

デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **59**
2019

巻頭言

廃棄物の後始末が意識されること

技術報告

新型転換炉原型炉ふげんの廃止措置状況

日立教育訓練用原子炉(HTR)の廃止措置の全体概要及び排気筒等の解体について
福島第一原子力発電所の廃炉に向けた放射線分布の可視化技術の現状と課題

研究報告

常温乾式磁力選別システムによる放射性セシウム汚染土壌の分級・減容化技術

総説

除去土壌等減容化・再生利用技術研究組合の取り組みについて

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績

第2回ドイツの主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴

速報

原子力発電所におけるドローン運用とN-Visageシステムによる線量評価技術の展開

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59号 (2019年3月)

目次

巻頭言

廃棄物の後始末が意識されること	1
	塩月 正雄

技術報告

新型転換炉原型炉ふげんの廃止措置状況	2
瀧谷 啓晃、荒谷 健太、栗谷 悠人、石山 正弘、手塚 将志、水井 宏之	
日立教育訓練用原子炉 (HTR) の廃止措置の全体概要及び排気筒等の解体について	13
鈴木 裕子、蒲生 秀穂、中村 和正、竹下 光久	
福島第一原子力発電所の廃炉に向けた放射線分布の可視化技術の現状と課題	24
佐藤 優樹、鳥居 建男	

研究報告

常温乾式磁力選別システムによる放射性セシウム汚染土壌の分級・減容化技術	31
佐藤 友祐、岩田 光司、佐藤 理夫、三苫 好治	

総説

除去土壌等減容化・再生利用技術研究組合の取り組みについて	43
佐藤 和郎	

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績

第2回 ドイツの主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴	51
宮坂 靖彦、榎戸 裕二	

速報

原子力発電所におけるドローン運用とN-Visageシステムによる線量評価技術の展開	66
原田 将吾、齊藤 大祐、石川 晃大、小林 峰人	

Journal of RANDEC

No. 59 Mar. 2019

CONTENTS

Technical Report

- Status of Decommissioning of FUGEN Decommissioning Engineering Center 2
Hiroaki TAKIYA, Kenta ARATANI, Yuto AWATANI, Masahiro ISHIYAMA
Masashi TEZUKA and Hiroyuki MIZUI
- General Overview of Decommissioning Measures and Demolition
of Exhaust Stack, etc. of Hitachi Training Reactor (HTR) 13
Yuko SUZUKI, Hideho GAMO, Kazumasa NAKAMURA and Mitsuhsa TAKESHITA
- Current Status and Issues of Visualization Technology of Radiation Distribution
for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station 24
Yuki SATO and Tatsuo TORII

Research Report

- Normal-Temperature Dry Magnetic Separation System : Technology for Classifying
and Reducing Volume of Soil Contaminated with Radioactive Cesium 31
Yusuke SATO, Koji IWATA, Michio SATO and Yoshiharu MITOMA
- Activities of Technology Research Association for Volume Reduction and Recycling
of Waste and Removed Soil 43
Kazuro SATO

Technical Review

- Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of Nuclear Power Plant in Overseas
(2) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in Germany 51
Yasuhiko MIYASAKA and Yuji ENOKIDO

Rapid Communication

- Operations of Drone at Nuclear Power Stations and Development
of Dosimetric Evaluation Technology using N-Visage Systems 66
Syohgo HARADA, Daisuke SAITO, Akihiro ISHIKAWA and Minehito KOBAYASHI

Status of Decommissioning of FUGEN Decommissioning Engineering Center

Hiroaki TAKIYA, Kenta ARATANI,
Yuto AWATANI, Masahiro ISHIYAMA,
Masashi TEZUKA and Hiroyuki MIZUI
J. RANDEC, No. 59 (Mar. 2019), page 2 ~ 12, 16
Figures, 4 Tables

FUGEN Decommissioning Engineering Center received the approval of the decommissioning program in 2008 and have been progressing the decommissioning. The first phase of decommissioning (Heavy Water and Other System Decontamination Period) finished in May 2018 and FUGEN has entered into the second phase of decommissioning (Reactor Periphery Facilities Dismantling Period). This report outlines the results obtained in the first phase of decommissioning of FUGEN.

General Overview of Decommissioning Measures and Demolition of Exhaust Stack, etc. of Hitachi Training Reactor (HTR)

Yuko SUZUKI, Hideho GAMO,
Kazumasa NAKAMURA,
and Mitsuhsa TAKESHITA
J. RANDEC, No. 59 (Mar. 2019), page 13 ~ 23, 30
Figures, 5 Tables

Hitachi Training Reactor (HTR) is a research reactor, which has achieved initial criticality in 1961 and has finished its operation in 1975. The main facilities such as the reactor core and reactor cooling system were dismantled as soon as the operation was completed, and the demolition waste continues to be stored in the reactor building. In the original plan, immediately after the radioactive waste was discharged, all the remaining buildings and radioactive concrete near the core were supposed to dismantle. However, by changing the plan, the radioactive waste is stored for a long time in the reactor building until its destination is decided, and in order to reduce the control area, unused buildings and exhaust stack are decided to disassemble. This report describes the details of the HTR decommissioning project.

Current Status and Issues of Visualization Technology of Radiation Distribution for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Yuki SATO and Tatsuo TORII
J. RANDEC, No. 59 (Mar. 2019), page 24 ~ 30, 7
Figures

After the accident occurred at the Tokyo Electric Power Company Holdings' Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in 2011, the demand for visualization of spatial distribution of radioactive substances has increased, and the development of radiation imagers called gamma cameras has been advanced. Unlike point-like measurements by survey meter, gamma camera that can recognize volumetric sources without overlooking even the existence of radioactive substance seems to be developed and used more and more in the future. In order to smoothly carry out the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, it is important to downsize such equipment and measure the radiation distribution by remote operation. Here we describe the current situation and issues, mainly on the research using Compton camera that we have used inside and around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station.

Normal-Temperature Dry Magnetic Separation System : Technology for Classifying and Reducing Volume of Soil Contaminated with Radioactive Cesium

Yusuke SATO, Koji IWATA,
Michio SATO and Yoshiharu MITOMA
J. RANDEC, No. 59 (Mar. 2019), page 31 ~ 42, 23
Figures, 4 Tables

Soil contamination with radioactive material occurred in a wide area due to the accident at the Tokyo Electric Power Company's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant after the Great East Japan Earthquake occurred on March 2011. As part of decontaminating the soil contaminated with radioactive material, surface soil was removed. However, this decontamination activity generated an enormous amount of contaminated waste soil (approximately 20,000,000 m³). To reduce the volume of the contaminated waste soil, we have pursued the development of a normal-temperature dry magnetic separation system. This system is composed of a

magnetic separating unit and functional magnetic iron powder, and accordingly does not generate waste water. We evaluated the classification characteristics of the system by using contaminated waste soil collected from multiple locations. We thereby confirmed that the system, which is small enough to be carried in a 4-ton truck, is capable of performing high-speed classification (throughput speed: 1.0 ton/h) with low power consumption. This fact shows that the volume of contaminated waste soil can be reduced by using the system.

Activities of Technology Research Association for Volume Reduction and Recycling of Waste and Removed Soil

Kazuro SATO

J. RANDEC, No. 59 (Mar. 2019), page 43 ~ 50, 8 Figures

In order to remediate the environmentally polluted area caused by radioactive materials discharged by the TEPCO Fukushima No. 1 nuclear power plant accident, decontamination was implemented in the municipalities in Fukushima and surrounding prefectures. Because the volume of the waste and removed soil is so vast, it has been required to reduce the volume and to recycle those. In aim to develop efficient and effective technologies applied to the requirement, an association called “Technology Research Association for Volume Reduction and Recycling of Waste and Removed Soil” was established. This paper describes an outline of the association and its on-going demonstration projects, entrusted by the Ministry of the Environment, on recycling of the waste and soil.

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

(2) Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in Germany

Yasuhiko MIYASAKA and Yuji ENOKIDO

J. RANDEC, No. 59 (Mar. 2019), page 51 ~ 65, 5 Figures

In this report introducing “the decommissioning strategy and performance of power generation reactors in overseas”, we will focus on Germany as the second article, following the first of the U.S. In

Germany, the country had promoted nuclear power generation as a master card for resolving air pollution caused by fossil fuels, but as a result of two major power plant accidents, it decided to withdraw from all nuclear power plants in August 2011. Of the 36 nuclear reactors constructed, as of February 2019, seven have continued to operate, 13 are proceeding to the final stage of decommissioning measures, and the remainder are scheduled to continue decommissioning activities. The decommissioning measures of most power reactors complete in about 15 years by the immediate dismantling option. Through technological development, safety and stepwise decommissioning work has been carried out and radioactive waste is minimized by decontamination and recycling. However, the increase and long-term storage of radioactive waste in decommissioning facilities become the burden for operators and repository.

In this report, we select 5 nuclear power stations such as Gundremingen A, etc. as the main German projects and overview the achievement of decommissioning, and also present the decommissioning activities of 5 NPPs such as KWB whose decommissioning licenses have been recently granted.

Operations of Drone at Nuclear Power Stations and Development of Dosimetric Evaluation Technology using N-Visage Systems

Syohgo HARADA, Daisuke SAITO,

Akihiro ISHIKAWA and Minehito KOBAYASHI

J. RANDEC, No. 59 (Mar. 2019), page 66 ~ 73, 17 Figures, 5 Table

A drone can make various quick observations in areas where workers do not enter. Hence, ATOX has developed and operated primarily for measurements outside the building in Tokyo Electric Power Company’s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, and is developing and verifying to use the drone in dosimetry in the building. Radiation data obtained by the drone and remote equipment will be combine with a dose measurement / analysis system of CREATEC, “N-Visage system” in order to grasp the radiation dose mapping and contamination situation in the building, and to promote effective and efficient work planning of dose reduction and radiation environmental improvement.

廃棄物の後始末が意識されること



国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所長

塩月 正雄

幼少のころ一般家庭において生ゴミは庭に埋め、自宅で可燃物を焼却するなど、生活者自らが処分まで手掛ける生活系ゴミの範囲は広がった。農家では家畜の糞や刈り取った草等を肥料にするなど、理想に近い分別やリサイクルがなされるのが当たり前であった。1960年頃までは、わが国のゴミ総排出量は1,000万トン未満であり、土砂、せともの、灰、木材及びびわら類が半分以上を占めていた。

昨今では、自治体ごとにゴミの分別収集が浸透し、資源回収なども積極的に行われることにより、2000年以降のゴミ総排出量は継続的に減少してきているものの、2016年度における総排出量は4,317万トン（東京ドーム約116杯分）に達し、これは国民ひとり1日当たり1 kg弱の廃棄物を発生していることに相当している。ゴミの内訳は、生ゴミ、紙及びプラスチックが約8割を占め、特に容器包装ゴミの割合が全体の半分以上である。

多くの人にとって生活系ゴミの意識は“収集”までであり、その後のゴミの行き先については担当する自治体や事業者の責任に任せている感がある。したがって、不可欠と分かっている焼却施設や最終処分場でさえ迷惑施設の代表となっている。ゴミの3R (Reduce, Reuse, Recycle) や廃棄物関連施設の計画的整備等のゴミ対策を一層発展していくためには、制度整備や費用負担等の仕組み導入のみならず、生活者や企業が改めて廃棄物の後始末について意識することが求められると考える。

筆者は30年以上にわたり放射性廃棄物処理処分に関わらせていただき、ライフワークと自認している。現在、所属する研究所において開設以来50年にわたり蓄積してきた放射性廃棄物の全容を把握し、これらを最終の後始末である埋設処分まで見据える取り組みを所全体で進めている。長らく原子力研究開発の部署においては、研究や施設保守等に伴い発生する放射性廃棄物は廃棄物処理担当部署に渡すまでが責任の範囲であり、その後に対する意識は乏しかったと思われる。そのため、廃棄物発生時における汚染・非汚染部の区分や廃棄体化を見通した化学物質の分別、最終処分に必要となる主要核種の含有量情報等の整備などへの配慮は不十分であったと言わざるを得ない。

原子力機構では、バックエンドロードマップに基づき、原子力施設の廃止措置及び廃棄物処理処分等を着実に進める計画である。廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物の量は、施設が稼働した数十年間に発生した累積量にほぼ匹敵すると見積もられている。放射性廃棄物のエンドステートは「安全な埋設処分」と明確である。後始末を意識した廃棄物発生段階からの取り組みは、バックエンド業務を効率的かつ実効的に進めるためのみならず、今後の研究開発を円滑に進めていく上でも不可欠と認識している。各研究開発の部署において、発生段階から廃棄物のエンドステートを意識して分別や情報整備等を確実に進め、今後のバックエンド業務を可能な限りスマートに進めていきたい。組織規模でのこのような取り組みはRI・研究所等廃棄物埋設事業の進展にも繋がっていくものと信じている。

新型転換炉原型炉ふげんの廃止措置状況

瀧谷 啓晃*、荒谷 健太*、粟谷 悠人*
石山 正弘*、手塚 将志*、水井 宏之*

Status of Decommissioning of FUGEN Decommissioning Engineering Center

Hiroaki TAKIYA *, Kenta ARATANI *, Yuto AWATANI *
Masahiro ISHIYAMA *, Masashi TEZUKA * and Hiroyuki MIZUI *

新型転換炉原型炉ふげんは、2008年2月に廃止措置計画の認可を受け、廃止措置に取り組んでいる。2018年3月に廃止措置の第1段階（重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間）を終了し、現在第2段階（原子炉周辺設備解体撤去期間）に移行している。本報告では、新型転換炉原型炉ふげんの廃止措置の第1段階における成果（タービン系設備の解体撤去作業における機械的及び熱的切断データや作業人工等の作業管理データ、重水系・ヘリウム系等のトリチウム除去データ及び残留水量の推定手法、並びにその他の解体撤去工事・汚染の除去工事の作業実績等）について紹介する。

FUGEN Decommissioning Engineering Center received the approval of the decommissioning program in 2008 and have been progressing the decommissioning. The first phase of decommissioning (Heavy Water and Other System Decontamination Period) finished in May 2018 and FUGEN has entered into the second phase of decommissioning (Reactor Periphery Facilities Dismantling Period). This report outlines the results obtained in the first phase of decommissioning of FUGEN.

1. 新型転換炉原型炉ふげんの概要

新型転換炉原型炉ふげん（以下、「ふげん」という）の施設概要をTable 1及びFig. 1に示す。

「ふげん」は、1978年に初臨界を達成して以来、約25年間にわたる運転期間中、単一炉としては世界最多となる772体のMOX燃料利用実績を有するとともに、自らの使用済MOX燃料から回収したプルトニウム（Pu）の再利用による核燃料サイクルの輪を完結する等の核燃料のリサイクル実績を有する。

その主要構造は、核燃料多様性を目指すため炉型を重水減速沸騰軽水冷却圧力管型としたことか

ら、原子炉本体は、重水を満たした縦型円筒状のステンレス鋼製タンクに、燃料集合体を装荷する2重管構造の圧力管224本が一定間隔で配列された複雑かつ狭隘な炉心構造を特徴としている。

Table 1 Main specification of FUGEN plant

炉型	重水減速沸騰軽水冷却型（圧力管型）
熱出力	55.7万kW
電気出力	16.5万kW
総発電電力量	約219億kWh
運転期間	1978年3月～2003年3月（約25年間）
設備利用率	約62%
燃料の種類	ウラン酸化物（UO ₂ ） プルトニウム・ウラン混合酸化物（MOX）
MOX燃料装荷数	772体

*：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 敦賀廃止措置実証部門 新型転換炉原型炉ふげん
(FUGEN Decommissioning Engineering Center, Sector of Tsuruga Decommissioning Demonstration, Japan Atomic Energy Agency)

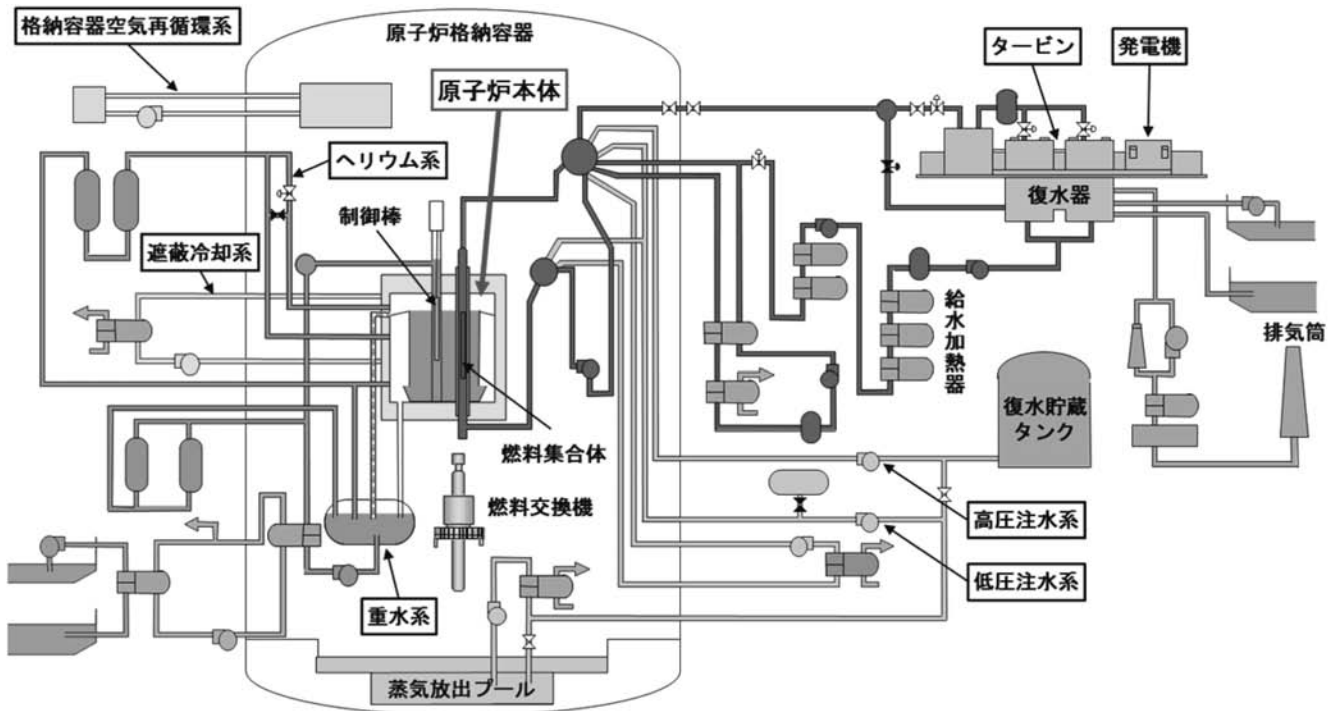


Fig. 1 Schematic diagram of FUGEN plant

一方、炉心部のこれらの構造を除くと、冷却材には軽水を使用しており、原子炉冷却系はタービン設備等を含めた系統構成や運転条件は沸騰水型原子炉 (BWR) と同様である。

2. 廃止措置の工程

「ふげん」の廃止措置は、2008年2月に認可を受け、2033年度までに完了する予定である。「ふげん」では、以下の通りに廃止措置全体を4段階の期間に区分している。廃止措置計画の概要を Fig. 2に示す。

	第1段階 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	第2段階 原子炉周辺設備 解体撤去期間	第3段階 原子炉本体解体撤去期間	第4段階 建屋解体 期間
年度	2008 ~ 2017	~ 2022	~ 2031	~2033
主要な 実施事項	使用済燃料の搬出		~2026年度	
	重水搬出、トリチウム除去			
	原子炉冷却系施設、計測制御系統施設等の解体			
	重水系、核燃料取扱設備の解体			
	原子炉本体の解体			
			建屋解体	

Fig. 2 Overall program of FUGEN decommissioning

(1) 第1段階 (重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間)

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事を行うとともに、この段階では施設内に使用済燃料を貯蔵しているため、その貯蔵に係る安全確保のための機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した放射能レベルの比較的低い及び汚染のない施設・設備の解体撤去工事を行う。これらの汚染除去工事及び解体撤去工事を通じて、廃止措置工事に関するデータ取得、経験・実績の蓄積を図る。

(2) 第2段階 (原子炉周辺設備解体撤去期間)

原子炉領域の解体撤去において、原子炉周辺設備への汚染拡大を防止するとともに、その工事のための作業スペースを確保するために、原子炉周辺設備の解体撤去工事を行う。この段階においても、施設内に使用済燃料を貯蔵しているため、その貯蔵に係る安全確保のための機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した放射能レベルの比較的低い及び汚染のない施設・設備の解体撤去工事を行う。この解体撤去工事を通じて、廃止措置工事に関するデータ取得、経験・実績の蓄積を図る。

(3) 第3段階 (原子炉本体解体撤去期間)

第1段階及び第2段階で蓄積した廃止措置工事に関するデータ、経験・実績を活かすとともに、遠隔解体装置を用いて放射能レベルが比較的高い原子炉領域の解体撤去工事を行う。また、使用済燃料の搬出が完了するまでは、使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のための機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した放射能レベルの比較的低い及び汚染のない施設・設備の解体撤去を継続して行う。使用済燃料の搬出完了後は、全ての施設・設備を解体撤去し、各建屋及び構築物の汚染の除去工事を行い、管理区域を解除する。

(4) 第4段階 (建屋解体期間)

廃止措置対象施設 (汚染のないすべての地下の建屋及び構築物並びに基礎を除く) をすべて解体する。

3. 廃止措置工事の実施状況

「ふげん」の廃止措置は、2018年時点で第1段階を終了し、第2段階に入っている。第1段階では、主にタービン系設備の解体撤去工事と原子炉本体を含めた重水系・ヘリウム系等のトリチウム除去工事を実施した。この他に、原子炉冷却材浄化系のブースターポンプ等の不放射性腐食生成物の除染 (以下、「CP除染」とする) 及び解体撤去工事と遮蔽冷却系の六価クロムを含んだ冷却水 (以下、「クロメート水」とする) の無害化処理作業も実施した。

3.1 タービン系設備の解体撤去工事

廃止措置を安全かつ確実に進めるため、初期段階において解体撤去物の処理や保管のスペース確保が必須であり、既存建屋を有効活用した解体撤去物の移動及び保管のスペースと廃棄物処理装置の設置場所の整備を目的として、タービン系設備の解体撤去を進めてきた。第1段階で解体撤去したタービン系設備の範囲をFig. 3、復水器の解体撤去の工程をFig. 4に示す。この解体撤去工事において発生した解体撤去物は、「放射性廃棄物 (レベル3)」が約67トン、「放射性物質として取扱う必要のないものと推定されるもの (クリアランス対象物)」が約1,129トン、「『放射性廃棄物でない廃棄物』と推定されるもの」が約78トンであり、総量約1,273トンであった。

タービン系設備の解体撤去工事は、設備の汚染レベルが低いことから、在来技術及び切断工具類の活用を基本とし、安全かつ経済的な方法で実施した。本工事において、2基の復水器 (A号機、B号機) については、設備規模 (約320トン/基)、各々で約6,000本の冷却管やその他構造物を内包する構造の複雑さ及び2基の構造の類似性に着目し、比較評価のため種々の熱的・機械的切断工法を採用し、切断速度や解体に要する作業工数等の管理データを取得、整理した。この2基の復水器の解体撤去を通して得られた管理データ、知見等の一例を以下に示す。

(1) 鋼板を対象とした熱的切断データの取得

A復水器の下部胴底板 (炭素鋼、厚さ22 mm)

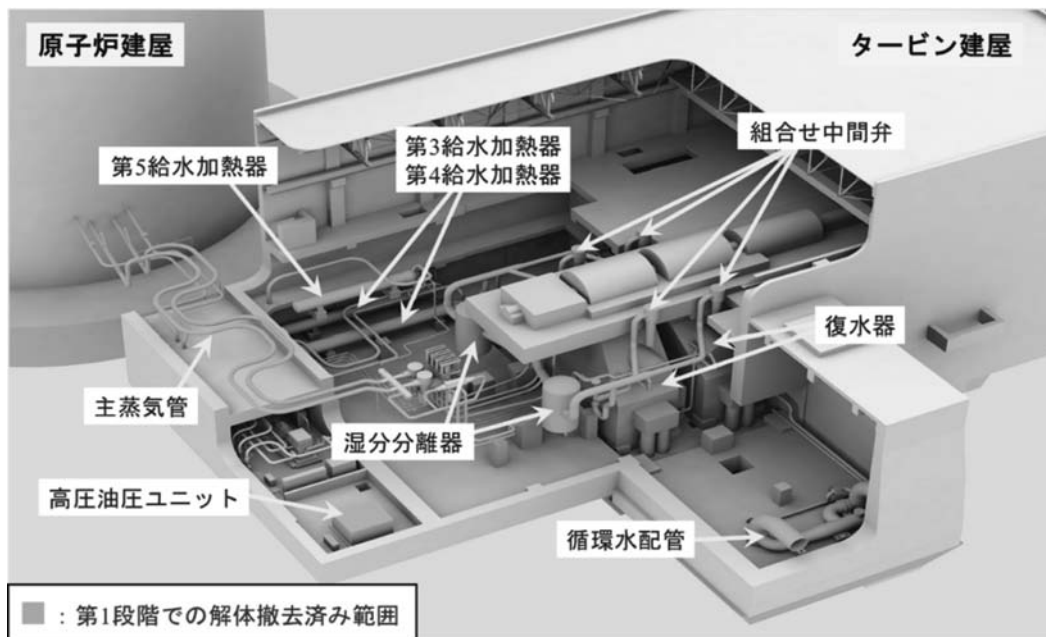


Fig. 3 Dismantlement region of turbine system

年度	2010	2011	2012
解体撤去対象	<ul style="list-style-type: none"> ・ 入口水室 (4室) ・ 周辺配管等 	<ul style="list-style-type: none"> ・ B号機上中部内部構造物 ・ B号機上部胴 ・ 第1・2給水加熱器 (水室及び伝熱管) ・ 出口水室 (4室) ・ 組合せ中間弁 (4基) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ B号機中下部胴 ・ A号機上中部内部構造物 ・ 第1・2給水加熱器胴
物量	170トン	178トン	74トン
解体撤去対象範囲図			
年度	2013	2014	2017
解体撤去対象	<ul style="list-style-type: none"> ・ B号機下部内部構造物 ・ B号機冷却管 	<ul style="list-style-type: none"> ・ B号機下部胴 ・ B号機基礎コンクリート 	<ul style="list-style-type: none"> ・ A号機上中下部胴 ・ A号機下部内部構造物 ・ A号機冷却管 ・ A号機基礎コンクリート
物量	134トン	89トン	356トン
解体撤去対象範囲図			
<p> : 解体前 : 内部構造物解体後 : 解体対象 : 内部解体 </p>			

Fig. 4 Dismantlement process of turbine system

の一定の範囲において、アセチレンガス切断機 (以下、「ガス切断機」とする) 及びガソリン切断機の切断データ (切断速度、消耗品の消費量、切断面の状態等) の採取を行った。採取した切断データの一例を Table 2 に示す。

ガソリン切断機の切断速度は、ガス切断機の約1.5倍であった。また、ガソリン切断機において、一定の長さを切断するために必要な酸素ガスの消費量は、ガス切断機の約1.8倍であった。一方で、一定の長さを切断するために必要な燃焼ガス類の消費量については、燃料単価に基づく燃料費で比

Table 2 Comparison results of cutting lower body of A-condenser

評価項目	切断装置	アセチレンガス切断機		ガソリン切断機	
		○	△	◎	△
切断データ	装置設置	○	12分	◎	12分
	切断	○	0.174 m/分	◎	0.259 m/分
	ノロの除去	○	0.329 m/分	○	0.414 m/分
消耗品 (燃料)	燃焼ガス	△	41,000円 (0.114 m ³ /m)	◎	1,000円 (0.062 L/分)
	酸素ガス	○	13,000円 (0.241 m ³ /m)	△	23,000円 (0.430 m ³ /m)
	総費用	△	54,000円/m	○	24,000円/m
その他	適用可能な板厚	○	< 80 mm	◎	< 300 mm
	ガスボンベの交換頻度	○	(基準)	△	頻繁
全体評価 (人件費+消耗品費)		○	基準値 (100%)	◎	60%

較すると、ガス切断機がガソリン切断機より約45倍多く必要であった。また、切断によって生じるノロは、ガス切断機の方が多く、かつ、強固に付着しており、サンダーによるノロの除去(二次処理)にはガソリン切断機を使用した場合の約1.3倍の時間を必要とした。この他に、ガソリン切断機はガス切断機より分厚い金属鋼板を切断することが可能であり、ガス切断機に対するガソリン切断機の切断速度比は金属鋼板の厚みの増加とともに大きくなるという特徴を有する。

以上から、ガソリン切断機は、ガス切断機と比べて約60%の費用で解体撤去が可能であり、多種多様な形状を有する設備・機器の解体撤去への適用性に優れている。ただし、酸素ガスの消費量を考慮した場合、ガスボンベの搬出入及び運搬が頻繁に必要であり、人件費の増加に伴う全体費用の増加が懸念される。

(2) 冷却管を対象とした機械的切断データの取得

2基の復水器の冷却管(真鍮、外径25mm、肉厚1.0mm)の一定の範囲について、チップソー及びダイヤモンドワイヤーソーを用いた切断データ(切断速度、消耗品の消費量等)の採取を行った。冷却管束は、各復水器に2束あり、1束あたり2,972本の冷却管で構成される。各切断工法の概略をFig. 5に示す。チップソーを用いた切断工法(以下、「チップ切断」とする)では、冷却管を冷

却管支持板から1本ずつ引抜き、1mの長さで切断した。ダイヤモンドワイヤーソーを用いた切断工法(以下、「ワイヤー切断」とする)では、冷却管支持板の間隔ごとに仕切板(鉄鋼材)を含めた冷却管束1束を一括して切断した。採取した切断データと冷却管束1束分の解体撤去に必要となる費用の評価結果の一例をTable 3に示す。なお、ワイヤー切断では、鋼管用ワイヤーを使用した。

チップ切断における冷却管の引抜きを含めた1カットあたりの平均切断時間は、ワイヤー切断における1束分の切断時間から算出される1本1カットあたりの平均切断時間の約16倍であった。この切断速度と1本あたりの切断長(1本あたりの切断回数)から、チップ切断で冷却管1束分を解体撤去するためには、ワイヤー切断の約7.5倍の時間が必要になる。一方で、ワイヤー切断では、ワイヤーが高価であり、その損耗も激しかったため、冷却管1束分の解体撤去に要する消耗品の費用は、チップソーによる切断工法の約19倍であると推定される。また、切断装置の購入費を含めた冷却管1束分の解体撤去に要する総費用(作業費用+初期費用)は、ワイヤーソーによる切断工法がチップソーによる切断工法の約2.2倍になると推定される。

以上から、ワイヤー切断は、チップ切断と比べて総費用では劣るが、工期の大幅な短縮に貢献するとともに、作業の自動化及び遠隔化により作業者の負担軽減や安全性向上が期待できると考えられる。ただし、ダイヤモンドワイヤーソーの設置には比較的広範な作業スペースを必要とするため、他工程の効率が低下する懸念がある。

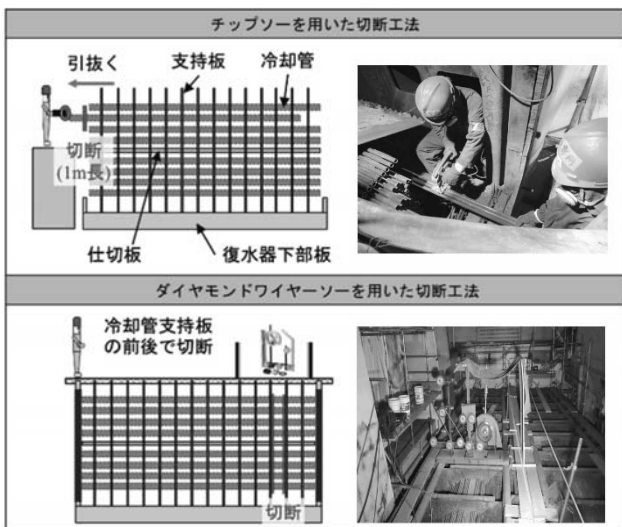


Fig. 5 Schematic of two mechanical cutting methods for cutting heat exchanger tubes

Table 3 Comparison Result of cutting heat exchanger tubes (2,972 tubes)

評価項目		切断装置	
		チップソー	ダイヤモンドワイヤーソー
作業費用	装置設置	×	◎
	切断	×	◎
消耗品(チップ刃・ワイヤー)		◎	×
初期費用(切断装置一式の購入費)		◎	×
全体評価(作業費用+初期費用)		◎	△

* 冷却管1本を1カットするのに要する平均切断時間

(3) 2基の復水器を対象とした作業工数の取得

2基の復水器について、その構造の類似性に着目し、A号機の胴板及び内部構造物（冷却管と冷却管支持板を除く）にはガソリン切断、冷却管にはダイヤモンドワイヤーソーを、B号機の胴板及び内部構造物にはアセチレンガス切断、冷却管にはチップソーを適用し、冷却管支持板と基礎コンクリートには共通してそれぞれエアープラズマ切断とダイヤモンドワイヤーソーを適用して、両復水器の解体撤去に係る作業人工数を取得し、適用する解体工法による作業工数の差異を評価した。各部位の切断に使用した切断工具及び採取した作業人工数をTable 4に示す。

A号機の解体撤去に要した総作業人工数は、B号機より約10%低減された。B号機の解体撤去はA号機に先行して実施しており、A号機の解体撤去の作業手順、解体撤去物の分類や処理等についてはB号機での知見を反映した。このため、A号機の作業人工数を低減できたのは、切断工法の違い（切断装置の設置時間や切断速度等）に加えて、先行解体したB号機の知見を反映したことによるものと考えられる。

Table 4 Man-hour for dismantling A- and B-condensers

	対象物	主な切断方法	重量 (重量比)	作業者[人・時]		
				責任者	一般	合計
A号機	胴板・内部構造物	ガソリン切断	170.3トン (64.7%)	197.3	4494.4	4691.7
	冷却管	ダイヤモンドワイヤーソー	53.5トン (20.3%)	168.5	2102.9	2271.4
	冷却管支持板	エアープラズマ切断	5.6トン (2.1%)	0.7	187.2	187.9
	基礎コンクリート	ダイヤモンドワイヤーソー	33.9トン (12.9%)	9.4	503.5	512.9
	合計		263.5トン	376.0	7287.9	7663.9
B号機	胴板・内部構造物	アセチレンガス切断	172.2トン (64.8%)			
	冷却管	チップソー	53.8トン (20.2%)	833.5*	7194.8*	8028.3*
	冷却管支持板	エアープラズマ切断	34.5トン (13.0%)			
	基礎コンクリート	ダイヤモンドワイヤーソー	5.4トン (2.0%)	69.6	420.7	490.3
	合計		266.0トン	903.1	7615.5	8518.6

* 個々の作業としてデータ取得していないため、合計数として記載

3.2 重水系・ヘリウム系等のトリチウム除去工事

カランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系は、運転中のn- γ 反応により重水中に生成されたトリチウムによって汚染されている。重水中のトリチウム濃度は、運転終了時点において約 2.6×10^8 Bq/cm³まで上昇した。汚染形態として

