

デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **56**
2017

巻頭言

安全かつ合理的な廃止措置を目指して

総説

原子力発電所の運転及び廃止措置によって発生する低レベル放射性廃棄物の埋設処分に係る安全確保の考え方
廃止措置における高速炉ナトリウムの処理及び処分技術の現状

研究報告

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリ取り出し技術の研究開発の現況
—国際廃炉研究開発機構 (IRID) が取り組む研究開発の概要—
「ふげん」における知識マネジメントシステム構築に向けた取り組み
高出力ファイバーレーザーを用いた切断及び除染の技術開発

技術報告

三菱マテリアル(株)の廃止措置関連技術
中間貯蔵施設における除去土壌等の受入・分別処理技術

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56号 (2017年9月)

目次

巻頭言

安全かつ合理的な廃止措置を目指して	1
	山内 豊明

総説

原子力発電所の運転及び廃止措置によって発生する 低レベル放射性廃棄物の埋設処分に係る安全確保の考え方	2
	吉原 恒一、関口 高志、中居 邦浩、新堀 雄一
廃止措置における高速炉ナトリウムの処理及び処分技術の現状	14
	仲井 悟

研究報告

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリ取り出し技術の研究開発の現況 —国際廃炉研究開発機構 (IRID) が取り組む研究開発の概要—	29
	関 修
「ふげん」における知識マネジメントシステム構築に向けた取り組み	46
	手塚 将志、樽田 泰宜、香田 有哉
高出力ファイバーレーザーを用いた切断及び除染の技術開発	55
	遠山 伸一、峰原 英介

技術報告

三菱マテリアル (株) の廃止措置関連技術	66
	田中 宏和、佐々木 尚
中間貯蔵施設における除去土壌等の受入・分別処理技術	74
	横山 勝彦、土田 充、浅田 素之

Journal of RANDEC

No. 56 Sep. 2017

CONTENTS

Technical Review

- Concept of Ensuring Safety Concerning Disposal of Low-Level Radioactive Waste Generated
by Operation and Decommissioning of Nuclear Power Plants 2
Koichi YOSHIHARA, Takashi SEKIGUCHI, Kunihiro NAKAI and Yuichi NIIBORI
- Current Status and Issues of Sodium Removal and Disposal
from LMFR in the Framework of Decommissioning 14
Satoru NAKAI

Research Report

- Current Status of R&D for Fuel Debris Retrieval to Proceed with Decommissioning
of the Fukushima Daiichi NPS
— Outline of R&D Conducted by International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) —
..... 29
Osamu SEKI
- The Initiative Towards Construction of Knowledge Management System
in FUGEN Decommissioning Engineering Center 46
Masashi TEZUKA, Yasuyoshi TARUTA and Yuya KODA
- Development of Technologies of Cutting and Decontamination Employing High Power Fiber Laser ... 55
Shinichi TOYAMA and Eisuke J. MINEHARA

Technical Report

- Technologies and Experiences of Mitsubishi Materials Corporation Corresponding to
Decommissioning of Nuclear Facilities 66
Hirokazu TANAKA and Naoto SASAKI
- Receiving / Sorting Techniques for Treatment of the Removed Soil Including Decontamination
Wastes at the Interim Storage Facility 74
Katsuhiko YOKOYAMA, Mitsuru TUCHIDA and Motoyuki ASADA

Concept of Ensuring Safety Concerning Disposal of Low-Level Radioactive Waste Generated by Operation and Decommissioning of Nuclear Power Plants

Koichi YOSHIHARA, Takashi SEKIGUCHI, Kunihiro NAKAI and Yuichi NIIBORI
J. RANDEC, No. 56 (Sep. 2017), page 2 ~ 13, 14
Figures, 4 Tables

Safety ensuring is major premise in all nuclear facilities for continuing their operations at nuclear power plants under national consensus. In such a situation, the burial disposal of low-level radioactive waste generated by operation and decommissioning of nuclear power plants is important issue in the field of back-end. The security is considered to achieve by performing safety evaluation for future public exposure to radiation and proper facility inspection and management when construction and operation of facility under appropriate design providing safety function to disposal facilities.

In addition to international standards, and Japanese laws and regulations regarding radioactive waste, based on these regulations, the AESJ (Atomic Energy Society of Japan) Standard was formed for providing operator guidance in Japan as a private standard. Since 1992, the disposal of low-level radioactive waste has been conducted safely without any problems. In recent year, as a lesson of 2011' Fukushima Daiichi nuclear disaster, establishing of new regulation standard is carried for strengthening of security measures.

Current Status and Issues of Sodium Removal and Disposal from LMFR in the Framework of Decommissioning

Satoru NAKAI
J. RANDEC, No. 56 (Sep. 2017), page 14 ~ 28, 13
Figures, 2 Tables

Prototype fast breeder reactor power plant "Monju" which is under construction was decided by the Japanese government not to operate but to be decommissioned safely and surely in December 2016. In the view point of decommissioning, one of the major difference from LWR is sodium as a coolant. In the overseas such as U.K., Germany, the United States and France, there are the precedent examples of

decommissioning and can be referred to it. This report describes the current status and issues of overseas technologies about removal and disposal of sodium.

Current Status of R&D for Fuel Debris Retrieval to Proceed with Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

— Outline of R&D Conducted by International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)—

Osamu SEKI
J. RANDEC, No. 56 (Sep. 2017), page 29 ~ 45, 40
Figures

The International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) has been founded in August 2013 and fully committed to research and development of technologies required for addressing the urgent issue of decommissioning the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (F1NPS). Since the Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF) was reorganized from the Nuclear Damage Liability Facilitation Fund in August 2014, the roles of the four major entities involved in the decommissioning have been clarified; the Japanese Government and the NDF that is reasonable for formulating decommissioning strategies and R&D plans, Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. (TEPCO) that is responsible for on-site operations, and IRID in its capacity of leading R&D for F1NPS decommissioning technologies.

It has become more clear the reactor condition by observation using reactor penetration technology with cosmic ray muon and by investigation inside the reactor containment vessel using remote controlled robots, in addition to the estimated information with performance analysis codes. This paper describes the outlines of R&D results conducted by IRID so far, and shows especially the current status of R&D for fuel debris retrieval in three reactors of F1NPS

The Initiative Towards Construction of Knowledge Management System in FUGEN Decommissioning Engineering Center

Masashi TEZUKA,
Yasuyoshi TARUTA and Yuya KODA
J. RANDEC, No. 56 (Sep. 2017), page 46 ~ 54, 13

Figures

Decommissioning of nuclear power plants is a project for long term. The plants that have completed their operations will sequentially start to decommissioning. Implementation of decommissioning needs much plant information in period of design, construction and operation. In addition, it is essential for efficient dismantling works to exploit the technologies, data, lessons learned, experiences and documents by getting through the decommissioning process.

On the other hand, as workers who operated or maintained the plant are aging and retiring, their empirical knowledge has been lost.

For the purpose of safety and reasonability of further decommissioning activities, Knowledge Management System (KMS) has been producing in FUGEN which has received the approval of decommissioning and now under decommissioning. KMS is an initiative of human resources development and to pass on expertise and knowledge to the younger generations. The system based on the prototype of FUGEN aims a high versatility system available for further decommissioning facilities.

Development of Technologies of Cutting and Decontamination Employing High Power Fiber Laser

Shinichi TOYAMA and Eisuke J. MINEHARA
J. RANDEC, No. 56 (Sep. 2017), page 55 ~65, 20
Figures, 1 Table

Development of the steel cutting technology which employs high power fiber laser for the industrial applicability of the laser technology has been carried out at The Wakasa Wan Energy Research Center (WERC). At present, the laser technologies for dismantling and decontamination are concurrently being developed to the application measure of nuclear dismantling for domestic nuclear power plants in the future. Dismantling of nuclear facilities is on the way for the technology also increases in necessity worldwide, and progress in related technical development is strongly expected. Beside the relative easiness to handle compared with other laser system, suppression of production of secondary radioactive waste and dose exposure can be realized by dramatic

improvement by excelled thermal density of fiber laser.

This paper provides recent results from cutting technology for thick steels aiming disassembling nuclear pressure vessel, and decontamination machine technology which works under high radiation dose, explaining the results from cutting experiment of steels and the actual equipment and from the radiation resistance experiment for component devices.

Technologies and Experiences of Mitsubishi Materials Corporation Corresponding to Decommissioning of Nuclear Facilities

Hirokazu TANAKA and Naoto SASAKI
J. RANDEC, No. 56 (Sep. 2017), page 66 ~73, 9
Figures, 6 Tables

Mitsubishi Materials Corporation (MMC) has been conducting R&D, engineering and operating in the field of nuclear fuel cycle technology since 1950s, from mining and processing of uranium to reprocessing of spent fuel and waste management. We have gained experiences in the waste treatment system in these activities such as, pre-treatment, decontamination, volume reduction, cement solidification, transportation, recycling and disposal.

This paper gives a summary of our technologies and experiences corresponding to decommissioning developed since 2000, (1) procedure and results of decommissioning of R&D facilities in MMC's Omiya site, (2) development of the system of the volume reduction treatment system of waste by the ultra-high frequency induction furnace and (3) applying melt refining technology to the metal wastes in Fukushima Daiichi nuclear power station.

Receiving / Sorting Techniques for Treatment of the Removed Soil Including Decontamination Wastes at the Interim Storage Facility

Katsuhiko YOKOYAMA,
Mitsuru TUCHIDA and Motoyuki ASADA
J. RANDEC, No. 56 (Sep. 2017), page 74 ~ 79, 13
Figures

In an interim storage facility, decontamination wastes are gathered and transported from temporary storage sites in the receiving area in Fukushima prefecture. Incombustible wastes are mainly stored in the storage building after the incineration of

combustibles. On the other hand, according to the guideline established by the central government for the excavation and removing soil of incombustible wastes which are 8,000 Bq/kg or less are stored in the soil type I storage facility, and over 8,000 Bq/kg are to be stored in the soil type II storage facility fixed at the radioactivity concentration.

In the interim storage facility, it is necessary to roughly classified three steps for sorting and treatment technique. Firstly, receiving soil in a large sandbag, including combustible wastes, is carried in the facility and the bag is torn to take the wastes out of the bag. Secondly, the receiving soil is sorted into combustible wastes and soil. Finally, the soil is sorted by 8,000 Bq/kg as the threshold according to radioactivity concentration. For this reason, these techniques are required for the interim storage facility.

In this report, the authors introduce the sorting technique to separate combustible wastes from the removed soil including decontamination wastes and sorting of the soil by radioactivity concentration.

安全かつ合理的な廃止措置を目指して



日本原子力発電株式会社 常務執行役員
廃止措置プロジェクト推進室長

山内 豊明

言うまでもありませんが、廃止措置とは、役目を終えた原子力施設を後片付けすることであり、安全かつ合理的に、できるだけ早く完了することが求められます。廃止措置がいつまでも終わらない状況が続いてしまうようでは、原子力発電がどんなに素晴らしい技術であったとしても社会から認められません。原子力産業の未来のためにも、責任をもって廃止措置を完了させることは、とても重要な仕事です。ただ、廃止措置自体は、新たな社会価値を生み出すことのない行為ですから、安全に支障のない範囲で合理的に完了させる必要があります。

そのため、廃止措置の仕事は、これまでの原子力の発電事業や研究開発とは全く異なるマインドを持つとともに、廃止措置に相応しいプロジェクト管理手法を導入するなど、これまでの仕事のやり方を変える必要があります。さらに、実施組織だけの努力だけではなく、規制当局などの行政機関や、地元の皆さん、廃止措置作業の協力会社などの全ての関係者の理解と協力がなくと上手く進みません。

これまでの仕事のやり方やマインドでは廃止措置が合理的に進められない理由を身近な例にとって解説します。

最近話題のステーキ専門のチェーン店では、ランチタイムには、300gの美味しいステーキを千数百円で提供しています。快適なサービスを提供するレストランで同じようなステーキランチを食べたら、その数倍の値段になると思われそうです。では、何故このチェーン店は安くて美味しいステーキが提供できるのでしょうか。このチェーン店では、アルバイト店員や多能職を活用し、メニューを限定するなどして管理間接費を切り詰めるとともに、どの店でも同じ美味しさ、品質を提供するサプライチェーンを確立して、安くて美味しい仕組みを作っています。さらに、このチェーン店には、椅子がなく、立食で食べるなど、お客さん（すなわち関係者）も、この仕組みを理解した上で来店する必要があります。従来のレストランのマインドでは、お客さんに立食で、前菜なしでステーキを提供することは考えられないことでした。しかし、このチェーン店では、従来常識だと思われていたサービスを止めることで合理的な値段設定でステーキを提供することに成功しています。

合理的に廃止措置を実施するには、目的に合わせた専門の組織と仕組みを構築するとともに、目的を達成するためのマインドを醸成して、これまでの原子力産業で常識だと思われていた行為を止める挑戦も必要です。

次に海外での実例を紹介します。

英国では、かつて国策で原子炉やサイクル施設の開発が進められ、各施設の運転が開始されましたが、経済的理由等で、それらを廃止する方針が決められました。しかし、従来の組織のままでは廃止措置が合理的に遂行できないことが認識され、2005年に原子力廃止措置機関（NDA）が設立され、その下に実施主体（Magnox Ltd等）が廃止措置を進めています。さらに、合理的に進めるための仕組み（民間のマネジメント活用のためのPBO制度、組織構造や人事施策、契約方式の変更など）を導入し、従業員や協力会社にインセンティブを持たせながら実施しています。

米国では、発電会社に代わって、廃炉専門会社が包括的に実施することで合理的に廃止措置を進めています。

当社は、東海発電所に引き続き、敦賀発電所1号機の廃止措置も開始しました。また、当社は原子力発電のパイオニア会社として今年11月に60周年を迎えますが、廃止措置分野でもこのパイオニア精神を発揮し、関係者のご理解とご協力のもと、安全かつ合理的に廃止措置を完遂したいと考えています。

原子力発電所の運転及び廃止措置によって発生する 低レベル放射性廃棄物の埋設処分に係る安全確保の考え方

吉原 恒一*、関口 高志**、中居 邦浩***、新堀 雄一****

Concept of Ensuring Safety Concerning Disposal of Low-Level Radioactive Waste Generated by Operation and Decommissioning of Nuclear Power Plants

Koichi YOSHIHARA*, Takashi SEKIGUCHI**, Kunihiro NAKAI*** and Yuichi NIIBORI****

原子力発電を国民の合意の上で継続するためには、全ての原子力施設における安全確保が大前提である。その中で、原子力発電所の運転及び廃止措置によって発生する低レベル放射性廃棄物の埋設処分は、バックエンド分野における重要な課題である。その安全確保は、必要な安全機能を具備する埋設施設の設計の下で、将来の公衆被ばく線量に係る安全評価、建設時の施設検査及び操業時・埋設終了後の管理を適切に行うことによって達成されるものと考えられる。

我が国では、国際基準、国内法規制に加えて、これらに準拠し、事業者の手引きとなる学会標準等の民間規格の枠組みの中で、1992年以降、低レベル放射性廃棄物の処分が安全に実施されてきた。近年は、2011年の東京電力福島第一原子力発電所（以降、福島第一原子力発電所）の事故を契機として、安全確保の対策を強化すべく新規基準の制定が進められており、それに伴う学会標準の改定も順次行われている。本報告では、これら国内外の最新の動向の紹介と放射性廃棄物処分の安全確保の考え方について述べる。

Safety ensuring is major premise in all nuclear facilities for continuing their operations at nuclear power plants under national consensus. In such a situation, the burial disposal of low-level radioactive waste generated by operation and decommissioning of nuclear power plants is important issue in the field of back-end. The security is considered to achieve by performing safety evaluation for future public exposure to radiation and proper facility inspection and management when construction and operation of facility under appropriate design providing safety function to disposal facilities.

In addition to international standards, and Japanese laws and regulations regarding radioactive waste, based on these regulations, the AESJ (Atomic Energy Society of Japan) Standard was formed for providing operator guidance in Japan as a private standard. Since 1992, the disposal of low-level radioactive waste has been conducted safely without any problems. In recent year, as a lesson of 2011' Fukushima Daiichi nuclear disaster, establishing of new regulation standard is carried for strengthening of security measures.

* : 一般社団法人 原子力安全推進協会 施設運営本部技術運営部
(Technical Support Department, Japan Nuclear Safety Institute)

** : 戸田建設(株) 環境ソリューション部
(Environmental Solutions Department, TODA Corporation)

*** : 日揮(株) 国内インフラプロジェクト本部
(Domestic Infrastructure Project Division, JGC Corporation)

**** : 東北大学大学院工学研究科 量子エネルギー工学専攻
(Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University)

The AESJ Standard is also being revised sequentially.

In this report, we introduce recent trends of radioactive waste disposal in Japan and overseas and discuss ways to safety ensuring for the disposal.

1. はじめに

我が国において安全で快適な国民生活と安定した経済成長を維持するためには、化石燃料と再生可能エネルギーに一定割合の原子力発電を加えたベストミックスのエネルギー政策を実現させることが望まれる。原子力発電は、安定供給、経済効率性、環境への適合の点で優れているが、既設原子力発電所の運転、廃止措置、新設発電所の建設・運転等の全ての事業において、住民の安全を最優先に考えて、その安全確保を確実に継続しなければならない。

しかし、それだけでは十分ではなく、原子力発電を継続すれば、運転及び廃止措置に伴って、必ず放射性廃棄物が発生するので、その廃棄物を放射能レベルに応じて適正に処理処分あるいは再利用することも極めて重要となる。つまり今後も原子力発電を継続するためには廃棄物問題の解決が最重要課題の一つとなる。この解決すべき課題に

は高レベル放射性廃棄物やウラン廃棄物等も含まれるが、本報告では、原子力発電所の運転及び廃止措置に伴って発生する低レベル放射性廃棄物に限定して埋設処分における安全確保の考え方を扱うこととする。

2. 発電所廃棄物の分類と埋設処分の概要

2.1 発電所廃棄物の分類と対応する処分方法

我が国では、原子力発電所及び原子燃料サイクル施設から発生する放射性廃棄物は、低レベル放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物に分類される。

これらの放射性廃棄物の分類の細目と対応する処分方法の概要について、Fig. 1に示す¹⁾。

原子力発電所の運転及び廃止措置に伴って発生する低レベル放射性廃棄物（以下、「発電所廃棄物」という）は、3区分に分けられ、放射能レベルの極めて低い廃棄物（以下、「L3廃棄物」という）はトレンチ処分、放射能レベルの比較的低い廃棄物

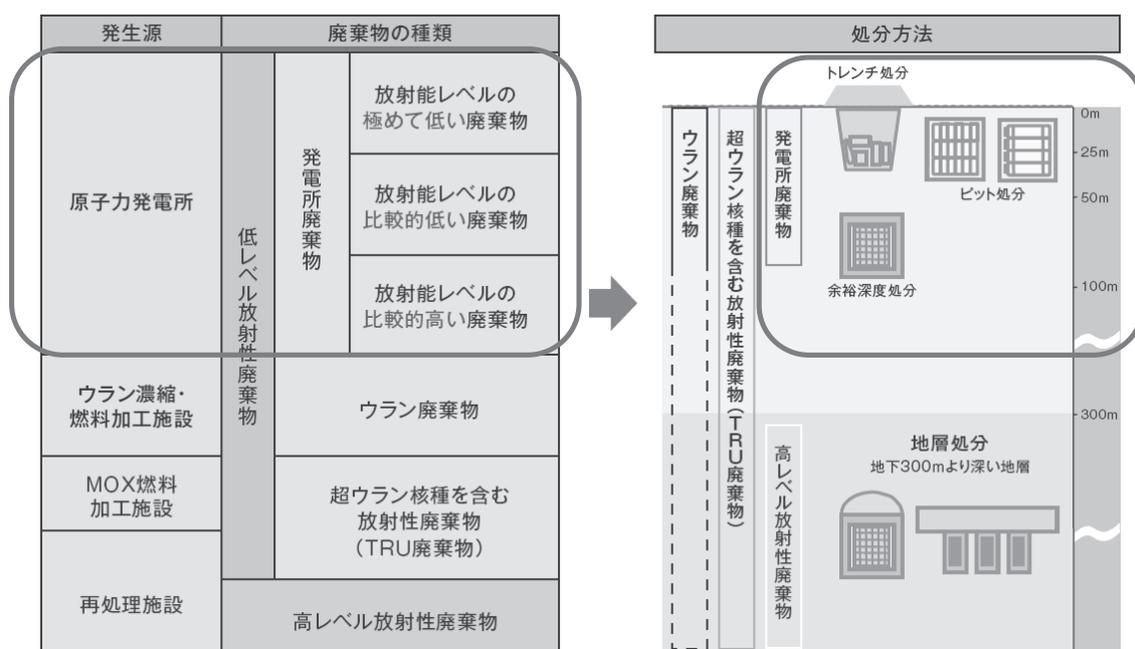


Fig. 1 Classification of radioactive waste and outline of disposal method ¹⁾
 (Note: Enclosure indicates the scope in this report.)

物 (以下、「L2廃棄物」という) はピット処分、放射能レベルの比較的高い廃棄物 (以下、「L1廃棄物」という) は余裕深度処分される。なお、L1廃棄物の余裕深度処分については、原子力規制委員会 (以下、「NRA」という) で新規制基準の制定が進められており、そこでは炉内等廃棄物の中深度処分と呼称している。

2.2 トレンチ処分の概要

トレンチ処分は、地上、または、地表近くの地下を掘削した場所に、主に廃炉で発生するコンクリートや金属等のL3廃棄物をフレキシブルコンテナのような簡易な容器に入れて、または、廃棄物自体 (梱包する場合を含む) を定置した後に、覆土して埋設処分する方法である。法令上、人工バリアは必須な要件とはされていない。日本原子力発電 (株) の東海発電所から発生した放射性廃棄物のトレンチ処分の事業許可申請書で示した埋設施設の概要図を、Fig. 2及びFig. 3に示す。他に、動力試験炉 (JPDR) の廃止措置で発生した廃棄物の埋設実地試験としてトレンチ処分が行われている²⁾。

2.3 ピット処分の概要

ピット処分は、地上、または、地表近くの地下を掘削した場所に、操業中に発生する廃液、フィルタ、廃器材、消耗品等を固形化したL2廃棄物をドラム缶等の容器に入れて、または、廃炉で発生するコンクリートや金属等のL2廃棄物を大型の容器等に入れて、コンクリートピット内に定置し、その後、覆土して埋設処分する方法である。

日本原燃 (株) が運転中のL2廃棄物の埋設施設をFig. 4、廃止措置で発生するL2廃棄物の処分概念のイメージの例をFig. 5に各々示す^{3), 4)}。

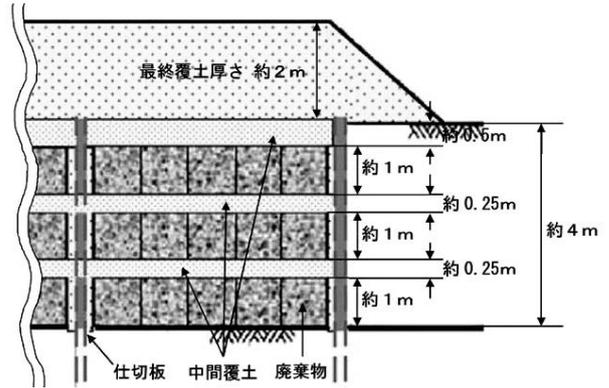


Fig. 2 Partial cross-sectional view of trench-type near-surface disposal facility (Tokai Power Station)²⁾
(Note: Source from a press release of the Japan Atomic Power Company)

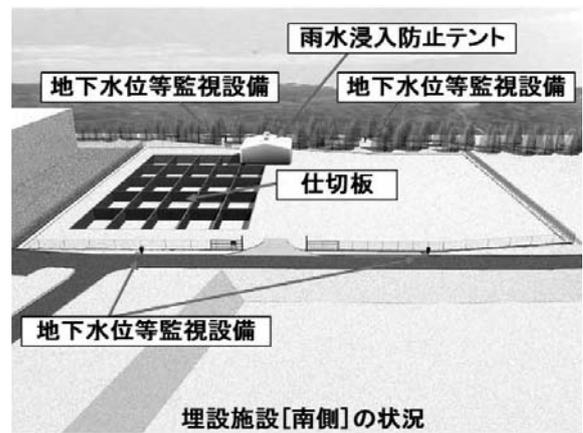


Fig. 3 Bird's eye view of trench-type near-surface disposal facility (Tokai Power Station)²⁾
(Note: Source from a press release of the Japan Atomic Power Company)

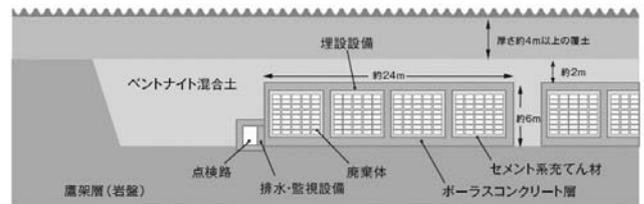


Fig. 4 Concept for pit disposal at Rokkasho Low-Level Radioactive Waste Disposal Center³⁾

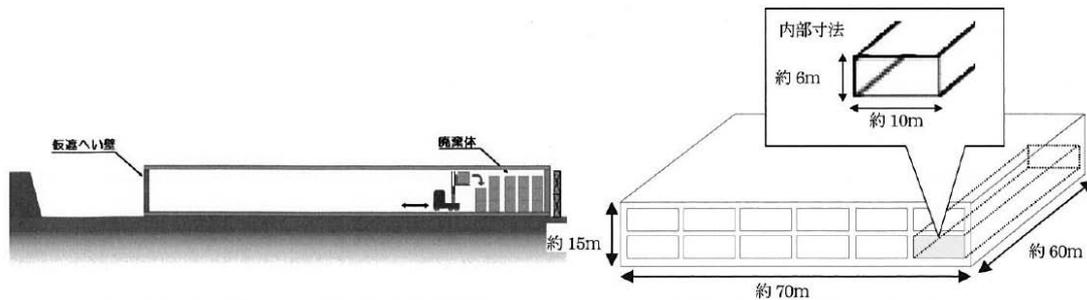


Fig. 5 Examples of the box culvert type disposal facility concept (left) and multilayered image (right)⁴⁾
(Note: Fig. 1 and Fig. 2 listed in 4) put together into a single figure, Fig. 5)

2.4 余裕深度処分（中深度処分）の概要

余裕深度処分（中深度処分）は、地下を掘削した場所に、廃炉で発生、または、操業中に発生して保管しておいた制御棒、炉内構造物等のL1廃棄物を鋼製容器に入れて、コンクリートピット内に

に定置し、その後、多重の人工バリアで囲い、最後に坑道を埋め戻して埋設処分する方法である。

NRAの「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」における議論の過程で示されている中深度処分のイメージをFig. 6に示す⁵⁾。

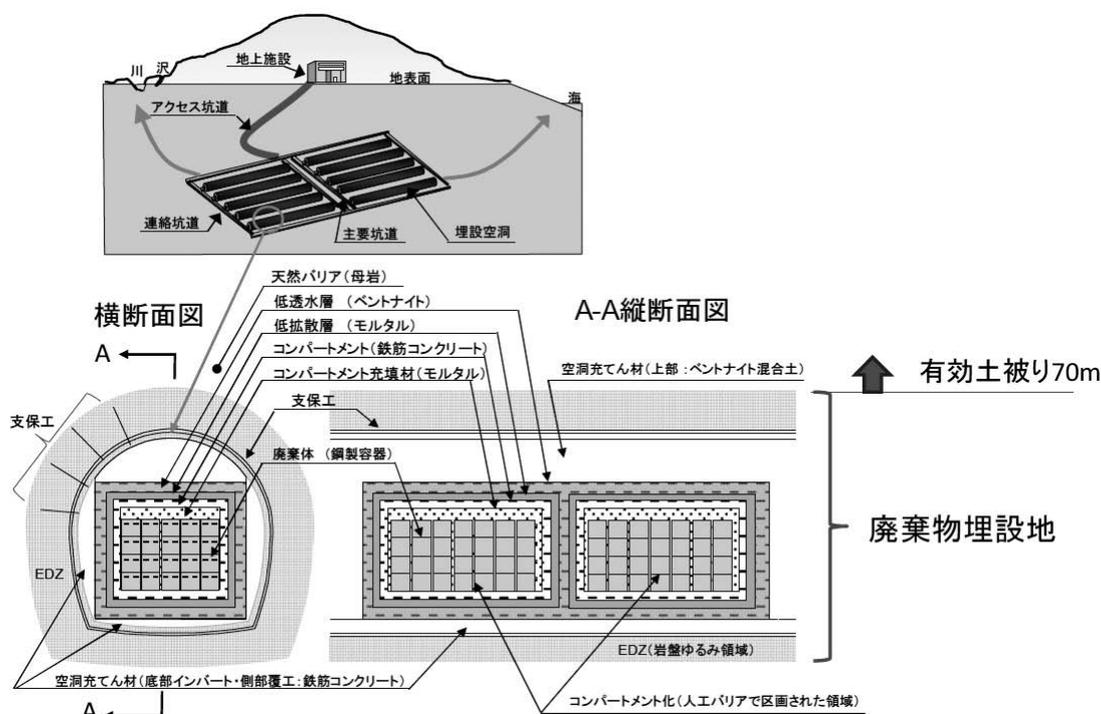


Fig. 6 Image of intermediate depth disposal⁵⁾

3. 発電所廃棄物に係る国際基準・国内法規制・日本原子力学会標準

3.1 国際基準の概要

発電所廃棄物の処分に関連する基準を発行している主な国際機関として、IAEA（国際原子力機関）、ICRP（国際放射線防護委員会）、OECD/NEA（経済協力開発機構／原子力機関）が挙げられる。

3.1.1 IAEA

IAEAでは、原子力安全分野において、健康を守るため及び生命や財産に対する危険を最小限に抑えるために安全基準を策定し、発行している。

IAEAの安全基準は、安全原則・（一般／個別）安全要件・（一般／個別）安全指針の階層構造となっている。最上位の安全原則（SF-1、2006）では、10の基本安全原則が定められており、安全要件・安全指針の概念的な基礎となっている。発電所廃棄

物処分との関連性のある安全要件・安全指針には、次が挙げられる。

個別安全要件

- ・放射性廃棄物の処分、SSR-5、2011

一般安全指針

- ・放射性廃棄物の分類、GSG-1、2009
- ・放射性廃棄物処分施設のセーフティケースと安全評価、GSG-3、2013

個別安全指針

- ・放射性廃棄物の浅地中処分施設、SSG-29、2014
- ・放射性廃棄物処分施設のモニタリングとサーベイランス、SSG-31、2014

IAEAの国際基準は国際的な合意事項とされ、強制力は持たないが、各国の事情に応じて国内の法規制に反映されている。また、IAEAが事務局となっている使用済燃料管理及び放射性廃棄物管

理の安全に関する条約（廃棄物安全条約、2001年発効）では、我が国を含む42ヶ国が条約を締結している。

3.1.2 ICRP

ICRPは放射線防護に責任のある国際機関や各国の規制機関及び放射線の利用者に対して、放射線防護の原則と枠組みについての勧告を採択し、関連するガイダンスを発行している。

最新の基本勧告はICRP Publ.103の2007年勧告203項において、放射線防護の3原則として、正当化の原則、防護の最適化の原則、線量限度の適用の原則が示されている。

3.1.3 NEA

OECDの専門機関の一つであるNEAは、参加国間の協力を促進することにより、安全かつ環境的にも受け入れられる経済的なエネルギー資源としての原子力エネルギーの発展に貢献することを目的として、原子力政策、技術に関する情報・意見交換、行政上・規制上の問題の検討、各国法の調査及び経済的側面の研究等を実施している。

NEAの加盟国は我が国を含む31ヶ国で、7つの常設技術委員会がある。発電所廃棄物処分との関連性のある委員会には、放射性廃棄物管理委員会（RWMC）、放射線防護及び公衆衛生委員会（CRPPH）が挙げられる。

3.2 国内法規制の概要

我が国において発電所廃棄物の埋設処分が開始された1990年代には、旧原子力安全委員会が1988年3月に定めた「放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方」及び「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」（以下、「埋設事業規則」という）に従って埋設処分の事業が進められていた。その後、余裕深度処分の概念が登場した時点で上記の指針及び規則等は見直され、2010年8月に「第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方」が旧原子力安全委員会において決定されており、これに先立って2009年3月には埋設事業規則も改正されている。

その後、2011年3月には福島第一原子力発電所において東日本大震災に起因する重大な事故が発生し、NRAによって、原子力施設全般に対して安

全確保対策を強化すべく規制の強化が図られている。発電所廃棄物のピット処分とトレンチ処分については、2013年12月に新規規制基準（第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則及び同解釈）が制定され、それに対応して埋設事業規則も改正されている。

この新規規制基準及び改正埋設事業規則では、埋設の開始から埋設施設の廃止措置に至るまでの管理期間におけるピット処分施設及びトレンチ処分施設の基本安全機能（遮蔽、閉じ込め、飛散防止、移行抑制）を達成するための設計要求や同機能の維持を監視する方法、及びこれらの機能の持続性を確認するための定期的な評価等に関する要件が規定されている。この定期的な評価等については、10年を超えない期間ごと及び放射能の減衰に応じて管理措置を変更しようとするときに行う。

一方、廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討も2013年1月よりNRAの検討チームにより開始され、2016年8月には、L1廃棄物の処分に関する「炉内等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について」が提示された。2017年2月には、従来の余裕深度処分の名称を「中深度処分」に変更して、「中深度処分についての第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則及びその解釈の骨子」として、以下が示された。

- ・長半減期核種の濃度制限値の見直し
- ・処分深度の要求に係る10万年オーダの土被り厚さの確保（70mの深度維持を要求）
- ・操業中及び埋設後の遮蔽の確保、閉じ込めに係る管理措置の強化
- ・坑道の埋戻しや坑口の閉塞に関する規制（閉鎖措置計画を義務付けるなど）
- ・NRAの許可のない掘削等の行為を禁止する「指定廃棄物埋設区域」の設定

上記のL1新規規制基準の検討と呼応して、NRAに「廃棄物埋設の放射線防護基準に関する検討チーム」が設置された。その検討チーム会合では「放射線防護基準とALARA (As Low As Reasonably Achievable) の基本概念」が議論され、設計オプション間の性能比較を行い、合理的に利用可能な範囲で、優れた技術選択を含めた「設計プロセスを踏むこと」が規制要求として提案された。

また、2017年2月に炉規法の改正案が閣議決定

され、1) 廃止措置実施方針の作成・公表、2) 炉内廃棄物の埋設等に関する規制制度の見直し、3) 原子力事業者等に対する検査制度の見直し、4) 放射線障害の防止に関する法律などの改定を行うなど、規制の強化を図る国の方針が示され、2017年3月の国会に上程され、承認されている。

3.3 日本原子力学会標準の概要

発電所廃棄物を安全に埋設処分し、埋設後も国内の法規制に準拠する適正な方法によってこれらの施設を管理し、周辺住民に対する放射線防護を果たす仕組みを構成するプロセスは、埋設事業者が行う設計、安全評価、埋設施設の建設、廃棄体(廃棄物) 定置操業、埋設後管理等から構成されるが、これらのプロセスの遂行を支援する仕組みの一つとして民間規格がある。日本原子力学会は、2006年以降において、安全評価手法、埋設後管理、施設検査方法等の標準を制定してきた経緯がある^{6)~12)}。また、2011年の福島第一原子力発電所の事故以降においては、原子力施設全般について施設の安全性に係る国の規制が強化され、ピット処分とトレンチ処分を対象とする新規制基準が2013年に制定され、日本原子力学会はこれに対応して、2016年にL2、L3廃棄物処分の安全評価手法標準と埋設後管理標準の改定版を制定している^{13), 14)}。一方、廃止措置に伴って発生する炉内構

造物等の比較的放射能レベルが高い廃棄物の余裕深度処分については、1988年に原子力委員会原子力バックエンド対策専門部が基本的概念を示して以来、国と事業者の検討が進められており、これに対応して日本原子力学会でもL1廃棄物処分の安全評価手法、施設検査方法、埋設後管理標準を制定してきた^{8), 9), 12)}。しかし、これらは現在原子力規制委員会で検討されている廃炉等に伴う放射性廃棄物の新規制基準に適合していないので、L1廃棄物処分に係る学会標準は改定する必要がある。

本報告では、埋設処分の安全確保の考え方に関して、新規制基準に対応する改定を終えたL2、L3廃棄物処分の安全評価手法標準¹³⁾と埋設後管理標準¹⁴⁾を主に参照して論ずることとする。

なお、L2、L3廃棄物処分では、他に施設検査方法標準^{10), 11)}もあるが、日本原子力学会では、これらは新規制基準に対応する改定を検討している段階にあるので本報告では取り上げない。

また、L1廃棄物処分については、国で検討されている新規制基準案を参考にして、中深度処分における新たな安全確保の考え方を考察し、合わせて学会標準の改定のポイントについても紹介する。

以上の国内法規制と学会標準の説明を総括し、発電所廃棄物の埋設処分に係る規制動向と改定前後の学会標準との関係を、Fig. 7に整理する。

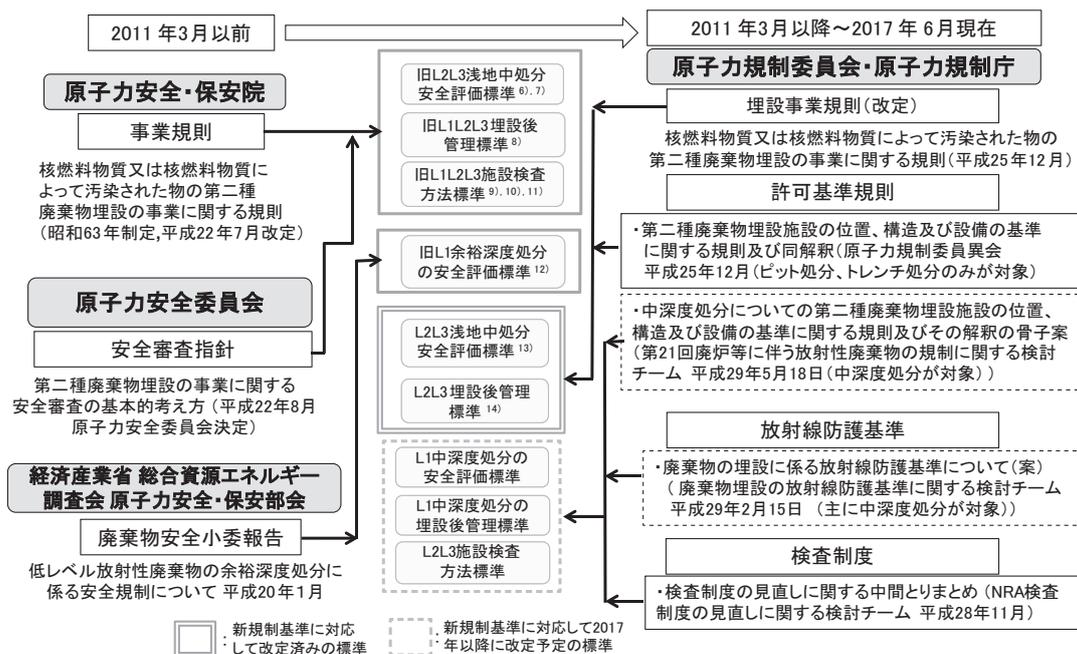


Fig. 7 Relationship between regulatory trend and academic standard

4. 発電所廃棄物処分の安全評価と安全確保の方策

4.1 処分方法別の安全評価手法

発電所廃棄物の処分方法は、その放射能濃度に応じて、廃棄体への要求、埋設の深さ、人工バリア、管理の期間などを適切に設定することで操業中から閉鎖後長期に至るまで十分な安全レベルを満足するように設定される。

安全評価の原則は処分方法によって異なるものではないが、廃棄物及び処分方法によって、潜在的危険度、期待する安全機能、その期間などが異なるので、安全評価手法が異なることがある。

4.1.1 浅地中処分

浅地中処分（ピット処分及びトレンチ処分）を対象とした現行の新規制基準に基づいて、2017年3月8日に制定決議された日本原子力学会標準「浅地中処分の安全評価手法：2016」¹³⁾では、管理期間終了後の安全評価シナリオの状態設定をTable 1のように実施することとしている。ここで、基本シナリオは、過去及び現在の状況から、廃棄物埋設地及びその周辺の地質環境、被ばく経路の特性に基づき将来起こる可能性が最も高いと予見される一連の変化を考慮し、科学的に最も可能性が高いと考えられる状態設定とパラメータを用いて評価するもの、また、変動シナリオは、基本シナリオに対する不確かさを網羅的に考慮した状態設定の下で、科学的に合理的と考えられる範囲で最も厳しい設定によって評価するものである。管理期間内は、平常時及び事故時の線量を評価する。学会標準では、安全評価を実施するために、その考え方、考慮事項、評価シナリオ、処分システムの状態設定、被ばく経路、安全評価の実施手順等が規定されている。また、附属書では、浅地中処分の概念、不確かさの取り扱い、安全評価上重要な放射性核種、核種移行、被ばく経路の評価方法、主要パラメータの感度解析例、主要なバリア機能の要因分析例、基本FEPリスト、処分システムの状態設定例、移行経路 (Fig. 8)、各シナリオの評価モデル、評価パラメータ、及び線量評価例 (Fig. 9、Fig. 10) などが必要に応じてピット処分とトレンチ処分を区別しつつ示されている。

