

# デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **53**  
2016

## 巻頭言

福島第一原発事故で発生した放射性廃棄物の処理・処分研究に携わって

## 技術報告

原子力施設廃止措置のためのエンジニアリングシステムと知識継承

高速実験炉「常陽」における原子炉容器内補修技術の状況

—原子炉容器内で損傷した照射装置の回収—

汚染土壌の減容化概念の検討

—微細シルト分の分離及び汚染有機物の捕捉と減容工法—

# 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。**

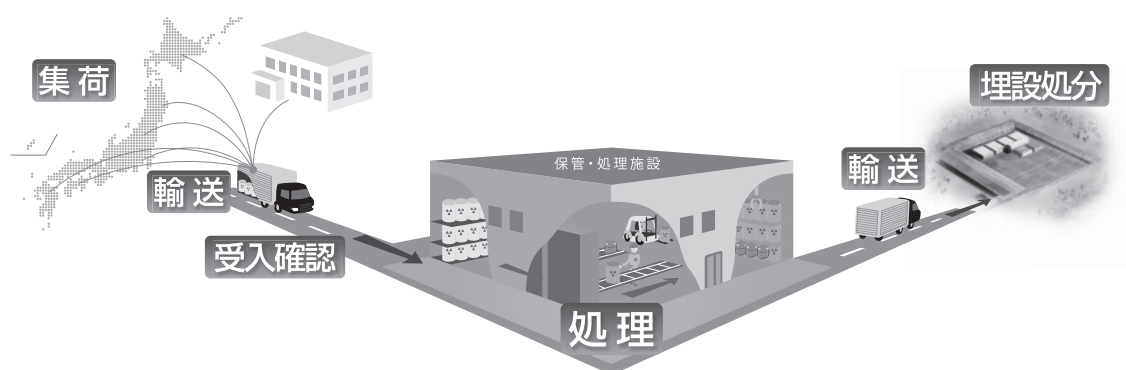
国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業の確立

デコミッショニング及び放射性廃棄物処理処分に係わる調査・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53号 (2016年3月)

## 目次

### 巻頭言

福島第一原発事故で発生した放射性廃棄物の処理・処分研究に携わって

..... 1  
池田 泰久

### 技術報告

原子力施設廃止措置のためのエンジニアリングシステムと知識継承 ..... 2  
立花 光夫

高速実験炉「常陽」における原子炉容器内補修技術の状況

—原子炉容器内で損傷した照射装置の回収— ..... 17  
芦田 貴志、伊東 秀明、中村 俊之

汚染土壌の減容化概念の検討

—微細シルト分の分離及び汚染有機物の捕捉と減容工法— ..... 28  
鈴木 敏勝

# Journal of RANDEC

No. 53 Mar. 2016

## CONTENTS

### Technical Report

Decommissioning engineering systems for nuclear facilities and knowledge inheritance for decommissioning of nuclear facilities .....	2
	Mitsuo TACHIBANA
Development of repair techniques in the reactor vessel of the experimental fast reactor Joyo — Retrieval of the bent MARICO-2 test subassembly — .....	17
	Takashi ASHIDA, Hideaki ITO, Toshiyuki NAKAMURA
Examination of the concept of volume reduction of contaminated soil — Separation of fine silt, capture and volume reduction method for pollution organic matter — .....	28
	Toshikatsu SUZUKI

### **Decommissioning engineering systems for nuclear facilities and knowledge inheritance for decommissioning of nuclear facilities**

Mitsuo TACHIBANA

J. RANDEC, No. 53 (Mar. 2016), page2 ~ 16, 15 Figures, 4 Tables

Information on construction, operation and maintenance of a nuclear facility is essential in order to plan and implement the decommissioning of the nuclear facility. A decommissioning engineering system collects these information efficiently, retrieves necessary information rapidly, and supports to plan the reasonable decommissioning as well as the systematic implementation of dismantling activities.

Then, knowledge of workers involved facility operation and dismantling activities is important because decommissioning of nuclear facility will be carried out for a long period. Knowledge inheritance for decommissioning has been carried out in various organizations.

This report describes an outline of and experiences in applying decommissioning engineering systems in JAEA and activities related to knowledge inheritance for decommissioning in some organizations.

### **Development of repair techniques in the reactor vessel of the experimental fast reactor Joyo**

— Retrieval of the bent MARICO-2 test subassembly —

Takashi ASHIDA, Hideaki ITO,

Toshiyuki NAKAMURA

J. RANDEC, No. 53 (Mar. 2016), page17 ~ 27, 19 Figures

In the experimental fast reactor Joyo, large-scale repair work in the reactor vessel was conducted in 2014,

which consisted of replacing the damaged upper core structure and retrieving the deformed irradiation test subassembly (MARICO: Material Testing Rig with Temperature Control). This report describes the remote repair techniques which were developed and accumulated through the repair work of deformed subassembly under the special environment in the reactor vessel of a sodium-cooled fast reactor.

### **Examination of the concept of volume reduction of contaminated soil**

— Separation of fine silt, capture and volume reduction method for pollution organic matter —

Toshikatsu SUZUKI

J. RANDEC, No. 53 (Mar. 2016), page28 ~ 37, 17 Figures, 3 Tables

PCS Co., Ltd. (PCS: Pollution Control Systems) considered that the artificially creation of a greater number of places with lower potential field (micro-bubble) in radioactively polluted areas by the accident of Fukushima Daiichi NPP can be very effective measure for the removal of radioactivity pollution, after site investigation in the radioactive polluted fields in Namie town, PCS then developed decontamination technology using own unique structured floating pressure-treatment device. We have confirmed the performance of this technology in a polluted field in Koriyama city, Fukushima Prefecture. By further developing this method, jointly using the subcritical water processing equipment and a high concentration microbial decomposition device, PCS has finally developed a method that is useful for a wider polluted area including organic contamination.



## 福島第一原発事故で発生した放射性廃棄物の 処理・処分研究に携わって



東京工業大学 原子炉工学研究所  
池田 泰久

東京電力福島第一原発事故の廃棄物の特徴として、破損燃料に由来する放射性核種を含むこと、事故発生時に炉心冷却に海水を用いたことから海水成分を含むこと、廃棄物の種類や汚染のレベルが多岐にわたり、かつ物量も多いこと等、従来の放射性廃棄物には該当しない異質な性状であることが挙げられる。

このような廃棄物に対し、事故後直ちに、日本原子力学会の有志によって、様々な汚染物に対する除染及び処理活動が行われた。その学会有志の研究活動の発展として、平成24年度から本年度まで、科学研究費助成事業（基盤研究(S)）「福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」を行ってきた。本研究では、汚染物の性状評価—除染・処理—廃棄物の保管・管理—廃棄物処分の各プロセス間の整合性と全体としての合理性を図った処理・処分システムを開発するための基盤研究を目的に、従来とは異なる固体・液体汚染物の性状研究、固体・液体汚染物の処理研究、廃棄物の処分研究の3分野に分け、全国の大学教員（敬称略、北大：小崎 完、佐藤 努；東北大：桐島 陽、佐藤修彰、新堀雄一、三村 均；長岡技科大：鈴木達也；東工大：竹下健二；京大：佐々木隆之；九大：稲垣八穂広、出光一哉）と進めてきている。

これまで、固体・液体汚染物の性状研究では、燃料デブリ中の燃料及び構造材を含む固体の相関係の評価やそれら固体からの放射性核種の冷却水中への溶出挙動等の検討、 $UO_2-ZrO_2$ 擬二元系やSUS系材料、 $B_4C$ 制御材の酸化及び還元雰囲気における相関係に関する知見の取得、実照射試料やトレーサー添加試料を用いた海水あるいは純水へのFPやTRU成分の溶出挙動の評価を行ってきた。また、固体・液体汚染物の処理研究では、将来的な汚染物処理法として、新規媒体（超臨界 $CO_2$ 、イオン液体）を利用した除染法、様々な廃棄物を対象としたガラス固化法、汚染水の海への放流を目指した高除染ゼオライト吸着材の高機能化、Cs、Sr、 $\alpha$ 核種等の高除染用吸着材、水・水素同位体交換を基にしたトリチウム処理法に関する研究を行ってきた。さらに、廃棄物処理研究では、高濃度の塩分を含む廃棄物を処分する可能性があることから、高濃度塩分を含む水溶液系でのベントナイト中の陽・陰イオンの拡散挙動、塩分とセメント系材料やフェロシアンとの長期相互作用について研究してきた。これらの研究成果を基に、従来の分類に該当しないと想定される福島第一原発事故の廃棄物の合理的な処理・処分方策を検討できればと考えている。

一方、福島第一原発事故の廃棄物と同様、その処分方策がいまだ未検討な廃棄物に、ウランで汚染された廃棄物“いわゆるウラン廃棄物”がある。福島第一原発事故に伴い、既存の低レベル放射性廃棄物処分（浅地中ピット、浅地中トレンチ）に関する安全規制については新規規制基準が施行されたが、ウラン廃棄物に関しては、その処分方策は未整備である。これまで、燃料加工施設や大学等研究機関において、ウラン廃棄物の貯蔵管理が課題となっているが、日本原子力学会の「東京電力福島第一原子力発電所事故以降の低レベル放射性廃棄物処理処分のあり方」において、ウラン廃棄物に対する処分の基本的な考え方が取りまとめられつつある。

今後、上記の学会活動や大学及び各種機関での研究を通して、福島第一原発事故の廃棄物やウラン廃棄物を含めたバックエンド分野の法令整備と技術開発がさらに進むことを期待したい。



## 原子力施設廃止措置のためのエンジニアリングシステムと知識継承

立花 光夫\*

### *Decommissioning engineering systems for nuclear facilities and knowledge inheritance for decommissioning of nuclear facilities*

Mitsuo TACHIBANA\*

原子力施設廃止措置の計画立案や実施には、施設、運転中の機器の維持管理、解体作業等の情報が必要である。このため、廃止措置エンジニアリングシステムは、これらの情報を効率良く収集し、必要な情報を迅速に取出して、合理的な廃止措置計画の立案と計画的な解体作業の実施を支援する。

その上、原子力施設の廃止措置は長期間となるため、運転や解体作業に携わった作業員の知識等が重要である。このため、様々な機関で原子力施設の廃止措置のための知識継承が行われている。

本報告ではJAEA等における廃止措置エンジニアリングシステムの概要と適用の経験、各種機関での廃止措置のための知識継承活動について述べる。

Information on construction, operation and maintenance of a nuclear facility is essential in order to plan and implement the decommissioning of the nuclear facility. A decommissioning engineering system collects these information efficiently, retrieves necessary information rapidly, and supports to plan the reasonable decommissioning as well as the systematic implementation of dismantling activities.

Then, knowledge of workers involved facility operation and dismantling activities is important because decommissioning of nuclear facility will be carried out for a long period. Knowledge inheritance for decommissioning has been carried out in various organizations.

This report describes an outline of and experiences in applying decommissioning engineering systems in JAEA and activities related to knowledge inheritance for decommissioning in some organizations.

#### 1. はじめに

東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故後、運転開始から40年を超える5基の原子力発電所が運転を停止した。このうち玄海発電所1号機(PWR、1,650 MWt、九州電力(株))の廃止措置計画の認可申請が2015年12月に、敦賀発電所1号機(BWR、1,070 MWt、日本原子力発電(株))と美浜発電所1、

2号機(PWR、1,031、1,456 MWt、関西電力(株))の廃止措置計画の認可申請が2016年2月に行われ、原子力発電所の廃止措置が本格的に動き始めた。

一方、旧日本原子力研究所(以下「旧原研」という)では、これまでにJPDR(動力試験炉)やJRTRF(再処理特別研究棟)等の廃止措置を実施してきた。また、旧核燃料サイクル機構(以下「旧

\* : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 バックエンド研究開発部門 廃棄物対策・埋設事業統括部  
(Radioactive Waste Management and Disposal Project Department, Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management, Japan Atomic Energy Agency)



サイクル機構」という)では、URCP(ウラン製錬転換施設)等の廃止措置を実施し、「ふげん」廃止措置の準備を進めてきた。さらに、旧原研と旧サイクル機構が統合した日本原子力研究開発機構(以下「JAEA」という)では、組織の統合に併せて役割を終えた原子力施設や重複する原子力施設の廃止措置を開始した。

旧原研、旧サイクル機構及びJAEA(以下「JAEA等」という)では、これまで原子力施設の廃止措置に必要な技術開発や様々な解体作業に関するデータや知見等が蓄積されてきた。特に、廃止措置プロジェクトを進めるにあたっては、原子力施設の情報を収集して廃止措置データベース(以下「廃止措置db」という)を構築し、施設独自の廃止措置エンジニアリングシステム(以下「廃止措置ES」という)を開発した。

また、原子力施設の廃止措置を計画的、合理的に進めるためには、施設の運転や廃止措置計画の立案、解体作業の経験や知識が必要となる。さらに、原子力施設の廃止措置は長期間の作業となる。例えば、原子力発電所の廃止措置は約30年間を要する。このため、原子力施設の廃止措置では、施設の運転や廃止措置計画の立案に携わった作業員の経験や知識継承が重要である。

本報告では、廃止措置を安全で合理的に進めるために、JAEA等が行ってきた廃止措置ESの開発と各種機関での廃止措置のための知識継承活動について述べる。

## 2. 廃止措置ES

JAEA等ではこれまで廃止措置プロジェクトに応じて幾つかの廃止措置ESを開発してきた。ここでは、廃止措置ESの役割、開発の沿革、JAEAが開発した廃止措置エンジニアリングシステム(以下「DENESYS」という)の概要、システム適用の経験と課題について述べる。

### 2.1 システムの役割

廃止措置ESは、安全で合理的な廃止措置計画を立案し、解体作業の進捗状況を管理するとともに、解体作業のデータを収集・分析し、次の廃止措置プロジェクトの合理化に役立てるためのもの

である。

廃止措置計画の立案には、建設から運転終了までの原子力施設の様々な情報が必要となる。これらの情報は、膨大で多種多様となるためコンピュータを活用した廃止措置ESを開発して廃止措置dbにおいて合理的に管理し、必要に応じて必要な情報を迅速に取出す必要がある。

廃止措置ESは、廃止措置の段階(開始前、実施中、終了後)によって、その役割が変化し、それに伴って次のように取扱うデータ項目や種類も異なる。

- ・開始前：廃止措置費用の評価や廃棄物管理計画の作成等、廃止措置全体計画の作成に使用する。廃止措置費用の評価では、施設にある機器の重量や除染等を経て発生する廃棄物区分毎の重量等が必要となる。また、廃棄物管理計画の作成では、収納効率を考慮した廃棄物容器の数量が必要となる。
- ・実施中：解体作業に関する作業工数、被ばく線量、廃棄物量等のデータを収集する。収集したデータをもとに、解体作業の進捗管理、廃棄物の保管管理、放射線管理等に活用する。
- ・終了後：収集したデータの分析や解体作業で得られた知見を取りまとめ、それらを次の廃止措置プロジェクトに継承し、その合理化、効率化に活用する。さらに、発生した廃棄物の情報はそれを処分する際に活用する。

### 2.2 システム開発の沿革

旧原研や旧サイクル機構では、原子力施設の廃止措置プロジェクト毎に独自に廃止措置ESを開発し、解体作業を進めてきた。ここでは、旧原研や旧サイクル機構が開発した廃止措置ESの概要を述べる。

#### (1) JPDR解体時のデータ収集・処理システム

旧原研のJPDRは1963年に日本で初めて原子力発電に成功した小型のBWR(90 MWt)で、1976年に運転を停止した。

その後、1986年から1996年の約10年間に行われたJPDR解体実地試験では、Fig. 1に示すようなデータ収集・処理システムを開発し、解体作業に

関するデータを収集した<sup>1)</sup>。本システムはJPDR解体実地試験の全期間を通して順調に稼働した。

データ収集・処理システムでは、解体作業に関するデータを放射線関連データ、作業関連データ、物流関連データに分け、其々の特徴に合わせて作成した放射線管理日報、作業管理日報、廃棄物管理記録票等の記録票をベースに収集し、端末装置を介して各記録票のデータを大型計算機（富士通株式会社FACOM-M780/20）の解体データベースに集めた。また、作業員の認識コードと解体作業の管理番号を記録したIDカード、作業員の被ばく線量を測定するAPD（警報付ポケット線量計）を使用し、管理区域への立入時間、被ばく線量に関するデータを自動的に小型計算機（株式会社東芝TOSBAC DS600/40 II）を介して大型計算機の解体データベースに収集した。この当時、解体作業に関する多量のデータを収集するには大型計算機が必要であった。

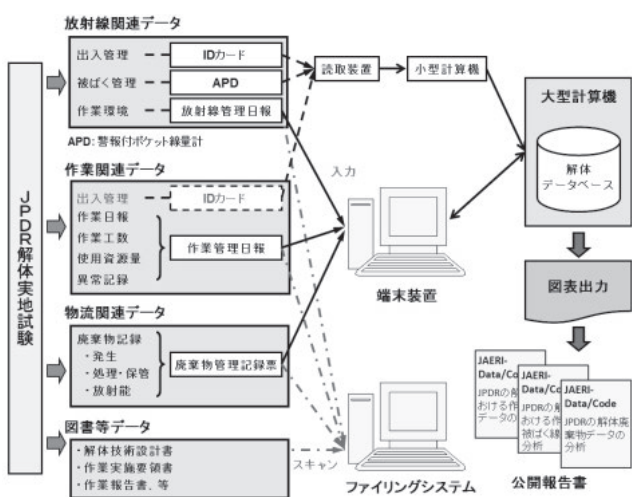


Fig. 1 Data collection system during JPDR dismantling

さらに、解体技術設計書、作業実施要領書、記録票、作業報告書等のJPDR解体実地試験で使用した図書はスキャナーで電子データに変換してファイリングシステム（株式会社東芝TOSFile）に保存した。

データ収集・処理システムはJPDR解体実地試験の終了に伴って撤去し、大型計算機も既に何度も更新され、その当時のデータはもはや使用できない。しかし、これらのデータは別途とりまと

め、旧原研の報告書として公開されている<sup>2)</sup>。

なお、ファイリングシステムに登録したデータは、汎用性を考慮したデータ形式（TIFF、JPEG、PDF等）に変換して2.3節で述べるJAEAのDENESYSの一部である文献情報データベース（以下「文献情報db」という）に登録しているため、現在もほとんどのデータが利用可能である。

さらに、原子炉解体を効率的に実施するための計画作成と作業管理に資するためにCOSMARD（Code systems for management of reactor decommissioning）を開発した<sup>3)</sup>。COSMARDでの管理データ計算の概念図をFig. 2に示す。COSMARDでは解体作業時の作業構成と作業条件を割り付けた作業パッケージを入力データとし、データベースを用いて解体作業に要する作業人工数と費用、作業員の被ばく線量、解体作業で発生する廃棄物量等の管理データを算出し、計算結果をバーチャート等で表示できる。ここで使用しているデータベースのうち単位アクティビティデータベースは、JPDR解体実施試験で収集したデータを分析して得られたものである。

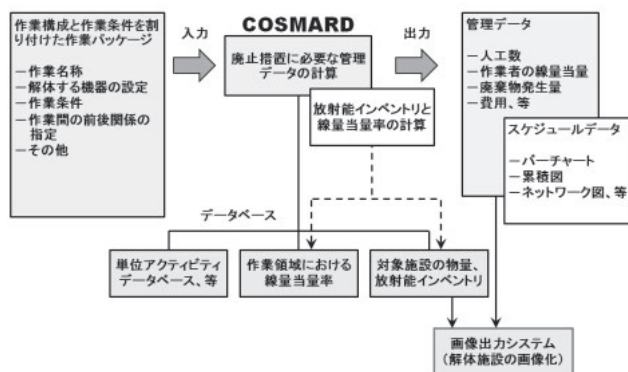


Fig. 2 Calculation flow of project management data for decommissioning by using COSMARD

(2) JRTF解体時の解体管理システム

旧原研のJRTFは1968年から1969年に溶媒抽出を用いたPUREX法により日本で初めて使用済み燃料からPuを抽出した再処理試験用施設である。

JRTFは1996年に解体作業を開始し、本体施設にある機器の撤去がほぼ終了して、2015年には廃液長期貯蔵施設にある廃液貯槽LV-1の撤去を進めた。解体作業は2016年で既に開始から20年を迎えるが、終了予定は2031年度である。

JRTFでは解体作業の開始当初に解体管理システムを開発し、解体作業に関する各種データを収集して、作業の工程管理、放射線管理、廃棄物管理を行い、解体作業を効率的に進めてきた。解体管理システムは、解体作業に関する各種データをデータベース化した系統的な管理と将来の核燃料施設での解体計画策定の基礎となる資料の提供を目的としていた。

