

デコミッショニング技報

Journal of **RANDEC**

No. **52**
2015

巻頭言

研究用原子炉の現在

技術報告

日本原子力発電株式会社における廃止措置の現状と今後の計画

日本原子力学会特別専門委員会におけるウランを含む廃棄物処分の考え方に係る調査・検討の概要

燃料デブリ取出し代替工法に関する概念検討

—鋼球遮蔽材の充填による気中での燃料デブリ取出し工法—

汚染水貯蔵タンクの遠隔除染システム

プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置とグローブボックス解体撤去技術開発の状況

水中レーザー切断技術の開発

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52号 (2015年9月)

目次

巻頭言

研究用原子炉の現在	1
京都大学 原子炉実験所長 川端祐司	

技術報告

日本原子力発電株式会社における廃止措置の現状と今後の計画	2
山内豊明	

日本原子力学会特別専門委員会におけるウランを含む廃棄物処分の考え方に係る調査・ 検討の概要	12
井口哲夫、長谷川信、高橋邦明、榎戸裕二	

燃料デブリ取出し代替工法に関する概念検討 —鋼球遮蔽材の充填による気中での燃料デブリ取出し工法—	20
河西善充、今津 彰、岩井 朗、五十嵐幸、宮坂靖彦 福村信男、山崖佳昭、亀井 満、榎戸裕二、澁谷 進	

汚染水貯蔵タンクの遠隔除染システム	32
八塩晶子、大野耕太郎、沼崎孝義、井出一貴	

プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置とグローブボックス解体撤去技術開発の状況	45
木村泰久、平野宏志、綿引政俊、久芳明慈、石川進一郎	

水中レーザー切断技術の開発	55
佐藤誠一、稲葉孝徳、猪瀬幸太郎、松本直幸、榊原祐治	

Journal of RANDEC

No. 52 Sep. 2015

CONTENTS

Technical Report

Current status and future plan of decommissioning in JAPCO.....	2
Toyoaki YAMAUCHI	
Summary of discussion on AESJ special committee	12
— Study of ensuring safety for near-surface disposal of uranium-bearing waste — Tetsuo IGUCHI, Makoto HASEGAWA, Kuniaki TAKAHASHI, Yuji ENOKIDO	
Conceptual study on fuel debris retrieval method	20
— Retrieval method by using steel balls shielding material in the air — Yoshimitsu KASAI, Akira IMAZU, Akira IWAI, Miyuki IGARASHI, Yasuhiko MIYASAKA, Nobuo FUKUMURA, Yoshiaki YAMAGISHI, Mitsuru KAMEI, Yuji ENOKIDO, Susumu SHIBUA	
Remote decontamination system for contaminated water tanks	32
Shoko YASHIO, Kotaro OHNO, Takayoshi NUMAZAKI, Kazuki IDE	
Status of decommissioning of the plutonium fuel fabrication facility and R&Ds of dismantling technologies for gloveboxes	45
Yasuhisa KIMURA, Hiroshi HIRANO, Masatoshi WATAHIKI, Meiji KUBA, Shinichiro ISHIKAWA	
Development of underwater laser cutting technology	55
Seiichi SATO, Takanori INABA, Koutaro INOSE, Naoyuki MATSUMOTO, Yuji KASHIWABARA	

Current status and future plan of decommissioning in JAPCO

Toyoaki YAMAUCHI

J. RANDEC, No. 52 (Sep. 2015), page2 ~ 11, 13
Figures, 1 Table

The Tokai Nuclear Power Plant (NPP), the Japan first commercial nuclear power reactor, has already started decommissioning in December, 2001. The Japan Atomic Power Company (JAPCO) has conducted this “Tokai project.” And the JAPCO submitted an application for disposal planning of very-low-level radioactive waste arising from the project in July, 2015.

Furthermore, the JAPCO has continued to perform preparatory tasks for decommissioning of the Tsuruga NPP Unit 1 (TS-1), the Japan first LWR. An announcement of permanent shutdown of the Unit was released in March, 2015.

This report describes an experience of the Tokai decommissioning project, our practice of the preparatory tasks for TS-1 project and future plans for these decommissioning projects.

Summary of discussion on AESJ special committee — Study of ensuring safety for near-surface disposal of uranium-bearing waste —

Tetsuo IGUCHI, Makoto HASEGAWA,
Kuniaki TAKAHASHI, Yuji ENOKIDO

J. RANDEC, No. 52 (Sep. 2015), page12 ~ 19, 6
Figures, 2 Tables

Low concentration uranium-bearing waste that mainly contains uranium nuclides is excluded from the present nuclear safety regulation applied to Category 2 Radioactive Waste Disposal, because it is necessary to consider relations with the radioactivity of nuclides of natural origin.

Nevertheless storage capacity of uranium-bearing waste is becoming full on every nuclear facility, while JAEA has a plan of a near surface disposal project for low-level radioactive waste (LLW) generated from research, industrial and medical facilities, including the uranium-bearing waste. It is necessary to establish a regulatory system for the uranium-bearing waste

disposal in order to facilitate the JAEA LLW disposal project.

This report describes the summary of survey and study for the ensuring safety of low level uranium-bearing waste disposal in trench type which was discussed on AESJ special committee.

Conceptual study on fuel debris retrieval method — Retrieval method by using steel balls shielding material in the air —

Yoshimitsu KASAI, Akira IMAZU,

Akira IWAI, Miyuki IGARASHI,

Yasuhiko MIYASAKA, Nobuo FUKUMURA,

Yoshiaki YAMAGISHI, Mitsuru KAMEI,

Yuji ENOKIDO, Susumu SHIBUA

J. RANDEC, No. 52 (Sep. 2015), page20 ~ 31, 15
Figures

The nuclear fuel in the core of Unit-1, Unit-2 and Unit-3 of Fukushima Daiichi Nuclear Plant was melted due to the Great East Japan Earthquake and Tsunami. It is estimated that most of fuel debris are situated at the bottom of nuclear vessel and in the area of the pedestal.

The conceptual study of a method of fuel debris retrieval by a retrieval machine using shielding material (steel balls) in the air has been carried out as an alternative method in case of difficulty to fill the primary containment vessel with water. In the study, scenarios and procedures of fuel debris retrieval and the concept of equipment have established, and safety related matters such as radiation shielding, criticality safety etc. were also studied. As the results of the study, it is shown that the proposed method can be applied to fuel debris retrieval in the plant.

This study was implemented from October, 2014 to March, 2015 in the project of decommissioning and contaminated water management in the FY2013 supplementary budget of the Ministry of Economics, Trade and Industry.

Remote decontamination system for contaminated water tanks

Shoko YASHIO, Kotaro OHNO,
Takayoshi NUMAZAKI, Kazuki IDE
J. RANDEC, No. 52 (Sep. 2015), page32 ~ 44, 22
Figures, 5 Tables

Based on the experience of decontamination works and achievements of construction with remote-handling/unmanned technologies, Obayashi Corporation has developed technologies for the decontamination of contaminated water tanks at the Fukushima Daiichi NPS as an entity to implement with subsidies the 'Validation of technologies for contaminated water management' project in the FY2013 Supplementary Budget. Our remote decontamination system requires no manned operation inside tanks during decontamination work and contributes to exposure reduction. The decontamination performance and system practicality have been confirmed by full-scale demonstration test. This report describes the technology outline of present system and its demonstration test results.

Status of decommissioning of the plutonium fuel fabrication facility and R&Ds of dismantling technologies for gloveboxes

Yasuhisa KIMURA, Hiroshi HIRANO,
Masatoshi WATAHIKI, Meiji KUBA,
Shinichiro ISHIKAWA
J. RANDEC, No. 52 (Sep. 2015), page45 ~ 54, 9
Figures, 4 Tables

The Plutonium Fuel Fabrication Facility (PFFF) of the Plutonium Fuel Development Center in the Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories of the Japan Atomic Energy Agency is now in its decommissioning phase. In the PFFF, development of MOX fuel fabrication technologies had been conducted through MOX fuel fabrication for reactors. Now, terminated gloveboxes have been dismantled.

Gloveboxes to be dismantled are surrounded by a plastic enclosure to prevent from spreading contamination into process room. In this plastic

enclosure, dismantling operations for gloveboxes are performed manually by workers, each wearing an air-feed suit. This dismantling methodology is technically well-established and relatively easy to implement. However, the mental and physical loads placed on workers wearing the air-feed suits are intensively high. Therefore, R&Ds on new dismantling technologies including utilization of heavy machines covered with plastic enclosure for anti-contamination have been started to reduce the potential risks associated with workers and decommissioning costs. This paper describes the status of decommissioning of the PFFF and the overview of developed dismantling technologies for α -tight gloveboxes.

Development of underwater laser cutting technology

Seiichi SATO, Takanori INABA, Koutaro INOSE,
Naoyuki MATSUMOTO, Yuji KASHIWABARA
J. RANDEC, No. 52 (Sep. 2015), page55 ~ 59, 10
Figures, 1 Table

It is desirable to use remote underwater device for the decommissioning work of highly radioactive components such as the nuclear reactor internals from a view point of reducing the radiation exposure to the worker. Underwater laser cutting technology has advantages. First advantage in underwater laser cutting technology is that low reaction force during cutting, namely, remote operability is superior. Second point is that underwater laser cutting generates a little amount of secondary waste, because cutting kerf size is very small. Third point is that underwater laser cutting has low risk of the process delay, because device trouble is hard to happen. While underwater laser cutting has many advantages, the careful consideration in the safe treatment of the offgas which underwater laser cutting generates is necessary.

This paper describes outline of underwater laser cutting technology developed by IHI Corporation (IHI) and that this technology is effective in various dismantling works in water.

研究用原子炉の現在



京都大学 原子炉実験所長
川端 祐司

最近、研究用原子炉（研究炉）が新規制対応のため、運転停止が長引いていることが問題であるとの新聞報道をしばしば見かけるようになった。また、さまざまな学術的会合においても、同様な点が指摘されている。実際に、新規制対応のため、JAEAや大学に所属する日本のすべての研究炉が停止しており、依然として運転再開の目処が立っていない。その結果、中性子を用いた学術研究が進まないばかりでなく、がん患者へのホウ素中性子療法（BNCT）が行われておらず、さらには基礎基盤研究を行う研究者、原子力技術者、原子力技術を産業に利用する人材等、さまざまな分野における人材育成活動が滞っている。

研究炉は、普段はあまり目立たない学術・教育の基盤的役割を担っているが、逆にそのようなものであるからこそ、全国の研究炉のすべてで一時的に機能が果たせなくなった時、その影響は広く深いものとなる。この様に、研究炉の役割と長期停止が大きな問題であることが、新聞報道等を通じて広く認知されることは、我々にとって歓迎すべきことではある。しかし、それらの報道に接する際に、若干気になる点もある。それは、時として原子力規制庁が不必要に厳しい要求を突きつけるがために、問題が発生しているというように受け取られかねない表現になっている点である。つまり規制庁を悪者にするという単純な構図のように見えてしまうのが残念である。原子力規制は外部の意見に揺らぐことなく厳正に行うべきであり、原子力規制庁はその姿勢を貫いていると理解している。また、我々事業者はその要請に肅々とかつ誠実に答えるべきである。福島事故があり、これまでの原子力規制への反省の下に規制庁が新たに生まれたのだから、新たな規制が確立するまでには一定の時間は必要であるし、現在はその作業の最中であると考えざるべきであろう。

また、研究炉の安全管理への社会的要求が、ここ数年で大きく変わったことから問題を生じている。福島事故以来、より高度な安全のために多くの費用・マンパワーが必要とされるばかりでなく、現在では、大学ですら原子炉施設はテロに狙われる可能性があると考えざるを得ないことから、核防護が新たな負担となっている。これらの結果、原子炉の安全管理や核防護を、大学単独で行うことに限界があるとの声が大きくなっており、確実な運営のための全国的なネットワークやシステムによる支援体制がなければ、近い将来に困難な状況になると議論されている。

さらに、これらの点だけでなく、研究炉は学術・産業の基盤を支える重要な施設であるにも拘わらず、国内研究炉の高経年化が進んでおり、その将来が不明瞭である点も問題とされている。現在利用されている多様な研究炉のすべてを将来にわたって確保することは容易ではなかろうが、日本にとって本当に必要な、高い優先度を持つ研究炉とは何かという点を明らかにし、そのような次期炉計画の検討を全日本で行うことが緊急の課題であろう。

日本原子力発電株式会社における廃止措置の現状と今後の計画

山内 豊明*

Current status and future plan of decommissioning in JAPCO

Toyoaki YAMAUCHI*

我が国初の商業用原子力発電所である東海発電所は2001年12月から解体撤去作業を実施している。廃止措置に必要なL3廃棄物を東海発電所サイトの隣接場所へ埋設する東海L3埋設について、2015年7月に事業許可を申請した。また、軽水炉初号機である敦賀発電所1号機は2015年3月に停止を公表した。現在、廃止措置計画認可申請準備を進めている。本報告では、日本原子力発電株式会社における廃止措置の現状と今後の計画について紹介する。

The Tokai Nuclear Power Plant (NPP), the Japan first commercial nuclear power reactor, has already started decommissioning in December, 2001. The Japan Atomic Power Company (JAPCO) has conducted this “Tokai project.” And the JAPCO submitted an application for disposal planning of very-low-level radioactive waste arising from the project in July, 2015.

Furthermore, the JAPCO has continued to perform preparatory tasks for decommissioning of the Tsuruga NPP Unit 1 (TS-1), the Japan first LWR. An announcement of permanent shutdown of the Unit was released in March, 2015.

This report describes an experience of the Tokai decommissioning project, our practice of the preparatory tasks for TS-1 project and future plans for these decommissioning projects.

1. はじめに

前報 (デコミッショニング技報)^{1), 2)} では、東日本大震災の影響を受けた日本原子力発電(株) (以下、「原電」という) の東海発電所廃止措置の計画、現状及び課題を報告した。

前報で課題として報告したフォールアウト影響については、旧原子力安全・保安院が発出したガイドラインに基づき一般よりも厳しい基準 (10 μ Sv/y) ベースではあるが、東海発電所原子炉施設保安規定を改定し、フォールアウト影響がないこ

とを確認した放射性廃棄物でない廃棄物の搬出を実施している。東海エリアでは、フォールアウト影響は比較的少なかったため、厳しい基準であっても今のところ搬出に支障がなく運用している。

震災以降も東海発電所では熱交換器等の解体工事を継続するとともに、今後L3埋設を実施することで、廃止措置を中断することなく着実に進めるように計画している。

一方、1970年3月に日本で最初の軽水型商用原子力発電所として導入された敦賀発電所1号機 (沸騰水型軽水炉 電気出力35.7万KWe) は、新規

* : 日本原子力発電(株) 廃止措置プロジェクト推進室
(Decommissioning Project Department, The Japan Atomic Power Company)

制基準で新たに定められた40年超の運転継続手続きをすることなく、2015年3月に他の軽水炉4基と合わせて、停止を公表した。現在、本廃止措置計画認可申請に向けた準備を進めているところである。

原電においては、平成27年度経営の基本計画の中で、廃止措置事業に向けた具体化に取り組むこととしている。

2. 東海発電所廃止措置の現状と今後の計画

2.1 熱交換器領域解体工事

東海発電所では、震災後の2011年7月から熱交換器（以下、「SRU」という）のNo. 2本体の解体工事を再開した。No. 2熱交換器本体の解体撤去は、熱交換器を上下9分割に分け、本体を大型のジャッキ装置で吊り下げながら、下部の分割された部分（ティア）から順次遠隔切断装置で切断撤去していく方式を採用した。一次切断として本体からティアを切り離すためには体胴体部に開けた窓から遠隔解体装置のアームを差し込んで狭隘な熱交換器内部構造物を切断する等の作業が必要であり、それら一連の作業経験により遠隔解体装

置の操作技術やノウハウ等を習得することができた（Fig. 1）。切り離れたティアはエアークスタ（搬送台車）で別の作業スペースに移動し、収納容器（鉄箱）に入るサイズまで伝熱管又は胴体部などのパーツ別に細断する二次切断を実施した（Fig. 2）。

このように各ティアを切り離して細断する作業を繰り返し、2013年9月までに1基目の熱交換器本体解体及び二次切断／収納までの作業を全て完了した（Fig. 3）。

その後、2013年1月より、No. 3 & 4熱交換器周辺及びガスダクトの解体工事を開始した。ここではNo. 1 & 2の同工事を震災前に経験済みであり、アスベスト含有物撤去等の養生を繰り返すなどのその時の工事の反省点を改善して、より合理的に工事を実施することができた。また、ホットガスダクトの解体撤去においては、熱交換器建屋の屋上部分にホットガスダクトが直接敷設されていたため、解体撤去する際に屋上に仮設ハウスを設置して、ハウスの中でダクト解体工事を実施した（Fig. 4）。現在、計画工程を上回るペースで工事は進捗しており、近々竣工する予定である。

その後の東海発電所の解体工事の計画として



Fig. 1 SRU dismantling in internal narrow area

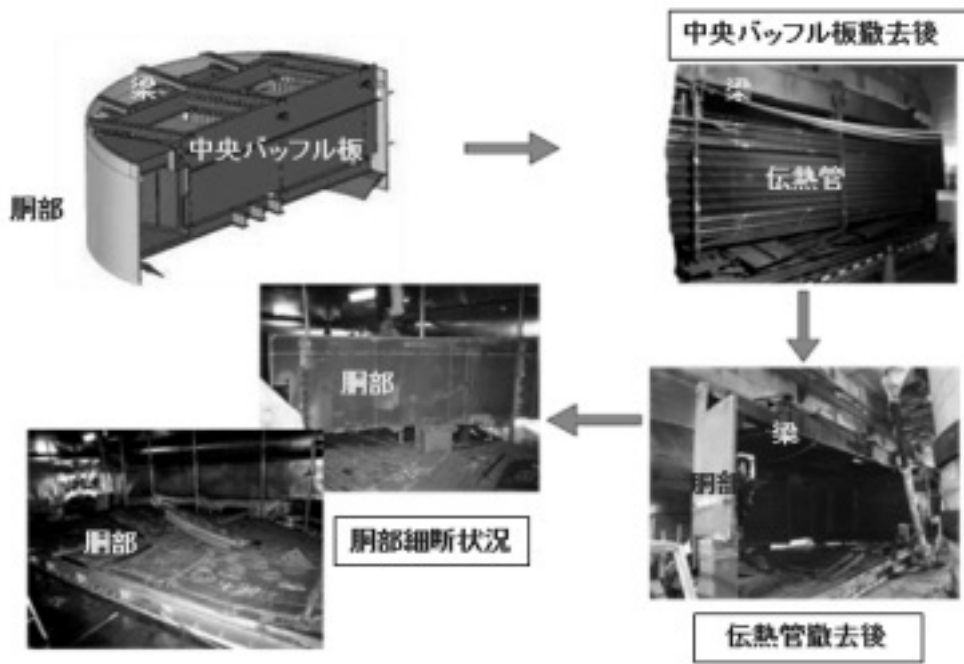


Fig. 2 SRU secondary dismantling



2号熱交換器撤去完了



遠隔解体装置

Fig. 3 Completion of No. 2 SRU dismantling

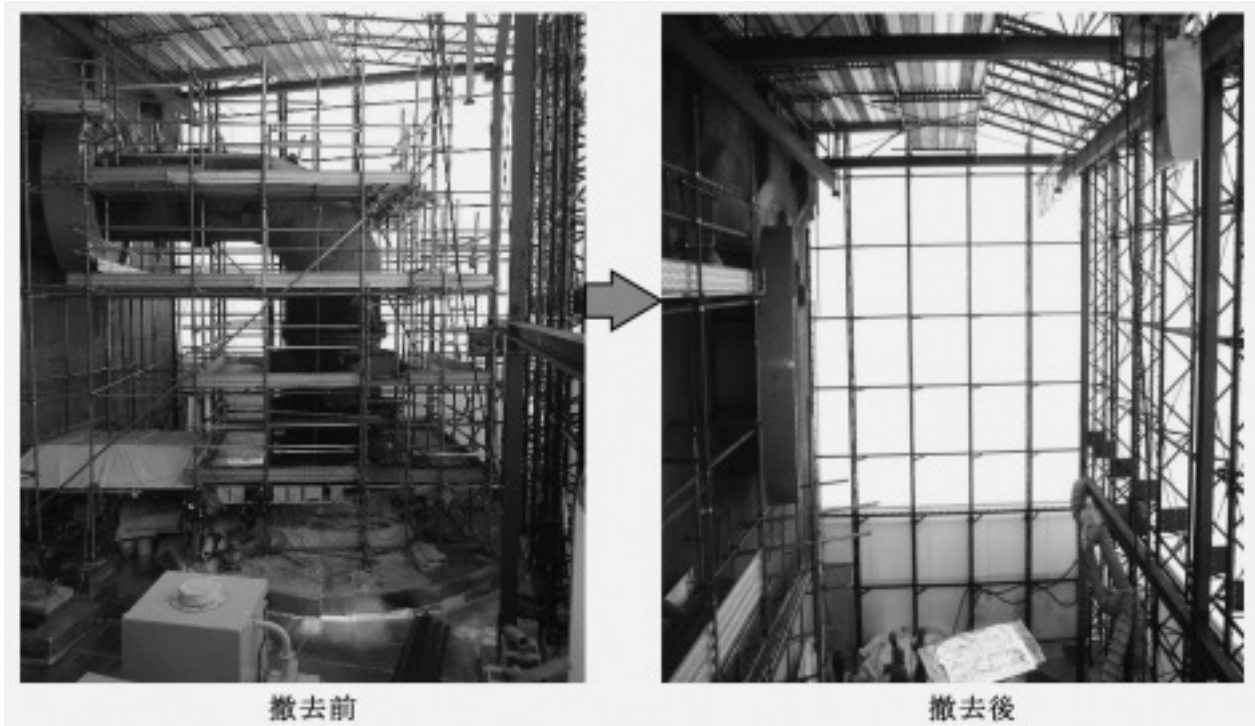


Fig. 4 Hot gas duct dismantling in temporary house

は、No. 1 熱交換器本体の解体工事を実施する予定である。No. 1 熱交換器については、遠隔解体装置を用いて解体したNo. 2 熱交換器の解体と比較検討するため、遠隔解体装置を用いない方法を採用する予定である。現在、業者選定等今秋からの工事開始のための準備を進めている段階である¹⁾。

