

デコミッショニング技報

Journal of the **RANDEC**

No. **49**
2014

巻頭言

武蔵工大炉の廃止措置と原子力人材育成

研究報告

原子力施設の廃止措置シナリオ評価に係る方法論

技術報告

JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート廃棄物のクリアランス
セシウム汚染焼却灰除染技術の性能実証試験

技術概説

三菱重工業の原子炉廃止措置技術
原子力発電所等の特殊環境向け6軸同時制御多関節ロボットの開発

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。

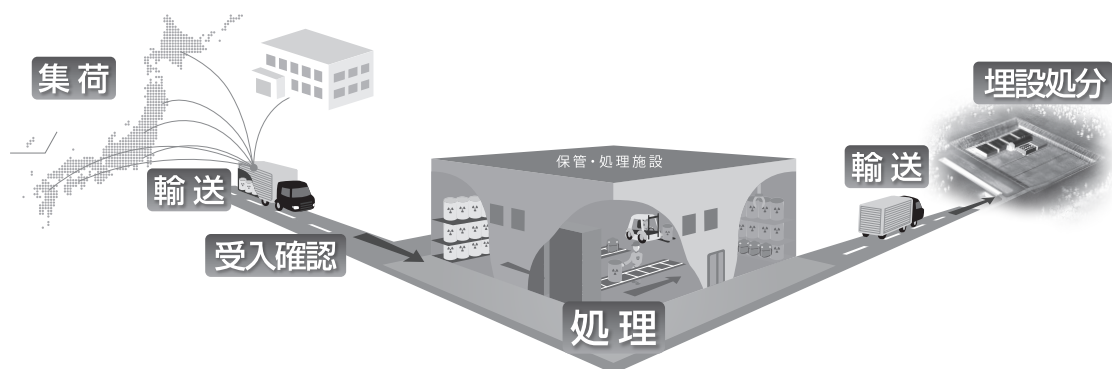
国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管処理事業の確立

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49号 (2014年3月)

目 次

巻 頭 言

武蔵工大炉の廃止措置と原子力人材育成	1
	松本哲男

研究報告

原子力施設の廃止措置シナリオ評価に係る方法論	2
	柳原 敏

技術報告

JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート廃棄物のクリアランス	11
	里山朝紀、南里朋洋、岸本克己

セシウム汚染焼却灰除染技術の性能実証試験	22
	ソン・ドンビン パク・ヘミン シン・ヨンホ イム・ビョンウ 孫 東彬、朴 慧旻、愼 英鎬、林 炳禹

技術概説

三菱重工業の原子炉廃止措置技術	29
	小室敏也、涌田邦晴、坂下 章、藤森浩二

原子力発電所等の特殊環境向け6軸同時制御多関節ロボットの開発	41
	中田正宏

Journal of the RANDEC

No.49 Mar. 2014

CONTENTS

Research Report

- A methodology for evaluation of nuclear decommissioning scenarios 2
Satoshi YANAGIHARA

Technical Report

- Clearance of concrete debris generated from modification of JRR-3 11
Tomonori SATOYAMA, Tomohiro NANRI, Katsumi KISHIMOTO
- Demonstration test for decontamination technology of cesium-contaminated ash 22
Dong-Bin SHON, Hye-Min PARK, Young-Ho SHIN, Byung-Woo LIM

Technical Review

- Decommissioning technology of Mitsubishi Heavy Industries for nuclear power plants 29
Toshiya KOMURO, Kuniharu WAKUDA, Akira SAKASHITA, Koji FUJIMORI
- Development of 6-axis simultaneous control robot for special environment to nuclear power plants and other related facilities 41
Masahiro NAKADA

A methodology for evaluation of nuclear decommissioning scenarios

Satoshi YANAGIHARA

J. RANDEC, No.49 (Mar. 2014), page2 ~ 10, 5 Figures, 4 Tables

It is required to select an optimal decommissioning scenario by evaluating its characteristics since there are various kinds of decommissioning options of nuclear facilities which ceased operation. A methodology was studied on evaluation of an optimal scenario from the viewpoints of radiological risk reduction and easiness of work activities together with preparing several scenarios based on the IAEA proposal options (immediate and deferred dismantlings, and entombment). In this study, the basic decommissioning work activities are classified into facility dismantlement, site remediation and waste management, then these are further disassembled to be small categories by using hierarchically form. The computer system was developed to build hierarchically decommissioning work activities on a computer screen, then the scenarios are compared by using the analytical hierarchy process. The developed system was applied to the evaluation of decommissioning scenarios of Fukushima-Daiichi nuclear power plant of Tokyo Electric Power Company as a case study. It was cleared that the facility entombment option scored the highest value of relative importance from the viewpoint of radiological risk reduction; otherwise the safe enclosure (deferred dismantling) was scored the highest value if the easiness of work activity was taken as evaluation viewpoint.

Clearance of concrete debris generated from modification of JRR-3

Tomonori SATOYAMA, Tomohiro NANRI

Katsumi KISHIMOTO

J. RANDEC, No. 49 (Mar. 2014), page11 ~ 21, 9 Figures, 1 Table

The Nuclear Science Research Institute (NSRI) of Japan Atomic Energy Agency planned to apply the clearance system to about 4,000 tons of slightly contaminated concrete debris with radionuclides, which were generated from the modification of the Japan

Research Reactor No.3 (JRR-3). The modification work was conducted from 1985 to 1990 and the generated concrete debris has been stored as radioactive waste in interim storage facilities in the NSRI. In 2008, the authority approved procedures for measuring and evaluating the radioactivity concentration of stored concrete debris. Since April 2009, NSRI have been measuring and evaluating the radioactivity concentration of concrete debris, according to the approved procedures.

By the end of 2013, the authority has confirmed the correctness of our measurement and evaluation results on about 3,000 tons of concrete debris. About 1,800 tons of those cleared concrete were recycled as backfilling material in depressed areas around buildings caused by the Great East Japan Earthquake, and as roadbed material of the parking lots in the NSRI.

Demonstration test for decontamination technology of cesium-contaminated ash

Dong-Bin SHON, Hye-Min PARK, Young-Ho SHIN

Byung-Woo LIM

J. RANDEC, No. 49 (Mar. 2014), page22 ~ 28, 7 Figures, 3 Tables

KEPCO Engineering and Construction Company (KEPCO E&C), architecture and engineering company of nuclear power plant, developed the “decontamination technology of cesium-contaminated ash” in the basis of pre-owned “decontamination technology of cesium-contaminated soil.” The new technology was demonstrated in Fukushima prefecture during 12 days from November 5, 2013, in order to verify the performance.

Demonstration equipment (CEDECON-DA), with a capacity of treatment of 20 ℓ per batch, can be carried in a container in order to promote the ease of transportation and in-situ installation. Through the demonstration test it was verified the superior performance and the possibility of commercialization.

This technique comprises of cesium separation and cesium coagulation processes. Briefly speaking, the principal of this process is as follows; cesium is separated from ash, detached to the coagulation and then

deposited. The decontaminated ash can be disposed of into municipal landfills as conventional non-radioactive waste. The present technology is evaluated such that the disposal amount of radioactive waste will be significantly reduced.

The ash with average concentration of 6,200 Bq/kg from a conventional incineration plant was used for the demonstration test. Each separate performance test has been carried out under acid, neutral and alkaline conditions, respectively. The test result for alkaline condition showed the highest decontamination ratio of 82-85% and the volume reduction ratio of 95% .

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center (RANDEC) performed the radiation protection management, activity measurement and evaluation in the demonstration test results.

Decommissioning technology of Mitsubishi Heavy Industries for nuclear power plants

Toshiya KOMURO, Kuniharu WAKUDA,
Akira SAKASHITA, Koji FUJIMORI
J. RANDEC, No.49 (Mar. 2014), page29 ~ 40, 23
Figures, 1 Table

Based on experience obtained through construction and maintenance of various nuclear facilities including a pressurized water type nuclear power plant (PWR), Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI) has continued

technical development for the decommissioning technology of commercial nuclear power plants for years. As technology which is needed for decommissioning, there are system engineering and radioactive materials evaluation technology in a planning phase, decontamination / dismantling technology and waste treatment and waste measuring technology in a decommissioning phase. This report presents the outline of each technology of MHI.

Development of 6-axis simultaneous control robot for special environment to nuclear power plants and other related facilities

Masahiro NAKADA
J. RANDEC, No. 49 (Mar. 2014), page41 ~ 45, 7
Figures, 1 Table

Working robots are used for the reduction of radiation exposure in the radiation domains such as the underwater operation in a periodic inspection of nuclear power plants and reprocessing facilities. In addition, there are many cases that a multiple joint robot is adopted to raise versatility of the work in the special environment. In future, adopting it in the scene of the accident including the Fukushima-Daiiti nuclear power plant of Tokyo Electric Power Company, is also expected. Therefore, it is necessary to improve operability for remote control of multiple joint robots. In this paper, we propose it by using 3D simulator.

武蔵工大炉の廃止措置と原子力人材育成



東京都市大学大学院共同原子力専攻長
松本 哲男

東京都市大学（旧、武蔵工業大学）の原子力研究所の歴史を振り返る。1955年、東急電鉄社長の五島慶太氏が学校法人五島育英会を設立し、理事長に就任すると、日本の原子力利用の立ち遅れを憂慮して本学付属の原子力研究所設立を計画した。1959年には原子炉設置許可を得て1963年1月には研究用原子炉（武蔵工大炉、TRIGA-II型100 kW）が初臨界となった。その後、日本でも類をみない全国大学の共同利用基礎研究施設として特色ある医療照射、放射化分析、中性子ビーム実験などの研究に使用された。また、開設当初より卒業研究生の受け入れを行い、1976年には研究所を基盤とした原子力工学専攻を開設し、院生等の研究教育、原子炉運転実習に活用された。

しかし、1986年のチェルノブイリ原発事故に端を発する反原発運動と相まって、1989年に原子炉タンクからの水漏れ事故により原子炉を研究教育に資することが困難になり、10数年の再開か廃止かの葛藤を経て2003年には原子炉の廃止を決定した。その後、国に提出した廃止措置計画書に添って2006年に使用済燃料のアメリカ合衆国への返還を行った後、原子炉施設・設備の機能停止措置を終えた。一昨年度は、屋外に設置していた液体廃棄物処理場の解体撤去工事を終了し、管理区域から解除した。昨年度は、武蔵工大炉の臨界50周年の記念会を開催し、廃止措置中の原子炉施設及び放射性同位元素使用施設を学内外の教育・研究設備として更に有効活用することを改めて確認した。現在、廃止措置中の原子炉施設は、学生・院生の教育研究用として原子炉運転シミュレータや、使用済燃料、原子炉タンク、遮蔽体などの放射能インベントリー評価の研究に使用している他、使用済燃料の保管貯蔵に伴う臨界、遮へい並びにクリアランスレベル検認の技術開発なども行っている。

放射性同位元素使用施設の活用としては、従来からの環境放射能に関する研究に加え、都市大グループの学校等の汚染状況調査及び福島支援活動（森林・河川等の放射能調査や除染方法の効果測定やセシウムなどの動態研究）を始めとして、市民への原子力・放射線のリスクコミュニケーションの取り組みを行なっている。

本学においては、2009年度に原子力安全工学科、2011年度に早稲田大学との共同原子力専攻を開設し、将来における原子力・放射線技術に関わる人材育成を積極的に推し進めてきている中で、学生・院生は、原子力研究所をこうした取り組みの中で原子力実験実習や卒業研究、修士論文研究の場として活用している。昨年度はマレーシアからの海外研修生を受け入れた。東京電力福島第一原子力発電所事故後、国内外における原子力の人材育成は増々重要になってきており、専門家を擁する集団組織として、その役割を果たすことが増々期待されるところであり、関係者の皆様には今後とも、ご支援をお願い申し上げる次第である。

原子力施設の廃止措置シナリオ評価に係る方法論

柳原 敏*

A methodology for evaluation of nuclear decommissioning scenarios

Satoshi YANAGIHARA

使命を終了した原子力施設は廃止措置する必要があるが、その方法は多様であり、廃止措置工事の特性を評価して最適なものを選択することが求められる。そこで、IAEAが分類した廃止措置方式（即時解体、遅延解体、埋設処分）を基本に廃止措置シナリオを整理し、放射線リスク低減、作業の容易性などの視点から、最適な廃止措置シナリオの選択に係る方法について検討した。基本的な廃止措置の作業は、施設解体、敷地修復、廃棄物対策に分類し、更に小分類（要素）に細分化して、これらを階層状に表現することにより、評価対象を理解し易く表現する計算システムを構築した。また、廃止措置シナリオの評価にはその優劣を一对毎に比較するAHP（Analytical Hierarchy Process）を適用した。この方法を東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置シナリオ評価に適用し、IAEAの分類に基づく3種類の廃止措置シナリオの相対重要度の評価を試みた。この結果、放射線リスク低減に重点を置くと遮蔽管理（埋設処分）方式の相対重要度が、作業の容易性に重点を置くと安全貯蔵（遅延解体）方式の相対重要度が高くなった。

It is required to select an optimal decommissioning scenario by evaluating its characteristics since there are various kinds of decommissioning options of nuclear facilities which ceased operation. A methodology was studied on evaluation of an optimal scenario from the viewpoints of radiological risk reduction and easiness of work activities together with preparing several scenarios based on the IAEA proposal options (immediate and deferred dismantlings, and entombment). In this study, the basic decommissioning work activities are classified into facility dismantlement, site remediation and waste management, then these are further disassembled to be small categories by using hierarchically form. The computer system was developed to build hierarchically decommissioning work activities on a computer screen, then the scenarios are compared by using the analytical hierarchy process. The developed system was applied to the evaluation of decommissioning scenarios of Fukushima-Daiichi nuclear power plant of Tokyo Electric Power Company as a case study. It was cleared that the facility entombment option scored the highest value of relative importance from the viewpoint of radiological risk reduction; otherwise the safe enclosure (deferred dismantling) was scored the highest value if the easiness of work activity was taken as evaluation viewpoint.

1. はじめに

2011年（平成23年）3月に東日本を襲った巨大

地震と津波に端を発した東京電力福島第一原子力発電所の事故を契機として、我が国の原子力を取り巻く環境は大きく変わりつつある。2012年（平

*：福井大学 附属国際原子力工学研究所
(Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

成24年)には原子炉等規制法が改正されて運転期間が40年を超える原子力発電所は原則的に廃止措置されることが規定された。我が国に存在する48基(2014年2月現在)の商業用原子力発電所のうち寿命が35年を超えるものは10基あり¹⁾、近い将来、複数の廃止措置工事が並行して実施される時が来る。我が国のエネルギー戦略における原子力発電の役割がどのように位置付けられようとも、原子力施設の廃止措置は重要な課題であることに変わりない。

我が国では原子力発電所の廃止措置工事に必要な解体・除染等の技術開発が実施されたが、廃止措置シナリオ評価に係る検討はほとんど実施されなかった。商業用原子力発電所の廃止措置は、施設を解体撤去した跡地に次の原子力発電所を建設することが基本政策とされたこと、また、費用算定を目的にしているが廃止措置の標準工程が作られたことなどによると考えられる。しかし、施設状況、環境条件、事業者の方針などに応じて様々な廃止措置シナリオの選択肢がある。廃止措置計画の検討では、作業の安全性や合理性のみならず、解体廃棄物の再利用、放射性廃棄物の処理処分、敷地解放等、多くの課題を総合的に検討し、最適な廃止措置シナリオを選択することが重要である。

他方、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に関しては、政府主導の下、廃止措置作業を加速するための検討が開始され、2013年(平成25年)6月には、「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」が改定された^{2),3)}。このロードマップでは、格納容器の破損部を補修し、原子炉圧力容器の上面まで水を張った状態で燃料デブリを取り出す計画であるが、技術的な課題が残されている。また、敷地全体の廃止措置に係る計画は明らかでない。

原子力施設の廃止措置では、安全の確保は勿論であるが、投入資源は有限であることを考慮した最適な廃止措置シナリオを設定することが重要である。そこで、廃止措置シナリオをIAEAの分類^{4),5)}に基づいて整理するとともに、廃止措置に係る作業の主要な要素を階層状に作成し、AHP (Analytical Hierarchy Process)⁶⁾により、幾つかの視点からシナリオの相対重要度を計算するシス

テムを構築した。さらに、ケーススタディとして東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置シナリオに関して検討した。本報告は廃止措置シナリオ評価に係る方法論についてまとめたものである

2. 廃止措置の定義と方式

原子力施設の廃止措置とは、「許可・指定を受けた事業又は原子炉に係る主たる活動が終了した後、原子炉等規制法の規制を終了するまでの間に行う核燃料物質の譲渡、核燃料物質による汚染の除去、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄等の一連の措置」である⁷⁾。技術的には、施設から有意な放射性核種を除去し、これにより建物又は土地を別の目的に有効利用するための工事である。撤去された設備機器のうちクリアランス対象外のものには放射性廃棄物として適切に処理処分することが求められる。

原子力施設の廃止措置方式は、施設の種類、施設の立地条件、施設所有者の考え方等により千差万別であるが、IAEAの報告書では、廃止措置方式を分類し、即時解体 (Immediate Dismantling)、遅延解体 (Deferred Dismantling)、埋設処分 (Entombment) が示されている (Table 1)^{4),5)}。

Table 1 Decommissioning options reported by IAEA

即時解体

放射能汚染物質を含んでいる器材、構造物、設備の部分を撤去するか、又は、規制当局が示す無拘束の許容レベルか制限付き許容レベルまで除染する戦略である。廃止措置作業は運転停止直後に開始される。この方式は廃止措置の迅速な完遂を意味し、全ての放射性物質を長期保管か最終処分のために他施設へ移送して処理することを含んでいる。

遅延解体

安全貯蔵、安全保管、安全隔離などとも呼ばれ、放射能汚染を含む施設の一部を処理するか安全に貯蔵・維持できる状態にし、その後規制当局が示す無拘束解放に係る許容レベルか制限付き使用に係る許容レベルまで除染、又は、解体撤去する戦略である。

埋設処分

放射能汚染物質を構造的に長寿命材料の中に格納し、規制当局が示す施設の無拘束解放に係る許容レベルか制限付き使用に係る許容レベルまで放射能の減衰を待つ戦略である。

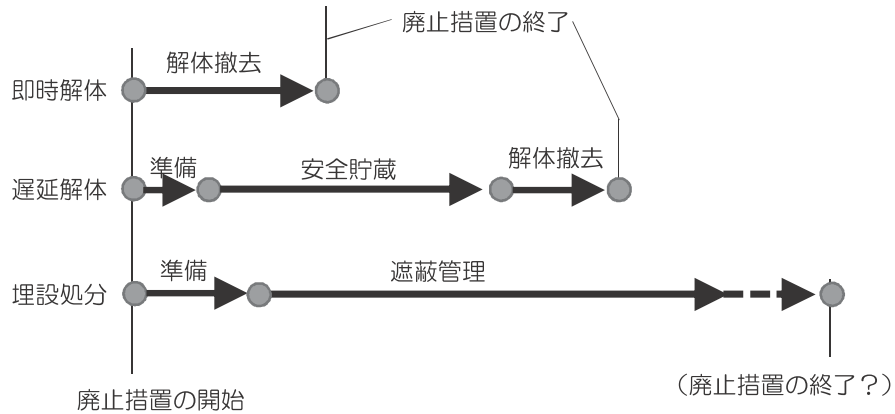


Fig. 1 Schematics of project time scale in three decommissioning options

IAEAが整理した廃止措置方式は、廃止措置が終了するまでの時間軸を考慮することの重要性を示したものであり、時間軸をパラメータにした工事工程の分類とみることでもできる。即ち、施設の運転停止後なるべく早い時期に解体工事に取掛り早期に工事を終了する「即時解体」、本格的な工事にと掛る時期を遅らせる「遅延解体」、かなりの長期間に渡り廃止措置の終了を遅らせる「埋設処分」に分類され、様々な条件に応じて時間軸を基本とした廃止措置シナリオの設定が可能である (Fig. 1)。

3. 廃止措置シナリオ評価に係る方法論

3.1 廃止措置シナリオの設定

廃止措置計画の策定においては、投入可能な資源量 (費用等)、関係者の意見調整、事業計画などを考慮して、時間軸を含む廃止措置計画 (廃止措置方式)、即ち、廃止措置シナリオを設定することが求められる。前章で示した様に、このシナリオは多様であることから最適なものを選択することになる。廃止措置シナリオの選択では、その属性、例えば、プロジェクトパラメータ (投入資源量、作業者被ばく量、廃棄物発生量等) を定量化することが重要であるが、それが困難な場合には、定性的でも廃止措置シナリオの評価は可能である。廃止措置シナリオ評価の視点は放射線リスクの低減や作業の容易性などが考えられる。このような意思決定に係る方法論は古くから研究されており (例えば、多基準意思決定法 (MCDA) な

ど)⁸⁾、廃止措置シナリオの評価でもそれらの成果を適用することが出来る。

3.2 評価基準の階層構造

作業構成などを表現するための手法として WBS (Work Breakdown Structure) があり、各項目を分解して階層的に表現する。ここでは、WBSにより廃止措置に係る作業の基本要素を上位から下部に至る項目で記述し、基本要素に対して評価対象となるシナリオの相対重要度を総合的な点数として表すこととする (Fig. 2)。ここで、WBSの要素は廃止措置に必要な基本的なものとし、本図で示す要素に対して予め設定した視点から時間軸を持つ廃止措置シナリオを比較することになる。なお、作業の基本要素と比較の視点を総合して評価基準とする。シナリオの比較方法は多

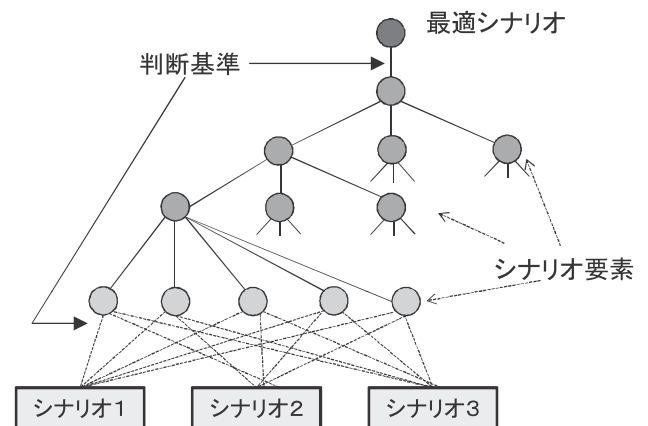


Fig. 2 Schematics of scenario analysis based on work breakdown structure of decommissioning work activities

