

デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **58**
2018

巻頭言

原子力機構におけるバックエンド対策について

研究報告

中国電力島根原子力発電所1号機の廃止措置状況

研究施設等廃棄物の埋設事業における廃棄物の受入基準の整備状況と課題
準連続式亜臨界水熱爆砕処理技術による土壌除染実証プラント

技術報告

廃止措置に向けた除染技術の開発

総説

高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置に向けた取組みについて

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績

第1回 米国の主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴

RANDEC

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

国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業の確立

デコミッショニング及び放射性廃棄物処理処分に係る調査・研究

福島県及び関東一円の環境回復に関する技術開発

原子力バックエンドに係わる研究成果の普及

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



デコミッショニング技報

第58号 (2018年9月)

目次

巻頭言

原子力機構におけるバックエンド対策について	1
	藤田 雄二

研究報告

中国電力島根原子力発電所1号機の廃止措置状況	2
	池田 信二、谷口 達郎

研究施設等廃棄物の埋設事業における廃棄体の受入基準の整備状況と課題	10
	仲田 久和、天澤 弘也、出雲 沙理、岡田 翔太、坂井 章浩

準連続式亜臨界水熱爆砕処理技術による土壤除染実証プラント	24
	中村 聡、徳森 恒雄、神保 安広

技術報告

廃止措置に向けた除染技術の開発	38
	小川 雅輝、成宮 一哉、三野 洋平、神田 昌典

総説

高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置に向けた取組みについて	46
	佐久間祐一、大西 宏行

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績

第1回 米国の主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴	56
	宮坂 靖彦、澁谷 進、榎戸 裕二

Journal of RANDEC

No. 58 Sep. 2018

CONTENTS

Research Report

- Status of Decommissioning of Unit 1 at Shimane Nuclear Power Station
of Chugoku Electric Power Co., Inc. 2
Shinji IKEDA and Tatsuro TANIGUCHI
- Development of waste acceptance criteria and current challenges relating to the disposal project
of LLW generated in research, medical and industrial facilities 10
Hisakazu NAKATA, Hiroya AMAZAWA, Sari IZUMO
Shota OKADA and Akihiro SAKAI
- Quasi-Consecutive Processing Pilot Plant of Subcritical Hydrothermal Blasting
for Radioactively Contaminated Soil 24
Satoshi NAKAMURA, Tsuneo TOKUMORI and Yasuhiro JINBO

Technical Report

- Development of decontamination technologies for decommissioning 38
Masaki OGAWA, Kazuya NARUMIYA, Yohei MITSUNO and Masanori KANDA

Technical Review

- Status of Decommissioning for Prototype FBR Monju 46
Yuichi SAKUMA and Hiroyuki OHNISHI
- Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of Nuclear Power Plant in Overseas
(1) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in the United States 56
Yasuhiko MIYASAKA, Susumu SHIBUYA and Yuji ENOKIDO

Status of Decommissioning of Unit 1 at Shimane Nuclear Power Station of Chugoku Electric Power Co., Inc.

Shinji IKEDA and Tatsuro TANIGUCHI
J. RANDEC, No. 58 (Sep. 2018), page 2 ~ 9, 10
Figures, 2 Tables

The Chugoku Electric Power Co., Inc. decided to decommission Unit 1 (460 MW) at Shimane Nuclear Power Station on March 18, 2015 and the plant ended commercial operation on April 30 of the same year. After drawing up a concrete decommissioning plan, we submitted it for approval to the Nuclear Regulatory Authority on July 4, 2016. The plan was approved on April 19, 2017, and we are now at the stage of decommissioning the plant.

This report outlines the decommissioning plan and the status of decommissioning work of Unit 1 at Shimane Nuclear Power Station.

Development of waste acceptance criteria and current challenges relating to the disposal project of LLW generated in research, medical and industrial facilities

Hisakazu NAKATA, Hiroya AMAZAWA,
Sari IZUMO, Shota OKADA
and Akihiro SAKAI
J. RANDEC, No. 58 (Sep. 2018), page 10 ~ 23, 19
Figures, 7 Tables

Low level radioactive wastes (LLW) are generated in the R&D of the nuclear energy, medical and industrial uses of radioisotope except NPP in Japan. The disposal of wastes arising from NPP has already been implemented while not the one for wastes from research institutes etc. Japan Atomic Energy Agency (JAEA) therefore has been assigned an implementing organization for the disposal legally in 2008 in order to promote the disposal program as quickly and firmly as possible. Since then, JAEA has conducted their activity relating to the disposal facility design on generic site conditions and developing waste acceptance criteria (WAC) for LLW from research institutes. This report summarizes the WAC and current challenges.

Quasi-Consecutive Processing Pilot Plant of Subcritical Hydrothermal Blasting for Radioactively Contaminated Soil

Satoshi NAKAMURA, Tsuneo TOKUMORI
and Yasuhiro JINBO
J. RANDEC, No. 58 (Sep. 2018), page 24 ~ 37, 5
Figures, 5 Tables

A quasi-consecutive processing pilot plant has been developed by means of a treatment system equipped with two pressure vessels for subcritical hydrothermal and subsequent blasting treatments connected in series with a valve. In the FY 2015 demonstration project of decontamination and volume reduction has been conducted by MOE (Ministry of Environment). The pilot plant was tested with fine-grained samples prepared from Fukushima's soil contaminated with radioactive cesium. The cesium reduction and the waste weight reduction rates reached approx. 70% and more than 96% by a single path consecutive treatment, respectively. The quasi-consecutive system was proved to have an over ten times higher processing speed and a 40% lower energy consumption than the batch processing plant. Based on the trial execution of the plant, the quasi-consecutive subcritical hydrothermal blasting system has demonstrated to be effective for decontamination of cesium-adsorbed soil and volume reduction of radioactive waste.

Development of decontamination technologies for decommissioning

Masaki OGAWA, Kazuya NARUMIYA,
Yohei MITSUNO and Masanori KANDA
J. RANDEC, No. 58 (Sep. 2018), page 38 ~ 45, 17
Figures, 2 Tables

Some nuclear power plants in Japan have moved to decommissioning phase recently. It is therefore very important to reduce the volume of radioactive metal waste which is generated by dismantling these plants. Since NGK INSULATORS, LTD (NGK) aims to decontaminate radioactive metal waste effectively, NGK has already commercialized a dry blasting decontamination system and also has developed an electro polishing decontamination system in order to meet various requirements.

This report describes the outline and characteristics of both systems. In addition, it

indicates the development status of the electro polishing decontamination system.

Status of Decommissioning for Prototype FBR Monju

Yuichi SAKUMA and Hiroyuki OHNISHI
J. RANDEC, No. 58 (Sep. 2018), page 46 ~ 55, 13
Figures, 4 Tables

The Japanese government decided the permanent shutdown of prototype FBR Monju at the Inter-Ministerial Council for Nuclear Power on December 21, 2016. JAEA submitted in accordance with the decision an application for approval for decommissioning plan on December 6, 2017, and an application for approval to change safety regulations to NRA (Nuclear Regulation Authority) on February 9, 2018. NRA approved the decommissioning plan and the safety regulations on March 28, 2018, and Monju has entered into the decommissioning phases.

This report introduces the outline of the decommissioning plan for Monju, and current status of decommissioning activities.

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

(1) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in the United States

Yasuhiko MIYASAKA, Susumu SHIBUYA
and Yuji ENOKIDO
J. RANDEC, No. 58 (Sep. 2018), page 56 ~ 75, 5
Figures, 4 Tables

Today, about 170 nuclear power reactors that have completed their mission in the whole world are stopped permanently, most of which are undergoing decommissioning measures.

Seven years have passed since TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident caused by the Great East Japan Earthquake of March 2011, and permanent shutdown followed by decommissioning of poorly profitable nuclear power reactors have increased rapidly in Japan.

The Radwaste and Decommissioning Center (RANDEC) has focused mainly on each decommissioning project, especially on research and development of decommissioning technology in cooperation with relevant organizations in Japan and

overseas to disseminate the advanced decommissioning technology, and has published the results as paper in Journal of RANDEC for 30 years long.

The Journal of RANDEC will serialize overall feature of decommissioning project and experience in developed countries of decommissioning field and provide information that will contribute to future projects of domestic nuclear facilities decommissioning.

As the first series, the present report describes the outline of the NRC decommissioning regulation and an overview of the representative projects adopted DECON and/or SAFSTOR decommissioning strategy in the U.S.A so far. In the succeeding series of reports, decommissioning projects in European countries such as Germany, France, the U.K. will be introduced.

At the end of 2017, there were 99 commercial reactors licensed to operation in the U.S.A. Whereas the total number of nuclear power reactors closed in the past has been 34 and 14 nuclear power plants have already been dismantled. This trend is expected to continue in the near future for economic reasons or restriction on regulations. Permanently nine nuclear power reactors ceased operation during the 1990s, six nuclear power reactors including Maine Yankee have chosen Immediate dismantling (DECON), and completed until 2008. Zion-1 and -2 will be completed until September 2020. From the activities accomplished at each of these reactor sites the valuable experiences such as chemical decontamination of main coolant system, dismantling /removal techniques of reactor internals /reactor pressure vessel, and one-piece removal of reactor vessel have been obtained. The present paper describes the technical lessons learned and decommissioning strategy in the U.S.A contribute to planning and implementation of nuclear plant decommissioning thereafter.

原子力機構におけるバックエンド対策について



国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
核燃料・バックエンド研究開発部門副部門長

藤田 雄二

本年4月、原子力機構 核燃料・バックエンド研究開発部門（以下、「バックエンド部門」）の副部門長を拝命しました。旧動燃に入社し高速炉燃料再処理技術の開発に取り組んできましたが、近年は原子力機構の事業計画、原子力施設の安全管理にも携わってきました。特に平成23年3月の東日本大震災以降、原子力施設の新規制基準への対応を含めた安全管理の強化とともに、使命を終了した施設をいかに合理的に廃止していくかというバックエンド対策の推進が重要な経営課題となっています。原子力機構のみならず国内の原子力利用の持続的な展開に必須となるバックエンド事業を強力に推進していきたいと考えています。

バックエンド部門は、幌延深地層研究センター、青森研究開発センター、核燃料サイクル工学研究所、東濃地科学センター、人形峠環境技術センターの5拠点における研究開発と運営を所掌しています。それぞれの業務、保有施設、立地環境などの観点から多種多様な課題を解決しながら業務を進めているところです。特に安全確保を第一義としながら限られた経営資源の中で、原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物の処理処分を前に進めることが、当部門のみならず原子力機構全体の喫緊の課題となっています。

この課題解決の一方策として、原子力機構が有する全原子力施設について、①継続利用する研究開発施設の絞り込み（施設の集約化・重点化）、②新規制基準対応・耐震化対応、高経年化対策（施設の安全確保）とともに、リスク低減と施設維持費の削減のため、③役割を終えた施設の廃止措置や廃棄物の処理処分（バックエンド対策）を検討してきました。これをもとに「三位一体」で整合性のある具体的かつ総合的な計画として「施設中長期計画」を平成29年4月に公表してきました。

バックエンド部門では、原子力機構全体の総合的なバックエンド対策を推進していますが、昨今のトピックスとして、規制要求となっている原子力施設の廃止措置費用を盛り込んだ廃止措置方針を、平成30年12月までに取りまとめることにしています。また、「施設中長期計画」に基づき、廃棄物処理施設の整備を優先課題として、処理施設整備計画の具体化を進めています。廃棄物処分に関しては、研究施設等廃棄物の埋設処分の立地を推進するため、「処分場の適合性評価項目」と、事業用地、輸送の利便性及び事業の効率性に関する「比較評価項目」を定め、これを公表したところです。

RANDECには、廃棄物処分にかかる、廃棄物集荷、廃棄物処理、輸送業務を担っていただくことになります。一連の廃棄物処分事業は原子力機構と役割を分担することとしているものの、立地の段階からシームレスで進めることが肝要と考えています。

震災以降、原子力に対して厳しい社会情勢中ではありますが、RANDECと今後の事業推進において、意を一つにして各局面で情報を共有しながら連携し、粘り強くバックエンド対策を推進したいと考えています。

中国電力島根原子力発電所 1号機の廃止措置状況

池田 信二*、谷口 達郎**

Status of Decommissioning of Unit 1 at Shimane Nuclear Power Station of Chugoku Electric Power Co., Inc.

Shinji IKEDA* and Tatsuro TANIGUCHI**

中国電力島根原子力発電所 1号機（定格出力46万 kW）は、2015年 3月18日に廃止を決定し、同年 4月 30日をもって営業運転を終了した。その後、具体的な廃止措置計画の策定を行い、廃止措置計画認可申請書を2016年 7月 4日に原子力規制委員会へ提出した。2017年 4月19日に原子力規制委員会から認可を受け、現在、廃止措置段階に移行している。

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

The Chugoku Electric Power Co., Inc. decided to decommission Unit 1 (460 MW) at Shimane Nuclear Power Station on March 18, 2015 and the plant ended commercial operation on April 30 of the same year. After drawing up a concrete decommissioning plan, we submitted it for approval to the Nuclear Regulatory Authority on July 4, 2016. The plan was approved on April 19, 2017, and we are now at the stage of decommissioning the plant.

This report outlines the decommissioning plan and the status of decommissioning work of Unit 1 at Shimane Nuclear Power Station.

1. 廃止措置計画の概要

1.1 島根原子力発電所 1号機の概要

中国電力島根原子力発電所 1号機の設備概要を Table 1 に示す。

1.2 廃止措置の工程

島根原子力発電所 1号機の廃止措置は、以下の 4段階に区分し、約30年かけて完了する計画としている。廃止措置全体の工程を Fig. 1 に示す。

(1) 解体工事準備期間（第 1 段階）

第 1 段階においては、核燃料物質の搬出、汚染

Table 1 Outline of Unit 1 at Shimane Nuclear Power Station

型式	沸騰水型 (BWR)
定格出力	46 万 kW
総発電電力量	約 1, 061. 9 億 kWh
設備稼働率	64. 1%
営業運転開始	1974 年 3 月 29 日
営業運転終了	2015 年 4 月 30 日
廃止措置計画認可	2017 年 4 月 19 日

状況の調査、核燃料物質による汚染の除去、安全貯蔵及び管理区域外の設備の解体を実施する。

* : 中国電力株式会社 電源事業本部 (Power Generation Div., THE CHUGOKU ELECTRIC POWER CO., INC.)

** : 中国電力株式会社 島根原子力発電所 廃止措置・環境管理部

(Decommissioning & Radiation Safety Control Dept., Shimane Nuclear Power Station, THE CHUGOKU ELECTRIC POWER CO., INC.)

2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026	2027	2028	2029	2030	2031	2032	2033	2034	2035	2036	2037	2038	2039	2040	2041	2042	2043	2044	2045
解体工事準備期間						原子炉本体周辺設備等解体撤去期間							原子炉本体等解体撤去期間							建物等解体撤去期間									
						核燃料物質の搬出及び譲渡し																							
						汚染状況の調査																							
													核燃料物質による汚染の除去																
						安全貯蔵							原子炉本体の解体撤去																
													管理区域内の設備(原子炉本体以外)の解体撤去							建物等の解体撤去									
													管理区域外の設備の解体撤去																
																				放射性廃棄物の処理処分									

Fig. 1 Decommissioning schedule at Unit 1 at Shimane Nuclear Power Station

(2) 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間(第2段階)

第2段階においては、供用を終了した設備のうち、管理区域内にある放射性物質により汚染された設備(原子炉本体を除く)の解体撤去に着手するとともに、原子炉本体の解体に向けた準備工事を行う。

(3) 原子炉本体等解体撤去期間(第3段階)

第3段階においては、放射能レベルの比較的高い原子炉本体の解体撤去を実施する。

(4) 建物等解体撤去期間(第4段階)

第4段階においては、供用を終了する放射性廃棄物の廃棄施設、換気施設、その他解体の対象とするすべての設備、建物等の解体撤去を行い、廃止措置を終了する。

次の項目では、第1段階に行う廃止措置工事の概要について紹介する。

なお、今回認可を受けた当社の廃止措置計画は、廃止措置全体の基本方針や手順等のほか、廃止措置の第1段階となる「解体工事準備期間」(約6年間)に実施する作業に関する事項を中心としたものであり、第2段階の「原子炉本体周辺設備

等解体撤去期間」以降については、解体工事準備期間中に実施する施設の汚染状況の調査結果等を踏まえ、改めて計画変更の認可申請を行う予定である。

1.3 第1段階に行う廃止措置工事の概要

(1) 核燃料物質の搬出

島根原子力発電所1号機で保管している使用済燃料は、第3段階の開始までに再処理施設へ全量搬出し、再処理事業者に譲渡す。新燃料は、第2段階開始までに加工施設へ全量搬出し、加工事業者へ譲渡す。

また、新燃料92本のうち、使用済燃料プールへ保管していた76本については、気中で燃料棒の引抜き、除染及び燃料集合体形状への再組立てを実施する。

(2) 汚染状況の調査

汚染状況の調査は、施設周辺の一般公衆や作業者の放射線被ばくを低減するように適切な解体撤去工法・手順を策定するため及び解体工事に伴って発生する放射性固体廃棄物発生量の評価精度の向上を図るために実施する。

調査は、放射エネルギーの計算や測定等により、1号

機に残存する放射性物質の核種組成、放射エネルギー及び分布を評価する。

(3) 核燃料物質による汚染の除去

施設の汚染は、放射化汚染と二次的な汚染に起因している。

放射化汚染については、放射能レベルが比較的高い原子炉本体等を対象に安全貯蔵を行い、残存放射能の時間的減衰を図る。

二次的な汚染については、線量当量率や汚染レベルを考慮し、作業員の被ばくを低減するため有効とされる場合に除染を実施し、廃止措置作業において作業員の受ける放射線被ばくを合理的に達成可能な限り低減する。

除染は、原子炉運転中の定期点検等において被ばく低減対策として行ってきた除染の経験・実績を活かし、化学的又は機械的除染法で行う。

(4) 管理区域外の設備の解体撤去

安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した設備のうち、管理区域外の設備の解体撤去を実施する。

2. 廃止措置工事の実施状況

島根原子力発電所1号機の廃止措置工事は2017年7月から開始している。

以下に2017年度に実施した内容について示す。

2.1 新燃料の除染

新燃料92体のうち、燃料プールに貯蔵している76体について、譲渡前に先立ち除染作業を行った。

(1) 除染作業

2017年11月～2018年3月にかけて、燃料プール内にある新燃料76体を引き上げ、気中で燃料棒の引抜き、除染及び燃料集合体形状への再組立てを行った。

作業に当たっては、燃料棒を安全に取り扱うために専用の作業台を使用し、燃料棒の変形及び損傷を防止するとともに、臨界防止の観点から一度に取り扱う数量を燃料集合体1体に限定した。

再組立に当たっては、燃料棒以外の部材はすべて新品を使用し、再組立後は外観検査を行った

後、新燃料貯蔵庫へ移動し、貯蔵している。

燃料プール内にある新燃料引き上げ状況を Fig. 2 に、除染の作業場所を Fig. 3 に示す。



Fig. 2 Lifting a new fuel assembly

(2) 現在の状況と今後について

新燃料貯蔵庫に貯蔵中の新燃料92体は、2018年度中に加工施設へ全量搬出し、加工事業者へ譲渡すことで準備を行っている。

燃料プールに貯蔵している使用済燃料722体は、第3段階の開始までに再処理施設へ全量搬出し、再処理事業者へ譲渡す。

2.2 汚染状況の調査

島根原子力発電所1号機の廃止措置計画に記載している核燃料物質による汚染の分布 (Fig. 4) 及び放射性固体廃棄物の推定発生量 (Table 2) は、沸騰水型原子炉施設のモデルプラントにおける評価結果を基に推定したものである。

適切な解体工法及び解体撤去手順の策定並びに放射性固体廃棄物発生量の評価精度を向上させるため、現在、島根原子力発電所1号機の汚染状況を調査している。

なお、放射能レベル区別の推定発生量については、上記調査結果、解体撤去工法及び手順につ



Fig. 3 Decontamination workspace

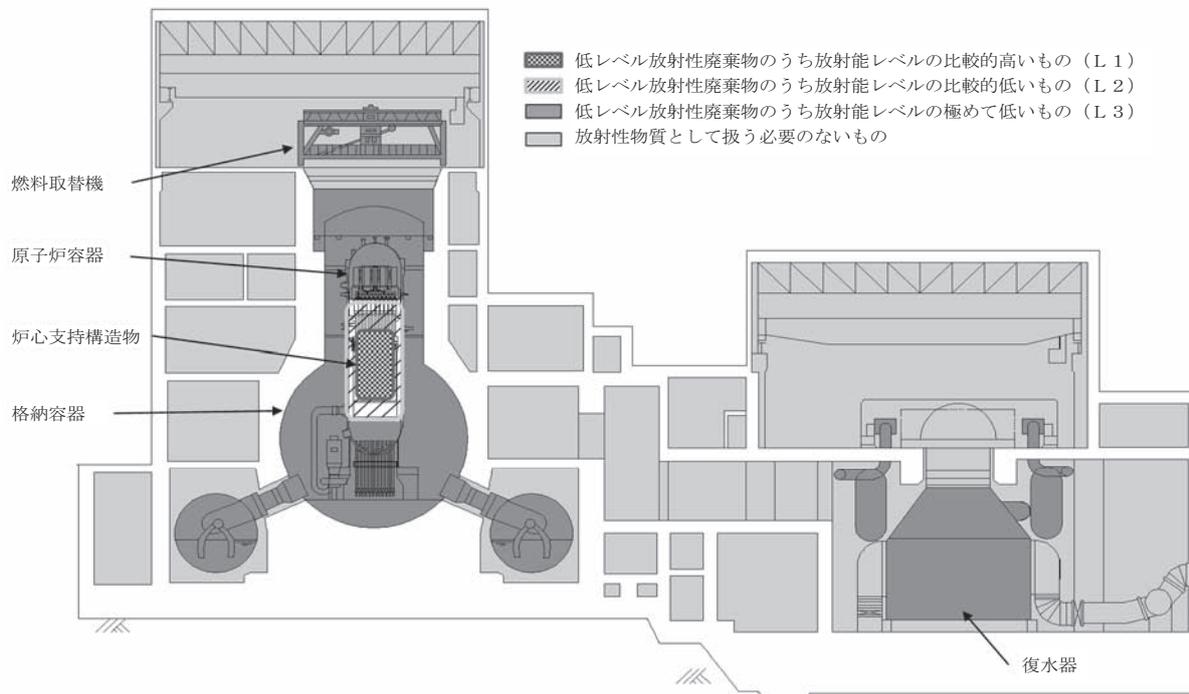


Fig. 4 Distribution of estimated contamination

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

放射能レベル区分		推定発生量 ^{注1)、注2)}
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L1)	約60 t
	放射能レベルの比較的低いもの (L2)	約670 t
	放射能レベルの極めて低いもの (L3)	約5,350 t
放射性物質として扱う必要のないもの		約20,680 t
合計		約26,760 t
放射性廃棄物でない廃棄物		約153,300 t

注 1) 解体後の除染処理後の物量を示す。
 注 2) 第 1 段階において実施する汚染状況調査により評価精度の向上を図る。

いての検討結果を踏まえ、第 2 段階に入るまでに再評価を実施する予定である。

(1) 調査対象

汚染状況の調査対象は、放射性物質の汚染形態により、以下のとおりに分類される。

(a) 放射化汚染

原子炉運転中の中性子照射により炉心部、原子炉周辺、燃料プール等の構造材が放射化して生成された放射性物質による汚染をいう。生成される放射性物質は、中性子が照射される構造材によって異なる。

構造材が金属の場合は⁵⁵Fe、⁶⁰Co、⁶³Ni等が主要な汚染核種となり、構造材が鉄筋コンクリートの場合は³H、⁵⁵Fe等が主要な汚染核種として挙げられる。

(b) 二次的汚染

原子炉運転中に、放射化された炉心部等の構造材が原子炉冷却材中に溶出したもの及び冷却材中の腐食生成物が炉心部で放射化されたものが、機器・配管等に付着した放射性物質及び建物の床、壁に付着又は浸透した放射性物質による汚染をいう。

二次的汚染の主要な核種としては、⁵⁵Fe、⁶⁰Co、⁶³Ni等が挙げられる。

(2) 評価手法

それぞれの汚染形状に応じた評価手法を次に記す。

(a) 放射化汚染評価

炉心又は使用済燃料を線源とした中性子の輸送計算を行うことで評価対象領域における中性子束分布を導出したのち、各評価点での放射化計算を行うことで、核種ごとの放射化放射能を導出する。

また、供用を終了した機器等から代表試料を採取し、放射能測定を行い、計算結果の検証を行う。

(b) 二次的汚染評価

放射性付着生成物及び核分裂生成物の生成量等をもとに導出した原子炉冷却材中放射性核種濃度を用いて、運転サイクル毎の系統へ付着する放射性物質を計算する¹⁾。計算モデルの例を Fig. 5 に示す。

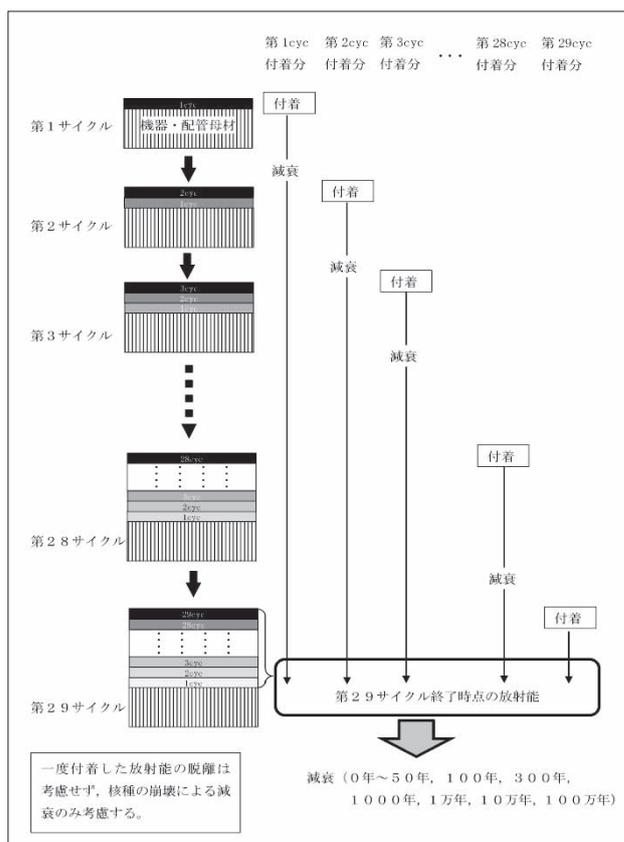


Fig. 5 Image of calculation for surface concentration of contamination

また、二次的汚染のある系統については、機器、配管等の外部からの線量率測定等を行い、計算結果の検証を行う。測定作業のイメージを Fig. 6 に示す。



Fig. 6 Image of radiation measurement

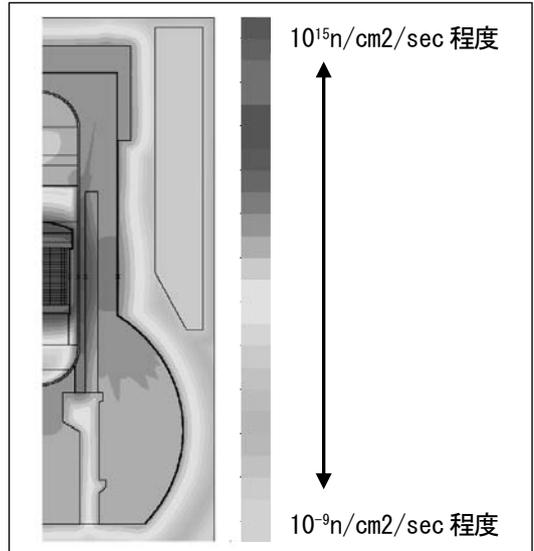


Fig. 7 Distribution of neutron flux

(3) 現在の状況と今後について

放射化汚染評価の一環として実施した原子炉まわりの簡易モデルによる中性子輸送計算結果を Fig. 7 に示す。

また、二次的汚染評価の一環として実施した原子炉再循環系 (PLR) に付着した放射性物質の計算結果を Fig. 8 に示す。

2018年度からは原子炉周辺の構造物からサンプルの採取・分析を実施するとともに、二次的汚染

のある系統を対象とした線量率測定等を行い、計算結果の検証を行う。

2.3 廃止措置対象施設の物量調査

「2.2 汚染状況の調査」と同じく、適切な解体工法及び解体撤去手順の策定並びに放射性固体廃棄物発生量の評価精度を向上させるため、廃止措置対象施設の物量を調査している。

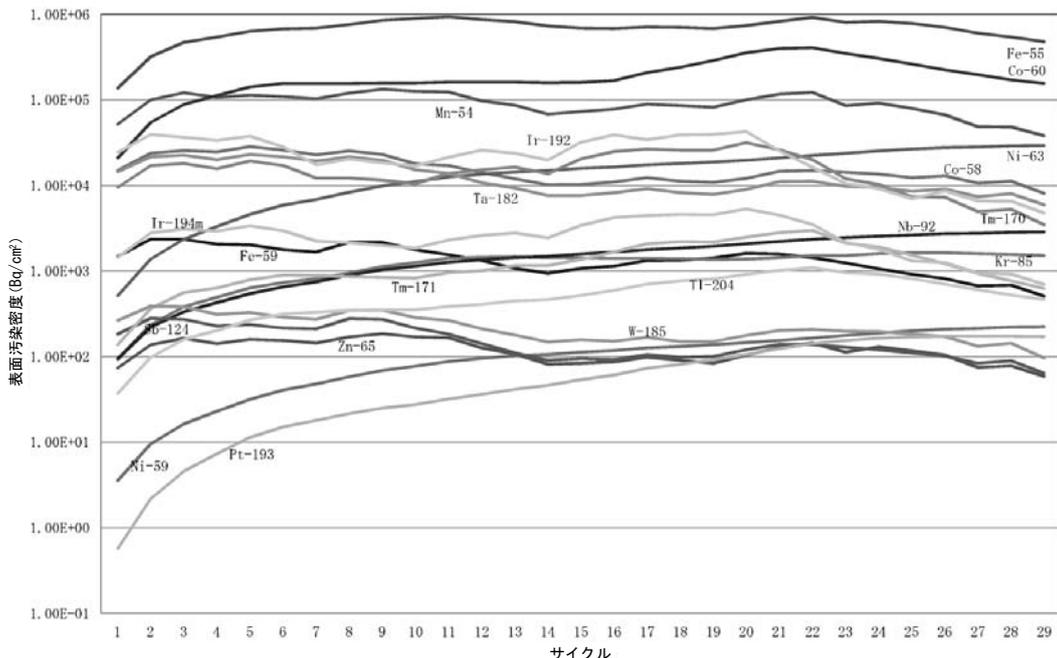


Fig. 8 Calculation result of surface concentration of contamination (PLR)

(1) 調査対象

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

(2) 調査方法

機器の構造図や配置図といった図書から機器類の情報を読み取り、調査する。図書から直接情報が取得できない場合は、他号機を含めた類似機器との外形寸法比や出力比等を用いて、類推によって評価する。一般機器（ポンプ、冷却機、電動機等）の調査フローを Fig. 9 に示す。

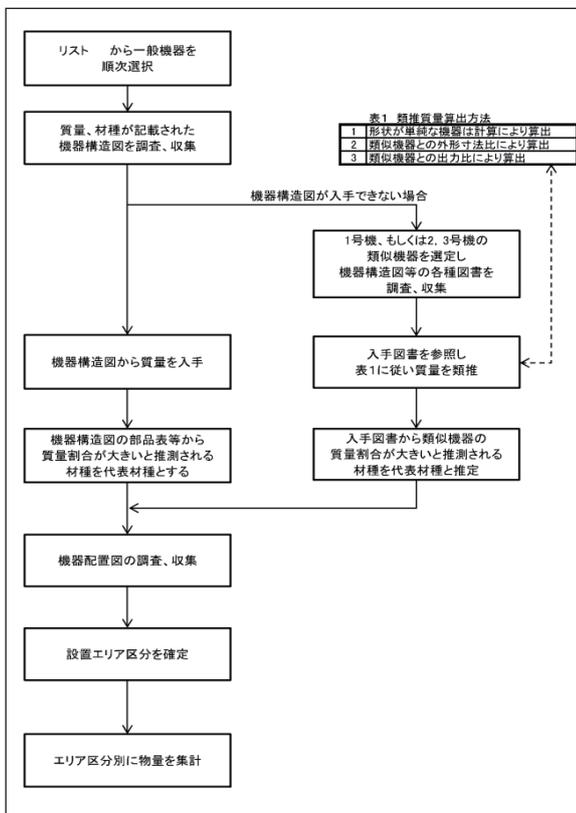


Fig. 9 Flow chart of surveying amount of instrument

(3) 現在の状況と今後について

これまでの調査で原子炉建物の物量評価はおおよそ完了しており、2018年度はタービン建物・廃棄物処理建物等の物量調査を主に実施していく。

2.4 管理区域外設備の解体撤去工事

(1) 解体撤去対象設備

第1段階においては、安全確保のための機能に

影響を与えない範囲内で、供用を終了した設備のうち、管理区域外の設備の解体撤去を実施する。

(2) 解体廃棄物

解体撤去対象設備は管理区域外に設置されているため、解体撤去にあたり放射性廃棄物は発生せず、一般産業廃棄物及びリサイクル品として処理・処分する。

(3) 現在の状況と今後について

管理区域外設備解体撤去工事は、廃止措置期間通期で実施する予定であり、2018年度の第2四半期に着手する予定である。

3. その他

3.1 組織再編

(1) 廃止措置・環境管理部の新設

廃止措置を円滑に進めるための体制整備として、2017年4月26日、島根原子力発電所に「廃止措置・環境管理部」を新たに設置し、廃止措置と深く関係する放射線管理業務及び廃止措置に係る総括業務について、既存の「技術部」から移管した。移管前後の体制を Fig. 10 に示す。

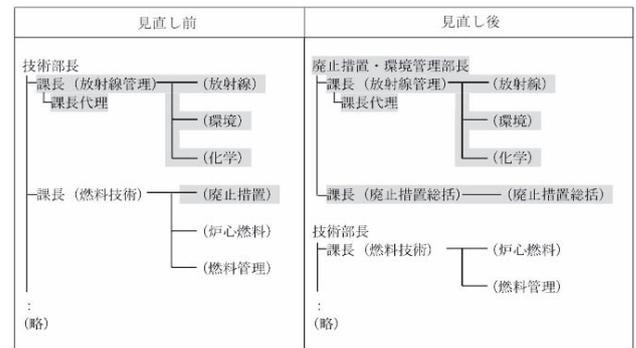


Fig. 10 Organization chart

(2) 業務内容

廃止措置・環境管理部（放射線管理）は、発電所の放射線管理に関する業務を行っている。

廃止措置・環境管理部（廃止措置総括）は、島根1号機廃止措置業務に関わる予算管理や工程管理等の総括業務、並びに本社電源事業本部（原子力管理）との調整業務を行っている。

3.2 定期報告等

島根1号機の廃止措置については、安全の確保を最優先に、廃止措置計画に従い、関係法令及び安全協定等を遵守して適切に実施しており、廃止措置の実施状況については、安全協定に基づき地元自治体へ定期的に報告するとともに当社ホームページにおいても公開している。

4. おわりに

島根原子力発電所1号機は、廃止措置計画認可後、廃止措置段階へ移行し、汚染状況調査、新燃料の除染作業等を実施してきた。引き続き汚染状況の調査を行うとともに、今後は管理区域外の設備の撤去工事等について行う予定である。

なお、廃止措置の実施にあたっては、運転段階と同様に安全の確保を最優先に取り組んでいく。

参考文献

- 1) 財団法人原子力環境整備センター，“原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集,” (1998).