ここでは、JRTFの解体作業に使用した解体管理システムの概要を示す。

解体管理システムはFig. 3に示すように複数のサブシステムとデータベースから構成される<sup>4)</sup>。このうちサブシステムは、入退管理、入退データ作成、基本データ登録、記録データ登録、画像データ管理、作業工程管理、検索、登録データ出力、バックアップ、グラフ作成から構成される。解体管理システムの本体であるデータベースサーバには大型計算機に代わってワークステーションを使用した。このため、システムの構成は複雑になっているが、基本的にはJPDRのデータ収集・処理システムと同じである。例えば、解体作業のデータを作業日報、作業確認記録票、放射線管理日報、放射性廃棄物記録票等に記載し、職員等がデータをシステムに登録した。

本システムでは、作業件名、作業場所、廃棄物の名称、作業者名等の基本データをコード化し、コード対応表等を見ながら入力していたためデータ入力はかなりの負担となった。当時のシステムではまだコードの自動変換を簡単に行うことがで

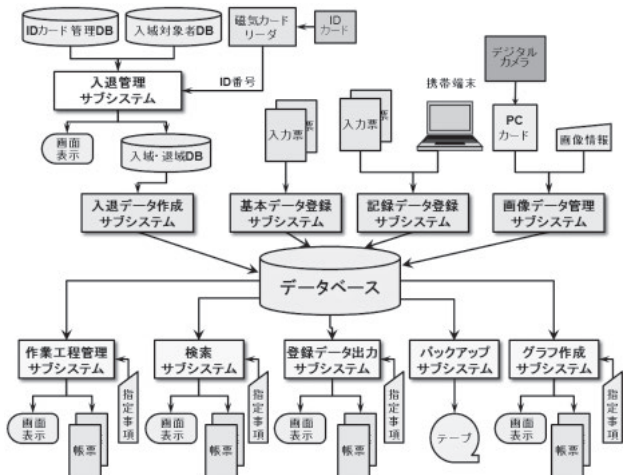


Fig. 3 JRTF dismantling management system

きなかった。また、作業員の管理区域への出入り管理もJPDRと同様に、作業員一人一人に持たせたIDカードを使用した。しかし、作業員の被ばく線量はポケット線量計で毎日測定したが、その値を携帯端末に入力又は記録票に記載した後、システムに登録又は入力した。

解体管理システムは、ワークステーションと複数のパーソナルコンピュータを使用してFig. 4に示すようなクライアントサーバ方式のネットワークを構成し、解体作業時に合理的なデータ収集を行った。さらに、解体作業の状況をデジタルカメラで撮影し、画像データのシステムへの取込みも始めた。収集したデータは、リレーショナルデータベースであるOracle 7.2を使用したデータベースサーバで一元的に管理した。

JRTFの解体作業は、2005年度まで電源開発促進対策特別会計で行ってきたが、その後、一般会計に変更され、解体作業の予算も大幅に削減された。このため、解体管理システムは2005年度に使用を停止し、それまでにシステムに登録したデータは現在使用できない。しかし、記録票等は別途電子データに変換し、2.3節で述べるJAEAの文献情報dbに登録・管理している。なお、2006年度以降、JRTFでの解体作業のデータ収集は記録票等を用いて今も続けている。

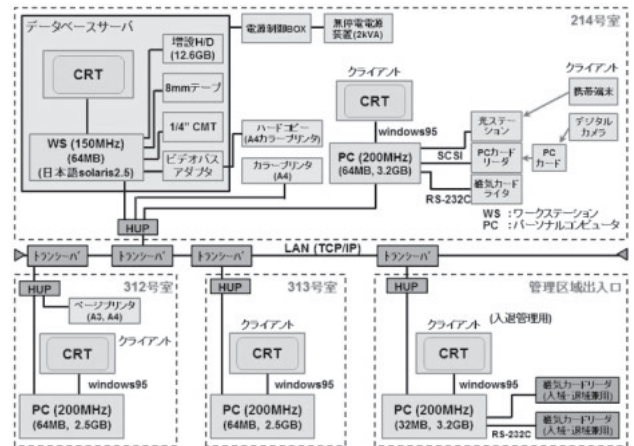


Fig. 4 Network configuration of JRTF dismantling management system

(3) 「ふげん」のDEXUS

旧サイクル機構の「ふげん」(ATR、557 MWt)は、2003年3月に運転を終了した。その後、「ふげ



ん」の廃止措置に向けて廃止措置エンジニアリング支援システム（以下「DEXUS」という）を開発した。DEXUSは、計画評価、データベース、VR（バーチャルリアリティ）・可視化、情報管理システムから構成される<sup>5)</sup>。

このうちデータベースシステムには、設備情報、空間線量率情報、放射能インベントリ評価結果、各種検討結果がある。これらの情報は汎用3次元CADソフトであるMicrostation（Bentley Systems社）で作成した3次元CADデータと連携し、設備情報の表示、解析・測定結果の可視化等が行える。

VR・可視化システムでは、線量率データを有するVRの作業空間において解体作業シナリオを作業員の動きとして作成した後、作業員の移動をシミュレーションし、作業時間、被ばく線量等を計算して、解体作業の安全性や妥当性を評価する。

Fig. 5は「ふげん」原子炉建屋内でのヘリウム配管取替え作業をVR・可視化システムによりシミュレーションした結果である。



Fig. 5 Simulation of removal work of helium system piping in reactor building of Fugen

データベースシステムにある設備情報データ等の作成には、設計、建設時に作成した施設の配置図、配管図、製作図、アイソメ図等と運転中の保守管理に使用した設備台帳データを使用した。設備情報データは、2001年時点で設備数が34,000、配管長が約70 kmと非常に膨大なものである。

#### (4) 人形峠センターの解体ES<sup>6)</sup>

人形峠環境技術センター（以下「人形峠センター」という）では、事前評価、計画策定、系統除染、施設解体、解体・保管廃棄物の処理、処分・再利用までの一連の業務を支援するため解体エンジニアリングシステム（以下「解体ES」という）を開発した。解体ESは、3DCADシステム、支援システム、データベースから構成される。

3DCADシステムは、解体作業を行うために必要な施設や機器の情報（幾何情報、材質、核物質インベントリ、運転履歴等）を集約する情報基盤であるだけでなく、機器の切断／移動シミュレーションや物量の集計等を行い、解体作業をパソコン上で模擬する。3DCADシステムでは、機器の解体計画の作成に汎用3次元CADソフトのMicrostation、Plant Spaceを用いている。

支援システムでは、3DCADシステムでの切断／移動シミュレーションと組合せ、機器の切断シミュレーションにより発生した切断片のCADモデル毎に管理番号を発行するとともに、切断片のCADモデル毎に収納先を指定して収納先の管理番号を発行する。さらに、管理番号に応じた切断片及び収納先のバーコードを作成する。

データベースには、解体工程、除染・減容、測定等の技術情報と併せて、作業工数、費用等の作業実績情報が集約されている。データベースでは、実際の切断片と収納先であるドラム缶に支援システムで作成したバーコードを貼付け、バーコードにより切断片の発生場所、収納先の履歴を管理する。また、機器の材質やドラム缶の保管位置の履歴もデータベース化し、切断片やドラム缶に関する情報を追跡することができる。

解体ESは、2000年6月から2002年3月に行ったURCPの湿式プロセスの解体に適用した。ここでは、解体ESにより機器の切断／移動シミュレーションを行い、解体計画を作成した。作成した解体計画を記載した切断計画図に応じて切断片毎のバーコードを作成した。また、作業計画書に従って、切断箇所マーキングを行い、切断片毎にバーコードを貼付けた後、機器の切断を行った。機器の切断後、切断片に張付けたバーコードを読み取り、収納先を確認しながら、切断片を収納先であるドラム缶に収納した。また、解体作業に

関する管理データは、イントラネットを介してコンピュータからデータベースに入力した。小規模であるが3次元CADによる解体作業のシミュレーションが初めて実際の解体作業に適用された。

#### (5) 旧原研のCOSIDA<sup>7), 8)</sup>

機器を遠隔で解体撤去する際には、解体装置の配置、その動作、切断・撤去する機器の移動経路等を検討して、作業が安全で効率良く実施できることを事前に確認しておくことが必要である。そこで、旧原研では汎用遠隔解体技術開発として、解体作業の進捗に伴って変化する作業環境や解体装置の動作等を検討する解体作業シミュレーションシステム（以下「COSIDA」という）の開発を行った。COSIDAは、作業環境表示、作業分析、解体計画検討プログラムから構成される。

作業環境表示プログラムでは、作業エリアの汚染分布、放射化放射能分布、空間線量率分布等を2次元や3次元CADを用いて表示する。作業分析プログラムでは、想定される各種作業（要素作業）に対して機構解析、干渉確認、機器の切断等の分析を行う。解体計画検討プログラムでは、機器の移動から容器収納までの一連の作業を要素作業でまとめ、機器の動作や作業環境の変化を解体計画に従って動画で表示する。

Fig. 6はJPDRの原子炉炉圧力容器周辺の空間線量率の計算結果を読み込み作業環境表示プログラムで空間線量率分布を可視化したものである。

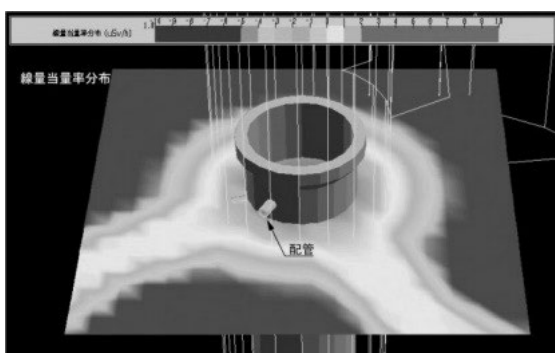


Fig. 6 Dose rate distribution around reactor pressure vessel in JPDR

また、作業分析プログラムを用いて遠隔解体ロボットの動作手順や干渉解析、解体物動作の干渉

解析等のシミュレーション（汎用ロボットシミュレータWorkspace4: Robot Simulation LTD.）を行い、遠隔解体ロボットを用いた機器の自動解体作業を検討した。Fig. 7は双腕型遠隔解体ロボットによるグローブボックスの解体作業をシミュレーションした結果である。また、シミュレーション結果から遠隔解体ロボットの動作コマンドを生成し、それを現実の双腕型遠隔解体ロボットの動作コントローラに転送し、非管理区域での試験ではあるが、グローブボックスを模擬した試験体の自動解体を行うことができた。

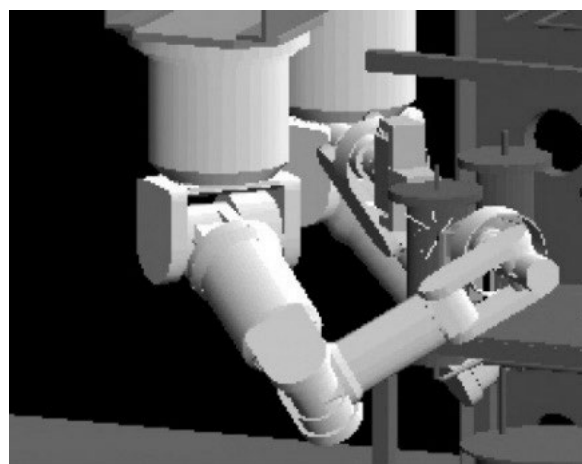


Fig. 7 Dismantling simulation by dual arm manipulator

### 2.3 JAEAにおけるDENESYS

JAEA設立（2005年10月）後、各原子力施設が有する廃止措置ESを整理し、JAEAが保有する多種多様な原子力施設の廃止措置に関する情報やJAEAでの解体作業のデータを収集し、JAEA全体で統一して管理するDENESYSを開発した。

ここでは、DENESYSの概要、解体作業時の管理データ収集の考え方と施設特性dbの概要について述べる。

#### (1) DENESYSの概要

DENESYSは評価システムと廃止措置エンジニアリングデータベース（以下「廃止措置EDB」という）から構成される。

評価システムには、管理データ評価プログラム（以下「PRODIA」という）、被ばく評価プログラム（以下「REX」という）、残存放射能インベン

トリ評価プログラム (以下「RADO」という)<sup>9)</sup>、簡易費用評価プログラム (以下「DECOST」という)<sup>10)</sup>がある。PRODIAはCOSMARDをベースとして原子炉施設だけでなく核燃料施設を含めた廃止措置に要する管理データを評価する。REXは解体作業に伴い環境に放出される放射性物質による周辺住民の被ばく線量を評価する。RADOは原子炉施設に残存する放射化インベントリを評価する。DECOSTは原子力施設の特徴に応じて、機器毎の重量換算係数等を用いた評価式により費用評価項目毎の廃止措置費用を評価する。

廃止措置EDBでは、データの種類に応じて廃止措置に関する各種情報を施設特性db、廃止措置関連情報データベース (以下「関連情報db」という)、文献情報dbに分類して管理している。

施設特性dbには、原子力施設が保有する機器の物量データや解体作業時に収集した各種管理データ等が登録されている。施設特性dbでは各種データの管理にリレーショナルデータベース管理システムであるSQL Serverを用いている。

関連情報dbには、廃止措置や廃棄物に関する法規制、国際機関の廃止措置に関する安全規制、各国の原子力発電所、研究用原子炉、核燃料施設の廃止措置に関する情報、解体、除染、測定等の技術情報が登録されている。関連情報dbではこれらの情報の管理にWeb技術を用いている。

文献情報dbには、廃止措置に関する国内外の文献、JPDR、JRTE等の解体作業で収集した各種記録票、解体作業の実施要領書や報告書等が登録されている。文献情報dbではこれらの文書等の管理に汎用ファイリングシステムであるNeedsfile (エヌエスソフト株) を用いている。

(2) 管理データ収集の考え方

原子力施設の解体作業を実施する際、JAEAでは作業管理日報、廃棄物記録票等を用いて管理データを収集し、収集した管理データはイントラネットを介して施設特性dbに登録している。JAEAでの解体作業時の管理データ収集の考え方をFig. 8に示す。

JAEAでは解体作業時に収集する管理データの項目を次のように決定した。PRODIAやDECOSTでの評価項目は、作業工数、被ばく線量、

廃棄物量、費用等である。これらの項目を評価するには、解体作業時に作業管理データと廃棄物管理データを収集する必要がある。

作業管理データには、解体作業に要した作業工数、機器の切断の回数、長さ、個数、グリーンハウスの寸法、除染、測定等の面積、解体作業時に受けた作業員の被ばく線量、エリアの空間線量率等が必要となる。廃棄物管理データには、廃棄物の材質、重量、放射能量、廃棄物容器の発生個数等が必要となる。

JAEAでは各原子力施設での解体作業に併せて、これらの管理データを作業分類 (解体、準備、後処理等) や作業項目 (足場の設置、タンク解体、放射線測定等) に併せた作業管理日報、廃棄物容器や廃棄物の種類に応じた廃棄物記録票等に記録している。

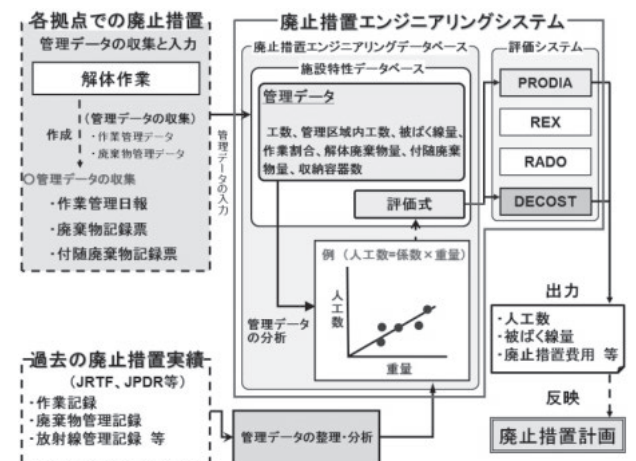


Fig. 8 Concept of collecting project management data during dismantling activities in JAEA

(3) 施設特性dbの概要

施設特性dbは、施設情報管理、実績情報管理、評価モデル管理機能から構成される。

施設情報管理機能では、選択した原子力施設 (建屋数等)、建屋 (部屋数等)、部屋 (面積、空間線量率、機器等の数) や機器の情報 (重量、材質等) が表示される。

JAEAでは各原子力施設の解体作業に併せて、各種記録票に記載した管理データを実績情報管理機能を介して登録している。実績情報管理機能では、登録したデータの作業件名、作業開始日、作



業終了日、作業工数、被ばく線量、廃棄物量等が一覧で表示される。

なお、人形峠センターでのURCPの乾式プロセスの解体では、施設特性dbへのデータ入力の合理化を図るため記録票の代わりにマークシートを用いた。

また、実績情報管理機能では登録したデータのうち作業工数の分析を次のように行っている。解体作業を実施した時には、作業管理日報に解体作業に要した作業工数を毎日記載している。1枚の作業管理日報に1つの作業項目の作業工数を記録する場合、1つの作業項目の実施に要する作業工数は容易に分析できる。しかし、複数の作業員が1日に複数の作業項目を行う場合、1日に複数の作業管理日報を作成することとなり、それを作成する作業員の負担が多くなる。このため、作業管理日報では、1日に要した作業工数と1日に行った作業項目毎の作業割合を記録している。Table 1は2日間に行った解体作業の作業管理データ一覧の例を示す。これでは、1日目に3種類の作業項目を実施し、それらの作業項目の実施にA人日を要し、そのうちタンク解体の作業割合は60%であった。また、2日目には4種類の作業項目を実施し、それらの作業項目の実施にB人日要し、そのうちタンク解体の作業割合は20%であった。この場合タンク解体に要した作業工数は、1日の作業工数と作業割合から次のように算出する。

$$\text{タンク解体に要した作業工数 (人日)} = A \times 0.6 + B \times 0.2$$

Table 1 Example of work management data

番号	作業日	作業工数	作業分類	作業項目	作業割合
1	2016/03/01 (1日目)	A人日	準備	足場の設置	30%
			解体	タンク解体	60%
			後処理	放射線測定	10%
2	2016/03/02 (2日目)	B人日	準備	GHの設置	30%
			解体	タンク解体	20%
			解体	機器の解体	35%
			後処理	作業場所の整理	15%

実績情報管理機能において、対象とする原子力施設等を選択して表示される作業実績一覧の任意の作業件名を選択するとFig. 9に示す日報データ一覧が表示される。実績情報管理機能では、日報データ一覧の中から作業分類、作業項目、機器分類、対象、作業内容毎に作業工数の分析を行う。Fig. 9はJRR-2での原子炉冷却系統施設にある設備・機器の解体時に収集したデータの一例である。上側が作業管理日報から入力したデータ、下側が入力データを作業分類、作業項目毎に上述した方法で分析した結果である。

次に、様々な原子力施設の廃止措置で行われた同一の作業分類と機器分類の作業項目(例、廃ガスタンク1Aの解体、格納容器ドレンタンクの解体)の評価結果を取りまとめ、一般的な作業項目(例、タンク解体)の評価式を構築する。

施設特性dbでは、以上のような作業工数の分析を作業分類、作業項目、機器分類毎に行い評価式



Fig. 9 Example of list of daily work reports

を作成して評価モデル管理機能で管理している。評価モデル管理機能により作成した作業工数の評価式は、評価モデル（作業工数の評価式）一覧に表示される任意の機器分類と作業項目を選択すると表示できる。Fig. 10はJPDRでのタンク解体の評価モデル（人工数）の例である。分析したタンク解体のデータは、図の下側に表示される。また、評価式の対象となる機器等の写真（例、JPDRの廃ガスタンク）と評価式作成に使用した機器重量と作業工数の関係を示したグラフも表示できる。



Fig. 10 Example of manpower evaluation model for dismantling tank in JPDR

## 2.4 システム適用の経験と物量db作成の課題

JAEA等において複数の廃止措置ESを開発して、実際の原子力施設の解体作業に適用し、様々な経験と課題が得られた。ここでは、開発した廃止措置ESの活用経験と物量データベース（以下「物量db」という）作成の課題について述べる。

### (1) システム適用の経験

JAEA等での原子力施設の解体作業に廃止措置ESを適用して次のような経験が得られた。

- ・ 廃止措置を安全で合理的、効果的、経済的に進めるには廃止措置ESが有効である。
- ・ 廃止措置ESを開発する際には、その役割を明確にし、解体作業に負担がかからないようにデータを収集する必要がある。また、終了後のシステムやデータの活用方法を予め決めておく必要がある。
- ・ 建設後、改造や機器の更新を行うため、完全な

