

デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **61**
2020

巻頭言

原子力最多立地・福井県における原子力人材育成と地域振興

技術報告

人形峠環境技術センターの廃止措置の現状について

新型転換炉原型炉ふげんにおける炉内試料採取技術実証

東芝エネルギーシステムズの原子力施設廃止措置に向けた技術開発と人材育成への取り組み

ホットラボの廃止措置と将来計画(Ⅲ)

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。



デコミッションング技報

第61号 (2020年3月)

目次

巻頭言

原子力最多立地・福井県における原子力人材育成と地域振興	1
	安濃田 良成

技術報告

人形峠環境技術センターの廃止措置の現状について	2
	八木 直人、美田 豊、菅田 信博

新型転換炉原型炉ふげんにおける炉内試料採取技術実証	12
	岩井 紘基、副島 吾郎、瀧谷 啓晃、栗谷 悠人 荒谷 健太、宮本 勇太、手塚 将志

東芝エネルギーシステムズの原子力施設廃止措置に向けた技術開発と人材育成への取り組み	20
	林 弘忠、相坂 貴司、小畑 政道、西久保 勝

ホットラボの廃止措置と将来計画 (Ⅲ)	29
	椎名 秀徳、小野 勝人、西 雅裕、宇野 希生 金澤 浩之、大井 龍一、二瓶 康夫

Journal of RANDEC

No. 61 Mar. 2020

CONTENTS

Technical Report

Current Status of JAEA Ningyo-toge Decommissioning Project	2
Naoto YAGI, Yutaka MITA and Nobuhiro KANDA	
Technology Demonstration of Sampling from Reactor Core Structure in FUGEN Decommissioning Engineering Center	12
Hiroki IWAI, Goro SOEJIMA, Hiroaki TAKIYA, Yuto AWATANI Kenta ARATANI, Yuta MIYAMOTO and Masashi TEZUKA	
Activities of Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation to Develop Technology and Human Resources for Decommissioning of Nuclear Facilities	20
Hirotada HAYASHI, Takashi AISAHA, Masamichi OBATA and Masaru NISHIKUBO	
Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory (III)	29
Hidenori SHIINA, Katsuto ONO, Masahiro NISHI, Kiryu UNO Hiroyuki KANAZAWA, Ryuuichi OHI and Yasuo NIHEI	

Current Status of JAEA Ningyo-toge Decommissioning Project

Naoto YAGI, Yutaka MITA and Nobuhiro KANDA
J. RANDEC, No. 61 (Mar. 2020), page 2~11, 16 Figures, 6 Tables.

Ningyo-toge Environmental Engineering Center in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) had been conducting research and development on uranium exploration, uranium mining, uranium refining/conversion, and uranium enrichment. The Center has completed its initial mission and is currently conducting decommissioning of the facilities and R & D for decommissioning.

Of the three main facilities of the Center, the refining conversion and the enrichment engineering facilities have already begun dismantling of equipment. The uranium enrichment demonstration plant is in the process of applying for a decommissioning plan. This report provides an overview of the current status of the Center's decommissioning project.

Technology Demonstration of Sampling from Reactor Core Structure in FUGEN Decommissioning Engineering Center

Hiroki IWAI, Goro SOEJIMA, Hiroaki TAKIYA
Yuto AWATANI, Kenta ARATANI
Yuta MIYAMOTO and Masashi TEZUKA
J. RANDEC, No. 61 (Mar. 2020), page 12~19, 13 Figures, 1 Table.

FUGEN Decommissioning Engineering Center received the approval of the decommissioning plan in 2008, and we have been progressing the decommissioning of FUGEN. The first phase of decommissioning (Heavy Water and Other System Decontamination Period) finished in March 2018, and FUGEN has entered into the second phase of decommissioning (Reactor Periphery Facilities Dismantling Period). This report describes the technology demonstration of sampling from reactor core structure of FUGEN to prepare for reactor dismantlement in the third phase.

Activities of Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation to Develop Technology and Human Resources for Decommissioning of Nuclear Facilities

Hirotsada HAYASHI, Takashi AISAKA
Masamichi OBATA and Masaru NISHIKUBO
J. RANDEC, No. 61 (Mar. 2020), page 20~28, 10 Figures, 1 Table.

Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation has been contributing to nuclear power plant construction, reprocessing plant construction, plant maintenance, operation support, fabrication of high precision large component, treatment of various types of waste, licensing support including analysis and estimation. We have also cooperated with highly capable technology suppliers for these contributions. We have been contributing to decommissioning of nuclear facilities based on our experience, and we understand decommissioning works will continue for several decades at least in Japan.

This paper describes our activities to develop technology and human resources for decommissioning of nuclear facilities.

Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory (III)

Hidenori SHIINA, Katsuto ONO, Masahiro NISHI
Kiryu UNO, Hiroyuki KANAZAWA
Ryuichi OHI and Yasuo NIHEI
J. RANDEC, No. 61 (Mar. 2020), page 29~38, 4 Figures, 4 Tables, 9 Photos.

Research Hot Laboratory (RHL) in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) was constructed in 1961, as the first one in Japan, to perform the examinations of irradiated fuels and materials. RHL consists of 10 heavy concrete cells and 38 lead cells. RHL had contributed to research and development program in or out of JAEA for the investigation of irradiation behavior for fuels and nuclear materials. RHL, however, is one of targets as the rationalization program for obsolete facilities in former Tokai Research Institute. And the decommissioning works of RHL started on April 2003.

The dismantling of 12 lead cells has been progressing since 2010. The dismantling procedure of lead cells was performed in the following order. The

peripheral equipment in lead cells was removed and contamination level was surveyed on the inner surface of the cells. Then, the backside shield doors were extracted. The lifting frame for the isolation tent was set on the cells. After that, the ceiling plates, isolation walls and lead blocks were removed. Strippable paint was used to remove permeable contamination on the inner surface of structural steel of the cells. The dismantling works will be continued to mention the efficiency of decommissioning works and reduction of radioactive waste with safety.

原子力最多立地・福井県における原子力人材育成と地域振興



国立大学法人 福井大学 附属国際原子力工学研究所

特任教授 安濃田 良成

福井県嶺南（敦賀、若狭）地域は、日本原電の敦賀1,2号機、関西電力の美浜1～3号機、高浜1～4号機、大飯1～4号機、及び原子力機構の「ふげん」、「もんじゅ」といった合計15基が立地する世界有数の原子力立地地域である。2005年3月、福井県は「エネルギー研究開発拠点化計画（以下、拠点化計画）」を策定し、「もんじゅ」を中核とする研究・人材育成の拠点化を進め、原子力関連技術を地域産業の活性化に繋げることを目指した。

しかし、2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所の事故により状況が一変した。この事故が原子力の社会的受容性を著しく低下させたことに加え、新たに設置された原子力規制委員会により規制基準の厳格化や追加的防護措置が求められたため、長期間の運転停止や廃止措置に移行するプラントが増加した。さらに、2016年12月、原子力関係閣僚会議において「もんじゅ」を廃止措置に移行する旨の政府方針が決定された。同時に、国は、「もんじゅ」サイトを活用して新たな試験研究炉を設置し、今後の原子力研究や人材育成を支える基盤となる中核的拠点に位置付けることを決定した。

こうした原子力を取り巻く環境の変化に対応するため、福井県は、国・大学・事業者・産業界・自治体等の参画を得て、拠点化計画に代わる新計画「嶺南Eコースト計画」の策定に向けて、2018年から検討を進めてきた。本計画は、4つの基本戦略「Ⅰ. 原子力関連研究の推進及び人材の育成、Ⅱ. デコミッションングビジネスの育成、Ⅲ. 様々なエネルギーを活用した地域振興、Ⅳ. 多様な地域産業の育成」のもとに、それぞれ2つのプロジェクトを設定している。計画の全貌は、福井県のホームページをご覧ください。ことにして、本誌と関係が深い基本戦略Ⅱについて、以下に概要を紹介する。

福井県内の15基の原子力プラントのうち、既に廃止措置中の「ふげん」を含め、およそ半数に相当する7基が順次廃止措置に移行する。すなわち、福井県における廃止措置工事は、全国的にも先行的かつ大規模に進められることになる。新計画では、これを好機と捉え、基本戦略Ⅱのプロジェクト1として、「廃止措置工事等への地元企業の参入促進、製品・技術の供給拡大」を掲げており、具体的には（1）県内企業による元請や一次下請業務の受注拡大に向けて、企業連合体の結成を支援、（2）原子力関連業務従事者に対する技術研修を充実、（3）廃止措置関連技術の高度化に繋がる研究開発を促進、等の施策を例示している。ここで、企業連合体とは、複数の地元企業等が連携・相互補完することによって、元請に必要な工程管理能力や多様な専門技術を総合的に発揮できる仕組みを構築するものである。実現には課題も多いと思うが、電力事業者・企業・行政が協力して、全国的なモデルケースとなるべく努力して欲しい。

また、基本戦略Ⅱのプロジェクト2として、「解体廃棄物の再利用を進めてビジネス化を推進」を掲げ、（1）クリアランス制度の社会への定着に向けた理解促進活動を推進、（2）県内の原子力発電所から発生する解体廃棄物の再利用、（3）クリアランスレベル以下の廃棄物を再利用する企業の県内進出への支援、を主な施策として例示している。すなわち、クリアランス制度の社会定着を進めることも本計画の重要な目標の一つである。

本計画の目標を達成するためには、高い志を抱く若い力が必須となる。大学の責任は重大である。

人形峠環境技術センターの廃止措置の現状について

八木 直人*、美田 豊*、菅田 信博*

Current Status of JAEA Ningyo-toge Decommissioning Project

Naoto YAGI*, Yutaka MITA*, Nobuhiro KANDA*

日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センターでは、ウラン探鉱、ウラン採鉱、ウラン製錬・転換及びウラン濃縮に係る研究開発を実施してきたが、当初の使命を終え、現在は研究開発に使用した施設の廃止措置及び廃止措置に係る研究開発を実施している。

当センターの主要な3施設のうち、製錬転換施設・濃縮工学施設の2施設は、施設内の設備解体を実施中であり、ウラン濃縮原型プラントは、廃止措置計画認可申請手続きを行っているところである。本報告では、当センターの廃止措置の現状について概要を紹介する。

Ningyo-toge Environmental Engineering Center in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) had been conducting research and development on uranium exploration, uranium mining, uranium refining/conversion, and uranium enrichment. The Center has completed its initial mission and is currently conducting decommissioning of the facilities and R & D for decommissioning.

Of the three main facilities of the Center, the refining conversion and the enrichment engineering facilities have already begun dismantling of equipment. The uranium enrichment demonstration plant is in the process of applying for a decommissioning plan. This report provides an overview of the current status of the Center's decommissioning project.

1. はじめに

原子力施設においては、役割を終え、運転を停止した施設であっても、放射性物質の閉じ込め機能等の原子力施設としての維持管理が必要である。また、万一の事故発生時には運転中の施設と同等な対応が必要となる。

一方、廃止措置を進めることで、管理区域を解除できれば、放射性物質の漏えいのリスクや放射線リスクが回避でき、事故等の発生（施設リスク）が減少するとともに、換気運転方法の合理化や点検負担が軽減できることにより維持費の大幅な削

減を図ることが可能となる。

2. 人形峠環境技術センターの施設

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター（以下、「センター」という）は、1955（昭和30）年のウラン鉱床発見から、核燃料サイクルのフロントエンドであるウラン探鉱、ウラン採鉱、ウラン製錬・転換及びウラン濃縮に係る研究開発を実施した。核燃料サイクル及びセンターが実施した研究開発の範囲をFig. 1に示す。

*：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 核燃料・バックエンド研究開発部門 人形峠環境技術センター
(Ningyo-toge Environmental Engineering Center, Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development, Japan Atomic Energy Agency)

センターには、核燃料物質加工施設としてウラン濃縮原型プラントがあり、また、核燃料物質使用施設のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第41条に該当する施設として濃縮工学施設、製錬転換施設、廃棄物

処理施設が、さらに非該当の施設として開発試験棟、解体物管理施設がある。なお、開発試験棟は、核原料物質使用施設にも該当する。

各施設の位置をFig. 2に示す。

センターにおけるフロントエンドに係る研究開

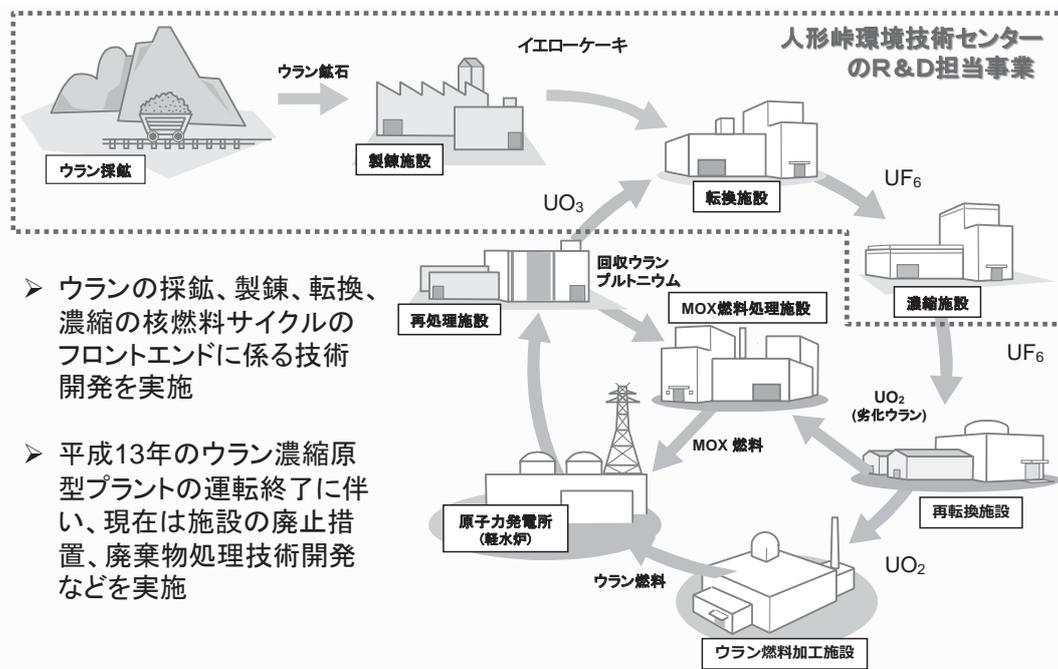


Fig. 1 Nuclear fuel cycle and the scope of research and development of Ningyo-toge



Fig. 2 Location of each facility

発は、民間への技術移転等により、2001（平成13）年のウラン濃縮原型プラントの運転終了を最後に当初の使命を終えた。現在は、研究開発に使用した施設の廃止措置及び廃止措置に係る研究開発を実施している。

3. 使用施設の廃止措置の概要

核燃料物質使用許可（以下、「使用許可」という）はセンターで一つの許可であり、廃止措置に伴う設備等の解体撤去は、当該施設ごとに解体方法を記載した使用変更許可申請を原子力規制委員会に提出し、許可取得後に開始する。なお、センターの使用施設の廃止措置の計画概要は、2018（平成30）年12月26日に公開した廃止措置実施方針にとりまとめている。

センターの使用施設のうち、2008（平成20）年から主要な設備を解体撤去した製錬転換施設及び2014（平成26）年から解体撤去した濃縮工学施設の廃止措置の概要について述べる。

3.1 製錬転換施設の廃止措置状況^{1), 2)}

(1) 製錬転換施設の概要

製錬転換施設は、ウラン鉱石からのイエローケーキ（ MgU_2O_7 、 U_3O_8 、 $(NH_4)_2U_2O_7$ ）等又は回収ウランの三酸化ウラン（ UO_3 ）を六フッ化ウラン（ UF_6 ）に転換する施設であり、その施設概要をTable 1に示す。

Table 1 Outline of Ningyo-toge conversion facility

目的	ウラン濃縮工場に向けた原料の生産や天然ウラン及び回収ウランの転換の安全性等の工学評価、経済性評価等を行い、商業用転換プラントの設計・建設・運転のためのデータ取得
ウラン転換能力	200 tU/年
運転開始	1982（昭和57）年3月
ウラン転換終了	1999（平成11）年3月

製錬転換施設における UF_6 製造工程は、湿式転換設備、乾式転換設備、湿式・乾式共通設備、排ガス・廃液処理設備（排風機及び塔槽類等）及びユーティリティ設備（冷凍機、塔槽類及びコンプレッサー等）で構成される（Fig. 3）。