2.2 東海L3埋設計画

東海発電所の廃止措置で発生するL3廃棄物(運転中廃棄物や解体に伴う付随廃棄物も含む)については、東海地区の社有地内で埋設することを検討していた。まず最初に、技術的観点で当該地点に埋設が可能かどうか、平成17年に敷地周辺の地下水及び地質についての予備調査を行った。引き続き平成18～19年に本調査を行うことで、社有地内で埋設する安全性に支障がないことが確認された。

廃止措置工事の進捗に伴い、発生した放射性廃棄物は発電所内の廃棄物貯蔵庫に保管し続けていた。今般、円滑に廃止措置を進めていくには、L3埋設施設が必要であるとの地元理解が進み、それを踏まえて、東海村議会をはじめとして地元関係

者へ必要性と安全性を説明した上で、国へ埋設事業の許可申請をする理解が得られたことから、2015年7月に茨城県及び東海村に安全協定に基づく新增設等計画書を提出して、同日原子力規制委員会に埋設事業許可申請した。今後の予定としては、原子力規制委員会において、安全審査が行われるとともに、地元においても、施設の安全性等の確認の審議を行い、地元での受け入れ可否の判断が行われる予定である。

以下に、東海L3埋設計画の概要を紹介する。

(1) 埋設対象廃棄物

埋設する廃棄物は、東海発電所の熱交換器解体撤去物など解体撤去で発生するものが主であり、その他に東海発電所の運転中廃棄物及び解体工事で発生した付随廃棄物が対象であり、発生する廃棄物の総重量は約16,000tである。埋設する廃棄物の種類毎に、放射性物質の飛散防止と廃棄物のハンドリングのため、鉄箱やフレキシブルコンテナ等に収納する予定である (Fig. 5)。

また、同廃棄物は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」(以下、第二種埋設規則という)第



Fig. 5 Tokai L3 disposal waste for disposal facility near Tokai site

Table 1 Maximum concentration and total amount of mainly radioactive nuclide in L3 waste

法令上の濃度上限値^{*1}

放射性物質の種類	L2濃度上限値 (ベクレル/kg) ^{**2}	L3濃度上限値 (ベクレル/kg) ^{**2}	半減期(年)
コバルト60	1×10^{12}	1×10^7	5.3
セシウム137	1×10^{11}	1×10^6	30.1
ストロンチウム90	1×10^{10}	1×10^4	28.8
ニッケル63	1×10^{10}	-	100.1
炭素14	1×10^9	-	5,700.0
アルファ線を放出する放射性物質	1×10^7	-	432.6 ^{**3}
テクネチウム99	1×10^8	-	211,100.0

*1 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規制
 *2 廃棄物1kg中に含まれる放射能(ベクレル)の上限度
 *3 代表核種としてアメリカシウム241の半減期を記載

1条の2第2項第7号の「コンクリート等廃棄物」であり、同規則別表第2の放射性物質濃度を超えないものである。東海発電所で埋設する廃棄物に含まれる主要な放射性物質の最大濃度と総放射能量を表に示す (Table 1)。

(2) 埋設施設

埋設施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下、原子炉等規制法という) 第51条の2第2項第2号に規定している廃棄物埋設施設であり、「第二種埋設規則」第1条の2第2項第5号のトレンチ処分に該当する施設である。

具体的な埋設施設としては、地表から約4m掘削して、約15m×約8m毎に仕切板で区画し、南側25区画、北側30区画の合計55区画を設ける。定置作業中の区画には雨水浸入防止テント等、施設周辺には地下水位等監視設備を設ける (Fig. 6、Fig. 7)。

埋設物を定置したら、中間覆土を行い、3～5段に埋設する。最終覆土として約2mの覆土をする。埋設施設断面のイメージ図を示す (Fig. 8)。

(3) 埋設施設の安全確保策

埋設施設は、放射線遮へい対策、自然現象対策等法令基準の要求を満足する設計とする。また、地下水中の放射性物質濃度等を定期的に測定する

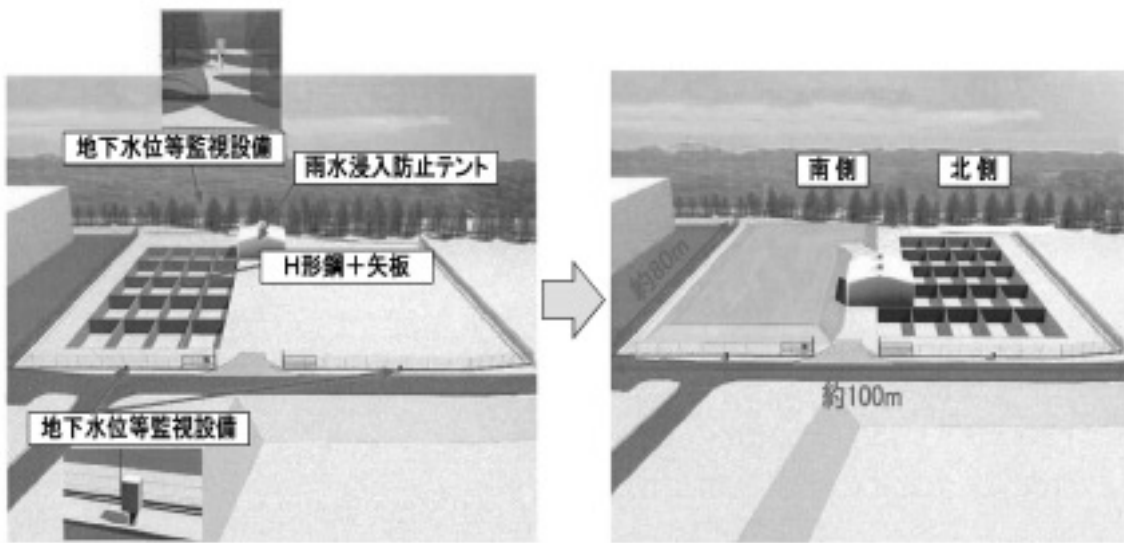


Fig.6 Bird view of L3 disposal facility

ための地下水位等監視設備を埋設施設近傍と周辺監視区域内に設ける。

線量評価として、周辺監視区域境界地点で人が受ける放射線量、放射性物質が地下水を經由して環境へ移行する場合に人が受ける放射線量、埋設地の跡地を利用することによる人が受ける放射線量等を評価して、法令等の線量基準を満たすことを確認している。

(4) 埋設計画

埋設事業許可及び地元了解が得られたら、施設建設に着工し、区画ごとに廃棄物を定置していく。東海発電所の廃止措置の進捗に応じて、埋設区画を拡張していき、埋設完了（最終覆土完了）後は埋設地等の巡視及び点検、埋設地周囲の柵、

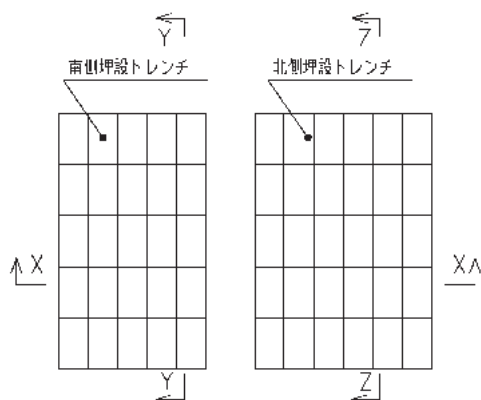


Fig.7 L3 Disposal facility (plate plane view)

標識等を設置して管理を継続する。管理期間は、廃棄物中に含まれる放射性物質の減衰等を考慮して50年以内を目安に行うことで計画している。管理終了の際は法令等に基づき必要な確認、手続きを行うこととする²⁾。

3. 敦賀発電所1号機廃止措置の準備について

敦賀発電所1号機については、運転開始以来約45年が経過しているが、震災以前から敦賀発電所3、4号機の建設に目途が着くタイミングとして平成28年に停止することを既に公表して、廃止措置の準備を約10年前から進めていた。ところが、震災後に新たに設けられた新規制基準によって、40年超の原子力発電所は今年の7月までに運転延長の申請をすることが定められ、かつ原子力の依存度低減のための政策的な規制資産制度等の導入もあり、総合的な経営判断として本年3月に敦賀発電所1号機は予定より前倒しで停止を決定し、公表することとなった。敦賀発電所1号機の停止決定とほぼ同時期に、40年超又は40年近い他の電力事業者の原子力発電所4基も恒久運転停止が公表された。

3.1 廃止措置の準備

廃止措置に着手するためには原子炉等規制法に基づいて、廃止措置計画認可を原子力規制委員会

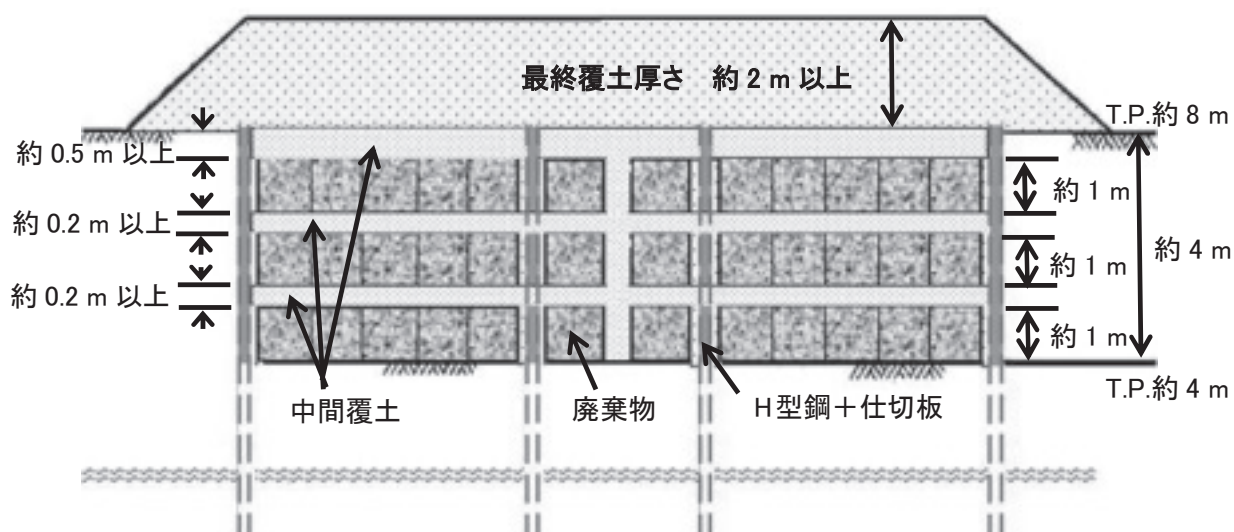


Fig. 8 L3 Disposal facility (cross section view)

に申請して認可を受ける必要がある。

標準的な廃止措置の作業の流れはFig. 9に示す通りである。安全で合理的な廃止措置を計画し、実施していくためには、発電所の「どこに」、「どれだけ」、「どのような」放射性物質が存在しているか(放射能インベントリ)を合理的に可能な限り正確に把握することが必須となる。このような作業は発電所の特性把握(Plant Characterization)と呼ばれており、準備作業の最も初期に実施

する。この作業の信頼性が廃止措置計画全体の信頼性を決定すると言える(Fig. 10)。

敦賀発電所1号機においては、前述のように約10年前から準備を進めてきており、信頼性のある発電所の特性把握結果に基づく計画書の準備を進めている。一方、敦賀発電所1号機と異なり3.11以降に事前に計画することなく停止を決定したプラントについては、短期間で施設の特性把握ができないため、全体計画を示した上で具体的

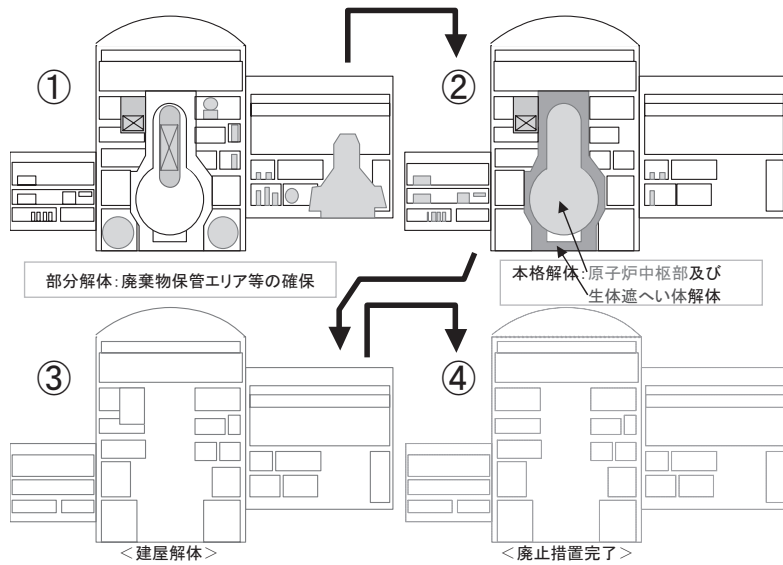


Fig. 9 Standard decommissioning work flow for LWR

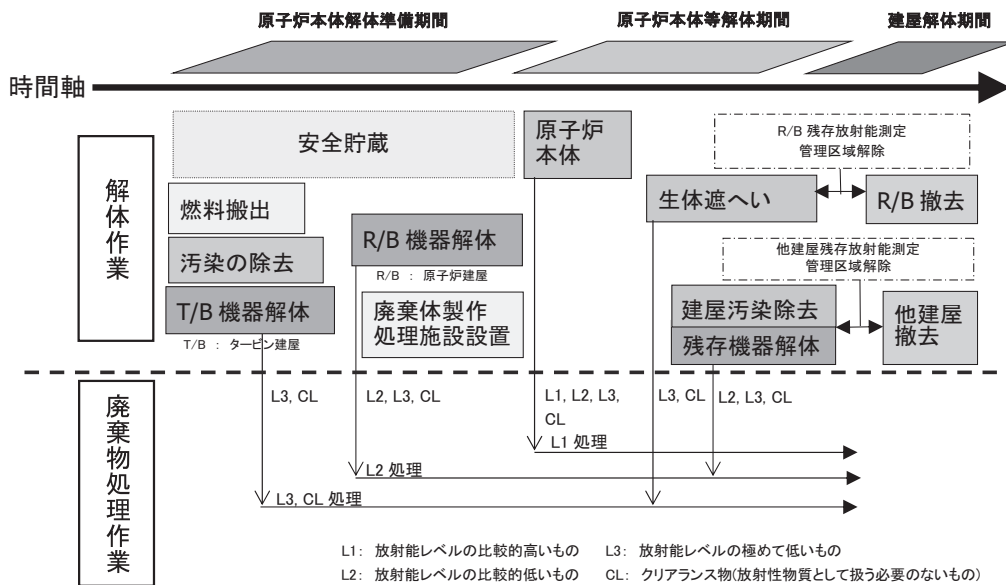


Fig. 10 Making decommissioning plan

な計画は燃料搬出と除染計画の一部を記載して段階的な廃止措置計画を申請せざるを得ないことになる。

なお、廃止措置計画認可申請には、各プラントの地元自治体との安全協定に基づく地元自治体の確認手続き等を経た上で、手続きがされることになる。

3.2 施設の放射能インベントリ評価

敦賀発電所1号機の放射能インベントリ評価は、信頼性の向上を図るため運転期間中から種々の施策を実施してきた。放射能インベントリは、放射化汚染と2次的汚染に分けられる。前者については運転中に金属箔を用いて中性子束分布の特徴的な箇所において測定を実施し、実測から得られる知見に基づいたモデル化を行うことで信頼性の高い2次元及び3次元の中性子分布計算を実現し、これを照射量として放射化放射能を評価した。後者の2次的汚染については、原子炉水化学におけるCP、FPの吸着脱離モデルを応用して各系統の放射性核種の組成比を算出し、系統ごとに実施したサンプリングにより測定された放射能と併せ、評価を行っている。両者について停止後の

経年変化についても、停止直後から40年までは1年ごと、それ以降は廃棄物の処理処分に必要な期間の評価に対して評価を行った。このような時間依存の放射能インベントリ情報は、廃止措置工事計画の立案及び最適化にとって重要な役割を果たすものである (Fig. 11)。

震災後再稼働することなく停止を判断したプラントについては、中性子束測定を行うことはできないが、施設や設備に対して適切にサンプリングを行うこと及び類似プラントの放射能インベントリ分布上の特徴を評価モデル中に考慮していけば、十分な信頼性を持った放射能インベントリ評価が可能である。原電においては、東海発電所及び敦賀発電所1号機で蓄積してきた発電所の特性評価技術の枠をさらに広げていくため、原電のPWRプラントを対象とした放射化放射能評価の試計算を実施し、敦賀発電所1号機とほぼ同程度の信頼性を実現しつつあり、BWR及びPWR共に評価可能である (Fig. 12、Fig. 13)。

4. 廃止措置の事業化

原電は日本における原子力発電の開拓事業化を

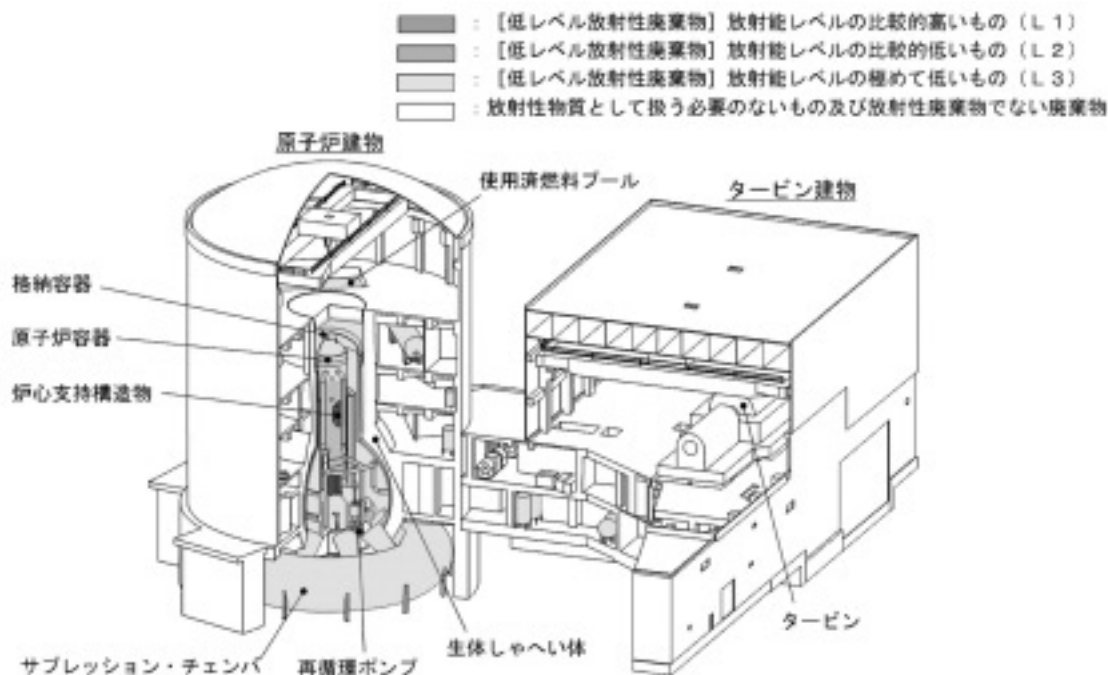


Fig. 11 Radiological characterization



Fig. 12 Activated radioactivity evaluation

目的として設立された会社である。これまでの建設、発電段階では国内初の商業炉東海発電所や軽水炉初の敦賀発電所1号機など実績を残してきている。廃止措置においても、日本の原子力のパイオニアとして東海発電所で真っ先に廃止措置に着手して様々な経験を積むとともに、並行して廃止措置の制度構築を行ってきた。敦賀発電所1号機についても、前述したように廃止措置の準備段階の計画立案を真っ先に実施しており、後続するプラントに対して支援を行っていきたいと考えている。