Fig. 8では、処分施設から出た放射性物質が、

Table 1 Disposal system description and target dose for the post institutional control period ¹³⁾

安全評価シナリオ	地質環境	廃棄物埋設地	生活環境 (評価対象者)	めやす線量 ^{e)}
基本シナリオ ^{a)}	基本設定	基本設定	基本設定 (一般的な生活様式の公衆)	10 μ Sv/年
変動シナリオ ^{a)}	基本設定	変動設定	基本設定 (一般的な生活様式の公衆)	300 μ Sv/年
	変動設定	地質環境の変動に対応した設定	基本設定 ^{c)} (一般的な生活様式の公衆)	300 μ Sv/年
その他のシナリオ ^{b)}	発生前：基本設定 発生後：自然現象又は人為事象に対応した保守的な想定		基本設定 ^{d)} (一般的な生活様式の公衆)	1 mSv/年

a) 基本シナリオ及び変動シナリオでは、地下水、ガス及び接近による被ばくを考慮する。
 b) ボーリングによる移行経路短絡シナリオ、廃棄物埋設地近傍地下水摂取シナリオ及び廃棄物埋設地掘削シナリオなどを対象とする。
 c) 必要に応じて地質環境の変動設定に対応して設定する。
 d) 人為事象に直接関係する生活環境及び評価対象者は人為事象シナリオの設定の中で考慮する。
 e) 許可基準規則・解釈による。

固体のまま、または、地下水を媒体として、人間の生活圏となっている場所へ、時間をかけて移動し、そこが主要な汚染源となることを示している。

Fig. 9はトレンチ処分の人為事象シナリオ、Fig. 10はピット処分の地下水移行シナリオの線量評価の例で、放射性核種ごとの被ばく線量とそれらを全核種分合計した被ばく線量を太線にて時系列で示している。ここで、Fig. 9の被ばく線量のピークはY軸上にあるが、50年間の管理期間の終了後から評価対象期間となるため、50年後の1 μ Sv/aが評価上のピークとなる。また、Fig. 10の被ばく線量のピークは1,000年後の5 μ Sv/aとなる。

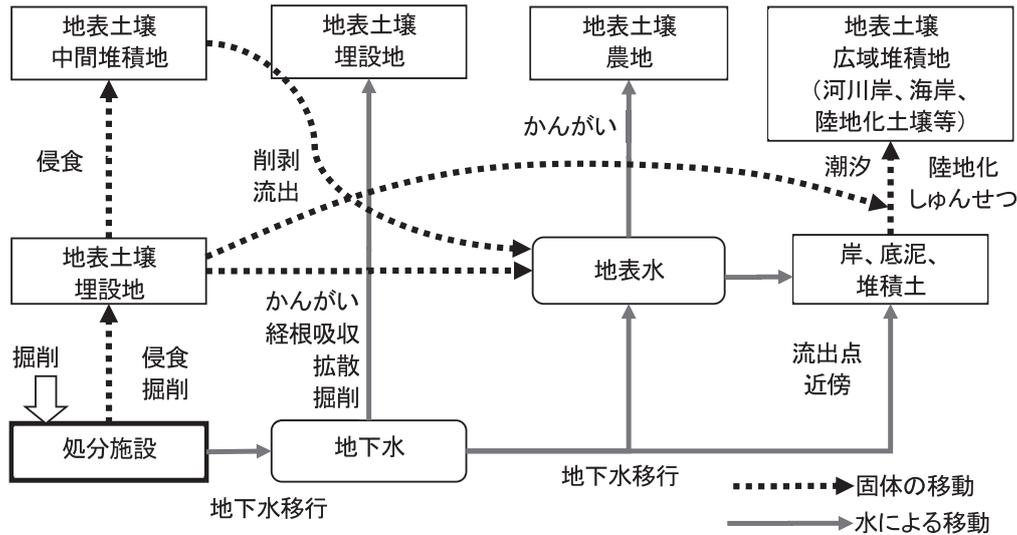


Fig. 8 Major pathways to the living environment (based on 13), and partially modified

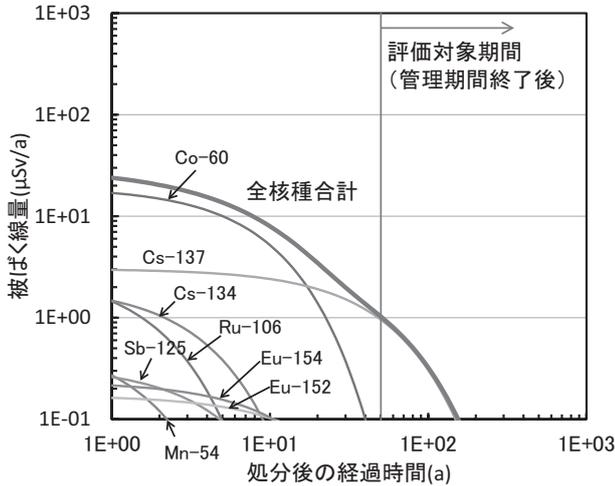


Fig. 9 Example of dose calculation for intruder construction scenario in a trench disposal ¹³⁾

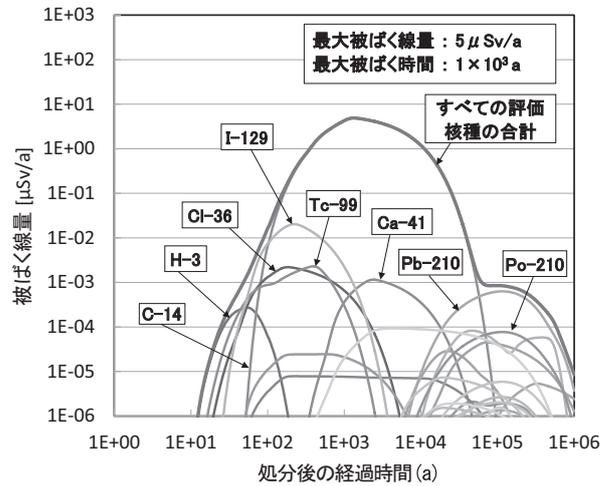


Fig. 10 Example of dose calculation for groundwater migration scenario in a concrete pit disposal ¹³⁾

4.1.2 中深度処分

余裕深度処分の安全評価手法標準は2008年に制定¹²⁾されているが、その後、2010年に安全審査の基本的考え方が改訂され、さらに、2013年の浅地中処分に関する新規制基準に相当する中深度処分の新規制基準の検討が進められている。

NRAの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(2017年6月1日)の「廃棄物埋設地の設計プロセス及び線量評価に係る審査ガイドの骨子案」では、数万年を超える長期の不確実性を考慮して防護の実効性を確保するために、ALARAの考え方が規制要求に取り入れられ、

安全評価の枠組みが浅地中処分のものから進化している。具体的には、Table 1のシナリオの分類は一つに統合され、0.3 mSv/年が判断基準とすること、及び、廃止措置終了後の人間侵入による短絡経路の影響と10万年後の廃棄物との接触を考慮した仮想シナリオの線量が20 mSv/年を超えないことなども議論されている。また、設計段階では数値基準はないが処分システムの性能の評価が求められる。そのため、中深度処分の安全評価手法標準については、これらの枠組み変更に対応するとともに、評価事例についても見直す必要があると考えられる。

4.2 処分方法別の安全確保の方策

4.2.1 安全確保の基本的な考え方

ICRP Publ. 103の203項で示されている防護の最適化の原則は、ALARAの原則とも呼ばれており、公衆の被ばくについて、「経済的及び社会的要因を考慮して、合理的に達成できる限り低く保たれるべき」と勧告している。発電所廃棄物の埋設施設がALARAの原則に従い、安全性を確保するには、適切な設計、施工、管理を行うことが求められる。

発電所廃棄物の埋設施設では、放射性物質から放出される放射線から公衆を守るために、次のような基本安全機能が求められる。

- ・遮蔽：放射線源と公衆との間に物体を挿入して放射線を遮る機能
- ・閉じ込め：ある一定の期間、埋設施設からの放射性物質の有意な漏えいを防止する機能
- ・移行抑制：埋設施設から地下水を介して生活環境へ移動する放射性物質を低減する機能
- ・離隔：埋設施設の深度を確保することで、偶発的な人間侵入による被ばくを防止・低減する機能
- ・飛散防止：廃棄物を埋設する際に、放射性物質が飛散する恐れがあるときに、それを防止する機能

発電所廃棄物の処分では、放射能レベルに応じた処分方法が選択される。埋設施設に求められる基本安全機能の種類とそれを確保するために必要な措置の程度は処分方法ごとに異なり、一般に放射能レベルが小さいほど簡易なものとなる。この考え方は、IAEA SSR-5で用いられている等級別アプローチ (Graded Approach) に通じるものであるが、このアプローチでは廃棄物の放射能リスクだけでなくサイトや処分施設の複雑さなども考慮するとしている。

個別の埋設施設の設計では、各部位に、基本安全機能を適切に配分し、時系列で状態設定を行った上で、前節で説明した安全評価手法によって、公衆の放射線被ばくに対する安全性を確認する。

埋設施設の施工では、各部位に期待する基本安全機能が確保されることを確認するために、技術的要件に基づき、施設検査を行う。

埋設施設の管理では、設計段階で想定した基本

安全機能を満足するため、放射能レベルと事業の進展に応じて適切な管理措置を行う。この管理措置は、埋設事業規則に基づいて実施されるが、その具体的な内容は、埋設後管理標準 (2016年制定¹⁴⁾、中深度処分は今後改定) で規定されている。

放射性廃棄物の放射能レベルは、ウランなどの特定の核種を除き、時間の経過と共に減衰する。また廃棄物の埋設の終了後、覆土や坑道の埋戻しが完了すると、十分な遮蔽が確保されるなど、操業中の状態に比べて施設自体の安全性が向上する。そのため、埋設施設の管理措置は、覆土または坑道の埋戻しを完了するまでの埋設段階から保全段階への移行を境に軽減することができる。このように放射能の減衰と埋設施設の状態に応じて段階的に管理措置を軽減していくアプローチを段階管理と呼んでいる。

発電所廃棄物の処分を実施される管理措置とその管理項目について、Table 2 に示す。

Table 2 Management measures in disposal of decommissioning waste etc. (based on 8), 14))

管理措置	管理項目
遮蔽その他適切な措置	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物 (廃棄体) の受入れ検査 ・適切な操業管理や保全の措置 ・遮蔽体施工時の施設検査 ・遮蔽体の巡視・点検
監視	<ul style="list-style-type: none"> ・施設の近傍または周辺監視区域内の地下水の放射性物質濃度の測定
廃棄物埋設地に係る保全	<ul style="list-style-type: none"> ・各種の区域設定や区域内の管理 ・監視設備、測定設備の維持管理
覆土の施工	<ul style="list-style-type: none"> ・覆土材の選定方法 ・覆土の施工方法、厚さ
坑道の埋戻し部の施工	<ul style="list-style-type: none"> ・埋戻し材の選定方法 ・坑道の埋戻し部の施工方法
飛散防止のための措置	<ul style="list-style-type: none"> ・作業手順の遵守 ・テントなどの設備の確認
周辺監視区域などに係る監視	<ul style="list-style-type: none"> ・周辺監視区域付近の地下水の放射性物質濃度の測定 ・周辺監視区域の放射線量の測定
定期的な評価等	<ul style="list-style-type: none"> ・定期的な評価等の計画 ・最新知見の収集 ・最新知見を反映した評価の実施 ・評価の結果に基づく措置
記録	<ul style="list-style-type: none"> ・記録の項目、保存の方法・期間

4.2.2 トレンチ処分

トレンチ処分の対象のL3廃棄物は、放射能レベルの極めて低い廃棄物であり、埋設施設で人工バリアは必須な要件ではなく、閉じ込めの機能は求められていないが、移行抑制と遮蔽の機能が求められている。また埋設段階の覆土施工前までは飛散防止の機能も求められている。

トレンチ処分では、廃棄物に接近することによる公衆被ばくのリスクを低減するために、覆土完了後の50年程度を保全段階とし、廃棄物埋設地に係る保全を行う。

L3廃棄物のトレンチ処分求められる基本安全機能と管理措置の関係をTable 3に示す。

Table 3 Relationship between fundamental safety functions and management measures (trench-type near-surface disposal) (based on 14)

段階	基本安全機能	管理措置
埋設段階 Fig. 11 参照	遮蔽	遮蔽その他適切な措置
	飛散防止	飛散防止のための措置
	移行抑制	覆土の施工 廃棄物埋設地に係る保全 監視
保全段階 Fig. 12 参照	遮蔽	遮蔽その他適切な措置
	移行抑制	廃棄物埋設地に係る保全 監視

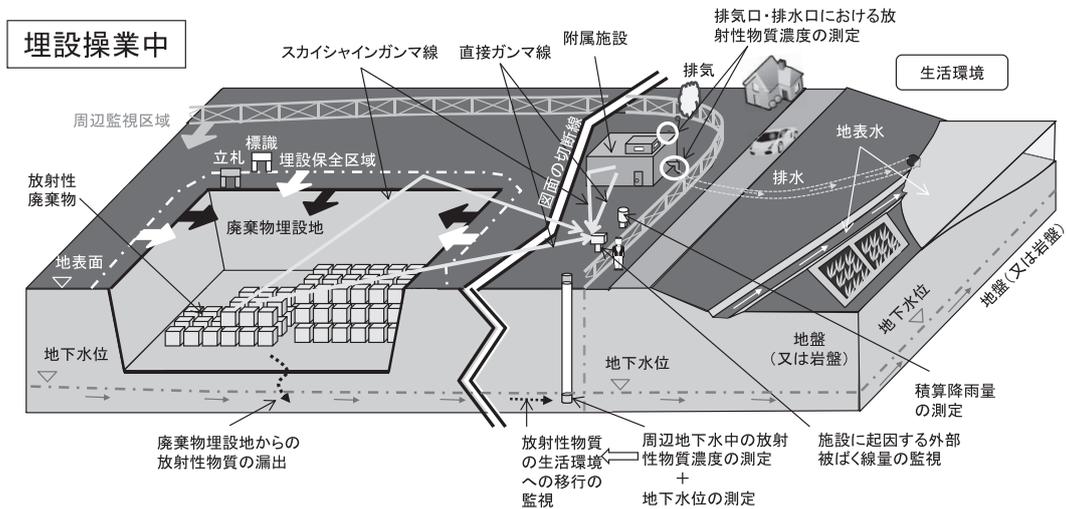


Fig. 11 Management measures in operation phase (trench-type near-surface disposal) (based on 14), and partially modified)

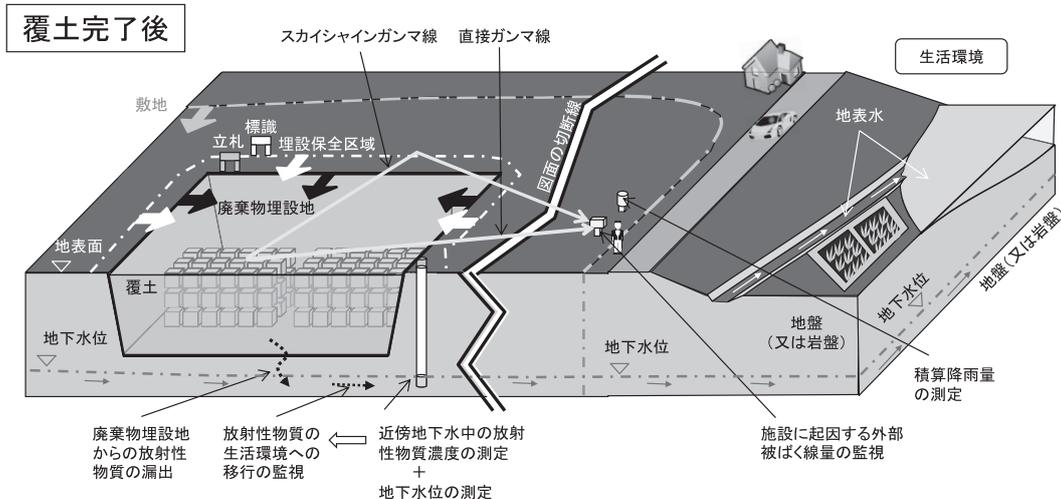


Fig. 12 Management measures in maintenance phase (trench-type near-surface disposal) (based on 14), and partially modified)

4.2.3 ピット処分

ピット処分の対象のL2廃棄物は、放射能レベルの低い廃棄物であり、コンクリートピット内に埋設される。埋設施設では、遮蔽の機能と、埋設段階は閉じ込め、保全段階（及び埋設段階の覆土の施工）では移行抑制の機能が求められている。

ピット処分では、廃棄物に接近することによる公衆被ばくのリスクを低減するために、覆土完了後の300~400年程度（トレンチ処分と同様の考え方で期間を長めに確保）を保全段階とし、廃棄物埋設地に係る保全を行う。

L2廃棄物のピット処分で求められる基本安全機能と管理措置の関係をTable 4に示す。

Table 4 Relationship between fundamental safety functions and management measures (pit-type near-surface disposal) (based on 14)

段階	基本安全機能	管理措置
埋設段階 Fig. 13 参照	遮蔽	遮蔽その他適切な措置
	閉じ込め	廃棄物埋設地に係る保全 監視
	移行抑制	覆土の施工
保全段階 Fig. 14 参照	遮蔽	遮蔽その他適切な措置
	移行抑制	廃棄物埋設地に係る保全 監視

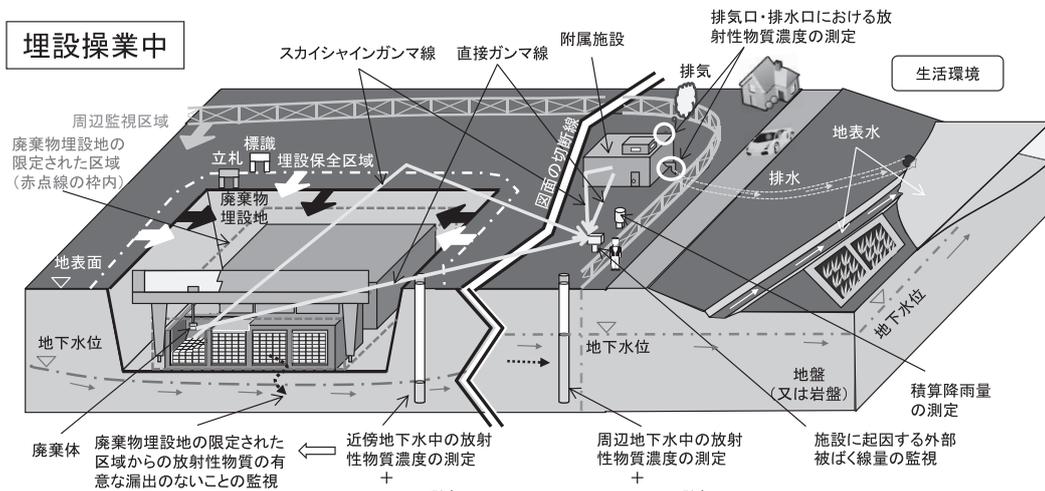


Fig. 13 Management measures in operation phase (pit-type near-surface disposal) (based on 14), and partially modified

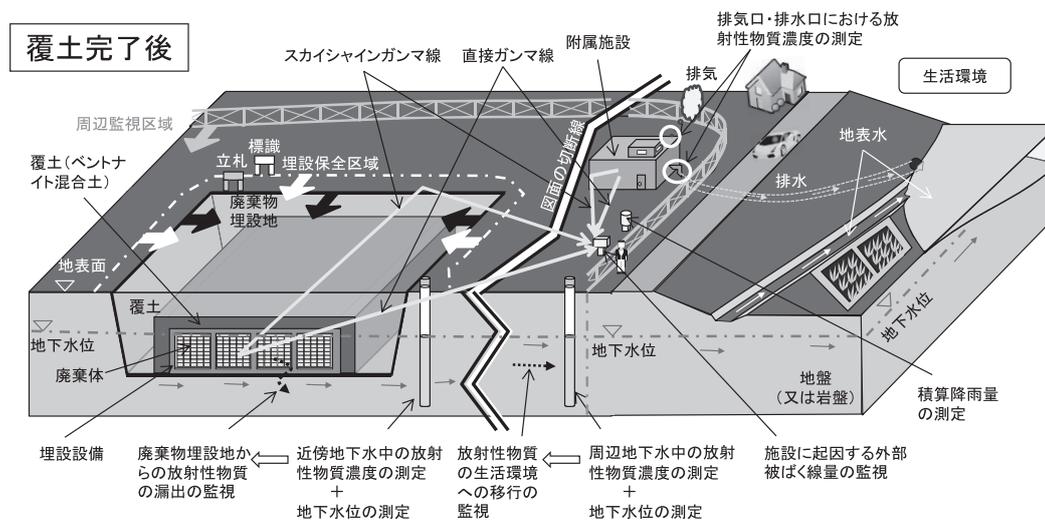


Fig. 14 Management measures in maintenance phase (pit-type near-surface disposal) (based on 14), and partially modified

4.2.4 中深度処分

中深度処分の対象のL1廃棄物は、放射能レベルの比較的高い廃棄物であり、地下空洞内のコンクリートピット内に埋設され、多重の人工バリアが構築される。中深度処分の埋設施設の管理に係る埋設事業規則の改定では、次の点が着目される。

- ・評価で用いた天然バリアに係るモデルやパラメータ等については、建設段階で確認できる範囲やその方法の見通しを事業許可申請で提示
- ・定期的な評価等や放射線モニタリングを行い、閉じ込めと離隔に係る設計が最新知見を反映してもなお基準適合性を満足していることを確認
- ・国が指定廃棄物埋設区域を設定し、規制期間中及び規制期間終了後の特定行為を制限

中深度処分の新規制基準に対応する学会標準の改定では、これらの着目点を考慮し、事業者の有効な手引きとなる標準を目指す必要がある。

5. まとめ

原子力関連事業者が国内法規制や国際基準に基づいて発電所廃棄物の埋設処分を安全かつ円滑に遂行する上で、安全評価手法や埋設後管理等の日本原子力学会標準は有力な手引きとなる。

本報告では、新規制基準に対応して改定したピット処分及びトレンチ処分の学会標準を参照して、安全確保の考え方すなわち埋設処分における公衆の放射線防護を達成する方法、あるいは将来にわたって達成されていることを線量評価によって検証する方法を紹介した。これらの学会標準を参考にして、実際の埋設施設の設計、安全評価、埋設の操業、覆土の施工、地下水監視や定期的な評価等からなる埋設後管理を今後も効率良く実施することで、安全確保は達成できると期待される。

一方、中深度処分では、安全確保の成否を左右する技術的要素として、埋設施設の立地条件（特に深度）、廃棄物の放射能濃度や長半減期核種を含む核種組成、埋設施設の閉じ込め性能等に加えて、地下深部から人間環境へ移行する放射性物質の監視、埋設終了時から数万年先の将来に亘る公衆の被ばく線量評価が挙げられる。今後、学会標準の改定を進め、事業で効率良く活用されることで、安全確保の方策が確実に行われることが望まれる。

参考文献

- 1) 日本原子力文化財団, “原子力・エネルギー図面集2016,” p. 8-1-5, (2016).
- 2) 日本原子力発電株式会社, “東海発電所における低レベル放射性廃棄物の埋設事業許可申請について, 添付資料: 第二種廃棄物埋設事業許可申請書の概要,” 平成27年7月16日, (2015).
- 3) 日本原子力文化財団, “原子力・エネルギー図面集2016,” p. 8-2-1, (2016).
- 4) 濱中孝之, 京谷修, 白井裕, 中西誠一郎, 大野法行, “新規廃棄物を想定した処分施設の概念検討,” 日本原子力学会, 2014年春の年会, I03, p. 357, (2014).
- 5) 原子力規制委員会, “第61回原子力規制委員会資料7のうち, 資料集の資料6 廃棄物の埋設の設計に関する審査ガイド等に盛り込む事項について,” 平成29年2月15日, (2017).
- 6) 日本原子力学会標準, “浅地中ピット処分の安全評価手法:2012,” AESJ-SC-F023:2012.
- 7) 日本原子力学会標準, “浅地中トレンチ処分の安全評価手法:2013,” AESJ-SC-F024:2013.
- 8) 日本原子力学会標準, “低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る埋戻し方法及び施設の管理方法:2010,” AESJ-SC-F016:2010.
- 9) 日本原子力学会標準, “余裕深度処分施設の施設検査方法:2010,” AESJ-SC-F019:2010.
- 10) 日本原子力学会標準, “ピット処分施設の施設検査方法:2010,” AESJ-SC-F018:2010.
- 11) 日本原子力学会標準, “トレンチ処分施設の施設検査方法:2010,” AESJ-SC-F017:2010.
- 12) 日本原子力学会標準, “余裕深度処分の安全評価手法:2008,” AESJ-SC-F012:2008.
- 13) 日本原子力学会標準案, “浅地中処分の安全評価手法:201X,” 2016年12月19日~2017年2月18日公衆審査, 2017年3月8日標準委員会で制定決議.
- 14) 日本原子力学会標準案, “低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法:201X, -ピット処分及びトレンチ処分編-,” 2016年6月20日~7月19日公衆審査, 2017年9月13日標準委員会で制定決議.

廃止措置における高速炉ナトリウムの処理及び処分技術の現状

仲井 悟*

Current Status and Issues of Sodium Removal and Disposal from LMFR in the Framework of Decommissioning

Satoru NAKAI*

高速増殖原型炉もんじゅ発電所（以下「もんじゅ」）は建設段階であるが、2016年12月に安全かつ確実な廃止措置を実施することが決定した。「もんじゅ」は冷却材に化学的に活性なナトリウムを使用するなど、軽水炉とは異なる特徴があり、廃止措置では、これを考慮して施設の解体・撤去を進める必要がある。海外のイギリス、ドイツ、アメリカ、フランス等では、廃止措置を実施した先行例があり、参考にすることができる。ここでは、ナトリウムの処理、処分に関し海外の事例を調査し、その状況と課題について報告する。

Prototype fast breeder reactor power plant “Monju” which is under construction was decided by the Japanese government not to operate but to be decommissioned safely and surely in December 2016. In the view point of decommissioning, one of the major difference from LWR is sodium as a coolant. In the overseas such as U.K., Germany, the United States and France, there are the precedent examples of decommissioning and can be referred to it. This report describes the current status and issues of overseas technologies about removal and disposal of sodium.

1. 「もんじゅ」の概要

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、電気出力約28万kW、わが国初のナトリウム冷却の高速増殖炉発電プラントである。「もんじゅ」は、1985年10月から福井県敦賀市に建設を開始、1991年5月には機器据え付けを完了し、1992年12月には性能試験を開始、1994年4月に初臨界、1995年8月に初送電を行った。性能試験期間中の1995年12月、「もんじゅ」は、2次主冷却系配管に設置されていた温度計のさやが破損し、2次主冷却系のナトリウム(Na)が漏えいする事故が発生した。

ナトリウム漏えい事故の原因究明と対策、「もんじゅ」の安全性を再確認する安全性総点検などを踏まえ、2010年5月に試運転を再開し、試運転

再開後の性能試験の第1ステップである炉心確認試験を2010年7月に完了した。その後、停止状態を継続している。

2. 世界の高速炉の状況

世界には、運転中あるいは廃止措置中の多くの高速炉が存在する。世界の高速炉の状況と主要目をTable 1に示す^{1), 2)}。Table 1は文献1), 2)を基に加筆・修正したものである。多くの高速炉の冷却材はナトリウムであり、一部ナトリウム/カリウム合金(以下NaK)である。1950年から1970年代にかけて多くの実験炉や原型炉が運転を開始したが、その多くは運転を停止し、廃炉中である。現在、稼働している高速炉はロシアの実験炉、原

* : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 次世代高速炉サイクル研究開発センター
(Advanced Fast Reactor Cycle System Development Center, Japan Atomic Energy Agency)

Table 1 Main liquid metal cooled reactors ^{1), 2)}

プラント		国	炉型	熱/電気出力 (MWth/e)	1次/2次冷却材 容量 (トン)	運転期間 (年)	状況 (2016年)	
実 験 炉	RAPSODIE	France	ループ	40/0	Na 37/20	1967 - 83	廃炉中	
	KNK II	Germany		58/20	Na 27/50	1972 - 91	廃炉中	
	DFR	UK		60/15	NaK 51/63	1959 - 77	廃炉中	
	EBR I	USA		1.4/0.2	NaK 15/18.5	1951 - 63	廃炉	
	SEFOR	USA		20	Na	1969 - 72	遮へい隔離	
	EBR II	USA	プール	62/20	Na 286/41	1961 - 94	廃炉中	
	FERMI 1	USA	ループ	200/61	Na 160/102	1963 - 72	廃炉中	
	FFTF	USA		400/0	Na 406/199	1980 - 92	廃炉中	
	常陽	Japan		140	Na 126/73	1977 -	運転中	
	BR-10	Russian F.		8/0	Na 2/5	1958 - 2003	廃炉中	
	SRE	USA		20	Na 27	1957 - 64	廃炉	
	HALLAM	USA	ループ	254	Na 260/370	1963 - 64	廃炉	
	BOR-60	Russian F.		55/12	Na 22/20	1968 -	運転中	
	CEFR	China		プール	65/23	Na 260/48	2010 -	運転中
	FBTR	India		ループ	40/13	Na 27/44	1985 -	運転中
原 型 炉 ・ 実 証 炉	PHENIX	France	プール	563/255	Na 800/381	1973 - 2009	廃炉中	
	PFR	UK		650/250	Na 850/240	1974 - 94	廃炉中	
	BN-350	Kazakhstan	ループ	750/130	NaK 470/450	1972 - 99	廃炉中	
	もんじゅ	Japan		714/280	Na 760/760	1995 - 2010	廃炉準備中	
	SUPER PHENIX	France	プール	2090/1242	Na 3200/1500	1985 - 98	廃炉中	
	BN-600	Russian F.		1470/600	Na 770/830	1980 -	運転中	
	BN-800	Russian F.		2100/870	Na 820/1100	2014 -	運転中	
	PFBR	India		1250/500	Na 1100/410	2017 -	運転予定	

型炉、実証炉とインド、中国の実験炉である。

高速炉の冷却材として用いられているナトリウムは、高沸点であり常圧で使用できる、高い熱除去能力を有している、構造材料との共存性が良い等の利点を有しているが、化学的活性度が高く空気や水等の多くの物質と反応することや光学的に不透明であることが不利な点である。

3. ナトリウム冷却高速炉の廃止措置のステップ

3.1 廃止措置のステップ

IAEAの安全基準によれば、廃止措置(デコミッションング)という用語は、規制要件の一部、あるいは全てを放射性物質の使用等を行う施設から解除するようにとられる管理上及び技術的な措置を意味する。廃止措置の方策として即時解体撤去

と遅延解体がある³⁾。

- ・即時解体撤去は、施設が制限無しの使用あるいは、規制機関による制限付きの使用が許容されるレベルまで、放射性汚染物を含む施設の機器、構造物等を撤去あるいは、除染する方策である。この場合、廃止措置の実施活動は、運転を停止した後短期間で開始される。
- ・遅延解体は核燃料の除去後、放射性汚染物質を含む施設の一部あるいは全てを後に除染及び／あるいは解体できるまで安全に貯蔵、維持できるような状態にする方策である。
- ・遮へい隔離あるいは埋葬(entombment)は廃止措置の方策ではなく計画的な運転停止後オプションではなく、過酷事故等による例外的な状況で考慮される方策である。

3.2 廃止措置で考慮すべき事項

原子力プラントの廃止措置において考慮すべき事項は法令遵守及び社会的受容を満足することを前提に、以下の通りと考えられる。

- ・施設及び作業員の安全の確保
- ・作業員の被ばくの最小化
- ・放射性廃棄物の最小化
- ・時間的制約を満足すること
- ・廃炉コストの低減

廃止措置は複数のステップに分けられ、10年以上の長期間が必要となるが、不要に長期間を要すると、その間のプラント維持が必要となることに留意する必要がある。

3.3 高速炉の廃止措置

高速炉の廃止措置の実況をTable 2に示す^{1)~19)}。Table 2は文献1)~19)を基に一部加筆・修正したものである。

軽水炉と高速炉の最大の差は冷却材の差である。軽水炉の冷却材の水は、放射性物質を含むことを除けば、それ自体に危険性はなく、ドレン、移送、純化等が可能である。一方、高速炉における廃止措置においては、放射性物質の取り扱いに加えて冷却材として使用されているナトリウムあるいはNaKが化学的に活性であることによるリスクを考慮する必要がある。

なお、NaKは常温で液体であることを除いてナトリウムとほぼ同様な化学的特性を有していることから、以下では、ナトリウムを代表として記載する。

ナトリウムは水あるいは酸素と反応し、熱を発生するとともに、可燃性の水素及び腐食性物質を生成する。1次冷却材では、炉心での中性子照射により放射性元素である²²Naが生成されるとともに、腐食生成物である⁵⁴Mnや⁶⁰Coが含まれる。また、燃料ピン破損が生じたプラントにおいては、¹³⁷Csなどの核分裂生成物やU、Pu等の核燃料物質がナトリウムに含まれる場合がある。

これらのナトリウムの特徴から、高速炉の廃止措置においては、ナトリウムのリスクを避けるあるいは低減するため、ナトリウムが付着した機器の取扱いは不活性ガス雰囲気下で行う、あるいはプラントに存在するナトリウムを解体に先行して

処理することが必要となる。ナトリウムによるリスクと廃止措置における考慮すべき事項を踏まえ、高速炉の廃止措置のステップは概ね以下の手順で実施されている。

- ・炉心燃料等の取り出し

燃料取り出しに必要な設備及び炉心崩壊熱除去あるいは、炉容器内ナトリウム固化の防止に必要な設備の維持が必要である。機能維持に必要な設備の例としては、燃料取扱い設備、1次主冷却系設備予熱設備等が挙げられる。

- ・ナトリウムドレン

この段階では、ドレンに必要な設備として必要に応じた仮設タンクの設置、本設の設備でドレンが困難な部位のナトリウムを抜取るためのプラントの改造、そのための治具の開発等が必要となることが考えられる。

- ・大量のナトリウム処理

ドレンあるいは、系統から抜きとったナトリウムを他目的に使用する場合を除き、化学的に活性かつ1次系では放射性物質を含んだ数十から数百tオーダーの大量のナトリウムの化学的安定化及び放射性廃棄物として処理可能な形態に転換する。

- ・残留ナトリウムの処理

ナトリウムドレンや抜取りを行っても、系統には膜状のナトリウム及び抜取困難なナトリウムが残留する。残留量は炉の構造に依存するが、数十kgから数t残留する。残留ナトリウムの有無が機器の解体手法に大きく影響することから、残留ナトリウムの除去や化学的な安定化が多くの炉で行われている。なお、2次系は残留ナトリウムを残したまま、機器の解体を行いつつ、解体時にナトリウム除去(洗浄)を行う場合もある。

- ・機器解体

2次系機器は比較的容易に大気中での解体が実施可能であるが、1次系機器、特に炉容器は放射線量が高いことから、残留ナトリウムの処理法の選択と相まってその解体手法を選定する必要がある。

廃止措置の手順に関し、各国の高速炉は異なる手法を採用している。これは、各国の高速炉の設計に依存するとともに、各国の法規制や原子力政策の状況等に依存していると考えられるが、多くの廃止措置の経験を踏まえ、合理的な廃炉措置手

Table 2 Decommissioning strategy of several SFR ^{1)~19)}

タスク	RAPSODIE	KNK-II	PFR	SPX	EBR-II	BN-350
2次系ドレン	完了、2基のタンクにドレン	完了、200Lドラム缶に保管	完了、タンクに貯蔵	完了、タンクに貯蔵	完了、ナトリウム処理施設 (SPF) にEMPで移送	完了、Ulba metallurgical plantへ輸送
核燃料脱荷	完了 (模擬燃料集合体を不使用)	完了 (模擬燃料集合体を不使用)	完了 (元の模擬燃料集合体を使用)	完了 (模擬燃料集合体を不使用)	完了 (模擬燃料集合体を使用) し乾式貯蔵	完了し金属・コンクリートキャスクで乾式貯蔵
1次ナトリウムドレン	既設タンクにドレン、系統は燃料脱荷前、炉内は脱荷後	ドラム缶にドレン	完了 (8トン残留)	完了	完了、ナトリウム処理施設 (SPF) にEMPで移送	完了、ナトリウム処理施設 (SPF) に移送予定
1次系機器の処理	完了 (既設の洗浄ピット使用)	ナトリウム残留のままで解体 (切断) 後ナトリウム洗浄	1次容器中に残り、容器解体時に処理	撤去後、大気中で処理、その後洗浄ピットで処理	炉容器中に残した	
2次系機器の処理	大気中で完了	大気中で切断、洗浄	実施中	大気中で完了	大気中で完了	
1次ナトリウムの処理	完了、NOAH法	完了 (英国ドーンレイサイト)	完了 (NOAH法にてNaOH化)	完了 (NOAH法)	完了 (ANL法、NaOH固化体)	ANL法で実施予定
1次ナトリウム処理後の廃液 (廃棄物) 処理	NaOHはラ・アージュ再処理工場で使用	NaOHを中和後、除染し海に放出	NaOHを中和後、除染し海に放出	NaOHを直接セメント固化体化 (極低レベル廃棄物)	固体低レベル廃棄物として保管	NaOHを geo cement stone に転換
2次ナトリウム処理	NOAH法で処理予定	完了	1次ナトリウムと同一	完了 (NOAH法)	完了 (ANL法、NaOH固化体)	再利用
1次系残留ナトリウムの処理	1次系機器は炉容器から隔離後エチルカルビトールで洗浄。洗浄中の爆発により中止。炭酸ナトリウム化を計画	湿潤窒素ガス注入後、乾燥 (残留ナトリウム量推計は30L)	湿潤窒素洗浄あるいは炭酸ナトリウム化を計画	炭酸ナトリウム化後、注水予定	湿り炭酸ガスで炭酸ナトリウム化。残留ナトリウム、炭酸ナトリウム等は湿り窒素ガスで処理	炭酸ナトリウム化 (EBR-II と同一プロセス)
2次系残留ナトリウムの処理	残留ナトリウムの処理をしないで大気中で実施	なし	湿潤窒素洗浄	炭酸ナトリウム化を検討中	1次系と同一手法	炭酸ナトリウム化 (EBR-II と同一プロセス)
1次容器解体	炭酸ナトリウム化、水洗等の後、満水で解体予定	サイト据付状態で窒素雰囲気下で解体 (切断) 後ナトリウム洗浄	大気中で切断予定	水中切断を計画	グラウトコンクリート (無収縮性モルタル) 充填	50年間保管
廃止措置の最終目標	解体撤去	解体撤去	解体撤去	解体撤去	遮へい隔離 (entomb)	遮へい隔離

順の確立や設計への反映も可能と考えられる。

4. 大量のナトリウム処理¹⁾

大量のナトリウム処理は大別して、連続法とバッチ法に分けられる。バッチ法としては、フラ

ンスで開発された反応容器の中でNaKと水を反応させる Autoclave reactor、ロシアで開発された真空中でナトリウムと水を反応させるプロセス、加熱された反応容器中でナトリウムをスプレイ燃焼させ、燃焼終了後水を注入するプロセス、ベルギーで開発された炭酸ガス中でナトリウムと酸素

を反応させるプロセス等が挙げられる。これらは、限定された量の高濃度に汚染されたナトリウムやナトリウム化合物の処理としては有効であるが、大量のナトリウムには使用されていない。

連続法は大量の水酸化ナトリウム水溶液中にナトリウムを注入する手法であり Rapsodie、Super Phenix (SPX)、PFR で使用された NOAH 法及び EBR-II、Fermi-1、BN-350 で使用された ANL 法が実用化されている。

4.1 NOAH 法¹⁾

NOAH 法の原理は、密閉容器内の流動する水酸化ナトリウム (NaOH) 水溶液に向かって、少量の液体ナトリウムを連続して対抗流入させて、ナトリウムと NaOH 水溶液 (水溶液中の水) を反応させるものである。Fig. 1 に Rapsodie に適用された NOAH 法の原理を示す⁴⁾。反応による熱は連続的に冷却され、NaOH 水溶液は、約 40 °C に維持される。ナトリウムは速やかに NaOH 水溶液中に分散し、ナトリウムと水との激しい反応は発生しない。NaOH は水を注入することにより 10 mol/ℓ に調整される。生成する NaOH は注入するナトリウムの約 4 倍である。反応により発生するトリチウムを含む水素ガスは、ミスト除去設備や乾燥後、大気へ放出する放射性物質を抑制するため HEPA フィルタを通した後、スタックから大気へ放出される。