様であるが、一般的には点数化する方法が適用される。

3.3 AHP (Analytical Hierarchy Process)

最適なもの（ここでは廃止措置シナリオ）を選択するためには様々な評価基準が考慮されるが、この評価基準にウェイト（重み）を課すことにより、異なる評価基準に対して比較が可能になる。例えば、ある評価基準に対して廃止措置シナリオの優劣を表す点数（ S_i ）は以下の様にして計算される。

$$S_i = \sum_j A_{ij} * w_j \quad \dots\dots (1)$$

ここで、 A_{ij} は廃止措置シナリオiの評価基準jに対する点数、 w_j は廃止措置シナリオiの評価基準jに課した重みである。例えば、重みを（ w_1 、 w_2 、 w_3 ）とし、 w_1 は解体撤去、 w_2 は敷地修復、 w_3 は廃棄物対策とし、比較の視点は放射線リスクの低減とし、その重要度を設定する。

対象の重みを合理的に設定する方法がAHP（階層構造に基づく分析法）^{6),9),10)}である。まず、対象となる評価基準を階層構造で表示し、その要素について対象（廃止措置シナリオ）を一对比較した上で総合評価することにより点数を得る。一对比較には対象となる2つの廃止措置シナリオ（例えば、 a と b ）に対して以下のように定性的な判断がなされる。

- ① a は b と同じくらい重要：1
- ② a は b よりやや重要：3
- ③ a は b よりかなり重要：5
- ④ a は b より非常に重要：7
- ⑤ a は b より極めて重要：9

ここで、比較の最後に記した数値は点数であるが、各々の中間の数値を設定することも可能である。また、上述した属性の持つ重み（重要度）の集まりである重要度ベクトル（ w_1 、 w_2 … w_n ）に対して、その一对比較を $a_{ij} = w_i / w_j$ とし、この標記を $A = [a_{ij}]$ とすると、対象毎の比較結果Aは以下の様になる。

$$A = \begin{pmatrix} w_1/w_1 & w_1/w_2 & \dots & w_1/w_n \\ w_2/w_1 & w_2/w_2 & \dots & w_2/w_n \\ \dots & \dots & \dots & \dots \\ w_n/w_1 & w_n/w_2 & \dots & w_n/w_n \end{pmatrix} \quad \dots\dots (2)$$

Aに重要度ベクトル [w_1 、 w_2 、… w_n] を乗じることにより最大固有値を得ることができる。なお、Aは理想的な一对比較結果を示しており、実際の比較は理想的ではない可能性もあるが、これに近い結果が得られることを仮定している。

$$\begin{pmatrix} w_1/w_1 & w_1/w_2 & \dots & w_1/w_n \\ w_2/w_1 & w_2/w_2 & \dots & w_2/w_n \\ \dots & \dots & \dots & \dots \\ w_n/w_1 & w_n/w_2 & \dots & w_n/w_n \end{pmatrix} \begin{pmatrix} w_1 \\ w_2 \\ \dots \\ w_n \end{pmatrix} = \lambda \begin{pmatrix} w_1 \\ w_2 \\ \dots \\ w_n \end{pmatrix} \quad \dots\dots (3)$$

上記（3）式のようにして、Aの最大固有値と固有ベクトルを求め、この固有ベクトルを重要度の比として採用する。なお、固有ベクトルを計算する方法としてはべき乗法などがある。

4. 適用例（ケーススタディ）

4.1 東京電力福島第一原子力発電所をモデルにした廃止措置シナリオの検討

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に係る中長期ロードマップには、多少の中はあるものの2013年（平成25年）から8年程度をかけて、格納容器の損傷箇所を修復し、2020年（平成32年）から格納容器を水封した上で燃料デブリを取り出す計画が記載されている。その後は、原子炉建屋などの解体を実施するが、最終的な状態、発生する放射性廃棄物の処理処分方法などは明らかでない。敷地を無拘束で解放することはなく、また、発生する放射性廃棄物は敷地内で管理することが想定されるため、これらを検討する廃止措置シナリオにおいても仮定する。

この条件の下、以下の様な3種類の廃止措置シ

ナリオを想定してその比較を試みた。

- ・S-1 (解体撤去)：燃料デブリ取出し、原子炉及び建屋の解体を行う。この作業には不確定な要素が多いため、多大な資源が投入される。敷地修復は後回しにされ、放射性廃棄物は敷地内に保管される。但し、施設解体が終了した後は周辺の瓦礫の撤去が終了し、外部からは工事進捗の程度は理解し易い。
- ・S-2 (安全貯蔵)：燃料デブリ取出し及び施設の解体はない。原子炉施設を修復し、最低限の管理で長期貯蔵が可能となるよう補修した後、施設の維持を継続する。但し、敷地修復や放射性廃棄物処理などに多くの資源が投入される。敷地修復を終えた後に燃料デブリ取出しや施設解体を実施することになるが、これは本シナリオの対象外とする。
- ・S-3 (遮蔽管理)：原子炉圧力容器や格納容器上部など、解体が容易な設備機器を撤去するが、格納容器底部に存在する燃料デブリ取出しなど、困難な作業は実施せず、施設を安定した状態で長期に渡り維持できる状態に補修する。原子炉圧力容器に残る燃料デブリと炉心部機器は撤去する。敷地修復や放射性廃棄物処理などにも資源を投入するが、シナリオ(S-2)ほどではない。本シナリオ(S-3)の工事はシナリオ(S-1)よりは容易であるが

シナリオ(S-2)より困難である。

4.2 要素別の評価結果

廃止措置シナリオ(S-1/S-2/S-3)では、その作業要素を、施設解体(A-1)、敷地修復(A-2)、廃棄物対策(A-3)に分類し、施設解体と敷地修復は放射線リスク低減の視点から、廃棄物対策はその重要性の視点から廃止措置シナリオの相対重要度を評価した。作業要素の構成をFig. 3に、また、評価結果を以下に示す。

(1) 施設解体

施設解体は、燃料デブリ取出し、炉心部解体、建屋解体に分類される。これらの作業は放射線リスクの低減を目的とするため、この分類の項目毎に放射線リスク低減の視点から廃止措置シナリオ(S-1/S-2/S-3)の一対比較表を作成した(Table 2(A-1))。

廃止措置シナリオ(S-1)では燃料デブリ取出し後に炉心部を解体し、その後、建屋解体が実施され、廃止措置シナリオ(S-2)では、燃料デブリ取出し、炉心部解体、建屋解体は実施されずに施設が安全貯蔵される。廃止措置シナリオ(S-3)では、主に炉心部解体が対象となる。従って、放射線リスク低減の視点から見た上記作業に係る廃止措置シナリオ(S-1/S-2/S-3)の相対重要度は、

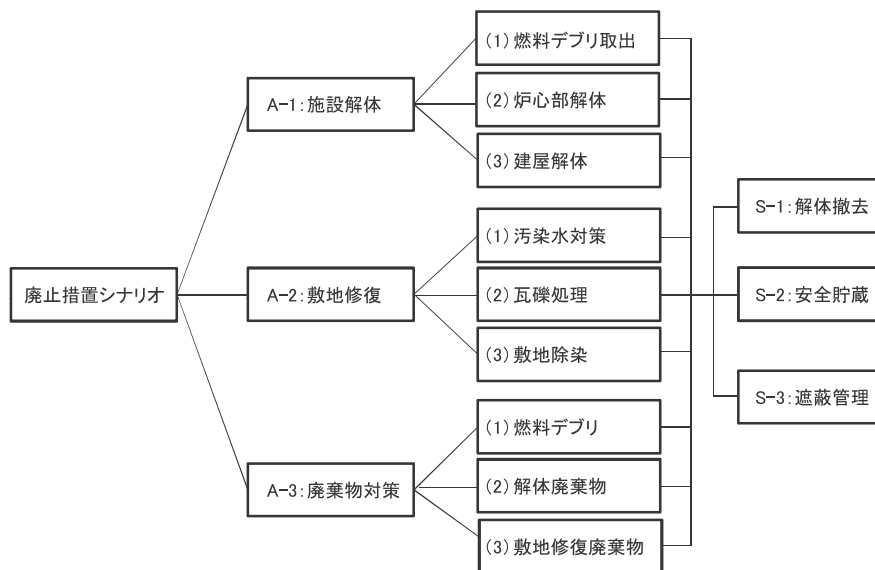


Fig. 3 Basic hierarchical structure of decommissioning work activities for scenario analysis

Table 2 Pairwise comparison of decommissioning scenarios from the viewpoint of radiation risk reduction

A-1: 施設解体 (1) 燃料デブリ取出し				A-2: 敷地修復 (1) 汚染水対策				A-3: 廃棄物対策 (1) 燃料デブリ			
	S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3
S-1	1	5	3	S-1	1	1/7	1/5	S-1	1	5	3
S-2		1	1/2	S-2		1	3	S-2		1	1/3
S-3			1	S-3			1	S-3			1
(2) 炉心部解体				(2) 敷地除染				(2) 解体廃棄物			
	S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3
S-1	1	3	1	S-1	1	1/7	1/3	S-1	1	5	3
S-2		1	1/3	S-2		1	5	S-2		1	3
S-3			1	S-3			1	S-3			1
(3) 建屋解体				(3) 瓦礫処理				(3) 敷地修復廃棄物			
	S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3
S-1	1	3	2	S-1	1	3	2	S-1	1	1/5	1/3
S-2		1	1/3	S-2		1	1/3	S-2		1	2
S-3			1	S-3			1	S-3			1

燃料デブリ取出しではS-1>S-3>S-2、炉心部解体ではS-1=S-3>S-2、建屋解体ではS-1>S-3>S-2の順とした。この結果、施設解体に関するの廃止措置シナリオ (S-1/S-2/S-3) の相対重要度の点数は、各々0.59、0.13、0.28となった (Table 3 (放射線リスク低減))。

(2) 敷地修復

敷地修復は、汚染水対策、敷地除染、瓦礫処理から構成されるとした。これらの作業は放射線リスク低減を目的に実施されることを前提に作業要素毎に廃止措置シナリオ (S-1/S-2/S-3) の一対比較表を作成した (Table 2 (A-2))。汚染水対策は最重要課題であり、何れのシナリオにおいても最優先で実施されるべきものであるが、シナリオ (S-2) で多くの資源投入が可能なることからS-2>S-3>S-1の順に相対重要度を設定した。また、敷地除染は多大の労力を必要とし、多くの資源投入が可能なるシナリオの順に相対重要度をS-2>S-3>S-1とした。更に、瓦礫処理は施設解体と関連しており、施設解体に投入する資源もこの作業への活用出来るものとし、S-1>S-3>S-2の順とした。この結果、敷地修復に関して放射線リスク低減の視点から見た廃止措置シナリオ (S-1/S-2/S-3) の相対重要度の点数は、各々0.13、0.37、0.49となった (Table 3 (放射線リスク低減))。

Table 3 Relative importance derived from pairwise comparison in scenario analysis

A-1: 施設解体		
	放射線リスク低減	作業の容易性
S-1	0.59	0.10
S-2	0.13	0.64
S-3	0.28	0.26
A-2: 敷地修復		
	放射線リスク低減	作業の容易性
S-1	0.13	0.19
S-2	0.37	0.42
S-3	0.49	0.38
A-3: 廃棄物対策		
	放射線リスク低減	作業の容易性
S-1	0.26	0.36
S-2	0.47	0.39
S-3	0.27	0.25

(3) 廃棄物対策

廃止措置工事で発生する廃棄物 (核燃料物質を含む) 対策は、燃料デブリ、解体廃棄物、敷地修復廃棄物に係る対策から構成されるとした。これらの廃棄物対策に係る評価の視点は対策の重要性としたが、これは、処理・保管する廃棄物や燃料デブリが多くなる程その対策に多くの資源を費やすことから、これらの発生量に比例して対策の重

要性が増加するためである。分類した作業要素毎に廃止措置シナリオ (S-1/S-2/S-3) の一対比較表を作成した (Table 2 (A-3))。本表に示すように、燃料デブリ対策ではS-1>S-3>S-2、解体廃棄物対策ではS-1>S-3>S-2、敷地修復廃棄物対策ではS-2>S-3>S-1の順とした。この条件で評価した廃棄物対策に係る廃止措置シナリオ (S-1/S-2/S-3) の相対重要度の点数は、各々0.26、0.47、0.27となった (Table 3 (放射線リスク低減))。

4.3 総合評価

総合評価では、上述した大分類 (施設解体 (A-1)、廃棄物対策 (A-2)、敷地修復 (A-3)) の重要度を比較する必要があるが、これらの比較を客観的に決められる要因はないため、以下の様に比較の根拠を示して、その相対重要度を設定した。

- ①工事進捗の分り易さを考慮するケース：
A-1>A-3>A-2
- ②放射線リスク低減を重要とするケース：
A-3>A-2>A-1
- ③廃棄物対策の重要性を考慮するケース：
A-2>A-3>A-1

ここで、①は「施設解体の重視」であり、解体作業の進捗は外観上理解し易いと考えられるためである。②は「敷地修復の重視」であり、放射線リスク低減として重要な作業は汚染水対策と考えられるためである。③は「廃棄物対策の重視」であるが、これは廃棄物発生量が少ないと考えられるシナリオを重視することになる。以上の仮定に基づく評価結果をFig. 4に示す。①のケースでは、施設を解体撤去するシナリオ (S-1) の相対重要度が、②のケースでは施設を遮蔽管理するシ

ナリオ (S-3) の相対重要度が、③のケースでは施設を安全貯蔵するシナリオ (S-2) の相対重要度が高くなった。

5. 考察

5.1 相対重要度の評価

原子力施設の廃止措置は規制解除という目的を持つプロジェクトであり、投入資源は有限であるため、様々な制約の下に最適な廃止措置シナリオを選択することが重要となる。本報告では、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置をモデルにして、廃止措置に必要な対策の全体を網羅するために、その内容を施設解体、敷地修復、廃棄物対策に分類し、各々の要素に対して時間軸を加味した3種類の廃止措置シナリオ (S-1/S-2/S-3) を比較した。基本的な評価の視点は放射線リスク低減に係る重要性であるが、何れのシナリオにおいても投入資源量は等しいものと仮定した。

この結果、①「工事進捗の分り易さを考慮するケース」ではシナリオ (S-1) が、②「放射線リスク低減を重要とするケース」ではシナリオ (S-3) が、③「廃棄物対策の重要性を考慮するケース」ではシナリオ (S-2) において相対重要度が高くなった。①のケースでは、施設を解体することにより工事進捗が外部から分り易いためである。②のケースでは、原子炉及び敷地 (汚染水対策を含む) における放射線リスク低減を考慮するため、シナリオ (S-3) が合理性を持って説明できることを示している。③のケースでは、廃棄物発生が抑制されるシナリオ (S-2) が僅かではあるが有利であることを示している。

他方、施設解体、敷地修復の評価に係る視点を作業の容易性にして一対比較表 (Table 4) を設定した。施設解体及び廃棄物対策においては、廃止措置シナリオ (S-1/S-2/S-3) の相対重要度は放射線リスク低減の視点からの比較とはほぼ逆になる。これらの作業では、資源量の投入が多いもの程、困難な作業 (作業の容易性低い) と考えられるためである。この結果、施設解体、敷地修復、廃棄物対策の何れにおいてもシナリオ (S-2) の相対重要度が高く (Table 3 (作業の容易性))、また、総合評価においても、①～③の何れのケー

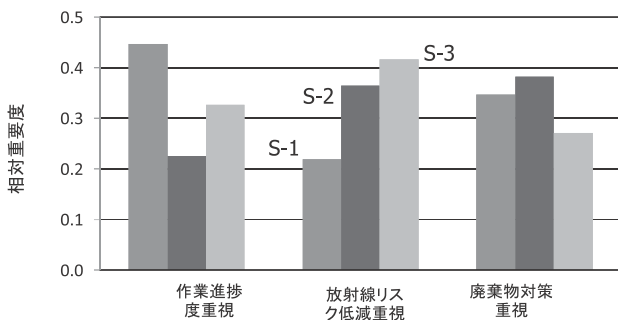


Fig. 4 Relative importance of decommissioning options evaluated from the viewpoint of radiation risk reduction

Table 4 Pairwise comparison of decommissioning scenarios from the viewpoint of activity easiness

A-1: 施設解体 (1) 燃料デブリ取出し				A-2: 敷地修復 (1) 汚染水対策				A-3: 廃棄物対策 (1) 燃料デブリ			
	S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3
S-1	1	1/7	1/5	S-1	1	1/5	1	S-1	1	1/7	1/5
S-2		1	3	S-2		1	3	S-2		1	3
S-3			1	S-3			1	S-3			1
(2) 炉心部解体				(2) 敷地除染				(2) 解体廃棄物			
	S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3
S-1	1	1/5	1/3	S-1	1	1/7	1/3	S-1	1	1/9	1/3
S-2		1	3	S-2		1	3	S-2		1	3
S-3			1	S-3			1	S-3			1
(3) 建屋解体				(3) 瓦礫処理				(3) 敷地修復廃棄物			
	S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3		S-1	S-2	S-3
S-1	1	1/5	1/3	S-1	1	3	2	S-1	1	3	1
S-2		1	3	S-2		1	1/3	S-2		1	2
S-3			1	S-3			1	S-3			1

スでもシナリオ (S-2) の相対重要度が高くなる
ことが示された (Fig. 5)。

これは、施設を解体せずに安全貯蔵するため、
当分の間、燃料デブリ取出し作業は必要なく、ま
た、解体廃棄物の発生量が少ないと予想されるこ
とによる。これらの結果は、直観的な推論とも矛
盾しない。定性的な情報に基づく直観的判断の根
拠を推察することが出来るものと思われる。

以上の評価は、廃止措置シナリオを単純化して
その特性を見たものであり、また、その視点は当
面の作業を対象としており、安全貯蔵や遮蔽管理
の期間が終了した後は考慮していない。即ち、安
全貯蔵と遮蔽管理の準備が終了するまでを対象と
している。これらの準備に投入する資源量はシナ
リオ (S-1) に比較して少ないため、敷地修復や
廃棄物対策に回すことが出来る。なお、廃止措置

の全工程を網羅する場合には、安全貯蔵後の解体
撤去などをシナリオに含めることが必要である。

5.2 廃止措置の作業要素

廃止措置工事は施設の機器・構造物などの物を
対象としている。従って施設の物理的構成 (廃棄
物の発生も含む) を対象として廃止措置に係る作
業要素を構築することが評価の全体像を網羅する
のに有効と思われる。但し、本報告で示した基本
的な廃止措置の作業要素 (時間軸を含まない) は
単純化したものであり、細部に亘る内容は考慮し
ていない。例えば、汚染水対策は最重要課題であ
るが、施設解体との関連は曖昧である。湧水が施
設内に流入していることから、施設解体との関連
を考慮した評価が必要になり、時間軸を加味した
廃止措置シナリオに係る相対重要度の比較結果が
変わる可能性もある。これらの考慮には、施設状
況の調査が必要になる。なお、本検討では、シナ
リオ (S-1) では施設解体に重点が置かれている
ため、汚染水対策への資源投入は少ないことを前
提としている。

廃棄物対策の観点におけるシナリオの比較は廃
棄物発生源の分類に基づいている。廃棄物特性に
応じて処理方法も異なることから、更なる分析が
必要である。即ち、発生する放射性廃棄物と核燃
料物質の処理処分の方法を明確にした上で廃棄物
処理処分に係る作業を整理し、廃棄物処理処分に

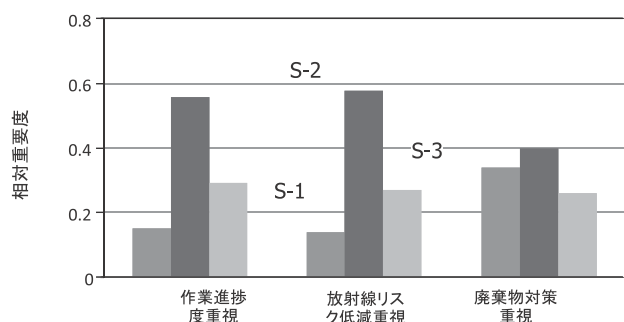


Fig. 5 Relative importance of decommissioning options evaluated from the viewpoint of work activity easiness

特化したシナリオの分析も必要と考えられる。

6. まとめ

運転を終了した原子力発電所の廃止措置に係る検討には、作業内容のみでなく時間軸を加えたシナリオの評価が必要になり、作業工程、発生する放射性廃棄物の処理処分、跡地利用なども考慮して様々な視点から廃止措置シナリオを分析することが求められる。そこで、IAEAが分類した廃止措置方式を基本にして、時間軸を考慮した廃止措置シナリオの選択に関する方法論を検討した。検討結果を以下にまとめた。

(1) 廃止措置終了の要件(例えば、放射性廃棄物の処理処分が適切になされていること、放射性核種の除去が十分であることなど)を考慮した廃止措置に係る作業要素の設定が必要であり、この観点から、施設解体、敷地修復、廃棄物対策は基本的な評価項目として適切と考えられる。

(2) 評価の視点は基本的には放射線リスク低減であるが、作業の容易性、廃棄物対策の容易性なども視点となり得る。様々な視点から廃止措置シナリオを評価することが重要であることから、作業要素と評価の視点を組み合わせて評価基準を設定する方法は有効である。

(3) AHPを適用した一対比較により、施設情報等が定性的でも、廃止措置に係る作業要素毎に時間軸を加味した廃止措置シナリオの相対重要度を算定することが可能であり、この結果は廃止措置計画の策定に役立つ。

(4) 施設条件や環境条件に応じて様々な廃止措置シナリオは可能であるが、どのような廃止措置シナリオを選択しても、その妥当性に係る説明責任は求められ、この観点からも廃止措置シナリオに係る検討は必須である。

(5) 本報告は、廃止措置シナリオ評価の一つの考え方を示したものであり、このような評価を実施することにより、有限な資源をどこに集中するかなど、廃止措置プロジェクトの方向性の検討に役立つものと思われる。

参考文献

- 1) 原子力安全基盤機構, 原子力施設運転管理年報, 平成25年度版, ISSN1347-0493.
- 2) 原子力災害対策本部 政府・東京電力中長期対策会議, 東京電力(株)福島第一原子力発電所1~4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ, 平成23年12月21日.
- 3) 東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策等推進会議, 東京電力福島第一原子力発電所1~4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ, 平成25年6月27日.
- 4) IAEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Guide, No. WS-G-2.1, 1999.
- 5) IAEA, Decommissioning Strategies for Facilities Using Radioactive Material, Safety Report Series No. 50, 2007.
- 6) T. L. Saaty, The Analytical Hierarchy Process, McGraw Hill, New York, 1980.
- 7) 原子力安全・保安院 廃止措置小委員会, 原子力施設の廃止措置規制のあり方について, 平成16年12月.
- 8) 例えば, K. Paul Yoon, Ching-Lai Hwang (Editor), Multiple Attribute Decision making: An Introduction, Sage University, 1996.
- 9) 刀根薫, ゲーム感覚意思決定法-AHP入門, 日科技連出版社, ISBN4-8171-2214-5, 1998年.
- 10) 高橋磐郎, AHPからANPへの諸問題I & II, オペレーションズ・リサーチ, 1998年1月号.