今後の廃止措置実施段階においても、合理的な廃止措置を目標にまずは敦賀発電所1号機の実績を示すことで、国内軽水炉の支援を展開していくことを考えている。なお、原電が提供する廃止措置のサービスは、プラントのオーナーとしてのユーザーズエンジニアとして廃止措置全体をマネージするなど総合ソリューションを提供していきたいと考えている。なお、廃止措置の実施段階においては、既存のプラントメーカーや工事会社の協力が必要であるが、廃止措置のコストとリスクをミニマムにするよう合理的、かつ安全確実な技術、工法を選択していく方向である。

ここで、廃止措置を円滑に進めていくためには、使用済燃料の搬出先と廃棄物処分先の確保が必要であり、これらなしでは廃止措置の円滑な実

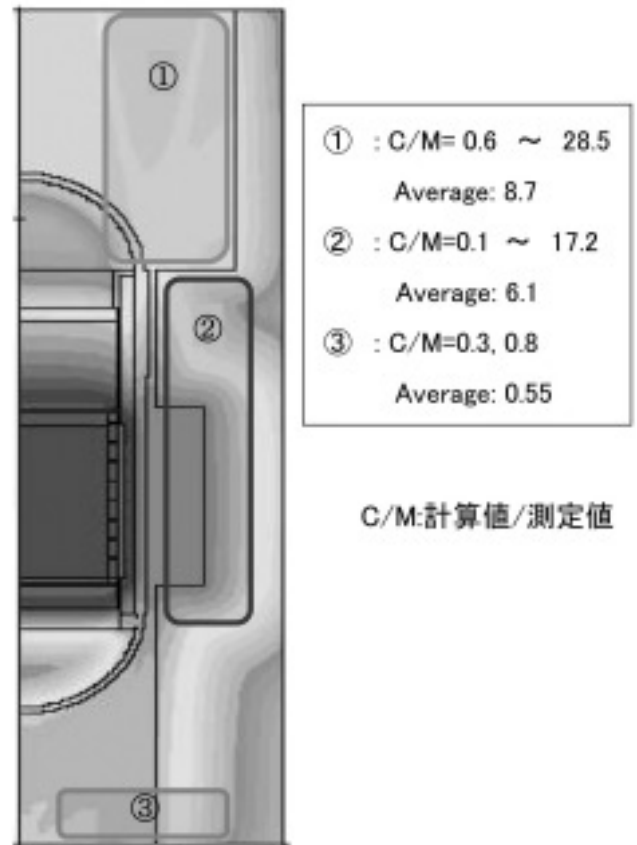


Fig. 13 Two dimensional distribution of neutron-flux around the reactor (PWR)

施は難しい。今後の廃止措置を円滑に進めるためにも、原電はこれら課題にも取り組んでいきたい。

5. おわりに

東海発電所は2001年12月に廃止措置を開始し、現在までで約15年が経過した。原電は、まだ原子炉領域の解体の経験はないが、大型機器である熱交換器を遠隔解体装置で解体を実施した経験など多くの経験を積んできている。また、廃棄物処理分野においても、我が国初のクリアランス制度の適用実績や今後のL3廃棄物埋設など廃止措置各分野で経験と実績を有している。

今後、国内においては、廃炉プラントがますます増えていくことが想定されるが、原電としては我が国の原子力発電所の廃止措置が円滑かつ合理

的に進められるよう、出来るだけ協力していきたいと考えている。

原子力発電を取り巻く状況は東日本大震災以降大きく変わってしまったが、原子力発電所の廃止措置は避けることができない措置であり、廃止措置の重要性と原電の役割は今後ますます大きくなっていくと思われる。

参考文献

- 1) 苅込敏, 山内豊明, “東海発電所の廃止措置の計画と現状,” デコミッションング技報, No43, (2011年3月).
- 2) 苅込敏, 山内豊明, “東海発電所の廃止措置の現状と課題,” デコミッションング技報, No47, (2013年3月).

日本原子力学会特別専門委員会における ウランを含む廃棄物処分の考え方に係る調査・検討の概要

井口 哲夫*、長谷川 信**、高橋 邦明**、榎戸 裕二***

Summary of discussion on AESJ special committee — Study of ensuring safety for near-surface disposal of uranium-bearing waste —

Tetsuo IGUCHI*, Makoto HASEGAWA**, Kuniaki TAKAHASHI**, Yuji ENOKIDO***

ウランを含む廃棄物とは、ウラン核種を主な汚染核種とする低レベル放射性廃棄物であり、自然放射性物質との関連を考慮する必要があること等の理由から、現在の第二種廃棄物埋設事業の安全規制の対象外となっている。

一方、ウランを含む廃棄物は各事業者での保管容量がひっ迫しており、また、日本原子力研究開発機構が計画している埋設事業の対象廃棄物としていることから、処分に係る規制制度の整備が急務となっている。

本報告では、上記状況を踏まえて、日本原子力学会「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在り方」特別専門委員会にて規制への提言として取りまとめた、放射能濃度が低いウランを含む廃棄物の浅地中トレンチ処分場で処分を行う場合の安全確保策についての調査・検討結果を概説する。

Low concentration uranium-bearing waste that mainly contains uranium nuclides is excluded from the present nuclear safety regulation applied to Category 2 Radioactive Waste Disposal, because it is necessary to consider relations with the radioactivity of nuclides of natural origin.

Nevertheless storage capacity of uranium-bearing waste is becoming full on every nuclear facility, while JAEA has a plan of a near surface disposal project for low-level radioactive waste (LLW) generated from research, industrial and medical facilities, including the uranium-bearing waste. It is necessary to establish a regulatory system for the uranium-bearing waste disposal in order to facilitate the JAEA LLW disposal project.

This report describes the summary of survey and study for the ensuring safety of low level uranium-bearing waste disposal in trench type which was discussed on AESJ special committee.

* : 国立大学法人 名古屋大学大学院工学研究科 (Graduate School of Engineering, Nagoya University)

** : 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 (Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management, Japan Atomic Energy Agency)

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

(本報は「低レベル放射性廃棄物処分におけるウランの扱いについて —浅地中トレンチ処分に係る規制への提言— 平成26年度報告書」(一般社団法人日本原子力学会「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在り方」特別専門委員会、平成27年3月)の主要な部分を転載・要約し、掲載するものです)

1. はじめに

ウラン燃料加工施設等から発生する低レベル放射性廃棄物であるウラン廃棄物（「ウラン廃棄物」は、廃棄物の発生元で整理した原子力委員会¹⁾の定義であるが、ウランそのものではなく、ウランが付着した廃棄物を指すことから、本報では「ウランを含む廃棄物」と定義。）は、処分に係る規制制度が未検討であり、「第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方」²⁾（平成22年8月9日原子力安全委員会決定、以下、二種埋指針）においても、「ウラン系列核種が主な核種となるいわゆるウラン廃棄物については、自然起源の放射性物質を主たる組成とする放射性廃棄物であり、長期にわたり放射能の減衰が期待できず、かつ、安全性の判断に当たり自然環境中の放射能との関連等も考慮する必要があると考えられることから、本基本的考え方の適用対象外とする。」とされ、現在の第二種廃棄物埋設事業の安全規制の対象外となっている。

一方、核燃料物質加工施設、核燃料物質使用施設等、多くの原子力施設・事業者でのウランを含む廃棄物の保管容量はひっ迫していること、また、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は、原子力機構をはじめとする我が国の研究施設等から発生する低レベル放射

性廃棄物（以下、研究施設等廃棄物）の埋設事業の実施主体として、核燃料加工施設及び核燃料物質使用施設から発生する低レベル放射性廃棄物もその事業対象廃棄物としていることから、ウランを含む廃棄物の処分に係る規制制度の整備が急務となっている。

このような状況を踏まえて、一般社団法人日本原子力学会「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在り方」特別専門委員会では、ウランを含む廃棄物処分の考え方について喫緊の課題の一つとして取り上げ、検討を行った。

本報告では、規制への提言として取りまとめられた、放射能濃度が低いウランを含む廃棄物の浅地中トレンチ処分場で処分を行う場合の安全確保の考え方について概説する。

2. ウランを含む廃棄物の特徴と課題

2.1 ウランを含む廃棄物とは

検討の対象であるウランを含む廃棄物は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、原子炉等規制法）における「加工の事業」、「核燃料物質の使用等」等において発生する放射性廃棄物のうち、専らウラン核種が主な核種となる放射性廃棄物である（Fig. 1）。

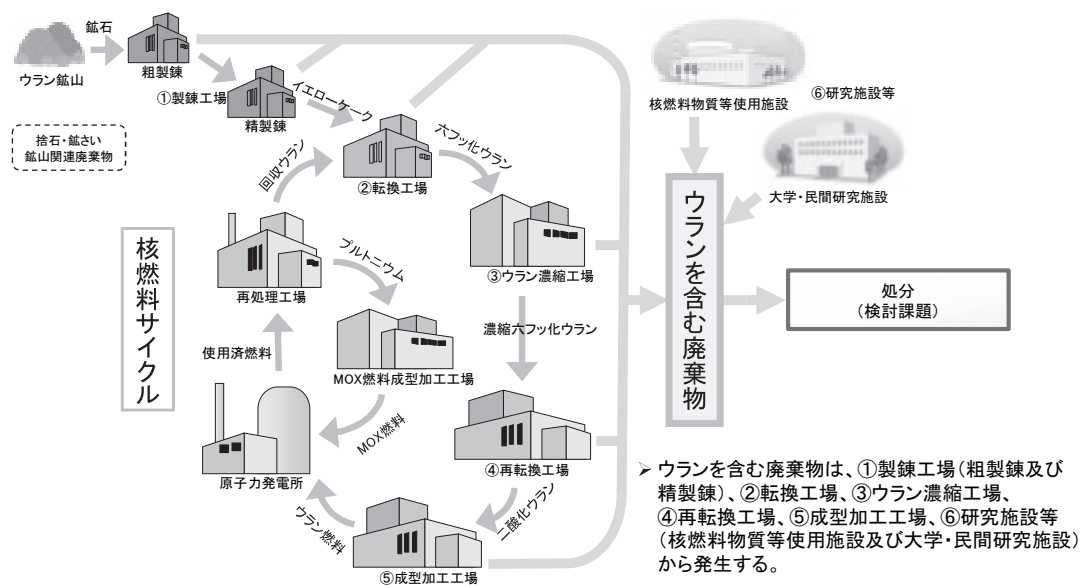


Fig. 1 Generation source of uranium-bearing waste

ウランを含む廃棄物の主な性状は、プラスチックや紙タオル等の雑固体、HEPAフィルタ類、工程において発生する廃泥、沈殿物等のスラッジ及び施設の解体や設備の更新に伴い発生する金属類やコンクリートである。各廃棄物発生事業者の累積保管量は、各事業者の状況にもよるが、保管容量の90%まで達している事業所もあり、今後の事業や研究開発、施設の廃止措置にも影響が出るところである。

想定される今後の廃棄物の量とウラン濃度分布はFig. 2のとおりである。ウランを含む廃棄物は、現行のクリアランスレベル相当濃度である1 Bq/g以下の廃棄物が大半を占めている。即ち、ウランの濃度範囲は、1万Bq/gを超える廃棄物も僅かに発生するが、100 Bq/g以下では約98%、10 Bq/g以下では93%、1 Bq/g以下では約84% (クリアランス対象物が56%、埋設対象と想定される廃棄物は28%) を占めている。

2.2 ウランを含む廃棄物に関する状況

原子力委員会では、平成12年12月の「ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について」¹⁾において、ウランは長半減期核種であるため、放射能の減衰に応じて管理を行う浅地中処分の考え方が適用できないとして、処分にあって、下記の要件が示された。

- 1) 放射能が数十万年にわたって増加するため、長期における跡地利用シナリオ (建設・居住シナリオ) の線量が大きくなる。したがって、長期にわたり廃棄物埋設地の受動的な制度的管理を継続する等の管理の在り方について検討が必要。
- 2) 自然放射性物質であることを考慮した線量目標値 (300 μ Sv/年等) の設定の検討、自然過程による被ばくと、人為事象による被ばくの区別が必要。
- 3) 長期評価に際し、シナリオ、モデル及びパラメータの不確実性や、シナリオの発生の可能性 (通常、頻度小) の考慮が必要。

なお、RI・研究所等廃棄物のウラン廃棄物に相当する放射性廃棄物については、ウランを含む廃棄物と同様の考えで処分を行うことが可能と考えられることが示された。

また、平成12年の「原子力の研究・開発及び利用に関する長期計画」³⁾及び平成17年の「原子力政策大綱」⁴⁾では、放射性廃棄物の処分は発生源別だけでなく、発生源の違いによらずに同一の処分場に処分することも検討する方向性が示されている。

旧原子力安全委員会では、平成18年4月の「研究所等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方」⁵⁾において、研究所等から発生するウランを含む廃棄物相当の

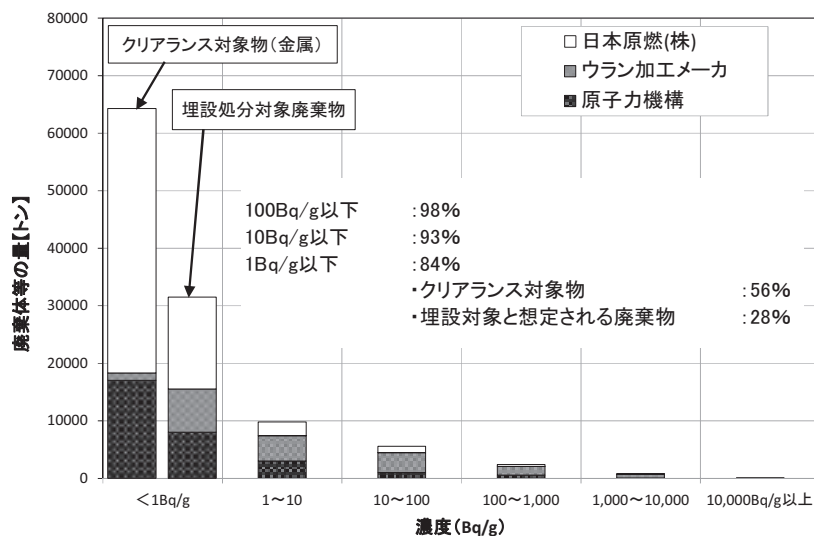


Fig. 2 Amount and distribution of uranium-bearing waste (estimation until 2050)

廃棄物に加え、放射能濃度や性状が同等なウラン燃料加工、濃縮施設等から発生する廃棄物も検討対象とされた。この中では、ウランを含む廃棄物を研究炉施設やRI使用施設から発生する廃棄物と同じ処分場に処分するにあたり、「ウラン等を含む検討対象廃棄物も含めて管理期間終了後の安全評価を行い、その結果が線量のめやす値を超えなければ、原子炉廃棄物と同様の浅地中処分を行うことが可能である。」と示された。ただし、原子力委員会の課題事項とされたウランが自然放射性物質であることを考慮した処分の線量基準の考え方については、課題として示されたのみであり、具体的な検討は実施されなかった。

その後、平成19年5月の「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」⁶⁾（以下、濃度上限値評価）と二種埋指針が示されたものの、ウラン核種を含む廃棄物については埋設計画が具体化する段階で検討するとされ、適用対象外とされている状況である。したがって、我が国においてウランを含む廃棄物に対し、他の研究施設等廃棄物と一緒に浅地中処分できる方策は示されたものの、浅地中処分の放射能濃度の上限値、長期の安全評価の方法等の具体的な検討は実施されていない。

3. 放射能濃度が低いウランを含む廃棄物処分の安全確保の考え方

ウランを含む廃棄物については、二種埋指針の解説において、下記のように記述されている。

- ・ウラン系列核種が主な核種となるいわゆるウラン廃棄物については、自然起源の放射性物質を主たる組成とする放射性廃棄物であり、長期にわたり放射能の減衰が期待できず、かつ、安全性の判断に当たり自然環境中の放射能との関連等も考慮する必要があると考えられることから、本基本的考え方の適用対象外とする。
- ・ウラン系列の放射性物質であるラドンの影響については、自然起源の放射性物質の規制の考え方を部分的に適用し、自然放射性物質のクリアランスのための国際基準濃度よりも低くなる場合は、散逸するラドンによる被ばくを考慮する必要はない。

このような状況を考慮し、自然起源の放射性物質に関する国際機関での取り扱いを調査・整理し、自然起源の放射性物質の放射能濃度を安全確保の指標として浅地中処分の規制に取り入れる可能性とそのための具体的な対応を検討した。

その上で、既存の低レベル放射性廃棄物の浅地中処分の安全規制制度である第二種埋設事業の安全確保の考え方を検討するとともに、既存の二種埋設事業を参考とした安全評価を実施した。

なお、処分の方法については、人工バリアの機能を長期にわたり定量的に示すことは困難であることから、本検討ではトレンチ処分を想定した。

3.1 浅地中トレンチ処分における自然放射性物質の取り扱い

(1) 国際機関及び我が国の考え方

精製されたウラン（主にU-234、U-235、U-238）は、崩壊に伴い子孫核種が生成され、時間とともに放射能が増加する。このとき、U-238の崩壊系列中のRa-226と平衡となるラドンガス（Rn-222）も生成する。ラドンガスの吸入による被ばく線量は、自然放射線から受ける年間線量のうち半分程度と評価されているように、1万年以降ではウランを含む廃棄物からの線量が大きくなると想定される。また、精製されたウランでは、1万年以降の長期においてRa-226以下の核種の放射能濃度がウランと同程度（Fig. 3）となる特徴がある。

ウラン及びその子孫核種は自然環境中に存在する放射性物質であり、自然環境中のウラン系列を

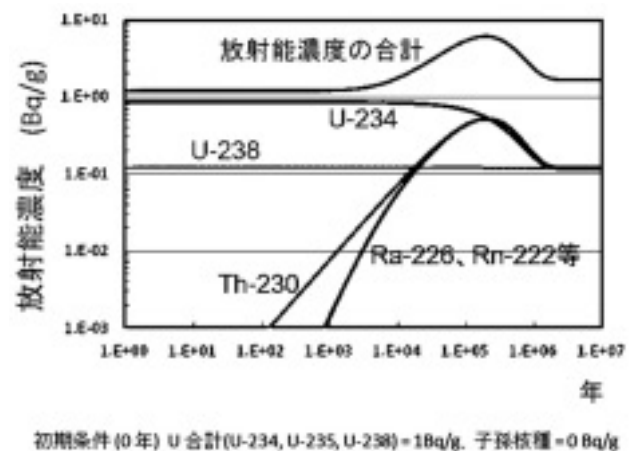


Fig. 3 Change of activity of 5% enrichment uranium including their descendant products

含む全ての自然放射性物質及び自然放射線からの線量は、世界平均で年間約2.4 mSv、そのうちラドンの吸入被ばくは、年間約1.2 mSvと示されている (Table 1)。

そこで、国際機関による自然放射性物質の規制の考え方を整理し、ラドンガスを含め自然放射性物質による影響の取り扱いについて検討した。

IAEAの安全要件BSS⁸⁾では、環境中の放射能濃度が1 Bq/g以下のウラン系列の核種は、計画被ばく状況とされる行為から発生した放射性廃棄物の管理または放出の場合を除き、計画被ばく状況の適用範囲外であり、現存被ばく状況として扱う、また、その放射能濃度は、クリアランスレベルとして扱えるとの考え方が示されている。この1 Bq/gは、安全指針RS-G-1.7⁹⁾において、世界規模での土壤中の放射能濃度分布の上限に対する考察に基づいて設定したこと、および行為に伴う資材を規制上の管理から解放できるか否かについての決定に使用することができることが示されている。

旧原子力安全委員会は、二種埋指針において、自然放射性物質に対するIAEAの考え方を埋設施設からのラドンガスによる安全評価に対する基準に部分的に取り入れ、ラドンガスの親核種であるウラン系列核種が放射能濃度1 Bq/g以下であれば評価の必要がないと示しており、上記の考え方に基づいていると考えられる。

したがって、埋設したウランの放射能濃度が処

分場平均1 Bq/g以下であれば天然に存在するウランの放射能濃度の変動範囲内と考えられる。

浅地中トレンチ処分の管理期間終了後の安全評価では、埋設施設の廃棄物と充填材 (以下、廃棄物層) により放射能濃度を平均化して評価されている。低レベル放射性廃棄物のトレンチ処分における跡地利用シナリオは、地表における数100 m²程度の面積において、埋設された数100 m³の体積の放射性物質を含む対象物からの線量を評価するシナリオである。対象物の放射能濃度は均一ではないため、場所によって高低があると想定されるが、全体で平均化して評価されている。