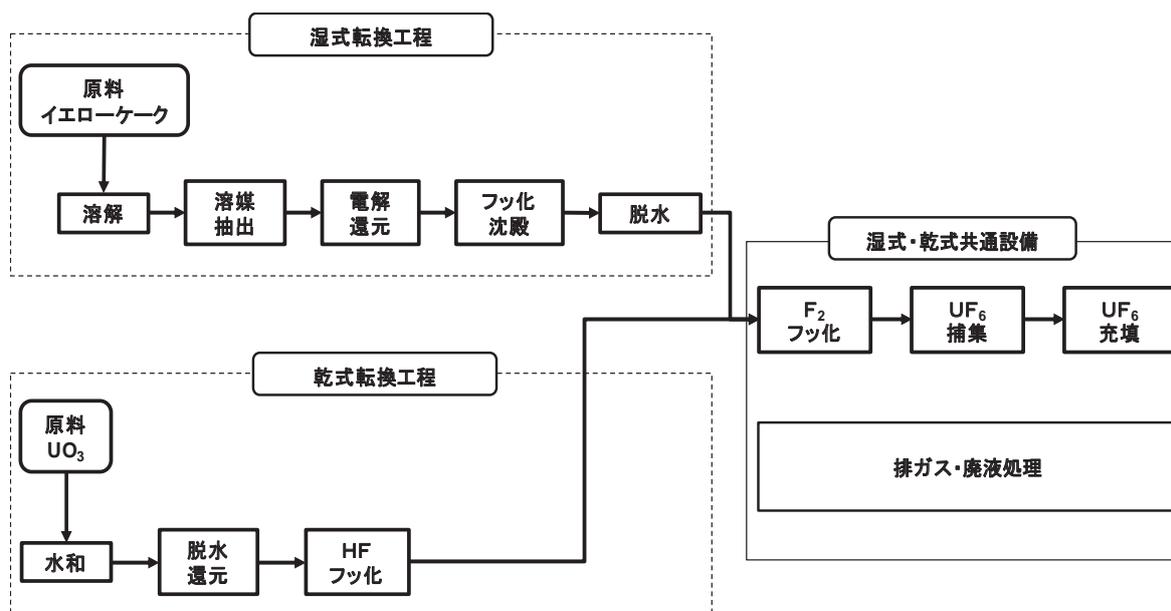


Fig. 3 Process flow of refinement conversion plant

(2) 廃止措置の工程

製錬転換施設の廃止措置工程は、乾式転換設備及び湿式・乾式共通設備の主要プロセスを解体し、解体物の一時保管、払出、排ガス・廃液処理設備

の解体を行う (Fig. 4)。建屋については、今後、再活用やウラン系廃棄物の処分制度の動向等を考慮し、取扱いを検討していく計画である。

内容	年							
	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	
主要プロセス解体	■							
廃液処理・給排気設備解体					■			□□□□
解体物一時保管	→							
解体物払出								■

Fig. 4 Decommissioning schedule for conversion facility

(3) 廃止措置の実施状況

製錬転換施設の廃止措置は、2004（平成16）年10月から解体・撤去作業手順の設定等の準備作業を行い、管理区域内に設置している排ガス・廃液処理設備を除いた設備・機器について、2008（平成20）年4月から2011（平成23）年9月までにすべての解体・撤去の作業を終えた。主要な部屋の解体・撤去の実施状況を以下に述べる。

(a) コールドトラップ室

コールドトラップ室には、UF₆を捕集する設備である大型、小型のコールドトラップ槽（以下、「CT」という）が設置されていた。

CT内には、中間フッ化物やUF₆が残留しており空気中の水分との反応によってフッ化水素ガス（以下、「HF」という）が発生することが予想されたため、解体前に設備内のエアージェットや水洗浄を実施し、解体時のHF発生量を抑制した。

CT構造材の肉厚が厚く機械式の切断機では切断が難しいことから主要な切断工具としては、容易に切断可能なエアープラズマカッターを用いた。解体・撤去に5か月を要した。

(b) 水和転換室

水和転換室には、原料のUO₃からUO₂を経てUF₄まで転換する設備である水和機、脱水還元塔、フッ化塔が設置されていた。

解体・撤去にあたっては、「グリーンハウス」（汚

染の拡大防止のため作業エリアに仮設される囲いのことであり、以下「GH」という）の構成部材であるビニールシート等の二次廃棄物発生量を低減する等のため、解体対象の設備等の全体をGHで覆う方法から、設備から機器を事前に切り離し、解体用に設置した解体物を覆うGH内で細断を行うことで、GHの面積を小さくするなどの工夫をした。

(c) 脱水転換室

脱水転換室には、UF₄からUF₆までフッ化するために用いたHFフッ化炉（6 m）、第1フッ化炉（5 m）、第2フッ化炉（4 m）の3基の長尺な反応炉が設置されていた (Fig. 5)。



Fig. 5 Equipment such as fluoridation furnace

解体・撤去にあたっては、設備・機器の3D-CADモデル (Fig. 6)を活用して、事前に限られた空間において長尺な反応炉の他機器への干渉等を評価した。

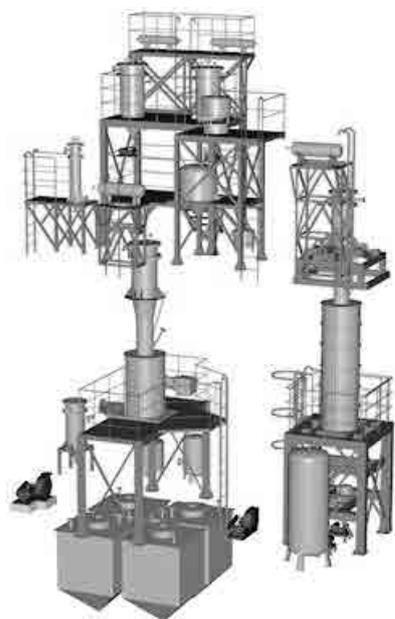


Fig. 6 Arrangement plan conversion equipment by 3D-CAD model

(d) 使用済み流動媒体地下貯槽内部観察等

使用済み流動媒体地下貯槽は4槽あり、体積が2.5 m³/槽で、それぞれ、回収ウランを含む使用済み流動媒体であるγアルミナ約3 ton/槽を保管していた。

使用済み流動媒体は、回収する方法を検討するためにファイバースコープを用いて貯槽内部を観察し、流動媒体が乾燥した状態であることを確認した後、サイクロン装置による気流移送により全量である約12 tonを回収した。Fig. 7に内部観察の状況を示す。

使用済み流動媒体を回収した後の貯槽の平均表面汚染密度は15 Bq/cm²であり、解体にあたっては、汚染の拡大を防止するために拭き取り及び焼却可能な剥離塗膜の一種であるジェルによる除染を行い、表面汚染密度を放射能測定器の検出限界値未満まで低減した。

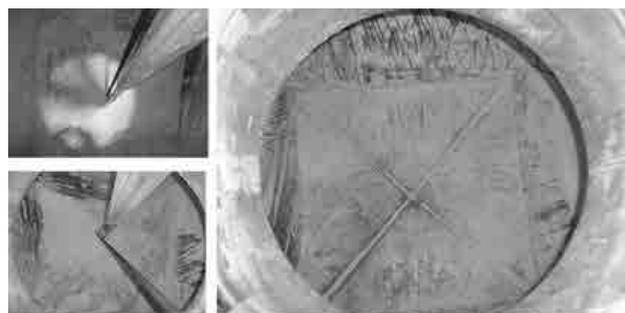


Fig. 7 Inside observation in underground storage

(4) 製錬転換施設の廃止措置における各諸量及び特徴

製錬転換施設の解体・撤去作業では、約480 tonの物量を解体した。これらにより発生した二次廃棄物発生量、人工数、保管容器等の発生量をTable 2に示す。メッシュコンテナはNR対象物*¹及びCL対象物*²の保管容器、ドラム缶は放射性廃棄物の保管容器、カートンボックスは可燃性の放射性廃棄物の収納容器である。

Table 2 Secondary waste generation and dismantling works in refining conversion facility

二次廃棄物発生量 (kg)	可燃物 (紙、布、木片) : 約 3,500 難燃物 1 (ゴム類) : 約 1,050 難燃物 2 (ビニール) : 約 14,180
人工数 (人・日)	約 12,000
保管容器等発生量	メッシュコンテナ (基) : 約 290 ドラム缶 (本) : 約 2,040 カートンボックス (個) : 約 7,180

製錬転換施設の解体・撤去で発生した解体物の種類は、金属が約74%、コンクリートが約13%を占めた。

また、配管のような中空構造物は、保管容器に収納するための切断時間が設備のサポート類と比べ時間を要したことから、今後の解体計画の策定

*¹ NR対象物：放射性物質との接触が無く、放射性物質によって汚染されていない廃棄物として一般産業廃棄物と同様に処分ができる対象物。

*² CL対象物：放射能濃度が極めて低く、人の健康への影響が無視でき、「放射性物質として扱う必要がない物」の対象物で、放射能濃度が基準値 (クリアランスレベル) 以下であることを確認したものは一般資材として再利用又は処分することができる。

において、十分考慮する必要があることがわかった。

3.2 濃縮工学施設の廃止措置状況^{3), 4)}

(1) 濃縮工学施設の概要

濃縮工学施設は、1979（昭和54）年からウラン濃縮パイロットプラントとして、遠心分離法により天然ウラン等の濃縮度を高めるための試験を実施した施設である。

ウラン濃縮パイロットプラントは、Fig. 8及びFig. 9に示すように単機型遠心分離機を配列した第1運転単位（以下、「OP-1」という）と第2運転単位（以下、「OP-2」という）で構成された。施設概要をTable 3に示す。



Fig. 8 Centrifuge of the first operation unit (OP-1)

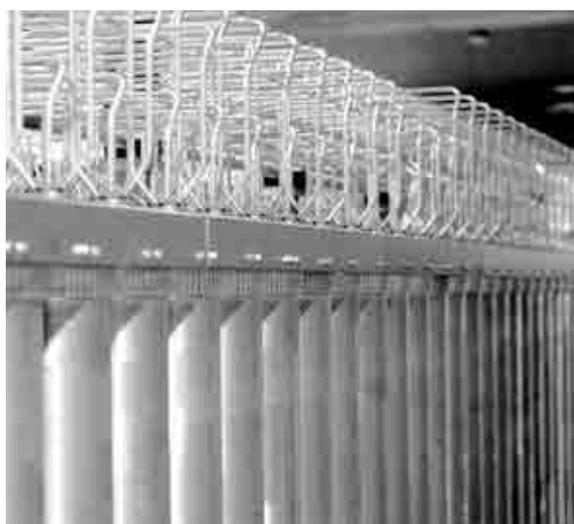


Fig. 9 Centrifuge of the second operation unit (OP-2)

Table 3 Outline of OP-1 and OP-2

項目	OP-1	OP-2
目的	ウラン濃縮の原型プラントの実証化に向けての遠心分離機の量産技術の確立、運転技術、経済性データ等の取得	
分離作業能力	約50 tSWU/年以上	
運転開始	1979(昭和54)年 7月	1982(昭和57)年 3月
ウラン濃縮終了	1990(平成2)年3月	

また、ウラン濃縮施設における濃縮ウラン製造工程は、カスケード設備（遠心分離機及び配管等）、UF₆処理設備、ブレンディング設備、排ガス・廃液処理設備（排風機及び塔槽類等）及びユーティリティ設備（冷凍機、塔槽類及びコンプレッサー等）で構成された（Fig. 10）。

(2) 廃止措置の工程

濃縮工学施設の廃止措置工程は、カスケード設備及びUF₆操作設備の主要プロセスを解体し、解体物の一時保管、払出、排ガス・廃液処理設備の解体を行う（Fig. 11）。

建屋については、製錬転換施設と同様に再活用等について今後検討していく計画である。

(3) 廃止措置の実施状況

(a) OP-1UF₆操作室

OP-1UF₆操作室には、カスケードへの原料の供給、カスケードからの製品及び廃品を回収するための設備として、シリンダー槽、CT、配管及び各種ポンプが設置されていた（Fig. 12）。

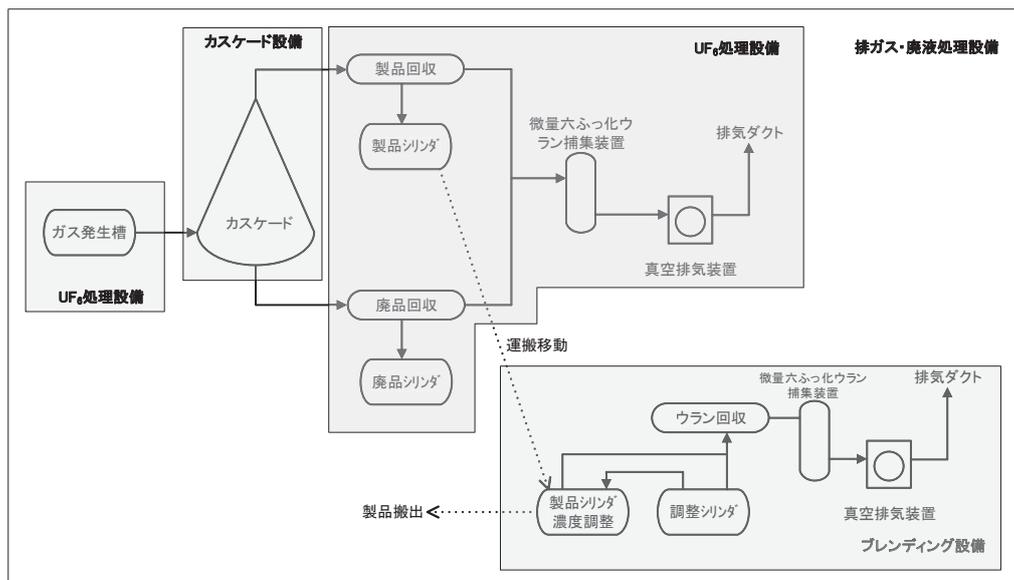


Fig. 10 Process flow of enrichment plant

内容	年							
	H26	H27	H28	H29	H30	R1	R2	
主要プロセス解体	➔							
廃液処理・給排気設備解体								□□□□
解体物一時保管	➔							
解体物払出								□

Fig. 11 Decommissioning schedule for enrichment facility

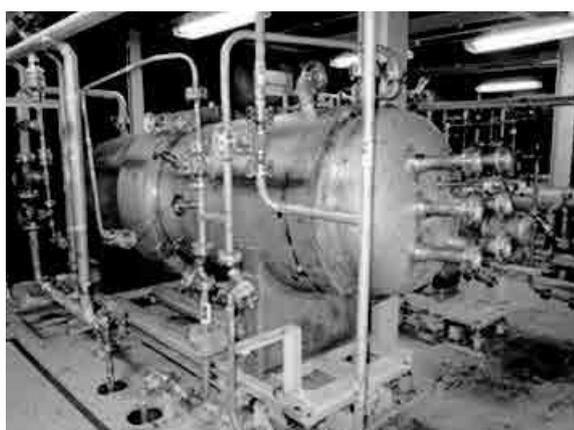


Fig. 12 Cold trap

OP-1UF₆操作室の解体・撤去は、2014（平成26）年から2015（平成27）年に行い、資源の再活

用及び放射性廃棄物発生量の低減を図るため汚染履歴調査を行い、NR対象物にマーキングするなどし、解体物を分類した。

CTは、製錬転換施設と同様にエアージェット後及びエアープラズマカッターにより解体・撤去した。

(b) ブレンディング室

ブレンディング室には、製品ウランの濃縮度を調整するための設備として、シリンダー槽、CT、配管及び各種ポンプが設置されていた (Fig. 13)。

ブレンディング室の解体・撤去は、2014（平成26）年から2016（平成28）年において、OP-1UF₆操作室と同様な方法で実施した。



Fig. 13 Cylinder tank

(4) 濃縮工学施設の廃止措置における各諸量及び特徴

濃縮工学施設の解体・撤去の作業では、現在までに物量として約340 tonを解体した。これらにより発生した二次廃棄物、人工数、保管容器をTable 4に示す。

Table 4 Secondary waste generation and dismantling works in enrichment engineering facility

二次廃棄物発生量 (kg)	可燃物 (紙、布、木片) : 約1,570 難燃物 1 (ゴム類) : 約 430 難燃物 2 (ビニール) : 約5,150
人工数 (人・日)	約12,000
保管容器発生量	メッシュコンテナ (基) : 約 150 ドラム缶 (本) : 約1,150 カートンボックス (個) : 約2,540

濃縮工学施設の解体・撤去作業では、設備とそのサポート類が重量構成比率で約93%と解体撤去した物量のほとんどを占めていた。また、配管のような中空構造物は、保管容器に収納するための切断時間がサポート等と比べ製錬転換施設の解体と同様、時間を要したことから、今後の解体計画の策定において、十分考慮する必要のあることが再確認できた。濃縮工学施設の解体・撤去作業では、解体物の種類として、金属が約95%、コンクリートが約5%を占めた。

なお、濃縮工学施設の解体・撤去の作業では、製錬転換施設における解体・撤去作業の経験等を踏まえ、新たに作業前のホワイトボードを使用したツールボックスミーティング等に工夫を施すな

ど、より基本動作等を徹底に注視することで、安全に作業を進めることができています。

4. 加工施設の廃止措置の概要

4.1 ウラン濃縮原型プラントの概要

ウラン濃縮原型プラントは、Fig. 14及びFig. 15に示すように単機型遠心分離機を配列した第1運転単位 (以下、「DOP-1」という) と集合型遠心分離機を配列した第2運転単位 (以下、「DOP-2」という) で構成される。

ウラン濃縮原型プラントの概要をTable 5に示す。

ウラン濃縮原型プラントは、施設中長期計画で廃止措置対象施設と位置付けられたことから、2018 (平成30) 年9月28日付けで原子力規制委員会にウラン濃縮原型プラントの「加工の事業に係る廃止措置計画」の認可を申請し、核燃料施設等の廃止措置計画に係る審査会合、現地調査及び面



Fig. 14 Centrifuge of the first operation unit (DOP-1)



Fig. 15 Centrifuge of the second operation unit (DOP-2)

Table 5 Outline of DOP-1 and DOP-2

項目	DOP-1	DOP-2
目的	ウラン濃縮の商業化に向けての遠心分離機の量産技術の確立、運転技術、経済性データ等の取得	
分離作業能力	100 tSWU/年	100 tSWU/年
運転開始	1988(昭和63)年4月	1989(平成元年)年5月
ウラン濃縮終了	2001(平成13)年3月	1999(平成11)年11月
滞留ウラン回収終了	2017(平成29)年3月	2007(平成19)年11月
廃止措置計画認可	申請中	