施設の設計図面等が残されていない恐れがある。したがって、現場調査によるデータの確認は効果的である。

- ・ 物量dbや3次元CADの作成に多くの時間と費用を要する。
- ・ 3次元CADによるシミュレーションは、事前に機器の解体手順を把握するのに効果的である。
- ・ 3次元CADによる解体作業の分析は、主要機器の解体、機器が複雑に設置されたエリアや放射線の強いエリアでの解体に効果的である。
- ・ バーコードによる履歴管理は便利であるが、その健全性や耐久性に課題がある。また、切断片全てにバーコードを貼付けできない。
- ・ 廃止措置ESは廃止措置終了まで使用できるように維持管理すべきである。
- ・ 廃止措置終了後、解体作業の結果や経験等を報告書にまとめるべきである。
- ・ 解体作業の作業工数や費用等を精度良く評価するには、多くの管理データを収集・分析する必要がある。

### (2) 機器の物量db作成の課題

原子力施設の機器の物量dbは、一般的に設計図面等をもとに作成する。設計図面等がない機器の物量dbは、類似する機器のカタログや機器の3次元CADを用いて作成する。

機器の物量dbは原子力施設の廃止措置費用を計算する重要なデータである。このため、廃止措置費用を精度良く評価するには、完全な機器の物量dbを準備する必要がある。しかし、多くの時間と手間を掛けても完全な機器の物量dbを作成するのは困難である。

そこで、事前調査した機器の物量と実際に解体作業で発生した廃棄物量の違いを調査した<sup>11)</sup>。Table 2はURCPでの事前調査時の機器の物量と解体作業時に発生した廃棄物量である。このうち転換試験室では事前調査時の機器の物量と解体作業時に発生した廃棄物量の比は1.02とほぼ一致した。一方、その他の部屋では、解体作業時に発生した廃棄物量は、事前調査時の機器の物量に比べて最大で23%多くなった。

Table 2 Comparison of actual weight of dismantled equipment and estimated weight in URCP

部屋名	—	非汚染物 (kg)	汚染物 (kg)	合計 (kg)	実績/調査
UF <sub>4</sub> 供給室	調査	3,948	3,794	7,742	1.20
	実績	1,663	7,633	9,296	
UF <sub>4</sub> 処理室	調査	11,082	5,542	16,624	1.23
	実績	12,828	7,548	20,376	
UF <sub>6</sub> 充填室	調査	15,155	386	15,541	1.18
	実績	14,689	3,701	18,390	
シリンダ処理室	調査	15,594	518	16,112	1.08
	実績	16,223	1,104	17,326	
転換試験室	調査	19,138	64,268	83,406	1.02
	実績	24,617	60,659	85,276	

調査：事前調査時の機器の重量  
 実績：解体作業時に発生した廃棄物量

Fig. 11は転換試験室の機器の数と機器の積算重量の比の関係を示したものである。機器の積算重量は、転換試験室にあった重量の大きい機器から順にその重量を積算したものである。実線の曲線は20 kg以下の機器（全ての機器）を含めた積算重量であり、破線の曲線は20 kg以上の機器の積算重量である。その結果、20 kg以上の機器の積算重量は全ての機器の積算重量の99%を占めた。つまり、機器の重量一次式を基本とする廃止措置費用の評価では、20 kg以下の小さな機器を見逃しても、評価結果にあまり影響がないことが分かる。

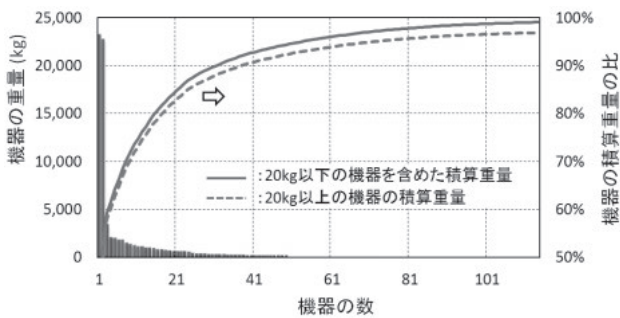


Fig. 11 Relationship of number of estimated equipment and ratio of accumulated weight of equipment (Conversion tests room)

### 3. 廃止措置における知識継承

原子力発電所の標準的な廃止措置工程では、使用済み燃料を搬出した後、系統除染を実施し、5～10年程度の安全貯蔵を経て解体撤去を行う。廃止措置の全工程は30年程度を目途に終了すること

としている。最近、原子力規制委員会に認可申請した原子力発電所の廃止措置期間は、美浜発電所1、2号機が30年、玄海発電所1号機が28年、敦賀発電所1号機が24年となっている。また、原子炉廃止措置研究開発センター「ふげん」の廃止措置期間は26年となっている。

このように原子力施設の廃止措置は長期間の作業となるため、廃止措置期間中に施設の運転を経験した技術者が一人もいなくなることが考えられる。実際、JAEAの研究用原子炉であるJRR-2は1996年に運転を停止して、1997年から解体作業を開始し、現在、原子炉本体を密閉管理している。JRR-2の廃止措置は2034年度に完了する計画であるが、JRR-2の運転を経験した職員は既に退職してほとんど残っていない。

原子力施設の廃止措置には、機器の運転や維持管理、トラブルや汚染の状況等、施設での様々な経験や知見が必要となる。このため、施設を運転した技術者の有する経験や知識等の継承が原子力施設の廃止措置を安全で合理的に進める上で重要な鍵となっている。

(一財) エネルギー総合研究所は、21世紀における原子力発電炉廃止措置のあり方に関する調査検討委員会での検討の中で原子力発電所の廃止措置における技術や知識等の継承の目的を次のように示した<sup>12)</sup>。

- ・ 情報や知識を共有し、ノウハウを教えあう風土を醸成する。
- ・ 情報から変化の兆しをつかむ力を身につける。
- ・ 情報、知識、ノウハウを共有する仕組みを作る。
- ・ 情報、知識、ノウハウを活用し、新たな創造を行い組織の競争力を高め、利益を生み出す。

さらに、技術や知識等の継承の課題として以下のことを示した。

- ・ 後継者が知識を学習するには相当の手間がかかる。
- ・ 技術継承には場所、設備、環境を整備しなければならない。
- ・ 後継者は必要な基礎知識と能力を有していなければならない。



- ・継承すべき技術を明確にし、体系化しなければならない。

ここでは、知識マネジメントと廃止措置知識マネジメントの概要、各種機関の廃止措置における知識継承に関する取組みについて紹介する。

### 3.1 廃止措置知識マネジメント

#### (1) 知識マネジメント<sup>13, 14)</sup>

技術や知識等の継承の課題を解決するために、近年、知識マネジメントという活動が行われている。知識マネジメントとは、「知的財産を見いだし最適化をはかり、実際に管理していくことであり、時には人工物として保持されている明確な知識（形式知）の形態をとり、時には個人や社会で共有・保存されている暗黙の知識（暗黙知）の形態をとる」と定義されている。

原子力業界においては、2003年のIAEA総会において当時のエルバラダイ事務局長が、「既存設備の安全運転や廃止措置においては、原子力分野の科学技術能力を維持し、明らかに有意である原子力を利用し続けることが欠かせない」と原子力知識マネジメントの必要性を示した。

原子力知識マネジメントとは、経営学における知識マネジメントの考え方と手法を原子力に特化させた学問であり、主要な項目には、専門知識・技術の保存と伝承、暗黙知の伝承、知的財産の管理、原子力技術者の教育等がある。

#### (2) 廃止措置知識マネジメント

廃止措置の分野においても、知識継承の活動が行われている。21世紀における原子力発電炉廃止措置に関する調査検討委員会での検討の中で廃止措置に必要な技術継承の手続きとして次のような事業者の例が示された<sup>13)</sup>。

- ・廃止措置の条件・制約、安全貯蔵期間等の廃止措置方式を明確にする必要がある。
- ・国のプロジェクトや大型改造工事の経験、関連企業の保有技術等を整理する必要がある。
- ・廃止措置実施に必要な不足する技術や失われる可能性のある技術を整理する必要がある。
- ・技術継承計画の立案と実施、技術継承を管理す

るプログラムが必要である。

- ・技術継承活動の廃止措置への経済的効果の評価や成果の検証が必要である。

また、今後の廃止措置における技術や知識等の継承のあり方として次のことを挙げている。

廃止措置において知識を継承するためには、廃止措置に特有な技術（既往の技術開発の知識、廃止措置や大型改造工事の経験、教育訓練等）を集約し、体系化を行う必要がある。また、企業内の管理組織の構築、学会での標準や手引きの作成等、技術継承を組織的に取組む必要がある。次に、得られた知見の整理、職場風土や文化の変化、形式知化ツール、IT技術等の経験を記録、保存、伝達、共有する仕組みを構築する必要がある。さらに、廃止措置の技術やシナリオの知識に基づいて、廃止措置の合理化を継続的に生み出す能力を確保する必要がある。また、必要な時期に廃止措置を安全で合理的に実施できる組織や能力を準備し維持する必要がある。

### 3.2 廃止措置における知識継承に関する取組み

原子力施設の廃止措置の知識や経験が時間とともに消失するのを防止するためには、普遍的に適用可能で容易に利用可能なシステムにより様々な情報を保存し、維持するアプローチが必要となる。

原子力施設の廃止措置の増加や遅延、その後の廃棄物の処分を見据えて、各種機関において様々な知識の継承活動が行われている。ここでは、各種機関における廃止措置のための知識継承の具体的な取組みについて紹介する。

#### (1) IAEA（国際原子力機関）

IAEAの核燃料サイクル・廃棄物技術部は、放射性廃棄物管理ネットワークの一つとして廃止措置に関する国際ネットワーク（IDN: International Decommissioning Network）を2007年に設置した。IDN (<https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/WTS-Networks/IDNoverview.html>) では原子力施設の廃止措置が適切に実施されるよう参加機関等により廃止措置に係る経験を共有するため情報交換等を実施している。

また、核燃料サイクル・廃棄物技術部は原子力

知識マネジメント課と共同で廃止措置等に係る知識マネジメントについて2014年に活動を開始した。そこでは、原子力施設の設計知識と過去の記録の保管、良好な廃止措置や知見の共有と活用、廃止措置等に係る人材能力の確保、将来世代への知識の移管について検討が行われている。

さらに、IDNではデコミッションングWiki（以下「デコミWiki」という）という知識マネジメントの基本となるWiki技術を活用した知識ベースの検討を始めており、デコミWikiに関する本格的な活動が2015年11月に行われたIDN本会議で承認された。なお、デコミWikiへのアクセスは、今のところIDN参加者等に制限されている。

デコミWikiでは、廃止措置への適用技術として、3次元シミュレーション、アブレイシブウォータージェット切断、バンドソー、爆破、BROKK、CORD、手動式熱的切断、酸素バーナー、プラズマ切断等の技術を対象として、各技術の概要、ケーススタディに関するデータを収集・整理する予定である。Table 3に現在検討中の技術とケーススタディの記載項目を示す。

Table 3 Items concerning techniques and case studies of D&D under consideration

技術の記載項目	ケーススタディの記載項目
<ul style="list-style-type: none"> <li>機能の原則</li> <li>適用性</li> <li>長所、短所</li> <li>安全性に関する課題</li> <li>性能</li> <li>業績</li> <li>サプライヤー</li> <li>参考文献</li> <li>ケーススタディ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>開始点、境界条件、実施</li> <li>廃止措置のエンドポイント/ターゲット</li> <li>主な課題</li> <li>使用した技術</li> <li>意志決定プロセス</li> <li>ステークホルダの関与</li> <li>参考文献</li> <li>得られた知見</li> <li>ディスカッション</li> </ul>

デコミWikiは、廃止措置技術の選択と適用に関して、日常業務での廃止措置の実務者を支援できるように廃止措置技術を段階的なフィールドで整理を進めている。最上位のフィールドには、特性評価、除染、取壊し、解体、廃止措置の管理、修復、廃棄物管理を考えている。第2フィールドのうち解体では、切断、大型ハンドリング、遠隔操作を考え、第3フィールドのうち切断では、機械的切断、熱的切断を考えている。最下位の第4フィールドのうち熱的切断では、プラズマ切断、フレーム切断、放電加工、レーザービーム切断とい

う具体的な技術が考えられている。

IAEAではデコミWikiの構築にあたって、データの登録、品質の確保、登録したデータの維持が重要な課題の一つとして認識している。

(2) 米国DOE（エネルギー省）<sup>15)</sup>

DOEでは、D&D KM-IT (Deactivation and Decommissioning Knowledge Management - Information Tool) を開発し、D&Dコミュニティ内の知識と情報の収集、分析、保存、共有を支援している。D&D KM-IT (<https://www.dndkm.org/>) は環境管理局とフロリダ国際大学応用研究センターとが共同で開発した。Fig. 12はD&D KM-ITシステムの主要なモジュールを示したものである。このうち、得られた知見とベストプラクティスは、特性評価、除染、解体、廃棄物の処分、作業員の安全性に分けて整理されている。また、得られた知見はFig. 13に示す登録フォームで取りまとめている。これはDOEのネバダ国家セキュリティサイトにあるR-MAD施設とPluto解体施設の取壊しに関する知見の例である。2015年11月現在、得られた知見モジュールに登録されているデータは12件、ベストプラクティスモジュールに登録されているデータは14件であった。D&D KM-ITに登録されている知見やベストプラクティスはまだまだ少ない。

また、技術情報の管理では、Table 4に示すように6つの技術グループに分け、さらに、細かい技術カテゴリに分けて登録されている。2015年11月現在、登録されているデータ数は、特性評価が202件、除染が143件、解体が103件、ロボットが494件、廃棄物管理が36件、作業員の健康と安全が281件、合計で1,259件とかなりの数が登録されている。

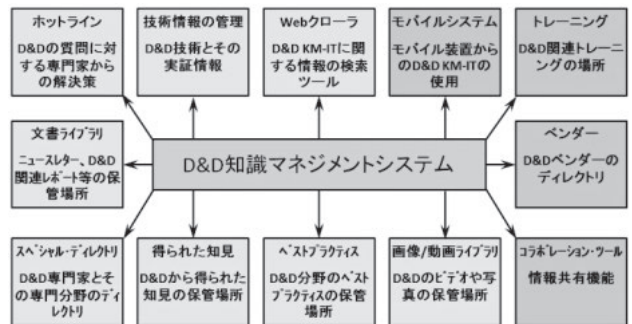



Fig. 12 Main modules of D&D KM-IT system

Lesson Learned Title:	Accelerated Demolition of the Reactor Maintenance, Assembly, and Disassembly Facility and the Pluto Disassembly Facility		
DOE Site:	Nevada National Security Site	Facility Name:	Reactor Maintenance, Assembly, and Disassembly (R-MAD) Facility and the Pluto Disassembly Facility
Contact Name:	Annette L. Primrose	Contact Phone:	(702) 295-3615
Contact Email:	PrimroAL@nv.doe.gov	Interview Date:	May 3, 2011
Interviewed by:	Dr. Leonel Lagos, Peggy Shoffner, and Heidi Henderson	Transcribed by:	Heidi Henderson

**Brief Description of lesson learned:** (Provide a short, "abstract-like" description of the lesson learned)

The U.S. Department of Energy, National Nuclear Security Administration Nevada Site Office received funding from the *American Recovery and Reinvestment Act* to demolish two Nevada National Security Site facilities. These facilities were the Reactor Maintenance, Assembly, and Disassembly Facility and the Pluto Disassembly Facility, constructed in the late 1950s and early 1960s to design and test nuclear reactor-powered components.



**R-MAD Facility (left) and Pluto Facility (right)**

Lessons learned on these projects include:

- Utilizing the same subcontractor and site workers across several projects led to major efficiencies in operations, shorter schedules, and cost savings. Workers moved from project to project minimizing additional training requirements and transferring more efficient methods for performing work on other projects.
- An early assessment of the data quality objectives for characterization and sampling needs for BOTH D&D and waste management operations should be done prior to finalizing characterization plans since extra, strategic measurements have often been shown to result in large cost savings. On these projects cost savings arose from:
  - early identification of all asbestos-containing materials (ACH) even in hard to sample locations;

Fig. 13 Example of lesson learned form of D&D KM-IT

Table 4 Technical groups and categories

技術グループ	技術カテゴリ
特性評価	カメラとサーベイランス, 検査, 監視, サンプリングと分析機器, ユーティリティ識別
除染	(化学的)表面洗浄, 機械的(熱的)表面除去, 金属精錬, 付帯設備/方法, 配管取外し
解体	重量機器, (非)機械的切断機器, 付帯設備/方法, 非切断方法
ロボット	特性評価と検査, 除染, 取壊し, 解体と回収, その他
廃棄物管理	サンプリングと分析, 廃棄物処分, 廃棄物質の取扱いと貯蔵, 廃棄物処理
作業員の健康と安全	緊急対応, 工学的制御, 個人保護具

(3) 仏国CEA (原子力・代替エネルギー庁)<sup>16)</sup>

CEAは解体LL (Lessons Learned) ミッションの一環としてWiki技術を活用したイントラネット形式のITツールとして解体中央データベース(DCB: Dismantling Central Base)の開発を2007年6月に決定した。DCB Wikiの目標は、定義、専門用語、規制と補助的なりファレンスガイド、技術的又は専門的な助言を与えるプロジェクトフィードバックとガイド、最終報告書等を含めた現実の解体百科事典を構築することにある。

DCB Wikiが対象としている分野は、解体プロジェクト管理、費用評価、インベントリ、データ

ベース、解体シナリオ、技術、方法、プロセス、安全/セキュリティ、放射線防護、規制、廃棄物、輸送である。

DCB Wikiでは、クリエイターが記事を作成中の場合、作成中の記事はドラフト状態となる。記事の作成が終了した場合、クリエイターは記事を議論のページに送り、DCB Wikiの協力者は議論のページを通して記事に意見することができる。専門家は協力者からの意見を考慮して記事を検証する。このプロセスによりCEAはDCB Wikiにおける記事の品質を保証している。

Fig. 14はDCB Wikiで作成中の解体で使用した工具に関する記事の例である。DCB WikiはCEAの解体関係者がアクセス可能で、誰でも記事の執筆に協力でき、議論のページを通して協力者間の交流を促進している。DCB Wikiは解体コミュニティにおいてベストプラクティスを共有できるように複数の人が共同で記事を書くこともできる。

DCB Wikiは2012年末でのユーザー数が約400人で、7,200ページ、1,261件の記事が登録されている。

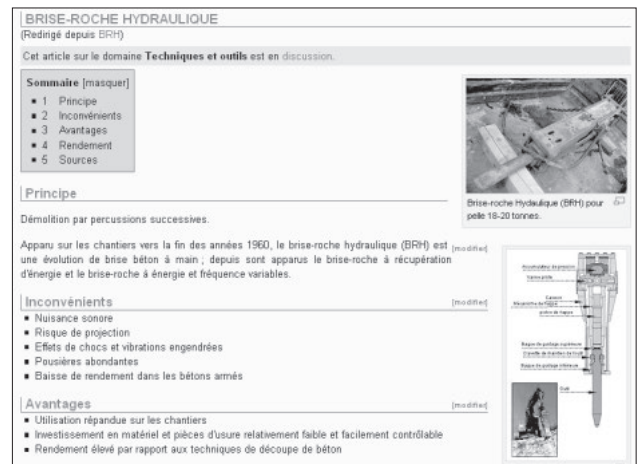


Fig. 14 Example of article in DCB Wiki

(4) JAEA 「ふげん」<sup>17)</sup>

2.2節の(3)項に述べるように、「ふげん」は2003年3月に運転を停止した後、廃止措置に向けた準備を進め、2008年2月に廃止措置計画の認可を取得した。その後、給水加熱器や復水器等のタービン建屋内の機器の撤去を進めている。

「ふげん」廃止措置は2033年度に終了予定であり



作業が長期にわたるため、今後、「ふげん」にいる職員が高齢化し、廃止措置期間中に運転に携わった職員が徐々に退職することとなる。このため、設計、建設、運転、保守に従事した職員、廃止措置計画の作成や実際の解体作業に携わった職員から知見やノウハウを効率的に引出すために、福井大学と共同で知識マネジメント支援システムの構築を進めている。

知識マネジメント支援システム構築の方針は、知識抽出方法の確立、経験者等の知識を引出す手法の構築、支援システムの構築である。Fig. 15に「ふげん」における知識マネジメントシステム構築の考え方を示す。

知識抽出方法の確立では、設計、建設、運転、保守時の膨大なデータや情報、国内外の廃止措置の研究成果や実際の現場の情報等を明示的に整理し、体系化する。また、膨大なデータから記録や情報を同定し、有効かつ本質的な知識を抽出する効率的な手法を確立する。