したがって、埋設施設の廃棄物層の一部が安全評価対象物として考えられるため、廃棄物層の一定範囲毎にウランの平均放射能濃度を1 Bq/g以下とすることで、ラドンガスを含めウラン系列の放射性物質による影響はクリアランスで想定される影響の範囲内であると考えられる。浅地中トレンチ処分の安全確保の考え方は、「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基本的考え方について」¹⁰⁾ (昭和60年10月24日、原子力安全委員会決定) によれば、50年程度の期間において廃棄物埋設地の保全措置を行うことにより、埋設した放射性物質による環境への影響が安全上支障のないレベル以下となるようにすることである。以上のことから、ウランの放射能濃度を処分場平均で1 Bq/g以下に管理することで、安全上支障のないレベル以下、つまり事前に安全評価をしなくてもよいと考えられる。

Table 1 Average worldwide exposure from natural radiation sources (UNSCAER 2000)⁷⁾

線源	世界の平均 実効線量 (mSv)	代表的な範囲 (mSv)
外部被ばく		
宇宙線	0.4	0.3-1.0
地殻γ線	0.5	0.3-0.6
内部被ばく		
吸入(主にラドン)	1.2	0.2-1.0
摂取	0.3	0.2-0.8
合計	2.4	1-1.0

(2) 浅地中トレンチ処分場における濃度管理の対応について

IAEAの安全指針RS-G-1.7では、クリアランスレベルを満足させるために物質を意図的に希釈することは、規制機関の事前の承諾なしに許可されるべきでないとして示されており、固体廃棄物の埋設処分でも基本的に同様の考え方が適用されると考えられる。放射能濃度が低いウランを含む廃棄物におけるウランの放射能濃度分布はFig. 1に示すように10⁴ Bq/g以上まで幅広く分布していることから、放射能濃度の極端に高い廃棄物を放射能濃度の低い大量の廃棄物層の部分に配置することのな

いようにトレンチ処分対象のウランの上限の放射能濃度を適切に設定し、廃棄物層における平均放射能濃度の管理を行う必要がある。

ここで、トレンチ処分施設の廃棄物層におけるウランの平均放射能濃度は、放射能濃度が低いウランを含む廃棄物の処分条件、すなわち、トレンチ処分施設における放射能濃度が低いウランを含む廃棄物の放射能濃度、廃棄物層における全廃棄物と充填材との割合、総放射能及びトレンチ処分施設対象のすべての研究施設等廃棄物中の本数割合に依存する。Fig. 4には放射能濃度が低いウランを含む廃棄物を他の研究施設等廃棄物と同一にトレンチ処分した場合の廃棄物層における平均放射能濃度の試算結果を示す。

放射能濃度が低いウランを含む廃棄物だけでトレンチ処分した場合、廃棄物層における全廃棄物と空隙を埋める充填材との体積割合（処分場定置効率）を30%として試算すると、廃棄物層でのウランの平均放射能濃度を1 Bq/g以下とするには、破線のプロットで示すように廃棄物中のウランの放射能濃度の上限は10Bq/gとなる。

一方、ウランを含む廃棄物を、研究施設等廃棄物として他の施設から発生する原子炉廃棄物と併せてトレンチ処分した場合、すべての埋設対象廃棄物のうち放射能濃度が低いウランを含む廃棄物の本数割合を1/3で試算すると、Fig. 4の実線のプロットで示すように、廃棄物層のウランの平均放射能濃度を1 Bq/g以下とするには、廃棄物中のウランの放射能濃度の上限は100Bq/gとなる。

これより、放射能濃度が低いウランを含む廃棄物中のウランの最大放射能濃度が100Bq/g程度までであれば、廃棄物層におけるウランの平均放射能濃度を1 Bq/g以下に管理できる見通しがあると考えられる。

廃棄物層のウランの平均放射能濃度は、ウランの放射能濃度の偏在をできるだけ低減させるように、Fig. 5に示すように破線の枠内に相当する廃棄物層を一定の区画で区切り、区画ごとの廃棄物層のウランの総放射能が1 Bq/gから計算される上限の放射能を超えないように管理する方法が考えられる。

また、個々の廃棄物ではウランの放射能濃度にばらつきがあり、定置を管理する区画内では部分

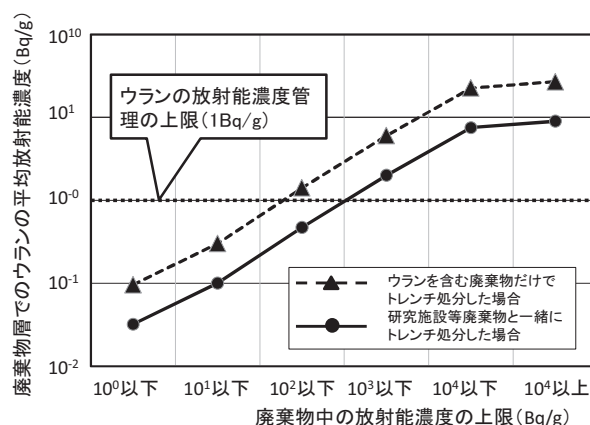


Fig. 4 Estimation of average uranium activity in waste zone (divided into each upper level of uranium-bearing waste)

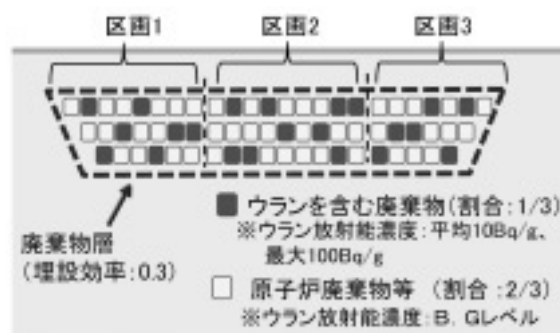


Fig. 5 Concept of activity management on each block in disposal

的には1 Bq/gを超えることが想定されるが、その場合、別の場所では1 Bq/gを下回っている必要がある。局所的に1 Bq/gを超える部分が存在することを想定した埋設地の地表における住居の室内ラドン濃度を参考指標とした感度解析では、平均放射能濃度が1 Bq/gで均一な場合と影響は同程度であることが確認された。

3.2 第二種廃棄物埋設事業の考え方を参考とした安全評価例

低レベル放射性廃棄物の浅地中トレンチ処分では、保全段階以降は、天然バリアによる移行抑制によって安全性を確保することとしている。これは、廃棄物埋設地から放射性物質の環境への移行の影響を地下水シナリオとして、また、廃棄物埋設地に残存する放射性物質の影響を跡地利用シナリオとして安全評価を行い、線量がめやす値以下であることを評価して安全性を確認することと

なっている。

ここでは、前述のウランの放射能濃度管理による処分を行った場合の被ばくへの影響の程度を把握するため、第二種埋設事業の考え方を参考に、想定される廃棄物埋設施設のレファレンスケースを設定して安全評価を行うとともに、成立可能性と埋設可能なウランの放射能濃度の範囲を検討した。

このレファレンスケースの状態設定に際しては、濃度上限値評価での条件を参考として、以下の考え方を基本とした。

- ・ウランの特徴である長期経過後において、地表での複雑な自然事象変化とそれによる処分施設の状態変化はサイト特性に依存することとなるが、初期に設定したパラメータは、評価期間中は一定とする
- ・科学的蓋然性に基づく現実的な状態設定と地下水シナリオとの整合から、長期的に核種が廃棄物層に閉じ込められることは想定しがたいことから、跡地利用シナリオでは放射性物質の移行を考慮する

このような前提のもと、既存の第二種埋設事業に係る濃度上限値の導出シナリオに基づき、将来の子孫核種のビルドアップも含めた安全評価を実施した。想定した処分場規模、廃棄物の量等の主要な評価条件を Table 2 に示す。

なお、ラドンガスの吸入による内部被ばく線量は、統一的な評価方法の考え方が示されていないことから、ここでは含まないものとした。

被ばく線量評価を行った結果、決定経路は跡地利用の居住シナリオで、被ばく線量は約 $9 \mu\text{Sv}/\text{年}$ (ピーク時期：44,000年後、支配核種：Ra-226) であり、基本シナリオのめやす線量である $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を満足することを確認した (Fig. 6)。なお、地下水移行シナリオは、約 $0.1 \mu\text{Sv}/\text{年}$ (ピーク時期：130,000年後、支配核種：Pb-210) であり、基本シナリオのめやす線量に対して十分小さい結果であった。

Fig. 6の被ばく線量結果、Fig. 2に示した廃棄物の量とその放射能濃度分布等を踏まえると、我が国で発生するウランを含む廃棄物の約90%は浅地中トレンチ処分の成立可能性が示された。

Fig. 6の被ばく線量結果、Fig. 2に示した廃棄物の量とその放射能濃度分布等を踏まえると、我が国で発生するウランを含む廃棄物の約90%は浅地中トレンチ処分の成立可能性が示された。

4. おわりに

ウランを含む廃棄物は、現在の第二種埋設事業の規制の対象外となっている。

一方、各事業者では、ウランを含む廃棄物の保管容量がひっ迫しており、また、原子力機構は、研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体として、ウランを含む廃棄物も事業対象廃棄物としていることから、ウラン核種を主な核種とする低レベル放射性廃棄物の処分に係る規制制度の整備が急務となっている。

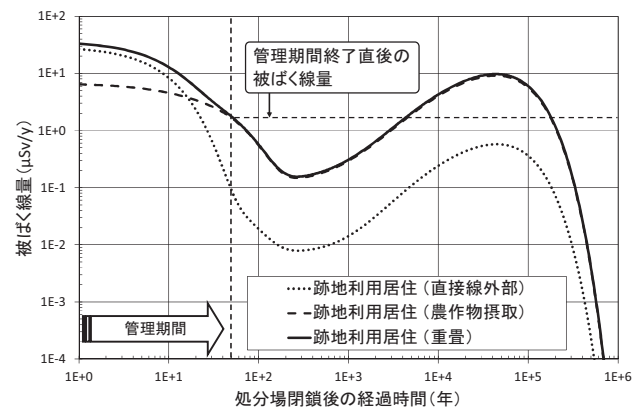


Fig. 6 Example dose calculation of landfill residential scenarios

Table.2 Parameters of safety evaluation for disposal

浅地中トレンチ処分場の規模	500 m × 500 m × 5 m = 1,250,000 m ³
埋設処分する廃棄物の容積	200,000 m ³ (埋設効率0.16)
放射能濃度が低いウランを含む廃棄物(5%濃縮ウラン)	50,000 m ³ (ドラム缶で、25万本)
上記以外の低レベル放射性廃棄物	150,000 m ³ (ドラム缶で、75万本)
ウランを含む廃棄物の割合	0.25 (全ドラム缶の25%)
管理期間	50年(この期間、地下水移行は生じない。)
ウラン及びその子孫核種の分配係数	1,670 mL/g ※濃度上限値評価の放出係数より算定

このような状況を踏まえて、一般社団法人日本原子力学会「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在り方」特別専門委員会では、放射能濃度が低いウランを含む廃棄物を対象として、浅地中トレンチ処分場で処分を行う場合の安全確保策についての検討を行うとともに、第二種埋設事業を参考とした安全評価を行い、所定の埋設条件においては、公衆への被ばくに影響がないレベルであることを確認した。

これらの検討結果から、以下を規制への提言として取りまとめた。

- 1) ウランの特徴に起因する検討課題の一つとして挙げられたラドンガスを含め、自然放射性物質であるウラン及び子孫核種の扱いとしては、IAEAにおけるBSS（国際基本安全基準）等の関連文献を調査・整理した結果から、処分場でのウランの平均放射能濃度が自然放射性物質に対するクリアランスレベルである1 Bq/g以下であれば事前に評価しなくても良いレベルとして扱うことができる。
- 2) 埋設施設の廃棄物層を一定の区画で区切り、区画ごとの廃棄物層のウランの総放射能が1 Bq/gから計算される上限の放射能を超えないように定置管理を行うことにより、処分場でのウランの平均放射能濃度1 Bq/g以下を達成できる。

参考文献

- 1) 原子力委員会，ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について，平成12年12月14日。
- 2) 原子力安全委員会，第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方について，平成22年8月6日原子力安全委員会決定。
- 3) 原子力委員会，原子力の研究・開発及び利用に関する長期計画，平成12年。
- 4) 原子力委員会，原子力政策大綱，平成17年。
- 5) 原子力安全委員会，研究所等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方，平成18年4月20日。
- 6) 原子力安全委員会，低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について，平成19年5月21日了承。
- 7) United Nations, Sources and Effect of Ionizing Radiation (Report to the General Assembly), Volume 1 and 2, Science Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), UN, New York (2000)
- 8) IAEA, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources : International Basic Safety Standards, 2014, General Safety Requirements Part 3.
- 9) IAEA, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, 2004, Safety Standards Series No. RS-G-1.7.
- 10) 原子力安全委員会，低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基本的考え方について，昭和60年10月24日原子力安全委員会決定。

燃料デブリ取出し代替工法に関する概念検討
—鋼球遮蔽材の充填による気中での燃料デブリ取出し工法—

河西 善充*、今津 彰**、岩井 朗***、五十嵐 幸*、宮坂 靖彦*
福村 信男*、山崖 佳昭**、亀井 満**、榎戸 裕二*、澁谷 進*

*Conceptual study on fuel debris retrieval method
- Retrieval method by using steel balls shielding material in the air -*

Yoshimitsu KASAI*, Akira IMAZU**, Akira IWAI***, Miyuki IGARASHI*
Yasuhiko MIYASAKA*, Nobuo FUKUMURA*, Yoshiaki YAMAGISHI**
Mitsuru KAMEI**, Yuji ENOKIDO*, Susumu SHIBUA*

東京電力福島第一原子力発電所1号機～3号機は、東日本大震災の津波で全電源喪失となり炉心冷却機能を失った結果、炉心燃料が溶融して燃料デブリ（核燃料と炉心構造物が溶融固化した物質）となり、炉心部から原子炉圧力容器下部及び格納容器内（ペDESTAL床等）に流下し滞留していると推定されている。本概念検討では、原子炉圧力容器及び格納容器を水で満たして取り出す工法（冠水工法）を採ることが難しい場合の代替工法として、「気中にて原子炉上部からアクセスし、燃料デブリ等の放射線源の形状と線量に応じて柔軟に遮蔽できる遮蔽材（鋼球）を用いて放射線を遮蔽しつつ原子炉圧力容器内及びペDESTAL部にある燃料デブリ及び炉内構造物を取り出す方法を特徴とする工法」を検討した。

本工法について燃料デブリ取出しシナリオ、手順、取出し装置等の概念を構築し、作業安全上の考慮事項（放射線遮蔽、臨界安全性等）を検討・評価した結果、提案工法は基本的に安全で確実性のあるものであり、福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しに適用可能な工法であることを示し、本工法を実機に適用するための技術開発課題と開発計画を取りまとめた。

本検討は、経済産業省2013年度（平成25年度）補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ取出し代替工法の概念検討と要素技術の実現可能性検討）」の補助事業の一つとして2014年10月～2015年3月に実施したものである。

The nuclear fuel in the core of Unit-1, Unit-2 and Unit-3 of Fukushima Daiichi Nuclear Plant was melted due to the Great East Japan Earthquake and Tsunami. It is estimated that most of fuel debris are situated at the bottom of nuclear vessel and in the area of the pedestal.

The conceptual study of a method of fuel debris retrieval by a retrieval machine using shielding material (steel balls) in the air has been carried out as an alternative method in case of difficulty to fill the primary containment vessel with water. In the study, scenarios and procedures of fuel debris retrieval and the

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

** : 一般財団法人日本クリーン環境推進機構 (Japan Clean Environment Promotion Organization)

*** : 木村化工機株式会社 (Kimura Chemical Plants Co., Ltd.)

concept of equipment have established, and safety related matters such as radiation shielding, criticality safety etc. were also studied. As the results of the study, it is shown that the proposed method can be applied to fuel debris retrieval in the plant.

This study was implemented from October, 2014 to March, 2015 in the project of decommissioning and contaminated water management in the FY2013 supplementary budget of the Ministry of Economics, Trade and Industry.

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所1号機～3号機は、東日本大震災の津波で全電源喪失となり炉心冷却機能を失った結果、炉心燃料が溶融して、燃料デブリ（核燃料と炉心構造物が溶融固化した物質）となり、炉心部から原子炉压力容器内及び格納容器内（ペDESTAL床等）に流下し滞留していると推定されている。この燃料デブリを取出す工法として原子炉压力容器及び格納容器を水で満たして取出す工法（冠水工法）が検討されているが、格納容器の漏えい箇所を特定し漏れ止め施工することが困難な場合も考えられる。このため、より幅広く燃料デブリの取出し工法を検討することになり、冠水工法が採れない場合の代替工法として、冠水せずに気中において燃料デブリの取出しを行う工法も併せて検討することになった。

この代替工法の概念検討事業は、経済産業省の平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ取出し代替工法の概念検討と要素技術の実現可能性検討）」の補助事業として公募が行われた。これに対し、（公財）原子力バックエンド推進センターと（一財）日本クリーン環境推進機構及び木村化工機株式会社の三者は、「燃料デブリ取出し代替工法の概念検討に関する協同グループ」を結成し、それぞれの特長を活かして本概念検討を行うこととし、共同で提案した「燃料デブリ取出し装置による遮蔽材充填・気中での燃料デブリ取出し代替工法の概念検討」が工法検討の一つとして採用され、2014年10月～2015年3月に実施した。

当協同グループの燃料デブリ取出し工法は、気中にて原子炉上部からアクセスし、燃料デブリ等の放射線源の形状と線量に応じて柔軟に遮蔽できる遮蔽材（鋼球）を用いて放射線を遮蔽しつつ、

原子炉压力容器内及びペDESTAL部にある燃料デブリ及び炉内構造物を取り出す方法を特徴とする工法である。

本概念検討では、提案の代替工法で燃料デブリ取出しを行う場合の取出しシナリオと手順、主要な装置・設備及び取出しに係る作業安全上の考慮事項（放射線遮蔽、臨界安全性、デブリ冷却性等）、並びに本工法・装置の開発課題と開発計画を検討した。その結果は以下の通りである。

2. 1号機～3号機の燃料デブリの状態

福島第一原子力発電所の1号機～3号機の原子炉压力容器内と格納容器内における実際の燃料デブリの存在位置と範囲、量は、現時点では不明である。概念検討に際しては、本事業の廃炉・汚染水対策事務局から示された燃料デブリ位置を想定して検討を行った。1号機（460 MWe）では、ミュオンによる観察結果では燃料デブリは炉心部には無く、原子炉压力容器底部及び格納容器ペDESTAL部に落下し、一部はペDESTAL外のドライウェル床に流出している可能性があるとして推定されている。2号機（784 MWe）は、燃料デブリの一部は炉心部に留まり、残りは原子炉压力容器底部と格納容器ペDESTAL部にあると推定されている。3号機（784 MWe）では、炉心部に留まっている燃料デブリは少なく、大部分の燃料デブリは原子炉压力容器底部及び格納容器ペDESTAL部にあると推定されている。1号機と2号機の燃料デブリの想定位置を Fig. 1 と Fig. 2 に示す。

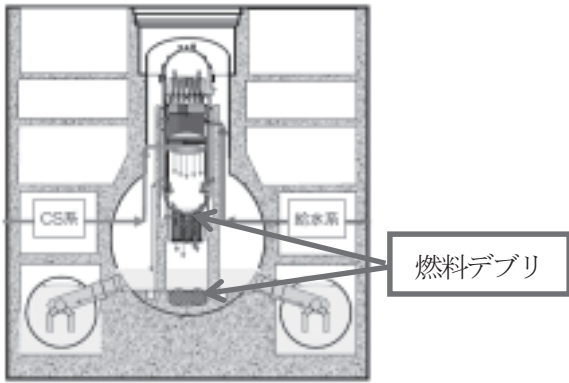


Fig. 1 Estimated fuel debris location in unit-1

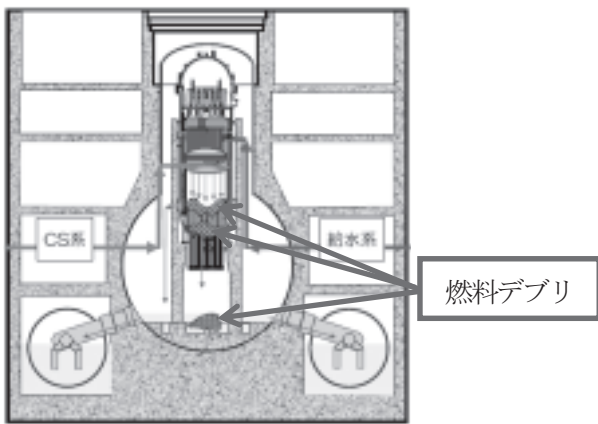


Fig. 2 Estimated fuel debris location in unit-2
(廃炉・汚染水対策事業事務局の公募資料より)

3. 燃料デブリ取出しシナリオと手順

燃料デブリの位置と範囲、量は、各号機で異なっているので、本検討では、主として2号機を対象に、原子炉内、原子炉压力容器底部及び格納容器ペDESTAL部の燃料デブリの取出しシナリオと手順を検討した。以下に、取出しシナリオに沿った手順を示す。