談において廃止措置計画の審査が行われている状況である。

4.2 廃止措置の工程

ウラン濃縮原型プラントの廃止措置工程は、約20年とし、Fig. 16に示すように第1段階（機能を

維持する設備を除く運転を終了した設備の解体期間）、第2段階（機能を維持する設備の解体期間）の2段階に分け、段階的に廃止措置を行う計画である。

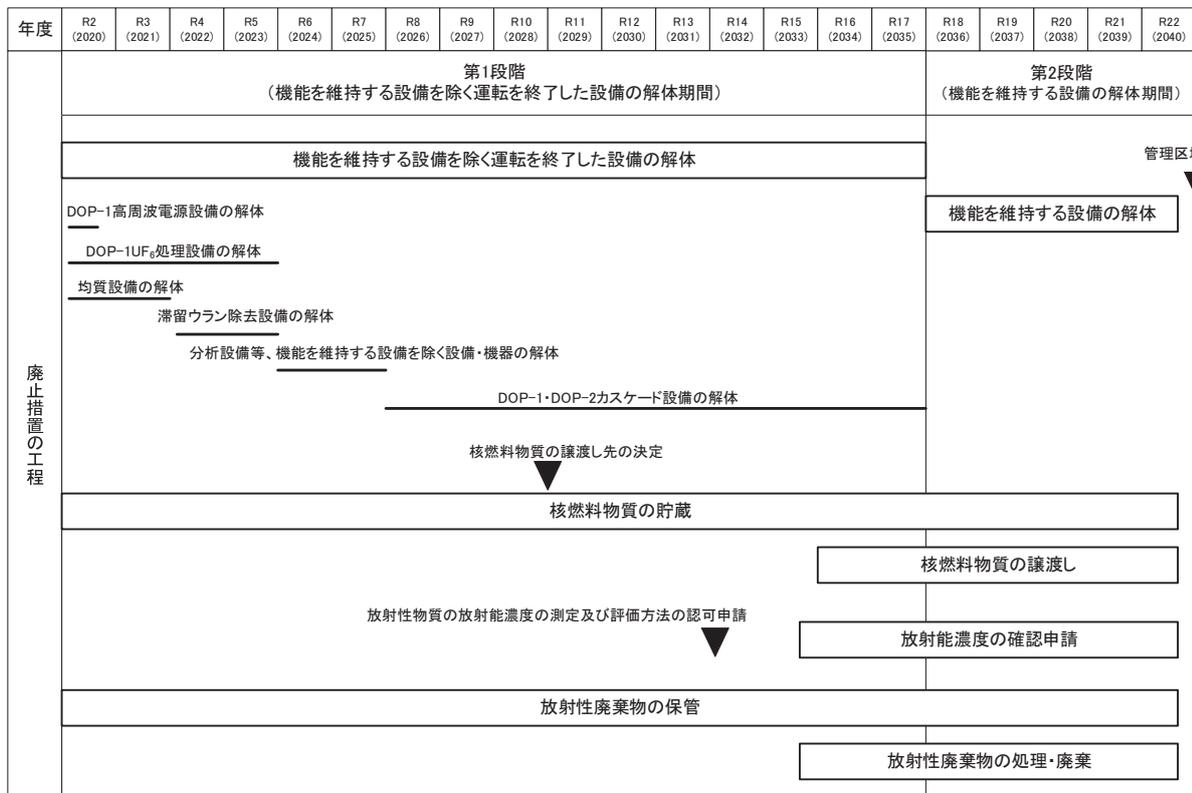
なお、建物については、廃止措置終了後も活用する計画である。

(1) 機能を維持する設備を除く運転を終了した設備の解体（第1段階）

第1段階においては、供用を終了した設備のうち、施設の安全を確保するために必要な設備（放射性廃棄物の廃棄設備、放射線管理設備、核燃料物質の貯蔵施設等）を除くウラン濃縮及び滞留ウラン回収に用いたすべての設備解体、解体物の保管及び解体終了後の管理区域に汚染がないことの確認を行う。

(2) 機能を維持する設備の解体期間（第2段階）

第2段階では、機能を維持する設備の解体核燃料物質の譲渡し、放射性廃棄物の処理・廃棄及び解体終了後の管理区域内に汚染がないことの確認を行い、管理区域を解除し、廃止措置を終了する。



・設備の解体には汚染状況調査を含む。
 ・廃止措置工程の終了時期以外の年度展開については、厳密なものではなく、本図に記載した工事の順序を遵守して工事を実施していく。

Fig. 16 Decommissioning schedule for uranium enrichment demonstration plant

4.3 放射性廃棄物等の推定発生量

ウラン濃縮原型プラントの廃止措置で発生する主な放射性廃棄物の推定発生量はTable 6に示すとおりである。

Table 6 Estimated amount of radioactive waste generated during decommissioning process

廃棄物の種類	推定発生量 (ton)
放射性液体廃棄物	約 2
放射性固体廃棄物	約1,240
CL対象物	約5,720
NR対象物	約1,100

4.4 廃止措置期間中に機能を維持すべき設備

廃止措置期間中に機能を維持管理すべき設備等としては、公衆及び放射線業務従事者の被ばくの低減を図るとともに、核燃料物質の貯蔵、解体撤去工事、核燃料物質によって汚染された物の廃棄等、各種作業の実施に対する保安の確保に必要な機能（性能）を維持すべき設備となる。

5. おわりに

製錬転換施設及び濃縮工学施設は、廃止措置段階にあり、今後も各施設設備の解体を継続していく。

製錬転換施設等の解体・撤去作業を通して現在までに培ってきた技術を生かし、安全を最優先に、廃止措置を着実かつ確実に進めていく。

ウラン濃縮原型プラントは、廃止措置計画認可後、廃止措置計画に沿って、今後、設備の解体、核燃料物質の貯蔵、核燃料物質の譲渡し、放射性廃棄物の処理・廃棄を安全かつ着実に進めていくことになる。特に、核燃料物質の譲渡しについては、他の核燃料取扱施設に先駆けて行うことにもなり、検討を開始したところである。

参考文献

- 1) 天本一平, “ウラン転換技術開発,” サイクル技報, No. 9, 2000.
- 2) 杉杖典岳, 森本靖之, 徳安隆志, 田中祥雄, “製錬転換施設廃止措置プロジェクトの進捗状況,”

日本原子力学会和文論文誌, Vol. 12, No. 3, 2013.

3) 松本ほか, “濃縮工学施設における廃止措置の進捗状況 -平成26年度上半期-,” JAEA - Technology 2015-036, 2015.

4) 松本ほか, “濃縮工学施設における廃止措置の進捗状況 -平成26年度下半期-,” JAEA - Technology 2016-020, 2016.

新型転換炉原型炉ふげんにおける炉内試料採取技術実証

岩井 紘基*、副島 吾郎*、瀧谷 啓晃*、栗谷 悠人*
荒谷 健太*、宮本 勇太*、手塚 将志*

Technology Demonstration of Sampling from Reactor Core Structure in FUGEN Decommissioning Engineering Center

Hiroki IWAI*, Goro SOEJIMA*, Hiroaki TAKIYA*, Yuto AWATANI*
Kenta ARATANI*, Yuta MIYAMOTO* and Masashi TEZUKA*

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、第3段階における原子炉本体解体撤去に向けて実施した原子炉内部の構造材からの遠隔試料採取に係る技術実証について紹介する。

FUGEN Decommissioning Engineering Center received the approval of the decommissioning plan in 2008, and we have been progressing the decommissioning of FUGEN. The first phase of decommissioning (Heavy Water and Other System Decontamination Period) finished in March 2018, and FUGEN has entered into the second phase of decommissioning (Reactor Periphery Facilities Dismantling Period). This report describes the technology demonstration of sampling from reactor core structure of FUGEN to prepare for reactor dismantlement in the third phase.

1. 新型転換炉原型炉ふげんの概要¹⁾

新型転換炉原型炉ふげんは、熱出力557 MW、電気出力165 MWの重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉（ATR）で、1979年3月に運転を開始し、2003年3月に運転を終了した。この間の設備利用率は約62%であり、1988年6月には「ふげん」の使用済燃料より回収したプルトニウムを用いたMOX燃料を装荷して運転を行い、核燃料サイクルの輪を完結させている。運転終了後、廃止措置の準備として、炉心燃料（全224体）の取出し、系統化学除染の実施、原子炉冷却材の抜き出し等を行った。

原子炉等規制法の改正を受けて2006年11月7日

に廃止措置計画認可申請を行い、国の審査を経て2008年2月12日に認可された。現在、施設内には使用済燃料466体を貯蔵していることから、使用済燃料の安全な貯蔵に係る設備機能の維持管理を行いながら、施設の解体撤去工事及び原子炉本体の解体に向けた技術実証を精力的に進めている。

2. 廃止措置の工程¹⁾

「ふげん」の廃止措置の基本スケジュールは、Fig. 1に示すとおり、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間、原子炉周辺設備解体撤去期間、原子炉本体解体撤去期間、建屋解体期間の4工程に区分し、①安全の確保、②既存技術の徹底利用に

*：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)

	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		重水系、核燃料取扱設備の解体	
	原子炉冷却系施設、計測制御系統施設等の解体			
	原子炉本体の解体			建屋解体

Fig. 1 Overall program of FUGEN decommissioning

よる合理的な廃止措置、③発生廃棄物の低減など環境への負荷軽減、④情報公開の推進、⑤地域社会の理解と支援が得られる事業の推進を基本方針とし、2033年度までに完了する予定である。

「ふげん」の廃止措置は第1段階を終了し、2018年度に第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。現在、第3段階の原子炉本体の解体撤去に向けて、原子炉周辺設備の解体に着手している。

3. 「ふげん」原子炉本体の構造・特徴

「ふげん」原子炉本体の概略断面図及び鳥瞰図

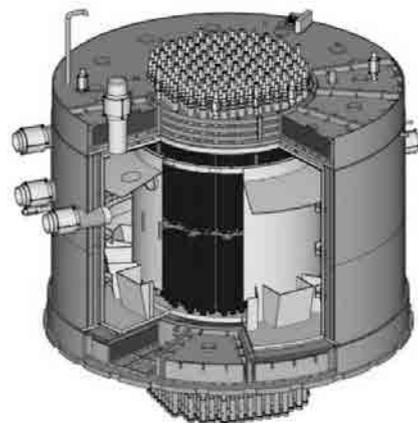
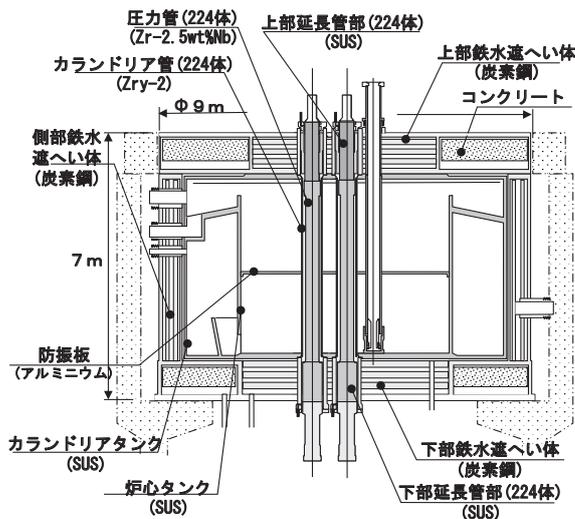


Fig. 2 Schematic diagram and bird's eye view by CAD model of reactor of FUGEN

をFig. 2に示す。「ふげん」の原子炉本体は、縦型円筒状のステンレス鋼製のカランドリアタンク及び炉心タンクの二重構造のタンクに、その上下を貫通するジルカロイ-2製のカランドリア管が240 mmピッチで正方格子状に224本配列されており、カランドリアタンク内部及びカランドリア管の外側に減速材である重水が満たされる構造となっている。それぞれのカランドリア管の内部には、燃料集合体を装荷し軽水を循環するジルコニウム-ニオブ合金製の圧力管が同心円状に配置されており、圧力管とカランドリア管は二重管構造となっている。

また、カランドリアタンクの内部には、アルミニウム合金製の防振板やジルカロイ-2製の制御棒案内管が49本配置されており、炉心部は多種の

材質からなる複雑かつ狭隘な構造となっている。

さらに、カランドリアタンクの上及び側部は、炭素鋼製の積層鋼板、コンクリートブロック及び循環水による中性子遮へいを目的とした鉄水遮へい体によって囲まれている。

これらの原子炉本体の構造物は、約25年間の運転による中性子照射を受けて放射化しており、原子炉解体で発生する炉心領域の廃棄物の放射能レベルは、「ふげん」の炉心管理コード²⁾、中性子輸送計算コード及び放射化計算コードにより評価しており、低レベル放射性廃棄物のうち、放射能レベルの比較的高いもの（以下、「L1対象物」という）に区分される。

4. 「ふげん」解体計画及び試料採取計画

(1) 「ふげん」原子炉本体の解体計画

「ふげん」の炉心領域を構成する構造物はL1対象物であり、構造物の一部に酸化性の強いジルコニウム合金が使用されている。このため、解体時の被ばくの低減及び火災防止を考慮し、Fig. 3に示すとおり原子炉本体上部に解体用プールを設け、遠隔解体装置を設置して水中で解体撤去を行う計画としており、今後、水中かつ高線量下において解体作業が可能な遠隔解体装置の設計を実施していく予定である。

また、原子炉の解体に当たっては、L1対象物の処理・処分費用の低減のために原子炉内における放射能レベル区分の境界をあらかじめ明確にし、原子炉本体の解体計画に反映していくことが

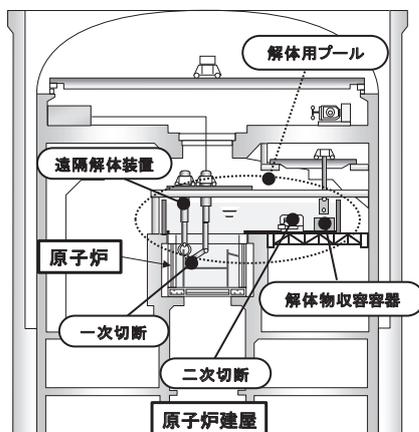


Fig. 3 Schematic diagram of the underwater dismantling of reactor

重要である。

このため、遠隔解体装置の設計及び廃棄物の処理・処分の検討に資するとともに、計算コードによる原子炉内部の放射能インベントリ評価の妥当性の確認、原子炉内の放射能濃度分布計算の精度向上を目的として、実機構造材からの試料採取を実施することとした。

(2) 試料採取計画

試料採取に当たり、「ふげん」は一般の軽水炉のように圧力容器を開放することで炉内構造物の取出し等が可能な構造とはなっておらず、炉内が複雑、狭隘な構造でアクセス箇所が限定され、かつ高線量となっていることから、遠隔で内部にアクセスし、炉内の高線量の構造物から試料を採取する装置を開発する方針とした。

また、「ふげん」の原子炉は前述のとおり国内の他の原子炉と異なる材料が使用されていることから、試料の採取箇所は、「ふげん」特有材の圧力管をはじめ、炉心タンク、防振板、カランドリア管、制御棒案内管といった主要な炉内構造物を網羅することとし、計算コードによる評価の妥当性検証及び計算精度向上の観点で、Fig. 4に示す中性子照射量等のデータを考慮してそれぞれ複数の採取箇所を選定した。

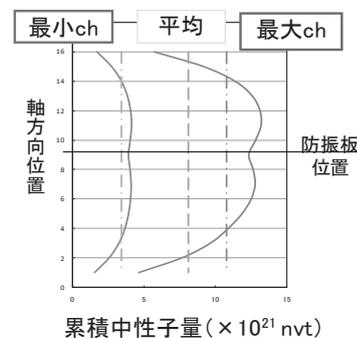
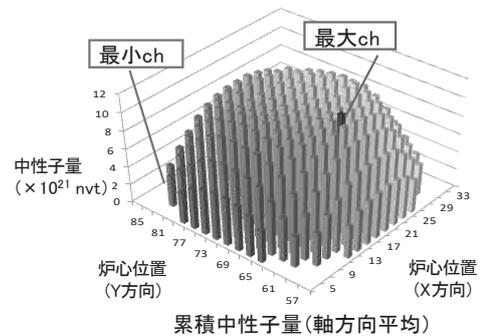


Fig. 4 Neutron fluence of reactor core region calculated by core design code in FUGEN

5. 遠隔試料採取装置の開発

遠隔試料採取装置の開発として、試料採取の前提条件を整理し、試料採取工法の選定、装置の設計・製作を行った。

(1) 前提条件の整理

原子炉内部へのアクセス条件として、原子炉の上部、下部及び側部の既設接続配管を利用することとし、原子炉本体の水中解体時のバウンダリとする予定のカランドリアタンク及びその外側の構造物を穿孔してアクセスする方法は除外した。

分析要求条件として、放射化した母材試料と表面汚染の両方を分析するため、切粉ではなく板状の切出し片で採取し、分析施設におけるハンドリング性や試料自体の線量低減を考慮し、約1～2 cm³（ステンレス構造材で約10 g程度）で切り出すこととした。

(2) 試料採取工法の選定

採取する工法は、この前提条件を基に切断性、熱影響の有無、工具耐久性、採取量管理、設備規模、二次廃棄物発生量、コストの観点で評価し、熱影響が少ない機械的な方法であり、採取量を限定でき、簡素な駆動機構とできるホールソーを採用した。

ホールソーの採用に当たり、試料採取する際に

は対象部位に所定の圧力でホールソーを押し付けることから、試料採取装置はその反力を保持するだけの剛性が必要となる。

狭隘なスペースを通過させ、かつ任意の部位にアクセスするために試料採取装置アーム部の回転・屈曲機構が求められるが、ホールソーの押付反力を保持させるために大型化、太径化を行うと装置が成立しない。

