全に転換するという作業を10年かけて終了した。欧州で最も複雑な廃止措置の作業は、今後、主循環系配管、原子炉除染及び撤去を行う予定である³⁵⁾。また、燃料貯蔵槽の機材、スラッジの撤去及びNaK処理施設の建設を完了し、ブランケット燃料撤去プラントの建設も進めている³⁴⁾。

3.9 高速原型炉 (PFR)

(1) 概要

PFR (Dounreay Prototype Fast Reactor, 250 MWe) は、DFRの後継炉として北スコットランドのドンレイに建設され1974年の臨界後、国内の電力網に接続し営業運転を開始し、1994年3月に恒久停止した。PFRは、3ループ型のタンク炉で1,500 tのNa冷却材で熱伝達し蒸気発生器の蒸気で発電した。PFRの原子炉容器内の機器配置図をFig. 24に示す。炉心からの燃料撤去は1995年まで、Na処理を2015年までに完了した。1996年11月までにタービン建屋からタービン、発電機、その他の付属機器が撤去された^{33), 36)}。原子炉の解体は、現在、2028年完了を目標に進めている⁸⁾。

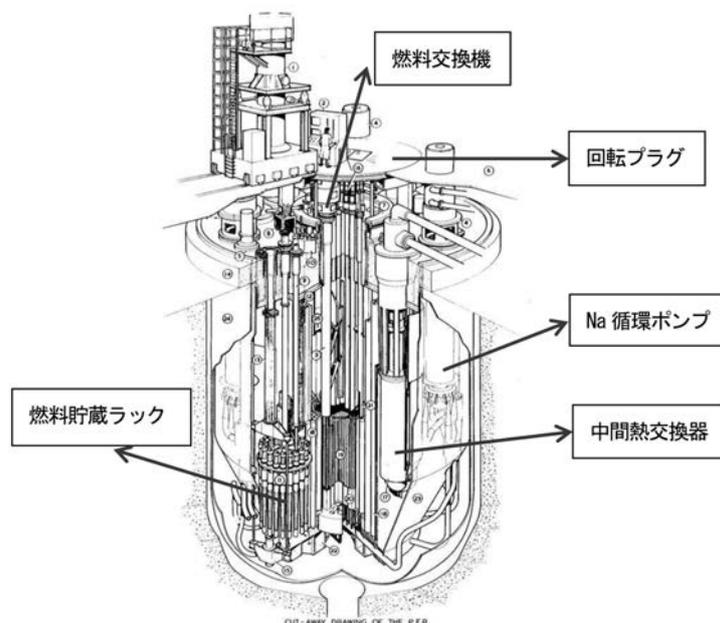


Fig. 24 Bird's-eye view of PFR reactor and installation of equipment³⁶⁾

(2) WVN法、NOAH処理等

主循環系及び二次系の全Naは、除去され処分用に処理され、崩壊熱除去系 (DHS) のNaKも全てNa処理中にそれに添加して一緒に処理された。二次系Naは、WVN法 (Water Vapor Nitrogen法：窒素ガス雰囲気下でのスチームによる反応を利用) により循環系統内を完全に洗浄できた。

原子炉容器には約915 m³のNaがあったがその内8 t以下が容器の底や配管の曲部と金属膜として残留している³³⁾。二次系に245 t、さらにNaタンクや燃料セル380 tのNaが残留する。

主に多量のNa処理は、実績のあるNOAHを採用、処理プロセスをFig. 25に示す³⁶⁾。

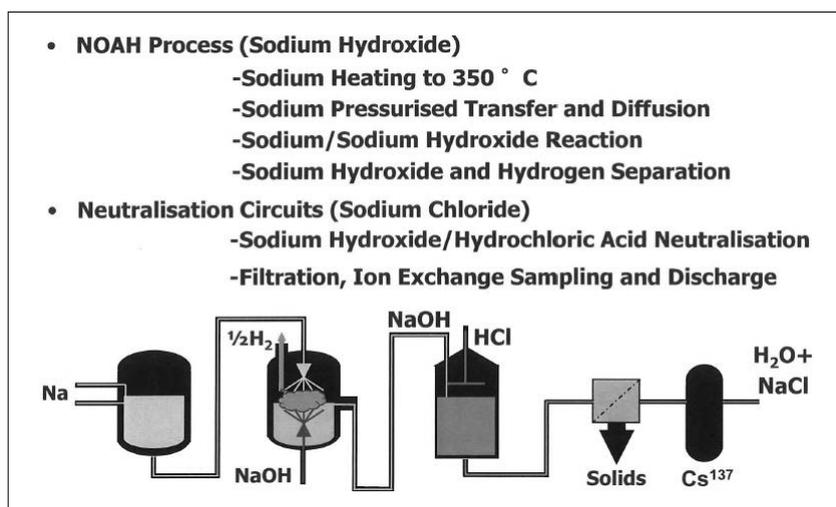


Fig. 25 Treatment flows of NOAH process adopted at PFR

4. まとめと提言

英国で閉鎖した発電炉は30基であり、また、運転中のAGRも2023年以降に順次閉鎖が予想されている。英国は、廃止措置対策を極めて重要な課題と捉え、最適な戦略構築、実施に向け取り組んでいる。英国の廃炉関連規制、廃炉戦略の選択、廃棄物対策及び代表的な廃炉プロジェクトの主要な概況と特徴について、以下に要約する。