は、主に水分子として存在するトリチウムと機器・配管類の内面の酸化皮膜中の結晶水として存在するトリチウムが考えられる。

これらの設備を大気開放する場合、Fig. 6とFig. 7に示すように、環境へのトリチウム放出を抑制するためにビニルシートを二重にしたクリーンハウスやトリチウム除去用換気系を設置するとともに、トリチウムによる内部被ばくを低減するためにトリチウム防護具（エアラインマスク及びトリチウム防護服）及び厚手のゴム手袋（2重）を着用しなければならず、作業性が極めて悪い。そのため、これらの設備の解体撤去に先立って、トリチウムによる内部被ばくリスク、環境へのトリチウムの放出量及び解体廃棄物中のトリチウム含有量を低減するとともに、作業性を確保するため、これらのトリチウム除去を行う必要がある。このトリチウム除去工事は、2008年度から開始

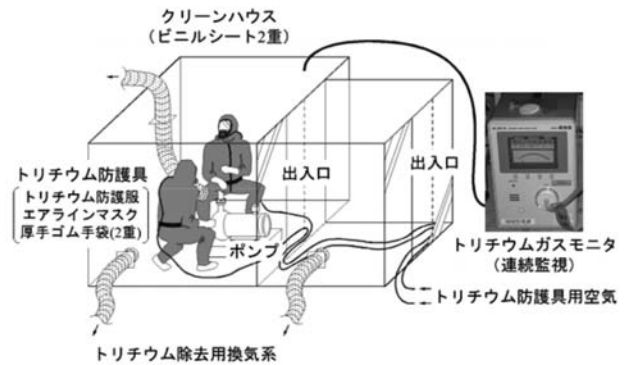


Fig. 6 Overview of tritium work control



Fig. 7 Work with tritium protection gear

し、2017年度に完了した。ここでは、その工事の方法とその作業において直面した課題に対する取り組みを概説する。

(1) トリチウム除去方法

「ふげん」でのトリチウム除去工事は、①重水の抜き出し、②重水の抜き出し後に系統内に残留している重水(以下、「残留トリチウム水」とする)の回収、③酸化皮膜中のトリチウムの低減の3ステップで構成している。

ステップ①では、ドレン操作や配管等の切断・穿孔によって、系統から重水を抽出した。これによって回収された重水については、ステップ②において回収された残留トリチウム水の一部と合せて、2014年4月までに「ふげん」の施設外への全量搬出を完了している。

ステップ②では、系内に乾燥した空気を送ること(以下、「通気乾燥」とする)及び系内の空気を排気して真空にすること(以下、「真空乾燥」とする。)によって、残留トリチウム水を水蒸気として取出し、コールドトラップで回収した。ここでは、系統全体を一括して通気乾燥や真空乾燥することは困難であるため、系統の容積や設備の設置場所等を考慮して、複数のブロックに分割して残留トリチウム水の回収を行った。なお、このステップでは、大きな2つの課題に直面した。1つ目は、通気乾燥において、トリチウム除去対象設備が狭隘箇所にあるために、従来使用してきた固体吸着剤を用いた大型の除湿ロータ式トリチウム除去装置が使用できないことである。2つ目は、トリチウム除去工事の工程を管理するために、対象設備内の残留トリチウム水の量を推定する必要があることである。

ステップ③では、ステップ②で分割したブロックごとに、空気中の水分との同位体交換等によって酸化皮膜から放出されるトリチウムを含んだ系内の空気を外気で置換すること(以下、「空気置換」とする)によって、酸化皮膜中のトリチウムの放出を促して、その低減を行った。このステップ③は、解体作業時にトリチウムによる内部被ばく低減のための防護等(保護具着用)が軽減できる放出レベルとなる(すなわち、系統が開放された状態で、作業エリアのトリチウム濃度がトリチ

ウム防護服着用レベルの $8 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ 未満又はエアラインマスク着用レベルの $8 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$ 未満となる)まで継続した。

(2) 小型可搬式トリチウム除去装置の適用

狭隘箇所にある設備のトリチウム除去を行うため、中空糸膜分離式のトリチウム除去装置^{1), 2)}(以下、「膜分離式トリチウム除去装置」とする)を用いることとし、B-重水浄化塔を対象として実系統への適用性を確認した。膜分離式トリチウム除去装置の外観を Fig. 8、その構成の概略を Fig. 9に示す。本装置はW 0.8 m×H 1.8 m×D 0.6 mのユニット2機で構成されており、従来の除湿ロータ式トリチウム除去装置(W 8.0 m×H 3.6 m×D 6.2 m)と比較して小型であり、移動が容易である。本装置は、中空糸膜で水分を含んだ空気を除湿して、露点-80°Cdp程度の乾燥空気を供給することができる。中空糸膜では、真空ポン

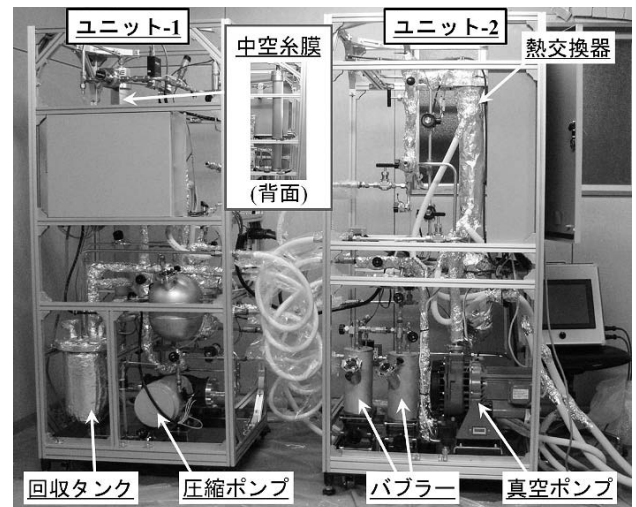


Fig. 8 Gas separation membrane type dehumidifier with polyimide membrane film

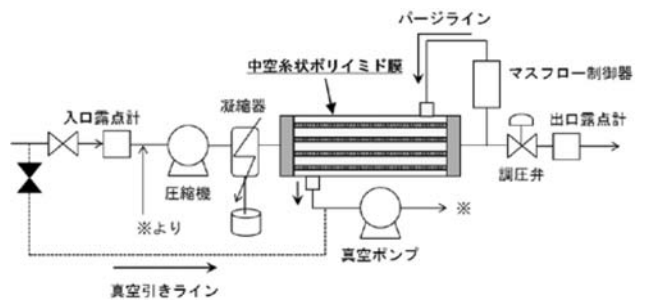


Fig. 9 Composition of gas separation membrane type dehumidifier

プを用いてパージ側の圧力を処理側より高くすることで、パージ側への水分移動（除湿）を行っている。なお、本装置は、この真空ポンプを単独で用いることで、真空乾燥も行うことが可能となっている。

B-重水浄化塔と周辺配管の概略図を Fig. 10 に示す。膜分離式トリチウム除去装置をB-重水浄化塔に閉ループで接続し、内部の空気を循環させ、当該装置の入口（戻り空気）と出口（送り空気）の露点を観測した。なお、装置の運転は日次作業として間欠的に実施した。戻り空気と送り空気の露点の経時変化を Fig. 11 に示す。送り空気の露点はスムーズに約-80°Cdpまで低下し、戻り空気の露点の低下も観測され、本装置が所定の性能を発揮しており、実系統への適用性が確認された。

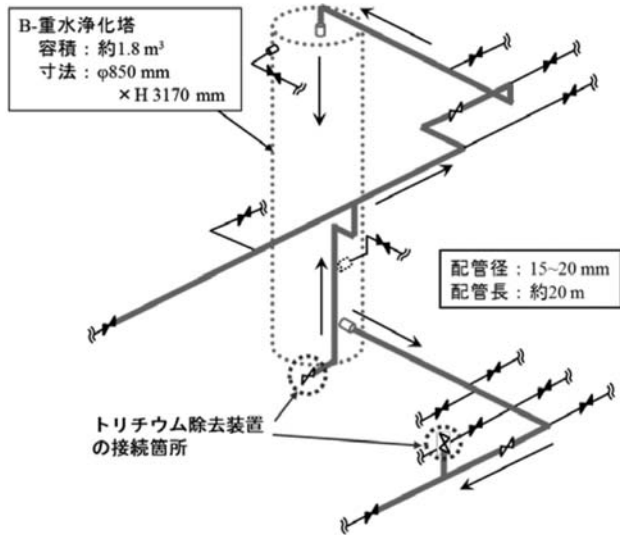


Fig. 10 B-heavy water purification bed and surrounding pipes

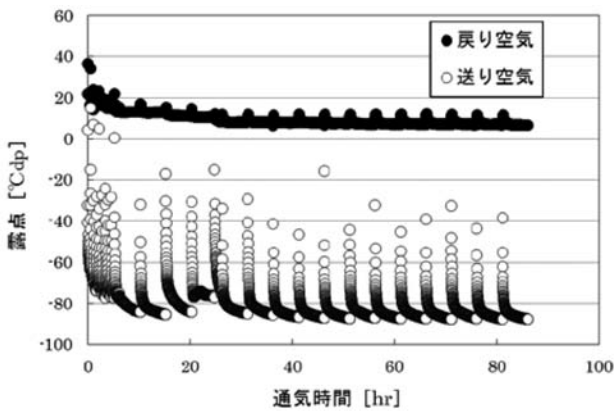


Fig. 11 Result of tritium removal of B-heavy water purification bed and surrounding pipes

ただし、戻り空気の露点は比較的高い値を推移しており、それまでのトリチウム除去の実績から得られている残留トリチウム水の乾燥完了の目安（戻り空気の露点が-20°Cdp以下であること）には到達してない。これは、腐食生成物の除去に使用していた樹脂に付着している残留トリチウム水が原因であった。なお、この樹脂に付着した残留トリチウム水は、通気乾燥では除去効率（水分の蒸発速度）が悪いため、真空乾燥に切り替えて除去した。

(3) 残留トリチウム水量の推定手法

実系統において残留トリチウム水量を直接測定することはできないため、外気と残留トリチウム水との熱のやり取りを考慮することで残留水量を推定する手法を開発した。この手法では、通気乾燥又は真空乾燥中に蒸発によって単位時間当たりに消費される熱量 (Q_1 [J/min]) が、作業中断後に蒸発によって単位時間当たりに消費される熱量 (Q_2 [J/min]) と残留水の温度上昇のために単位時間当たりに消費される熱量 (Q_3 [J/min]) の和に等しいと仮定した。それぞれの熱量は、推定する残留水量を V とすると、以下の式により計算される。

$$Q_1 = V_R \times L$$

$$Q_2 = L \times (M \times \Delta P \times V_E) / (R \times T_A)$$

$$Q_3 = S \times V \times \Delta T$$

ここで、 V_R は単位時間当たりに系統から回収される水の量 (g/min)、 L は水の蒸発潜熱 (2,250 J/g)、 R は気体定数 (8.31 J/mol·K)、 T_A は周辺温度 (K)、 M は重水の水素のモル質量 (g/mol)、 V_E は系統容積 (m^3)、 ΔP は単位時間当たりの系統内の水蒸気圧の増加量 (Pa/min)、 S は水の比熱 (4.2 J/g·K)、 ΔT は単位時間当たりの残留水の温度上昇値 (K/min) である。また、実系統では、残留水の水温を直接測定することはできないため、系統内の水蒸気圧が飽和水蒸気圧となるように系内を真空引きで減圧にすることで、以下の Tetens の実験式³⁾を用いて系統内の水蒸気圧 (P [Pa]) から残留水の水温 (t [°C]) を推定した。

$$P = 0.611 \times 10^{\frac{7.5t}{t+237.3}} \times 10^2$$

本手法の適用性を確認するために、予備試験と

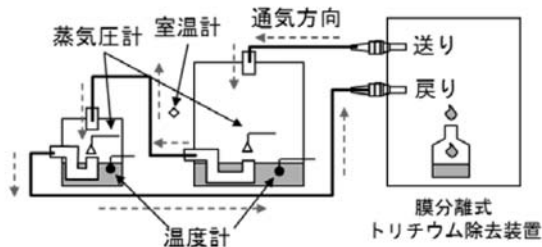
して模擬体を用いて推定条件と推定精度を確認した後、B-重水浄化塔に対して適用した。

予備試験では、Fig. 12に示す通り、所定量の水を入れた200 ℓドラム缶と20 ℓペール缶に膜分離式トリチウム除去装置を接続し、戻り空気の水蒸気圧（すなわち、水温）がほぼ一定となるまで乾燥空気を風量22 ℓ/min又は50 ℓ/minで通気した。その後、通気を停止して系をそのままの状態保持し、水温を観測した。周辺温度と残留水の水温との温度差と得られた推定精度との関係をFig. 13に示す。その結果、周辺温度と残留水の水温との温度差が大きくなる（すなわち、水分の除

去速度が大きい）ほど、推定精度は低くなった。温度差が5℃以内の場合に、80%以上の精度で推定することができた。したがって、残留水量を高い精度で推定するためには、残留水の除去速度が低い条件で行う必要がある。

B-重水浄化塔を用いた実系統への適用性の確認では、残留トリチウム水の除去速度が低くなるように排気速度を調整して、膜分離式トリチウム除去装置で系内の水蒸気圧がほぼ一定となるまで真空引きした。その後、真空引きを停止して系をそのままの状態保持し、水蒸気圧を観測した。この作業を3回実施した後、B-重水浄化塔のトリチウム除去を完遂し、実際に回収されたトリチウム水量を測定した。3回の推定値は約11.11 ℓ、約12.69 ℓ及び約14.99 ℓであり、実際に回収されたトリチウム水量は約12.7 ℓであった。これより、本手法によって残留トリチウム水を80%以上の精度で推定することができ、実系統への適用性が確認された。

①ドラム缶→ペール缶



②ペール缶→ドラム缶

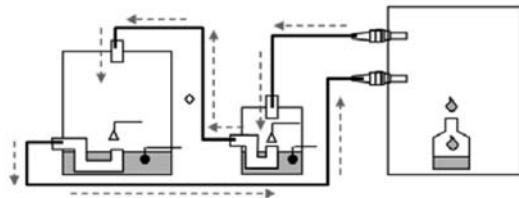


Fig. 12 Schematic diagram of cold run for volume estimation of residual water in system

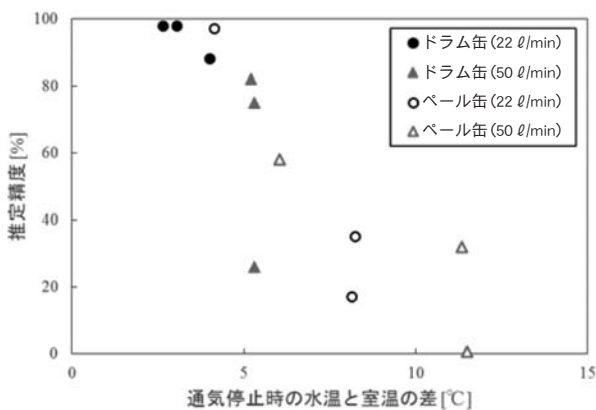


Fig. 13 Correlation between precision estimated residual water volume and temperature difference between surrounding area and water

3.3 その他の解体撤去工事・汚染の除去工事

(1) 原子炉冷却材浄化系のブースターポンプ等のCP除染及び解体撤去工事

本工事は、ブースターポンプ及び周辺機器・配管を対象として、スポット的な汚染の除去手法の開発と汚染拡大防止を考慮した解体撤去手順の検証を目的として実施した。ブースターポンプ及び周辺機器・配管の外観をFig. 14に示す。

前者については、Fig. 15に示すように、汎用品（ドリル、フレキシブルシャフト、回転ブラシヘッド等）で構成された除染治具を用いてスポット的な汚染を有する配管を物理的に除染した。なお、

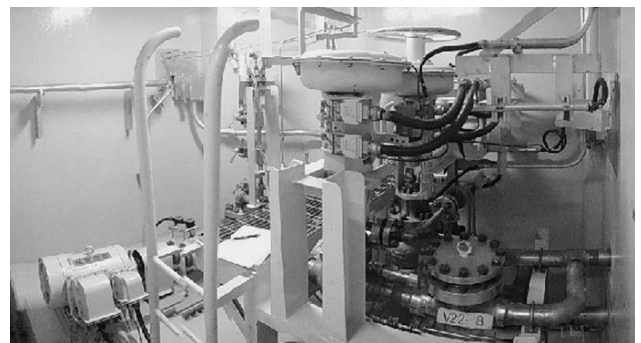


Fig. 14 Overview of a booster pump and the surrounding pipes

回転ブラシヘッドには、除染の進捗に応じて4種類のヘッド（SUSワイヤーホイール、サンドペーパー状フラップホイール、砥石、PPホイール）を順番に使用した。その結果、現位置における表面線量当量率で0.27 mSv/hから0.065 mSv/hまで低減することができたが、Fig. 16に示すように、研削跡は不均一であった。このため、除染効率の向上のためには、回転ブラシヘッドの形状の改良等が必要である。また、配管内面には黒褐色と茶褐色の部分があり、黒褐色の部分は茶褐色の部分より高い汚染を有していた。これより、ファイバースコープ等による目視方法によって汚染部位を推定し、効率的に除染できると考えられる。

後者については、汚染の除去作業は解体撤去作業前又は解体撤去作業中に実施する方法が考えられるが、本工事では汚染の拡散防止と解体撤去時の作業員の装備（呼吸保護具等）の軽減化のために解体前除染を行うこととした。その結果、解体作業時の被ばくを低減できる一方で、汚染状況に

応じた区域区分の変更及びそれに伴う作業エリアや資機材の除染等に工数を要することが確認された。

(2) クロメート水の無害化処理作業

遮蔽冷却系の冷却水には、防錆剤としてクロム酸カリウムが添加されており、約400 ppmの六価クロムイオンが存在する。このクロメート水を処分するために、「TFP (Toshiba Formic acid and hydrogen Peroxide method) 還元法」を用いて有害な六価クロムを三価クロムの形に無害化処理した。TFP還元法は、pH調整剤としてギ酸、還元剤として過酸化水素を使用した化学的還元処理法であり、還元処理後の三価クロムを含むイオン成分はイオン交換樹脂で吸着し、残ったギ酸と過酸化水素は炭酸ガス、酸素及び水に分解できるため、二次廃棄物が少なくなる特徴を有する。

第1段階において、系統から約54.1 m³のクロメート水を抜き出して、その無害化処理を完了している。2018年度時点で、系統には約29.1 m³のクロメート水が残留していると推定される。このうち、約12.8 m³はドレン操作等により抜出しできるが、残りの約16.3 m³は設備の構造的に抜出すことができない。現在、この約29.1 m³のクロメート水については、系統に残留するクロメート水の六価クロム濃度が希釈等によって環境基本法の環境基準（0.05 ppm以下）を満足するような処理方法を検討している。

4. おわりに

「ふげん」は、廃止措置の第2段階に入り、原子炉周辺設備の解体撤去工事に着手しており、第1段階で得られた知見を反映して安全かつ合理的に進めるとともに、廃止措置に関する管理データや知見の取得を継続して行う予定である。また、原子炉本体の解体撤去工事に向けて、遠隔解体装置や解体用プールの設置等に関する検討を進めるとともに、2018年6月に開所した「ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点」⁴⁾を活用した原子炉解体モックアップ試験を計画している。

また、クリアランス制度に関して、2018年8月に国による「クリアランス測定・評価方法」の認



Fig. 15 Physical decontamination tool for a pipe

部分的な直線状の研削跡

らせん状の浅い研削跡

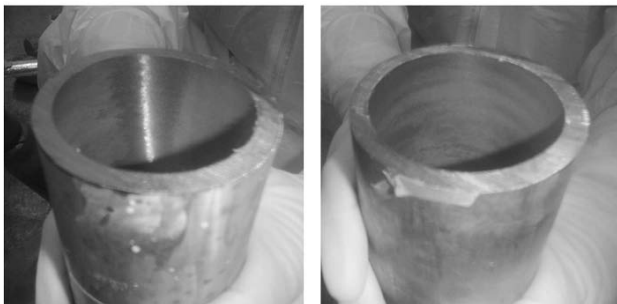


Fig. 16 Inner surface of decontaminated pipe

可を受けており、クリアランス対象物の測定・評価に着手したところである。現在、クリアランス認可申請の対象物であるタービン系設備の解体撤去工事から発生した放射能レベルが極めて低いと考えられる金属類（約1,100トン）の測定・評価を進めており、今後、国による「測定・評価結果」の確認を受ける予定である。

今後も、安全かつ合理的に「ふげん」の廃止措置を進めていくとともに、国内外の学会や会議等での成果の発信・普及に引き続き努めていく。

参考文献

- 1) Y. Asakura, M. Tanaka, H. Ogawa and S. Takami, “Design and evaluation of gaseous tritium recovery system using commercially available membrane type dehumidifier,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, 49 [10], 1018-1027 (2012).
- 2) 伊藤剛士, 石川幸治, 加藤剣一, 他, “中空糸膜分離式の小型可搬式除湿装置を用いた「ふげん」のトリチウム除去－(1) トリチウム水蒸気用除湿装置の開発－,” 日本原子力学会「2013年春の大会」予稿集, K17, (2013).
- 3) O. Tetens, “Über einige meteorologische Begriffe,” *Zeitschrift für Geophysik*, 6, 297-309 (1930).
- 4) 松村壽晴, 佐野一哉, 寺内誠, “ふくいスマートデコミッションング技術実証拠点の整備－廃止措置技術実証試験センター(仮称)－,” *デコミッションング技報*, 57, 65-74 (2018).

日立教育訓練用原子炉（HTR）の廃止措置の全体概要 及び排気筒等の解体について

鈴木 裕子*、蒲生 秀穂*、中村 和正*、竹下 光久*

General Overview of Decommissioning Measures and Demolition of Exhaust Stack, etc. of Hitachi Training Reactor (HTR)

Yuko SUZUKI*, Hideho GAMO*, Kazumasa NAKAMURA* and Mitsuhsa TAKESHITA*

日立教育訓練用原子炉（HTR：Hitachi Training Reactor）は、1961年に初臨界を達成し1975年に運転を終了した研究炉である。運転終了後に、原子炉冷却系統等の主要な設備の即時解体を実施し、原子炉建屋にてその放射性廃棄物の保管を継続するとともに、原子炉建屋及び原子炉建屋周辺の建屋を維持している。当初の計画では、放射性廃棄物の搬出が完了次第、炉心領域の放射化コンクリートを含む全建屋を解体撤去する計画であった。しかしその計画を変更し、放射性廃棄物はその搬出先が決定されるまで原子炉建屋内で長期保管を行い、排気筒及びその他の原子炉建屋周辺の未使用建屋は解体することにより管理範囲を縮小することとした。本報告では、その解体の詳細について紹介する。

Hitachi Training Reactor (HTR) is a research reactor, which has achieved initial criticality in 1961 and has finished its operation in 1975. The main facilities such as the reactor core and reactor cooling system were dismantled as soon as the operation was completed, and the demolition waste continues to be stored in the reactor building. In the original plan, immediately after the radioactive waste was discharged, all the remaining buildings and radioactive concrete near the core were supposed to dismantle. However, by changing the plan, the radioactive waste is stored for a long time in the reactor building until its destination is decided, and in order to reduce the control area, unused buildings and exhaust stack are decided to disassemble. This report describes the details of the HTR decommissioning project.

1. はじめに

日立教育訓練用原子炉（HTR：Hitachi Training Reactor）は、1975年2月に運転を終了し、同年6月に解体届を提出し、廃止措置を開始した。

廃止措置の工程はTable 1に示すとおりである。運転終了後から、炉心部や系統設備等の主要部の解体（この解体を「解体1」という）、解体1で発生した放射性廃棄物の保管及び使用済燃料の搬出を着実に進めていき、現在は、放射性廃棄物の搬

出が可能になる時期を待っている状態である。

当初は放射性廃棄物の搬出完了後に、炉心領域の放射化コンクリートと原子炉建屋の解体を実施し、廃止措置を完了する計画であったが、今回長期保管を合理的に行うため、放射性廃棄物の搬出が完了する前に、放射性廃棄物の保管に影響を与えない排気筒等についての解体（この解体を「解体2」という）を実施して、管理範囲を縮小し、これに引き続き原子炉建屋と炉心領域の放射化コンクリートの解体を行う（この解体を「解体3」という）計画へ変更を行った。

*：株式会社日立製作所 原子力ビジネスユニット 原子力事業統括本部 原子力事業技術センタ王禅寺センタ（Ozenji Hitachi Training Reactor Center, Nuclear Business Planning and Management Center, Nuclear Systems Division, Nuclear Energy Business Unit, Hitachi, Ltd.）

Table 1 Outline of decommissioning plan in Ozenji

	解体 1	燃料 搬出	解体 2	解体 3
燃料	炉心から 取出し → 使用済燃料 保管プール で保管	燃料 搬出		
炉内構造物 及び 主要系統	解体			
生体遮蔽 炉心タンク	コンク リート 固化 → 炉心部 閉鎖			解体
排気筒	表面汚染 密度測定		解体 はつり片	
希釈槽	管理区域 解除		解体 はつり片	
原子炉建屋 周辺の建屋	管理区域 解除		解体	
放射性 廃棄物		保管	廃棄物 搬出	廃棄物 搬出
原子炉建屋	廃棄物倉庫 に転用			解体 → 廃棄物 搬出

以下、2章でHTRの経緯について述べたうえで、3章において、解体1から解体3について報告する。特に、2017年10月から2018年10月にかけて実施した排気筒等の解体（解体2）については詳細を紹介する。

2. 施設の経緯

HTR施設の経緯について以下に記載する。

2.1 運転開始から運転終了までの状況

HTRは純国産の研究炉で、当時の科学技術庁より交付された原子力平和利用研究費補助金を使用して建設された。

1961年の初臨界後、安全研究のためのパルス運

転試験、国内初の脳腫瘍治療、原子力技術者の教育訓練等に貢献し、所期の目的を達成し1975年に運転を終了した¹⁾。運転中の炉心の様子をFig. 1に示す。

2.2 解体1終了時の状況

1975年の2月に運転を終了し、4か月後に「解体届」を提出、1975年10月から炉心部や系統設備等の主要部の解体に着手し、1976年4月に終了した。

解体1終了後は、解体1で発生した放射性廃棄物と使用済燃料の保管がHTRの主な業務となった。

2.3 使用済燃料搬出

解体1以降、約30年間保管してきた使用済燃料を、2005年10月に事業所外へ搬出した。使用済燃

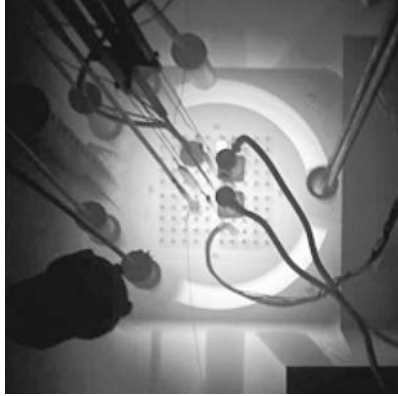


Fig. 1 HTR reactor core during operation

料を搬出したことにより、王禅寺センタにおける廃止措置は大きく前進した。

2.4 放射性廃棄物保管

解体1以降、原子炉建屋での放射性廃棄物の保管を現在も継続している。放射性廃棄物の搬出が可能になるまでこの保管は継続される。Fig. 2はHTRの原子炉建屋内の様子である。



Fig. 2 Radioactive wastes in reactor building

3. HTR施設の解体

本章では、原子炉運転終了直後に実施された解体1の紹介、解体2に関する詳細、将来実施する解体3の事前評価など、現在実施中の事項について説明する。

Fig. 3に炉心部、生体遮蔽、実験プールから構成される原子炉本体を示す。

3.1 解体1 (1975~76)

解体1では、炉心部の固化・閉鎖工事、使用済燃料を保管するための実験プールの改造工事、冷

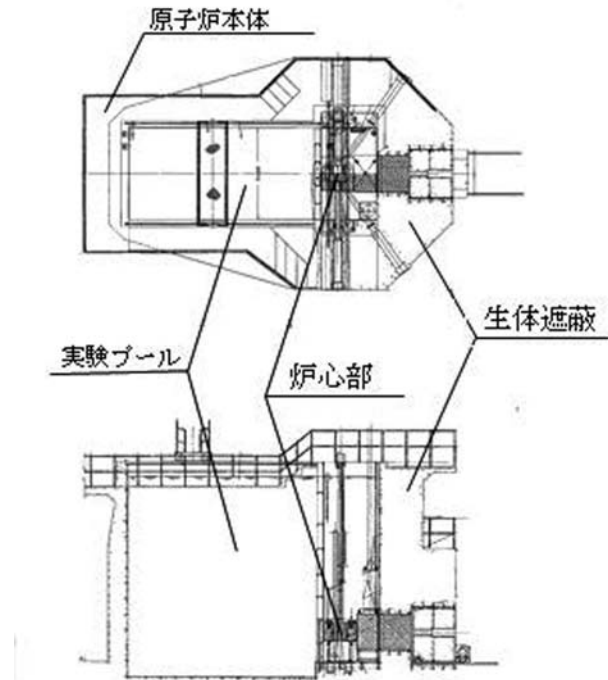


Fig. 3 Top view and elevation of reactor body

却系・排水系等の主要系統の解体、原子炉建屋内を除く全ての領域について管理区域の解除を行った。

炉心部の固化・閉鎖工事は次の様に実施した。まず、燃料を取り出した後の炉心部分の制御棒や計測系等の設備を解体撤去し、次にFig. 4のように炉心棒を取り出した。Fig. 5は設備や炉心棒を取り除いたあとの炉心タンク内の様子である。黒く見えるのは、炉心タンク材のアルミとコンクリートによるアルカリ腐食を防止するために、炉心タンク底面より3mの高さまで施されたタールエポキシによる養生塗装である。この状態の炉心部にFig. 6のとおりコンクリートを打設、Fig. 7のようにコンクリートブロックを約1m積み重ね、Fig. 8のようにコンクリート固化した。最後に炉頂の開口部はコンクリートを打設し、炉心部を完全に閉鎖した。

なお、水平実験孔等の生体遮蔽の貫通部には蓋をして、解体3で解体する予定とした。

次に実験プールの改造工事について述べる。水を張ったプール内に使用済燃料を保管するため、水圧に耐えるよう炉心と実験プール間の壁厚を補強し、使用済燃料保管プールに転用した。

閉鎖工事等が終了した炉心部、生体遮蔽、実験



Fig. 4 Dismantled core flame and cut upper grid



Fig. 7 Loading blocks in core tank

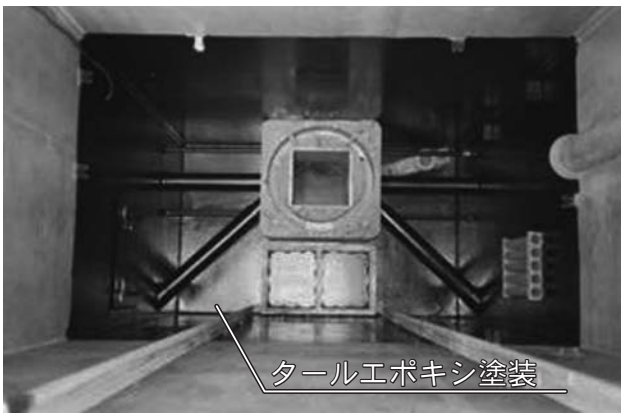


Fig. 5 Reactor core after removal of core flame



Fig. 8 Second solidification of core tank



Fig. 6 First solidification of core tank

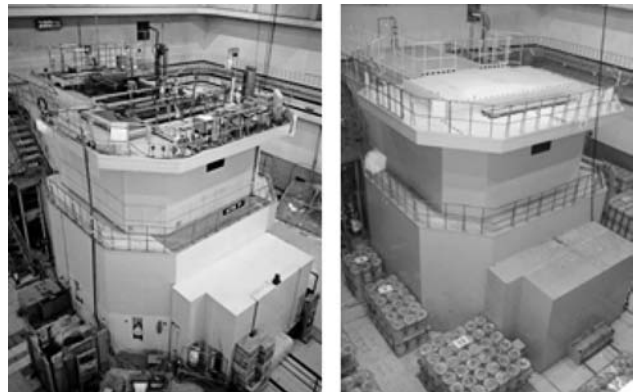


Fig. 9 Reactor body before and after dismantling 1

プール全体を Fig. 9 に示す。

解体した主要系統とは、冷却系、排水系、液体廃棄物処理系、排気系、計測制御系、放射線管理施設である。Fig. 10 のように、ほぼ全ての機器・配管等を解体し、排気筒、希釈槽、数箇所の排水配管は、解体3において原子炉建屋とともに解体

することとした。

解体1終了後の施設の状況を Table 2 に示す。

解体1では、汚染が確認された又は汚染のおそれがある領域については、壁・床のはつりや Fig. 11 に示すようなタイルの交換を行い、管理区域の解除を行った。

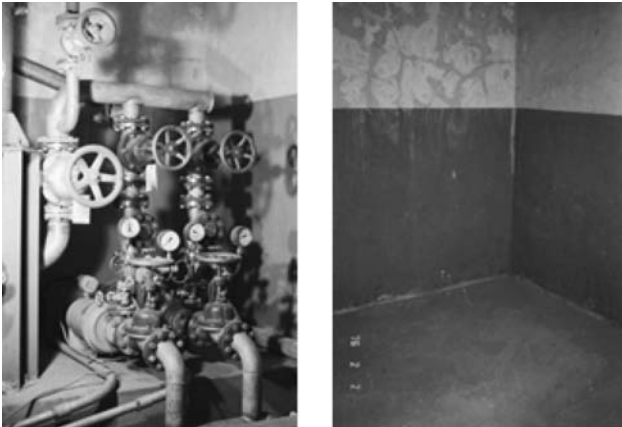


Fig. 10 Dismantled piping and equipment

Table 2 Situation after dismantling 1

項 目	状 況	
使用済燃料	実験プールを改造した使用済燃料保管プールに保管	
炉心部	解体済	
核計装	解体済	
原子炉本体	コンクリート固化した炉心タンク	解体3で解体予定
	実験プール	使用済燃料保管プールに改造した。解体3で解体予定
	生体遮蔽	解体3で解体予定
冷却系	解体済	
排水系	解体済	
液体廃棄物処理系	解体済	
	希釈槽は解体3で解体予定	
排気系	解体済	
	排気筒は解体3で解体予定	
計測制御系	解体済	
放射線管理施設	解体済	
原子炉建屋	除染、床タイルの交換後廃棄物倉庫に転用 解体3で解体予定	
準備室等	除染、床面はつり後管理区域解除 解体3で解体予定	
屋外倉庫	除染、床面はつり後管理区域解除 解体3で解体予定	