このため、ホールソーの反力は装置のヘッド部分において相殺し、試料採取部位近傍の構造物への固定ピンの張出しや吸盤での吸付きによる反力保持機構とすることとした。

(3) 装置の設計・製作

上記の前提条件及び工法選定を踏まえアクセス方法を検討した結果、Fig. 5のとおり圧力管及びカランドリア管の二重管構造部には、長尺装置の挿入が容易な圧力管下部延長管（内径117.8 mm）を利用して原子炉下部からアクセスする方法とし、炉心タンク、制御棒案内管及び防振板については、任意箇所へのアクセス性がよいヘリウム系配管（内径約150 mm）を利用して原子炉側部からアクセスする方法を採用した。

また、原子炉側部からアクセスする方法においては、採取対象の構造物である炉心タンクがその内部の制御棒案内管や防振板へのアクセス時に干

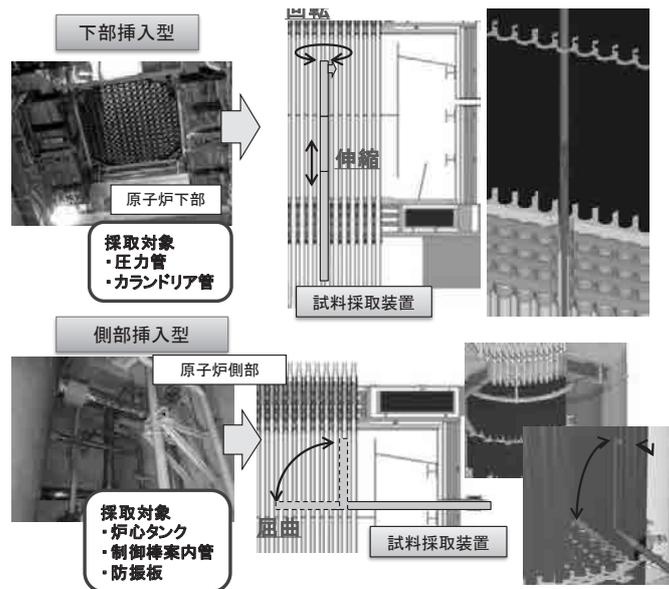


Fig. 5 Access of sampling device into the reactor core from the bottom and side piping

渉することから、炉心タンクに装置を挿入できるだけの開口を設けることとし、そのための穿孔工法にレーザー切断を用いることとした。

以上の結果を踏まえ、Fig. 6に示す全体構成で伸縮、回転、屈曲等の機構を備えつつ、装置の費用低減等の合理化のため、下部挿入型と側部挿入型の装置に対して共用化を図った多関節の遠隔試料採取装置の設計・製作を行った。

この遠隔試料採取装置は、長尺の多関節試料採取装置に加え、採取した試料を遠隔で回収する試料回収器、空水圧による装置各部の駆動ユニット、制御装置等で構成されている。

6. 原子炉下部からの試料採取^{3), 4)}

開発した遠隔試料採取装置は、モックアップ試験により事前検証を行い、実機に適用した。試料採取は、高線量区域において、自ら開発した専用装置を用いた作業になることから、継続的な習熟訓練による作業員の技術向上を目指し、職員による直営作業で行うこととした。

(1) モックアップ試験

圧力管等を採取するための下部挿入型試料採取装置のモックアップ試験は、実機の圧力管予備材及び長尺の試料採取装置を設置するため、Fig. 7に示すとおり、「ふげん」の既設建屋のハッチ等

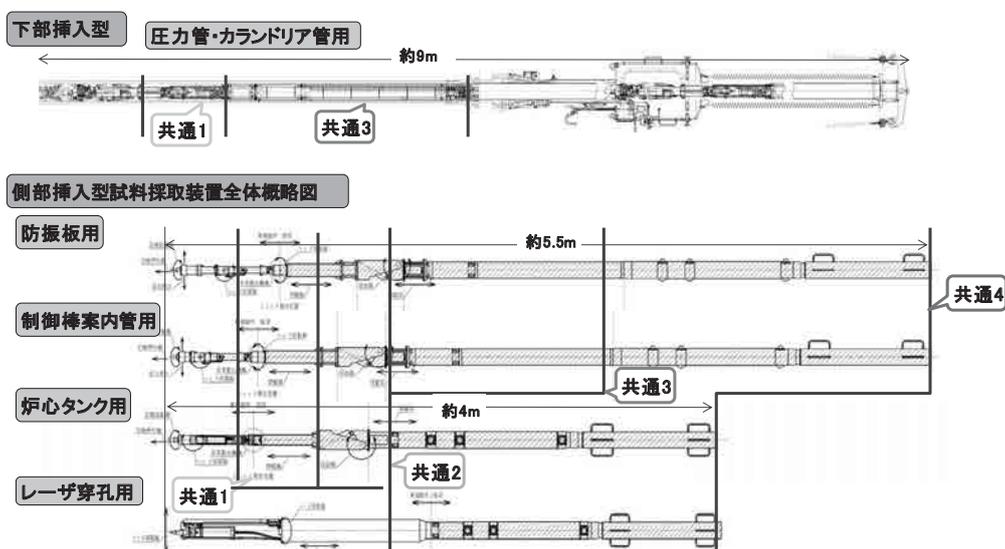


Fig. 6 Concept figure of sampling device from reactor structure of FUGEN

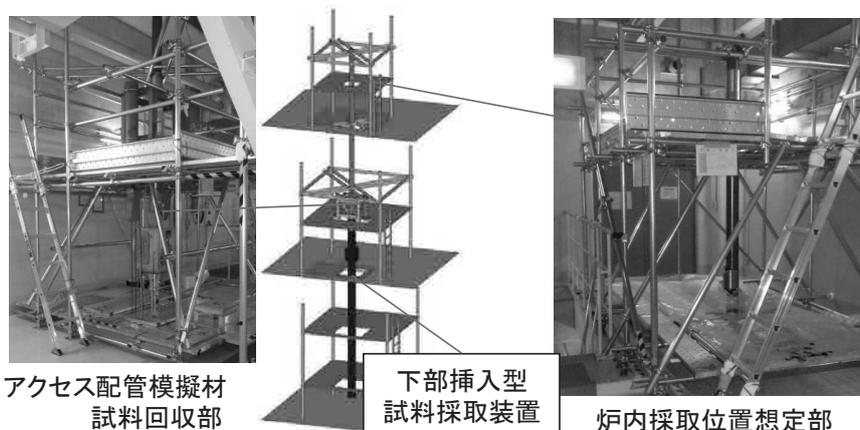


Fig. 7 Sampling test and training by using mock-up for inserting from bottom of reactor

の開口部を利用して仮設足場等で高さ15 m以上を確保した実機作業環境を模擬し、Fig. 8に示す想定した一連の作業を模擬した試験を実施した。

この間、実試料採取における汚染拡大防止のための養生や装置運転条件設定及び各工程における作業時間等のデータ取得の観点で試行を繰り返し、作業員の習熟度向上を図るとともに、装置の保守や一部改良も実施し、安全かつ確実な作業が可能となる見通しを確認できたことから、実機からの試料採取作業に着手した。

(2) 試料採取準備

実機材の試料採取に当たり、Fig. 9に示すような炉下部における環境整備状況を行った。炉下部には、原子炉下部にある床面から約18 mの空間に10階層の仮設足場を設置した。試料採取時には圧力管下部延長管端部の閉止栓を取り外して系統を

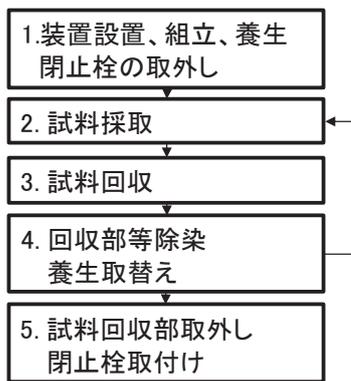


Fig. 8 Procedure of sampling from reactor core structure

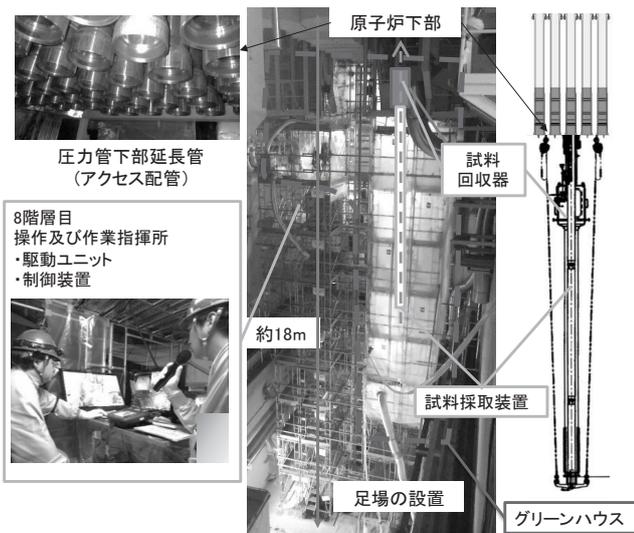


Fig. 9 Access of sampling device from bottom of reactor

開放することから、10階層目及び試料採取装置の全引抜き時に装置が到達する4階層目までの装置周囲の足場部分にグリーンハウスを設置し、作業時にはグリーンハウス全体を局所排風機で換気した。

また、試料採取装置の制御装置や空水圧による装置の駆動ユニットは8階層目に設置し、料採取作業の操作、指揮を実施することで、作業員の被ばく低減を図った。圧力管からの試料採取計画箇所は、中性子束の分布を考慮し、Fig. 10に示す原子炉の中心部及び外周部の圧力管2本について、それぞれ上端部、中央部、下端部の3箇所を設定した。

(3) 試料採取作業

圧力管の系内に残留した炉水を回収しつつ、圧力管下部に設置された閉止栓をFig. 11に示すように取り外した後、圧力管下部延長管に試料回収

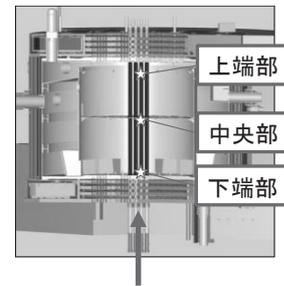
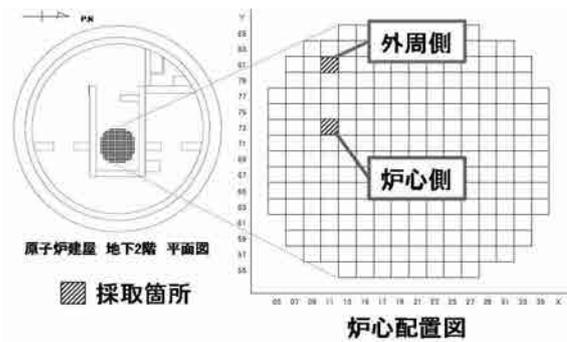


Fig. 10 Core layout and sampling point



Fig. 11 Picture of removal work of pressure tube plug

器を取付け、あらかじめ組み立てた長尺の装置を吊り上げ、試料回収器の待機位置に挿入した。

試料採取作業では、装置動作確認、採取時及び引抜き・回収時の汚染拡大防止のための養生を実施した後、採取目標位置まで装置の挿入・固定を行い、加工水を注水しながら採取消刃物（ホールソー）による試料採取を実施した。試料採取状況は、試料採取装置ヘッド内蔵のカメラ及び操作盤のパラメータにより監視し、Fig. 12のとおり採取完了を確認することができた。

圧力管から切り抜かれた直径約22 mmの円板形試料は、採取消刃物に収まった状態で装置引抜きとともに炉内から取り出し、Fig. 13に示すとおり圧力管下部延長管部に設置した試料回収器内でポリ容器に回収した。

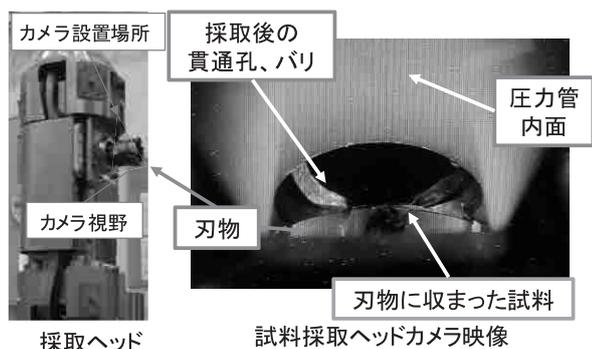


Fig. 12 Image of sampling head camera immediately after sampling

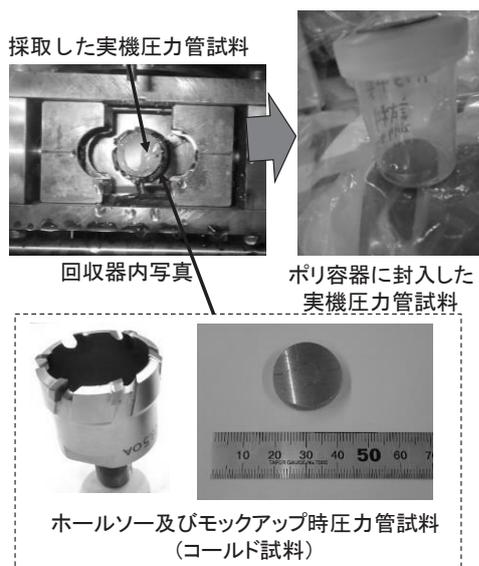


Fig. 13 Picture of sample collection work

上記の試料採取作業を繰り返し、圧力管の上端部、中央部及び下端部から試料採取を実施した。

その後、次の対象圧力管からの試料採取のため、装置を一旦取り外して圧力管の閉止栓を復旧した後、装置を移動して再度、試料採取準備からの作業を繰り返し、予定した6試料の採取を安全かつ確実に完了することができた。採取後の各試料の表面線量率測定結果をTable 1に示す。

(4) 今後の計画

今後、計画している原子炉側部からの試料採取を実施するとともに、原子炉の遠隔解体及び放射性廃棄物の処理・処分に向けて、採取した試料の放射化学分析等による詳細な核種分析を実施する計画である。

Table 1 Dose rate of each of samples

圧力管採取位置	表面線量率※mSv/h
炉心側上端部	1.3
炉心側中央部	12.5
炉心側下端部	0.95
外周側上端部	0.5
外周側中央部	5.0
外周側下端部	0.4

※ポリ容器封入状態で電離箱ダイレクト測定時

7. おわりに

「ふげん」は、廃止措置の第2段階の原子炉周辺設備の解体撤去工事に着手しており、第3段階におけるより放射能レベルの高い原子炉本体の解体撤去工事に向けて、既存の技術の改良・高度化や固有技術の開発を行いながら、施設解体等に係る経験・知見を蓄積してきている。

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、軽水炉の廃止措置においてもこれらの経験・知見や成果が活用できるよう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) 瀧谷他, “新型転換炉原型炉ふげんの廃止措置状況,” デコミッションング技報, No. 59,

2019.

- 2) T. Ohtani, et al., “Operating experience with MOX fuel loaded heavy water reactor,” J. Nucl. Sci. Technol., 40[11], 959 (2003).
- 3) 副島他, “「ふげん」原子炉構造材からの試料採取技術実証 (1) 炉内試料採取装置を用いた試料採取状況,” 日本原子力学会, 2019年秋の年会.
- 4) 岩井他, “「ふげん」原子炉構造材からの試料採取技術実証 (2) 炉内試料採取装置を用いた試料採取状況,” 日本原子力学会, 2019年秋の年会.

東芝エネルギーシステムズの
原子力施設廃止措置に向けた技術開発と人材育成への取り組み

林 弘忠*、相坂 貴司*、小畑 政道*、西久保 勝*

*Activities of Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation
to Develop Technology and Human Resources
for Decommissioning of Nuclear Facilities*

Hirotsada HAYASHI*, Takashi AISAKA*, Masamichi OBATA*, Masaru NISHIKUBO*

東芝エネルギーシステムズ（以下、東芝という）は、原子力発電プラント及び再処理施設の建設・メンテナンス・運転支援、大型・高精度の機器製作、様々な種類の放射性廃棄物の処理、さらに、これらを支える解析・評価、許認可申請支援に取り組み、また、国内外の優れた技術サプライヤーと協力してきた。東芝は、これらの経験を活かして、原子力施設の廃止措置に取り組んでいる。また、これらの活動は国内だけでも今後数十年以上継続していくことから、技術開発と人材育成は欠かせないものと考えている。

本稿では、原子力施設の廃止措置に向けた作業環境整備と廃棄物処理技術への取り組みを紹介し、人材育成への取り組みに触れる。

Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation has been contributing to nuclear power plant construction, reprocessing plant construction, plant maintenance, operation support, fabrication of high precision large component, treatment of various types of waste, licensing support including analysis and estimation. We have also cooperated with highly capable technology suppliers for these contributions. We have been contributing to decommissioning of nuclear facilities based on our experience, and we understand decommissioning works will continue for several decades at least in Japan.

This paper describes our activities to develop technology and human resources for decommissioning of nuclear facilities.