研究施設等廃棄物の埋設事業における 廃棄物の受入基準の整備状況と課題

仲田 久和*、天澤 弘也*、出雲 沙理*、岡田 翔太*、坂井 章浩*

Development of waste acceptance criteria and current challenges relating to the disposal project of LLW generated in research, medical and industrial facilities

Hisakazu NAKATA*, Hiroya AMAZAWA*, Sari IZUMO*, Shota OKADA* and Akihiro SAKAI*

我が国においては、実用発電用原子炉以外にも様々な原子力施設や放射性同位元素の使用施設等があり、これらの施設から低レベル放射性廃棄物（以下、「研究施設等廃棄物」という）が発生している。実用発電用原子炉から発生する低レベル放射性廃棄物は既に浅地中埋設処分されているが、研究施設等廃棄物の埋設処分はまだ行われていない。研究施設等廃棄物の埋設処分を早急かつ確実に実施するため、2008年に日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）が法的な実施主体となり、これまでに埋設事業の実施に際して必要な浅地中埋設処分施設（以下、「埋設施設」という）の概念設計を実施するとともに、技術的な検討として廃棄物の受入基準の整備を進めている。ここでは、研究施設等廃棄物の埋設施設における廃棄物の受入基準の整備状況と課題について紹介する。

Low level radioactive wastes (LLW) are generated in the R&D of the nuclear energy, medical and industrial uses of radioisotope except NPP in Japan. The disposal of wastes arising from NPP has already been implemented while not the one for wastes from research institutes etc. Japan Atomic Energy Agency (JAEA) therefore has been assigned an implementing organization for the disposal legally in 2008 in order to promote the disposal program as quickly and firmly as possible. Since then, JAEA has conducted their activity relating to the disposal facility design on generic site conditions and developing waste acceptance criteria (WAC) for LLW from research institutes. This report summarizes the WAC and current challenges.

1. はじめに

研究施設等廃棄物を安全に管理・埋設処分することは、原子力利用やその研究開発を継続するうえでの課題となっている。

研究施設等廃棄物は、原子力機構、研究機関、大学、民間企業及び病院等が保管している、主に研究開発や放射性物質の産業・医療利用に伴って発生した低レベル放射性廃棄物であり、その安全

規制は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「原子炉等規制法」という）、「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」（以下、「障防法」という）、「医療法」、「医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保等に関する法律」、「臨床検査技師等に関する法律」、「獣医療法」（以下、これらを総称して「医療関連法」という）でなされている。これらの研究施設等廃棄物の発生施設は、試験研究用

*：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 埋設事業センター
(Low Level Radioactive Waste Disposal Center, Japan Atomic Energy Agency)

原子炉、燃料や材料の破壊試験等を行う照射後試験施設、核燃料物質の使用施設、製錬施設、加工施設、再処理施設、放射性同位元素の使用施設、加速器施設、医療関連施設等と多岐にわたる。

埋設処分の実施主体である原子力機構は、これらの研究施設等廃棄物を安全かつ合理的に埋設処分するために技術的な諸課題を解決していくことが求められている。特に、埋設処分を行おうとする放射性廃棄物は、安全規制で要求される技術上の基準（以下、「技術基準」という）に適合した廃棄体又はコンクリート等廃棄物（以下、これらを総称して「廃棄体等」という）となるよう、放射性廃棄物の物理化学的な性状、核種組成等を考慮して適切に処理するとともに、放射能濃度が評価されていることが求められる。

本稿では、原子力機構が、廃棄体等を埋設施設へ受け入れる際に技術基準に適合していることを確認するための受入基準の設定の現状と課題を整理した結果を中心に紹介する。具体的には、施設設計の結果及び受入れ可能な廃棄体等の種類とその受入基準の現状を概観するとともに、今後の受入基準整備に向けてどのような取り組みをしているのかを解説する。あわせて、研究施設等廃棄物の埋設処分を原子力機構に委託しようとする事業者（以下、「発生者」という）が、放射性廃棄物を適切に処理し、廃棄体等とするために必要となる取り組みも説明する。

2. 埋設施設と受入基準の整備状況

2.1 埋設施設の設計¹⁾

研究施設等廃棄物の埋設施設は、コンクリートピット埋設施設（以下、「ピット埋設施設」という）と、トレンチ埋設施設の2種類がある。さらに、トレンチ埋設施設は、素掘りのトレンチ埋設施設と、遮水工を敷設した付加機能型トレンチ埋設施設の2形態を設定している。

(1) ピット埋設施設

ピット埋設施設は、鉄筋コンクリート製で1基あたり寸法は約40 m×36 m×7 m、ピット埋設施設内は36個に区画され、200 ℓドラム缶換算で約1.3万本の容量である。廃棄体の定置後はモルタルをピット埋設施設内に充填し、その後、ベント

ナイト混合土及び上部覆土が施される（Fig. 1）。施設形態は、日本原燃株式会社による実用発電用原子炉から発生する運転廃棄物を対象としたピット埋設施設²⁾を参考とした。

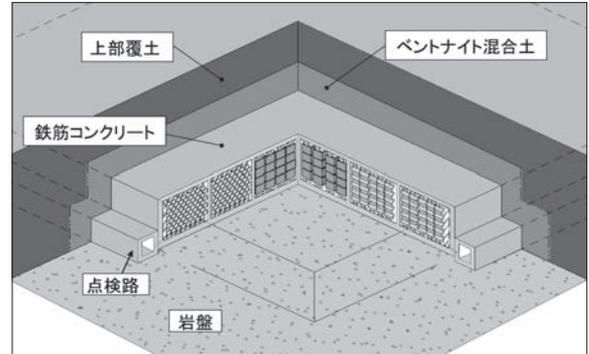


Fig. 1 Concrete pit-type disposal facility

(2) 素掘りのトレンチ埋設施設

素掘りのトレンチ埋設施設の1基あたりの寸法は約150 m×30 m×4 mで、200 ℓドラム缶換算で約2.2万本の容量である。廃棄体等の定置後は中間覆土を施工し、3段まで廃棄体等を定置する。上部覆土は2.5 mである（Fig. 2）。施設形態は、原子力機構の動力試験炉（以下、「JPDR」という）の生体遮蔽体等を埋設処分したトレンチ埋設施設³⁾を参考とした。



※(上段：フレキシブルコンテナ、下2段：角型容器)

Fig. 2 Trench-type disposal facility

(3) 付加機能型トレンチ埋設施設

付加機能型トレンチ埋設施設の1基あたりの寸法は約200 m×30 m×4 mで、遮水工を廃棄体層の上部に1層、底側には2層敷設し、200 ℓドラム缶換算で約1.9万本の容量である。廃棄体の定置後は中間覆土を施工し、3段まで廃棄体を定置する。上部覆土は2.5 mである（Fig. 3）。施設形態は、「廃棄物の処理及び清掃に関する法律」における管理型処分場を参考にした。

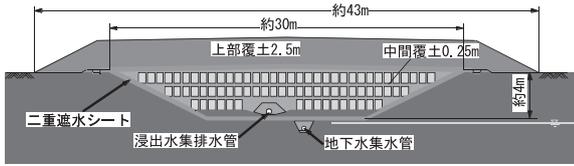


Fig. 3 Trench-type disposal facility with impermeable layers

なお、これらの施設設計は一般的な立地環境条件で行ったものであり、特定の立地場所が決定した後に、当該サイトの環境条件に基づき見直す計画である。

2.2 受入れ可能な廃棄体等の種類

研究施設等廃棄物の埋設施設に受入れ可能な廃棄体等は、廃棄体等に含まれる核種毎の放射能濃度に応じてピット埋設施設対象、トレンチ埋設施設対象に分けられる。それぞれの対象廃棄体等の種類について以下に述べる。

(1) ピット埋設施設対象廃棄体等

ピット埋設施設では、以下の4種の廃棄体等を受け入れる計画としている。これらの例をFig. 4に示す。

- ・施設の運転・解体に伴って発生する金属、雑固体等を200ℓドラム缶に収納、又は圧縮処理してモルタルで固型化した充填固化体
- ・施設の運転・解体に伴って発生する液体廃棄物をモルタル又はアスファルトとともに練り混ぜ、200ℓドラム缶に固型化した均質・均一固化体
- ・200ℓドラム缶に収納が困難な金属、雑固体

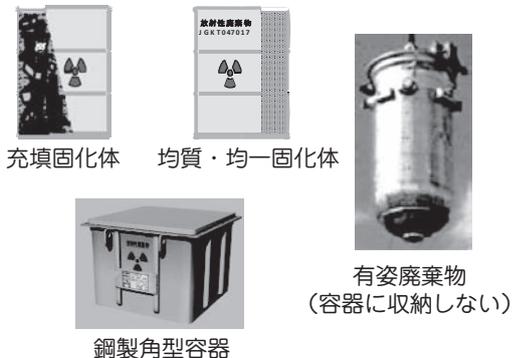


Fig. 4 Examples of waste packages for concrete pit-type disposal facility

等を約1 m³の鋼製角型容器に収納して、モルタルで固型化した充填固化体

- ・容器への収納が困難な大型の有姿廃棄物

(2) 素掘りのトレンチ埋設施設対象廃棄体等

素掘りのトレンチ埋設施設では、以下の3種の廃棄体等を受け入れる。これらの例をFig. 5に示す。

- ・施設の運転・解体に伴って発生するコンクリートガラをフレキシブルコンテナに収納したコンクリート等廃棄物
- ・施設の運転・解体に伴って発生する金属を鋼製角型容器に収納して、モルタルで固型化又は砂質土を充填したコンクリート等廃棄物
- ・容器への収納が困難な大型の有姿廃棄物



Fig. 5 Examples of waste packages for trench-type disposal facility

(3) 付加機能型トレンチ埋設施設対象廃棄体

付加機能型トレンチ埋設施設では、Fig. 4に挙げた以下の2種の廃棄体を受け入れる。

- ・施設の運転・解体に伴って発生する金属、雑固体等を200ℓドラム缶に収納して、モルタルで固型化した充填固化体
- ・施設の運転・解体に伴って発生する液体廃棄物をモルタル又はアスファルトとともに練り混ぜ、200ℓドラム缶に固型化した均質・均一固化体

このように、多様な形態の廃棄体等を、原子炉等規制法、障防法及び医療関連法といった放射性廃棄物を規制する法律で区別せず、同一の埋設施設内に混在させて埋設する計画である。

2.3 廃棄体の受入基準の整備状況の概要

研究施設等廃棄物の埋設施設の受入れ対象となる廃棄体等は、先に示したとおり、充填固化体、

均質・均一固化体、コンクリート等廃棄物及び有姿廃棄物である。

このうち、200ℓドラム缶を使用した充填固化体及び均質・均一固化体、フレキシブルコンテナを使用したコンクリート等廃棄物については、実用発電用原子炉から発生した廃棄体等の埋設実績があるため、これを参考に受入基準の整備を優先して進めている。

受入基準は、「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」に規定された廃棄体等の技術基準を基に設定している。この技術基準は、実用発電用原子炉から発生する廃棄体等に係る基準であるが、研究施設等廃棄物の埋設施設は実用発電用原子炉の埋設施設と設計仕様の考え方が同様であることから、研究施設等廃棄物の埋設処分においても同じ技術基準が適用されると想定している。

以下では、研究施設等廃棄物の受入基準の整備状況を廃棄体等の種類毎に示す。

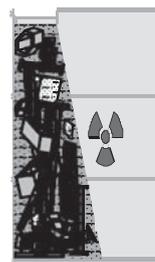
(1) 充填固化体の受入基準と整備状況

充填固化体の受入基準は、Fig. 6に示すように①～⑩までである。これらの受入基準には、放射性物質の飛散防止及び耐埋設荷重の観点から、廃棄体の製作上の要件となる、容器及び固型化材料（モルタル）の仕様、固型化材料と廃棄物を一体的に充填する方法、廃棄体内の空隙に関する基準がある。また、申請書に記載する最大放射能濃度を超えないものであること、埋設施設の健全性等に影響のある化学物質を含めないことといった廃棄体に含まれる放射能濃度及び化学物質に関する基準からなる。

このうち、Fig. 6において②～⑧の廃棄体の製作上の要件となる容器及び固型化材料の仕様、一体的な充填、耐埋設荷重に関する受入基準を整備し、その根拠資料を公開している^{4), 5), 6), 7)}。

一方、Fig. 6の下線で記載されている受入基準は、埋設施設を設置する立地場所の地下水流速や地盤の間隙率等の環境条件、それを反映した施設設計及び廃棄体中の核種組成等に依存するため、それらの確定後に決定する計画であり現在検討中の課題であるが、一般的な立地環境条件に基づき予備的な評価をしている。

- ① 申請核種と核種毎の最大放射能濃度
- ② 容器及び固型化材の仕様
- ③ 廃棄物との一体的な充填
- ④ 耐埋設荷重
- ⑤ 表面線量当量率(容器表面)
- ⑥ 表面汚染密度(容器表面)
- ⑦ 著しい破損
- ⑧ 整理番号及び標識
- ⑨ 有害な空隙
- ⑩ 健全性を損なう物質の有無



※下線の技術基準は検討中、他の技術基準は整備済

Fig. 6 Waste acceptance criteria for container-filled and solidified waste packages

(2) 均質・均一固化体の受入基準と整備状況

均質・均一固化体の受入基準は、Fig. 7に示すように①～⑪までである。

充填固化体の受入基準との違いは、液体状の放射性廃棄物を固型化材料とともに均質・均一に練り混ぜる方法に関する基準、及び一軸圧縮強度のように固型化物の品質に関する基準である。

Fig. 7において②～⑨の受入基準の整備をし、その根拠資料を公開している^{4), 5)}が、均質・均一な練り混ぜについては、練り混ぜを行う実機毎に、個別に練り混ぜ性能を確認する試験を今後、発生者側で行う必要がある⁸⁾。

下線で記載されている受入基準は、充填固化体と同様で現在検討中の課題であり、予備的な評価をしている。

- ① 申請核種と核種毎の最大放射能濃度
- ② 容器及び固型化材の仕様
- ③ 均質な練り混ぜ・混合
- ④ 固型化物の一軸圧縮強度
- ⑤ 耐埋設荷重
- ⑥ 表面線量当量率(容器表面)
- ⑦ 表面汚染密度(容器表面)
- ⑧ 著しい破損
- ⑨ 整理番号及び標識
- ⑩ 有害な空隙
- ⑪ 健全性を損なう物質の有無

※下線の技術基準は検討中、他の技術基準は整備済

Fig. 7 Waste acceptance criteria for homogeneously solidified waste packages

(3) コンクリート等廃棄物の受入基準と整備状況

コンクリート等廃棄物の受入基準は、Fig. 8に示すように①～④までである。

受入基準には、飛散防止の観点から容器の仕様及び埋設処分の安全性の観点から爆破工法により

生じた解体コンクリートを想定した爆発性の物質等を含まないことの基準がある。

Fig. 8において②～④の受入基準は、原子力機構のトレンチ埋設³⁾における実績を根拠としている。

一方、下線で記載されている放射能濃度に関する受入基準は、充填固化体と同様に現在検討中の課題であり、予備的な評価をしている。



- ① 申請核種と核種毎の最大放射能濃度
- ② 飛散防止措置
- ③ 整理番号及び標識
- ④ 爆発性の物質等

※下線の技術基準は検討中、他の技術基準は整備済

Fig. 8 Waste acceptance criteria for concrete rubbles

(4) 鋼製角型容器を使用した廃棄体等

金属類を鋼製角型容器に収納した廃棄体等の受入基準は、Fig. 9示すように①～⑤までである。

コンクリート等廃棄物と異なる点は、フレキシブルコンテナに収納できない、鋭利な形状の金属類を想定しているため、鋼製の容器を使用している点である。このため、鋼製角型容器内の空隙を充填する方法は、充填固化体と同様に課題であ

る。また、放射能濃度に関する受入基準も充填固化体と同様に、現在検討中の課題である。

なお、これまでに整備した充填固化体の受入基準の整備例をTable 1に示す。ここで、廃棄体等の技術基準については、今後性能規定化される計画がある⁹⁾ため、上記の廃棄体等の形態、受入基準を踏まえて、同等以上の性能を有する廃棄体等であれば、原子力機構としても、今後個別に受入れについて検討する予定である。また、有姿廃棄物についても、性能規定化後に受入基準の検討を行う。



- ① 申請核種と核種毎の最大放射能濃度
- ② 飛散防止措置
- ③ 整理番号及び標識
- ④ 爆発性の物質等
- ⑤ 空隙の充填

※下線の技術基準は検討中、他の技術基準は整備済

Fig. 9 Waste acceptance criteria for metal rubbles

2.4 廃棄体の受入基準の課題

研究施設等廃棄物の受入基準の課題は、これまでの整理から以下の3項目となる。

Table 1 Examples of planned waste acceptance criteria for container-filled and solidified waste packages

受入基準		受入基準への対応方法の概要
固型化の方法	容器	日本工業規格JIS Z 1600(1993)に定める金属容器又はこれと同等以上の強度及び密封性を有するものであること。
	固型化材料：セメント	日本工業規格JIS R 5210(1992)若しくはJIS R 5211(1992)に定めるセメント又はこれと同等以上の品質を有するセメントであること。
	一体となるような充填	あらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料等と容器内の放射性廃棄物とを一体となるように充填すること。
【耐埋設荷重】 埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること。		埋設施設において、廃棄体の定置完了後における最下段の廃棄体を受けるおそれのある最大荷重に対して、金属製容器（ドラム缶等）、又は、ドラム缶等及びコンクリート内張り容器の内張り材による強度と所定の固型化の方法により対応する。
【表面線量当量率】 廃棄体の表面線量当量率は、2 mSv/hを超えないものであること。		埋設時における廃棄体確認時対応項目であり、測定記録の確認により対応する。

- ・申請核種とその核種毎の最大放射能濃度
- ・内部空隙
- ・健全性を損なう化学物質

これらの課題について、具体的な内容、対応方針及び検討状況を課題毎に以下に整理した。

対応方針は、実用発電用原子炉から発生する低レベル放射性廃棄物と研究施設等廃棄物の特徴を比較して検討した。

3. 申請核種とその核種毎の最大放射能濃度への対応

3.1 課題の内容

実用発電用原子炉は、沸騰水型原子炉、加圧水型原子炉、ガス冷却炉の複数の炉型があるが、主要となる材料は主に炭素鋼やステンレス鋼であり、放射性廃棄物の核種組成や生成起源は比較的一様である。このため、埋設施設の被ばく評価上重要な核種（以下、「重要核種」という）も各原子炉施設で異なることはなく、統一した申請核種となっている。

また、核種毎の最大放射能濃度を評価するためには、廃棄物等の放射能濃度評価方法の検討が必要である。実用発電用原子炉の場合、各炉型から発生する廃棄物から多数の試料採取・放射化学分析のデータが必要となるスケーリングファクタ法（以下、「SF法」という）、平均放射能濃度法等^{8), 10)}が適用されている。これは、比較的一様な炉型が多く、発生する廃棄物の量も多いことを考慮すれば、合理的な方法である。

一方、研究施設等廃棄物は、試験研究用原子炉から医療関連施設等と発生施設が多岐にわたり、炉型、運転履歴、取扱う放射性同位元素も多様であることから、発生施設に共通的な重要核種の選定は容易ではない。

また、個々の施設の規模は比較的小さく、発生する廃棄物の量は少ない施設が多い。このため、放射能濃度評価方法として、個々の施設毎に多数の放射化学分析用の試料を採取することは現実的でなく、施設種類を考慮した合理的な放射能濃度評価手法の確立が課題である。

さらに、廃棄物等の放射能濃度の決定には、非破壊外部測定装置が必要となる。既存の実用発電用原子炉で運用されている装置は、ピット埋設を

対象とした200ℓドラム缶へ対応したものである。しかし、トレンチ埋設を対象とし、鋼製角型容器やフレキシブルコンテナを使用した廃棄物等へ対応した非破壊外部測定法は確立していない。

3.2 放射能濃度評価に関する課題への対応方針

放射能濃度評価に関する課題としては、重要核種の選定、放射能濃度評価方法の検討及び非破壊外部測定装置の開発がある。それぞれの対応方針を以下に述べる。

(1) 重要核種の選定

研究施設等廃棄物の重要核種は、発生施設毎に異なる可能性があるため、個々の発生施設毎に、一般的な立地環境条件の基で予備的に重要核種を選定しておく方針である。

(2) 放射能濃度評価方法の検討

研究施設等廃棄物の発生施設は多種・多様であるが、原子炉施設や照射後試験施設のように発生施設の種類等に応じ、ある程度核種組成に類似性があると考えられる。このため、施設の種類等により適切にグループ分けを行い、グループ毎に放射能濃度評価方法を検討する。グループは、放射能評価方法に応じて、Fig. 10に示す①～③とした。

①は、理論計算等により、廃棄物が発生した時点で、放射能濃度をある程度確定できるグループである。②は、SF法等が適用できると想定されるグループである。③は、複数の施設の廃棄物が処理の過程で混合しており、溶融処理等により均一化をした放射化学分析用の試料の作製が想定されるグループである。

①～③のグループに、発生施設を適切に分類し、グループ毎に共通的な放射能濃度評価方法を適用する方針とする。

(3) 非破壊外部測定装置の開発

トレンチ処分対象の廃棄物等において、多様な形態の廃棄物等に対応できるように、200ℓドラム缶、鋼製角型容器及びフレキシブルコンテナを使用した廃棄物等にも共通的に適用できる非破壊外部測定装置の可能性を検討する。

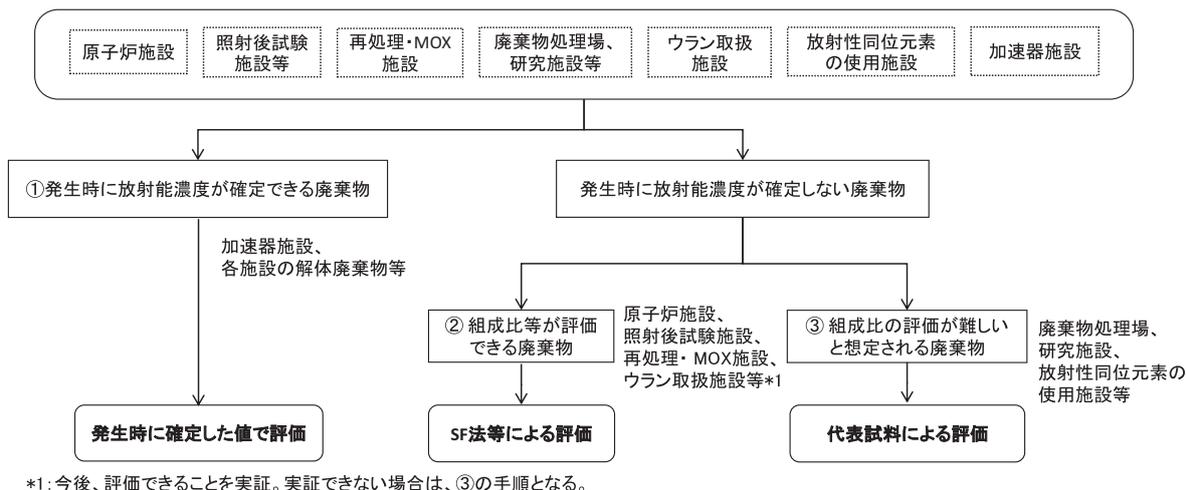


Fig. 10 Development approach in evaluating radioactivity concentrations of LLW generated from research institutes.

3.3 放射能濃度評価に関する課題の検討状況

(1) 重要核種の選定

これまでに、原子炉施設及び照射後試験施設等を対象として、旧原子力安全委員会による方法¹¹⁾で重要核種を予備選定し、その結果を公開した¹²⁾。

また、放射性同位元素の使用施設及び加速器施設から発生する廃棄物についても、旧原子力安全委員会における線量評価モデル¹¹⁾を用いてトレンチ埋設及びピット埋設における基準線量 (10 μ Sv/y) に相当する濃度を計算し、これを用いた一般的な立地環境条件における重要核種の選定までの道筋を得ている¹³⁾。

重要核種の選定には、埋設施設を設置する立地場所の地下水流速や地盤中の間隙率等の環境条件と、それを反映した施設設計に依存するため、それらの確定後に見直す計画である。

(2) 放射能濃度評価法の検討状況

これまでに、各グループの以下の施設について検討している。

沸騰水型の発電用原子炉であるJPDRの金属廃棄物の放射能濃度評価方法としてはSF法及び平均放射能濃度法が適用できることを確認した¹⁴⁾。

照射後試験施設については、特に核分裂生成物は、放射化学分析によって評価した核種組成比と、ORIGENによる燃焼計算の結果から評価した核種組成比が整合することを確認した^{15), 16)}。

廃棄物処理場から発生した廃液を固化した均

質・均一固化体については、一部の核種について平均放射能濃度法が適用できることを確認した¹⁷⁾。

共通的なSF法としては、試験研究用原子炉(JRR-2及びJRR-3)と、JPDRの金属廃棄物について、共通的なSF法等を適用できる見込みが得られた¹⁸⁾。なお、施設毎のグループ分類の必要性は、複数の母集団の差の有意性を検定する方法である分散分析検定 (F検定) により判定した。グループ分類が不要とされた例として、⁶³Ni/⁶⁰Coの濃度相関図をFig. 11に示す。

本検討後も、炉型の異なる試験研究炉の金属廃棄物や、JPDRのコンクリート廃棄物及び照射後試験施設から発生した廃棄物を対象とした試料採

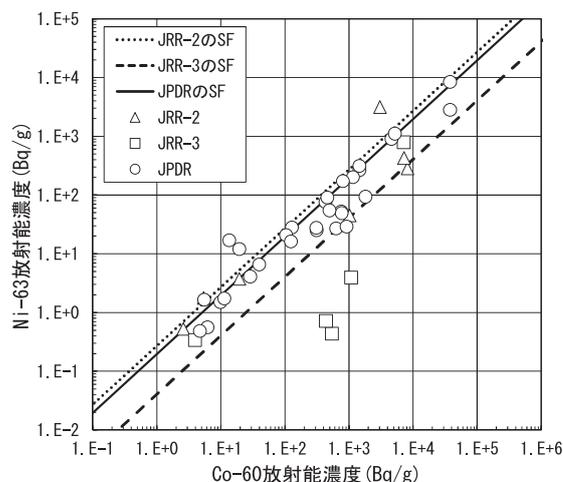


Fig. 11 Scatter diagram of composition ratios for ⁶³Ni to ⁶⁰Co in waste generated from JRR-2, JRR-3 and JPDR

取及び放射化学分析を進めている。また、他施設についても、放射化学分析データの蓄積を行い、共通的な放射能濃度評価方法の適用範囲の拡大や信頼性の向上を図る。

(3) 共通的な非破壊外部測定装置の検討状況

研究施設等廃棄物に対して検討している非破壊外部測定装置の測定対象物及び測定条件をTable 2に示す。

これまでに、鋼製角型容器を対象とした海外調査を行い、ドイツで同容器に収納した放射性廃棄物を放射性物質として取り扱う必要のないものとして扱うこと（フリーリリース）ができるかを判断するために用いられている測定装置を参考に、非破壊外部測定装置の基本的な設計検討をしている。鋼製角型容器では、内部の汚染分布の偏在を踏まえた評価方法が重要となるため、核種同定と汚染偏在へ対応可能な装置として、プラスチックシンチレーションカウンタとゲルマニウム半導体検出器を組み合わせ、かつ自然界の放射線による影響（B.G.）の低減のために測定対象物全体を遮蔽物で覆うことにより、目標検出限界を達成できる可能性を確認した。

Table 2 Requirement for non-destructive assay system

測定条件	対象物
対象容器	・ 200ℓドラム缶 ・ 鋼製角型容器（1 m ³ ） ・ フレキシブルコンテナ
廃棄物性状	金属、圧縮金属 コンクリート等
測定対象核種	⁶⁰ Co、 ⁹⁴ Nb、 ¹³⁷ Cs、 ¹⁵² Eu、 ¹⁵⁴ Eu、 ^{108m} Ag、 ^{166m} Ho
測定対象核種の目標 検出限界	0.1 Bq/g

4. 廃棄体の内部空隙への対応

4.1 課題の内容

実用発電用原子炉のピット埋設の事例では、200ℓドラム缶に、金属、雑固体等を収納し、容器内の空隙を低減するために、低粘性のモルタル系材料を充填している¹⁹⁾。また、ドラム缶内に残存

することができる空隙率は30 %以下とされている。

研究施設等廃棄物の場合は、金属廃棄物を鋼製角型容器に収納した廃棄体をトレンチ埋設対象としており、このような廃棄体の空隙率の低減などの製作方法を確立する必要がある。また、廃棄体1体あたりに残存することができる空隙率も検討する必要がある。

4.2 有害な空隙の課題への対応方針

原子力機構では、鋼製角型容器内の空隙には、砂質土を充填することを計画している。このため、砂質土によって、技術基準にある有害な空隙が残らないことに適合できるよう、適切に空隙が充填できる方法を検討する。

また、廃棄体内に大きな空隙が残存する状態で埋設した場合、長期的には容器の腐食によって容器形状が維持できず、最終覆土が陥没する可能性がある。その際、覆土が雨水等の溜まりやすい形状となり、埋設処分の安全性に不利な影響を及ぼすことが考えられる。以上の背景から、陥没発生時の覆土表面が、雨水等の溜まりやすい形状とならないことで、埋設施設に有害な空隙はないとする廃棄体の内部空隙率に対する基準を設定する。

4.3 砂質土による空隙の充填の検討状況²⁰⁾

(1) 砂質土による空隙の充填方法の概念

金属廃棄物の埋設処分を行う際に、放射性物質の飛散防止、取扱いの容易性の観点から、鋼製角型容器に収納する。廃棄物を収納した鋼製角型容器は、振動台の上に定置する。その後、容器内に所定の砂質土を一定量投入する。一定時間、波形、振動方向、周波数、加速度を管理しながら加振することで、容器内及び廃棄物間に砂質土を、均一かつ所定の締固め度となるように充填する。

この形態の廃棄体を製作する方法を確立するための取り組みを進めており、これまでの試験概要及び結果は、次のとおりである。

(2) 砂質土充填性試験

Fig. 12に示す土槽に、模擬廃棄物及び砂質土を収納した試験を行った。

模擬廃棄物は、原子炉施設を構成する設備・機器の中で、充填性の観点から最も不利と考えられ

る、熱交換器の伝熱管（以下、「管」という）を用いた。長さ40 cm、口径が10 mm程度である。また、より充填性の観点から不利になるよう管の片側の管口を閉塞した。

これらの管は、開口部の向きと振動方向を考慮して、水平から様々な角度で、土槽内に配置し、砂質土の充填状況を目視で確認できるように、土槽を強化ガラス製とした。試験時の振動の条件は以下とした。

- ・ 加速度波形 正弦波
- ・ 振動方向 水平一軸
- ・ 周波数 10 Hz～30 Hz
- ・ 加速度 1 G～2 G
- ・ 加振時間 10分～30分



Fig. 12 Experimental devices for vibrating a tank filled with soil

上記の振動条件において、管の向きが振動方向と同じ向きで、水平であれば、管内に一定の締固め度で砂質土が充填されることを確認した。また、その際の土槽内の砂質土のかさ密度も偏りはなく、均一に締固めることができた。締固め度は、一般の土木で十分な締固め度とされている85%以上であった。

しかし、特に管の向きが振動方向と不利な向き(直角方向)で、仰角がある場合は (Fig. 13)、管内に砂質土が充填されないことが確認された (Fig. 14)。また、管が土槽内の土被りの浅い場所にある場合、加振による砂質土の流動によって、管が砂質土の表面に浮き上がる場合があった。

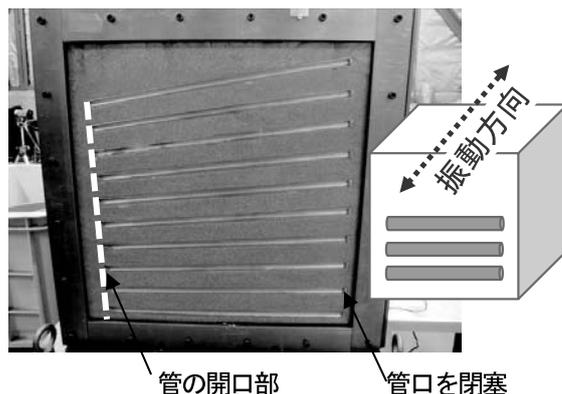
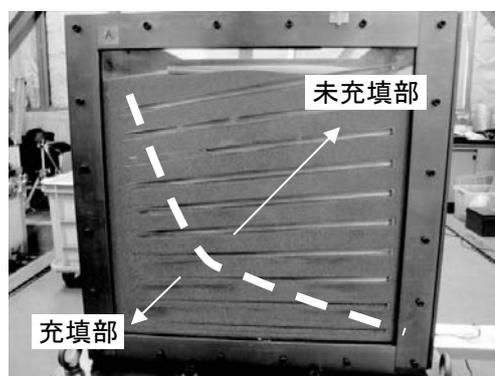


Fig. 13 Pipes in the tank, being set vertically to the direction of vibration (before vibration)



(加速度 2G, 振動数 30Hz, 加振時間 30 分)

Fig. 14 Pipes in the tank, being set vertically to the direction of vibration (after vibration)

(3) 空隙の充填に係る今後の検討

試験結果により明らかとなった課題と、この結果を基に受入基準を検討するための方向性を Fig. 15 に示す。またこれらの取り組みの現状を述べる。

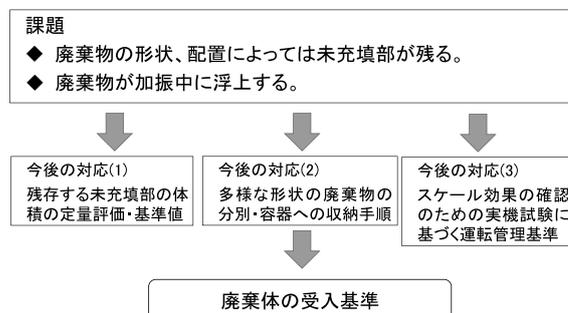


Fig. 15 Challenges and study approach for waste acceptance criteria

Fig. 15 (1) の現状としては、廃棄体の内部空隙率に対する基準を検討するうえで、ピット埋設施設に比べ廃棄体の内部空隙の影響が大きい素掘りのトレンチ埋設施設について、廃棄体の内部空隙率の大きさが埋設施設に及ぼす影響を検討している。検討方法は、解析を用いて、一般的な立地環境条件における廃棄体の内部空隙率に応じたトレンチ埋設施設の覆土の沈下量を評価し、沈下後にも覆土表面の排水勾配が確保できるための覆土の仕様を検討している (Fig. 16)。これまでの検討では、廃棄体の内部空隙率の定量的基準値は、予備的に20%と設定している。