NOAH 法はフランスで開発され、Rapsodie の 37 t の 1 次系ナトリウム処理に用いられた。ナトリウム処理速度は 40 kg/h であった。

大規模なプラントとしては、PFR⁵⁾、SPX に適用された。Fig. 2 に PFR に設置されたナトリウム処理プラント (SDP: Sodium Disposal Plant) の系統を示す⁵⁾。Rapsodie の経験を生かした改善と大型化が図られている。SDP と Rapsodie のナトリウム処理に使われた DESORA (DEstruction of SOdium from RApsodie) の主要な差は、以下の通り。

- ・ SDP のナトリウム処理速度は最大 138 ℓ/h であり、DESORA の約 3 倍である。これは、処理の期間と NOAH 法の 2 号機であることからスケールアップによる工程遅延のリスクを考慮して決定
- ・ 遠隔運転制御とするため、計装の充実と機器の自動化

SDP は 5 系統から構成されている。

- 1) ナトリウム供給系：炉、他の容器からナトリウムを供給し、ナトリウム及び NaK の貯蔵と注入の準備を行う。炉容器からのナトリウムは 16 t のバッチ処理でバッファータンクに移送される。このタンクで少量の NaK が混合される。窒素ガス圧でバッファータンクからバッチタンクに送付され、その後、不純物を析出するために 120 °C に冷却されたデイトンクに移送され

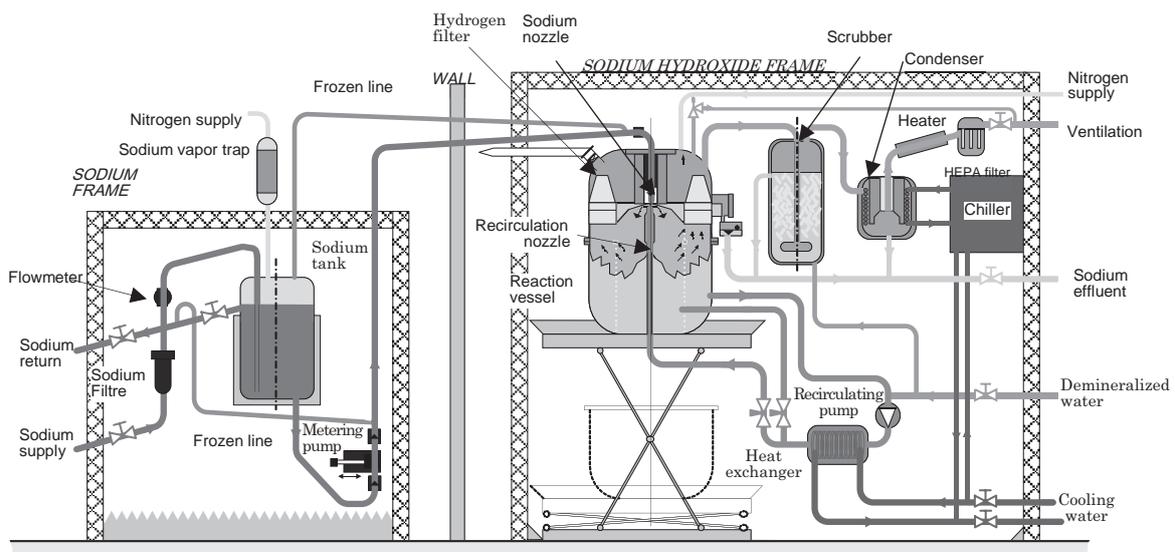


Fig. 1 Principle of the NOAH process⁴⁾
(retouched based on Fig. 2 of ref. 4) P. 2)

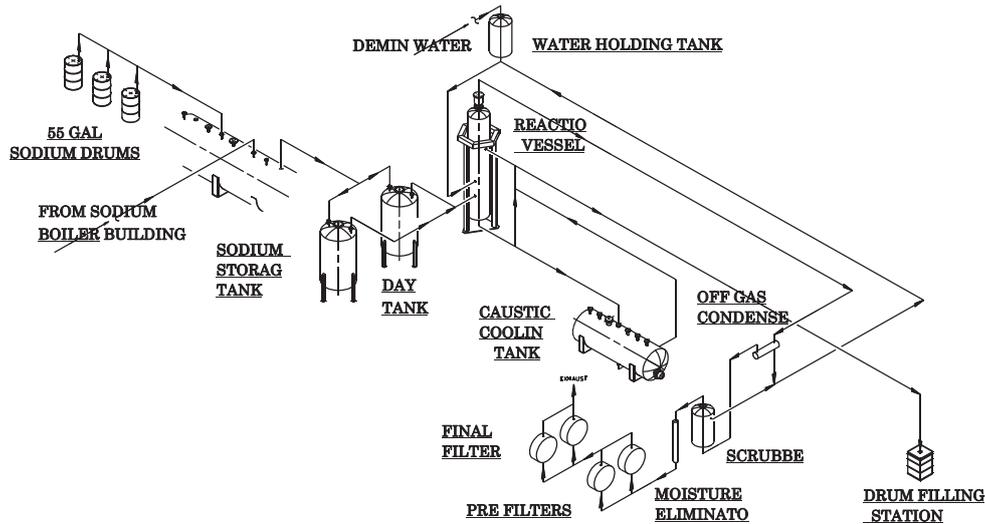


Fig. 3 Sodium process facility flow diagram²⁰⁾
(retouched based on Fig. 1 of ref. 20) P. 6)

- 1) ナトリウム系: ナトリウム貯留タンクにEBR-IIのドレンタンク及びFermi-1のドラム缶からナトリウムが移送される。ナトリウムは、貯留タンクの加圧により2つの3 m³のデイタンクに移送される。
- 2) 反応槽: デイタンクの加圧によりナトリウムは反応槽側壁を貫通したナトリウム注入ノズルにより50 % NaOH水溶液中に噴出される。ナトリウムを噴霧状にするため注入ノズルのアユラス部から窒素ガスが注入される。注入ノズル部での閉塞除去のため、アニュラス部に蒸気が注入できる。NaOH濃度上昇に対し、反応槽に水を注入することにより、NaOH水溶液温度を約185℃(約70 wt%濃度の沸点)に維持し、70 wt%濃度に制御する。高温、高濃度のNaOH環境での耐食性に優れたニッケルが使用されている。NaOH系は、再循環ポンプ、冷却タンク、貯蔵タンク、移送ポンプ等から構成されている。反応により発生する水素及び蒸気は排ガス系に流入する。
- 3) 廃液処理: NaOH水溶液は冷却後、高密度ポリエチレン製の角形ドラム缶に充填される。充填後、65℃まで冷却され、NaOH固化後、サイト内の放射性廃棄物管理施設に移送、貯蔵される。
- 4) 排ガス系: 水素及び蒸気は、反応槽頂部のメッシュデミスターを経て、凝縮器で湿分除去

のため、冷却される。スクラバーでガス中のNaOHが除去され、前置フィルタ及びHEPAフィルタで粒子を除去したのち、残りの窒素及び水素ガスは施設のスタックから放出される。排ガス系で回収された水は、反応槽の注水に再利用される。

ナトリウム処理を通じて得られた主な運転、保守上の知見として、NaOH再循環ポンプの故障及びNaOH漏えい、排ガス系への湿分及びNaOH流入に伴うフィルタ損傷、ナトリウム注入ノズルの閉塞、排ガス系の炭素鋼及びステンレス鋼のNaOH腐食、反応槽の振動によるナトリウム及び排ガス系の疲労損傷が挙げられる。

この対応として、ナトリウム処理の期間が限定されることを考慮し、再循環ポンプの並列設置、排ガス系フィルタ材質の変更及び並列化、排ガス系材料の変更、反応槽支持構造の追加等の設備の改善と、NaOH系運転温度の変更、ナトリウム注入法の見直し、点検・交換・検査の実施等の保守を行い、トラブルはあったものの重大な事象に至ることなく、計画より早期にかつ予算内で処理が完了された。

5. 残留ナトリウムの処理¹⁾

5.1 残留ナトリウムの除去

系統からナトリウムをドレン後も系統の底部に

はナトリウムが残留している。ナトリウムが残留している部位は、例えば原子炉容器の底部のようにアクセスが困難な部位である。残留ナトリウムの低減のために必要な技術は抜取技術と残留部位へのアクセス技術である。抜取法としては、機械式、気圧式、電磁式等が考えられ、アクセス技術としては、例えば、原子炉容器底部にアクセスするため、機械式穴あけ、機械切断、レーザー切断等が考えられる。

これまでに開発あるいは適用された技術として、PFR、SPXの例を以下に示す。

(1) PFR⁵⁾

PFRでは、1次容器のナトリウムは通常設備ではドレンできないため、窒素駆動のナトリウム抜取ポンプがルーフスラブ上に設置された。約11.43m³のナトリウムが配管内に、約11.25m³のナトリウムが炉心支持板とナトリウムポンプ流出部に残留している。ドリル穿孔機が炉心支持板ストロングバックを貫通するためドレン前に使用され、配管穿孔機が配管に圧力で穴をあけるために使用された。炉容器に設置された機器をFig. 4に示す。

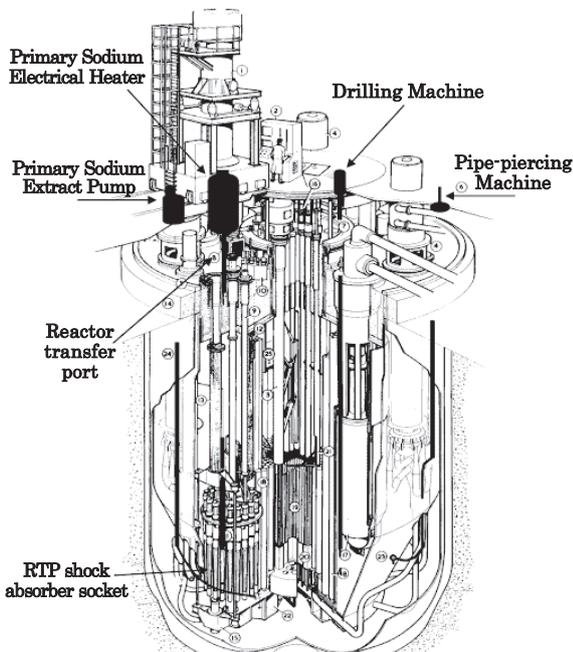


Fig. 4 Diagrammatic representation of the reactor-based equipment⁵⁾
(Fig. 3 of ref. 5) P. 47)

(2) SPX^{7), 21)}

SPXでは、コアキャッチャ部に約11.6 m³のナトリウムが残留するため、ルーフスラブに据付けられた機械式ドリルによりコアキャッチャに貫通孔を開けられた。また、1次容器からナトリウムを抜取後、1次容器内配管に残留している約2.7 m³のナトリウムを1次容器下端にドレンするため、レーザー法が開発・適用された。レーザー切断ヘッドやカメラを積載した遠隔操作の搬送機は、配管内面を走行し、所定の位置で配管を切断した。Fig. 5にその概念を示す。

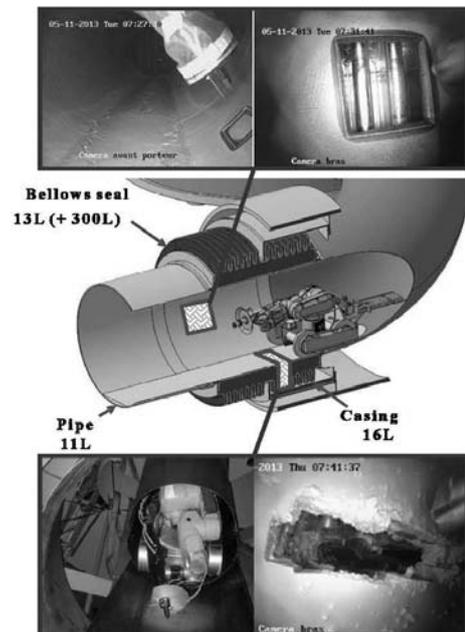


Fig. 5 Laser cutting of the LIPOSO primary vessel internal structures with the CHARLI ROV²¹⁾
(Fig. 5 of ref. 21) P. 4)

5.2 残留ナトリウムの処理

ナトリウムドレン抜取により系統内の残留量を低減しても、系統にナトリウムが残留することを避けることは困難である。例えば、原子炉容器に残留するナトリウム量は、実験炉のKNK-IIで約30 l、EBR-IIで1200 l 未満、DFRで約3.5 t (NaK)、原型炉のPFRで約9 t、実証炉のSPXで2639 lである。

KNK-IIを除き、機器の解体あるいは密封保管前に残留ナトリウムを処理し、ナトリウムの存在による作業のリスクが低減されている。これまで

に適用された残留ナトリウムの処理法としては、湿り窒素ガスあるいは窒素と蒸気の混合ガスを用いてナトリウムをNaOHに転換する手法、湿り炭酸ガスを用いてナトリウムを炭酸塩に転換する手法、アルコールによるナトリウム溶解が挙げられる。

このうち、アルコールによる溶解は1994年にRapsodieで発生した重アルコールであるエチルカルビトールを使用したタンクの残留ナトリウム洗浄実施中の爆発事故と1996年に同じく重アルコールを用いたドイツの試験施設で生じた500ℓタンクの洗浄中の爆発事故を受け、フランス、英国ではアルコール洗浄は許可されていない。なお、爆発の原因はエチルカルビトールの高温での急激な分解であり、エタノール等の軽アルコールでは生じていない^{1), 22)}。

(1) 湿り窒素ガス法¹⁾

湿り窒素ガス法 (Water Vapor Nitrogen, 以下「WVN法」) は、少量の水蒸気を含む窒素ガスを系統に注入し、残留ナトリウムと水を反応させ、ナ

トリウムをNaOHに転換する。同時に発生する水素ガスは排ガス系により安全に排出される。ナトリウムと水の反応は、水素濃度及び温度を測定し、窒素ガス中の水蒸気量により制御される。この技術は運転中のナトリウム機器の保守におけるナトリウム洗浄に広く用いられてきた。WVN法は広く用いられてきたが、主に小型容器や配管等の単純な形状に適用され、原子炉容器を代表とする大型かつ複雑な構造の経験は少ない。特に、ナトリウムと水の反応により生成するNaOHと容器底部に残留するナトリウムとの反応の制御が困難であり、激しい反応と制御困難な状態に至る可能性がある。

WVN法によるナトリウムと水との反応の模式図をFig. 6に示す。洗浄基礎試験の例として、比較的穏やかにナトリウムが洗浄される場合と、洗浄開始後ナトリウムの温度が急激に上昇しNaOH水溶液の沸騰や液面近傍で発光及び白色の煙を伴う激しい反応が観察されている²³⁾。

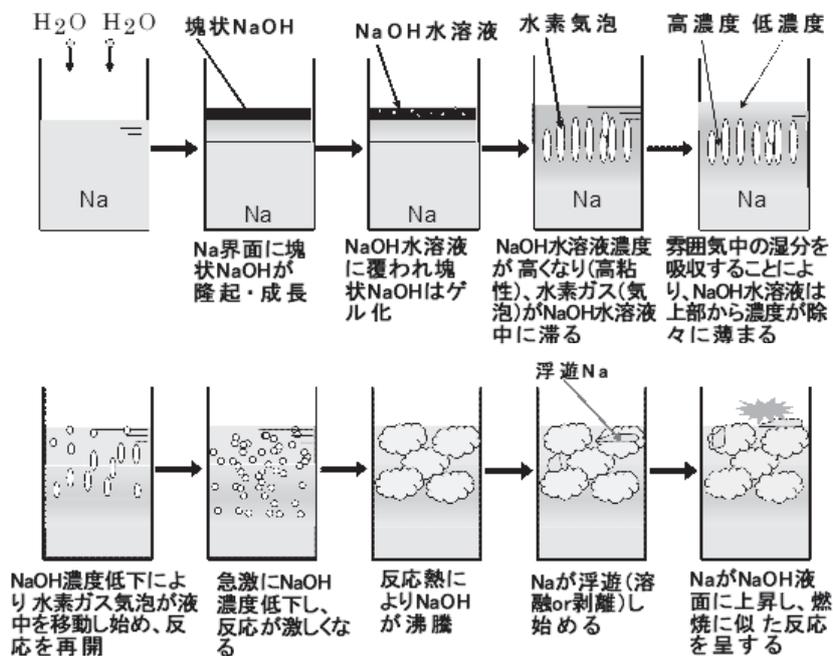


Fig. 6 Unsteady reaction (WVN)²³⁾
(Fig. 13 of ref. 23) P. 20)

(2) 実機へのWVN法の適用例

米国のHallam炉の1次容器の残留ナトリウムがWVN法により洗浄された。1次容器温度は

150℃まで上昇し、ナトリウムは溶融し、溶融ナトリウムと水との反応が生じた。82時間で洗浄は終了した¹⁾。

英国PFRの1次容器以外の残留ナトリウムの洗浄にWVN法が適用された。WVN法の基礎は確立されていたが、PFR及びDFRに適用するため、安全の観点からの運用範囲、実機の形状やナトリウムでの付着あるいは堆積状況での洗浄特性の確認のため、実験室規模、パイロットスケール、実規模の試験(Jamestown Off-Site TEST (JOST))が行われた²⁴⁾。Fig. 7に実規模試験装置を示す。JOSTはサイトでの放射性物質を含まない配管や弁、容器の洗浄に使用された。数tのナトリウムが残留しているタンクの洗浄において、急激な圧力上昇によりタンクの損傷が発生した。これは、NaOHの排出不良のため、大量のNaOH水溶液がたまり、ナトリウムと水との反応が一時停止したが、WVNによる気泡がNaOH水溶液中に入ることにより激しい反応が再開し、圧力パルスが生じた。

2次系の洗浄においては、6%の湿分を含む窒素ガスが2次系に注入され、水素ガスが検出されなくなると、残留物の洗浄のため、飽和湿度まで増加された。その後、水の注入及び循環、中和処理が行われた。WVNによる洗浄中に2回のNaOHの漏えいが生じた。1回は、ガスケットの損傷、2回目は4インチ径配管の亀裂である。2回目の漏えいの原因である配管亀裂は、WVN洗浄前に既に配管に変形が生じていたためである。運転中の熱膨張、大きな曲げモーメント、振動等により亀裂が成長したが貫通には至らない状態で存在し、その未貫通亀裂がWVNの振動により成長し貫通したものと推定された。この事象から、WVNの適用前の設備健全性確認の重要性が指摘された。また、水注入後においても、解体中に蒸気発生器やポンプで未反応のナトリウムが確認された。



Fig. 7 Jamestown Off-Site Test facility (JOST)²⁴⁾
(ref. 24) P. 577)

(3) 炭酸塩化法^{1), 7)}

本手法は露点温度以下の少量の水蒸気を含む炭酸ガスあるいは炭酸ガスと窒素ガスの混合ガスを系統に注入する。残留ナトリウムは水と反応し、NaOHを生じるが、すぐに固体炭酸塩化する。WVN法との差は、NaOH水溶液を生成せず、固体炭酸塩が生成することから、急激な反応が生じず、ナトリウムとNaOHの制御不能な反応を避けられることである。EBR-IIにおいて、炭酸塩化の検討において実施された基礎試験でのWVN法の急激な反応例をFig. 8に示す²⁵⁾。この手法は、SPXの使用済み燃料貯蔵容器、Phenixの蒸気発生器、EBR-II及びBN-350の1次系及び2次系の残留ナトリウムの処理に使用されている。

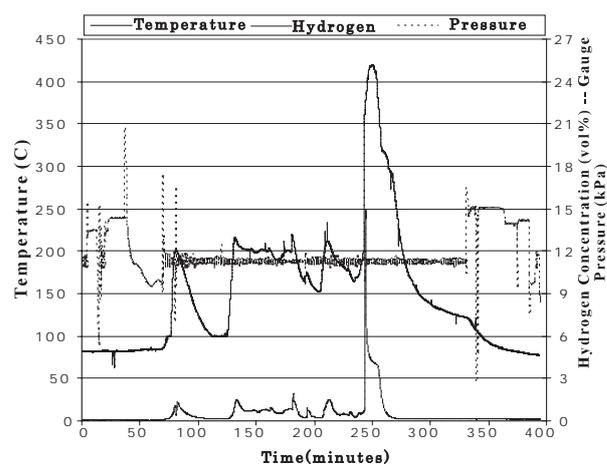


Fig. 8 Measured sample temperature, gauge pressure, and exhaust hydrogen concentration for sodium exposed to mixture of steam and nitrogen²⁵⁾
(Fig. 1 of ref. 25) P. 3)

(4) 実機への炭酸塩化の適用例²⁵⁾

WVN法はナトリウムと接するNaOH水溶液の除去が困難な場合、制御不能の激しい反応が生じる可能性があり、また、高濃度のNaOH水溶液の腐食により機器に損傷を与える可能性がある。EBR-IIでは、長期保管中の湿分等の系統への浸入に対するナトリウム保護層を形成することが有効であるとの判断から、炭酸塩化法を適用するため、基礎的な試験を行った。その結果、湿り炭酸ガスを用いて、安全かつ安定にナトリウムの炭酸塩化（大部分は炭酸水素ナトリウム）が可能であること、ナトリウムの反応深さが5.5 cmまで、あるいは炭酸塩厚さが21 cmまでは炭酸塩化が可能なこと、炭酸水素ナトリウム厚さとナトリウム反応率の関係のデータが得られた。

2次系残留ナトリウムへの炭酸塩化の適用のための系統をFig. 9に示す。運転時からの変更は、7系統に炭酸ガスを注入するためのガス注入ヘッダーの設置、弁による2次系の炭酸ガス流動パスの形成、排気系の設置である。排気系には、湿分を除去するガス調整器、水素計、酸素計が設置された。可搬型のcart（カート）と呼ばれる設備で湿り炭酸ガスを発生させた。フェーズ1の炭酸塩化は2次系に対し、65日間実施された。湿り炭酸ガス流量は134 slm、カートの水温は常温（雰囲気温度は15～21℃）、炭酸ガス相対湿度65～75%、大気圧は0.83 ataであった。カートの写真をFig. 10に示す。

炭酸塩化は、穏やかに進行し制御不能な反応は発生せず、排ガス中の水素濃度は1%を超えなかった。炭酸ガス流動パスを切り替えた時に炭酸ガスの流動が停止されたため、水素濃度の上昇が生じている。水素ガス濃度の変化をFig. 11に示す。フェーズ2の炭酸塩化は残留ナトリウムが多い過熱器712について72日間実施された。炭酸塩化後、過熱器712の内部の目視検査を行った結果、反応したナトリウム厚さは約2.5 cmであった。

1次容器残留ナトリウムの炭酸塩化は2次系と同様な手法で実施された²⁶⁾。最初の炭酸塩化は2001年12月から2002年2月の55日間実施された。カートの水温は約18℃で開始し、湿り炭酸ガス通気35日後に約32℃に上昇させた。2次系と同様に、炭酸塩化は、穏やかに進行し制御不能な反応

は発生せず、排ガス中の水素濃度は4%を超えなかった。この期間に、残留ナトリウムの約17.6%が炭酸塩化したと評価された。2004年5月に炭酸塩化を再開し、2005年12月まで、約600日間継続した。この期間に残留ナトリウムの約70%が炭酸塩化し、反応したナトリウム厚さは2.3 cmと評価された。

残留ナトリウムの炭酸塩化後、被ばくや化学物質の汚染を避けるための管理に移行する計画であったが、資源保全再生法 (RCRA)、有害廃棄物管理法 (HWMA) に適合し、環境及び人の健康の防護、コスト、期間等の観点から、残留するナトリウムを除去するため、水・蒸気を用いた洗浄が

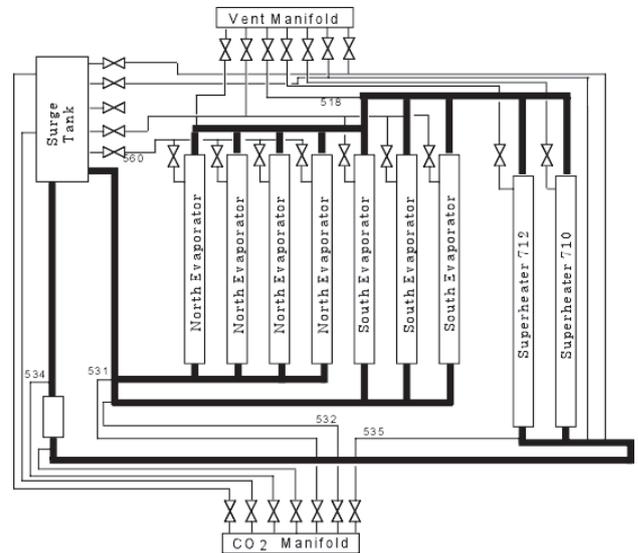


Fig. 9 EBR-II Secondary sodium cooling system, as modified for residual sodium treatment²⁵⁾ (Fig. 18 of ref. 25) P. 27)

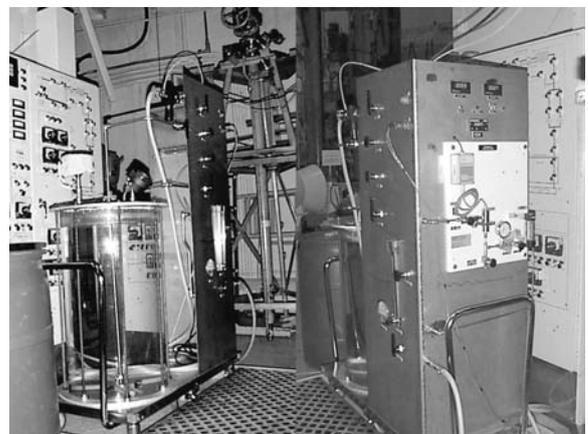


Fig. 10 Carbon dioxide humidification cart, from two vantage points²⁵⁾ (Fig. 20 of ref. 25) P. 29)

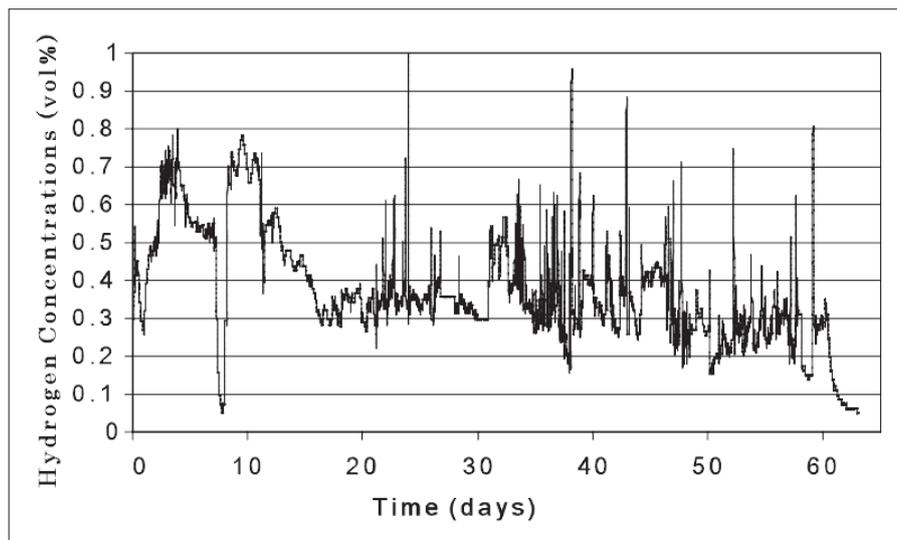


Fig. 11 Measured hydrogen concentration during phase one treatment of the EBR-II secondary sodium cooling system ²⁵⁾
(Fig. 21 of ref. 25) P. 31)

実施された。その後、床上の構造物は撤去され、炉容器を含む床下の構造物は、コンクリートが注入された^{10), 15), 20), 27)}。

5.3 残留ナトリウム付着機器の解体²⁸⁾

KNK-IIの機器解体はナトリウムが残留した状態で実施された。2次系は、大気中で機械切断され、その後、水で洗浄された。原子炉容器は、解体前に微粒子状のナトリウムの固定化のため、湿り窒素ガスを炉容器に導入した²²⁾。炉容器の解体の基本的考え方は、炉容器据付状態で、高線量の機器をナトリウム付着状態で解体するため、遠隔で洗浄可能な大きさまで遠隔切断し、切断片は既存の洗浄槽で洗浄するものである。このため、炉容器上部に遮へいと窒素ガスを封入するための壁厚150~350 mmの格納設備を設置した。格納設備内は、酸素濃度2.5%未満の窒素雰囲気であり、炉容器内部構造物解体のための遠隔操作解体機、メンテナンスのための設備等が設置された。Fig. 12に原子炉建物に設置された格納設備を、遠隔解体機をFig. 13に示す²⁸⁾。解体の手順は、

- ・遠隔解体機により、150ℓの収納ドラムに入る大きさに切断
- ・切断片を収納したドラムを洗浄槽に移送
- ・窒素と蒸気の混合ガスによる洗浄、水洗浄
- ・洗浄後、200ℓドラム缶に詰められ、廃棄物処理センターに移送

理センターに移送

解体により得られた知見としては、余裕を考慮した適正な計画、ハードウェアへのQAの適用、教育・訓練の充実、遠隔操作機器の残留ナトリウムへの耐性の向上及び耐振動性の向上、材料の脆化予測の設計への反映等が挙げられている。

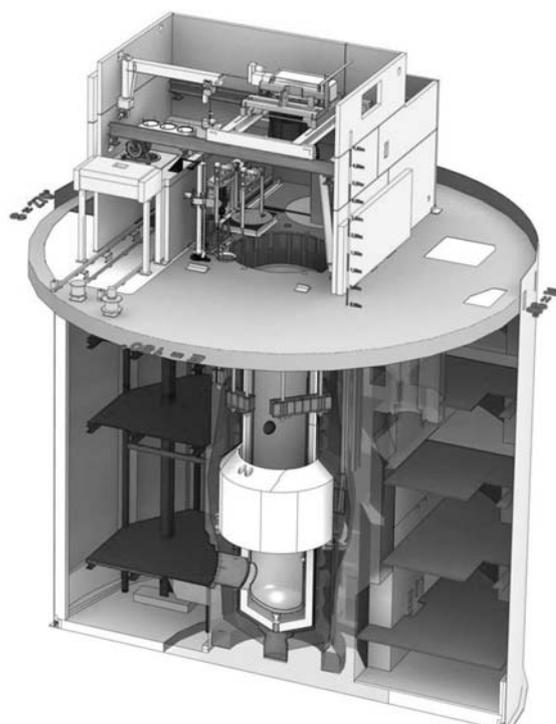


Fig. 12 KNK-2 Enclosure above the reactor vessel ²⁸⁾
(Fig. 3 of ref. 28) P. 161)

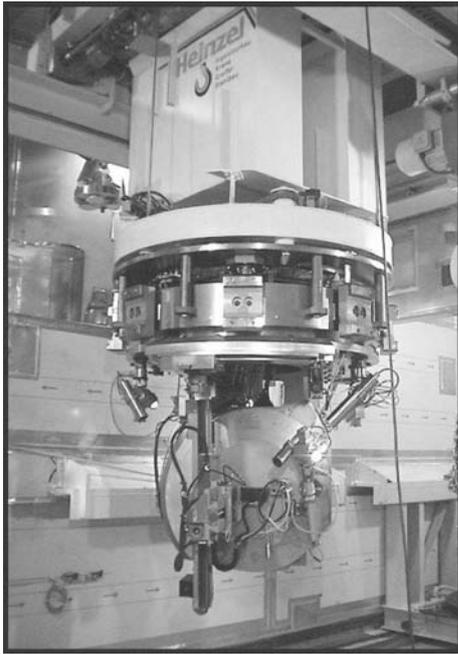


Fig. 13 KNK-2 Dismantling tool²⁸⁾
(Fig. 6 of ref. 28) P. 164)

6. 放射性ナトリウム処理後の処分

ナトリウムの処理あるいは、洗浄後の廃液の処分において、考慮すべき事項の1つとして、ナトリウム中に含まれる放射エネルギーが挙げられる¹⁾。1次系ナトリウム中に存在する放射性核種は²²Na、⁵⁴Mn、⁶⁰Co、³H、¹³⁷Cs、燃料破損を経験した炉では、U、Pu、Am等がある。核種は炉の運転履歴に大きく依存するが、主たる各種は、¹³⁷Cs、²²Na、³Hである。典型的な放射能濃度として、²²Naは炉停止後数年では2～12 kBq/g、³Hは3～15 kBq/gである。一方、¹³⁷Csは運転履歴に大きく依存し、燃料破損がなく運転時間の短いSPXでは7 kBq/gであるのに対し、EBR-IIでは370 kBq/g、PFRでは 3.3×10^3 kBq/g、BN-350では 9×10^5 kBq/gと炉毎に大きく異なっている。2次系ナトリウム中には、1次系から拡散した³Hが存在し、例えば典型的な濃度としては0.75 kBq/g、BOR-60では2～4 kBq/gである。

大量のナトリウム処理技術として、実機に適用されているNOAH法、ANL法とも処理の生成物はNaOH水溶液である。この水溶液中には放射性核種が含まれ、低レベル廃棄物として処分される。

1) 固体水酸化ナトリウム²²⁾

EBR-IIでは、73%濃度のNaOHに転換した後、角形ドラム缶に直接充填し、施設内で低レベル放射性廃棄物として浅地処分を行っている。70%以上の濃度のNaOH水溶液は60℃より低い温度では固体であり、米国環境省(EPA)の反応性あるいは腐食性の成分に対する規制に該当しないことから、低レベル廃棄物として処理が可能である。なお、EBR-IIの1次及び2次ナトリウム、Fermi-1の1次ナトリウムの合計653 tのナトリウムを1450 tの固体NaOHに転換している。

2) 海に放出

PFRでは、NOAH法により転換された水酸化ナトリウムは、中和、¹³⁷Csを除去後、英国の放射性廃棄物の管理及び廃棄に関する法律1993に基づき北海に放出された²⁹⁾。なお、ドーンレイサイトの液体廃棄物の放出制限は¹³⁷Csで 1.07×10^{12} Bq/年、²²Naで 1.8×10^{12} Bq/年であり、実績として、例えば、2007年ではそれぞれ 1.04×10^{10} Bq/年、 6.81×10^{10} Bq/年であった³⁰⁾。

3) コンクリート固化

BN-350ではSPFにてナトリウムから転換した35%濃度のNaOHをgeo-cementで固体化するため、廃棄物としての適合性廃棄物を確認する試験として、浸出性試験、熱サイクル試験、機械強度試験等を実施するとともに、2015年時点で、施設を建設中である^{31), 32), 33)}。

SPXでは、当初PFRの経験を参考にNaOHを硫酸ナトリウムに転換し、ローヌ川に放出することを検討した。経済性に大きな差があるが、環境団体やメディアの受容性や許可に必要な時間を考慮し、コンクリート固化し、サイト内に低レベル廃棄物として保管することとした²²⁾。

7. まとめ

ドイツのKNK-IIは原子炉容器を解体し、廃炉の最終段階であり、米国のEBR-IIは格納容器内床下をコンクリートで充填し、長期保管が可能な状態となった。英国のPFR及びDFR、フランスのRapsodie、Phenix、SPX、カザフスタンのBN-350、米国のFFTF、Fermi-1等はフェーズが異なるが、廃炉が進行中である。Table 2に示すよ

うに、炉毎に廃炉方法は異なっている。炉の大きさ、設計等の特徴、各国の規制、原子力の受容性等から廃炉の戦略が異なっていると考えられるが、これら世界各国の廃炉の知見は今後の廃炉の方策に有効に生かすことができる。

廃炉に要する期間に関し、廃炉後の時間が経過することにより放射能が減衰することから、被ばくの低減、放射性廃棄物の保管の容易性が図られる。一方、廃炉期間が長期化すると、炉に関する知識や廃炉チームの意識の低下、維持施設の管理に要するコストの増加、安全規制強化の対応等が必要となる。このことから、ヨーロッパにおいては、廃炉の短期間化を指向しており、特にナトリウムの除去は施設維持コスト低減に有効である³⁴⁾。

参考文献

- 1) IAEA TECDOC-1534, Radioactive Sodium Waste Treatment and Conditioning, Review of Main Aspects, January 2007.
- 2) IAEA TECDOC-1531, Fast Reactor Database 2006 Update, January 2007.
- 3) IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. GSR Part 6, Decommissioning of Facilities, July 2014.
- 4) Emmanuel de Magny, Michel Berte, "Fast Reactors Bulk Sodium Coolant Disposal -NOAH Process Application," IAEA-IWGFR/98, Specialist's Meeting on Sodium Removal and Disposal from LMFBRs in Normal Operation and in the Framework of Decommissioning, November 1997.
- 5) D. V. Sherwood, A. Comline, J. Small, and J. Blyth, "The Dounreay PFR Liquid-Metal Disposal Project," NUCLEAR TECHNOLOGY VOL. 150, 44-55, April. 2005.
- 6) IAEA TECDOC-1633, Decommissioning of Fast Reactors after Sodium Draining, November 2009.
- 7) IAEA-TECDOC-1769, Treatment of Residual Sodium and Sodium Potassium from Fast Reactors, August 2015.
- 8) Difficult phase at Dounreay 05/22/2013, <http://www.powerengineeringint.com/articles/print/volume-21/issue-5/features/difficult-phase-at-sdounreay.html>
- 9) IAEA-TM-25332 TWG-FR/109, Technical Meeting on "Operational and Decommissioning Experience with Fast Reactors," March 2002.
- 10) Action Memorandum for the EBR-II Final End State, DOE/ID-11426, April 2010.
- 11) Dounreay gets the NaK 05/08/2016, <http://dounreay.com/2016/08/dounreay-gets-the-nak/>
- 12) Coolant removed from Dounreay Fast Reactor, *World Nuclear News*, <http://www.world-nuclear-news.org/WR-Coolant-removed-from-Dounreay-Fast-Reactor-0508164.html>
- 13) <http://www.neimagazine.com/features/featuresteam-cleaning-of-sodium-deposits>
- 14) Dounreay announces destruction of major hazard 06/04/2012, <http://dounreay.com/2012/04/dounreay-announces-destruction-of-major-hazard/>
- 15) HWMA/RCRA PART B, Permit for the IDAHO National Laboratory, PER-140 - Materials and Fuels Complex Sodium Process Facility and Secondary Sodium System Attachment 1a Section D - Secondary Sodium System Process Description.
- 16) Iris Hillebrand, Jürgen Benkert, "Concept for Dismantling the Reactor Vessel and the Biological Shield of the Compact Sodium-Cooled Nuclear Reactor Facility (KNK)," WM'02 Conference, February 24-28, 2002, Tucson, AZ.
- 17) John A. Michelbacher, Carl E. Baily, "Shutdown and Closure of the Experimental Breeder Reactor - II," ICONE 10-22462, 10th International Conference on Nuclear Engineering, Arlington, VA, April 14-18, 2002.
- 18) IAEA-TM-27329, TWG-FR/128, Technical Meeting on "Decommissioning of Fast Reactors After Sodium Draining," 26 - 30 September 2005.
- 19) USA's Experimental Breeder Reactor-II now

- permanently entombed, 01 July 2015, *World Nuclear News*, <http://www.world-nuclear-news.org/WR-USAs-Experimental-Breeder-Reactor-II-now-permanently-entombed-01071501.html>
- 20) Mary D. McDermott, Charles D. Griffin, “Completion of Experimental Breeder Reactor-II Sodium Processing at Argonne National Laboratory,” ICONE10-22485, 10th International Conference on Nuclear Engineering Arlington, VA, April 14-18, 2002.
- 21) Thomas Calais, Jean-Claude Rauber, “Control and maintenance of the Superphenix knowledge and its specific sodium skills through an innovative partnership between EDF and AREVA,” PREDEC 2016, February 16-18, Lyon, France.
- 22) IAEA-TECDOC-1405, Operational and Decommissioning Experience with Fast Reactors, August 2004.
- 23) 平川 康, 吉田 英一, 郡司 茂, “ナトリウム洗浄技術開発－湿り窒素ガス洗浄法によるナトリウム洗浄速度試験－,” JAEA-Technology-2006-033.
- 24) J.B. Gunna, M.R. Smith, L. Masona, et al., “Development and application of the water vapour nitrogen (WVN) process for sodium residues removal at the Prototype Fast Reactor, Dounreay,” 551-589, IAEA-TM-27329, TWG-FR/128.
- 25) Steven R. Sherman, Technical Information on the Carbonation of the EBR-II Reactor Summary Report Part 1, INL/EXT-05-0280, April 2005.
- 26) Steven R. Sherman, Collin J. Knight, Technical Information on the Carbonation of the EBR-II Reactor Summary Report Part 2, INL/EXT-06-01189, March 2006.
- 27) EM Recovery NEWS *FLASH*, April 14, 2011, Idaho Site Advances Recovery Act Cleanup after Inventing Effective Treatment.
- 28) Juergen Minges, Klaus Brockmann, Iris Hillebrand, et al., “Progress and difficulties in dismantling KNK II-Reactor,” 158-187, IAEA-TM-27329, TWG-FR/128.
- 29) Liquid metal destruction is complete, 19 August 2008, *World Nuclear News*, http://www.world-nuclear-news.org/WR_Liquid_metal_destruction_is_complete_19080
- 30) Scottish Environment Protection Agency, Application by Dounreay Site Restoration Limited for Authorization under Section 13 of The Radioactive Substances Act 1993 to Dispose of Radioactive Wastes from the Decommissioning of the Nuclear Licensed Site at Dounreay, Caithness, Scotland and under Section 14 of the Radioactive Substances Act 1993 to Accumulate Radioactive Waste.
- 31) Dennis Kelley, Artem Guelis, Anatoliy Ivanov, et al., “Kazakhstan: Treatment and Safe Disposal of Liquid Radioactive Waste from the BN-350 Reactor Unit at the LRW Processing Facility- 14016,” WM2014 Conference, March 2-6, 2014, Phoenix, Arizona, USA.
- 32) D. Wells, J. Michelbacher, T. Hayward, “The Benefits of International Cooperation on Decommissioning U.S. and U.K. Contributions to the Decommissioning of Kazakhstan’s BN-350 Reactor,” November – December 2011 Radwaste Solutions Buyers Guide.
- 33) S. Andropenkov, “Current Status on Fast Reactor Program in Kazakhstan,” 48th Annual Meeting of the Technical Working Group on Fast Reactors IAEA, Obninsk, 25-29 May, 2015.
- 34) G. Rodriguez, E. Gouhier, “Potential Impact of Sodium Fast Reactor (SFR) Decommissioning Experience on Future Generation IV SFRs Design,” 161-172, IAEA TECDOC-1633.