JRR-3の改造工事に伴って発生した コンクリート廃棄物のクリアランス

里山 朝紀*、南里 朋洋*、岸本 克己*

Clearance of concrete debris generated from modification of JRR-3

Tomonori SATOYAMA, Tomohiro NANRI, Katsumi KISHIMOTO

日本原子力研究開発機構原子力科学研究所では、1985年から1990年にかけて実施されたJRR-3の改造工事に伴って発生し、保管廃棄施設に保管している汚染レベルが極めて低いコンクリート廃棄物約4,000tを対象としたクリアランスを進めている。2008年に放射能濃度の測定及び評価の方法の国による認可を受け、2009年4月からクリアランス作業を開始した。

これまでに、約3,000tのコンクリート廃棄物について放射能濃度の測定及び評価の結果の国による確認を受けた。国による確認を受けたコンクリート廃棄物は、資源化加工を行った後、原子力科学研究所内において、東日本大震災による施設周囲陥没箇所の埋戻し材や駐車場の路盤材等として約1,800tを再利用した。

The Nuclear Science Research Institute (NSRI) of Japan Atomic Energy Agency planned to apply the clearance system to about 4,000 tons of slightly contaminated concrete debris with radionuclides, which were generated from the modification of the Japan Research Reactor No.3 (JRR-3). The modification work was conducted from 1985 to 1990 and the generated concrete debris has been stored as radioactive waste in interim storage facilities in the NSRI. In 2008, the authority approved procedures for measuring and evaluating the radioactivity concentration of stored concrete debris. Since April 2009, NSRI have been measuring and evaluating the radioactivity concentration of concrete debris, according to the approved procedures.

By the end of 2013, the authority has confirmed the correctness of our measurement and evaluation results on about 3,000 tons of concrete debris. About 1,800 tons of those cleared concrete were recycled as backfilling material in depressed areas around buildings caused by the Great East Japan Earthquake, and as roadbed material of the parking lots in the NSRI.

1. はじめに

日本原子力研究開発機構原子力科学研究所（以下「原科研」という。）の放射性廃棄物処理場の保管廃棄施設には、研究開発活動や原子力施設の運転及び廃止措置等に伴って発生した多くの放射性

廃棄物を保管しており、保管廃棄施設の保管能力は逼迫している。このため、原科研では、放射性廃棄物の合理的管理、資源の有効利用及び保管能力の逼迫回避を目的として、JRR-3原子炉施設（以下「JRR-3」という。）の改造工事に伴って発生した汚染レベルが極めて低いコンクリート廃棄

*：日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所 バックエンド技術部
(Department of Decommissioning and Waste Management, Nuclear Science Research Institute, Japan Atomic Energy Agency)

物を対象としたクリアランスを進めている。JRR-3の改造工事は1985年から1990年にかけて実施され、発生した汚染レベルが極めて低いコンクリート廃棄物は、現在、原科研の第2保管廃棄施設内の保管廃棄施設・NLに保管されている。

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「炉規法」という。)では、2005年に、原子力施設から発生する廃棄物のうち、汚染のレベルが極めて低いものを「放射性物質として扱う必要のない物」として明確に区分し、資源として有効利用することで我が国が目指す循環型社会の形成に資することを目的としたクリアランス制度が創設された。このクリアランス制度では、事業者は、まず事前の評価によってクリアランス対象物の汚染状況や物量を把握し、クリアランス対象物の範囲の設定や測定・判断を的確に行うための情報を収集する。次に事前の評価をもとに、評価対象核種の選定、クリアランス対象物の特性に応じた測定条件の設定や測定方法、測定結果の評価方法、クリアランス対象物の保管・管理の方法等、クリアランス対象物の放射能濃度を測定・評価するための方法を策定し、国に認可申請を行う。その後、認可を受けた方法に基づいてクリアランス対象物の放射能濃度の測定・評価を行い、その結果について国による確認を受ける。国の確認を受けたものについては、「放射性物質として扱う必要のない物」として炉規法関係法令の適用を外れ、リサイクルや産業廃棄物処理に関する法令の適用対象となり、資源として有効利用するか、産業廃棄物として処分することができる。

JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート廃棄物のクリアランスを進めるにあたっては、事前の評価として、2005年から2007年にかけて、コンクリート廃棄物の発生場所、炉室内の汚染履歴、撤去作業時における汚染箇所の除去範囲等について記録による調査を行うとともに、JRR-3コンクリート構造物について放射化計算を行い、また、保管廃棄施設に保管しているコンクリート廃棄物から測定試料を採取して放射能濃度を測定することにより、コンクリート廃棄物の汚染状況調査を行った¹⁾。この事前の評価に基づいて、JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート廃棄物の放射能濃度を測定・評価するための方法を策

定し²⁾、2007年11月8日付けで文部科学大臣へ炉規法第61条の2第2項に基づく放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請を行い、2008年7月25日付けで文部科学大臣の認可を受けた。その後、クリアランス作業に必要な測定機器やコンクリート取出し設備等のハード面の整備、保安規定やクリアランス作業要領書等のソフト面の整備を進め、2009年4月からクリアランス作業を開始した。

我が国におけるクリアランス制度の適用例としては、日本原子力発電株式会社東海発電所の廃止措置等に伴って発生する金属くずへの適用はあるが、コンクリート廃棄物へのクリアランス制度の適用は本件が初めてであり、さらにクリアランス制度の創設前に行われた改造工事に伴って発生し保管している放射性廃棄物へのクリアランス制度の適用も本件が初めてである。

本報告では、JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート廃棄物をクリアランスするための放射能濃度の測定及び評価の方法、これまでのクリアランス作業の状況、コンクリート廃棄物の再利用状況を紹介する。

2. クリアランス対象物

クリアランス対象物の発生施設であるJRR-3は、熱出力10MWの重水減速・重水冷却タンク型原子炉であり、我が国初の国産研究炉である。JRR-3は、1962年9月に初臨界に達した後、1983年3月に改造のために運転を停止するまでの約21年間、ビーム実験、RIの生産、材料照射、放射化分析等に広く利用された。JRR-3の初臨界から運転停止までの総運転時間は47,137時間、積算熱出力量は419,073MWhである。

その後、利用目的の多様化と利用技術の進展に対処するため、JRR-3は1985年から1990年にかけて改造工事が行われた。改造工事では、原子炉建家の有効利用を図るため、原子炉本体を一括撤去するとともに、炉室内の原子炉冷却系統、制御室等を撤去した後、新しい原子炉本体が設置された。クリアランス対象物は、この改造工事において炉室内の制御室、セミホットケープ、使用済燃料貯槽、炉室床・壁等を撤去した際に発生した汚

染のレベルが極めて低いコンクリート廃棄物で、「極低レベル固体廃棄物」として区分したものである。これらクリアランス対象物の物量は約4,000tで、原科研の第2保管廃棄施設内の保管廃棄施設・NL（半地下ピット構造。全20ピットで構成。1ピットあたり約縦5m×横10m×深さ5m、容積約250m³）の計12ピットに保管している。保管しているコンクリート廃棄物の形状には、がら状のものとブロック状のものがある。

クリアランス対象物の主な発生場所をFig. 1に、クリアランス対象物の保管状況をFig. 2に示す。

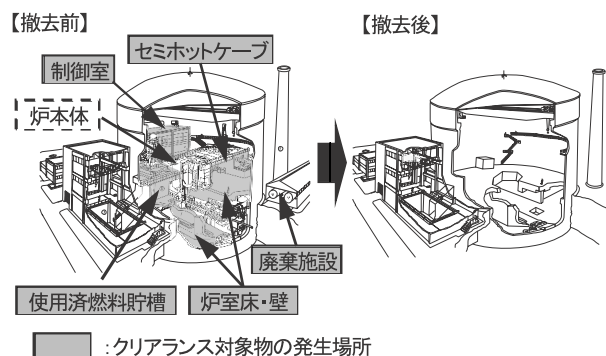


Fig. 1 Clearance objects

3. 放射能濃度の測定及び評価の方法

JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート廃棄物のクリアランスに係る放射能濃度の測定及び評価の方法を以下に述べる。

3.1 評価対象核種

評価対象核種は、「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」別表第二欄に掲げる33核種（以下「規則33核種」という。）の中から、文部科学省研究炉等安全規制検討会技術ワーキンググループのクリアランスレベル検認に係る技術的要件に関する検討資料³⁾に示された考え方を参考に、クリアランス対象物の汚染源である放射化汚染及び二次的な汚染の状況を放射化計算等により調査し²⁾、その結果を基に放射線量を評価する上で重要な核種を選択した。評価対象核種の選択方法の流れをFig. 3に示す。

(1) 放射化汚染の評価

JRR-3コンクリート構造物の放射化汚染の状況を放射化計算により調査し、クリアランス対象物の発生場所のうち、放射化により生成する規則33核種の放射能濃度が最も大きくなる評価点を求めた。次に、この評価点における放射化計算で得られた規則33核種の放射能濃度Dを、それぞれの核種のクリアランスレベルCで除した値D/Cの総和 $\Sigma(D/C)$ を求め、放射線量への寄与割合として、その総和 $\Sigma(D/C)$ に対する規則33核種の割合 $(D/C)/\Sigma(D/C)$ を算出し、その値が $\Sigma(D/C)$ に

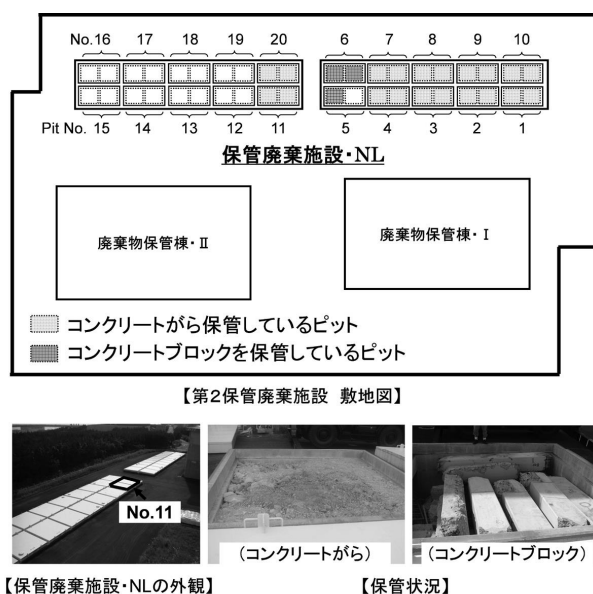


Fig. 2 Storage facility and storage situation of clearance objects

対して90%以上となるまで上位の核種から順に選択した。

その結果、¹⁵²Eu(51.4%)と⁶⁰Co(41.8%)の2核種を評価対象核種として選択した。

(2) 二次的な汚染の評価

クリアランス対象物の二次的な汚染の要因となる汚染源としては、以下の3種類がある。

- ① 炉心タンクや原子炉冷却系統施設の配管等の金属が腐食により減速・冷却材中へ溶出した放射化腐食生成物（以下「腐食生成物」という。）
- ② ウラン燃料から減速・冷却材中へ放出された核分裂生成物及び中性子捕獲生成物（以下

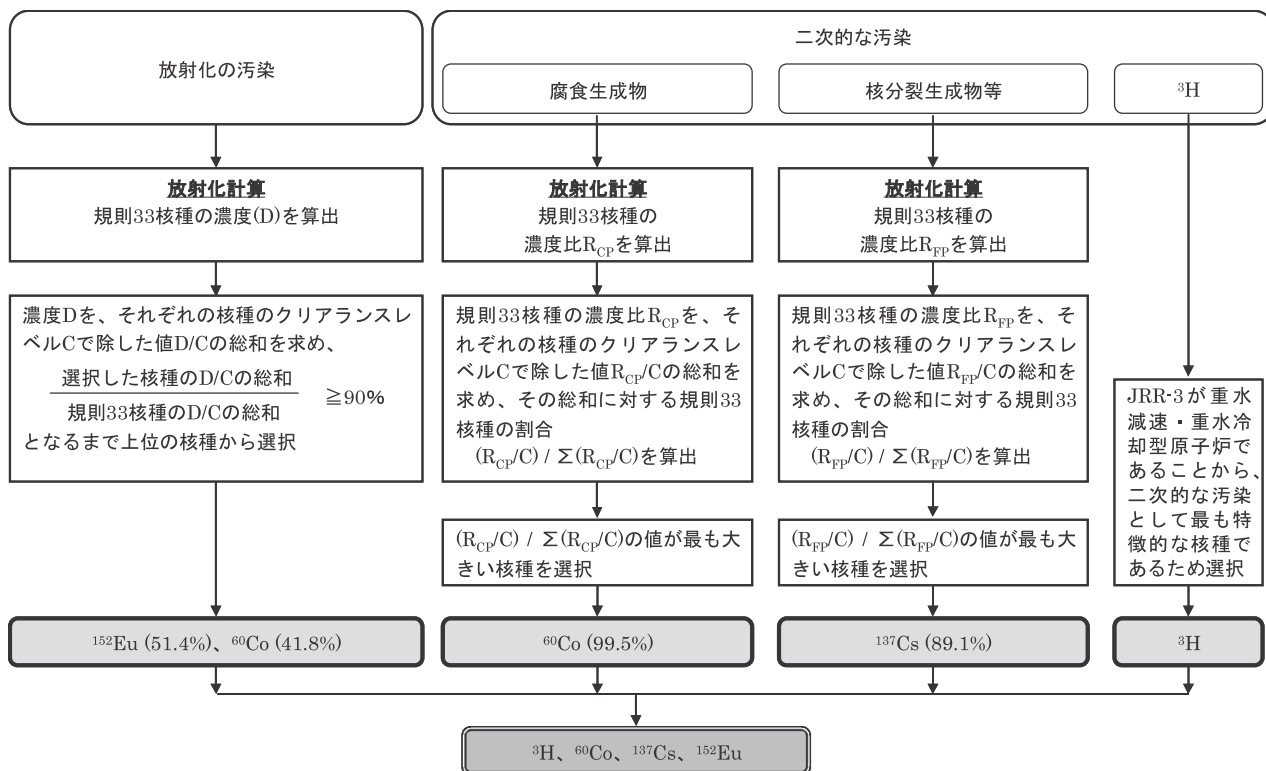


Fig. 3 Method for selecting nuclides for measurement and evaluation

「核分裂生成物等」という。）

③ 減速・冷却材である重水が中性子に照射されることにより生成するトリチウム (^3H)

これら二次的な汚染の要因となる①から③の汚染源のうち、③の ^3H については、JRR-3が重水減速・重水冷却型原子炉であることから、二次的な汚染として最も特徴的な核種であるため評価対象核種として選択した。また、①及び②の汚染源については、次のとおり規則33核種の中から評価対象核種を選択した。

1) 腐食生成物の評価

腐食生成物の評価対象核種を選択にあたっては、まず、減速・冷却材である重水との接液面積や腐食速度を考慮し、炉心タンクの材料であるアルミニウム合金 (A5052) 及び原子炉冷却システムの配管の材料であるステンレス鋼 (SUS304) の放射化によって生成する規則33核種の放射能濃度を放射化計算により求めた。次に、アルミニウム合金とステンレス鋼から減速・冷却材中へ溶出する腐食生成物の量は同等とし、計算で得られたアルミニウム合金及びス

テンレス鋼中の規則33核種の放射能濃度をもとに、 ^{60}Co 濃度を1として減速・冷却材中の腐食生成物における規則33核種の濃度比 R_{CP} を算出した。その濃度比 R_{CP} を、それぞれの核種のクリアランスレベルCで除した値 R_{CP}/C の総和 $\Sigma(R_{\text{CP}}/C)$ を求め、放射線量への寄与割合として、その総和 $\Sigma(R_{\text{CP}}/C)$ に対する規則33核種の割合 $(R_{\text{CP}}/C) / \Sigma(R_{\text{CP}}/C)$ を算出した。

算出結果から、放射線量を評価する上で重要な核種として、寄与割合 $(R_{\text{CP}}/C) / \Sigma(R_{\text{CP}}/C)$ の値が最も大きい ^{60}Co (99.5%) を評価対象核種として選択した。

2) 核分裂生成物等の評価

核分裂生成物等の評価対象核種を選択にあたっては、まず、燃料破損により減速・冷却材中へ溶出したウラン燃料の核分裂によって生成する規則33核種の放射能濃度を放射化計算により求めた。次に、計算で得られた規則33核種の放射能濃度をもとに、 ^{137}Cs 濃度を1として減速・冷却材中の核分裂生成物等における規則33

核種の濃度比 R_{FP} を算出した。その濃度比 R_{FP} を、それぞれの核種のクリアランスレベル C で除した値 R_{FP}/C の総和 $\Sigma(R_{FP}/C)$ を求め、放射線量への寄与割合として、その総和 $\Sigma(R_{FP}/C)$ に対する規則33核種の割合 $(R_{FP}/C)/\Sigma(R_{FP}/C)$ を算出した。

算出結果から、放射線量を評価する上で重要な核種として、寄与割合 $(R_{FP}/C)/\Sigma(R_{FP}/C)$ の値が最も大きい ^{137}Cs (89.1%) を評価対象核種として選択した。

(3) 評価対象核種を選択

以上より、クリアランス対象物の評価対象核種として、 ^3H 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu の4核種を選択した。

なお、2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故後にコンクリート廃棄物を取り出したピットについては、事故由来の放射性物質の降下物(以下「フォールアウト」という。)がピット内に浸入してピットに保管しているコンクリート廃棄物を汚染させた可能性があるため、上記の選択した4核種に加え、フォールアウト由来の核種である ^{134}Cs の測定も行っている。

3.2 測定評価単位

(1) 測定評価単位

測定評価単位は、(2)に示す放射能濃度の分布に著しい偏りが無いことを確認した上で、クリアランス対象物の重量で最大でも1tとする。

測定評価単位は、クリアランス対象物を約 1 m^3 の保管容器(フレキシブルコンテナ)に収納して構成する。

(2) 著しい偏りが無いことの確認

事前の評価として行ったコンクリート廃棄物の汚染状況の調査によれば、評価対象核種の4核種のいずれについても、クリアランス対象物中の放射能濃度はクリアランスレベルよりも低く、放射能濃度のばらつきも小さいと想定される。また、重水漏えい等に伴う炉室床・壁等の二次的な汚染箇所は、JRR-3の改造工事の際にはつりにより除去して「低レベル放射性廃棄物」として区分しており、クリアランス対象物にクリアランスレベル

を超えるような局所的な汚染箇所は混在していないと考えられる。しかし、より確実にクリアランスレベルを超えないことを測定・評価するため、測定評価単位の構成にあたっては、重水漏えい等による二次的な汚染のうち ^{60}Co を代表として、クリアランス対象物中に局所的な汚染が無いこと(放射能濃度の分布に著しい偏りが無いこと)を次のとおり確認する。

まず、保管廃棄施設・NLのピットから取り出したクリアランス対象物を、直径約60cm×高さ約25cmの円柱形の容器(以下「収納パレット」という。)に約100kgとなるように収納する。次に、収納パレットの上部中央から10cmの高さの位置に可搬型Ge半導体検出器を設置して ^{60}Co の平均放射能濃度を測定する。この平均放射能濃度が、 ^{60}Co のクリアランスレベル(0.1Bq/g)を超えていないことを確認し、著しい偏りが無いことを確認する。測定にあたっては、可搬型Ge半導体検出器の検出限界値が ^{60}Co において0.1Bq/gを下回るよう測定条件を設定する。可搬型Ge半導体検出器による著しい偏りが無いことの確認の状況をFig. 4に示す。

著しい偏りが無いことの確認において、 ^{60}Co の平均放射能濃度が ^{60}Co のクリアランスレベル(0.1Bq/g)以上の場合には、当該収納パレットに収納した約100kgのクリアランス対象物は放射性廃棄物として取り扱うこととする。

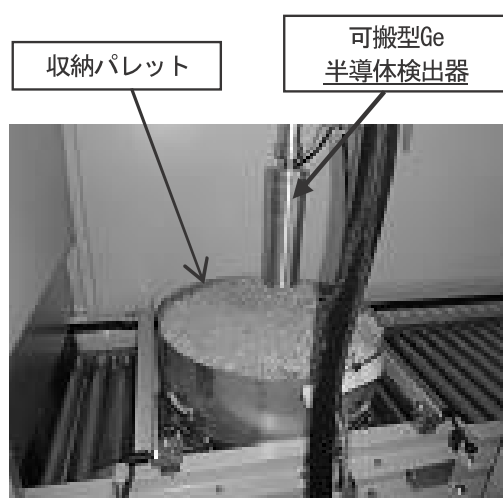


Fig. 4 Estimation on uniformity of ^{60}Co by portable Ge semiconductor detector

3.3 放射能濃度の測定方法

(1) ^3H

^3H 濃度の測定では、著しい偏りが無いことを確認した収納パレットごとに、クリアランス対象物約100kgから約50gの塊状の ^3H 測定試料を1個採取し、水浸漬法として、 ^3H 測定試料を100mlの精製水(浸漬水)に30日以上浸漬し、測定試料中の ^3H を浸漬水へ回収する。次に、測定評価単位に対応する浸漬水を等量ずつ採取して混合し、その混合液から浸漬水5mlをバイアル瓶に分取し、乳化シンチレータ10mlを加えて浸透したものを ^3H 測定用試料とする。これを液体シンチレーションカウンタで測定し、 ^3H 濃度を求める。測定にあたっては、 ^3H の検出限界値がクリアランスレベル(100Bq/g)の1/10である10Bq/g以下になるよう測定条件を設定する。 ^3H 濃度の測定方法をFig. 5に示す。