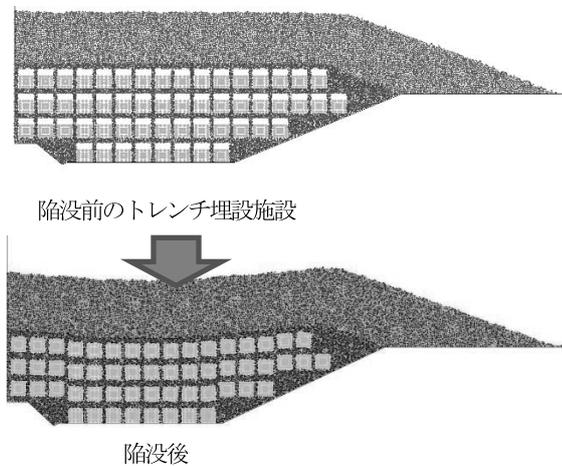


Fig. 16 Cover soil deformation in the event of collapse

Fig. 15 (2) の現状としては、廃棄物の分別については、管を長さ40 cmよりも短く、開口部は10 mmより大きく、振動方向と管の向きは同じ方向とすれば、管内の空隙は充填できる。また、管よりも内部への充填性が良い形状の廃棄物は、特段課題はない。

しかし、現在、原子力機構で保管されている固体状の廃棄物の保管状況を考慮すると、充填されにくい細管等を分別し、充填されやすいよう再収納するには、これまでに保管されている廃棄物を再度分別する作業が必要となり、多大な労力を要する。このため、これまでの記録等から、充填されにくい形状の廃棄物が入っていないことの確認、仮に少量含まれていても大きな空隙にはならないことを評価することが重要である。

Fig. 15 (3) については、今後、実機を導入し

た場合、個別に充填性能を確認する試験を行う必要がある。

5. 廃棄体等に含有される化学物質への対応

5.1 課題の内容

実用発電用原子炉では、廃棄体から除去すべき健全性を損なうおそれのある物質を具体的に決めて、廃棄体を製作する過程の分別作業で、化学物質が付着した痕跡のある物や硫黄分が付着した特定物品、鉛、アルミニウム金属、可燃物を除去している¹⁹⁾。

研究施設等廃棄物の場合、試験研究用原子炉については実用発電用原子炉と同様に、廃棄体を製作する過程の分別作業で、特定の物品について目視確認・除去することで対応可能である。

しかし、原子力機構が計画している研究施設等廃棄物の埋設施設では、その埋設対象に再処理施設から発生する高濃度の硝酸塩や、ウラン濃縮施設から発生するフッ化物等の環境に有害な化学物質を含んだ廃棄体等がある。これらの物質は、廃棄体を製作する過程の分別作業による目視確認・除去で対応できないため、分別管理以外の対応の検討が必要となる。なお、医療機関等から発生する廃棄物は、焼却・溶融処理等の適切な処理が行われることとなる。

5.2 化学物質に係る課題の対応方針

技術基準では、「廃棄物埋設地は、埋設した放射性廃棄物に含有される化学物質その他の化学物質により安全性を損なわないものでなければならない。」とされており、研究施設等廃棄物の処分にあっても廃棄体等に含有される化学物質による環境汚染に配慮した対応が求められる。環境基本法では、人の健康及び生活環境の保全のうえで維持されることが望ましい基準として、大気、水、土壌などの環境中に含まれる化学物質の含有量についての環境基準が定められている。

環境に有害な化学物質を含んだ廃棄体等をピット埋設施設等で埋設処分した場合、廃棄体等に含有される易溶性の化学物質が地下水中に溶け出し環境中へ流出することが懸念される。

そのため、原子力機構が計画している研究施設

等廃棄物の埋設施設では、廃棄体等に含有される環境へ有害な化学物質については、環境への移行の状況を勘案し、廃棄体等を安全に埋設処分できるよう、環境基本法による水質汚濁に関する環境基準から廃棄体等に含有することが可能な当該化学物質の量を設定することで対応するものとする。

以下に、再処理施設から発生する硝酸塩含有廃棄体を一例として、ピット埋設施設 (2.1 (1) を参照) に埋設する廃棄体中に含有することが可能な硝酸イオンの量についての設定方法を示す。なお、含有可能量の設定にあたっては、暫定的にこれまでに原子力機構が実施した研究施設等廃棄物の埋設施設に係る調査や概念設計の結果¹⁾に基づき、我が国の一般的な立地環境条件下にピット埋設施設を設置した場合とする。

5.3 化学物質に係る課題の検討状況²¹⁾

(1) 基準の設定方法の例

設定にあたっては、あらかじめ硝酸塩含有廃棄体からの影響によりピット埋設施設の間隙中に含まれる平均硝酸イオン濃度を10,000 mg/lと仮定し、ピット埋設施設の硝酸イオン含有総量 (A) を算出する。そして、環境中に流出する硝酸イオンの移行の設定概念に基づき様々な水利用状況を想定し、有限要素法による地下水移流拡散解析コード Mig2DF を用い、ピット埋設施設から流出する硝酸イオン (NO₃⁻) の濃度を求める (Fig. 17)。求めた硝酸イオン濃度から、地下水又は近接する河川・湖沼等の環境中に流出する硝酸性窒素の最大濃度 (B) に換算する。そして、設定する埋設可能な硝酸イオンの総量を以下の式により求める。

埋設可能な硝酸イオン量：

$$W_{NO_3^-} = A \times \text{硝酸性窒素の環境基準値} / B$$

なお、環境基準値は、地下水の水質汚濁に関わる硝酸性窒素及び亜硝酸性窒素濃度の10 mg/lとした (環境庁告示第59号)。

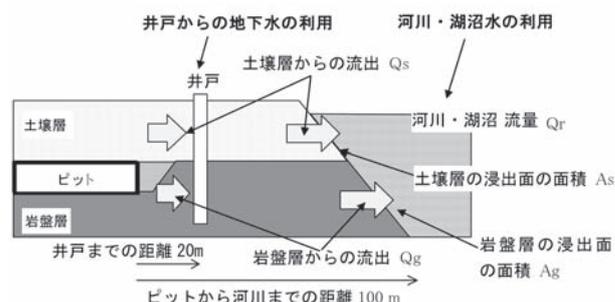


Fig. 17 Schematic illustration of nitrate ion migration on a generic site condition

(2) 検討ケース

本検討では、我が国の一般的な環境条件を設定して硝酸イオンの移行評価を行ったが、実際の地下水移行のパラメータとなる透水係数や動水勾配は地質条件や地形条件などに基づき一定の分布をしている。このため、これらの環境条件の組み合わせを設定して各パラメータの影響について検討を行った。検討ケースは、Table 3に示すようにピット埋設施設と土壌の透水係数をパラメータとし、硝酸塩含有廃棄体の定置方法を分散配置と集中配置の2パターン設定した。

Table 3 Study cases relating to permeability coefficient and layout method

	透水係数 (m/s)		定置方法
	土壌	ピット埋設施設	
Case1-1	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁵	分散配置
Case1-2	1.0×10 ⁻⁶		
Case2-1	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁷	
Case2-2	1.0×10 ⁻⁶		
Case3-1	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁵	集中配置
Case3-2	1.0×10 ⁻⁶		
Case4-1	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁷	
Case4-2	1.0×10 ⁻⁶		

(3) 検討結果

河川・湖沼への硝酸性窒素の各ケースで最大となる時のフラックスをTable 4に示す。硝酸性窒素のフラックスが最大となるケースは、Case3-1の土壌層で最大276 g/m²・yとなり、その経時変化図をFig. 18に示す。上記フラックスと河川・湖沼の希釈水量をパラメータとして求めた河川・湖沼

での硝酸性窒素濃度を Table 5 に示す。

地下水中の硝酸性窒素の各ケースで最大となる時のフラックスを Table 6 に示す。硝酸性窒素のフラックスが最大となるケースは、Case3-1の土壌層で最大249 g/m²・yとなり、その経時変化図を Fig. 19 に示す。上記フラックスと地下水中の希釈水量をパラメータとして求めた地下水中の硝酸性窒素濃度を Table 7 に示す。

Table 4 Maximum flux of nitrate-nitrogen into rivers and lakes water

	硝酸性窒素フラックス (g/m ² ・y)	
	土壌	岩盤
Case1-1	262	3
Case1-2	57	5
Case2-1	122	2
Case2-2	44	4
Case3-1	276	4
Case3-2	63	6
Case4-1	124	4
Case4-2	51	6

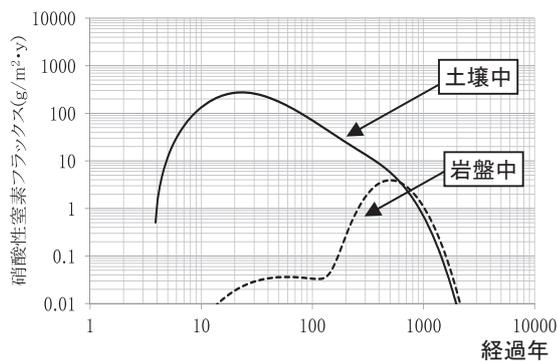


Fig. 18 Temporal change of flux of nitrate-nitrogen into river and lake water (Case3-1)

Table 5 Concentration of nitrate-nitrogen into river and lake waters

希釈水量 (m ³ /y)	硝酸性窒素濃度 (mg/l)			
	1.0×10 ⁸	3.0×10 ⁷	2.0×10 ⁵	2.0×10 ⁴
Case1-1	9.4×10 ⁻³	3.1×10 ⁻²	—*	—*
Case1-2	2.2×10 ⁻³	7.3×10 ⁻³	1.1×10 ⁰	1.1×10 ¹
Case2-1	4.4×10 ⁻³	1.5×10 ⁻²	—*	—*
Case2-2	1.7×10 ⁻³	5.8×10 ⁻³	8.7×10 ⁻¹	8.7×10 ⁰
Case3-1	9.9×10 ⁻³	3.3×10 ⁻²	—*	—*
Case3-2	2.4×10 ⁻³	8.0×10 ⁻³	1.2×10 ⁰	1.2×10 ¹
Case4-1	4.5×10 ⁻³	1.5×10 ⁻²	—*	—*
Case4-2	2.0×10 ⁻³	6.7×10 ⁻³	1.0×10 ⁰	1.0×10 ¹

*: 河川流量が地下水の流量より小さいので結果を省略

Table 6 Maximum flux of nitrate-nitrogen into groundwater

	硝酸性窒素フラックス (g/m ² ・y)	
	土壌	岩盤
Case1-1	248	13
Case1-2	67	18
Case2-1	115	9
Case2-2	49	13
Case3-1	249	25
Case3-2	88	32
Case4-1	111	19
Case4-2	57	26

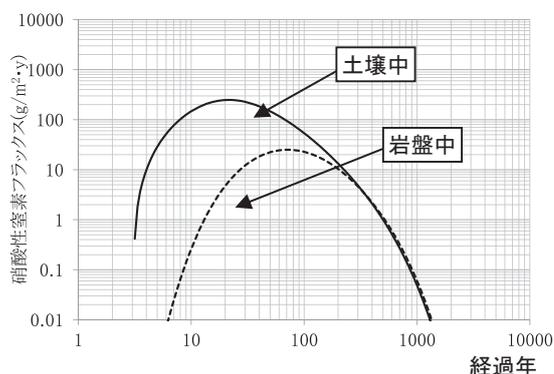


Fig. 19 Temporal change of flux of nitrate-nitrogen into groundwater (Case3-1)

Table 7 Concentration of nitrate-nitrogen in groundwater

	希釈水 (m ³ /y)	硝酸性窒素濃度 (mg/l)
Case1-1	1.02×10 ⁶	8.9×10 ⁻¹
Case1-2	1.23×10 ⁴	3.0×10 ¹
Case2-1	1.02×10 ⁶	4.4×10 ⁻¹
Case2-2	1.23×10 ⁴	2.2×10 ¹
Case3-1	1.02×10 ⁶	9.2×10 ⁻¹
Case3-2	1.23×10 ⁴	4.4×10 ¹
Case4-1	1.02×10 ⁶	4.8×10 ⁻¹
Case4-2	1.23×10 ⁴	3.2×10 ¹

これまでの結果から、希釈水量が少ない条件としてピット埋設施設の近傍で地下水が利用される条件を想定した場合、硝酸塩含有廃棄体を分散配置するとしてもピット埋設施設に埋設可能な硝酸イオンの総量は約210 tとなる。仮にこの時、硝酸を含む廃棄体が1万本あたりとすれば埋設可能な1本あたりの硝酸イオン量は21 kg/本になる。

なお、ピット埋設施設から流出する硝酸性窒素

やその他の化学物質の濃度は、環境条件や地下水の移行先、地下水の利用状況など実際のサイトの状況によって異なることから、埋設処分可能量については、それらの確定後に再度設定することとなる。

6. 発生者側の対応

研究施設等廃棄物の埋設施設の受入基準のうち、廃棄体等の製作に関する要件については、既に整備し、標準的な作業手順書を公開している⁴⁾。

このため、廃棄体等の製作作業は各発生者側で開始が可能となっており、具体的には、所定の仕様の容器の購入、固体状の廃棄物の分別作業、処分不適物の除去、容器への廃棄物の収納ができる。ただし、空隙の充填については、立地環境条件が確定しないため、モルタルによる固型化等を行わずに保管しておくことが望ましい。

この分別作業の過程で、発生者においては、自身の廃棄物の放射能濃度評価方法を検討するため、当該廃棄物を代表する放射化学分析用の試料を採取することが重要である。採取時に記録すべき項目は、原子力機構が設定し、標準的な様式を公開している⁴⁾。

放射能濃度を評価すべき重要核種については、一般的な立地環境条件下における重要核種を公開している¹³⁾。発生者側としては、当該核種を参考にして、自身の廃棄物の核種毎の放射能濃度を評価していく必要がある。

有害な化学物質の観点からは、発生施設での使用実績を調査する必要がある。使用実績があり、廃棄体等に多量に含まれる可能性がある場合は、先に示した方法により、含有可能な濃度を評価することとなる。

今後、廃止措置を行う場合は、上記のような廃棄体化に必要な作業をあらかじめ想定したうえで、解体廃棄物の分別、容器への収納、化学物質の使用履歴の確認を行う必要がある。特に、解体廃棄物の放射能濃度は、これまで、解体作業中の被ばく管理上の重要な核種は評価されているものの、埋設処分の安全評価上重要な核種は評価されていない。解体時にこれらの評価を行わないと、解体廃棄物を保管庫で保管後に再び取り出して、

放射化学分析用の試料採取等を実施することになり合理的でない。今後、解体を行う場合は留意すべきである。

7. おわりに

研究施設等廃棄物の埋設施設の受入基準は、立地環境条件が確定しない段階で設定可能な、廃棄体の製作に関する要件については整備したことを示した。

立地環境条件が確定した後に設定する受入基準は、申請核種とその核種毎の最大放射能濃度、廃棄体中の空隙率、廃棄体1体あたりに含有可能な化学物質の濃度である。これらの基準は、一般的な立地環境条件において予備的な検討を進めており、埋設施設の具体的な設置場所の確定後、所要の環境調査及び埋設施設の設計に基づき受入基準が確定することとなる。

あわせて、研究施設等廃棄物の発生者が、放射性廃棄物を適切に処理し、廃棄体等とするために必要な取り組みも紹介した。

今後も、受入基準の課題に関する予備的な検討を進める。

参考文献

- 1) 天澤弘也, 他, “研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計,” JAEA-Technology 2012-031 (2012).
- 2) 日本原燃株式会社, “六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター廃棄物埋設事業許可申請書,” (1997).
- 3) 日本原子力研究開発機構, “日本原子力研究所東海研究所廃棄物埋設事業許可申請書,” (1993).
- 4) 廃棄体技術基準等検討作業会, “廃棄体技術基準等検討作業会の活動,” JAEA-Review 2017-017 (2017).
- 5) 仲田久和, 他, “研究施設等廃棄物浅地埋設処分対象廃棄体等に係る荷重変形特性の検討,” JAEA-Technology 2011-036 (2012).
- 6) 仲田久和, 他, “研究施設等廃棄物浅地中埋設処分施設における廃棄体の受入基準の設定

- 有害な空げきが残らないこと及び一体となるような充填-,” JAEA-Technology 2016-001 (2016).
- 7) 岡田翔太, 他, “研究施設等廃棄物浅地中埋設処分施設における廃棄体の受入基準の設定 - 充填固化体の耐埋設荷重 -,” JAEA-Technology 2016-023 (2016).
- 8) 井上亮, 他, “中部電力(株)浜岡原子力発電所で製作される均質・均一固化体の廃棄確認方法について,” JNES-EV-2013-9005 (2014).
- 9) 原子力規制庁, “第二種廃棄物埋設に係る規制基準等の骨子案,” (online) available from <http://www.nsr.go.jp/data/000189413.pdf> (accessed on 2018-07-02).
- 10) 独立行政法人原子力安全基盤機構規格基準部, “日本原子力発電(株)東海発電所の充填固化体に係る廃棄確認方法について,” JENS-SS-0613 (2006).
- 11) 原子力安全委員会, “低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について,” (online) available from https://www.rwmc.or.jp/law/file/shiryo_14.pdf (accessed on 2018-07-19).
- 12) 坂井章浩, 他, “研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定 (その3) - RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設毎の重要核種の予備評価 -,” JAEA-Technology 2010-021 (2010).
- 13) 岡田翔太, 他, “研究施設等廃棄物の浅地中処分のための基準線量相当濃度の計算方法及び結果,” JAEA-Technology 2015-016 (2015).
- 14) 辻智之, 他, “JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討 (2),” JAEA-Technology 2015-009 (2015).
- 15) 星野譲, 他, “照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価方法の検討,” JAEA-Technology 2015-015 (2015).
- 16) 辻智之, 他, “照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価方法の検討 (2),” JAEA-Technology 2017-010 (2017).
- 17) 辻智之, 他, “研究施設等から発生する均質・均一固化体に対する放射能濃度評価方法の検討,” JAEA-Technology 2011-028 (2011).
- 18) 林宏一, 他, “JRR-2及びJRR-3保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討,” JAEA-Technology 2018-001 (2018).
- 19) 財団法人原子力環境整備センター, “低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体製作技術について (各種固体状廃棄物) (改訂1),” 平成10年3月.
- 20) 仲田久和, 他, “研究施設等廃棄物浅地中処分施設における廃棄体の受入基準の設定 - トレンチ処分対象廃棄体への砂充填の検討 -,” JAEA-Technology 2017-031 (2017).
- 21) 原弘典, 他, “一般的環境条件でのコンクリートピット施設における硝酸塩埋設処分量に関する予備的評価,” JAEA-Technology 2012-014 (2012).

準連続式亜臨界水熱爆砕処理技術による土壤除染実証プラント

中村 聡*、徳森 恒雄*、神保 安広*

Quasi-Consecutive Processing Pilot Plant of Subcritical Hydrothermal Blasting for Radioactively Contaminated Soil

Satoshi NAKAMURA*, Tsuneo TOKUMORI* and Yasuhiro JINBO*

圧力容器を前段の水熱処理専用圧力容器と後段の爆砕処理専用容器に分割し、バルブを介して直列接続することにより、少量処理を連続して行う準連続式の亜臨界水熱爆砕処理パイロットプラントの開発に成功した。平成27年度(2015)環境省除染・減容等技術実証事業において、放射性Cs汚染土壌より調製した放射性Cs含有細粒土を対象として、除染減容試験を実施した。粒径0.2 mm以下に調製した細粒土は準連続水熱爆砕処理により高速に除染・減容化され、約70%の除染率、96%以上の重量減容率を得た。準連続式の処理速度はバッチ式に比べて10倍以上高速で、消費エネルギー量は40%以下に抑制できることが実証され、低コストで汚染土壌除染処理ができることが明らかになり、準連続式水熱爆砕処理の有効性が実証された。

A quasi-consecutive processing pilot plant has been developed by means of a treatment system equipped with two pressure vessels for subcritical hydrothermal and subsequent blasting treatments connected in series with a valve. In the FY 2015 demonstration project of decontamination and volume reduction has been conducted by MOE (Ministry of Environment). The pilot plant was tested with fine-grained samples prepared from Fukushima's soil contaminated with radioactive cesium. The cesium reduction and the waste weight reduction rates reached approx. 70% and more than 96% by a single path consecutive treatment, respectively. The quasi-consecutive system was proved to have an over ten times higher processing speed and a 40% lower energy consumption than the batch processing plant. Based on the trial execution of the plant, the quasi-consecutive subcritical hydrothermal blasting system has demonstrated to be effective for decontamination of cesium-adsorbed soil and volume reduction of radioactive waste.

1. はじめに

土壤の除染減容に適用される水熱処理法は、1気圧以上の高圧、100℃以上の高温下における液相状態の水、すなわち、熱水の高い化学反応性及びナノ浸透性を利用した処理法である。液相の水はイオンを水和するので、処理対象物からイオンを溶脱させたり、イオン交換したりでき、水熱処

理法は特定のイオンを固体から分離除去する方法として優れた技術である。特に、常温常圧では強酸や強塩基に対する反応性が低いケイ酸塩を主成分とする鉱物や土壌に対して有効な技術である。

水熱処理のうち、臨界点を越えた温度・圧力条件で行う超臨界水熱処理は、反応性が高く特異的な処理ができる反面、反応容器は高耐蝕性材料で製造する必要があり、超臨界処理のコストは一般

*: 創イノベーション株式会社 (Sō Innovation Inc.)、株式会社CDMコンサルティング (CDM Consulting Co. Ltd.)

的に極めて高い。これに対して、超臨界直下の垂臨界水熱条件による処理は、普通鋼やステンレス鋼製の反応容器で行えるので、低コストで実施可能である。

一方、爆砕法は、水熱処理後に圧力容器の高圧力を一気に大気圧まで解放し、被処理物の内包水のフラッシングや亜音速排出される被処理物相互あるいは装置内壁との衝突や摩擦により被処理物を破壊する方法であり、サブミクロンレベルでの粉碎処理が可能な技術である。

前報では、亜臨界水熱爆砕法による放射性廃棄物のセシウム (Cs) 除去と廃棄物減容化を同時に行う日処理量公称 5 トンの実規模プラントの実証試験結果について報告した^{1, 2)}。非放射性 Cs を含む模擬土壌による試験を行い、80% 以上の Cs 除去率及び減容化率を得ることに成功した。また、反復処理することにより 95% 以上の Cs 除去率が得られることが実証された。

このように、水熱処理法は優秀な除染処理技術である反面、処理対象物を高圧下におくことが必須で、一般的には処理対象物を圧力容器内に密閉しバッチ処理を行うことが必要で、処理速度を高くすることができない。この問題を解決する手段として、反応容器を長尺のパイプとし、高圧ポンプで水と処理対象物を反応容器内に圧送する連続水熱処理装置が考案されている³⁻⁵⁾。反応物取り出し側には、直列に配置され交互に開閉する 2 つのバルブを設置することにより、反応容器内を減圧せずに、反応物を取り出すことができる。我々の研究開発グループにおいても、連続処理型の超臨界処理プラントの実用化に成功しており、米国イリノイ州において 2 万 kℓ / 年規模の商用バイオディーゼル燃料製造プラントが 2015 年より稼働している。

一方、水熱爆砕法の連続処理化は、爆砕処理において圧力容器の高圧力を一気に大気圧まで解放することから、一時的に反応容器が空になり、その実現が困難であった。

我々の研究開発グループは 1 サイクルの処理時間を数分程度とした少量処理を連続して行う準連続式の亜臨界水熱爆砕処理パイロットプラントの開発に成功した⁶⁾。

このパイロットプラントを使用した実証試験計



Fig. 1 Overview of quasi-consecutive processing pilot plant of subcritical hydrothermal blasting

画は、平成 27 年度 (2015) 環境省除染・減容等技術実証事業として採択された。当該事業においては、福島県内で採取した放射性 Cs 汚染土壌より調製した放射性 Cs 含有細粒土を対象として、飯館村森林組合石材加工センター (福島県相馬郡飯館村白石字町) に設置した準連続式亜臨界水熱爆砕装置 (Fig. 1) の除染減容試験を実施した。本事業では細粒土の除染減容化に対する当該処理の効果を確認するとともに、スケールアップにより得られる実用プラントの実現性評価を行った。本報では、この実証試験について概説する。

2. 試験の方法

2.1 準連続式亜臨界水熱爆砕装置

(1) 装置の基本構成

バッチ処理式の水熱爆砕装置を改造することにより準連続式実証プラントを構成した (Fig. 2)。

圧力容器を前段の水熱処理専用圧力容器と後段の爆砕処理専用容器に分割し、バルブを介して直列接続した。処理対象物はスラリーとして供給され、予備加熱された後、高圧ポンプにより水熱処理用圧力容器に常時供給できるようにした。爆砕処理槽下には爆砕用バルブを設置し、プログラムに従い準連続的に処理対象物を爆砕処理し、排出できるようにした。

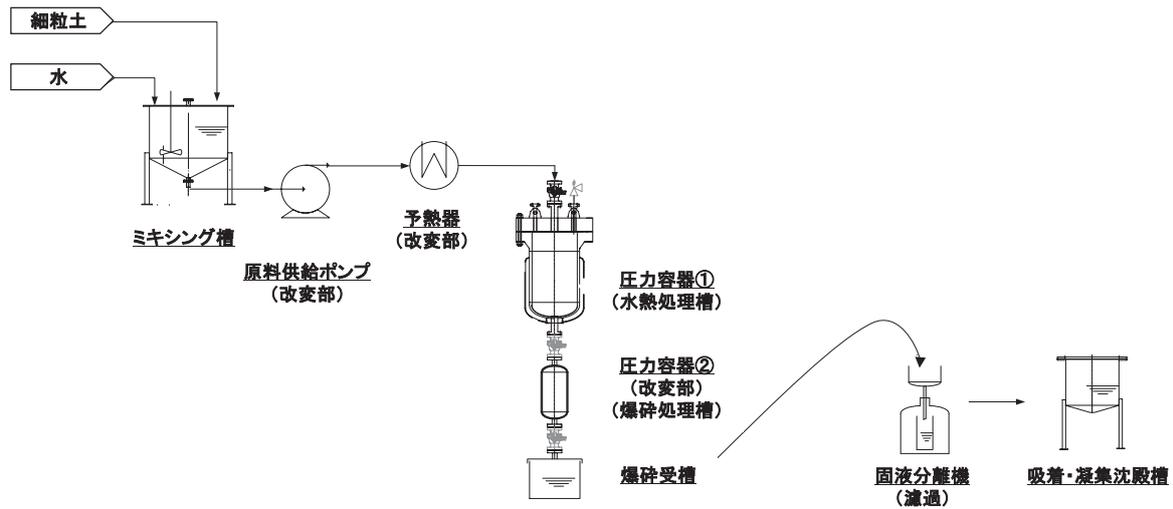


Fig. 2 System flow diagram of quasi-consecutive processing pilot plant of subcritical hydrothermal blasting for radioactively contaminated soil

このようなシステムにより連続的な水熱処理と短サイクルの準連続的な爆砕処理が可能となった。また、压力容器はほぼ一定温度に保持され、バッチ処理時の加熱冷却サイクルによる熱疲労が低減され、耐久性向上が期待される。

水熱処理用の压力容器は、常用最大圧力4.9 MPa、内容積4 lの円筒形とし、内部に攪拌機、外周に加熱用のバンドヒーターを設置した。爆砕処理用の压力容器は常用最大圧力4.9 MPa、内容積0.6 lの円筒形とし、外周に加熱用のバンドヒーターを設置した。爆砕処理用压力容器の直下には爆砕用の空圧作動式のボールバルブを設置した。

(2) 周辺装置

調製された細粒土は容積約100 lのミキシング槽内で、回転翼式ミキサーでスラリーとし、ポンプにより圧送排出される。圧送されたスラリーは二重管式の熱交換器により所定温度まで予熱された後、水熱処理用の压力容器内に送り込まれる。

爆砕処理された処理対象物は、交換式の20 l受槽に高速で排出される。受槽取り付け部には爆砕排出用配管と蒸気凝縮用ダクト用配管が接続されており、余剰の蒸気は凝縮器により回収される。受槽には予め常温の水1.00 kgを入れておき爆砕1回ごとに受槽を交換した。

受槽で回収した処理物は減圧ろ過法により固液分離し、固相と液相を分離回収した。

原料の供給から爆砕処理までの操作は電磁制御による遠隔操作により実施した。処理槽間バルブと爆砕バルブの開閉は手動操作介入が可能な半自動制御とした。

2.2 処理対象物

(1) 原料土壌

原土は田地（福島県相馬郡飯舘村草野字舘東）表層0～50 mmから採取し、風乾後、目開き5 mmのふるいで乾式分級し夾雑物を除去し、ふるい下の土壌を細粒土壌原料とした。

(2) 細粒土壌

細粒土壌原料はふるいを使用し、0.2 mm以下に湿式分級し細粒土壌試料とした。分級後に風乾し、風乾重量で約200 kgの細粒土壌試料を調製した。さらに、同様の方法で0.075 mm以下に分級した細粒土壌も調製し、比較試料とした。

(3) コールド試験用模擬土壌

装置の試運転には、試験用原土と組成に近い黒ボク土を主成分とする市販園芸用土を選択し、ふるいで0.2 mm以下に湿式分級後、風乾し模擬土壌試料として使用した。模擬土壌試料に対しては後述の土壌分析は実施しなかった。

2.3 土壌分析

(1) 比放射能測定

土壌及び沈殿回収物等の比放射能の測定は、千代田テクノル株式会社に外注した。Ge半導体検出器による測定結果から、 ^{137}Cs と ^{134}Cs の比放射能を求めた。

(2) 粉末X線回折法

処理前後の試料に対して、粉末X線回折法(XRD)を適用し、相変化について検討した。サンプリングした試料は121℃で24時間乾燥後、 α -アルミナ製乳鉢で粉碎し測定用試料とした。測定用試料をガラス製試料ホルダーに充填し、Rigaku社製Ultimate粉末X線回折装置により測定を行った。線源はCuK α 線40 kV、30 mAとし、受光側にはグラファイトモノクロメータを設置し単色化を行った。スキャン幅0.02°、スキャン速度0.5~2°/minの2 θ / θ スキャンにより回折線強度を得た。得られたXRDプロファイルの回折ピークより相同定と半定量分析を行った。

(3) 粒度分布測定

処理前後の試料に対して、レーザー回折法による粒度分布測定を行った。サンプリングした試料に適量の純水を加え、超音波で十分に分散させ測定用試料とした。測定には島津製作所製SALD-3100を使用した。

2.4 後処理

汚染水からの放射性Csの分離回収は吸着凝集沈殿法により行った。吸着剤には粉末のフェロシアン化鉄を使用した。吸着処理後は、中和剤として水酸化ナトリウム20%水溶液を使用し、ポリ塩化アルミニウム10%水溶液及びポリアクリルアミド系凝集剤0.1%水溶液により吸着剤を凝集沈殿させた。沈殿回収物の供給細粒土原料に対する乾燥重量比により減容率を求めた。

測定後の沈殿回収物は分離回収した放射能濃度が十分低濃度になるように処理土で希釈し良く混合した。混合物の比放射能を実測し、環境省告示第13号に規定されているが下限値以下であることを確認後、フレコンバックに封入し、指定の仮置き場で保管するものとした。

汚染水から放射性Csを分離回収した処理水は比放射能及びJIS K0102:2013に規定された工場排水試験法により水質検査を行い、公共水域に排水可能であることを確認した後、廃水タンクに保管した。この廃水は現地自治体の承認許可を得た後、処置をした。

2.5 放射線管理

(1) 放射線防護及び個人被ばく線量測定

実証試験場所に立ち入る場合には、カバーオールあるいはタイベックスーツを着用し、さらに布帽子、布手及び長靴を着用した。これに加え、爆砕受槽及び固液分離を行う作業員は半面マスク及びゴム手袋を着用するものとした。個人被ばく線量測定には測定は電子式ポケット線量計(日立アロカ社製PDM122B)を使用した。

退出時は半面マスクのフィルタ及び身体サーベイを行い、長靴を脱いで退出した。測定にはGMサーベイメータ(日立アロカ社製TGS133、遮蔽なし、BG:100~150 cpm、時定数10秒、検出限界値: 8.4×10^{-2} Bq/cm²)を用いた。

(2) 作業環境放射線測定

装置表面及び周辺、建屋内の人が常時立ち入る場所、建屋外周辺等の空間線量率をNaIシンチレーションサーベイメータ(日立アロカ社製TCS-172B)を用いて、地上から高さ1 m及び装置表面並びに装置表面から1 mの特定位置で試験前後と試験運転中に測定した。測定頻度は、2週間に1回以上とした。

実証試験場所の粉塵濃度をダストサンプラ(化研製KAS-10A)及び粉塵濃度計(柴田科学製LD5D)により測定した。ダストサンプラのろ紙で捕集した空気中の粒子状放射性物質の濃度を、ろ紙を4日以上放置した後に、シンチレーションサーベイメータ(日立アロカ社製TCS-352、鉛シート遮蔽)を使用しスケーラーモードで10分間測定し決定した。

実証試験場所の表面汚染をスミヤ法により測定した。化学雑巾(大日本除虫菊社製サッサ)により採取したスミヤ試料をGMサーベイメータ(日立アロカ社製TGS133、遮蔽ありBG:40~50 cpm)により測定した。

(3) 試験設備及び廃棄物の搬出と処理

実証試験設備は試験終了後、通水による洗浄除染を行った。また、爆砕処理槽、受槽については分解し洗浄を行った。全ての装置表面（内面を含む）の汚染検査をスミヤ法及びダイレクト法にて行い、いずれも法令に定められている検出限界値以下であることを確認した後、搬出した。また、装置搬出後に試験場所の汚染検査を行いスミヤ法及びダイレクト法にて行い、いずれも法令に定められている検出限界値以下であることを確認した。

防護装備は、退域時の身体サーベイで検出限界値以下のものは一般廃棄物として搬出処理した。また、原料スラリー液等が付着したものは検出限界値以下の場合でも念のため放射性廃棄物扱いとし、専門業者に処理を依頼した。

3. 試験の結果

3.1 装置特性

(1) 運転温度と圧力

過去の亜臨界水熱爆砕法によるバッチ式土壤除染試験の結果から、運転温度は250℃とした。バッチ式では、この温度における密閉容器圧力は、水の飽和蒸気圧である3.877 MPa（ゲージ圧、以下同様）となる。本事業の準連続式においては、スラリー供給ポンプによる加圧及び複数の圧力容器間のバルブ操作による加減圧が生じることから、容器内圧力は温度によって一意的には決定されず、スラリー供給ポンプの原料供給速度により制御可能である。本事業では、圧力が 4 ± 0.2 MPaとなるように制御することにした。この場合、水熱処理圧力容器及び爆砕処理圧力容器の常用最大圧力4.9 MPa以下であり十分なマージンが確保されている。

水熱処理槽の温度変動は ± 2 ℃、圧力変動は0.2 MPa以内であり、設計通りの制御が行われていることがわかった。爆砕圧力容器の温度及び圧力は爆砕操作により急激に減少するが、それぞれ爆砕バルブを閉止後約20秒以内に設定値まで回復することがわかった。

(2) 処理速度

模擬細粒土のスラリー濃度を10 wt%から徐々に増加させ、処理可能な最大スラリー濃度を決定した。250℃、4 MPa、爆砕周期1.5分で40サイクル水熱爆砕処理を行い、各サイクルの全排出物重量、湿潤土壌重量（全排出物重量－固液分離後の過水重量）を測定した。

その結果、スラリー濃度25 wt%の試験では水熱処理容器入口部で再現性のある詰まりが発生した。よって、これ以降の試験におけるスラリー濃度は10 wt%及び20 wt%とした。

また、水熱爆砕処理開始から20サイクル経過すると、全排出物重量及び湿潤土壌重量が定常となった。スラリー濃度20 wt%の場合の排出処理物の重量をFig. 3に示す。よって、これ以降の水熱爆砕処理試験では、試験開始から最初の20サイクルのデータは除外し、21サイクル以降のデータについて評価するものとした。

次に、最短水熱爆砕処理サイクルを決定した。水熱処理圧力容器と爆砕処理後の爆砕処理圧力容器との間には4 MPaの圧力差があり、両者間のバルブは全開するのに約20秒要すことから、圧力差を駆動力とした爆砕処理圧力容器への処理対象物充填が律速プロセスとなる。実測の結果、爆砕処理圧力容器への処理対象物の完全充填には、1分以上1.5分未満の時間を要することが明らかになった。よって、これ以降の試験における水熱爆砕処理サイクルは、1.5、2及び3分とした。

スラリー濃度20 wt%、爆砕サイクル1.5分の準連続処理は、40 cycle/hであり、実測土壤処理量が平均0.12 kg/cycleであるから準連続処理の処理速度は4.8 kg/hとなる。バッチ処理は、本実証機の内容積4 lの水熱処理容器に濃度20 wt%の土壤スラリーを2.5 kg装填し、250℃まで温度を上昇させ10分保持し、その後爆砕処理を行う工程を繰り返し行った。その結果、試料を装填、加熱を開始し所定温度・時間で水熱処理を行い、爆砕処理を行うまでに要する時間は平均67分であった。従って、処理速度は0.45 kg/hとなった。これは、準連続式の処理速度はバッチ処理方式の10倍以上高いことを示す。

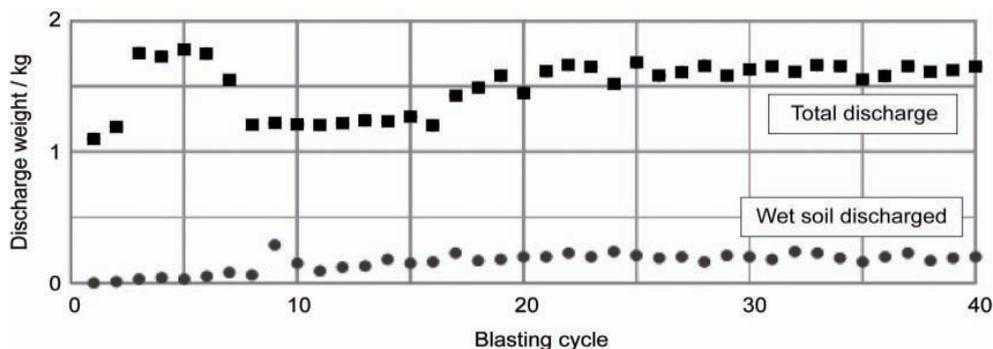


Fig. 3 Weigh of total and wet soil discharged at start-up of blasting operation

(3) 処理消費エネルギー

各試験条件における単位時間当たり消費電力量をTable 1にまとめて示す。消費電力量は14.8～16.8 kWh/hの間にあり、今回試験したスラリー濃度及び爆砕サイクルの範囲では処理条件による顕著な差異は認められなかった。

Table 1 Consumption energies of quasi-consecutive subcritical hydrothermal blasting processing

Samples	Slurry concentration (wt%)	Blasting cycle (min)	Consumption energy (kWh/h)
< 0.2 mm	20	1.5	15.5
			15.6
		2	14.8
			15.1
	3	15.7	
			15.2
	10	1.5	16.3
			15.7
		2	16.5
		15.4	
<0.075 mm	10	1.5	16.8
			15.9
		2	16.5
		15.8	

スラリー濃度20 wt %、爆砕周期1.5分の条件における土壌の単位重量当りの消費電力量は3.2 kWh/kgと算出できた。バッチ処理については、土壌の単位重量当りの消費電力量は8.5 kWh/kgとなった。すなわち、準連続式によれば、消費電力量はバッチ処理方式の場合の40%以下に抑制できることを示す。

3.2 除染減容化試験

(1) 水熱爆砕処理試料と対照群

細粒土壌試料の比放射能 (^{137}Cs と ^{134}Cs の合計値)をTable 2に示す。水熱爆砕処理後は爆砕1回ごとに固液分離した固相と液相をそれぞれ5回分まとめて1試料とした。爆砕処理サイクルを延長し250℃で10分水熱処理後に爆砕処理を行った試料をバッチ処理相当試料とし対照群とした。また、水熱処理を250℃で10分行った後、処理装置を約1hかけて除冷し、圧力が低下してから回収した試料を水熱処理試料とし対照群とした。

Table 2 Average specific radioactivity ($^{134}\text{Cs}+^{137}\text{Cs}$) values of fine-grained soil samples

Samples	Average of specific radioactivity (Bq/kg)
< 0.2 mm	27,436 (109)*
<0.075 mm	28,987 (339)*

*Standard deviations are indicated in parentheses.