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた
燃料デブリ取り出し技術の研究開発の現況
— 国際廃炉研究開発機構 (IRID) が取り組む研究開発の概要 —

関 修*

*Current Status of R&D for Fuel Debris Retrieval to Proceed with
Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS
— Outline of R&D Conducted by International Research
Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) —*

Osamu SEKI*

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID: International Research Institute for Nuclear Decommissioning) は、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業に必要な技術の研究開発に国として一元的に取り組むことを目的として、2013年8月に設立された。そして、2014年8月に原子力損害賠償支援機構が原子力損害賠償・廃炉等支援機構 (NDF: Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation) に改組されてからは、廃炉戦略の立案・研究開発プランを策定するNDF、現場作業を担う東京電力、廃炉に必要な技術の開発を実施するIRID、という役割分担が明確化された。

現在までに、解析コードなどを用いて類推した内部の情報に加え、宇宙線ミュオンを活用した炉内透視やロボットを活用した格納容器内部調査などの結果を通して、よりプラント内部の実態を把握できるようになりつつある。本稿では、国際廃炉研究開発機構 (IRID) が取り組んでいる研究開発の概要として、特に燃料デブリ取り出しに向けた研究開発の現況を中心に紹介する。

The International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) has been founded in August 2013 and fully committed to research and development of technologies required for addressing the urgent issue of decommissioning the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (F1NPS). Since the Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF) was reorganized from the Nuclear Damage Liability Facilitation Fund in August 2014, the roles of the four major entities involved in the decommissioning have been clarified; the Japanese Government and the NDF that is reasonable for formulating decommissioning strategies and R&D plans, Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. (TEPCO) that is responsible for on-site operations, and IRID in its capacity of leading R&D for F1NPS decommissioning technologies.

It has become more clear the reactor condition by observation using reactor penetration technology with cosmic ray muon and by investigation inside the reactor containment vessel using remote controlled robots, in addition to the estimated information with performance analysis codes. This paper describes the outlines of R&D results conducted by IRID so far, and shows especially the current status of R&D for fuel debris retrieval in three reactors of F1NPS.

* : 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 研究管理部
(R&D Management Department, International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

1. IRIDの概要

1.1 IRIDの構成

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID: International Research Institute for Nuclear Decommissioning) は、「将来の廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題である東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術の研究開発に全力を尽くす」ことを理念として、2013年8月1日に設立された。組合の構成は、下記の通りで、いわゆる「オールジャパン体制」が構築されている。

- ①国立研究開発法人：2法人 (日本原子力研究開発機構：JAEA、産業技術総合研究所：AIST)
- ②メーカー等：4社 (株東芝、日立GEニュークリア・エナジー(株)、三菱重工業(株)、(株)アトックス)
- ③電力会社等：12社 (北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原燃(株))

1.2 IRIDの役割

福島第一原子力発電所の廃炉に向け、Fig. 1に示す通り、4つの機関が密接に連携し、一体となって取り組む体制が確立されている。「政府(経済産業省)」は、中長期ロードマップの決定等を通じ、大方針の策定・全体の進捗管理を行う。「原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)」は、政府

の活動を支援する廃炉戦略の立案・研究開発プランの策定他を実施する。「東京電力ホールディングス・福島第一廃炉推進カンパニー」は、廃炉の現場作業を行う。そして、「IRID」は、研究開発の実施を行う役割を担っている。

1.3 中長期ロードマップ

「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(中長期ロードマップ)¹⁾は、現時点の知見や号機ごとに異なる状況の分析をもとに策定されているもので、2015年6月12日に第3回目の改定がなされた。その中で、今後の現場状況や研究開発成果等によって見直しが行われることを前提に、廃炉工程の目安も示されている。中長期ロードマップの概要を、Fig. 2に示す。

廃炉作業終了までの期間を第1期～第3期までの3つに区分し、現在は第2期の燃料デブリの取り出し準備のための研究開発を進めている。

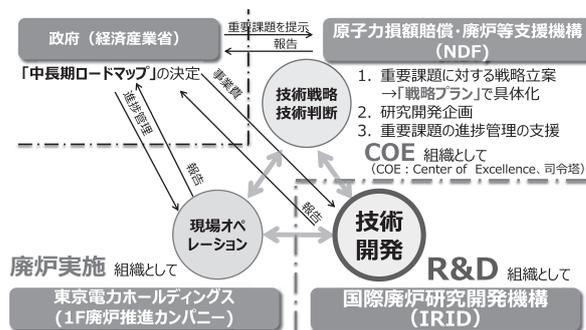


Fig. 1 Role of four organizations

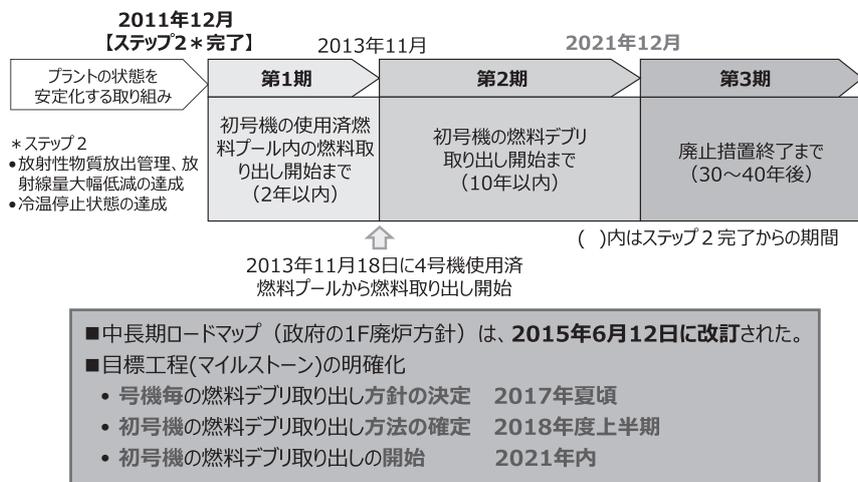


Fig. 2 Overview of mid- and long-term road map

1.4 IRIDの研究開発プロジェクト

研究開発の段階は、一般的に「①基礎研究」、「②基盤的研究」、「③応用開発」、「④実用」の各段階がある。この中で、IRIDの研究開発スコープは、「基盤的研究」の一部から、「応用開発」及び「実用」段階の一部までを担っている。

2017年3月現在、IRIDでは14の研究プロジェクトが推進されている。これら燃料デブリ取り出しに必要な技術開発は、Fig. 3に示すステップに位置付けられる。燃料デブリ取り出し前の第1ステップとして、まずは、対応可能な範囲で「1. 建屋内の線量を下げる」必要がある。次に、取り出しの対象となる「2. 燃料デブリの状態を知る」ことで、燃料デブリ取り出しの計画を立案すること

が可能となる。実際の燃料デブリ取り出し前の準備作業として、「3. 格納容器 (PCV) からの漏えいを止める」、「4. PCVに水を張る」ことを実施する。その後、「5. 燃料デブリを取り出す」ことが行われる。取り出した燃料デブリについては、「6. 燃料デブリを運び出し、保管する」ことも必要になる。これらステップに沿い、Fig. 4に示す14の具体的な研究プロジェクト(PJ)が推進されている。

1.5 TMI-2事故との違い

1979年3月28日に発生した米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号炉(TMI-2)の事故は、福島第一原子力発電所の事故と同様に「冷却材喪失による燃料冷却不全」に分類される事故である

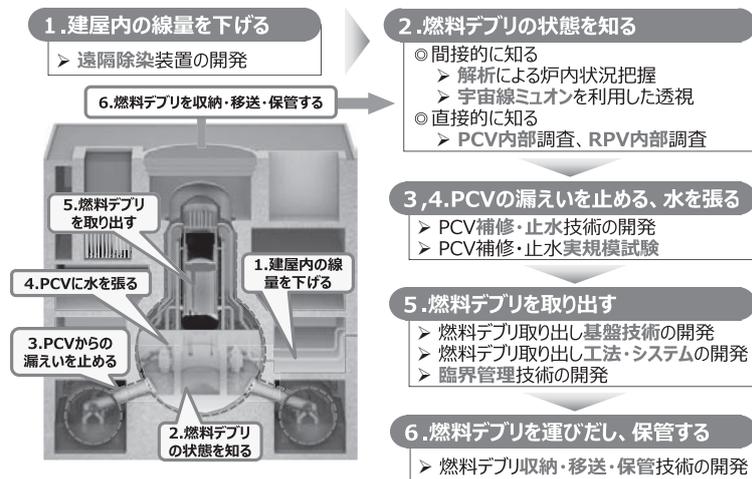


Fig. 3 Development of technology required for fuel debris retrieval

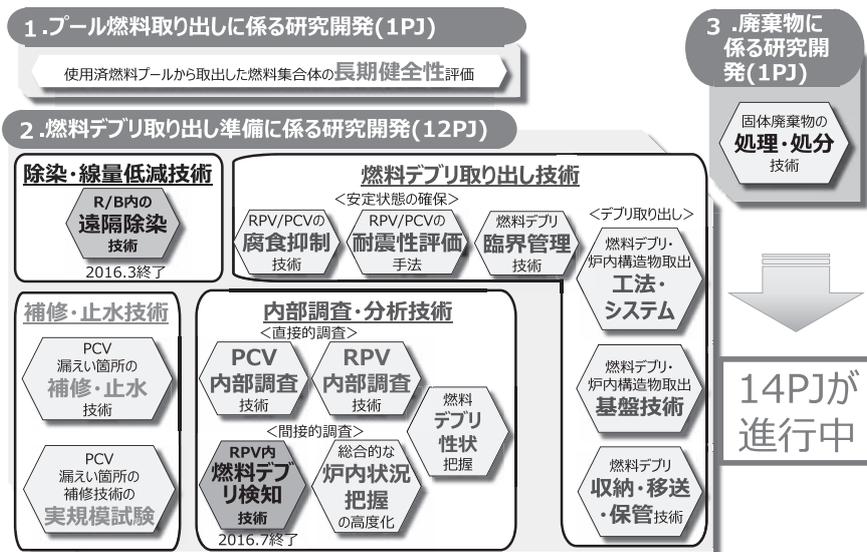


Fig. 4 IRID R&D projects

が、両者には、大きな違いが存在する。TMI-2事故では、燃料が冷却不全により溶融したものの、圧力容器 (RPV) 内に留まり、RPV及びPCVは健全であった。一方、福島第一原子力発電所の事故では、燃料溶融後、燃料デブリとなって、RPVを破損し、PCV内に落下した。また、PCVも破損にまで至り、TMI-2以上の難しさが存在する。

2. 燃料デブリの推定・調査

2.1 総合的な炉内状況の把握

燃料デブリ取り出しに先立ち、各号機の炉内の状況を事前に推定・調査をしておくことは、燃料デブリ取り出し計画を立案する上で必要不可欠なものである。現在、炉内状況の推定・調査の結果を一元的に纏めて評価するために、①解析コードによる評価結果、②実測データ・実験等による分析結果、③現場調査により得られた結果の3つの結果に基づくアプローチを総合的に評価することを実施している。そして、その評価結果については、Fig. 5に示すデブリ分布・RPV・PCV状態の

推定図 (例として2号機のものに掲載)²⁾として纏めている。本推定図については、新たな現場調査結果や知見等が得られる都度、見直し・改定がなされていく。この一元化された情報を各研究プロジェクト、廃炉作業プロジェクト間で共有しながら、全体プロジェクトが進められていく。

2.2 解析コード評価結果の一例

事故時プラントデータ等の情報に基づいた解析コード (MAAP) による解析結果³⁾の一例をFig. 6に示す。これらの解析結果に基づき、プラント挙動を理解・把握しておくことは、現在のプラント状況を推定する上で、貴重な情報となる。

解析結果から、1号機は、地震発生後比較的早い段階で、炉心溶融に至っていることが確認された。また、3号機は、地震発生後2日後の3月13日に、2号機は、3機の中で最も遅く地震発生後3日後の3月14日に炉心溶融に至っていることも、確認されている。これらのプラント挙動に関する情報が、今後の炉内状況把握のために、大いに参考となる。

2号機のデブリ分布・RPV・PCV状態の推定図

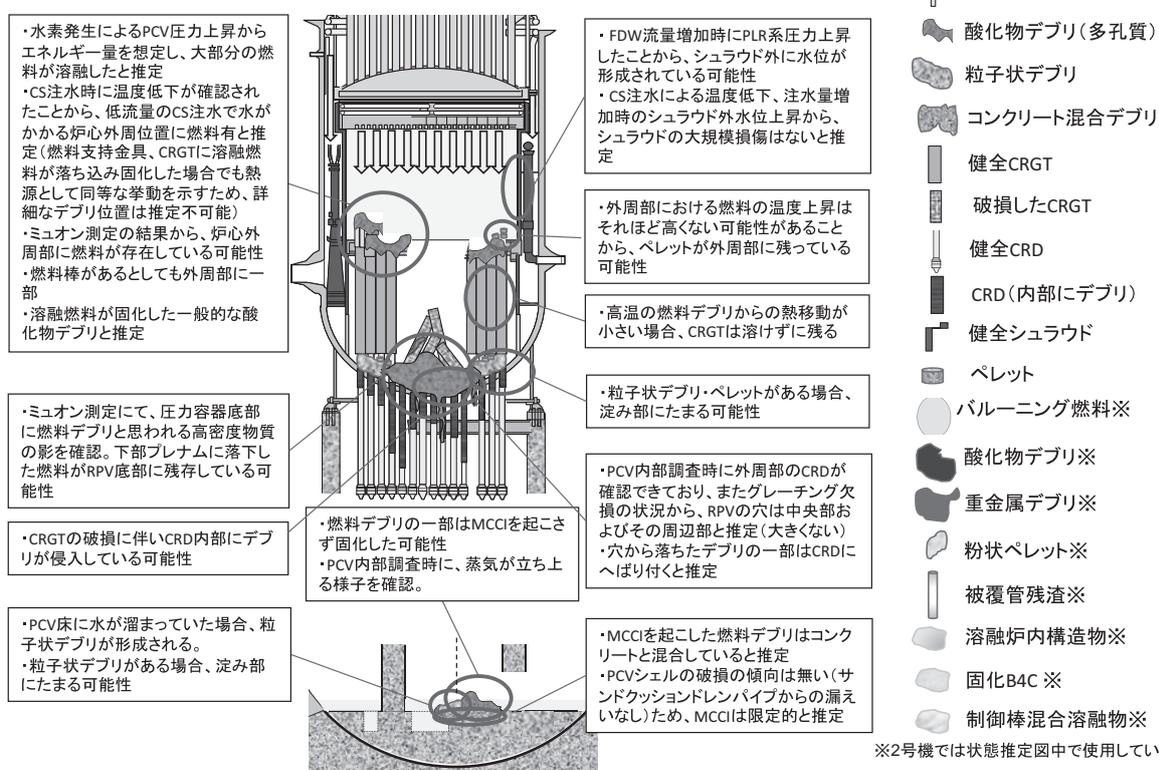


Fig. 5 Estimation diagram of Unit 2

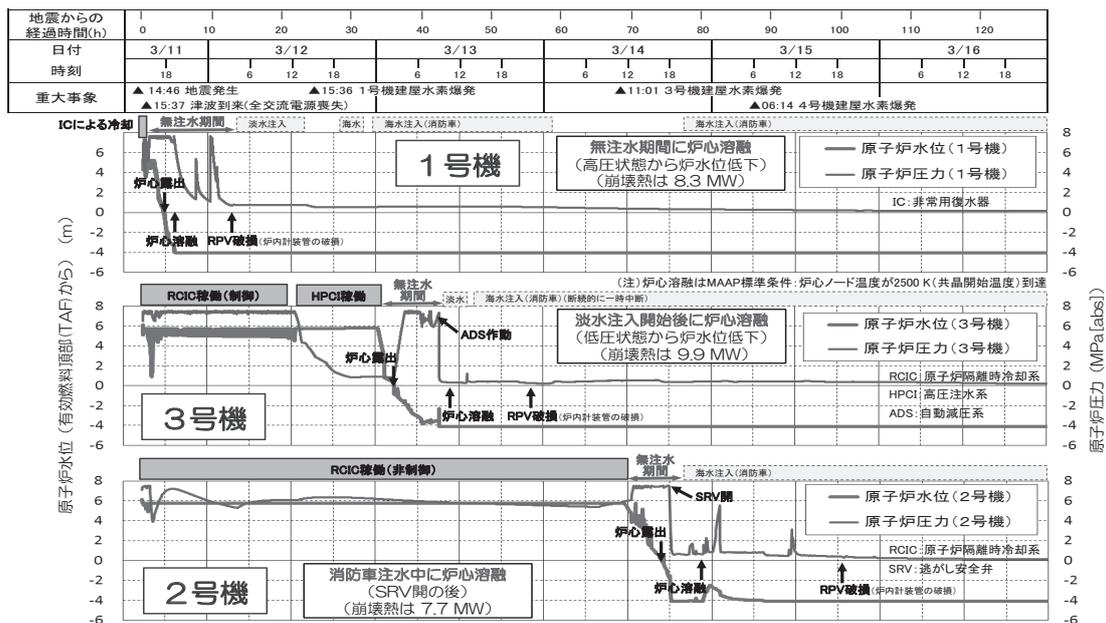


Fig. 6 Accident timeline

2.3 ラジオグラフィ (ミュオン) の調査結果

宇宙線ミュオンを活用したラジオグラフィを、1～3号機に適用し、それぞれの号機の格納容器内の状態を調査した。Fig. 7には、調査検出器設置イメージと検出器の概要を示す。また、Fig. 8

- 炉心部や格納容器内部の高密度な場所を推定
 - 透過法：物体の有無 (ただし、相対的評価にとどまる)
 - フラックスの変化を影として画像化
 - 比較的小型の検出器で可能
 - 内部構造の推測にはシミュレーションとの比較

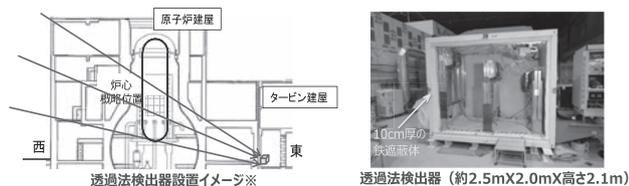


Fig. 7 Development of fuel debris detection technology

に、1～3号機の調査結果⁴⁾を示す。1号機の調査結果では、压力容器内の炉心位置及び底部に、高密度の物質の存在が確認できず、ほぼ燃料デブリは、格納容器内に落下したものと推定される。一方、2号機の場合には、通常の炉心位置には高密度の物質が確認できないものの、压力容器の底部には存在が確認できる。従って、2号機では、燃料が溶融して落下しているものの、一部は压力容器内に留まっているものと推定される。なお、3号機については、压力容器内の炉心位置および底部に、高密度の物質の存在が確認できず、まだ一部の燃料デブリが压力容器内に残存する可能性はあるものの、多くが格納容器内に落下している可能性が高い。

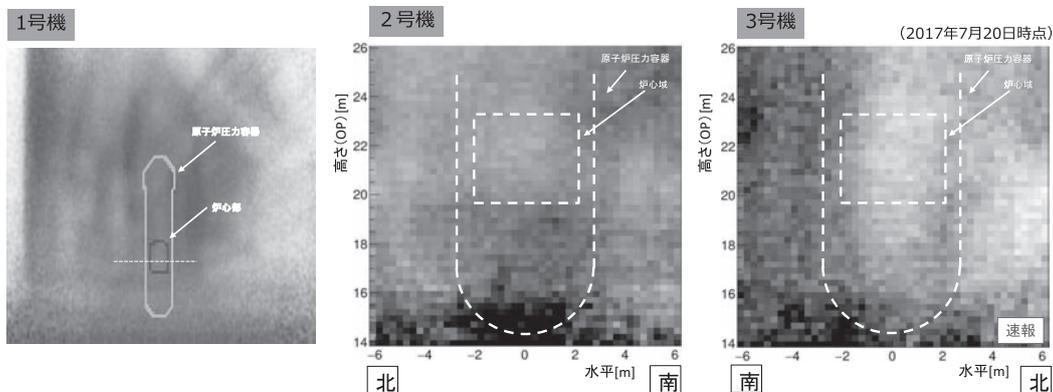


Fig. 8 Investigation using muons at Unit 1, 2 and 3

2.4 PCV内部調査

燃料デブリの広がりや格納容器内の損傷状況を調査⁵⁾するために、各号機の調査内容に則した調査用ロボットを開発し、調査を実施してきた。現在までのPCV内部のロボットによる調査の技術的課題としては、下記のもの挙げられる。

- ①高線量率環境への対応
 - ・～数十Gy/h、(累積線量：～数百Gy)
 - ・耐放射線性の高い電子機器、測定器、カメラの採用
 - ・照射試験による確認、測定誤差の検証
- ②PCVバウンダリの確保
 - ・ロボットサイズ<貫通口径 (走破性、搭載機器制約)
 - ・隔離弁の追設、シール機構、窒素加圧管理
 - ・チャンバー内にユニット化されたケーブル送り機構
 - ・現地施工の取り合い、PCV外装置設置エリア作業線量率の低減
- ③ケーブル、ケーブルマネジメント
 - ・乱巻の抑制、干渉物の回避、ロボット放置時の処置
 - ・ケーブル重量<ロボットのけん引力 (調査範囲を制約)
 - ・ケーブルサイズ・特性 [動力、制御、通信] (搭載機器を制約)
- ④オペレーション
 - ・(損傷) 環境に応じた走破性
 - ・自己位置の確認方法、俯瞰カメラ、後部カメラ、ランドマークの活用
 - ・徹底した訓練、実機モックアップ試験

(1) 1号機におけるPCV内部調査

1号機におけるPCV内部調査は、ペデスタル外を対象に、調査ロボットは、グレーチング上を移動し、カメラ付き線量計を水面下に投入して調査するものが開発された。ロボットの概要をFig. 9に示す。また、調査内容については、Fig. 10に示す。

今回の調査結果の要約をFig. 11に示す。今回の調査結果から、ペデスタル外底面には、各機器が覆われる堆積物の存在が判明した。そして、堆積物表面の主線源はCs-137であると推定された。

今回の調査結果および解析結果からは、堆積物の下に燃料デブリが存在するかどうかの推定はいまだできていない。今後、採取した堆積物の特性等を踏まえ、次回の調査範囲と方法について検討を行っていく。

1号機 B2調査ロボット「PMORPH (ピーモルフ)」

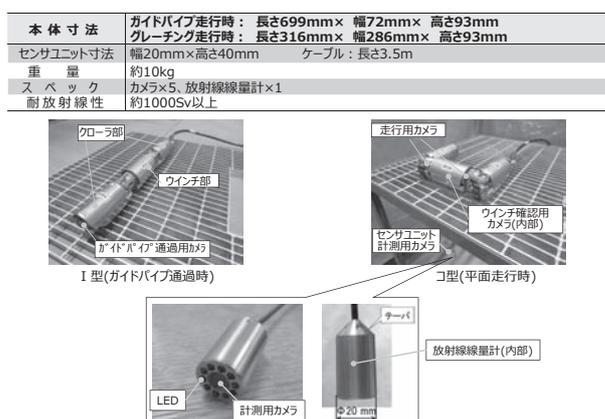


Fig. 9 Development of Investigation robot for Unit 1 inside the PCV

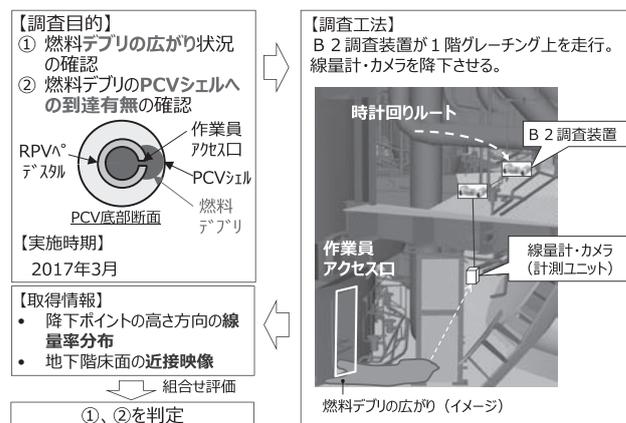


Fig. 10 Investigation outside of the Unit 1 pedestal

(2) 2号機におけるPCV内部調査

2号機におけるPCV内部調査は、ペデスタル内を対象に、調査ロボットは、制御棒駆動機構(CRD)交換用レールを経由し、直接ペデスタル開口部へ侵入して調査するものが開発された。調査内容については、Fig. 12に示す。

今回の調査結果の要約をFig. 13～16に示す。今回の調査結果をまとめると下記の通りである。

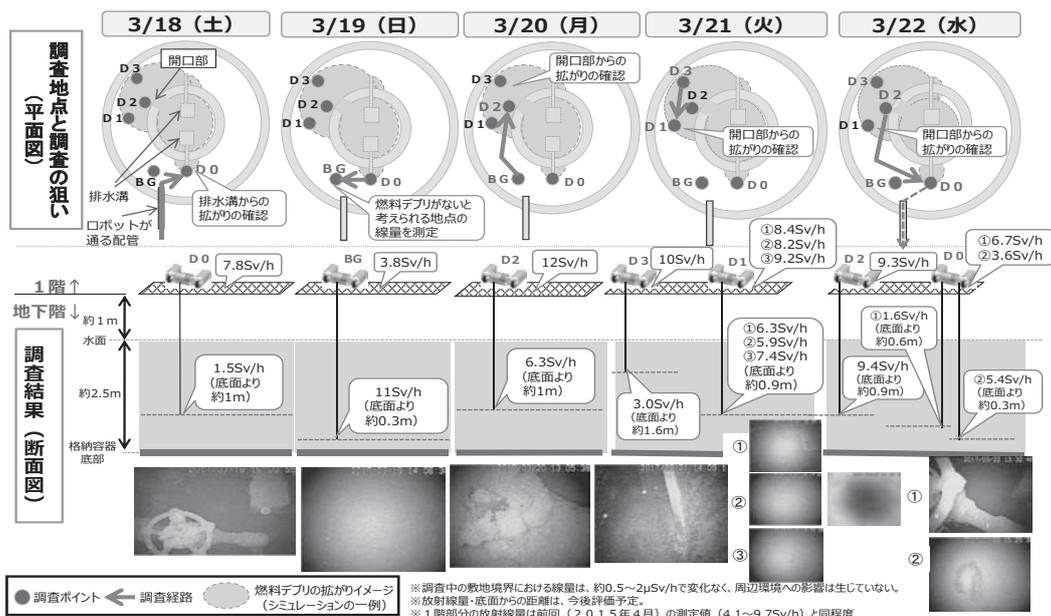


Fig. 11 Results of Unit 1 investigation

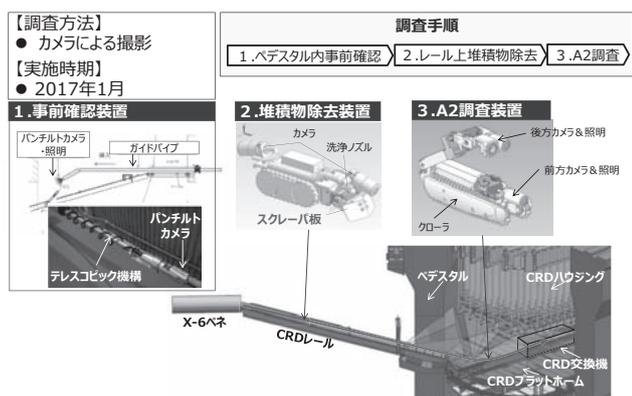


Fig. 12 Investigation inside of the Unit 2 upper pedestal

- ①燃料デブリの一部は圧力容器からペDESTAL下部に移行した可能性がある。ただし、量と広がりはいまだ不明。今後ペDESTAL下部での燃料デブリ落下状況の詳細調査が必要。
- ②ペDESTALプラットフォームには、事故前と同様の空間が残っていて、大規模な機器の落下物はないことから、次フェーズのペDESTAL内部調査においてアクセス上の大きな障害はないものと推定される。
- ③今後の燃料デブリサンプリングや横取出しのアクセスルートとして、格納容器貫通部：X6ペネトレーションは一つの有力な候補となる。

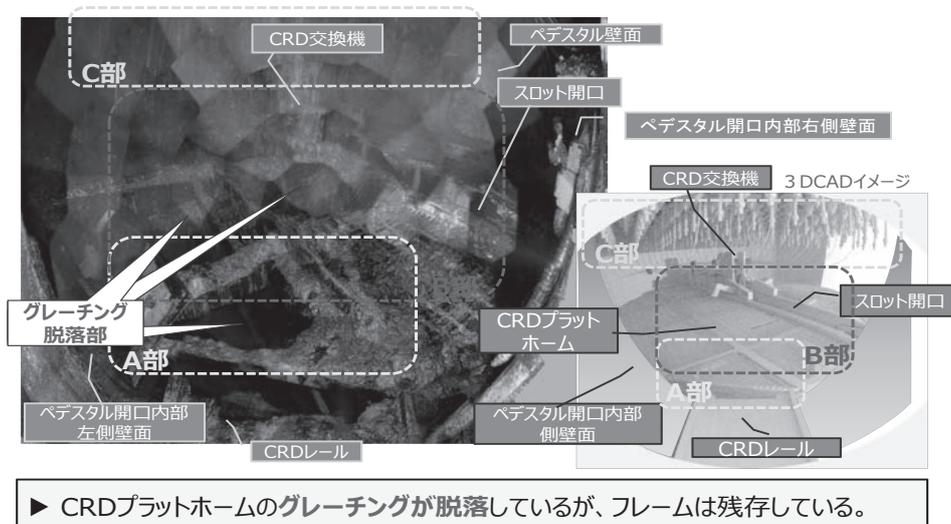


Fig. 13 Inside Unit 2 pedestal (Section of platform)

- TIP案内管サポート (28-27) より右側については、光が届いていない部分があるため、個々のケーブルの特定は難しいが、左側と比較してケーブル損傷は少ないと見られる。

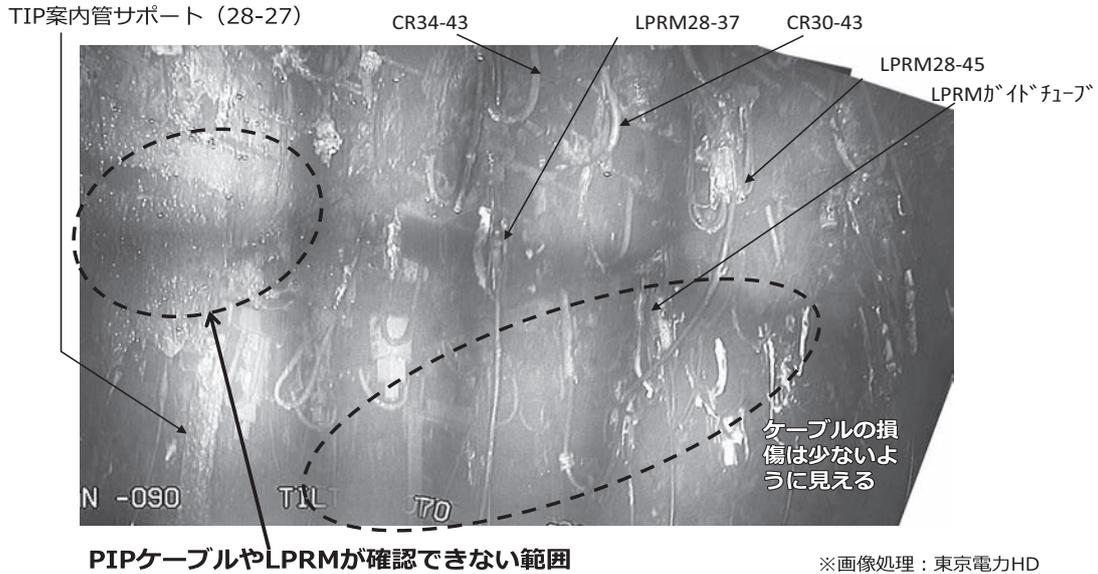


Fig. 14 Inside Unit 2 pedestal (Upper section of platform, middle-right side)

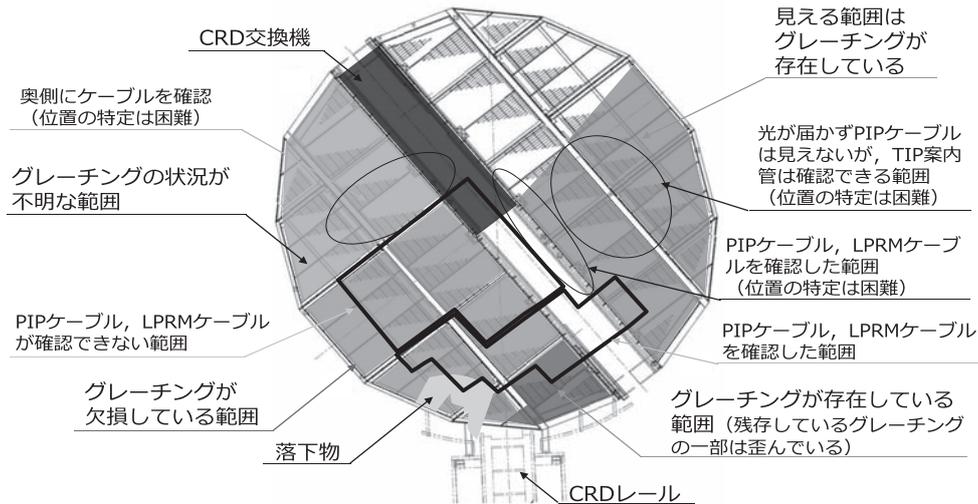


Fig. 15 Currently confirmed results of Unit 2 investigation

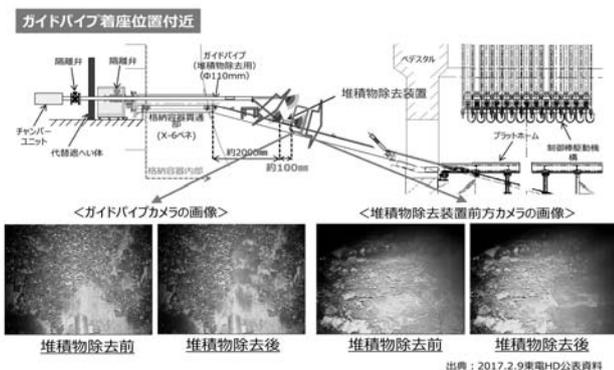


Fig. 16 Unit 2 CRD rail

(3) 3号機におけるPCV内部調査

3号機におけるPCV内部調査は、ペDESTAL内を対象に、調査ロボットは、水位が高いため、遊泳ロボットを採用した。ロボットは、格納容器貫通部;X-53より投入し着水後、潜水によりペDESTAL入口から内部に侵入して調査を実施した。ロボットの概要をFig. 17に示す。また、調査内容については、Fig. 18に示す。

今回の調査結果の要約をFig. 19~20に示す。今回3号機のペDESTAL内部の状況を初めて撮影できた。現在得られた画像データを基に、ペDES

タル内部等の状況を継続確認していくが、現時点での確認事項は、下記の通りである。

- ① CRDハウジング支持金具の複数個所で損傷が確認され、CRDハウジング支持金具に溶融物が固化したと思われるものが付着している

ことを確認した。

- ② ペDESTAL下部において、溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等の複数の落下物、堆積物を確認した。

3号機水中ROV外観 (モックアップ機)