(1) 準備作業、コンクリートシールドプラグ (CSP) の穿孔

- 1) 5階オペフロの除染と使用済燃料の搬出は終了。放射線実効線量率は約1 mSv/h。オペフロの原子炉キャビティ (RC) 上にバリアとスライド遮蔽板 (SST) を設置する。
- 2) RC内部の観察とRC内部の除染用貫通孔をCSPの中央及び周囲に数箇所穿孔する。コアサンプルは汚染評価試験に供する。

(2) RC内壁、上部構造物の除染

- 1) 除染剤を入れた高压水でRC内壁、原子炉格納容器 (PCV) 蓋外壁、CSP最下面を除染する。
- 2) 3段のCSP表面、隙間を除染。別途実施する除染実験結果により、浸漬除染か除染剤による高压水除染かを選択する。

(3) シュラウドヘッド (SH) までの穿孔と上部構造物内部の除染

- 1) PCV蓋内壁、原子炉压力容器 (RPV) 保温カバー (IS) 内外壁及びRPV上部ヘッド内外壁を除染するために穿孔する。
- 2) PCV蓋内面、IS内面、RPVヘッド内外面は横向き高压水ヘッドを使用して除染。IS外面、RPVヘッド外面には下向きヘッドを使用する。
- 3) 穿孔は、蒸気乾燥器 (DR) の波板カバー上の8ヶ所程度とする。
- 4) CSPからDRの波板カバー穿孔部まで高压水配管を通し、DRの波板最上部から除染剤を噴出し除染する。全波板の除染は出来ないため部分除染とする。

(4) SH上、RC内等への遮蔽材充填

- 1) 遮蔽材を被せる箇所は、DRと気水分離器 (SEP) 上面、SH上面及びPCV外周等とし、範囲、厚さ等は、オペフロの放射線量率を考慮して決める。

(5) CSP、PCV蓋、IS、RPV上部ヘッド、DR、SEPの取外し、炉心部への遮蔽材充填

- 1) バリア内に上部構造物撤去用マニプレータを設置し、PCV蓋は胴部と鏡部を切り離して鏡部を取り外し、RPV上部ヘッドはフランジボルトナット部を切断して、天井クレーンで吊り上げ、収納箱に収納。収納箱は機器貯蔵ピット (DSP) に移送する。
- 2) DRとSEPは取外し吊り具を取り付けて天井クレーンで吊り上げ、収納箱に収納。収納箱はDSPに移送する。
- 3) 炉内の燃料デブリへの遮蔽材の設置は、SEPのスタンドパイプを通して炉内観察した

上で設置箇所と厚さを決める。

- 4) 収納箱に入ったDRとSEPは、天井クレーンでDSP内の除染容器に吊り降ろし、浸漬除染する。
- 5) 除染後、収納箱に収納して原子炉建屋コンテナの仮開口部から移動式大型クレーンで外部に搬出する。

(6) 原子炉内の燃料デブリ取出し

- 1) オペフロの機器搬入ハッチから燃料デブリ取出し装置を搬入。ハッチを通らない大型装置・機器は、原子炉建屋コンテナの天井に仮開口部を設け、移動式クレーンでオペフロに搬入する。
- 2) 燃料デブリ取出し装置のマニプレータ装置を原子炉内に降ろし、切削機（コアボーリング機等）で燃料デブリを切り取り、収納缶に収納。移送容器に入れて使用済燃料プールに移送し、保管する。

(7) 原子炉容器下鏡板と制御棒駆動機構の一体撤去

- 1) 原子炉容器下鏡板と制御棒駆動機構は、一体構造で、マニプレータ装置の切削機（コアボーリング機又は切断機等）で切り取り、収納箱に収納し、移動式大型クレーンで、原子炉建屋コンテナの仮開口部から外部に搬出する。なお、一体構造で取外しできない場合は、燃料デブリ取出し装置で少しずつ切り取って収納缶に収納。移送容器に入れて使用済燃料プールに移送し、保管する。

(8) ペDESTAL部の燃料デブリ取出し

- 1) マニプレータ装置をペDESTAL床近くまで降ろし、切削機で燃料デブリを切り取り、収納缶に収納。移送容器に入れて使用済燃料プールに移送し、保管する。
- 2) ペDESTAL外へ流出したデブリは、ペDESTAL床に降ろした自走マニプレータで切り取り、収納缶に収納。移送容器に入れて使用済燃料プールに移送し、保管する。

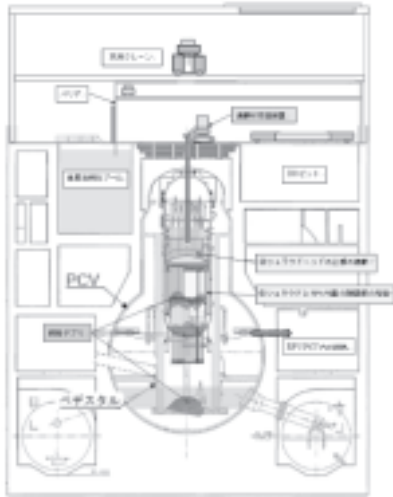
(9) 燃料デブリ取出し後の装置撤去等

- 1) 全ての燃料デブリ取出し作業が終了した後、使用した機材・装置をオペフロ及びDSPで解体・除染し、外部に搬出する。
- 2) 収納缶に収納した燃料デブリ及びその他の廃棄物を外部の保管設備に輸送し、保管管理する。

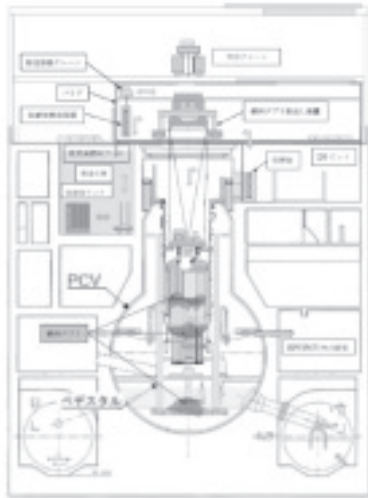
(1)バリア及びスライド遮蔽板(SST)設置
(2)コンクリートシールドプラグ(CSP)に穿孔
(3)高圧水による、RC、PCV、CSPの除染
(4)CSPからRPV上部ヘッドまでの穿孔
(5)PCV蓋、IS、RPVヘッドの除染
(6)DRからSH上部まで穿孔
(7)DR内部の波板部の除染
(8)上部構造物、炉内デブリへ遮蔽材充填
(9)CSP、PCV蓋、IS、及びRPV上部ヘッド取外し
(10)DRとSEPの取外し
(11)炉心部への遮蔽材充填
(12)燃料デブリ取出し装置等搬入、組立
(13)炉心部、原子炉容器底部のデブリ取出し
(14)RPV下鏡板と制御棒駆動装置(CRD)取外し
(15)ペDESTAL床上の燃料デブリ回収
(16)ペDESTAL外へ流出したデブリ回収
(17)機材・設備の除染・撤去。収納缶入り燃料デブリの搬出・保管

(機器名の略号)	CSP:コンクリートシールドプラグ
RC:原子炉キャビティ	PCV:格納容器 SH:シュラウドヘッド
IS:ミラインシュレタ	RPV:圧力容器 DR:蒸気乾燥器
SEP:気水分離器	CRD:制御棒駆動装置

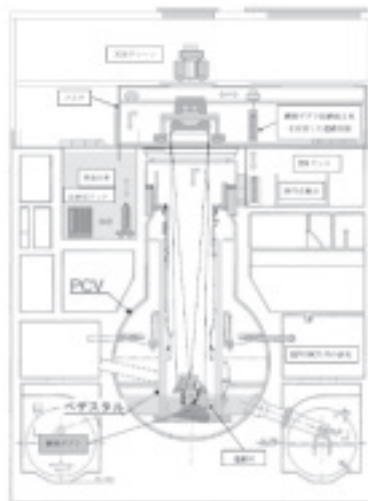
Fig. 3 Scenarios and procedures of fuel debris retrieval



(1) Filling shielding materials in RPV



(2) Retrieve fuel debris in RPV



(3) Retrieve fuel debris in pedestal

Fig. 4 Progress states of fuel debris retrieval

以上の燃料デブリ取り出しの全手順を Fig. 3 に示す。また、主要な取り出し手順での原子炉内、取出し装置等の状態を Fig. 4 に示す。

4. 燃料デブリ取出しの主要装置・設備

4.1 鋼球を用いた遮蔽材

提案工法では、燃料デブリ及び炉内構造物等からの放射線を遮蔽する遮蔽材として、水の代わりに鋼球を使用する。鋼球は、磁性を持つマルテンサイト系ステンレス鋼又はクロムコーティング炭素鋼製の中実鋼球（外径約2.5 cm）と中空鋼球（外径約5 cm, 10 cm）を組み合わせ使用。

事故時に炉心部の大部分の燃料集合体は溶け、Fig. 1～2に示すように、燃料デブリとして原子炉圧力容器底部とペDESTAL部にあり、炉心部は空洞になっていると推定される。燃料デブリ等からの放射線を遮蔽する場合、この空洞部を原子炉圧力容器支持部等に掛かる荷重を少なくするため中空鋼球で埋め、その上に中実鋼球（単体又は網袋に入れた鋼球）を遮蔽に必要な厚さだけ被せる。

燃料デブリの取り出しは、原子炉建屋5階のオペフロから燃料デブリ取出し装置の張力トラスクレーン装置で吊ったマンピレータ装置（マンピレータ等を搭載した回転可能な円板状のプラット

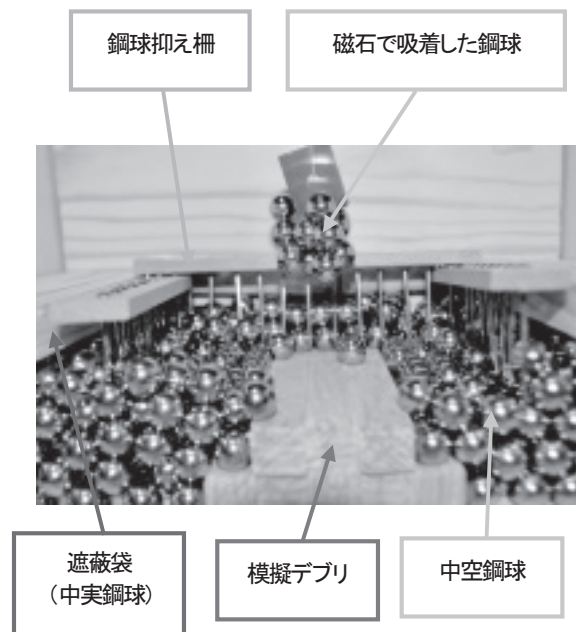


Fig. 5 Model test removing steel balls

フォーム)を原子炉内に降ろし、マニプレータに付けた電磁石で鋼球を部分的に取り除き、その下にある燃料デブリを切削機器(コアボーリング装置等)で切削して収納缶に収容し、原子炉内から取り出す。Fig. 5に、模型実験により遮蔽材の鋼球を電磁石で取り除いている状態を示す。

4.2 燃料デブリ取出しの主要装置

燃料デブリ取出しのためには、3.のシナリオに述べる通り様々な作業工程があり、様々な装置を必要とする。ここで作業工程にて使用する装置の一部を紹介する。

(1) バリア設備

バリア設備とは、オペフロ上での燃料デブリ取出しエリアと換気管理等を行わないエリアを区分する設備である (Fig. 6)。

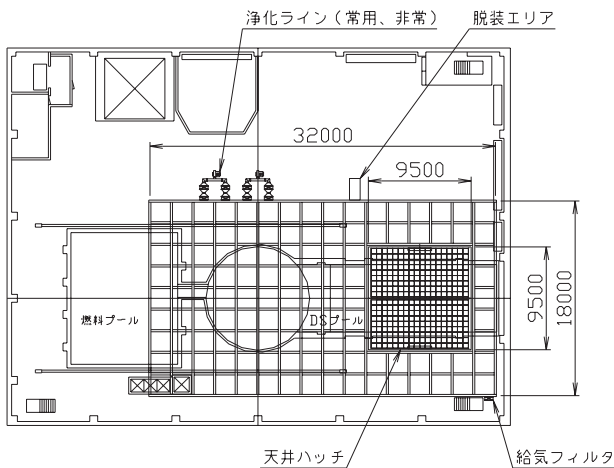


Fig. 6 Barrier for work partition

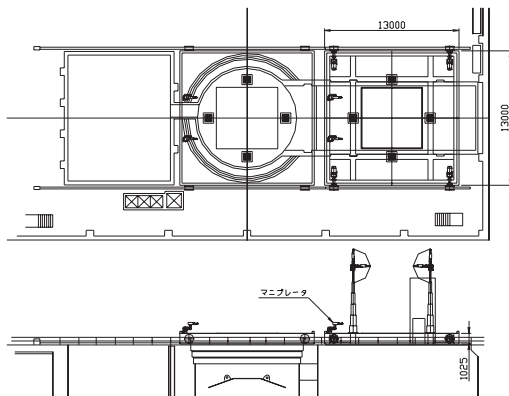


Fig. 7 Sliding shield plate

(2) スライド遮蔽板

スライド遮蔽板とは、オペフロのコンクリートシールドプラグを取外した後、原子炉キャビティ等からの放射線を遮蔽するものである。また、上部構造物撤去用マニプレータ等を搭載し、原子炉キャビティとDSプール間の装置移動も兼ねる装置である (Fig. 7)。

(3) マニプレータ装置

マニプレータ装置は、切断装置等を把持することが可能で、燃料デブリ取出し装置等に搭載し、切断物の切断・回収及び固形の燃料デブリを回収する装置である (Fig. 8)。

(4) 燃料デブリ取出し装置

燃料デブリ取出し装置は、マニプレータ装置及び切断機等を搭載したもので、クレーン装置により原子炉圧力容器内からペDESTAL下部まで昇降

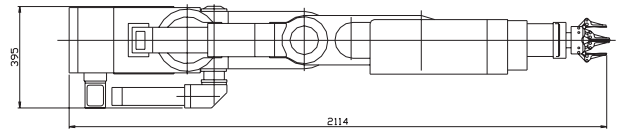


Fig. 8 Manipulator to retrieve fuel debris

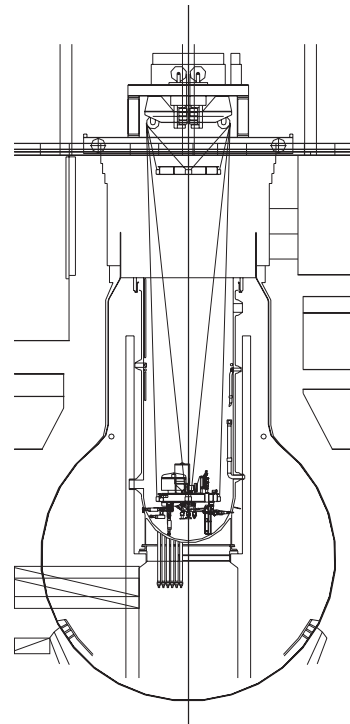


Fig. 9 Fuel debris retrieval machine

することにより、原子炉圧力容器内構造物及び燃料デブリを回収するものである (Fig. 9)。

4.3 燃料デブリ取出しに係る主要設備

燃料デブリ取出しに係る設備として、燃料デブリ冷却のための冷却水浄化設備と原子炉内空気浄化設備を検討した。燃料デブリ冷却水浄化設備の概要は次の通りである。

(1) 必要性

燃料デブリの冷却性については、5.3に述べるように、空冷の可能性は皆無ではないが、影響因子が多く不確定性が高いので、原子炉容器内に残存するデブリの冷却も含めて、最小限の水量のスプレーによる冷却を実施することが必要と判断される。また、デブリや各種構造物の切断、除染作業においても水を使用する。これらの水はPCV内の下部に滞留する。さらに、ここにはデブリの切削粉をはじめ、各種切削片や部品が落下する。これらの中にはU、Pu、CsをはじめとするFPさらには放射化されたCo等が含まれる。そのため、PCV下部に滞留した水は還流して冷却水として再利用することに留まらず、放射性物質を含む切削粉等を水とともに吸入して濾過等の処理を行って回収する必要がある。このための冷却水浄化設備を検討した。

(2) 設備の概要

設備はPCV内の底に溜まった冷却水を吸入し原子炉建屋1階まで吐出する特殊なポンプ (エジェクターポンプ)、それに駆動水を供給するポンプ、フィルター内蔵の切削粉収納容器、循環水を冷却する冷却器等から構成される。これらの大部分は原子炉建屋1階に設置され、既設の冷却系に接続される。エジェクターポンプの吸入口はベデスタルの外側に設置され、滞留水を切削粉等とともにPCV下部から原子炉建屋1階に吸入可能である。

冷却水を還流させて再利用するためには、冷却設備と燃料デブリを含む切削粉等を回収するフィルター等の濾過設備に加えて、イオン状放射性物質の吸着機能を有する浄化設備が必要である。今後、この種の浄化設備を原子炉建屋内に設置し、本冷却浄化設備に接続することが考えられる。

また、PCV床上の水位は、デブリ切削粉等が原子炉建屋外に漏出するリスクを最小限にするため、できるだけ低く維持することが求められる。

5. 燃料デブリ取出しに係る作業安全上の考慮事項

5.1 放射線量の評価と被ばく線量の低減

協同グループの提案工法は、気中にて原子炉内の燃料デブリ等の上に遮蔽材 (銅球) を被せて放射線を遮蔽した状態で、原子炉キャビティ (RC) 上部から燃料デブリ取出し装置を降ろして燃料デブリと炉内構造物を取り出す工法としている。この工法について、放射線被ばくの観点から工法手順 (工程) の成立性や放射線量低減のための除染や遮蔽などの対策について検討した。

放射線量の評価では、2号機を対象として、まず原子炉周りの放射線量を計算し、その結果を基に取り出し作業工程の進捗に伴うRC上部空間やオペレーティングフロア上 (オペフロ上) における放射線量、発電所敷地内の大気中での散乱線による放射線量の評価を行った。

(1) 放射線源と線量評価モデル

線量評価で考慮した放射線源は、①事故発生時の燃料の放射能インベントリ、②シュラウドの放射化量、③放射性セシウムの移行挙動と分布状況である。

また、評価に用いた計算モデルは、Fig. 10に示すように、2号機の原子炉格納容器及び原子炉キャビティをモデル化し、この中に①～③の放射

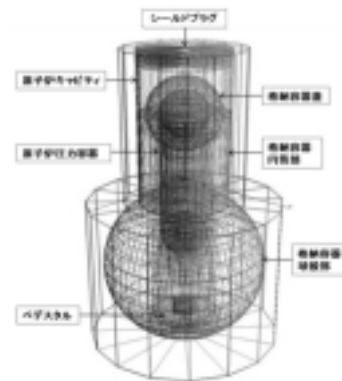


Fig. 10 Calculation model of radiation dose

線源が分布しているとした。

線量計算は、線源からの直接線については点減衰核積分コード (QADコード) である3次元ガンマ線遮へい計算プログラム (Pre/GAM-D Version 3.0) を、散乱線については一回散乱法コード (G33コード)、散乱ガンマ線計算プログラム (Pre/GAM-S Version 2.0) を使用した。

(2) 原子炉压力容器内、格納容器内及び原子炉キャビティ内の放射線量の評価

RPV、PCV及びRC内部における鉛直方向中心軸上、ペDESTAL上の燃料デブリ上部からRC内CSP下面に至るまでの軸方向の放射線量の分布計算の結果をFig. 11に示す。

- ①炉心部 (SHRD) での放射線量は約400 Sv/h で、放射化 (コバルト60) の寄与が大きい。
- ②炉心部以外では、DR位置での線量が大きく、約200 Sv/h、表面積の大きいDR内部の波板等に付着した放射性セシウムによる。
- ③燃料デブリ近傍では約100~200 Sv/hと計算されたが、この値はモデル化する燃料デブリの性状や形状、量、密度等の想定に大きく依存する。
- ④CRD位置で最小値を示しているが、この部分には放射線源を設定していないことによる。実際には、燃料デブリや放射性セシウムが付着しているため、SEPやスタンドパイプの位置と同程度の線量を示すと考えられる。
- ⑤RPV、PCV、RCの空間部では10~50 Sv/h、上部においては近傍の機器構造物の表面に付着した放射性セシウムの寄与が大きい。このため、シールドプラグ、PCV蓋、RPV上蓋等の撤去に際して、これらの表面に付着したCsの除染が必要である。

(3) 燃料デブリ等の取り出し工程中の放射線量の評価

本提案工法において、鋼球による遮蔽及びCsの除染等による放射線量低減対策をした場合の、原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射線量を評価した結果をFig. 12に示す。オペフロ上で、原子炉中心軸から10m離れた位置での放射線量は、遮蔽及びCs除染を適切に行うことにより1 mSv/h