経験者等の知識を引出す手法の構築では、アンケート調査等を用いて職員から効率的に知識を引出す手法を構築する。そして、抽出したデータ、情報、知識を整理して廃止措置知識ベースを構築し、「ふげん」廃止措置のあらゆる場面で適切に利用可能な状態に体系化する。

支援システムの構築では、抽出した知識を有効に活用できるシステムを構築する。3次元CADデータを利用したVR/AR(バーチャルリアリティ/拡張現実感)技術に着目し、廃止措置に必要な

情報、知識を仮想モデルに埋め込み、廃止措置計画・実施時に必要な知識を提供する。

#### 4. 廃止措置ES開発の今後の展望

JAEA等ではこれまで様々な廃止措置ESを開発し、それらを実際の原子力施設の廃止措置に適用して様々な経験が得られた。

ここでは、JAEA等での廃止措置ESに関する経験に基づいて廃止措置ES開発の今後の展望について述べる。

- ・廃止措置は予算とスケジュールの制限があるため、解体作業の進捗管理(費用やスケジュール等)を適切に行う技術の開発が必要である。例えば、プロジェクトの費用やスケジュールの差異を分析して管理する原価管理手法(EVM)等の適用が必要である。
- ・廃止措置費用の不確かさは大きな課題である。このため、廃止措置費用の不確か性の分析、リスク分析、コンティンジェンシーの評価に関する技術の開発が必要である。
- ・最新のIT技術を活用した施設情報収集の効率化と被ばく低減を図る技術の開発が必要である。例えば、機器の幾何情報やエリアの放射線等をドローン等により収集し、機器の3次元CADやエリアの線量率分布の作成、機器のインベントリを評価する技術の開発が必要である。
- ・廃止措置ESと連携して安全で確実な解体作業を実施する技術の開発が必要である。例えば、全面マスク等とメガネ型ウェアラブル端末を一体化し、廃止措置ESの情報(機器の材質や汚染、切断位置・手順等)を作業員等に分かり易く示す技術の開発が必要である。
- ・国レベルで解体作業のデータや知見を共有する仕組みを構築する必要がある。施設の運転段階から作業員の経験や知識を蓄積する仕組みを開発する必要がある。

#### 5. まとめ

廃止措置ESは最適な原子力施設の廃止措置計画を立案し、解体作業を安全で合理的に進めるた

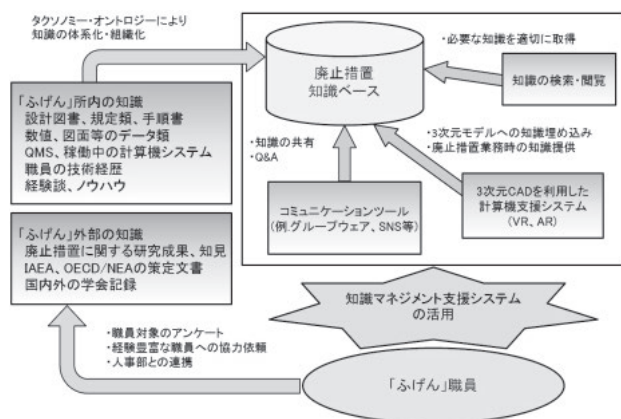


Fig. 15 Knowledge management support system in Fugen NPP

めに重要なツールである。コンピュータ技術が向上し、様々な汎用ソフトウェア、IT技術が開発され、廃止措置ESで様々な事が出来るようになってきた。このため、廃止措置ESは計画の立案だけでなく、実際の解体現場へも適用できる段階となってきた。今後、安全で、合理的、経済的な廃止措置を進めるためには廃止措置ESは欠かせない技術である。

また、原子力施設の廃止措置を最後まで安全に行うには、施設の運転に携わった作業員の経験や知見が重要である。施設の運転段階から作業員の経験や知見を蓄積し、廃止措置を行う作業員に移転するための仕組みが重要となる。

原子力施設の所有者には、廃止措置ESの開発を含めた廃止措置の準備を早期に開始し、知識継承活動を適切に行うことを期待する。

#### 参考文献

- 1) 宮坂靖彦, 他, “JPDR 解体実地試験の概要と成果,” 日本原子力学会誌, 38[7], 553-576 (1996).
- 2) 白石邦生, 他, 動力試験炉 (JPDR) の解体における作業データの分析, JAERI-Data/Code 98-010, 日本原子力研究所, (1998).
- 3) S. Yanagihara, “COSMARD: The code system for management of JPDR decommissioning,” *J. Nucl. Sci. Technol.* 30[9], 890-899 (1993).
- 4) 平成10年度再処理施設解体技術開発成果報告書, 日本原子力研究所 (1999).
- 5) Y. Iguchi, et al, “Development of decommissioning engineering support system (DEXUS) of the Fugen Nuclear Power Station,” *J. Nucl. Sci. Technol.* 41[3], 367-375 (2004).
- 6) 杉杖典岳, 核燃料施設廃止措置技術の体系化, サイクル機構技報, 12, 53-63 (2001).
- 7) M. Tachibana, et al., “Analysis of remote dismantling activities in decommissioning of nuclear facilities,” *Proc. ICEM'99*, Sep. 26-30, 1999, Nagoya, Japan, (1999). [CD-ROM]
- 8) 立花光夫, 他, “双腕型遠隔解体ロボットの開発”, 第8回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集, P23-13, 489-492 (2002).
- 9) 助川武則, 他, 原子炉施設廃止措置のための残存放射能インベントリ評価コードRADO, JAEA-DataCode 2008-009, 日本原子力研究開発機構, (2008).
- 10) 立花光夫, 他, “原子力施設廃止措置費用簡易評価コードの開発,” 日本原子力学会和文論文誌, 9[3], 271-278 (2010).
- 11) 徳安隆志, 他, “製錬転換施設の廃止措置プロジェクト; (3) 解体物量に関する事前評価と実績比較,” 日本原子力学会「2009秋の大会」予稿集, J32, (2009).
- 12) 石倉武, 廃止措置における技術継承のあり方についての検討, 21世紀における原子力発電炉廃止措置のあり方に関する調査検討委員会 商業用原子力発電施設廃止措置に係る調査検討報告, 廃委21-3-3 補足1, 2010年2月25日.
- 13) 柳澤和章, 他, “原子力知識マネジメントとはなにか? その現状と課題,” 日本原子力学会誌, 48[2], 37-42 (2006).
- 14) A. Maïsseu, “原子力知識マネジメント21世紀の課題,” 日本原子力学会誌, 48[5], 15-18 (2006).
- 15) L Lagos, et al., “D&D Knowledge management information tool - A Web based system developed to share D&D knowledge worldwide,” *Proc. ICEM2013*, Brussels, Belgium, Sep. 8-12, 2013, ICEM 2013-96075 (2013). [CD-ROM]
- 16) F. Chaffard, G. Fournier, “CEA Lessons Learned in Clean-up/Dismantling,” *Proc. Decommissioning Challenges*, Avignon, France, April 7-11, 2013, 13061 (2013). [CD-ROM]
- 17) 井口幸弘, 他, “原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築(3),” 日本原子力学会「2015秋の大会」予稿集, G07, (2015).

# 高速実験炉「常陽」における原子炉容器内補修技術の状況 —原子炉容器内で損傷した照射装置の回収—

芦田 貴志\*、伊東 秀明\*、中村 俊之\*

## *Development of repair techniques in the reactor vessel of the experimental fast reactor Joyo — Retrieval of the bent MARICO-2 test subassembly —*

Takashi ASHIDA\*, Hideaki ITO\*, Toshiyuki NAKAMURA\*

高速実験炉「常陽」では、原子炉容器内で損傷した炉心上部機構の交換と計測線付実験装置 (MARICO: Material Testing Rig with Temperature Control) 2号機の試料部の回収を2014年に実施した。本報告では、計測線付実験装置の試料部の回収を通して得たナトリウム冷却型高速炉特有の環境下にある原子炉容器内の遠隔補修技術の開発に係る成果について報告する。

In the experimental fast reactor Joyo, large-scale repair work in the reactor vessel was conducted in 2014, which consisted of replacing the damaged upper core structure and retrieving the deformed irradiation test subassembly (MARICO: Material Testing Rig with Temperature Control). This report describes the remote repair techniques which were developed and accumulated through the repair work of deformed subassembly under the special environment in the reactor vessel of a sodium-cooled fast reactor.

### 1. はじめに

高速実験炉「常陽」は1977年に初臨界を達成した我が国初のナトリウム冷却型高速炉 (以下、「SFR」という) であり、2003年以降、高性能照射炉心 (MK-III炉心、熱出力140 MW) として、高速炉用に開発された燃料や、耐放射線性に優れた材料に高速中性子を照射し、性質変化やふるまいを調べる照射試験炉として運転してきた。高速実験炉「常陽」プラント概要をFig. 1に示す。

「常陽」では、2006～2007年に、計測線付実験装置 (MARICO: Material Testing Rig with Temperature Control) の2号機 (以下、「MARICO-2」と

いう) を用いた照射試験を行った。MARICO-2は、炉上部から炉心部までを貫通する装置であり、材料試料を装填し、炉心に装荷される部位をMARICO-2試料部という。本装置は、材料試料の温度を原子炉運転中オンラインで測定でき、また、材料試料を内蔵する2重管キャプセル間隙部のガス組成を変化させ熱伝導率を調整することにより、試料温度を一定に保つことが可能である。MARICO-2は、MARICO-2試料部を遠隔で切り離すことができる構造となっており、2007年5月に計画された照射試験を完了したことから、原子炉容器内の燃料貯蔵ラック (以下、「炉内ラック」という) 位置に移動させ、切り離し作業を実施し

\* : 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 高速実験炉部  
(Experimental Fast Reactor Department, O-arai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency)



た。燃料集合体をはじめとする「常陽」の炉心構成要素は、常設の燃料取扱装置により、移送用ポットと呼ばれる容器に封入された状態で炉内ラックから原子炉容器外まで移送した後、付着したナトリウムの洗浄後、使用済燃料プールあるいは照射後試験（以下、「PIE」という）施設に移送する。当初、MARICO-2 試料部も同様に PIE 施設へ移送する計画であったが、この切り離し機構に設計上の不備があったため、試料部の切り離しができなかった。さらに、その状態を検知できなかったため、原子炉容器上部に設置された回転プラグの回転操作を実施した結果、MARICO-2 試料部が炉内ラック内にある移送用ポットから突き出た状態に変形するとともに、これと接触した炉心上部機構（以下、「UCS」という）の下面も損傷していることが、その後の原子炉容器内を観察した結果で明らかとなった（Fig. 2）。

これにより、回転プラグの動作範囲のうち、一部の領域では UCS の下面等と突き出た MARICO-2 試料部の頂部が干渉してしまうことから、炉心の約1/4の炉心構成要素位置へ燃料交換機孔をアクセスできない状態（回転プラグの運転範囲が制

限され、燃料交換機能が一部阻害された状態）となった。

「常陽」の燃料交換機能を復旧するためには、変形した MARICO-2 試料部の回収及び UCS の交換が必要と判断された。このため、燃料交換機能の復旧に向けて、原子炉容器内の調査、関連装置・機器類の開発等の原子炉容器内の遠隔補修技術の開発を進めてきた。そして、2014年 5月～12月に MARICO-2 試料部の回収及び UCS の交換を完了した。

## 2. 変形した照射装置回収作業の課題

MARICO-2 試料部回収作業の計画検討・実施に当たっては、供用期間中の SFR の大規模補修である点を踏まえ、以下の点を考慮する必要があった<sup>1)</sup>。

### (1) 原子炉容器内温度

原子炉容器には燃料が装荷され、冷却材のナトリウムが充填された状態なので、ナトリウムの凝固を防ぐため、原子炉容器内は約200℃の高温に常時保つ必要がある。

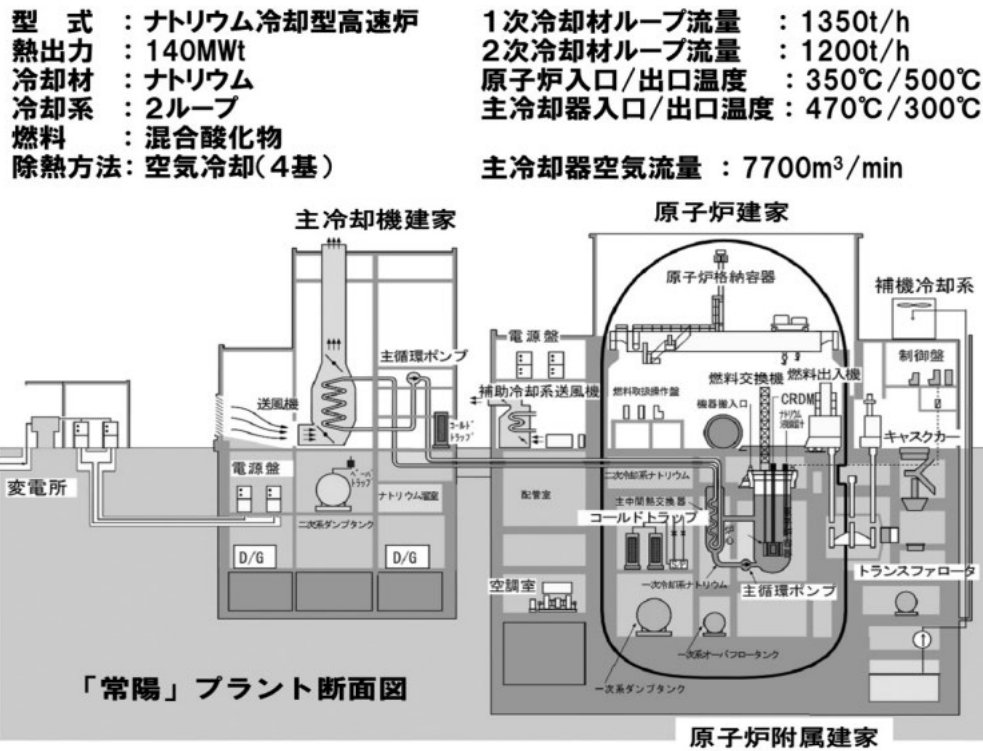


Fig. 1 Outline of experimental fast reactor Joyo

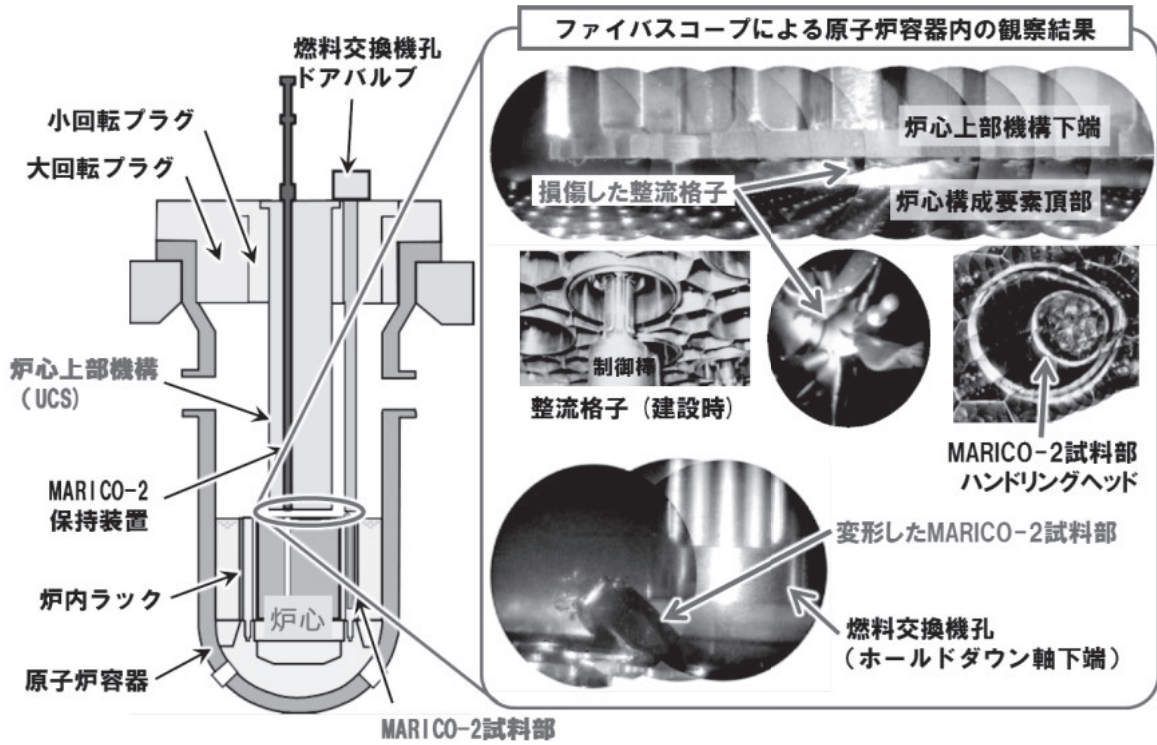


Fig. 2 Observation results of damaged UCS and bent MARICO-2 test subassembly

(2) 原子炉容器内雰囲気

原子炉容器内のナトリウムは化学的に活性であり、カバーガスであるアルゴンガス雰囲気を維持する必要があるため、原子炉容器内へのアクセスルートは限定されている。炉内作業に当っては、気密管理・カバーガスの圧力制御等を適切に実施する必要がある。

(3) 放射化機器の取り扱い

回収する MARICO-2 燃料部は高線量の放射化機器 (>100 Sv/h) であり、作業員の被ばく防止の観点から適切な遮蔽対策を講じる必要がある。

(4) MARICO-2 燃料部の形状

MARICO-2 燃料部は、炉内ラックの移送用ポット内で、頂部が突き出て曲がり、把持機能部品も外れた状態である。このため、MARICO-2 燃料部を回収する装置は、変形した MARICO-2 燃料部を確実に把持し、原子炉容器内で落下させることなく安全・確実に回収できるよう設計する必要がある。

(1) ~ (3) の課題については、これまでの燃料取扱設備等での機器の設計・運転・保守経験をもとに、作業に用いる機器の設計を行った。また、(4) の課題を解決するため、原子炉容器内観察等の事前調査を複数回行い、その結果を基に MARICO-2 燃料部の回収方法について検討を進めた。原子炉容器内の状況を考慮して選択された各種の機器、機構は、炉外試験等によってその機能を確認しつつ2012年から製作した MARICO-2 燃料部回収装置に採用された (Fig. 3)。

次章に、MARICO-2 燃料部を回収するための装置開発について紹介する。

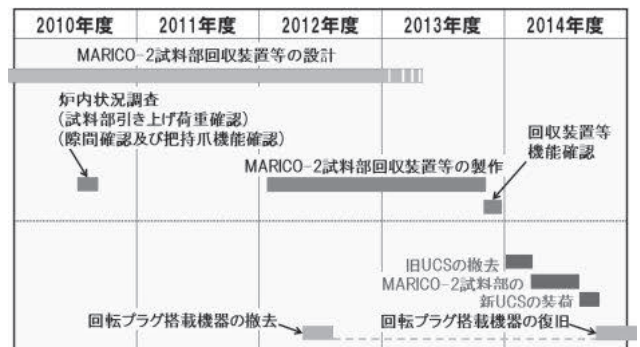


Fig. 3 Joyo restoration work plan

### 3. MARICO-2 試料部回収に向けた装置開発

MARICO-2 試料部の回収では、前述のSFR特有の条件下において、頂部が曲がったMARICO-2 試料部を遠隔操作によって把持して原子炉容器内で落下させることなく安全・確実に回収する方法を採用する必要があった。このため、原子炉容器内の観察、実機の炉外試験と段階を経て装置開発を慎重に進めた。

#### (1) 把持機構 (グリッパ) の設計

把持機構については、最初にMARICO-2 試料部の変形した頂部先端を直接把持して単体で回収する方法を検討した。本方法の適用可能性を確認するため、把持用の簡易治具 (Fig. 4) を製作して炉外試験を行うとともに、実際に原子炉容器内で変形したMARICO-2 試料部を約 4 cm 引き上げる試験を実施した (Fig. 5)。この結果、MARICO-2 試料部は収納されている移送用ポットと分離せず、一緒に持ち上がることが確認された。このため、MARICO-2 試料部を移送用ポットと一体で回収することとした<sup>2)</sup>。