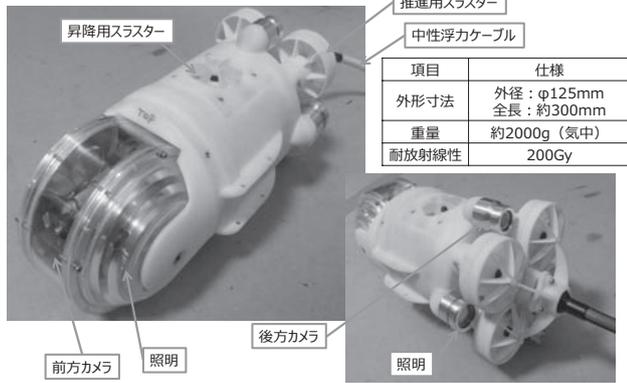


Fig. 17 Investigation device for Unit 3

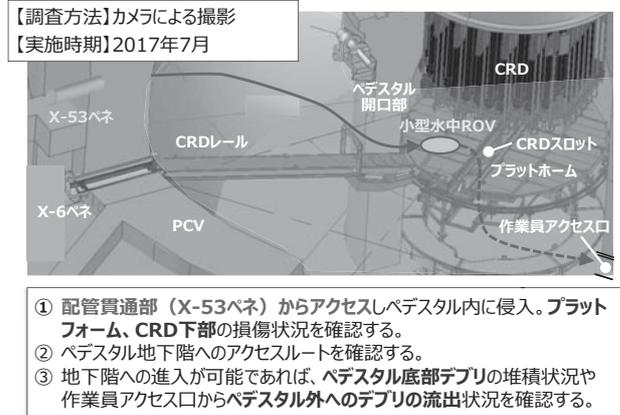


Fig. 18 Investigation inside of the Unit 3 pedestal

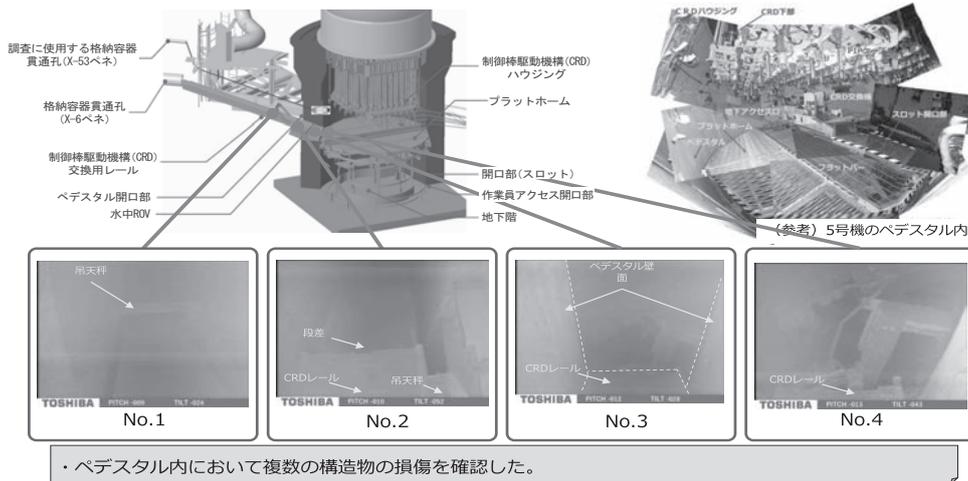


Fig. 19 Unit 3 CRD rail & pedestal entrance

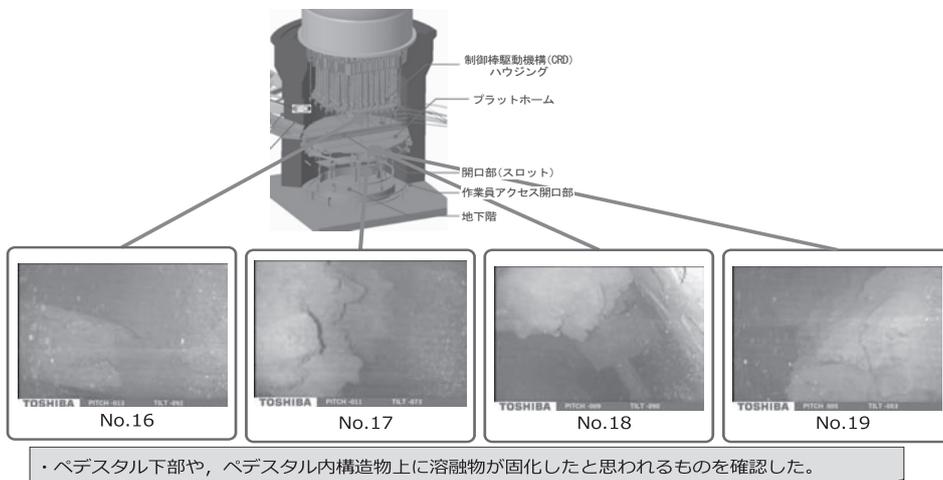


Fig. 20 Inside Unit 3 pedestal

2.5 RPV内部調査

現在、RPV及びRPV内の炉内構造物の損傷状況や燃料デブリの状態を調査するための技術開発が行われている。技術開発は、Fig. 21に示す上部

穴あけによるRPV内部調査技術とFig. 22に示す側部穴あけによるRPV内部調査技術の2つが行われている。

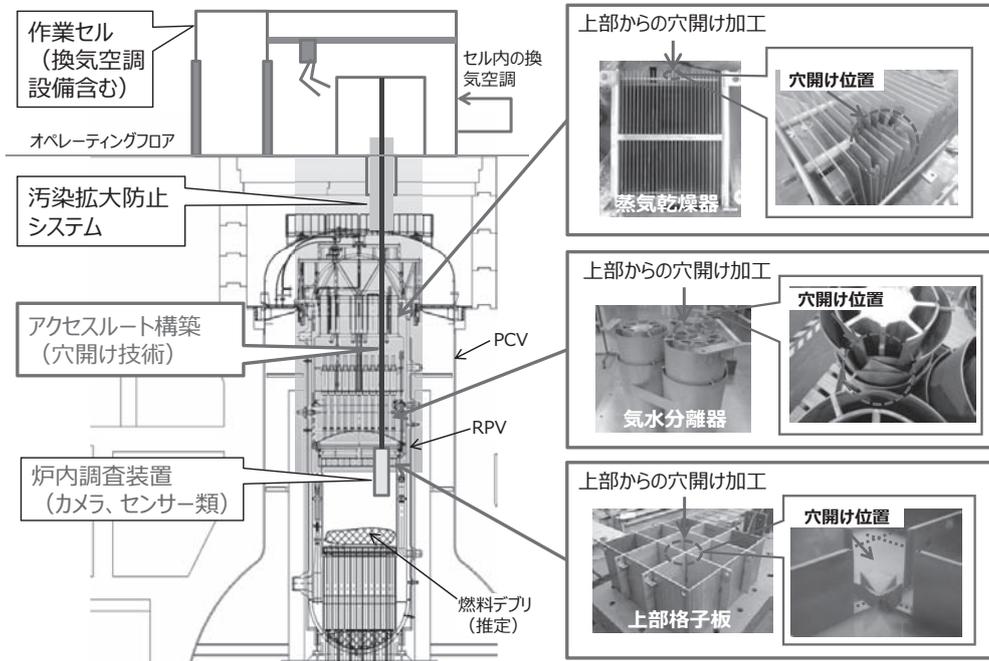


Fig. 21 Investigation inside RPV by top entry method

横アクセス工法のメリット

- ① 炉心部に近い。
- ② 炉内構造物を切断せずに炉心にアクセスできる。
- ③ 作業エリアが使用済燃料取り出しと干渉しない。
- ④ シュラウドヘッド-上部格子板間の空間にアクセスするため燃料デブリと接触しない。

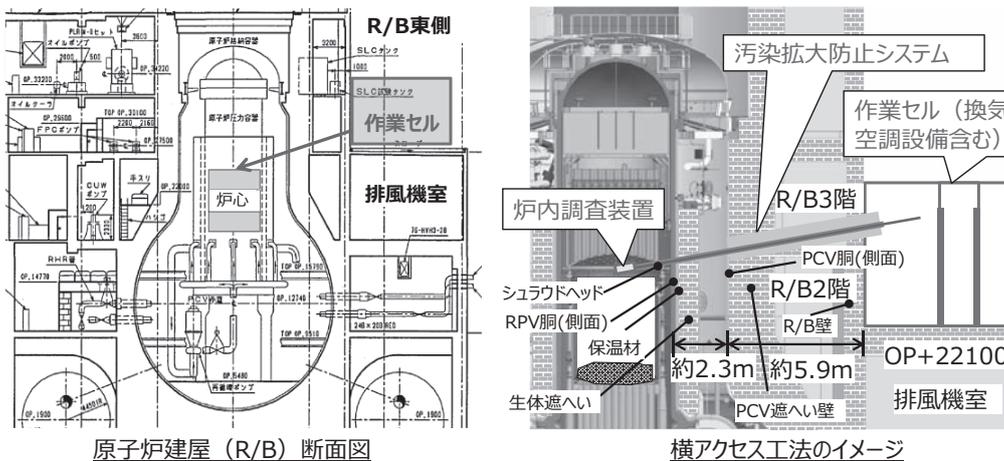


Fig. 22 Investigation inside RPV by side entry method

3. 燃料デブリ取り出し工法

3.1 燃料デブリ取り出し主要3工法

燃料デブリ取り出し工法を検討するに当り、技術的課題は、i) 放射性ダストの閉じ込め機能の確保、ii) 遠隔操作技術の確立、iii) 被ばく低減・汚染拡大防止技術の確立、にあった。これらの技術的課題を克服する工法⁶⁾として、Fig. 23に示す通り、①冠水-上アクセス工法、②気中-上アクセス工法、③気中-横アクセス工法の3工法が主要工法として検討されてきた。これら3工法の中で、NDFは、2017年夏頃に定める「号機毎の燃料デブリ取り出し方針の決定」に向け、「③気中-横アクセス工法から検討を進めて行く」ことで、現在検討が進められている。

「冠水工法」については、PCV内で燃料デブリを冠水する工法であることから、「放射性ダストの閉じ込め機能の確保」として有利な工法である反面、「冠水領域のPCVの止水技術の確立」、「耐震評価」等の面で解決しなければならない技術的課題が多い。

「気中工法」の中で、「横アクセス工法」が先行する工法として選択されている点は、現在までのPCV内部調査の結果、PCV内に燃料デブリが落下している可能性が高いこと、今後原子炉上部で行われる使用済燃料の取り出し作業との干渉が少ないこと、などから横アクセス工法が有利であることによる。PCV内の燃料デブリが取り出された後に、RPV内の燃料デブリを取り出すために、「上アクセス工法」が必要となる。

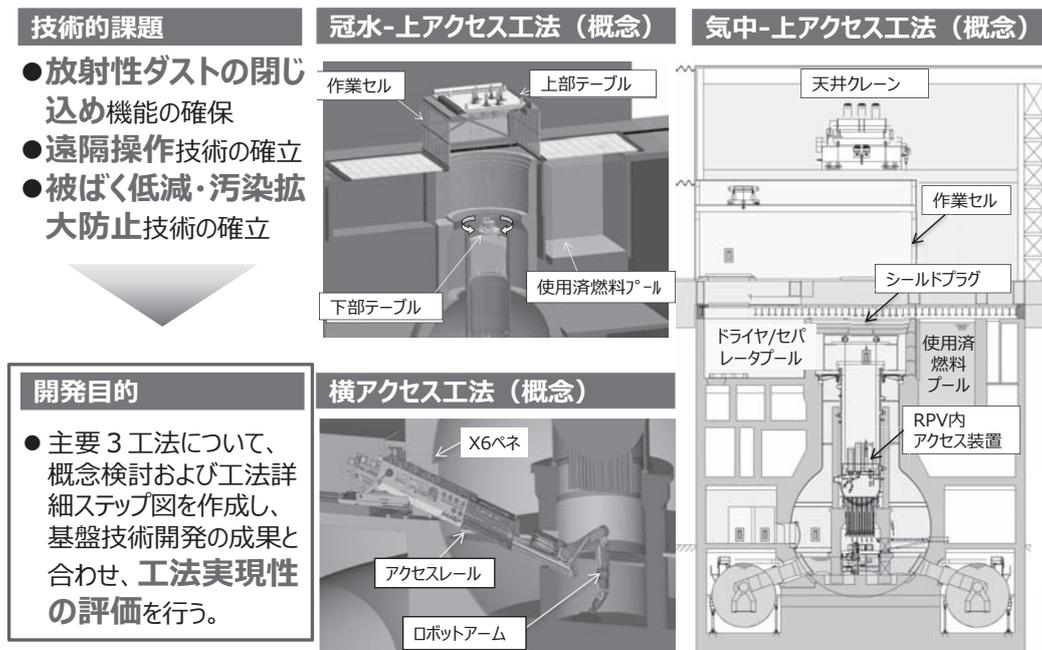


Fig. 23 Development of fuel debris retrieval methods

3.2 上アクセス工法

上アクセス工法では、Fig. 24に示す通り、閉じ込めと遮へいの要求を満足し、かつ建屋負荷を許容範囲内に収めるために、燃料デブリの搬出ルートとして、2つのルートについて検討が行われて

いる。また、燃料デブリ取り出し装置についても、Fig. 25に示す通り現状RPV内部の損傷状況が分からないことから、2つの方式で検討している。Fig. 26には、上アクセス工法における燃料デブリ取り出しのイメージ図を示す。

- 上アクセス工法は、閉じ込めと遮への要求を満足し、かつ建屋負荷を許容範囲内に収める工法として、搬出ルートを以下の2ルートについて検討。

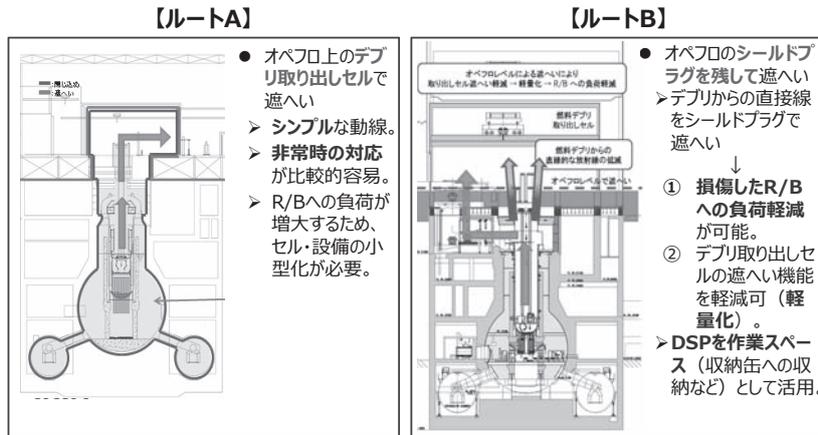


Fig. 24 Route of carried out for debris by top entry method

- 現状はRPV内部の損傷状況が分からないので、以下の2ケースについて検討。

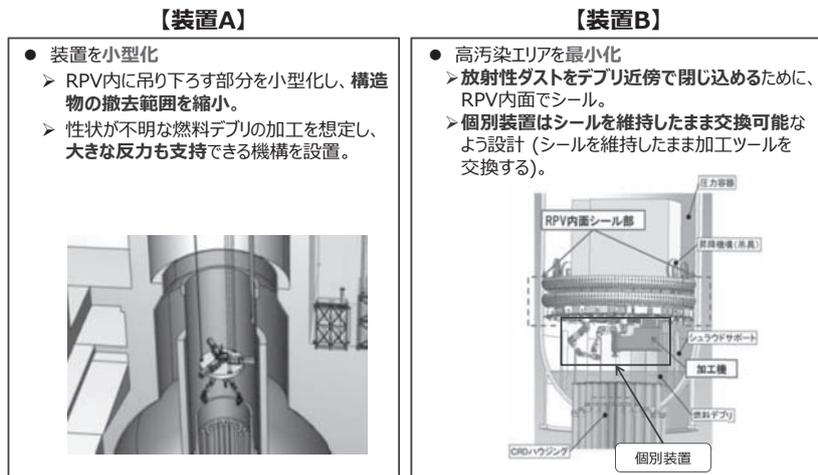


Fig. 25 Devices for debris retrieval by top entry method

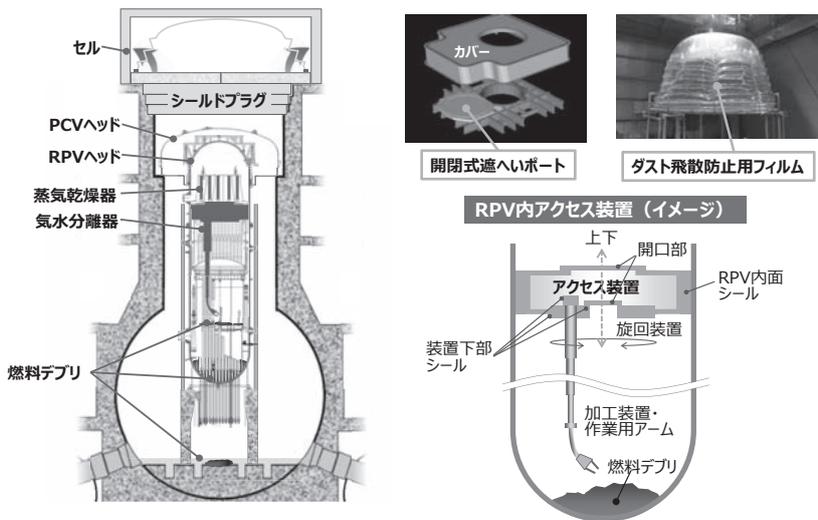


Fig. 26 Image of debris retrieval process by top entry method

3.3 横アクセス工法

横アクセス工法でも、Fig. 27に示す通り、燃料デブリの搬出ルートとして、2つのルートの検討を行っている。「PLAN-A」は、原子炉建屋に隣接して燃料デブリ搬出建屋を増設した上で、原子炉

建屋外壁を開口し、燃料デブリ取り出し直後に収納缶に入れ、燃料デブリの動線を短くするプランである。一方、「PLAN-B」は、既存の原子炉建屋大物搬入口を活用し、燃料デブリを外部へ搬出するプランである。

■ デブリ搬出ルートについて、以下の2ケース (PLAN-A、B) について検討。

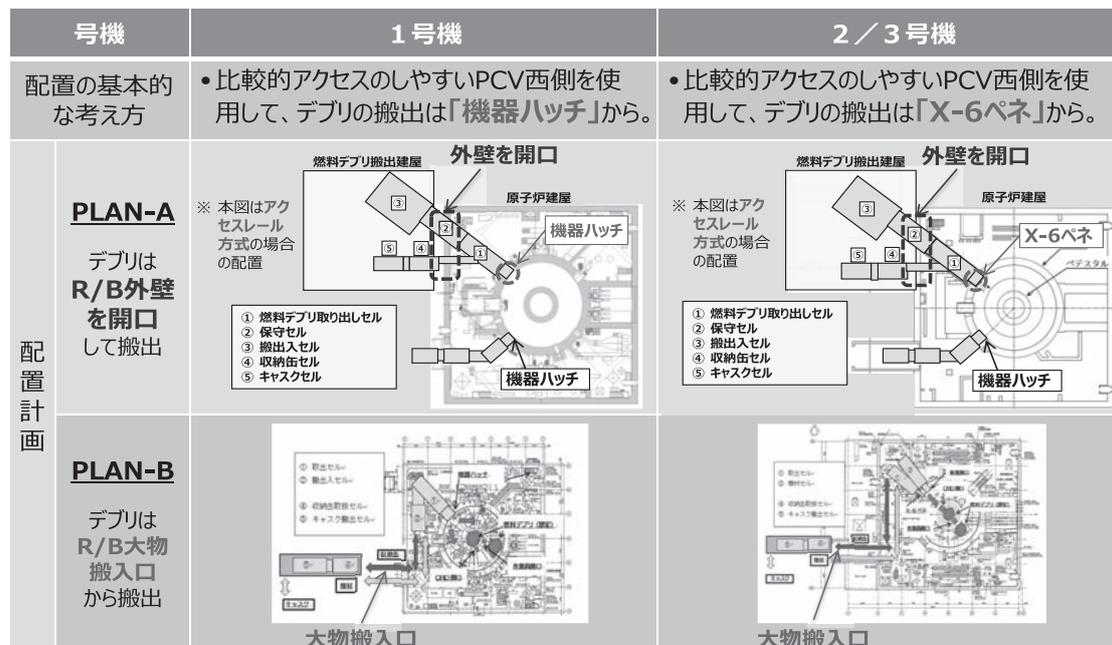


Fig. 27 Route of carried out for debris by side entry method

「PLAN-A」方式においては、さらに、燃料デブリにアクセスする方式として、「アクセスレール方式：PLAN-A」と「アクセストンネル方式：PLAN-A'」の2つの方式が検討されている。「アクセスレール方式」のコンセプトを、Fig. 28

～29に示す。「アクセスレール方式」は、連結した複数のセルをPCV貫通部に直結させ、そのセル内に備え付けているアクセスレールをPCV内に伸ばし、そのアクセスレールを利用して取り出し装置をペDESTAL内に持ち込む方式である。

【PLAN-A】アクセスレール方式～取り出しイメージ～

デブリ搬出方法

- ペDESTAL「内」デブリ⇒X-6ペネからアクセスレールをペDESTAL内に挿入させ、ロボットアームを使って回収。
- ペDESTAL「外」デブリ⇒機器ハッチからロボットアームを使って回収。

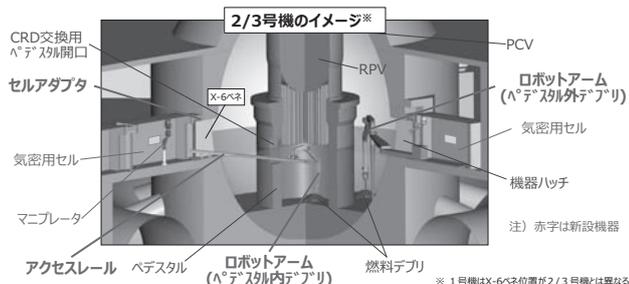


Fig. 28 Image of PLAN-A using access rail

レイアウト

- 気密/遮へい機能を有した複数のセルを連結し、R/B1階フロアに設置。
- 燃料デブリ搬出建屋 (仮称) をR/B脇に増設。安全系システムも併せて収納。

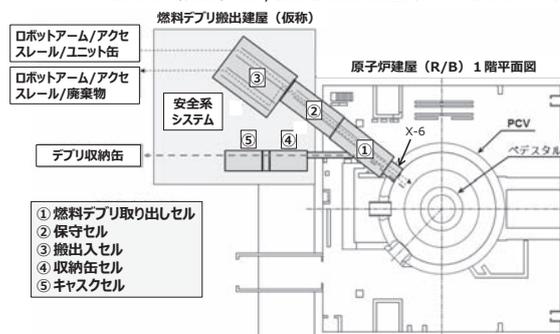


Fig. 29 Layout of PLAN-A using access rail

「アクセストンネル方式：PLAN-A」のコンセプトについては、Fig. 30～32に示す。「アクセストンネル方式」は、原子炉建屋に隣接した新規建屋内に設置する作業セルとPCV貫通部間に、トンネルを設置し、取り出し装置や取り出した燃料デブリを移動する方式である。この方式は、原子炉建屋1階で発生する作業を減らすことで、作業員被ばくを軽減するとともに、原子炉建屋1階床への荷重をトンネル分のみの荷重とすることで軽減を図ることを狙いとしている。

【PLAN-A】アクセストンネル方式～コンセプト～

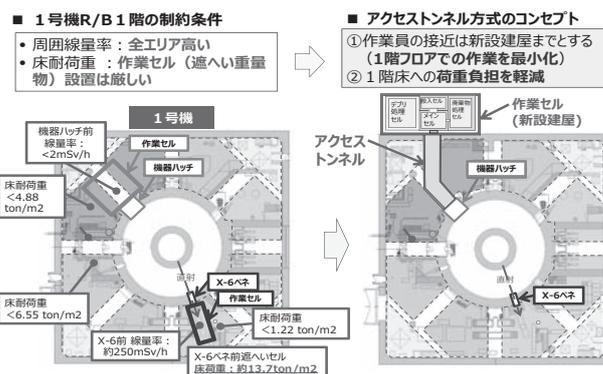


Fig. 30 Concept of PLAN-A

【PLAN-A】アクセストンネル方式～トンネル構築～

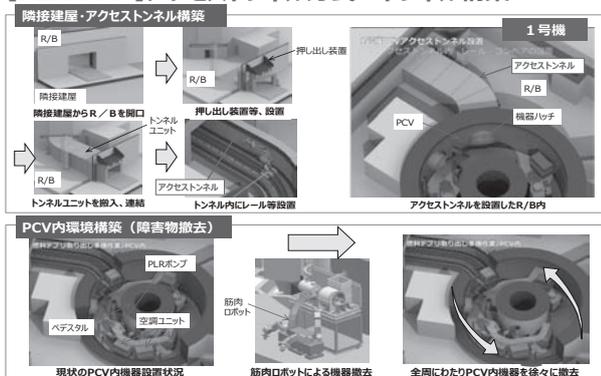


Fig. 31 Construction of access tunnel

【PLAN-A】アクセストンネル方式～デブリ搬出～

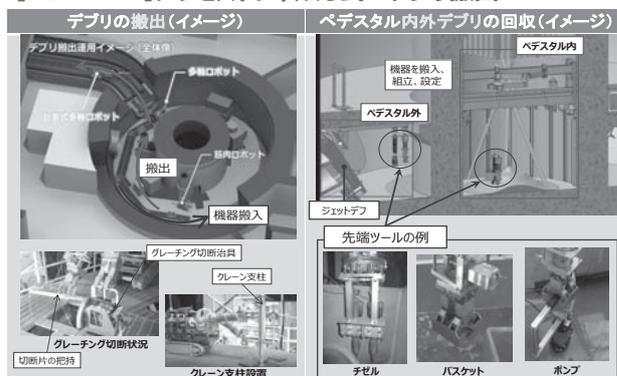


Fig. 32 Debris retrieval methods of PLAN-A

PLAN-Bのコンセプトを、Fig. 33～34に示す。このプランでは、燃料デブリの外部への搬出入は既存の原子炉建屋大物搬出入口を利用する。原子炉格納容器内部へのアクセスは、既存のX-6ペネトレーションを利用するとともに、その脇に新開口を設置して、装置搬入と燃料デブリ、廃棄物の搬出の動線を分けていることが特徴である。

【PLAN-B】PCV新開口方式

- X-6ペネ脇のPCVに新開口を設置。
- ① 装置搬入とデブリ・廃棄物搬出の動線を別系統に。
- ② 直線的なレイアウト→ジグザグな動線のため非常時の対応が容易
- ③ 機材は工場でユニット化→現場作業を低減
- ④ 開口は、PCV内構造物の撤去範囲が少ない位置を選定

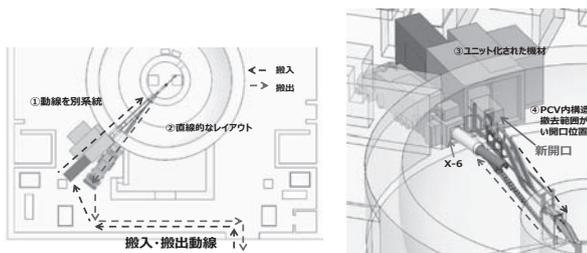


Fig. 33 Concept of PLAN-B

【PLAN-B】PCV新開口方式

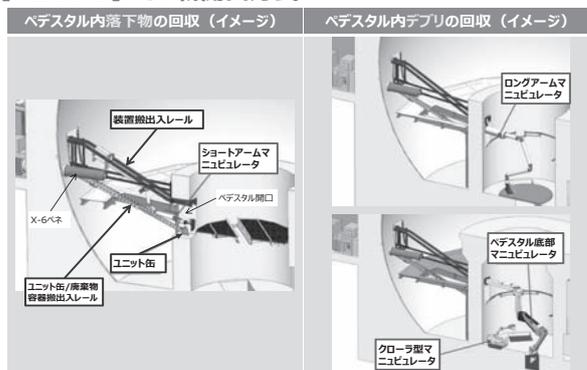


Fig. 34 Image of debris retrieval by PLAN-B

4. 基盤技術の開発

4.1 除染技術

PCV・RPV内部調査や燃料デブリ取り出し作業等の現場作業実施前には、可能な限り除染を行い、作業環境の改善（線量低減）を行っていく必要がある。IRIDで取り組む除染技術開発の概要を、Fig. 35に示す。

4.2 PCV補修・止水技術

燃料デブリ取り出し作業の前準備として、PCVからの漏えい・止水の実施が必要となる。これらの技術開発の概要を、Fig. 36に示す。これらの技術開発として、「バント管止水技術」、「サブプレッションチェンバー（S/C）内充填止水技術⁷⁾」、「S/C脚部補強技術」の開発を行い、JAEA 楡葉遠隔技術開発センターで実規模レベルの試験を実施している。

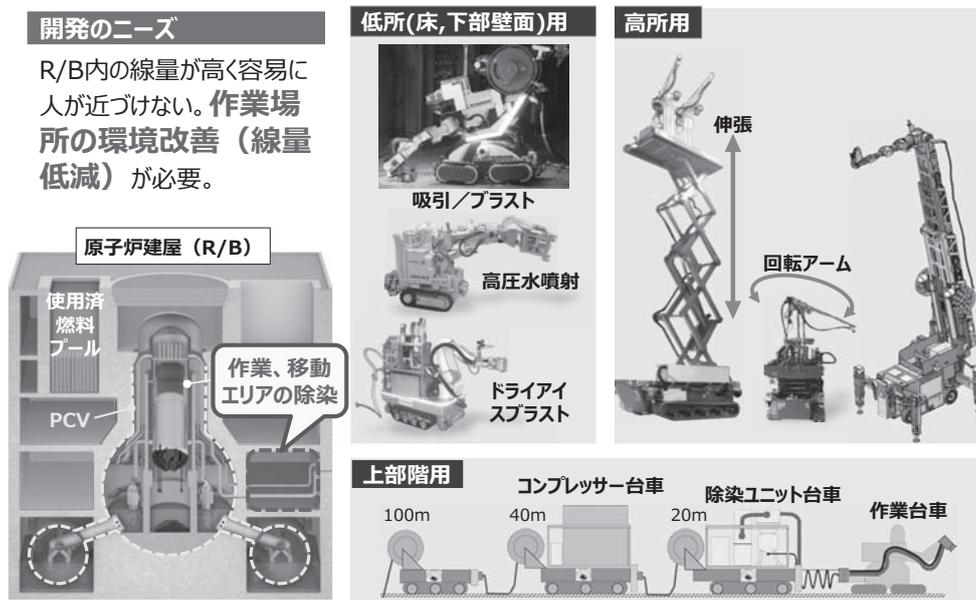


Fig. 35 Outline of technology for decontamination and dose reduction

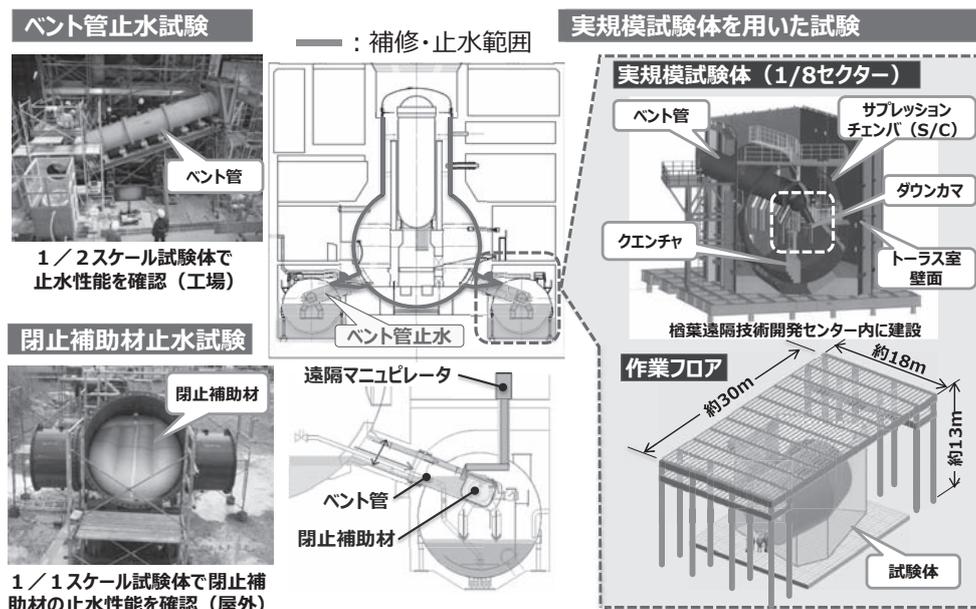


Fig. 36 Outline of technology for repair and water stoppage of PCV

4.3 燃料デブリ取り出し関連技術

燃料デブリ取り出し関連技術の概要を、Fig. 37に示す。燃料デブリ取り出しのための切削技術については、「コアボーリング加工」、「レーザガウジング加工」を始めとして、多くの技術開発が行われている。燃料デブリ取り出し時の被ばく低減対策としての汚染拡大防止技術・遮へい技術の開発も実施している。「上アクセス工法作業ステップ確認試験」、「遮へいプラットフォーム機能確認試験」、「RPV内面シール性能確認試験」等、を実施して、各開発技術の性能を確認している。また、燃料デブリそのものへのアクセス技術として、「位置決め／反力支持装置」、「ペDESTAL内アクセスレール」、「柔構造アーム」他、多くの技術開

発が実施されている。

4.4 要求安全機能に適合するシステムの開発

燃料デブリ取り出し作業時に要求される安全機能として、①冷却機能、②閉じ込め・バウンダリ機能、③火災・爆発防護機能、④未臨界維持機能がある。これらの要求される安全機能に適合するシステムの検討を実施しており、Fig. 38に安全機能に係るシステムの概念図を示す。これら安全系システムを成立させるための要素技術（負圧管理技術、他）の検討も進められている。

4.5 収納・移送・保管技術

燃料デブリ取り出し後、取り出した燃料デブリ

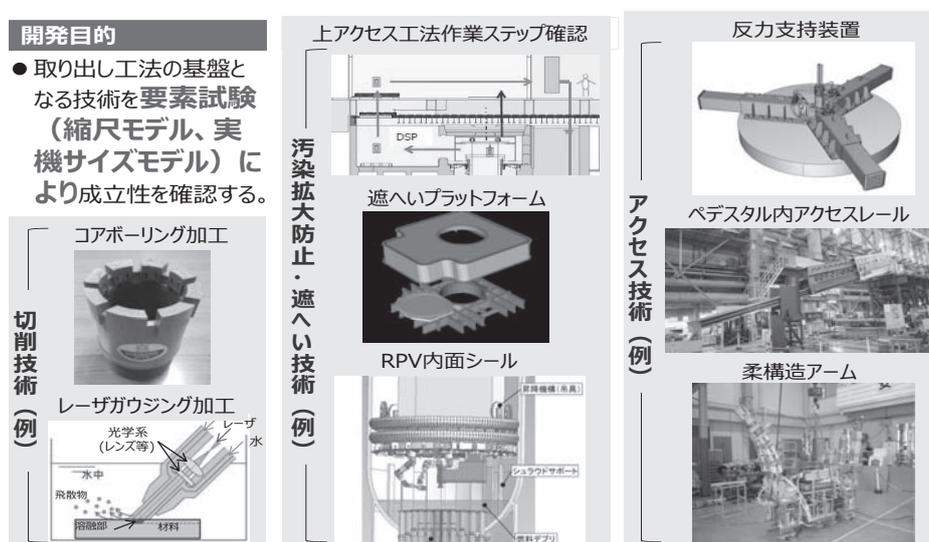


Fig. 37 Outline of technology for fuel debris retrieval

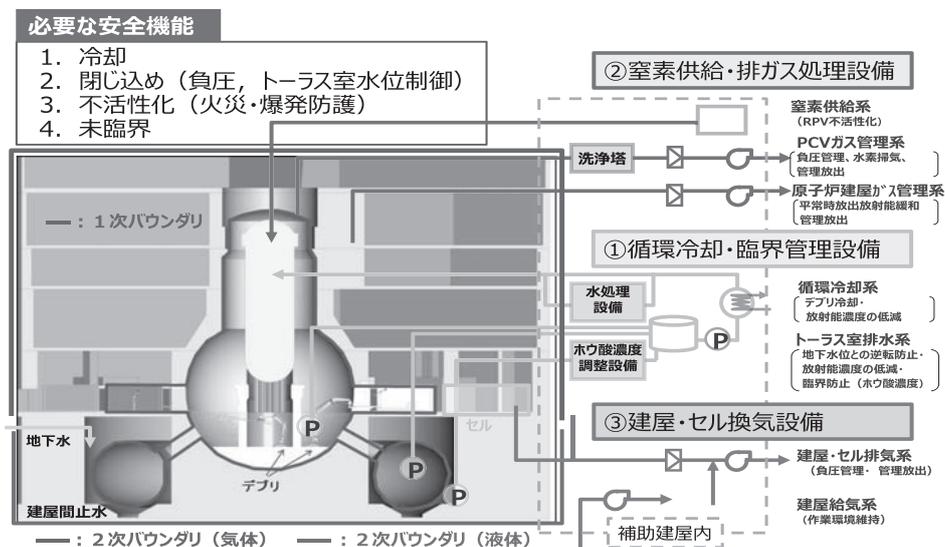


Fig. 38 Design concept of safety system for fuel debris retrieval

の収納・移送・保管についても、技術開発が必要となる。Fig. 39に、これらの収納・移送・保管技術の概要を示す。燃料デブリの収納缶については、「臨界管理」、「水分の放射線分解による水素発生対策」等、独自の技術開発が必要となる。

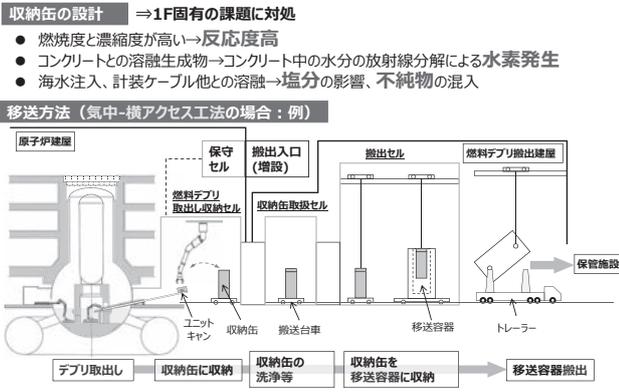


Fig. 39 Concept of technology for collection, transfer and storage of fuel debris

4.6 固体廃棄物の処理・処分技術

中長期ロードマップでは、固体廃棄物に関して、①2017年度（平成29年度）内に、「廃棄物の処理・処分に基本的な考え方」を取りまとめる、②2021年度（平成33年度）頃までを目処に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを得る、こととしている。

IRIDでは、固体廃棄物に関して、Fig. 40に示す研究内容を実施している⁸⁾。検討方法は、「データの蓄積を待つことなく、これまで蓄積された処理・処分の技術や知識を用いて廃棄物の処理・処分方法を幅広く評価し、廃棄物の性状把握の進展に合わせてそれらを繰り返し実施し、処理・処分方策を絞り込んでいく」ことで行っている。

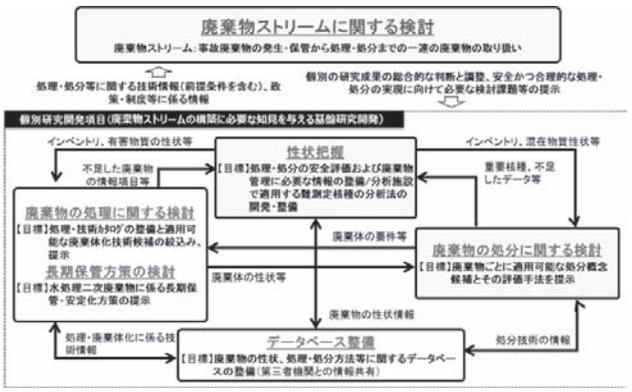


Fig. 40 Concept of technology for treatment and disposal of solid waste

5. むすび

2017年3月現在、IRIDで推進している14の研究プロジェクトは、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」の一部として実施されている。IRIDは、今後も国内外の叡智を結集し、廃炉に必要な研究開発を効率的・効果的に実施するという設立目的に沿って、研究開発活動を通じ、福島第一原子力発電所の廃炉に係るリスク低減とそれに向けた安全確保、環境保全などに、着実に効果を上げるよう、積極的に取り組んでいく。

参考文献

- 1) 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議，“東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ,”平成27年6月12日。
- 2) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)・一般財団法人 エネルギー総合工学研究所 (IAE), “総合的な炉内状況把握の高度化 平成28年度成果報告,”平成29年6月。
- 3) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)・一般財団法人 エネルギー総合工学研究所 (IAE), “解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について,”平成28年10月4日。
- 4) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)・東京電力ホールディングス株式会社他, “福島第一原子力発電所3号機ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について 測定状況 (中間報告),”2017年7月27日。
- 5) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID), “燃料デブリに迫る,” IRIDシンポジウム2017 inいわき, 2017年8月3日。
- 6) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID), “燃料デブリの取り出し,” IRIDシンポジウム2017 inいわき, 2017年8月3日。
- 7) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID), “原子炉格納容器止水実規模試験の概要,”2017年6月29日。
- 8) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID), “固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発最終報告,”平成29年8月。

「ふげん」における知識マネジメントシステム構築に向けた取り組み

手塚 将志*、樽田 泰宜*、香田 有哉*

The Initiative Towards Construction of Knowledge Management System in FUGEN Decommissioning Engineering Center

Masashi TEZUKA*, Yasuyoshi TARUTA* and Yuya KODA*

原子力施設の廃止措置は、長期にわたるプロジェクトであり、高経年化が進む国内では使命を終えた施設から順次、着手していくこととなる。また、廃止措置の実施に当たっては、設計、建設、運転時代のプラント情報等が必要となることに加え、実施過程を通して得られる技術、データ、知見、経験、文書等を効果的に活用していくことが不可欠である。

一方、各原子力施設の現場では、建設・使用前検査段階や運転・保守に携わってきた世代が高齢化とともに退職を迎えることにより、この世代が経験的に保有してきた情報やノウハウ等が失われる懸念がある。

こうした背景を踏まえ、2008年に廃止措置計画の認可を得て、現在、廃止措置を実施中である原子炉廃止措置研究開発センター（以下「ふげん」という）では、今後の廃止措置を安全かつ合理的に実施していくために、人材育成とともに次世代へ技術・知識を継承する取り組みとして知識マネジメントシステムの構築を進めている。また、本システムは、「ふげん」を素材としたプロトタイプを基盤とし、今後の廃止措置施設に活用できるよう汎用性のあるシステム構築を目指すものである。

Decommissioning of nuclear power plants is a project for long term. The plants that have completed their operations will sequentially start to decommissioning. Implementation of decommissioning needs much plant information in period of design, construction and operation. In addition, it is essential for efficient dismantling works to exploit the technologies, data, lessons learned, experiences and documents by getting through the decommissioning process.

On the other hand, as workers who operated or maintained the plant are aging and retiring, their empirical knowledge has been lost.

For the purpose of safety and reasonability of further decommissioning activities, Knowledge Management System (KMS) has been producing in FUGEN which has received the approval of decommissioning and now under decommissioning. KMS is an initiative of human resources development and to pass on expertise and knowledge to the younger generations. The system based on the prototype of FUGEN aims a high versatility system available for further decommissioning facilities.