1. はじめに

我が国の商業用原子力発電所は1960年代から建設・運転されたが、2001年12月に日本原子力発電株式会社の東海発電所、2009年11月に中部電力株式会社の浜岡原子力発電所1, 2号機に始まり、現在は東京電力福島第一原子力発電所の6基を含めて24基が廃止されている。

研究炉では、東芝教育訓練炉、武蔵工大炉、立教炉などが廃止された。

原子炉以外にも、日本原子力研究開発機構の人形峠ではウラン濃縮に関わる技術開発施設・機器の処理に関する技術開発が進められるなどしている。

東芝では、1980年代から旧日本原子力研究所のJPDR、大学の研究炉、東芝教育訓練炉の廃止措

*：東芝エネルギーシステムズ株式会社 原子力化学システム設計部
(Nuclear Chemical System Design & Engineering Department, Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

置に取り組んできた。実績の一部をTable 1に示す。

Table 1 Examples of D&D works of Toshiba Group

工事対象 (事例)	工事内容
旧原研 JPDR	RPV解体
東芝 TTR	廃止措置計画、実施
武蔵工大炉	廃止措置計画、実施
立教炉	廃止措置計画、実施
国内商用炉	解体前除染工事、炉内サンプリング、他

また、東芝は福島第一原子力発電所の事故対応及びその後の復旧に取り組んできた。

東芝は、原子力利用の一環として施設の廃止措置に今後数十年にわたって取り組んでいくために、廃止措置に関わる技術開発と人材育成を持続していくことが必要と考えている。

本稿では、原子力施設の廃止措置に向けた作業環境整備と廃棄物処理技術への取り組みを紹介し、人材育成への取り組みに触れる。

2. 技術開発

2.1 東芝の廃止措置関連技術開発の考え方

東芝は、廃止措置は概ね以下のステップを踏んで、時にステップ間でフィードバックし合いながら進めていく。

- ① 施設の安全を確保する
- ② 廃止措置後の施設の姿を描く
- ③ 廃止措置後の姿に至る道程を描く
- ④ 道程を達成する手順を明確にする
- ⑤ 手順を成立させる工法を明確にする
- ⑥ 工法に必要な技術を明確にする
(できるだけ既存の技術を応用する)
- ⑦ 技術を応用して、工法が成立するよう現場と設計とのフィードバックを繰り返しながら工事を完遂する。

廃止措置はエネルギーや製品を生産する設備を構築するものではないため、これらのステップを、安全を確保しながら、できるだけ費用を掛けずに完遂すべきである。

したがって、見通せないリスクはできるだけ負わず、自信を持って措置を進められるようにする

こと、例えば、実績のある工法や装置、類似の工法や装置があれば、できるだけそれを踏襲する、あるいは応用することが望まれると考える。

ただし、原子力施設は、施設そのものの仕様、その施設が経てきた履歴、及び施設が置かれた環境は各々に異なっている。

そこで、東芝は、個々の施設に合わせて、既往の技術をできる限り活用するよう、廃止措置の工事・設備・資機材を計画し、必要に応じて技術を開発してきた。

以下に、技術開発の事例を述べる。

2.2 開発の事例

(1) 福島第一原子力発電所3号機使用済み燃料取り出しカバー設置に先立つ環境整備

使用済み燃料取り出しカバー設置予定場所は、大小のがれきが積み重なり、カバーを設置するオペレーションフロア上の放射能汚染密度を直接計測できる状況になく、当時得られていた計測データは、がれきを含む様々な場所に分布した程度の異なる線源の影響が混じり合ったものと推定された。

そのような状況の下、使用済み燃料取り出しカバー設置予定場所の環境整備工事を計画するために、オペレーションフロア上の線量率を測定し、測定結果を反映した放射能汚染の分布状況を、速やかに評価する必要があった。

そこで、計測対象を限定できるようにコリメータを工夫し、かつクレーンを用いてより多くの線量率データを取得できる測定装置を開発し、現地に適用した。

開発した測定装置をFig. 1に示す。

また、計測データから汚染分布を推定し、次に、遮へい後に目標とする環境を達成できる汚染分布を推定して、現状と目標とのギャップを解消するために必要な対応を策定する一連の手順を開発した。

その結果、オペレーションフロア上のどの位置でどの程度の線量率となるように線源を除去・回収すればカバーが設置できる環境とできるのか、計画を立てることができた。また、環境整備の進捗状況を、使用済み燃料取り出し作業時の作業員被ばくの推定値として確認できるようになった。

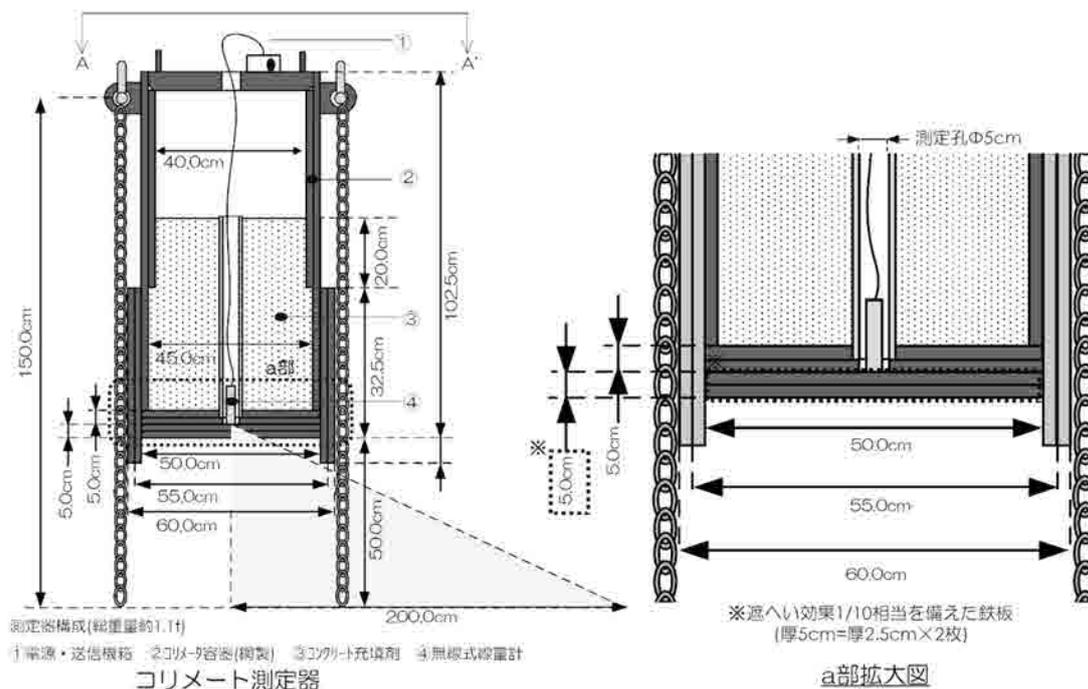


Fig. 1 Equipment developed to measure dose rate on Unit 3 operation floor ¹⁾

これらによって、環境整備の進捗状況を数値で確認しながら、オペレーションフロア上の位置に応じて必要な処置を、過不足なく計画し実施できるようになった。

立案した環境整備を実行するには、表面が平滑・水平でなく、様々な大きさや形状の汚染物が堆積した床のコンクリート表面、また、さびが生じた金属表面などから汚染を回収する必要がある、通常の健全なコンクリート床、金属表面に適した汚染分離技術だけでは対処できなかった。

そこで、様々な性状の汚染に応じて、汚染を分離して回収する装置を開発し、現地に適用した。例として、開発した吸引装置をFig. 2に示す。



Fig. 2 Example of decontamination equipment (Vacuum equipment)

これらの取り組みの結果、目標とする環境に整備することができた。

環境整備前後のオペレーションフロア上0.5 mでの線量率測定値をFig. 3 (原図はカラー表示)に示す。

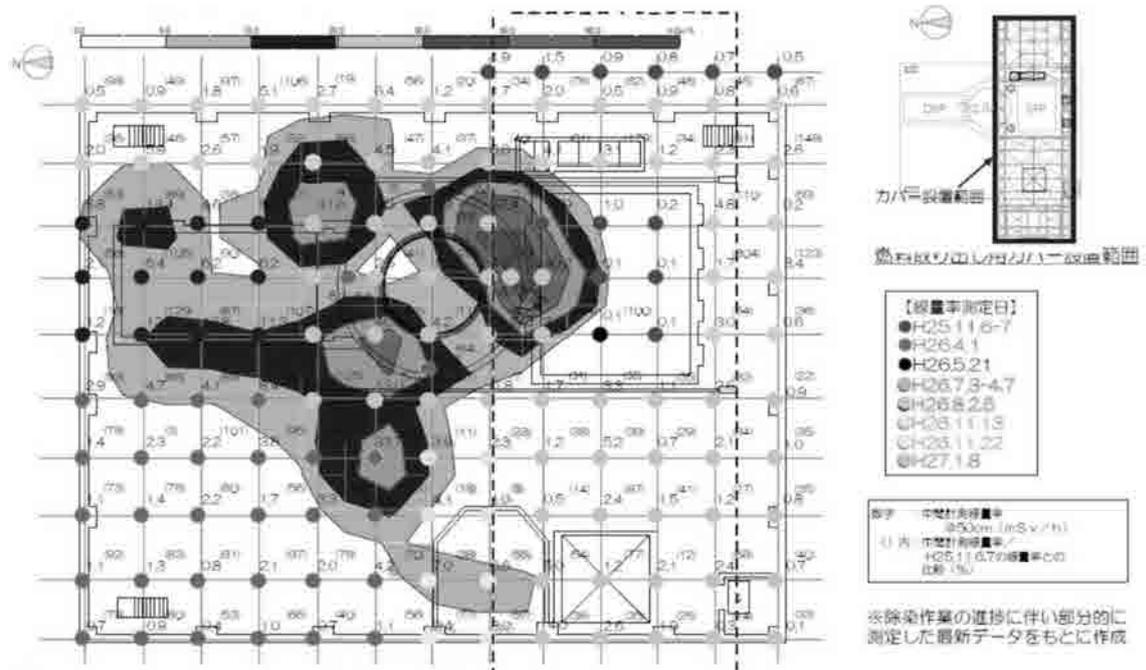
(2) 福島第一原子力発電所 2号機オペレーションフロアの汚染分布調査

3号機では環境を整備する場所に屋根や壁がなく、汚染は概ねオペレーションフロア上に分布していた。これと異なり、2号機のオペレーションフロアには壁及び天井があり、線源が3次元に分布している。このため、3号機オペレーションフロア環境整備向けに開発し適用した機材と手法の機能を3次元化できるように、線量率測定装置及び汚染分布評価方法を開発した。

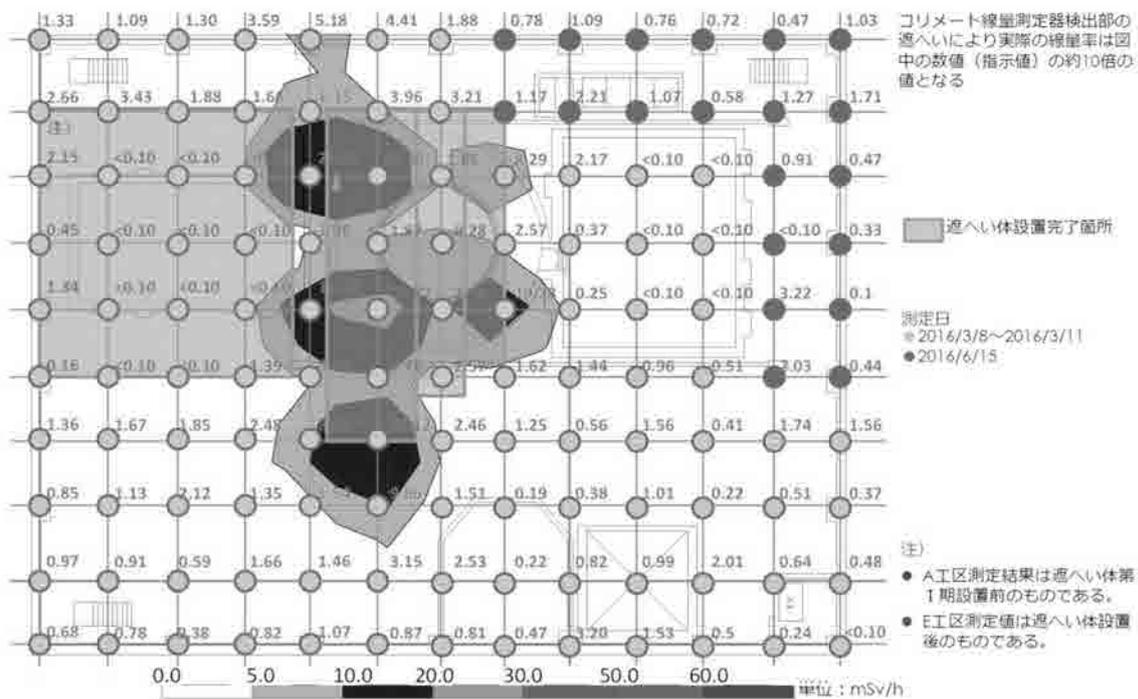
線量率測定装置は、クローラーに搭載可能な形状と大きさ及び重量に収める制約の中で、必要な性能を満足するよう、特にコリメータを入念に設計した。

2号機オペレーションフロアの調査用に開発したコリメータ付き線量率測定装置をFig. 4に示す。

また、測定機器を搬送できる範囲の制約、測定可能な距離、距離に応じた測定メッシュの大きさ



Start of Decontamination¹⁾



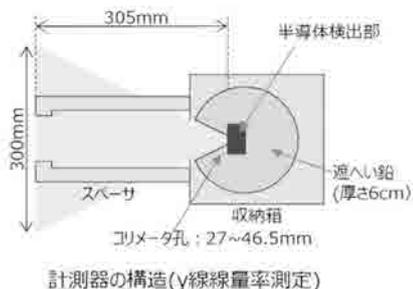
End of Decontamination²⁾

Fig. 3 Dore rate at 0.5 m height from operation floor of Unit 3

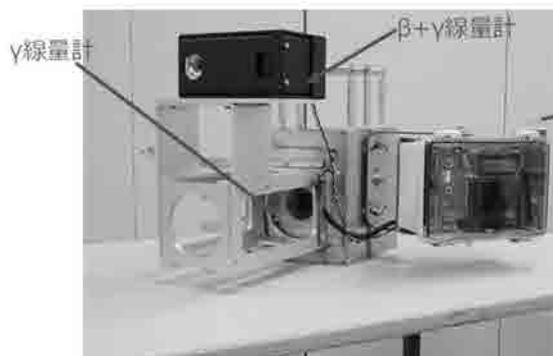
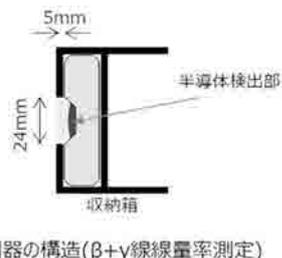
などの様々な要因を踏まえて、目的を達成するように測定装置と測定作業との組み合わせを計画し、Fig. 5（原図はカラー表示）に示すオペレー

ションフロア上の汚染密度分布など、2号機使用済み燃料の取り出し計画検討に反映できる情報の整備に成功した。

■ γ 線線量率(1cm線量当量率)



■ $\beta+\gamma$ 線線量率(70 μ m線量当量率)



表面線量率に用いた線量計



表面線量率の測定状況

Fig. 4 Measurement equipment of collimated dose rate for Unit 2 operation floor survey³⁾

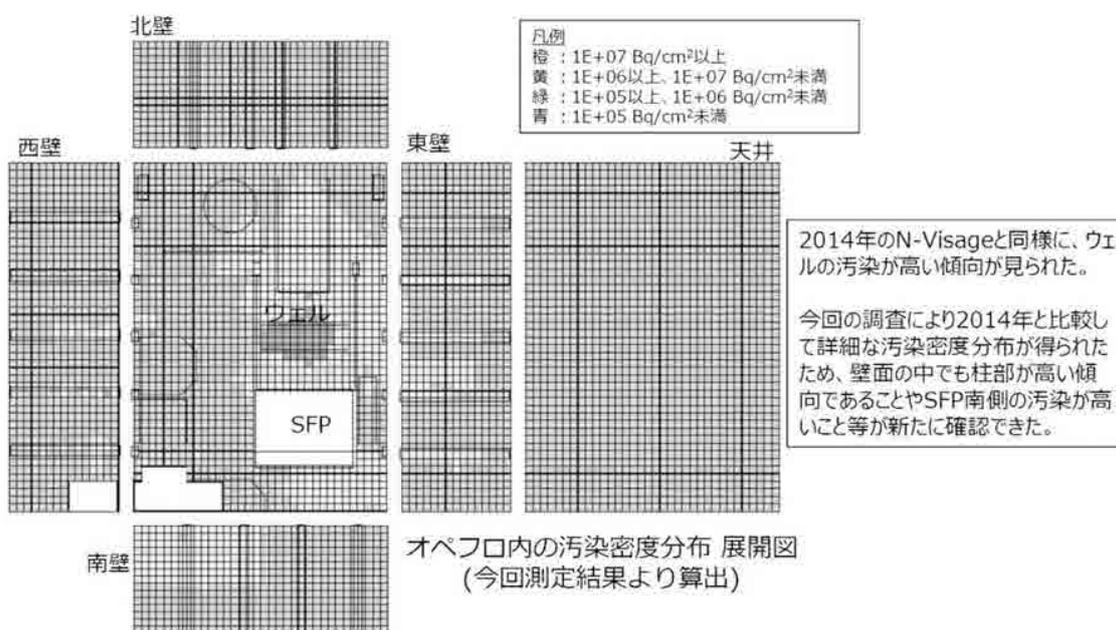


Fig. 5 Result of contamination density estimation on Unit 2 operation floor³⁾

(3) 高線量廃棄物の廃棄体製作技術

通常の原子炉の廃止措置では、燃料を原子炉建屋から搬出して安全に保管し、炉心の高線量部分を撤去して安全に保管すれば、運転時に比べて安

全性が格段に高まる。また、原子炉本体が解体されれば、プラント系統水の管理を軽減できる。

そこで、東芝は、燃料を取り出した後、高線量部分を早期に解体し、解体した高線量物等を廃棄

体化する際にできるだけ手戻りがないように手当てして保管することが望ましいと考える。

特にBWRの場合は、サイトバンカープールなどに保管されたチャンネルボックスや制御棒などの高線量物を、解体した高線量物と同様に保管すれば、サイトバンカープールの容量に余裕が生まれ、サイト全体での廃棄物対策の自由度が増すものとする。