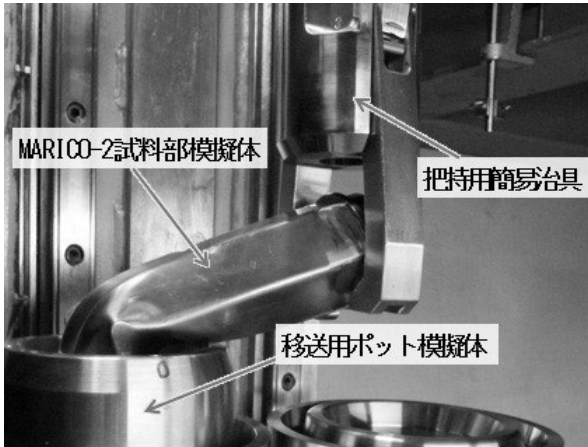


Fig. 4 State of ex-vessel lifting up test for MARICO-2 test sub-assembly

移送用ポットと一体で回収する把持機構設計に資するため、移送用ポットとMARICO-2 試料部の隙間に 1 本のポット吊り爪を差し込み吊り上げる試験治具 (Fig. 6) を設計・製作し、原子炉容器内で移送用ポットを約 70 mm 吊り上げる試験を実施した (Fig. 7)。その結果、1 本爪はMARICO-2 試料部屈曲部と移送用ポットの隙間に挿入可能

で、かつ、移送用ポットの吊り上げは可能であること、また吊り上げに支障となるような顕著な摺動抵抗等はないことを確認した<sup>2)</sup>。

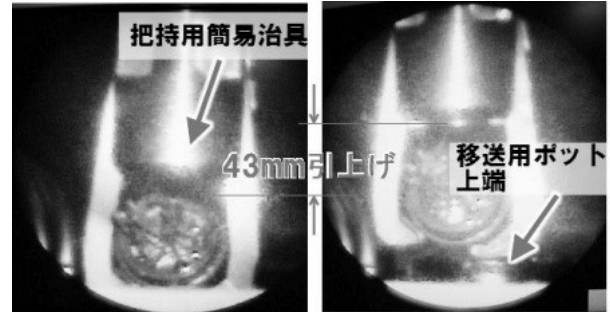


Fig. 5 State of in-vessel lifting up test for MARICO-2 test sub-assembly

「常陽」の燃料取扱装置に採用されている把持機構では、通常 2 本又は 3 本の爪が対称に配置されるが、本設計では試料部との狭い隙間を 1 本の爪で吊り上げることから、吊り上げ中の落下を確実に防止する必要があった。このため、爪がポットを把持すると、ロックレバーが下りて把持爪が開かないようにロックする把持爪ロック機構、吊りワイヤの多重化等の落下防止機能 (Fig. 8) を設けるとともに、原子炉容器内からの回収時には、把持状態を高耐放射線性ファイバスコープ (以下、「ファイバスコープ」という) を用いて監視することとした。

#### (2) パンタグラフ機構の設計

頂部が曲がったMARICO-2 試料部 (屈曲部長さ約 250 mm) は通常の燃料交換機孔 (直径 169 mm) を通過できないので、MARICO-2 試料部は旧 UCS 引き抜き後の開口部 (直径約 1 m、以下、「回収孔」という) から回収することとした。しかし、回転プラグを運転する際に UCS の下端と燃料頂部との隙間は、約 70 mm であることに對し、MARICO-2 試料部の屈曲部位の高さは約 90 mm となっていることから、UCS の下端と MARICO-2 試料部が干渉するために、回収前に UCS を MARICO-2 試料部の直上に配置できないので、回収作業時に MARICO-2 試料部と回収孔は同一軸上とならない。

このため、炉内ラック位置の MARICO-2 試料部



を収納した移送用ポットを吊り上げつつ、異なる鉛直軸線上にある回収孔へ導くべく、パンタグラ

フ機構を採用することとした (Fig. 9)。

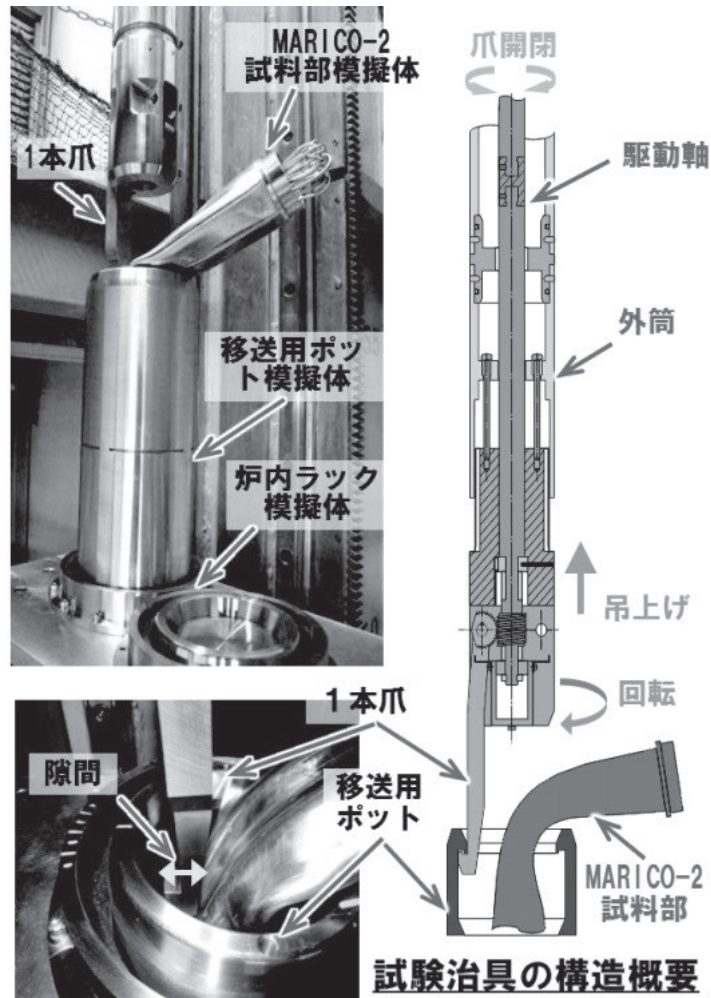


Fig. 6 State of ex-vessel performance test for demonstration of latch finger

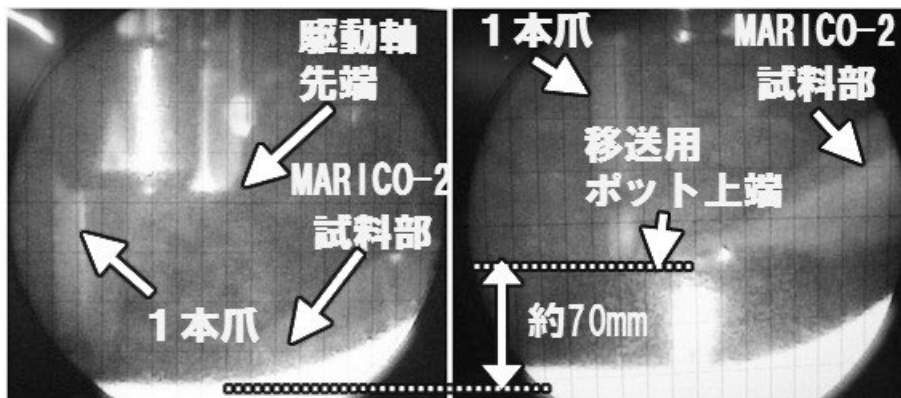


Fig. 7 State of in-vessel performance test for demonstration of latch finger

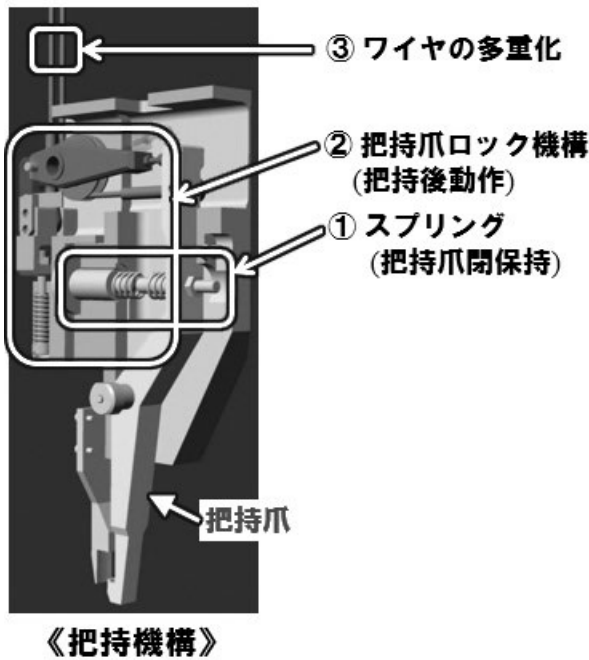


Fig. 8 Design for reliable gripper mechanism

なお、回転プラグ下面（回収孔の周囲）には、熱遮へい板が取り付けられており、回収時に回収孔中心軸と移送用ポット中心軸がずれたまま鉛直に吊り上げると、移送用ポットが炉内ラックから抜けきる前に、上方の熱遮へい板と干渉する。このため、パンタグラフ機構は、上部アーム・下部アームを別々に操作できるようにし、移送用ポットを熱遮へい板の直下まで鉛直に引き抜いた後、先に上部アームを閉じつつ斜め上に引き上げる回収動作を採用した (Fig. 10)<sup>2)</sup>。

この傾斜吊り上げ機構については、把持機構と同様、設計の妥当性を確認するため、実機寸法で部分構造の模擬体を製作し、機能の検証を実施した。

### (3) 試料部回収装置の全体設計

試料部回収装置は、原子炉容器内から吊り上げたMARICO-2試料部を把持装置とともに原子炉上部に据え付けた遮へい厚さ330 mmの移送容器内に引き上げて収納し、その移送容器ごと原子炉格納容器外に搬出する設計とした (Fig. 11)。

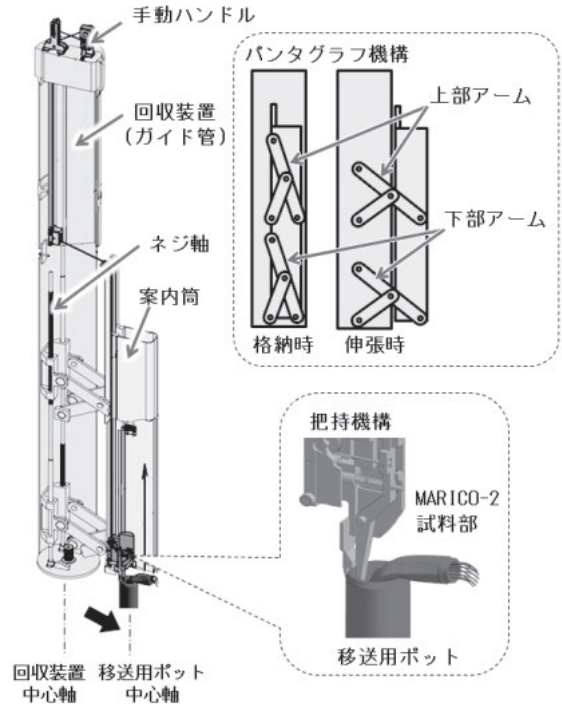


Fig. 9 Basic design of MARICO-2 test subassembly retrieval system

### (4) 炉内作業監視装置

MARICO-2試料部回収時に把持状態を監視する炉内作業監視装置には、環境条件（線量率約100 Gy/h、環境温度約200℃）を考慮して、まず、一連の原子炉容器内観察を通じて開発した高耐放射線性ファイバースコープ<sup>3)</sup>を使用することとした。同じく、これまでの経験により、高温環境下では、ファイバースコープと、これを内蔵し原子炉容器内に導くためのステンレス鋼製長尺装置の熱膨張差により、ファイバースコープに引張応力が働き折損に至る可能性があることから、原子炉容器内へ挿入した後、装置をL字型に屈曲させ、ファイバースコープとの熱膨張差を吸収できる構造とした。なお、炉内作業監視装置を挿入する回転プラグに設けられた炉内検査孔が回収孔と径方向に離れていることから、屈曲させた状態でファイバースコープ先端部がMARICO-2試料部に近接するよう、構造・寸法を調整するとともに、把持状況を正面と側面から同時に監視できるよう、2セットのファイバースコープを設置した (Fig. 12)。

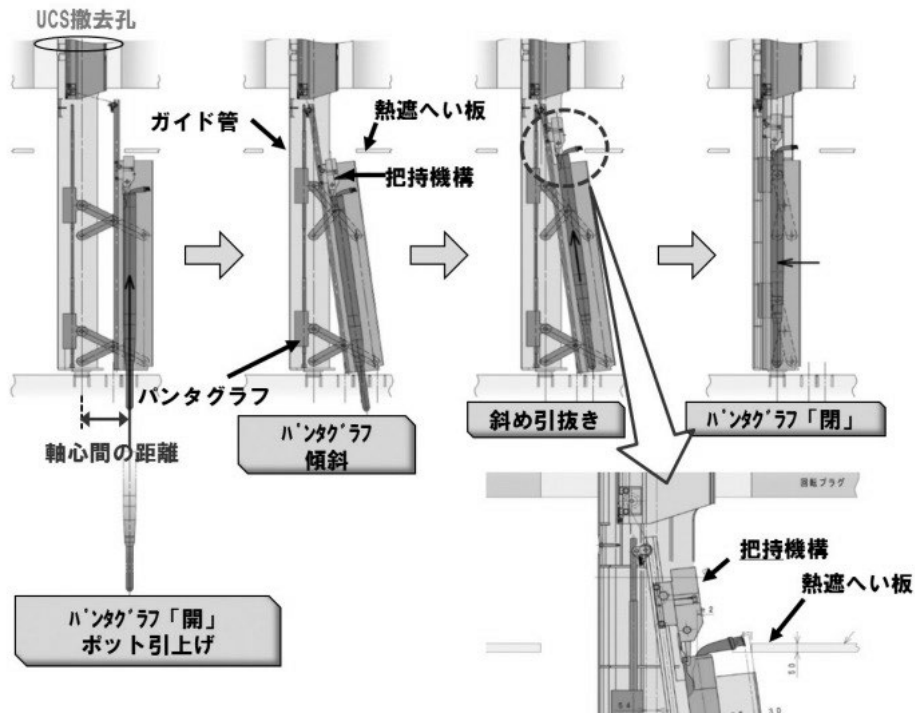


Fig. 10 Pantograph mechanism and retrieving manner

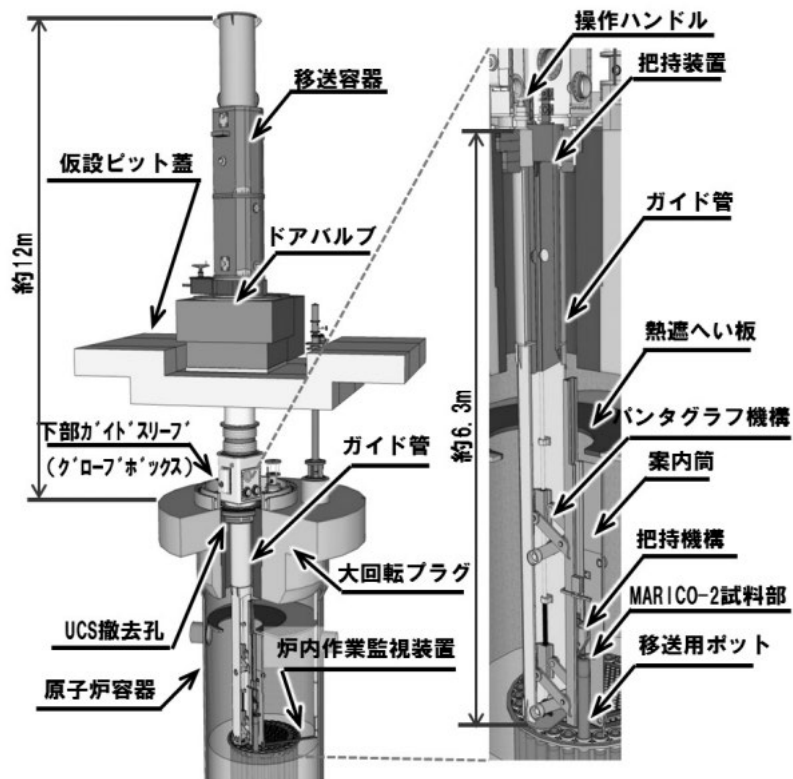


Fig. 11 MARICO-2 test subassembly retrieval device

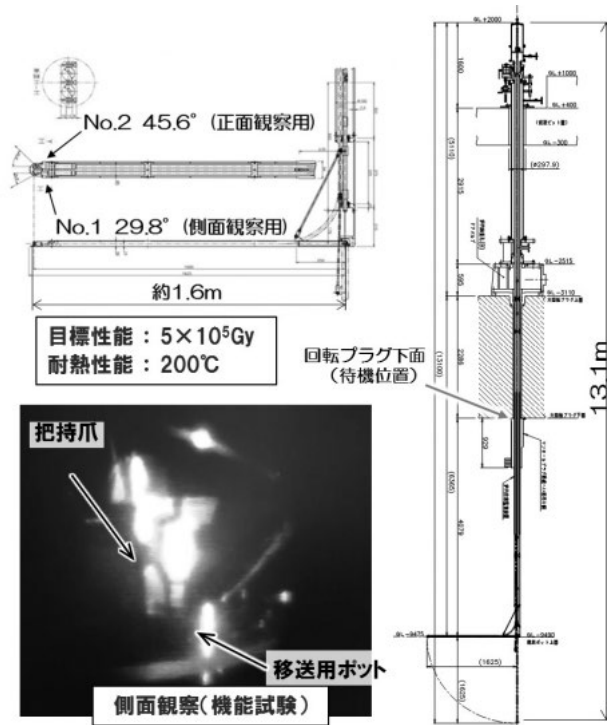


Fig. 12 In-vessel observation equipment

(5) その他の設計

MARICO-2 試料部を収納した移送用ポット内はナトリウムが入った状態となるため、回収後の MARICO-2 試料部を PIE 施設に移送するには、移送用ポット内のナトリウムを抜き取る必要があった。したがって、移送容器の内部には MARICO-2 試料部を収納後、凝固したナトリウムを溶かすことができるよう電気ヒータを装備している。移送容器を横置きとして昇温してナトリウムを溶かした後、斜めに傾けて溶融したナトリウムを移送用

ポットからドレンするためのドレン架台を別途用意した。また、ドレンされたナトリウムを回収するための容器を、移送容器の側部に取り付けられる構造とした (Fig. 13)。

また、PIE 施設側からの要求を受け、ナトリウムをドレンした後の MARICO-2 試料部と移送用ポットは、気密性の高い移送用缶に装填する際に、窒素ガスを封入して移送できるよう移送用缶とその取扱装置を設計製作した (Fig. 14)。

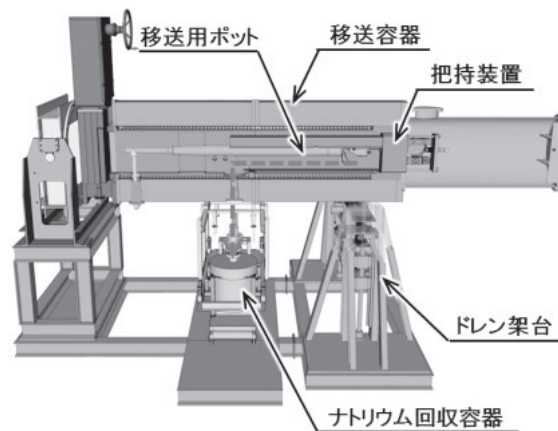


Fig. 13 Outline of incidental equipment for transportation of sodium



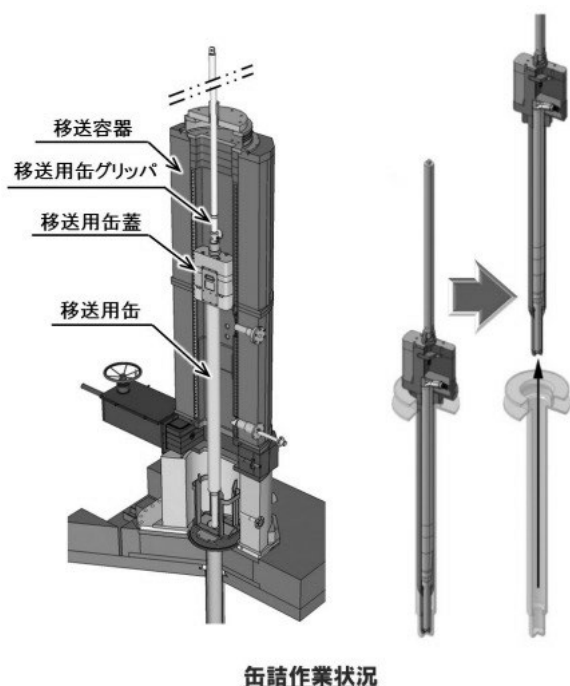


Fig. 14 Outline of incidental equipment for canning of MARICO-2 test subassembly

#### 4. 回収装置の製作・機能試験

2014年1月末までに装置・機器類の製作を完了し、同1月末から3月中旬にかけて機能試験を実施した (Fig. 15)。

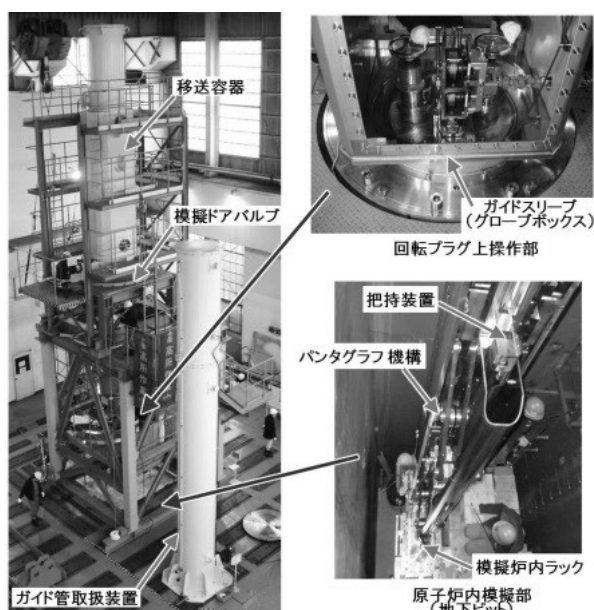


Fig. 15 Full mock-up test for MARICO-2 test subassembly retrieval system

機能試験では、回転プラグと原子炉容器下部の実機構造の必要部分を模擬し、その上に実機回収装置を設置して、装置単体の調整と全体機能確認を実施することで、各装置が設計どおりの性能を発揮することを確認するとともに、運用上の改善点を抽出し、対策を施した。