Fig. 11 Changing tiles in the reactor building

3.2 解体2 (2017~2018) ^{2), 3)}

解体2は、2017~18年にかけて実施した。1章に記載のとおり、放射性廃棄物の保管に影響を与えない箇所についての解体である。

放射性廃棄物の保管に影響を与えない箇所として、希釈槽、排気筒、準備室等、事務棟、屋外に点在する倉庫等、を選定した。選定した部分は原子炉建屋以外のほぼ全ての領域であることがFig. 12からわかる。

特に排気筒はFig. 13のとおり放射性廃棄物を保管している原子炉建屋に隣接しており、万が一倒壊した際には原子炉建屋の屋根に損傷を与える可能性があるため、解体を実施することとした。

(1) 廃止措置計画の変更

解体2にあたり廃止措置計画の変更申請は、二回に分けて実施した。一回目は、排気筒や希釈槽の解体を主としたもので、二回目は原子炉建屋内

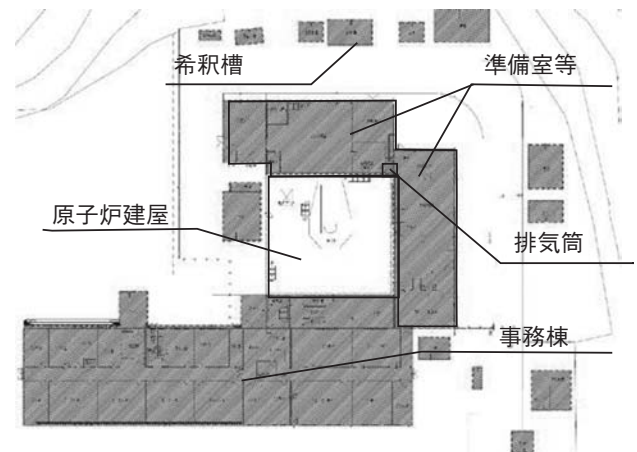


Fig. 12 Layout of HTR

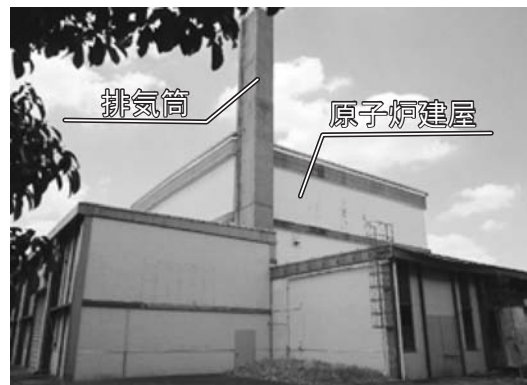


Fig. 13 Stack adjacent to reactor building

の放射性廃棄物の保管に影響を与えない準備室等の解体を主としたものであった。

一回目の変更申請では、排気筒と希釈槽の解体時期の変更と解体廃棄物の取扱いについて追加した。原子力施設の解体においては、放射性廃棄物の低減の観点から、放射性廃棄物でない廃棄物（以下、NRという）の適用が重要である。排気筒や希釈槽は、2005年8月及び2008年5月に原子力安全・保安院が発行したNRの判別方法に関するガイドライン^{4), 5)}によると、排気筒と希釈槽の内面には放射性物質と接した履歴があるため、NRにできないと分類される。そのため、これらを解体した廃棄物は、全て放射性廃棄物の扱いとなるが、放射性廃棄物低減の考え方に即して、放射性物質と接していた履歴がある部分は放射性廃棄物として扱い、その他の部分はNRとして分類できるように措置することとした。

排気筒と希釈槽の解体を考慮して変更した廃止措置計画では、解体廃棄物について発生区分に応じた取扱い方法をTable 3の様に定義した。

Table 3 Classification and handling of dismantle waste²⁾

No.	発生区分	解体廃棄物の取扱い
1	汚染の恐れのある管理区域として使用された（されている）場所であって、汚染の恐れのある箇所が分離されていないもの	RW CL
2	汚染の恐れのある管理区域として使用された（されている）場所であって、汚染の恐れのある箇所が分離されたもの	NR
3	汚染の恐れのない管理区域として使用された（されている）場所	NR

RW：放射性廃棄物として保管

CL：放射性廃棄物として扱う必要の無い物として再利用あるいは産業廃棄物として処分

NR：放射性廃棄物でないものとして再利用あるいは産業廃棄物として処分

この発生区分に応じた取扱い方法の特徴は、過去に管理区域解除を実施して、これから解体するもの、これから管理区域解除を実施して解体するもの両者に適用できるようにしたことである。また、過去に管理区域を解除した範囲の放射性物質と接した履歴のある部分を「分離」するにあたっては、当該エリアを一時管理区域に設定し、万全

の備えを実施した。

また、解体2の計画にあわせて、保安規定には、解体が問題なく進められるよう、解体に係る組織の追加や解体の実施の手順について追記し、下部規定に、放射性廃棄物でない廃棄物取扱要領を定め、NRの判定に関する必要な手順を整備した。

(2) NRの判定

(a) 排気筒と希釈槽

排気筒と希釈槽はコンクリート構造物であり、放射性物質と接した履歴がある部分の分離作業にあたっては、当該箇所がどの深さまでであるのかを確認をするために試料を採取して事前調査を実施した。

事前調査においては、排気筒と希釈槽から微量のCs-137及びCs-134が検出された。Cs-134とCs-137の比率と、周辺監視区域外のコンクリートからもCs-137及びCs-134が検出されたことから、フォールアウトの影響であると判断した。フォールアウトの影響がある場合でも対象物の放射能がクリアランスレベル以下である0.1 Bq/gを下回れば、NRと判定できるため、その値を下回る深さを調査することとした。そのため、Cs-137及びCs-134のクリアランスレベルである0.1 Bq/g以下となる深さを確認した。

排気筒においては全ての試料はクリアランスレベル以下であり、内面より1 mm以上削ることにより放射性物質と接した履歴のある部分を分離可能であると判断した。

希釈槽の壁面については、全てクリアランスレベル以下で、内面より1 mm以上削ることとし、床面については深さ3 mmまでCs-137及びCs-134の2核種合計でクリアランスレベル程度のフォールアウトの影響が確認されたため、3 mm以上まで削ることにより、放射性物質と接した履歴のある部分を分離可能であると判断した。

以上の判断に基づき、放射性物質と接した履歴のある箇所の分離を実施した排気筒と希釈槽は、Table 3のNo. 2である「汚染の恐れのある管理区域として使用された（されている）場所であって、汚染の恐れのある箇所が分離されたもの」に区分され、NRと判定した。

(b) 入退域管理室

解体を計画した施設のうち、入退域管理室については、運転中の中央制御室を転用したものであり汚染の履歴の無い管理区域であった。Table 3のNo. 3である「汚染の恐れのない管理区域として使用された（されている）場所」に区分され、その解体廃棄物をNRと判定した。

(c) 準備室等と屋外倉庫

準備室等と屋外倉庫については、解体1の際に、汚染のおそれのある箇所については汚染の分離がなされた記録が残っており、Table 3のNo. 2である「汚染のおそれのある管理区域として使用された（されている）場所」に区分され、NRと判定した。

(3) 解体作業

ここでは各箇所の解体の詳細について述べる。

(a) 排気筒

排気筒を解体するにあたり、まず、放射性物質と接した履歴がある箇所の分離を実施し、次に排気筒を切断した。

排気筒のはつり作業にあたっては、排気筒に覆いを設置し、その中を一時管理区域に設定して、線量限度告示に基く濃度限度による放射線管理を実施した。

放射性物質と接した履歴がある箇所のはつり作業を、解体工事のどの工程で実施するかについて、排気筒切断後に地上にてはつり作業を行う選択肢もあったが、排気筒内は1.2 m四方ではあるが、何とか足場を組むことが可能であり、安全に作業ができることから、分離作業は排気筒撤去前に、排気筒内部に足場を組み、排気筒が直立した状態で実施し、その後、排気筒を高さ方向に7分割して撤去することとした。

汚染のおそれのある箇所が分離された排気筒は、Fig. 14の様にあらかじめ排気筒上部にあけた穴にチェーンを通しておき切断後クレーンで吊ることができる状態にしてワイヤーソーにて切断した。切断終了後はFig. 15のようにクレーンで吊って地上まで移動させた。Fig. 16は地上に降ろされた切断後の排気筒である。

この切断及び吊り下ろし作業を7回繰り返して

Fig. 17のように、排気筒を原子炉建屋の屋根と同じ高さとした。

なお、原子炉建屋と一体となっている排気筒の下部については、解体3で行う原子炉建屋解体の際に同時に解体する予定である。



Fig. 14 Cutting process of stack



Fig. 15 Dismantling process of stack



Fig. 16 Dismantled stack



Fig. 17 Stack before and after dismantling

(b) 希釈槽

希釈槽を解体するにあたり、まず汚染のおそれのある箇所のはつりを実施し、次に希釈槽を解体した。

希釈槽内表面は、希釈槽のオーバーフロー水位以下の壁面から1 mm以上を、底面からは表面から3 mm以上を、約60 m²にわたってはつりにより除去した。

Fig. 18は解体前の希釈槽である。あらかじめ希釈槽にはFig. 19に示す飛散防止の覆いを設置し、Fig. 20のようにはつり作業を実施した。はつり作業が終了し放射性物質と接した履歴のある箇所が分離された希釈槽を解体しFig. 21の状態とした。希釈槽のはつり片もドラム缶に収納し、放射性廃棄物として原子炉建屋内での保管を開始した。Fig. 22のうち5本が、排気筒と希釈槽のはつり片を封入した100 ℓドラム缶である。

(c) 準備室等

準備室等とは、原子炉建屋の周りに配置された、旧電気室、旧排風機室、旧送風機室、廃液処理室、旧準備室、旧RI取扱室、入退域管理室のこ



Fig. 19 Enclosure above dilution pond



Fig. 20 Removing inside of dilution pond

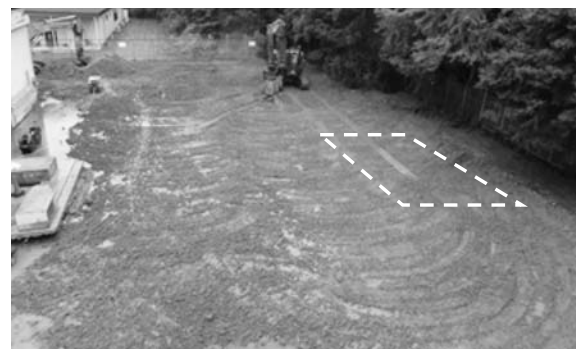


Fig. 21 Site of dilution pond after demolishing



Fig. 18 Dilution pond before demolishing



Fig. 22 Drums containing pieces removed from stack and dilution pond

(1) 放射化計算

炉心、反射体、遮蔽体を含む原子炉周りの形状及び炉心内中性子強度等を入力しDORTコードを用いて原子炉周りの中性子束の計算をした。

次に、上記で得られた中性子束に基づく各設備での中性子束を求め、原子炉運転履歴、機器の主要構造物の物質組成を用いて、ORIGEN-Sで主要構造物の放射能濃度を算出した。

(2) 発生する廃棄物量の算出

解体3での解体対象である、原子炉建屋、原子炉本体、生体遮蔽コンクリートについて建設当時の図面と現地調査を基にし、材料の形状、寸法、物質を入力した3D-CADモデルを作成した。3D-CADモデルを用いて、当該部分の体積及び物質の比重から、当該部分を構成する物質の物量を算出した。

その当該部分を構成する物量と前述した放射能濃度から、次のレベル区分毎に放射性廃棄物量を算出した (L1：低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルが比較的高い廃棄物、L2：低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルが比較的低い廃棄物、L3：低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルが極めて低い廃棄物)。Fig. 26は、2020年度末時点での原子炉本体のコンクリート部の放射能濃度をレベル区分したものである。

Table 4は、今回算出した解体3を含みHTRの廃止措置で発生する放射性固体廃棄物のレベル区分に応じた物量 (200 l ドラム缶相当) をまとめたものである。

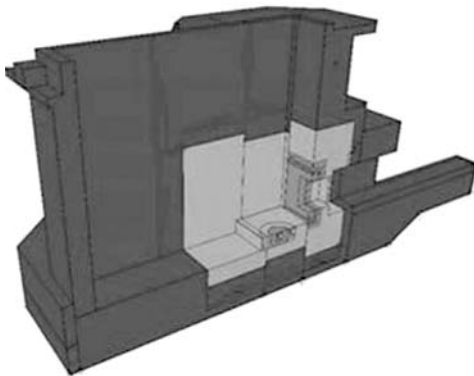


Fig. 26 Radiation dose distribution map of reactor body and biological shield

Table 4 Quantity with contamination level of the radioactive waste in Ozenji ^{1, 6)}

	L1*2	L2*2	L3*2	クリアランスレベル以下 (放射性廃棄物でないもの含)
保管中	なし	約10本	約500本	L3の一部が該当する可能性有り
解体3	なし	なし	約100本	約4400トン

*1 2017年度実施の評価。2020年までの放射能の減衰を考慮したもの

*2 本数は200 l ドラム缶換算の本数

4. まとめ

Fig. 27とFig. 28は、解体2実施前後のHTRの南側からの、Fig. 29とFig. 30は、解体前後のHTRの北東側からの全景である。また、解体2を終了したHTRの状況をTable 5に示す。このように、HTRは原子炉建屋とその中にある放射化したコンクリート部分のみを残し、大部分の解体が完了した。

また、保安規定を解体が可能なものへ変更し、放射性廃棄物でない廃棄物取扱要領を整備したことで、将来の解体3を実施する準備も整った。

今後も安全かつ合理的に廃止措置を終了できるよう、業務を遂行していく。



Fig. 27 HTR from south side before demolishing



Fig. 28 HTR from south side after demolishing



Fig. 29 HTR from north east side before demolishing



Fig. 30 HTR from north east side after demolishing

Table 5 Situation after dismantling 2

項 目	状 況	
使用済燃料	2005年に搬出	
炉心部	解体済	
核計装	解体済	
原子炉本体	コンクリート固化した炉心タンク	解体3で解体予定
	実験プール	使用済燃料保管プールに改造した。解体3で解体予定
	生体遮蔽	解体3で解体予定
冷却系	解体済	
排水系	解体済	
液体廃棄物処理系	解体済	
排気系	解体済	
計測制御系	解体済	
放射線管理施設	解体済	
原子炉建屋	除染、床タイルの交換後廃棄物倉庫に転用 解体3で解体予定	
準備室等	解体済	
屋外倉庫	解体済	

参考文献

- 1) 蒲生秀穂, 富永研司, 青井正勝 “王禅寺センタ今昔物語,” 日本原子力学会誌, Vol. 53, No. 1 (2011).
- 2) 廃止措置計画変更申請, 平成29年9月11日認可.
- 3) 廃止措置計画変更申請, 平成30年4月19日認可.
- 4) “原子力発電所から発生する非放射性廃棄物(放射性廃棄物に該当しない廃棄物)の判別方法に関するガイドライン,” 平成17年8月.
- 5) “原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱について(指示),” 平成20年5月27日.
- 6) 廃止措置実施方針 平成30年12月25日公開.

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた放射線分布の 可視化技術の現状と課題

佐藤 優樹*、鳥居 建男*

Current Status and Issues of Visualization Technology of Radiation Distribution for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Yuki SATO* and Tatsuo TORII*

2011年の東京電力ホールディングス（株）の福島第一原発で起きた事故後、放射性物質の存在を直感的に把握できる放射線の可視化への要求が高まり、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の開発が進められてきた。サーベイメータ等による“点”の測定と異なり、放射性物質の存在を見落とすことなく、“面”的にその広がりを認識できる装置は、今後ますます開発とその利用が進むと思われる。福島第一原発の廃炉を円滑に進めるためには、このような装置の小型化と遠隔操作による測定が重要となる。ここでは私たちが福島第一原発やその周辺で行なってきたコンプトンカメラを用いた研究を中心にその現状と課題について述べる。

After the accident occurred at the Tokyo Electric Power Company Holdings' Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in 2011, the demand for visualization of spatial distribution of radioactive substances has increased, and the development of radiation imagers called gamma cameras has been advanced. Unlike point-like measurements by survey meter, gamma camera that can recognize volumetric sources without overlooking even the existence of radioactive substance seems to be developed and used more and more in the future. In order to smoothly carry out the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, it is important to downsize such equipment and measure the radiation distribution by remote operation. Here we describe the current situation and issues, mainly on the research using Compton camera that we have used inside and around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station.

1. はじめに

2011年3月11日の東日本大震災に伴う東京電力ホールディングス（株）の福島第一原子力発電所（以下、「東京電力HD」、「福島第一原発」という）の事故から8年の歳月が流れ、環境中に飛散した放射性物質の除染も進み、避難解除された地域も拡大した。福島第一原発の構内も一般作業服で作業可能なエリアが格段に多くなっている。除染に伴い空間線量率の低減化が進んでいる証左と言え

よう。しかしながら、原子炉建屋をはじめとして原子炉施設の建屋内には人が立ち入れない高線量率の場所が少なくなく、未だ詳細な線量率分布が明らかになっていない場所も存在する。

廃炉作業を円滑に進めるためには、高線量率をもたらす汚染密度が高い機器や瓦礫の撤去が不可欠である。建屋内では床面や壁面、多数の機器や瓦礫といった放射性物質が様々な箇所に飛散・沈着しており、線量率が高い中で何が主要な汚染源なのかを特定することにより、遮蔽の設置による

*：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門 廃炉国際共同研究センター
(Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science, Japan Atomic Energy Agency)

周辺線量率の低減化や汚染源の除去が可能となる。そのために放射性物質を可視化するという要求が高まり、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の開発が進められ、市販されるようになってきている。簡便に空間線量率や汚染の程度が測定できるサーベイメータによる“点”の測定と異なり、ガンマ線を放出する放射性物質を可視化する装置があれば、放射性物質の存在を見落とすことなく、“面”的にその広がりを認識できる。

このように、広い範囲を簡便に測定可能であるガンマカメラは福島第一原発建屋内における放射性物質の可視化に有効であるが、高線量率環境であるがために作業者の入域や長時間作業が困難であり、かつ瓦礫の存在や照明がないというアクセスの難しさから、高線量率環境で動作可能であり、かつロボットに搭載可能な小型・軽量のガンマカメラの開発が求められていた。加えて、放射性物質の分布を正確に把握するためには、測定が実施された建屋内位置の推定や、測定環境周辺の状態を把握することが必要となる。そこで日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）の廃炉国際共同研究センターでは、放射性物質分布を測定できる放射線イメージングセンサーとして、大きな遮蔽体を必要とせずロボットに搭載可能な小型・軽量コンプトンカメラ（ガンマ線イメージャーの一種）を開発し、その位置や周辺環境を3次元的に把握して放射性物質の分布を立体的に示そうと、福島第一原発の作業環境において放射性物質の3次元可視化技術の研究開発に取り組んでいる。本稿では、その技術と取り組みを中心に現状と課題を紹介する。

2. 小型・軽量コンプトンカメラを用いた放射性物質の可視化

前述のガンマ線イメージャーについて、ピンホールカメラはコンプトンカメラと比較して放射性物質の分布を比較的容易に再構成可能である。しかし、ピンホールとなる小さな穴以外は重量物の遮蔽に囲まれているため、その重量は数10 kg以上となる。このため、建屋内を含む福島第一原発サイト内へ容易に持ち込むことが難しく、可搬性を持たせて様々な箇所を迅速に測定することは困難である。加えて、作業者が立ち入ることが出

来ない高線量率環境の現場においても、重量が重いために遠隔機器に搭載して現場に導入することは困難である。

小型・軽量のコンプトンカメラの開発は、これまでに早稲田大学の片岡らと浜松ホトニクス株式会社によって研究開発されていた¹⁾。原子力機構ではこの技術をベースに、現場に持ちこみやすく、ドローンやクローラーロボットにも搭載可能な重量1 kg未満まで小型軽量化したコンプトンカメラを開発し、福島県内の帰還困難区域や福島第一原発において、放射性物質分布を可視化する実証試験を進めている。

Fig. 1に、開発したコンプトンカメラの外観を示す。本装置は放射性物質から放出されるガンマ線を測定するためのガンマ線センサーと、センサー出力信号を処理するための信号処理基板及び光学画像を取得するための光学カメラから構成されている。ガンマ線センサーは1.5 mm角の15×15ピクセルのGAGGシンチレータが2層になっており、主要な汚染源である¹³⁷Csからのガンマ線が1層目（散乱体）と2層目（吸収体）の各々で相互作用した位置と、付与したエネルギーから、ガンマ線の飛来方向を特定する（Fig. 2）。

原子力機構では、この小型・軽量コンプトンカメラを基盤としてドローンやクローラーロボットに搭載することによる遠隔放射線イメージング技術の開発を進めている。さらに、レーザー光を利用した測域センサーやフォトグラメトリで取得した作業環境の3次元モデルに、放射性物質イメー



Fig. 1 A compact Compton camera composed of a gamma-ray sensor, signal-processing unit and an optical camera

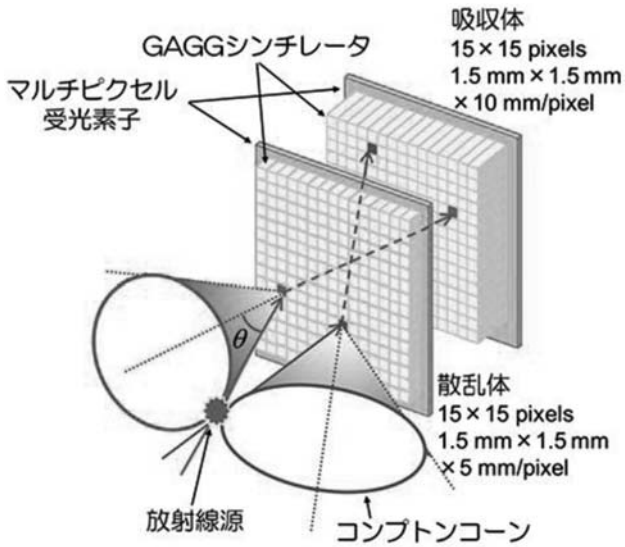


Fig. 2 Schematic of the gamma-ray sensor of the compact Compton camera

ジを描画することによる放射性物質3次元可視化に関わる技術開発も同時に進めている。

福島県内の帰還困難区域の屋外環境に飛散・沈着した放射性物質の分布把握を目的とした取り組みとして、上述のコンプトンカメラをドローンに搭載した遠隔放射線イメージングシステムを(株)千代田テクノルと共同で開発している²⁾。これまでに帰還困難区域の屋外環境において、上空から遠隔にて、周囲に比べて汚染強度が高い箇所（ホットスポット）を可視化することに成功している。

Fig. 3(a)は、コンプトンカメラ搭載ドローンシステムを用いて、高度約15 mを移動飛行させて取得した放射性物質分布図を、航空写真に重ね合わせたものである。ホットスポットを赤色で示す仕様としており、この結果では図中右側の道路上にホットスポットを検知した。サーベイメータを用いて作成した同エリアの線量率マップ (Fig. 3(b)) と見比べると、開発したシステムが周囲に比べて線量率の高いホットスポットを可視化できていることが分かる。なお、帰還困難区域や里山といった普段人が立ち入らないエリアでは、草木が生い茂ったまま放置されていることも珍しくない。このような環境では、サーベイメータを用いた地上の広域マッピングは長時間を要すると同時に被ばく線量が増加し、さらには足元が悪く作業者の安全に対するリスクも高まる。実際に、このエリア（面積約7000 m²）のサーベイには数時間以

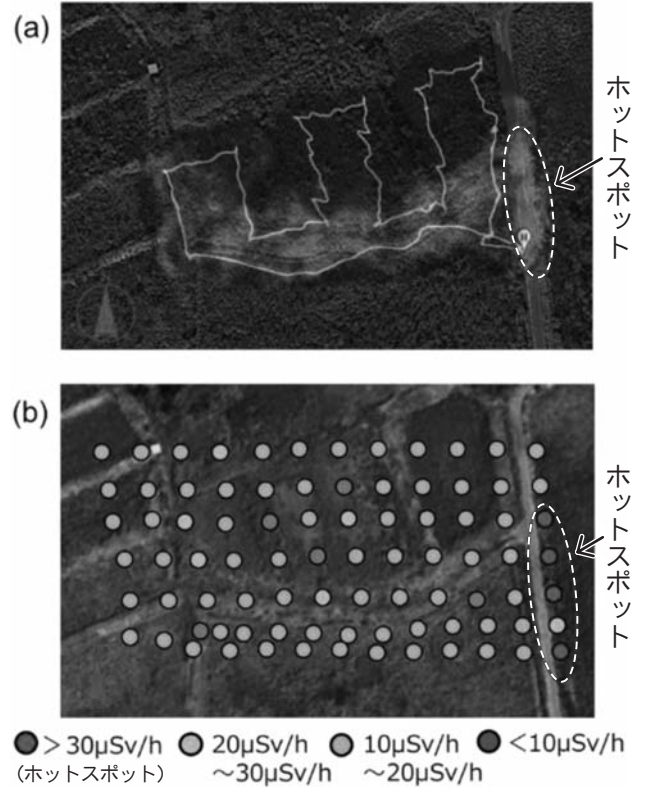


Fig. 3 (a) Radiation image measured using the compact Compton camera mounted on a multicopter drone. Hot spots shows the high-dose rate region compared with surroundings. Line inside the radiation image is the flight route of the drone. (b) Dose-rate map created using a handheld survey meter. Spots show the dose rate measured on the ground surface.

上を要した。一方で、空から遠隔にて測定可能な本システムを用いることにより、約20分という短時間で遠隔にてホットスポットの可視化に成功した。当然のことながら、このようなロボットを用いた遠隔放射線イメージング技術は、福島第一原発構内における放射性物質分布測定にも利用することができる技術である。

3. 福島第一原発建屋内における放射性物質分布可視化の実証試験

原子力機構は、東京電力HDの協力を得て、福島第一原発サイト内部において小型・軽量コンプトンカメラを基盤とした放射線イメージングシステムの実証試験を行っている。上述のドローンを用いたシステムによるサイト内屋外環境における放射線イメージング試験に加えて、建屋内部にお

ける放射線イメージング実証試験を進めている。

Fig. 4は、3号機タービン建屋内において、空間線量率が0.4~0.5 mSv/hといった従来のコンプトンカメラでは動作が困難な高線量率エリアにおいて、表面線量率が最大3.5 mSv/h程度のホットスポットの検知に成功したものである³⁾。この結果は、光学カメラで取得した測定現場の写真に、得られた放射性物質分布のイメージを重ねて放射性物質（主として¹³⁷Cs）を可視化したものであり、およそ数十秒程度の短時間でホットスポッ

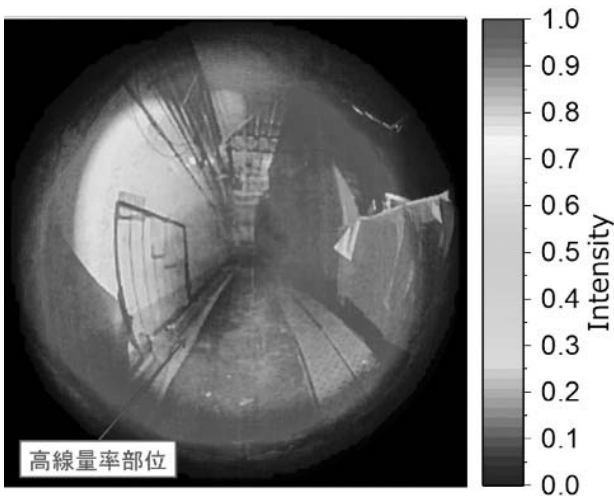


Fig. 4 Measurement result of radiation imaging using the compact Compton camera. Strong contamination was detected on the hose located on the floor surface.

トをリアルタイム可視化したものである。

さらに、作業環境の3次元モデルをレーザーを用いた測域センサーで取得し、ここにコンプトンカメラで取得したホットスポットのイメージを描画することにより、実環境の寸法や外観を反映した3次元の放射性物質分布図を作成した (Fig. 5)³⁾。周囲に比べて汚染強度が高い2か所のホットスポットが通路上に映し出されており、この分布図を用いることによって作業環境中のホットスポットの位置を視認することができる。

続いて、小型・軽量コンプトンカメラを東京電力HD所有の小型クローラーロボット（米国iRobot社、パックボット）に搭載し、1号機原子炉建屋内部のホットスポットを遠隔探知する実証試験を実施した。この試験では、暗所である現場環境の写真や動画を撮影するためにデジタルカメラ及びLEDライトもロボットに搭載した。ロボット及びコンプトンカメラの操作は、免震重要棟から遠隔にて実施した。

試験の結果、Fig. 6示すように正面の奥にある遮蔽板右側の隙間に、ホットスポットを映し出すことに成功した⁴⁾。このホットスポットは、原子炉建屋の深部からのガンマ線が遮蔽板の隙間からストリーミングとして漏れ出していることが要因であると考えられる。この測定では、作業員の容易な立ち入りが困難な高線量率のエリア (> 1 mSv/h)

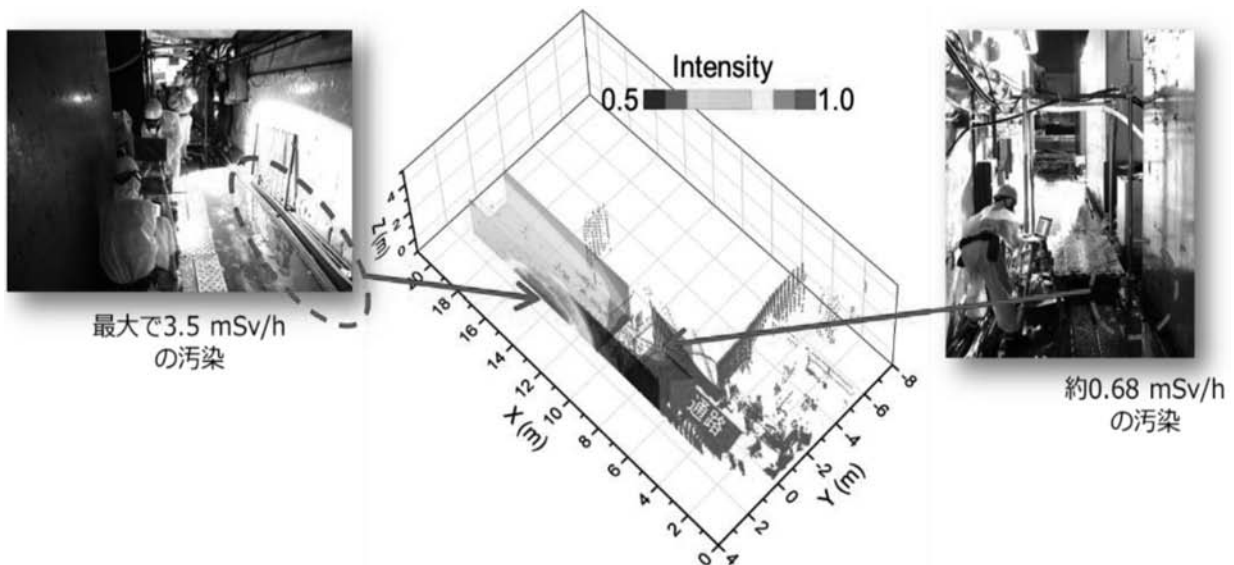


Fig. 5 Radiation distribution map created by superimposing radiation image and point cloud data measured using the Compton camera and a laser range finder, respectively

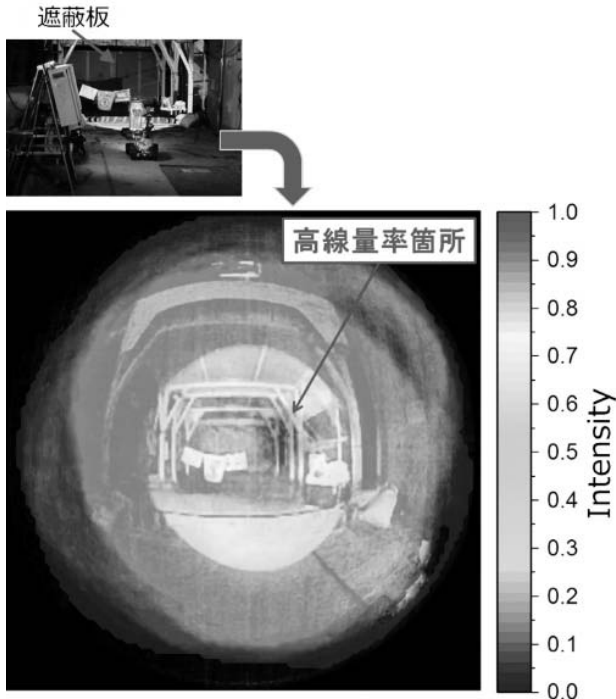


Fig. 6 Measurement results of the remote radiation imaging using Compton camera mounted on a crawler robot. Hotspot due to the gamma-ray streaming from a deep part of the reactor building was visualized.

においてロボットを走行させて測定を実施し、遠隔で、かつリアルタイムにホットスポットを可視化できることを実証した。

さらに、試験で取得した複数枚の写真（動画から抽出した静止画を含む）を組み合わせて、作業環境の3次元モデルをフォトグラメトリ技術によって仮想空間に構築し、ここにホットスポットのイメージを描画することを行った（Fig. 7）⁴⁾。本手法は写真をもとに復元した現場の3次元モデルを用いることから、そこに写された機器や瓦礫の状態といった現場環境を把握しやすい特徴を有しており、放射性物質の位置を容易に視認することができる⁵⁾。

今回、現場環境の3次元モデルを取得する手法として、フォトグラメトリと測域センサーを紹介した。フォトグラメトリは写真を用いた手法であり、現場環境の様子を容易に把握できる。さらには、市販のデジタルカメラを使用することができ、3次元モデリングのためのソフトウェアもフリーで入手可能なものもあることから、特殊な機材が必要なく安価で実施可能であるというメリッ



Fig. 7 An image of the hotspot measured using the Compton camera is drawn on the 3D structural model created via photogrammetry.