上記の考えにもとづき、東芝では、高線量物（L1廃棄物）を廃棄体化する技術を開発している。

L1廃棄物の廃棄体製作では、特に水素対策として自由水を乾燥させる必要がある。そこで、東芝は乾燥方法をモックアップ試験で確立し、必要な乾燥条件を検討済みである。

当該技術開発に用いた実規模試験装置の外観図をFig. 6に示す。

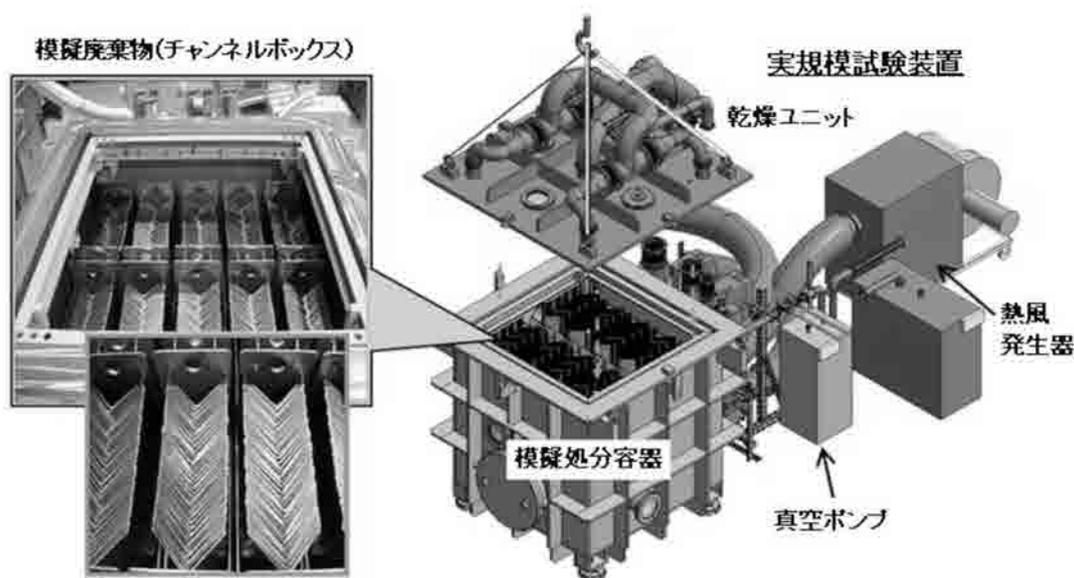


Fig. 6 Real size mock-up test equipment for L1 metal waste drying

2.3 今後の開発について

(1) α 核種検出デバイス（アルファカメラ）

α 核種の汚染は、作業環境の整備や作業員装備などの放射線管理において重要であるにもかかわらず、スミヤやサーベイなどの直接測定によってしか測定・確認することができない。

そこで、 α 核種をスミヤ及びサーベイメータを使わずに検出可能とすることで、人手作業や遠隔ロボット作業が難しい場所の汚染状況を取得可能とし、そのような場所や機器の解体及び廃棄物管理を合理的に計画できるようにする開発に取り組んでいる。

まずは、福島第一原子力発電所の廃棄物管理や解体作業への適用を想定しているとともに、国内外の核燃料取扱施設への適用を想定している。

試作したアルファカメラをFig. 7に示す。

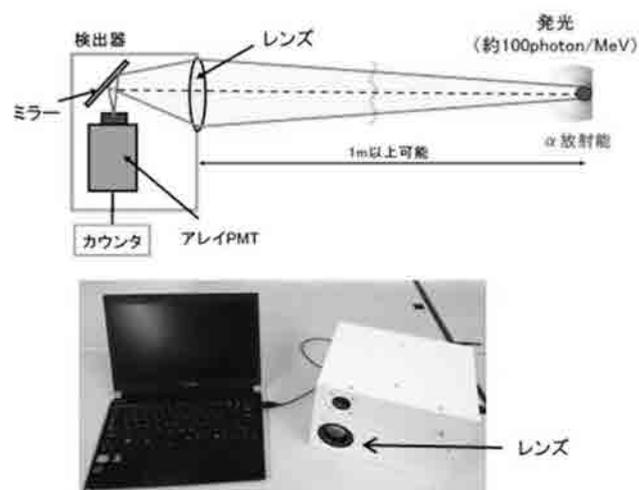


Fig. 7 Proto type alpha camera

(2) AIによる汚染分布評価システム

東芝は、先に紹介した福島第一原子力発電所3号機及び2号機の評価対象箇所の汚染分布を、デ

ータを用いて放射能評価に熟練した技術者が計算し評価した。この計算と評価には、計算インプットと計算結果とのフィードバックを繰り返す手順が含まれることもあり、数日以上時間を要した。同様の作業や評価が必要となる場面は、頻繁にはなくとも、今後も国内外で現れるものと考えている。

そこで、熟練者、あるいは熟練者のサポートを

得た者にしかできない同様の作業を、機械学習を用いて、短時間に精度よく実施する方法の確立に取り組んでいる。

開発においては、数日以上を要した線源分布評価を数分で完了して、測定値と良く一致する結果も得ている。

線源分布の測定値と評価値との比較例をFig. 8に示す。

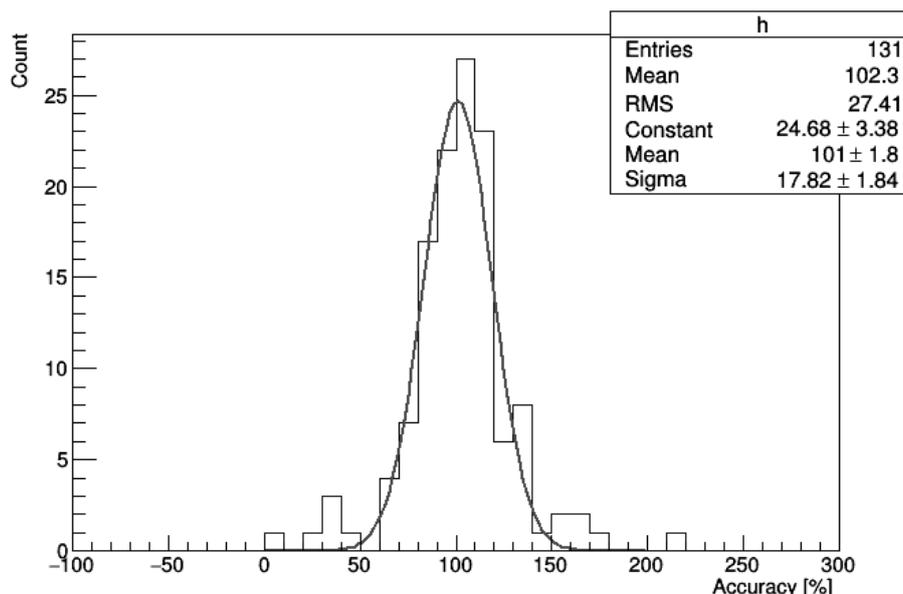


Fig. 8 Accuracy of AI system as test estimation (100%: same as measured value) ⁴⁾

このシステムは、前述した α 核種検出デバイスも含めた、放射線検出機器及び機器の遠隔搬送装置と組み合わせて、施設の汚染分布迅速評価ソリューションとしての提供を目指している。

(3) クリアランスによる減容システム

東芝は、解体廃棄物の減容又は減容の効果を大きくするためには、クリアランス物を確実に検認すること、また、検認をできるだけ省力化して検認に掛かる費用を減らすことが有効と考える。

そこで、東芝では、主に β γ 核種で汚染された廃棄物、及び主に α 核種で汚染された廃棄物の双方の廃棄物に向けて、クリアランスレベルまでの計測機器を開発し実機化済みである。

また、測定機器単体を供給するだけでなく、評価の不確かさを含めて評価し検認するシナリオ構築にも対応している。

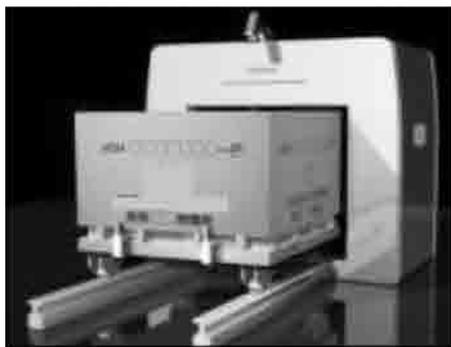
クリアランスは、ハードとシナリオとの双方について、最新の規制方針に基づいて対応するように、個々のニーズと条件に合わせて、丁寧に取り組んでいく。

東芝のクリアランス測定装置をFig. 9に示す。

3. 人材育成

東芝は、若手技術者を中心に、廃止措置で先行する海外の実績を取り込みながら国内向けの提案活動を推進している。

特に、海外で原子炉解体などの工事に取り組んでいる企業と協力して、解体中の軽水炉の視察や解体装置のモックアップ試験への参加を交えた提案活動を展開することで、若手技術者が経験ある海外の技術者と共同で提案活動に取り組む機会を



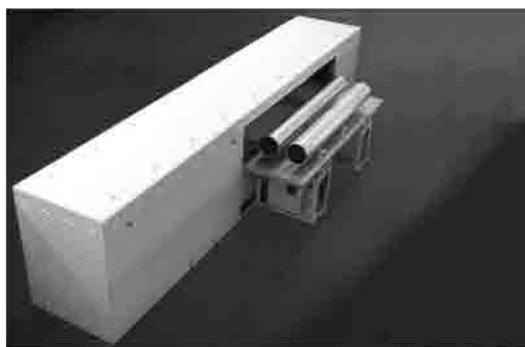
(a) Basket type for beta and gamma rays



(b) Tray type for beta and gamma rays



(c) Mobile/large surface for beta and gamma rays



(d) Ionized air measurement for alpha ray
(Cylinder: simulated waste)

Fig. 9 Measurement equipment for clearance

設けている。

また、若手技術者を国内の商用炉の廃炉で東芝と協力関係にあるAmentum社（旧AECOM社）の海外サイトに派遣して実務経験を積む場を設けるなどして、継続的に人材を育成できるように取り組んでいる。

国内でも、デコミッションング研究会を始めとする教育・研究の場に参加する機会を継続して、若手技術者の知識レベルの維持に取り組んでいる。

また、社内での人材育成にとどまらず、大学のカリキュラムへの講師派遣・教材提供など、今後の原子力施設廃止措置に担う人材の育成にも協力している。

大学でのカリキュラムへの協力の例として、東京工業大学での講義の様子をFig. 10に示す。



Fig.10 Lecture on course of D&D in Tokyo Institute of Technology

4. まとめ

東芝は、個々の施設に合わせた適切な廃止措置ソリューションを可能な限り既往技術の組み合わせで実現するよう、社内外の力を結集できる体制

づくりにも留意しながら、工夫していく。また、既往技術と組み合わせることで費用低減につながる可能性がある新しい技術の開発にも取り組んでいく。

廃止措置は国内だけでも今後数十年間にわたって取り組むことになると考えている。国内の今後の廃止措置を担う人材の育成にも、引き続き取り組んでいく。

参考文献

- 1) 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋オペレーティングフロアの線量低減状況について,” 2016年3月31日, https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0331_3_2d.pdf
- 2) 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 3号機原子炉建屋オペレーティングフロア除染・遮へい工事の進捗状況,” 2016年7月28日, <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/07/3-02-03.pdf>
- 3) 東京電力ホールディングス株式会社, “2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について,” 2019年2月28日, <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-2-4.pdf>
- 4) Genki Tanaka et al., “Estimation of the Radioactive Contamination Density from the Spatial Dose with Machine Learning,” 2018 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP18), April 8-11, 2018, Charlotte, NC, USA.

ホットラボの廃止措置と将来計画 (Ⅲ)

椎名 秀徳*、小野 勝人*、西 雅裕*、宇野 希生*
金澤 浩之**、大井 龍一*、二瓶 康夫*

Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory (III)

Hidenori SHIINA*, Katsuto ONO*, Masahiro NISHI*, Kiryu UNO*
Hiroyuki KANAZAWA**, Ryuichi OHI* and Yasuo NIHEI*

日本原子力研究開発機構（以下、機構という）原子力科学研究部門原子力科学研究所のホットラボは、日本初の照射後試験施設として、1961年に建設された。施設は、コンクリートケープ10基、鉛セル38基を備え、機構内外における核燃料物質及び原子炉材料の照射挙動の研究・開発に貢献してきたが、2003年4月から廃止措置を開始した。

2010年からはウランマゲノックス用鉛セル12基の解体・撤去作業を実施中である。解体撤去工事は、セル周辺機器の解体撤去、セル内汚染レベル調査に続き、背面扉引抜き、グリーンハウス及び揚重架台の設置、天井・側面板の解体撤去、セル前面部遮蔽体である鉛ブロックの解体の順で実施した。セル内面の放射性汚染部の剥離には、ストリッパブルペイント等を用いた固着汚染除去方法を用いた。今後も、安全を確保しつつ解体工事の効率化や廃棄物の減容化に向けた取り組みを確実に進める。

Research Hot Laboratory (RHL) in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) was constructed in 1961, as the first one in Japan, to perform the examinations of irradiated fuels and materials. RHL consists of 10 heavy concrete cells and 38 lead cells. RHL had contributed to research and development program in or out of JAEA for the investigation of irradiation behavior for fuels and nuclear materials. RHL, however, is one of targets as the rationalization program for obsolete facilities in former Tokai Research Institute. And the decommissioning works of RHL started on April 2003.

The dismantling of 12 lead cells has been progressing since 2010. The dismantling procedure of lead cells was performed in the following order. The peripheral equipment in lead cells was removed and contamination level was surveyed on the inner surface of the cells. Then, the backside shield doors were extracted. The lifting frame for the isolation tent was set on the cells. After that, the ceiling plates, isolation walls and lead blocks were removed. Strippable paint was used to remove permeable contamination on the inner surface of structural steel of the cells. The dismantling works will be continued to mention the efficiency of decommissioning works and reduction of radioactive waste with safety.

* : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力科学研究所 臨界ホット試験技術部 未照射燃料管理課
(Nuclear Fuel Control Section, Department of Criticality and Hot Examination Technology, Sector of Nuclear Science Research, Nuclear Science Research Institute, Japan Atomic Energy Agency)

** : 同機構 同部 ホット使用施設管理課
(Hot Facilities Management Section, Department of Criticality and Hot Examination Technology, Sector of Nuclear Science Research, Nuclear Science Research Institute, Japan Atomic Energy Agency)

1. はじめに

ホットラボは、研究炉の燃料・材料の照射後試験を実施するために、日本で初めての照射後試験施設として1961年に建設され、共同利用施設として所内外の利用に対応した各種の燃料・材料に関する照射後試験を実施し、原子炉燃料・材料の研究開発に資する有用な照射後試験データを提供してきた。施設は地上2階、地下1階の鉄筋コンクリート造りであり、主要設備としてコンクリートケープ10基、鉛セル38基を有する大型照射後試験

施設である。ホットラボの廃止措置は、機構の施設中長期計画に基づき、建家の廃止措置を実施中である。鉛セル撤去後の管理区域スペースの一部は、所内の使用の目的を終了した未照射核燃料物質の一括管理設備（以下、核燃料保管部という）として有効利用が図られている。

廃止措置の実績としては、これまでに鉛セル解体撤去（全26基：セミホットセル4基、ジュニアセル14基、ウランマグノックス用鉛セル（以下、UMセルという）8基）を行った。Fig. 1にホットラボ廃止措置の実績を示す。

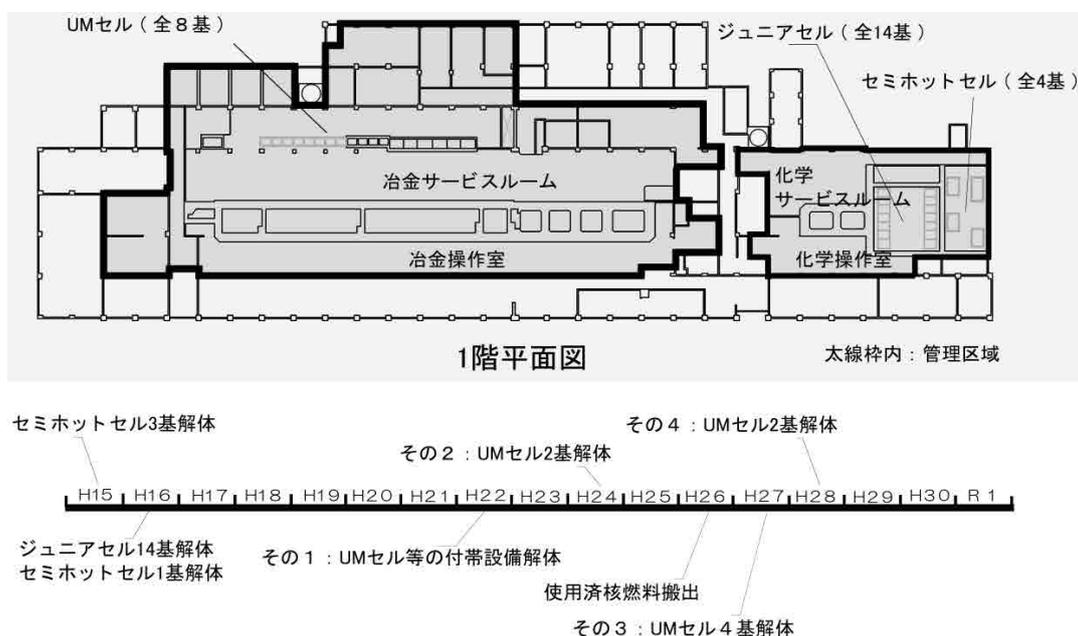


Fig. 1 Achievement of dismantlement in Research Hot Laboratory

また、今後の計画として、残りの鉛セル解体撤去（全12基：UMセル4基、スチール用鉛セル6基、SEセル1基、ガンマスキヤニングセル1基）、コンクリートケープ、サービスルーム、操作室等の汚染除去、不用な廃棄設備の解体・撤去、放射性廃棄物の処理・搬出等を段階的に実施し、核燃料保管部以外の管理区域の解除を行う。その後、未照射核燃料物質の一括管理設備としての使命を終えた段階で、核燃料保管部の内装設備等撤去及び除染作業を行い、管理区域の解除を行う計画である。Fig. 2に核燃料保管部を除くホットラボ廃止措置の今後の計画を示す。