さらに、通常操作に加え、想定される異常時の対応手順を定め、これらに従って機能試験を行うことにより、回収作業に向けて作業員の操作の習熟を図った。

#### 5. MARICO-2 試料部の回収作業

2014年3月上旬から試料部回収装置を現地に搬入し、3月下旬に組み立て、検査 (耐圧・漏洩、作動) を順次実施した。6月下旬に回収作業を開始し、7月上旬にMARICO-2試料部を収納するための把持機構及びパンタグラフ機構を内蔵したガイド管を原子炉容器内に挿入した。引き続き、原子炉容器内の高温・高放射線環境条件の下での作動試験を行い、把持機構及びパンタグラフ機構が正常に作動することを確認した。

9月中旬には下部ガイドスリーブ (グローブボックス) での手動操作による原子炉容器内の移送用ポットを把持する位置の調整、引き上げ操作を数日かけて行い (Fig. 16)、9月末には移送容器を原子炉の上部に据え付け (Fig. 17)、MARICO-2試料部の移送容器内への収納を完了した。



Fig. 16 State of retrieval operation for MARICO-2 test subassembly

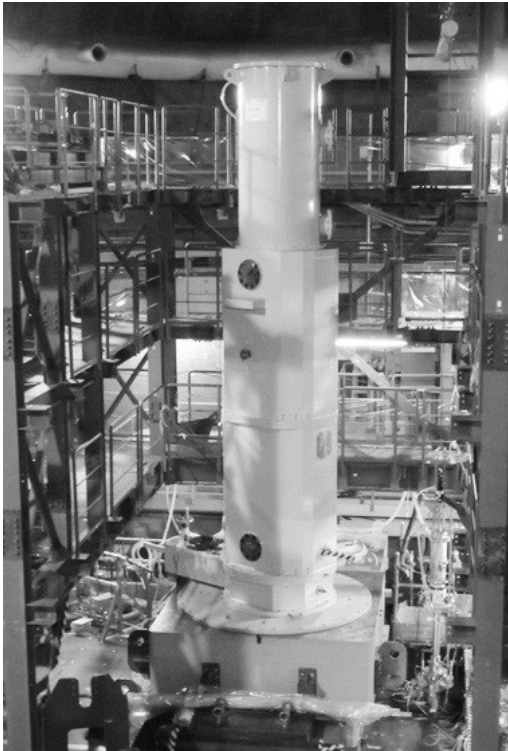
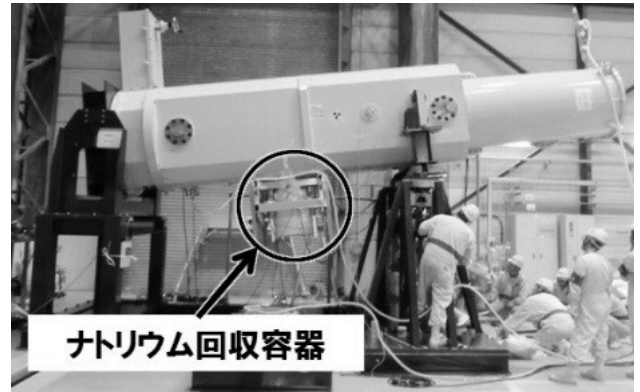


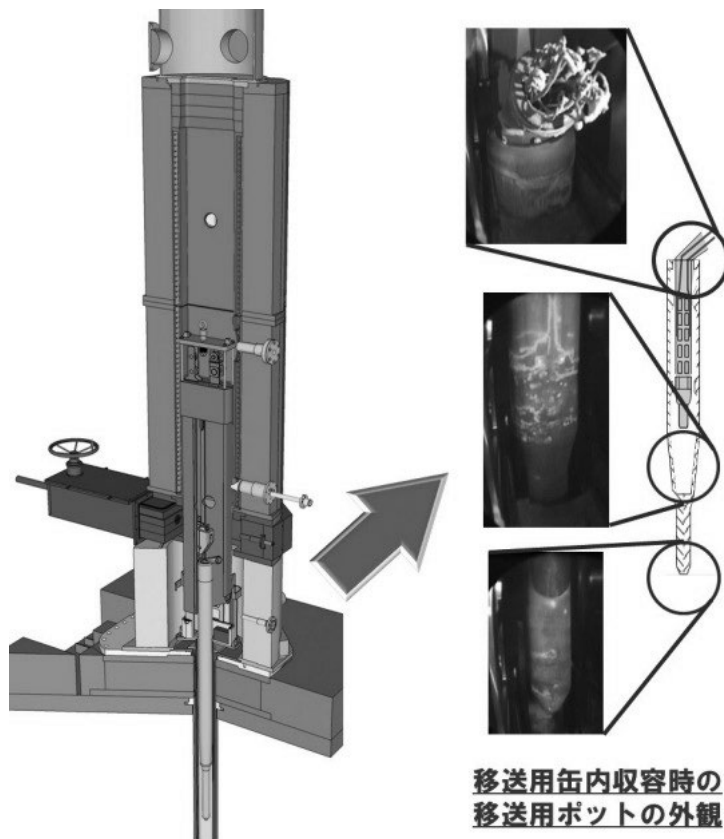
Fig. 17 Full mock-up test for MARICO-2 test subassembly retrieval system

その後、移送容器を原子炉建家に隣接するメンテナンス建家に搬出し、移送用ポット内のナトリウムを回収して、(Fig. 18)を実施し、ナトリウムをドレンした移送用ポットは移送用缶に封入された状態で (Fig. 19)、10月末に PIE 施設に移送した。



ナトリウム回収容器

Fig. 18 Operation for transportation of sodium



移送用缶内収容時の  
移送用ポットの外觀

Fig. 19 Operation for insertion of MARICO-2 test subassembly and transfer pot



## 6. おわりに

「常陽」で実施したMARICO-2試料部の回収では、SFR特有の作業環境を考慮して設計の段階から原子炉容器内の状況調査のための試験、炉外要素試験等を計画・実施し、それらの調査結果、検証結果をフィードバックすることで適切に設計製作を進めた。また、製作した装置の機能確認試験による動作確認、基礎データ取得を徹底し、作業要領・手順を構築するとともに、作業員の習熟訓練を重ねることで、原子炉容器内からのMARICO-2試料部回収作業を成功裏に終了できた。

実機機能試験時の習熟と適切な被ばく低減対策により、約1300人・日以上作業員が従事した中で、作業員の被ばくを個人最大被ばく線量で約0.25 mSv、総線量で約0.49人・mSvと極めて低く管理することができた。

原子炉容器内で損傷した計測線付実験装置の回収作業を完遂したことにより蓄積された経験・知見は、「常陽」のみならず、SFRにおける原子炉容

器内の保守・補修技術開発に大きく資するものと期待される。

## 参考文献

- 1) 前田幸基, 吉田昌宏, 他, “ナトリウム冷却型高速炉の原子炉容器内観察・補修技術の開発(9); (1) 高速実験炉「常陽」の燃料交換機能復旧作業の全体概要,” 原子力学会2015, 春の年会予稿集G 8 (2015).
- 2) 芦田貴志, 伊東秀明, 他, 高速実験炉「常陽」における原子炉容器内保守・補修技術開発—変形したMARICO-2 試料部の回収に向けた調査と機器設計—, JAEA-Technology 2012-047, 日本原子力研究開発機構, (2012).
- 3) 内藤裕之, 板垣亘, 他, 高速実験炉「常陽」における原子炉容器内保守・補修技術開発—高耐放射線ファイバコープの開発— (共同研究), JAEA-Technology 2012-009, 日本原子力研究開発機構, (2012).

汚染土壌の減容化概念の検討  
— 微細シルト分の分離及び汚染有機物の捕捉と減容工法 —

鈴木 敏勝\*

*Examination of the concept of volume reduction of contaminated soil  
— Separation of fine silt, capture and volume reduction method  
for pollution organic matter —*

Toshikatsu SUZUKI\*

株式会社ピーシーエスは、東京電力福島第一原子力発電所事故で汚染された浪江町の汚染現場観察から、土壌の除染対策として、人為的にポテンシャルの低い場（微細気泡）を汚染場所で大量に作る事が極めて効果的であると考え、特異な構造の加圧浮上装置を使用する除染技術を開発した。この技術を使い福島県郡山市の汚染現場でその性能を確認した。この方法を改善することで、亜臨界水処理装置と高濃度の微生物分解装置を使い有機物の汚染を含む広汎な汚染現場で使える方法に発展させた。

PCS Co., Ltd. (PCS: Pollution Control Systems) considered that the artificially creation of a greater number of places with lower potential field (micro-bubble) in radioactively polluted areas by the accident of Fukushima Daiichi NPP can be very effective measure for the removal of radioactivity pollution, after site investigation in the radioactive polluted fields in Namie town, PCS then developed decontamination technology using own unique structured floating pressure-treatment device. We have confirmed the performance of this technology in a polluted field in Koriyama city, Fukushima Prefecture. By further developing this method, jointly using the subcritical water processing equipment and a high concentration microbial decomposition device, PCS has finally developed a method that is useful for a wider polluted area including organic contamination.

## 1. はじめに

(株)ピーシーエスの放射能汚染に対する取り組みは、チェルノブイリ事故後の経過調査から始まっていたが、福島での現場試験に至る事項は、震災初期に、被災した東京電力福島第一原子力発電所の事故後、ピーシーエス札幌本社に訪問された浪江町の住民と北海道大学大学院環境科学院教授 古月文志教授の依頼により広域に拡散した放

射性物質の除染のための技術開発の求めに応じ、関係者と平成23年8月30日に浪江町を調査訪問したことから始まった。

浪江町の入り口で防護服、靴袋、マスクに着替えて現地の避難所となっていた体育館の周辺を見学し、線量計で測ると壁面の目地の部分と階段の隅の部分で線量計の針が跳ね上がり、汚染物質が局所に収着している状況が実感出来た。この時点で観察したことから、細かな粒子であること、水

\* : (株) ピーシーエス (PCS Co., Ltd. : Pollution Control Systems)

平、垂直にかかわらず、平面上の部分には少ないことから、細かさが通常経験するレベルではないとの実感があった。また、この時点でこの粒子は捕捉出来る、濃縮出来るとの予感があった。この考え方は後に続く南相馬での現場試験、郡山での現場試験を経てスリックスシステム (SRICS: Sr: Strontium, I: Iodine, Cs: Cesium) と呼称され研究された<sup>1)~5)</sup>。

汚染粒子が細かく分散して広域に拡散した場合は次の事項が予測できる。

- a) 分散当時の状況でランダムに拡散して行くが、時間が経つと移動再分布し、その繰り返しの中で物理的にポテンシャルの低い場所に集積しやすくなる。
- b) ポテンシャルの低い場所は簡単に考えると地形的な低地、河川湖沼で言うと底質なので、コンサルタント業の友人に浪江町の地形図、航空写真、立体図、水系の現況を調べるよう依頼した。
- c) 拡散が空中で起きたと考えると風の流れに乗り、現実には起きたホットスポットが雨の影響で出来ることはその後の報道の通りであるが、その時々で微細な粒子は拡散範囲にあるポテンシャルの低い場所に収着することが分かる。微粒子の流程にあった山林の一部に人の入れない500  $\mu$  Sv/h程度の高濃度を示す場所があるのも山林組合などの情報から後で知ることが出来た。
- d) ポテンシャルの低い場所は地形的に考えると分かりやすいが、極端に細かな粒子だと化学的なポテンシャルの低い場所も収着する場所になる。これも簡単に考えると、落ち葉や森林の樹木の葉の端部や表面のひび割れ、とげの先端、土壌で考えると表面の凹凸、ひび割れ、表面の開口部、微細な穴の表面などになり、さらに概略を考えると、電子密度の大きな場所になる。
- e) 電子密度の大きさを考えると、落ち葉のフミン質に集まる放射性物質や、アミノ酸や有機酸により溶出する放射性物質や、以下に述べる微細気泡に集まる放射性物質の挙動が分かりやすくなる。

## 2. 土壌表面と微細気泡の表面

浪江町での簡単な観察から、この大きな問題が

解決可能との直感をもたらしたのは、ポテンシャルの低い場所に集まる粒子の細かさを実感したからであり、その物理的な空間にある微粒子を集めるには、ポテンシャルの低い場所を大量に作り出し、放射性微粒子を集積して濃縮すれば良いことが自然に分かる。こうして放射性物質の濃縮に微細気泡を使った浮上分離法が1つの方法として考えられた。

あとは如何に

- a) 効率よく、広域に拡散した放射性微粒子を集めるか？
- b) 広域のどの場所で安全に濃縮集積してどの様に蓄積するか？
- c) 汚染された土壌や有機物を洗浄して効率よく元に戻す方法を定めるか？
- d) 濃縮された土壌や有機物をどのように減容するか？

ということになる。

土壌を観察した結果を参照すると福島県郡山の試験場所の表土は次のような状態であった (Table 1)。

Table 1 Radioactivity of contaminated soil in Koriyama test site (April, 2014)

表土の種類	放射能 (Bq/kg)
表土	24000
深さ数mmを集めた表土	12000
深さ数cmを集めた表土	3000

川内村での事例では入れ替えられた圃場の表土の表面で37000 Bq/kgであった。この場合は圃場の間近の森林からの再分布が起きていると推定出来る。これらのことから、非常に微細な粒子が表面に収着している様子が実感出来る。

## 3. 除染システムの概要

先に述べた方法論の各項目を郡山での試験に先立ち、福島県南相馬市原町区で加圧浮上装置による放射性物質に汚染された駐車場コンクリート面、瓦屋根、建物周辺の土壌、雨水槽、トラック輸送業者の洗浄水槽、側溝の洗浄水などを加圧浮



上槽に導いて、高分子凝集剤による凝集と加圧浮上分離を用いて行った (Fig. 1)。当時の南相馬の

状況と結果は以下の通りである (Table 2)。



Fig. 1 Floating device for treatment of contaminated site cleaning in Minamisouma test site

Table 2 Result of radioactivity measurement of floating device treatment of cleaning waste water in Minamisouma test site (May, 2013)

試料名	Cs-134 (Bq/l)	Cs-137 (Bq/l)	Cs合計 (Bq/l)
加圧浮上処理水	1.2~2.0	2.2~3.6	3.4~5.4
加圧浮上分離物(浮上物)	24000~42000	39000~70000	63000~110000

この結果から見ると、微細な放射性物質は加圧浮上装置で発生させた微細気泡の表面に収着し濃縮され浮上分離されることが分かる。水相において、ポテンシャルの低い場を大量に人為的に作り出し、その表面に放射性物質を収着させることが出来ることになる。

微細気泡の表面は負に帯電しやすく電子密度の濃い場所であり、激しく流動する気液界面が在るが、可視光で白く見える微細気泡の外に、人間の目では透明に見える超微細気泡を大量に含むことが分かっている (Fig. 2、Fig. 3)。

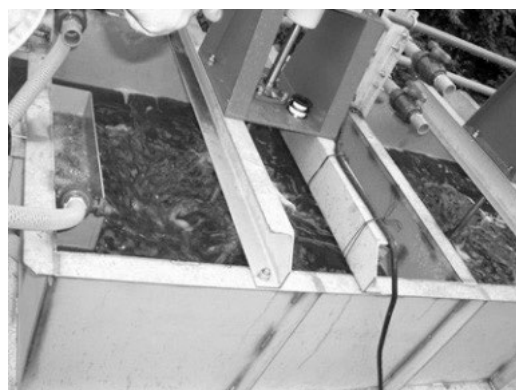


Fig. 2 Flocculation device in Minamisouma



Fig. 3 Surface of floating device in Minamisouma

#### 4. 郡山市での試験

南相馬での試験結果を踏まえて、郡山で当時放射性物質であるセシウムの吸着材料として注目されていたプルシャンブルー及びCNT (Carbon nanotube) プルシャンブルーを含むスポンジ材料の放射性物質のセシウム吸着試験が行われた (Fig. 4)。ここで、高温でガス化したセシウム含有排気をエジェクターで気液洗浄した洗浄水からの放射性微細粒子の分離に加圧浮上分離装置が使われた。回転燃焼炉の中に落下させた放射性汚染土から気化したセシウムをエジェクターで洗浄後の排気を耐熱繊維フィルターに、次に、ブロック状にネットを積層したCNTプルシャンブルー吸着スポンジ槽を通過させブローアに吸引後、HEPAフィルターを通過させ排気する構造とした。

エジェクター洗浄水は凝集反応槽で凝集剤 (PAC+アニオン高分子凝集剤+少量のカチオン凝集剤) を添加して攪拌し凝集させ、加圧浮上分離装置に流入する直前で微細気泡を含む加圧水を

巡回させながら混合して流入させ微細気泡に収着した微細な土粒子を含む凝集フロックを浮上分離する。加圧水で洗浄しシルト分が浮上分離された土粒子の放射線量を測定し、洗浄水量を土壌量の3から5倍量としてシルト分を分離すると洗浄土に残留した放射性物質の汚染量は以下の通りとなった (Table 3)。



Fig. 4 View of test platform in Kouriyama

Table 3 Treatment of silt removal by floating device (April, 2014)

(単位 Bq/kg)

状態\試料名	表土A	表土B	表土C	アスファルト含有土
加圧洗浄前 Cs	2200	3000	2500	790
加圧洗浄後 Cs	120	240	210	72

この結果から以下の事項が明らかになった。

- a) 土壤中のシルト分に吸着した放射性物質は微細気泡を含む加圧水で攪拌洗浄することでその90%余りを分離できる。
- b) 放射性物質を含むシルト分は加圧浮上分離法で分離濃縮出来る。
- c) 加圧浮上分離法の処理水は洗浄水に循環使用出来る。

#### 5. 汚染土処理法の構成フローの考え方

以上の検討を踏まえ、放射能に汚染された土壌の除染工法スリックスシステムを構築する。

##### (1) 洗浄及び清浄化

汚染土を水中攪拌洗浄で、汚染土洗浄後の汚染水を加圧浮上処理により清浄化し、発生した汚染汚泥を脱水減容化する。必要な場合に応じて亜臨界水処理による無害化・減容化を行う。このため、広範囲の深刻な汚染に対応出来る。清浄化した土は元の土地に戻し、処理水は再利用や放流を行う。また、減容化した汚染汚泥は放射能汚染などで再利用できないものは管理隔離し、それ以外のもはそれぞれの分野での再利用を行う。汚染土の搬入から洗浄シルト分分離後、場内静置、水切り、搬出までのイメージを Fig. 5 に示す。