トがある。しかしながら、暗所では写真撮影の質が劣化し、これに伴い写真からの特徴点抽出ができずに3次元モデルの質も劣化してしまう欠点がある。一方で、測域センサーはフォトグラメトリと比較して高精度な3次元モデルを取得できるとともに、写真撮影の質が劣化する暗所でも使用することができる。しかし、対象物の色情報を取得できないため、フォトグラメトリと比較して現場環境の様子の把握しやすさでは劣る。また、装置が高額であるという欠点も有する。このように、異なる特徴を有する技術について、互いの欠点を相互に補いつつ放射線イメージング技術と統合することによって、より視認しやすい放射性物質分布図の作業現場への提供が可能になると考えている。

また、現在これらの3次元放射性物質分布図を仮想現実（Virtual Reality: VR）空間で表示するシステム開発を進めており、作業現場を体感可能なVRシステムとして、作業員の事前トレーニングに役立つものを目指している⁶⁾。特に、福島第一原発の建屋内部は線量率が高く、作業員の作業時間が限られている。このような放射性物質を視覚的に把握するための手法は、作業員による作業環境の事前確認、危険予知活動に役立つものと期待される。

4. 技術の課題と今後の展望

ここまで、原子力機構がこれまで福島第一原発の建屋内やその周辺での測定の現状について述べ

た。この他にも、ピンホールカメラを始めとして様々な放射線イメージング装置を用いた様々な測定が福島第一原発や福島県内で行われている⁷⁾。

今後、福島第一原発の廃炉作業を進めるためには、より高線量率の場所や瓦礫等が散乱し狭隘なエリアに入域して測定が求められるなど、劣悪な環境での測定が要求されると思われる。そうなれば、小型軽量であるだけでなく、ロボットなどの遠隔機器を用いた線量率分布などのデータ取得技術の需要がさらに高まるであろう。しかも、それらの機器の建屋内における自己位置や周辺の環境を遠隔で認識する必要があることから、上述のフォトグラメトリ技術や3D-LiDAR (Laser Imaging Detection and Ranging) などの測域センサーを用いた環境認識技術とセットとなる必要があるだろう。こうした遠隔機器や3次元光学画像構築技術などの異分野技術と放射線イメージング技術を統合していく技術が必要となろう。

こうした取り組みは、海外でも行われており、先進的な研究を行っている米国ローレンスバークレー国立研究所 (LBNL) のVetterらは、SDF (Scene Data Fusion) と呼び、福島県内でも測定試験を行っている⁸⁾。彼らは、屋外環境などの低線量率の場所でのホットスポットのイメージングを行っており、高感度のHEMI (High-Efficiency Multimode Imager) やLAMP (Localization and Mapping Platform) という放射線センサーと3D-LiDAR等を組み合わせた測定システムを無人ヘリやドローンに取り付け、3次元の放射線イメージング技術の開発研究を行なっている⁹⁾。一方、オーストラリア核科学技術機構 (ANSTO) のBoardmanらは線量率の高い原子炉内での3次元イメージング技術の開発研究を進め、優れた成果を上げている¹⁰⁾。比較的小型で福島第一原発でも使用実績があるのは英国CREATEC社が開発したドローン搭載型のガンマ線イメージング装置のRISERであろう¹¹⁾。GPSが使えない建屋内環境においても位置認識できる特長を持ち、放射線画像の作成を行なっている。

こうした技術を今後さらに発展させ、福島第一原発の建屋内のような高線量率環境で多くの複雑な構造物があり、狭隘なところでも放射性物質分布を把握できるようにするためには、①遠隔機器

に搭載できるように小型軽量であり、②測定場所や周辺環境が認識できること、また③放射性物質分布の画像が迅速に取得できることが必要となる。そして、何よりも④作業者がこれらの機器を簡便に操作でき、現場作業に反映できることが求められよう。今後とも、様々なセンサーや手法を用いた放射線イメージング技術が進展し、放射線分布の可視化が期待されるが、こうしたハード面の開発だけでなく、操作性、現場作業への適用性、利用方策も含めたシステムとしての技術の向上を図っていく必要がある。

謝辞

小型・軽量コンプトンカメラの開発に際し、ご助言くださった早稲田大学の片岡淳教授、岸本彩氏、ならびに浜松ホトニクス株式会社の中村重幸氏、平柳通人氏に感謝します。加えて、コンプトンカメラ搭載ドローンシステムを共同で開発している株式会社千代田テクノル小澤慎吾氏、原子力機構寺阪祐太氏及び測定に協力していただいた同僚諸氏に感謝します。最後に、福島第一原発における実証試験にご協力いただいた東京電力HDの宇津木弥氏、菊地弘幸氏、清岡英男氏、高平史郎氏に感謝いたします。

参考文献

- 1) 浜松ホトニクス株式会社, 早稲田大学, 科学技術振興機構 (JST), プレスリリース, “放射性物質の除染作業を効率化するガンマ線撮像用コンプトンカメラを製品化”, 2013年9月10日.
- 2) Y. Sato, S. Ozawa, Y. Terasaka, et al., “Remote radiation imaging system using a compact gamma-ray imager mounted on a multicopter drone,” J. Nucl. Sci., Technol., 55, p. 90–96 (2017).
- 3) Y. Sato, Y. Tanifuji, Y. Terasaka, et al., “Radiation imaging using a compact Compton camera inside the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station building,” J. Nucl. Sci. Technol., 55, p. 965–970 (2018).
- 4) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構,

- プレスリリース, “福島第一原子力発電所の作業現場の汚染箇所を遠隔で検知し仮想空間上に可視化する技術を開発”, 2018年8月28日.
- 5) Y. Sato, S. Ozawa, Y. Tanifuji, et al., “A three-dimensional radiation image display on a real space image created via photogrammetry,” JINST, 13, P03001 (2018).
- 6) Y. Sato, Y. Terasaka, S. Ozawa, et al., “A 3D radiation image display on a simple virtual reality system created using a game development platform,” JINST, 13, T08011 (2018).
- 7) 鳥居建男, “放射線分布の可視化技術の開発,” 電気学会誌, 138巻, 8号, p. 525-528 (2018).
- 8) K. Vetter, A. Haefner, R. Barnowski, et al., “Advanced Concepts in Multi-Dimensional Radiation Detection and Imaging,” Proc. Int. Symposium on Radiation Detectors and Their Uses (ISR2016), JPS Conf. Proc., 070001 (2016)
- 9) R. Pavlovsky, A. Haefner, T. H. Joshi, et al., “3-D Radiation Mapping in Real-Time with the Localization and Mapping Platform LAMP from Unmanned Aerial Systems and Man-Portable Configurations,”
<https://arxiv.org/pdf/1901.05038.pdf>
- 10) D. Boardman, “Imaging technology has the ability to capture and display gamma radiation,”
<https://www.ansto.gov.au/news/imaging-technology-has-ability-to-capture-and-display-gamma-radiation>
- 11) 東京電力HD, “マルチコプター「RISER」による線量評価の適用性試験について,” 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 (第43回) (2017).
<http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/06/4-02-00.pdf>

常温乾式磁力選別システムによる放射性セシウム汚染土壌の 分級・減容化技術

佐藤 友祐*、岩田 光司*、佐藤 理夫**、三苫 好治***

Normal-Temperature Dry Magnetic Separation System : Technology for Classifying and Reducing Volume of Soil Contaminated with Radioactive Cesium

Yusuke SATO *, Koji IWATA *, Michio SATO ** and Yoshiharu MITOMA ***

2011年3月に発生した東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所の事故により広範囲な放射能土壌汚染が引き起こされた。放射能土壌汚染の対応として、表土剥ぎ取り等での除染活動が行われた。それに伴い大量の除染土（約2000万m³）が発生した。それに対し、我々は除染土の減容化を目的に、磁力選別機と機能性磁性鉄粉を用いることで廃水の発生がない常温乾式磁力選別システムの開発を進めてきた。本装置により複数の場所で採取された除染土に対し分級特性等の評価を行った。その結果、4トントラックに積載可能な規模でありながら、低消費電力での高速分級（処理速度1.0 t/h）を確認した。このことから、本装置による除染土の減容化が可能であると考えられる。

Soil contamination with radioactive material occurred in a wide area due to the accident at the Tokyo Electric Power Company's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant after the Great East Japan Earthquake occurred on March 2011. As part of decontaminating the soil contaminated with radioactive material, surface soil was removed. However, this decontamination activity generated an enormous amount of contaminated waste soil (approximately 20,000,000 m³). To reduce the volume of the contaminated waste soil, we have pursued the development of a normal-temperature dry magnetic separation system. This system is composed of a magnetic separating unit and functional magnetic iron powder, and accordingly does not generate waste water. We evaluated the classification characteristics of the system by using contaminated waste soil collected from multiple locations. We thereby confirmed that the system, which is small enough to be carried in a 4-ton truck, is capable of performing high-speed classification (throughput speed: 1.0 ton/h) with low power consumption. This fact shows that the volume of contaminated waste soil can be reduced by using the system.

1. はじめに

三和テッキは、1907年（明治40年）に、電車線金具の製造・販売を国内で最初に始めた企業である。電車線金具の製造で培われた技術を活用し、鉄道市場だけでなく送変電に関する電力市場及び

管系支持装置を扱うプラント市場へと展開してきた。特にプラント市場では原子力発電所の配管関係に関わっている。

2011年3月11日の東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所の原子力事故により、多量の放射性物質が東北地方を中心に拡散し、広範囲

* : 三和テッキ株式会社 技術本部開発第1部 (Research & Development Department Division 1. Sanwa Tekki Corporation)

** : 福島大学 共生システム理工学類 (Faculty of Symbiotic Systems Science, Fukushima University)

*** : 県立広島大学 生命環境学部 (Faculty of Life and Environmental Sciences, Prefectural University of Hiroshima)

な放射能土壌汚染が引き起こされた。これに対し、各地で表土剥ぎ取り等による除染活動が行われた。その結果、環境省の報告¹⁾によると除染活動に伴い発生した除染土の量は約2000万～3000万m³と試算されている。この膨大な除染土は一時保管場所を含めた仮置場等に保管されている。この現状に対し、環境省は最終処分までの間、福島県内に中間貯蔵施設を建設し、30年保管することを計画している。

現在、環境省の報告では2015年2月に福島県並びに大熊町及び双葉町の承認のもとに、中間貯蔵施設内の保管場の整備を進めつつ、2016年度から各地に保管されている除染土の段階的な輸送を開始した²⁾。中間貯蔵施設への輸送の開始に伴い、環境省の発表³⁾では、2018年12月2日の時点での総輸送量は約198.6万m³となっている。また、2018年度に計画されている輸送量約180万m³に対し約66.7%の進捗である。2019年度に計画されている輸送量は約400万m³と発表されている⁴⁾。

今後、中間貯蔵施設への移送が計画されている膨大な除染土に対し、中間貯蔵施設の容量負荷並びに保管後の最終的に処分する土の容量を軽減するために、除染土の減容化処理技術の開発及び確立が求められている。環境省の計画では、分級処理を優先的に実用化させる方針であると発表されている⁵⁾。分級技術の実用化にあたり、中間目標として2018年度の技術確立を目指し、土壌の化学処理や熱処理等の高度な技術開発は分級技術確立後に本格的に着手し2024年度完了を目標に掲げている⁶⁾。

そこで、減容化処理技術を確立するために様々な開発が進められている。中でも、従来の土壌汚染技術から応用された土壌洗浄分級法⁷⁾がある。土壌洗浄分級法は、従来の土壌汚染技術を応用したもので、実績のある手法であるが、装置の運転に伴い、大量の廃水が発生するため、廃水処理施設が必要という課題がある。

さらに、先進的な技術として、粘土鉱物に吸着した放射性物質（セシウム）を金属イオン含有重臨界水により溶出し、機能性多孔質ガラスに溶出したセシウムを吸着・固化させる技術がある^{8), 9)}。他には、放射能濃度の高い微細な粘土鉱物自体を取り除くための超電導磁石を用いた磁気分離に関

する研究報告例もある^{10), 11)}。しかし、これらの技術は微細な粒径の土粒子を対象にしている。このことから、これらの技術を含め他の湿式分級も処理前に粒径の大小に分級する前処理が必要とされている。

このような状況に対し、原子力発電所に関わってきた企業として、事故収束及び復興の一助を担えればと検討を進めた。そこで、我々は放射性物質による汚染濃度は土粒子の粒径が小さくなるほど高くなるという特性に着目し、県立広島大学と共同で、廃水が発生すること無く分級処理を行え、連続的に高速分級処理が可能な「常温乾式磁力選別システム（以下、磁選システム）」を開発してきた^{12), 13)}。

さらに、実際に採取された様々な除染土に対し本装置を用いて福島大学と共同で分級特性を確認し評価を進めた¹⁴⁾。その結果、本装置は4トン車に積載可能な規模でありながら、処理速度は約1.0 t/hで分級可能であることを確認した。そこで本報告では、磁選システムの開発を進めるにあたり、確認された内容を紹介する。

2. 装置概要

開発を進めている磁選システムの概略図をFig. 1に、主な仕様をTable 1に示す。磁選システムは、現地での減容化処理を目的に、機動的な運用を可能にするために、4トン車積載可能な規模となっている。本装置は、ドラム磁選機を応用した構造でありドラム磁選機内には回転式の磁石ドラムが設けられている。従来の土壌汚染技術から応用された湿式分級処理と違い、除染土の分級に水を用いないことから廃水の発生がなく廃水処理施設の設置が必要ないため、施設の小型化が可能という特徴を有している。なお、磁選システムの中で分級に関する磁力選別機の外観写真をFig. 2に示す。

3. 機能性磁性鉄粉

磁選システムを用いて除染土を分級するとき、対象とする除染土に機能性磁性鉄粉（以下、鉄粉）を添加・混合する必要がある。本報告で用いた鉄粉は戸田工業製である。使用する鉄粉は、表面は

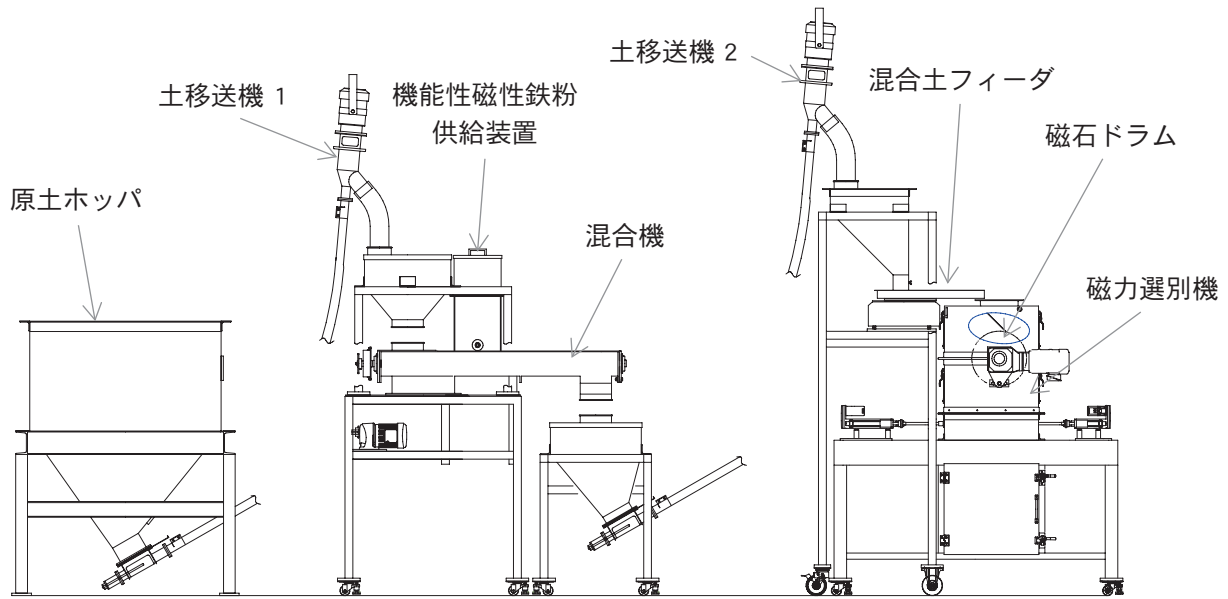


Fig. 1 Schematic drawing of magnetic separation system

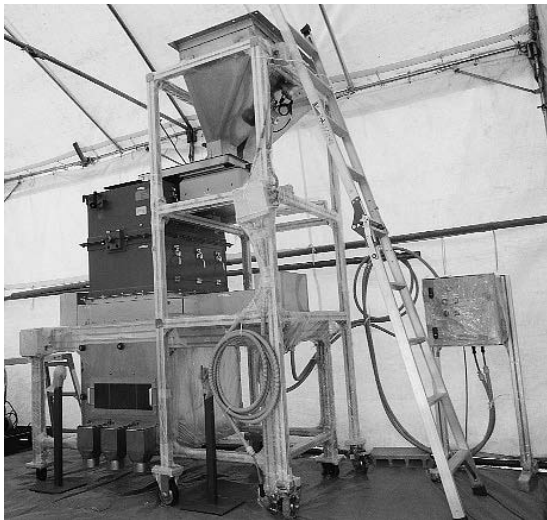


Fig. 2 Photo of magnetic separation equipment

Table 1 Specifications of magnetic separation system

寸法 (全体)	長さ	[m]	6.9
	幅	[m]	1.1
	高さ	[m]	3.7
磁選機 寸法	長さ	[m]	1.9
	幅	[m]	1.1
	高さ	[m]	1.9
処理能力*		[kg/h]	500~1000
磁石 ドラム	直径	[mm]	φ 300
	幅	[mm]	600
残留磁束密度		[mT]	500

* 処理能力は試験により確認された数値

負に帯電し、透磁率が高く残留磁束密度が低い特性を持つ。これらの特性から、鉄粉を除染土に添加した際に、分散し土粒子表面にFig. 3に示すように静電的に付着する。また、鉄粉が土粒子表面に付着することで土粒子は担磁され磁場に反応するようになる。また、市販の真砂土に質量比0.2%で鉄粉を添加・混合した時の土粒子表面への鉄粉の付着状況を撮影した電子顕微鏡写真をFig. 4に示す。

なお、鉄粉はマグネタイトを主とする鉄系の素材である。含鉄物は肥料取締法¹⁵⁾では特殊肥料に

分類されるものの、鉄分の供給、pHの改良等に有効である。また、土壌には自然由来の鉄分が含まれている。分級後の除染土の再利用を考慮した場合、これらの点から鉄粉の添加は問題ないと考えられる。

4. 分級の原理

磁選システムに用いられる磁力選別機の概略図をFig. 5に示す。Fig. 5に示される磁力選別機に除染土と鉄粉が十分に混合された混合土は、ホッ

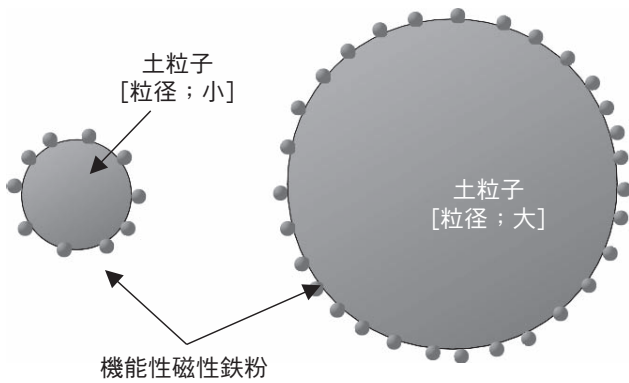


Fig. 3 Schematic diagram of iron powder adsorbed to soil

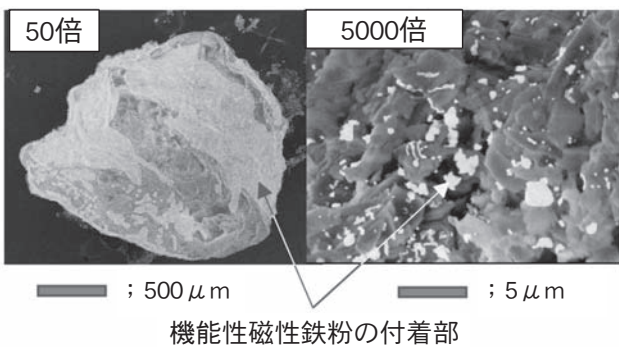


Fig. 4 Photographs of iron powder adsorbed to soil

から混合土フィーダを通して定量的に磁石ドラムへ投下される。磁石ドラムは二重円環の構造となっており、Fig. 5に示されるように外側の回転する円筒状のケーシング内の片側に永久磁石が固定した状態で設置されている。

磁石ドラムへ投下された混合土（土粒子）に磁場等の力が作用する中で、混合土中の体積当りの磁化量が小さい大粒径の土粒子は磁石ドラムに磁着することなく区分（大）に流下する。磁化量が比較的大きい中粒径の土粒子は磁石ドラムに磁着する。しかし、回転途中で磁力と反対方向に作用する遠心力並びに重力が磁場による吸着力を上回るとき脱離し、仕切り板に挟まれた区分（中）に落着する。磁化量が最も大きい小粒径の土粒子は磁石ドラムに磁着し、永久磁石が作用しなくなるとき脱離し、区分（小）に落着する。脱離位置を変えることでFig. 5に示されるように粒径による分級が行える。なお、Fig. 5に示される仕切り板の位置を調整することで粒径毎に区分けされる区分の分級特性の調整が可能な構造となっている。

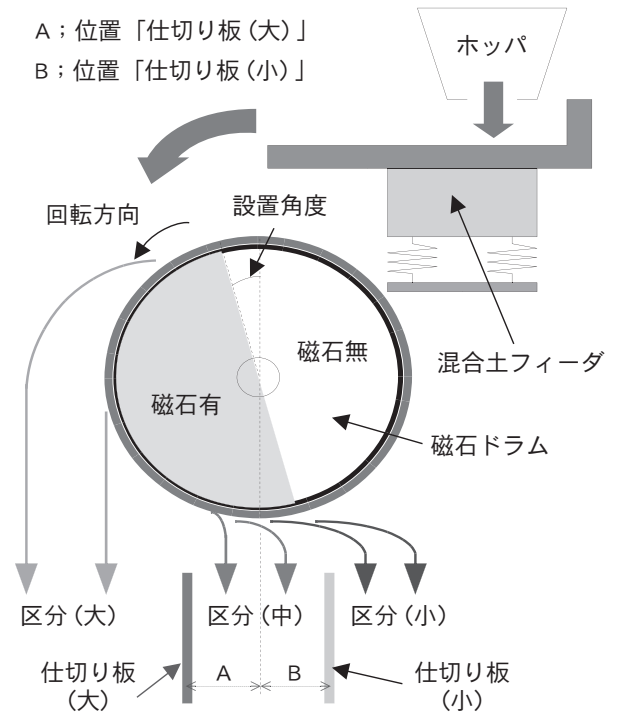


Fig. 5 Schematic diagram of classification

5. 除染土

5.1 基本特性

磁選システムの分級特性を確認するために福島県内の防火水槽周辺・未舗装道路・道路側溝・調整池から採取した除染土を用いて試験を実施した。各除染土に含まれる砂礫及び水分等の内訳をFig. 6に示す。なお、防火水槽周辺土壌については、乾燥処理を実施した土壌を評価したため、土壌に含まれる水分量は未確認である。また、採取した土壌に対し、粒径分布と放射能濃度分布の分析を実施した。放射能濃度の測定はゲルマニウム半導体検出器により測定を実施した。その結果をFig. 7及びFig. 8に示す。Fig. 7及びFig. 8の結果から、採取場所により、粒径分布並びに放射能濃度分布は多様であることが確認できる。しかし、どの除染土も粒径が小さくなるに従い、放射能濃度は高くなる傾向にあることは確認できる。さらに、調整池・道路側溝・未舗装道路の除染土については、XRFによる成分分析を実施した。確認された成分の中から成分が多かった成分について整理した結果をTable 2に示す。成分分析の結果、全ての土壌中に鉄分 (Fe₂O₃) が含まれていること

Table 2 Results of soil analysis

成分名	分析結果 (質量%)		
	調整池	道路側溝	未舗装道路
SiO ₂	61.88	58.78	51.18
Al ₂ O ₃	16.52	16.81	15.85
Fe ₂ O ₃	7.55	12.21	10.83
その他	14.05	12.20	22.14

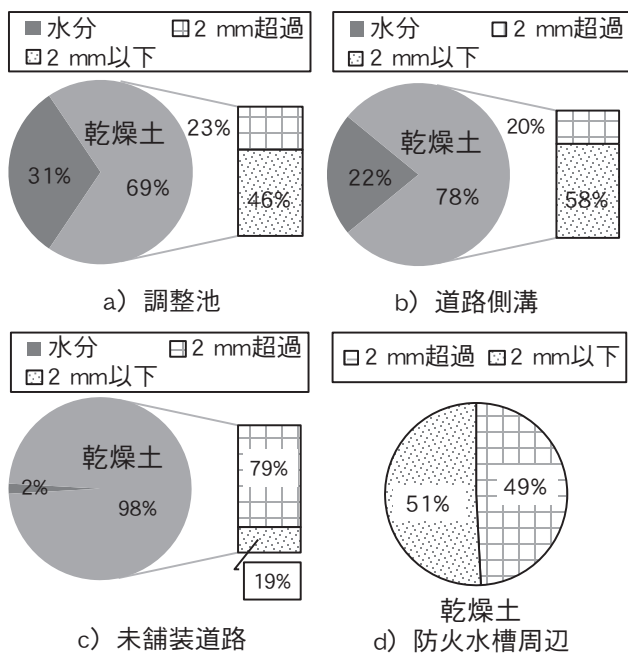


Fig. 6 Soil composition

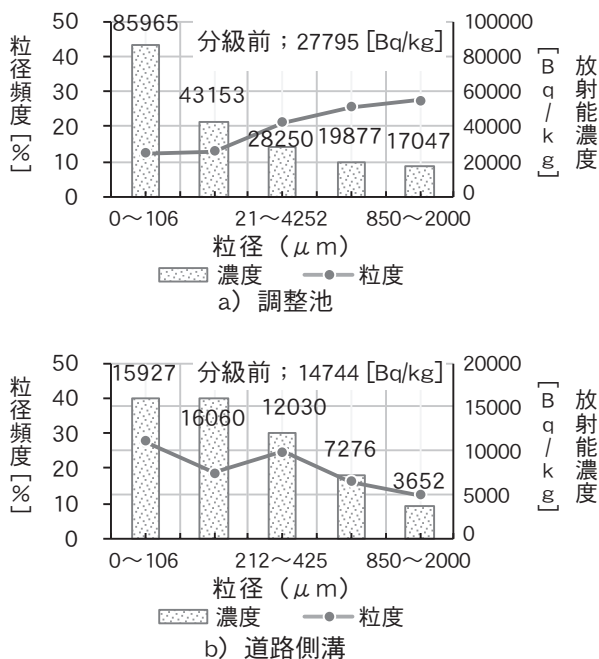


Fig. 7 Activity concentration distribution and particle size distribution (1)

が確認できる。また、全体的にケイ素 (SiO₂) の量が多く含まれていることが確認できる。さらに、土壌中に含まれる有機物量を確認するために熱重量測定を実施した。有機物量測定を行った結果と測定条件を Table 3 に示す。Table 3 の結果から、道路側溝の除染土に多く有機物が含まれており、反対に未舗装道路の除染土に含まれる有機物量は最も少ないことが確認できる。

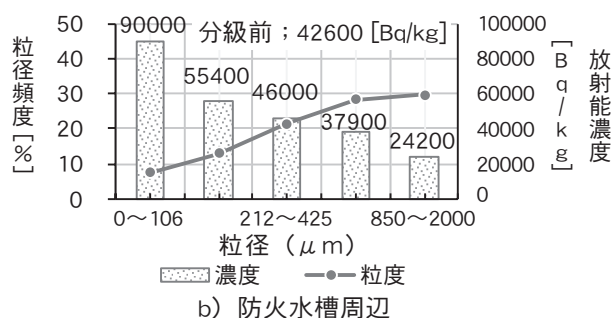
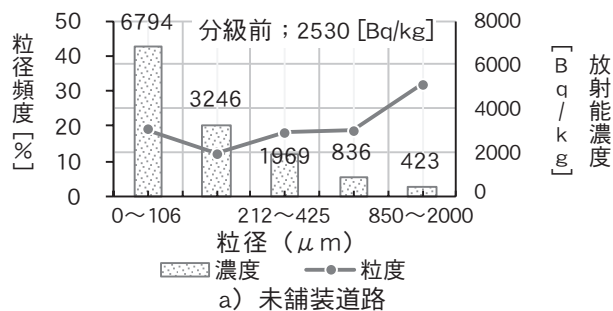


Fig. 8 Activity concentration distribution and particle size distribution (2)

Table 3 Results of thermogravimetry

	測定条件		調整池	道路側溝	未舗装道路
	温度	時間			
有機物量 [%]	400°C	8時間	8.2	10.0	4.4
	600°C	2時間	9.6	17.0	6.2

5.2 土壌の評価

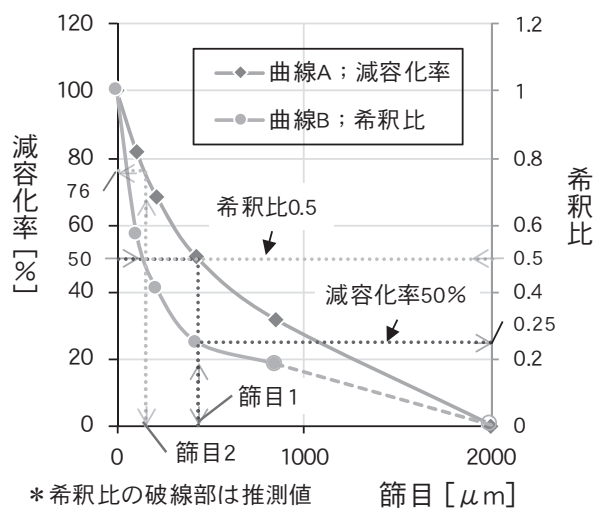
分級を実施した際の土壌を評価するにあたり、分級前と実施後の容量の変化として、減容化率・除去率、また、放射能濃度の変化比を濃縮比・希釈比として評価した。それぞれの算出式を以下に示す。

$$\text{減容化率} = \frac{\text{区分(大)の質量} \cdot \text{頻度}}{\text{初期の質量} \cdot \text{頻度}} \quad (1)$$

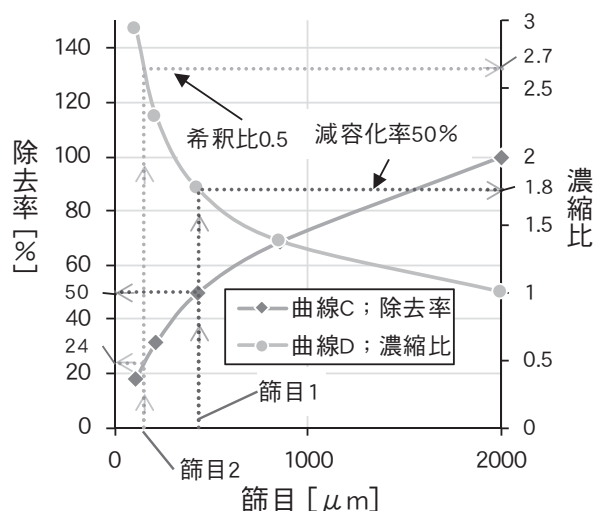
$$\text{除去率} = 1 - \text{減容化率} \quad (2)$$

$$\text{希釈比} \cdot \text{濃縮比} = \frac{\text{放射能濃度 (処理後)}}{\text{放射能濃度 (処理前)}} \quad (3)$$

式(1)～式(3)とFig.7及びFig.8に示される関係図を用いることで土壌の減容と希釈に関する特性図の試算が可能である。Fig.9に例として未舗装道路を評価した結果を示す。Fig.9には、篩目上に残留し、汚染濃度の高い土粒子が除去されることで、濃度が薄まり減容化される割合を示す曲線Aと希釈比を示す曲線Bがある。また、篩目より小さく除去される土粒子の割合として除去率を示す曲線Cと除去土壌の濃縮比を示す曲線Dがある。



a) 減容・希釈 (未舗装道路)



b) 除去・濃縮 (未舗装道路)

Fig. 9 Soil characteristics curves

Fig. 9の減容・希釈を示す曲線Aから減容化率50%時の篩目1が確認できる。次に、篩目1から曲線Bにより減容化率50%時の希釈比が確認できる。同様に曲線Bから希釈比0.5を達成する篩目2を確認し、曲線Aより篩目2に対応する減容化率が確認できる。一方、除去率・濃縮の場合、減容化率50%時の篩目1から、除去土壌の濃縮比が曲線Dにより確認できる。また、希釈比0.5を達成する篩目2から除去率と濃縮比を曲線C及び曲線Dにより確認できる。なお、除去率・濃縮比から減容・希釈の評価も同様に可能である。このことから、篩分級等を用いて減容化処理を実施する際に、Fig.9のような特性図から篩目や分級点の検討及び処理の計画が効率的に進められるものとする。

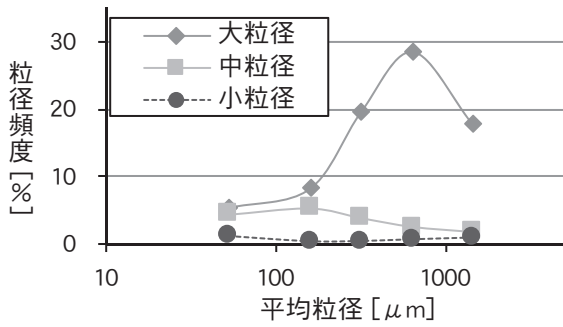
6. 試験

6.1 分級試験

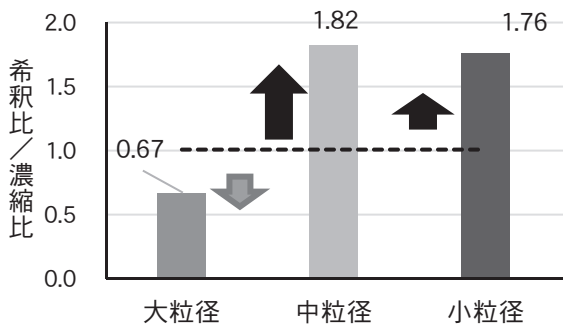
放射性セシウムの多くは粒径2 mm以下の細粒分側に偏在していることが確認¹⁶⁾されていることから、十分に乾燥した除染土を篩目2 mmの振動篩機を用いて、粒径2 mm以下に調整した。その後、質量比0.2%の鉄粉を添加・混合した除染土で試験を実施した。装置の運転条件は、混合土フィーダの吐出量は720~1030 kg/h、磁石ドラムの回転数は76 rpm、磁石ドラム内の磁石の設置角度は12度、仕切り板の位置はドラム中心から大側は左側に150 mm、小側は右側に52 mmである。分級処理の結果として粒径分布、並びに希釈・濃縮の結果をFig.10～Fig.13に示す。粒径分布の結果から、全ての除染土で区分毎に最頻値が異なっていることから分級処理が可能であることが確認できる。また、希釈比・濃縮比の結果から、分級により区分毎に希釈化・濃縮化が行われたことが確認できる。参考に、道路側溝の分級状況を光学顕微鏡により撮影した写真をFig.14に示す。

6.2 分級特性の評価

調整池・道路側溝・未舗装道路から採取された除染土に対し、分級試験と同様に粒径2 mm以下に調整した。鉄粉の添加量が分級特性に及ぼす影響を確認するために、質量比0.2%、0.4%、1.0%