本施設は、約40年間にわたり各種の照射済燃料・材料の照射後試験に供されてきたため、特にコンクリートケープの内部は、空間線量当量率及び表面密度が著しく高いレベルであることから、汚染除去作業を安全に実施するために、作業員の被ばく量の低減、汚染の拡大防止、放射性廃棄物の低減が課題である。ホットラボは核燃料物質の使用施設であり原子炉や加速器とは異なり、構造物の放射化による放射性廃棄物の発生はない。しかし、建家の管理区域は広く、ケープ・セル設備に関連した多くの構造物で成り立っており、解体廃棄物の処分方法について、現在検討を進めている。

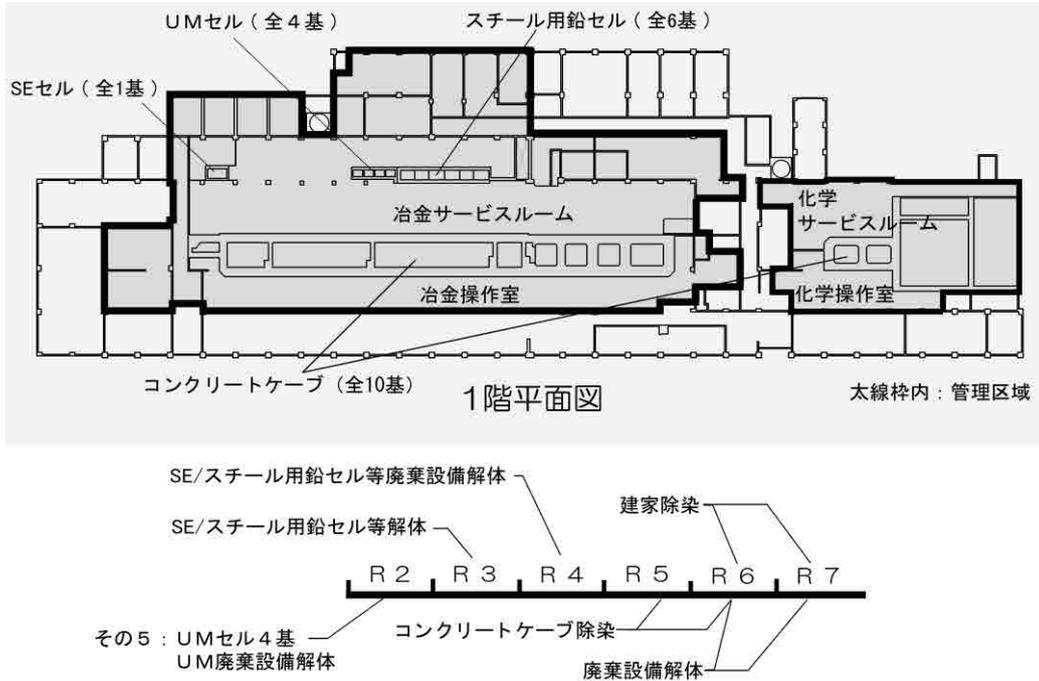


Fig. 2 Future plan of dismantlement in Research Hot Laboratory

鉛セルの解体・撤去については、内装機器の解体・撤去、鉛セル内の汚染除去等の作業後、汚染状況及び構造調査の結果に基づいて、鉛セル本体の解体工事、廃棄設備の撤去を行う。一方、コンクリートケーブについては、ケーブ内の排気・排水管の撤去及び管理区域解除のための最終的な汚染除去を行う。全ての工事を完了させ使用済核燃料物質等を使用していたケーブ・鉛セル、操作室、サービスルーム等の使用施設の管理区域解除を行う計画である。ただし、未照射核燃料の一括管理設備が設置された管理区域については、利用を継続する計画である。これら一連の作業を完遂し、廃止措置を完了させる。

これまでの2回の報告^{1), 2)}では、小型で比較的汚染レベルの低い鉛セル（セミホットセル及びジュニアセル）の解体・撤去作業及び管理区域解除のための基本シナリオについて紹介した。本報では、2010年度から2020年度に実施しているUMセルの解体・撤去について、解体技術、廃棄物発生量、必要人工数及び被ばく線量等を報告する。

2. UMセル解体撤去工事

2.1 解体撤去工事概要

UMセルは、日本原子力発電株式会社東海第1発電所の発電用燃料として用いられたウランマグネシウム燃料（UをMg-Beの合金で被覆）の照射後試験用セルとして設置されたものであり、同セルは横一列に12基連結して設置されており、各基の内寸法は、幅約1.5 m×奥行き約1.1 m×高さ約1.5 mである（基毎に多少の寸法差異あり）。UMセルの構造をPhoto 1に示す。

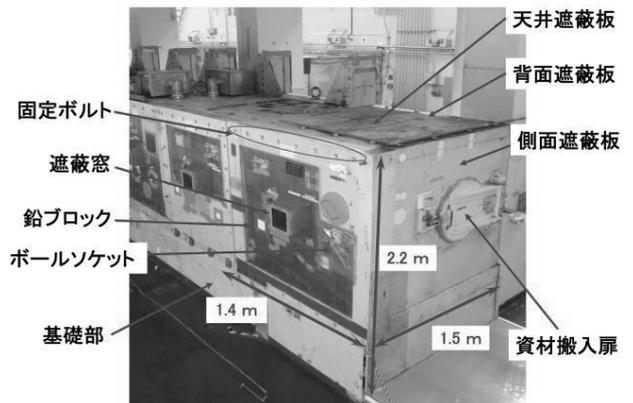


Photo 1 Structural fabric of lead cell (UM cell)

UMセル前面側遮蔽体は、くさび状の鉛ブロック(約30 kg~50 kg)を積み上げ、その周囲を補強プレートによって固定する構造で、遮蔽窓及びポールソケット等が付属している。UMセル上部には鉄製天井遮蔽板、背面側は鉄製背面扉が設置されている。側面側はセル間の試料移動用に開口部が設けられた鉄製側面遮蔽板が設置されてお

り、下部側(基礎部)は重コンクリートが敷設されている。これらのセルは、使用済燃料や材料の金相試験等に使用されていたため、当施設の他の鉛セルと比較し、セル内部の汚染レベル及び線量当量率が若干高い状態である。解体前に実施したUMセル内部汚染調査結果をTable 1に示す。

Table 1 Results of contamination survey in lead cell (before dismantling)

鉛セルNo.	1セル	2セル	3セル	4セル	5セル	6セル	
空間線量(μ Sv/h)	7	10	10	10	10	10	
汚染レベル (Bq/cm ²)	床	1.97	23.1	23.1	13.7	9	32.5
	壁	<0.4	1.5	1.26	2.44	1.5	3.39
	天井	<0.4	5.64	0.42	<0.4	<0.4	1.03
	背面扉	0.42	2.91	1.74	-	1.03	9.02

セルNo.	7セル	8セル	9セル	10セル	11セル	12セル	
空間線量(μ Sv/h)	10	10	<0.2	<0.2	0.3	0.3	
汚染レベル (Bq/cm ²)	床	6.67	4.32	<0.4	2.4	6.67	2.44
	壁	0.56	0.47	0.47	0.56	<0.4	<0.4
	天井	<0.4	<0.4	<0.4	<0.4	<0.4	<0.4
	背面扉	0.56	<0.4	<0.4	<0.4	<0.4	<0.4

UMセル本体の解体撤去を円滑に進めるため、立入除染により汚染レベルの低減化を図るとともに、UMセル本体の解体で障害となる鉛セル操作室と冶金サービスルームを区画している仕切り板、3tクレーン、試料搬出入装置、既設グリーンハウス、電気配線、給水及び圧空配管等の鉛セルに付帯する設備を解体撤去した。付帯設備解体後のUMセルの外観をPhoto 2に示す。

その後、解体作業における汚染拡大防止策として、難燃性材質によるグリーンハウスをセル周辺に設置し、局所排気装置を設けた。また、重量物である天板・側板及び鉛ブロックを解体・移動するための専用揚重架台の設置、高所作業における転落防止対策の足場設置、解体撤去物等の荷下ろしを行うためのチェンブロックの設置及び溶接機、グラインダー使用時の防火対策としてスパッタシート、金属薄板等による作業場所の養生、可燃物の隔離等の措置を実施することにより、現在も順調に作業を継続中であり、2020年度中にUMセル全体の撤去工事が完了する予定である。UMセルの作業の日程、作業人工数及び今後の計画をTable 2に示す。解体撤去工事詳細を以下に示す。



(操作室側からのUMセル)



(サービスルーム側からのUMセル)

Photo 2 External appearance of lead cells after removal work of peripheral device

Table 2 Time span and man-month of decommissioning work

作業フェーズ (作業内容)	作業日程	作業人工数 (人・日)
その1 (関連機器の解体撤去)	2010年10月28日～ 2011年2月28日	147
その2 (UMセル2基No. 11, 12、 背面扉12枚の撤去)	2012年12月3日～ 2013年2月21日	535
その3 (UMセル4基No. 7～10)	2016年1月5日～ 2016年3月2日	535
その4 (UMセル2基No. 5, 6)	2016年12月21日～ 2017年2月8日	229
その5 (UMセル4基No. 1～4、 廃棄設備の解体撤去)	2018年12月21日～ 2021年2月26日	(現在実施中の ため集計なし)

2.2 関連機器の解体撤去

UMセル本体の解体撤去作業に備え、鉛セル周囲の不用機器の解体撤去及び鉛セルの除染作業、セルに付属するマニピュレータ及びセル用コンベア装置の解体撤去を実施するとともに、鉛セル周辺の汚染状況調査を実施した。これら付帯設備解体撤去は、機械的切断を基本として行い、各部材を運搬可能な大きさである約2m以下に切断した。作業は、高所作業用足場を設置して行い、解体した重量物の荷下ろしは既設のクレーン、チェーンブロックを使用した。最終的には、UMセル本体（背面扉を含む）を残し、付帯設備を全て安全に解体撤去した。付帯設備の機械的切断の一例として、パイプソーによる背面扉支柱切断作業写真をPhoto 3に示す。

2.3 UMセル内の除染

解体前のUMセル内除染は、拭き取り及び汚染固着部のはつり等により行った。鉛セル本体の解体撤去作業における汚染拡大防止のために、有意な汚染箇所、はつり箇所及び隙間等については、ペイント材塗布による固着処理を行い、汚染の確実な封じ込めを行った。また、排水配管（排水口）や試料移送管（気送管）等の埋設配管類については、金属フランジ、プラグ及びコーキング等により閉止措置を行った。除染前後の床、壁及び天井の主な表面密度（気送管、貯蔵ピット及び排水口の内部を除く）は以下のとおりである。

除染前：最大値 1.6×10^2 Bq/cm²



(切断時)



(切断後)

Photo 3 Cutting pillar with pipe saw

(No. 6セルの床)

除染後： < 0.4 Bq/cm²

(全セルの内表面)

空間線量当量率は、除染前最大値で、No. 6セルの $22 \mu\text{Sv/h}$ であったが、表面のモルタルをはつり等によって除去したため、埋設されていた高線量当量率の排水口（配水管）等が露出し、その影響で、一時的に空間線量当量率が $33 \mu\text{Sv/h}$ に増加したが、排水口（配水管）等への鉛板での遮蔽対策により、空間線量当量率は $10 \mu\text{Sv/h}$ となった。他のセルもほぼ同様な状態となった。

2.4 UMセル本体の解体

UMセルの解体は、背面扉引抜き、グリーンハウス及び揚重架台の設置、天井・側面板の解体撤去、セル前面部遮蔽体である鉛ブロックの解体の順で実施した。詳細な解体手順を以下に示す。

(1) 背面扉引抜き

背面扉の引抜きは門型の16体の主要パーツから構成される揚重架台(約3000 W×4000 L×5000 H:mm)と吊り上げ位置を移動可能な、ギャードトローリ付チェンブロックを使用した。揚重架台は背面扉を引抜いた後に解体し、セル毎に再度組み立てを行う。背面扉1枚毎の引き抜き作業(揚重架台の設置、背面扉の引抜、揚重架台の解体)に約5日間(人工数:6~10人/日)を要した。背面扉撤去部分には、セル負圧維持及び汚染拡大防止対策として鋼製補強板を取付け、補強板の周囲にコーキング剤を施した。また、地震等による揚重架台転倒対策として、架台脚部を床にボルトで固定するとともに必要に応じ、既存の梁に固定した。さらに足場単管にて上部アウトリガー(張出し)を取付けた。揚重架台外観写真をPhoto 4に示す。また、UMセル各基の背面扉寸法及び重量をTable 3に示す。



(操作室からの揚重架台)

(2) グリーンハウス及びグリーンハウス揚重架台の設置

天井・側面壁及び鉛ブロック解体撤去前に同作業時における汚染拡大防止措置として、作業エリア全体を覆うグリーンハウスを設置した。UMセル2基(No. 11, 12)の解体撤去時のグリーンハウスの設置図をFig. 3に示す。

他のセルも、解体作業の進捗に従って随時グリーンハウスを移動・設置した。グリーンハウスは2体に分割されており、どちらも難燃性の透明なシートを使用している。1体は解体用グリーンハウス(約4500 W×5600 L×4000 H:mm)であり解体撤去するセル全体を覆うもので、他方は、作業用グリーンハウス(約2000 W×3000 L×4000 H:mm)であり解体用グリーンハウスに隣接して、脱装エリア及び汚染検査エリアとして設置する。グリーンハウス用揚重架台は背面扉を引き抜き用とは異なる規格(約3300 W×4000 L××4000 H:mm)である。また、解体用グリーンハウスには局所排気装置を設置し、解体撤去時は既存のセル排気設備の排気管を閉止し、局所排気装置を運転する。局所排気装置によりグリーンハウス内の負圧が大きくなるとハウス内作業エリア側にグリーンハウスシートが引き込まれ、作業エリアが狭隘となることを防止するため、給気口を設けプレ・



(背面扉引抜き時)

Photo 4 Lifting frame with chain block

Table 3 Dimensions and weights of backside shield door

UMセルNo.	重量(kg)	寸法(mm)
No. 1 ~ 4	3, 400	898 W×1, 400 L×350 H
No. 5, 7, 8	2, 950	1, 127 W×1, 350 L×250 H
No. 6	3, 840	1, 470 W×1, 350 L×250 H
No. 9	2, 350	898 W×1, 350 L×250 H
No. 10	2, 650	1, 013 W×1, 350 L×250 H
No. 11	3, 250	1, 241 W×1, 350 L×250 H

※No. 12は背面扉が無い。

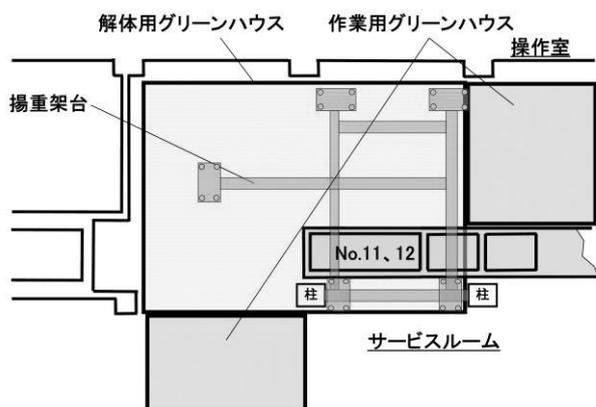


Fig. 3 Schematic diagram of isolation tent for dismantling

HEPAフィルタを取り付けることで、閉じ込め機能を確保しつつ、十分な作業スペースを確保した。また、汚染拡大防止のため、グリーンハウス入域時には風向及び酸素濃度の確認を徹底した。グリーンハウス及び揚重架台の外観をPhoto 5及びPhoto 6に示す。



Photo 5 Isolation tent for contamination control



Photo 6 Lifting frame for isolation tent

(3) 天井・側面板の解体撤去

(a) 吊りピースの取り付け

セル天井及び側面板には、解体撤去用吊りピースを溶接した（天井・側面板毎に5箇所）。また、振り止め用のピースも2箇所ずつ溶接した。溶接時にはスパッタによる火災対策として、スパッタが作業エリア外に飛散しないように2mm以上の鋼板を使用し周囲を覆うとともに、溶接近傍を作業補助者が垂鉛鉄板又はスパッタシートを持ちスパッタの飛散を防止した。スパッタシートは2重とし、噴霧器による水散布も併せて行った。火気作業終了後は30分の連続監視による防火対策を行った。

(b) UMセル内部溶接部剥離

UMセル内部の天井・側面板の接合部は、溶接接合であるため、グラインダー及びドリル等を用いて接合箇所を分離した。この作業ではUMセル内部に作業が入る必要があるため、作業者は汚染を考慮した保護具として特殊作業衣、タイベックスーツ、全面マスク等を着用し、さらにタイベックスーツなどに延焼しないための防護具として、タイベックスーツの上に難燃性作業衣、革エプロン、革腕カバー、革手袋、頭巾、綿キャハン等を着用した。

(c) 天井・側面板の解体

天井・側面板に取り付けた吊りピースにスリング等を玉掛けし、チェンブロックで仮吊りし、セルを固定している天井・側面板押さえボルト、補強プレートボルト等を外した。天井・側面板が吊れることを確認した後、吊り上げ、解体用グリーンハウス内に移動し拭取除染を行い、汚染検査を行った。なお、UMセル内部にグラインダー等で除去できない溶接接合部が残っており吊れない場合は天井・側面板を吊り上げ、張った状態でクサビ、大型バール等で対象物を剥がし吊り上げた。また、天井板を撤去後は側面板が倒壊する可能性があるため、側面板の吊りピースにスリング等を玉掛けしチェンブロックで仮吊りを行った。