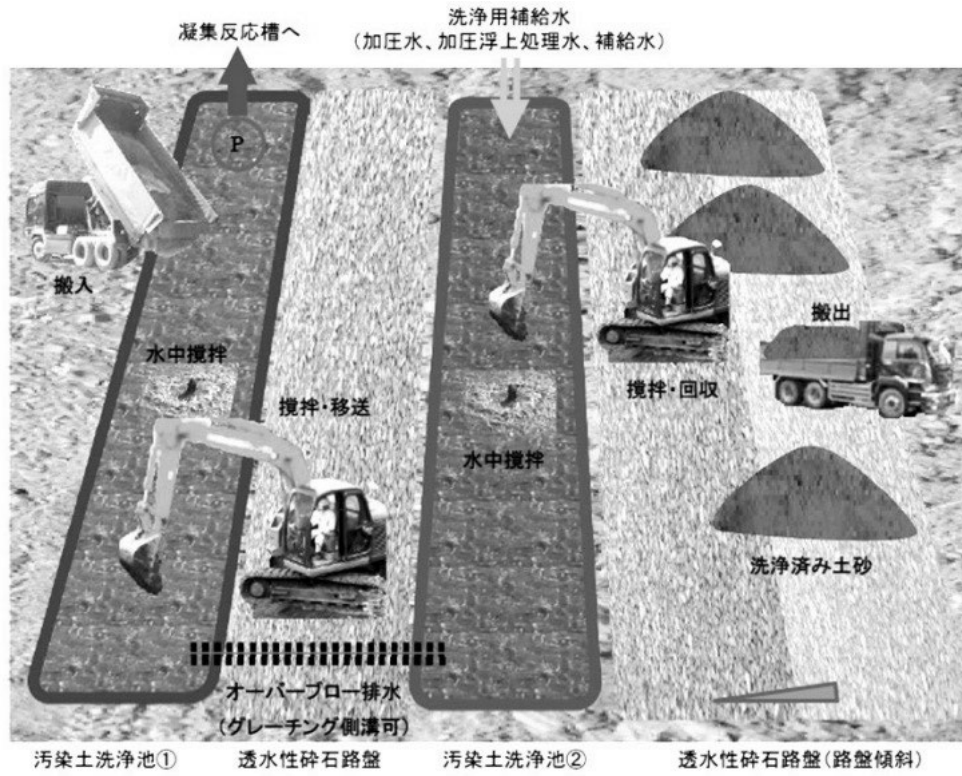


Fig. 5 Operation image of contaminated soil carry-in-and-out  
(Remove contaminated silt soil from land soil with use of a floating device and nano-bubbles contained recycled water)

(2) 処理フローチャート

汚染現場の放射性汚染核種の種類や規模、危険な有機物、汚染土壌有機物、汚泥、木片、枯れ葉などの夾雑物の有無に合わせて処理方法が変わる。セシウムなど特定の汚染源に対する処理フローを Fig. 6 に、多種類化合物(多核種の複合汚染源)に対する処理フローを Fig. 7 に、多核種の放射性物質の汚染、危険な有機物、多量の有機物(土

壤微生物、汚泥、ダイオキシン、有機リンなど)を含む汚染土、排水などに対する処理フローを Fig. 8 に示す。

ここでの有機物処理を行う亜臨界水処理装置は固形を含む有機物を高温高圧で低分子化し、高濃度活性汚泥法と膜分離活性汚泥法は高濃度(10000~45000ppm)の汚泥濃度により有機物を分解して減容化する機能を持つ。



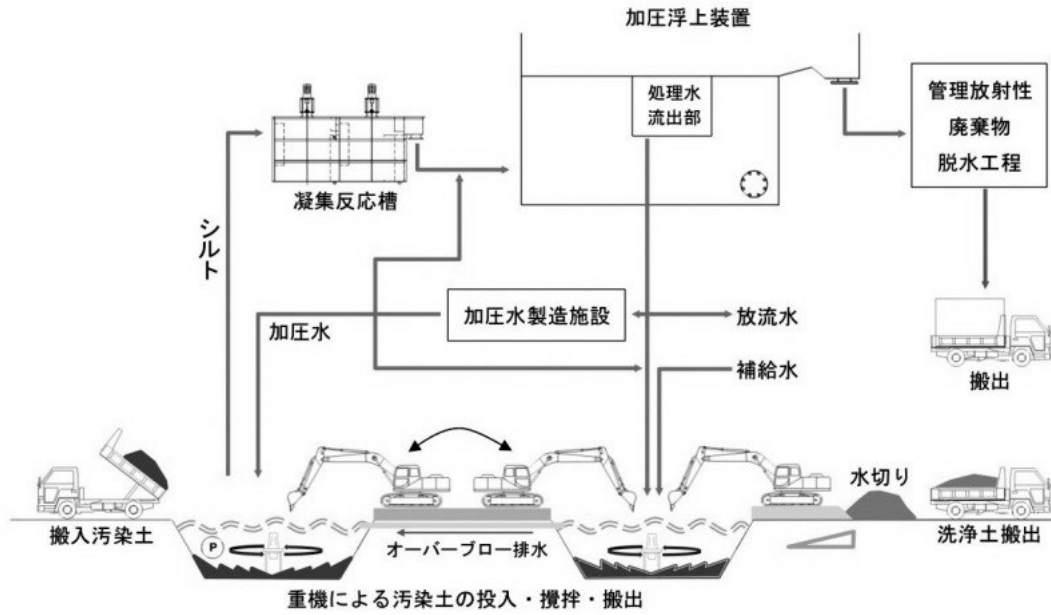


Fig. 6 Basic treatment of soil decontamination

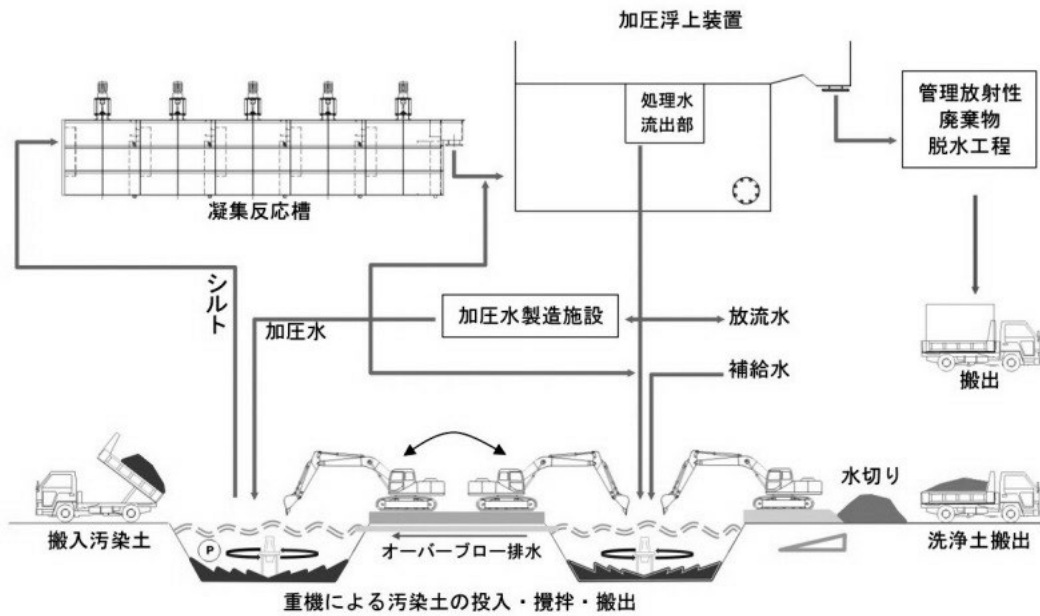


Fig. 7 Multi-step reaction process for multi-nuclide contamination

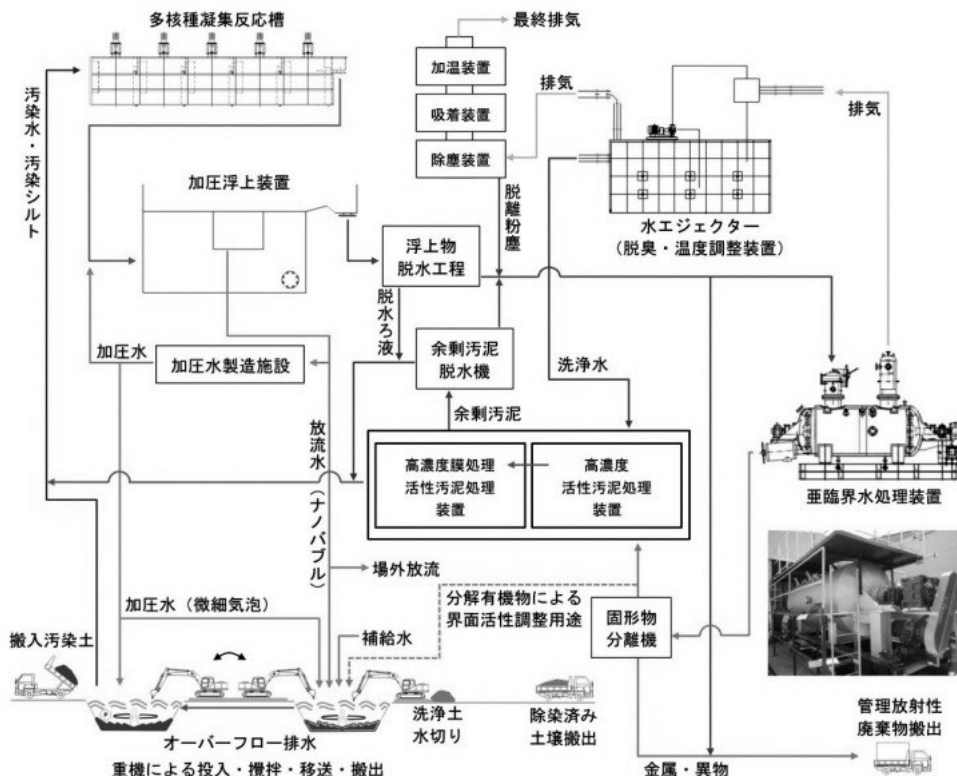


Fig. 8 Subcritical water treatment for multi-nuclide contaminated soil with high-level of organic content (Organic materials change to low-molecular-weight hydrocarbon and get high density microbial breakdown)

## 6. 個々の主要なユニットプロセスについて

スリックスシステムによる処理の一連の流れは以下の通りである。

### (1) 汚染土の搬入

収集された汚染土を攪拌洗浄用の第一洗浄池に投入する (Fig. 9)。



Fig. 9 Carry in contaminated soil in cleaning pond

### (2) 水中攪拌と重機による攪拌洗浄

水中攪拌機と重機を併用して汚染土を洗淨水 (加圧水、加圧浮上処理水、補給水) による攪拌洗浄を行う (Fig. 10)。

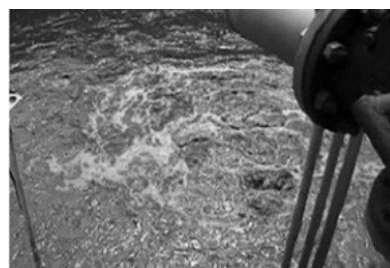


Fig. 10 Machine agitation and agitator in water

洗浄池のシルトの懸濁した洗浄水は連続的に沈降する洗浄池の隅の表層から加圧浮上処理工程へポンプアップされる。ここで細かなシルトを含む洗浄水が加圧浮上槽へポンプアップされる。洗浄された第一洗浄池の沈降した汚染土は第二洗浄池に重機で移送し、すすぎ～水切り工程を経て重機で池から搬出され、仮置き場に静置して水切り後、搬出される。

### (3) 薬剤添加による汚濁成分のフロック生成

汚染水の性状に合わせてあらかじめ検討された凝集剤、中和剤、吸着剤、化学反応薬剤、シールド剤等の薬剤を調整添加して凝集フロック（綿状の塊）を生成する（Fig. 11）。

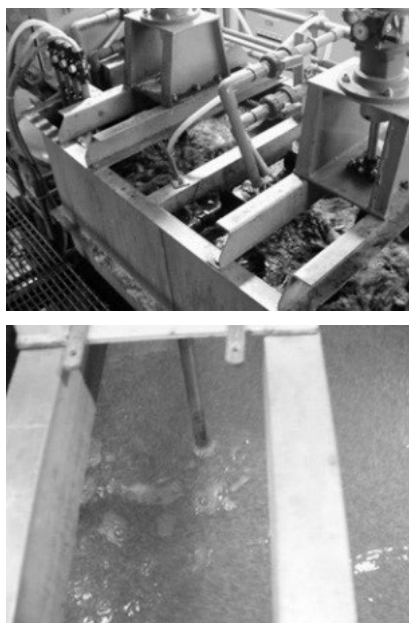


Fig. 11 Flocculant addition and agitation in flocculation reactor

第一及び第二洗浄池で使用された洗浄水や搬入された汚染水は凝集反応槽で凝集剤の投入、攪拌を行われ、浮遊物や汚濁成分のフロックが生成される。

汚染の核種や状況によって凝集反応槽は通常の2槽式や多槽式に変更する。強い放射性物質の汚染ではシールド剤、吸着剤などの投入と凝集が多層式反応槽で調整出来る。

### (4) 加圧浮上処理

加圧浮上槽に送られた汚染水（洗浄水含む）は加圧水に含まれる極微細な気泡の働きによりフロック・浮遊物・汚濁成分が浮上分離される（Fig. 12）。浮上分離したスカム（浮上物）は脱水処理へ移送され、処理水は放流や洗浄水として再利用される（Fig. 13）。



Fig.12 Generated micro bubbles in floating device and floating substance on surface of device

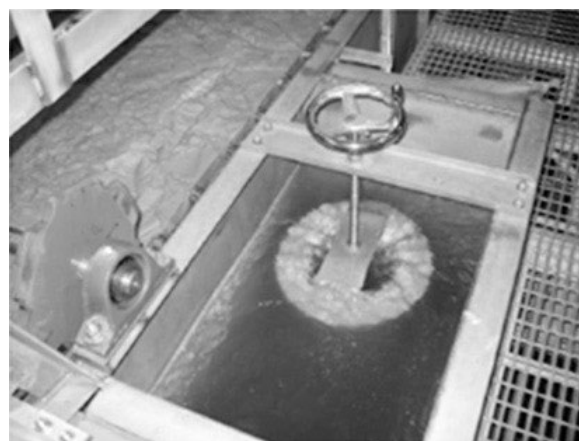


Fig.13 Floating device and treated sewage

### (5) 脱水処理

水分を多量に含むスカムは脱水処理され、亜臨界水処理へ送られる。発生した処理水は再度凝集反応槽へ送られる。汚染物、汚泥の性状に合わせ



て脱水機を選定する。亜臨界水処理を行わない場合は、この工程後、搬出される (Fig. 14)。

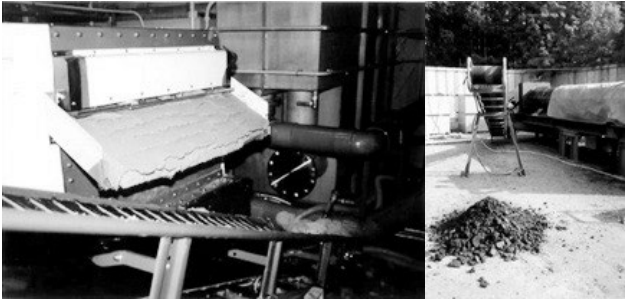


Fig. 14 Dewatering device

(6) 亜臨界水処理 (有機物の低分子化と減容、有害物質の無害化処理)

圧力容器内に高温高压の水蒸気を送り込み、処理対象物と攪拌することで燃焼せずに有機物の分解処理を行い、有機物を低分子化し、減容する (Fig. 15)。また、危険度の高い有機塩素化合物や有機リン化合物なども簡易に無害化し、微生物毒性のない物質に低分子化出来る。後工程の低分子有機物の微生物分解が容易になる (Fig. 16)。

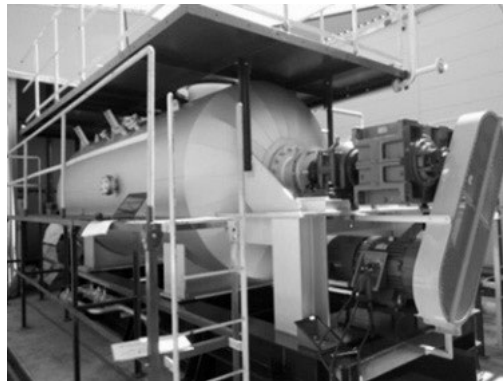


Fig. 15 Subcritical treatment device



Fig. 16 Product of subcritical treatment (low-molecular substance)

(7) 微生物処理 (生物酸化による徹底的な減容)

再利用不可な亜臨界水処理後の処理汚泥や処理後の液体を生物酸化により更なる減容化を行う。亜臨界水処理で低分子化された有機物は高速で微生物分解される (Fig. 17)。広範囲に有機物汚泥の発生が予測される場合に、減容化の為に亜臨界水処理と併用して、あるいは単独で除染システムに組み込まれる。

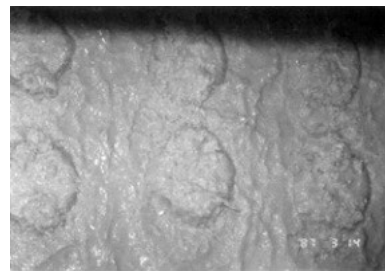


Fig. 17 Image of high concentration activated sludge process

- (8) 搬出亜臨界水処理及び高濃度微生物処理により減容化が完了した高濃度化した汚染汚泥は、汚泥脱水機の凝集反応槽で放射性物質のシールド剤を調整した状態で安全に脱水搬出する。

## 7. まとめ

南相馬市原町区でのトラックヤード周辺での微細気泡を含む加圧水による放射性物質の洗浄と加圧浮上分離処理による回収操作の試験から始まった一連の試験は、微細な粒子に付着した放射性物質の洗浄と濃縮分離及び洗浄水の循環利用により、簡易に実施できる除染方法であることが震災の初期に確認できた。この方法が、洗浄水中に含まれる有機物が混入する場合や有機物そのものの汚染物が多量に発生した場合に対応できる洗浄法を検討する中で、洗浄方法や回収方法、処理方法のノウハウが郡山市での試験で積み重なり、発展してスリックスシステムが成立した。現場での試験からこの方法が現在福島県に蓄積した汚染土の減容化処理に使える可能性が十分ある。

本来加圧浮上分離設備は浮遊物の分離や油脂の分離、有機物の分離に使われ、亜臨界水処理設備は濃厚な有機物汚染や有機物の減容化、樹脂を含む広範囲の有機物の加熱分解処理に使用される。高濃度活性汚泥法は実際の現場において通常の活性汚泥法が微生物汚泥濃度3000から5000ppmの濃

度で使われる活汚泥法が、微生物濃度が大幅に増大したもので、汚泥濃度10000ppm程度の想定があるが、実際には経験上、無機物を含んだ状態で45000ppmの高濃度でも運転でき、高速で有機物の減容が進む。これらの手法の組み合わせは、固形有機物を含む除染現場に応用できると考えられる。福島現場では汚染土壌だけでなく、汚染された稲わらや畜産糞尿などが蓄積しているため、適切な工法になると思われる。さらに事例を重ねて技術的に進化することを希望している。

## 参考文献

- 1) 芹澤昭示, マイクロ・ナノバブルの基礎, 日本マリンエンジニアリング学会誌, 第46巻, 第6号 (2011).
- 2) 高橋正好, 他, 微細気泡の最新技術, NTS出版, 2006年11月.
- 3) 大成博文, 大成博音, 中山孝志, 他, マイクロバブルの発生機構と生理活性, 可視情報学会誌, Vol. 23, No., Supplement2, p. 105-106 (2003).
- 4) 都並結依, 大成博文, 大成博音, 他, マイクロバブルの物理的性質と水質浄化, 日本高専学会誌, Vol.13, No.2, p. 3-8 (2008).
- 5) (株)ピーシーエス, 特許5438740, 特許5792450, 特願2014-151243.