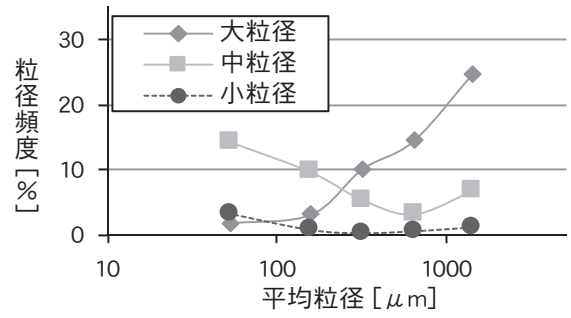


a) 粒径分布；調整池

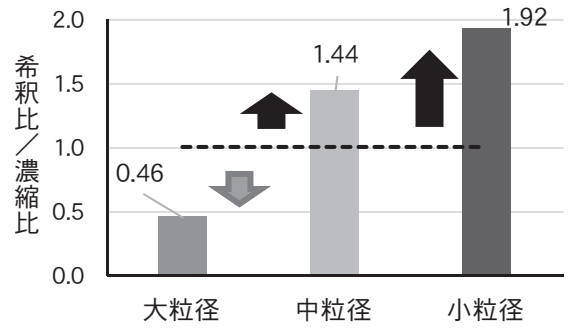


b) 希积比・濃縮比；調整池

Fig. 10 Results of magnetic classification (regulated pond)

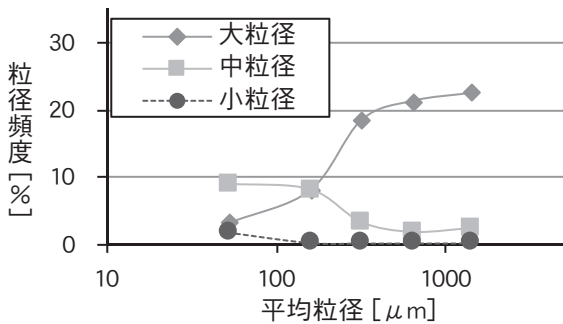


a) 粒径分布；未舗装道路

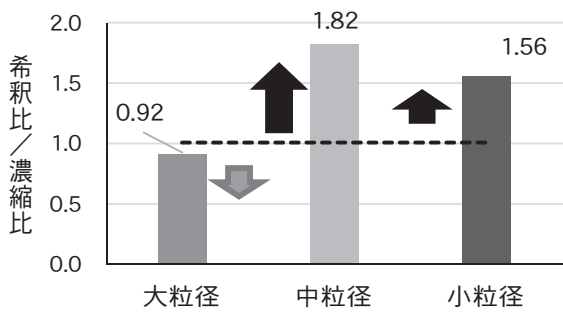


b) 希积比・濃縮比；未舗装道路

Fig. 12 Results of magnetic classification (dirt track)

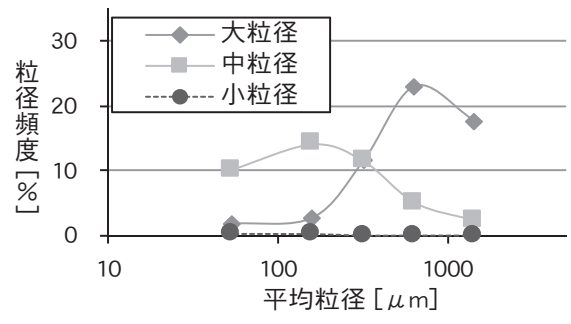


a) 粒径分布；道路側溝

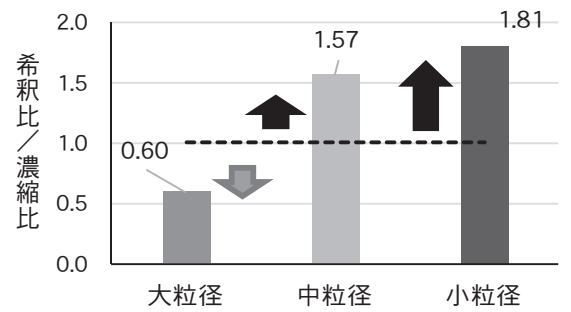


b) 希积比・濃縮比；道路側溝

Fig. 11 Results of magnetic classification (roadside ditch)



a) 粒径分布；防火水槽周辺



b) 希积比・濃縮比；防火水槽周辺

Fig. 13 Results of magnetic classification (soil around fire cistern)

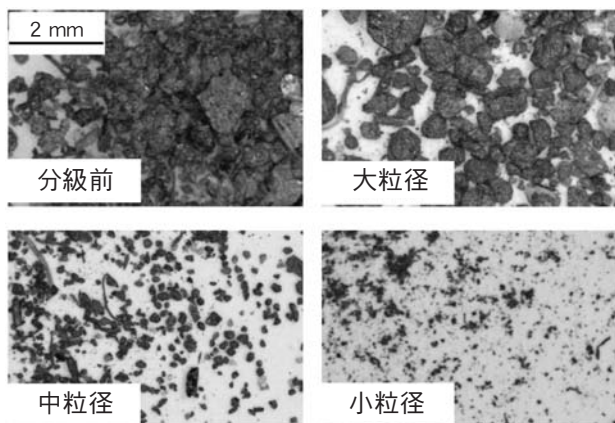


Fig. 14 Photographs of classified soil (roadside-ditch soil)

と添加量を変えて試験を実施した。装置の運転条件は、混合土フィーダの吐出量はほぼ同じ条件で進めたものの、磁石ドラムの回転数の影響を確認するために、60 rpm、76 rpm、91 rpmと運転条件を変えて実施した。また、磁石ドラム内の磁石の設置角度は0度、仕切り板の設置位置は、大側は変えず、小側をドラム中心から0 mmとドラム中心軸上に合わせて設置した。分級特性の評価については、鉄粉の作用により磁石ドラムに吸着して中粒径、小粒径に分けられる土壤の質量割合として磁着率で評価することとした。磁着率の算出式を以下に示す。

$$\text{磁着率} = \frac{\text{区分(中)の質量} + \text{区分(小)の質量}}{\text{初期の質量(分級処理前)}} \quad (4)$$

さらに、鉄粉添加量0.2%の磁着率を基準にして添加量を変えたときの磁着率の比を変化量として評価した。試験結果と合わせて変化量の算出結果をTable 4に示す。回転数に対する磁着率の推移をFig. 15に示す。Fig. 15から、バラツキは多

少存在するものの、回転数の増加に伴い磁着率が低下する様子が確認できる。各除染土の磁着率の低下量について最大値で評価すると、平均約13.5%であることを確認した。次に、土種の違いによる磁着率の影響を確認した。そこで、Table 2に示される除染土の成分に注目し、鉄分とその他の成分であるケイ素とアルミニウム (Al₂O₃) の量と磁着率 (最大値) の関係を確認した。その結果をFig. 16及びFig.17に示す。

これらの結果から、鉄分と磁着率の間には明確な関係は確認できない。一方でケイ素・アルミニウムの量が増えるに従い磁着率が低下する傾向にあることが確認できる。土種の違いによる磁着率及び鉄粉添加量に伴う変化量を比較するために、除染土毎の磁着率 (最大値) と変化量の関係図をFig. 18に示す。Fig. 18とTable 2の結果から、ケイ素及びアルミニウムの増加に伴い磁着率(最大)は最大で5.7%低下し、変化量は大きくなる様子が確認できる。変化量は未舗装道路の1.37に対し調整池は2.91と10%程増加していることが確認できる。以上の結果から、土壤に含まれる成分が磁着率に影響を及ぼすことが確認できる。

次に、鉄以外の成分の中で磁着率に影響を与えそうな物質を検討するために、各物質の成分量と変化量の関係をFig. 19及びFig. 20に示す。これらの結果から、ケイ素の成分量が増加するとともに変化量も増大化する傾向にあることが確認できる。一方でアルミニウムは成分量との間に明確な関係は確認できない。今回の試験で確認された磁着率の差については、土粒子表面の微小な形状の違い等の要因とともに、Fig. 16～Fig. 20で確認された土壤に含まれる物質の成分量の差により生じた可能性も考えられる。

Table 4 Magnetic attachment rate and variation

土種	回転数	60 rpm			76 rpm			91 rpm		
	添加量	0.2%	0.4%	1.0%	0.2%	0.4%	1.0%	0.2%	0.4%	1.0%
調整池	磁着率	21.05	44.26	61.20	19.75	40.33	55.53	12.84	28.97	44.66
	変化量	1.00	2.10	2.91	1.00	2.04	2.81	1.00	2.26	3.48
道路側溝	磁着率	27.44	43.95	61.72	28.71	35.56	57.56	14.97	28.92	45.17
	変化量	1.00	1.60	2.25	1.00	1.24	2.00	1.00	1.93	3.02
未舗装道路	磁着率	48.87	53.08	66.90	44.42	49.63	61.19	36.32	42.52	52.53
	変化量	1.00	1.09	1.37	1.00	1.12	1.38	1.00	1.17	1.45

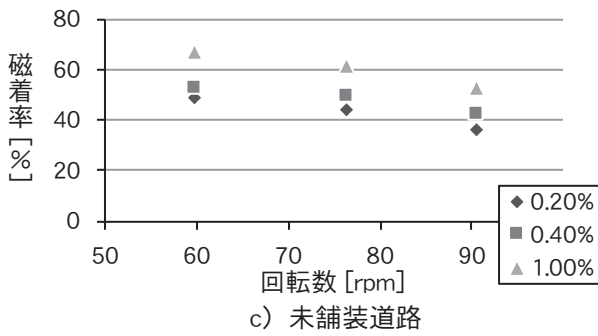
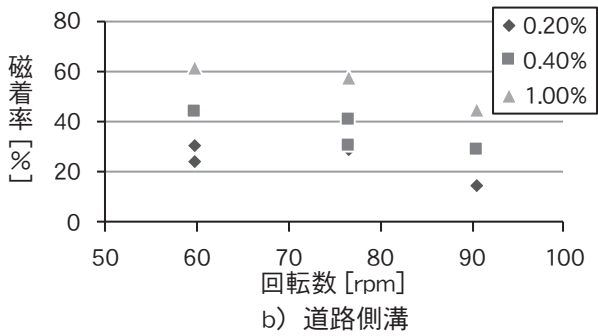
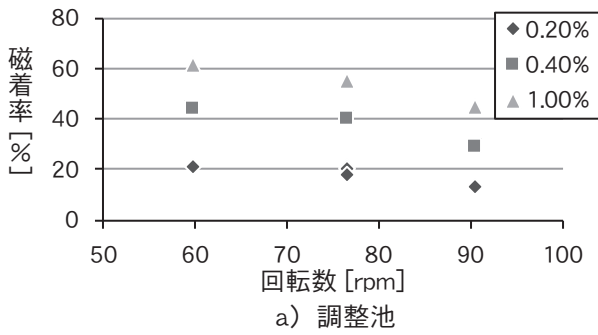


Fig. 15 Relationship between magnetic attachment rate and revolution speed

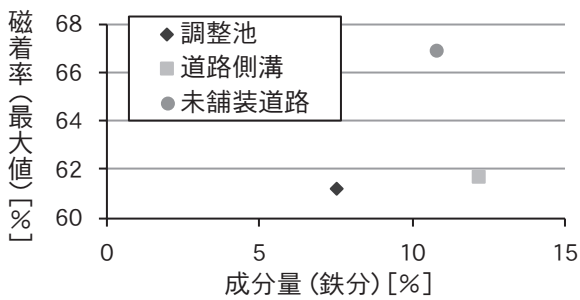


Fig. 16 Relationship between magnetic attachment rate and soil components (1)

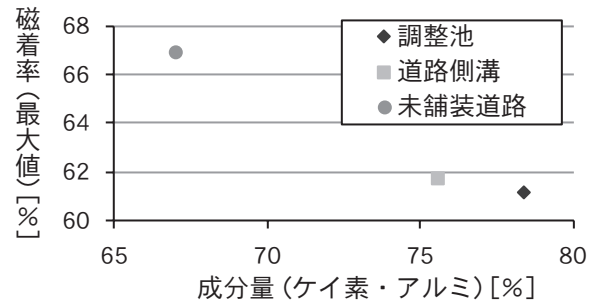


Fig. 17 Relationship between magnetic attachment rate and soil components (2)

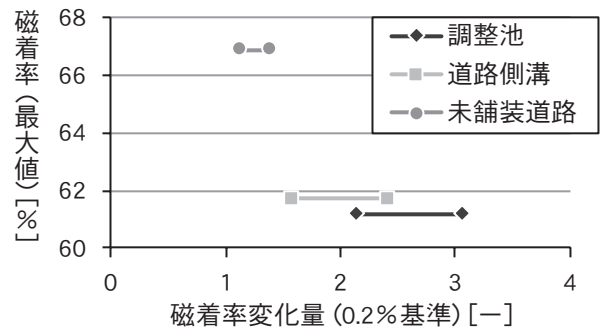


Fig. 18 Characteristics of magnetic attachment rate and variation (1)

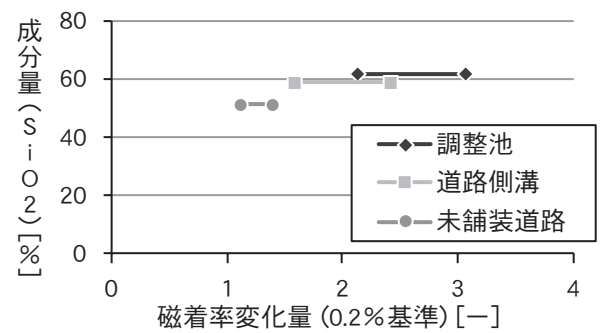


Fig. 19 Characteristics of magnetic attachment rate and variation (2)

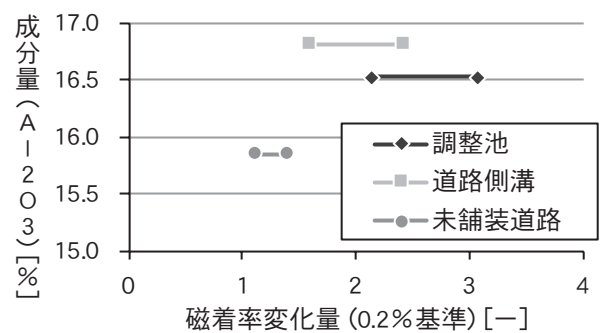


Fig. 20 Characteristics of magnetic attachment rate and variation (3)

6.3 分級後の土壌の評価

除染作業に伴い発生する除染土は、表土の剥ぎ取り作業等によるものである。したがって、除染土の中には、砂利・礫だけでなく草木片や根等の有機物も含まれる。環境省は分級処理等で汚染濃度を低減化した浄化物に対し土木・建築工事等で利用可能な再生資材として再生利用することを検討している。仮に浄化処理された除染土が道路床材等で再利用されたとき、土壌中に有機物が含まれていると、発酵によるガスの発生や成分の地下水への流出等の問題が起こる可能性が考えられる。そこで、有機物量の測定結果である Table 3 を基に、測定した除染土の中で有機物量が最も多い道路側溝と最も少ない未舗装道路を対象に分級後の土壌について更に詳細な熱重量測定を実施した。その結果を Fig. 21 に示す。Fig. 21 の結果において、水分蒸発による重量減少が100℃から200℃で起こり、250℃から500℃では発熱反応とともに有機物の燃焼に伴う重量減少と思われる反応が確認できる。燃焼に伴う重量減少の変化量は、Table 4 の結果と同様に道路側溝の方が大き

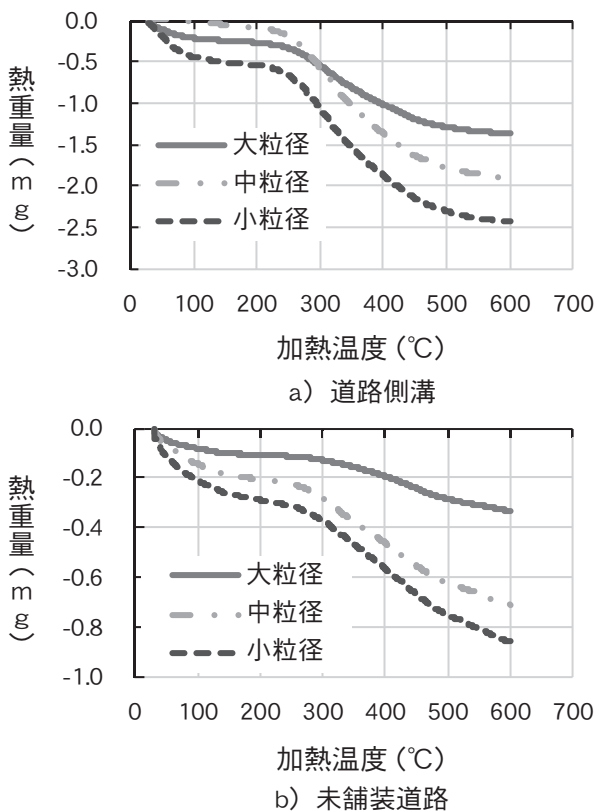


Fig. 21 Thermogravimetric characteristic curves

いことから有機物を多く含むことが確認できる。区分毎で比較すると有機物含有量は、中粒径から小粒径になるほど高くなる傾向である。これは、一般的に土壌の粒子との分離が困難とされている微細な有機物も、磁選システムの分級により中粒径、小粒径側に分級される可能性が高いことが確認できる。

6.4 連続運転試験

連続運転試験を実施するにあたり、除染土では試験に必要な量には足りなかった。このため、連続運転試験に限り、福島県内の休耕中の田んぼから採取した約30 kgの田土を用いて試験を実施した。なお、分級試験と同様に十分に乾燥処理を実施した後、粒径2 mm以下に調整した状態で試験を行った。また、分級処理中の消費電力を確認するために電流計としてクランプメータを用いて電流を計測した。消費電力はクランプメータにより計測された電流値と次の式を用いて算出した。

$$W = \sqrt{3} VI \quad (5)$$

ここで、 W ；消費電力[W]、 V ；電圧[V]、 I ；電流[A]である。

なお、電源は200 V三相である。連続運転試験については、運転中に磁石ドラムを通して磁力選別機により排出される分級土壌の質量を測定し処理速度の推移を確認することで評価した。処理速度は以下の式により算出した。

$$Q = \frac{M}{T} \quad (6)$$

ここで、 Q ；処理速度[kg/h]、 T ；駆動時間[h]、 M ；分級土壌（大・中・小）[kg]である。

また、運転中の消費電力の変化を確認するために試験開始から1分40秒程経過した際に混合土フィーダの吐出量を増加させた。

連続運転試験の結果として、Fig. 22に時間と処理速度、Fig. 23に時間と消費電力の関係を示す。Fig. 22の結果から処理速度は約1.0 t/hであることが確認できる。また、Fig. 23の結果から消費電力は混合土フィーダと磁石ドラムの回転に電力を要する程度であり、少ない消費電力での分級処理が可能であることを確認した。さらに、混合土

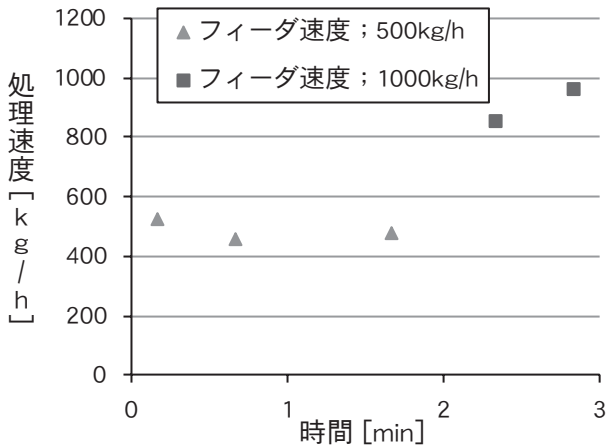


Fig. 22 Result of continuous running test

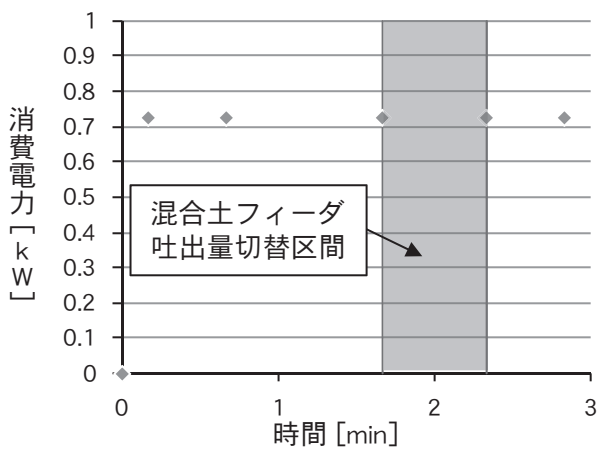


Fig. 23 Results of power consumption calculation

フィーダの吐出量を増加させた後も消費電力は変化しないことを確認した。

7. まとめ

開発した磁力選別システムを用いて複数の除染土に対し分級処理を実施した結果、前処理として十分に乾燥処理を実施すれば分級が可能であることを確認した。また、4トン車に積載可能な小規模な装置構成でありながら、処理速度は約1.0 t/hであり、少ない消費電力での分級が可能であることを確認した。さらに、除染土中に含まれる有機物量の低減に対しても効果が期待できることから、除染土の減容化に対し有効であることも確認した。

また、分級時には土壌中に含まれる成分が分級特性として磁着率に影響を及ぼすことを確認し

た。さらに、放射能濃度分布等の土壌の特性を把握する事前試験から減容・希釈線図等の評価方法について検討を進めた。

本装置の分級特性を向上させるためには効果的な乾燥を始めとし、団粒化した土粒子の解砕方法等の前処理方法を確立する必要がある。また、運転条件等の調整で更に効果的な分級を検討するとともに、処理能力を高め実用化を今後も継続的に進める考えである。

謝辞

本開発成果は、科学技術振興機構（JST）から研究テーマ「無廃水常温乾式除染土磁力選別システム」について委託（プログラム名称：A-STEP NexTEP-B<H27～H28>）を受けて行った。また、除染土の分析については、(株)日本化学環境センターにご協力をいただき感謝いたします。さらに、現地試験にて試験場のご提供及び試験土のご便宜を図っていただいた関係者の方々に感謝いたします。

参考文献

- 1) 中間貯蔵施設等福島県現地推進本部，“除去土壌等の中間貯蔵施設の案について，” p. 7 (平成25年12月)。
- 2) 環境省，“平成28年度を中心とした中間貯蔵施設事業の方針について，” (online) available from http://josen.env.go.jp/chukanchozou/action/acceptance_request/pdf/correspondence_160219_01.pdf (accessed on 2019-01-11)。
- 3) <http://josen.env.go.jp/chukanchozou/ttransportatio/> (accessed on 2019-01-11)。
- 4) 環境省，“中間貯蔵施設への除染土壌等の輸送に係る実施計画，” p. 110, 平成28年3月(2018年12月更新)。
- 5) 環境省，“中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略，” p. 4-9 (平成28年4月)。
- 6) 環境省，“中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略 工程表，” (online) available from http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/pdf/investigat-

- ive_commission_process.pdf (accessed on 2019-01-11).
- 7) 日本原子力研究開発機構, “平成24年度除染技術評価等業務報告書,” p. 6 (平成24年10月).
 - 8) 竹下健二, Yin Xiangbiao, 稲葉優介, 内海和夫, 堀内伸剛, 近沢孝弘, “金属イオン含有亜臨界水による土壌分級物からのCsの高速イオン交換回収,” 第7回環境放射能除染学会 要旨集, p. 5 (平成30年7月).
 - 9) 稲葉優介, 山下健仁, 原卓飛, 針貝美樹, 高橋秀治, 竹下健二, 堀内伸剛, 近沢孝弘, “機能性多孔質ガラスによるセシウムの選択的回収及び固定化,” 第7回環境放射能除染学会 要旨集, p. 6 (平成30年7月).
 - 10) 秋山庸子, 堀江裕貴, 西嶋茂宏, 小澤一喜, 辻本宏, 井関泰文, “磁気分離を用いた放射性Cs含有細粒分の分離による減容技術の検証(その1)～大量処理に向けた基礎的検討～,” 第7回環境放射能除染学会 要旨集, p. 2 (平成30年7月).
 - 11) 辻本宏, 小澤一喜, 井関泰文, 秋山庸子, 西嶋茂宏, “磁気分離を用いた放射性Cs含有細粒分の分離による減容技術の検証(その2)～福島県内の農地土壌への適用実験～,” 第7回環境放射能除染学会 要旨集, p. 3 (平成30年7月).
 - 12) 中島春介, 岩間彩, 佐藤友祐, 久保ひとみ, 三苦好治, “実除染土に対する乾式土壌分級法,” 第6回環境放射能除染学会 要旨集, p. 75 (平成29年7月).
 - 13) 佐藤友祐, 中島春介, 佐藤理夫, 三苦好治, “常温乾式磁力選別システムによる除染土の高速分級特性,” 第7回環境放射能除染学会 要旨集, p. 76 (平成30年7月).
 - 14) 佐藤理夫, 佐藤友祐, 中島春介, 三苦好治, “磁力選別を用いた放射性セシウム汚染土壌の高速分級,” 化学工学会 第50回秋季大会(2018) 研究発表講演プログラム集, p. 38 (平成30年9月).
 - 15) 福島県農林水産部, “福島県施肥基準,” p. 54, 平成18年3月(online) available from http://www.maff.go.jp/j/seisan/kankyo/hozen_type/h_sehi_kizyun/pdf/02060105dojou3.pdf (accessed on 2019-01-11).
 - 16) 毛利光男, 馬場直紀, 土田充, 中嶋卓磨, “表面吸着モデルによる土壌中の放射性Cs分布特性の解析,” 土木工学会論文集G(環境), p. 26-38 (2015).

除去土壌等減容化・再生利用技術研究組合の取り組みについて

佐藤 和郎*

Activities of Technology Research Association for Volume Reduction and Recycling of Waste and Removed Soil

Kazuro SATO*

東京電力福島第一原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境汚染を修復するために、福島県内をはじめ多くの自治体で除染作業が行われてきた。これらの除染等で生じた除去土壌等は膨大な量であることから、その減容化・再生利用が求められている。そのための効率的かつ効果的な技術を開発するために「除去土壌等減容化・再生利用技術研究組合（以下、本組合と称す）」が設立された。本組合の概要と環境省等より受託した除去土壌再生利用実証事業等への取り組みについて紹介する。

In order to remediate the environmentally polluted area caused by radioactive materials discharged by the TEPCO Fukushima No. 1 nuclear power plant accident, decontamination was implemented in the municipalities in Fukushima and surrounding prefectures. Because the volume of the waste and removed soil is so vast, it has been required to reduce the volume and to recycle those. In aim to develop efficient and effective technologies applied to the requirement, an association called “Technology Research Association for Volume Reduction and Recycling of Waste and Removed Soil” was established. This paper describes an outline of the association and its on-going demonstration projects, entrusted by the Ministry of the Environment, on recycling of the waste and soil.

1. 本組合の概要

1.1 設立

本組合は、技術研究組合法第13条に基づき2016年2月25日に環境大臣に認可申請を提出し、3月17日に認可を取得した。認可取得後、5月12日に設立総会を開催した。

1.2 役員・組合員

役員は、代表理事1名、専務理事1名、理事3名、監事1名で構成されており、組合員は2018年12月末時点で43法人である

役員及び組合員リストを参考資料に示す。

1.3 組織体制

本組合の組織体制は、Fig. 1の通りである。主要事項の決定機関として総会があり、総会の下に理事会を設置し、さらにその下に委員会を設置している。現状は、技術委員会のみが発足・設置されており、今後必要に応じて企画委員会、広報委員会を設置する予定である。現在、技術委員会の下には3つの分科会を設置し、それぞれ活動を行っている。

*：除去土壌等減容化・再生利用技術研究組合（Technology Research Association for Volume Reduction and Recycling of Waste and Removed Soil）

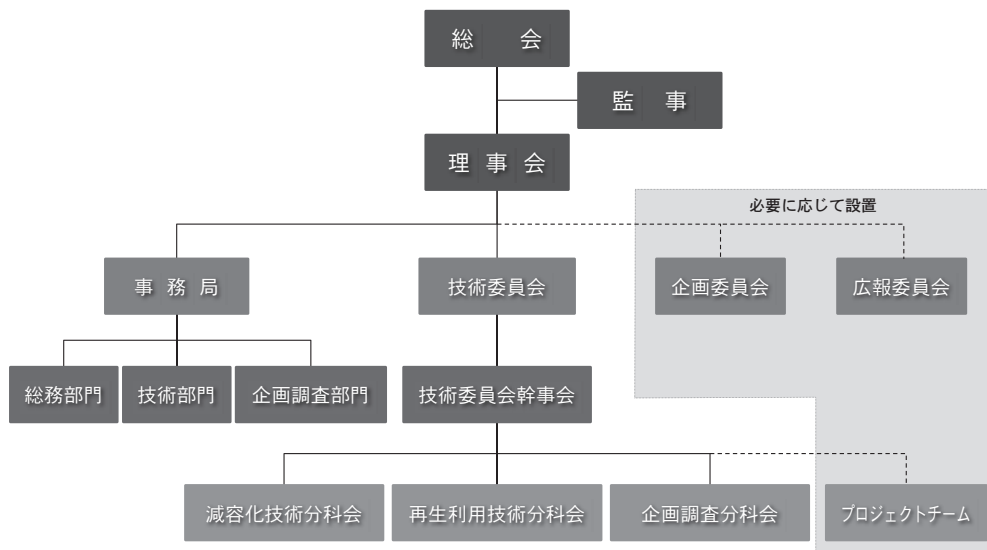


Fig. 1 Organization of the association

2. 各分科会の活動

2.1 減容化技術分科会

減容化技術分科会では除去土壌等の減容化技術(分級処理、熱処理、化学処理等)について試験研究を行う。現状では、分級処理技術に係る試験研究を実施している。

具体的には、以下の4項目について検討を行う。

(1) 減容装置仕様の検討

除去土壌の減容に用いる技術を調査・整理した上で開発すべき減容装置の仕様を検討し、様々な減容装置の性能を比較評価する。

(2) 分級処理システム概念の検討

処理対象とする除去土壌の性質について広範囲に調査し、処理対象とする除去土壌の量の目標値を設定した後に、性質と処理量に応じた前処理、後処理方法を含む、土壌減容を目的とした分級処理システムの概念を検討する。

(3) 実証試験

除去土壌の分級処理システムを構成する前処理装置、減容装置、後処理装置について、個別の性能を評価するための実証試験のプラント設計を行い、後述する「中間貯蔵施設内における除去土壌の分級処理システム実証試験」を実施する。

(4) 最適システムの検討

実証試験の結果を整理し、この結果に基づき、除去土壌の減容に最適なシステムを検討する。

2017年度までは減容装置の性能評価と比較、処理目標値の検討、処理システム構成とフローの検討及び実証プラント基本設計を行った。2018年度は実証試験を行っており、その結果を整理し、最適システムの検討に活用する予定である。

2.2 再生利用技術分科会

再生利用技術分科会では除去土壌の再生利用に関し、下記の3つの観点を中心として既存資料の整理、実務者として遭遇する可能性のある諸課題、解決に向けた提案等について取りまとめを行っている。

(1) 要求品質の検討

通知・通達や各種示方書、学協会のガイドライン等を参考にしながら、地盤材料としての力学特性や放射能濃度、改質方法等、再生利用するために求められる条件を検討する。

(2) 安全性の検討

環境省の「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会(以下、技術開発戦略検討会と称す)」における議論等を参考にしながら、再生資材の放射能濃度と覆土厚の条件から外部被ばく線量に係る安全性を用途ごとに検討する。

(3) 維持管理方法の検討

維持管理にあたっての管理項目やモニタリング方法を検討するとともに、平常時に加え大雨や地震時等における沈下・変形・浸食・崩壊等の事象を整理し、対処方法を検討する。

2017年度までは後述する「平成28年度除去土壌再生利用実証事業」において得られた実際の知見・情報を織り込み、本格的な再生利用事業に備えるべく活動を行った。2018年度は「農地造成」に除去土壌の再生資材を安全に利用し、持続可能な営農を実現するために参考となる情報を整理し、課題や解決策について検討を行っている。

2.3 企画調査分科会

「技術開発戦略検討会」の開発戦略の工程表においては、分級処理システムの技術開発に引き続いて、2019年度以降に分級以外のシステム技術開発を行うこととなっている。そのため、企画調査分科会においては、分級洗浄以外の減容化・再生利用技術に係る調査研究を実施している。

具体的には以下の3項目について検討を行っている。

(1) 溶融・焼成等技術の検討

焼却灰（主灰、ばいじん（飛灰））や土壌、可燃物を対象とした溶融・焼成等の技術について検討する。

(2) 灰洗浄技術の検討

放射性セシウムを含むばいじん（飛灰）を対象とした灰洗浄技術について検討する。

(3) 発生する生成物の対策技術の検討

分級洗浄技術、溶融・焼成等技術、灰洗浄技術を実施した際に発生する生成物（濃縮残渣等）の取扱技術について検討する。

2017年度までは熱処理関連技術を中心に事業や実証等を行っている施設の見学を実施し、技術的課題等を把握するとともに、発生する生成物（焼成物、スラグ等）の有効利用や放射性セシウム濃縮物の性状把握・保管方法について検討を行った。2018年度は灰洗浄を中心に課題の整理を行っている。

3. 実証事業への取り組みについて

本組合では2018年12月までに以下の4件の実証事業を受託している。

- ・平成28年度除去土壌再生利用実証事業
- ・平成30年度除去土壌再生利用実証事業（盛土点検・監視等業務）
- ・中間貯蔵施設内における除去土壌の分級処理システム実証試験
- ・平成30年度除去土壌再生利用技術等実証事業（飯舘村長泥地区）

3.1 平成28年度除去土壌再生利用実証事業

(1) 事業の概要

- ・発注者：環境省福島地方環境事務所
- ・場 所：福島県南相馬市小高区東部仮置場内
- ・期 間：2016年12月～2018年3月

実証試験ヤードの全景写真を Fig. 2 に示す。



Fig. 2 Panoramic view of the demonstration site

(2) 事業の目的

中間貯蔵開始後30年以内の福島県外での最終処分に向けて、再資源化した除去土壌の安全な利用を段階的に進めるため、再生資材化を行う工程上の具体的な放射線に関する取扱方法及び土木資材としての品質を確保するためのあり方の検討を進めるとともに、実証事業で得られた知見を「再生利用の手引き（仮称）」の作成等に反映することを目的としている。

(3) 事業の内容

南相馬市東部仮置場に保管された大型土のう袋約1,000袋（放射能濃度の事前推計値：約2,000 Bq/kg）を使用し、再生資材化実証試験及び盛土実証試験を行った。必要な飛散・流出防止対策を講じながら再生資材化した除去土壌等を用いて盛土構造物を造成し、その後一定期間、盛土構造物のモニタリングを実施した（モニタリングは別事業で現在も継続中、盛土構造物はモニタリング終了後撤去する計画）。

(4) 実証事業の具体的な流れ

実証事業の再生資材化実証工程を Fig. 3 に、試験盛土工程の概略を Fig. 4 に示す。

(5) 視察・見学会への対応

環境省が主催する、ステークホルダー（自治体、地域住民等）等を招いた見学会・説明会を支援している。来訪者は近隣住民、市民、学生（福島高専等）、自治体・行政（南相馬市、福島県、復興庁、環境省等）、専門家（「技術開発戦略検討会」委員等）、海外視察団（IAEA等）等、2018年12月31日時点で94件、約1,200名となっている。