人員の配置として、解体用グリーンハウス内に2～4人、作業用グリーンハウス内に1～2人、グリーンハウス外に3～5人を配置し作業を行った。天井・側面板の重量及び寸法を下記に示す。

天井板：約1,700 kg

(約1,000 W×約1,100 L×約200 H：mm)

側面板：約3,300 kg
 (約1,300 W×約1,9000 L×約200 H：mm)
 ※基毎に若干差異あり。

(4) 鉛ブロックの解体

鉛ブロックは一つのUMセルに横約11個×縦約8個（基毎に若干差異あり）で積み上げられ、その周囲を補強プレートによって固定する構造である。補強プレートを撤去すると倒壊の可能性がするため、UMセルの内側と外側の鉛ブロック両面に単管材及びベニヤ板で事前に衝立を設置し、倒壊防止の措置を講じた。1個あたりの重量30～50 kgの鉛ブロック約100個を撤去する際、指先を挟めるリスク対策として、鉛ブロック専用吊り具を製作し、上方から順に解体を行った。鉛ブロック解体時の写真をPhoto 7に、鉛ブロック専用吊り具の写真をPhoto 8に示す。



Photo 7 Removal of lead block



Photo 8 Special hanging tool for lead block

鉛ブロック専用吊り具は、鉛を両側から挟み込み、吊り具上面のアイボルトにチェーンブロックの吊り具を掛けて吊り上げる構造である。鉛ブロックの挟み込みが確実にできるよう、鉛ブロック側面2方向から先鋭化処理を施したボルトを締め込む機構を採用した。また鉛ブロックの移動の際は、小型台車を活用した。

2.5 被ばく管理

2010年度から現在までの作業期間において、セル内の空間線量当量率が最大であった作業フェーズその4 (Fig. 1及びTable 2) の被ばく管理は以下のとおりである。

作業者は19人の身体汚染や内部被ばくの発生はなく、集団における実効線量の累計は290 μSv であり、計画被ばく線量の1,600 μSv を大きく下回る結果となった。この管理として、UMセル内の空間線量当量率が高い (10 $\mu\text{Sv/h}$) ことに加え、排水管近傍等の線量当量率が高い(最大44 Sv/h) 場所では、放射線を鉛板等で事前に遮蔽するとともに、作業者に高線量箇所を周知し、作業の効率化を図り作業時間を短縮したことによるものである。

2.6 解体撤去物の管理

直接法による汚染検査及び汚染除去が困難と判断したものは放射性廃棄物とし、汚染部位の分離・除去が容易に行えると判断した物は、放射性廃棄物の低減化を図るためクリアランス制度を取り入れることを検討しているため、下記のとおり処置・管理している。各作業工程における廃棄物発生量をTable 4に示す。

- ①遊離性の汚染除去
- ②固着性の汚染レベルを測定、汚染箇所の明確化
- ③酢酸ビニルで養生
- ④重量、寸法測定
- ⑤上記のデータを記録
- ⑥金属容器 (1 m³) での保管
- ⑦月例点検の実施 (養生の上から汚染検査、目視点検)

Table 4 Amount of waste generated

作業フェーズ (作業内容)	廃棄物 総重量(t)	放射性 廃棄物重量(t)
その1 (関連機器の解体撤去)	約 8.1	約0.5
その2 (UMセル2基No. 11, 12、 背面扉12枚の撤去)	約45.0	約1.0
その3 (UMセル4基No. 7～10)	約15.4	約0.4
その4 (UMセル2基No. 5, 6)	約 8.4	約0.7

2.7 UMセル基礎部（重コンクリート製）管理

これまでUMセル8基（No. 5～12）の上部（鉛ブロック、背面扉、側面板及び天井板等）の解体撤去を行った。これらのセル基礎部についてはUMセル全ての解体後に、一括で解体撤去する予定である。基礎部の表面については遊離性の汚染を除去し、固着性の汚染箇所については線量当量率を測定し、汚染箇所が外的衝撃等により汚染が飛散しないよう閉じ込めを図るため不燃塗料等を施した。また、排水・排気管等は基礎部にて閉止措置を行った。撤去までの管理方法として、基礎部表面及び排気管、排水管等の閉止措置部の外観に異常がないこと及び基礎部表面及び閉止措置部に汚染がないことを月に1回の巡視で確認している。

2.8 今後の課題

UMセル2基（No. 11, 12）の解体作業完了時の外観写真をPhoto 9に示す。これまでの解体作業においては、鉛ブロックを含めた鉛セル上部構造部の解体撤去を進めている。今後、UMセル基礎部（重コンクリート製）及び基礎に埋設されている排水（排水口）管、排気管等の撤去を計画している。排水管（排水口）等の高線量当量率・高汚染（配管内部）の環境下での解体作業となるうえ、基礎の配筋に関する情報（図面）が乏しく、また、重コンクリートであることから、破碎撤去作業が難航することが予測される。このため、作業者の外部被ばくを低く抑えるための、排水管（排水口）への遮蔽材の設置及び遊離性汚染の確実な封じ込め及び破碎材¹⁾を併用した解体等の対策を

確実に実施することが特に重要である。



Photo 9 External appearance after No. 11 and No. 12 lead cells removal

3. 廃止措置関連技術（固着汚染除去）

鉛セル構造材の一部である鋼材（SS400）のうち、セル内面側には、放射性汚染物が固着しており、放射性廃棄物の減量化をするためには、固着汚染部を剥離する必要がある。このため、ストリップパブルペイント等を用いた固着汚染除去方法を用いた。セル構造材表面は二重塗装が施されており、放射性汚染はこの塗装内に浸透する形で存在している。スミヤ測定では汚染は検出されないものの、直接サーベイでは約 $3.4 \text{ Bq/cm}^2 \sim > 3.7 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^2$ の汚染が確認された。

固着汚染除去は、汚染部上に剥離剤を塗布後、乾燥を防ぐためラップで覆い、24時間後に塗装をはがし、表面にパークリーナを散布、紙ウエス等でふき取り、最後に中性洗剤とナイロンたわしで表面を磨く方法で行った。この方法により、固着汚染物を剥離できることが確認できた。さらに、鋼材に施された穴加工部等については、電動工具を用いて切削することで、固着汚染全てを除去することができた。固着汚染除去手順をFig. 4に示す。剥離剤を用いた除染方法は、従来のサンダー等の削り取り除染と比較し、汚染の飛散が少ない、鋼材に剥離剤を塗布しはがす作業が主なため人工数が少ない、電動工具を使用しないため負傷のリスクが少ない等の長所がある。一方、穴加工部等の隙間や腐食部分の汚染を取り除くことが困難、

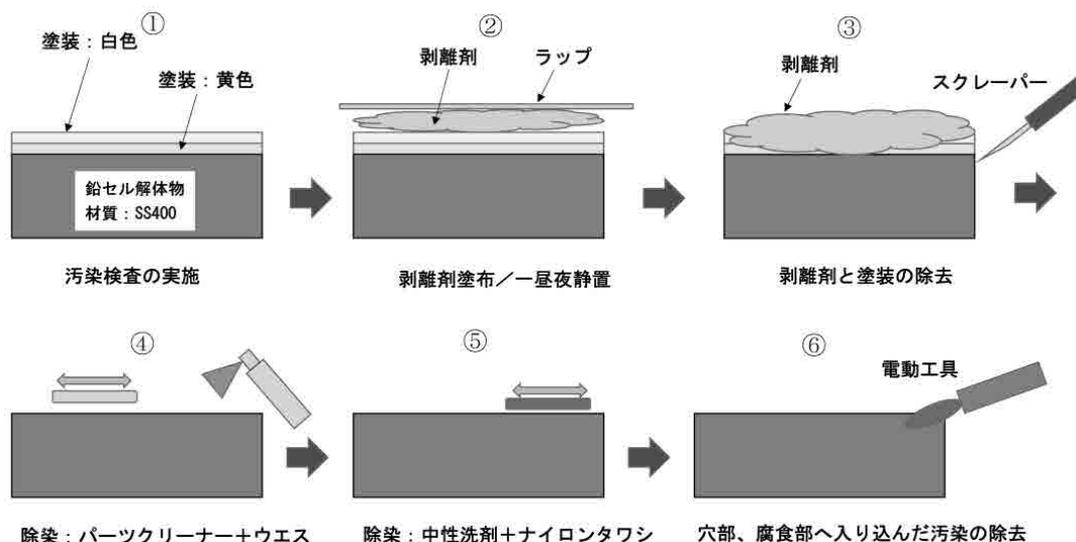


Fig. 4 Removal procedure for fixed contamination

剥離するまでに1日程度の硬化時間が必要、剥離剤自体が放射性廃棄物となるため放射性廃棄物の量が増加する等の短所もある。さらに、垂直面へ塗布した場合、下方へ垂れてしまうという問題もあることが分かった。今後は、今回の結果に基づき、剥離剤と従来の機械的汚染除去法を汚染箇所の状態に合わせて随時使い分けることで、有効かつ確実な汚染除去作業を実施する。

4. まとめ

UMセルを含めた鉛セルの解体撤去は、安全を確保しつつ計画的に進められている。今後はこれまで培った経験や解体技術を基本とし、更なる技術蓄積や改善を行う予定である。課題となるのは廃止措置費用と廃棄物管理である。解体撤去には、セル内汚染レベルやセル構造の事前調査結果に基づく解体計画の策定、予算措置、廃棄物管理等多

くの工程が必要であり、解体完了まで多くの時間と費用が必要である。また、解体廃棄物の管理、分別・保管、処理についても廃止措置を困難としている要因となっている。

今後も、安全を確保しつつ解体工事の効率化や廃棄物の減容化に向けた取り組みを確実に進める。

参考文献

- 1) 海野明, 斎藤光男, 金澤浩之, 高野利夫, 岡本久人, 関野甫, 西野泰治, “ホットラボの廃止措置と将来計画,” デコミッションング技報, No. 32 (2005).
- 2) 高野利夫, 野沢幸男, 花田也寸志, 小野勝人, 金澤浩之, 二瓶康夫, 大和田功, “ホットラボの廃止措置と将来計画(Ⅱ),” デコミッションング技報, No. 42 (2010).

RANDEC

Radwaste and Decommissioning Center

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

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

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

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

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

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

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

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

など...



TECHNOL 株式会社 **千代田テクノ**

原子力事業本部

〒113-8681 東京都文京区湯島1-7-12 千代田御茶の水ビル

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

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

IECC

『社会基盤の礎』を担う環境プロフェッショナル

放射能分析をはじめ、環境に関する問題何でもご相談下さい！

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

《商品一覧》

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

《トピック》

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



FHIC 外観

OVER **45** YEARS



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

本社：〒193-0832 東京都八王子市散田町 3-7-23

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

営業ご案内：(03)6206-4321

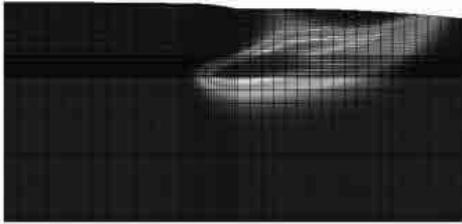
<https://www.kankyo-kanri.co.jp/>

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

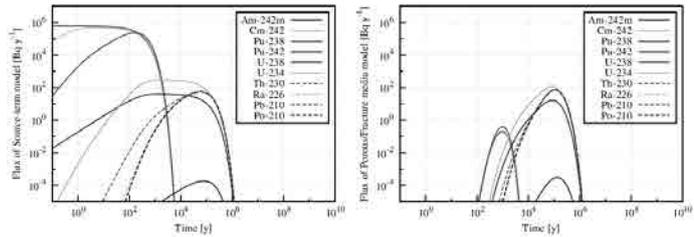
原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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

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



2次元物質移行解析結果例



1次元核種移行解析結果例



株式会社ヴィジブルインフォメーションセンター
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松440
電話 029-282-1654 FAX 029-282-8788 e-mail call@vic.co.jp

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

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

国内外の叡智をたずさえ、 原子力産業再生の最前線へ。

社会と産業を支えるクリーンエネルギー原子力。

アトックスは、その安全と安定した運転に欠かせないさまざまなメンテナンス事業を展開しています。

原子力発電所、原子燃料サイクル施設、ラジオアイソトープ (RI) 事業所などを対象に

放射性汚染除去、産廃物処理、放射線管理施設の保守・補修業務をはじめ

質の高いトータルメンテナンスを提供しています。

アトックスはこれからも、人と地球を見つめ、

安全・清潔・便利さを追求し続けます。

< 業務内容 >

■ 福島復興事業

- 放射線管理 ● 環境修復 ● 除染作業 ● 滞留水処理 ● 下水処理 ● 廃棄物処理

■ 原子力発電関連施設・原子燃料サイクル施設のトータルメンテナンス

- 放射線管理 ● 放射性汚染除染 ● 廃棄物処理 ● ランドリー ● 清掃・区域管理
- 設備／装置運転・点検保守 ● 輸送 ● 分析 ● 各種工事

■ RI使用施設関連業務及び医療事業関連業務

- 放射線管理 ● 放射性汚染除去 ● 廃棄物処理補助 ● 管理区域内清掃 ● 施設／設備運転・点検保守
- 加速器運転 ● フィルター交換 ● デコミッショニング・設備工事 ● 放射性薬剤取扱業務 ● 同位体販売

人×技術でNext Stageへ



株式会社 アトックス

URL: <http://www.atox.co.jp/> (本社) <http://www.atox-isotope.jp/> (同位体販売)

- 本社: 〒108-0014 東京都港区芝4-11-3 芝フロントビル TEL.(03)6758-9000 FAX.(03)3453-3821
- 事業開発部: 〒108-0014 東京都港区芝4-11-3 芝フロントビル TEL.(03)6758-9004 FAX.(03)3453-3821
- 技術開発センター: 〒277-0861 千葉県柏市高田1201 TEL.(04)7145-3330 FAX.(04)7145-3649
- RI・医療事業部署: 東海営業所 TEL.(029)282-1662 / 大洗営業所 TEL.(029)266-1331 / 東京営業所 TEL.(04)7141-1321
大阪営業所 TEL.(06)6384-6730 / 玄海事業所 TEL.(0955)52-3241

日本遮蔽技研の製品

- ・ 弊社ではお客様のご要望にあわせ1台からでも製品開発し、ご提供させていただいております。
- ・ 特殊な用途に対応するロボットや人工知能の開発も進めております。
- ・ ご興味がありましたら、お気軽にご相談いただければと存じます。

水中用ロボット

水中・水上での作業にあわせたロボットや遠隔操作機器を、お客様のご要望にあわせて設計製作致します。地上走行のロボット開発の実績もございます。

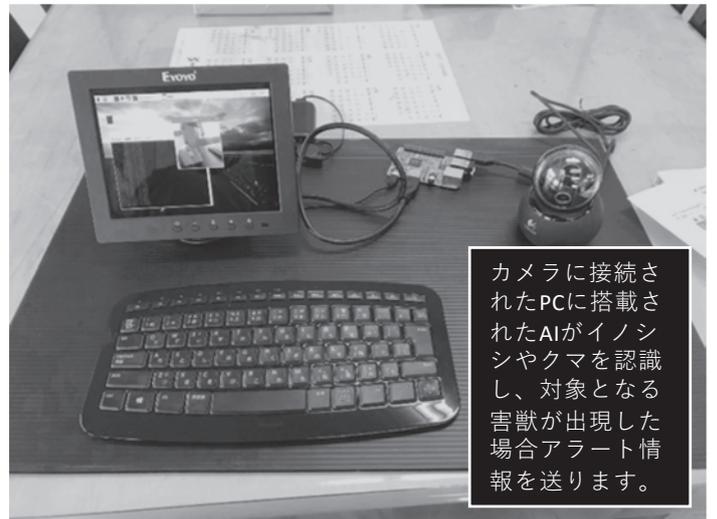


放射線測定器 Rolf Series



プログラムは
①都度測定したいときに任意の時定数で移動平均を測定する「平均値モード」、②モニタリングポストのように任意の間隔で自動的に移動平均をとり続ける「自動測定モード」の、二つの測定方法に対応しております。

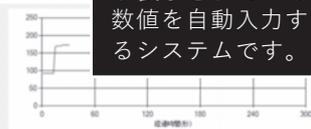
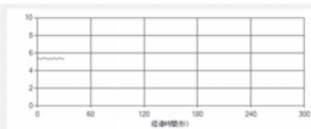
獣害対策用画像認識AIシステム



カメラに接続されたPCに搭載されたAIがイノシシやクマを認識し、対象となる害獣が出現した場合アラート情報を送ります。

計測機器監視システム 24/365EyeCog

各種測定器の表示板を、PCに接続されたカメラで読取り表示されている数値を自動入力するシステムです。



※一般社団法人新生福島先端技術振興機構技術提供

株式会社日本遮蔽技研 郡山校正センター

<https://nipponsyaheigiken.com>

〒963-8041

福島県郡山市富田町字権現林11

Tel:0120-728-121(フリーダイヤル)

Fax:024-954-6332

■ISO/IEC 17025:2017

認定番号:98357

■放射性同位元素等使用許可
原子力規制委員会 使第5941

■古物商許可 機械工具商

福島県公安委員会許可 第251300000381号



© デコミッションング技報 第61号

発行日 : 令和2年3月30日

編集・発行者 : 公益財団法人
原子力バックエンド推進センター

〒319-1107

茨城県那珂郡東海村豊白一丁目3-37

Tel. 029-283-3010

Fax. 029-287-0022

URL : <http://www.randec.or.jp>

E-mail : decomi@randec.or.jp