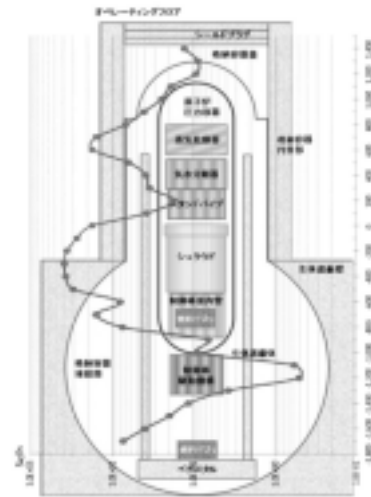


Fig.11 Radiation dose rate in RPV and PCV

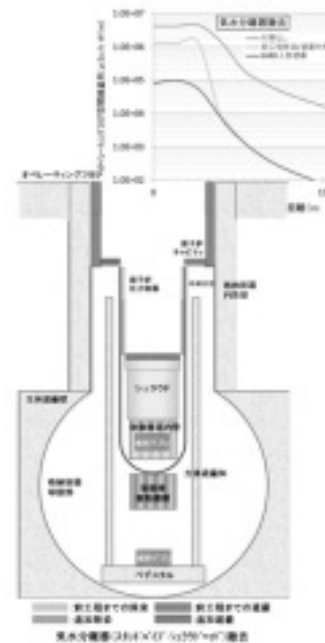


Fig. 12 Radiation dose rate at the operation floor (after removal of separator)

に低減されると評価された。オペフロの線量は、燃料デブリの線量よりも原子炉キャビティ、PCV、DR等に付着したCsからの線量の寄与が大きく、この効果的な除染、遮蔽が必要である。

また、発電所敷地内における大気中での散乱線による放射線量については、SEP撤去後の工程が最大となるが、遮蔽対策を実施した場合の1500m地点でのスカイシャインによる線量は、約 $1 \times 10^{-5} \mu\text{Sv/h}$ と評価された。

(4) まとめ

上記の評価をベースとしたオペフロ上の放射線量の検討からは、本工法の初期工程においてはCSP表面やRC上部壁面に付着した放射性セシウムからの仰角の浅い放射線による影響がオペフロ奥まで及ぶこと、また、大気などによる散乱線の影響も無視できないことが明らかとなった。この結果に基づき、本工法では当初計画された放射線低減対策に加えて、初期段階及び工程の進捗に伴って、当該箇所へ現実的に実施可能と考えられる除染と遮蔽による線量低減対策を施工することとした。本工法の特色である鋼球による遮蔽工法は、上記の対策の施工に柔軟に対応可能である。本評価検討により、本工法の全工程に亘って、オペフロ上の放射線量はそれに寄与する放射線源の特定とそれに対する効果的な除染や遮蔽を施すことにより、十分に低減することが可能であり、本工法の成立性の条件として設定したオペフロ上(1 m高さ)での空間線量率 1 mSv/h 及び発電所敷地境界で年間の被ばく線量 1 mSv を満足する結果が得られた。これにより、放射線被ばくの観点からも本工法の基本的な成立性が明らかとなった。

今後検討評価が必要な事項や課題としては、今回用いた放射線源と計算モデルの精査・評価とともに、①燃料デブリから発生する中性子による被ばく線量の評価、②SP、DR等炉内構造物の放射線量の評価、③原子炉キャビティ、ペDESTAL等構造物のCsの放射線量低減対策等が挙げられる。

5.2 臨界安全性

(1) はじめに

福島第一原子力発電所の1号機から3号機のうち、臨界安全上最も厳しい条件である、炉内のウラン燃料初期インベントリが大きく、MOX燃料が装荷され、燃焼度が低く、かつ、燃料デブリの大半が格納容器コンクリート床上に堆積しているとされる3号機を代表例として、中性子反射効果がある遮蔽用鋼球を被せた場合の臨界安全評価を実施した。

(2) 計算方法

計算は、米国NRCからの委託でORNLが原子力関連許認可用に開発したSCALE 6.1コードシステ

ム¹⁾に内蔵されているモンテカルロコードKENOVaを、核データライブラリは、内蔵のENDF/B-VII.0の238群ライブラリデータを用いて実施した。なお、実効増倍率(Keff)の計算結果には、標準偏差の3倍(3σ=99.73%信頼区間)を加えて評価した。

(3) 計算条件及び計算モデル

燃料組成は、3号機の平衡炉心平均燃焼度21,800 MWD/tの停止後10年の値²⁾とした。燃料デブリ密度8.4 g/cm³及び空隙率18%は、TMI-2の実績値を基準としたが³⁾、空隙率をパラメータとした評価も実施した。遮蔽鋼球の組成及び厚みは、遮へい評価に用いたものを使用した。計算モデルは、臨界安全上厳しくなる球状を模したR-Z 2次元で2 R/Z=1となるモデルとした。なお、格納容器床の燃料デブリ浸食深さは20 cmとした。計算モデルの一例をFig. 13に示す。これは、燃料デブリ上7.5 mの冠水例である。

(4) 計算結果

気中雰囲気での計算結果の例をFig. 14に示す。いずれも未臨界体系となるが、床コンクリート下部の水置換の場合、70%空隙率で最小の未臨界度となる。

一方、燃料デブリ上7.5 mの冠水体系でも、TMI-2の実績空隙率18%では、未臨界となるが、30%以上で臨界になり、70%で最大値を示す。しかし、この場合でも、冷却水中の天然ホウ素濃度

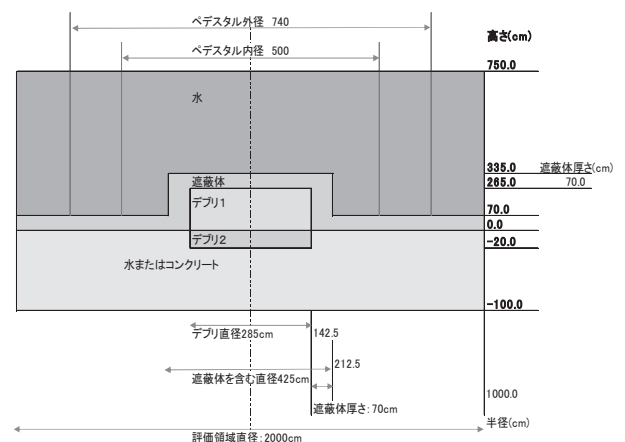


Fig. 13 Calculation model (100% dropped fuel)

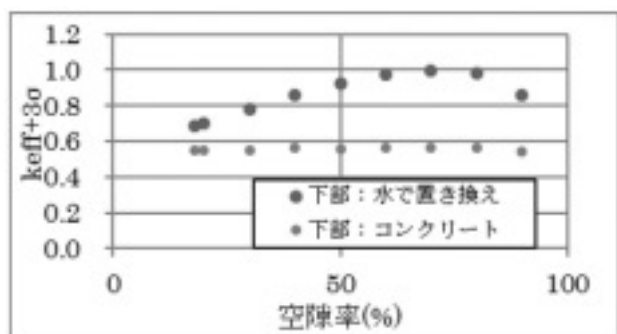


Fig. 14 Calculation results (air environment)

1,000 ppmで未臨界となる。

さらに、燃料デブリ内のFP有無の中性子吸収効果は K_{eff} で約-6%、Zr燃料構造材有無の中性子吸収効果は K_{eff} で約-2%、燃料デブリの非均一配列では、均一配列に比べ K_{eff} で約+4%になる結果が得られた。

(5) まとめ

格納容器床上に落下した燃料デブリに被せた鋼球遮へい体系で臨界安全評価を実施した結果、気中体系では、いずれも未臨界となる。また、7.5 m冠水した体系でも、TMI-2実績値の18%空隙率では、未臨界となるが、30%以上の空隙率では、臨界となる。この場合、冷却水中に天然ホウ素を1,000ppm溶解させることにより未臨界を維持できることがわかった。

5.3 燃料デブリ取出しの冷却性

(1) 評価方針

代表例として3号機のペDESTALの底にデブリが堆積した場合の燃料デブリ、鋼球、下部コンクリートの温度を簡易計算法により計算した。2020年段階での崩壊熱は約70kWと推定される²⁾。デブリの90%がペDESTAL底に存在すると仮定した。冷却方式としては空冷(自然放冷と強制冷却)と水冷の場合について検討した。冷却性に影響する因子は多数あり、また計算上の不確定性も大きい。このためこれらの影響を簡便に評価できる簡易計算モデルを案出した。

(2) 空冷の場合

2方向の熱の流れが考えられる。1つはデブリ→鋼球層→ペDESTAL内空気で、伝熱機構としては上下方向1次元熱伝導+自然対流/強制対流熱伝達である。計算を行う上で、多数の鋼球と間隙空気という複合材の等価熱伝達率を算出する必要がある。さらに、鋼球の間隙を流れる空気による放熱を考慮する必要がある。これらは単純化モデルを用いた有限要素法から求めた。

もう1つの熱の流れは、デブリ→コンクリートへの熱伝導である。鋼球層から上部の空気への熱伝達は、自然対流熱伝達率または強制対流熱伝達率に関する標準的な式から算出した。空冷の場合の計算結果を主要影響因子の影響の程度とともにFig. 15に示す。

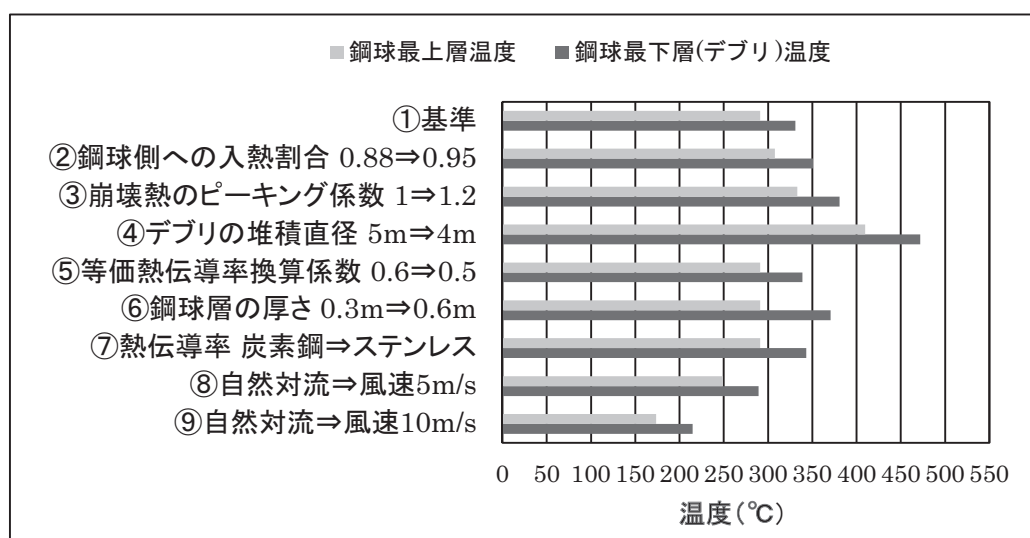


Fig. 15 Calculated temperature of fuel debris and steel balls cooled by air

(a) 自然放冷の場合、

- ①デブリ上面の温度は300℃以上となる。
- ②コンクリートの温度は250℃以上となり、通常の使用条件を超える。
- ③デブリの堆積直径の影響は大きい。
- ④鋼球層の厚さが2倍になってもその影響は大きくない。
- ⑤デブリの成分の不均一性に基づくピーキング係数の影響はある程度あるが、熱的影響は局部的に留まる。

(b) 強制空気冷却の場合

- ①風速5 m/sでは自然空気冷却と余り変わらない。
- ②風速10 m/sでは冷却効果は顕著となる。

(3) 水冷の場合

(a) 巨視的計算

詳細な伝熱機構に立ち入らずにデブリの発熱量が流水に授受された場合の計算方法によると水の流速が1 m/sの場合には出入り口の温度差は55℃となった。

(b) 冷却機構を考慮した計算

文献⁴⁾に多数の球の周りを流体が流れる場合の強制対流熱伝達の計算が示されているので、これから鋼球を通じた除熱を計算した。鋼球周りの流速は非常に小さいので、鋼球から水への入熱により水温は上昇して鋼球の温度に近づき、除熱効果は逡減する。この効果を別に行われた簡易モデルを用いた伝熱計算により考慮した。この結果、水温の上昇はわずかであり、流速1 m/s程度でも流動している限り冷却は可能であり、デブリ全体を冠水しなくても冷却できる可能性が示唆された。

なお、デブリがペDESTAL外にも存在した場合は、堆積面積の増大による熱流束の減少と伝熱面積の増大により冷却性は向上する。

6. 開発課題と開発計画

主な開発課題としては以下が挙げられる。

(1) 鋼球の遮蔽性能評価

本工法の特徴は中実、中空の様々な大きさの鋼球を遮蔽材として使用することにある。これは初めての経験であるので、遮蔽性能については実験も含めて詳細な検討が必要である。それに付随し

て遮蔽材の取扱い性（充填、回収、デブリ等の切削時のハンドリング方法）の詳細化、さらにデブリの臨界性や冷却性への影響等をより正確に評価できるようにする。

(2) 「燃料デブリ取出し装置」は高放射線下で燃料デブリ・構造物を視認、切削して取出すための多機能性が要求される特有な装置である。この装置の機構、機能、耐久性、保守性、耐震性等について検討を深め、最終的には総合的モックアップ試験により確認・改良を行うものとする。

上部構造物撤去用マニプレータ、孔開け装置、遮蔽材充填・回収装置等の本工法に特有の各種装置もこれと同様の方法で開発する。

(3) デブリの切削方法

模擬デブリ等を用いて最適な材料、工具、切削方法、設備としての仕様を検討する。

(4) 汚染された大型重量構造物の取出し

デブリを取り出す前に、上部のCSP、PCV蓋、RPV上部ヘッド等を切断、搬出する。さらには場合によっては除染して遮蔽機能を持つ収納箱等に収納して建屋外に搬出する。これらを実行するために今後、設備の仕様、作業方法を詳細に検討する。

(5) RC壁面、CSP、PCV/RPVの蓋等の遠隔除染

上記(4)で述べた大型構造物の取出し前に上記高濃度汚染構造物を遠隔で除染する必要がある。その前提として事前の汚染度評価、除染効果評価方法も確立する。

(6) 放射性物質の拡散抑制と汚染された構造物の取扱い時の被ばく低減

大型構造物、デブリを収納する容器や各種設備がPCV、RPV内からオペフロに出し入れされる際、放射性物質がオペフロに拡散しないように配慮しなければならない。吸排気設備の仕様検討による汚染物質の流出抑制、閉じ込め設備の詳細な検討、作業に伴う被ばく低減を図る設備と作業方法の検討を行う。

(7) 作業に伴い発生する各種放射性物質（切削粉）の回収、管理

気中及び水中に存在する切削粉の回収設備の詳細検討、性能評価が必要である。

(8) 照明・観察・計測装置

RPV内、PCV内、DSP内では、完全に暗闇、高放射線環境下で遠隔で作業を行う。このため、照明、観察、計測設備は極めて重要な役割を果たす。高放射線、塵埃が多い環境での作業に適する設備を検討する。

これらの課題に対する基本的な開発の進め方の流れは次のようになる。

- ①基礎的技術開発：耐放射線性、防水性、防塵性、耐久性の材料、部品の開発、確認
- ②要素技術開発：デブリ／構造物の切削・切断、マニプレータ、炉内観察、遮蔽材、切削粉回収等の技術開発
- ③試作・開発試験：燃料デブリ取出し装置／張力トラス、孔開け装置、上部構造物撤去用マニプレータ、自走マニプレータ、炉内観察装置、各種切削設備等の技術開発
- ④各種装置性能・機能試験：炉容器内空気浄化装置、燃料デブリ冷却水浄化設備、撤去機器の遠隔除染・切断装置等に関する試験
- ⑤総合的モックアップ試験：①～④で開発された技術、装置、構造物を実環境に近い状況で単体及び装置／構造の組み合わせのもとで設備／システムの機能、耐久性、習熟性等の試験を行い、総合的機能を確認し、必要なら改良を図る。

7. おわりに

本概念検討では、冠水工法に替わる「燃料デブリ取出し装置による遮蔽材充填・気中での燃料デブリ取出し工法」について、燃料デブリの取出しシナリオと手順、取出し装置及び設備の検討並

びに、取出し作業時に安全上考慮すべき事項（放射線量評価、臨界安全性、燃料デブリ冷却性等）について検討を実施した。その結果、本協同グループ提案の工法は基本的に安全で確実性のあるものであり、福島第一原子力発電所1～3号機に、柔軟に対応できる工法であることを確認できた。

福島第一原子力発電所1～3号機の格納容器の現状から冠水工法の適用が難しい可能性があり、燃料デブリの気中取出し工法の検討の重要性が高まって来ている。今後、本代替工法の実機適用のための詳細検討・成立性評価を進めるには、更に詳細なプラント情報（原子炉構造等の設計データ、各号機の現場状況、燃料デブリの状況）に基づき検討を行い、必要な技術・装置の開発を行う必要がある。

福島第一原子力発電所1～3号機の燃料デブリ取出しの効率的で安全かつ信頼性ある技術・装置の開発・適用に向け、当協同グループが提案した「燃料デブリ取出し装置による遮蔽材充填・気中での燃料デブリ取出し工法」の検討が進められ、更には、これらの技術を総合し、今後の原子炉の廃止措置への適用を目指して廃止措置技術の確立が図られることを希望している。

参考文献

- 1) L. M. Petrie, Jr., R.A. Lefebvre and D. Wiarda, ORNL/TM-2005/39 Version 6.1, June, 2011.
- 2) 西原健司, 岩元大樹, 須山賢也, “福島第一原子力発電所の燃料組成評価,” JAEA-Data-Code-2012-018, September, 2012.
- 3) NUREG/CR-6197 TMI V(93)EG10 EGG-2734, “TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report,” 1994.
- 4) 平澤他, “流れ場に充填された球状物体の強制対流熱伝達の数値解析”, 神戸大学大学院工学研究科—システム情報学研究科紀要, August 27, 2010.

汚染水貯蔵タンクの遠隔除染システム

八塩 晶子*、大野 耕太郎*、沼崎 孝義*、井出 一貴*

Remote decontamination system for contaminated water tanks

Shoko YASHIO*, Kotaro OHNO*, Takayoshi NUMAZAKI*, Kazuki IDE*

(株)大林組は、様々な除染技術を実証した経験や建設現場で培った遠隔・無人化施工の実績をもとに、平成25年度補正予算「汚染水処理対策技術検証事業」に係る補助事業者として東京電力(株)福島第一原子力発電所の汚染水貯蔵タンクの除染技術を開発した。本技術は作業員の被ばく抑制を目的に人がタンク内に入らずに除染作業を遠隔操作により行うことを可能とし、液体廃棄物を発生しない除染技術と、地表ヤードを専有しないで除染を行うための作業用構台で構成される。実規模大タンクを用いた実証試験を実施し、本技術による除染性能と実用性が高いことが確認できた。本稿では、開発した遠隔除染システムと実証試験の概要を説明する。

Based on the experience of decontamination works and achievements of construction with remote-handling/unmanned technologies, Obayashi Corporation has developed technologies for the decontamination of contaminated water tanks at the Fukushima Daiichi NPS as an entity to implement with subsidies the 'Validation of technologies for contaminated water management' project in the FY2013 Supplementary Budget. Our remote decontamination system requires no manned operation inside tanks during decontamination work and contributes to exposure reduction. The decontamination performance and system practicality have been confirmed by full-scale demonstration test. This report describes the technology outline of present system and its demonstration test results.