(6) 再生資材化実証で得られた知見

(a) 再生資材等の重量

除去土壌の再生資材化処理を行い、再生資材となる土壌やそれ以外の不燃物、可燃物等に分類し、重量を測定した。その結果、再生資材として利用可能なものは約74%であった（Fig. 5 参照）。再生資材以外でも小石・砂利等、利用可能なものが含まれており、資材化工程の改善により再生資材として利用できる量を増やせる可能性を確認した。

(b) タグ情報と表面線量率等の比較

大型土のう袋のタグ情報を基に推定した表面線量率と実測した表面線量率との比較を行い、放射能濃度の減衰を考慮した場合の線量率の整合性について検討した。その結果、タグ情報から推定した表面線量率は実測の表面線量率と一定の相関関係があることが確認された（Fig. 6）。

(c) 改質材の効果

そのままの状態では二次分別が困難と判断した細粒分が多い砂質土を対象として、改質材を添加した場合としない場合の20 mmふるいを通す土壌等の割合を比較した。改質材を添加した場合の20 mmアンダーの土壌割合は、「改質

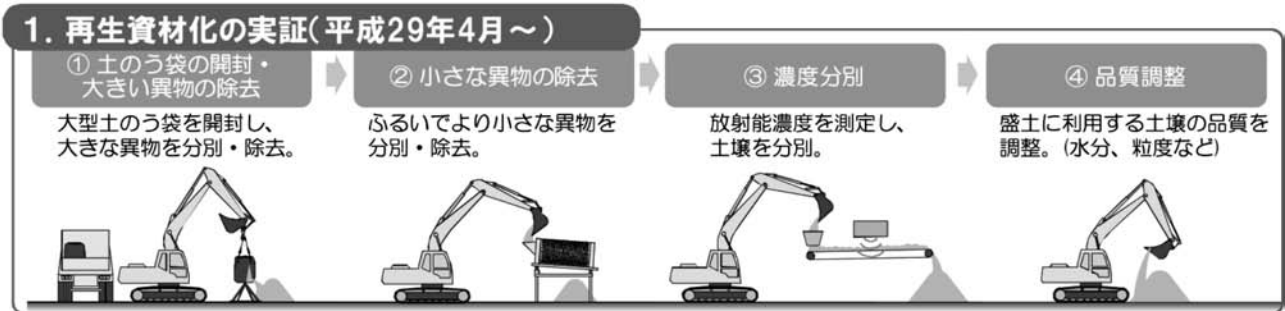


Fig. 3 Preliminary treatment / quality control process¹⁾

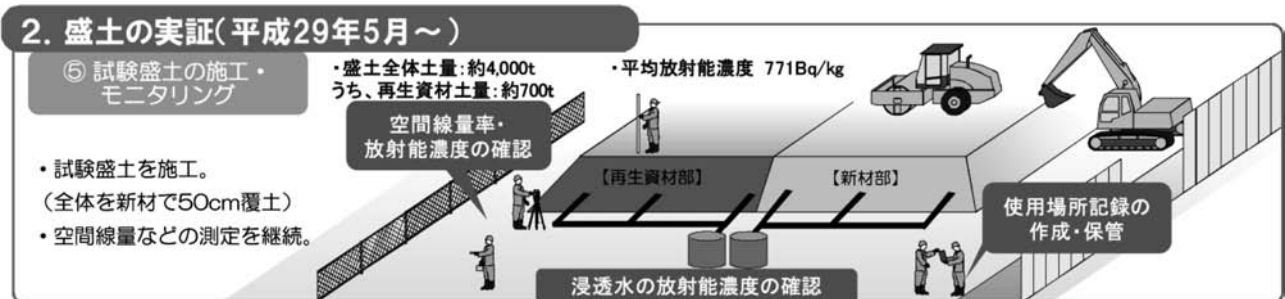


Fig. 4 Test embankment process¹⁾

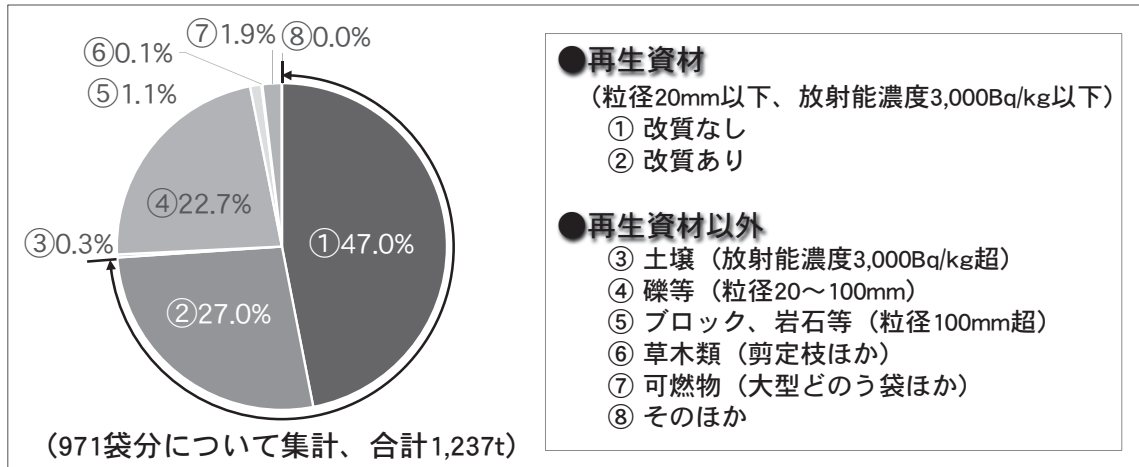


Fig. 5 Weight percentage of recycled materials and others²⁾

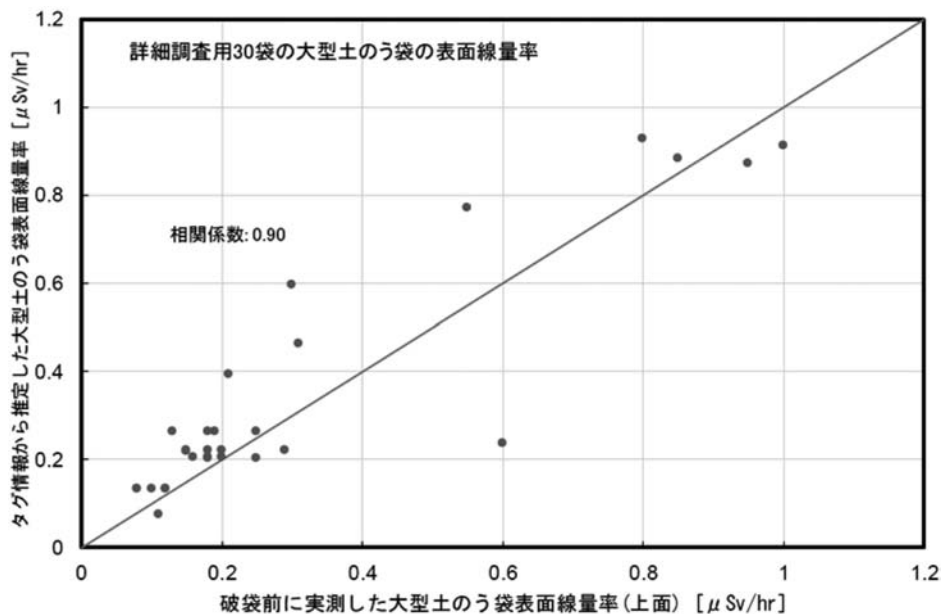


Fig. 6 Comparison between estimated and measured data of dose rate at the outer surface of large flexible containers²⁾

なし」の場合の約3倍となり、改質効果が認められた (Fig. 7)。

(7) 試験盛土で得られた知見

(a) 盛土周辺の空間線量率

盛土天端や法面の主要地点及び法尻から1mの地点で空間線量率を測定した。覆土前の空間線量率は再生資材部の天端中央で0.19~0.21 μ Sv/h、法面中央で0.13~0.18 μ Sv/hであったが、50cm覆土を行うことにより、概ねバックグラウンドの空間線量率と同等の0.05~0.06 μ

Sv/hとなることが確認された。

(b) 盛土浸透水の放射能濃度

試験盛土の内部を浸透する雨水等を盛土底部で集水し放射能濃度を測定した。通常的环境放出管理値よりも高精度の測定を行ったが、その結果はすべて検出下限値未満であった。

盛土浸透水の放射能濃度、盛土周辺の空間線量率等は、現在も測定を継続している。

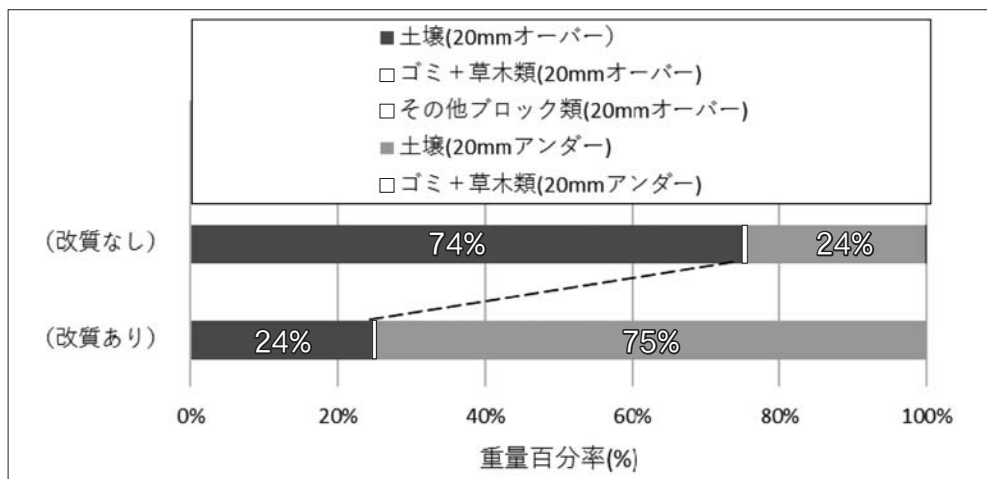


Fig. 7 Test results of the classification by sieving²⁾
(Comparison whether moisture control materials are added or not)

3.2 平成30年度除去土壌再生利用実証事業

(盛土点検・監視等業務)

(1) 事業の概要

- ・発注者：環境省福島地方環境事務所
- ・場 所：福島県南相馬市小高区東部仮置場内
- ・期 間：2018年4月～

(2) 事業の目的

「平成28年度除去土壌再生利用実証事業」において再生資材を用いて施工した盛土構造物のモニタリングを継続して行い、再生資材を用いた土木構造物への適用と管理の在り方の検討に資するデータを取得することを目的としている。

(3) 事業の内容

盛土構造物の目視点検、動態観測、覆土厚観測、気象観測等を実施し、土木構造物としての健全性に係る評価を行い、再生資材供用後の管理の在り方について検討を行っている。

3.3 中間貯蔵施設内における除去土壌の分級処理システム実証試験

(1) 事業の概要

- ・発注者：中間貯蔵・環境安全事業株式会社
- ・場 所：福島県双葉郡大熊町中間貯蔵施設内
- ・期 間：2018年4月～

(2) 事業の目的

分級処理の各工程において安全性（特に放射線に関する安全性）を確保しつつ、安定的かつ低コストで大量の除去土壌の減容処理を行うことのできる分級処理システム技術を確立する技術実証試験を行い、実事業への移行に関する技術的検討を行うことを目的としている。

(3) 事業の内容

除去土壌を対象とした分級処理システムを構築し、以下の試験を実施する。

- ・土質、放射能濃度の異なる土壌に対して分級処理を行い、分級性能、放射能収支、減容化率等のデータを取得する試験
- ・連続して分級処理を行い、実機での運用を見据えた連続運転の安全性、安定性、経済性の評価等を行う試験

また処理方式の異なる10 t / 時以上の処理能力を有した設備を2系列設置し、系列間で減容化率等を比較検討する。事業を実施するにあたっては電離則等に則り電離放射線に関する安全対策等を実施するとともに、排水の循環利用等、周辺環境への安全性確保に必要な環境保全措置を講じる。2018年10月より設備・テント等の設置を開始し、12月より実証試験を実施している。分級処理プラントの写真をFig. 8に示す。

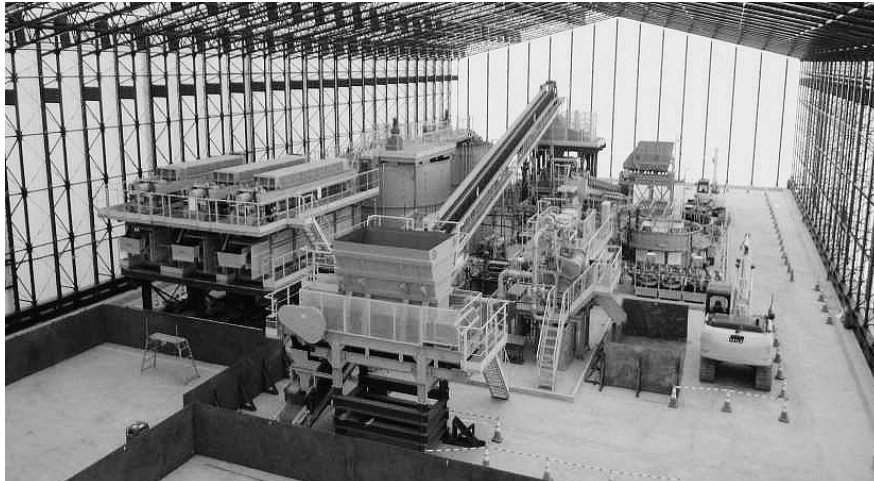


Fig. 8 Classification plant¹⁾

3.4 平成30年度除去土壌再生利用技術等 実証事業（飯舘村長泥地区）

(1) 事業の概要

- ・発注者：環境省福島地方環境事務所
- ・場 所：福島県相馬郡飯舘村長泥地区内
- ・期 間：2018年9月～

(2) 事業の目的

中間貯蔵開始後30年以内の福島県外での最終処分に向けて、再生資材化した除去土壌の安全な利用を段階的に進めるため、再生資材化を行う工程上の具体的な放射線に関する取扱方法及び農地造成盛土材としての品質を確保するためのあり方の技術的検討を行い、放射線に関する安全性の確認とともに、再生資材の管理方法等利用促進に向けた技術的整備を進めることを目的としている。

(3) 事業の内容

飯舘村長泥地区のストックヤードに保管された除去土壌を再生資材化施設において、大型土のう袋の破袋、異物除去、放射能濃度分別等により再生資材化し、再生資材を農地造成に利用する場合の土木的適用性の確認、放射線安全性の確認を行う。

4. おわりに

除去土壌等の減容化・再生利用においては、環境省の「技術開発戦略検討会」で示された基本的

考え方において、理解・信頼を得るための取組や環境整備が必要とされている。本組合でも、理解・信頼が得られる除去土壌等の減容化・再生利用の技術の確立に今後も取り組んでいく所存である。

参考文献

- 1) 環境省，中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会（第9回）資料。
- 2) 環境省，中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会（第7回）資料。

参考資料

(a) 本組合の役員は以下の通り。

代表理事・理事長	佐藤和郎	大成建設(株)
専務理事・事務局長	山下正芳	(公財) 産業廃棄物処理事業振興財団
理事	納多 勝	(株)大林組
理事	押野嘉雄	鹿島建設(株)
理事	高田博充	清水建設(株)
監事	小場貴之	(公認会計士、税理士)

(b) 組合員リストを下記に示す。

青木あすなろ建設(株)、(株)アトックス、(株)安藤・間、宇部マテリアルズ(株)、(株)オオスミ、(株)大林組、(株)奥村組、鹿島建設(株)、(株)環境管理センター、

(株)北川鉄工所、(株)熊谷組、(株)クレーベスト、
(株)鴻池組、五洋建設(株)、佐藤工業(株)、
(公財)産業廃棄物処理事業振興財団、
JFEエンジニアリング(株)、清水建設(株)、
(株)神鋼環境ソリューション、大成建設(株)、
太平洋セメント(株)、(株)竹中土木、チヨダウーテ(株)、
(株)千代田テクノル、東亜建設工業(株)、
東急建設(株)、東京パワーテクノロジー(株)、

DOWAエコシステム(株)、西松建設(株)、
日本エヌ・ユー・エス(株)、日本国土開発(株)、
日立建機日本(株)、日立造船(株)、富士電機(株)、
ポニー工業(株)、前田建設工業(株)、
三井住友建設(株)、(株)三菱総合研究所、
三菱マテリアル(株)、
ミリオンテクノロジーズキャンベラ(株)、
村本建設(株)、ライト工業(株)、りんかい日産建設(株)

諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績
第2回 ドイツの主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴

宮坂 靖彦*、榎戸 裕二*

Strategy and Experiences of Decommissioning Projects of Nuclear Power Plant in Overseas
(2) *Overviews of the Representative Projects of NPP Decommissioning in Germany*

Yasuhiko MIYASAKA* and Yuji ENOKIDO*

「諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績」を紹介する本報では、第1回の米国に続き、第2回としてドイツに焦点を合わせる。ドイツでは、化石燃料による大気汚染解決の切り札として原子力発電を推進してきたが、2度にわたる発電所の重大事故の結果、2011年8月、2022年までの原子力発電からの撤退を決めた。36基建設された発電炉のうち2019年2月現在で7基が運転を継続しているほかは、13基が廃止措置の最終段階まで進み、残りは廃止措置活動が計画的に続けられている。大半の発電炉の廃止措置は、即時解体方式により15年程度で完了する。地道な技術開発により、廃止措置の安全・迅速化が図られ、放射性廃棄物は処分場の負荷軽減を目的に除染・再利用を徹底されている。しかし、処分場の運用開始が遅れ、放射性廃棄物の増加と保管の長期化が事業者と処分場の重荷となっている。本報では、主要なプロジェクトとしてグンドレミンゲンA号機（KRB-A）等5発電所を選択し、廃止措置実績を紹介するとともに、ビブリス発電所（KWB）等の新規に廃止措置計画の認可を得た5基のプロジェクトについて概要を述べる。

In this report introducing “the decommissioning strategy and performance of power generation reactors in overseas”, we will focus on Germany as the second article, following the first of the U.S. In Germany, the country had promoted nuclear power generation as a master card for resolving air pollution caused by fossil fuels, but as a result of two major power plant accidents, it decided to withdraw from all nuclear power plants in August 2011. Of the 36 nuclear reactors constructed, as of February 2019, seven have continued to operate, 13 are proceeding to the final stage of decommissioning measures, and the remainder are scheduled to continue decommissioning activities. The decommissioning measures of most power reactors complete in about 15 years by the immediate dismantling option. Through technological development, safety and stepwise decommissioning work has been carried out and radioactive waste is minimized by decontamination and recycling. However, the increase and long-term storage of radioactive waste in decommissioning facilities become the burden for operators and repository.

In this report, we select 5 nuclear power stations such as Gundremingen A, etc. as the main German projects and overview the achievement of decommissioning, and also present the decommissioning activities of 5 NPPs such as KWB whose decommissioning licenses have been recently granted.

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

1. はじめに

ドイツでは、1959年に原子力法が制定され、原子力の開発・利用が始まった。以降、原子力の先進国として原子力発電は高稼働率（約90%）かつ大きなトラブルもなく運転されてはきたが、チェルノブイリ原発事故後の1990年代の前半から脱原子力への社会的機運が高まった。ドイツ政府（社会民主党政権）は、脱原子力政策を2002年4月に法令化し、運転期間を標準寿命32年に制限することにより徐々に原子力発電所を閉鎖する計画を打ち立てた。政権交代により、この計画はエネルギー政策、温暖化対策等の観点から見直され、2010年に当時運転中の発電炉17基の運転期間を延長する法律が成立した。しかし、その直後の東京電力福島第一原子力発電所の事故により、2011年3月に1980年以前に操業開始した比較的旧式の7基の恒久運転停止を決定し、残りの9基についても2011年8月の原子力法改正「17基の原子力発電段階的廃止法」により2022年までに全部の発電所を運転停止することとした。その結果、予定通りに2基が閉鎖され、現在運転中の7基も2022年末までに閉鎖することになっている。

ドイツでは、即時解体方式による廃止措置戦略により着実に進められている。これまでに軽水炉13基の解体撤去が終了した。しかし、サイト解放（施設・サイトの規制解除）の完了は試験炉であるグロスヴェルツハイム、ニーダアイヒバッハ及びカール試験炉（VAK）の3基に限られる。低レベル廃棄物処分場の開設が遅れたことによる廃棄物のサイト内保管が要因である¹⁾。

本報告の2章では、廃止措置に関わる安全規制の整備状況、廃止措置戦略及び使用済燃料・放射性廃棄物対策の概況を紹介する。発生量の極小化を廃棄物政策の基本に掲げるドイツでは、徹底した放射性廃棄物の減容と再利用に向け、サイト内又は共同利用施設での放射性廃棄物の処理及び再利用を目指す。放射性廃棄物の限定再利用や産業廃棄物処理施設で処分が可能となるように柔軟な施策が講じられている。これらの実績を含め各施設の現状を述べる。

3章では、廃炉技術開発を伴うグンドレミンゲンA号機の解体実地試験の結果を含め、VAK、グ

ライフスバルト（KGR-1～KGR-5）、ヴェルガッセン（KWW）、シュターデ（KKS）及びオブリッヒハイム（KWO）の実績を述べる。これらの廃炉プロジェクトは、一次冷却系の系統除染、炉内構造物（以下、RIsという）、原子炉圧力容器（以下、RPVという）の解体又はRPV一括撤去工法、放射性廃棄物の処理保管、サイト解放など貴重な情報を提供している。

4章では、2012年以降に廃止措置計画の認可が得られたビブルス（KWB-A, B）、イザール（KKI-1）、等の廃炉プロジェクトの現状と計画等を述べる。最後に、ドイツの即時解体の計画・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まとめる。

2. 廃止措置規制と廃止措置戦略等の概況

2.1 廃止措置等に係る規制

原子力分野の全ての規制は、原子力法「原子力の平和利用及びその危険の防護に関する法律」（AtG）が最も上位とする法令によって規定されている。廃止措置に係る規制は、原子力法（2002年、2011年改正）の第7条第3項に原子力施設の廃止及びその施設と施設の一部の安全貯蔵と解体撤去の許認可に関する基本規定を定めている。この許認可手続きは、「原子力施設許認可手続き令」（AtVfV）の第2、第3条（廃止措置の申請の方式、内容）に従って行われる。許可申請には、添付資料として安全報告書及び環境影響評価書の作成が義務付けられている^{1), 2)}。廃止措置の審査、監視、確認は、許可責任機関である州政府当局が担当し、1996年版からの見直した「廃止措置手引書」（2009年、2016年改定）を定めている³⁾。放射性廃棄物のクリアランス及びサイト解放については、「放射線防護令」（以下、「RPO令」という）の基準に従って、規制当局の確認を得て規制解除される⁴⁾。また、バックエンド体制は、2016年、原子力法の第1号、第61号により大幅に改正された。さらに、原子力法第6条に基づき、例えば、原子力発電所のサイト内の貯蔵施設、アーハウス（Ahaus）やゴアーレーベン（Gorleben）の中央貯蔵施設を拡大して対応する方針である。そのバックエンド分野の監督、許認可権限とサイト選定等

業務は新設の「連邦放射性廃棄物管理規制庁」で一元的に行われる。監督はそれぞれの土地の管轄当局によって行われる¹⁾。

(1) 廃止措置戦略の選択

ドイツの廃止措置戦略は、原子力法第7条3項により、即時解体と安全貯蔵が認められているが、即時解体を目指すとしている。安全貯蔵は、所管官庁が放射線防護の理由から必要であると判断された場合、一時的な例外として許可することができる。軽水炉の場合、安全貯蔵の利点を利用する方法として大型機器を一体で撤去し、保管し、その後、解体処理する方法でもある。廃炉プロジェクトは、これまで早期に実施することが経済的で、また、人的な技術継承の観点から運転保守に関わった人の雇用の確保を考慮し、即時解体を選択してきた。最終的には、サイトのグリーンフィールド又はブラウンフィールド（再開発用の工業地域）を目指す^{1), 3)}。

(2) 放射性廃棄物の分類

ドイツの放射性廃棄物の分類は、放射性廃棄物を放射能濃度に応じて、また、処分サイトの選定を考慮して、発熱性廃棄物と非発熱性廃棄物に分けられる。また、クリアランスで確認された廃棄物は、一般埋設廃棄物及び無制限廃棄物（以下、「無制限クリアランス」という）となる。発熱性廃棄物は、IAEA区分の高レベル廃棄物（HLW）に相当し、使用済燃料（以下、SFという）及び再処理に伴い発生したガラス固化体である。非発熱性廃棄物は、IAEA区分のILW及びLLWに相当し、旧鉄鉱山を利用するコンラッド（KONRAD）での処分が予定されている¹⁾。

(3) クリアランス、サイト解放基準

クリアランスのオプションには、RPO令の第29条の別表Ⅲに「表1；放出限度、表面汚染、規制除外値」で無条件及び条件付クリアランスを定め、条件付では一般産廃として処分するか、条件を付けての再利用する2つの方法がある。固体状の廃棄物のクリアランス値は、例えば、無条件（条件付）では、Co-60:0.1 Bq/g（4 Bq/g）、Cs-137:0.5 Bq/g（10 Bq/g）、U-238:0.6 Bq/g（10 Bq/g）である。多くのサイトでは、サイト解放基準に上記の「表1」の第7欄（土壌の無拘束解放基準値）を採用し、例えば、Co-60:0.03 Bq/g、Cs-137:

0.06 Bq/gを適用している。適用に当たっては個々の同位体の線量寄与が分数和（ $\Sigma D/C$ ）で0.1（10%）以下の場合に除外すること（いわゆる10%ルール）ができ、対象核種を現実的に測定可能な少数の核種だけにする。クリアランスレベル確認測定は、ドイツ工業規格（以下、DIN規格という）第1部（ β 線と γ 線測定上の基礎事項）、第6部（建築廃材と構築物）、第7部 地面等に基づき実施している^{4), 5)}。

2.2 使用済燃料と放射性廃棄物対策

ドイツの廃止措置では、早く本格解体作業に入れるようにSFプールからSFの撤去、また、放射性廃棄物の低減及び適切な処理による廃棄体の製作、並びにクリアランス適用による再利用を非常に重視している。これらの対応は、廃炉プロジェクトの全体的なコストの低減にも寄与できるとしている¹⁾。

(1) SFの乾式貯蔵

ドイツでは、再処理で発生したHLW及びSFを直接処分する方針であるが、まだ処分場の確定の見通しがついていない。このため軽水炉のSFは、原子力法の下で認可されて許可期間40年とし、2016年末現在、13サイトの貯蔵施設に乾式キャスクが合計1,455体貯蔵されている。また、Gorlebenにある中央保管施設貯にもCASTOR HAW 28M型キャスクを含み、420体が乾式保管されている¹⁾。

(2) 放射性廃棄物処理及び保管

放射性廃棄物は、KONRAD処分場の廃棄物受入要件に従って、廃棄体にするコンディショニングが必要である。コンディショニング処理施設には、移動式又は固定式施設がある。液体廃棄物は乾燥してセメント固化して廃棄体になっている。定置式設備には、除染・細断、乾燥、蒸発、高圧圧縮、セメント固定及び熔融設備が必要である。ドイツでは、低中レベルの放射性廃棄物を受入れ処理事業をするGNS（Gesellschaft für Nuklear-Service）社のデュースブルク工場とSiempelkamp社のカルラ工場があり、廃棄物処理トリサイクルシステムを確立してきた。しかし、GNS社は、デュースブルクを2019年末に閉鎖を予定し、一部の作業（乾燥、蒸発、高圧圧縮）をユーリッヒ（Jülich）の施設へ移行する。今後は、例えば、

Jülich、カールスルーエ (Karlsruhe)、KGRの近くのEWN (Energiewerke Nord GmbH) 社運営のルブミン (Lubmin) の処理施設及びSiempelkamp社のカラル工場の除染・溶融施設で行われる。放射性廃棄物の貯蔵能力の増強は、例えば、フィリップスバーク (KKP) 等で行われている。また、Ahausのキャスク貯蔵施設は、KONRAD処分場への引き渡す施設で運転及び廃止措置からの廃棄物用に貯蔵容量を増加させる¹⁾。

(3) 放射性金属廃棄物のリサイクル (再利用)

Siempelkamp社は、溶融処理によりインゴットを生産し、放射性廃棄物コンテナへの再利用又はインゴットの一般利用材料として供給している。コンテナには、誘導炉による一次溶融処理によるインゴットを調整材との混合による二次溶融し、機械加工により製造し、MOSAIK型、GNS Yellow Box型、顆粒鋼材入りコンクリートキャスク等がある。リサイクル実績は、2014年までに約29,000 tを溶融処理し、処分用のコンテナ等に15,000 t、一般利用に10,500 tである。コンテナ数は、MOSAIK型が約5,500個、GNS Yellow Box型が約200個、顆粒鋼材入りコンクリートキャスクが約2,200個である。イギリスのガス炉用に使用しやすいYellow Box型の改良型 (Sandwich型) も200個、製作している。これらのコンテナはドイツ国内だけでなくイギリス、オランダ、イタリア等の多くの国から委託を受け供給している^{6), 7)}。

3. 代表的な廃炉プロジェクト

3.1 グンドレミンゲン原子力発電所A号機 (KRB-A)

(1) 概要

KRB-A (BWR型、出力25.0万kW) は、ドイツで最初のBWR型 (250 MWe) 実証炉であり、1966年に運転開始したが、1977年1月に異常事象 (RPVの過圧事象) により運転を停止した。その後、運転再開を検討していたが、1980年1月に閉鎖が決定した。この炉には、2重サイクル方式を採用した3ループで、各循環系統には大型ポンプと蒸気発生器 (以下、SGという) が装備されていた。欧州のEC委員会は、1989年、KRB-Aを解体実地試験に選定した。KRB-Aの廃止措置は、

約20年以内の即時解体方式とし、各種の除染・解体技術の開発及び解体廃棄物の再利用技術開発を目的に1999年までに実施する計画であったが、下記のように2005年で完了した。KRB-Aの一部の建物やインフラ設備は、運転中のKRB-B及びKRB-Cにおいて発生した廃棄物の汚染除去設備用に現在も活用されている³⁾。

(2) 廃止措置工程

解体作業は、廃止措置計画に基づき下記のように4段階で実施された。

Phase I : タービン建屋内部の設備機器の解体撤去 (1983~)

Phase II : 一次冷却系設備等の機器の解体撤去 (1990~)

Phase III : RIs、RPV及び生体遮へい体の解体撤去等 (1992~2005)

Phase IV : 建屋の解体 (再利用のため中止)

この作業による作業者の全被ばく量については、約4人・Svであった⁸⁾。

(3) 主な解体撤去技術

SG (直径2 m、高さ9.2 m) の解体は、アイスソーイング法を採用している。これは、水張り後に凍結させ、ハンドソー切断器により輪切りするものである (Fig. 1)。RIsの解体は、水中でプラズマ・アーク、接触式アーク (CAMC) 及び弓鋸を用い切断して撤去している。RPVは、リング状に7ステップで解体し、フランジ部をタービン建屋内に運び細断し、また、放射能レベルの高い炉心領域を遠隔操作できる特殊装置でガス切断した。さらに、生体遮へい体撤去は、放射能レベルの高い炉心側をワイヤソーによりブロック状に撤去 (Fig. 2) し、放射性廃棄物に該当しない生体遮へい物質の30%はリサイクルされた⁸⁾。

(4) 解体廃棄物の処理・再利用

タービン建屋内等の汚染金属廃棄物の量は、汚染レベル1,000 Bq/cm²以下のもので約45,000 tであった。また、一次冷却系の廃棄物量は約700 tであり、汚染レベルの最大値は、50,000 Bq/cm²であった。これらの廃棄物の搬出ルートは、除染等により無制限放出が60%、制限付リサイクル (溶融) が33%であり、最終処分量としては7%であった⁸⁾。

上記のうちの1,000 tの汚染金属廃棄物の除染

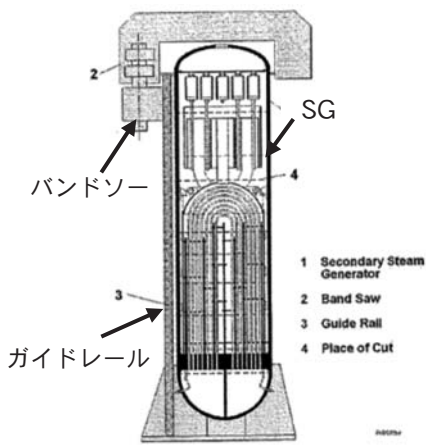


Fig. 1 Principle of the "ice-sawing" and ice-sawing cutting of SG

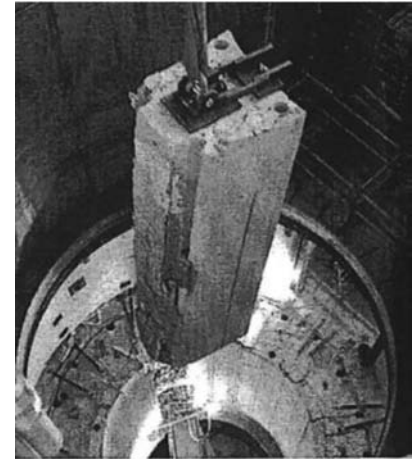
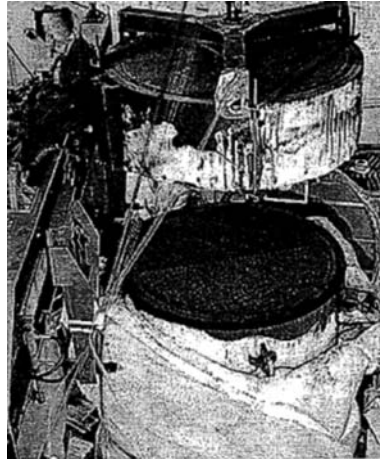


Fig. 2 Segment of the biological shield

は、タービン建屋内に設置したリン酸を用いた電解研磨除染設備で実施した。この装置の性能は、リン酸をリサイクルシステムの採用により1 tの鋼材を除染して、最終処分廃棄物が15 kgと少なく、また、特に汚染レベルの高い一次系の機器の除染係数では、100,000が得られた^{8), 9)}。

汚染の恐れのあるケーブル類は、細断、被覆材を除去後に芯材をリサイクルした¹⁰⁾。

(5) 建屋等の転用

原子炉格納容器、タービン建屋等は、最終サーベイ検査完了後に運転中のB号機及びC号機の保守施設として技術センターに転用され、バイエルン州から2005年5月に許可された。タービン建屋に設けた除染装置は、運転中のKRB-B及びKRB-C号機の交換したタービンローターにも活用し、無制限放出している⁸⁾。

3.2 カール試験炉 (VAK)

(1) 概要

VAK (BWR型、出力1.6万kW) は、ドイツで初めて自然循環方式を採用した2重サイクルのBWR型である。25年間の運転を終え使命終了を理由に1985年に閉鎖が決定された。廃止措置は、1988年から開始、一次冷却系を系統除染後に解体撤去、原子炉本体を解体撤去、2008年まで原子炉建屋と全放射化部材の撤去が完了した。その他の建造物と機器部材は2010年7月までに解体され、2010年10月にグリーンフィールドとなった。