- ・ ONRは、効率性、独立性及び透明性を高める目的で2011年4月に発足し、原子力事業者への許認可、法律遵守の検査等を実施し、各種のガイド整備し、規制業務の円滑化に寄与している。また、環境規制当局は、廃止措置計画の認可、規制解除の審査及び測定・評価に関わっている。
- ・ NDAは、総合的な廃止措置戦略の構築及び廃止措置の合理化の観点から、2005年4月に設立された。NDAは、各サイトを担当するサイトライセンス会社 (SLCs) とともに規制当局との調整、先行しているサイトでの経験を、後続

サイトへの技術継承を図るなどに寄与している。

- ・ 英国でも増大する放射性廃棄物の処理処分が課題となっている。LLW処分施設の確保のため施設の増設、新設による対応し、廃棄体にISOコンテナを用いている。また、ILWは、処分場が確保できていないため中間貯蔵されている状況で課題となっている。
- ・ NDAとSLCs (Magnox社) は、GCRに対しC&M戦略を採用している。ブラドウェルは、2018年12月に第2段階のC&Mに入り、他のサイトもブラドウェルの経験を参考に順次2028年までにC&Mに到達させる計画である。
- ・ 英国の原子力政策は、再生エネルギー利用と合わせベストミックスを維持するために原子力発電を推進している。この政策を受け、ヒンクレーポイントサイトでは、サイトAの2基がC&M戦略の最終段階にあり、隣接のサイトCに2基の新型軽水炉を建設中である。また、オールドベリーサイトは、一部サイト解放の許可に基づき、新設の発電所の建設候補地になっている。

- ・ WAGRは、遠隔解体技術の開発導入により放射能の高い炉心部等の解体撤去に成功し、2011年以降、他のサイト廃止措置を優先するため監視管理下にある。
- ・ SGHWRは、第2段階までほぼ終わり、最終段階の解体を延期している。
- ・ DFRは、2016年8月までにNaKの処理を完了し、2025年目標に解体撤去中である。
- ・ PFRは、2015年までにNa処理を完了し、2027年目標に解体が進められている。

我が国の廃炉基数は、福島第二発電所の4基の廃止措置の認可申請が2020年5月に行われ、これらを加えると27基となり、廃炉対策と廃棄物処理処分の対策が極めて重要な課題である。JPDRの解体を1996年に完了してから約25年を経過し、改めて、体制を含む戦略の構築、技術継承の重要性を再認識する必要がある。最後に、廃止措置等に関する提言を以下にまとめる。

- ・ サイト再利用を含む総合的な廃炉戦略を構築すること
- ・ 廃炉技術・放射性廃棄物対策の諸外国との積極的な交流とノウハウを共有化すること
- ・ プラント運転保守経験者の積極的な活用を図ること
- ・ 放射性廃棄物リサイクルセンターの設置と廃棄物の再利用
- ・ 代表的なプラントによる先行する廃炉活動の完結