なお、 ^3H の浸漬水への回収率については、約50gのコンクリート塊状試料を100mlの精製水に浸漬した場合、浸漬期間30日程度でコンクリート塊状試料中の ^3H の約90%を回収することができると報告されている⁴⁾。

(2) ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 等

γ 線放出核種である ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の測定では、著しい偏りが無いことを確認した収納パレットごとに、クリアランス対象物約100kgから約50gの粒状の γ 線測定試料を採取し、約2mm以下に粒度調整した後、測定評価単位に対応する分を混合して放射線測定用の容器に収納し、 γ 線

測定用試料とする。これをGe半導体検出器で測定し、それぞれの核種の放射能濃度を求める。測定にあたっては、 ^{60}Co 及び ^{137}Cs の検出限界値がクリアランスレベル(両核種とも0.1Bq/g)の1/10である0.01Bq/g以下に、 ^{152}Eu の検出限界値がクリアランスレベル(0.1Bq/g)の1/2である0.05Bq/g以下になるよう測定条件を設定する。

また、東京電力福島第一原子力発電所の事故後にコンクリート廃棄物を取り出したピットについては、上記の γ 線測定用試料についてフォールアウト由来の核種である ^{134}Cs の測定も行っている。

3.4 クリアランス判断

クリアランスの判断にあたっては、測定評価単位ごとに、評価対象核種である ^3H 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu のクリアランスレベル(C)と、測定で得られたそれぞれの核種の放射能濃度(D)との比D/Cを求め、その総和 $\Sigma D/C$ が1を超えないことを確認する。また、東京電力福島第一原子力発電所の事故後にコンクリート廃棄物を取り出したピットについては、上記4核種に ^{134}Cs も加えた5核種について $\Sigma D/C$ が1を超えないことを確認する。

さらに、 ^3H 濃度の分布の均一性の確認として、炉規法第61条の2第1項に基づく放射能濃度の確認申請を1ピットごとに行うこととし、1ピット分の ^3H 濃度の測定結果をもとに平均値(対数)と対数値の標準偏差を求め、平均値+標準偏差の3倍に相当する ^3H 濃度が ^3H のクリアランスレベル(100Bq/g)を超えないことを確認することにより、ピット内の ^3H 濃度がクリアランスレベルよりも十分低いところで分布していることを確認する。

上記のクリアランス判断の基準を満足できなかったコンクリート廃棄物は、引き続き放射性廃棄物として取り扱う。

3.5 クリアランス作業の流れ

クリアランス作業の全体フローをFig. 6に、保管廃棄施設・NLにおけるクリアランス作業状況をFig. 7にそれぞれ示す。以下に、具体的なクリアランス作業の流れを述べる。

(1) ピットからの取り出し、不純物の除去

コンクリート廃棄物をハンドブレーカー等によ

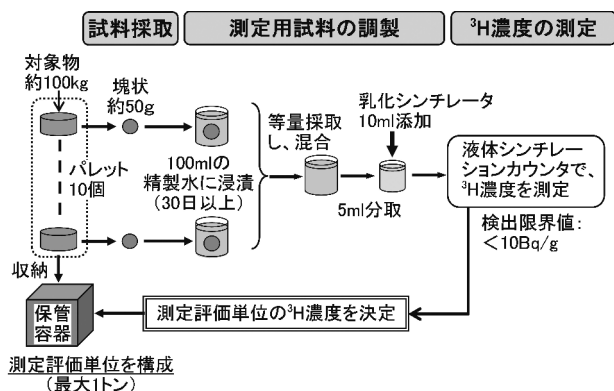


Fig. 5 Flow of method to determine the ^3H radioactivity in measurement and evaluation unit

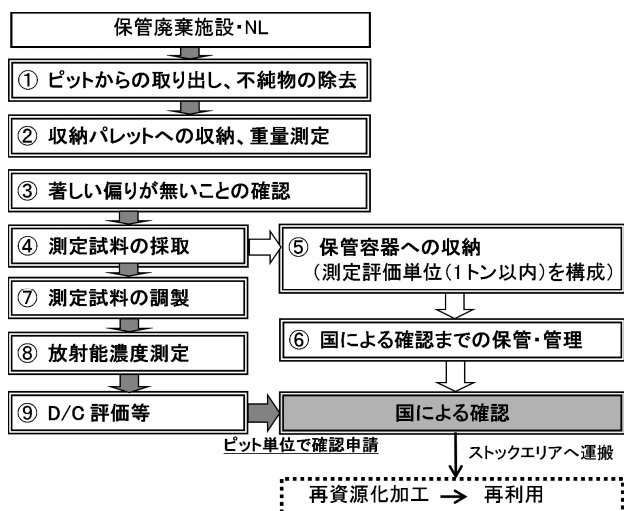


Fig. 6 Flow of clearance work

り直径20cm以下にまで破碎してピットから取り出す。次に、JRR-3の改造工事の際に混在した木屑、コンクリート中の鉄筋等の不純物を手作業により除去し、クリアランス対象物であるコンクリートのみに選別する。除去した不純物は容器に収納し、引き続き放射性廃棄物として取り扱う。

コンクリート廃棄物の取出しにあたっては、取出しを行うピット全体を覆うように、雨よけ兼汚

染拡大防止用の上屋（テント）を設ける。上屋には附属設備として、上屋への作業員の出入管理を行う出入管理室、上屋内の放射線管理を行う放射線管理設備、作業に伴って発生するコンクリートの粉塵等を集塵するための排気設備を設ける。

(2) 収納パレットへの収納及び重量測定

コンクリートを収納パレットに約100kgとなるよう収納し、バースケールにより重量測定を行う。

(3) 著しい偏りが無いことの確認

収納パレットは、ローラーコンベアによって上屋内の放射線測定室へ移動し、可搬型Ge半導体検出器により3.2(2)で述べた著しい偏りが無いことの確認を行う。

(4) 測定試料の採取

収納パレットを放射線測定室から搬出した後、収納パレットのコンクリートから、3.3で述べた³H測定試料及び γ 線測定試料をそれぞれ採取する。

(5) 保管容器への収納（測定評価単位の構成）

収納パレットを上屋内に設置したチェーンブ

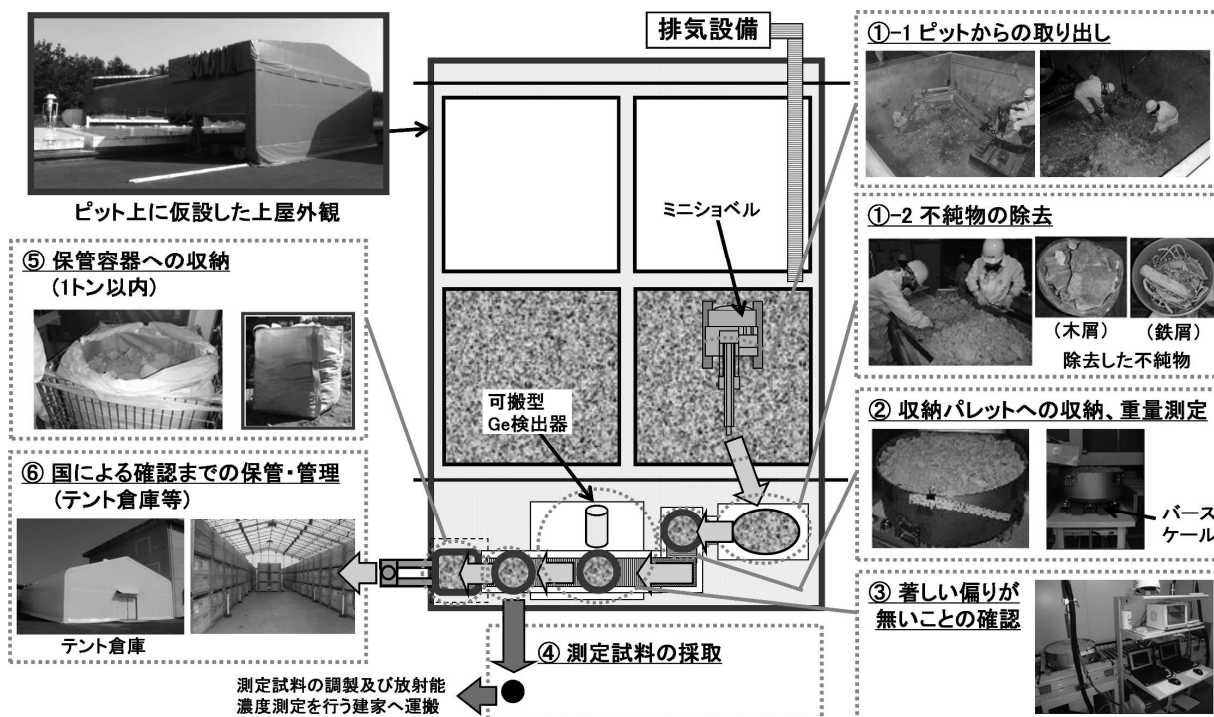


Fig. 7 Outline of clearance work in the tent house

ロックによって吊り上げ、保管容器（フレキシブルコンテナ）に最大1tとなるまで収納し、測定評価単位を構成する。通常、収納パレットにはコンクリートが約100kg収納されていることから、10個分の収納パレットを1個の保管容器に収納することとなる。測定評価単位を構成した保管容器は、クリアランス対象物への異物の混入及び放射性物質による汚染を防止するため、速やかに封印し、整理番号を付してクリアランス対象物を収納していることの表示を行う。

(6) 放射能濃度の測定

採取した測定試料は上屋から搬出し、専用の運搬車両により原科研内の放射性廃棄物の専用輸送道路を移動して、放射能濃度の測定を行う建家へ搬入し、3.3で述べた測定試料の調製及び放射能濃度の測定を行う。

(7) 国による確認を受けるまでの保管・管理

クリアランス対象物を収納した保管容器は上屋から搬出し、炉規法第61条の2第1項に基づく国による確認までの間、第2保管廃棄施設内に設置した専用のテント倉庫、廃棄物保管棟・Ⅰ、廃棄物保管棟・Ⅱのいずれかにおいて保管する。

クリアランス対象物への異物の混入及び放射性物質による汚染を防止するため、テント倉庫、廃棄物保管棟・Ⅰ及びⅡが設置されている第2保管廃棄施設は出入り口を施錠し、関係者以外の者の立ち入りを制限する。また、テント倉庫等での保管にあたっては、確認申請対象のピットの保管容器と確認申請対象外のピットの保管容器及び放射性廃棄物を収納した容器が混在しないよう、チェーン等で区画して管理する。

一方、クリアランス対象物から採取した測定試料は、国による確認を受けるまでの間、放射能濃度の測定を行う建家に設置した専用の保管庫に保管し、施錠管理を行う。

3.6 クリアランス作業に係る品質保証

クリアランス作業を高い信頼性をもって実施し、これらを維持・改善するため、以下のとおり品質保証活動を行う。

(1) 品質保証体制

原科研所長はトップマネジメントとして、原子炉施設保安規定に定める品質保証計画に基づき、クリアランス業務を確実に実施させるとともに、品質保証活動の実施、評価、継続的な改善を総括する。また、クリアランス業務を統一的に管理する者としてクリアランス検認責任者を定める。

(2) 教育・訓練

クリアランス業務を行う者に対して、当該業務に必要な知識・技術を習得するための教育・訓練及び習得した知識・技術を維持するための定期的な教育・訓練を実施する。クリアランス業務は、必要な知識・技術を習得したものが実施する。

(3) 業務の実施計画

クリアランス業務は、原子炉施設保安規定及び品質保証計画並びにこれらに基づく下部規程において業務要領を定めて実施する。

(4) 放射線測定装置の管理

放射線測定装置は、定期的な点検・校正等の保守管理を実施する。

(5) 評価及び改善

クリアランス業務を定めた業務要領のとおり実施していること等について、定期的に内部監査等を行い、必要に応じて改善を図る。クリアランス業務において、放射線測定装置の不具合やヒューマンエラー等を発生させないように努めるとともに、万一、不適合が発生した場合は適切な処置を行い、必要に応じて、原因の究明及び再発防止のための是正処置を行う。また、適宜、業務要領の見直しを行う。

(6) 記録

クリアランス業務の記録、品質保証活動に関する記録等について、一定の方法及び様式により記録し、これを保存する。

4. 放射能濃度の測定及び評価の結果

2009年4月からクリアランス作業を開始し、

Table 1 Results of radioactivity concentration in each pit

(単位: Bq/g)

	Pit No.	³ H		⁶⁰ Co		¹³⁷ Cs		¹⁵² Eu		¹³⁴ Cs ^{*1}	
		最大値	平均値 ^{*2}	最大値	平均値 ^{*2}	最大値	平均値 ^{*2}	最大値	平均値 ^{*2}	最大値	平均値 ^{*2}
1	No.20	0.665	0.321	-	2.38×10 ⁻³	-	2.26×10 ⁻³	-	6.12×10 ⁻³		
2	No.4	4.270	1.663	-	2.31×10 ⁻³	-	2.17×10 ⁻³	-	5.75×10 ⁻³		
3	No.7	1.420	0.657	5.73×10 ⁻³	2.32×10 ⁻³	-	2.12×10 ⁻³	-	5.63×10 ⁻³		
4	No.1	0.666	0.263	-	2.24×10 ⁻³	5.94×10 ⁻³	2.11×10 ⁻³	-	5.41×10 ⁻³		
5	No.10	1.180	0.391	4.16×10 ⁻³	2.25×10 ⁻³	4.98×10 ⁻²	4.20×10 ⁻³	-	5.59×10 ⁻³	3.92×10 ⁻²	3.66×10 ⁻³
6	No.3	0.512	0.195	-	2.25×10 ⁻³	9.68×10 ⁻²	2.99×10 ⁻³	-	5.38×10 ⁻³	6.68×10 ⁻²	2.38×10 ⁻³
7	No.8	0.456	0.176	-	2.29×10 ⁻³	7.38×10 ⁻²	3.41×10 ⁻³	-	5.41×10 ⁻³	4.70×10 ⁻²	2.53×10 ⁻³
8	No.2	0.210	0.107	-	2.24×10 ⁻³	2.48×10 ⁻²	2.76×10 ⁻³	-	6.13×10 ⁻³	1.49×10 ⁻²	2.05×10 ⁻³

-: 全ての測定試料で検出限界未満

*1: ¹³⁴Csの測定は、東京電力福島第一原子力発電所事故後にコンクリートを取り出したNo.10,3,8,2ピットのみ行っている。

*2: 検出限界未満の測定試料の放射能濃度も含めた平均値である。

2013年12月末までにクリアランス対象物約4,000t (全12ピット) のうちの約3,600t (11ピット) について、ピットからの取出しが終了した。また、このうち約3,000t (8ピット) について、国による確認を受けてクリアランスが終了した。

国による確認を受けた8ピットにおける各評価対象核種の放射能濃度の測定結果をTable 1に示す。No. 10、No. 3、No. 8及びNo. 2ピットは、東京電力福島第一原子力発電所の事故後にピットからコンクリート廃棄物を取り出している。

³Hについては、全てのピットにおいてクリアランスレベル (100Bq/g) よりも十分低い値であった。また、No. 4ピットが他のピットに比べて若干高い傾向にあるが、これは、No. 4ピットに保管していたコンクリート廃棄物はJRR-3の炉室床・壁を撤去したものであり、重水漏えい等による二次的な汚染の影響を受けたものが多く含まれていたためであると考えられる。

⁶⁰Coについては、No. 7ピットとNo. 10ピットにおいて放射能が検出されたが、その値はクリアランスレベル (0.1Bq/g) よりも十分低い値であった。

¹⁵²Euについては、全てのピットにおいて放射能は検出されなかった。

¹³⁷Csについては、事故前にコンクリート廃棄物を取り出したピットでは放射能はほとんど検出されなかったが、事故後にコンクリート廃棄物を取り出したピットでは放射能濃度の最大値がクリアランスレベル (0.1Bq/g) に近いものもあった。これは、ピットに保管しているコンクリート廃棄物

がフォールアウトにより汚染したためである。しかし、放射能濃度の平均値は事故前後で大きな差はなかった。

¹³⁴Csについては、ピットに保管しているコンクリート廃棄物がフォールアウトにより汚染したため放射能が検出されたものの、放射能濃度はクリアランスレベル (0.1Bq/g) よりも低い値であった。

国による確認を受けた8ピットの全ての測定評価単位におけるΣD/Cの分布をFig. 8に示す。事故前にコンクリート廃棄物を取り出したピットにおけるΣD/Cの値は最大でも0.15であり、クリアランス判断基準の1よりも十分低い値であった。一方、事故後にコンクリート廃棄物を取り出したピットについては、ピットの表層部のコンクリート廃棄物を収納した測定評価単位の一部でΣD/Cの値が1を超えるものが確認された。これ

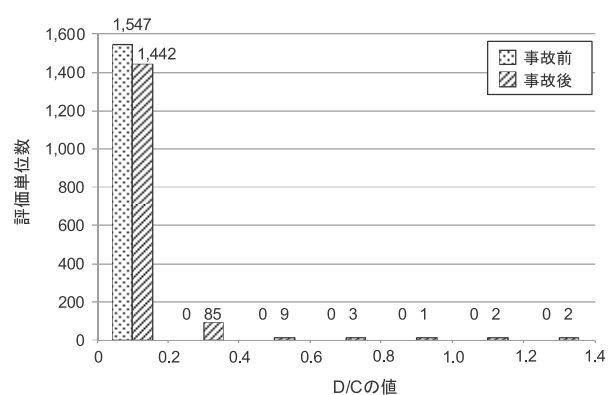
* 事故前は評価対象核種の4核種、事故後は¹³⁴Csも含めた5核種のD/Cである。

Fig. 8 Results of ΣD/C

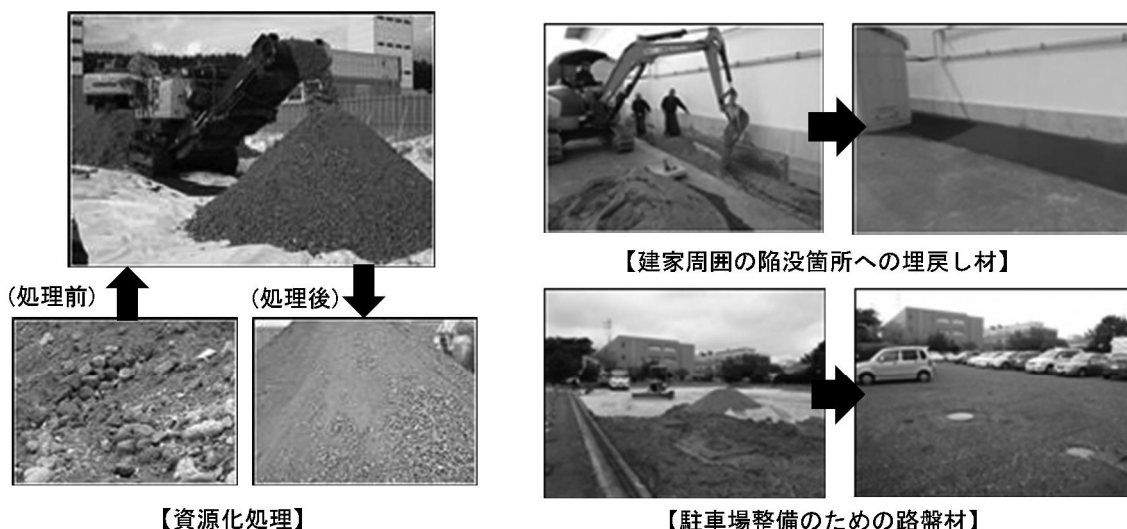


Fig. 9 Recycle of clearance concrete

は、ピットに保管しているコンクリート廃棄物がフォールアウト由来の ^{137}Cs 及び ^{134}Cs によって汚染したためである。特に、ピットの表層部のコンクリート廃棄物ほどフォールアウトによる ^{137}Cs 及び ^{134}Cs の汚染の程度が高く、その結果、 $\Sigma D/C$ の値が1を超えたと考えられる。このようなフォールアウトによる汚染の程度が高いコンクリート廃棄物はピットの表層部に限定されていることから、表層部のコンクリートのみを除去してコンクリート廃棄物として取出しを行うことにより、フォールアウトによる汚染がピット内部に広がらないようにした。なお、 $\Sigma D/C$ が1を超えた測定評価単位のコンクリート廃棄物は、放射性廃棄物として取り扱った。

5. クリアランスしたコンクリート廃棄物の再利用

国による確認を受け確認証が交付されたコンクリート廃棄物は、原科研内のJPDR跡地に設けたストックエリアへ運搬し、一時的に保管した後、コンクリート破碎用の大型自走破碎機を用いて資源化处理を行っている。資源化处理したコンクリートは、茨城県建設技術管理センターにおいて、ふるい分試験、すりへり試験、異物混入試験等の品質試験を受け、コンクリート再生碎石(RC40材)として使用するための品質基準を満た

していることの確認を受けている。

品質試験を受けたコンクリートは、原科研内で再利用を進めており、東日本大震災の影響を受けた建家周囲の陥没箇所への埋戻し材、駐車場の路盤材、新設施設の基礎下地等として、これまでに約1,800tを再利用した。コンクリート廃棄物の再利用の状況をFig. 9に示す。

確認証が交付されたコンクリート廃棄物については、テント倉庫等からストックエリアへの運搬、ストックエリアでの資源化处理及び保管、再利用場所への運搬、再利用に至るまでのトレーサビリティを確保するため、産業廃棄物管理票(マニフェスト)と同様なクリアランス物管理票を記録・管理するとともに、環境省において運用している「クリアランス廃棄物管理システム」への登録に必要な情報を再利用に至るまでの各段階で環境省へ提供している。

6. おわりに

JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート廃棄物のクリアランスについては、2013年12月末までに、クリアランス対象物約4,000tのうちの約3,000tについて国による確認を受けてクリアランスが終了した。これにより、200Lドラム缶換算で約9,100本分の保管スペースを確保することができ、原科研の保管廃棄施設の保管量の逼迫

回避に貢献した。また、約1,800tのコンクリート廃棄物を原科研内において再利用することにより、我が国が目指す循環型社会への形成に寄与した。

今後、2015年度までに放射能濃度の測定及び評価を終了し、国の確認を受けてクリアランス対象物約4,000tのクリアランスを完了させる計画である。

本件は、国内初のコンクリート廃棄物へのクリアランス制度の適用であり、かつ、国内初のクリアランス制度の創設前に行われた改造工事に伴って発生し保管している放射性廃棄物へのクリアランス制度の適用である。今回の方法が、今後、原子力施設のクリアランスを行うにあたっての一助になることを期待する。

参考文献

1) 里山朝紀, 岸本克己, 高泉宏英, 星垂紀子,

大越実, 立花光夫, “JRR-3改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランス —汚染状況の調査—,” JAEA-Technology 2009-60 (2009).