(2) 廃止措置活動

廃止措置活動は下記の5段階で行われた。

Phase I : 原子炉運転許可の枠内での作業 (炉心からの燃料取り出し、運転廃棄物の搬出)。解体許可の枠内で以下の活動が実施された

Phase II : タービン建屋内の機器の解体撤去、SFの搬出

Phase III : 一次冷却系統の系統除染、管理区域内の設備・機器の解体

Phase IV : RIs、RPV及び生体遮へい体の解体

Phase V : 建屋の解体、サイト解放

(3) 大型機器設備の解体技術 (RIsの解体)

RIs解体撤去に先立ち、最初に放射線レベルが高いため、RPVの頂部の水位を高くして空間線量率を低減した。解体には、一般的なハック・ソー、ニブラ、グラインダなどの機械式切断技術が適用された。しかし、復水スパージャ・リングは、RPVの直近に位置していたことから一般的な切断工具は利用不可能であった。様々な工法のコールド試験の結果、最終的に放電加工法 (EDM : Electro Discharge Machining) が採用された。また、シュラウド下部の切断には研磨材入高圧水ジェット切断法 (AWSJ) が適用された。このAWSJは、原子力施設の解体に適用されたのは初めてで、水ジェット切断に特有である大量の2次廃棄物の発生を抑え、切断能力の向上を図るため研磨材の貯蔵タンクから研磨材を供給する方法である (Fig. 3)¹¹⁾。

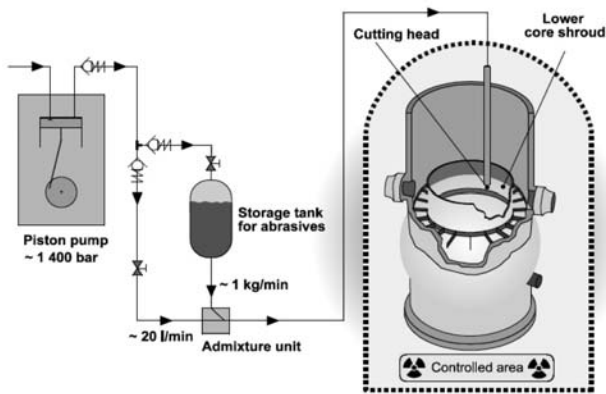


Fig. 3 High pressure water jet cutting with suspended abrasives (AWSJ)

(4) 生体遮へい体の解体

生体遮へい体は、コアサンプルを採取して、コアゾーンの放射能レベルは、コンクリートの(Eu-152)が4,600 Bq/g、鉄筋の(Co-60)が8,800 Bq/gであることを確認し、各種の解体工法を比較検討後、既存の各種の解体治具を遠隔解体装置に取付け実施した。解体物は、総量375 tで、その75%を中間貯蔵施設に保管、残りの分は一般産業廃棄物処分場の埋設材に用いられた¹²⁾。

(5) 建屋及びサイト解放

この発電炉のサイトは、RPO令に基づき、また、確認測定にはDIN規格が適用され、2010年10月にグリーンフィールドされた。建屋の除染には、放射線汚染調査に基づきホットスポット汚染部を除去し、また、床・壁を表面切削、ブラスト技術等で実施した。最終確認は、回収切削物のドラム管毎の測定及び接触測定で行った。原子炉建屋の除染・確認測定には、24か月を要した。サイト解放は、面積24,800 m²をドリルによるサンプル測定、舗装面及び非舗装面のIn-situ γ スペクトラム測定で確認している。In-situ γ スペクトラム測定数は4 m²又は1 m²毎で合計3,600箇所である¹³⁾。

3.3 グライフスバルト原子力発電所 (KGR-1 ~ KGR-5)

(1) 概要

KGR-1 ~ KGR-5 (旧ソ連の加圧水炉VVER型、各出力44万kW)はドイツ北東部メクレンブルグ・フォアポンメルン州のバルト海に臨む古都グライフスバルト近郊に建設された。5基が運転又

は運転準備中にドイツ統一後に旧西ドイツの原子力法に基づく安全基準が満たされていないことを理由に1990年に閉鎖された。ドイツ政府は、世界最大規模の廃炉プロジェクトの実施のため、連邦政府直轄のEWN社を設立した。この発電所の廃炉プロジェクトは、プラント経験者の雇用を守り、コスト低減の観点から即時解体を選択した。解体工事に先立ち、大型中間貯蔵施設 (ISN) を1992年~1997年に建設し、5基の本格的な解体は2000年に開始し、2013年に完了している。サイトは、ISNを残し部分解放している。ISN内には、撤去した大型機器、SF、解体廃棄体等を保管しており、放射能レベルの低い機器、例えば、SGなどの解体作業が継続されている。

(2) 廃止措置コスト

コスト評価は、近接するVVER炉ラインスバーク (KKR) 1基の解体費込み6基で6,200MDM (マルク) (1995年価格・約4,000億円) である。その内訳割合は、閉鎖後の措置及び維持費26%、使用済燃料貯蔵費17%、ISN建設費7%、ISNの40年間操業費6%、2002年以降のキャスク費用と最終貯蔵費11%、6基解体費32%である¹⁴⁾。

(3) 廃棄物量の評価

廃棄物量は、原子力発電所全体で廃止措置の完了までに約180万tが出ると見積もられた。その内の放射性廃棄物は約57万tで、6クラスに分類された¹⁵⁾。

- クラスA (持出し自由) 51万t
- クラスB (再利用可) 2,500 t
- クラスC (一般廃棄物として廃棄可) 3,750 t
- クラスD (放射能崩壊待ち) 2.8万t
- クラスE (原子力施設で再利用) 4,150 t
- クラスF (放射性廃棄物として廃棄) 1.7万t

(4) 大型機器設備の解体技術 (RPV及びRIsの解体)

当初の解体計画は、RPV及びRIsを細かく細断して梱包する方法を選択した。1号機と2号機のRIs解体は、総重量約200 tで乾式及び湿式の遠隔切断装置を用いて実施し、135個のコンテナ、6個の貯蔵容器及び20本のドラム缶に収納し、ISNに保管された。また、5号機のRPVは、放射能レベルが低いことから一括撤去方式で実施された。その後、これらの経験を考慮して解体計画を再検討し、RPV及びRIsを遠隔での細断する計画を

100%として、一括撤去方式を使用すると、廃棄物管理50~70%、作業者の放射線被ばく15~20%、コスト40~55%低減できると評価され、次のように計画を変更して実施された。

3号機~5号機のRIs（炉心バスケット及び防護チューブユニット）は、一体で大型容器に収納する方法が採用され、2006年4月から7月の短期間に撤去し、輸送処分を考慮した遮へい・輸送容器に収納してISNに貯蔵された。また、1号機~4号機のRPVは、放射能レベルが低い下部構造物をRPVの中に残し、一括撤去方式を採用し、2007年11月までに完了した。RPVのISNまでの一括撤去・輸送方法は、移送用のレールを敷設し、原子炉建屋のクレーン（250 t）でRPVを吊上げ、原子炉ピット内でRPVの放射線レベルの高い炉心領域に環状の遮へい体を取付け（総重量360 t）、ワイヤー昇降機付門型油圧ジャッキを用いて吊上げ、レール台車両の上に置き、原子炉建屋の外に移送し、ジャッキを用いて大型トレーラに乗せISNまで輸送（Fig. 4）した^{16), 17)}。

(5) ISNの施設概要

ISN施設は、コンクリート構造の8ホールからなる貯蔵庫（厚さ：70~100 cm、幅140×長さ240 m×高さ18 m）と処理施設から構成されている。第7ホールには、RPV、SG等を保管している。RPV等は、ISNに長期保管、数十年後の放射能減衰を待って解体される。処理施設では、バンドソー、剪断ソー、高圧圧縮装置及び乾燥装置を備え、放射能レベルの低い廃棄物から処理している。SGの細断の様子をFig. 5に示す¹⁸⁾。

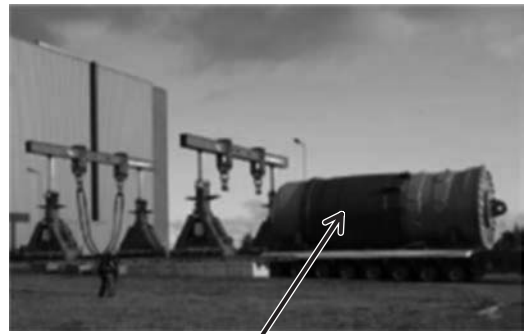
(6) サイト解放と再利用

サイト解放は、RPO令に基づき、表面から深さ5 cmまでを土地のクリアランス値（Co-60：0.03 Bq/g、Cs-137：0.06 Bq/g）を適用し、2010年12月までに全発電所サイトの70%が規制解除され、大半が工業用の土地に利用されている。この用地は、ロシアからバルト海埋設配管による天然ガス供給の中継地点に、また、タービン建屋は、現在、風車用の支柱製造工場になっている^{18), 19)}。

3.4 ヴェルガッセン原子力発電所（KWW）

(1) 概要

KKW（BWR型、出力67万kW）は、ノルトラ



炉心部の環状遮へい体（厚さ：130 mm）

Fig. 4 RPV: Transport to the Hall 7 of the ISN

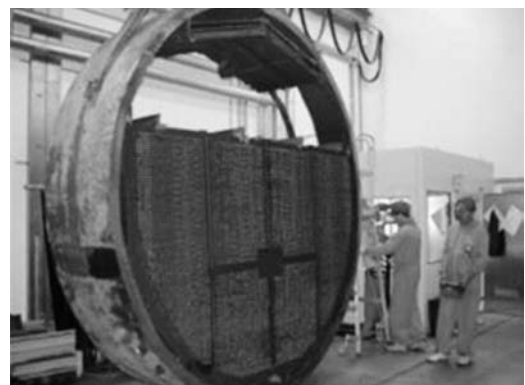


Fig. 5 Segmentation of SG in ISN Caisson 4

イン・ウェストファーレン州東部にあり、1971年に運転を開始した。1994年の炉内検査で炉心シュラウドと格子板に亀裂が見つかり、改修等に多額の経費を要することから1995年5月に閉鎖された。E.ON社は、廃止措置戦略として即時解体を選択し、1997年から解体を下記のような5段階に分ける廃止措置計画を申請して実施した。放射性廃棄物貯蔵施設を除き、サイト解放を2015年に達成した。

(2) 廃止措置工程

KKWの廃止措置は以下の段階で実施した。

Phase I：タービン建屋内の構造物の解体（1997年）

Phase II：一次系の系統除染、原子炉建屋及びタービン建屋内の不要な構造物の解体（1998年）

Phase III：RPVの蓋など、運転時に用いた不要な構造物の撤去・処理（1999年）

Phase IV：RIs、RPV、生体遮へい等の解体

(2003年3月～2010年)

Phase V : 管理区域内のインフラを除去し、独立冷却建屋を貯蔵施設に転用、独立冷却建屋と輸送準備ホールを除き、管理区域を規制解除 (2004～2015)

(3) 除染技術及び主な解体撤去技術

系統化学除染は、事前試験の経験に基づき、HP/CORD D UV法⁹⁾を用い1998年1月から3月にかけて行われた。除染結果は、除染係数 (DF) で、再循環系が約1,300、主蒸気系が約45等と高く、作業者の被ばくは約8～10人・Svと評価された²⁰⁾。

RIIs、RPV等の解体撤去には、細かく解体して梱包する切断工法を選択した。RIIs解体は、水中でバンドソー、ニブラ、高圧研磨材入り水ジェット工法 (AWSJ) 等を用いて実施された。また、RPVの解体は、気中でAWSJ法により実施された²¹⁾。

(4) 解体金属廃棄物の処理・再利用

放射性金属廃棄物は、スウェーデンの Studsvik RadWaste 社 (以下、SRW 社という) に除染・溶融処理を依頼している。廃棄物の輸送は、20 ft ISO 標準コンテナで行われ、また、主要な大型機器も引渡された。輸送には、トラック及びフェリー航路が使用され、重量物の場合には、SRW 社の事業専用港が用いられた。スウェーデン放射線防護局の認可基準は、スクラップの平均比放射能最大15 Bq/g、最大100 Bq/gとしている。また、処理作業で発生した放射性廃棄物は、圧縮ドラム缶に収納し、IP 2 輸送物として20 ft コンテナにより KWW へ返却された。その放射能強度は100 Bq/g を超えるため、ドイツへの輸入に関しては、放射性廃棄物処分の規則に応じた承認が適用された。スウェーデンとドイツの規制当局間の何年かの真剣な付き合いにより協力体制が築かれた。廃棄物7,600 t の処理実績は、無制限解放54%、SRW 社の溶融処理によるインゴット23% (再利用)、SRW 社でのインゴット20年間の減衰貯蔵10%、放射性廃棄物12%である²²⁾。

(5) 建屋の除染とサイト解放

建屋は、表面汚染レベルをクリアランスレベル以下にするため除染が行われ、約600 t が放射性廃棄物となり、約850 t が条件付きクリアランス物で一般産業廃棄物として処分された。サイトは、

DIN 規格に従って、土地と建物のクリアランス測定が行われ、規制当局の汚染確認検査後に建屋面積15万 m² (計538室) と土地が解放された²³⁾。

3.5 シュターデ原子力発電所 (KKS)

(1) 概要

KKS (PWR型、出力63万kW) は、ドイツ北部の大都市ハンブルグの西約30 kmのエルベ川左岸に立地し、1972年5月に営業運転を開始した。E.ON GmbH社とハンブルグ電力会社 (HEW AG) は、2000年に約32年運転後の2003年秋に閉鎖を決定した。総発電量は約150 TWhである。運転停止理由は電力市場で発電容量が過剰状態になったことである。廃止措置計画は、2001年7月に最初のPhase Iを申請し、その後、2004年から2008年にPhase II～Phase IIIでの解体許可が得られ、すでにRPV等のプラント施設の解体を完了した。Phase IVは、2011年2月に付与され、最終的な解体対策として、建屋の除染や清掃も行われたが解体作業中、2014年1月に原子炉格納容器の底部で発電運転段階からの汚染が検出され、建屋の除染と除去には当初計画よりも伸び、規制解除が3.5～5年遅れる。KKSサイトでは、一般建屋を解体撤去し、グリーンフィールド状態への復帰が行われる^{24)、25)}。なお、放射性廃棄物の貯蔵施設は、2016年以降も操業中である。

(2) 廃止措置工程

この発電炉の廃炉プロジェクトでは、約1年半 (2003年中半～2005年中半) の運転から廃止措置への移行期間に①サイトからSFの撤去、②不要系統の隔離と閉止を行い、施設解体は下記の4段階に分けた許認可に従って実施している²⁵⁾。

Phase I : (2005年中半～2007年中半) 主な汚染系統、設備機器の撤去及び解体作業用場所の確保

- ①機器搬出入口エアロックと空気再循環設備、②オーバーフロータンク、③制御棒集合体、④緊急冷却用加圧水タンク、⑤緊急ディーゼル発電機、蒸気・給水系統及びタービン・発電機

Phase II : (2006年後半～2009年初頭) 大型機器設備

① 4基のSG(総質量660 Mg)リサイクルのため一体型でStudsvikに海上輸送、②一次冷却系の配管及びポンプの撤去

Phase III : (2010年中半~2014年中半)放射化した系統及び設備機器の撤去

①RIs、②SFプール内燃料ラック、機器・構造物、③RPVのin-situ解体(a.大型部材の切断、b.旧SFプール内でのドラム缶収納サイズへの細断)、④生体遮へい体の解体

Phase IV : (2010年中半~)管理区域内の系統や設備機器等の撤去

①天井クレーン、②燃料搬出入台、③換気空調系統、④水純化系統、⑤無制限開放に向けたクリアランス準備、⑥格納容器等解体

(3) 除染技術

建設時に機器は表面コーティングを施したため汚染は概ね表面のみであった。浸透汚染に対しては鉄球ショットブラス法、水ジェット法及び化学浸漬法により除染した。特に、ショットブラスは効果的であり、作業者の被ばく低減と廃棄物の最小化において優れたものであった²⁶⁾。

(4) 大型設備機器の解体技術

大型設備機器の解体では、通常的大型ディスクカッター、油圧せん断装置、金属シュレッダー、アーク切断を使用したエアロゾルやダストを防ぐために低速で使用した。一部の切断は換気設備のある密封室内で実施した。また、RIsとRPVの解体を行う前に原子炉キャビティーとSFプールの間の水門の幅を上部では拡幅、下部では水密構造に改造した。RIsの解体撤去では、水中遠隔により上部と下部を遠隔操作で廃棄体の定型形状に切断され、収納容器に収納された。RPVの解体では、原子炉プール内で一次系冷却配管を含む周辺部分と底部を切離し、原子炉クレーンで吊り上げた後、メッシュ状に切り込み、切断個数は172個、炉心中心位置のものはMOSAIK容器に、その他はKONRAD用容器に収納した^{27)、28)}。

(5) 解体廃棄物の管理

放射性廃棄物は、KONRAD処分場が操業可能となるまでサイト内の廃棄物保管施設に最長期間

2047年まで定置される。廃棄物量は、原子力施設内外を含めて総量約40万tで原子力領域及び管理区域内の物量が12万7540 tである。放射能の可能性のある廃棄物の97.2% (約12万8300 t)は無条件クリアランス可能なもので、0.4% (約530 t)は管理期間後に再利用できるものである。放射性廃棄物は2.4%に相当する約3170 tで、サイト内に建設された保管施設で保管されている^{25)、26)}。

(6) 解体廃棄物の処理・再利用

使用済燃料プールで廃棄体の形状やクリアランス用に裁断された金属は除染を行う。除染後の暫定測定/クリアランス方向付された部材は最終クリアランス検査を実施する。その後、確認試験を行い、適合すれば最終クリアランスとなる。

(7) サイトの再利用

サイトの再利用は基本的に物質のクリアランスと同じ基準が適用される。RPO令第29条の10 μ Sv/年に基づき算定された表面汚染濃度や質量濃度が確認される。

3.6 オブリヒハイム原子力発電所 (KWO)

(1) 概要

KWO (PWR型、出力35.7万kW)は、ドイツ南西部の古都ハイデルブルグ近くのネッカー川河畔に立地し、EnKK-KWO社が1968年から2005年まで運転した。その後、2007年1月以来、EnBW Kernkraft GmbH (以下、EnKK社という)によって管理されている。2009年に原子炉の解体計画作成と解体をEWN社が請負うことになった。解体申請は2010年春にバーデンビュルテンブルグ州の環境省に提出し、同時に解体に必要な施設の設計、建設機器製作を行った。RIs、RPV等の解体に伴う廃棄物管理計画は2011年9月に放射線防護庁に提出された。この施設は、2012年6月から2013年6月に建設し、同9月から稼働した²⁹⁾。その後、RIs、RPV、生体遮へい体の順に撤去し、RPVの細断も原子炉建屋の細断領域に移し、2016年7月末に完了した。SFは、342体が非常用建物の外部SFプールに貯蔵されているが、2017年5月に許可され、ネッカーウェストハイム貯蔵施設に2018年中に輸送される。サイトは、放射性廃棄物貯蔵施設を残し、工業用地に予定している。

(2) 廃止措置戦略と方法

この発電炉の廃止措置戦略は、EWN社の持つ組織力と機能の有効利用を基本としKGR及びKKRの解体経験を下に即時解体を選択した。両発電所の解体で使用された機器設備を再利用した。切断、運搬梱包設備、付属施設遮へい及び取扱装置等は、KGRとKKRでの再利用機器である。大型機器もKGRサイトの処理施設が利用された。放射性廃棄物はKONRAD処分場の受入れ基準に従って、梱包された。切断と廃棄体収納エリアは、原子炉建屋内で物理的に分離され、制御室から遠隔操作されて、切断及び廃棄物収納が行われ、放射線防護要件に基づいて作業管理がなされる。放射性廃棄物の処理プロセスは、原子炉構造物は切断場所に置かれた後に切断前の状態で線量を測定し切断計画の基本となる放射線学的仮定の検証を行う必要がある。また、必要な容器を準備した^{29), 30)}。

(3) 制御棒等の収納

制御棒等の炉心構成材料のうちKONRAD用処分容器に収納された放射性廃棄物量は27容器で、総量が16,1 tとされた²⁹⁾。

(4) 大型機器設備の解体技術

i) SG、主循環ポンプ等について³¹⁾

大型機器として、SG (2基各158 t、過熱器(52 t)、主循環ポンプ (2基各75 t) 及び主循環配管等(46 t)で総重量が564 tの物量がある。これらの大型機器を格納容器外に搬出するために格納容器に新エアロック (長さがSG相当) が取り付けられた。大型機器は格納容器内で横倒しされ台車に搭載してエアロック内を進み屋外に出て重量物運搬車に載る。

なお、SGの外筒の線量は上部では0.45 μ Sv/h、中央部では3.5 μ Sv/h、底部の球蓋で12 μ Sv/hであった。さらに、過熱器では加熱棒とその取り付け部分では概ね2.5 mSv/h、本体中央部では12 μ Sv/hに及んだ。このため過熱器の解体前に過熱器に接続された構造物や配管が分離され、突起した細管部分が遮へいされた³²⁾。

これらの大型機器はネッカー川で専用船に積替えEWNの運転するLubminの処理施設に輸送され処理された³³⁾。

ii) RIs, RPV等について^{29), 30)}

次の汎用的な切断技術と特殊技術が適用された。①バンドソー、②ワイヤソー、コアードリリング法、③せん断機、④研磨材切断法、⑤CAMC切断法等である。

最初に、RPV上蓋の切断と廃棄物の収納、RIsの上部及び下部の構造物を湿式切断で実施された。その後、切断エリアの水が除去され、RPV本体を吊り上げてRPV外周構造物が解体された。RPVは、RPV断熱材撤去後に、湿式切断エリアに移動され、フランジ部とノズル部が分離された。これらの部位は、乾式切断エリアでさらに切断され廃棄体は収納された。並行してRPV熱遮へい体及び炉心支持機構が除去され湿式切断エリアで切断された。その他の部位は同様に乾式切断エリアで分離・切断された。移動可能なRPVのRIsの切断と部材収納は、2014年夏に、また、RPV (135 t) の解体は、2015年8月、原子炉建屋の分解領域に輸送し、主に水中で、遠隔制御で行った。この作業は、高さ1.5 m、重さ約13 tの解体物をさらに12個の扱いやすい大きさに細断・梱包し、2016年7月末に完了した。

4. 原子力法第7条の変更により運転停止した発電炉の廃止措置プロジェクトの概況¹⁾

ドイツ政府は福島第一原発事故を受けて2011年3月に3か月の猶予の後、1980年以前に操業開始したビブルス (KWB-A, KWB-B) 等の7基及び事故で停止していたクリュンメル (KKK) の恒久運転停止までの発電許可を取り消した。この時点で操業していたブロックドルフ (Brokdorf) 等の9基についても、2022年末までに順次恒久運転停止が決定された。このうち、2015年12月にはグラフェンラインフェルト (KWG) が2015年6月に運転停止し12月末に運転許可が停止された。また、グンドレミンゲン (KRB-B) が2017年12月に停止した。運転中の発電炉は、現在、7基である。

原子力法第7条の下で運転停止した9基は、現在「運転後段階」にありブルンスビュッテル原子炉以外では原子炉から燃料が撤去されSFプールに貯蔵されている。9基の原子力施設では以下の日付で廃止措置と解体が申請された。

①ウンターペーザン (KKU) : (PWR; 141万kW)

2012年5月

②イザール (KKI-1) : (BWR ; 91.2万kW)

2012年5月

③ビブルス (KWB-A, KWB-B) : (PWR ; 122.5、146.8万kW) 2012年8月

④ブルンスビュッテル (KKB) : (BWR ; 80.6万kW) 2012年11月

⑤ネッカーウエストハイム (KGN-1) : (PWR ; 80.6万kW) 2013年4月

⑥フィリップスブルグ (KKP-1) : (BWR ; 92.6万kW) 2013年4月

⑦クリュンメル (KKK) : (BWR ; 140,2万kW) 2011年8月

⑧グラーフエンラインフェルト (KWG) : (PWR ; 134.5万kW) 2015年12月

次章に、現在までに廃止措置計画の認可を得て廃止措置活動を開始した5基の現状を以下に示す。

4.1 ビブルス原子力発電所A及びB号機 (KWB-A及びKWB-B)

(1) 概要

RWE電力会社は、1969年6月に電気出力120万kWのKWB-Aの建設及び運転を決定した。KWB-Aは80年代の終わりに運転する標準的PWR (コンボイ型) の開発路線の基礎段階を示すものであった。KWB-Aの電気出力は、34.5万kWのオブリッヒハイム発電所 (KWO) 及び66.2万kWのシュターデ発電所 (KKS) を上回るもので、KWOの2ループからKKSでの4ループ冷却システムが実現していたが、さらに、KWB-Aでは1ループ当たりの出力はKKSの2倍となった。商業運転は1975年2月26日に開始された。KWBは2基の電気出力120万kWのKWB-AとKWB-Bの2つの発電炉からなり1976年に営業運転を開始した。KWB-Aは1974年時点では世界最高出力のタービン発電機を装備した原子力発電所であった³⁴⁾。

2011年3月の福島事故を受けて、当時のヘッセン州の環境・エネルギー・農業・消費省 (HMUELV) の指示に基づき、2011年8月6日の原子力法第7条の改正によりKWB 2基の発電運転の法的根拠が失われた。2012年8月に「廃止措置」及び「解体許可」の最初の申請がなされた。2017年3月にKWB 2基の解体許可が得られるま

で、「運転許可」で操業できる「運転終了後段階」において、以降の廃止措置準備で重要な活動、例えば、主循環系の系統除染やSFの撤去をA号機では2016年末に、B号機では2017年末に行った。最初の許認可では、RIs、解体工程で不要な系統・機器の解体及び多くの構造機器 (SG、主循環ポンプ、等) の解体が含まれる。次の許可では少なくとも、RPV及び生体遮へい体等の解体が見込まれる^{35)、36)}。

KWBの廃止措置は施設が原子力法の規制から解放されたときに終了するが、残存する建物構造物は再使用又は建築法上の許可で解体できる。クリアランスされた敷地は再使用される。なお、廃止措置完了は2017年から15年後とされた³⁴⁾。

(2) 放射性廃棄物の発生と処理

i) 廃棄物の放射能

KWB-Aの放射能インベントリーの99%をSFが有し、その量は 1×10^{19} Bqと評価された。それ以外のインベントリーは 1×10^{17} Bqで99%がRIsを含むRPV、生体遮へい及び炉心構成物であり直接廃棄できないものである。0.5%がわずかではあるがシステムの内部に付着した放射性廃棄物汚染で、直接には除去できない。0.5%がその他の汚染を持つ運転廃棄物である。

ii) 解体廃棄物発生量

KWB-Aの解体では、170,000 tの廃材が発生し、そのうち31,500 tが管理区域からの放射性廃棄物で、簡単な除染でクリアランスできるものが24,650 tあり、放射性廃棄物は7,000 t程度である。建物は156,500 tの物量があり138,500 tが規制されない残存物となる。最終的には2,900 t程度の放射性残材の汚染と放射化が高く放射性廃棄物として区分され、クリアランス、利用、減衰保管及び廃棄物処分の各ルートで扱われる。クリアランスは無制限解放と制限付解放、利用は原子力施設及び再利用への譲渡、に分かれる。廃棄物容器は中間貯蔵施設、最終的にはKONRAD処分場に渡される。放射性廃棄物はKONRAD処分場へ引き渡すまでKWB-Aに保管されるか、外部の中間貯蔵施設で保管される。

iii) サイト解放

核燃料物質はすべて最終処分場が操業するま

で所定の貯蔵施設で保管される。また、KWB-AはRPO令第29条に従った建物、物質及びサイトのクリアランス手法を確立し解体完了する。クリアランスは当該監督当局を通した申請に基づき、住民個人の年間実効被ばく線量が $10\mu\text{Sv}$ 以下にする。

4.2 イザール原子力発電所1号機 (KKI-1)³⁷⁾

ドイツ南部バイエルン州消費者保護省はPreussen Elektra GmbHに対しKKI-1 (BWR型、電気出力91.2万kW)の廃止措置及び解体許可を2017年1月に認可した。本許可はPhase IIでの解体を除く部分 (RPV及び生体遮へい)の解体を許可している。現計画では、解体は2023年に完了し、Phase IIは2026年に終了する。部材及び廃棄物処理は、KKI-1サイトで実施され引き続きKKI-2の廃棄物処理に利用される。KKI-1の最終的な解体は、KKI-2の解体廃棄物の処理が完了してから行われる。したがって、KKIサイトの原子力法からの解放は2040頃になる予定である。運転許可を利用した運転終了後運転ではフルスケールの系統除染が実施されている³⁸⁾。さらに、炉心構成要素である制御棒がSFプールで切断され所定の容器に収納された³⁹⁾。

4.3 ネッカーウエストハイム原子力発電所1号機 (KKN-1)

バーデンビュルテンブルグ州環境省は2017年2月KKN-1の廃止措置及び解体許可を認可した。EnBW社は3月から今後10~15年必要とされる解体作業を開始した。同社はRPV領域の主循環配管の解体から開始する計画で、引き続きRPVのRIsの解体準備を進めている。2016年2月にEnBB社は廃止措置インフラ施設の建設許可を得た。廃棄物の処理センター及び廃棄物中間貯蔵施設である。本原発は同州における2011年に運転停止した発電所中で最初に解体する原発である。なお、ネッカーウエストハイム発電所2号機 (KKN-2)は2022年に閉鎖し廃止措置が行われる⁴⁰⁾。

4.4 フィリップスブルグ原子力発電所1号機 (KKP-1)

KKPはバーデンビュルテンブルグ州カールス

ルーへの北30 kmのライン川の中州に建設され、KKP-1は1979年に運転開始した電気出力92.6万kWのBWR型炉である。32年間の発電量は $195\times 108\text{ kWh}$ であった。2017年4月にEnKK社は州環境省からKKP-1の10~15年かかる廃止措置及び解体許可を得た。本許可は原子力法の適用される個所であり、解除後は一般の工学的装置のみとなる。残存建物に関しては解体又は事後使用はその後決定される。また、2014年3月にEnKK社はKKP発電所のサイトに残材加工処理センター (RBZ)及び発生廃棄物貯蔵庫 (SAL)などの解体インフラ建設計画を明らかにし、2016年2月に建設認可準備を開始した⁴¹⁾。なお、WH Electric Germany社は2013年に廃止措置準備のため2部位に分けて、すなわち原子炉水浄化系統と蒸気乾燥器、気水分離機、また余熱除去系統等とRPVをEPRI DfD法により系統除染した。

水浄化系統のDFは平均89程度が得られたが、RPVでは除染前後の内表面スミアで 200 Bq/cm^2 に目標にしたものの達成できなかった。しかし、RPV上部は補助遮へいなしでその場で保管できる線量率以下となった⁴²⁾。なお、KKP-2号機の閉鎖は2019年に予定されているがEnKK社は2016年に早期の廃止措置及び解体を申請した。

4.5 ウンターウェーザー原子力発電所 (KKU)

KKUはニーダーザクセン州の港湾都市ブレーマーハーフェンから10km南のヴェーザー川左岸に位置し、Preussen Elektra GmbHが所有する電気出力141万kWのPWR型炉で1979年営業運転を開始し2011年3月18日に運転停止した。2018年5月に廃止措置及び第一回分の解体許可認可を得た。現在までに報告された廃止措置活動はない⁴³⁾。

5. まとめと提言

ドイツの軽水炉の解体撤去工事期間は、廃止措置認可後、KGR、KWW、KKS及びKWOでは、12年から16年間である。一方、国が責任を有する低レベル放射性廃棄物処分場が利用できず、各原子力施設サイトに中間貯蔵施設保管している影響でサイトの部分的な規制解除 (部分解放)に留まっている。

廃炉プロジェクトは、規制の整備及びグンドレミンゲンA号機(KRB-A)等での解体実地試験に基づき実施されており、その実績はその後の廃炉計画の立案、除染・解体技術、安全性、コスト低減などに反映されている。ドイツのこれらの廃炉関連規制、廃炉戦略の選択、廃炉プロジェクトの主要な実績と特徴について以下に要約する：

- ①廃止措置に係る規制は、「原子力法」、「原子力施設許可手続き令」、「廃止措置手引書」など多くの文書により事業者と規制者並びに利害関係者共通の規定・基準、実施方法の詳細が整備されている。また、放射線防護令では、無条件及び条件付クリアランス基準定め、関係者に有益な情報を提供している。放射性廃棄物管理に関する現状の打開策として、処分場の早期開設促進に向けた体制の見直しが2017年に実施された。
- ②廃止措置戦略は、法的にも即時解体を促し経済的で、運転保守に関わった人の雇用の確保、技術継承等の観点から即時解体を選択している。
- ③解体技術は、系統除染技術で解体現場の放射線線量率の低減し、また、RPVやRIsの遠隔解体技術の確立又はRPV一括撤去工法の採用で即時解体を可能にしている。
- ④放射性廃棄物中間貯蔵施設として、既存の建屋の再利用又は増設した共用施設(例、KGRのISN)を利用している。
- ⑤KGR近くに廃棄物処理を設置し、共同利用している。
- ⑥放射能レベルの低い金属廃棄物は、放射性廃棄物の低減、資源再利用の観点からドイツ及びスウェーデンで除染・解体後の溶融処理でインゴット等を生産している。このインゴットを活用した廃棄物容器を生産し、ドイツ国内だけでなく、イギリス、オランダ等の発電所にMOSAIKコンテナ等を供給している。これは、EU内では各国の規制当局間の信頼関係が生まれ、協力体制が築かれていることから可能にしている。
- ⑦廃炉及び廃棄物処理専門業者が活動している。例えば、KGR解体経験した専門会社がKWO廃炉プロジェクトを請負っている。

ドイツの実績に鑑み、我が国の今日の原子力発電所の廃止措置戦略の見直し等への提言を以下に述べる。

- ・プラントを知り尽くした運転保守経験者の活用(有益な知見の損失防止)
- ・国内外の廃炉プロジェクト経験の積極的な活用、技術継承(情報のデータ化、共有)
- ・規制対応の整備；例えば、条件付きクリアランス基準
- ・放射性廃棄物の中間貯蔵施設等による対応
- ・放射性廃棄物処理リサイクルセンター設置；効率的な体制の構築、資源の有効利用
- ・廃止措置専門企業の設立・活動による廃炉事業の多様化

原子力発電は継続的な利用が期待されるが、廃炉対策は、原子力開発利用にとっても基盤となる技術であり、特に、即時解体方式による早期の廃炉活動完結とサイト再利用が望まれる。

最後に、先行している国内外の廃炉プロジェクトを選び、10年以内の解体撤去、サイト解放を含め10数年での廃止措置完了を実証することを提言する。これらを通して廃炉を取り巻く環境や制度の整備を促すとともに、成果や教訓を後続プラントへ継承し、技術の蓄積・人材育成が可能と考える。