1. はじめに

東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機における汚染水問題に対する予防的・重層的な追加対策の一つとして、ボルト締め型タンクから溶接型タンクへの交換を加速することとしている¹⁾。追加対策のうち、活用するにあたって確認・検証が必要で技術的に難易度が高いものについて技術の検証を進めていくこととされており、平成25年度補正予算「汚染水処理対策技術検証事業」として汚染水貯蔵タンク除染技術検証事業(以

下、本事業という)が公募された。本事業は、解体作業における作業員の被ばくを低減する観点から、複雑な構造を有するボルト締め型タンクにおいて、内部に貯留する汚染水を排水し、解体する前の作業として行う除染作業について、除染性能を検証するための実証試験を行うものである。

大林組は本事業の補助事業者として、作業員がタンク内に入ることなく除染作業を行う技術を開発した。本稿では、大林組が開発した遠隔除染システムと実証試験結果について概要を説明する。

* : (株)大林組 (Obayashi Corporation)

2. 遠隔除染システムの概要

2.1 技術要件

本事業の与条件を考慮し、汚染水貯蔵タンクの除染技術に求められる技術要件として以下の項目を設定した。

- ①β核種（ストロンチウム90等）を主体とした汚染の除去
- ②液体廃棄物のゼロ化、二次廃棄物の発生抑制・高回収率
- ③タンク内面の湾曲部・接続フランジ部への対応
- ④タンク群外周から直接アクセスできないタンクへの対応
- ⑤周辺環境への粉塵等の飛散防止
- ⑥除染効果、除染作業の同時確認

①は、公募時点ではβ核種がタンク内面にどのように浸透しているか明らかではなかった。また、望ましい性能として、より高い除染性能、より速い除染速度、省スペース化を目標とした。

2.2 遠隔除染システムの概要

作業員の被ばく低減の観点から、作業員がタンク内に入らずに除染作業を遠隔操作により行うことを基本とし、液体廃棄物を発生しない「3つの除染技術（ドライアイスブラスト、機械切削、ショットブラスト）を最適に組み合わせた除染装置」と、タンク群内側にあるタンクへの対応を可能とする「除染作業用の構台」等で構成される遠隔除染システムを考案した。以下に、本システムを構成する主要な技術を説明する。

(1) 全体概要

遠隔除染システムは、タンク上に設置した作業用構台を利用して、上蓋の撤去、タンク内への除染装置の取付け、仮蓋の設置を行った後、タンク内部を無人で除染するものである（Fig. 1）。また、タンク内の除染イメージをFig. 2に示す。タンクの上蓋を取り外したのち、タンク上部に旋回レールを取り付ける。このレールに「縦に伸びる昇降レールと一体となった旋回装置」を取り付け、昇降レールに設置した除染装置の昇降と旋回により、タンク内面に沿って移動しながら除染する。除染にあたっては、発生する粉塵を外部に漏出さ

せないように、タンクの上を仮蓋で覆う。

道路から離れたタンクには、構台上のクレーンで構台を延伸することによってアクセスし、構台上に設置した設備やクレーンを用いて除染する。ただし、遠隔除染を終えたタンクを端から順次解体、撤去していく場合は、地上に作業スペースを確保できるため、作業用構台は必ずしも必要としない。



Fig. 1 View of working platform

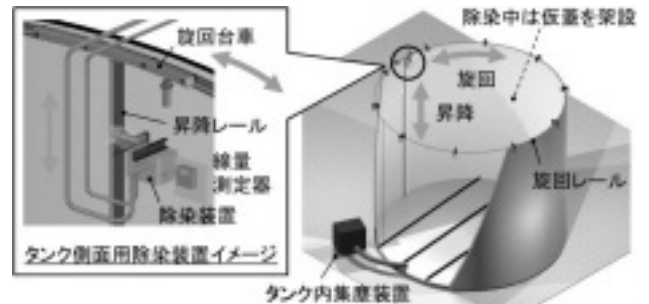


Fig. 2 View of decontamination equipment

(2) 除染技術

今回選定した以下の3つの除染技術は、除染作業で用いられた経験があり、いずれも液体廃棄物を発生しない方法である。各除染技術はタンク内の除染対象部位への適性について一長一短があるため、適材適所の考え方で活用する。以下及びTable 1にそれぞれの特徴を示す。

①ドライアイスブラスト

除染後に気化するため、二次廃棄物は発生しない。硬いものは削れないため、主に表面汚染の除去に有効である。

②機械切削




ワイヤブラシを回転させて塗膜に少し浸透した汚染物も除去可能であるが、削りくずが二次

廃棄物として発生する。またブラシが汚染するため、タンク内面から完全に汚染物質を除去することはできない。

③ショットブラスト

硬い面を強力に削れるため、タンク内面の塗膜に大きく食い込んだ汚染物も塗装と共に除去できる。その削りくずに加えて、再利用後の切削材が二次廃棄物になる。

Table 1 Characteristics of decontamination technologies

	ドライアイスブラスト	機械切削	ショットブラスト
概要	ドライアイスペレットを圧縮空気で対象面に投射して除染	高速回転するカップワイヤブラシを対象面に当てて除染	鋼粒や砂粒を圧縮空気で対象面に投射して除染
除染時の水の使用	使用しない	使用しない	使用しない
平面、曲面の除染	○	○	○
フランジ部、ボルト周りの除染	○	△ ^{*2}	○
タールエポキシ塗装の切削研磨	△ ^{*1}	○	○
二次廃棄物の発生 の低減	○	△ ^{*3}	△△ ^{*4}
備考	^{*1} タールエポキシ塗装の切削は難しい	^{*2} ブラシが当たりにくい面は除染し難い ^{*3} タールエポキシ塗装の切削粉が二次廃棄物となる	^{*4} タールエポキシ塗膜の切削粉に加えて、使用済みの鋼粒等が二次廃棄物となる
概要図			

(3) 作業用構台

作業用構台の組立／延伸手順を Fig. 3 に示す。作業用構台は、最初の 3 スパンを地盤上に設置したタワークローラークレーンで組み立てた後、作業構台上に設置したラフタークレーンで残りの構台を組み立てていく。作業用構台の延伸では、使用が完了した 1 スパン分の構台を解体・移設して構台を先へ延ばしていく。

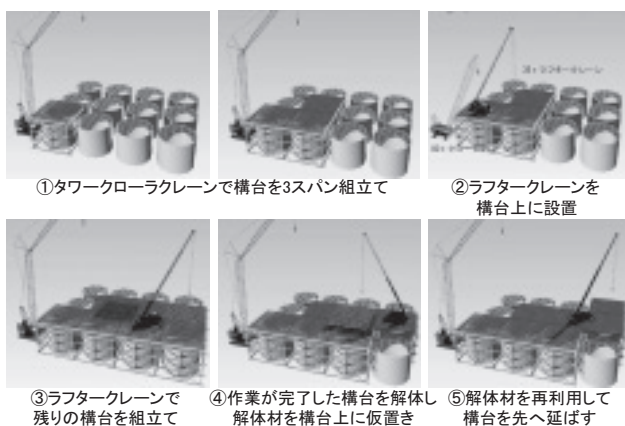


Fig. 3 Procedure for working platform

タンクの遠隔除染装置の設置、解体等は、作業用構台上のラフタークレーンによって実施する。作業用構台上には、ブラスト関連装置（ブラスト装置、コンプレッサ、回収装置、集塵装置）や除染作業の制御監視室等を設置する。これにより、地上のスペースはほとんど必要としない。なお、除染を終えたタンクをタンク群外周から解体、撤去していく場合は、タンク撤去後のスペースを作業用に確保できるため、作業用構台は必ずしも必要としない。

(4) 遠隔除染装置

(a) 装置の移動方法

Fig. 4 に示す除染装置をタンク内面に沿って移動させるためのフレームは、2本の昇降レールと1本の横行レールで構成され、タンク上部に設置した旋回レールからこれらを吊り下げる。

側面を除染する際は、この昇降レールに取り付けた除染装置を、昇降レールに沿って昇降させるとともに、フレーム全体を旋回レールに沿って旋回させることにより、側面全面を除染する。

底面を除染する際は、横行レールの下に1台の除染装置を吊り下げて、これを横行レールに沿って横行させるとともに、フレーム全体を旋回させることにより、底面全面を除染する。

側面用除染フレーム及び底面用除染フレームは、作業構台上でそれぞれの専用の除染装置と一体化してタンクに吊り込み、設置する。

(b) タンク側面用除染装置

側面用除染装置の概要と全景を Fig. 5 に示す。除染ユニットは、ドライアイスブラスト及びショットブラストの噴出ノズルと回収口がフードで覆われており、除染で発生する除去物を、ホースで接続された回収装置により吸引・回収する。除染ユニットをタンク側面に密着させて除染しながら移動することにより、外部に除去物や切削材を漏らしにくい構造となっている。

線量計測ユニットは除染ユニットに併設する。

(c) タンク底面用除染装置

底面用除染装置の概要と全景を Fig. 6 に示す。底面用除染装置も側面用除染装置と同様な機構（噴出ノズル、回収口、線量計）を備えるが、タンク底面は、底板継手のリブ、フランジが格子状に

存在するため複雑な構造となっており、底面に除染ユニットを密着させることができない。そのため、Fig. 6右のように、ユニットの下部をスカート構造とし、装置の移動中は底板継手部の凹凸にスカートが追従して変形することにより、可能な限り除去物等を外部に漏らさない構造としている。

(d) 機械切削

タンク側面用除染装置にはブラストノズルを囲むフードがあるため、ノズルが側板の上端・下端まで届かず、高さ500mm程度の不可動域が生じる。この範囲を除染するため、昇降レールの上端と下端に機械式切削除染装置を取り付けて除染を行う。Fig. 7左には上端部及び下端部の機械切削式除染装置の概要を示す。

ブラシにカップワイヤブラシを用いた場合、使用に応じて徐々にすり減り、ブラシを除染対象面に押し付ける機構が必要となる。それを不要とするため、Fig. 7右に示す紐状のワイヤブラシを考案し、それを回転させて切削する。



Fig. 6 Decontamination equipment for bottom

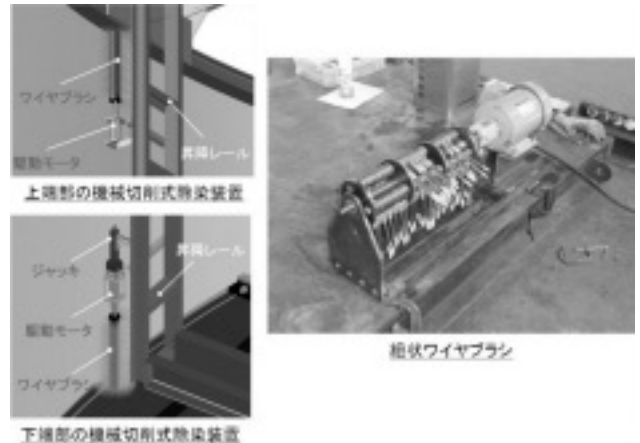


Fig. 7 Decontamination equipment for corner

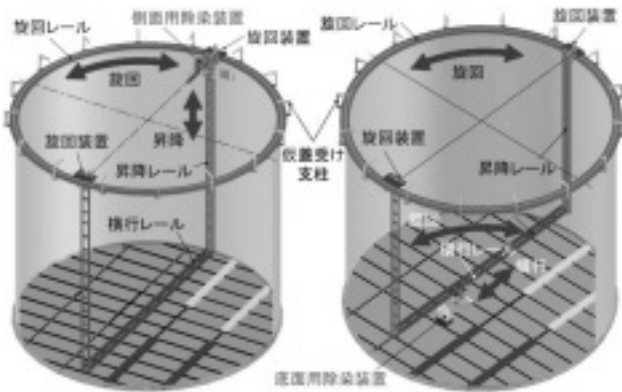


Fig. 4 Transfer mode of decontamination equipment

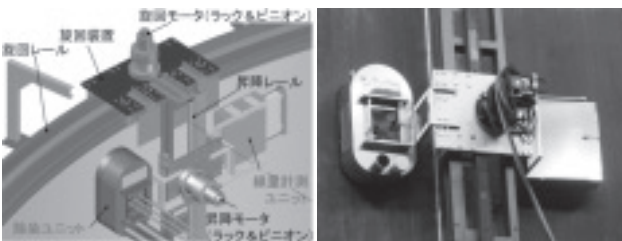


Fig. 5 Transfer mode of decontamination equipment

(5) 回収・分別装置

ショットブラストの除去物及び切削材を回収したのち、分別して再利用する流れと装置をFig. 8に示す。図中①～⑥の装置は、作業用構台上に設置する。

ブラストにより生じた除去物と切削材は、③の長距離空気搬送機により、④の切削材分別回収装置へと送られる。ここで切削材は除去物と分別されて②へ戻り、再利用される。一方、除去物は⑤

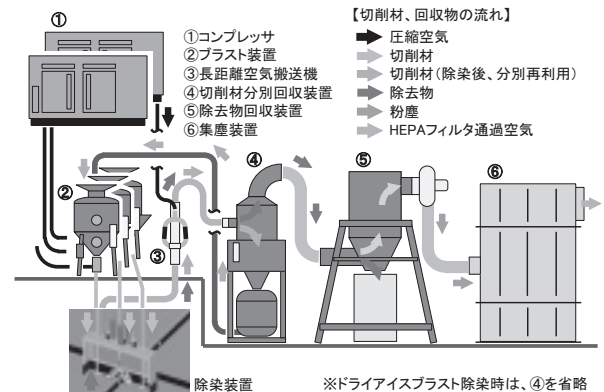


Fig. 8 Collecting and separating units for shot blasting

の除去物回収装置で回収されるが、そのうち粉塵は、⑥の集塵装置に送られ、HEPAフィルタを通過後、外へ排出される。なお、ドライアイスブラストの場合は、④が不要となる。

(6) タンク内集塵装置

除染作業中にタンクから外部環境に放射性物質を含んだ粉塵を飛散させないことが求められる。そのため、タンク上部に仮蓋を設置し、巡回装置の動線確保のために生じる仮蓋とタンク側板の離隔部分をシートでふさぐ。除染ユニットのフードから漏れた除去物、切削材のうち、粉塵はタンク点検口に接続された毎分500m³の風量を有する集塵装置で回収する。さらに、仮蓋には毎分200m³の風量を有する送風機を設置し、外気をタンク内部に導入することにより、集塵を補う (Fig. 9)。一方、質量の大きい除去物や切削材はタンク底面に堆積する。これらは後に底面除染装置の回収機構を利用して回収する。

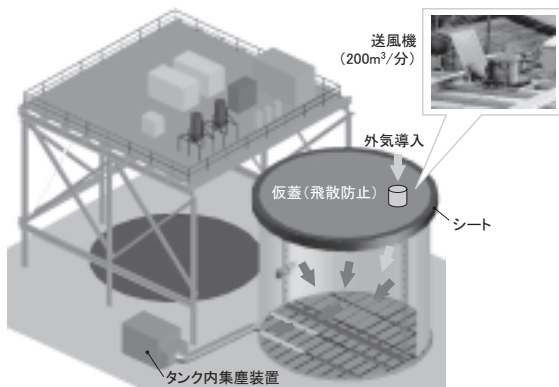


Fig. 9 Dust collection equipment

(7) 放射線量計測システム

計測ユニットは、除染ユニットに併設し、除染作業中に発生する粉塵により検出面が汚染されることを防止するため、遠隔操作で検出面をボックス内に格納できる構造とする。1秒ごとに線量計測値とタンク内での位置情報を取得し、除染装置制御・監視室内のコンピュータにデータを保存する。これらの結果は、制御・監視室内のモニタに表示される (Fig. 10)。

計測は、除染作業開始前と終了後に行う。除染作業開始前に汚染状況を詳細に把握することで、



Fig. 10 Radiation measurement system

効率的な除染計画が可能となり、除染後の計測により除染効果が確認できる。

(8) 除染装置制御・監視システム

除染装置はコンピュータ制御され、作業構台上に設置した除染装置制御・監視室内のコンピュータにより遠隔操作する。その際、タンク内部に設置したカメラを用いて各装置等の様子をモニタで監視する。

3. 実証試験の概要及び試験結果

3.1 実証試験の目的及び実施場所

(1) 試験の目的

本実証試験は、我々が考案した「3つの除染技術 (ドライアイスブラスト、機械切削、ショットブラスト) を最適に組み合わせた除染装置」と、タンク群内側にあるタンクへの対応を可能とする「除染作業用の構台」等で構成される遠隔除染システムを実証するものである。

そのため、特に以下の項目についての確認を行うことを目的とした。

- ・ 3つの除染技術の基本的な除染性能
- ・ 側面用除染装置の除染性能と除染最適化
- ・ 底面用除染装置の除染性能と除染最適化
- ・ 除染速度
- ・ 線量計測システムの有効性と測定限界
- ・ 除去物、切削材の回収性と廃棄物量

なお、除染性能は通常、除染前後の放射線量の変化を計測して評価するが、本試験では試験場所の制約上、放射性物質を利用した試験が実施できないことから、ブラスト等による物理的な切削量で評価することとした。

(2) 試験場所及び実規模試験体の概要

試験は、大林組東京機械工場（埼玉県川越市）の敷地内で行った。提案した遠隔除染システムは、当社が有する建設分野での開発技術を応用することが可能で、実現性が高いと考えられることから、実物大の汚染水貯蔵タンクと遠隔除染装置を製作し、装置の除染性能や除去物回収性能、動作等を検証することとした。また、作業用構台の構築、タンクの除染、廃棄物の回収までの一連の作業を実証し、除染作業の作業効率を測定した。Fig. 11に実証試験の全景を示す。

タンクはFig. 12に示すように直径約12m、高さ約10mの1200m³円形タンクである。内部側面及び底面には、タールエポキシが塗布されている。また、福島第一原子力発電所のボルト締め型タンクの底面継手には、様々な形状を有したものがあり、異なるシーリング等が施されている。本試験では実物大タンクの底面にもこれらの継手を再現し、除染性能を評価した。



Fig. 11 View of decontamination test

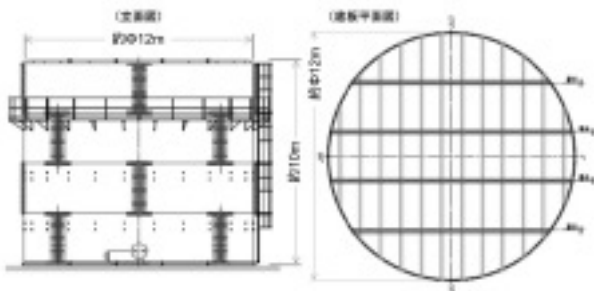


Fig. 12 Design drawing of full-scale tank

3.2 ブラスト性能確認予備試験の内容及び結果

実物大タンクでの試験の前に、ドライアイスブラスト、ショットブラストについてブラスト材の選定を行うとともに、除去性能を把握しておくための予備試験を行った。

(1) ドライアイスブラスト除去性能試験

(a) ドライアイスブラスト材の選定

ドライアイスは酸化してしまい、回収、再利用することがないため、切削能力が選定の基準となる。今回、粒が大きいいため切削能力が高く、ブラスト用ホースの内部での昇華も少ないペレットタイプを用いることとした。

(b) ドライアイスブラスト除去性能確認のための予備試験

除染装置に搭載する前に、ドライアイスブラストの除去性能を確認するため、予備実験を実施した。鋼製タンクの内面には、全面を黒色タールエポキシが塗布されているほか、鋼板の接合部には止水、錆止め対策として塗膜、シート等が施されている。ストロンチウムがこれらの塗膜、シートあるいは母材の鋼板においてどのように付着、あるいは浸透しているかは明らかではない。我々の提案するブラストまたは機械切削は、物理的に除去する工法であるため、ブラストが塗膜、シート等をどの程度削り取ることが可能であるかを確認することにより、除染性能を評価することとした。

①試験体

鋼板に汚染水タンク内部の仕様と同等の黒色タールエポキシ樹脂塗装、白色シーリング、止水シート、アスファルトルーフィング (Fig. 13左上) を施したものの、ならびに鋼板+黒色タールエポキシに模擬汚染として白色エポキシラッカーを塗装したものとした。

②試験方法

ブラストノズル自動送り装置のテーブル上に試験体を固定後、所定の離隔距離・角度で移動アームに固定したブラストノズルを一定の速度で移動させながら試験体をブラストし、試験体表面の除去の程度と除去できた幅を確認する。

③ブラスト条件

ブラスト吐出圧=1.0 MPa、ノズル径=8 mm

④評価パラメータ

・ノズルの移動速度

- ・ノズルと試験体との離隔距離
- ・ノズルの角度

⑤試験結果

結果をFig. 14に示す。ドライアイスブラストによって、模擬汚染として塗布した白色エポキシラッカーを除去することはできた（ノズル移送速度2.0m/分、1回あたり除去幅20mm）。また白色シーリング、アスファルトルーフィングに対しては、速度を0.3m/分と遅くした場合には除去可能であったが、その他のシーリング等については除去できなかった。

以上の結果より、ドライアイスブラストはタンク内面に広く塗布されたタールエポキシ塗装面に

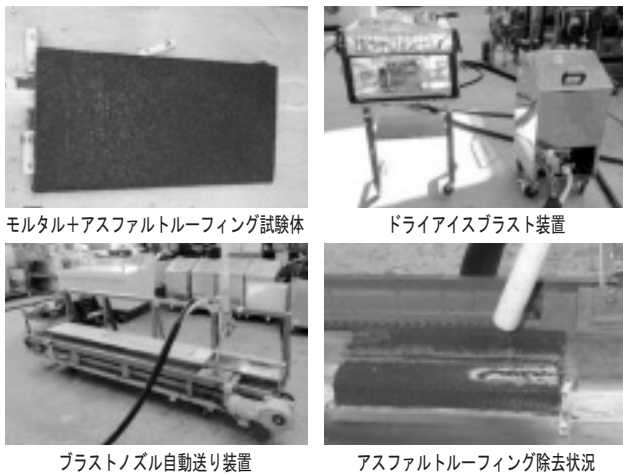


Fig. 13 Preliminary test for dry ice blasting

付着した汚染の除去に適用できるものと結論づけた。

(2) ショットブラスト除去性能試験

(a) ショットブラスト材の選定

ショットブラストの切削材は、回収・循環して再利用するため、回収性・再利用性と、切削能力が選定の基準となる。建設等の工事でよく使用するガーネット、アルミナ、スチールグリッドを対象に検討を行い、回収性の点から比重が軽く、再利用性の観点からは粒度が適切で、かつ硬度の大きいアルミナを選定した。

(b) ショットブラスト除去性能確認のための予備試験

前述のドライアイスブラストと同様に、除染装置に搭載する前に、ショットブラストの除去性能を確認するため、予備実験を実施した。ドライアイスブラストでは除去が難しいシーリング・止水シート・アスファルトルーフィングを施した試験体について、ショットブラストで除去できるか否かを確認した。Fig. 15に予備試験の状況を示す。