参考文献

- 1) “The United Kingdom’s Sixth National Report on Compliance with the Obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel and Radioactive Waste Management,” October 2017.
- 2) TAG Guide, “ONR, Decommissioning, Nuclear Safety Technical Assessment Guide,” NS-TAST-GD-026 Revision 5, Sep. 2019.
- 3) LC35 Guide, “ONR, Decommissioning, Nuclear Safety Technical Inspection Guide, NS-INSP-GD-035 Revision 5,” April 2019.
- 4) Mina Golshan, “Regulation of the Shutdown Defueling and Decommissioning Reactors in the United Kingdom,” WM2016, March 2016.
- 5) HSE, “HSE Criterion for De-licensing Nuclear Sites,” May 2005, www.onr.org.uk/delicensing.pdf.
- 6) HSE, “De-licensing Guidance; Guidance to Inspectors on the Interpretation and Implementation of the HSE Policy Criterion of No Danger for the De-licensing of Nuclear Sites,” 13 August 2008.
- 7) NDA, “Business Plan, 1 April 2018 to 31 March 2021,” March 2018.
- 8) NDA, “Draft Business Plan, April 2020 to 31 March 2023. Cleaning up the UK’s earliest nuclear sites, caring for people and the environment,” December 2019.
- 9) Paul B. Woollam, “Reactor Decommissioning in the UK,” TLG Decommissioning Con.10/2002.
- 10) NDA, Berkeley Site Summary, Lifetime Plan 21. 2006/2007.
- 11) Bo Wirendal, et al., “Berkeley Boiler Project,” Studsvik Symposium, April 2014.
- 12) W. A. Westall and B. L. Tawton, “Radiological Characterisation Experience with Magnox Reactors”, Workshop on Studsvik, Nyköping, Sweden, April 2012.
- 13) “UK’s Bradwell site enters care and maintenance,” World Nuclear News, 30th Nov. 2018.
- 14) Jonathan Bankhead, et al. Magnox, Ltd, “Bradwell - The first UK Nuclear Site to Enter Care and Maintenance,” WM2018, March 2018.
- 15) “International Peer Review for The Decommissioning Programme of Magnox Limited (U.K) with Bradwell as the Reference Site,” IAEA-NS-2011/ December 2011.
- 16) ONR, 2014 Update of the Safety Assessment Principles for Nuclear Facility, <http://www.onr.org.uk/consultations/2014/>
- 17) ONR, “Permissioning of Bradwell Licensed Nuclear Site into Care and Maintenance,” Pro-

- ject Assessment Report ONR-SDFW-PAR-17-001 Rev.0 2017.
- 18) ONR, “Bradwell Accelerated Decommissioning – Reactor Safestore Cladding,” NR-BRA-PAR-12-063 – Rev. 0 January 2013.
 - 19) Magnox Limited, “Bradwell site : Environmental Management Plan 2014/2015,” 2014.
 - 20) Magnox Limited, “Hinkley Point A Site, Environmental Management Plan,” October 2019.
 - 21) Magnox Limited, “Oldbury Site, Environmental Management Plan (Decommissioning),” Issue Eleven 2018.
 - 22) NDA, “Business Plan,” 1 April 2018 to 31 March 2021.
 - 23) NDA, “Oldbury Site Summary, Lifetime Plan 26,” 2006/2007.
 - 24) “Cleaning up Magnox ponds,” Nuclear Engineering International, May 2020.
 - 25) James Varley, “Windscale: getting down to the core,” Nuclear Engineering International, Nov. 1997.
 - 26) Terry Benest, “Taking up arms for decommissioning,” Nuclear Engineering International, Aug., 2004.
 - 27) Chris Halliwell, “The Windscale Advanced Gas Cooled Reactor (WAGR) Decommissioning Project A Close Out Report for WAGR Decommissioning Campaigns,” WM2012 (2012).
 - 28) “Steam Generating Heavy Water Reactor – SGHWR The final chapter,” NDA, Magnox Ltd, Cavendish Flour Partnership, 2015.
 - 29) K. D. Miller, R. M. Cornel, “Decommissioning of the Secondary Containment of the Steam Generating Heavy Water Reactor at UKAEA Winfrith,” WM’ 07 March, 2007.
 - 30) Authority and Magnox Ltd, “Work underway to remove nuclear reactor core in Dorset,” November, 2016.
 - 31) “Nuclear Decommissioning at Winfrith,” Technical lecture, 10 October, 2019, <https://nearyou.imeche.org/near-you/UK/Wessex/Dorchester-Area/event-detail>
 - 32) John Falch, James Fisher and Sons plc, 2016, <https://www.james-fisher.com/media/pelican-newsletter/spring-2018/>
 - 33) IAEA-TECDOC-1769, “Treatment of Residual Sodium and Sodium Potassium from Fast Reactors,” IAEA VIENNA, 2015.
 - 34) The Highland Council, “Dounreay Planning Framework,” (1/2006).
 - 35) (一社) 日本原子力産業会議ニュース, 2016年8月6日 <https://www.jaif.or.jp/160808-a>
 - 36) Alastair Comline, NNC, “Dounreay Prototype Fast Reactor Liquid Metals Disposal Projects.”

RANDEC

Radwaste and Decommissioning Center

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

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

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

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

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

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

廃止措置工事で必要な防護資機材を提供し、
有効な測定装置を提案致します…

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



TECHNOL 株式会社 **千代田テクノル**

原子力事業本部

〒113-8681 東京都文京区湯島1-7-12 千代田御茶の水ビル

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

e-mail: ctc-master@c-technol.co.jp / tel: 03-3816-5921

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！

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

《商品一覧》

- ◆調査・分析 作業環境測定/ダイオキシン類/PCB/アスベスト・土壌・大気環境・排水・水質・臭気調査
放射能核種分析 (Cs, Sr90, I131) /MOVING LAB (アスベスト、PM2.5、放射能)
- ◆コンサルティング 環境アセスメント/生活環境影響調査/悪臭対策/土壌汚染対策
- ◆試験・研究 放射能に関する受託試験(受託実績多数あり)/レアメタル分析/異物分析