参考文献

- 1) Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Report of the Federal Republic of Germany for the Sixth Review Meeting in May 2018.
- 2) Leopold Weil and Bernd Rehs, "Nuclear Power Plant Decommissioning in Germany: Projects, Regulation and Experience," ICEM2009. Oct. 2009.
- 3) 原子力法第7条による施設の廃止措置に関する手引書「the Guide to Decommissioning of Facility under § 7 of Atomic Energy Act」(6/2016)(略して、廃止措置手引書)。
- 4) 放射線防護令(RPO令)(StrlSchV 2008改正)。

- 5) 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,” デコミッショニング技報, 第37号 (2008).
- 6) Allen Jack et al., “Containers for Storage and Transport of Spent Fuel and Waste from the Operations, Decommissioning and Dismantling of Nuclear Power Stations,” WM’ 2014.
- 7) Thomas Kluth, “Utilization of External Capacities as an Integral Component of Concepts for Residues and Dismantling Using the Example of the CARLA Plant,” Studsvik, Symposium, 2014.
- 8) H.Steiner, U. Priesmeyer and Marc-Konstantin Steifensand, “Practical Experience in Decommissioning KRB-A plant, Gundremmingen, Germany,” DD&R 2005.
- 9) 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,” デコミッショニング技報, 第42号 (2010).
- 10) Norbert Eickelpasch, Helmut Steiner and Dietrich Mertin, “Lessons Learned by Dismantling Two German BWR's in Gundremmingen,” Radwaste, Jan. 1997.
- 11) H. H. Alba, “Innovative Underwater Cutting Procedures for the Dismantling of Two German Nuclear Power Plants,” WM'99 Conf. March 1999.
- 12) Bernt Truetsch, “Kahl Marks Milestone,” Nuclear Eng. International, 2003.
- 13) Ingolf Auler, Gerald Rudolph and Walter Hackel, “Unrestricted Release of Buildings and Site of NPP Versuchatomkraftwerk Kahl - VAK,” IAEA Training Course, 2010.
- 14) Hartmann Burkhard, and F. Dieter. Leushacke, “The role of the world's largest interim storage for waste and fuel within the decom project for 6 WWER reactors in Greifswald and Rheinsberg (Germany),” WM'99, March 1999.
- 15) Hakan Sterner, Dieter F. Leushacke and Dieter Rittscher, “Decommissioning and Waste Management at the Greifswald NPP Site,” ICEM'99 Conf. (1999).
- 16) Ralf Borchardt, “Taking apart Greifswald, two ways,” Nuclear Eng. Int., July 2013.
- 17) Ralf Borchardt, “Dismantling of the reactors on the greifswald nuclear power plant (KGR) site,” Technique Wkp-Germany 2011/EWN.
- 18) Bernd Rehs, “Decommissioning in Germany: Greifswald NPPs,” 12th Meeting, WPDD, (11/2011).
- 19) “The Greifswald Decommissioning Project,” Energiewerke Nord GmbH, June 2011.
- 20) U. Altmann and H. O. Bertholdt, “Decontamination Concept for Decommissioning of the Würgassen BWR in Germany,” EPRI's Conf., May 1998.
- 21) Peter Pillokat and Jan Hendrik Bruhn, “Experience in Dismantling and Packaging of Pressure Vessel and Core Internals,” ICEM 2010, October 2010.
- 22) Jörg Viermann et al., “Recycling of scrap metal from the deconstruction of the Würgassen nuclear power plant,” KONTEC 2003, p.421-430, (2003).
- 23) Stefan Wörten, Peter Duwe, Matthias Spieker and Alexander Kummer, “Building and site clearance of the KWW - a review,” KONTEC 2015, (2015).
- 24) E.ON, “Rückbau des Kernkraftwerks Stade,” KONTEC 2009, Dresden (2009).
- 25) Przemyslaw Imielski, “Operational decommissioning experience in Germany,” 8 th edition of the International Summer School on Nuclear Decommissioning and Waste Management, 12-16 September 2016, JRC Ispra (Italy), (2016).
- 26) E.ON, Kernkraft, “Decommissioning and dismantlement of the Stade nuclear power plant from nuclear power plant to green fields. Stade,” [https://docplayer.net/8662076-
Decommissioning-and-dismantlement-of-the-
stade-nuclear-power-plant-from-nuclear-
power-plant-to-green-fields-stade.html](https://docplayer.net/8662076-Decommissioning-and-dismantlement-of-the-stade-nuclear-power-plant-from-nuclear-power-plant-to-green-fields-stade.html)
- 27) Andreas Loeb, “RDB Rückbau im Kernkraft-

- werk Stade: Innovative Umsetzung,” ATW56, Jg.(2011) Heft 3 Marz P.171 (2011).
- 28) Siempelkamp, “Decommissioning and dismantling of the nuclear power plant Stade: Large-scale project for the expert,” Siempelkamp Nuclear Technology 50/51.
- 29) R. Borchardt, et al., “Dismantling of the Obrigheim NPP Reactor and Waste Management,” WM 2014, March 2 - 6, Phenix, Arizona (2014).
- 30) R. Borchardt, et al., “Experience from the campaign-specific process qualification for KONRAD repository and its practical implementation using the example of the reactor dismantling at the NPP Obrigheim,” KONTEC 2017, Dresden (2017).
- 31) H. Starke, “Dismantling of Primary Circuit Components in the NPP Obrigheim,” KONTEC 2011, Dresden (2011).
- 32) H.Starke, D.Brrehm and M. Husfeldt, “Rückbau des Kernkraftwerks Obrigheim – Demontage von Großkomponenten (Dampferzeuger und Druckhalter),” KONTEC 2013, Dresden (2013).
- 33) H. Schmidt, “Decommissioning and Dismantling of Obrigheim Nuclear Power Plant-Overview-,” KONTEC 2009, Dresden (2009).
- 34) RWE Power AG Kraftwerk Biblis, “Sicherheitsbericht Stilllegung und Abbau des KWB-A, (A022/12),” ST1-102-2100, April 2014.
- 35) A. Loeb, et al.,
“Primarkreisdekontaminatation im KWB Biblis Block A und B mit ASDOC_D Prozess,” KONTEC 2013 Dresden (2013).
- 36) GRS, “Decommissioning of Nuclear Facilities,” S - 58, ISBN 978-3-946607-70-0 2nd edition 2017.
- 37) “Decommissioning and dismantling licence granted for Isar 1 nuclear power plan,” <https://www.bmu.de/en/pressrelease/progress-on-nuclear-phase-out-continues/>
- 38) T. Christian, et al., “In-situ Decontamination of the Steam Dryer in BWR Plant – Recent Experiences with FSD at Isar 1 NPP and Krummel NPP,” KONTEC 2017, Dresden (2017).
- 39) U. Baumann and R. Kaschel, “Processing of irradiated control rods at Isar NPP Unit 1,” KONTEC 2015, Dresden (2015).
- 40) “Unterweser nuclear power plant,” Nuclear safety – An information portal of the Federal Government and Lander.
<https://www.nuklearesicherheit.de/en/nuclear-facilities/nuclear-power-plants-in-germany/unterweser-nuclear-power-plant-kku/>
- 41) ENBW, “KernkraftwerkPhilippsburg (KKP),” <https://www.enbw.com/unternehmen/konzern/energieerzeugung/kernenergie/standorte/standort-philippsburg.html>
- 42) M. Brebbeisen, “Decontamination of Philippsburg Unit 1,” KONTEC 2015 Dresden (2015).
- 43) “Go-ahead for decommissioning Germany’s Neckarwestheim 1” NEI Web site, 8 Feb. 2017, <https://www.neimagazine.com/news/newsgo-ahead-for-decommissioning-germanys-neckarwestheim-1-5734699>

原子力発電所におけるドローン運用とN-Visageシステムによる 線量評価技術の展開

原田 将吾*、齊藤 大祐**、石川 晃大*、小林 峰人*

Operations of Drone at Nuclear Power Stations and Development of Dosimetric Evaluation Technology using N-Visage Systems

Syohgo HARADA *, Daisuke SAITO **, Akihiro ISHIKAWA * and Minehito KOBAYASHI *

ドローンは人が立ち入れないエリア等を短時間に種々の観察ができることから、株式会社アトックスは東京電力福島第一原子力発電所内の建屋外側での線量調査などに向けてドローン技術を開発し運用するとともに、建屋内での線量調査にドローンを活用すべく開発・検証を進めている。また、ドローン等で取得した放射線データと英国CREATEEC社の線量測定・解析システムであるN-Visageシステムを組み合わせることで、建屋内の線量及び汚染の状況把握並びに効果的・効率的な線量低減・環境改善工事の計画立案が可能になる。本報告では、原子力発電所内でのドローンの運用及び建屋内環境改善工事に向けたN-Visageシステムの活用について述べる。

A drone can make various quick observations in areas where workers do not enter. Hence, ATOX has developed and operated primarily for measurements outside the building in Tokyo Electric Power Company's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, and is developing and verifying to use the drone in dosimetry in the building. Radiation data obtained by the drone and remote equipment will be combine with a dose measurement / analysis system of CREATEEC, "N-Visage system" in order to grasp the radiation dose mapping and contamination situation in the building, and to promote effective and efficient work planning of dose reduction and radiation environmental improvement.

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（以下、「1F」という）の事故以降、人が近づくことの困難なエリアが未だ存在する。線量低減作業を行い、廃炉作業を進める上で線量調査は不可欠である。ドローンは人が立ち入れないエリアなどを短時間に種々の観察ができることから、目視点検や各種の調査、情報収集に活用できる。株式会社アトックス（以下、「アトックス」という）では、早くから

これに着目し、その利便性を活かした開発・検証を進めてきた。

また、1Fでは2021年度以降の燃料デブリ取り出しに向けて原子炉建屋内作業が本格化していくと予想される。1Fの建屋内は高線量の箇所が存在するため、線量分布や汚染状況を的確に把握し、線量低減や放射線環境改善を効果的・効率的に行う必要がある。英国CREATEEC社の線量測定ツールと線量解析ソフトから構成される“N-Visage”システムは、線量や汚染の分布の解析結

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

** : 株式会社アトックス 福島復興支社廃炉工事事部 (Decommissioning Work Dept. of Fukushima Reconstruction Branch, ATOX Co., Ltd.)

果を三次元的に示すことができる。また、遮蔽設置や除染による線量率シミュレーション計算が可能であり、線量低減工事の計画立案に大変有効である。同システムは、すでに英国セラフィールドの廃止措置をはじめとする数か国で活用実績がある。アトックスは、今後、遠隔走行ロボットやドローンなどの遠隔操作機器で得られた測定データとN-Visageシステムを組み合わせることにより、建屋内の線量調査と線量解析、線量低減工事の計画策定から実施までの一貫した技術サービスの展開を進めていく。

2. ドローン運用実績と今後の展開¹⁾

2.1 これまでの使用機体及び技術開発内容

(1) 使用機体

これまでの技術開発及び実作業で使用した機体の外観をFig. 1に、その基本仕様をTable 1及びTable 2に示す。

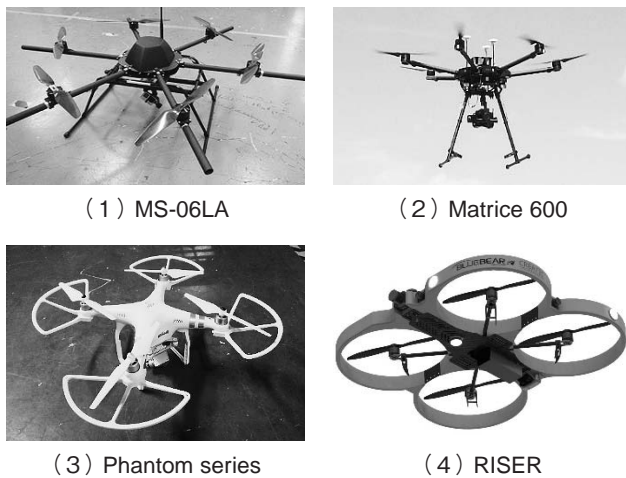


Fig. 1 Various drones used in this project

Table 1 Basic specifications of drones

項目	仕様		
機体	MS-06L	Matrice 600	Phantom シリーズ
製造元	(株)自律制御システム研究所	DJI JAPAN (株)	
質量	約4.5 kg	約9.1 kg (バッテリー含む)	約1.4 kg (バッテリー含む)
飛行時間	最大15分	最大35分	最大28分
ペイロード	約5kg	約6kg	なし

Table 2 Basic specifications of RISER

項目	仕様
外形寸法	W930×L830×H160 mm
質量	約4 kg
飛行時間	約15分
搭載センサー	レーザーレンジファインダー ジャイロ・加速度センサー
放射線検出器	CZT検出器*
測定レンジ	・ ~ 10 mSv/h ・ 1 mSv/h ~ 1.2 Sv/h ・ 20 mSv/h ~ 2.5 Sv/h
製造元	英国CREATEC社
利用周波数帯	2.4 GHz帯 (IEEE802.11b/gに準拠)

* : テルル化亜鉛カドミニウム半導体検出器

(2) 吊り下げ線量測定工法

これまで、高度1 m付近の地表面での線量率測定のニーズはあったが、ドローンの自律制御による低高度飛行は非常に困難であった。そこで、ドローンに放射線測定器をワイヤーで吊り下げる工法を開発した。その工法の全体構成をFig. 2に示す。

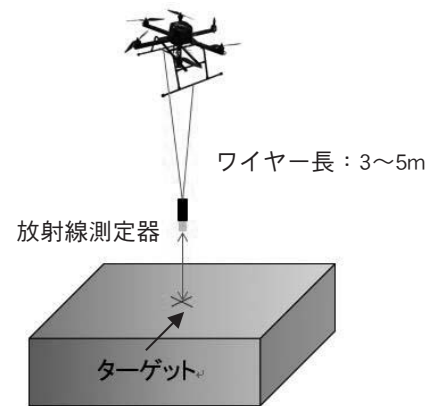


Fig. 2 Concept of hanging dosimeter

(3) サンプルング水回収ユニット

海水サンプルングのために、ドローンで運搬できるサンプルングユニットを検討し、ユニット単体の要素試験及びドローンに搭載した実飛行試験で適用性を評価した。ドローンへのユニット搭載図をFig. 3に、ユニット構成図をFig. 4に示す。

(4) データ転送装置

ドローンによる線量調査では、小型PCに記録

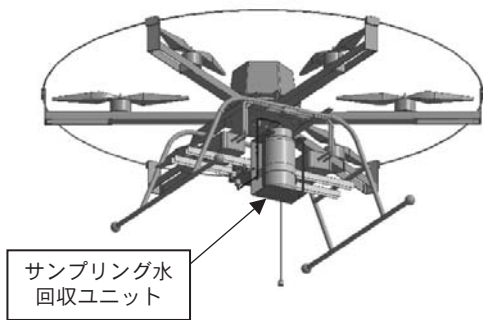


Fig. 3 Tank unit mounted to drone

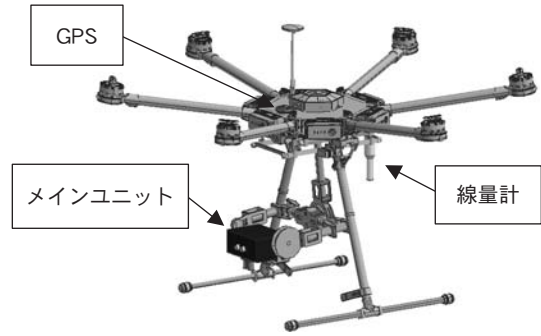


Fig. 5 Image of main unit mounded to drone

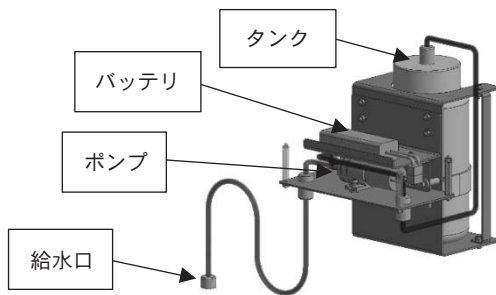


Fig. 4 Constitution of tank unit

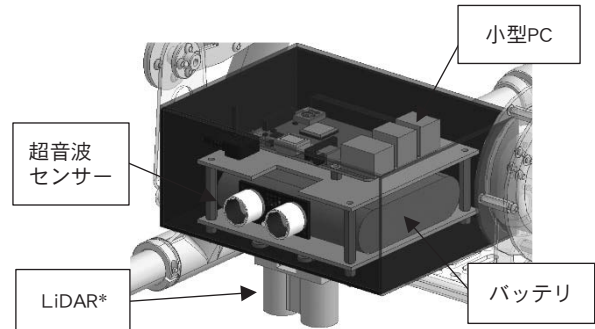


Fig. 6 Constitution of main unit

した線量計、気圧計、GPSによる測定データを帰還後に確認していた。飛行中の測定データをリアルタイムに把握するため、以下のデータ伝送装置を検討・開発している。

- ①市販のセンサー、通信モジュールを使用し、種々のプラットフォームに適用可能とする。
- ②種々のセンサーの組み合わせにより、汎用性の高いシステムとする。

搭載イメージをFig. 5に、メインユニットの構成をFig. 6に示す。

2.2 運用実績

(1) 1F-1～4号機タービン建屋屋上の線量調査²⁾

1F-1～4号機タービン建屋屋上でドローンによる線量調査を実施した。飛行高度は5 m及び10 mとし、高度10 m調査時は10 m間隔、高度5 m調査時は20 m間隔（高線量が確認されたスポットについては5 m間隔）とした。また、上空からガレキ等のホットスポットの確認のため、映像データも取得した。線量解析から地表面の汚染密度及び線量率を評価するとともに、ガレキ等のホットスポットの推定、物量を評価した。

線量の解析手法として汚染源が一様に分布する場合、高度 h の実測値 $D(h)$ から表面汚染密度 S 及び高度1 m線量率 $D(1\text{ m})$ は、式(1)及び式(2)より求まる (Fig. 7)。

$$S = D(h) / d(r, h) \quad (1)$$

$$D(1\text{ m}) = S \times d(r, 1\text{ m}) \quad (2)$$

ここで、 $d(r, h)$ 及び $d(r, 1\text{ m})$ は半径 r の汚染源で単位表面汚染密度のときの高度 h 及び1 mでの線量率で、核種に応じてあらかじめ算出した値である。

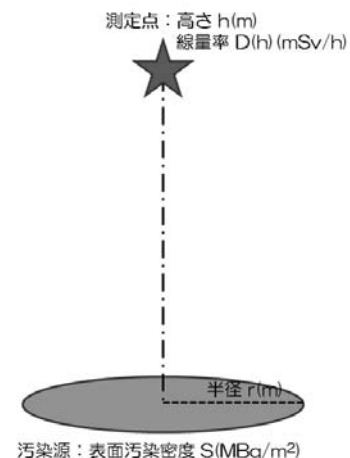


Fig. 7 Dose analysis model

*LiDAR : Light Detection and Rangingの略称。レーザー光を照射して対象物までの距離を測る方法。

(2) 1F-3号機タービン建屋屋上の線量調査

1F-3号機タービン建屋屋上で、高度1mの線量率を測定するため、前述のドローンから測定器を吊り下げる調査工法を採用した。水平方向の調査間隔は10mとし、空撮によりガレキ等の状況確認も行った。

(3) 1F-1, 2号機排気筒調査

1F-1, 2号機排気筒の筒身内部の調査と外部の線量調査を、調査用と監視用の2機のドローンを用いて実施した。筒身内部の調査では、ドローン搭載のズーム機能付きカメラで排気塔上部より内部状況を撮影した。筒身外部の線量調査では、筒身表面に可能な限り近づくよう飛行し、北・西・南側3方向から線量率を測定した。筒身外部調査時の飛行調査イメージをFig. 8に示す。



Fig. 8 Image of flight survey

(4) ドローンを用いた建屋内線量調査²⁾

RISERは、レーザー利用のSLAM*制御でGPS電波の届かない屋内でも安定した飛行が可能である。1F-3号機逆洗弁ピット及びタービン建屋2階オペフロで実施した実証試験では、飛行性能、三次元復元図及び線量解析の3項目を確認した。取得した点群を元に生成したタービン車室の三次元復元図をFig. 9に示す。その後、1F-1号機タービン建屋地下階と1F-3号機原子炉建屋3階の線量調査を実施した。

線量調査は、自律飛行とマニュアル操作飛行を併用することで多くのデータを取得できた。SLAM制御の仕様上、一部自律飛行できない場合



Fig. 9 Reconstruction image of turbine casing
(Cited by homepage of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

があり、この対応が今後の開発課題である。

なお、アトックスでは、(1)～(4)に挙げたような1F構内でのドローン業務とともに、発電所構外での空撮業務やオペレータ派遣業務を行っている。

(5) オペレータ育成及びトレーニング

アトックスでは、独自のドローン操作訓練を行っており、フライトシミュレータによるホバリング試験に合格した者のみが実機での操作訓練を実施している (Fig. 10)。また(1)～(4)に挙げた業務を実施する前に、調査ターゲットごとに目標を設定し、実機試験に合格した者が現場でのオペレータを務める体制を取っている。



Fig.10 Scenery of training of drone operation

2.3 今後の展開

(1) 開発の概要

2021年の1Fの燃料デブリ取り出しに向けて

*SLAM : Simultaneous Localization and Mappingの略称。自己位置推定と環境地図作成を同時に行うことをいう。

は、建屋内の線量低減・環境改善工事が進められると予想される。それに先立って、対象エリアの調査は必須であるが、現状のドローンや走行ロボットでは適用範囲が限られており、建屋内には未調査箇所も存在する。高線量・未調査箇所の調査手段の一つとしてSLAM制御は大変有効である。SLAM制御の遠隔ロボットでの調査が可能になれば、調査手段の幅が広がる。しかしながら、1F建屋内のような写真や映像などの情報がない環境を安定して走行・飛行できるSLAM制御の遠隔機器は開発途上段階である。そこで、1F建屋内の調査を目的にしたSLAMドローンの開発を行うことにした。

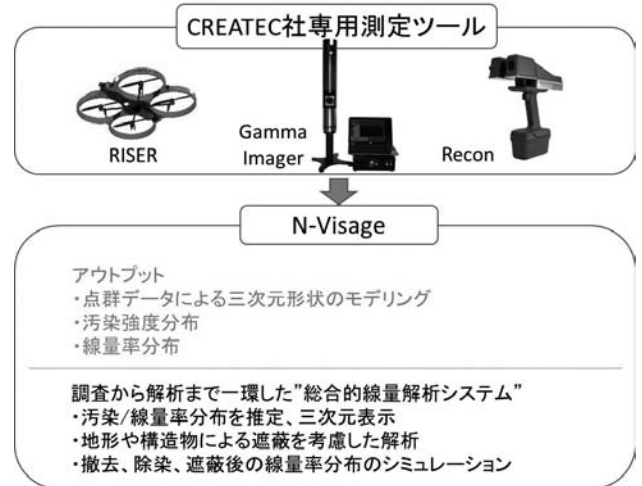


Fig. 11 Constitution of N-Visage system

(2) 開発の要件

開発のターゲットは1F建屋内の高線量エリアとする。そのためには、情報の乏しい未知空間をマッピングしつつ、映像取得と放射線量の測定ができること、また、人が近づくことができないので、建屋入口から離れた場所に辿り着くための技術開発などが求められる。

主要な開発要件を以下に挙げる。

- ①自動離着陸機能を有すること
- ②レーザースキャンにより飛行エリアの点群データが取得できること
- ③障害物回避機能を有すること
- ④フェールセーフ機能を有すること

これらを含む要件を満たす機体の開発に取り組んでいく。

3. 建屋内環境改善工事に向けたN-Visageシステムによる線量評価技術の展開³⁾

3.1 N-Visageシステムの概要

(1) N-Visageシステム

N-VisageシステムはFig. 11に示すように線量測定ツール及び解析ソフトで構成されている。

(2) 線量測定ツール

1) RISER⁴⁾ (Fig. 1 (4))

ドローン型の測定ツールであり、SLAM制御でGPS電波の届かない屋内環境下であっても安定した飛行ができる。レーザーレンジファインダー、放射線検出器を搭載し、飛行中に三次元形

状情報及び線量率、 γ 線スペクトル情報を取得する。仕様をTable 2に示す。

2) Gamma Imager (Fig. 12)

レーザーレンジファインダー、光学カメラ、放射線検出器を搭載した据置き型の測定ツールであり、360°回転しながら三次元形状情報及びパノラマ写真、線量率、 γ 線スペクトル情報を取得する。その仕様をTable 3に示す。



Fig. 12 Gamma Imager

Table 3 Basic specifications of Gamma Imager

項目	仕様
外形寸法	φ110×H700 mm
質量	約15 kg
放射線検出器	CZT検出器
測定レンジ	0.05 mSv/h ~ 1 Sv/h
レーザー スキャナ	測定レンジ：30 m 精度：±30 mm 解像度：0.25°
光学カメラ	魚眼レンズ 解像度：12メガピクセル

3) Recon (Fig. 13)

レーザーレンジファインダー、光学カメラ、放射線検出器を搭載したハンドヘルド型の測定ツールである。作業員が手に持つか走行ロボットに把持させ、移動しながら三次元形状情報及び線量率、 γ 線スペクトル情報を取得する。本体のディスプレイにFig. 14に示すようなリアルタイムで表示される三次元形状情報と放射線データを確認しながら測定することができる。Table 4にReconの主な仕様を示す。



Fig. 13 Recon

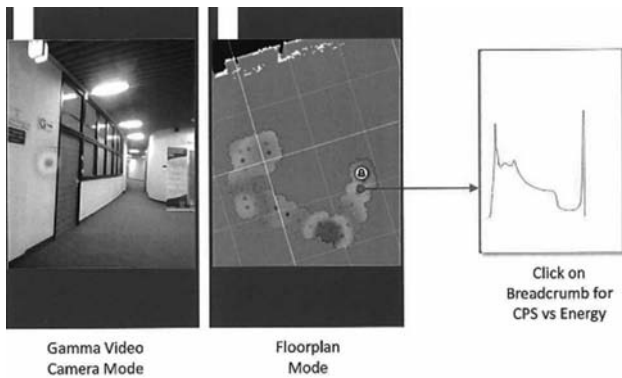


Fig. 14 Image of display indication

Table 4 Basic specifications of Recon

項目	仕様
外形寸法	W約127×L約236×H約330 mm
質量	約1.5 kg
連続使用時間	約8時間
放射線検出器	CZT検出器
測定レンジ	～10 mSv/h 検出器の交換により測定レンジは可変
レーザー スキャナ	測定レンジ：20 m 精度：±40 mm
光学カメラ	CMOS 解像度：1.3メガピクセル

(3) 線量解析ソフトウェアN-Visage

線量測定ツールで取得したデータは線量解析ソフトウェアN-Visageで処理・解析される。まず、取得した三次元形状データ、線量率、 γ 線スペクトルデータから放射能分布を数学的に算出・推定し、汚染強度分布を構築する。次に、この汚染強度分布から線量率を算出し、任意の場所での線量率分布を作成する。さらに、この解析結果を用いて、除染などの線源除去後あるいは遮蔽体設置のモデリングにより、放射線環境の予測シミュレーションが可能となる。他の線量解析手法とは異なり、調査から解析までを一つのシステムとしているところが大きな特徴である。

Fig. 15にN-Visageの解析フローを、Fig. 16に解析結果の例を示す。



Fig. 15 Analysis flow of N-Visage

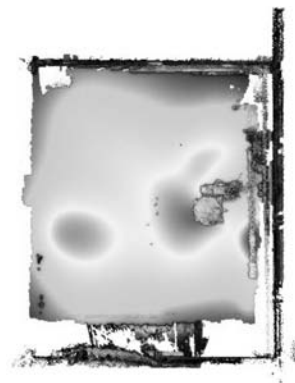


Fig. 16 An example of dose distribution obtained by N-Visage (Cited by homepage of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3.2 建屋内線量低減・放射線環境改善工事への展開

(1) 線量低減・放射線環境改善工事の課題

1 F建屋内で線量低減・放射線環境改善工事を

進めるには、以下の4つの課題がある。

1) 有効性

工事の有効性を事前に評価することが難しい。工事後の線量低減や環境改善の効果が得られなかった場合には、試行錯誤を重ねる必要がある。

2) 長期化

想定以上の作業量や作業範囲となり、また試行錯誤の繰り返して作業が長期化する可能性がある。

3) 被ばく

線量低減や環境改善の効果が得られずに作業が長期化することで、作業員の被ばくが増加する。

4) コスト

対象範囲が不明瞭であると想定以上のリソース(遮蔽材などの資材、作業員、被ばくなど)を費やすことになり、作業コストが上昇する。

(2) 線量低減・放射線環境改善工事の効率化

アトックスではN-Visageシステムの活用により、線量低減・放射線環境改善工事の課題を解決し、効率化を図ることを考えている。建屋内の放射線場の状況を把握した上で、事前に工事の有効性をシミュレーションなどで評価し、的確な線量低減・放射線環境改善の効果を生むことのできる最適な工事計画とリソースで取り組み、不必要な被ばくをなくすことで効率化が図れる。調査から工事計画の策定までの流れを以下に説明する。

1) 線量調査・線量解析

N-Visageシステムの線量測定ツールとアトックスの遠隔操作技術を組み合わせて建屋内の線量測定・調査を行う。測定対象の範囲や環境によって測定ツールを使い分け、Gamma ImagerやReconは、活用実績のある走行ロボットやロボットアームと組み合わせる。

調査データはN-Visageで解析し、線源の位置や対象エリアの線量率を把握する。初期の解析はCREATEEC社に依頼していたが、現在は解析要員の育成により、アトックス内で解析することが可能となった。

2) 工事検討とシミュレーション

解析結果を基礎に、遮蔽/撤去/除染した場合について、その効果の実施後の線量率分布をシミュレートする。また点群データは、事故後の建

屋内の三次元形状の情報から装置や機器との取り合いを容易に確認できる。

Table 5に工事種類とシミュレーション内容を示す。また、Fig. 17にシミュレーションのイメージを示す。

Table 5 Work type and simulation contents

工事種類	シミュレーション内容
遮蔽工事	遮蔽体の検討、遮蔽範囲と遮蔽材の算出、遮蔽効果の推定、作業時の被ばくなど
撤去工事	撤去対象範囲と物量の算出、撤去効果の推定、作業時の被ばくなど
除染工事	除染対象範囲の算出、除染効果の推定、作業時の被ばくなど

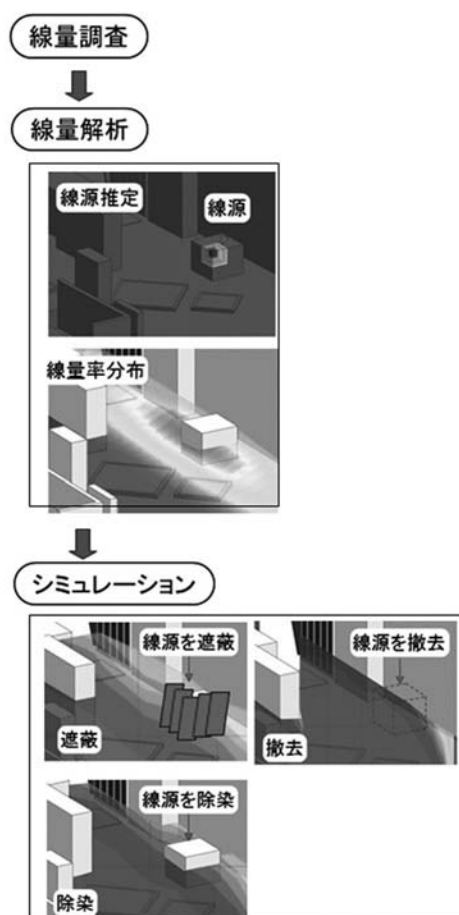


Fig. 17 Image of simulation

3) 最適な工事計画の策定

工事検討案に基づいたシミュレーションの結果から、最適な線量低減・放射線環境改善の方策と最適なりソース(資材、作業範囲、作業員数、放

射線被ばく量)、コスト、工期を選択することができる。

また、線量解析結果やシミュレーション結果は三次元で立体的に表示されるため、様々な視点で線量分布を確認できることから、線量低減・放射線環境改善後のイメージが容易である。

4. おわりに

ドローンは日進月歩で研究・開発が進められているが、アトックスは、東日本大震災以降、KobraやPackBotのロボット、ドローンなどの遠隔装置を用いて1F建屋内及び構内の線量測定や各種の調査を行ってきた。また、2016年には、東京電力ホールディングス(株)の委託でN-Visageシステムの1Fへの適用性評価も行っている。

今後は、N-Visageシステムの線量測定・線量解析・シミュレーション機能を活用して、建屋内の線量低減・放射線環境改善工事の計画策定への参画と工事の実施を目指していく。

さらに、その技術を活用し、他の廃炉プラントへの展開や原子力以外の分野への展開も視野に入れ開発を進めていく。

参考文献

- 1) 原田将吾 他, “ドローン運用実績と今後の展開,”アトックス技報, No. 10, pp. 14-17 (2018).
- 2) 齊藤大祐 他, “ドローンを活用した調査技術の開発,”アトックス技報, No. 7, pp. 4-5 (2015).
- 3) 石川晃大 他, “建屋内環境改善工事に向けたN-Visageシステムによる線量評価技術の展開,”アトックス技報, No. 10, pp. 18-21 (2018).
- 4) 齊藤大祐, “ドローンを用いた建屋内線量調査技術,”アトックス技報, No.9, pp. 8-9 (2017).

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
自走式破碎機、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

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...

株式会社 千代田テクノル

原子力事業本部

〒113-8681 東京都文京区湯島1-7-12 千代田御茶の水ビル

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

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

IECC

『社会基盤の礎』を担う環境プロフェッショナル

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

※放射性セシウム(廃棄物、土壌)、重金属、農業類、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

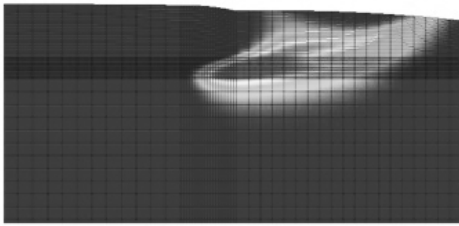
営業ご案内: (03) 6206-4321

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

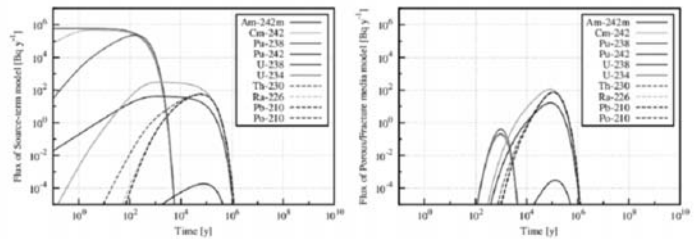
原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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

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



2次元物質移行解析結果例



1次元核種移行解析結果例



株式会社ヴィジブルインフォメーションセンター

〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松440

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

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

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。

地球の話をしよう。

応用地質株式会社

© デコミッションング技報 第59号

発行日 : 平成31年3月29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