2) 里山朝紀, 岸本克己, 星垂紀子, 高泉宏英, 堤正博, 稲野辺浩, 吉森道郎, “JRR-3改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランス —放射能濃度の測定及び評価の方法の策定—,” JAEA-Technology 2011-003 (2011).

3) 文部科学省研究炉等安全規制検討会技術ワーキンググループ, “試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る技術的要件及び留意すべき点,” 平成17年7月26日.

4) 藤原亜佐子, 亀尾裕, 片山淳, 中島幹雄, “コンクリート中のクリアランスレベルのトリチウム濃度測定法,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 6, No. 1, 58-64 (2007).

セシウム汚染焼却灰除染技術の性能実証試験

孫 東彬* (ソン・ドンビン)、朴 慧旻* (パク・ヘミン)、
愼 英鎬* (シン・ヨンホ)、林 炳禹* (イム・ビョンウ)

Demonstration test for decontamination technology of cesium-contaminated ash

Dong-Bin SHON, Hye-Min PARK, Young-Ho SHIN, Byung-Woo LIM

韓国電力技術株式会社 (KEPCO E&C) は、原子力発電所の総合設計エンジニアリング会社である。同社は、これまで保有してきた「セシウム汚染土壌除染技術」を改良し、東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生したセシウム汚染焼却灰に適用するための「セシウム汚染焼却灰除染技術」を開発した。その性能を評価するため、2013年11月5日から12日間にわたり、福島県内で実証試験を実施した。実証設備 (CEDECON-DA) は一度に20ℓの焼却灰を処理できるように製作し、海上運送用コンテナに装着して試験設備運送及び現場設置の利便性向上を図った。本実証試験により、除染設備の優れた性能及び商用化の可能性が確認された。本技術は、セシウム分離及び凝集の工程により焼却灰からセシウムを分離し、分離したセシウムを凝集・沈着させ、セシウムが除去された焼却灰は一般廃棄物処分場に埋め立てることができる技術である。したがって、本除染技術は管理型処分場に処分すべき指定廃棄物の発生量を大幅に低減することができる技術である。

試験に使用した焼却灰は、日本国内の一般廃棄物焼却施設で発生した平均セシウム汚染濃度約6,200Bq/kgの飛灰である。これを酸性、中性、アルカリ性の各条件で性能試験を実施した。試験の結果、アルカリ条件で82~85%と最も高い除染効率、95%の減容率を示した。今回の試験では、公益財団法人原子力バックエンド推進センター (RANDEC) が放射線管理・測定・分析・評価を行った。

KEPCO Engineering and Construction Company (KEPCO E&C), architecture and engineering company of nuclear power plant, developed the “decontamination technology of cesium-contaminated ash” in the basis of pre-owned “decontamination technology of cesium-contaminated soil.” The new technology was demonstrated in Fukushima prefecture during 12 days from November 5, 2013, in order to verify the performance.

Demonstration equipment (CEDECON-DA), with a capacity of treatment of 20ℓ per batch, can be carried in a container in order to promote the ease of transportation and in-situ installation. Through the demonstration test it was verified the superior performance and the possibility of commercialization.

This technique comprises of cesium separation and cesium coagulation processes. Briefly speaking, the principal of this process is as follows; cesium is separated from ash, detached to the coagulation and then deposited. The decontaminated ash can be disposed of into municipal landfills as conventional non-radioactive waste. The present technology is evaluated such that the disposal amount of radioactive waste will be significantly reduced.

* : 韓国電力技術株式会社 (KEPCO Engineering and Construction Company (KEPCO E&C))

The ash with average concentration of 6,200 Bq/kg from a conventional incineration plant was used for the demonstration test. Each separate performance test has been carried out under acid, neutral and alkaline conditions, respectively. The test result for alkaline condition showed the highest decontamination ratio of 82-85% and the volume reduction ratio of 95% .

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center (RANDEC) performed the radiation protection management, activity measurement and evaluation in the demonstration test results.

1. はじめに

2011（平成23）年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性セシウムは、大気中に浮遊して都市ごみ（以下、一般廃棄物）に沈着し、この一般廃棄物に沈着したセシウムは焼却施設での焼却過程を経て飛灰（以下、焼却灰）に濃縮されたため、一般廃棄物処分場で埋め立て可能な許容放射能濃度を超過した。これにより通常の埋め立て処分手続きに支障が生じた。

韓国電力技術株式会社（KEPCO E&C）は、アラブ首長国連邦の原発事業にも参加している大韓民国で唯一の原子力発電所及び放射性廃棄物／処分施設総合設計会社であり、これまで保有してきた「セシウム及びウラン汚染土壌除染技術」を改良して「セシウム汚染焼却灰除染技術」を開発した。その性能を評価するため、福島県内で実証試験を実施した。

「セシウム汚染焼却灰除染技術」は、セシウム分離及び凝集の工程により焼却灰からセシウムを分離し、分離したセシウムを凝集・沈着させ、セシウムが除去された焼却灰は一般廃棄物処分場に埋め立てることができる技術である。したがって、本除染技術により、管理型処分場に処分すべき指定廃棄物の発生量を大幅に低減することができる技術である。

この技術の性能を実証するため、KEPCO E&Cが実証試験を実施した。実証試験についてRANDECが放射線管理・測定・分析・評価を行った。本報告書では、セシウム汚染焼却灰除染技術の除染原理、実証試験方法、性能評価結果などについて紹介する。

2. 除染原理

セシウム汚染焼却灰除染技術は、放射性セシウムにより汚染された焼却灰からセシウムを分離す

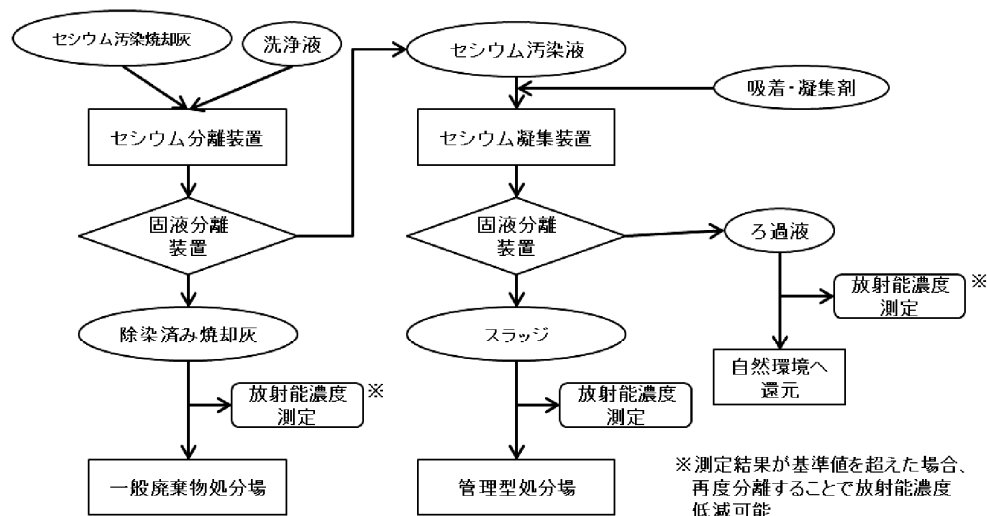


Fig. 1 Process flow diagram of decontamination of cesium-contaminated ash

るセシウム分離工程、セシウム分離後に発生する汚染液から放射性セシウムを凝集・沈着させる汚染液処理工程で構成される。

本性能実証試験におけるセシウム汚染焼却灰の除染工程の流れはFig. 1のとおりである。

セシウムが沈着した一般廃棄物を焼却した後に発生した焼却灰において、セシウムは水溶性塩である塩化セシウム (CsCl) の形態で焼却灰に吸着しており¹⁾、塩化セシウムは水に対する溶解性が高いものと報告されている²⁾。したがって、セシウム分離装置に洗浄液と焼却灰を投入した後、一定時間攪拌すると放射性セシウムは焼却灰から洗浄液に溶解・移動する。この後、固液分離装置を利用して除染済み焼却灰と汚染された汚染液に分離する。

移動したセシウムが含まれる汚染液には、吸着剤を注入して凝集反応させる。本実証試験では日本国内で販売されているプルシアンブルー分散液を使用した。プルシアンブルーはセシウム吸着能力に優れた物質であり、化学式は $\text{Fe(III)}_x\text{M}_y[\text{Fe(II)(CN)}_6]$ である。鉄イオンの間にCNで結合した骨格構造を持つ配位高分子であり、化学式のMの部分には Cs^+ 、 Na^+ 、 K^+ 、 NH_4^+ などの+1価イオンが吸着するが、このうちセシウムの吸着性が最も高い他の+1価イオンが共存する状況でも、選択的にセシウムを吸着することができるものと知られている³⁾。本汚染液処理工程では、放射性セシウムをプルシアンブルー分散液に吸着させ、スラッジを生成してこの汚染液をさらに固液分離

する。固液分離して発生するろ過液は放射性セシウム濃度測定後、基準値を超えた場合は再度分離することで放射性セシウム濃度を低減することが可能であり、基準値より低い場合は自然環境に放流することができる。放射性セシウムが濃縮された最終スラッジは、放射性廃棄物として管理する。この結果、管理型処分場で管理すべき放射性セシウムに汚染された焼却灰も国が定めた基準値8,000Bq/kg以下に除染し、通常の埋め立て処分が可能となる⁴⁾。

3. 実証試験方法

3.1 実証設備の設計及び製作

放射性セシウムに汚染された焼却灰の除染性能を確認するため、実証設備 (CEDECON-DA) を設計し、製作した。本設備は一度に20 lの焼却灰を処理することができ、実証設備の運搬及び設置の利便性向上のため、実証設備を長さ12mの海上運送用移動式コンテナに装着した。実証設備をコンテナ内部に装着した様子はFig. 2のとおりである。

本実証設備はFig. 3の実証設備システム図のとおり、セシウム分離モジュールと汚染液処理モジュールに大別される。

セシウム分離モジュールはセシウム分離装置 (A) と固液分離装置 I (B)、汚染液集水タンク (C) で構成される。セシウム分離装置 (A) 上部から洗浄液と焼却灰を投入後、特殊インペラで攪

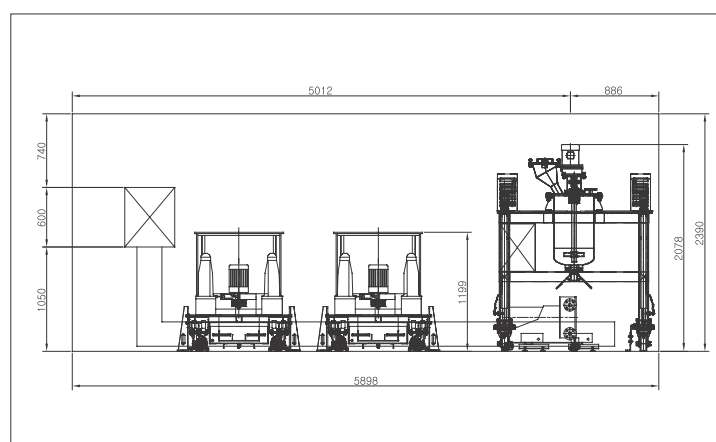


Fig. 2 Picture and side view of demonstration equipment shipped in a container

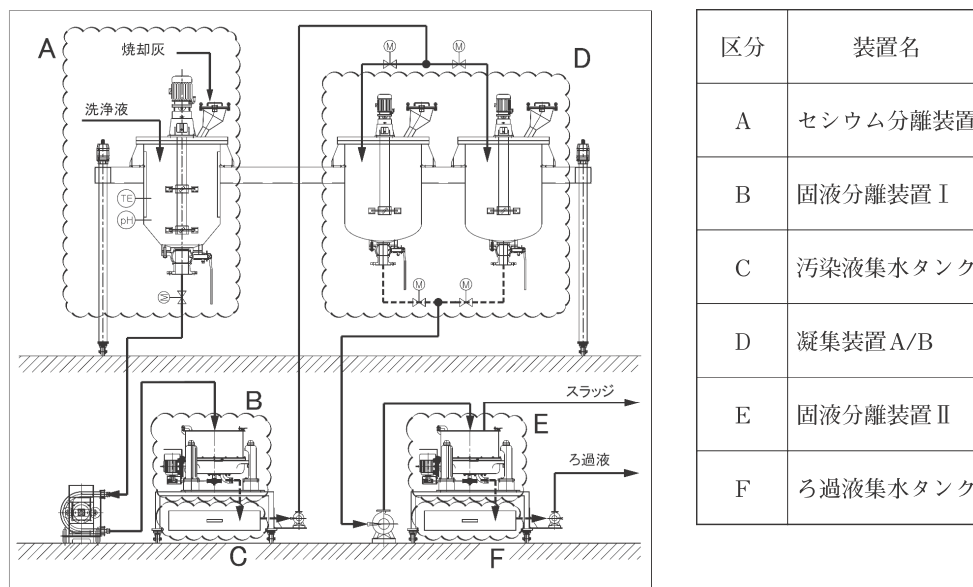


Fig. 3 Schematic diagram of demonstration equipment for decontamination technology of ash

拌し、焼却灰内のセシウムを洗浄液に移動させる。一定時間攪拌した焼却灰と洗浄液は固液分離装置 I (B) に移動し、除染済み焼却灰とセシウムを含む汚染液に分離する。

このとき、発生した汚染液は固液分離装置 I の下にある汚染液集水タンク (C) に仮貯蔵後、汚染液処理モジュールに移送する。

汚染液処理モジュールは、凝集装置 A/B (D)、固液分離装置 II (E)、ろ過液集水タンク (F) で構成される。汚染液処理をするため凝集装置 (D) に移送された汚染液は、吸着剤であるプルシアンブルーにセシウムが吸着・凝集してスラッジ形態に変わり、固液分離装置 II (E) に移動してろ過液と放射性セシウムが濃縮されたスラッジに分離される。ろ過液は外部のろ過液貯蔵タンクに集められ、放射性セシウム濃度測定後に排出する。濃縮スラッジは放射性廃棄物処分容器に収納する。

実証設備は、設備に付いているコントロールパネル、または遠隔コントロールパネルを操作して運転を行うように設計及び製作された。

3.2 試験に使用した焼却灰の特性

実証試験に使用した焼却灰は、日本国内の一般廃棄物焼却施設で発生したものである (Fig. 4)。試料の特性を分析するため、焼却灰の代表サンプルを採取して放射性セシウム濃度、pH、比重、乾



Fig. 4 Ash used for demonstration tests

Table 1 Analysis of characteristics of the ash

測定項目	結果
放射性セシウム濃度 (Bq/kg) ¹⁾	6,130~6,310
乾燥率 (%)	約85
比重 (kg/l)	約0.86
pH (洗浄液)	12~13

1) 焼却灰の放射性セシウム濃度測定後、乾燥率で補正した値

Table 2 Particle size distribution of the ash

粒径 (mm)	割合 (%)
1 以上	18
1 未満~0.355 以上	18
0.355 未満~0.075 以上	54
0.075 未満	10

ぞれTable 1、Table 2に示す。放射性セシウム濃度は水分を約15%含む試料の放射能を測定後、乾燥状態に補正した値は6,130~6,310Bq/kgの範囲内であった。

3.3 性能試験方法

(1) 除染性能試験方法の条件

実証試験で一度に処理する焼却灰の量を20 l、洗浄液の量を40 lとし、攪拌は1時間ずつ3回実施し、投入する用水は毎回入れ替えた。また、セシウム分離時のpH条件による除染効率評価を行うため、酸性 (pH 4 ± 0.5)、中性 (pH 7 ± 1.5)、アルカリ性 (pH 13 ± 1.0) の条件でそれぞれ試験を実施した。

(2) 汚染液処理性能試験方法

セシウム分離工程で発生した汚染液にセシウム吸着剤であるプルシアンブルー分散液を投入した。凝集装置で吸着剤を注入した汚染液を一定時間攪拌し、セシウムをプルシアンブルーに吸着させた後、凝集剤を注入し、固液分離によりろ過液とスラッジに分離した。

(3) 減容性能試験方法

焼却灰の減容率 (%) は、試験に使用した放射性セシウム汚染焼却灰と汚染液処理工程で発生し

た最終スラッジの重量の割合で計算する。このとき、焼却灰と最終スラッジの重量は、含水率を測定して乾燥した状態に換算して計算した。

3.4 測定及び分析方法

セシウム分離及び汚染液処理効果を評価するため、Fig. 5に示すようにそれぞれの工程の入口と出口で試料を採取し、放射性セシウム濃度を測定した。試料の分量は、焼却灰は500g、汚染液及びろ過液などの溶液は1,000gを採取し、RANDECが放射性セシウム濃度を測定・分析した。

4. 試験結果

4.1 除染性能評価

セシウム分離試験の結果をFig. 6に示す。試験に使用した焼却灰の放射性セシウム濃度は、乾燥状態に換算した放射性セシウム濃度の値を使用した。計3回の攪拌後の除染効率は、アルカリ性条件で1回目66%、2回目80%、3回目85%であり、中性条件ではそれぞれ66%、66%、71%、酸性条件では46%、52%、52%となり、アルカリ性条件で除染効率が最も高かった。また、すべてのpH条件で1回目の攪拌運転時にセシウムが溶液中に最も速く移動し、その後は次第に減少する傾向を見せた。

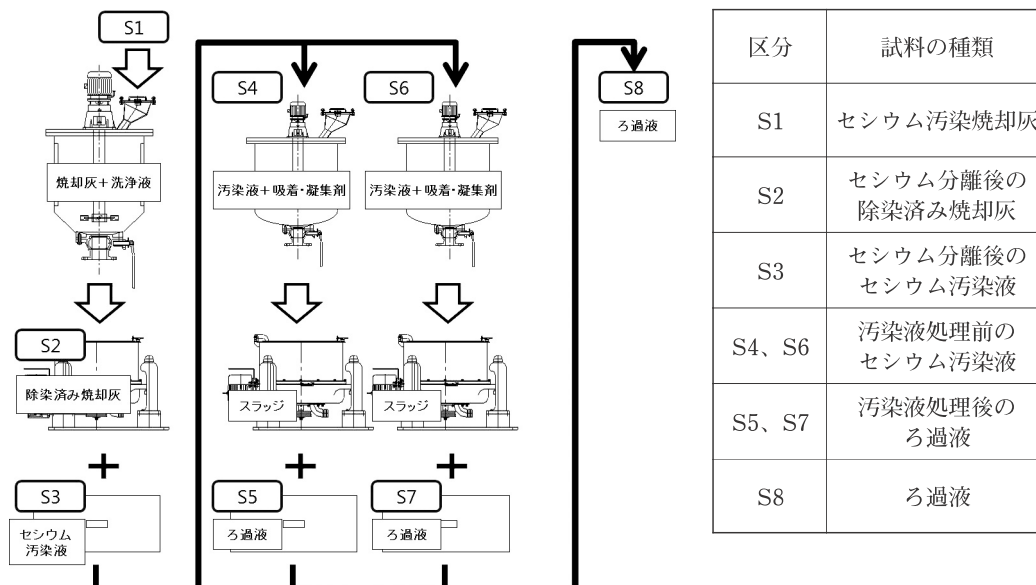


Fig. 5 Sampling point during demonstration tests

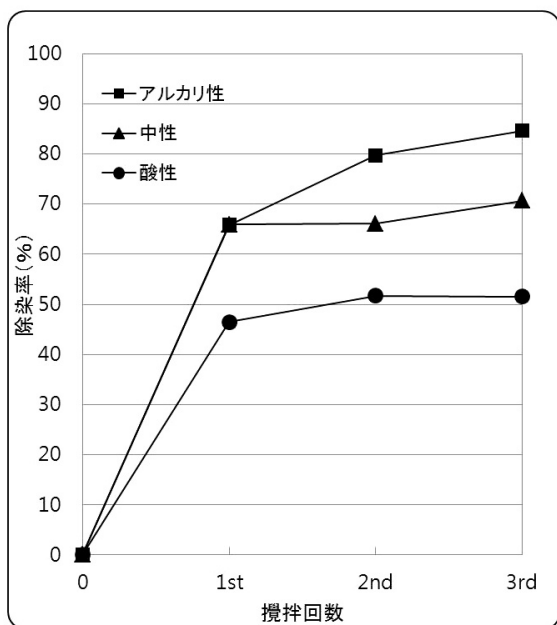


Fig. 6 Decontamination ratio of ash

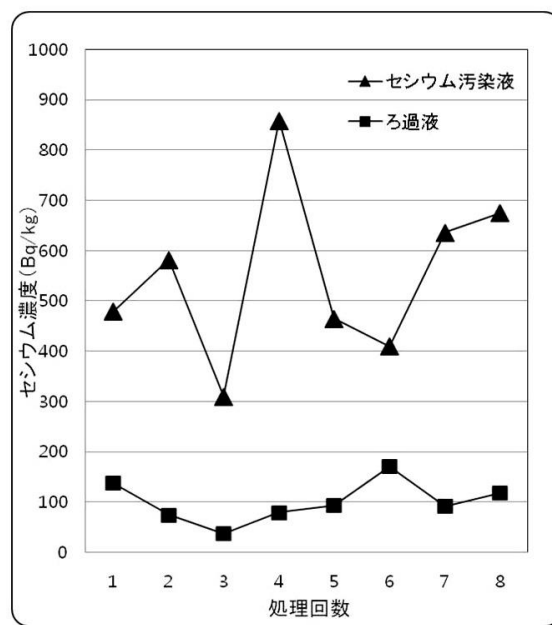


Fig. 7 Decontamination result of the cesium-contaminated liquid waste generated

したがって、セシウム汚染焼却灰除染時に攪拌回数と攪拌時間を調節し、目標とする除染率や焼却灰の残留セシウム濃度をコントロールすることができる除染技術であると評価することができる。