(2) 除染率及び減容率

準連続水熱爆砕処理の除染率はいずれの条件でもバッチ処理とほぼ同等の結果が得られた(Table 3)。スラリー濃度20%の0.2 mm以下細粒土では70～65%程度、原料、スラリー濃度が同一の条件において、爆砕周期1.5分、2分、3分の3条件で除染率に明確な違いは認められなかった。粒径0.2 mm以下の原料において、スラリー濃度20%と10%の結果を比較すると、10%の方が、除染率が高い傾向が見られたが、その差は5%程度であり、有意な差は認められなかった。

粒径0.075 mm以下の試料の除染率は同じスラリー濃度10%の0.2 mm以下の結果と比較すると概ね10%ほど低値であった。水熱処理のみの結果は爆砕処理した結果より明らかに小さかった。

減容率はすべての試料に対して、96~99%であった。これは、本実証事業においては水中に溶解した放射性Csを吸着するのに必要最少量の吸着剤を使用し、また、この吸着剤を沈殿凝集させるのに必要最少量の凝集剤を添加したのではなく、過剰量となる一定量の吸着剤及び凝集剤等を添加したために、処理条件によらず、ほぼ一定値を示したものと考えられる。

(3) 物質収支及び放射能収支

物質収支は水熱爆砕工程、吸着凝集沈殿工程とも、ほとんどが95%以上で十分な結果と評価できる (Table 4)。

一方、放射能収支は水熱爆砕工程、吸着凝集沈殿工程ともに60%前後の低位な結果であった。その一因として、両工程ともに固液分離に使用しているろ布に放射性物質が吸着、付着しているのではないかと考え、ろ過物を分離回収した後、ろ布

Table 3 Decontamination rates of ¹³⁴Cs+¹³⁷Cs and weight reduction rates of contaminants

Samples	Slurry concentration (wt%)	Blasting cycle (min)	Quasi-consecutive processing			Weight reduction rate (%)	Batch processing	Without blasting treatment
			min.	ave.	max.		Decontamination rate (%)	
< 0.2 mm	20	1.5	60	69	78	99	69	48
			66	69	75	98	66	
		2	64	69	75	99	71	—
	63		70	75	98	73		
	10	3	60	70	76	98	67	51
			63	67	72	98	63	
1.5		65	74	83	97	73	54	
	60	72	82	97	75			
<0.075 mm	10	2	61	74	83	97	83	—
			60	74	84	96	77	—
		3	56	62	70	97	66	43
57	61		69	97	60			
<0.075 mm	10	2	54	62	75	97	64	—
			56	63	69	97	65	—

Table 4 Material and ¹³⁴Cs+¹³⁷Cs balances

Samples	Slurry concentration (wt%)	Blasting cycle (min)	Material balance (%)		¹³⁴ Cs+ ¹³⁷ Cs balance (%)	
			Hydrothermal blasting	Coagulation sedimentation	Hydrothermal blasting	Coagulation sedimentation
< 0.2 mm	20	1.5	99	99	63	60
			97	97	58	64
		2	98	99	55	71
	97		95	50	70	
	10	3	96	95	54	58
			98	100	58	62
1.5		95	98	54	52	
	99	95	53	58		
<0.075 mm	10	2	97	94	57	60
			98	99	60	65
		3	96	98	56	81
98	100		60	61		
<0.075 mm	10	2	98	100	56	70
			98	100	56	75

を短冊状に切り容器に入れて放射能の強度をGe半導体検出器で測定した。その結果、放射能収支の不足分40%のうち、ろ布に10%程度が付着していることが明らかになった。

今回の試験ではろ布は固液分離の一回毎に新品に交換して使用している。そのため放射能が試験のたびに蓄積されることはないが、一回の試験においては放射能収支を減じる一因になることが判明した。残分は分析していないが、機器内洗浄水中の微粒子に含まれている可能性がある。

(4) XRD分析結果

本試験に使用した処理前の試料の相組成についてXRDプロファイルを同定し検討した。含まれていた主な結晶相は、石英 (quartz, α -SiO₂)、曹長石 (albite, NaAlSi₃O₈)、灰長石 (anorthite, CaAl₂Si₂O₈)、緑閃石 (actinolite, Ca₂(Mg_{4.5-2.5}Fe²⁺_{0.5-2.5})Si₈O₂₂(OH)₂)、カオリナイト (kaolinite, Al₄Si₄O₁₀(OH)₈)、ナクル石 (nacrite, Al₄Si₄O₁₀(OH)₈)、イライト (illite, (K, H₃O)(Al, Mg, Fe)₂(Si, Al)₄O₁₀[(OH)₂, (H₂O)]), 緑泥石 (chlorite, (Mg, Fe, Mn, Ni)_{6-x-y}(Al, Fe³⁺, Cr, Ti)_y□_x(Si_{4-x}Al_x)O₁₀(OH)₈)、ハロイサイト (halloysite, Al₂Si₂O₅(OH)₄)及びバーミキュライト (vermiculite, (Mg, Fe⁺², Fe⁺³)₃[(Al, Si)₄O₁₀](OH)₂·4H₂O)であった。

石英、曹長石及び灰長石は、火成岩の構成鉱物であり、本邦の土壤中に広く認められるものである。曹長石 (Ab) は灰長石 (An) と連続固溶体を形成し、本来その相組成は同一の土壤であれば一定であることが多いが、今回の半定量分析の結果によれば相組成の分散が大きかった。半定量分析の結果からは、固溶体のモル組成は、Ab₅₅An₄₅～Ab₂₄An₇₆となることから、比較的塩基性の高い斜長石が土壤中に含まれていた。

緑閃石は緑色片岩などの変性度の低い変成岩を構成する造岩鉱物であり、阿武隈山系に広く分布しており、本試験の試料中に含まれるのは合理的である。

半定量分析による粘土鉱物以外の含有率は0.2 mm以下に分級された試料で約60%、0.075 mmに分級された試料で約45%であり、両試料とも粘土鉱物含有量が高い試料となっている。

粘土鉱物として主要なものは、カオリン鉱物、イライト及びバーミキュライトであった。カオリン鉱物は、1:1型層状ケイ酸塩鉱物の族名であり、本試験の試料では2八面体構造をもつカオリナイト、ナクル石及びハロイサイトが確認された。

これらのカオリン鉱物の表面水酸化物基の変異電荷によってCsイオンが吸着されることはよく知られており、本試験の試料においてもカオリン鉱物の表面に放射性セシウムイオンが吸着していると考えられる。カオリン鉱物の等電点はおよそpH=4であり、これよりpHが高い、弱酸、中性及びアルカリ領域では表面水酸化物基は負電荷をもち、正電荷をもつセシウムイオンを吸着する。しかし、その吸着固定能は、後述のイライトやバーミキュライトと比較すると著しく小さい。

また、カオリナイトの多形のうち、ディッカイトに特有な $2\theta = 22.2$ 及び 26.6° の回折線は明瞭には認められず、ディッカイトが存在するかどうかは判定できなかった。ナクル石については $2\theta = 22.48^\circ$ の回折線が認められたことから存在するものとした。

イライトは2:1型層状構造をもつ2八面体型の層間欠損型雲母の鉱物であり、その粒径は小さく粘土鉱物に分類される。イライトはバーミキュライトと共にフレイドエッジサイト (FES) をもち、強固にCsイオンを固定することが知られている。

緑泥石も変成岩中に含まれる造岩鉱物であり、阿武隈山系の緑色片岩中に存在する。緑泥石は厳密には族名であり鉱物名ではない。本試験の試料においては、スメクタイトが検出されないことと、Fig. 4aに示すように緑泥石/スメクタイト混合層粘土鉱物に特有の0.993 nm ($2\theta = 8.90^\circ$)の回折ピークが認められないことから、混合層粘土鉱物は含まれていないといえる。2八面体型と3八面体型構造の判別は、060反射の回折角によって行える。2八面体型では、 $d_{(060)} = 0.149 \sim 0.150$ nm ($2\theta = 61.8 \sim 62.3^\circ$)、3八面体型では、 $d_{(060)} = 0.153 \sim 0.154$ nm ($2\theta = 60.1 \sim 60.5^\circ$)となる。Fig. 4bに示すように、本試験試料においては、両方の回折角をもつピークが検出されている。カオリン鉱物もイライトも2八面体型構造をもつこ

と、後述のバーミキュライトの含有量が比較的小さいことから、本試験試料に含まれている緑泥石は2八面体構造のものだけでなく、3八面体構造のものが存在することがわかる。

バーミキュライトも雲母系粘土鉱物であり2：1型層状構造をもつ。八面体構造は2八面体型と3八面体型の両方がある。前述の060反射の面間隔による判別法では、2八面体型と3八面体型の両方のタイプの回折角の反射が認められるため、どちらの型が判定できない。FESをもち、強固にCsイオンを固定することが知られている。

アロフェン・イモゴライトは、阿武隈山系に広くみられる黒ボク土の構成成分であり、山系の西側、例えば郡山市の農地などでは普遍的にみられる。これら、アロフェン・イモゴライトは、面間隔0.338 nm、0.227 nm、0.140 nm (回折角 $2\theta = 26.37^\circ, 39.70^\circ, 66.81^\circ$) のブロードなピークを示す。本試験試料のXRDプロファイルでは、回折角 $2\theta = 26.37^\circ$ 及び 39.70° にブロードなピークが認められ、プロファイルのバックグラウンドが上昇していた。本試験試料にはアロフェン・イモ

ゴライトなどの低結晶性アルミノケイ酸塩が含まれていたといえる。アロフェン・イモゴライトは、中空の結晶構造をもち、中空構造中にSi-OH基が突き出している。この水酸化物イオンが解離すれば、Csイオンを吸着することができる。

(5) 粒度分布

処理前後の粒度分布を Fig. 5 に示す。いずれの粒度の土壌においても水熱爆砕による細粒化が顕著に認められた。また、0.2 mm 以下の土壌について、水熱処理のみを行い爆砕処理を行わなかったものは、原土に対しては細粒化しているものの、

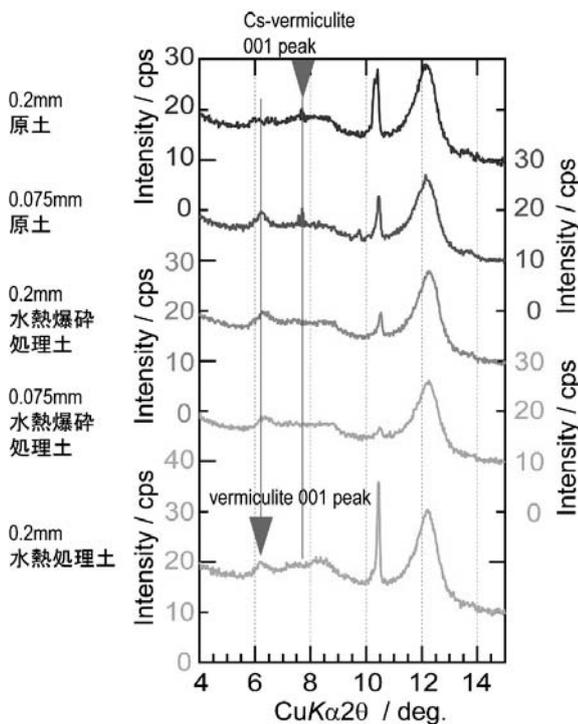


Fig. 4a Powder X-ray low angle reflections of untreated, hydrothermal treated and hydrothermal blasting treated fine-grained soil samples

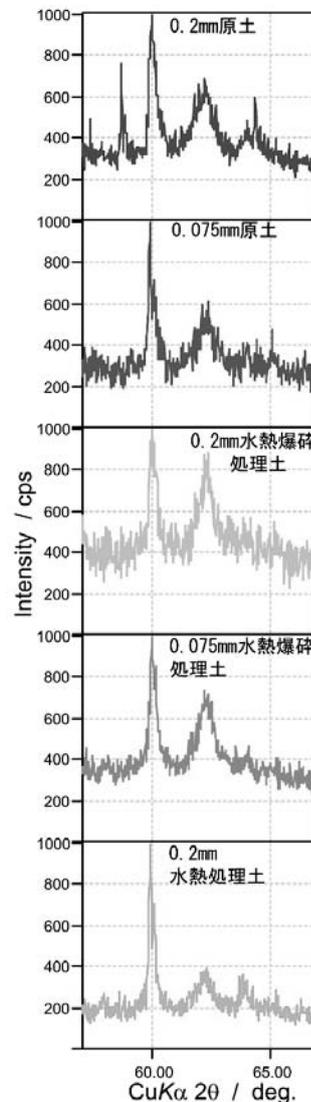


Fig. 4b Powder X-ray high angle reflections of untreated, hydrothermal treated and hydrothermal blasting treated fine-grained soil samples

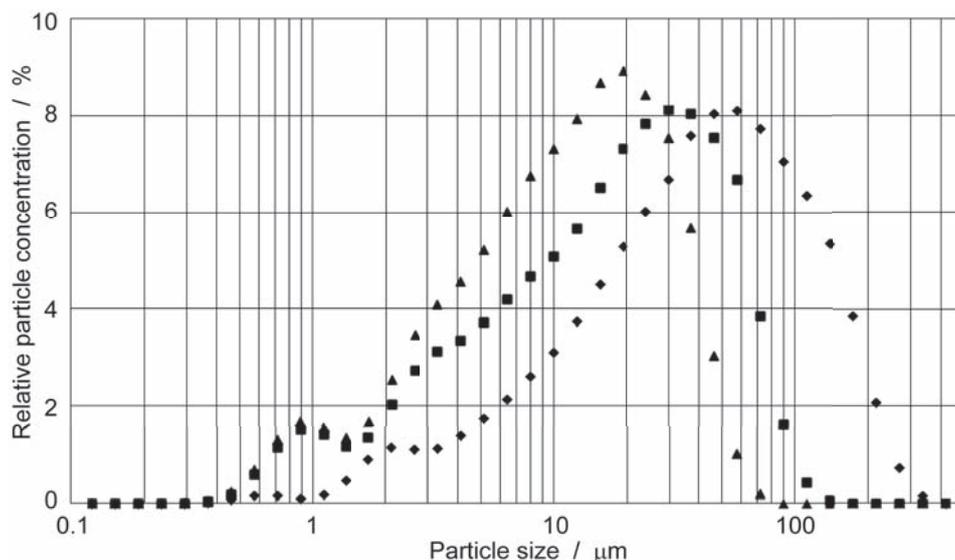


Fig. 5 Particle size distribution profiles of untreated fine-grained soil of <math>< 0.2\text{ mm}</math> (\blacklozenge), hydrothermally treated (\blacksquare), and treated by hydrothermal blasting method (\blacktriangle)

爆砕処理物と比較すると微粒子化の効果は小さかった。

3.3 放射線管理

(1) 実証試験時の放射線管理結果

実証試験場所の建屋内の空間線量率の最大値はミキシング槽上部の$0.31\ \mu\text{Sv/h}$であった。また、建屋外の空間線量率は変動が大きくその最大値は、$0.99\ \mu\text{Sv/h}$と建屋内よりも高く、試験場周辺の環境汚染によるものと考えられる。

実証試験場所の空气中比放射能は検出限界以下であった。また、粉塵濃度は運転により上昇していた。平均値と比較すると1.7倍の濃度となっていた。実証試験場所の表面汚染はすべて検出限界値以下であり、運転による床面等への汚染拡散は認められなかった。

(2) 実証試験時の個人被ばく線量

実証試験期間中の個人被ばく線量は爆砕受槽取扱い及び固液分離作業員の被ばく線量が$0.17\ \mu\text{Sv/h}$と他の作業に従事した者の被ばく線量$0.12\sim 0.14\ \mu\text{Sv/h}$よりやや高かった。

4. 考察

4.1 水熱爆砕処理の効果

XRD分析結果をもとに、試験土壌における放射性セシウムイオンの吸着及び固定メカニズム、それに基づいた水熱爆砕処理の効果について考察した。

本試験試料には、バーミキュライトとイライトが含まれており、これらの粘土鉱物の層間に放射性セシウムイオンが固定化されていると考えられる。バーミキュライトの層間にセシウムイオンが固定化されると、層間距離は0.3 nm短くなることが知られている⁷⁾。バーミキュライトの001回折線 ($d=1.44\text{ nm}$)の回折角は$2\theta=6.14^\circ$であり、これが0.3 nm短くなると、面間隔は$d=1.14\text{ nm}$になり、回折角は$2\theta=7.75^\circ$になる。Fig. 4aのプロファイルを見ると、未処理試料において、$2\theta=7.75^\circ$にピークが認められる。

一方、イライトの層間にセシウムイオンが固定化されると、層間距離は0.07 nm長くなることが知られている⁸⁾。イライトの001回折線 ($d=0.999\text{ nm}$)の回折角は$2\theta=8.85^\circ$であり、これが0.07 nm長くなると、面間隔は$d=1.069\text{ nm}$になり、回折角は$2\theta=8.27^\circ$になる。この回折角の変化は今回の測定では検出できなかった。

以上より、本試験試料においては、放射性セシ

ウムの大部分は、粘土鉱物であるバーミキュライトとイライトに固定されていると考えられた。特にバーミキュライトについては、セシウムを固定している直接的な証拠が認められた。

0.2 mm以下に分級された試料においては、水熱爆砕処理を行うことによって、XRDプロファイルのバックグラウンドレベルが上昇し、結晶質成分が減少し、非晶質成分が増大したことがわかる。これは土壤中に含まれていた造岩鉱物(粘土鉱物)の構造破壊が生じたことを示唆している。一方、水熱処理を行った試料ではXRDプロファイルのバックグラウンドレベルの上昇は認められず、造岩鉱物(粘土鉱物)の構造破壊は生じていないと見なせる。また、0.075 mm以下に分級された試料においても、水熱爆砕処理を行うことによって、同様にXRDプロファイルのバックグラウンドレベルが上昇し、結晶質成分が減少し、非晶質成分が増大したことがわかる。これは粘土鉱物を含む造岩鉱物の結晶構造が破壊されたことを示し、そこに吸着あるいは固定されていた放射性セシウムイオンも脱離したことを示している。

また、0.2 mm以下に分級された試料においては、粘土鉱物以外の含有率約60%は、水熱爆砕処理により約40%に低下した。また、水熱処理のみを行った場合でも約51%に低下していた。一方、0.075 mm以下に分級された試料においては、粘土鉱物以外の含有率約45%は水熱爆砕処理を行ってもほとんど変化がなかった。これは、0.2 mm以下に分級すれば、水熱爆砕処理により土壌試料中の比較的粗大な石英、長石及び緑泥石などの造岩鉱物は破碎され、またその一部は非晶質化されてしまうことを示している。従って、水熱爆砕処理の前処理としては、0.2 mm分級処理で十分であることが判明した。

0.2 mm以下に分級した試料においては、層間に放射性セシウムが固定されたバーミキュライトに認められる回折角が $2\theta = 7.75^\circ$ の反射が、水熱爆砕処理によって消滅している。これは、バーミキュライトの結晶構造の一部、特に辺縁部が水熱爆砕処理により破壊され、放射性セシウムを層間に含むバーミキュライトが消滅したためと考えられる。

以上のように水熱爆砕処理は、土壌を構成して

いる鉱物の結晶構造を破壊し、そこに吸着あるいは固定化されていた放射性セシウムイオンを脱離させることが明らかになった。

一方、水熱処理のみ行った試料においては、XRDプロファイルのバックグラウンドレベルの上昇に乏しい。従って、結晶質成分が減少し及び非晶質成分が増大は顕著でないことがわかる。これは水熱処理のみによる粘土鉱物を含む造岩鉱物の結晶構造の破壊が、水熱爆砕処理に比べて乏しいことを示しており、そこに吸着あるいは固定されていた放射性セシウムイオンの脱離も水熱爆砕処理の場合と比較すると、少なかったと判断できる。さらに、水熱処理のみを行った試料では、 $2\theta = 10.4^\circ$ 付近のアクチノ閃石の010ピークの伸長が顕著である。アクチノ閃石に帰属する他の回折ピーク強度にはほとんど変化がなかったことから、これは、アクチノ閃石のb軸方向への配向が顕著になったと考えられる。また、 $2\theta = 8.3^\circ$ 付近(1.0 nm)にブロードな回折ピークが認められる。これはハロイサイトに帰属すると考えられる。ハロイサイトは Al^{3+} などの濃度が高い場合には比較的低温(70℃以上)で生成することが知られている。このように、爆砕処理を行わず、水熱処理だけを行った場合には、造岩鉱物の結晶構造破壊が起こる一方、造岩鉱物結晶の再配列や生成が起こることを示唆している。このような現象は、吸着あるいは固定化されていた放射性セシウムイオンの脱離という観点からは不利だと考えられる。

4.2 経済性の評価

亜臨界水熱爆砕法は原理的に低消費エネルギーで汚染土壌から放射性Cs除去及び放射性Cs汚染物の減容化が行える方法である。1300℃以上の高温で昇華処理する乾熱蒸発法と比較すると、土壌の比熱を $0.61 \text{ kWh/m}^3\text{K}$ とし、加熱に必要な熱量を計算すると、亜臨界水熱爆砕法では、 146 kWh/m^3 、乾熱蒸発法では各々の加熱に必要な熱量は 781 kWh/m^3 、(いずれも20℃から所定温度までの加熱に必要な熱量)となる。なお、実際の土壌には水分が含まれ、水の比熱は土壌よりはるかに大きい $1.164 \text{ kWh/m}^3\text{K}$ なので、実際のコスト差はもっと大きくなる。

一方、今回の実証試験ではパイロットプラントを使用して準連続式とバッチ式の消費エネルギーを測定した。その結果、単位土壌重量当りの消費エネルギーは準連続式によればバッチ式の40%以下に低減できることがわかった。また、パイロットプラントでは予熱器の加熱には電気ヒーターにより加熱した熱媒油を、水熱処理容器及び爆砕処理容器の加熱にはバンドヒーターを使用した。実機ではスケールアップに伴い、電気より安価なA重油を直接加熱して熱源とする熱媒ボイラーを使用することが可能になり、加熱コストを約30%に低減することが可能である。

今回の実証試験で1回の爆砕処理で使用した水量はスラリー濃度20%の場合、風乾土壌0.12 kgに対して、スラリー化に0.48 kgの水を添加し、これに予め爆砕受槽中に入れておいた水1 kgを加えて総量で1.48 kgであり、土壌の重量比で13倍であった。従来のバッチ処理方式でも同程度の水量を使用してきた。

実機の場合でも土壌重量に対して10倍程度の水を使用すると仮定すると、後述の40トン/日の実用プラントで、1日に使用する水量は400 m³になる。回収した水は脱塩処理により再生使用が可能であり、環境基準を満たす排水処理も既存技術で可能であり、運用上の問題はないと考えられる。

4.3 実機へのスケールアップ

実機の水熱処理容器内容積はバッチ式実規模プラントで使用実績がある300 lとし、爆砕処理容器内容積は今回のパイロットプラントの相似で50 lとするものとする。実証試験における処理可能なスラリー濃度は20%、爆砕サイクルは1.5分であった。これを24時間運転した場合の処理量は10トン/日程度となると予想される。実用プラントではこの水熱爆砕処理設備4セット1組を1基とし、プラント公称処理量40トン/日程度とするプラントを製造する予定である。

なお、現在、輸送系の改良を行っており。スラリー濃度30%、爆砕サイクル1分まで、同一基本設計で能力を80トン/日まで高めることができる見込みである。

4.4 実機コストの試算

今回の実証試験結果並びに以前実施したバッチ処理方式による実機ベースの試験データから算出したコストをTable 5に示す。ここでは、プラント処理能力を前述の40トン/日に設定した。

Table 5 Estimated cost of 40 ton-per-day-scale quasi-consecutive commercial plant, based on operation ratio of 85% and service life of 8 years

Equipment cost	8,300 JPY/ton
Operation cost	31,900 JPY/ton
Consumable supply cost	2,600 JPY/ton
Total cost	42,800 JPY/ton

設備費はバッチ処理方式の実規模プラント製造時の機器購入・作製、組立・工事全般の実績を参考に、準連続式の仕様に基づいて積算し製造費用を算出した結果、820百万円となった。原料細粒土のスラリー調製、処理土の回収、二次廃棄物(減容化された放射性汚染物)及び浄化水の分離までの一連のプロセスを積算の対象とした。耐用年数は法定の「化学工業用設備のその他の設備」の8年を使用し、年間稼働率85%とした場合、設備費は8,300円/トンとなった。

運転費は燃料費、吸着剤・凝集剤等の添加剤購入費及び人件費を合算している。燃料費はバッチ処理方式実規模プラントの運転実績では、32,000円/トンであった。今回の実証試験で準連続式の消費エネルギーはバッチ式の40%程度であること、前述のように動力源を電気からA重油に変更することにより、燃料費は1/3程度になることを勘案し、準連続式処理プラントの燃料費を4,200円/トンと見積もった。

吸着凝集処理に必要な薬剤の購入費は、バッチ処理方式実規模プラントの運転実績から16,000円/トンと積算した。

人件費は放射線管理責任者1名、管理者1名、オペレータ1名、補助作業員1名の3交替制で、それぞれの単価が60,000円、25,000円、20,000円、15,000円として経費率30%を考慮すると、合計468,000円/日となり、単位処理量当りに換算すると11,700円/トンとなった。以上より運転費の合計は31,900円/トンとなった。

年間の消耗品費はバルブ交換費用等が主要な経

費となるが、設備費の4%と仮定して2,600円/トンとした。以上より、処理単価は42,800円/トンと試算された。

放射性セシウムが強固に吸着している細粒土のほかの除染技術では化学処理と熱処理が実証されている。代表的な化学処理では有機酸処理が平成23年度(2011)除染技術実証試験事業で評価されたシュウ酸で洗浄する方法である。熱処理については同じ平成23年度(2011)事業で反応促進剤を使用した回転加熱昇華法が実証されている。1300℃以上の高温加熱でセシウム塩化物を揮発させて除去する方法である。処理コストはシュウ酸洗浄法で5~10万円/トン、回転加熱昇華法で17.4~20.8万円/トンとされている⁹⁾。これらの処理コスト算出に当たっての評価条件と本事業における準連続式亜臨界水熱爆砕法の評価条件が同一ではないことは明らかであるが、合計のコストにおいて本法は回転加熱昇華法の1/4以下、シュウ酸洗浄法よりも有意に安価な方法である。

5. おわりに

圧力容器を前段の水熱処理専用圧力容器と後段の爆砕処理専用容器に分割し、バルブを介して直列接続することにより、1サイクルの処理時間を数分程度とした少量処理を連続して行う準連続式の亜臨界水熱爆砕処理パイロットプラントの開発に成功した。このパイロットプラントを使用した平成27年度(2015)環境省除染・減容等技術実証事業において、福島県内で採取した放射性Cs汚染土壌より調製した放射性Cs含有細粒土を対象として、除染減容試験を実施した。粒径0.2mm以下に調製された細粒土は準連続水熱爆砕処理によって高速に除染・減容化され、約70%の除染率、96%以上の重量減容率が得られた。物質収支は95%以上の良好な結果が得られた一方、放射能収支は60%前後の低位な結果であった。その原因は処理対象物の固液分離に使用したろ布への吸着・付着及び機器内残留にあり、今後の実機設計において固液分離方法の検討が必要であること示唆された。

また、準連続式の処理速度はバッチ式に比べて10倍以上高速で、消費エネルギー量は40%以下に

抑制できることが実証され、低コストで汚染土壌除染処理ができることが明らかになり、準連続式水熱爆砕処理の有効性が実証された。

高压処理のなかでも、10MPa以下の比較的圧力が低い領域での放射性汚染物質処理は、高温加熱処理や10MPa超の高压処理と比較して、装置費用や運用コストが低廉であり、大量の汚染物処理に適した方法である。我々の研究開発グループは、本報の準連続式水熱爆砕処理以外にも、3MPa以下、4~20℃で動作する低濃度トリチウム高速除去装置も開発しており¹⁰⁾、今後も自社技術を中核とした放射性汚染物質除去に資する実用技術の研究開発を行う。

謝辞

実証試験場所のご提供及び実証用土壌採取のご便宜をはかっていただいた福島県飯舘村森林組合に感謝申し上げます。

また、放射線管理については、千代田メンテナンス株式会社のご協力をいただき感謝申し上げます。

参考文献

- 1) 中村聡, 神保安広, 石堂昭夫, “亜臨界水熱爆砕法による放射性廃棄物処理,” デコミッションング技報, 特別号, 2-7 (2013).
- 2) D. Normile, “Cooling a Hot Zone,” *Science*, 339, 1028-1029 (2013).
- 3) 西岡守, 山崎重明, 山崎伸道, “連続水熱反応装置の開発,” 農業機械学会誌, 51[5], 79-84 (1989).
- 4) A. Cabanas, J. A. Darr, E. Lester and M. Poliakoff, “A continuous and clean one-step synthesis of nano-particulate $Ce_{1-x}Zr_xO_2$ solid solutions in near-critical water,” *Chem. Commun.*, 901-902 (2000).
- 5) Y. Hakuta, H. Ura, H. Hayashi and K. Arai, “Effects of hydrothermal synthetic conditions on the particle size of γ -AlO(OH) in sub and supercritical water using a flow reaction system,” *Mater Chem Phys*, 93, 466-472

- (2005).
- 6) 創イノベーション, 徳森恒雄, “亜臨界・超臨界処理とその後処理の準連続化方法及びその装置,” 特開2017-64691(2017).
 - 7) T. Kogure, K. Morimoto, K. Tamura, H. Sato and A. Yamagishi, “XRD and HRTEM evidence for fixation and cesium ions in vermiculite clay,” *Chem. Lett.*, 41, 380-382(2012).
 - 8) A. J. Fuller, S. Shaw, M. B. Ward, S. J. Haigh, J. F. W. Mosselmans, C. L. Peacock, S. Stackhouse, A. J. Dent, D. Trivedi and I. T. Burke, “Caesium incorporation and retention in illite interlayer,” *Appl. Clay. Sci.*, 108, 128-134(2015).
 - 9) “福島第一原子力発電所事故に係る避難区域等における除染実証業務【除染技術実証試験事業編】報告書,” 日本原子力研究開発機構, 34(2012).
 - 10) グローバルクリーンテクノロジー, 中村聡, “トリチウム水の軽水からの分離方法,” 特開W2016-002856(2017).