*：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 バックエンド研究開発部門 原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発部 開発実証課
(Dismantlement Engineering Section, Technology Development Department, FUGEN Decommissioning Engineering Center, Sector of Decommissioning and Radioactive Wastes Management, Japan Atomic Energy Agency)

1. 緒言

1.1 背景と目的

原子力施設の廃止措置に当たっては、設計・建設時代からの改造を含む設備・機器情報、プラント運転実績に伴う施設・設備の汚染分布情報、維持管理設備の保守管理情報、放射性廃棄物の管理情報、燃料破損や放射性物質を含む水漏れ等のトラブル情報等、種々の情報が必要となる。

建設・運転時代からの情報やデータ等は、各プラントにおいて文書化し、保存管理されているものと、担当者間で引き継がれているような未整理のプロセス情報等がある。また、ドキュメント形式で残すことが困難であり、OJT等により引き継がれる知識等もある。さらに、「ふげん」のように既に廃止措置に着手した原子力施設では、廃止措置の計画過程や工事实績から得られる情報やデータ等がある。

なお、情報やデータと知識の違いについては様々の解釈があるが、ここでは、情報やデータを解釈して理解し、次のステップに向けて行動を起こす起源となるものを知識として理解したい。

書庫やデータベースに収納された膨大な情報やデータは、インデックスや属性等が定義されることにより体系化やドキュメント化が可能となり、利用可能な形式知 (Explicit Knowledge) となる。一方、言語化できない経験的な知識、熟練、ノウハウ等は暗黙知 (Tacit Knowledge) と呼ばれ、野中らによれば、新たな知識は、形式知と暗黙知の相互作用によって創出されるものとしている¹⁾。

この意味で、我々が暗黙知と考えているものの中には、単に体系化やドキュメント化がされていないだけの情報があり、これらは経験者から知識を引き出すことで知識ベースに取込み可能であるが、本来の意味で暗黙知として留まるものについては、感覚的共有、概念の創造、知識体系化、具現化等により形式知とは異なる手法で知識継承を行う必要がある。

こうした観点を踏まえ、現在、廃止措置を実施中である「ふげん」を基盤とした廃止措置知識マネジメントの構築を進めている。この取り組みは、実践的に「ふげん」の廃止措置業務支援を通じた人材育成・技術継承を行うとともに、原型炉「ふげん」単独の特殊性と原子力施設の一般性・概念性を整理することで汎用的なシステムの仕組み作りを目指している。

まず「ふげん」におけるシステム構築に際しては、具体的には以下の3項目をベースに進めており、Fig. 1にその概要を示す。

①知識の抽出方法の確立

文書化されたデータ及び情報等の形式知の整理及び体系化を行うため、廃止措置に必要な知識源は何かを整理したうえで知識源を抽出し、重要度の観点で整理する。ここではタクソノミー分類やオントロジー構築といった手法を適用する。本項目の詳細は次章に記載する。

②経験者等の知識を引き出す手法の確立

熟練経験者から若手技術者への暗黙知を含む知識や技術の継承は、意見交換会等によるコミュニケーション場の設定や、アンケートやイ

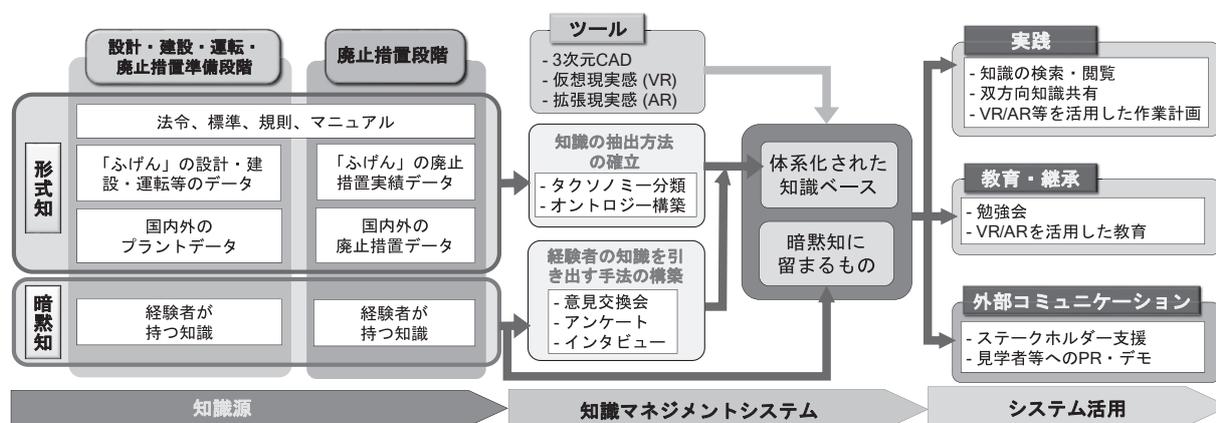


Fig. 1 General outline of Prototype KMS of decommissioning in FUGEN

インタビューによる知識抽出の取り掛かりを起点とし、より深い経験や感覚的な知識の共同化・表出化・連結化・内面化を図る。また、熟練経験者自身の技術的な経歴等についてデータベース化することにより、実務担当者が必要に応じて知恵袋として活用できるような閲覧の仕組みを考慮する。

③知識マネジメントを支援するシステムの構築

システムの全体像としては、計算機システムや仮想現実感 (VR) / 拡張現実感 (AR) 等の先進的技術を活用したハードシステムとともに、SNS等のツールを活用した職員間のコミュニケーション支援や知識内面化のための教育システム等の運用システムを含めた相互システムを目指す。

なお、以降では、主に前者の計算機等システムについて記載する。

1.2 システム概要

「ふげん」では、上記①②を知識源として取り込み体系化された知識ベースを活用し、知識の検索・閲覧機能を有する知識マネジメントシステムのプロトタイプ構築を進めている。Fig. 2に示す試作中のトップ画面では、廃止措置情報検索を含め、Lessons Learned、知恵袋、VR/AR、アンケート情報、解体動画等の7つのコンテンツを持たせたウェブアプリケーションシステムを検討中である。

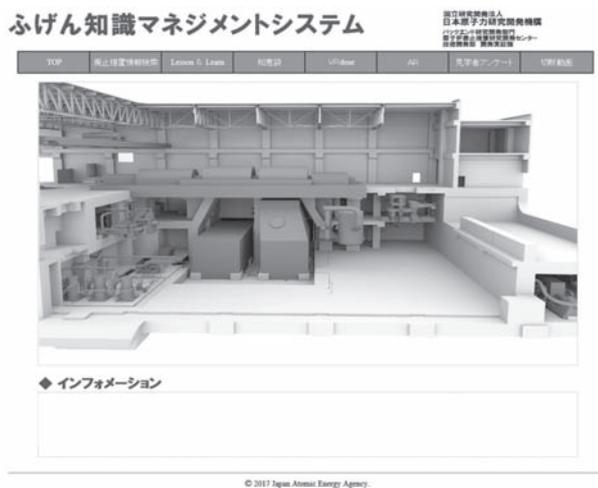


Fig. 2 Prototype of web application

7コンテンツのうち「廃止措置情報検索」は、カテゴリ検索と、キーワード検索から構成しており、廃止措置に特化し、かつ実務者自身が情報やデータの関連付けや重み付け等を行うことにより、単なる用語集やカタログではなく、“痒いところに手が届く” 便利機能を目指している。カテゴリ検索では、廃止措置に関するタスクを軸に知識を探索するものである。キーワード検索は、キーワードをもとに曖昧語や関連用語などを考慮して知識を探索するものである。検索機能のトップ画面をFig. 3に示す。

ふげん知識マネジメントシステム

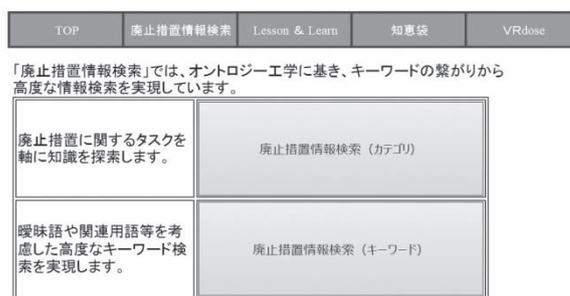


Fig. 3 Screen of knowledge search system

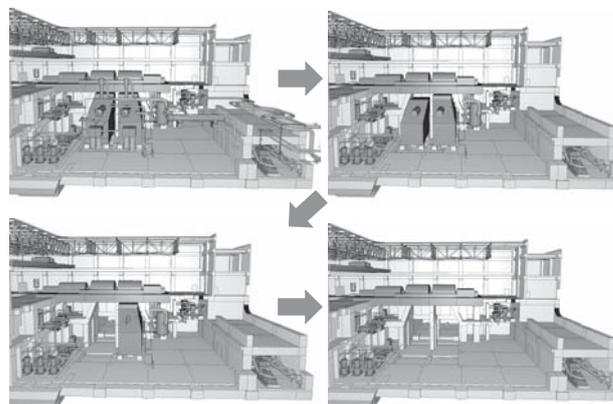


Fig. 4 Progress transition of dismantling

「Lessons Learned」は、廃止措置実績に基づく教訓や良好事例のデータベースの検索・閲覧を可能とするものである。原子力分野以外でも事故や災害、教育といった様々な分野で取り組まれているが、本システムでは、まず「ふげん」におけるこれまでの廃止措置工事実績の取込みを行う。例

えば、Fig. 4では、主復水器解体の進捗についてCADデータを基に図示しており、これに現在整理を進めている機器情報や解体実績データ等をCAD上にリンクさせることにより、教訓や良好事例に係る知識を視覚的に認識できるようにする。

「知恵袋」とは、組織内のコミュニケーションを活性化させるウェブ上の場である。ウェブ上での対話を通じて質問者が質問をし、知識やヒントを持つ職員が回答することを目指したコンテンツである。

VR/ARを活用した「見える化」に向けたアプローチについては後述する。

この他、知識マネジメントの観点からは若干外れるが、アンケート情報では、一般見学者等から寄せられる意見や要望等の情報を共有できるものとし、解体動画では、一般見学者が施設見学等で見ることが困難な作業環境の現場感を意識したPR用コンテンツも検討している。

2. 知識検索機能の構築手法

プロトタイプにおける検索機能の実装に当たっては、セマンティックウェブ技術、オントロジー技術を活用し、タスク検索やフリーキーワード検索を検討した。具体的には、ウェブアプリケーションを実装し、RDF (Resource Description Framework)²⁾のデータベースと基となる知識データベースから情報を引き出す仕組みを構築した。

2.1 オントロジーとは

知識マネジメントシステムでは、既存の情報源を活用するだけでなく、将来的な情報源の拡充を見据えた設計が必要である。対象となる情報源は多種多様で多岐にわたるため、首尾一貫したシステム設計を目指し、情報科学の知識工学分野の一つであるオントロジー工学を活用する。

オントロジー (Ontology) とは、もともと哲学用語の「存在」を意味する言葉である。Gruberによるとオントロジーを複数人の間で共有される合意内容であると説明している^{3),4)}。溝口は、オントロジーの解釈は分野により微妙に異なっている点があるため、これらを次のように整理している^{5),6),7)}。哲学的な立場では「存在に関する体系的

な理論」であり、人工知能の立場では「概念化の明示的な規約」であり、知識ベースの立場では「人工システムを構築する際のビルディングブロックとして用いられる基本的概念または語彙の体系」であり、緩い定義としては「ある目的のための世界の認識に関する共通の合意」である。

ここでいう知識ベースとは、知識ベースシステム (KBS: Knowledge Based System) のことを指し、人間の知識を計算機に埋め込んだものである。

Gruberや溝口らに共通するオントロジーの解釈として「人と人、人と計算機、計算機と計算機等の異なる立場やもの (モノ・物・者) 同士が何らかの形でコミュニケーションを可能とするための中間的な言語、語彙、それらの表現」であると言える。つまり、オントロジーを端的に説明すると「対象の概念の構造化」したものとなる⁸⁾。

具体的には、実際に構築されるオントロジーは、次の特徴を持っている。(1) 対象から切り出した概念の集合、(2) 概念の上位・下位概念 (is-a関係) による階層化、(3) 上下以外の概念間の関係性の明示 (例えばpart-of)、(4) 概念と関係の定義や意味制約の公理化、といったものである。

さらに、オントロジーは目的や対象により、次の3点に大分できる。一つ目はドメインオントロジーと呼ばれ、ある領域を対象とした最も実践的な部分であり、医療分野などで活用されている。二つ目はタスクオントロジーと呼ばれ、診断・計画・設計といったドメインから独立した行為に対するオントロジーである。三つ目は上位オントロジーと呼ばれ、原理的にすべての基本概念そのものを高い抽象レベルで説明することを目指した哲学的なものである。

また、オントロジーの説明に当たり、背景となるコンピュータシステムとの関連性に関して概略を述べると、1980年代はエキスパートシステムや第五世代コンピュータといったオントロジーの前身となるような研究が行われていた。人の知識や経験を活用するシステムであるエキスパートシステムは、人の知識をデータベースに用意し、推論システムを活用し知識を利用するシステムである。これは経験豊かなベテラン職員や専門家の知識をデータベース上に表現し、専門的な知識や技術を持っていないような非専門家でも診断や診察

を可能とし、問題解決を可能とするシステムである。これは、1990年代までは非常に盛んに行われており、様々な分野でも成果が得られていたが、データベースの拡充やその際のルールベースの取り決めが煩雑化するという課題があった。

こうした課題には、異なる分野での専門用語を共通概念の表現に統一したり、コミュニケーションを円滑化したり、計算機が理解できる知識の定義を構築することが解決の一環であり、知識の共有を図ることが重要である。つまり、良質なオントロジーを構築することにより、知識共有や共通理解の促進が可能になる¹³⁾。

2.2 原子力分野におけるオントロジーの活用

原子力分野でのオントロジーの活用事例は多くはないが、いくつか事例を紹介する。例えば、原子力安全という文脈での研究では、尾暮らは、専門家は原子力という対象を概念的にも理解しているが、非専門家の市民はそうではないため、実験的な試みとして市民も使えるような原子力安全分野のオントロジーを活用したシステムを開発した研究がある^{10),11)}。また、鈴木らは、原子力関連の設備の安全性向上のため安全に関するデータを統合し、オントロジーを活用した設備異常の原因を推定して運転員に教示するシステムを開発している¹²⁾。一方、オントロジーを活用して原子力科学に関する定量的な知見を計算機が理解できる仕組みを作り、さらに異なる組織間で共有しようとする試みもある¹³⁾。

2.3 廃止措置に係るオントロジー

本稿では、廃止措置に関わるオントロジーの実例を紹介する。これは、オントロジー専門ソフトウェアである法造¹⁴⁾を用いて、基本となる概念として、Fig. 5に一部を示す廃止措置における解体オントロジーを構築した。これは上位オントロジーの1つであるYAMATO¹⁵⁾を参考に作成したタスクオントロジーである。

頂点（ここではAnyと表記）の下位に、独立存在物と従属存在物がある。独立存在物にはプロセス、関与者、装置、システム、タスクそして時間が存在し、従属存在物には、状況、属性、情報、状態が存在するとした。

これは、あくまでもオントロジーとして概念を示すものであるため、実体はFig. 6に示すインスタンスモデルというもので表現する必要がある。

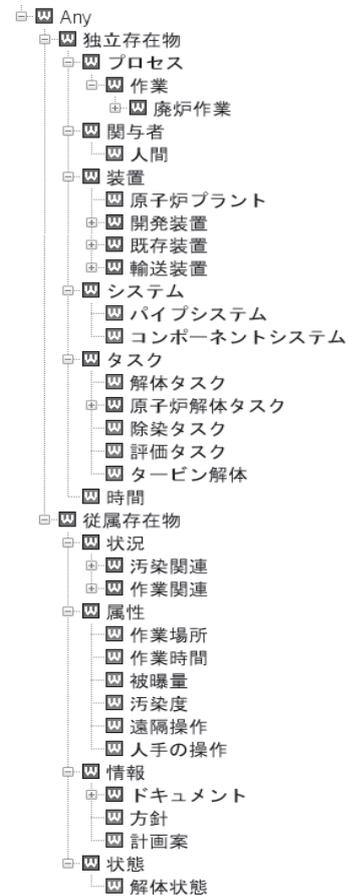


Fig. 5 Example of decommissioning task ontology

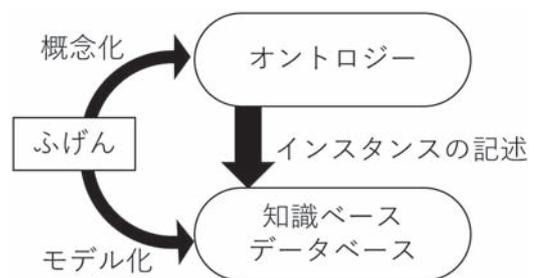


Fig. 6 Conceptual structure diagram of relationship between ontology and instance

オントロジーの概念定義に従い構築されたものは知識モデルとしてのインスタンスを持つ¹⁶⁾。特に法造を用いて構造化されたオントロジーやインスタンスモデルの特徴として、ロールまたはプレ

イといった概念を定義し、活用する必要がある^{17),18)}。なお、ロール概念は、文字通り役割を表現する考え方であり、例えば、ある教師の実体を考えたとき、教師は学校という文脈での役割であり、その人の本質ではない。家に帰れば父または母という役割を担い、退職すれば教師ではなくなる。そうした文脈に依存するものをロールで表現することで実体のもつ存在を表現するのである。

2.4 プロトタイプシステムの知識探索

知識探索機能は、廃止措置実務者を対象とした業務計画支援を目的としている。プロトタイプシステムの知識検索機能で実装しているカテゴリ検索では、オントロジーを活用した検索機能としている。上記で述べたオントロジーとインスタンスモデルに従い、データベースを整備し、検索結果を出力するシステムである。

これは、ディレクトリ型検索と似ているが、系統や機器について調べたいときに、オントロジーの前後の繋がり（上下間の概念構造）から系統や機器から階層的に調べることができる。機器情報に関して、現時点で提示可能な情報は、機種名、系統名または系統ID、使用デバイスID、使用デバイス名、重量、建屋情報（系統にある建屋）、建屋のフロア、建屋内のエリアID、汚染レベル等が提示可能な既存情報である。今後は、廃止措置実績に応じたデータや注釈を盛り込むことも考慮していく。

また、廃止措置業務支援の観点では、解体カテゴリと対象機器の情報から、切断工法の提示や過去の実績等からの教訓や良好事例に係る情報を提供する機能の付加も検討中である。

さらに、本機能をより実効的なものとするための前提として、インプットとなる知識源の構築・蓄積及びその整理・体系化が不可欠である。このため、有効なオントロジー構築には必要な知識源の抽出及び意見交換会やアンケート等により経験者等の暗黙知を引き出す手法を確立していくことが重要となる。

3. インターフェイスの「見える化」

知識マネジメントの考察においては、知識の抽

出方法の確立や経験者の知識を引き出す手法の構築といった知識源の蓄積が不可欠であるとともに、その有効性には“伝え方”も重要な要素である。また、原子力施設では高線量区域や汚染区域があり、必ずしも実際の現場が解体工事等の計画検討や知識伝達に適した環境であるとは限らない。

このため「ふげん」では、廃止措置エンジニアリングの一環として研究開発を進めてきた仮想現実感（VR）や拡張現実感（AR）を活用し、対象領域を問わず直感的な「見える化」を図るとともに、蓄積された知識データベースを共有化することにより、現場技術者のニーズに応じたシステム及びインターフェイスの構築を目指している。

Fig. 7に概念フローを示す。



Fig. 7 KMS flow diagram using VR/AR

3.1 仮想現実（VR）を用いた解体作業シミュレーション

仮想現実（VR）とは、3次元CADデータ等を用いた仮想空間を現実的に体感できるようにする技術である。「ふげん」では、放射線環境化における解体作業計画支援ツールとして、ノルウェーエネルギー技術研究所（IFE）と共同で開発した解体作業シミュレーションシステム（VRdose）を基盤として、知識ベースとの連携を進めている。VRdoseは、3次元CAD等で作成した仮想の作業現場（プラント形状データ）に線量率データを当てはめ、その仮想空間に作業員（人的モデル）を配置し、物体との相互作用を可能とし、解体作業のシミュレーションが可能なツールである。シ

シミュレーションの実行により、作業員の線量率の履歴が移動距離または時間軸で表示されるとともに、積算線量も評価可能である¹⁹⁾。Fig. 8に解体作業のシミュレーション画面を示す。

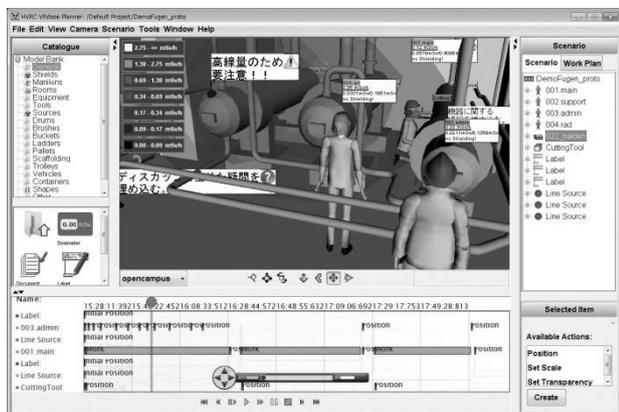


Fig. 8 Screen of dismantling simulation (VRdose)

本シミュレーションの特徴は、仮想現場環境に線源を配置することが可能であり、線源は形状、核種、強度等を任意に設定することができる。線源の配置は、画面上で同心円にカラーグラデーションで表示され、視覚的に認識でき「見える化」が可能である。このような仮想現場環境下において、作業員に解体作業のシミュレーション動作を定義することにより、Fig. 9に示すような時系列の被ばく線量が確認できる。入力する解体作業シナリオ（解体手順、作業員数、配置等）を任意に設定することにより、累積被ばく線量の比較評価が可能となる。

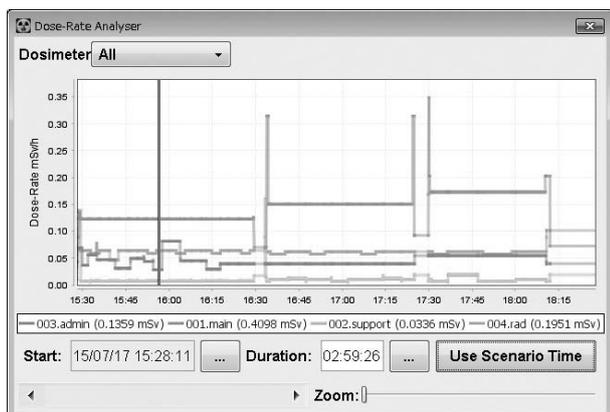


Fig. 9 Radiation exposure simulation by VRdose

また、本シミュレーションは本来、解体作業計

画立案のためのシミュレーションであるが、視覚的な特徴を活かして、人材育成や技術継承の観点でも活用するため知識ベースとの連携を進めている。仮想現場に実際のプラント情報や廃止措置知識等を埋め込み、それらを確認しながら経験者と若手実務者が解体シミュレーションを共有することで「見える化」を図り、仮想OJTが可能となる。これにより、伝える側と伝えられる側とで知識の表出化及び連結化が図られ、知識マネジメントにおけるアウトプットである実践・教育・継承を確実にするための支援ツールとなる。

3.2 拡張現実 (AR) を用いた解体作業計画支援

原子力施設における廃止措置では、他の産業プラントに比べて放射性物質で汚染した機器や構造物を有する特徴がある。そのため、安全かつ合理的な解体撤去工事を実施するために、事前に作業計画を多角的に検討・作成し、解体現場において確実に実施することが必要となる²⁰⁾。そこで「ふげん」では、現場での管理者や作業員を対象として、解体計画情報、設備機器の仕様等の各種情報を迅速かつ効率的に提供する拡張現実感 (AR) を用いた支援システムの開発を京都大学とともに進めている。ARとは、Fig. 10に示すように、カメラ等で撮影された現実世界の映像に、CG等の情報を重ね表示することにより、ユーザの知覚を拡張する技術である。

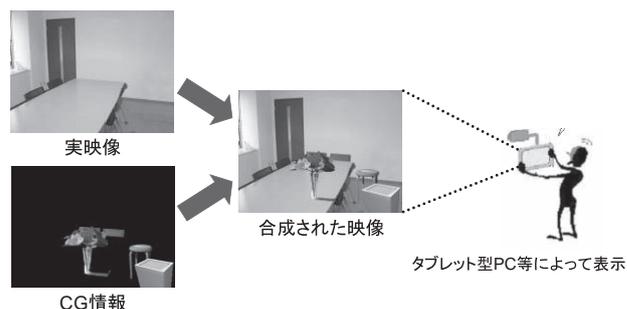


Fig. 10 Outline of AR technology

例えば、AR技術を用いてFig. 11に示すように、建物の3階、4階部分を視覚的に提示することでユーザがどの方向や位置から見ても、仮想の物体や情報が現実世界の定まった位置に存在するよう見えることや、Fig. 12に示すように、放射線の

ような目視できない情報や設備・機器等の危険箇所をユーザに直感的に示すことが可能である。

また、AR技術は、事前にPC等を使って線量率や材料といった実機情報や過去の運転履歴といった属性情報等を入力することにより、位置同定機能を使って、その知識を現場の実映像にマッチングさせ重畳表示させることが可能である。



Fig. 11 Visualization of building upper floor



Fig. 12 Visualization of radiation and danger points

このような特徴を活かし、「ふげん」では、現場での知識継承や人材育成も兼ね、各種の解体作業支援システムを試作してきている。

AR技術を活用した各種支援ツールのうち、作業支援情報表示機能では、作業現場をスキャンして得られた3次元モデルを用いて、現場環境を様々な視点から確認して作業対象箇所を検討し、さらに、作業対象箇所や作業時における注意事項を記述して知識を蓄積するとともに、記述した情報を現場での解体作業時にAR技術を用いて表示することが可能である (Fig. 13)。

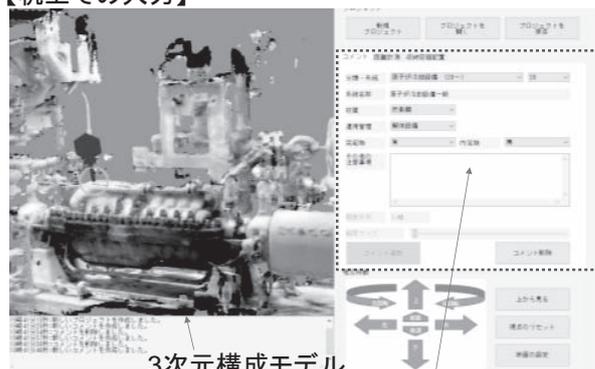
この機能により、実際の作業現場において、ベテランと若手、あるいは発注者と受注者で、ともに同じ現場で同じ情報源から相互確認しながら知識を共有することが可能となる。

また、利用者は、廃止措置の計画や実施に伴い得られた知識を対象物や現場環境に関連付けした形で入力することにより、有用な知識が空間的に整理され、さらに、廃止措置工程等のデータを連

携させることにより時間的にも整理ができ、知識の有効活用が可能となる。

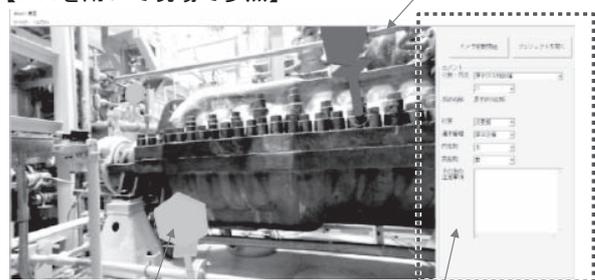
このように、AR技術は、前述のVR技術と同様に、知識マネジメントにおける実践・教育・継承ツールとして有効に活用できるものであり、人材育成や技術継承の観点からも経験者が持つ知識の可視化や、より安全で迅速な作業実施のための有効なOJTツールの1つである。

【机上での入力】



情報入力画面(系統、材質、運用状況、危険情報等)

【ARを用いて現場で参照】



情報添付ポイント

入力情報参照

Fig. 13 Outline of information presentation function for dismantling planning support

4. 結言

廃止措置知識マネジメントシステム構築に向けた取組み状況を紹介した。

廃止措置に有効な知識ベースの蓄積には、必要な形式知を認識し、これを抽出したものを整理・体系化するとともに、経験者等が持つ暗黙知を抽出することが不可欠である。この取組みの方法論の1つとして、概念体系を構築するオントロジー理論を用いて知識探索に活用するプロトタイプの製作について紹介した。

また、効果的な人材育成や技術継承のため、VR技術やAR技術を取り入れ、経験者が持つ知識の視覚的な「見える化」の取組みを紹介した。この中では、個別の要素技術の開発に加え、知識ベースと連携させることにより、合理的なシステム作りを行うこととしている。

今回紹介した取組みは、知識マネジメントの一部であるが、「ふげん」はもとより多くの原子力施設では品質保証システムを始めとする各種システムが既に運用されていることから、知識マネジメントシステムを既存システム内に取り込むことにより、通常業務の中で知識マネジメントが運用されていく仕組みが望ましい。また、ツールとしてはSNSの活用も有効性が高い。

今後は、プロトタイプの構築を進め、検証し、評価・改善を図るとともに、経験者と若手実務者の相互作用により、実効的な仕組み作りを進めていきたいと考える。

参考文献

- 1) 野中郁次郎, 紺野登, 知識創造の方法論, 東洋経済新報社, 55-61 (2003).
- 2) W3C REC-rdf-syntax-19990222, "Resource Description Framework(RDF)Model and Syntax Specification," W3C Recommendation, (1999).
- 3) Gruber, Thomas R., "A translation approach to portable ontology specifications, Knowledge acquisition," 5[2], 199-220 (1993).
- 4) Gruber, Thomas R. "Toward principles for the design of ontologies used for knowledge sharing?," International journal of human-computer studies, 43.[5-6], 907-928 (1995).
- 5) 溝口理一郎, "オントロジー工学入門," 人工知能学会誌, 11[1], 50-59 (1996).
- 6) 溝口理一郎, "オントロジー工学," オーム社, (2005).
- 7) 溝口理一郎, "オントロジー工学の理論と実践," オーム社, (2012).
- 8) 衣川 純一, 藤田 充苗, 野田 哲治, 辻宏和, 加治 芳行, 崎野 孝夫, 岩田 修一, "Data Free Way Attempt at developing distributed database for nuclear materials," Proceedings of 9th German-Japanese Workshop on Chemical Information, 134-135 (2000).
- 9) 來村徳信, 溝口理一郎, "オントロジー工学に基づく機能的知識体系化の枠組み," 人工知能学会論文誌, 17[1], 61-72 (2002).
- 10) 尾暮拓也, 高松悠, 古田一雄, "コミュニティを超えた知識共有のための原子力安全オントロジー設計方法," 社会技術研究論文集, 2, 389-398 (2004).
- 11) 尾暮拓也, 古田一雄, "オントロジーを利用した分野特化型情報検索技術の社会的実装," 社会技術研究論文集, 5, 206-215 (2008).
- 12) 鈴木 和彦, 石田 倫彦, "原子力関連施設の安全性向上を目的としたライフサイクル情報の活用," 先行基礎工学研究に関する共同研究報告書, (2005).
- 13) 山口高平, "知識マネジメントとAI技術," 人工知能学会誌, 22[4], 461-466 (2007).
- 14) 古崎晃司, 來村徳信, 佐野年伸 ほか, "オントロジー構築・利用環境「法造」の開発と利用," 人工知能学会論文誌, 17[4], 407-419 (2002).
- 15) R. Mizoguchi, "Yet another top-level ontology : Yato," In Proc. of the Second Interdisciplinary Ontology Meeting, 91-101 (2009).
- 16) 古崎晃司, "ドメインオントロジーの構築と利用," 情報知識学会誌, 19[4], 296-305 (2009).
- 17) 古崎晃司, 來村徳信, 溝口理一郎 ほか, "「ルール」および「関係」に関する基礎的考察に基づくオントロジー記述環境の開発," 人工知能学会論文誌, 17[3], 196-208 (2002).
- 18) 砂川英一, 古崎晃司, 溝口理一郎 ほか, "コンテキスト依存性に基づくロール概念組織化の枠組み," 人工知能学会論文誌, 20[6], 461-472 (2005).
- 19) Y Iguchi, et al., "Development of Decommissioning Engineering Support System (DEXUS) of the Fugen Nuclear Power Station," J.Nucl. Sci. Technol., Vol.41, No.3, 370-375, 2004.
- 20) H. Ishii: Augmented Reality: Fundamentals and Nuclear Related Applications, Int. J. of Nuclear Safety and Simulation, 1[4], 316-327 (2010).

高出力ファイバーレーザーを用いた切断及び除染の技術開発

遠山 伸一^{*†}、峰原 英介^{*††}

Development of Technologies of Cutting and Decontamination Employing High Power Fiber Laser

Shinichi TOYAMA^{*†} and Eisuke J. MINEHARA^{*††}

若狭湾エネルギー研究センター (WERC) ではレーザー技術の産業応用として、大強度ファイバーレーザーを用いた鋼材切断技術開発を行って来た。現在は今後の国内の原子力発電所の営業停止に伴う原子力施設廃止措置に適用するための解体切断と除染について並行して技術開発を行っている。原子力施設廃止措置は、世界的にもその技術は開発途上にあるが、必要性が増しており技術開発の進展が待たれている。ファイバーレーザーは、他のレーザーと比較し取扱いが容易で、飛躍的な熱密度等の性能向上に伴い切断性能や剥離性能を持つ機器を開発することによって2次汚染や被ばくの抑制が可能となる。

本報告では、原子炉解体のための厚板切断技術開発と高線量下でも稼働する除染機開発の最近の成果について、鋼材や機器の切断試験や構成機器の耐放射線試験結果を交えて示す。

Development of the steel cutting technology which employs high power fiber laser for the industrial applicability of the laser technology has been carried out at The Wakasa Wan Energy Research Center (WERC). At present, the laser technologies for dismantling and decontamination are concurrently being developed to the application measure of nuclear dismantling for domestic nuclear power plants in the future. Dismantling of nuclear facilities is on the way for the technology also increases in necessity worldwide, and progress in related technical development is strongly expected. Beside the relative easiness to handle compared with other laser system, suppression of production of secondary radioactive waste and dose exposure can be realized by dramatic improvement by excelled thermal density of fiber laser.

This paper provides recent results from cutting technology for thick steels aiming disassembling nuclear pressure vessel, and decontamination machine technology which works under high radiation dose, explaining the results from cutting experiment of steels and the actual equipment and from the radiation resistance experiment for component devices.

1. はじめに

若狭湾エネルギー研究センター (以下WERCという) では2009年に10 kWファイバーレーザーを用いたレーザー技術の産業応用として、厚み

40 mmの鋼材切断 (炭素鋼、ステンレス鋼、高張力鋼) を気中雰囲気を実施するとともに、水中雰囲気では切断速度を遅くして厚み50 mmの切断試験を開始した¹⁾。それ以来、レーザーの有する熱密度の高さから、狭い切断溝を実現でき2次廃棄

* : (公財) 若狭湾エネルギー研究センター 研究開発部 レーザー技術開発室
(Laser Technical Development Division, Research & Development Department, The Wakasa Wan Energy Research Center)

† : 現在の所属 : 日本原子力研究開発機構 事業計画統括部 評価室
(Present affiliation: Office of Evaluation Activities, R&D Program Management Department, Japan Atomic Energy Agency)

†† : 現在の所属 : LDD株式会社
(Present affiliation: LDD Corporation)

物が少ないこと、また、狭隘空間での遠隔操作が可能で被ばくの低減が期待できること、等の利点に着目し、国内の原子力発電所の営業停止に伴う原子力施設に適用する解体切断と除染とを並行して技術開発を行っている。さらに、東電福島第1原子力発電所事故への適応も視野に入れ、2013年からは切断用には30 kW ファイバーレーザーも導入して大強度の除染技術及び原子炉の厚板構造材の切断技術の開発や実用化検討を進めている²⁾。

2. 国内外の廃炉の現状

2016年現在、日本や世界各国での発電炉の廃止措置状況は、運転停止が162基となっておりそのうち設備や機器を解体し撤去し廃止措置を完了したものは23基である³⁾。このうち最も早期のものとして日本の動力試験炉 (JPDR、(BWR) : 1986年解体開始、2006年廃止措置終了) があり、種々の機械的や熱的切断方法が試験されている^{4), 5)}。日本の商業炉では、東海 (GCR)、浜岡1、2号機 (BWR) が2009年までに廃止措置計画が認可され解体作業が進んでおり、最近では敦賀1号機 (BWR)、美浜1、2号機 (PWR)、島根1号機 (BWR)、伊方1号機 (PWR)、玄海1号炉 (PWR) 等の商業炉の廃止措置計画がそれらに続きが進行中で、今後20年から30年間で終了予定である。今後は更に運転を停止する発電炉の廃止措置が続くことも想定され、技術開発としても進展が期待される。

日本での商業炉停止後の廃止措置の基本的な方針は、密閉管理—解体撤去方式 (原子力発電施設全体を閉鎖して一定期間管理した後、解体撤去する方式) を取っており、運転停止から系統除染を行った後、5年から10年の貯蔵期間を経て解体撤去を行うもので⁶⁾、これは標準工程と呼ばれ長期的な工程である。

海外の原子炉についての解体実績も国情により管理方法が異なり、商用発電所の解体例はあまり多くない。また、圧力容器は解体せず施設から搬出して管理処分する例もある。主に用いられた解体工法としてはダイヤモンドワイヤーソー、リングソー、バンドソー、アブレーシブウォータージェット (以上機械的手段)、プラズマアーク (熱

的手段) といった工法が用いられている。現在廃止措置中の100万kW発電所原子炉解体の例としては、2015、2016年に熱的切断 (ガス切断) で原子炉格納容器の切断を実施した米国のZion発電所がある⁷⁾。Fig. 1に米国Zion発電所の原子炉圧力容器 (超高張力鋼) の切断線の概要を示す。

3. 高出力レーザーを用いた切断技術開発

レーザーは近年のレーザー方式等の進歩により大出力化や高効率化が進んでいる。その中でファイバーレーザーは調整機構が少なく、YAGレーザーと同じ1 μm付近の発振波長を有し市販の石英光ファイバーで損失の少ない遠隔伝送が可能である利点がある。出力は近年ではマルチモードであれば100 kWに達しており、ファイバーレーザーの利点としては他の熱的方法より、熱密度がますます桁違いに高くなっている。

(1) レーザー切断システム

現在、WERCで開発しているレーザー切断システムの概念図をFig. 2に示す。レーザー切断機の主要機器は、ロボットアーム、ロボットアーム搭載用台車、集光ヘッドからなる。台車はロボットを搭載して移動し、台車を固定してロボットアームに搭載した集光ヘッドをロボットアームの運動により制御し切断を行う。今回採用したロボット

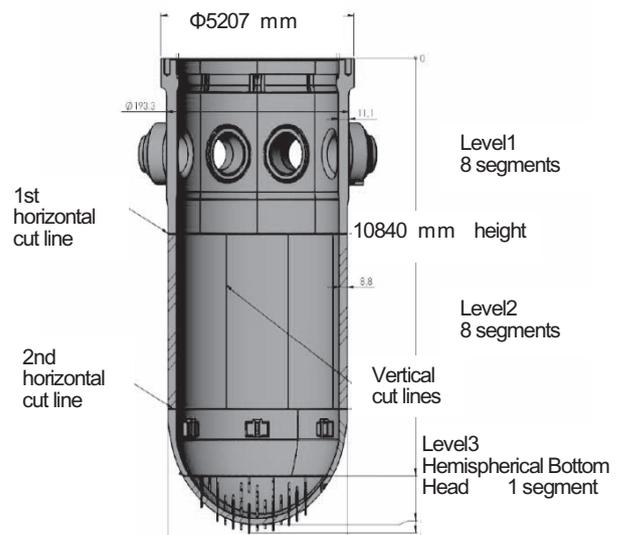


Fig. 1 Pressure vessel of Zion Power Plant (US)

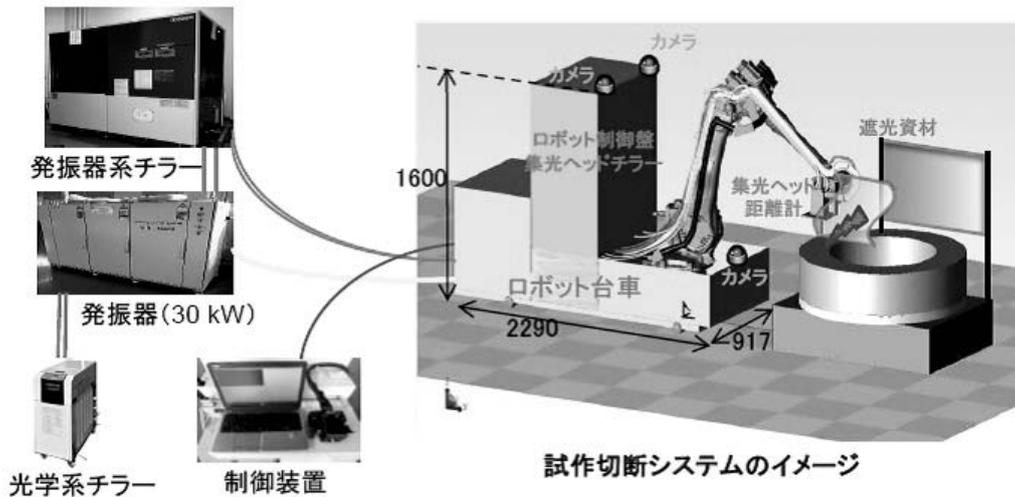


Fig. 2 Conceptual view of laser cutting system in WERC

アームはアーム先端の集光ヘッドを速度 6 ~ 90000 mm/min の範囲で掃引できる。切断プログラムは距離計で集光ヘッドノズル端と切断機器表面の距離を計測しながら遠隔で教示作業を行う。教示時と切断時はカメラで切断部付近及びロボットアーム全体を監視することを想定している。