《トピック》

- ◆富岡町で放射能分析開始しました！ ふくしま浜通りイノベーションセンター (FHIC)
- ◆ベトナムに拠点を設立しました！ KES(Kankyo Environment Solutions)



FHIC 外観

OVER **45** YEARS



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

本社：〒193-0832 東京都八王子市散田町 3-7-23

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

営業ご案内：(03)6206-4321

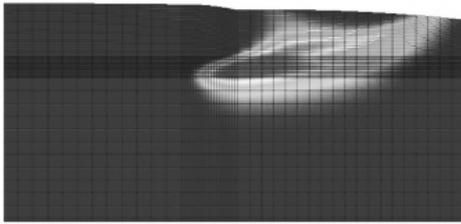
<https://www.kankyo-kanri.co.jp/>

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

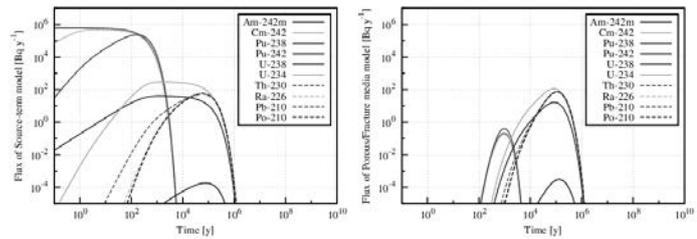
原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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

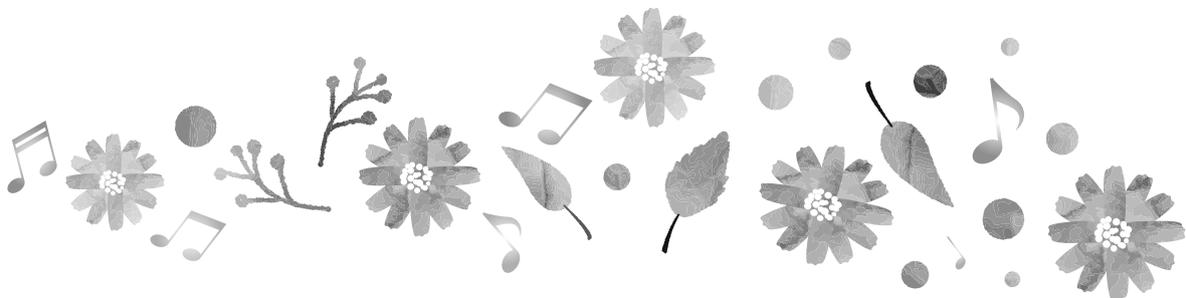


株式会社ヴィジブルインフォメーションセンター

〒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/>



廃炉を加速するレーザー除染技術

LDD株式会社 <https://lddc.jp/about/>

図1、半自動レーザー除染機



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

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

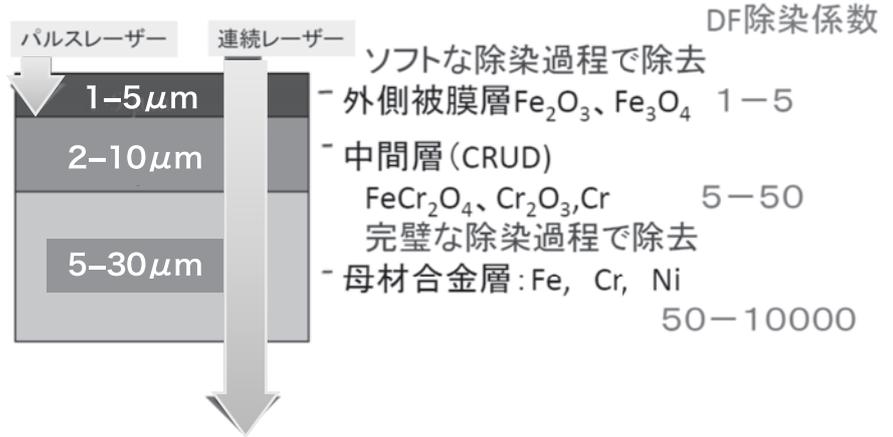


図3、原子炉1次冷却水系内ステンレス板の完全除染2MBq/kgを検出限界以下まで除染



図4、レーザーブラスター

水平照射レーザーブラスター



垂直照射レーザーブラスター



図5、コンクリート板高速除染2kWレーザーを用いて20m²/時間



お問い合わせは・・・
株式会社日本遮蔽技研
[https://www.nipponyaheigiken.com](https://www.nipponnyaheigiken.com)

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



© デコミッションング技報 第62号

発行日 : 令和2年9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