廃止措置に向けた除染技術の開発

小川 雅輝*、成宮 一哉*、三野 洋平*、神田 昌典*

Development of decontamination technologies for decommissioning

Masaki OGAWA*, Kazuya NARUMIYA*, Yohei MITSUNO* and Masanori KANDA*

我が国における原子力発電所は廃止措置が加速しており、発電所の解体に伴って発生する放射性金属廃棄物を除染し、その発生量を低減していくことが重要である。日本ガイシでは、既にドライブラスト除染装置を商品化しており、新たなニーズにも応えるため電気化学除染技術の開発に取り組むなど、放射性金属廃棄物をより効率的に除染することを目指している。

本報告では、ドライブラスト除染技術と開発中の電気化学除染技術の概要、特徴、試験結果について紹介する。

Some nuclear power plants in Japan have moved to decommissioning phase recently. It is therefore very important to reduce the volume of radioactive metal waste which is generated by dismantling these plants. Since NGK INSULATORS, LTD (NGK) aims to decontaminate radioactive metal waste effectively, NGK has already commercialized a dry blasting decontamination system and also has developed an electro polishing decontamination system in order to meet various requirements.

This report describes the outline and characteristics of both systems. In addition, it indicates the development status of the electro polishing decontamination system.

1. はじめに

我が国における原子力発電所は高経年化等の理由から運転停止となり、廃止措置が進んでいる。廃止措置で大きな問題となるのは、解体対象となる施設が放射性物質により汚染しており、放射性物質が付着した大量の解体廃棄物が発生することである。

放射性物質で汚染した解体廃棄物については、原子力規制委員会が定める基準（クリアランスレベル）以下であることの確認を受けることで、人の健康に対してほとんど影響がないものとして一般廃材と同様に処理することができる。解体廃棄物をクリアランスレベル以下に除染し放射性廃棄物の発生量を低減して、有限な処分場負荷と処分

コストを低減することは重要である。

日本ガイシ（以下、「NGK」という）では、大量に発生する解体廃棄物のうち、金属廃棄物を除染対象としてドライブラスト除染装置を商品化している。ドライブラスト除染装置は、汚染した廃棄物表面を削ることで、表面の放射性物質を取り除き、廃棄物の放射能濃度を低減することができるもので、既に原子力施設へ納入実績がある。

しかし、ドライブラスト除染装置であっても廃棄物形状によっては苦手なものがあり、新たな除染技術として、電気化学除染装置の開発にも取り組んでいる。

本報告では、ドライブラスト除染技術と電気化学除染技術の概要と特長について紹介する。また、電気化学除染技術では、現在進めている開発

*：日本ガイシ(株) 産業プロセス事業部 (Industrial Process Div., NGK INSULATORS, LTD.)

状況を併せて述べる。

2. ドライブラスト除染と電気化学除染の原理

ドライブラスト除染の原理を Fig. 1、電気化学除染の原理を Fig. 2 に示す。

ドライブラスト除染とは、鑄鉄グリット等の研削材を超高速で噴射し、その衝撃で金属廃棄物表面を研削する方法である。そのため、汚染した金属表面が露出した廃棄物の除染を得意としており、汚染面が露出していない廃棄物（配管形状等）に対してはあらかじめ切断、分解することで汚染面を露出させるといった前処理が必要である。ドライブラスト除染の特長を以下に示す。

- ①機械研削で種々の汚染形態に対し除染可能
- ②乾式除染法のため、廃液処理が不要

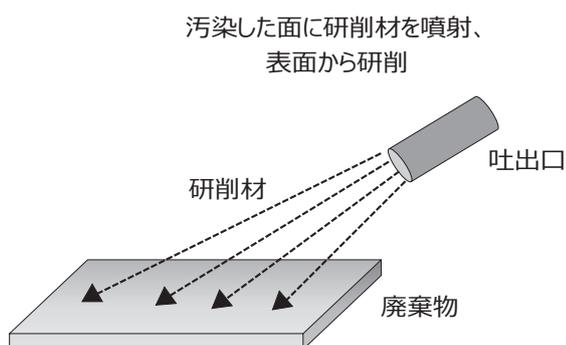


Fig. 1 Principle of dry blasting decontamination

一方、電気化学除染とは、電解液中で廃棄物を電源（整流器）の陽極側に接続し、陽極と陰極に電圧を印加することで電気化学的に廃棄物表面を溶解する方法である。一般産業では、電解研磨と呼ばれており、金属のバリ取りや表面仕上げ（光沢を出す）などに利用されている。

電気化学除染では、廃棄物を電解液に浸す必要があるため、液体（電解液）を取り扱わなければならない短所はあるものの、以下のような特長を有している。

- ①金属母材から溶解するため除染ムラがなく、除染能力が高い
- ②電極に対峙した汚染表面を確実に除染可能

汚染した面に対峙して電極（陰極）を設置、電圧を印加し母材から溶解

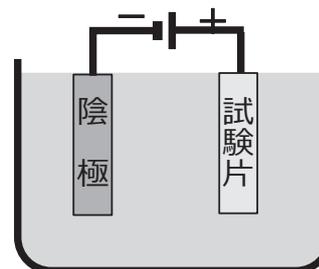


Fig. 2 Principle of electro polishing decontamination

3. NGK ドライブラスト除染装置の概要¹⁾

3.1 システムフロー

NGK ドライブラスト除染装置は、インペラーを高速回転させて得られる遠心力を利用して研削材を投射する投射法と、金属廃棄物をバレル内で攪拌するバレル法を組み合わせた「投射+バレル式ドライブラスト法」を採用している。

研削材は高精度な風力式分級器により再生・循環するフローとしており、分級器用風力は装置内を負圧維持するための排気を使用することにより、高精度な分級精度を維持しつつ、きわめてシンプルな処理フローを実現している（Fig. 3）。

以上より、大量の雑金属廃棄物を一度に効率よく除染し、二次廃棄物の発生を低減できる本装置

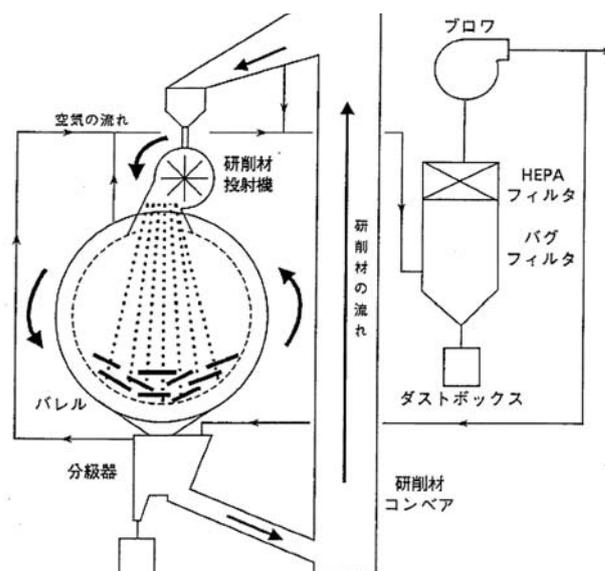


Fig. 3 Process flow of NGK dry blasting decontamination system

は、金属廃材の除染に極めて有効といえる。

3.2 実績

1989年に当時の西独カールスルーエ原子力研究所 (KfK) より除染技術を導入し、KfKの経験からドライブラスト除染が実用的と判断し、実用化技術とするために開発研究を進め、現在の「投射+バレル式ドライブラスト法」のドライブラスト除染装置を開発した (Fig. 4)。2018年現在は、同形式のドライブラスト除染装置を国内の原子力施設へ5基納入している。



Fig. 4 Dry blasting decontamination apparatus

3.3 処理性能

NGKドライブラスト除染装置は、原子力発電所から発生する金属廃棄物を用いた実証試験等により除染性能と二次廃棄物発生量を評価している。

処理前後の金属廃棄物をFig. 5に示す。200 kg/バッチのバレル容量に対して、その50%となる100 kg/バッチを平均投入重量として処理した場合、

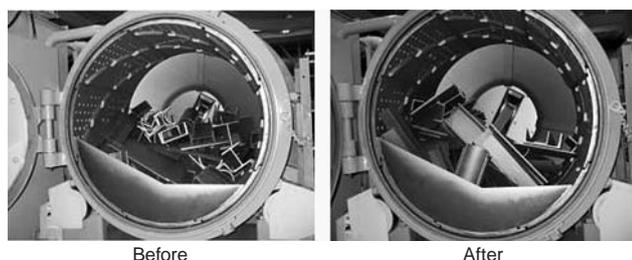


Fig. 5 Comparison between the before and after decontaminated metal waste

合、除染係数は20程度であった。

また、二次廃棄物発生量をTable 1に示す。二次廃棄物として分級器及びバグフィルタにて回収されるダスト量は、金属廃棄物の処理量でありあまり変わらず、二次廃棄物の発生割合は5%程度と評価した。

Table 1 Amount of secondary waste

金属廃棄物の処理量	100 kg/バッチ
分級器ダスト	4.15 kg
フィルタダスト	0.71 kg
合計	4.86 kg
二次廃棄物の発生割合 5 wt%程度 ※除染金属を一般廃棄物化可能とすれば、減重比20~25	

3.4 NGKドライブラスト除染装置の特長

NGKドライブラスト除染装置の特長を以下に示す。

(a) 大量処理

インペラーの高速回転による投射方式とバレル回転式の容器により大量処理が可能

(b) コンパクト化

各ユニットを一体化したコンパクト設計で限られたスペースに設置可能

(c) 自動化

金属廃棄物のハンドリングはバレルへの一括投入・搬出のみであり、自動化が可能

(d) 除塵

排気はバグフィルタとHEPAフィルタで確実に除塵可能

4. NGK電気化学除染装置の概要

4.1 対象廃棄物

廃止措置では、金属廃棄物の中でも大量の配管がまとまって発生する。配管についてはドライブラスト除染の適用も可能であるが、特に小口径配管の除染では、汚染面である内面を露出させるためにドライブラスト除染する前に配管を半割切断する必要があり、放射能で汚染された切り粉が飛散することや、切断面に汚染を巻き込んでしまう

などの課題がある。

また、電気化学除染はドライブラスト除染に比べて除染能力が高いため、従来クリアランスレベルまで除染できなかった高汚染の配管をクリアランスレベル以下に除染できる可能性もある。

そこで、NGK電気化学除染装置では、対象廃棄物に配管（特に小口径配管）を設定し、配管内側に電極（陰極）を設置することで配管を半割切断することなく配管内面を除染することを目標とした。

4.2 システムフロー

NGK電気化学除染装置のシステムフローをFig. 6に示す。

電気化学除染システムは、電気化学除染を実施する電解槽、電解処理後の表面に付着した放射性物質を洗い流す水洗槽、液体を水切りする水切り槽から構成される。また、電気化学除染中の電解槽からは、電気分解によるガスやミストが発生するため、排ガス処理系も必要である。対象廃棄物である配管は、配管への通電と対極となる陰極機能を備えた把持治具（Fig. 7）にセットし、複数本の配管をまとめて各槽に運搬する。

NGK電気化学除染装置は、二次廃棄物発生量を低く抑えるために、電気化学除染で使用する電解液に有機酸を使用し、使用後の電解液を焼却（溶融）処理することを特徴としている。電解液は繰り返し使用可能であるが、最終的には焼却（溶融）処理する。

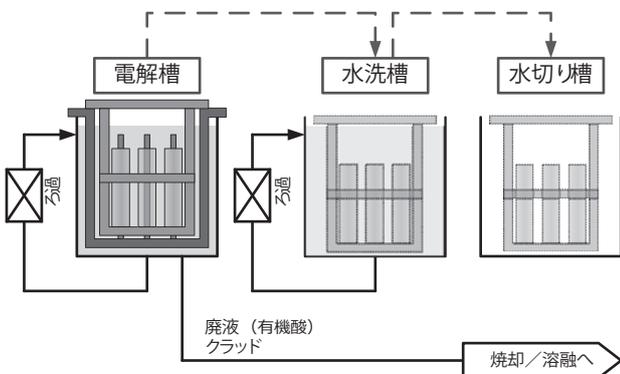


Fig. 6 Process flow of NGK electro polishing decontamination system

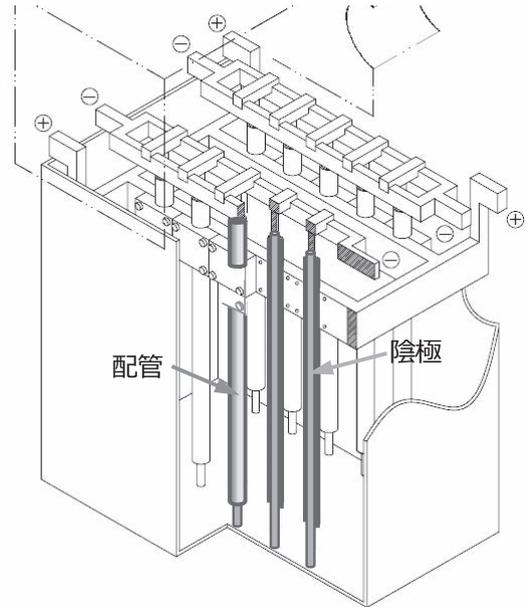


Fig. 7 Jig for electro polishing decontamination of pipes

4.3 NGK電気化学除染装置の特長

NGK電気化学除染装置の特長を以下に示す。

(a) 安全な作業

マイルドな有機酸を使用しているため、取り扱いが比較的容易

(b) 二次廃棄物低減

電気化学除染から発生する廃液は既存の焼却炉（国内の原子力施設に焼却炉を納入済）で焼却処理が可能

(c) 作業負荷軽減

複数本の配管を半割することなくまとめて処理、除染ムラもなし

5. NGK電気化学除染装置の開発状況

5.1 基本性能試験（小規模試験）²⁾

(1) 試験目的

原子力発電所で使用されているステンレス鋼は高温高圧条件下で使用されているため、酸化被膜が形成し、この酸化被膜中に放射性物質が取り込まれることで汚染していると考えている。そこで、Table 2のオートクレーブ条件で酸化被膜を形成させ、模擬廃棄物（供試試料）とした。

本試験では、模擬廃棄物の酸化被膜の除去性能を確認し、電気化学除染の適用性を判断する。

Table 2 Test condition of autoclave treatment

項目	条件
温度	288℃
圧力	8 MPa
溶存酸素	20 ppm
時間	720時間

(2) 試験方法

小規模試験装置 (Fig. 8) は、電解液を入れるビーカー、供試試料 (陽極)、電極 (陰極)、直流電源等からなる。電解液は1ℓのビーカーに0.8ℓ入れ、60℃に加温した。供試試料はステンレス製の治具を用いてセットし、陰極は全面積約300 cm² (8 cm×18 cmのSUS304) の板を丸めてビーカー内へ挿入した。電源は定電流制御とし、試験開始後から0.5 h、1 hの時点で供試試料を引き上げ、外観を確認した。

<試験条件>

- ・ 電解液 : 有機酸 (0.8ℓ)
- ・ 試料サイズ : 50 mm×25 mm× 5 mm
- ・ 試料個数 : 1個
- ・ 試料材質 : SUS304
- ・ 処理時間 : 1 h

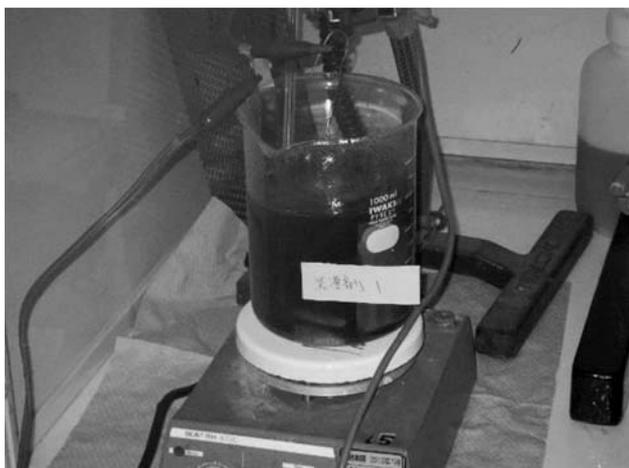


Fig. 8 Small-scale test equipment

(3) 試験結果

試験前後の供試試料の外観を Fig. 9 に示す。試験開始前の供試試料は、酸化被膜が形成しており

金属表面が黒色である。試験終了後の供試試料は、金属母材が露出しており、酸化被膜が全面的に除去されていた。浸漬のみの効果を確認するため、浸漬試験も実施したが、酸化被膜を剥離できなかった。

試験前後の供試試料のSEM及び酸素濃度分布を Fig. 10 に示す。SEM及び酸素濃度分布の状態からも、電気化学除染により酸化被膜を除去できていると評価しており、十分な除染性能を有すると判断した。

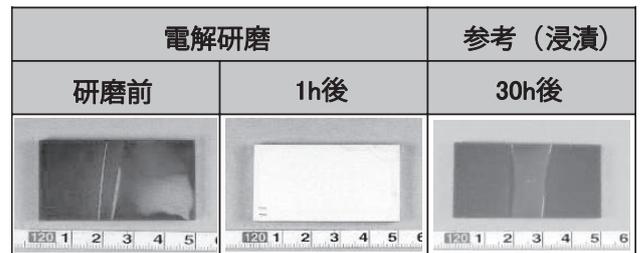


Fig. 9 Surface of test piece before and after examination

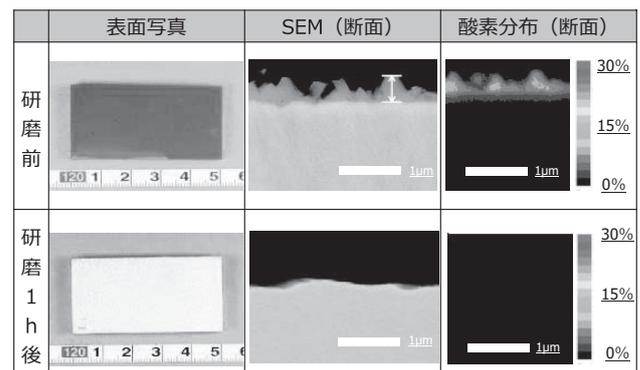


Fig. 10 Analyzed of test piece with SEM and O₂ concentration distribution

5.2 配管適用試験 (パイロット試験)³⁾

(1) 試験目的

電気化学除染の配管への適用性を検討するため、Fig. 11 に示すパイロット試験装置により、配管内面に対して一様に研磨できていること、複数本の配管を一度に処理可能であることを確認する。

(2) 試験方法

Fig. 7 に示す把持治具に配管をセットした後、把持治具を電解槽に運搬・設置する。電解槽の容量は500ℓで、セットした配管がすべて浸る深さである。配管1本毎に、陰極が1本内挿されるよ

うにセットする。

配管内面の研磨速度は、Fig. 12に基づき、肉厚測定結果に加えて、配管外面が削れた場合も想定して配管外径測定結果も用いて算出した。

算出した研磨速度は配管の長手方向の分布と配管の円周方向の分布においてプロットし、配管内面が一様に研磨可能かを確認した。

また、本試験の把持治具にセット可能な配管本数は、5本×2列の計10本であり、全10本を設置した場合の複数本の同時処理性能も確認した。

<試験条件>

- ・ 電解液 : 有機酸 (500 ℓ)
- ・ 配管径 : 25A (Sch10)
- ・ 配管長 : 500 mm
- ・ 配管本数 : 10本/バッチ
- ・ 配管材質 : SUS304
- ・ 処理時間 : 1 h/バッチ



Fig. 11 Pilot-scale test equipment

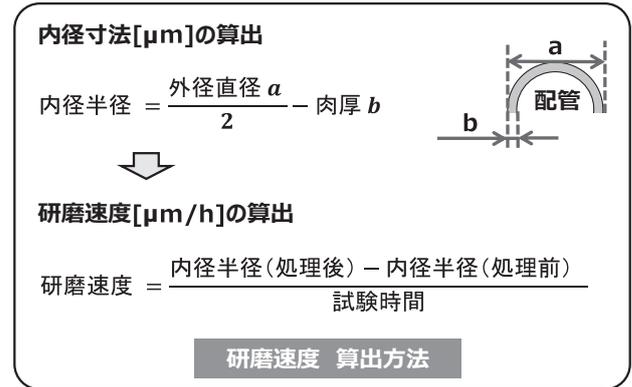


Fig. 12 Calculation procedure of polishing rate

(3) 試験結果

配管の長手方向の研磨速度を Fig. 13に、円周方向の研磨速度を Fig. 14に示す。

放射性物質で汚染していると考えられる酸化被膜の厚みは数~10 μm程度であり、NGK電気化学除染装置は10~20 μm/h程度の研磨速度を確保するように設計している。長手方向の測定結果は、測定位置により若干のバラツキが発生しているものの、全体を通して20 μm/hの研磨速度を確保できた。円周方向の測定結果は、長手方向に比べてバラツキが小さく、配管内面を全方位的に20 μm/h程度で処理可能であった。但し、配管内面に挿入する陰極中心がズレると、円周方向の均一性が担保できなくなることがわかっており、全方位に除染ムラなく処理するためには配管中心に陰極を確実に配置することが重要である。

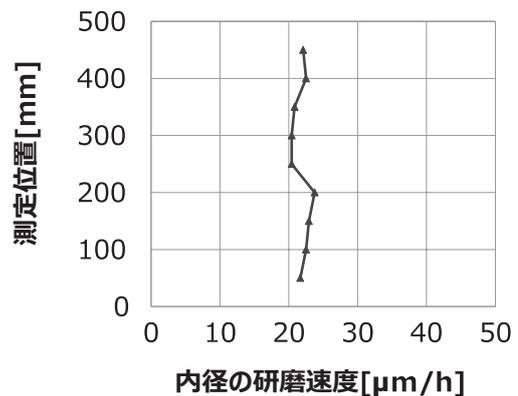
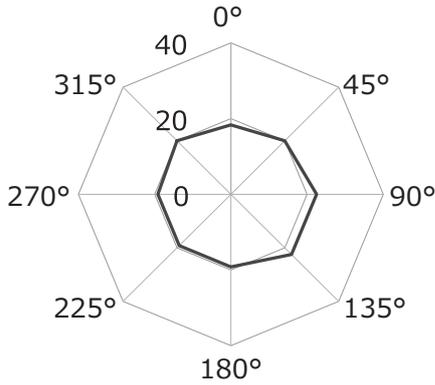


Fig. 13 Polishing rate of longer direction



内径の研磨速度[μm/h]

Fig. 14 Polishing rate of circumferential direction

次に、配管10本 (No. 1~10) に対する研磨速度 (処理前後の重量変化から評価) を Fig. 15 に示す。研磨速度は配管毎に多少のバラツキが生じているものの、いずれも20 μm/h程度を達成できており、治具にセットした配管位置に影響することなく処理できた。

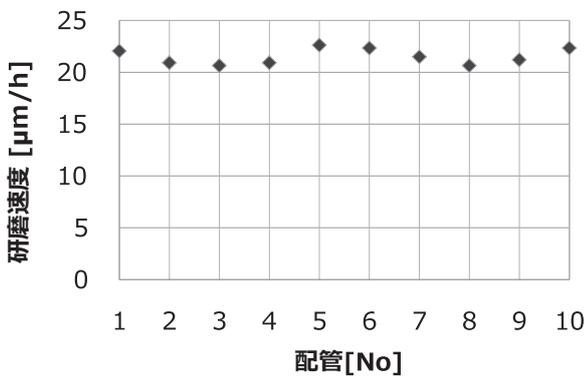


Fig. 15 Polishing rate of each pipe

以上の結果から、配管内面に対して除染ムラなく一様に研磨できること、複数本の配管を同時に処理可能であると判断した。

5.3 連続運転試験 (パイロット試験)

(1) 試験目的

長期的な処理性能の安定性を確認するため、パイロット試験装置 (Fig. 11) で連続運転試験を実施する。

(2) 試験方法

以下の条件で連続運転を実施した。処理に伴う電解液のロス分 (治具に同伴、排ガス系への飛散等) については適宜補充し、研磨速度は処理前後の重量変化から算出した。

<試験条件>

- ・電解液 : 有機酸 (500 ℓ)
- ・配管径 : 25A (Sch10)
- ・配管長 : 500 mm
- ・配管本数 : 10本
- ・配管材質 : SUS304
- ・測定間隔 : 3 h, 6h, 12 h, 12 h (計33 h)

(3) 試験結果

連続運転時の研磨速度測定結果の経時変化を Fig. 16 に示す。

連続運転中の研磨速度は安定 (研磨速度の低下量は0.01 μm/h以下) していた。

以上の結果より、電解条件 (電流値等) や研磨速度裕度を適切に設定することで安定した処理性能を維持でき、電解液も数か月間~1年程度は連続して使用可能と推定する。

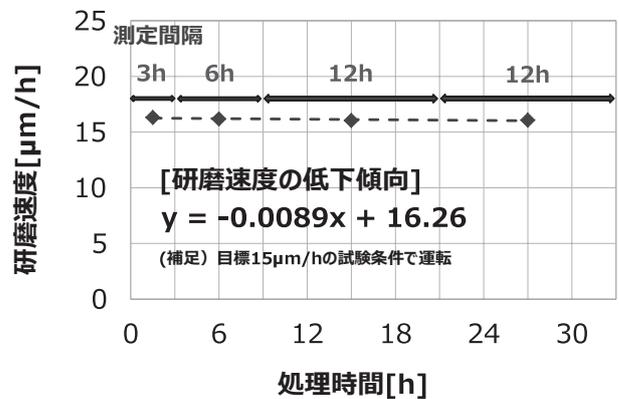


Fig. 16 Polishing rate in stability check

5.4 廃液焼却

(1) 試験目的

電気化学除染では、除染に伴って発生する廃液が二次廃棄物となり、その後の管理・処分が課題となる。この課題を解決するため、NGK電気化学除染装置では、発生する廃液を焼却炉に噴霧し

廃液を焼却するシステムを検討している。

そこで、本試験ではパイロット焼却炉を用いて廃液の燃焼性（焼却炉の温度挙動）を確認する。

(2) 焼却方法

廃液焼却は、以下の条件で実施した。

<試験条件>

- ・ 投入量 : 10 kg/h (含、廃液20%)
- ・ 焼却物 : ポリ、キムタオル
- ・ 投入間隔 : 1.5分/袋
- ・ 廃液投入方法 : バッチ投入
(廃液を焼却物に混合)

(3) 試験結果

廃液焼却中の焼却炉下部温度と焼却炉出口ガス温度をFig. 17に示す。焼却炉の温度は安定維持できており、廃液の燃焼性は良好、焼却可能と判断した。

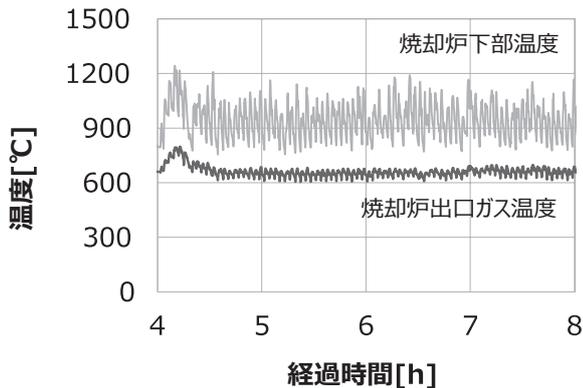


Fig. 17 Off-gas temperature during incineration of liquid waste

6. 終わりに

以上のように、NGK電気化学除染装置はこれまでのコールド試験より、除染ムラなく十分な除染性能を有していると評価しているが、今後も現地ホット試験にて、実廃棄物で除染性能を実証し、システムを確立する予定である。

国内の原子力発電所で廃止措置が進む中、最新の解体廃棄物の除染ニーズを把握し、NGKドライブラスト除染装置とNGK電気化学除染装置を組み合わせた提案とその実現で、放射性廃棄物発生量の低減に貢献していきたいと考える。

参考文献

- 1) 刈田陽一, “放射性廃棄物除染技術の開発,” デコミッションング技報, 第17号, (1997).
- 2) 小川雅輝, 神田昌典, 長縄浩幸, 村田雅也, “電気化学除染技術の開発,” 日本原子力学会「2015年春の年会」予稿集, A21, (2015).
- 3) 小川雅輝, 成宮一哉, 三野洋平, 神田昌典, “電気化学除染技術の開発(第2報),” 日本原子力学会「2017年秋の大会」予稿集, 2A02, (2017).

高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置に向けた取組みについて

佐久間祐一*、大西 宏行*

Status of Decommissioning for Prototype FBR Monju

Yuichi SAKUMA * and Hiroyuki OHNISHI *

高速増殖原型炉もんじゅは、2016年12月21日の原子力関係閣僚会議にて廃炉が決定されたことを受け、2017年12月6日に廃止措置計画認可申請書、2018年2月9日に原子炉施設保安規定の変更認可申請書を原子力規制委員会に提出した。その後、2018年3月28日に認可を取得し、廃止措置段階に移行している。本報告では、高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置計画の概要及び取組み状況について紹介する。

The Japanese government decided the permanent shutdown of prototype FBR Monju at the Inter-Ministerial Council for Nuclear Power on December 21, 2016. JAEA submitted in accordance with the decision an application for approval for decommissioning plan on December 6, 2017, and an application for approval to change safety regulations to NRA (Nuclear Regulation Authority) on February 9, 2018. NRA approved the decommissioning plan and the safety regulations on March 28, 2018, and Monju has entered into the decommissioning phases.

This report introduces the outline of the decommissioning plan for Monju, and current status of decommissioning activities.

1. 廃止措置計画の概要

1.1 高速増殖原型炉もんじゅの概要

高速増殖原型炉もんじゅの施設概要をTable 1及びFig. 1に示す。

「もんじゅ」の炉心部は、MOX燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料：Mixed Oxide Fuel）と周囲を取り囲むウラン238を主成分とするブランケット燃料集合体によって構成されてい

る。炉心燃料の部分で核分裂反応により放出された高速中性子をブランケット燃料の部分で吸収することで、プルトニウム239を生成する。冷却系は、1次冷却系、2次冷却系、水・蒸気系から構成され、ナトリウムと水が接触すると化学反応を起こし、熱と水素を発生するため、蒸気発生器伝熱管が破損した場合でもその影響が原子炉に及ぶことはないように2次冷却系を設置している。

1.2 廃止措置の工程

「もんじゅ」の廃止措置は2047年度で完了する予定としており、廃止措置期間全体を4段階に区分している。

「もんじゅ」は、燃料が原子炉にある状態で廃止措置に移行することから、燃料体取出し作業を最優先に実施することとし、第2段階以降に実施す

Table 1 Outline of Monju

炉型	ナトリウム冷却高速中性子型原子炉
定格熱出力	71.4万kW
定格電気出力	28万kW
総発電電力量	約1億kWh
燃料の種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物
発電日数	44日

* : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 敦賀廃止措置実証本部
(Head Office of Tsuruga Decommissioning Demonstration, Japan Atomic Energy Agency)

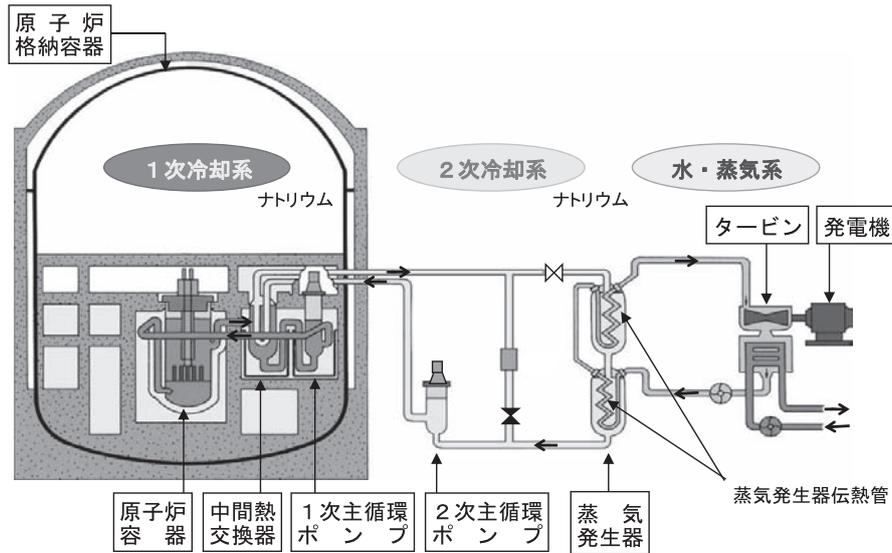


Fig. 1 System concept of Monju plant

る作業の具体的な方法、安全対策、必要となる性能維持施設の範囲、機能及び性能等については、各段階に着手するまでに廃止措置計画に反映して変更認可を受けることとしている。各段階における実施概要は以下の通りである (Fig. 2, Fig. 3)。

(1) 第1段階 (燃料体取出し期間)

第1段階においては、炉心へ装荷されている燃料集合体370体と、炉外燃料貯蔵槽 (EVST) に貯蔵されている燃料集合体160体の合計530体を取り出し、洗浄して燃料池に移送する。また、汚染の分布の評価を開始するほか、使用済燃料やナトリウムの処理・処分の方法に係る計画について検討

を行い、第2段階に着手するまでに廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

(2) 第2段階 (解体準備期間)

第2段階においては、汚染の分布に関する評価を継続するとともに、ナトリウム機器の解体準備及び水・蒸気系等発電設備の解体撤去に着手する。

(3) 第3段階 (廃止措置期間Ⅰ)

第3段階においては、水・蒸気系等発電設備の解体撤去を継続するとともに、ナトリウム機器の解体撤去を行う。

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

Fig. 2 Roadmap of Monju decommissioning

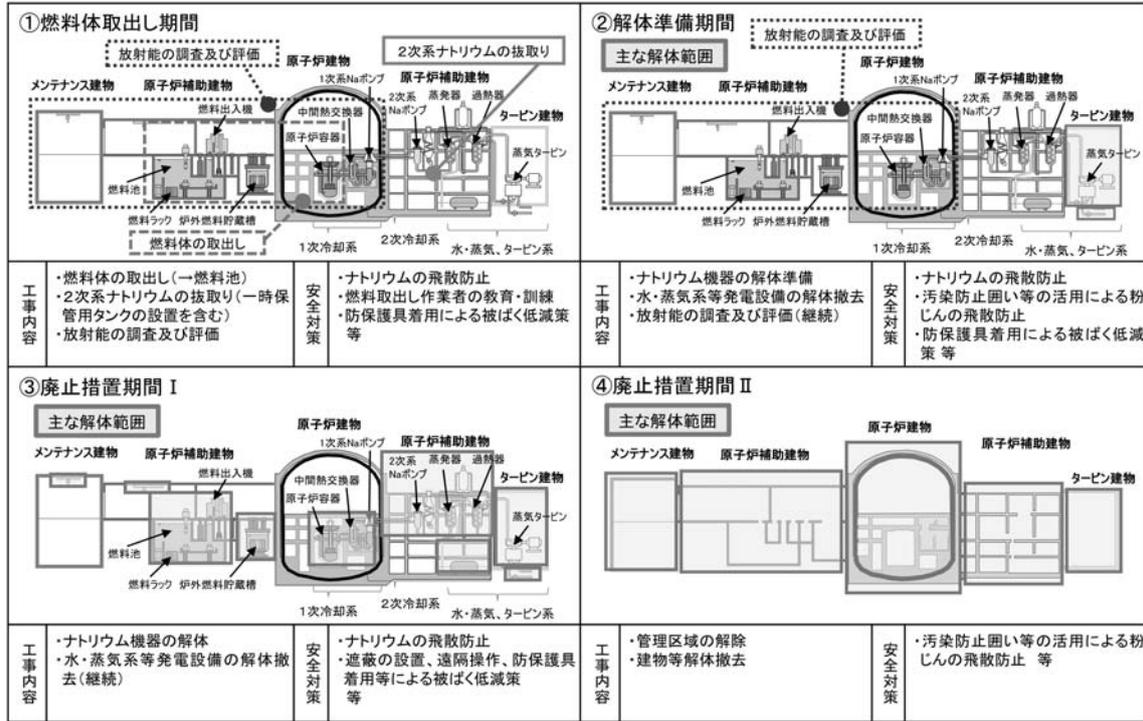


Fig. 3 Outline of the four implementation phases of Monju decommissioning plan

(4) 第4段階 (廃止措置期間Ⅱ)