# 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.**

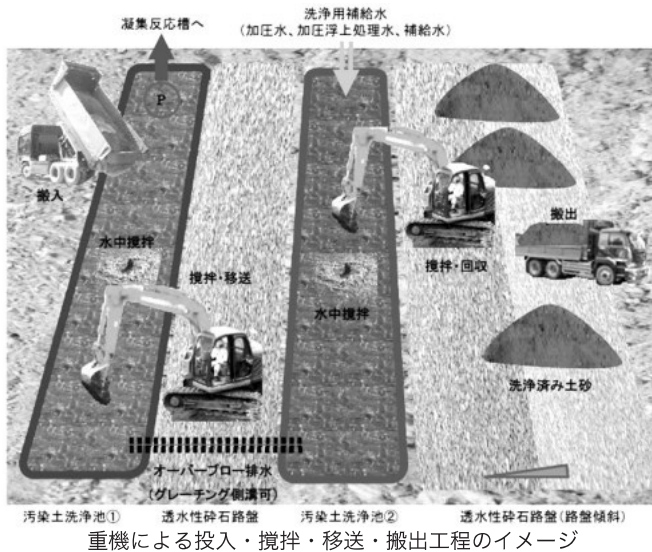
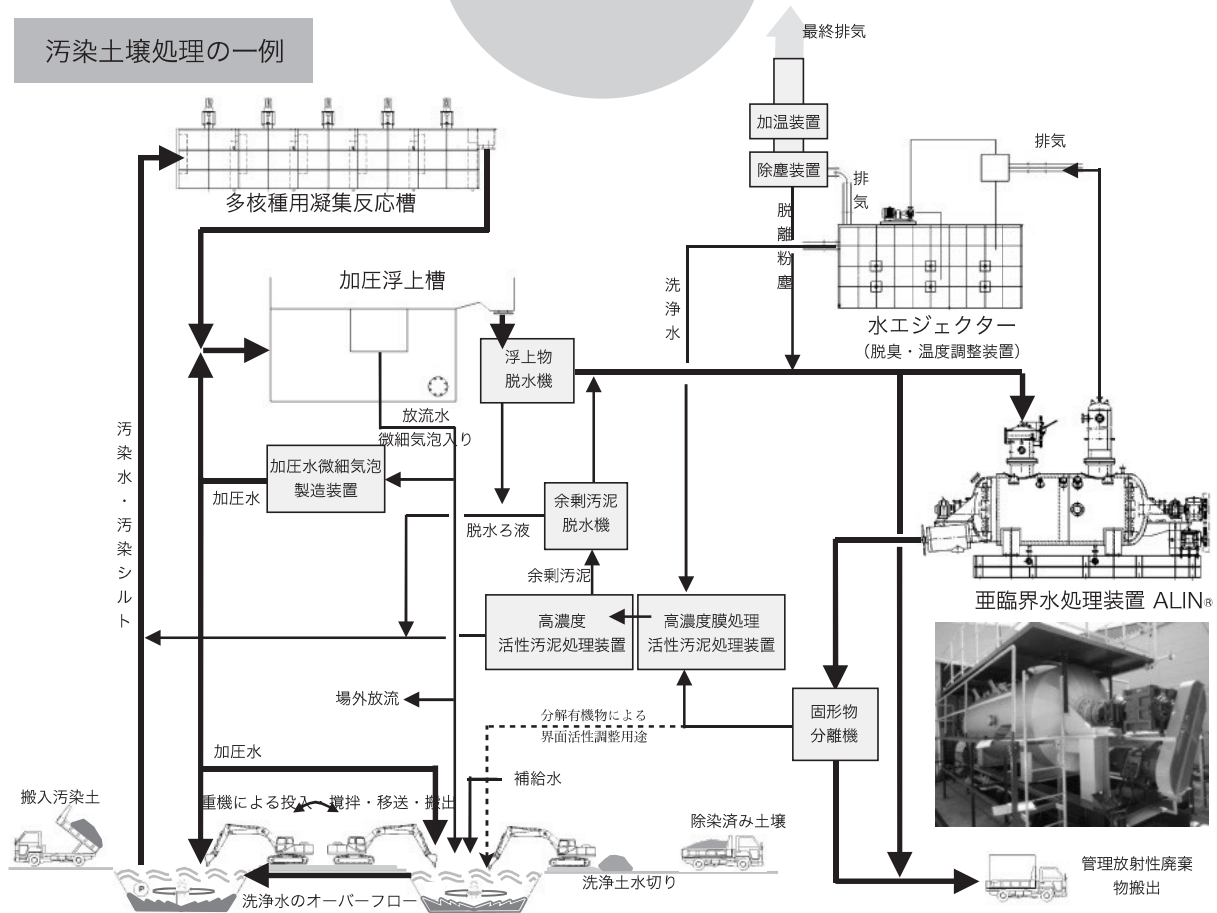
RANDEC works for advancement of science and technology, and sustainable environmental cleanliness.



# SRICS SYSTEM

PCSの提案するセシウム汚染土壌等の大量処理システム

## 汚染土壌処理の一例



重機による投入・攪拌・移送・搬出工程のイメージ

## SRICS SYSTEMの特徴

- ・汚染土壌からセシウム等有害物を除去
- ・汚染有機物はほとんど消滅 (Pat, Pat. P)
- ・汚染した無機有機混合物にも有効

枝葉、衣服、プラスチック、ダンボール等紙類等の有機物や汚泥、糞尿、被覆電線、電子基板、糞尿等の有機無機混合物に適用可能です。

(株) ピーシーエス (PCS : Pollution Control Systems)

〒065-0015

札幌市東区北15条東1丁目1-25 (札幌本社)

電話 011-712-0283 Fax 011-712-0349

URL : <http://www.pcs-sapporo.com>

mail : pcs.co.ltd@outlook.jp (札幌・東京共通)

〒107-0052

東京都港区赤坂4-1-32、赤坂ビル10F

電話 03-6441-2701 Fax 03-6441-2702

mail : pcs.suzuki@aol.com (担当者直通 鈴木)

ECC

## 『社会基盤の礎』を担う環境プロフェッショナル

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

※放射性セシウム(廃棄物、土壌、食品)、土壌中重金属等、ダイオキシン類

### ◆ 調査・分析

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

### ◆ コンサルティング

環境アセスメント/生活環境影響調査/悪臭対策/土壌汚染対策/

### ◆ 試験・研究

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

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

45<sup>TH</sup>

株式会社

環境管理センター ECC-R

本社: 〒193-0832 東京都八王子市散田町 3-7-23

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



営業ご案内: (03) 6206-4321

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



## 株式会社 ベルテック

代表取締役 上田 昌巳

本 社 担 当 上 田 昌 巳

岡山県岡山市南区浜野四丁目17-6

電話 086-264-8888

FAX 086-264-1988

東北支店 担当 星 利彦 鈴木 隆司

福島県いわき市平六町目3-15 中野ビル2F

電話 024-638-8009

FAX 024-622-5122



つくりなれば、生まれない未来がある。天まで届く塔は、夢じゃない。破壊のない世界を、空につくろう。

家族で宇宙に行く未来は、そう遠くはない。インターネットではつくれない出会いを、備で。

7つの夢を結べば、世界をひとつにできる。地球のエコロジーを、人の力に還元してみせよう。まだ想像されたことのない、未来をつくろう。

150年以上積み重ねてきた技術の力と、全社員のチームワークでこの地球上に、豊かさと安心を生みだそう。ものづくりでしか、かなえられない夢がある。

"Realize your dreams" この言葉とともに、IHIグループは、新しいチャレンジをはじめます。夢を実現するのは、奇跡じゃない。技術だ。

あなたに見せたい地球がある。

# IHI

## Realize your dreams

人と社会と地球のために



三菱マテリアルは  
放射性廃棄物処理・処分、  
使用済燃料再処理他、  
原子燃料サイクル分野で社会に貢献します。

三菱マテリアル株式会社  
エネルギー事業センター  
〒330-8508 さいたま市大宮区北袋町1-297  
Tel : 048-641-5691



遮蔽体から遠隔自動化設備まで  
原子力関連業界で

◆ 60年以上の経験と実績 ◆

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



ISO 9001



ASME U

営業  
品  
目

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

木村化工機株式会社  
エネルギー・環境事業部

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

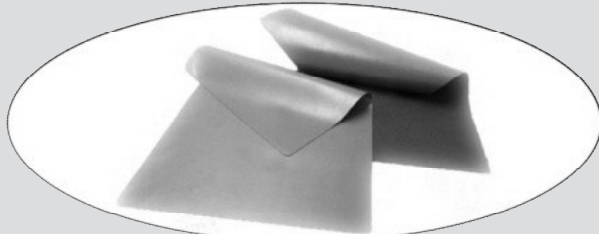


# 安心・安全・信頼を実現するテクノロジー

RICANALは放射線遮蔽分野においてトップレベルの技術をご提供いたします

## 放射線遮蔽シート

「鉛と同等の遮蔽率で鉛より比重が小さい」



出願特許  
シート状放射線遮蔽体  
特願No.2014-2219968

出願特許  
放射線遮蔽体  
特願No.2015-96014

### RICANAL製シートが薄膜で放射線遮蔽効果が高い理由

$\gamma$ 線は、物質の中で光電効果やコンプトン散乱反応を起こし、エネルギーが吸収されたり、入射した $\gamma$ 線が散乱したりします。弊社シートは、その放射線エネルギーの吸収作用が高い原子の電子をラジカル軌道にし、物質の中で電子が自由に作用できるように散乱効果を高める物質を付加した薄膜シートを積層しているため、薄膜でも遮蔽効果が高いのです。

### 放射線遮蔽防護服



(蝶理株式会社 製造)

### 防護服

RCh-Type I	総重量	4.1Kg	シート厚	0.5mm	Cs-137遮蔽率	6.6%
RCh-Type II	総重量	8.0Kg	シート厚	1.0mm	Cs-137遮蔽率	9.6%
RCh-Type III	総重量	12.0Kg	シート厚	1.5mm	Cs-137遮蔽率	11.8%

《東京都立産業技術研究センター測定 (26依開バ 第1114号)》

6.6%の遮蔽率は、 $\gamma$ 線Cs-137の点線源で測定した数値です。実際の作業環境化では、 $\gamma$ 線は点線源ではなく面線源のため、当該遮蔽率でも十分な安全性が確保できます。

- 完全防水・水洗い可
- 高視認性(反射機能生地使用)

## 放射線遮蔽塗料

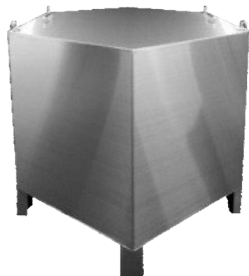
「鉄の比重で鉛と同等の遮蔽率」

出願特許  
塗布型放射線遮蔽材及び放射線遮蔽性エラストマー材料  
国内優先特許 特願No.0214-053979 国際出願 No.PCT/JP2014/057268

放射線遮蔽コンテナ  
特願No.0214-041587

放射線遮蔽運搬用コンテナ  
特願No.0214-041588

### 放射線遮蔽保管用コンテナ



(株式会社リカナル 製造)

### 放射線遮蔽率99%以上も可能

外周(上面・底面・側面)を二重構造にしたステンレスの隙間に遮蔽塗料を挿入した六角形のハニカム構造コンテナです。

2014年1月10日、RANDEC様ご協力のもと、福島県いわき市に於いて放射線量4.241 $\mu$ Sv/hの汚染瓦礫の入ったフレコンバッグを遮蔽コンテナに入れた場合の放射線減衰量試験を行いました。

- コンテナ表面から距離1m  
フレコンバック線量4.241 $\mu$ Sv/h → 0.068 $\mu$ Sv/h **98.3%の減衰効果**
- コンテナ表面から距離10cm  
フレコンバック線量4.241 $\mu$ Sv/h → 0.484 $\mu$ Sv/h **88.5%の減衰効果**

## 株式会社 RICANAL



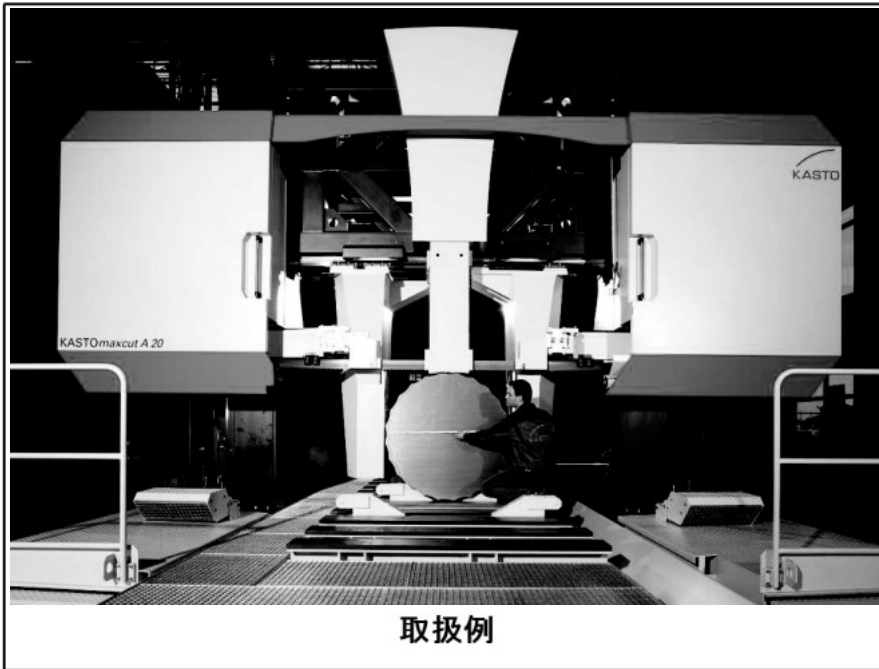
〒105-0013 東京都港区浜松町1丁目27番9号トラストビル7階

TEL 03-6435-9568 FAX 03-6809-1384

E-mail info@ricanal.jp

URL http://www.ricanal.co.jp

# 高性能自動式ガントリー型帯鋸盤



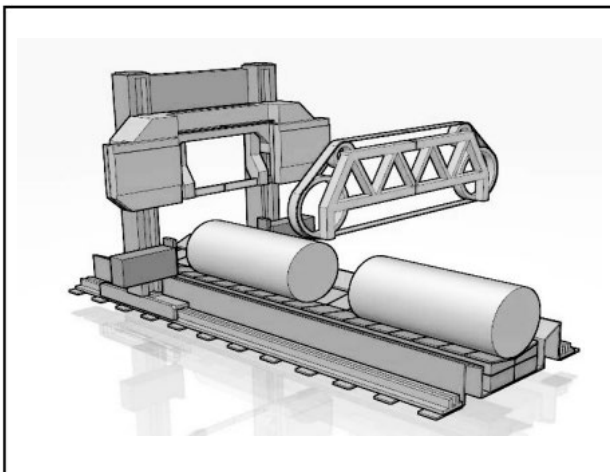
取扱例

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

- ・取扱例：  
KASTOmaxcut OEM特注
- ・切断可能大きさ：  
1600mm \* 1600mm
- ・仕様：  
耐久型構造、  
中型材から大型  
難削材切断仕様  
(鋸刃は超硬・パイメタルを使用)

## 廃棄物処理現場用帯鋸盤 減容化目的特注仕様

### 帯鋸切断機イメージ



### 《開発中特注仕様等》

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

その他： ◆超大型化仕様 ◆水中切断仕様 ◆高耐久仕様 ◆遠隔操作仕様等  
ご希望に合わせてコーディネートを行います。

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



インコネル合金



チタン合金



モネル合金



ニッケル合金

☞ この様な大型難削材でもバンドソーは対応可能です。

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

半世紀に渡る切断技術を極めた  
切断・切削・研削のパイオニア

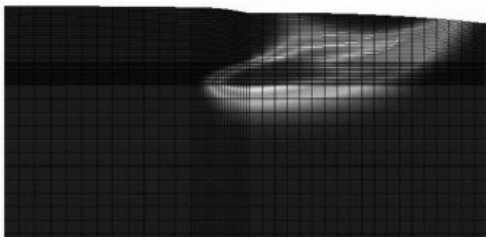
浅見工業株式会社

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

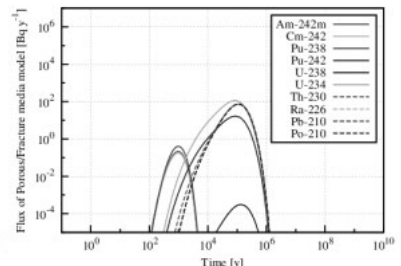
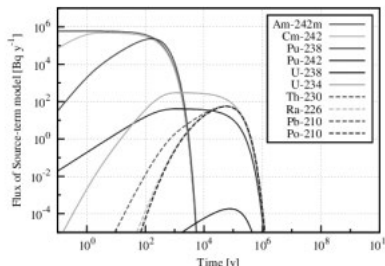
## 原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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

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



2次元物質移行解析結果例



1次元核種移行解析結果例

国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告  
(Publication 60)対応

点減衰核法によるγ線簡易  
しゃへい設計コードの  
運用環境を提供致します。



Windows 10 対応版を販売しています。  
旧バージョンからのアップグレード特別価格:99,360円(税込)

### 概要

国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告(Publication 60)対応版としてしゃへい物に係わる限度等、使用施設等に係る基準となる量として新たに定義された実効線量Eを算出する計算コードをサポートする総合計算システムです。

充実したユーティリティプログラムやWindows環境でのデータハンドリングの快適な操作性がしゃへい設計作業の効率化に役立つこととなるでしょう。

### 納入実績

- 日本原子力研究開発機構  
原子力科学研究所
  - 日本原子力研究所 東海研究所
  - 日本原子力研究所 大洗研究所
  - 核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター
  - 核物質管理センター
  - 京都大学原子炉実験所
  - 東京電力柏崎刈羽原子力発電所
  - 日本アイソトープ協会
  - 日揮
  - 清水建設
  - 大成建設
  - 大林組
  - 日立エンジニアリング
  - ニュークリア・テック・ロップメント
  - 放射線医学総合研究所
  - 海上技術安全研究所
  - 高エネルギー加速器研究機構
  - 電力中央研究所
- 順不同、敬称略、法人格名略

### γShielder 価格・動作環境

価格(税込)1ライセンス:500,000円 動作環境:Microsoft Windows 7/8/8.1/10



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/>



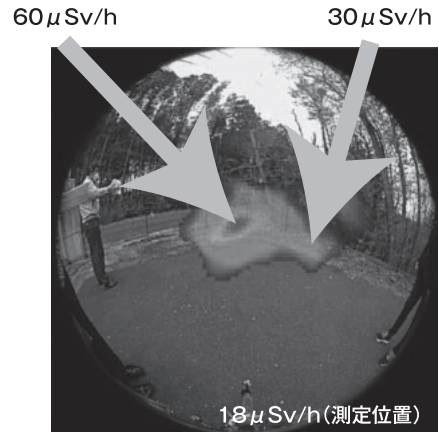
# ガンマ・キャッチャー

## GAMMA・Catcher

コンプトン散乱を利用したハンディ型ガンマ線可視化装置です。



ガンマ・キャッチャー構成(本体・PC)



測定結果表示例(約1分後)

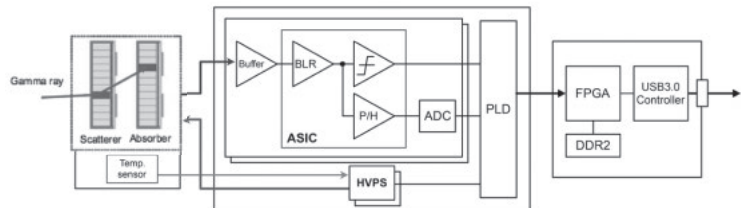
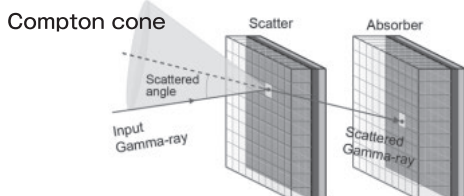
線量率はサーベイメータにて別途測定

### 特徴

- シンチレータと高感度半導体検出素子を搭載した放射性物質の分布状態をイメージ化。
- 魚眼レンズの採用により、一度の測定で広いエリアの汚染分布状況(除染前後の差)が短時間で確認操作。
- 小型・軽量で簡単に持ち運びができ、どこでも、だれでも、すぐに測定可能。
  - ・ソフトウェア起動後、直ちに測定可能
  - ・操作ボタンは、基本的に「測定開始」と「測定終了」のみ。
  - ・防じん、防水構造(IP65)。
  - ・魚眼レンズ(視野角140°)。
  - ・計測原理から基本的に遮蔽が不要。
- 測定データは自動保存され、後で測定データの解析が可能。

### 原理

- 散乱体と吸収体の2層の検出器構成となっており、散乱体へγ線が入射した際に生ずるコンプトン散乱したγ線を吸収体で検出し、γ線の飛来方向を算出。
- 遮蔽体が不要なため、軽量・コンパクト化を実現。
- シンチレータ+高感度半導体検出素子の使用により高い検出効率を有し、短時間での可視化が可能。



仕様は予告なく変更することがございます。

# TECHNOL

CHIYODA TECHNOL CORPORATION

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  
TEL 03(3816)5921 FAX 03(5803)1939

© デコミッションング技報 第53号

発行日 : 平成28年3月31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](mailto:decomi@randec.or.jp)