(2) 集光ヘッド

まず、光学設計の妥当性を確認するために集光ヘッドを試作し、厚み300 mmの鋼材切断試験を行った。この試験により、おおよそのスタンドオフやアシストガス等のパラメータを調整し、ステンレス鋼 (SUS304) 及び炭素鋼 (SM490) の切断を実証した。

以上の試作器はロボットに搭載できない大きさであるので、試験器の光学特性を保ち操作性の良い小型軽量集光ヘッドを設計・製作した。全長、重量はそれぞれ、1153 mm から 452 mm へ、約 25 kg から約 15 kg、レンズ径は 100 mm から 50 mm へと、小型軽量化し、ロボットアームに搭載可能となった。その際に熱密度が 5 倍程増大するので熱収差による焦点距離の移動も 10 kW でのビームプロファイル測定で試作器よりも 0.9 mm 大きい 2.1 mm となったが、レーザ長以下であり時間的にも 10 秒以内に安定化した。集光ヘッドの外観を Fig. 3 に、焦点シフトの出力依存性を Fig. 4 に示す。

光学系の設計のレーザー切断性能に関する要

点はビーム径と発散角である。この 2 つの光学パラメータは原理上相互に関係しており、また、レーザー発振器の光学性能 (BPP) により制約を

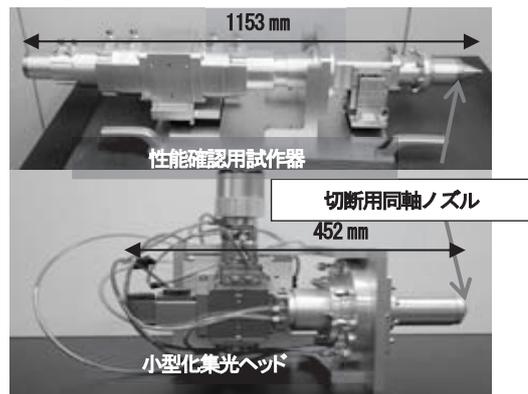


Fig. 3 Laser head. Prototype (upper) and experimental (lower)

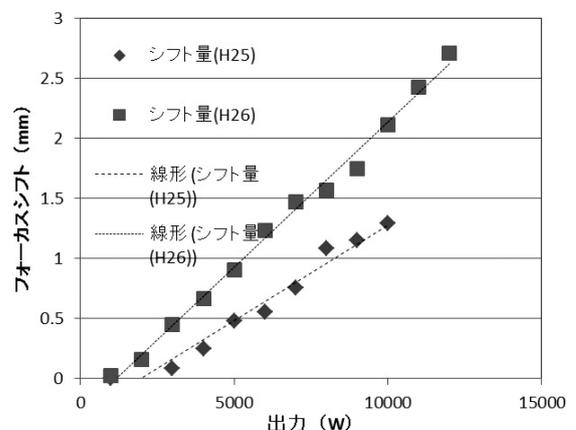


Fig. 4 Focus shift of each irradiation head

受ける。レーザー切断の利点は切断溝（カーフ）の幅の狭い切断である一方で、アシストガスの通過抵抗が小さいことも重要であるので、特に厚板の場合はカーフ幅が狭すぎると熔融金属の排出が滞り固着し切断能力の低下が生ずる。そのため精密加工とは異なり、上流側のカーフ幅を余り小さくする必要はない。また、ビーム発散角については、切断部材を貫通してビームダンプに吸収させる際には受光面の熱付加を低減するため、ある程度広がっていることが望まれる。これらを勘案してビーム直径は0.6 mmとし、ビーム発散角はレーザー発振器出力でのBPPが10 mm・mradであるので65 mradとした。

(3) 切断試験

Fig. 5に厚み300 mmのステンレス鋼及び炭素鋼の切断の様子を示す。この切断では、スタンドオフを通常のレーザー切断よりも大きい50 mm付近に設定し、アシストガスの流量を1000 ℓ/minとしている。試験ではアシストガス源としては圧縮空気ポンプを用いている。最高掃引速度は板厚300 mmの時、ステンレス鋼で8 mm/min、炭素鋼で12 mm/minである。

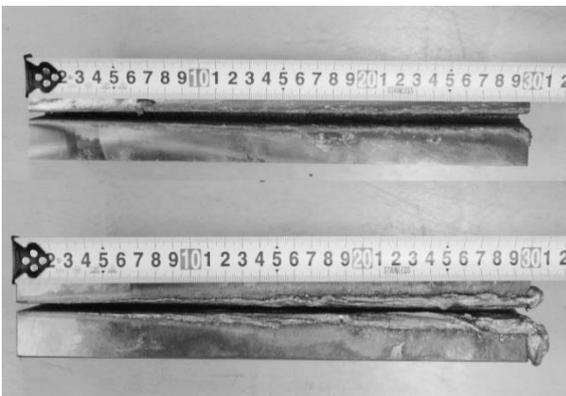


Fig. 5 Cutting state of stainless steel (upper) and carbon steel (lower) of 300 mm thickness

ステンレスのカーフ幅を Fig. 6示す。炭素鋼では上流のステンレス鋼よりカーフ幅は狭く下流でも余り広がらない傾向がある。また、ステンレス鋼では、カーフの深さについては下流で浅くなる傾向が顕著に見られる。これは切断遅れと呼ばれる現象で、今回切断したステンレス鋼では全体的

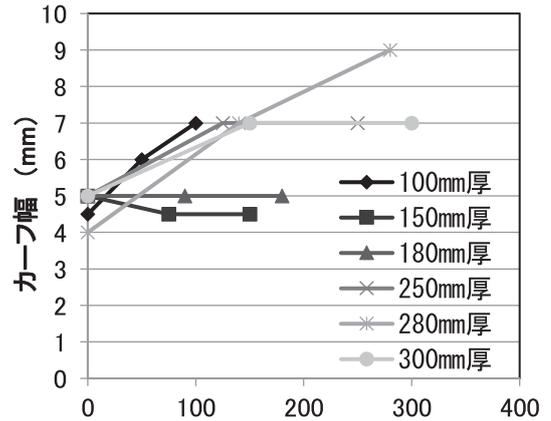


Fig. 6 Dependence of kerf width on steel thickness

な傾向として切断試料の厚みに従って浅くなり、300 mm厚で切断遅れは約13 mmになった。ステンレス鋼の場合の切断遅れを Fig. 7に示す。切断遅れは切断試料の厚みによらず、中間部までは緩やかで下流終端部で顕著になる傾向がある。この試験では試料表面から熔融金属が吹き出して固着したドロスは冷却後、ステンレス鋼では発泡形状が顕著で容易に鋼材資料から剥離し、一方炭素鋼では発泡構造が見られず剥離し難い現象が見られた。この原因としては熔融した金属の粘性の違いが想定される。熔融ステンレスの動粘性係数は熔融炭素鋼の2倍程度であり、その影響でステンレス鋼ではドロスに発泡性が観察される。また、カーフ溝からの排出が遅れ、冷却して固着しやすいことが切断遅れの増大の原因と推定される。

切断速度の高速化及びアシストガス流量の低減は、レーザー切断システムの実用化（経済性）の

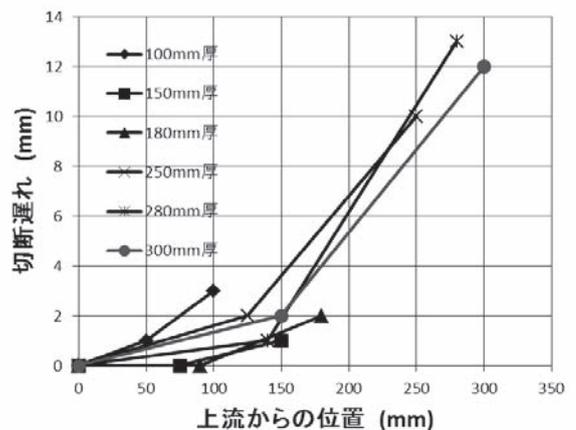


Fig. 7 Dependence of cutting delay on steel thickness

ために重要である。切断条件であるスタンドオフやアシストガス流量のパラメータを変更することで、カーフ幅等切断形状の変化を含めた切断に与える影響を確認し、切断条件の最適化を実験的に検討した。

その結果、導入した30 kWファイバーレーザーからのビームを用いた本レーザーシステムの光学特性では、300 mm鋼材切断について最適と考えられる条件は、Table 1の通りであることがわかった。ステンレス鋼については、切断速度12 mm/minとした場合、スタンドオフやアシストガス流量の条件に関わらず切断は出来ず、8 mm/minで切断可能であることがわかった。

次に実機の配管を用いた高速切断試験を行った。今回の切断試験では、高出力を活かし、厚みが比較的大型で薄肉（半径650 mm、厚み10 mm）の海水配管の場合は、まず、数msのパルスで穿孔して3000 mm/minでの切断が可能であることがわかった。Fig. 8に海水配管切断の管部を上下2つに切断した様子を示す。

Table 1 Optimum parameters for 300 mm thick steel laser cutting

	炭素鋼 (SM490A)	ステンレス鋼 (SUS304)
切断速度	12 mm/min	8 mm/min
アシストガス流量	400 ℓ/min	750 ℓ/min
スタンドオフ	50 mm-15 mm	50 mm

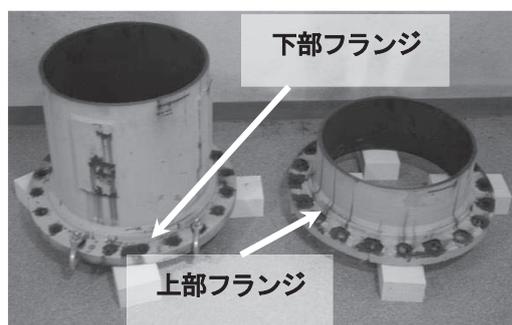


Fig. 8 Cutting state of pipe by laser

4. 切断技術開発の課題と今後の展望

今までの試験から、アシストガスの流れが切断性能への影響を与える可能性があることがわかったので、試験体系の設置に注意し、スパッタ粒子の飛散などによりガスの流れを把握する必要がある。ヒューム対策として、水中での切断あるいは切断ビーム方向下流にヒュームの処理装置を検討し、切断能力並びに水中粉じん捕捉能力を検討することが必要である。また、試験の安全に重要である遮光資材は、レーザー遮光カーテンを累計1700秒程度試験ブースの外壁保護に用いている。現在のところ伸度測定やOD値測定結果にほとんど変化は見られなかったが、今度も継続して性能維持を確認する必要がある。

今後は遠隔操作に必要なセンサの開発や、姿勢制御ソフトの開発を行い、種々形状の構造物の切断を継続して実施する予定である。また、切断シナリオの検討を行い、コスト低減方策を検討する。100万kW級のPWRあるいはBWRの解体コスト評価において圧力容器解体切断作業は全体工程の期間やコストの一部であるが熱的切断による工程圧縮効果はある程度期待できる。気中切断、水中切断の性能の違いがあればその使い分けも考慮する必要がある。切断コストには切断速度のみでなく他の切断工法でも用いられる水処理等の費用や、部品交換費用を含める。レーザー切断はカーフ幅を小さくできる一方切断温度が高いためラジカル発生の可能性があり水処理をした場合、通常のイオン交換法では不十分かもしれないので、レーザー切断状態の観察や発生化学物質を測定し、場合によっては適応する処理系を検討しコストに含める必要が生じる。

5. 高出力レーザーを用いた除染技術開発

(1) 遠隔操作レーザー除染ロボット用計装機器用の耐放射線性素材の開発

WERCで行われた遠隔操作レーザー除染ロボット用計装機器用耐放射線性素材の開発^{8), 9)}の目的は、東電福島第1原子力発電所の1号炉から3号炉の地上1階から4階オペレーティングフロアにおける線量率最大1 Gy/h及び最大集積線量

1 kGyの環境から同原発地下1階核燃料デブリ周辺における線量率最大10 kGy/h及び最大集積線量10 MGy環境(地下1階デブリ周辺)の両方で利用可能な遠隔操作レーザー除染ロボット実現のために、遠隔操作レーザー除染ロボット用計装機器用の耐放射線性素材の開発を行うことである。

Fig. 9は、原子炉の構造を単純化して示した説明図で、この地下1階と压力容器内外に核燃料デブリが存在し、最大10 kGy/hの高い線量率と考えられている。地上1階から4階オペレーティングフロアは、デブリ周辺に比べれば比較的低い、最大1 Gy/hあるいはその数倍となっている。

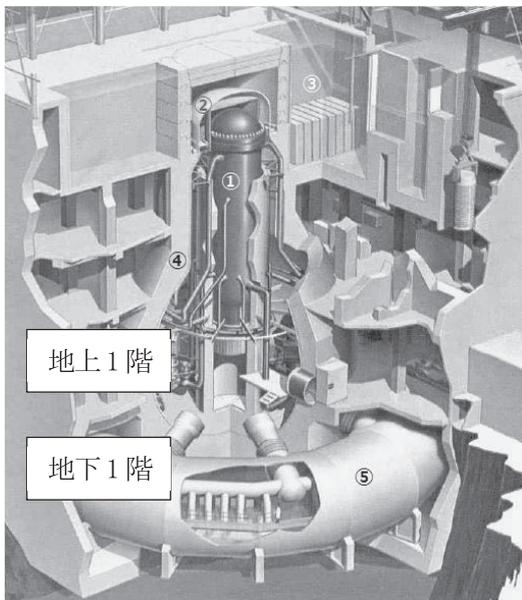


Fig. 9 Schematic layout of Fukushima nuclear reactor

(2) 試験方法、使用施設等

遠隔操作レーザー除染ロボット用計装機器用の耐放射線性素材の開発のためには、遠隔操作レーザー除染ロボットシステムに必要な耐放射線性能の高いレーザー伝送機器、光学部品、駆動用モーター、撮像管あるいはCCDカメラ、各種センサ、電子回路、樹脂などの開発が必要である。実際に近い環境で耐放射線性を可能な限り確認するためにγ線と電子線の照射試験を行い、必要な耐放射線性能を確認し、開発する研究を行った。

WERCにて開発された遠隔操作レーザー除染ロボット用計装機器用素材の開発は、電線被覆同

様にファイバー被覆でも石英ファイバーのコアとクラッドの外側はポリエチレン、ナイロン、ビニール、ポリイミドなどの有機物で酸化防止剤や可塑剤が大きな割合で混入したものを使用しており、放射線に変質して浸潤して外皮に変質樹脂が出てくる。この状態の評価を高周波で行ってより耐性の高いものを開発する検討を行った。

遠隔操作ロボットは、今まで福島で使用されたものや今まで多数の企業や大学などで開発されてきた。ここではWERCで開発された遠隔操作レーザー除染ロボットをFig. 10に例示するが、これ以外の偵察用や切断用あるいは計測用のロボットでも耐放射線性能は同様の事情である。このロボットは、WERCで開発された世界で最初の遠隔操作レーザー除染ロボットである。Fig. 11は、遠隔操作レーザー除染ロボットの説明図である。遠隔操作レーザー除染ロボットは、レーザー装置や周辺機器や運転者のいるコンソール場所からクローラー装置で人が入れない高線量下の除染対象の場所まで移動する。そして0.1 m以内は自動レーザー除染装置で、1 m内の短距離はロボットアームで、1 m以上の中距離はクローラーが周辺3Dスキャナー画像と動画を組み合わせた支援システムの元で半手動の遠隔レーザー除染を遂行する。



Fig. 10 World's first remote controlled laser decontamination Robot in WERC

ロボットレーザー除染機は、レーザー除染機を装着した遠隔操作ロボットであり、①レーザー除染機、②ロボットアーム、③ロボットクローラー、④周辺機器から構成されている。

①レーザー除染機は、レーザー、伝送ファイバー、3D自動除染ヘッド、水封集塵機から構成される。②ロボットアームは、産業用ロボットアーム、制御コンソール、支援システムから構成される。③ロボットクローラーは、農業用クローラー運搬機、制御コンソールから構成される。④周辺機器は、捻じれ無し電動リール、3Dスキャナー、撮像管或いはCCDカメラ、空気圧縮機から構成される。これらの部品を照射しやすい形で取り出し或いは別に製作したものをを用いて照射試験

を行った。

照射試験は、0.2 kGyまで量研機構高崎の⁶⁰Co γ線照射施設と0.2 MGy以上10 MGyまで関西電子ビーム株式会社の電子線照射施設を用いて行った。Fig. 12の左図は量研機構高崎の⁶⁰Co γ線照射施設で5～10 kGy/hの線量率で照射した。Fig. 12の右図は、量研機構高崎の⁶⁰Co γ線照射室内部を示し、ファイバーの照射試験の様子である。Fig. 13は、耐放射線性試験に使用した関西電子ビーム株式会社の電子線照射施設のロードトロン加速器である。この装置は、最大10 MeV電子線エネルギーで最大電子線ビーム電力100 kWの照射用加速器である。耐放射線性通信光ファイバーと耐放射線性モーター等のロボットレーザー除染

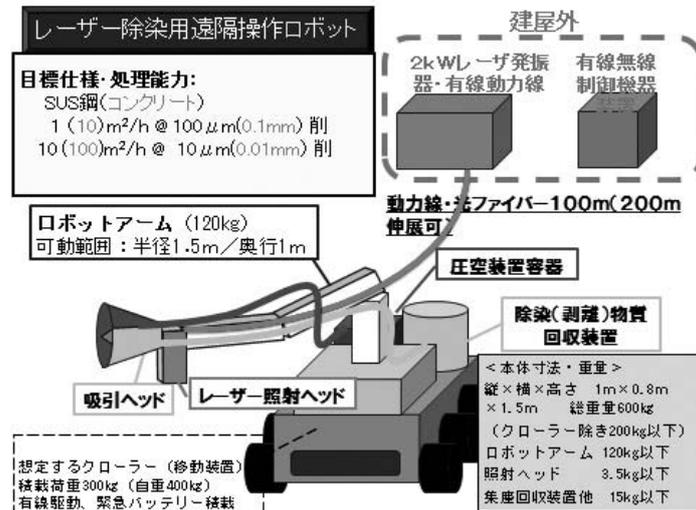


Fig. 11 Functional explanation of remote controlled laser decontamination robot in WERC

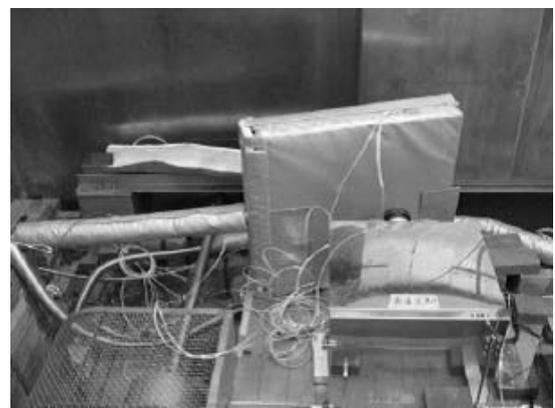
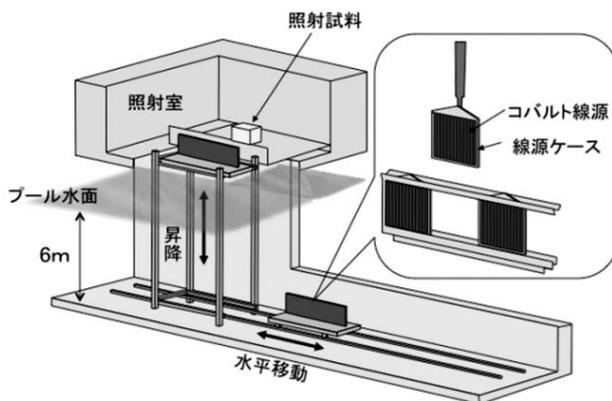


Fig. 12 ⁶⁰Co γ ray irradiation facility in QST Takasaki (left)
Irradiation room of ⁶⁰Co γ ray irradiation facility in QST Takasaki (right)



Fig. 13 Rhodotron that is used for radiation-resistant experiment (max. current: 10 mA, max. energy: 10 MeV)

機の部品に対して γ 線・電子線を照射し、これらの耐放射線性能を評価した。照射後の石英光ファイバーの光透過率は、非耐放射線性ファイバーと耐放射線性ファイバーで大きな相違があった。Fig. 10に示すような組上げた世界最初のレーザー除染ロボットを高放射線量下で運用するのに必要不可欠なレーザー伝送用光ファイバーとモーターなどロボット部品類の耐放射線性試験を行っ



Fig. 14 Single-mode optical fiber irradiated by γ -ray and electron (upper). FC connector (lower)

た。Fig. 14の左図は、今回の照射試験のために作成した耐放射線性通信用光ファイバーである。Fig. 14の右図は、その先端についているFCコネクタである。この金属部分での発熱で予想以上の劣化が起こった。Fig. 15は、照射設備であるローラーコンベアシステム上のステンレスパレットである。

通常このパレットを 3 kGy毎秒の線量率で10秒照射して、これをパレットの周回時間である10分程度で繰り返し照射する。現在までに約 4 MGyの集積線量まで照射したが、耐放射線性通信用光ファイバーと耐放射線性モーターなどは、健全性を保っている。これを同じパレットに積載した写真がFig. 16である。光ファイバーは 1 MGyまでの照射においてコネクタ部分の電子線透過による発熱で劣化が進んだものがあったので、コネクタ部分を交換して、この部分は電子線が直接当たらないようにFig. 16で保護ステンレスカバー 8 mm厚を試験中は置くことにして解決した。



Fig. 15 Irradiation pallet on roller conveyer



Fig. 16 Two motors and protection covers

系列Nの非耐放射線性ファイバーは劣化が進んだが、他の2つ系列F5と系列Pの耐放射線性ファイバーは健全である。目標は核燃料デブリ周辺の最大予測線量で1000時間活動すると集積される線量である目標値の10 MGyまで照射する予定である。

Fig. 17の横河電機製AQ6370C光スペクトラムアナライザーを用いて、FCファイバーコネクタを経由して、シングルモード光透過率の波長依存性計測を600 nm～1600 nmの波長域に渡って γ 線照射毎、電子線照射毎に行い、耐放射線性能の基礎的な計測値にした。照射対象はFig. 18のシングルモードファイバーレーザー発振器FO1000の40 m長の加工用石英光ファイバーを使用すべきだが、現在加工用光ファイバーは耐放射線性のもは存在しない。類似の照射用耐放射線性光ファイバーとして、入手可能な通信用耐放射線性シン

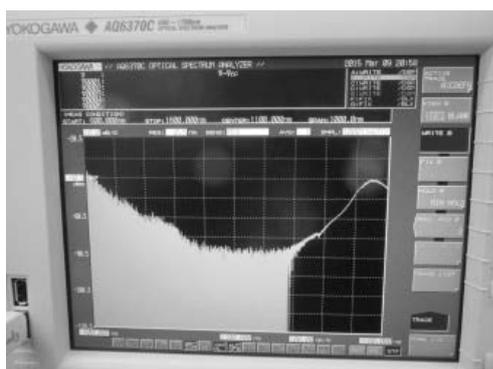


Fig. 17 Front display of Yokogawa AQ6370 optical spectrum analyser



Fig. 18 FO1000 single-mode fiber laser oscillator supplied by Mitsui Bussan Electronics, and 40-m long quartz optical fiber

グルモード光ファイバーを入手して照射試験に用いた。Fig. 17では、 γ 線と電子線照射後のシングルモード光ファイバーの透過率の波長依存性を計測した光スペクトラムアナライザーの画面を示している。光透過率の波長依存性計測を600 nm（画面左端）～1600 nm（画面右端）の波長域で行った。1300 nm～1550 nmがシングルモード伝送可能な波長帯で計測もこの範囲で行った。Fig. 18ではこの発振器は特別仕様で40 mまで延伸可能で、オプソカンド社製加工用石英光ファイバーはステンレス可撓性保護管に保護されている。発振器キャビネットの上に載っている巻取られたステンレス保護管の束の中にオプソカンド社製加工用石英光ファイバーが入っている。

(3) 試験結果と考察

レゾルバ制御のDCブラシレスモーターとDCブラシ付きモーターは、内部に電子回路や素子を持っていないので、元々、耐放射線性が高く、不都合は起こらなかった。

石英ファイバーは1 kGyから開始して200 kGyまでは γ 線で照射してそのステップ毎に光透過率を計測した。 γ 線は熱の発生は無視できるので、電子線に変わってから熱の発生に注意して温度計測を行いながら計測したが、照射時間が長くなった後に、FCコネクタの発熱が大きくなり、損傷が確認されるまで対策が取られなかった。10 MeV電子が止まる厚みの8 mmの鉄板をコネクタ部分のみ保護するようにして対策とした。対策後の放射温度計計測ではFCコネクタの金属部分での発熱は無くなり、熱損傷は避けられるようになった。Fig. 19は、電子線及び γ 線照射を用いた光ファイバーの耐放射線性試験結果でFドープの耐放射線性と非耐放射線性の石英光ファイバーの光透過率が減少している。この線量は1.1 MGy程度なので熱による損傷と考えてコネクタを取り換え、再試験を行ったところ、Fドープの耐放射線性ファイバーの光透過率は回復した。非耐放射線性ファイバーは、熱の損傷のみではなかったよう回復しなかった。

Fig. 19は、この熱損傷による光透過率の変化を示している。Fig. 20は、FCコネクタ部分を光透過率が劣化した石英ファイバー3個について切断

して新品のコネクタと交換してもらった結果を含んでいる。計測は、熱劣化したFドープ耐放射線性石英光ファイバー 2 個、其々 0.5 MGyと1.1 MGy照射したものと非耐放射線性石英光ファイバー 1 個1.1 MGy照射したものを再計測した。また更に3.1 MGy追加照射したものを計測した。

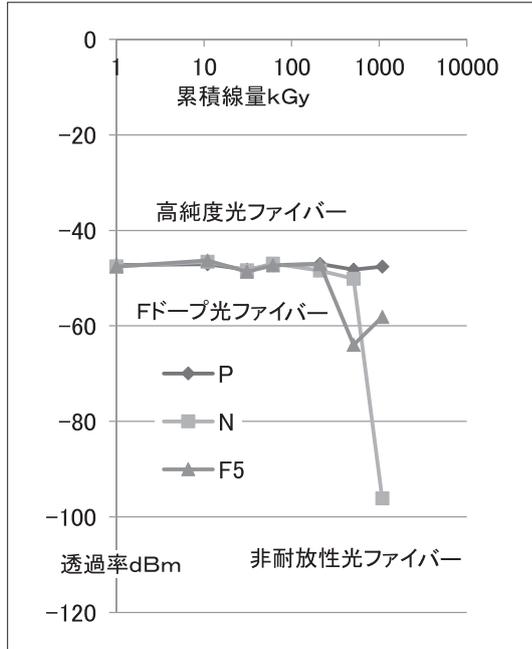


Fig. 19 Irradiation result 1 against electron and γ -ray

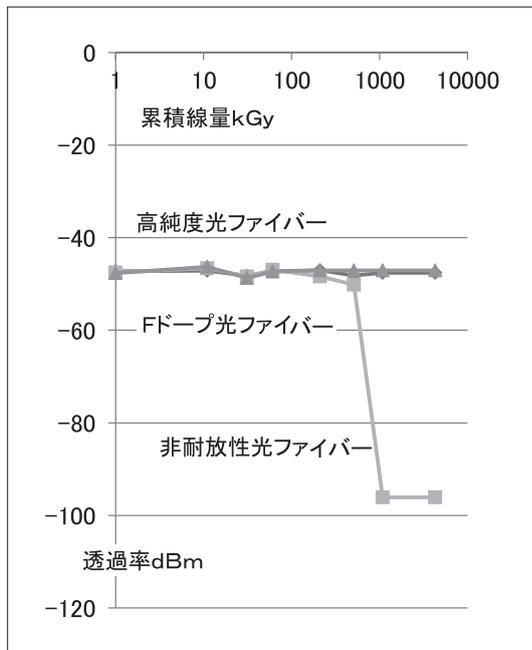


Fig. 20 Irradiation result 2 against electron and γ -ray against electron and γ -ray

これらの計測値の代表的な結果がFig. 20に記載されている。非耐放射線性光ファイバーは数百kGyから劣化の兆候が見られ、1 MGy以上で光透過率が大きく減少する。今後10 MGyまで電子線照射を行う時は、コネクタ保護板でコネクタの熱劣化を除いて照射試験を続ける予定である。

(4) 高出力レーザーを用いた除染技術開発のまとめと今後の展望

線量率 1 Gy/hから10 kGy/h環境（最大集積線量10 MGy）での材料長期健全性検査調査のための遠隔操作ロボットシステムに耐放射線性能の高いレーザー伝送機器、光学部品、駆動用モーター、撮像管及びCCDカメラ、各種センサ、電子回路、樹脂、などが必要である。γ線及び電子線を用いて実際に近い、高い線量率の環境で4 MGyまで照射試験を行い、耐放射線性のFドープ石英及び高純度石英の通信用シングルモード光ファイバーが健全であることを世界で初めて確認した。10 MGy未満であるがそれに準ずる4 MGyの確認は、核燃料デブリ周辺でのレーザー運用技術の確保への重要な到達点であると考えられる。電子回路や半導体センサなどを内蔵しないレゾルバ付DCブラシレスモーターとブラシ付モーターは、元々予想されていた通り、極めて高い耐放射線性能を持っており、集積線量4 MGyまで使用可能であることを確認できた。

研究効果、人材育成、発展性（原子力基盤技術への向上、福島廃炉措置への実用化に向けた発展性）に関しては、遠隔操作ロボットシステムに必要な耐放射線性能の高い機器の開発は、すべての作業の基礎であり、実用化等への大きな効果のみならず、人材育成にも、実用仕様への展開が可能である。東電福島第1原子力発電所に類似の環境での除染と照射の試験、工夫を経て必要な性能を確保する遠隔操作レーザー除染ロボットの運転実習や体験作業は人材育成にとって具体的で適切なテーマである。有効性（福島での現場のニーズを見据えていること、将来的な成果の見通し）に関しては、遠隔操作ロボットシステムに耐放射線性能の高い部品装置が不可欠であるので高い有効性を持っている。実際に近い環境で照射試験を経た長期健全性モニタリングのためのシステムは、現

場で必要な技術であり、商品ニーズと共に、個々に製品化の見通しもあると考えている。

参考文献

- 1) 平成20年度戦略的基盤技術高度化支援事業「高品質固体レーザーによる遠隔切断技術の開発」研究成果等報告書, 若狭湾エネルギー研究センター (2009).
- 2) K. Tamura, *et al.*, “Laser Cutting of Thick Steel Plates and Simulated Steel Components using a 30 kW Fiber Laser,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, 53, 916-920 (2016).
- 3) Y. Enokido, Private Communication.
- 4) 白石邦生, 助川武則, 柳原敏, “動力試験炉 (JPDR) の解体における作業データ分析,” *JAERI-Data/Code* 98-010.
- 5) 石川迪夫, 原子炉解体, 講談社, 東京 (2011).
- 6) 通商産業省資源エネルギー庁, 総合エネルギー調査会原子力部会報告書について, (1985).
- 7) A. Loeb *et al.*, “Decommissioning of the Reactor Pressure Vessels by Remote Controlled Thermal Cutting Segmentation Facilities of the ZION Nuclear Power Plant at ZION,” *WMS Journal*, Vol.1, No.4, (2016).
- 8) 峰原英介, 「遠隔レーザー除染機」, 日本原子力学「2015年会春の年会」, 茨城大学工学部, 口頭発表 (2015年3月22日).
- 9) 峰原英介, 「ロボットとレーザー除染機」, 多元技術融合光プロセス研究会, 日本原子力研究開発機構敦賀本部, 口頭発表 (2014年12月4日).

三菱マテリアル（株）の廃止措置関連技術

田中 宏和*、佐々木 尚*

Technologies and Experiences of Mitsubishi Materials Corporation Corresponding to Decommissioning of Nuclear Facilities

Hirokazu TANAKA* and Naoto SASAKI*

三菱マテリアル（株）は、1950年代からウラン資源の採掘・製錬、使用済燃料の再処理、廃棄物処理処分に至る原子燃料サイクル全般に関して研究開発、エンジニアリング、操業に携わってきた。放射性廃棄物に関しては、前処理、除染、減容化、セメント固化、輸送、再利用、処分の分野で経験を積み重ねてきた。

本報告では、2000年以降に実施した (1) 大宮地区試験研究施設の解体実績、(2) 超高周波誘導炉による廃棄物減容処理技術及び (3) 東京電力福島第一原子力発電所サイト内廃棄物への熔融除染技術の適用性の検討状況について紹介する。

Mitsubishi Materials Corporation (MMC) has been conducting R&D, engineering and operating in the field of nuclear fuel cycle technology since 1950s, from mining and processing of uranium to reprocessing of spent fuel and waste management. We have gained experiences in the waste treatment system in these activities such as, pre-treatment, decontamination, volume reduction, cement solidification, transportation, recycling and disposal.

This paper gives a summary of our technologies and experiences corresponding to decommissioning developed since 2000, (1) procedure and results of decommissioning of R&D facilities in MMC's Omiya site, (2) development of the system of the volume reduction treatment system of waste by the ultra-high frequency induction furnace and (3) applying melt refining technology to the metal wastes in Fukushima Daiichi nuclear power station.

1. はじめに

三菱マテリアルは1950年代半ばから原子力に関する技術開発を開始し、ウラン資源の採掘からウラン製錬、ウラン燃料加工、再処理、そして処分に至る原子燃料サイクル全般に関して長年の実績を有している。その中で、原子燃料加工関連を中心とした豊富なウラン取り扱い経験を基に放射性廃棄物の処理技術を蓄積してきた。また、放射性廃棄物の埋設処分に関しても、鉱山会社としての

地下資源開発に関するノウハウを背景に、この分野を常にリードしてきた。

これらの広範な技術を基盤として、廃棄物処理の分野で技術展開を図ってきており、以下の内容を以前本誌において紹介している¹⁾。

- ①焼却熔融減容処理技術：プラズマ誘導炉技術、熔融除染技術
- ②再利用技術：金属・コンクリート再利用技術
- ③放射性廃液処理技術：不溶性タンニン吸着処理技術

*：三菱マテリアル株式会社 エネルギー事業センター
(Energy Project & Technology Center, Mitsubishi Materials Corporation)

今回は前報（2000年）以降に実施した以下の内容について紹介する。

- ・大宮地区試験研究施設の解体実績
- ・超高周波誘導炉による廃棄物減容処理技術
- ・東電福島第一原子力発電所サイト内廃棄物への溶融除染技術の適用

2. 大宮地区試験研究施設の解体実績²⁾

(1) 大宮地区における原子力関連業務の概要

三菱マテリアルは1917年に民間で初めて研究開発を開始し、1939年から埼玉県さいたま市大宮地区における研究開発業務を行っている。そのうち、原子力に係る業務は、1953年から行ったウラン鉱の選鉱試験が最初である。その後、溶媒抽出法によるウラン抽出、金属ウラン製造、ウラン燃料製造、使用済燃料の再処理など多岐にわたる研究開発業務を実施した。このようなウランを用いた研究開発を進める中で、1980年代になると周辺の宅地化が進んだこと及びより大型の実証試験を実施する必要性から原子力関係の研究開発については、その拠点を茨城県那珂町（現在の那珂市）に移し、大宮地区における原子力に係る研究開発業務は1988年に終了した。

(2) 施設解体時の法規制

試験研究施設を解体した当時は、ウランに汚染されたものが放射性廃棄物に該当するものの、具

体的に汚染であることを示す数値は定められていなかった。したがって、解体に伴って発生した種々のものを放射性廃棄物とみなすか非放射性廃棄物とみなすかを判断する明確な基準は無かった。特に、試験研究施設のあった場所の土壌について、汚染が生じているのかどうかの判断をどうすべきかを定めることが困難であった。そこで、規制当局や社外の技術機関に相談しつつ、自社の責任の下で自主的な検討を行って作業を進めた。その後、ウラン加工、TRU核種を取り扱う施設等から発生する解体物等を対象とするクリアランスレベルは2014年に制度化されている。

(3) 施設解体スケジュール

1998年から試験研究施設の除染・解体撤去・汚染土壌の回収を行った。これらの作業は2005年に終了し、放射性廃棄物は敷地内に設置した保管庫（地下方式）で安全に保管管理されている。施設解体スケジュールをTable 1に示す。

(4) 試験研究設備等の解体

試験研究施設内の設備等の解体は、まず汚染状態の調査を行い、汚染の可能性がある機器は全て放射性廃棄物として取扱った。次に分解作業及び除染作業を行うエリアを設定し、汚染拡大防止用のビニールシートで養生した。また、粉塵等の発生する恐れのある分解・除染作業エリアには、必要に応じてグリーンハウスを設けてその中で作業

Table 1 Schedule of decommissioning of the facilities

実施項目	年	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005
1 試験研究設備の解体・撤去			■	■	■				
2 一時保管場所の整備及び保管		一時保管庫	整備	一時保管庫	整備	一時保管	一時保管		
3 建屋内部の壁・床などの除染				■	■	■			
4 土壌等建屋周辺物の撤去			土壌回収	■	■	■	土壌回収	■	■
5 建屋の解体・撤去				回収土壌の減容	■	■	施設 I	■	■
6 保管庫(地下方式)の建設						■	■	■	
7 保管庫(地下方式)へ移動							■	■	■

を行い、高性能のフィルタを備えた局所排気設備を設置した。

タンクやパイプ類などは、内部の汚染検査を行うためプラズマ切断又はガス溶断機等で分解した。これら解体した機器は、放射性廃棄物として容器に収納し保管した。

(5) 汚染土壌等の回収

試験研究施設では、地中に埋設されていた配管に生じていたクラックや継ぎ手部分からウランを含む排液が漏れる等が発生したため、施設があった場所の土壌がウランで汚染された。そこで、汚染土壌の判定基準を設定し、汚染土壌を放射性廃棄物として回収し保管した。

(a) 汚染土壌の判定基準

土壌については汚染されたものかどうかの判断が難しい。なぜなら、土壌には自然の状態でもU-238, Th-234, K-40など放射性核種を含んでいる

からである。試験研究施設があった場所の土壌を全て放射性廃棄物とすると、物量が膨大になってしまうため、規制当局と協議して、周辺の土壌と放射能レベルを比較し、有意に上回っているものは汚染ありと判断することとし、以下の手順でその判定基準を設定した。

- ① 施設を中心にして半径 3 km の範囲内に存在する公園、学校の校庭の計 8 箇所から表層土壌を採取した。
- ② 採取した土壌の全β放射能を測定した。
- ③ 得られた 8 個のデータから最大値と最小値を除いた 6 個のデータの平均値Mと標準偏差(σ)を求めた。
- ④ $M + 3\sigma$ をバックグラウンドの上限値とし、これを超える場合には汚染有りとした。

(b) 汚染土壌等の回収・保管方法

汚染土壌等の回収手順は以下のように行った (Fig. 1)。

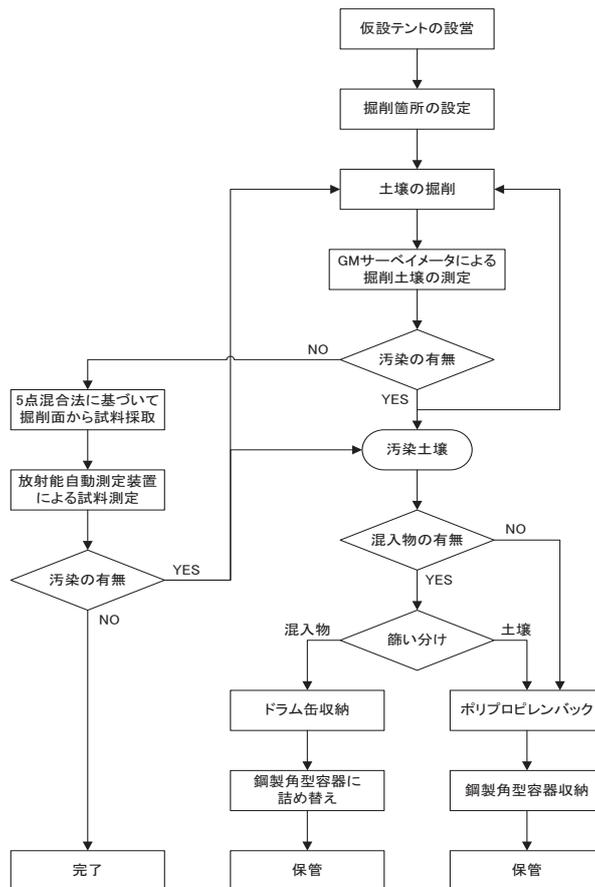


Fig. 1 Collection process of the contaminated underground properties and soil

- ① 雨天でも作業が可能でダスト(汚染された塵埃)の飛散を防止するため、回収場所に仮設テントハウスを設営した。
- ② 仮設テント内の土壌表面を1単位が2 m²を超えない範囲となるように区画した。
- ③ 土壌表面の放射線を各区画単位で全面にわたって測定し、検出限界計数率を超えた数値が得られた場合はその区画全体を汚染土壌とし、深さ25 cmまで掘削して回収した。この際の放射線測定にはGM計数管を用いた。
- ④ GM計数管での測定の結果、掘削面(底面)に汚染なしと判断できた場合、その面から5点混合法に基づいて土壌(試料)を採取して、放射能自動測定装置を用いて全β放射能を測定し、汚染土壌の判定基準以下であることを確認した。
- ⑤ 全β放射能による判断が適切であることを確認するため、抜取り方式でICP-MSによるウラン定量分析も行った。
- ⑥ 回収した汚染土壌等は容器に収納し、保管した。