「放射性物質の挙動からみた適正な廃棄物処理処分 (技術資料 第三版)」⁵⁾によると都市廃棄物焼却灰から64~89%のセシウムを溶出した結果と本実証試験におけるアルカリ性条件での除染効率は、類似していることがわかった。しかし、上記の試験では試料の重量に対して10倍の用水を投入し、6時間攪拌した後の結果であることを考慮すると、本実証試験での結果はより少量の用水、より短い時間で同等の除染効率を得られるという長所がある。

4.2 汚染液処理性能評価

試験中に発生した汚染液の処理結果を Fig. 7に示す。セシウム分離後、凝集装置に移送された汚染液の放射性セシウム濃度は300~900Bq/kgの範囲内であり、凝集装置でプルシアンブルーに吸着させた後、凝集処理したろ過液の放射性セシウム濃度は平均100Bq/kgであった。

4.3 減容性能評価

実証試験によりセシウム汚染焼却灰から放射性セシウムが分離され、除染処理した焼却灰は一般廃棄物として処理することができ、放射性セシウムが凝集・濃縮された最終スラッジは放射性廃棄物処分容器に収納して管理型処分場に処分する。本実証設備の減容性能を評価するため、初期投入焼却灰と最終スラッジの重量を乾燥した値で換算し、減容率を計算した。その結果を Table 3に示す。減容率が最も低いのは焼却灰14.7kg (20 l) を処理した際の最終管理対象となる放射性スラッジが最大0.7kg発生し、約95%の減容率となった。

Table 3 Volume reduction ratio of sludge compared with the initial ash

環境	初期投入焼却灰 (kg)	スラッジ (kg)	減容率 (%)
アルカリ性	14.8	0.4	97.6
中性	14.7	0.2	98.5
酸性	14.7	0.7	95.0

5. 結論

本試験の主な結果は次のとおりである。

1) 除染性能

アルカリ性条件で82~85%と最も高い除染性能を達成した。この結果は本試験以前に発表された試験結果と類似しているが、処理工程及び処理時間などにおいて大きく異なり、この結果は運転性及び経済性の側面により有利であるといえる。

2) 汚染液処理性能

平均約100Bq/kgを維持することができた。これは原子力発電所の廃水放出濃度基準に適合する。

3) 減容性能

発生スラッジが5%以下(乾燥状態)であり、95%の減容性能を達成した。したがって、管理型処分場に処分すべき指定廃棄物の発生量を大幅に低減できる技術である。

今回の試験結果から次のような改善が必要であると思われる。

- 1) ろ過液分析の結果、微量のシアン化合物が溶出した。規制基準値を超過する可能性を考慮し、設計改善が必要である。
- 2) 商用化に向けて焼却灰に対する洗浄液の量をさらに減らし、汚染液発生量の最小化を図る必

要がある。

参考文献

- 1) 大迫政浩, “放射性物質汚染廃棄物の処理処分システムの安全性,” 資源環境対策(株式会社環境コミュニケーションズ), Vol. 48, No. 2, 2012年.
- 2) SAFETY DATA SHEET according to Regulation (EC), No. 1907/2006, Version 1.2 Revision Date 18.08.2011, Roche, 2012.
- 3) 川本徹, “ナノ粒子化プルシアンブルーによる吸着能の向上,” 化学, 67巻, 11月号, 2012年.
- 4) Waste Management and Public Cleaning Law (Waste Disposal Law) (Law No. 137 of 1970).
- 5) (独)国立環境研究所資源循環・廃棄物研究センター, “放射性物質の挙動からみた適正な廃棄物処理処分(技術資料 第三版),” 2012年12月.
- 6) “実用発電用原子炉の設置, 運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示,” 第9条.

三菱重工業の原子炉廃止措置技術

小室 敏也*、涌田 邦晴*、坂下 章*、藤森 浩二*

Decommissioning technology of Mitsubishi Heavy Industries for nuclear power plants

Toshiya KOMURO, Kuniharu WAKUDA, Akira SAKASHITA, Koji FUJIMORI

三菱重工業は、加圧水型原子力発電所を始めとする各種原子力施設の建設、保守を通して得られた経験を基に、長年にわたって商業用原子力発電施設を中心とした原子炉の廃止措置に係わる技術開発に取り組んできている。廃止措置に必要な技術としては、計画段階でのシステムエンジニアリング・放射能評価技術、本格工事段階での除染・解体技術ならびに発生する廃棄物に対して必要となる廃棄物処理・廃棄物測定技術の各技術があり、本報告では、これらの各技術に対する取り組みの概要を紹介する。

Based on experience obtained through construction and maintenance of various nuclear facilities including a pressurized water type nuclear power plant (PWR), Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI) has continued technical development for the decommissioning technology of commercial nuclear power plants for years. As technology which is needed for decommissioning, there are system engineering and radioactive materials evaluation technology in a planning phase, decontamination / dismantling technology and waste treatment and waste measuring technology in a decommissioning phase. This report presents the outline of each technology of MHI.

1. はじめに

三菱重工業（以下「MHI」と称す）は、加圧水型原子力発電所（以下「PWR」と称す）を始めとする各種原子力施設の建設、保守を通して得られた経験を基に、長年にわたって商業用原子力発電施設を中心とした原子炉の廃止措置に係わる技術開発に取り組んできている。

MHIにおける技術開発は、1979年に実施したPWRモデルプラントを対象にした廃止措置のケーススタディを始めとして、現在までハード、ソフト両面の技術について電力会社との共同研

究、(旧)(財)原子力発電技術機構(以下「NUPEC」と称す)、(財)エネルギー総合工学研究所、日本原子力研究開発機構などの機関からの委託研究及びMHIの社内研究の場で開発を進めてきている。発電所の廃止措置に必要な技術は、概略以下の通りである (Fig. 1)。

① システムエンジニアリング技術

廃止措置の方法を具体化するために、解体手順、解体工法、安全管理方法などを検討し、廃止措置の工期、従事者被ばくなどを評価可能なエンジニアリング技術。

*：三菱重工業(株) 原子力プロジェクト部
(Nuclear Project Department, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)



Fig. 1 Required technology for nuclear power plant decommissioning

② 放射能評価技術

廃止措置の全体計画を検討する為に必要となる放射化ならびに付着汚染による放射能インベントリ（残存放射能量）の評価技術。ならびに被ばく評価等の安全評価技術。

③ 除染技術

廃止措置における解体時の作業被ばくを低減するための系統除染、解体時に発生する解体廃棄物の処分区分を低減する解体後除染技術。

④ 解体技術

放射化あるいは汚染された構造物の解体にあたり、被ばくを極力低減すると共に作業を効率よく行うための遠隔解体技術。また、遠隔解体技術と組合せる各種切断技術。

⑤ 廃棄物処理技術

廃止措置時に発生する解体廃棄物の減容や二次廃棄物処理技術ならびに処分に適合した廃棄体とするための廃棄体化技術。

⑥ 放射能測定技術

原子力施設から発生する廃棄体の埋設処分に際し、必要となる廃棄体中の核種別放射能濃度測定のための非破壊測定技術。

以下に、各技術に対するMHIの取り組み内容について紹介する。

2. 各技術開発の概要

2.1 システムエンジニアリング

廃止措置工事を合理的に実施するに当たっては、計画段階において、実際のプラントの状態を把握したうえで工事計画を策定する必要がある。

MHIでは、安全確実な廃止措置工事に向けて、現場のパノラマ写真、3Dスキャナーによる点群データから3Dアズビルドモデル（Fig. 2）を構築し、設計情報を付加することにより、机上にて精緻な作業計画（最適な工程検討、具体的な切断箇所、切断手順の選定、機器の搬出入ルート検討で

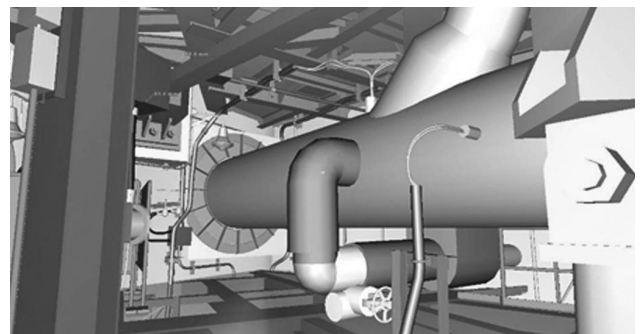


Fig. 2 3D as build model



Fig. 3 Interface check of loading route of equipment

の干渉チェック (Fig. 3))、また、現場の線量率データやインベントリデータをアズビルドモデルに組込むことにより、作業者の被ばくの低減、具体的な作業指示、廃棄物の効率的な分別等が可能となるシステムエンジニアリング技術の開発を行っている。

2.2 放射能評価技術

廃止措置における残存放射能インベントリは、

放射化によるものと接液汚染によるものがあるため、放射化と汚染に分けて評価技術を開発している。

(1) 放射化物残存放射能評価¹⁾

廃止措置において解体から解体廃棄物の処分までを考慮すると、その評価すべき核種は軽元素からTRUを含む重元素までを対象として検討する必要がある。そこで、重元素の複雑な放射性核種の生成・消滅挙動が計算可能なORIGEN 2コードを用いた評価手法を開発している。

評価に用いる廃止措置の放射化計算用断面積は、廃止措置において重要と考えられる核種の生成源となる核種に対して設定している。なお、断面積はJENDL、ENDF/B等の核データを用い、廃止措置の代表的放射化位置に対して整備している。

放射化の評価の流れをFig. 4に示す。また、Fig. 5にORIGEN 2による炉内構造物の放射化試計算を行った結果の一例を示す。

(2) 汚染物残存放射能評価¹⁾

接液汚染による残存放射能は、プラント供用期間中の原子炉の運転及び原子炉の起動・停止操作に起因する冷却材中の放射性物質が機器内面に付

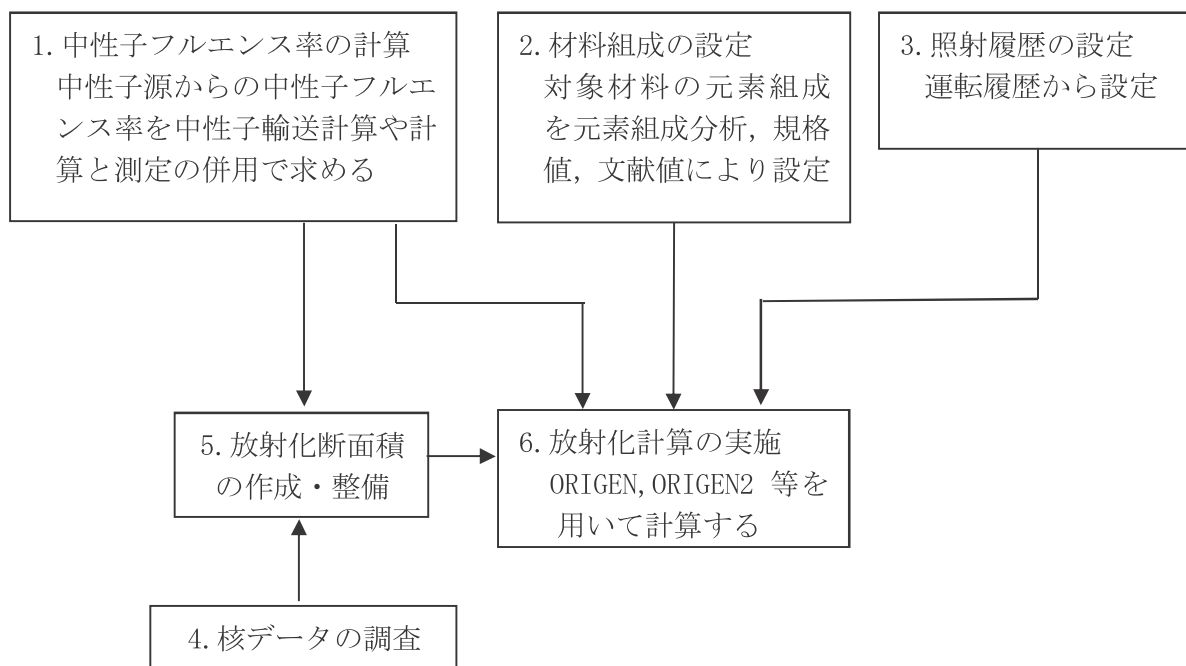


Fig. 4 Flow diagram of calculation of activated cross section

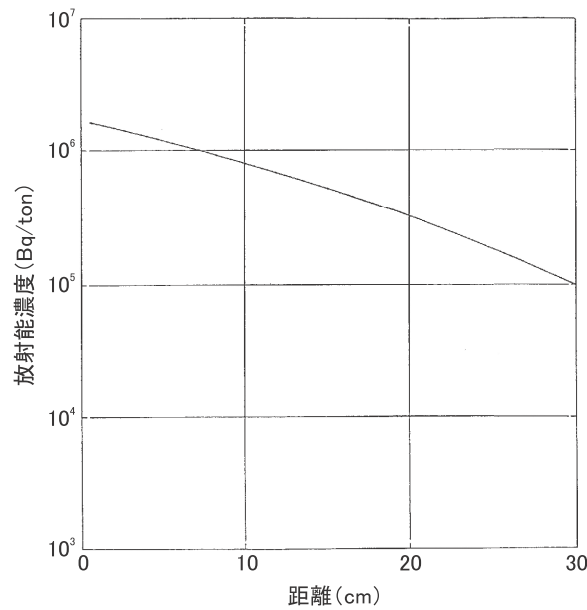


Fig. 5 Evaluation of activated radioactivities of core Internal (Example)

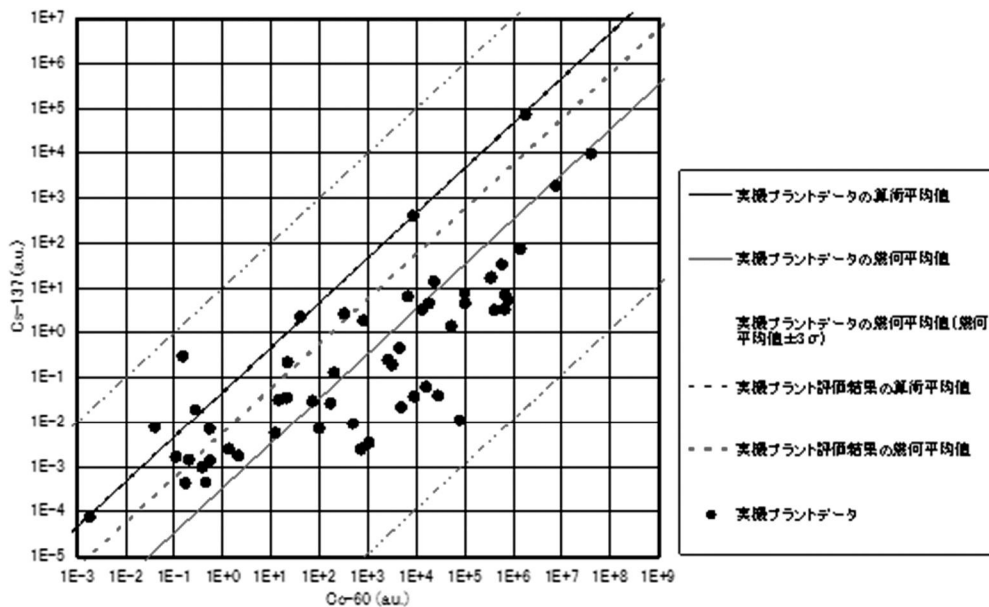


Fig. 6 Evaluation of contamination estimation (Example)

着し残留することによって発生する。したがって、各系統設備別に運転状態における汚染発生状況を適切にモデル化する事によって、接液汚染による残存放射能を解析的に推定することができると考えられる。

上記の考え方に従って、主要な接液汚染を持つ系統設備である1次冷却系統、化学体積制御系

統、余熱除去系統等について、汚染物放射能密度評価手法を開発している。

放射能の発生源としては、炉心に付着した金属成分の放射化による腐食生成物、燃料表面に付着している微量のウランの中性子照射により生成される核分裂生成物等を考慮している。

各系統設備内の放射能の挙動は、系統設備内の

流体条件から設定される沈着・剥離条件と、各系統の設計条件及び放射能挙動の実績データを考慮してモデル化している。

開発したモデルによる試算結果と実測との比較を Fig. 6 に示す。この結果より実績と比較し概ね妥当な結果を得た。

(3) 安全評価技術¹⁾

廃止措置に係る環境への影響評価として、解体工事における放出放射能の評価として以下のシナリオを検討した。放射性物質の放出事象としては、計画された廃止措置工事に伴う放出と、想定事故時の放出を考慮する。

計画された廃止措置工事に伴う放出は、以下の項目に分けて検討を行う。

(a) 機器及びコンクリートの切断時の気体または粉塵状の放射性物質の放出

(b) 除染及び解体工事で発生する液体廃棄物の処理による蒸留水の放出

(a) の気体放出放射能の評価モデルでは、解体対象機器の評価された残存放射能に基づいた切断により、これらの一部が気体または粉塵状となり放出されることを考える。この時、環境への放出経路にフィルタ等放射能除去設備の効果を確保できる場合には、評価上これを考慮する。

(b) の液体放出放射能の評価モデルでは、解体対象機器の評価された残存放射能に基づいた除染や切断により発生する液体廃棄物の放射能を求め、この液体廃棄物の蒸発処理により蒸留水側へ移行し放出される放射能を評価する。ここで、液体廃棄物処理設備での放射能の除去効果は設計等を考慮して評価に反映する。

想定事故時の放出は、廃止措置工事において想定される事故事象として排気フィルタの損傷または火災、廃棄物輸送容器の破損等を考慮する。

2.3 除染技術

(1) 系統除染技術

解体時の従事者被ばく低減の観点から、作業雰囲気線量を低下させておくことが重要であり、原子炉一次系統に対し、高い除染係数が得られる除染方法として、化学除染を適用することが一般的である。

MHI では、供用期間中の除染において、酸化及び還元を組み合わせた希薄液による化学除染を適用し、原子炉容器上蓋や一次冷却材ポンプなどの大型機器では100例以上、系統配管や熱交換器などの小規模な系統除染では10数例以上の実績を有しており、これらの除染実績に基づき廃止措置時の系統除染に適した化学除染法を開発している。

PWR プラントでは、水質が還元性雰囲気であることから酸化皮膜中のクロム酸化物が多いという特徴に加え、蒸気発生器伝熱管（ニッケル基合金）に付着する酸化皮膜にはニッケル酸化物を多く含むという特徴を有している。そのため、MHI では、酸化皮膜の主成分であるクロムを溶解する酸化溶解と鉄、ニッケルを溶解できる還元溶解を組み合わせた除染法を開発している。

系統除染技術としては、除染性能に加え、二次廃棄物の低減が重要であり、MHI の除染法では二次廃棄物となるイオン交換樹脂の低減の観点から、還元溶解に使用する薬品を分解する方式を用いている。

また、PWR プラントで通常使用する設備・機能・運転条件を最大限に活用して、除染剤の注入、除染液の温度維持・循環・浄化を円滑に行う工法を構築しており、仮設備が少なく合理的な工法の適用を計画している。

(2) 解体後除染技術（取替え蒸気発生器の除染技術²⁾

PWR 原子力発電所における取替え工事で取替えられた蒸気発生器（以下、取替え蒸気発生器）は、放射性廃棄物として発電所に保管されている。これらの取替え蒸気発生器は、今後、廃棄物処分場へ搬出されることになる。

MHI では、取替え蒸気発生器のような大型廃棄物の処理・処分に係る基本的な考え方を構築する

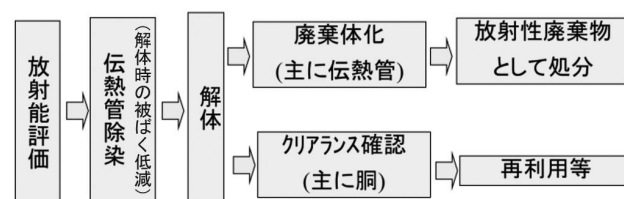


Fig. 7 Treatment concept of exchanged steam generator

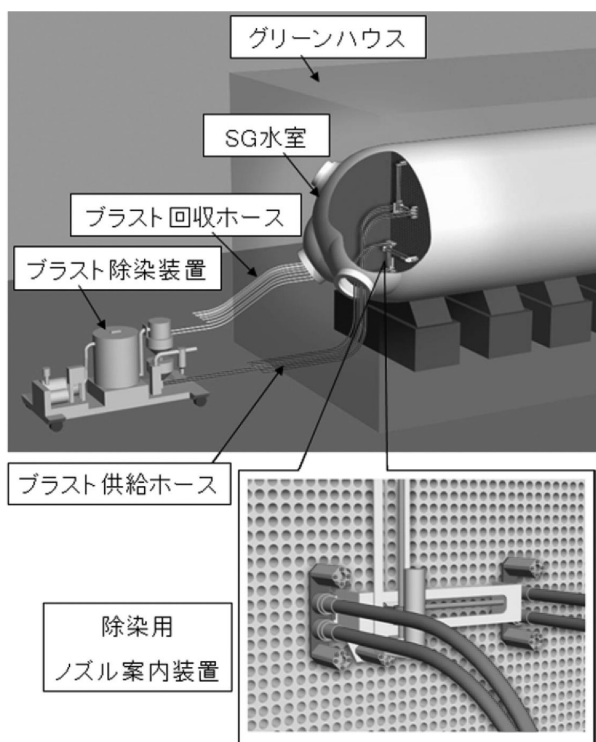


Fig. 8 Decontamination concept of steam generator tubes

(Fig. 7) と共に、解体処理時の従事者被ばく低減の観点から必要となる除染技術として選定したアルミナを用いたプラスト除染の伝熱管への適用性について確認し、除染システムの概念の構築を行った (Fig. 8)。