第4段階においては、管理区域の解除及び建物等の解体撤去を行う。

2. 廃止措置に向けた取り組み

「もんじゅ」の廃止措置の安全かつ着実な実施に向けて、2018年4月1日に敦賀廃止措置実証本部を設置した。実証本部は、基本戦略や計画の立案、重要技術課題の検討を行う等、現場をサポートし、「もんじゅ」は現場に専念する体制で廃止措置を推進する。この新体制において、これまで原子力機構が培ってきた技術、経験に電力会社やメーカーの技術力を融合させることで、保安活動を着実に進めつつ、廃止措置を計画的かつ効率的に進める。

2.1 燃料体取出し作業

(1) 燃料体取出し作業の概要

「もんじゅ」の燃料体取出し作業は、原子炉容器から燃料体を取り出し、炉外燃料貯蔵槽で一時的に貯蔵する。その後、炉外燃料貯蔵槽から燃料体

を取り出し、燃料洗浄設備において付着したナトリウムを蒸気及び水によって洗浄し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する (Fig. 4)。

また、燃料体を取り出した後の炉心位置には、燃料体の取出しを安全かつ確実にを行うために、燃料体の形状、重量等を模擬した模擬燃料体等を装荷する。

「もんじゅ」の新燃料と使用済燃料の種類と貯蔵場所はTable 2に示す通りであり、Fig. 5に示す工程で燃料体を取り出す計画である。

まず、炉心から燃料体を取り出す前に、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している燃料体(100体)を取り出し、付着したナトリウムを洗浄して燃料池へ移送・貯蔵する。

その後は炉心から燃料体を取り出して炉外燃料貯蔵槽へ貯蔵し、さらに炉外燃料貯蔵槽から燃料池へ移送・貯蔵する作業を繰り返し、2022年度に燃料体取出し作業を完了する計画である。

(2) 模擬燃料体の製作

「もんじゅ」の炉心は、198体の炉心燃料集合体と、172体のブランケット燃料集合体などによって構成されている (Fig. 6)。

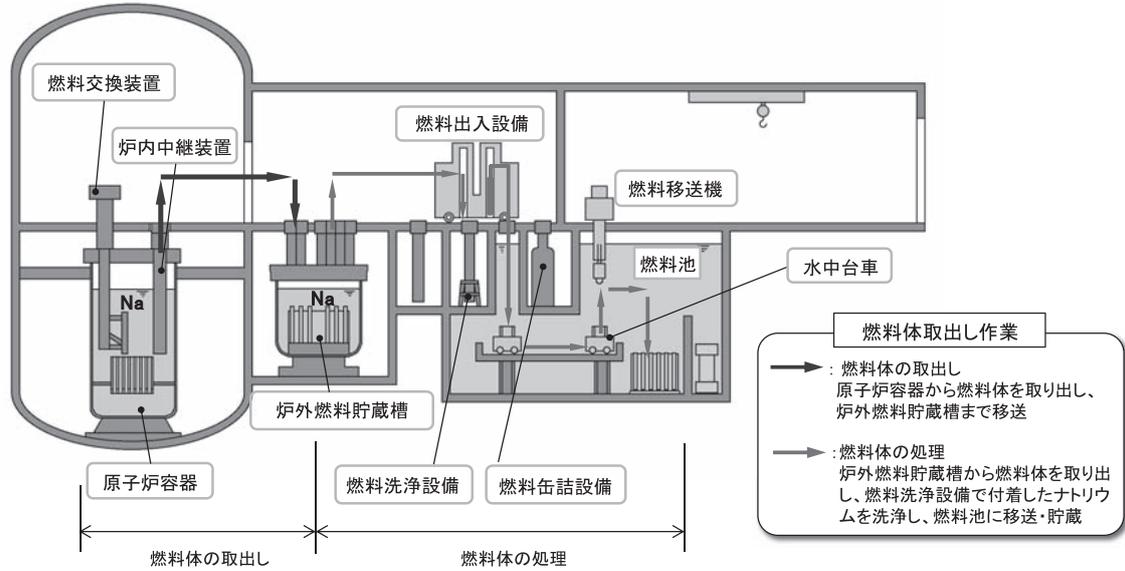


Fig. 4 Schematic flow of fuel unloading

Table 2 Amount of stored nuclear fuel assemblies

装荷又は貯蔵場所	種類及び数量				
	新燃料		使用済燃料		
	炉心燃料集合体	ブランケット燃料集合体	炉心燃料集合体	ブランケット燃料集合体	試験用集合体
炉心	33体	0体	165体	172体	0体
新燃料貯蔵ラック	4体	2体	—	—	—
炉外燃料貯蔵槽	0体	34体	116体	2体	8体
燃料池	—	—	1体	1体	0体

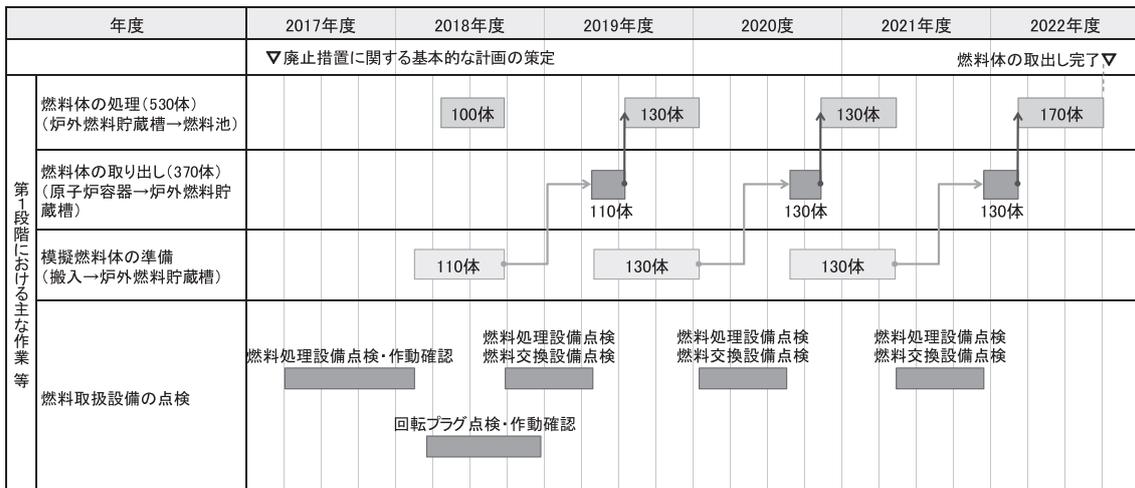
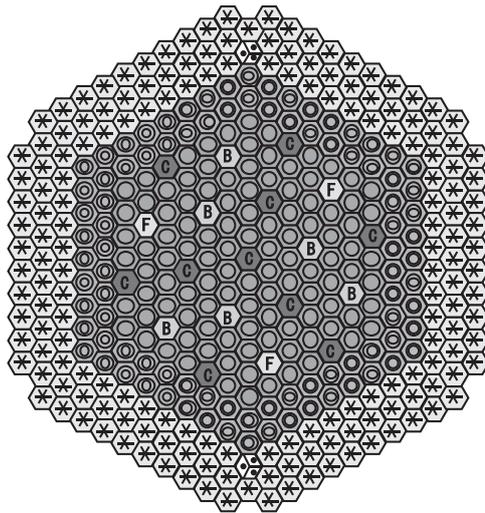


Fig. 5 Timeline for work in phase 1 (Fuel unloading)



炉心構成要素		記号	数量
炉心燃料 集合体	内側炉心	⊗	108
	外側炉心	⊕	90
ブランケット燃料集合体		⊗	172
主炉停止棒	微調整棒	⊕	3
	粗調整棒	⊗	10
後備炉停止棒		⊕	6
中性子源集合体		⊗	2

Fig. 6 Core composition of Monju

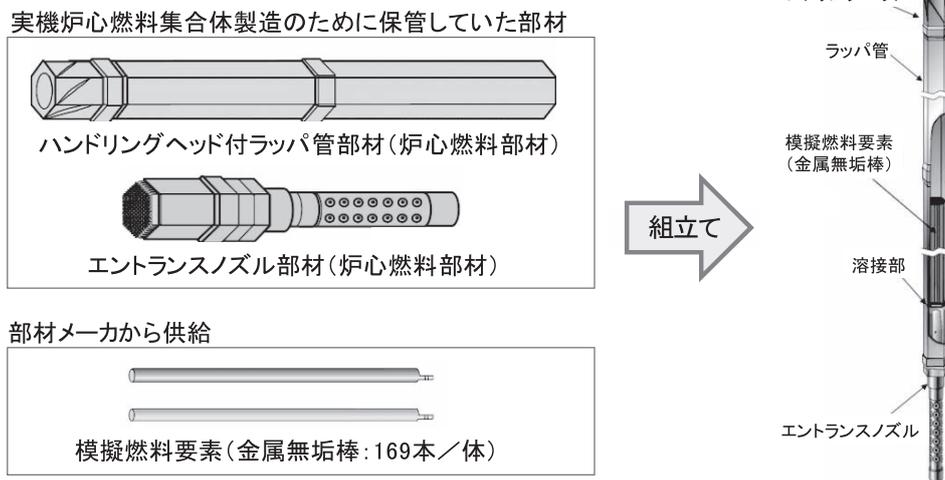


Fig. 7 Image of fabrication for dummy core fuel assembly

燃料集合体を炉心へ装荷する際は、燃料体の先端部分（エントランスノズル）を原子炉容器内の連結管に挿入するが、隣接する燃料によって支えあう構造となっており、地震発生後においても燃料取出しに支障が出ないように、グリッパ位置（集合体上部のつかみ機構位置）を確保するため、燃料を1体取出すごとに模擬燃料を1体装荷し、燃料を模擬燃料に交換することにより燃料体取出しを実施する。そのため、全炉心の燃料を取り出すためには、模擬燃料体を新規製作する必要があるが、炉心燃料用として調達してある部材（ハンドリングヘッド付ラップ管、エントランスノズル）があるため、それを活用して模擬燃料集合体の製

作を進めている（Fig. 7）。

一方、ブランケット領域用の模擬体は、炉心領域用とは構造が異なるため、メーカーにて新規製作を進めている。

(3) 燃料体のナトリウム洗浄

「もんじゅ」は、ナトリウム中にある燃料体を水の燃料池へ移送・貯蔵するため、燃料体に付着したナトリウムの除去が必要となる。ナトリウムの除去は、アルゴンガス雰囲気となっている燃料洗浄槽内にアルゴンガスと規定値の蒸気との混合ガスを吹き付けることにより、ナトリウムと水の酸化反応 ($\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaOH} + 1/2\text{H}_2$) を緩やかに

して実施する。

洗浄の進行状況は、ナトリウムと蒸気が反応して発生する水素濃度を監視し、タイマー設定により洗浄を終了する。ナトリウムの洗浄が進むとナトリウムと水の反応が減少し水素濃度が低下することから、最終的には運転員のプロセス値確認により洗浄完了を判断する。

湿潤ガス洗浄が終わると、燃料洗浄槽内へ脱塩水を注入し、ナトリウム・水反応生成物を脱塩水に溶かし出し、脱塩水を循環して仕上げの洗浄を行う (Fig. 8)。

なお、洗浄時の水素濃度は実績ベースで約 2 % であり、支燃性ガスもないため、水素燃焼には至ることはない。また、水素濃度が一定値以上に上昇した場合は、洗浄を停止し、速やかに洗浄槽内をアルゴンガス置換して、水素濃度を低下させる処置を実施する。

(4) 燃料池への貯蔵 (缶詰缶封入)

設計当時は、長期水中貯蔵期間中の被覆管健全性維持に係るデータが不足していたため、ナトリウム洗浄後の燃料体は缶詰缶に収納して燃料池に貯蔵 (水封入缶詰方式) することとしていた。一方、「常陽」の長期水中貯蔵したMK-I及びMK-II燃料集合体について、缶内水分析、燃料ピン重量及び外形寸法測定、パンクチャ試験、金相試験等

の照射後試験を実施し、その結果から、燃料破損や腐食の進展が生じていないことが確認された。

そのため、燃料池の水中貯蔵において、燃料体の監視を行うことにより異常等の検知を確実に行う観点や、廃棄物の低減の観点から、洗浄後の燃料を缶詰缶に封入せず (一部缶詰処理)、形状が同一なしゃへい体用ラックに保管することとし、新規に缶詰缶の製作 (約320体分) は行わないこととした。

なお、中性子しゃへい体用ラックは、貯蔵対象の燃料体数よりも容量が少ないため、一部の燃料体 (100体) は既存の缶詰缶に収納して燃料池の貯蔵ラックに貯蔵することとしている (Table 3, Fig. 9)。

Table 3 Spent fuel storage rack capacity

貯蔵ラックエリア	貯蔵対象	貯蔵可能容量
缶詰缶A用ラック	燃料体	1,410体
缶詰缶B用ラック	制御棒、固定吸収体	747体
しゃへい体用ラック	しゃへい体 (缶詰缶なし貯蔵)	401体

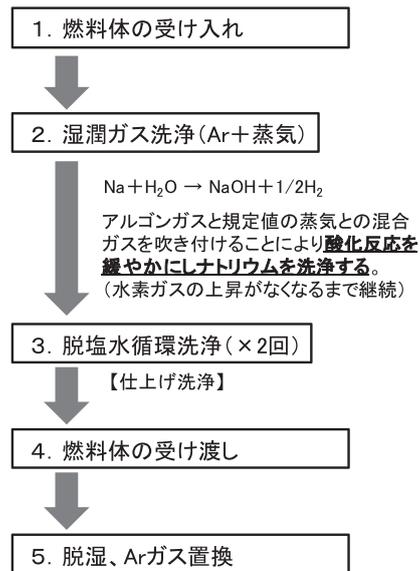
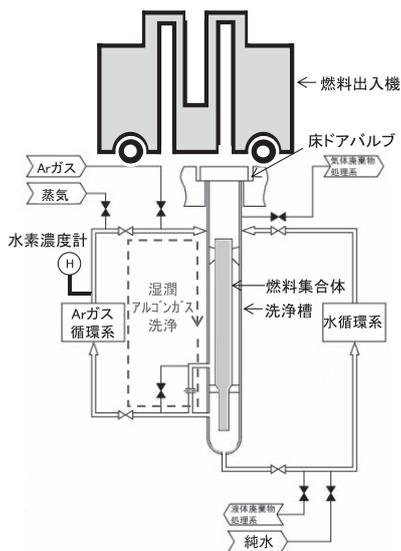


Fig. 8 Process of sodium cleaning of fuel assemblies

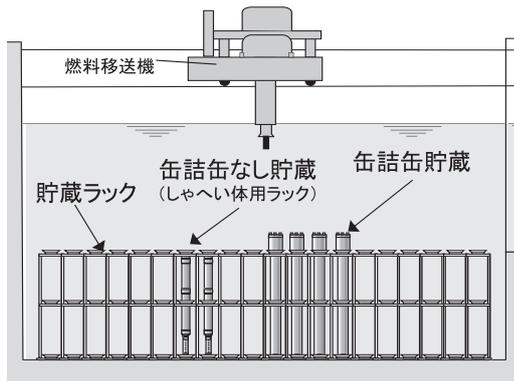


Fig. 9 Storage in spent fuel pond

2.2 燃料体取出し準備状況

(1) 燃料取扱設備点検等の実施

炉外燃料貯蔵槽から燃料体を取り出して燃料池に移送する作業に必要な設備(燃料出入設備、燃料洗浄設備、燃料缶詰設備、水中燃料貯蔵設備、燃料出入機と各設備の接続する箇所)に設置されている床ドアバルブ等)の点検を実施した (Fig. 10, Fig. 11)。

各設備の点検終了後、点検を行ってきた燃料処理・貯蔵設備の動作確認として、使用済制御棒を用いて、以下に示す「総合機能試験」を実施し、各設備の作動状態や一連の操作が自動運転で円滑に行えること(炉外燃料貯蔵槽→燃料池)を確認

した。

①使用済燃料取扱試験

燃料出入機により、炉外燃料貯蔵槽に保管中の模擬燃料体の吊り上げ等を行う。

②缶詰缶処理運転試験

自動運転にて、炉外燃料貯蔵槽に保管中の使用済制御棒を洗浄し、缶詰缶に収納した後、燃料池に移送、貯蔵する。

③缶詰・新燃料移送運転確認試験

自動運転にて、以下の2つの運転を並行して行う。

- ・炉外燃料貯蔵槽に保管中の使用済制御棒を洗浄し、缶詰缶に収納した後、燃料池に移送、貯蔵する。
- ・新燃料貯蔵ラックに保管中の模擬燃料体を、炉外燃料貯蔵槽に移送、貯蔵する。

(2) 燃料体取出し作業体制

安全かつ確実な燃料取出作業に向けて、25名により3つの班を構成し、運転と保守を一体化した燃料取扱体制を構築した (Fig. 12)。

操作員に対して、必要な机上教育に加え、燃料体の処理に向けた訓練を2018年6月から実施した。

炉外燃料貯蔵槽内の制御棒を燃料洗浄設備で洗浄し、缶詰缶へ収納した後、燃料池へ移送・貯蔵する手順について、操作盤を用いた確認(空操作)を実施した。また、警報(トラブル)が発報した

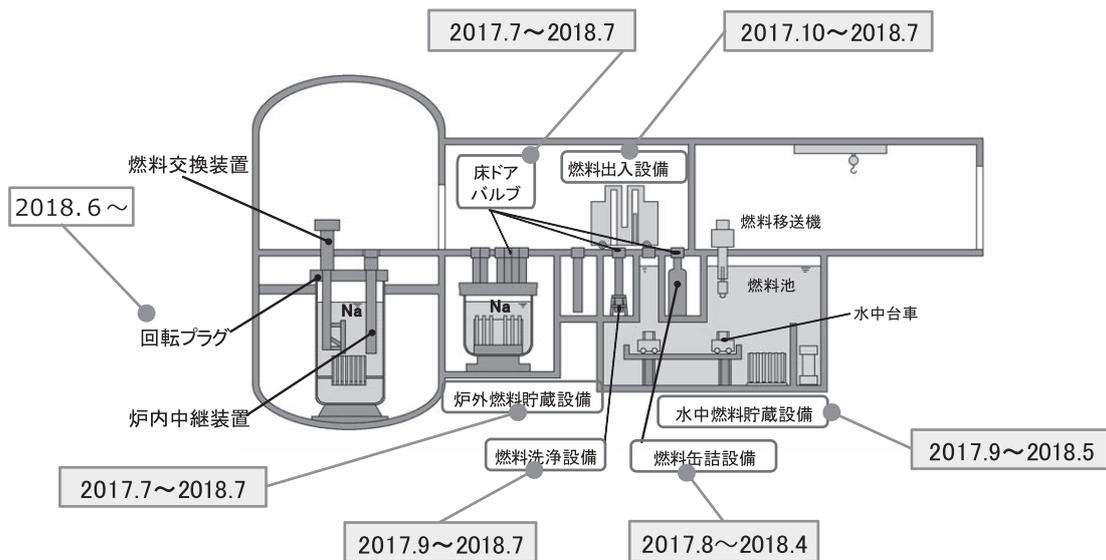


Fig. 10 Achievements of fuel handling system inspection

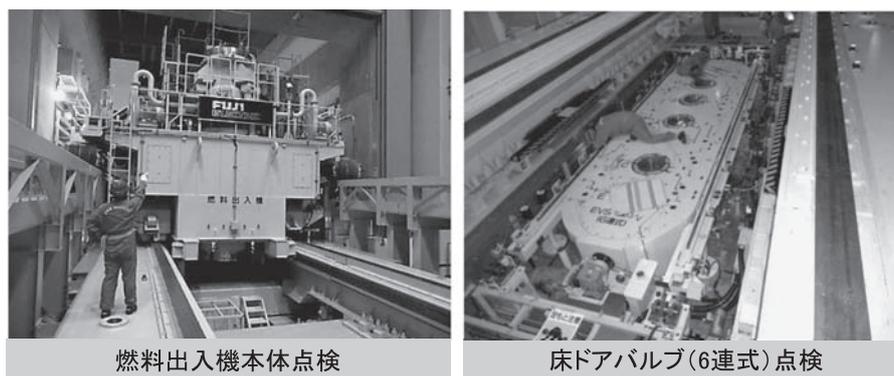


Fig. 11 Fuel handling system inspection

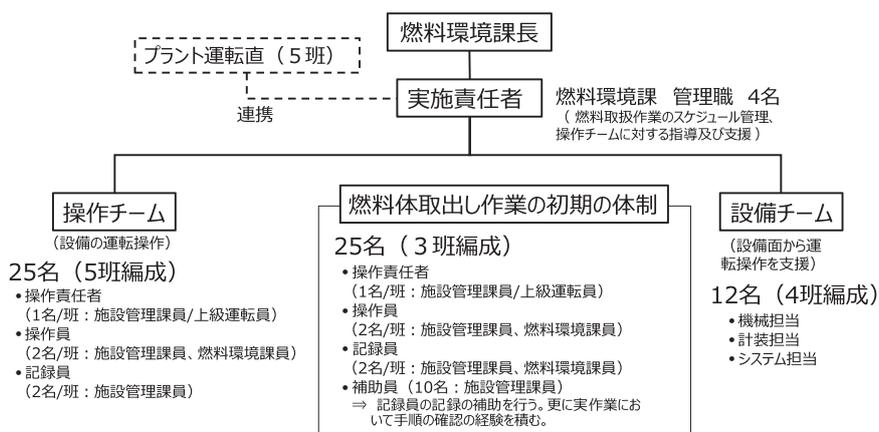


Fig. 12 The organization of operation teams and maintenance teams for fuel assembly handling

場合を想定したトラブル収束に向けた図上訓練、敦賀廃止措置実証本部を含めた現場組織と対外対応組織と連携した訓練を実施し、対応力の向上を図った。

今後は、操作盤（主制御監視盤／補助盤）を用いて、使用済制御棒及び模擬燃料体を実際に移送する模擬訓練を実施した後、使用済燃料体の処理作業を実施する。

使用済燃料体の処理作業の初期は、実績が少ないことを踏まえ、慎重に確認を重ねながら実施する。

2.3 2次系ナトリウムの抜取り

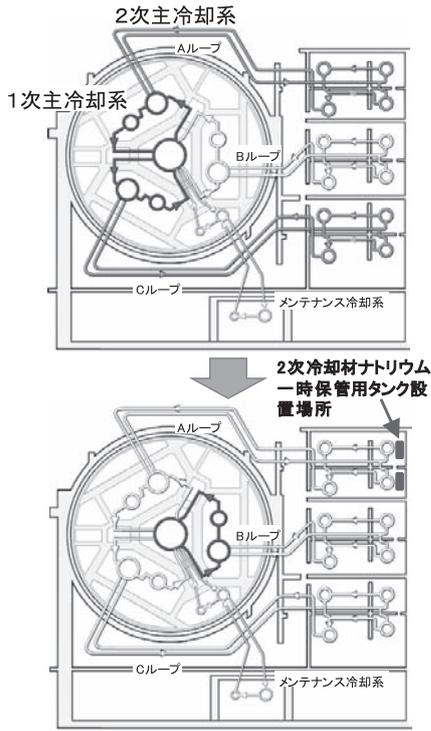
「もんじゅ」は、現在、崩壊熱が小さく、2次主冷却系設備による冷却が不要であることから、ナトリウム漏えいリスクを低減するため、2次冷却材であるナトリウムを2018年度にすべて抜取りタンクに保管する計画としている。

しかしながら、2次冷却系のナトリウム保有量 836 m³ (200 °C) に対して、既存のダンプタンク及びオーバフロータンクの容量は、それぞれ322 m³ (161 m³/基×2基)及び483 m³ (161 m³/基×3基)であり、31 m³のナトリウムを貯蔵することができない。

そのため、2次冷却材ナトリウムを全量抜き取るため、2018年度の実施に向けて、2次冷却材ナトリウム一時保管用タンク2基（容量25 m³×2）を搬入し、設置工事を進めている（Fig. 13）。

3. 国内外の英知の結集

高速炉の廃止措置については、Table 4に示す通り、5か国で進められている。そのため、長期にわたる廃止措置の完遂に向け、海外で先行している廃止措置の技術や知見等を積極的に取り入れて進めていくこととしている。



2次系全ドレン後の冷却系の状態
(1次系は1ループ運転)

Fig. 13 Secondary sodium drain

廃止措置計画の策定に向けて、2017年6月に英仏海外炉（スーパーフェニックス、フェニックス、PFR等）の情報調査を行い、燃料取出しやナトリウム機器解体及びナトリウム処理・処分に係る貴重な情報を取得した。これらの調査を通じて得られた情報を廃止措置計画に反映するとともに、国の廃止措置に関する基本方針で示された使用済燃料、ナトリウム、廃棄物の搬出及び処理処分の方針提示に対して、廃止措置第2段階までに結論を得るため、これらの検討に着手した。

また、仏国原子力・代替エネルギー庁（CEA）との間で「ナトリウム冷却高速炉の廃止措置協力活動における人員派遣取決め」に合意した。

平成30年3月には、炉心からの燃料取出し作業を終了し廃止措置中のフランスのスーパーフェニックス（SPX）から電力会社（EDF）の技術者を招へいし、技術会議を実施した。廃止措置最初の作業である燃料体の取出しに向けて、燃料取出し、燃料洗浄、それらの作業に係る安全管理、教育訓練計画と実施状況等について、SPXの経験を

Table 4 Fast reactor decommissioning in the world¹⁾

国	施設名	タイプ	冷却材	出力	運転期間	廃止措置の状況 (2017年1月時点の調査結果)
フランス	Rapsodie	実験炉	Na	4万kWt	1967-1983	1983-1994年：燃料取出し、Na処理及び1・2次系機器を解体。2030年までに廃止措置完了予定。
	Phenix	原型炉	Na	25万kWe	1974-2010	2016年許可取得。2022年燃料取出し完、2031年1次系Na処理完了予定。2045年廃止措置完了予定。
	Superphenix	実証炉	Na	124万kWe	1986-1998	1998年法的停止命令。2003年燃料取出し完。2015年Na処理完。2028年廃止措置完了予定。
イギリス	DFR	実験炉	NaK	1.5万kWe	1962-1977	2012年一部を除きNaK抜取り完。2018年燃料取出し完了予定。2025年廃止措置完了予定。
	PFR	原型炉	Na	25万kWe	1975-1994	1996年燃料取出し完。2008年Na処理完。2015年燃料サイト外搬出開始。2026年廃止措置完了予定。
アメリカ	EBR-I	実験炉	NaK	0.2万kWe	1951-1963	1975年廃止措置完了。
	EBR-II	実験炉	Na	2万kWe	1965-1994	1996年燃料取出し。2001年Na抜取り完。2002年から安全貯蔵。2015年グラウト注入による封鎖完。
	Fermi	実験炉	Na	6.5万kWe	1963-1972	1973燃料サイト外搬出完。1984年1次系Naサイト外搬出完。安全貯蔵。
	FFTF	実験炉	Na	40万kWt	1980-1992	2007年Na抜取り完。2009年燃料取出し等を含む放射能低減措置完。最終的措置まで監視保管。
ドイツ	KNK-II	実験炉	Na	2万kWe	1977-1991	1993年から廃止措置に着手。2001年原子炉容器廻りの解体開始。2021年廃止措置完了予定。
カザフスタン	BN-350	原型炉	NaK +淡水化	15万kWe +淡水化	1973-1999	2001年燃料取出し完。2012年燃料サイト外搬出完。50年安全貯蔵後解体、2075年頃廃止措置完了予定。

踏まえ議論した。

今後も、「もんじゅ」－「フェニックス」間での駐在員の派遣・交換や仏国等の技術者の招へい等を通じて、海外先行炉の廃止措置で培ってきた知見を「もんじゅ」廃止措置へ有効活用して進める。

4. おわりに

「もんじゅ」は、2018年3月の廃止措置計画認可後、廃止措置実証に特化した新たな体制の下で、燃料体取出し作業を安全最優先で進めているところであり、2022年度の燃料体取出し完遂に向けて安全かつ確実に進めていく。

また、第2段階以降の廃止措置計画の具体化に向けて、使用済燃料及びナトリウムの処理・処分

の方法、1次ナトリウム系機器の解体方法等について、着実に検討を進める。

安全性や効率性の高い廃止措置の実現を目指し、今後も、継続して廃止措置作業経験のある海外先行炉の知見を積極的に収集するとともに、人材交流を通じ、効率的な技術検討を進め、解決すべき課題に取り組んでいく。

参考文献

- 1) 日本原子力研究開発機構, “高速増殖原型炉もんじゅ廃止措置計画認可申請書の概要及び作業の安全確保について,” 第93回福井県原子力安全専門委員会, 資料No.1(2018).

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績
第1回 米国の主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴

宮坂 靖彦*、澁谷 進*、榎戸 裕二*

*Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of
Nuclear Power Plant in Overseas
(1) Overviews of the Representative Projects of
NPP Decommissioning in the United States*

Yasuhiko MIYASAKA*, Susumu SHIBUYA* and Yuji ENOKIDO*

今日、全世界では170基程の使命を終えた発電炉が恒久運転停止し、その大半で廃止措置が行われている。我が国でも2011年3月の東日本大震災の起因する東京電力福島第一原子力発電所の事故から7年が経過し、採算性の悪い「原子炉の廃止措置」（以降、「廃炉」ともいう）が増えてきた。原子力バックエンド推進センターは、廃止措置技術の普及に向けてこれまで国内外の原子力施設の廃止措置活動について関係機関の協力により研究開発を中心に各プロジェクトの進捗状況を当センターの技術誌デコミッションング技報にて論文掲載し紹介してきた。今回から連載するのは廃炉先進国といわれる海外諸国での廃炉プロジェクトの全体像を取りまとめ、我が国の今後のプロジェクトに資する情報を提供することを目的に各国の廃炉戦略と廃炉経験のポイントを取りまとめることとした。

第1回の本報では、米国NRCの廃止措置関連規制体系及び廃炉が最も進む米国において選択された戦略、すなわち「即時解体」及び「安全貯蔵」方式に基づく廃炉プロジェクトについて報告する。なお、次回以降、ドイツ、フランス、英国、スペイン等の順に実績・規制等の概況及び代表的なプロジェクト動向を紹介する。

米国では、発電炉は、2017年末現在で99基が運転中である。一方、これまでに恒久運転停止された発電炉は34基、そのうち14基で解体が完了している。廃炉に関するこの傾向は、経済性又は規制強化の観点からも続くものと予想される。1990年代の9基の廃炉の実績を見ると、最短（約8年間）のメイン Yankee 炉を含め2008年までに6基の解体撤去を達成、安全貯蔵を繰り上げたサイオン1号及び2号機も2011年から施設解体を開始し、2020年の規制解除が見込まれている。これらの廃炉活動では、一次冷却系の系統除染、炉内構造物/原子炉圧力容器の解体/除去技術、原子炉容器の一括撤去工法などの貴重な経験している。米国のこれらの廃炉戦略、実績、教訓等はその後の廃炉プロジェクト推進に大きな役割を果たしている。

Today, about 170 nuclear power reactors that have completed their mission in the whole world are stopped permanently, most of which are undergoing decommissioning measures.

Seven years have passed since TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident caused by the Great East Japan Earthquake of March 2011, and permanent shutdown followed by decommissioning of poorly profitable nuclear power reactors have increased rapidly in Japan.

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

The Radwaste and Decommissioning Center (RANDEC) has focused mainly on each decommissioning project, especially on research and development of decommissioning technology in cooperation with relevant organizations in Japan and overseas to disseminate the advanced decommissioning technology, and has published the results as paper in Journal of RANDEC for 30 years long.

The Journal of RANDEC will serialize overall feature of decommissioning project and experience in developed countries of decommissioning field and provide information that will contribute to future projects of domestic nuclear facilities decommissioning.

As the first series, the present report describes the outline of the NRC decommissioning regulation and an overview of the representative projects adopted DECON and/or SAFSTOR decommissioning strategy in the U.S.A so far. In the succeeding series of reports, decommissioning projects in European countries such as Germany, France, the U.K. will be introduced.

At the end of 2017, there were 99 commercial reactors licensed to operation in the U.S.A. Whereas the total number of nuclear power reactors closed in the past has been 34 and 14 nuclear power plants have already been dismantled. This trend is expected to continue in the near future for economic reasons or restriction on regulations. Permanently nine nuclear power reactors ceased operation during the 1990s, six nuclear power reactors including Maine Yankee have chosen Immediate dismantling (DECON), and completed until 2008. Zion-1 and -2 will be completed until September 2020. From the activities accomplished at each of these reactor sites the valuable experiences such as chemical decontamination of main coolant system, dismantling /removal techniques of reactor internals /reactor pressure vessel, and one-piece removal of reactor vessel have been obtained. The present paper describes the technical lessons learned and decommissioning strategy in the U.S.A contribute to planning and implementation of nuclear plant decommissioning thereafter.