(6) 環境モニタリング

施設の解体・撤去及び汚染土壌の回収作業期間中、周辺環境に影響を与えていないことを確認するため、以下の環境モニタリングを実施した。

- ① 空間線量率
 - ・周辺監視区域及び管理区域の境界付近(22箇所)は休業日を除く毎日測定
 - ・敷地境界付近(5箇所)は毎週1回測定
- ② 敷地境界付近での空気中の放射性物質濃度
 - ・測定箇所：5箇所
 - ・毎週1回測定
- ③ 解体施設周辺の地下水中のウラン濃度
 - ・測定箇所：4箇所
 - ・毎月1回測定

モニタリングの結果、周辺環境への影響はないことを確認した。

(7) 放射性廃棄物の保管

試験研究施設の解体・撤去及び汚染土壌等の回収に伴って発生した放射性廃棄物は8,260 tであった。これらの放射性廃棄物は鋼製角型容器等

に収納し、現在は保管庫(地下方式)で保管管理している。回収した汚染土壌を鋼製角型容器に収納する際には、一部圧縮処理を行った。放射性廃棄物の種類ごとの重量内訳をTable 2に示す。また、放射性廃棄物を収納した容器の種類ごとの数をTable 3に示す。Fig. 2には保管庫(地下方式)での放射性廃棄物保管状況を示す。

Table 2 Weight of radioactive wastes

放射性廃棄物の種類	重量 (t)
コンクリート	1,550
金属	340
土壌	6,180
その他	190
合計	8,260

Table 3 Number of radioactive waste packages

容器の種類	個数(本数)
鋼製角型容器(1.5 m ³)	2,937個
鋼製角型容器(2 m ³)	828個
鋼製角型容器(3 m ³)	30個
200 Lドラム缶	152本



Fig. 2 Storage situation of radioactive wastes

3. 超高周波誘導炉による廃棄物減容処理技術^{3), 4)}

(1) 技術の概要

放射性廃棄物の熔融処理において、従来の外熱方式(黒鉛るつぼ加熱誘導炉、プラズマ熔融炉)では廃棄物を十分に加熱できないため処理対象が

限定され、そのため過大な分別作業を要し、減容率や均一性など溶融処理のメリットを十分引き出せず、実操業において経済的優位性を発揮するに至らないケースがある。特に高線量廃棄物では分別負荷の軽減が必須要件である。

そこで、約100 kHzの電磁誘導によりコンクリート、ガラス等の溶融セラミックスを直接自己加熱可能な“超高周波誘導炉”を用いてセラミックスも金属も同時に溶融し、かつ可燃・難燃物も一括焼却・溶融が可能となる放射性廃棄物溶融処理システムを開発した。

これにより、細分化した分別が不要で、かつ減容率・均一性とエネルギー効率を向上させ、安全性・経済性が高い、高線量廃棄物向けのセル内溶融処理にも対応可能な減容処理システムを実用化した。

(2) 原理

Fig. 3に示すとおり、誘導周波数を上げていくと電気抵抗が高い材質も電磁誘導加熱される。鉄材料は数kHz程度の周波数で誘導加熱され溶融するが、さらに100 kHz程度まで周波数を上げると、溶融スラグも誘導加熱される。この原理を用いて、100 kHz程度の電磁誘導によりガラス等のセラミック材を直接誘導加熱する。

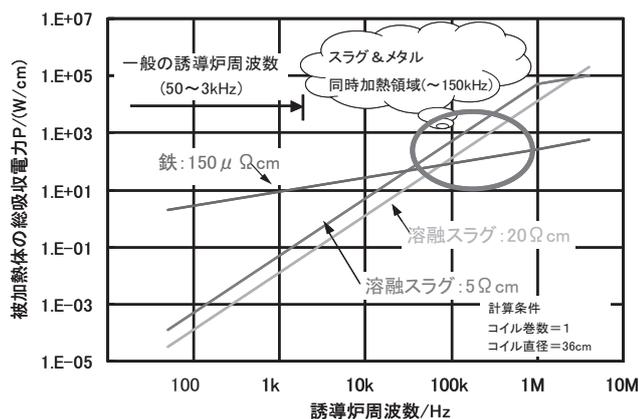


Fig. 3 Relation between frequency of induction furnace and absorbed power

(3) 特徴

(a) 溶融性能

炭素鋼とガラスの体積比 (メタル：スラグ比)

を1：9、5：5、6：4、9：1とした4種類の試料の溶融試験を行ったところ、メタルとスラグからなる空隙率が6%以下の固化体 (Fig. 4) が得られた。また、メタル層とスラグ層の組成がそれぞれで均一で、模擬核種浸出率は母材浸出挙動と同じであることを確認した。

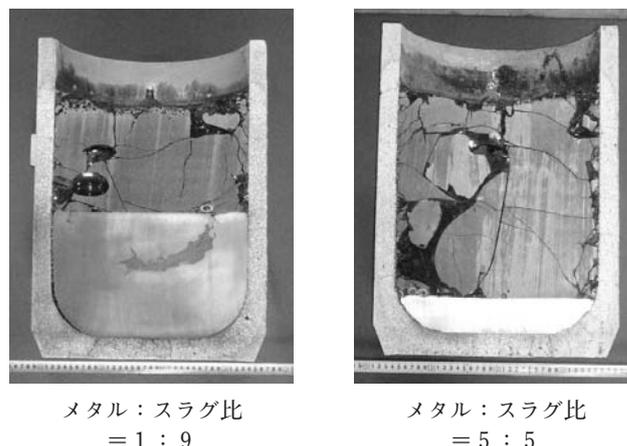


Fig. 4 Example of solidification by melting
* Cracks in the slag layer occurred during cutting

(b) アルミニウム同時処理

鉄に対してアルミニウムを重量比で10%又は20%混入し、金属 (鉄+アルミニウム) : ガラスの体積比が3：7の試料で溶融試験を行ったところ、アルミニウムはガラス中のSiO₂と反応して、全量酸化 (安定化) できることを確認した (Fig. 5)。これにより、アルミニウム分別負荷を軽減できる。

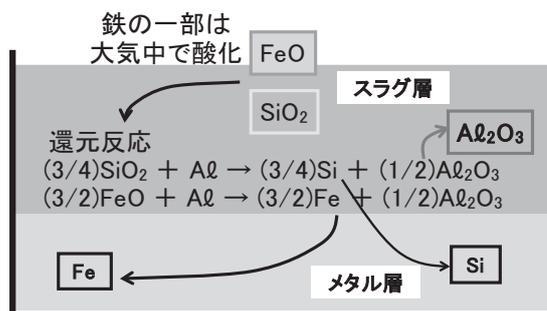


Fig. 5 Oxidation mechanism of aluminum

(c) 低融点金属の分離

低融点金属 (鉛、亜鉛) は溶融時に揮発させ、酸素分圧制御で酸化物とし、800 °C程度の高温度域に除去フィルタを設置することで捕集可能とな

り、これらの金属の分別負荷を軽減できる。

(d) 焼却及び溶融処理

誘導加熱部分の上部に焼却及び溶融時に発生するガスが燃焼する空間を設け、焼却及び溶融プロセス計算に基づく排ガス処理装置を設置することによって、溶融対象の不燃物（金属、非金属）が梱包された状態を模擬した試料を焼却及び溶融できることを確認した。

(4) 技術の適用先と今後の展開

超高周波誘導炉による廃棄物減容処理技術の特徴は、「金属及びガラス単体を含む、雑多な放射性廃棄物を対象とした焼却・減容一括処理」技術であり、あらゆる原子力施設から発生する放射性廃棄物の溶融処理に適用できることを目指して開発した技術である。したがって、可能性のある適用先はTable 4の原子燃料サイクル施設・廃棄物区分となる。また、本技術はガラス単体を溶融することも可能であり、高レベルガラス固化体の溶融処理にも適用できると考えている。また、放射性廃棄物以外の有害廃棄物（特別管理廃棄物等）にも適用できる。

減容処理システムの基本的なベースデザイン（すなわち、基本仕様、基本運転手順、安全設計などに関する基本設計）は確立できていることから、今後の実用化に向けた課題は、個別の廃棄物特性に合わせたチューニング（詳細な廃棄物特性、運転計画や廃棄体要件に基づく個別施設に特化した設計）となる。

Table 4 Application of super high frequency melting system for volume reduction

発生施設	RI 廃棄物	ウラン廃棄物	TRU 廃棄物	発電所廃棄物 (低レベル雑固)	高レベル廃棄物
濃縮		○			
燃料加工		○	○ (MOX 燃料)		
原子炉				○	
再処理			○		○
研究施設	○	○	○		

4. 東京電力福島第一原子力発電所サイト内廃棄物への溶融除染技術の適用

東京電力福島第一原子力発電所事故由来のフォールアウトで汚染された金属への溶融除染技術の適用性を確認した。

(1) 溶融除染技術の概要

溶融除染技術は原子力施設の廃止措置等で発生する金属廃棄物を高周波誘導炉で溶融処理し、金属に付着している放射性物質と母材の金属との物性の違いを利用して、両者を分離する技術である。溶融処理によって均一性の高い鋳塊（インゴット）が得られ、処理後の放射能濃度測定が容易となる。燃料加工事業者等で発生するウランで汚染された金属廃棄物を対象とした検討事例があり、クリアランスレベル以下にまで除染できることが確認されている。

(2) 除染原理

(a) 熱力学性質の差異を利用

α 核種（U、Pu 等）や Sr は、Fe よりも熱力学的に酸化物（スラグ）が安定な元素（Fig. 6）であるため、これらの核種は溶融温度ではスラグに含まれる。溶けた金属（鉄）とスラグは比重差によって分離される。高周波誘導炉を用いる場合、更に電磁場内では、鉄には電磁力により炉の中心に向かう力が作用するのに対して、核種を含む酸

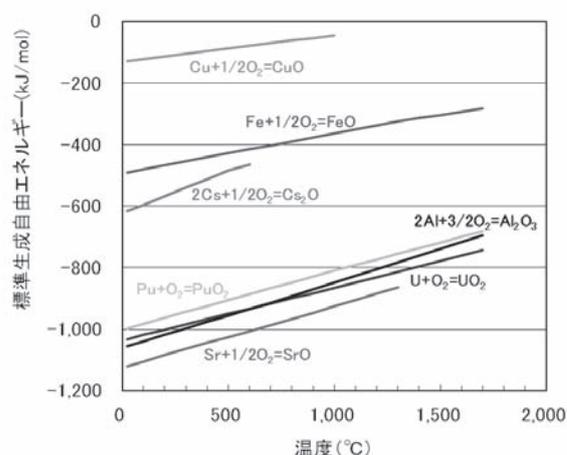


Fig. 6 Standard free energy for formation of oxides

* Calculated by MALT2, software for thermodynamic calculation made by The Japan Society of Calorimetry and Thermal Analysis

化物にはその反力として外側にはじき出される力が加わり、両者を分離する (Fig. 7)。

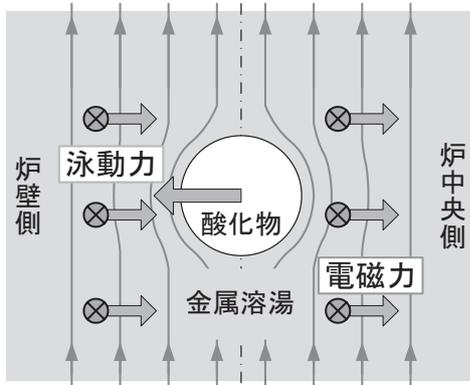


Fig. 7 Force applied to metal and oxide during melting

(b) 物性 (沸点・蒸気圧) の差異を利用

Csやその酸化物の沸点は鉄の融点 (1540 °C) よりも低いため (Table 5、Fig. 8)、鉄系の金属廃棄物を溶融し、Csを揮発させることによって除染することができる⁵⁾。

Csの一部は金属相から気相に移行する途中でスラグに捕捉される。

Table 5 Melting point and boiling point of Cs and Fe (°C)

	Cs	Cs ₂ O	Fe
融点	28	~490 (N ₂ 中)	1540
沸点	678	分解400	2750

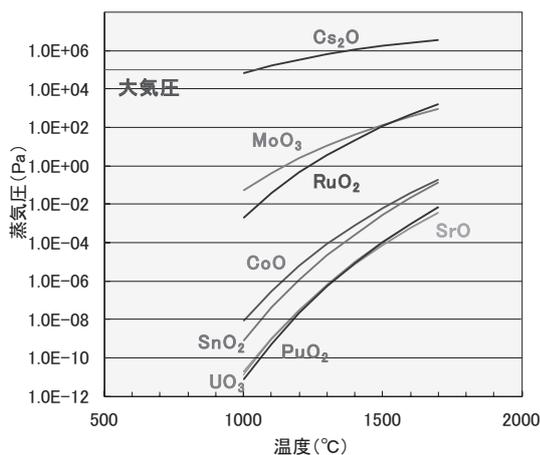


Fig. 8 Vapor pressure of metals (Vapor pressure at MO (s, l) = MO (g))

* Calculated by MALT2, software for thermodynamic calculation made by The Japan Society of Calorimetry and Thermal Analysis

(3) CsとSrの溶融除染適用性の確認

CsとSrの安定同位体を用いた模擬試料を1 kg/バッチの小型溶融炉と1 t/バッチの実証規模溶融炉 (Fig. 9) で溶融し、除染性能を確認した。



Fig. 9 The furnace of demonstration scale (1 t/batch)

その結果、以下のことが確認できた。

- ・ CsとSrは溶融除染できる。
- ・ 溶融後の金属中のCs又はSrは均一である。
- ・ 出湯時に採取した少量のサンプル中のCs濃度又はSr濃度は、鋳塊 (インゴット) 中のCs濃度又はSr濃度を代表する。

また、放射性セシウムで汚染された金属と土壌を1 kg/バッチの小型溶融炉で同時に溶融した結果、放射性セシウムが付着した土壌があっても金属の溶融除染は可能で、土壌の放射性セシウムで金属が汚染されることはないことが分かった (Table 6)⁶⁾。

Table 6 Results of melting experiment using sample of wastes contaminated with radioactive Cs⁶⁾

		Run1	Run2
溶融前	金属廃棄物	5.6 Bq/kg	5.6 Bq/kg
	土壌	/	
溶融後	金属固化体	<0.2 Bq/kg	<0.2 Bq/kg

(4) 今後の展開

福島第一原子力発電所サイト内では大量の金属ガレキがあり、今後使用済みの汚染水タンク等の

発生が見込まれている。これらの金属廃棄物の減容の手法として溶融は有効であり、CsとSrについては除染効果も期待できる。今後は溶融処理前後の処理を含めた実態に沿った開発を行いたい。

5. おわりに

三菱マテリアルでは当社が保有する非鉄金属製錬、セメント製造、地下資源開発等の技術に裏打ちされた放射性廃棄物の廃棄体化処理・処分からクリアランスレベル以下の解体物を含めた再生利用にわたる総合的なシステムの構築及び評価に係る業務を行ってきた。また、今回紹介した大宮地区の事例を含め、原子力施設の廃止措置実績を積んできている。

今後計画されている商業用原子力発電所等の廃止措置では、一時期に多量の放射性廃棄物等が発生する。引き続き本分野における技術開発を継続し、これらを安全で合理的な手法で処理処分するために貢献していきたい。

参考文献

- 1) 梅村昭男, 他, “三菱マテリアルの廃棄物処理技術,” デコミッションング技報, 第22号, p. 20~33. 2000年8月.
- 2) H. Tanaka, et al., “Procedure and results of decommissioning of R&D facility of uranium fuel,” Proceedings of ICEM 2010, Tsukuba, Japan, 2010.
- 3) 佐々木尚, 他, 革新的実用原子力技術開発費補助事業, 平成18年度報告書, “超高周波誘導炉による廃異物減容処理システムの開発,” 2007年3月.
- 4) 佐々木尚, 他, 革新的実用原子力技術開発費補助事業, 平成19年度報告書, “超高周波誘導炉による廃異物減容処理システムの開発,” 2008年3月.
- 5) 日本化学会, 化学便覧基礎編 改訂3版, 丸善, 1984.
- 6) 田中宏和, 他, “放射性セシウムで汚染した金属廃棄物の溶融除染による除染・減容・資材化技術,” 環境省 平成27年度除染・減容等技術実証事業報告書, 2015.

中間貯蔵施設における除去土壌等の受入・分別処理技術

横山 勝彦*、土田 充*、浅田 素之*

Receiving / Sorting Techniques for Treatment of the Removed Soil Including Decontamination Wastes at the Interim Storage Facility

Katsuhiko YOKOYAMA*, Mitsuru TUCHIDA* and Motoyuki ASADA*

中間貯蔵施設は、福島県内各地の仮置場から収集・運搬された除染除去物を受け入れ、可燃物については焼却後、焼却灰を主に貯蔵建屋に、除去土壌等については、放射能濃度に応じて、8,000 Bq/kg以下は土壌Ⅰ型貯蔵施設に、8,000 Bq/kgを超えるものについては、土壌Ⅱ型貯蔵施設に、それぞれ貯蔵される計画となっている。

除去土壌等に注目すると、中間貯蔵施設では、運び込まれた大型土のう袋を破袋して除去土壌等を取り出し、除去土壌等に含まれる可燃物を分離させた後、8,000 Bq/kgを閾値として放射能濃度別に除去土壌等を分別する、一連の受入・分別処理技術が必要となる。本報告では、これら除去土壌等の受入・分別処理技術である大型土のう袋の破袋技術、除去土壌等からの可燃物分別技術、除去土壌の放射能濃度別分別技術について紹介する。

In an interim storage facility, decontamination wastes are gathered and transported from temporary storage sites in the receiving area in Fukushima prefecture. Incombustible wastes are mainly stored in the storage building after the incineration of combustibles. On the other hand, according to the guideline established by the central government for the excavation and removing soil of incombustible wastes which are 8,000 Bq/kg or less are stored in the soil type I storage facility, and over 8,000 Bq/kg are to be stored in the soil type II storage facility fixed at the radioactivity concentration.

In the interim storage facility, it is necessary to roughly classified three steps for sorting and treatment technique. Firstly, receiving soil in a large sandbag, including combustible wastes, is carried in the facility and the bag is torn to take the wastes out of the bag. Secondly, the receiving soil is sorted into combustible wastes and soil. Finally, the soil is sorted by 8,000 Bq/kg as the threshold according to radioactivity concentration. For this reason, these techniques are required for the interim storage facility.

In this report, the authors introduce the sorting technique to separate combustible wastes from the removed soil including decontamination wastes and sorting of the soil by radioactivity concentration.

1. はじめに

東日本大震災から6年以上が経過し、除染事業については、帰還困難区域を除き面的除染がほぼ

完了している。中間貯蔵施設事業については、福島県内の仮置場に保管されていた除染除去物を中間貯蔵施設予定地内保管場へ輸送するパイロット輸送・本格輸送に引き続き、仮置場から中間貯蔵

*：清水建設(株) (Shimizu Corporation)

施設への輸送、荷下、破袋、分別、土壌貯蔵施設への保管を一連の作業として行う工事（以下、ワンスルー工事とする）のための施設整備が進められている（平成29年6月末時点）。

中間貯蔵施設に搬入される予定の2,000万 m^3 以上という膨大な除染除去物の90%以上を占める除去土壌等（以下、土壌等）は、環境省の計画によると、濃度別にⅠ型（8,000 Bq/kg以下）とⅡ型（8,000 Bq/kg超）に分別・貯蔵されることになっており、大量の土壌等を安全に効率良く処理する技術が必要である。

土壌等の中間貯蔵処理施設は、Fig. 1に示すように、大きく受入・分別処理施設（前処理施設：

荷下、破袋、可燃物・土壌等分別、放射性セシウム濃度分別、車両スクリーニング）と土壌貯蔵施設（Ⅰ型、Ⅱ型）に分けられる。そのうち受入・分別処理施設では、前処理施設として様々な機械技術が中間貯蔵施設向けに開発されている。本報告では清水建設が開発した1）土壌等が収納されている大型土のう袋を破袋する技術、2）土壌等と可燃物の分別を着実かつ効率的に行う分別技術、3）土壌等を放射性物質濃度別に正確に分別する技術、を紹介する。なお参考のために、これらの機械設備を導入して構成される受入・分別処理施設のイメージ図をFig. 2に示す。

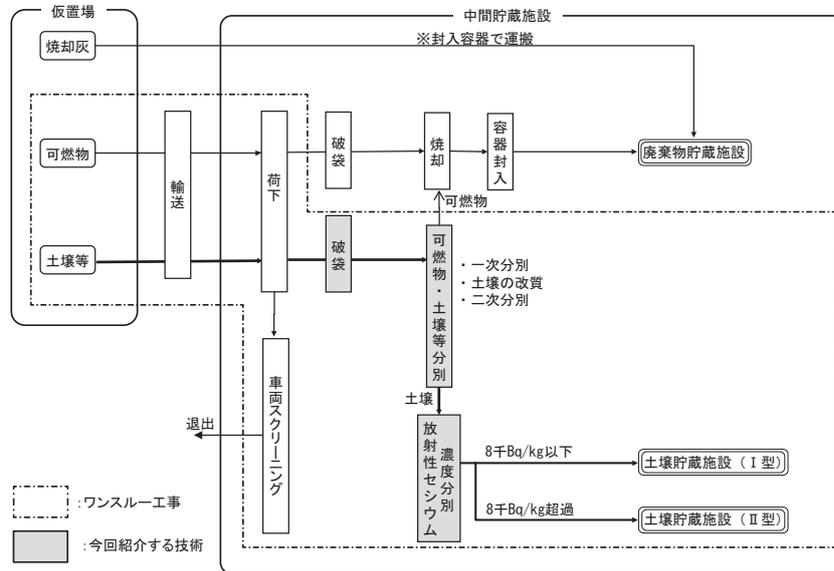


Fig. 1 Process flow chart of interim storage facility

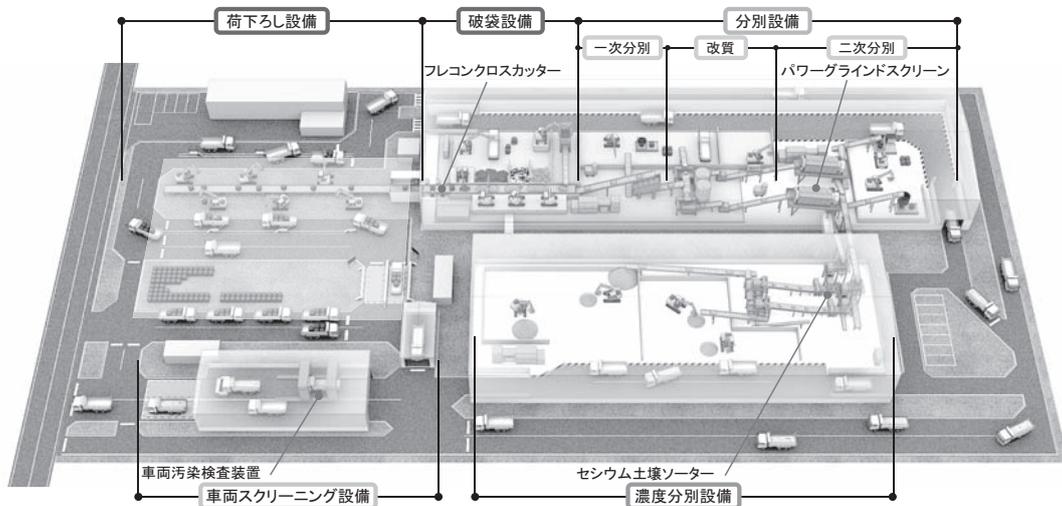


Fig. 2 Image of the facility

2. 受入・分別処理施設での適用技術

2.1 破袋技術 (フレコンクロスカッター: FXC)

Fig. 1に示す破袋技術として開発した「フレコンクロスカッター (FXC): 環テックス(株)との共同開発」は、スライド式のウォータージェットにより、大型土のう袋を搬送するコンベア上で連続的に破袋(約300袋/時間)が可能である (Fig. 3)。

超高压水 (240 MPa) により、多重の大型土のう袋にも対応可能であり、強度が強く切断が難しい大型土のう袋の吊り紐ベルト部分についても切断が可能である (Fig. 4)。中間貯蔵施設に持ち込まれる大型土のう袋に多くみられる多重袋の場合、FXCで土のう袋底面を切断しても外側の袋を吊り上げるだけでは外側の袋しか回収できないが、Fig. 5に示すように、FXCで多重袋を切断後に重機のグラップルアタッチメントでつかみあげることで、破袋後の多重大型土のう袋の回収と取

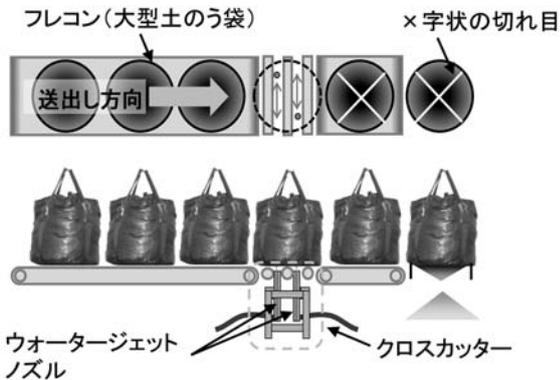


Fig. 3 Mechanism of FXC



Fig. 4 Tear off the sandbag



Fig. 5 Removing soil by a grapple attachment

納物の分離が可能となる。

なお、破袋に使用する水量は、約1.3 L/袋で、大型土のう袋に収納されている土壌等の0.1%程度なので、破袋後の土壌等の含水率に及ぼす影響は小さい。

2.2 可燃物分別技術(パワーグラインドスクリーン: PGS)

除去土壌等を充填した大型土のう袋内には土砂等の不燃物のみが収納されていることになっているが、実際の除染の際には、土壌等の除去に伴って植物根等の可燃物も混在する形で大型袋内に収納されているので、可燃物と土壌等を分別する必要がある。Fig. 1に示すように、一次分別(粗分別: 約100 mmのふるい目)後に、改質・二次分別が行われるが、この二次分別では「パワーグラインドスクリーン (PGS): 環テックス(株)との共同開発」を採用する。

PGSは、円筒形の回転ふるい機であるトロンメルをベースに、横置き回転ドラムの内側に、解砕羽を外周に配した回転ドラムを設けた分別装置である (Fig. 6)。解砕羽とドラムを反対方向に回転させ、解砕羽とドラムの中で植物質可燃物の土壌を解砕しながら分別を行うため、土壌が根に強く固着した植物質可燃物についても分別が可能である (Fig. 7)。ワンスルー工事での処理能力は、1機当たり、70 t/h以上を予定している。

しかし、PGSのふるい目は約20 mm (ふるい目は必要に応じて変更可能) であり、目詰まり等による分別効率の低下や土壌等の団粒化 (ふるい処理の過程で、粘性が高い土壌等が20 mm超過の大

きさに成長し団粒化する) による誤分別が問題になる可能性がある。これを解消するため、新たに改質材として独自に開発した「SCからっ土」を併用する。改質材としては、生石灰・セメント系改質材が使用されるのが一般的であるが、土壌をアルカリ性にしてしまうため、貯蔵期間終了後の再利用に支障を来す懸念がある。これに対し、「SCからっ土」は、中性のシリカアルミナ鉱物を

主材とする環境安全性の高い改質材で、pHを中性に保ちながら、粘性の高い土壌を改質することができる (Fig. 8)。さらに、「SCからっ土」は、添加直後に効果を発現するために、ワンスルー工事のように連続処理を行うことを前提としている場合でも、養生期間を必要としないため処理のボトルネックとなることはない。



Fig. 6 Full view of actual PGS machine and inside the rotating drum

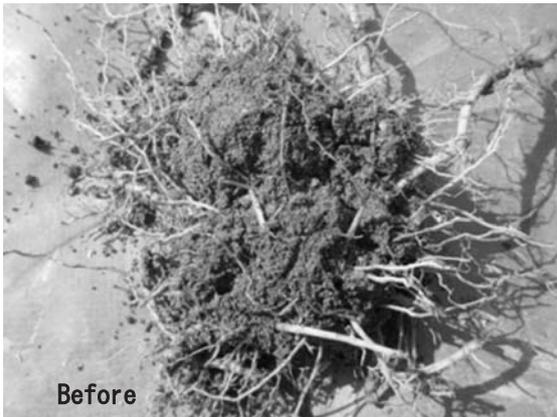


Fig. 7 Sorting of soil and plants by PGS



Fig. 8 Reforming effect by “SC-Karratto”

2.3 濃度分別技術 (セシウム土壌ソーター: CSS)

「セシウム土壌ソーター (CSS): 富士電機 (株) との共同開発」は、Fig. 1 に示すように、可燃物・土壌等の分別後 (PGS による二次分別後) の 20 mm 以下の土壌等の放射性物質濃度を測定し、規定の濃度 (例えば、8,000 Bq/kg) で分別する技術である。CSS のイメージを Fig. 9 に、CSS による測定の手順を Fig. 10 に示す。

放射性物質濃度を精度良く計測するためには、様々なパラメータを正確に把握する必要がある。代表的なパラメータとして、土壌重量、土壌形状、

土壌密度、放射線計数率がある。CSS は、これらについて既存の技術と比較すると以下のような特長がある。

- ・土壌重量: 静的に測定するため、既存機のようなベルコンスケールによる動的重量計測と比較して土壌重量を精度良く計測可能である。
- ・土壌形状成形: 既存機のような成形板式による土壌成形と異なり、ローラー型成形器を使用することにより、土壌形状が困難な粘性の高い土壌についても所定の形状に成形可能である (Fig. 11)。

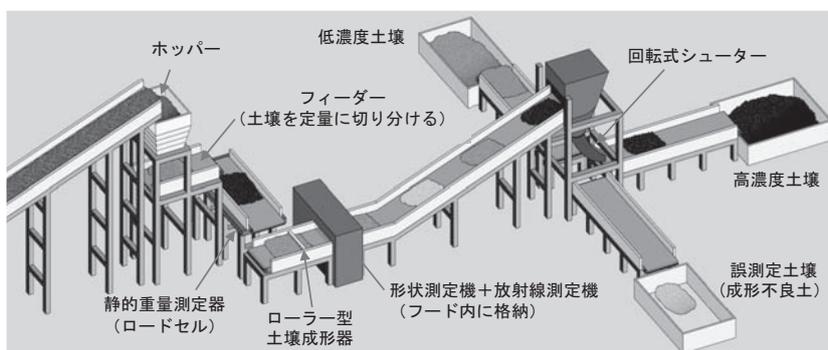


Fig. 9 The image of CSS

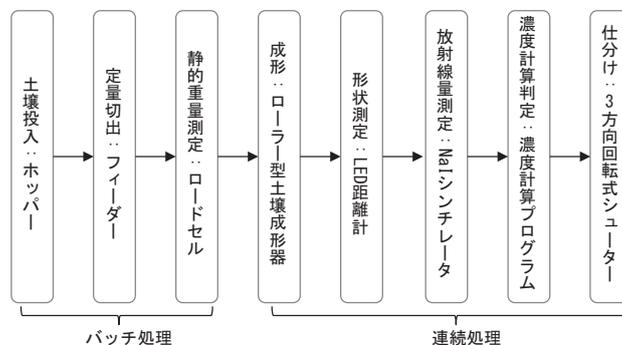


Fig. 10 Measurement procedure of CSS

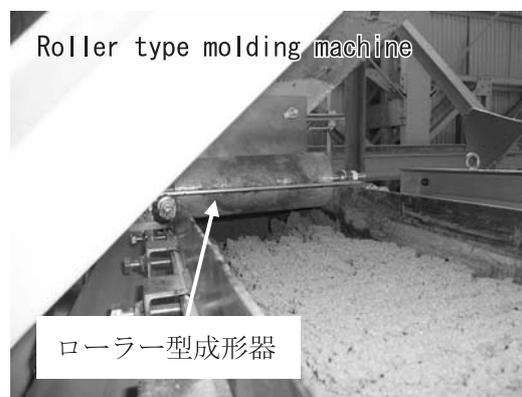


Fig. 11 Soil molding

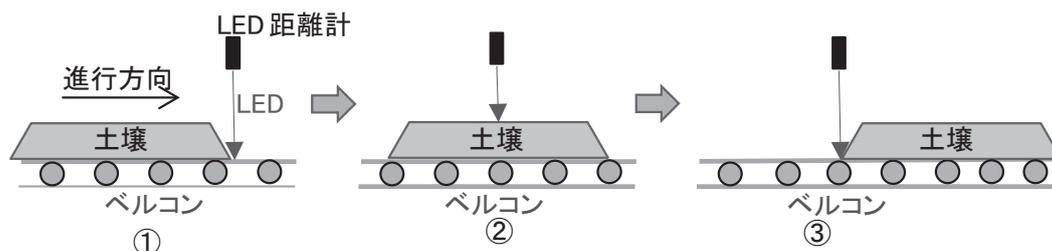


Fig. 12 The image of shape measurement



Fig. 13 Full view of the demonstration testing machine

- ・ 土壌形状計測：既存機では成形後の土壌について成形状況を把握するための形状計測を実施しないのに対して、CSSではLED距離計 (Fig. 12) により土壌形状を正確に計測可能である。

万が一、所定の形状に土壌が成形されない場合でも、形状測定機により成形不良を検知することで、誤測定土壌として排除し、誤分別を防止することが可能である (Fig. 9)。

- ・ 土壌密度：上記により、土壌重量と土壌形状を正確に計測できるため、土壌密度を精度よく算定可能である。そのため、放射線の自己遮蔽効果を正確に反映でき、土壌中の放射性物質濃度測定精度を向上させることが可能である。
- ・ 放射線計数率：プラスチックシンチレータではなく、NaIシンチレータを採用しているため、K-40等の震災以前から存在する妨害核種の影響を排除可能である。

このような、様々な工夫により、ワンスルー工

事に搬入される土壌等のように性状変動が大きい土壌についても、誤差10%以下という高精度で計測可能である。参考のために実証試験機 (処理能力30 t/h) を Fig. 13 に示す。なお、ワンスルー工事での処理能力は、1機当たり70 t/h以上を予定している。

3. おわりに

除去土壌等の中間貯蔵処理施設の内、受入・分別処理について、新たに破袋技術 (フレコンクロスカッター:FXC)、改質技術 (SCからっ土) を併用した分別処理技術 (パワーグラインドスクリーン:PGS)、土壌の放射性物質濃度を正確に計測し濃度別に分別する技術 (セシウム土壌ソーター:CSS) を開発した。これらの一連の技術開発により、実際の中間貯蔵施設で大量の土壌等の受入・分別処理を行い、土壌貯蔵施設への貯蔵を実施していく所存である。

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.

ECC

『社会基盤の礎』を担う環境プロフェッショナル

放射能分析をはじめ、環境に関する問題何でもご相談下さい！(ISO/IEC 17025 認定事業所※)

※放射性セシウム(廃棄物、土壌、食品)、土壌中重金属等、ダイオキシン類

◆ 調査・分析

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

◆ コンサルティング

環境アセスメント/生活環境影響調査/悪臭対策/土壌汚染対策/

◆ 試験・研究

放射能に関する受託試験(公的研究機関からの受託実績あり)/レアメタル分析/ナノマテリアル計測/異物分析・構造解析

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

OVER 45 YEARS



株式会社 環境管理センター ECC-R

本社: 〒193-0832 東京都八王子市散田町 3-7-23

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

営業ご案内: (03) 6206-4321

<http://www.kankyo-kanri.co.jp/>廃止措置工事で必要な防護資機材を提供し、
有効な測定装置を提案致します...

- 作業用防護資機材(個人線量計、防護服、各種マスク...)
- 可搬型β線/α線識別式連続ダストモニタ(iCAM)
- 放射線可視化カメラ(ガンマ・キャッチャー)

など...



TECHNOL 株式会社 千代田テクノル

原子力事業本部

〒113-8681 東京都文京区湯島1-7-12 千代田御茶の水ビル

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

Space Developer



解体工事を通して美しい景色を作り続けます

プラント、ビル、公共施設等の解体工事 実績多数

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

自走式破砕機、ワイヤソー機、ダンプトラック他

未来へ接近

バンドーレテック株式会社

本社 〒761-8032 香川県高松市鶴市町1番地

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

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

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

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

Harmony between Human and Nature



ドローンとレーザスキャナを 使用した3次元測量



株式会社國興総合建設

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

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

歴史は浅いが、技術は深い!まかせて安心!!

本 社 〒399-0007 長野県松本市石芝三丁目9番34号
TEL:0263-50-5675 FAX:0263-50-5673
福島支店 〒960-8044 福島県福島市早稲町4-16ラヴィパレ1番丁3階
TEL:024-597-7655 FAX:024-597-7656
東京営業所 〒105-0001 東京都港区虎ノ門1-7-6 升本ビル3階
TEL:03-6550-8755 FAX:03-6550-8756



遮蔽体から遠隔自動化設備まで
原子力関連業界で

◆ **60年以上の経験と実績** ◆

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



ISO 9001



ASME U

営業
品
目

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

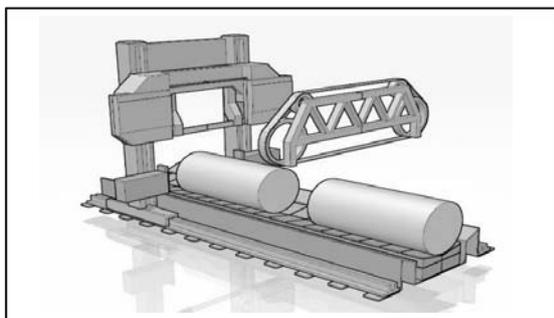
木村化工機株式会社
エネルギー・環境事業部

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

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

廃棄物処理現場用帯鋸盤 減容化目的特注仕様

帯鋸切断機イメージ



《開発中特注仕様等》

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

その他: ◆超大型化仕様 ◆水中切断仕様 ◆高耐久仕様 ◆遠隔操作仕様等

ご希望に合わせてコーディネートを行います。

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



インコネル合金



チタン合金



モネル合金



ニッケル合金

☎ この様な大型難削材でもバンドソーは対応可能です。

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

半世紀に渡る切断技術を極めた
切断・切削・研削のパイオニア

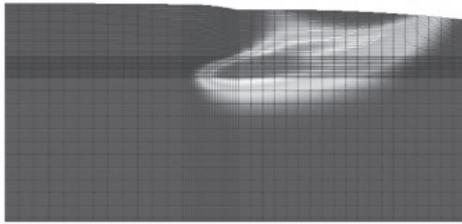
浅見工業株式会社

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

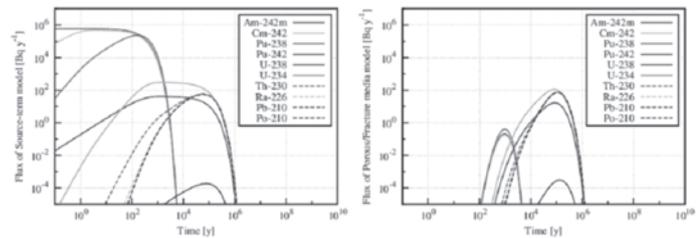
原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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

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



2次元物質移行解析結果例



1次元核種移行解析結果例



株式会社ヴィジブルインフォメーションセンター

〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松440

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

<http://www.vic.co.jp/>

OYO
応用地質株式会社

地球 ÷ 科学 =

答えを見つける会社。



——— 地球の話をしよう。

応用地質株式会社

<https://www.oyo.co.jp/>

© デコミッションング技報 第56号

発行日 : 平成29年9月20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