2.4 解体技術

(1) 遠隔解体技術

放射線量が高い炉内構造物、原子炉容器、生体遮蔽等解体作業においては、従事者の被ばく防止の観点から遠隔での操作が基本となる。これらの遠隔操作を効率的に実施するためには、高度な作業機能を備えた遠隔装置 (ロボット) が必要となる。

MHIでは、PWR発電所の保全工事 (管台内面肉盛溶接、管台内面溶接部残留応力改善、他検査作業等) にて、マニピュレーター (Fig. 9、Fig. 10) を用いた多数の遠隔作業実績があり、これらの実績を基に、廃止措置で高放射線量物の解体に取り組んでいく予定である。



Fig. 9 7-axis manipulator (10kg capacity)

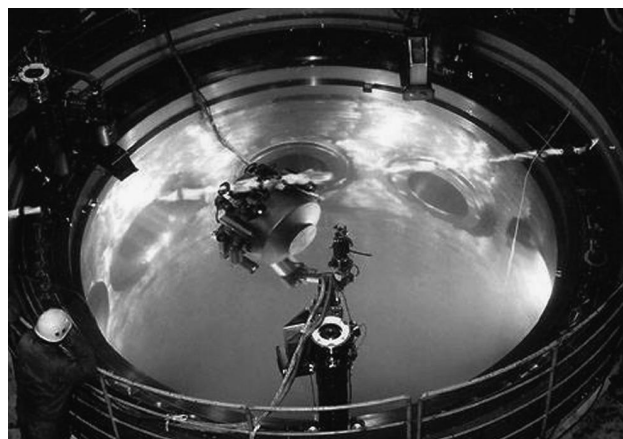


Fig. 10 Manipulator for reactor vessel inspection

(2) 切断技術

(a) 熱的 (レーザー) 切断技術³⁾

レーザー切断技術は以下の特徴を持ち、一般産業界において切断等の技術として確立されている。また、出力・効率アップ等の高性能化研究・開発が進められており、今後、更なる進歩が期待される。

- i) ガス炎、電気アーク等の熱源に比べ、高エネルギー密度が得られ、切断対象物の材質に影響されにくい。
- ii) 素材に与える入熱が少なく、高精度な切断ができる。
- iii) カーブ幅 (切断幅) を非常に小さくすることができる。これにより、他の熱的切断工法に比べ、二次生成物を低減することが出来る。
- iv) ファイバ等による伝送が可能であり、遠隔操作性が優れている。

MHIでは、レーザー切断技術の上記特徴を踏まえ、昭和60年代より、レーザー切断技術の廃止措置への適用に向け、開発を進めてきた。

原子力プラントの設備の中で、最も線量率が高

く、切断解体が困難である設備として、炉内構造物がある。炉内構造物を切断する場合、線量が高く、完全遠隔での切断が必要なうえ、大部分の切断作業については、遮へい性確保のため、水中での切断が必要となる。また、炉内構造物は、鋼板で組み立てられており、遠隔操作でのアクセスが難しいことが特徴である。

NUPECの「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験 炉内構造物切断試験」で、昭和61年～平成6年にかけて、炉内構造物の切断確証試験を実施した。

(b) GCR原子炉压力容器のレーザー切断技術開発³⁾

既に運転を停止し、廃止措置段階に入っている日本原子力発電(株)の東海発電所は、炭酸ガス炉(GCR)で、原子炉压力容器が内径約18mの球形で、上部胴は90mmの炭素鋼の鉄板に31mmのステンレス製のフォイル(断熱材)、その外側に6mmの鉄板という構成の複合材であり、下部胴は、80mmの炭素鋼の鉄板に200mmの保温材、その外側に1.2mmのアルミ板という構成の複合材である。

上記部位の解体はプラズマ切断で計画されていたが、NUPEC「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験 原子炉遠隔解体確証試験」において、廃棄物発生量の低減を目的として、平成11年～15年にかけて、レーザー切断を用いた切断確証試験を実施した。

レーザー発振器は、当時の光ファイバ伝送可能なレーザーとしては最大の10kW級YAGレーザー発振器を用い、ファイバ伝送したレーザービームにより切断試験を実施した。

保温材を含めると、300mm近い複合材の切断であり、深部まで熱を伝えカーフ幅を小さくする、また遠隔操作性を考慮し切断時のスタンドオフ

(切断対象と切断ヘッドの距離)の変動に対する裕度を大きくするため、小型軽量の平行ビーム切断ヘッドを開発した (Fig. 11)。

上記により、原子炉压力容器の上部、下部とも、プラズマ切断並の切断能力で、カーフ幅を小さく切断できることを確認した。

また、この確証試験の中で、NUPECのGCR原子炉压力容器の実物大モックアップを用い、マニピュレータにて切断ヘッドを操作し、遠隔にて切断する確証試験を実施した (Fig. 12)。

(c) 蒸気発生器伝熱管への適用性確認

なお、レーザー切断については、炉内構造物や原子炉容器以外への適用についても検討を実施しており、その一例として、蒸気発生器の伝熱管切断への適用を検討している。蒸気発生器には、1基当たり3千数百本の伝熱管が設置されており、処分容器へ収納するために、これらの伝熱管の切断が必要となる。これらの切断に対しては、後述する機械的切断も候補となるが、MHIとしては、レーザー切断が切断速度の観点から適用性が高いものと考えており、レーザーを用いた切断工法概念を構築すると共に、模擬伝熱管を用いた切断試験を実施し (Fig. 13)、その適用性の確認を実施している。

(d) 機械的切断

MHIでは、熱的切断と比較し、切断時に発生する二次生成物が少ない機械的切断についても開発を実施しており、(財)原子力研究バックエンド推進センターの「原子炉解体高度化技術開発」の一

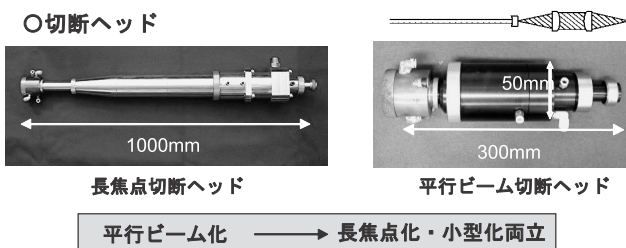


Fig. 11 Collimated beam cutting head



Fig. 12 Actual size mock-up cutting test of reactor vessel



Fig. 13 Laser cutting test of steam generator tubes



Fig. 14 Bandsaw cutting test of steam generator tubes

環として、原子炉容器をエンドミルならびにサイドカッターを用いて切断する技術について、モックアップを用いた試験により、無冷却、無潤滑での切削（切断）の見通しならびに実機化に向けての課題の抽出を行っている⁴⁾。

また、前述の蒸気発生器の伝熱管に対して、ワイヤソーの適用性についても、模擬伝熱管を用いた試験を実施し (Fig. 14)、その適用性を確認している。

以上、MHIでは廃止措置に向けての種々切断技術の適用性の確認を行っており、実工事に向けては、これらの熱的／機械的切断技術を適宜、組合せて合理的な解体を行うことを考えている。

2.5 廃棄物処理技術

廃止措置工事にて発生した廃棄物については、既存の設備を有効活用することが基本であるが、角型容器に収納した廃棄物の廃棄体化設備のよう

に新たに設置する設備も必要となる。以下に、代表的な廃棄物処理に係る技術を示す。

(1) 使用済みイオン交換樹脂処理

系統除染を実施する際に、二次廃棄物としてイオン交換樹脂が発生する。これらのイオン交換樹脂については、放射能濃度が高いことが想定され、処分時に有機物である樹脂の放射線分解により、水素などのガスが発生する恐れがあり、そのままの状態では処分出来ない可能性がある。

MHIでは、原子力発電所の供用中に発生する使用済みイオン交換樹脂から、硫酸を用いて放射性核種を分離・除去する装置の納入実績を有している (Fig. 15、Fig. 16)。本装置が設置されている発電所においては、除染廃液処理時に発生するイオン交換樹脂に対し、本装置を活用することも選択肢の一つと考えており、試験によりこれらのイオン交換樹脂に対しても溶離性能が確保出来ている

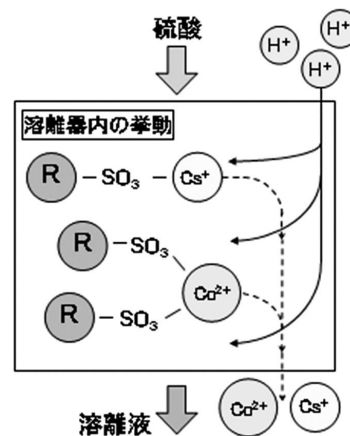


Fig. 15 Mechanism of spent resin treatment

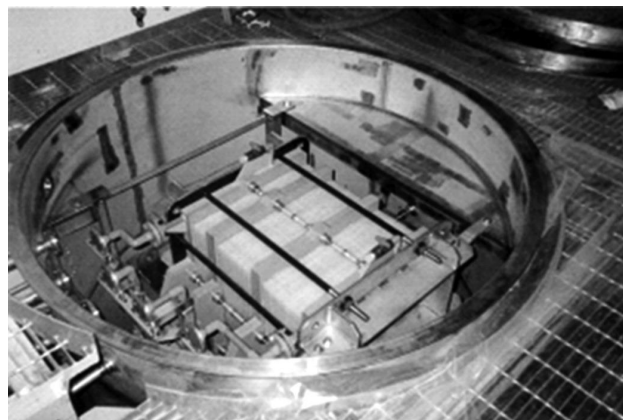


Fig. 16 Overview of spent resin treatment system

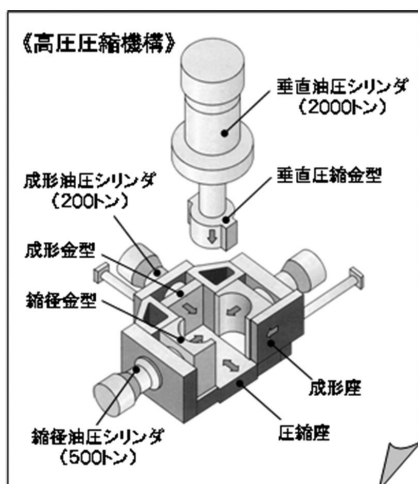


Fig. 17 Mechanism of super compactor

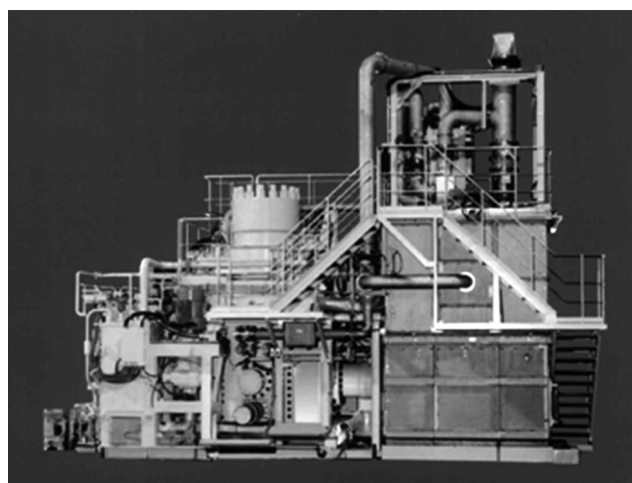


Fig. 18 Overview of super compactor

ことを確認している。なお、溶離設備の設置されていない発電所に対しては、直接処分が可能な無機系の吸着剤で除染廃液を処理する技術を開発中である。

(2) 金属廃棄物の減容技術

解体作業で発生する廃棄物については、処分費用の低減の観点から、減容することが必要となる。MHIでは、金属廃棄物の減容技術として、金属廃棄物を1/3～1/4に減容可能な2000tプレスを用いた高圧圧縮装置 (Fig. 17、Fig. 18) を開発し、納入した実績を有している。

(3) 廃棄体化設備

廃止措置で発生した放射性廃棄物は、その放射能濃度に基づき、L1、L2、L3に区分のうえ処分されることになる。この内、L1、L2廃棄物については、1.6m×1.6m程度の角型処分容器に収納し、砂もしくはモルタルで固定化のうえ、蓋を設置し、検査したうえで処分場に搬出されることが一例として考えられている。これらの一連の作業を行う設備は、現時点では、いずれの原子力発電所にもないことから、廃止措置に至る段階で設置する必要がある。

MHIでは、廃棄体化に係るフローならびに本設備の概念を検討すると共にボルトによる蓋の遠隔締付け等の技術の確立を図り、設備の設置に向けた準備を進めている (Fig. 19、Fig. 20)。

2.6 放射能測定技術

放射性廃棄物を最終処分するためには廃棄物中に含有される放射性核種の濃度を測定し、これが基準を下回ることを確認する必要がある。確認が必要か、あるいは、必要になると想定される核種は、廃棄物の種類毎 (発電所廃棄物、クリアランス廃棄物等) で異なっているが、何れの廃棄物も直接測定できる核種と直接測定が困難な核種があり、測定装置が目指すべきものは、適切な時間で良好な精度にて直接測定できる核種の濃度を得る

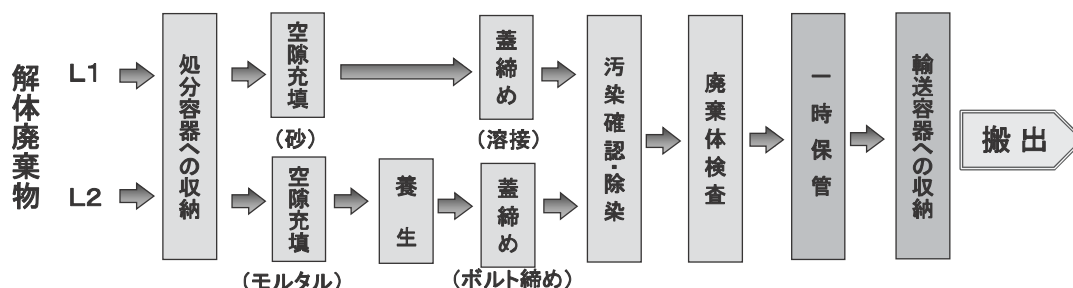


Fig. 19 Flow diagram of packaging process of L1/L2 waste (sample)

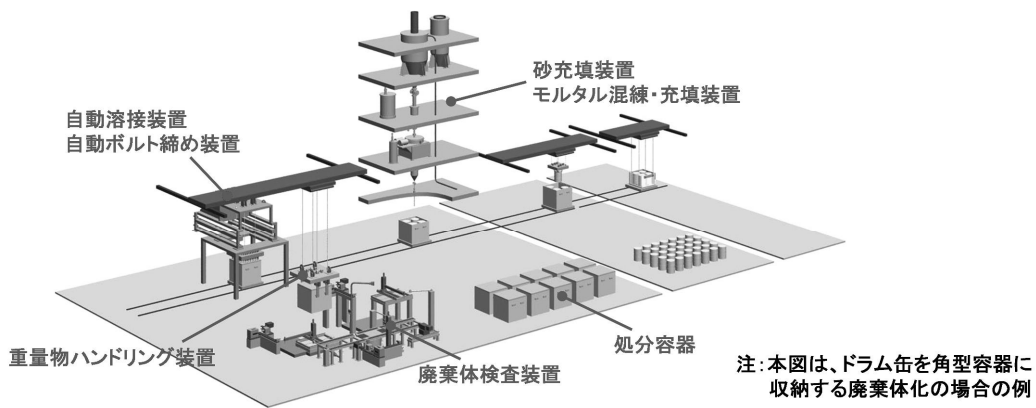


Fig. 20 Overview of packaging process of L1/L2 waste (sample)

ことにある。

MHIでは、原子力発電所や燃料サイクル施設等の設計、施工に長らく関わり、廃棄物に関する豊富な知識を有し、また、放射線管理のための計測装置の開発経験等により放射性廃棄物の放射能測定装置の開発を行ってきた。MHIが開発してきた放射能測定装置のうち、以下の装置について概要を示す。

- ・低レベル放射性廃棄物固化体測定技術
- ・クリアランスレベル測定技術

(1) 低レベル放射性廃棄物固化体測定技術

原子力発電所で発生する低レベル放射性廃棄物は、平成4年12月より六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター（以下埋設センターと称す）へ埋設されている。埋設に際しては、廃棄物中核種別放射能濃度を定量し、当該廃棄物の放射能濃度が埋設センターの設置許可申請書に記載されている最大放射能濃度を超えないことを確認（搬出確認）しなければならない。

MHIでは廃棄物中に含まれる γ 核種（Co-60、Cs-137）の定量のために、妥当な精度を保ちながら短時間で廃棄体（200Lドラム缶の均質・均一固化体、充填固化体）の含有放射エネルギーを定量する測

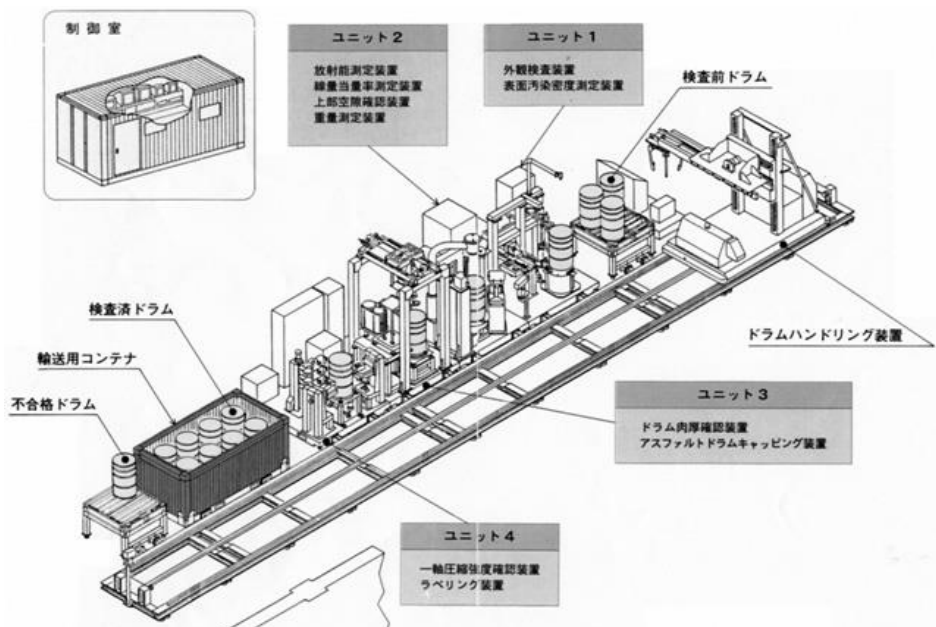


Fig. 21 Overview of LLW drums inspection system

定システムを開発している⁵⁾。

Fig. 21にMHIの低レベル放射性廃棄物搬出検査装置の概要を示す。装置は4ユニットで構成されており、1ユニットから順次廃棄体（ドラム缶）をドラムハンドリング装置で移動させて検査する。すべての検査が終了し搬出基準を満足した廃棄体は輸送用のコンテナに収納される方式となっている。ユニット1では、外観ならびに表面汚染密度の測定、ユニット2では、放射能量、表面線量当量率、上部空隙、重量の測定、ユニット3では、ドラム肉厚、アスファルトドラムキャッピング、ユニット4では、一軸圧縮強度の測定ならびにラベリングが行われる。本装置は、既に原子力発電所で実際に運用されている。

(2) クリアランスレベル測定技術⁶⁾

放射能濃度が極めて低く、放射性物質として扱う必要のない廃棄物を一般産業廃棄物と同様に扱えるようにするクリアランスの仕組みが、平成17年度に制度化された。原子力発電所の廃止措置において、放射性廃棄物の発生量を抑制するために、廃棄物の放射能測定が重要である。

MHIは、平成11年以来、クリアランスを判断するために、自然界より低いレベルの放射線を測定する装置を開発し、その開発成果を基にトレイ型とバスケット型のクリアランス専用測定装置を製品化した。なお、バスケット型装置は、クリアランス専用測定装置として、国内で初めて認可を取得したものである。

Table 1は、トレイ型とバスケット型の測定装置の主な仕様をまとめたものである。

(a) トレイ型装置

トレイ型装置の外観をFig. 22に示す。トレイ型装置は、小型廃棄物をクリアランスレベルに対して十分な余裕を持って測定できるとともに、以下の特徴を有する。

- ・クリアランスレベル相当の廃棄物（最大110kg）を約1m²のトレイ上に並べて測定する装置で、トレイ全体を8分程度で測定可能。
- ・検出器は、プラスチックシンチレータをトレイの上面および下面に配置しており、上面および下面を9分割して線源分布を詳細に評価可能。
- ・天然核種の影響のため、一般的には短時間での

Table 1 Main specification measurement equipment

項目	仕様		
型式	トレイ型	バスケット型	
検出線種	β線、γ線	γ線	
検出器種類	PLS ^{*1}	PLS ^{*1}	
検出限界	内部汚染 放射化汚染	100 Bq	5000 Bq
	表面汚染	40 Bq	—
測定時間 ^{*2}	約450 秒	約560 秒	
最大測定単位 ^{*3}	90×90×30 cm 110 kg	130×130×93 cm 1.5 t	
汚染分布検知	9分割/面	8分割/面	
装置寸法・重量	2.0×5.8×2.9 m ^{*4} 10 t ^{*5}	2.0×7.1×2.5 m ^{*4} 14 t ^{*6}	

※1 プラスチックシンチレータ。※2 対象物の積載・取り出し時間を含まない。※3 上限値。※4 画像カメラ設置高さを除く。※5 遮へい無し。※6 遮へい有り。

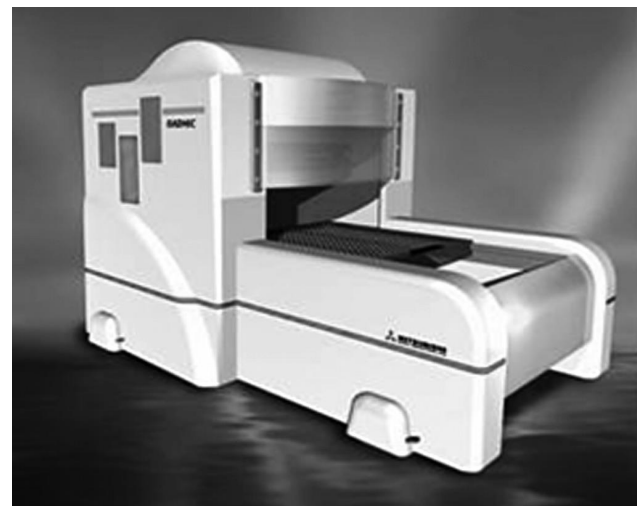


Fig. 22 Tray type clearance level measurement system

測定が困難であるコンクリートについても、主要なバックグラウンドとなる天然核種K-40と主要な汚染源であるCo-60のガンマ線放出パターンの違いを利用することにより、金属と同様の8分程度で精度良く測定可能。