1. まえがき

運転中の世界の発電用原子炉（以下、「発電炉」）の数は2017年末現在で453基、また、建設中のものが57基となっている。その一方、恒久運転停止し廃止措置に向かった発電炉は166基に達する¹⁾。また、これまでに廃止措置を完了した発電炉は米国を中心に約25基である。

わが国で初めてとなる発電炉の廃止措置は、「動力試験炉（JPDR）解体実地試験（約10年間）」で、1996年3月にサイト解放された。この実地試験により、施設特性調査、除染・解体技術、解体廃棄物の処理・分別、サイト解放に係る測定など各種の技術及び規制のあり方など将来の廃炉に関する知見を得ている（デコミッションング技報第14号及び15号参照）。その後、1998年に恒久運転停止した東海発電所は、現在、解体撤去中である（デコミッションング技報第52号参照）。我が国の軽水炉の廃止措置は、東京電力福島第一原子力発

電所の事故炉4基を除き、現在、12基となり本格的な廃炉時期を迎えた結果、作業員の被ばく低減、コスト低減、廃棄物の低減などの観点から一層の合理的な対策が求められている。

米国では、前述のように34基の廃止措置が進み、最近では極めて合理的な廃止措置計画に基づき作業員の被ばく、廃炉コスト、廃棄物発生量等の低減等が実現し、迅速で安全な廃炉活動が進められている。

本報告の2章では、米国の廃止措置に係る安全規制の整備状況と廃炉概況について述べる。3章では、米国における廃止措置経験、特に、サイト解放実績を数多く有する米国の廃止措置の特徴や実績を紹介する。4章では、最近の廃止措置準備中プロジェクトで即時解体又は安全貯蔵の選択・戦略等の動向を紹介する。最後に、主に米国での即時解体の実績からの知見を参考に、我が国の廃炉戦略等に対する提言を述べる。

2. 廃止措置規制及び発電炉廃止措置の概況

2.1 廃止措置規制

廃止措置に関わるNRC（原子力規制委員会）の規制は、効率的で整合性のとれるプロセスの明確化、1995年以前のケースバイケースでの実施規定の成文化及び公衆参加の機会を考慮した改正が1996年8月に行われた。また、サイト解放基準を1997年7月に公布し、2000年頃までに多くの指針、マニュアル等が整備された。米国の廃止措置に関する主な規制の概要は、ASMEから出版されているハンドブックを参考に以下に述べる²⁾。

(1) 廃止措置戦略（方式）の選択

事業者は、DECON（即時解体）、SAFSTOR（安全貯蔵）及びENTOMB（遮蔽隔離）の3方式から選択して申請し、運転停止後、60年以内に廃炉の完了が義務付けられている。なお、ENTOMB方式は、発電炉の場合、60年以内に規制解除に適合する放射能レベルまでの減衰が期待できないことから実質的に認められていない。

(2) 規制プロセス

発電炉の廃止措置の規制は、廃止措置実施段階で10 CFR Part 50の許可変更の規定により、Fig. 1に示すように恒久運転停止の前又は本格廃止措

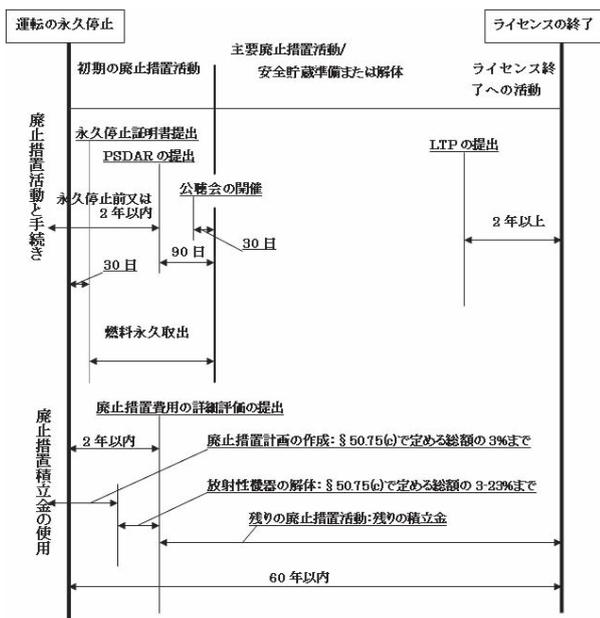


Fig. 1 Decommissioning timeline (NRC:RG1.184)

置活動の開始2年以内にPSDAR（停止後廃止措置活動計画書）の提出・承認及び最終段階のLTP（認可終了計画書）の提出・承認の2段階に集約される³⁾。一方、EP（環境保護庁）が、大気汚染等の規制のため、廃止措置中の排出規制、廃止措置サイトの解放、放射性廃棄物等に関連する規制上の多様な役割を担っている。

(3) 認可終了規制とサイト解放基準

最終的に、事業者は認可終了のための放射線防護基準（10 CFR Part 20 Subpart E）を満たし、規制当局によって確認されれば、認可を終了することができる。サイト解放基準は、無条件及び条件付解放基準を定めている。無条件解放基準は、総実効線量当量0.25 mSv/年以下であり、残留放射能レベルが合理的に達成可能な限り低くALARA状態まで下げる努力の実証を付加している。また、条件付解放基準は、無条件の基準を超える場合でもALARAであることの実証、第三者機関による管理、解析書の提出等で公衆の安全を守ることの保証である。NRCは、認可終了に関連するガイダンス：RG1.179、MARSSIM（多省庁間放射線測定・サイト調査マニュアル：NUREG-1575）、MARLAP（多省庁間共通放射線研究分析プロトコル・マニュアル：NUREG-1576）を整備している。サイト環境評価については、DOE（エネルギー省）のRESRADコード及びNRCのDandDスクリーニングコードが用いられている。DandDは、低レベル汚染が存在する場合、建家の表面濃度及び表面土壌の放射能濃度のスクリーニング値を提供している。

(4) 資金調達計画と基金の利用

廃止措置の計画・建設段階規制では、廃止措置への設計上の考慮、運転期間での資金確保について審査される。積立資金の使用計画は、廃止措置活動の許認可プロセスの時系列と合わせて活用することが定められている。

(5) 廃止措置中の安全規制

事業者は、NRCへの年次報告書を10 CFR 50.36a(a)(2)に従って、放出された気体、液体中の主要な放射性核種の量、公衆の受けたかもしれ

ない最大の被ばく線量を評価した情報、また、目標値を超えた場合には著しく超えた場合の違いの理由を提出する。NRCは、廃止措置中のNRCの検査について解体作業の進展に伴い、規制も段階的に減らすことができる検査範囲と期間を決定、効率的で適正を図る「発電炉の廃止措置検査プログラム (2561)」を1977年 (改定版2003年) に定めている、また、RG1.191 (防火設備の維持管理要件) (2001) に定め、特に解体撤去作業ではガス切断等用いること、また可燃性廃棄物が発生することから、十分な火災対策が要求されて管理の徹底を求めている。

(6) 放射性廃棄物の区分

低レベル放射性廃棄物の分類は、10 CFR 61.55により放射能濃度に応じてAクラス、Bクラス、Cクラス及びGTCC (Cクラスを超える廃棄物) に4区分されている。

(7) ISFSI (独立使用済燃料中間貯蔵施設)

DOEが計画するSF (使用済燃料) 及びGTCCは、処分場が未整備であるため、サイト内にISFSIを建設し、SF及びGTCCを一時的に貯蔵する方策が取られている。ISFSIに関する規則10 CFR Part 72は、建設要件、SF貯蔵キャスクの設計を承認する準拠証明書の発行の要件、手

順、基準などを定めている。

2.2 発電炉廃止措置の概況

米国では、現在、軽水炉99基が稼働し、新規の発電炉の2基が建設中である。一方、これまでに恒久運転停止された発電炉は、計34基であり、すでに14基の解体(サイト解放又は一部サイト解放)を完了し、さらに解体中の4基は2020年までに完了する予定である。1999年から2002年末まで恒久運転停止した原子炉はなかったが、2003年から2016年の間に6基が恒久運転停止され、DECON及びSAFSTORそれぞれ3基が選択されている。また、ENTOMBが3基、安全貯蔵中・安全貯蔵準備中又は解体準備中が16基である^{1), 4)}。今後、数基の恒久運転停止計画が公表され、米国でも本格的な廃炉時期を迎えている。以下に、1990年以降のDECONを選択した発電炉の計画・実績を主に記述する。

1990年代に恒久運転停止された9基の廃炉の概況をコスト、サイト解放状況等についてTable 1に示す^{4), 5), 6)}。DECONを選択したメインヤンキーなど6基は、すでに施設解体からサイト解放まで2005年から2007年の間に完了した。当初SAFSTORを選択したサンオノフレ1号機は、途中でDECONに変更、2008年までに施設解体を完了した。また、2011年から本格解体を開始したザ

Table 1 Summary of decommissioning projects of permanently eased operation during 1990th in the U.S. 2), 4), 6), 8), 5), 6), 8), 11), 14)

発電炉	運転期間	廃止措置戦略	コスト(百万\$)	サイト解放基準	規制解除
ヤンキーロー	1961～1992	DECON	306～750	無制限 (0.25 mS/y + ALARA)	2007年
サンオノフレ1号	1968～1992	SAFSTOR⇒ DECON	580	一部無制限解放	2030年 (2008年解体完了)
トロージャン	1976～1993	DECON	415～420	無制限 (0.25 mS/y + ALARA)	2005年
コネチカットヤンキー	1968～1996	DECON	427～860	同上	2007年
メインヤンキー	1972～1997	DECON	420～630	無制限 (0.1 mSv/y + 0.04 mSv/y)	2005年
ビッグロックポイント	1963～1997	DECON	290～500	無制限 (0.25 mS/y + ALARA)	2007年
ザイオン1号 2号	1973～1998 1974～1998	SAFSTOR⇒ DECON	978/2基	同上	2020年
ミルストーン1号	1971～1998	DECON/ SAFSTOR	692	未定 (LTP未提出)	2056年

イオン1号機、及び2号機も2018年現在、施設解体を完了、2020年9月に認可終了の見込みである⁴⁾。

系統除染は、除染効果に優れた酸化還元法であるCORD法又はDFD法により一次冷却系等の線量レベルを下げ、配管機器の撤去を容易にして作業者の被ばく低減などに寄与している。CORD法は、(独)Siemens社が開発し、廃止措置用に除染効果を高めたCORD/D/UV法である。またDFD法は、廃止措置用にEPRI(米国電力研究所)が開発した。これらの系統除染の実施例をTable 2に示す。DFD法を用いたメインヤンキーではDF(平均除染係数)31と高い値を示している⁷⁾。

RI(炉内構造物)の解体撤去は、GTCCが存在するので、過去に解体技術開発が重要課題で

あったが、多くのプロジェクトにおいてプラズマトーチ等の切断機器を装着するマスト型やマニピュレーター型遠隔解体装置が開発・実証され、技術の成熟が図られてきた。切断技術としては、熱的切断技術、機械的切断技術等の実績が多く報告されている。RIの切断技術例をTable 3に示す⁵⁾。最近のRIの解体技術には、二次廃棄物の回収処理等を考えた機械切断、研磨入り水ジェットが採用されている。また、RPV(原子炉圧力容器)一括撤去工法は、トロージャンなど7基で採用され、工期短縮、コスト低減など図る一方で、ザイオン1号機及び2号機ではRPVの細断工法が採用されている(Table 4)⁵⁾。

廃止措置コストは、1990年代にDECONを選択した8基について、EPRIの評価によると2008年

Table 2 Chemical decontamination of main coolant system⁷⁾

発電炉	系統	工法	除染範囲		回収樹脂(m ³)	除去放射量(TBq)	廃棄物除去量(kg)	平均DF
			面積(m ²)	体積(m ³)				
ビッグロックポイント	一次冷却系、蒸気ドラム系、化学処理系統	DFD* ¹	1000	121	15.2	15	Fe : 470 Cr : 63 Ni : 42	27
メインヤンキー	一次冷却系、化学体積制御系、余熱除去系	DFD	600	151	15	3.7	Fe : 120 Cr : 50 Ni : 115	31
コネチカットヤンキー	一次冷却系	CORD* ²	400	130	12.5	5	182	16

*¹ DFDの除染剤 (酸化剤: 過マンガン酸カリウム、還元剤: 希薄フッ化ホウ素酸/シュウ酸)

*² CORDの除染剤 (酸化剤: 過マンガン酸、還元剤: 酸シュウ酸、過酸化水素(UV)浄化)

Table 3 Cutting techniques for reactor core internals^{5), 15), 21), 29), 36)}

発電炉	切断技術
ヤンキーロー	プラズマアーク
メインヤンキー	研磨剤入り超高压水ジェット/機械式切断
コネチカットヤンキー	研磨剤入り超高压水ジェット
サンオノフレ1号	プラズマアーク/研磨剤入り超高压水ジェット
ザイオン1号、2号	円盤鋸/ドリル/バンドソー

ドル換算で平均が5.7億ドルである。その内訳は、人件費43.5%、撤去23.6%、廃棄物19%、その他14%である。この評価では、人件費の費用が特に高く、また、大型のトロージャン(定格出力110万kW)が約4.2億ドルと一番低く、プラント規模にあまり影響していないことを示した⁸⁾。

3. 代表的な廃炉プロジェクト

3.1 シッピングポート原子力発電所⁹⁾

(1) 概要

この発電所は、DOEが開発し、ピッツバーグの北西40 kmのオハイオ海岸に建設され、定格出力

Table 4 Results of onepiece removal, transportation and disposal of reactor pressure vessel ^{5), 9), 10), 13), 16), 17), 21), 25)}

発電炉 ・対象機器	廃棄体の製作 /重量/外寸法/直径×高さ	廃棄体の処分/ 輸送基準	輸送方法/処分場
SHIPPINGポート ・RPV+NST+RIs	コンクリート充填、コンクリート遮蔽/ 817 t/5.4 mφ×12.3 m	Cクラス/ B型緩和条件	特殊車輛・バージ/ DOEリッチランド
ヤンキロー ・RPV	コンクリート充填鋼製廃棄器(100t)/ 365 t/4 mφ×8.5 m	Aクラス/ LSAA型	特殊車輛・列車・バー ジ/バーンウエル
トロージャン ・RPV+RIs	LDCC充填、鉄遮蔽板取付/950 t/ 4 mφ×8.5 m (緩衝材含む1,020 t)	Cクラス/ B型緩和条件	特殊車輛・バージ/ USエコロジ社、ハン フォード
コネッチカットヤンキー ・RPV+RIs(一部)	RLDCC充填、鋼製廃棄容器/800 t	Cクラス/ LSA III, IP-2型	特殊車輛・バージ/ バーンウエル
メインヤンキー ・RPV+I+RIs(一部)	LDCC充填、鋼製廃棄容器/1,175 t/ 5.8 mφ×10.7 m	Cクラス/ LSA III, IP-2型	特殊車輛・バージ/ バーンウエル
ピックロックポイント ・RPV+I+RIs(一部)	LDCC充填、鋼製廃棄容器/300 t/ 3.8 mφ×7.7 m	Cクラス/ LSAB型緩和条件	特殊車輛・バージ/ バーンウエル
サンオノフレ1号機 ・RPV+I+RIs	LDCC充填、鋼製廃棄容器	未定	現在、サイト内保管中

RPV：原子炉圧力容器、NST：中性子遮蔽タンク、RIs：炉内構造物、RIs(一部)：RIsの約2/3、I：保温材、LDCC：低密度多孔質コンクリート

10万kWのPWR型(改造炉心;LBWR型)であり、1957年～1982年にわたり運転された。この炉の廃止措置は、廃止措置戦略はDECON方式を選択し、解体実地試験として次のことを目標に1985年～1989年間に実施された。

- ① 商業用原子力発電所を安全かつ適切なコストで解体すること
- ② サイト無制限解放基準(0.1 mSv/年以下及びALARA)を設定
- ③ 今後の廃措置計画に有益な情報の提供

この廃炉プロジェクトは、計画時のコスト0.98億ドルに対し実績0.91億ドル、作業員の被ばく総線量当量10人・Svに対してRPV一括撤去工法の採用等により実績1.55人・Svを達成した。

(2) RPV一括撤去工法・処分

RPV及びRIsの解体工法は、当初、それぞれ細断工法を採用する予定で、RPVの内からRIsを一旦撤去した。その後、再評価の結果、RPV一括撤去工法が採用され、細断工法に比べ安全でコスト的に有利であることからRIsをRPVの内に戻してコンクリート充填、RPVの外側に遮蔽体を取付け一体化したRPV廃棄体(4 mφ×12.3 m、約800 t)

を、バージ等でDOEのリッチランド処分場に運び埋設した。RPV一括撤去工法の実用的な手順、既存の解体技術で対応できる等その後の米国での発電炉の廃炉プロジェクトの先導的な役割を果たした。

(3) サイト解放

プラント撤去後のサイトは、他の用途に使用できる状態に復元され、放射物質及び有害物質の検査を伴うサイト解放の基本手順等の確立に寄与した。サイト解放の確認には、独立検査機関としてオークリッジ大学の環境測定・サイト評価計画部が選ばれた。サイト解放の許容放射能は、各種のシナリオに基づき、地下コンクリート構造物及び土壌に対して基準値を設定した。これらの経験は、サイト環境評価シナリオ設定など安全評価コード開発の基礎となった。

3.2 トロージャン原子力発電所

(1) 概要

この発電所は、オレゴン州ポートランド市の中心から車で約1時間の場所で、コロンビア川に沿ったサイトに建設された。1976年に運転開始したPWR型の電気出力117.8万kWの大型炉であ

る。PGE社（ポートランド電力会社）は、17年間の運転後、SG（蒸気発生器）の故障をきっかけに、経済性が他の発電施設に比べ低いとの評価に基づき、1993年に恒久運転停止した。廃止措置戦略DECONが選択された。解体作業は、1994年に開始され主な機器の解体撤去を2000年、生体遮蔽体の解体撤去を2002年までに終了した。サイト解放は、NRCの解放基準に基づき、LTP申請から2年半を要して2005年1月である^{10), 11)}。この廃炉プロジェクトでは、初期計画での約10億ドル対し約4.22億ドル、作業者の被ばく総線量当量、約6人・Svに対して3.35人・Svを達成した¹¹⁾。

(2) RPV一括撤去工法・処分

この廃炉プロジェクトでは、 SHIPPINGポートの経験を参考にRPV一括撤去工法を採用した。この工法は、RIs及びRPVを細断するのに比べ、コスト低減（約1/2）、工期短縮、作業者の被ばく低減（約1/2）、放射性廃棄物の発生量の低減などの利点が多いと評価した。この工法では、RPV内にRIsを撤去しないで軽量コンクリートを充填し、RPVの胴部外側に遮蔽用の鉄板を溶接で取り付け、輸送容器を兼ねた廃棄体にした。格納容器からの撤去工事は、1998年12月、特殊フレームを原子炉キャビティの上に組み立て、RPVを吊り上げ、次に水平に転回させ、先行工事のSG搬出に用いた格納容器開口部より外部に搬出した。このRPV廃棄体は、総重量約1,000 t、表面線量率1.7 mGy/h以下、表面から2 mの位置で87 μ Gy/h以下で輸送基準を満足した。RPV廃棄体の処分場への輸送は、トロージャン・サイトの仮設の港（バージスリップ）まで特殊トレーラで行い、コロンビア川に準備したバージに積み込みベントン、さらにハンフォード処分場に再度陸送し、1999年8月処分場の比較的深いトレンチに埋設された¹⁰⁾。PGE社は、安全に一括撤去工法の成功に対して、2000年に国際プロジェクト賞を受賞した。

(3) 大型タンクの解体

6基の大型タンクの解体撤去は、放射能汚染あるいは有害物質表面塗装されていることから主要機器の撤去作業に劣らず、設置場所への接近性、内部汚染レベルが高く、非常に困難な作業の一つ

であった。解体工法は、タンクの底部から切断する革新的な吊下げの手法、各種の切断技術、除染及び除染の拡大防止対策とする「Bottom Up」工法を採用し、成功している¹²⁾。

3.3 ヤンキーロー原子力発電所

(1) 概要

この発電所は、マサチューセッツ州のロー（Rowe）町に設置されたPWR型で1960年に初臨界、1961年に商用運転を開始した。最高設計熱出力は48,5万kWであったが、1963年に60万kWに出力を増加させた。その後、経済性が主な理由で1992年2月に恒久運転停止が決定し、廃止措置戦略DECONが選択された。本格解体を1993年に開始、SG 4基、加圧器1基、冷却ポンプ4基、汚染配管、アスベスト、RPVなどを1996年5月までにバーンウェル処分場へ搬出した^{5), 13)}。この廃炉プロジェクトは、廃止措置コスト約7.5億ドル（EPRIの2008年ドル換算評価：約6億ドル⁸⁾）、作業者の被ばく総線量当量は約6人・Svを達成した¹⁴⁾。

(2) RIsの解体工法とRPV一括撤去・処分

RIsは、総重量約60 tであり、燃料交換キャビティの水中でマニピュレーター・ブリッジを設置してプラズマアークで細断された。切断デブリの回収は、固体回収システム付きのカッティングテーブルを使用し、水質の管理にはろ過及びイオン交換により行われた。RIsの切断片は、放射能レベルにより遮蔽容器又はキャスクに収納した。特に放射能の高い炉心バツフルは、細長片に切断、燃料集合体容器と同寸法の容器に収納し、燃料プールに移送された⁵⁾。

RPVは、厚さ3インチ（76.2 mm）の鋼製で重量100 t輸送用のコンテナ内に収納し、2004年11月原子炉建家から一体で撤去された。RPVとコンテナとの間隙及びRPV内部には、80 tの軽量コンクリートが充填され、容器蓋を溶接付け、一体のRPV廃棄体とした。RPV廃棄体は、20 tの固縛用のワイヤーを含めると総重量365 tとなり、サイトから鉄道輸送の出発駅まで陸上輸送し、鉄道輸送1,770 kmを、9つの州を通過して、8日間かけてサウスカロライナ州のバーンウェル処分場ま

で輸送された。鉄道輸送には、重量物輸送専用の車両をカナダの鉄道会社から借り受け、米国内の9つの鉄道会社の協力を受けて行われた。RPV廃棄体の輸送は、ヤンキーローの廃止措置での最高のハイライトで綿密の計画と慎重な活動により成功裡に終了した¹³⁾。

(3) サイト解放

サイト解放においては、事業者は1997年にNRCへLTPを提出したが、NRCからMARSSIMの適用等が要求され、2003年11月にLTPを再提出、最終サーベイが2005年末となり、2007年8月ISFSIを除き無制限解放が承認された¹²⁾。長期間を要したサイト解放に関わる教訓は、放射性和非放射性的の両方が存在することを早期にかつ適格に把握しておくべき対策であった。PCBをベースとしたペイントやアスベスト等の危険物が存在し、予測不可能な作業範囲の拡大を経験した。原子炉本体回りのコンクリート汚染の深さは7～10 cm、サイト内の土壌汚染の深さは2 mであった。なお、解放された跡地は、SFが全てISFSIから撤去された後のヤンキーの所有地1800エーカー(7.3x10⁶ m²)の有効利用について検討されている¹⁵⁾。

3.4 メインヤンキー原子力発電所

(1) 概要

メイン州にあるこの発電所はPWR型(定格出力90万kW)である。1972年から運転され、多くのトラブルのため経済性が悪いとして25年間の運転の後、1997年8月に恒久運転停止された。具体的には不適切な配線の分離、漏洩の発生した燃料棒の交換、SG検査の必要性という問題である。廃止措置戦略は、安全実施可能でかつ経済的であるとしてDECONを選択した。廃炉スケジュールは、PSDARの申請をもって開始し、下記の3期間で大別され、サイト解放まで約8年間で完了した¹⁶⁾。この廃炉プロジェクトは、廃止措置コストを短期の解体効果もあり廃棄物処理・処分費も含め約5億ドル、作業員の被ばく総線量当量は5.15人・Svであり、また作業員の傷害率は非常に低く(0.26人/20万作業時間)である¹⁴⁾。

(2) 期間1：計画／準備 (1997年8月～1998年3月)

サイト特性サーベイ、エンジニアリング評価、プランニング、解体・処分の詳細手順書の策定、特殊工具の設計・調達及びサイトの準備活動を恒久停止後約8か月以内で完了している。最初にガンマカメラを積極的に使用して、解体する場所で最も放射能が高い場所を特定して、この部分を先行して取り除き、解体作業することにした。この効果は、被ばく線量が当量約1.5人・Svに減少すると評価された¹⁶⁾。

(3) 期間2：解体作業 (1998年1月～2004年9月)

一次冷却系の系統除染は、恒久運転停止の約2年後の1999年にDFD法により実施された。RIsの解体撤去は、4軸遠隔操作できるマニピュレーターに設置した研磨剤入り超高压水ジェットと機械的方法により2000年11月から開始し、計画評価0.57人・Sv対し実績0.29人・Svで完了した。3基のSGは、2000年に内部に軽量コンクリートを充填し、廃棄体として埋設された。RPVは、SGと同様にRIsの放射能レベルの低い部分(約2/3)と一緒にRPV内に軽量コンクリートを充填し、さらにRPVを鋼鉄製の容器に入れてRPV廃棄体(1175 t)を2003年7月にバーンウェル処分場に輸送、埋設された(Fig. 2)。格納容器の解体撤去は、在来工法及び制御爆破工法により2004年9月までに完了した¹⁶⁾。



Fig. 2 Maine Yankee RPV ready for transport to Barnwell by barge

(4) 期間3：サイト解放・修復 (2002年1月～2005年9月)

最初のLTPは2000年1月にNRCへ提出され

た。その後、同年12月末までに都合4回にわたり改訂された。サイトは、原子炉格納容器建屋等の解体後に最終サーベイを行い、2005年9月に無制限解放条件でLTP申請から約4年半を要して、更地化された (Fig. 3)。当初計画では、NRCの無条件解放基準を採用することとしが、地元利害関係者から厳しい条件が要求された。協議の結果、EPAが提案の0.15 mSv/年+0.04 mSv/年 (地下水) を参考にして0.1 mSv/年+0.04 mSv/年 (地下水) で合意した。このことは、地元の沿岸友の会の要求を採用し、法規制する側と利害関係を有する側の両者に対して良好な関係を有することが重要であった^{11), 16)}。



During operation (1998)



After site clean-up/ site release (2005)

Fig. 3 Maine Yankee site

3.5 ビックロックポイント原子力発電所

(1) 概要

この発電所はBWR I型 (定格出力7.5万kW) で、福島第一原子力発電所1号機と同型炉である。1963年に営業運転を開始し、当時、米国における最長運転記録を更新した。1998年8月、35年間の営業運転実績を残して恒久運転停止された。廃止措置計画は、運転中に予備廃止措置計画書を1995年3月に、さらにDECONを選択してPSDARを1997年9月に提出した。DECON選択

の理由は、運転経験者の知見等の活用、系統除染の技術の向上による被ばく低減が可能であり、さらに従事者の雇用を確保することが考慮された⁵⁾。この廃炉プロジェクトは、事前の総コスト1994年ドル評価で約2.9億ドルと見積もっていたが、EPRIによる2008年ドル換算評価では約5億ドル⁸⁾であり、2007年1月に完了した。

(2) 系統除染からRPV一括撤去・処分

廃炉作業は、恒久運転停止後に、まず一次冷却系の系統除染を1998年1月にDFD法で実施し、平均DF 27と良い結果を得ている⁷⁾。その後、RIs及び一次冷却系の撤去を2002年まで実施した。RPVは、コンクリートキャビティから吊上げ (Fig. 4)、キャニスタ (17 cm厚、約4 mΦ×高7.6 m) に収納し、RIsの低レベル部分 (約2/3) と一緒にRPV内及びキャニスタと間隙に軽量コンクリート充填、上蓋を溶接したRPV廃棄体を原子炉格納容器から搬出した。RPV廃棄体は、総重量約250 tであり、2003年10月にバーンウェル処分場に輸送・埋設された¹⁷⁾。

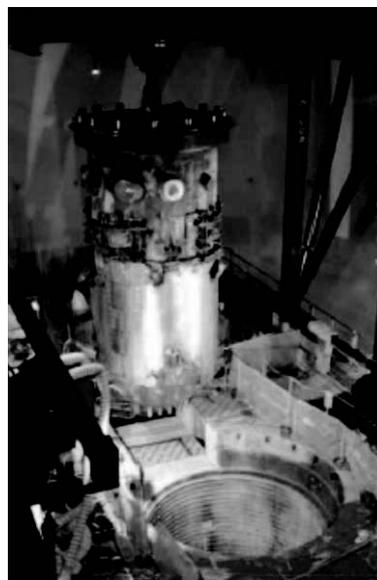


Fig.4 Big Rock Point RPV hoisted from concrete cavity (8/2003)

(3) 放射性廃棄物処理・処分

この作業は専門業者であるGTS Duratec (現、EnergySolutions) 社と契約し、放射性廃棄物を

オークリッジにある処理センターに輸送し、廃棄物の区分、処理、さらに金属については溶融し廃棄容器、遮蔽体などに再利用している (Fig. 5)¹⁸⁾。なお、解体した放射性廃棄物は、メインヤンキー、コネカットヤンキーなど多くのプラントでも同様に処理・処分が進められた⁵⁾。

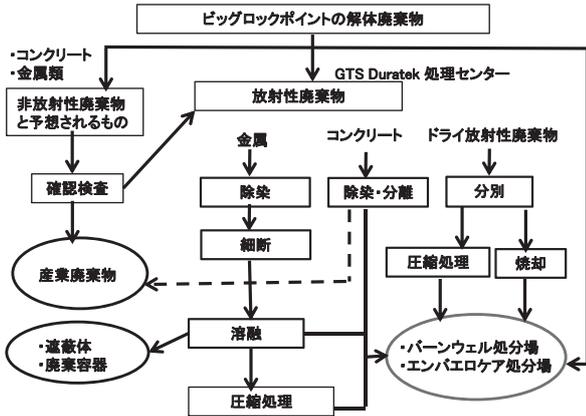


Fig. 5 Integrated waste treatment process flow diagram for Big Rock Point decommissioning

(4) サイト解放

サイト解放は、NRCにLTPを2003年4月に提出、最終サーベイを2005年8月に完了し、格納容器解体撤去及びサイト修復後にサイト緑化記念を2006年8月に地元住民の参加もとに実施し、 $1.76 \times 10^6 \text{ m}^2$ のサイトが無制限解放された。サイト解放に当たって、コンクリート破砕片をサイト内埋設対象と放射性廃棄物処分対象とに区分する分別システムを導入した¹⁹⁾。

3.6 コネチカットヤンキー原子力発電所

(1) 概要

この発電所 (PWR、定格出力60万kW) は、1967年から運転されたが経済性が悪いとの評価に基づき、1996年12月に恒久運転停止された。廃止措置はDECON方式を選択、NRCへのPSDARの申請を1997年8月に行い、本格解体を開始した。廃炉作業は、1990年Bechtel社を選択、ターンキー方式でプロジェクト管理、廃棄処理を専門業者に委託し、サイト解放まで約10年間で完了した^{2), 19)}。この廃炉プロジェクトは、廃止措置コストを約8.6億ドル、作業員の被ばく総線量当量は8.6人・Svであり、作業員の傷害率は1.27人/20万作業時間で

あった¹⁴⁾。

(2) 系統除染

一次冷却系の系統除染は、汚染レベルが特に高いRPV内をバイパスするループを作り、CORD法を用いて1998年に行われ、平均DF約16であった¹⁸⁾。この除染作業は、作業中に約 3.8 m^3 の放射能を含んだ水の漏洩トラブルを起こし、4回サイクル計画を2回サイクルで終了した。トラブルの原因は、配管の恒久運転停止による圧力上昇で1/2インチドレン管の取付け弁の破損であった。トラブルからの教訓は、圧力設定値の増加に循環ポンプの自動停止、除染プロセスの中止手順、想定される漏洩エリアの限定化などの対策が有効であった。除染結果は、10人・Svの作業員の被ばく低減効果であると評価された⁷⁾。

(3) SG撤去からRPV一括撤去・処分

4基のSGは、上部胴 (ドーム) と下部胴に切断して格納容器から搬出し、上部は再利用のためGTS Duratec社のオークリッジ処理センターに搬送された。下部は、バーンウェル処分場に輸送・埋設された。RIsの解体撤去は、原子炉キャビティ内での水中でガーネット研磨剤入り超高压水ジェットにより行われた。RIsのGTCCの部分は、キャニスタに収納、使用済燃料約 (1020体) と同様にISFSIに貯蔵された。RPV廃棄体は、RIsの中性子レベルの低い部分 (約2/3) を含めモルタルを詰めて密閉し、バーンウェル処分場に輸送・埋設された²¹⁾。

(4) サイト解放

最初のLTPのNRCへの提出は、2000年であり、その後、段階的にサイト解放が計画され2004年9月、2006年2月に一部エリアが解放された。NRCは、解放基準を満たしていると判断し、残りの $8.5 \times 10^5 \text{ m}^2$ のサイト解放を2007年11月に承認した²²⁾。

3.7 サンオノフレ原子力発電所1号機

(1) 概要

この発電所はロサンゼルス南約100 kmの海岸沿いに3基が建設された。1号機は、SCE社

(サザンカリフォルニア・エジソン) が所有するWH (ウエスティングハウス) 社製3ループ方式のPWR型炉 (定格出力41万kW) で1968年1月から1992年11月まで運転された。2013年6月に恒久運転停止した2号機及び3号機は、4章に述べるように2018年現在、DECON方式で解体準備中である²³⁾。SCE社は1994年11月に2号機と3号機の恒久運転停止までの間は1号機をSAFSTOR状態に置くDP (廃止措置計画) をNRCに提出した。しかし、1998年12月にSCEはPSDARを提出し、DECON方式の廃止措置活動が開始された。この廃止措置戦略の変更理由は、外部のコンサルタント等に依存せず、「発電所の最大の資源」である熟練技術者の技術を生かすこと、NRC新政策“当初計画より早く”に迎合させるためであった²⁴⁾。

(2) 廃止措置計画と準備

1999年7月に開始された廃止措置は、①1号機の解体及びISFSIの操業、②DOEへの使用済燃料の所有を移管までのISFSIの監視、③ISFSIと全施設の基礎の解体撤去及び2号機と3号機の2基の規制解除と同時に行う1号機の許可終了の3段階で実施される。ISFSIは2002年に完成し31個のモジュールの内18個が1号機の核燃料とGTCC用に割り当てられた。廃止措置費用は6.22億ドル (2001年時点) となったが、これは主に大型機器と炉内建造物の解体コスト見直しとISFSIの耐震性 (南カリフォルニアの地震対応) 対策のためであった²⁴⁾。

(3) 廃止措置活動の実績

大型建造物の解体撤去には球形格納容器の天井及び周辺建物の天井を開口し、RPV上部蓋、RPV本体、SG及び加圧器を外付けの180 t門型クレーンで撤去した。撤去後には格納容器内とその後の廃止措置作業用に天井を再び密閉した。2003年隣接する使用済燃料貯蔵プールに影響しないように格納容器を取囲む建屋の解体を開始した。プール側の解体には慎重にダイヤモンドワイヤーで一個約8 tのコンクリートブロックに切出された。球形格納容器を囲む球形鉄筋コンクリートは異常時の遮蔽用のもので約8,000 tが破碎された²⁴⁾。

RIは、ラズマアーク及び研磨剤入り超高压水

ジェットを用い細断された。RPVは、切断したGTCCを除くRIsを入れ軽量セメント詰め、また、RPVと廃棄容器との隙間にもセメント注入し、現在、サイト内に中間貯蔵した。3基のSGと加圧器は、鉄道でユタ州のエンバイロケア処分場にLLW (低レベル廃棄物) として搬送した^{4), 25)}。

2005年春には、395体の1号機の全使用済燃料がISFSIに保管された。2006年中には、格納容器の解体を終え、新燃料の貯蔵庫及び廃棄物建屋の地下構造物は3.6 m深さまで掘削された。敷地からは16,000 tのLLWを搬出した。2006年6月にプールライニング解体を完了した。廃止措置開始から7年に当たる2006年秋までに、球形格納容器、球形格納容器取囲壁の一部、ライニングの撤去、プール建屋、設備及び廃棄物建屋が撤去された。格納容器の球形コンクリートは内部から破碎され、これまでに約57,000 tの破碎材 (デブリ) がトラックと貨車で処分場に搬送された²⁶⁾。1号機の第一段階の廃止措置は2008年に完了した。SAFSTORをDECOMへ戦略変更してから約9年であった。さらに、2009年11月にNRCは1号機の敷地のサイト解放が10 CFR Part 20の規定適合していることを確認した²⁷⁾。

3.8 フンボルトベイ発電所3号機

(1) 概要

フンボルトベイ発電所はカリフォルニア州ユリーカ市の南西6 kmにあり、3号機 (BWR、定格出力6.5万kW) は1963年8月から1976年7月まで運転されたが、運転継続の非経済性から1983年6月にPG & E社 (パシフィックガス電力会社) は同機の恒久運転停止と廃止措置を発表した²⁸⁾。