トレイ型装置の特徴を生かした運用方法としては、例えば、クリアランスレベルを超える線源の位置を識別後、当該箇所を除染して再測定し、クリアランスレベル以下まで除染されていることを確認することが可能である。この運用によって、放射性廃棄物の発生量を最小限に抑制することが

できる。

(b) バスケット型装置

バスケット型装置の外観をFig. 23に示す。バスケット型装置は、トレイ型装置と比較して、多量の廃棄物の測定に適した装置で、以下の特徴を有する。

- ・最大1.5tの対象物を約1.6m³のバスケットに収納して測定する装置で、バスケット全体を10分程度で測定可能。
- ・検出器に大面積プラスチックシンチレータを採用するとともに、検出器周囲に遮へい体を設置することによって、高い検出感度を達成。
- ・検出器をバスケットの上下面と両側面に分割配置しており、放射線源の偏在を検知可能。

バスケット型装置の特徴を生かした運用方法としては、クリアランスレベルよりも十分に低いレベルであることが、高い確度で予想できている廃棄物を、多量に一括測定することに適している。これによって、効率的にクリアランスを判断できる。

なお、このバスケット型装置は、実運用中である。

国による測定結果および評価結果の確認が完了



Fig. 23 Basket type clearance level measurement system⁷⁾

した金属廃棄物は、鑄造メーカーへ搬出され、遮へい体、ベンチ、テーブル、ブロック、鉄筋に再利用されている。これらの再利用製品は、当面の間、原子力関連施設で使用される。

3. おわりに

以上のように、MHIは、関係各位のご指導、ご協力を頂きながら、原子力発電所の廃止措置技術の確立に向け技術開発ならびに確証を進めてきた。今後も、PWRメーカーとしての経験を活かして、電力殿ならびに電力殿の関係会社殿と協力を図り、廃止措置工事に向けた準備を推進していく考えである。

参考文献

- 1) 松田桂一, 島山隆雄, 松見スナオ, 中田幹裕, “原子炉廃止措置技術の開発状況,” デコミッションング技報, No. 7, 1993.
- 2) 坂下章, 末松秀文, 小室敏也, 黒川登, 松原龍一, 吉川雅司 “取替え蒸気発生器の解体・除染技術の開発,” 三菱重工技報, vol. 46, No.4, 2009.
- 3) 黒川登, “三菱重工業の廃止措置向けレーザー切断技術への取り組み,” 原子力eye, vol. 56, No.8, 2010.
- 4) 渡辺正秋, 宮坂靖彦, 宮尾英彦, 大木新彦, 二宮敏明, 小岩正巳, “原子炉压力容器遠隔切断技術開発,” デコミッションング技報, No.23, 2001.
- 5) 坂下章, 中田幹裕, 遠藤保美, 若原道夫, “三菱重工の放射性廃棄物放射能測定技術,” デコミッションング技報, No. 23, 2001.
- 6) 鎌田正輝, “三菱重工業のクリアランス専用測定装置,” 原子力eye, vol. 56, No. 8, 2010.
- 7) 日本原子力発電株式会社, ホームページ.

原子力発電所等の特殊環境向け 6 軸同時制御多関節ロボットの開発

中田 正宏*

Development of 6-axis simultaneous control robot for special environment to nuclear power plants and other related facilities

Masahiro NAKADA*

原子力発電所の定期点検における水中作業、再処理施設などの放射線領域における被ばく低減のために作業用ロボットが使用されている。また、特殊環境での作業の汎用性を高めるため多関節ロボットが採用される例が多く、今後は、東京電力福島第一原子力発電所など事故現場での使用も予想される。ロボットの操作性向上、遠隔操作を可能にするための3Dシミュレータが必要となることが予想される。

Working robots are used for the reduction of radiation exposure in the radiation domains such as the underwater operation in a periodic inspection of nuclear power plants and reprocessing facilities. In addition, there are many cases that a multiple joint robot is adopted to raise versatility of the work in the special environment. In future, adopting it in the scene of the accident including the Fukushima-Daiiti nuclear power plant of Tokyo Electric Power Company, is also expected. Therefore, it is necessary to improve operability for remote control of multiple joint robots. In this paper, we propose it by using 3D simulator.

1. はじめに

現在、工場の生産ライン自動化のために多関節ロボットが活用されている。また、原子力施設においても高放射線領域や水中など、人が近寄れない危険な空間での作業に多関節ロボットが活用されるケースがあり、多関節ロボットの需要は増加している。

これらの市場の需要に対応するため、柔軟な把持動作を行うロボットハンドや、より複雑な動作を行う双腕ロボットなど高機能な多関節ロボットが開発・販売されている。

一方、多関節ロボットは関節数が増加するほど（自由度が増加するほど）動作範囲・機能が拡大するが、関節数の多いロボットは操作が複雑にな

り、ティーチングの作業量も増加する。

また、例えば放射線領域での作業をロボットを用いて行う場合、オペレータは作業空間から離れた場所から操作盤を用いてロボットを遠隔操作することが多い。このとき、オペレータはロボットの現在の姿勢や周囲の構造物との接近度合を直接確認できないため、これらの情報を取得する各種センサと、情報を通知する操作インターフェースが必要である。

ロボットにカメラを搭載して周囲の状況をリアルタイムに取得する手法も有効であるが、カメラから取得できる情報は周囲の光量や雰囲気によって変化し、狭い空間では視野が制限されてしまうこともある。

これらの課題に対応するため、本稿で紹介する

*：株式会社スギノマシン プラント機器事業部 (Plant Equipment Division, Sugino Machine Ltd.)

6軸同時制御多関節ロボットはティーチング支援用のオフライン3Dシミュレータと、遠隔操作支援用のオンラインモニタリングソフトウェアを装備している。さらに、ティーチング支援機能としてロボットの障害物回避動作を自動的に計算・生成するシステムの開発も進めている。

本稿では、今回開発した6軸同時制御多関節ロボットとその操作システム、および支援機能として開発を進めている多関節ロボット用障害物回避動作生成アルゴリズムを紹介する。開発を進めているアルゴリズムは、デッドロック（ソフトウェアの処理が途中で行き詰まり、動作生成が途中で止まってしまいう状態）に陥ることが無く、確実にロボットの動作を生成することができる。

2. 特殊環境向け多関節ロボットの構成と機能

開発した特殊環境向け多関節ロボットの外形をFig. 1に、仕様をTable 1に示す。アーム長さ1.4m、最大外径φ260mmとスリムな形状であるが、可搬質量は30kgと同規模のロボットアームより大きいことが特徴である。図に示すJ3にある肘のひねり軸によって柔軟に姿勢変更を行うことができ、狭い間口からでも容易にワークへアクセスできる。このため、障害物が多い狭い空間での作業に適している。本ロボットは水深30m以

Table 1 Summary of the 6-axis simultaneous control robot

アーム長さ	1.4m	
アーム質量	180kg	
可搬質量	30kg	
アーム外径	φ260mm	
先端精度	±2mm	
繰返し精度	±0.5mm	
先端移動速度	1m/min	
関節可動範囲	J 1	180° (±90°)
	J 2	90° (0~90°)
	J 3	180° (±90°)
	J 4	225° (-90~135°)
	J 5	360° (±180°)
	J 6	180° (±90°)

内の水中での使用を想定しており、本体の材質はアルミとステンレスである。角度検出には、放射線の影響を考慮してレゾルバを使用している。また、先端に30kgまでのツールを搭載することができる。

Fig. 1は切断・除染・応力改善等に使用する高圧水噴射ノズルを装着したものを示している。

高圧水配管がロボット内部に収納されているため、ロボット周り的高圧ホースを養生する必要がなく、作業空間内の構造物と配管が干渉しない。約80MPaの高圧水をノズルから噴射することができ、その噴射反力に耐える剛性を有している。

また、超音波探傷ヘッド・レーザヘッド・カメラなどを搭載することも可能で、先端ツールに1軸の自由度を設けて7軸同時制御ロボットとすることも可能である。

本ロボットはPC上で操作するオフライン3Dシミュレータと実機のオンラインモニタリングを兼ねたソフトウェアを装備している。Fig. 2にソフトウェアの外観を示す。

オフラインシミュレータは3DCADデータよりロボットと作業空間の形状を入力し、シミュレータ上でロボットを操作することができる。実機を動作させることなくロボットと作業環境の干渉確認・ティーチングを実施することが可能であり、ティーチング時間を短縮できるだけでなく、ティーチング中の操作ミスによるロボットの損傷・事故を防止する。

オンラインモニタリングはロボットの姿勢・状態をリアルタイムにソフトウェア上に表示する。このモニタリングにより、ロボットの状態を視覚的に把握することができ、遠隔操作が容易になる。

Fig. 3にロボットシステムの構成を示す。ロボットのティーチングはパソコンのオフラインシミュレータにて行う。ロボット自動運転プログラムの複製・編集作業もパソコンで簡単に行うことができる。パソコンと制御操作盤のプログラマブルコントローラ（PLC）を接続し、パソコンからロボットの動作指令を送ることでロボットを動作させることができる。

制御操作盤にはロボットの操作・状態確認を行う操作部とPLC、サーボシステムが搭載されてい

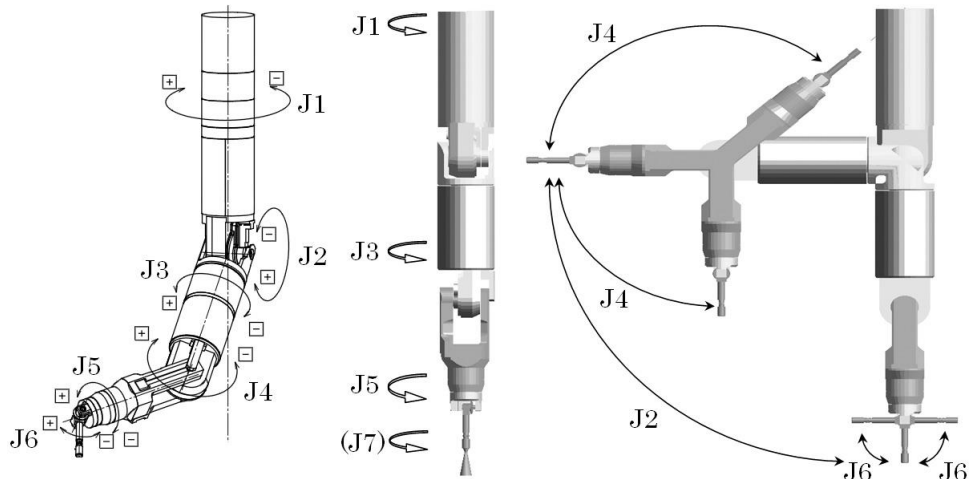
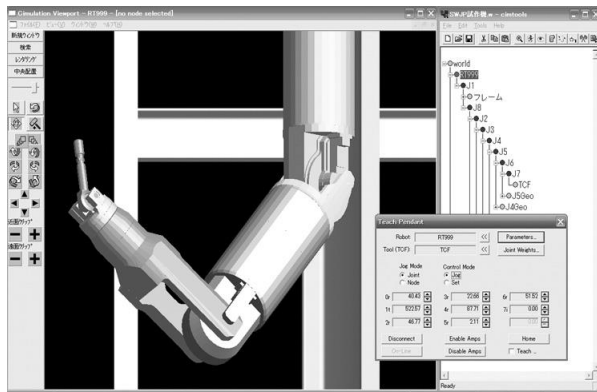


Fig. 1 6-axis simultaneous control robot



(a) Operation screen



(b) Actual machine

Fig. 2 3D robot simulator

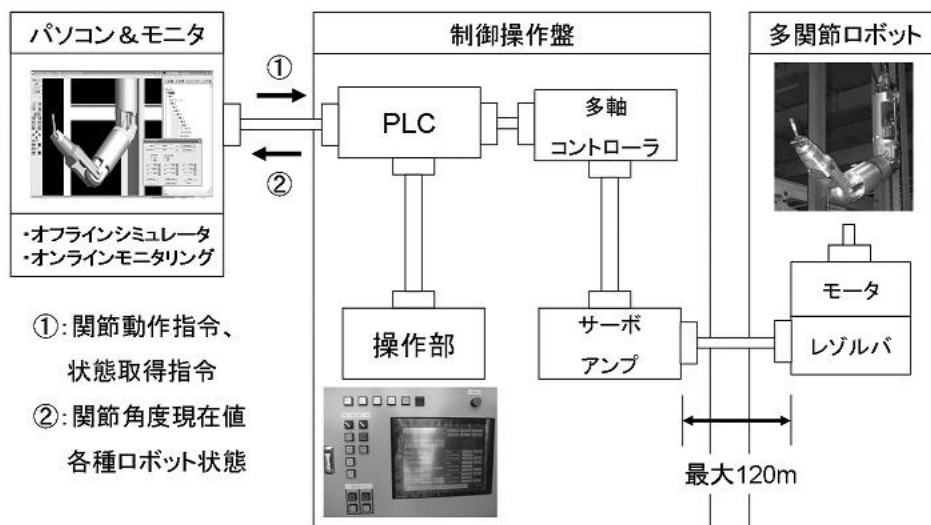


Fig. 3 6-axis robot control system

る。操作部のボタンとタッチパネルにて、ロボットの各軸操作や自動運転プログラムの読出しが可能である。ロボットと制御操作盤を接続するケーブルは最大120mまで延長することが可能である。

3. ロボット動作生成アルゴリズム

スギノマシンが開発した動作生成アルゴリズムは迷路探索法に基づくもので、その一例をFig. 4に示す。

Fig. 4では、始点(Start)から終点(Goal)までの迷路の解法(経路)を生成している。本アルゴリズムは次の2つのルールにて構成されている。

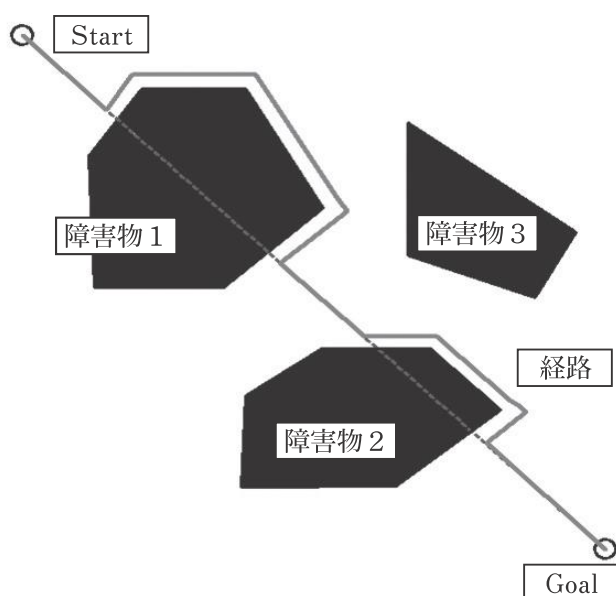


Fig. 4 Maze search algorithm

- (1) 始点から終点まで直線を引き、その直線上を移動する。
- (2) 直線上に障害物がある場合、その障害物の周囲に沿って移動し、(1)の直線に合流する。

なお、同図では、障害物の周囲を時計まわりに移動している。障害物が閉じた形をしている限り、上記の(1)、(2)を繰り返すことで必ず迷路の解法を得ることができる。この迷路探索アルゴリズムを応用し、多関節ロボット用動作生成アルゴリズムを開発した。開発したアルゴリズムの特徴は下記のとおりである。

- (1) 適用範囲が広い

多関節型、車輪移動型、歩行型など、自由度3軸以上の任意形状ロボットに適用できる。

- (2) デッドロックに陥ることがない

ロボットと作業空間内構造物の干渉など、構成(ハードウェア)上の問題で物理的に姿勢の変更が不可能な場合を除き、確実にロボットの動作を生成できる。

- (3) 確率的手法によらない動作生成法

確率的手法とは、乱数を用いてランダムに経路を展開して動作を生成する手法である。一定の法則によらないため、デッドロックに陥ることなく動作を生成できる。一方、乱数を使用していることから余分な動作(関節の振動など)を生成する可能性がある。また、ロボットの可動範囲が限定される狭い作業空間では、動作生成に時間がかかる可能性がある。

今回開発した手法は乱数を使用しない迷路探索法で、動作は作業空間中の構造物(障害物)に沿って生成されている。このため、本アルゴリズムは特に狭い作業空間において円滑な動作を生成する場合に威力を発揮する。

4. 動作生成アルゴリズムの多関節ロボットへの適用

Fig. 5に水中多関節ロボットに適用した動作生成ソフトウェア構成を示す。

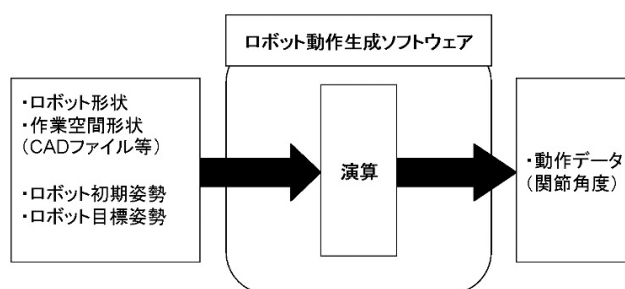


Fig. 5 Outline of the path planning software

ロボットの動作を生成するために必要なデータは、ロボット形状データ、作業空間形状データ、ロボットの初期姿勢および目標(到達場所の)姿勢データである。

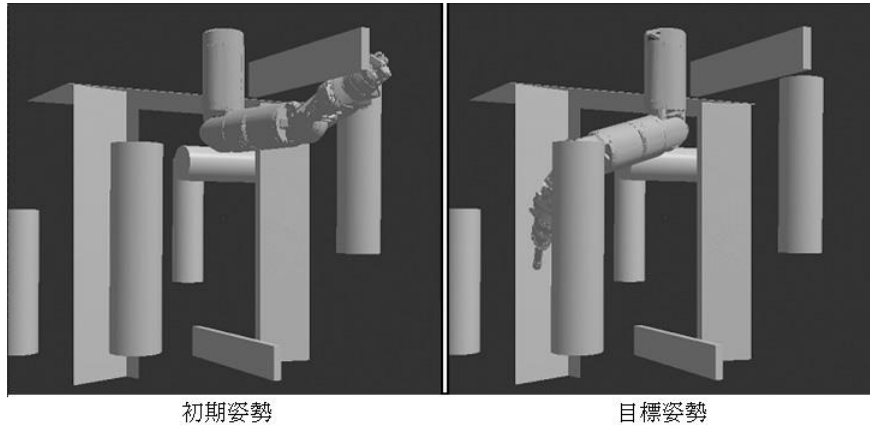


Fig. 6 Configurations of the 6-axis robot and working space simulated by the software collision free motion

ロボットデータ、作業空間データは3DCADデータより入力し、ロボットの姿勢は各関節の角度を数値で入力する。出力される動作データはロボットの各関節角度の遷移を数値データ列で記述している。

Fig. 6にソフトウェアに入力したロボットと模擬作業環境を示す。

一度ロボット形状・作業空間形状を入力すれば、以後同じ構成での動作生成は初期姿勢と目標姿勢

の入力のみで実行できる。Fig. 6の構成にて生成したロボットの軌跡をFig. 7に示す。ただし、Fig. 7では動作を判りやすくするためにFig. 6とは別の位置から見たものを表示している。図中のロボットの軌跡より、ロボットが障害物の形状に沿って姿勢を変更し、障害物を回避していることがわかる。

5. おわりに

本稿では開発した特殊環境向け6軸同時制御水中多関節ロボットと、その支援機能として開発中のロボット動作生成アルゴリズムについて紹介し、多関節ロボットの障害物回避動作生成の実例を紹介した。開発した多関節ロボットは、高圧水噴射による加工だけでなく、レーザーヘッドを搭載した加工、カメラや超音波探傷ヘッドを搭載した探傷検査など様々な作業に対応できるものと確信している。

今後、本アルゴリズムを基にティーチングソフトを作成し、多関節ロボットの自動運転システムを実現させることにより、東京電力福島第一原子力発電所におけるロボットの遠隔操作において操作員の作業負荷を低減させるための一助になれば幸いである。

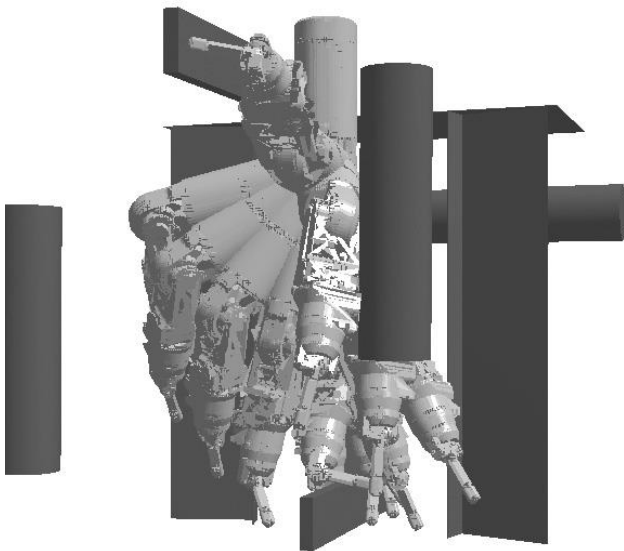


Fig. 7 Collision free motion

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.

©デコミッションング技報 第49号

発行日 : 平成26年3月28日

編集・発行者 : 公益財団法人
原子力バックエンド推進センター

〒319-1107
茨城県那珂郡東海村豊白一丁目3-37
Tel. 029-283-3010
Fax. 029-287-0022

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

E-mail : decomi@randec.or.jp