NRCは、3号機の運転許可を“possess-but-not-operate” (POL認可: 核燃料所有のみ) への変更を1985年7月に許可した。1985年までに原子炉から全使用済燃料が撤去し、長期 (30年間) のSAFSTOR状態に至る措置が開始され、1988年7月にはSAFSTORの準備措置を完了した²⁹⁾。

1988年のSDP (安全貯蔵廃止措置計画書) では、SAFSTOR方式により30年間 (2015年まで) の安全貯蔵した後、3号機の解体・撤去を行う計画とした (理由: 使用済燃料の処分場が未整備及び長期保管で放射能減衰)。その後、1996年のNRCの

廃止措置規則改定を受け、SDPを変更し1998年2月にPSDARを提出し、換気ダクト解体等の活動を開始した³⁰⁾。PSDARでは、ISFSIの建設とその後の廃止措置活動が明記されている。なお、ISFSI建設の申請は2003年12月で、約2年後の2005年11月に建設が認可された。使用済燃料の燃料プールからISFSIへの搬送は2008年12月までに完了した²⁸⁾。

(2) 廃止措置計画の概要と費用

3号機の当初のSDPでは廃止措置は3段階で計画された³⁰⁾。

・期間1 (SAFSTOR準備期間) :

運転停止で不要な設備・機器及び廃止措置活動に不用な設備・機器を休止状態に移行し、また、燃料取出し、系統のドレイン、除染、機器・設備の休止移行措置を実施する。

・期間2 (SAFSTOR期間) :

使用済燃料プール及び放射性廃棄物処理施設の運転・保守、施設の定期サーベイ、サイト内外のモニター維持、立入エリアの線量低減、汚染防止用の除染を実施する。

・期間3 (施設の解体撤去) :

使用済燃料プールから燃料搬出後にプールを解体・撤去する。なお、1998年のPSDARでは換気スタックの撤去を含む限定的解体作業がこの時点で開始されている。3号機の本格解体作業は新火力発電所(化石燃料)が完成し、旧発電所を撤去後に行う予定で、2012年に使用済燃料プールの解体・撤去、圧力容器の撤去作業が開始される。

1995年12月のSDPによれば廃止措置費用は1.6億ドル(2000年基準)であり、1998年のPSDARによれば解体撤去開始時期を1998年とし、費用は2.1億ドルである。この見積もりにはISFSIの建設費が含まれる。なお、2015年までSAFSTORを継続した場合は1.67億ドルとなる。2009年3月にPG & E社がNRCに提出した廃止措置資金確保状況報告書では約4億ドルとなっている³¹⁾。

(3) 原子炉と建屋解体・撤去及びサイト解放

2012年のLTPでは、サイトの規制解除(サイト

解放)は、ISFSIを除くエリアの除染・解体終了した段階(2015年)で行われる³¹⁾。

原子炉の積極的な解体は2009年に開始された。切断作業はSNS社(Siempelkamp Nuclear Services)が「その場」完全遠隔方式により実施した。また、RPV解体は2014年に機械切断にて行われている。解体物廃棄物はAクラス廃棄物として移送キャスク収納され、一方、GTCC廃棄物は地下のISFSIのHoltec-Hi-Star型モジュール(1基)に収納されて5基ある使用済燃料保管用乾式キャスクとともに地下で保管されている³²⁾。

3号機建屋の解体は、2019年を目途に行い、現在の活動の焦点は土壌修復を含む最終サイト回復である。NRCによるサイト放射能測定と基準適合承認(サイト解放)は2020年を予定している³³⁾。

3.9 ザイオン原子力発電所1、2号機

(1) 概要

この発電所は、米国イリノイ州シカゴの北約40マイルのミシガン湖岸にあり、1、2号機はWH社製の同一型式のPWR(定格出力108,5万kW)で、4ループで構成される。プラント建設許可は、1968年12月に発行され、営業運転は1号機では1973年12月、2号機では1973年9月である。また、最終運転は1号機が1997年2月、2号機が1996年9月である。Unicom社及びComEd社(現Excelon)の取締役会は1998年1月にザイオン1、2号機の経済的利用(州の電力自由化を背景に営業収益と2基4億ドルのSG補修・交換費用の不均衡)から恒久運転停止を決定した³⁴⁾。

(2) 当初の廃止措置方式と選定理由及びDECON方式への転換

ザイオン発電所1、2号機の2000年5月のPSDARでは、2014年までのSAFSTOR方式の廃止措置が選択され、その後、2022年までにサイト修復を完了するとされた。SAFSTOR選択の理由はDOEによる使用済燃料引取りが最速でも2015年であること及び廃止措置基金準備が不十分なことであった³⁵⁾。

その後、2008年3月に、ComEd社は、この発電所の認可と関連基金をEnergySolutions社の100%子会社のZS(ザイオンソリューション)社に移

転し、NRCへの申請を許認可管理方式 (License Stewardship) で行い、速やかに解体作業を開始するとした変更PSDARをNRCに提出した。PSDARでは、燃料取扱建家に貯蔵されている使用済燃料、GTCC廃棄物を乾式キャスクに収納しISFSIに貯蔵する。これらはDOEの処分施設の運転開始により搬送される。基金と廃止措置事業への保証は事業期間中の事業予算と工程、信用保証協定、ユタ州クライブ放射性廃棄物処分場の拒絶できない利用、放射性廃棄物処分協定等の売買者代表間の保証文書に含めている³⁵⁾。

(3) 廃止措置計画と費用及び放射性廃棄物管理

ZNPSの2000年のPSDARでは、廃止措置の現場作業は2013年に開始とされた。この2013年は、当初の計画のSAFSTORを終えて廃止措置を始める2014年とほぼ同時期である。2008年の変更PSDARでは主な解体・撤去活動が示されている³⁵⁾。なお、RPV及びRIs等の解体撤去は前述のSiempelkamp NIS社が実施した³⁶⁾。

- ・RPVのヘッド制御棒駆動部枠と頂部機器の撤去と廃棄処分
- ・炉内構造物の遠隔水中解体と切断及び部材のキャスク収納
- ・気中遠隔によるRPV切断/細断と遮蔽容器への収納
- ・大型機器の搬出のための格納容器の改良及びSG及び加圧器の搬出と廃棄
- ・燃料移送カナル及び格納容器ライニング撤去、燃料貯蔵プールの除染と解体

この発電所の廃止措置見積費用は、2008年のPSDARでは9.8億ドル (2007年時点) であり、別の会社は2007年2月時点で10.4億万ドル (2006年) の見積額を提示した³⁵⁾。

解体された部材はサイト中央処理エリアで放射能測定が行われ、所定の放射線濃度以下であれば無制限放出され、放射性廃棄物はサイトから除去され追加的除染と処理 (分解、化学的除染、減容、処理、等) 用に裁断され、さらに、LLW施設での処分用に梱包される。汚染コンクリートと構造用鋼材は作業員の被ばく低減のため除染又は撤去される。

(4) 廃止措置の現況

2016年6月時点で主に格納容器の頂部の強化鋼鉄線 (格納容器の耐震補強材) の応力解除と撤去、タービン建家の放射線サーベアーが完了し、解体が進行中である。3月にはSG、加圧器、配管類、原子炉循環ポンプ等の大型構造物の取出しが完了した。この発電所の放射線の98%がこの年に除去されるか、ISFSIの乾式キャスクに定置された。ZS社によれば予算年度を2年短縮するスケジュールで進んでいることを示した。タービン建家の解体は2017年2月が予定されている。格納容器の解体は2017年10月に開始され、2018年に完了予定である³⁷⁾。

4. 廃止措置準備段階の廃炉プロジェクト

米国では、1998年7月に恒久運転停止したミルストン1号機のと、しばらくは恒久運転停止する発電炉はなかった。これは、当時の政府が97年末の温暖化防止京都議定書の国際公約達成のため、原子炉の寿命延長をエネルギー政策上の重要な柱の1つにすることを表明したことで、廃止措置から寿命延長へと方向が転換されたからであった。

その後、シェールガスに代表される化石燃料の安価な燃料の出現による経済性を主な理由に、15年振りに恒久運転停止する原子力発電所が相次いだ。2013年2月にクリスタルリバー3号機の運転停止の決定が発表されたあと、矢継ぎ早に、キウオーニー、サンオノフレ2、3号機、バーモントヤンキー等の運転停止が発表された。ここでは、各プラントの恒久運転停止に至った状況については詳述しないが、DECON戦略を選択したバーモントヤンキー (SAFSTORから変更)、サンオノフレ2、3号機、オイスタークリークの廃止措置の進捗状況を紹介するとともに、SAFSTORを選択した幾つかのプラントの現状及び近い将来に恒久運転停止することを公表したプラントについて述べる。

4.1 DECON戦略を選択したプラント

(1) バーモントヤンキー原子力発電所³⁸⁾

事業者のEntergy社は、1972年に運転開始した

この発電所（BWR：定格出力65.2万kW）の運転が2032年まで認可（運転寿命60年）されていたが、単機であること、運転コストが割高なこと、シェールガス革命や供給地域での卸売価格の低迷から、経済性がないとして2014年12月に恒久運転停止させた。同社は、当初、廃止措置戦略SAFSTORを選択し、SFを2020年までにISFSIに移送して、主要な除染・解体（D&D）を2068年から開始し、2075年に廃止措置完了の予定としていた。廃止措置費用は8.17億ドル（信託基金6.55億ドル、2014年単価）であった。

その後、事業者は、廃止措置戦略を見直し、SFの乾式貯蔵を2年前倒して2018年末までに完了し、廃棄物処理・解体企業NorthStar社とNRC許認可の移譲（売却）を2018年末に契約することで2016年11月に合意した。NorthStar社は、さらに、AREVA社、WCS社（Waste Control Specialists）、B&M社（Burns & McDonnell）と提携し、以下の役割分担を図っている。

- ・AREVA社：RPVとRIsの解体撤去及びSF管理サポート
- ・WSC社：廃棄物管理、梱包、テキサス処分場への輸送
- ・B&M社：技術・規制サポート

この契約によると、廃止措置方式をDECONに変更、2021年からD&Dを開始し、2030年までにSF乾式貯蔵施設以外のサイトを更地状態に回復させる計画である。最終的な許認可終了は2052年を予定し、SAFSTORに比べD&D期間の短縮も含め23年の工期短縮となる³⁹⁾。NRCは、パーモントヤンキー発電所の移管に関するエンタジー社の申請に対し廃止措置の資金と管理責任を引き受ける許認可管理に対し環境評価の認可、SF管理/廃止措置基金の管理を2017年12月に特別許可した⁴⁰⁾。

廃止措置準備活動としては、ISFSIの建設、キャスク製造、SF移送をSF管理専門のHoltec International社がEntergy社から受注し、SF移送を実施してきたが、2018年8月2日に全燃料の移送が完了している⁴²⁾。

(2) サンオノフレ原子力発電所2、3号機^{41)、42)}

SCE社のサンオノフレ2、3号機（PWR：定格出力112.7万kW）は、それぞれ2010年及び2011

年に取り替えたSGに不具合（伝熱管の摩耗）が発生し、運転再開の見通しが立たないこと、その間の代替電力の費用とSG検査・修理費が膨大になること、社会情勢の問題等から、2013年6月に恒久運転停止が発表された。

その後、2016年12月にAECOM社とEnergy Solutuoin社は、事業者のエジソン社と2基の廃止措置に関して契約を締結したことを発表、廃止措置は、両社による合弁会社であるSDS社（SONGS Decommissioning Solutions）を通して行われる。契約額（推定総費用）は、SF管理、除染・解体、サイト修復まで含めて44億ドル、これは信託資金などで賄われる。

PSDARは2015年に認可され⁴³⁾、廃止措置方式はDECONが選択された。最終のサイト修復（2030年）までの計画となっている。廃止措置の準備作業は2013年7月から開始され、これまで主要な作業としてSFのISFSIの増設と既存の湿式貯蔵プールの独立化への改造、施設・設備の外部要因からの安定化とリスク低減化（Cold & Dark）などが実施されてきた。SFのISFSIへの移送は、2017年半ばから開始され2019年には完了予定、また、廃止措置作業も2017年半ばから始まり10年間で完了の予定である⁴⁴⁾。

サンオノフレの従業員計画を、DECON方式の雇用状況の例として挙げれば、2013年に約1500名の従業員を約600名に、さらに2015年に600名を325名に削減したが、D&Dの10年間で新たに600名の雇用を予定している⁴⁴⁾。

(3) オイスタークリーク原子力発電所

この発電所は米国で最古参の大型発電炉（BWR：定格出力64.1万kW）であり、1969年12月に運開した。事業者のExelon社は2029年の運転認可終了を待たずに、要求されていた環境保護に関わる設備改善費も含め総合的な経済性分析に基づいて、2010年に同発電所を2019年末に恒久運転停止する計画を発表した（Nuclear News 2011年1月）。その後、恒久運転停止時期を前倒して現行の運転サイクルが終了する2018年10月とし、燃料や保守経費の管理の改善、従業員の再配置先の検討を行うことが公表された。

一方で、Holtec International社の発表によると、

発電所と土地及び使用済燃料の所有権を購入することでExelon社と合意。Exelon社が設置していた廃止措置信託基金も同社に移転され、プラントの廃止措置とサイト解放に係る作業のすべてを同社が管理することになる。取引は、関係機関の承認後、2019年の第3四半期までには完了する計画である。廃止措置戦略は当初SAFSTOR（期間60年）としていたが、DECONに変更、50年以上前倒しして8年以内に終わることが可能としている。廃止措置計画（改訂版）は、NRCの審査・承認期間中にパブリック・コメントにも付される。2020年には即時解体が開始される。

4.2 SAFSTOR戦略を選択したプラント

(1) クリスタルリバー原子力発電所3号機

事業者のDuke Energy社は、2013年2月、この発電所の3号機（PWR：定格出力89.9万kW）の再稼働を断念し、恒久運転停止を発表した。2009年当時の事業者は、出力増強のための2基のSG交換工事を経費削減ため自社で実施することとしたが、格納容器コンクリート側壁にSGを搬出搬入する開口部を設置する際にコンクリート剥離が発生、次いで2010年に損傷部分の修理を試みたがさらに悪化させた。2011年7月に事業者は追加修理の費用が高額なため、修理せず恒久運転停止を決定し、SAFSTORを選択し、認可の終了時期を2074年とした。廃止措置費用は、約11.8億ドル（2013年価格）である。SFは、ISFSIへの移送を2018年1月に完了した⁴⁵⁾。PSDARは、2013年12月にNRCに提出され、2014年8月に承認された⁴⁶⁾。SAFSTOR準備作業は、系統や構築物、機器・装置類について、安全管理上で機能しないようにする処置及び継続使用する機器等の改造を2019年第1四半期までに完了する予定である。

この発電所の従業員計画を、SAFSTORの雇用状況の例として挙げれば、2013年2月の従業員約600名のうち、2015年7月時点では75名がサイトに残留、約300名はDuke Energy社の他の部署に配置転換、約200名は退職手当を得て離職している⁴⁵⁾。

(2) キウオーニ原子力発電所⁴⁷⁾

事業者のDominion社は、電力供給地域で予定さ

れる卸売電気料金が安くすぎて経営上見合わないことを理由に、2012年10月にこの発電所（PWR：定格出力59.0万kW）を2013年半ばに恒久運転停止すると発表し、同年5月に運転を終了した⁴⁹⁾、⁵⁰⁾。

同社は2005年にこの発電所を買収後、中西部に電力網を構築するための他の原子力発電所の落札に失敗、経済的な運営の道が閉ざされ、2011年4月に売却を決定した。同発電所の運転認可は2033年まで延長されていたが、買い手が現れず恒久運転停止に至っている⁴⁸⁾。

PSDARによれば、廃止措置策戦略はSAFSTORを選択し、運転終了後、2020年までに使用済燃料SFをISFSIに移動し、約50年のSAFSTORを経て解体撤去に着手、廃止措置期間としては計60年、完了を2073年としている⁴⁹⁾。同社は、下記のようなSAFSTOR戦略のメリットを挙げている。

- ・廃止措置中の作業員の被ばく線量低減
- ・放射性物質の低レベル廃棄物処分場への運搬量の削減
- ・必要とされる廃棄物処分スペースの削減
- ・恒久運転停止直後の数年間のコスト削減、など

PSDARによれば、SFをISFSIへの移動期間が2016年末までに、また、敷地外への搬出完了が2048年までに短縮された。それに伴い廃止措置費用は当初計上の約9.2億ドルから約8.5億ドルに削減された。SAFSTORへの移行は2017年から前倒しし、主要な解体撤去工事の開始が2069年、廃止措置完了（認可終了）が2073年は変更されていない。運転終了後、安全上必要な系統を除き不要な系統は、ドレーン等の措置がなされ、廃止措置計画に従って「乾燥・休止」状態でその後50年にわたり保管される。施設は安全な状態に維持され監視される⁵²⁾。

(3) フォートカルホーン原子力発電所

この発電所（PWR：定格出力53.0万kW）は2013年に2033年までの20年の運転期間延長が許可されたが、事業者のOPPD社（オマハ電力公社）は2016年10月、この炉の恒久運転停止を決定し、廃止措置方式をSAFSTORとした。廃止措置費用は12億ドルと見積られている⁵³⁾。運転停止の理由は、OPPD社の発表によると、天然ガス価格低下と同

来が小出力かつ単機プラントであり経済的競争力が失われたこととされた (World Nuclear News, 2016. 10. 25)。

運転終了後は、原子炉からSFを抜取り貯蔵用プールに全数移送した後、廃止措置フェーズに入る。廃止措置計画は、2017年3月に申請された後、2018年3月にNRCの最初の審査に付されている⁵⁰⁾。

4.3 廃止措置を予定する運転中のプラント

プラントの恒久運転停止の決定には事業者の経営・財政上の判断が大きく働いているが、共通的には①運転保守や設備・機器の修繕・改造に要するコスト高(単機の場合は特に)、②シェールガス革命や供給地域での電力卸売価格低迷、さらに、日本とは異なる複雑な電力供給体制・システム上の要因がある。他方で、CO₂「ゼロエミッション」の目標達成や立地地域社会の経済状況に果す原子力発電の役割が再評価され、CO₂を排出しない電力への財政支援策などがイリノイ州やニューヨーク州で法制化されている。これらを受けて、恒久運転停止の決定に将来の裕度を持たる事業者もあり、決定を撤回し再稼働するプラントや運転継続を発表するプラントも出てきている。以下の情報は各事業者のHP等からトピックス的に収集した情報である。

(1) 早期の恒久運転停止を公表した発電炉

i) ピルグリム及びパリセード原子力発電所

事業者のEntergy社は、2016年4月にピルグリム発電所(BWR:定格出力71.0万kW)を2019年5月に、また、同年12月にパリセード発電所(PWR:定格出力85.7万kW)を2018年10月にそれぞれ恒久運転停止する計画を発表した。電力市場の厳しい環境での収益減少及び運転コストの上昇による事業リスクがその理由である。恒久運転停止の後、ホルテック社が両発電所を買収することでエンタジー社と合意したと発表、これには発電所の認可と使用済燃料、廃止措置信託基金などが含まれている。同社はDECON選択し2020年にもピルグリムの廃止措置作業を開始し、約8年で主要な作業を終えるとしている。

ii) インディアンポイント原子力発電所2、3号機

Entergy社が所有する同発電所の2基(PWR:定格出力106.2万kW、同107.6万kW)の恒久運転停止が2017年1月に発表された。同発電所の安全性・信頼性に関する大規模な訴訟や交渉を経ての結果とされる。また、同州の環境目標にとって原発の重要性は大きいものの、福島第一原子力発電所の事故によって、世界有数の大都市に近接する原子力発電所への懸念の方が勝った結果である。

2号機は2020年4月に、3号機は2021年4月に恒久運転停止の予定である。

iii) デービスベッセ、ペリー及びビーバーバレー原子力発電所

事業者のFES社(FirstEnergy Solutions)は、2018年3月、電力価格の低迷や電力需要の伸び悩み、自由化市場オークションで十分な電力容量の確保が困難なこと等の理由によりオハイオ州とペンシルベニア州で運転する3サイトにある4基の発電炉(デービスベッセ(PWR:定格出力95.6万kW)、ペリー(BWR:同132.2万kW)、ビーバーバレー(PWR:同96.2万kW、同95.5万kW)の恒久運転停止を決めた。2020年にデービスベッセを、2021年にはペリーとビーバーバレーにある2基が運転停止する。一方で、恒久運転停止予定日までの運転期間中には、対象プラントを法的に救済する道の追求や売却という選択肢も模索している。

iv) デュアンアーノルド原子力発電所

事業者のNEER社(NextEra Energy Solutions)は、2018年7月に、2034年まで運転認可を有する同発電所(BWR:定格出力59.7万kW)を2020年後半に恒久運転停止と発表した。最終決定には今後、州の公益事業委員会等から承認を得る必要がある。NEER社によれば、アイオワ州で唯一の発電炉であるデュアンアーノルド発電所を早期に恒久運転停止することにより、同社と電力供給契約を結んでいる公益事業体アライアント・エナジー社はその顧客は恒久運転停止後約21年間で、エネルギー・コストを約3億ドル節約することが可能としている。

今後は、代替電力源として再生可能エネルギーや安価な天然ガス発電などの採用を関係者間で模

索していくことになる。

(2) 恒久運転停止公表後に再稼働したプラント

i) フィッツパトリック原子力発電所

事業者のEntergy社は、2015年11月に同発電所(BWR:定格出力87.9万kW)を経済性を理由に2017年1月に恒久運転停止してSAFSTORに入ると公表したがニューヨーク州の公益事業委員会が2016年8月に、CO₂を排出しない発電設備に対する財政支援プログラム(CO₂ゼロ排出クレジット(ZEC: zero-emissions credit)による支払を受ける。)を盛り込んだ「クリーン・エネルギー基準」を採択したことから、大手原子力発電事業者であるエクセロン社が同発電所を買収し、運転継続する計画を明らかにした。2017年2月には燃料交換とメンテナンスが完了し、3月1日から新たな運転サイクルで再稼働するに至っている。

同様に、事業者社が2016年6月に、上記の財政支援プログラムの承認が2016年9月までに判明しない場合は運転終了する意向を示していたギンナ発電所とナインマイルポイントの2発電炉について、上記「基準」が採択されたため運転継続となった。

ii) クリントン及びクアドシティーズ原子力発電所

Ecelon社は、2016年6月、クリントン発電所(BWR:定格出力107.7万kW)とクアドシティーズ発電所(BWR:定格出力91.2万kW)の恒久運転停止を発表し、発表に当たりNRCへの恒久運転停止通知の期限を含め、資産売却に関わる手続き、地域雇用や経済への影響など具体的な項目を明示した。その後、クリーンエネルギーの拡充や原子力発電をCO₂を排出しない発電源と見做す「将来のエネルギー事業に関する法案」(Future Energy Jobs Bill)が同年末に成立したことにより、同社は、改めて両発電所を10年間は運転継続し、雇用を保障するとともに、400名以上の従業員を新たに雇用するとした。

5. まとめと提言

米国の発電炉の廃止措置は、すでに14基が完了し、さらに4基が2020年頃までに完了が見込まれ

ている。現在、約20基の発電炉で廃止措置が進行しているが、今後は、現在運転中の99基の発電炉のうち20年の運転延長を行った発電炉も遅くとも10年後から順次運転が停止され廃炉に向かう。米国の廃炉規制、廃炉戦略の選択、廃炉プロジェクトの主要な特徴と取組みを下記に要約する。

- ・ NRCの廃止措置規制は、PSDAR及びLTPによる2段階規制、サイト解放基準、各種の規制関連マニュアルなど2000年頃までにほぼ整備され廃止措置業務の円滑化に大きく寄与している。
- ・ ISFSIによるSFの中間貯蔵は、廃止措置中の安全管理、コスト低減及び工期の短縮観点から重要視されている。
- ・ 1990年以降に選択された廃止措置戦略は技術的成熟によりDECONが多い。また最近10年ほどで、それまでに選択されたSAFSTORからDECONへの変更傾向がみられる。
- ・ EPRIのDFD法やAREVAのCORD法等の優れた系統除染技術は、解体現場の放射線線量率を低減し、また、RPVやRIsの遠隔解体技術の確立やRPV一括撤去工法の採用などでDECON戦略選択を可能にした。
- ・ トロージャン、メインヤンキー、ビッグロックポイント等での廃炉経験は、その後の廃炉プロジェクトの計画立案、実施時の安全性、コスト低減などに反映されている。
- ・ 廃炉プロジェクトの工事請負事業は、制度的に成立し、ザイオン発電所では発電所の資産及び許認可の一括移譲を行うことにより廃炉の迅速化が図られている。
- ・ 廃炉現場作業の軽減を図るため、放射性廃棄物を廃棄物処理・処分の専門業者に引き渡し、効率的に処理・処分している。金属廃棄物は遮蔽体や廃棄物容器等として利用されている。
- ・ サイト解放基準の適用は、NRC基準を適用したサイトとメイン州の要求を受入れたメインヤンキーなどに分かれている。メインヤンキーの場合、サイト解放にLTP申請から長期間要したことから早くから地元関係者との関係のコミュニケーションが重要性を指摘されている。
- ・ 人件費は、廃炉コストの約44%を占める。プ

ラント規模による差は大きくなく、経験を有する技術者の活用が特に有効であるとしている。

最後に、米国での動向を参考に日本の廃炉戦略への提言を以下に述べる。

技術的な課題は、JPDRや SHIPPINGポートなどで1990年前半までに国際的に実証され、さらに米国の廃炉プロジェクトに見られるように要素技術の高度化も個別プラントへの最適化を通して、2005年頃までに大部分が解決されている。米国の廃止措置戦略と戦術と比較して、我が国の最近の発電炉の廃止措置計画は、30～40年間を要するとして申請されている。運転期間を原則40年（1回限り最長20年まで延長可）とする現行規制の下では、いかにも長いとの印象は否めない。工期が長いと施設維持・管理費等の拡大が予想され、早期に解体撤去する戦略も十分に検討に値する。

廃炉プロジェクトを安全かつ合理的に推進には、そのマネジメントは事業者にとってだけでなく廃止措置に関わるステイクホルダーにとっても大きな関心事である。事業者とステイクホルダーの関係は、意思決定プロセスと説明責任に集約される。廃止措置計画や実施の透明性はもちろんのこと、米国においてはそれらの決定プロセスに、地域の多様なステイクホルダーの参加が要請されている。我が国に照らせば、ステイクホルダーとしては、国や規制当局、地方自治体、地域産業界と地域コミュニティ、さらには施工会社や協力会社などが挙げられる。産業構造や規制環境が異なっているが、我が国においても米国のような多様な事業形態が選択できる制度の整備や廃止措置専門企業の設立などが望まれる。結論的・集約的に言えば、廃止措置の円滑な遂行には、廃止措置戦略と戦術と規制を始めとする関連制度のマッチングが不可欠である。

最後に、電力業界への期待として我が国の廃止措置停滞状況の突破口として、廃止措置段階にあるPWRとBWRそれぞれにモデルプラントを選定し、電力業界の総力を傾注し、10年以内の解体撤去、サイト解放（できれば活用策も）を含め10数年での廃止措置完了を実証することを提言する。これを通して、廃止措置を取り巻く環境や制度の

整備を促すとともに、成果や経験、教訓の後続プラントへの継承や技術の蓄積・人材育成を図る。

参考文献

- 1) IAEA PRIS-Reactor status report, [https://www.iaea.org/PRIS/\(2017\)..](https://www.iaea.org/PRIS/(2017)..)
- 2) Anibal L. Taboas, A. Alan Moghissi and Thomas S. LaGuardia, “The Decommissioning Handbook,” ASME, May 2004. ASME ISBN: 7918-0224-8, (2004) New York.
- 3) U.S. NRC, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors,” RG1.184, Oct.2013.
- 4) <https://www.nrc.gov/info-finder/decommissioning/pwr-reactor>.
- 5) 宮坂靖彦, “米国の発電炉デコミッションングの最新動向,” デコミッションング技報, 第21号, (2000年3月).
- 6) 榎戸裕二, 宮坂靖彦, 石川広範, “原子力施設の廃止措置におけるサイト解放の安全基準等の調査,” デコミッションング技報, 第37号, (2008年3月).
- 7) 宮坂靖彦, “原子炉の廃止措置に用いる系統除染及び解体後の機器除染技術,” デコミッションング技報, 第40号, (2009年10月).
- 8) Karen Kim and Richard McGrath, “Factors Impacting Decommissioning Costs - 13576,” WM’ 2013.
- 9) Final Project Report, “Shippingport Station Decommissioning Project,” DOE/SSDP-0081 (11/1989).
- 10) 宮坂靖彦, “トロージャン原子力発電所のデコミッションング,” デコミッションング技報, 第19号, (1998年12月).
- 11) B. A. Watson, J. T. Bukley and C. MCrigr, “Two Approaches to Decommissioning: 10 CFR Part 50 License Termination and License Amendment, Lessons Learned from the Regulatory Perspective,” WM’ 06 (2006).
- 12) Brian D. Clark and Roger M. Lewis, “From the Bottom Up: Tank Removal at Trojan,” Radwaste Solutions, March/April 2000.
- 13) Leo Lessard, “Safe from Start to Finish,”

- Radwaste Solutions March/April 2000.
- 14) Wayne A. Norton, "Conference on Lessons Learned from the Decommissioning of Nuclear Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities in 2006," Dec. 12, 2006.
 - 15) J. A. Hamilton, J. R. Lynch and D. J. Weisbord "Property Disposition Strategies in Support of Plant Decommissioning and Site Closure: The Yankee Nuclear Power Station Experience," DD&R 2005 Aug. 2005.
 - 16) "Maine Yankee Decommissioning - Lesson learned," EPRI Report, Spring 2004.
 - 17) Tim Petrosky, "The Big Rock Vessel Goes to Barnwell," Radwaste Solutions, Jan./Feb. 2004.
 - 18) Kenneth Guay, Tim Carrway and Bob Wills, "An Update on the D&D of Big Rock Point Nuclear Plant," D&D R Sep.1999.
 - 19) Besty Tompkins, "Big Rock Point: From groundbreaking to greenfield," NUCLEA NEWS, Nov.(2006).
 - 20) William Jzymczak and Scott Watoson, "Decontamination for decommissioning at Connecticut Yankee," Nucl. Eng. Inter. Nov. 1998.
 - 21) Wayne A. Norton, "Connecticut Yankee Here we go again !," TLG Conference, D&D Projects: Status and Lesson Learned (Oct.2004).
 - 22) NRC NEWS, "NRC Release Most of Haddam Neck Plant Site for Unrestricted Public Use," November 26, 2007.
 - 23) "San Onofre-Unit 1," U.S. NRC .
 - 24) Ray Golden, "Decommissioning One, Operating Two," Radwaste Solution July/August 2000.
 - 25) Eric M Goldian, Ph.D.,CHP, "San Onofre Unit 1 Decommissioning," SCE,
 - 26) ANS News Letter October 2004, Fall 2006 and Spring 2007.
 - 27) NRC DOCKET NO. 50-206, SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATION STATION, UNIT 1, ENVIRINMENTAL ASSESSMENT RELATED TO ISSURANCE OF A LICENSE AMENDMENT FOR U.S. NRC LICENSE NO. DPR-13.
 - 28) "Humboldt Bay," U.S. NRC, March 04 2016.
 - 29) U.S. NRC FACT SHEET, Humboldt Bay Nuclear Power Plant.
 - 30) "Humboldt Bay Power Plant, Unit 3 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report," U.S.NRC Docket No.50-133, OL-DPR-7 Feb. 27 1998.
 - 31) "Status of the Decommissioning Program 2010 Annual Report," U.S. NRC.
 - 32) "Reactor Decommissioning History Humboldt Bay 3, Current Activity in RV Work Recent Updates as of 19 October 2014," Reactor Decommissioning List-Humboldt Bay Unit 3.
 - 33) "Lean the history of the PG&E Humboldt Bay Power Plant," 2018 Pacific Gas and Electric Company ホームページ.
 - 34) "Zion Nuclear Power Station Units 1 and 2 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report," Zion Nuclear Power Station, Revision 0, February 2000.
 - 35) "Zion Nuclear Power Station Units 1 and 2 Amended Post-Shutdown Decommissioning Activities Report," ZionSolutions, March 18, 2008.
 - 36) S. Daetig, A. Loeb and D. Stanke, "Decommissioning of the Reactor Pressure Vessels by Remote Controlled Thermal Cutting Segmentation Facilities of the Zion Nuclear Power Plant at Zion, USA," KONTEC 2017, March 24, 2017, Dresden.
 - 37) "Zion Progress Report," ANS Radwaste Solutions, p.24, Fall 2016.
 - 38) "Circles of pain around Vermont Yankee closing," Nuclear International, February 2015.
 - 39) Scott State, P.E., Steven Scheurich, "Vermont Yankee Nuclear Power Station Decommissioning," January 24, 2017.
 - 40) U.S. NRC, "Final environmental assessment and finding of no significant impact; issuance," 12/26/2017.
 - 41) "San Onofre's decommissioning report," Radwaste Solutions Buyers Guide, Oct./Dec. 2014.

- 42) Amanda Moore-Wood, Joseph Heckman, “Decommissioning Demonstration-San Onofre Nuclear Generation Station South Yard Facility,” WM2016. March 6-10 Phoenix Arizona (2016).
- 43) “San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report,” NRC-ML14269A033, 2014.
- 44) James Madigan, “Decommissioning San Onofre”, November 9, 2016.
- 45) Larry McDougal, “Crystal River Nuclear Plant Decommissioning”, DUKE ENERGY 2018.
- 46) “Crystal River Unit 3 - Post-Shutdown Decommissioning Activity Report, “ NRC-ML13340A009, 2013.
- 47) “Closing of Kewaunee-Dominion’s Plants for Decommissioning,” Radwaste Solution, July/September 2014.
- 48) NRC News, 2013.06.20.
- 49) Kewaunee Power Station, Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, Revision 1, April 2014.
- 50) Fort Calhoun Station, Unit 1 - Review of Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, NRC-ML18011A687, 2018.

RANDEC

Radwaste and Decommissioning Center

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

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

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

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

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

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

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

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

など...



TECHNOL 株式会社 **千代田テクノ**

原子力事業本部

〒113-8681 東京都文京区湯島1-7-12 千代田御茶の水ビル

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

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

1ECC

『社会基盤の礎』を担う環境プロフェッショナル

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

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

◆ 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

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

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

防災・減災の処方箋を考える。

OYO
応用地質株式会社

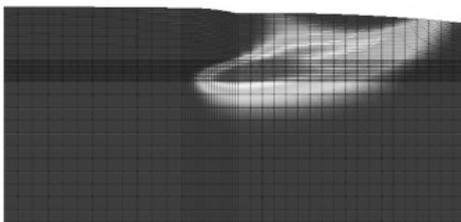
答えを見つける会社。

地球の話しよう。
応用地質株式会社

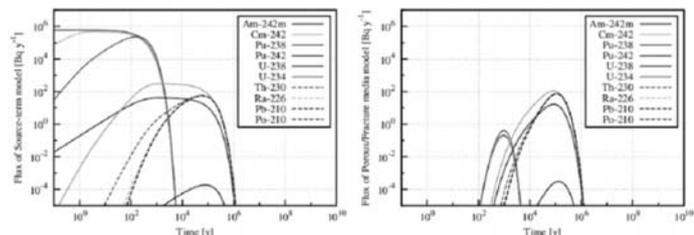
原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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

V.I.C.
Visible Information Center, Inc.

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/>

© デコミッションング技報 第58号

発行日 : 平成30年9月28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