①試験体

銅板に汚染水タンク内部の仕様と同等の黒色タールエポキシ樹脂塗装、白色シーリング、止水シート、アスファルトルーフィングを施した。

②試験方法

ドライアイスブラストと同じ。

部位	タンク全面		タンク側面				タンク底面	
	鋼板	鋼板+黒色タールエポキシ	白色シーリング* (薄塗り)	アスファルトルーフィング+シーリング	止水シート+白色シーリング*	白色シーリング* (厚塗り)	止水シート+白色シーリング*	モルタル
除染対象面	黒色タールエポキシ	白色エポキシラッカー (模擬汚染塗装)	白色シーリング* (薄塗り)	アスファルトルーフィング+シーリング	止水シート+白色シーリング*	白色シーリング* (厚塗り)	止水シート+白色シーリング*	アスファルトルーフィング
ノズル移動速度	0.3m/分	2.0m/分	0.3m/分	0.3m/分	0.3m/分	停止	停止	0.3m/分
ノズルと試験体との離隔距離	100mm	200mm	100mm	100mm	100mm	100mm	100mm	65mm
ノズルの角度	90°	90°	90°	90°	90°	90°	90°	70°
除去の可否 (実験により除去することができた幅)	△ (-) 	○ (25mm) 	○ (-) 	△ (-) 	× (-) 	× (-) 	× (-) 	○ (20mm)
評価	除去できるが幅が狭く移動速度も遅いため、非効率	除去に有効	膜状に捲れるため、有効性を除染実験で再確認	ルーフィングは除去できるが、シーリングは除去できない	ほとんど除去できない	ノズルを停止させても、除去できない	ノズルを停止させても、ほとんど除去できない	除去できるが移動速度が遅いため有効性を再確認

Fig. 14 Results of preliminary test for dry ice blasting

③ブラスト条件

ブラスト吐出圧=0.5~0.6MPa、ノズル径=10mm、ノズル確度=90°

④評価パラメータ

- ・ノズルの移動速度
- ・ノズルと試験体との離隔距離

⑤試験結果

結果をFig. 16に示す。薄いシーリングは移動速度を0.6m/分と遅くすることで除去できたが、厚いシーリングや止水シートが介在するものについては、移動速度を遅くしたうえで、複数回のブラストの繰り返しが必要となる。一方、アスファルトルーフィングは、移動速度を遅くすることで除去できた。

以上より、ショットブラストは、シーリング、止水シート、アスファルトルーフィングに浸入した汚染の除去に適用できるものと結論づけた。

3.3 実証試験の内容及び結果

(1) 遠隔除染装置による側面除染試験

側面用除染装置にドライアイスブラスト装置、ショットブラスト装置、機械切削装置を設置し、タンク側面への遠隔操作による除染性能を試験した。その結果をFig. 17に示す。

前述のように、ドライアイスブラストはタールエポキシに付着した汚染の除去に用いることから、汚染に見立てた白色ラッカーエポキシをタールエポキシ面に塗装して、これを除去する場合の速度や除去幅を確認した。その結果、除染装置の移動速度を1.5m/分とした時、除去幅は70mmとなった。

ショットブラストでタールエポキシ除去を実施した場合、移動速度3m/分で除去幅は100mmとなった。またシーリングやアスファルトルーフィング除去では、移動速度0.6m/分で除去幅は100mmとなった。なお、これらは膜状にめくれて残ることがあるが、2回ブラストすることで、より多く除去できることを確認した。

(2) 遠隔除染装置による底面除染試験

タンク底面への除染性能を試験した結果をFig. 18に示す。

側面と異なる仕様として、フランジにシーリングが施された箇所(図中④⑤)と、フランジにモルタルとアスファルトルーフィングが施された⑥がある。④⑤は、1回のブラストではシーリング

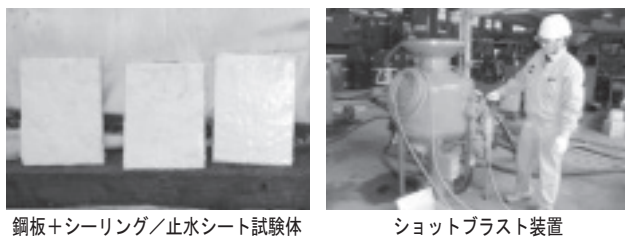







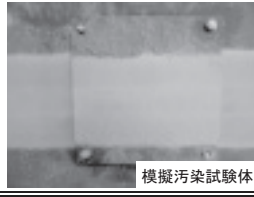


Fig. 15 Preliminary test for shot blasting

部位	タンク側面			タンク底面			
下地	鋼板+黒色タールエポキシ			モルタル			
除染対象面	白色シーリング(薄塗り)			止水シート+白色シーリング		アスファルトルーフィング	
ノズル移動速度	2.0m/分	0.6m/分	0.6m/分	0.6m/分	0.6m/分	0.9m/分	0.75m/分
ノズルと試験体との離隔距離	200mm	200mm	100mm	100mm	100mm	65mm	65mm
除去の可否 (実験により除去することができた幅)	× (-)	× (-)	○ (15~25mm)	△ (10~25mm)	△ (減厚が可能)	△ (減厚が可能)	○ (30mm)
評価	除去できない	除去できない	移動速度は遅いが除去に有効	厚さにより除去できないため、除染実験で有効性を再確認	一回では除去できないが、複数回での有効性を実験で再確認	一回では除去できないが、複数回での有効性を実験で再確認	除去できるがモルタルも大きく切削する

Fig. 16 Results of preliminary test for shot blasting

①模擬汚染除去(DIB)		③目地シール除去(SB,1回目)		④シール+止水シート除去(SB,1回目)		⑥アスファルトルーフィング除去(SB,1回目)					
											
②タールエポキシ除去(SB)		③目地シール除去(SB,2回目)		⑤脚部シール除去(WB)		⑦発錆部除去(SB)					
											
除去対象	除染技術	圧力	除染面とノズルの離隔距離	速度	除染幅	除去対象	除染技術	圧力	除染面とノズルの離隔距離	速度	除染幅
①タールエポ+模擬汚染	DIB	0.7MPa	200mm	1.5m/分	70mm	⑤脚部シール	WB	—MPa	—mm	3.0m/分	500mm ※
②タールエポ	SB	0.4MPa	200mm	3.0m/分	100mm	⑥タールエポ+ASルーフィング	SB	0.4MPa	200mm	0.6m/分	100mm
③タールエポ+シール	SB	0.4MPa	200mm	0.6m/分	100mm	⑦タールエポ+錆	SB	0.4MPa	200mm	3.0m/分	100mm
④タールエポ+シール+止水シート	SB	0.4MPa	200mm	0.6m/分	100mm						

(DIB:ドライアイスブラスト、SB:ショットブラスト、WB:ワイヤーブラシ) ※ブラシ幅

Fig. 17 Results of decontamination test for side



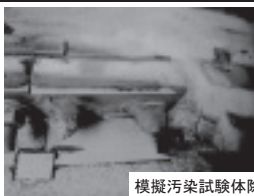
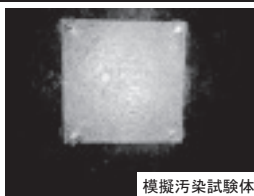




①模擬汚染除去(DIB)		③補強リブ/模擬汚染除去(DIB)		⑤フランジ/ボルト周りシール除去(SB)		⑦発錆部除去(SB,除染前)					
											
②タールエポキシ除去(SB)		④フランジ/厚塗りシール除去(SB)		⑥モルタル+ASルーフィング除去(SB)		⑦発錆部除去(SB,除染後)					
											
除去対象	除染技術	圧力	除染面とノズルの離隔距離	速度	除染幅	除去対象	除染技術	圧力	除染面とノズルの離隔距離	速度	除染幅
①タールエポ+模擬汚染	DIB	0.7MPa	200mm	1.5m/分	70mm	④フランジ厚塗りシール	SB	0.4MPa	100mm	0.6m/分	80mm
②タールエポ	SB	0.4MPa	200mm	1.0m/分	100mm	⑤フランジボルト周りシール	SB	0.4MPa	100mm	0.6m/分	80mm
③補強リブ/タールエポ	DIB	0.7MPa	200mm	1.5m/分	70mm	⑥モルタル+ASルーフィング	SB	0.4MPa	65mm	0.6m/分	60mm
③補強リブ/タールエポ	SB	0.4MPa	200mm	1.0m/分	100mm	⑦タールエポ+錆	SB	0.4MPa	200mm	1.0m/分	100mm

Fig. 18 Results of decontamination test for bottom

を完全に除去することは難しいが、厚さは明らかに薄くなったことから、複数回のブラストで除去できると考えられる。また⑥は、アスファルトシートのさらに下地のモルタルまで大きく切削し

てしまうものの、アスファルトシートを除去できることを確認した。

(3) ショットブラストの鋼板切削能力の試験

ストロンチウムの汚染が鋼板に浸透していることも考えられることから、ショットブラストによる鋼板切削能力を評価した。タンク側面に鋼板を貼付け、側面除染装置の移動速度を変化させながらショットブラストで切削し、切削前後の鋼板の厚さを計測することで切削深さを算出した。

この結果、速度 3 m/分で 0.0063 mm、1 m/分で 0.0083 mm、0.5 m/分で 0.0272 mm となった。

(4) ショットブラストの切削材回収試験

ショットブラスト除染装置では、除染により発生する除去物と切削材をタンク外部に漏らさないことを確実にするため、除染対象箇所を回収フードで覆い、発生した除去物と切削材を回収フードの外に可能な限り漏らさない構造としている。さらに漏れ出た場合も、タンクを密閉空間として集塵装置により回収することとしている。

ここでは、このショットブラストについて、側面除染時及び底面除染時における除去物と切削材の回収率を確認した。また、回収した切削材を再度ブラスト機に投入し、回収切削材の再利用性を確認した。

(a) 側面除染時における切削材の回収試験

・側面除染時における回収率

側面除染装置による回収率は、切削材と除去物とを合わせて 97~95% との結果を得た (除染装置の移動速度 3 m/分、Table 2)。残りの 3~5% については、回収フード内に残留しているか、あるいは、除染装置が移動する際に、回収フードの真空状態が解放されて、回収フードからタンク内に漏れ出たと推測される。

・側面除染時における切削材の再利用性

切削材 50kg を用いて新品時及び 2 回目投入時の切削材の回収率を測定した。その結果、新品時の回収率は 81.0%、2 回目投入時の回収率は 69.1% となり、再利用性は悪くなることが分かった (Table 3)。この結果から、使用したアルミナ #24 の再利用回数は、最大で 3 回程度と考えられる。

(b) 底面除染時における切削材の回収試験

底面除染装置は、フランジなどの凸部の乗り越えのため、回収フード下端の集塵ゴムを長くしており、その結果隙間が生じ易くなる。このため、

切削材や切削された除去物がフードの外に漏れ易くなる。この漏れ出た切削材等を、除染後に再度、ブラストなしで回収のみ行った。その結果、除染時の回収率は 64% であったが、除染後にブラストなしで回収したものと合わせると、回収率は 95% となり、側面除染装置と同等の回収率が得られた (Table 4)。

この結果から、除染作業後に再度、回収目的で底面除染装置を稼働することとした。

Table 2 Reusability with new shot material

	切削面積	鋼板 ¹⁾ 切削量	(回収)切削材	除去物回収装置		その他 ^{2) 3)}	合計
				除去物	フィルタ ²⁾		
①切削前	—	—	50kg	—	—	—	50kg
			100%				100%
②切削後	0.68m ²	0.034kg	40.5kg	7.6kg	0.3kg	1.6kg	50.034kg
		0.07%	81.0%	15.2%	0.6%	3.2%	100.07%

1) 計算値 2) 実験による推定値 3) 除染装置回収フード内・汚染水タンク内に残留

Table 3 Reusability with reuse shot material (side)

	切削面積	鋼板 ¹⁾ 切削量	(回収)切削材	除去物回収装置		その他 ^{2) 3)}	合計
				除去物	フィルタ ²⁾		
①切削前	—	—	40.5kg	—	—	—	40.5kg
			100%				100%
②切削後	0.54m ²	0.027kg	28.0kg	10.0kg	0.4kg	2.1kg	40.527kg
		0.07%	69.1%	24.7%	0.9%	5.3%	100.07%

1) 計算値 2) 実験による推定値 3) 除染装置回収フード内・汚染水タンク内に残留

Table 4 Reusability with reuse shot material (bottom)

	切削面積	鋼板 ¹⁾ 切削量	(回収)切削材	除去物回収装置		その他 ³⁾	合計
				除去物	フィルタ ²⁾		
①除染前	—	—	50kg	—	—	—	50kg
			100%				100%
②除染時の回収量	0.68m ²	0.034kg	23.4kg	8.6kg			
④除染後の回収量	—	—	8.4kg	7.2kg			
②+④回収量合計	—	0.034kg	31.8kg	15.8kg	0.3kg	2.1kg	50.034kg
		0.07%	63.6%	31.6%	0.6%	4.2%	100.07%

1) 計算値 2) 実験による推定値 3) 除染装置回収フード内・汚染水タンク内に残留

(5) 線量計測装置の性能試験

本試験では、複数の密封線源を側面、底面に設置し、検出可能距離、走査速度の目安値、検出限界値を確認した。結果を以下に示す。

対象線源であるストロンチウム 90 の測定には、CANBERRA 製の Argos-3/5PB を用いた。線量計測装置は除染ユニットの隣に搭載し、遠隔操作により走行しながらタンク内の側面、底面ともに全面を測定する。側面と検出面の離隔距離は 100 mm とした。底面はフランジとの干渉を回避

するため、離隔距離を200 mmとした。

①検出可能距離

底面測定の場合、検出器端から概ね20 cm程度まで、側面測定の場合、検出器端から概ね10 cm程度まで感度を有することが確認できた。

②移動測定 (側面)

走査速度10 cm/秒であっても、120 Bq線源も含め、いずれも良い再現性があった (Fig. 19)。

③移動測定 (底面)

走査速度 3 cm/秒程度の場合、120 Bq(面密度 0.8 Bq/cm²程度) 線源の検出も可能であった。

④検出限界値

底面継手部で10~15 cps、底面平面部 6~12 cps、側面 4~8 cpsであった。

側面では10 cm/秒、底面では 3 cm/秒の速度で計測する場合、120 Bq線源 (0.8 Bq/cm²程度) の検出が可能であった。検出目標レベルを 4 Bq/cm²とした場合、これらの走査速度であっても十分な精度でDFを算出可能であると推定される。

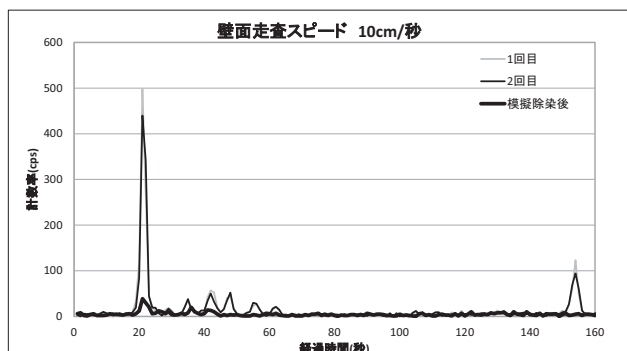


Fig. 19 Radiation measurement results (10 cm/s)

3.4 適用に向けた検討成果

(1) タンク 1 基あたりの除染作業フロー

各ブラストで確認された除去性能に基づき、タンク内の汚染除去の観点から、Fig. 20に示す除染手順を最も有効な方法であると考えた。すなわち、タンク側面の継手部や線量の高い部位をショットブラストで除染した後、底面用の除染装置に交換して底面も同様にショットブラストで除染する。ショットブラストの前後で線量測定を行い、除染効果を確認する。次に側面用ドライアイスブラスト除染装置に交換し、タンク側面全体を

ドライアイスブラストで除染した後、底面用除染装置に交換して底面全体もドライアイスブラストで除染する。ドライアイスブラストは、ショットブラスト後に粉塵等がタンク側面や底面に付着した場合の除去を兼ねている。除染後に再度線量を測定し、除染完了を確認する。その後、タンク内に作業員が入り、底面隅部や除染装置・フレームに残留した除去物を吸引回収する。

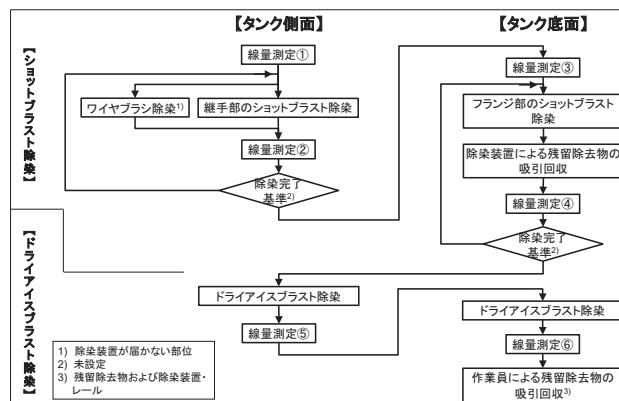


Fig. 20 Decontamination work flow

(2) タンク群への展開

除染フローで示した方法で除染する場合、側面用と底面用、ショットブラストとドライアイスブラストの合計 4 台の除染装置を使用するため、工程の短縮化の観点から、タンク 4 基を同時に除染する計画とする。すなわち、Fig. 21に示すように、側面のショットブラスト除染を終了後、そのタンクから次のタンクへ装置を移動し、除染を開始する。並行して、側面のショットブラスト除染が終了したタンクには、底面のショットブラスト装置を設置し、除染を開始する。このように、隣接するタンクに順次、除染を進めていく。除染作業中のタンク 4 基に寄りつくため、6 スパン (タンク 6 基分) の作業用構台を設置し、構台上には 4 組のブラスト装置、回収装置、移動用のラフタークレーン 1 台を設置する。そのほか、構台上への資材を揚重するためのタワークローラークレーン 1 台を地盤上に配置する。

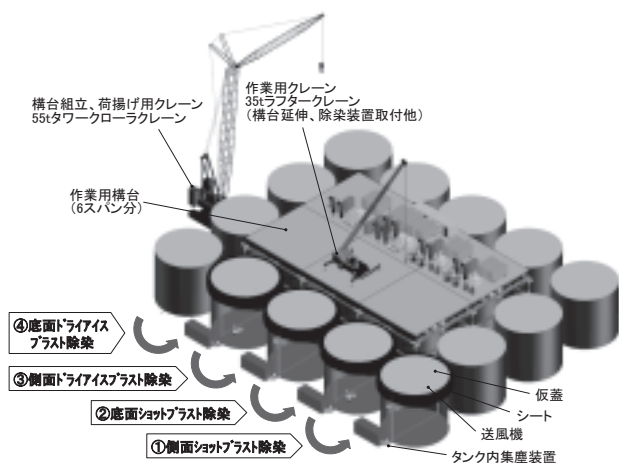


Fig. 21 Decontamination work sequence

(3) 除染時間の試算

(a) 部位単位の除染必要時間

除染試験に基づき、必要な除染時間を試算した結果を Table 5 に示す。なお、側面のドライアイス

スプラストは2本の昇降レールを使って除染装置2台で実施する。

線量計測に要する時間は、線量計の移動速度 10 cm/秒の場合、時間当たりの計測可能面積は 115.2 m² となり、計測に必要な時間はタンク側面で 3.5 時間 (406 m² ÷ 115.2 m²/時)、タンク底面で 1.0 時間 (117 m² ÷ 115.2 m²/時) となる。

(b) タンク 1 基当たりの除染作業日数

Table 5 の作業時間をもとに、作業ごとの必要日数 (1 日当たりの作業時間を 8 時間と設定) を算出し、(2) で述べた手順でタンク群を除染する場合の工程表を Fig. 22 に示す。除染日数は、最初のタンクで 22 日、その後のタンクで 22.6 日となり、5.2 日に 1 基を除染完了する計画となる。工程上のクリティカルパスは側面ドライアイスプラスト除染であり、これを短くできれば、全体の作業日数も短くなる可能性がある。

Table 5 Working hours for each work item

部位	除染方法	対象面積・長さ	除染速度	除染時間
① 側面目地	ショットプラスト	目地面積 = 29.3 m ²	100 mm × 0.6 m / 分 ÷ 1 回 = 3.6 m ² / 時	8.1 時間
② 底面目地	ショットプラスト	継手長さ = 43 m	0.6 m / 分 = 36 m / 時	1.2 時間
底面回収 (クリッド材の回収)		底面積 = 116.8 m ²	400 mm × 1.0 m / 分 = 24 m ² / 時	4.9 時間
③ 側面側板	ドライアイスプラスト	側面積 = 406.1 m ²	70 mm × 1.5 m / 分 = 6.3 m ² / 時	32.2 時間 ¹⁾
④ 底面底板	ドライアイスプラスト	底面積 = 116.8 m ²	70 mm × 1.5 m / 分 = 6.3 m ² / 時	18.5 時間

※ 除染装置の交換時間・移動時間や汚染が強固な場合を除く 1) 除染装置2台で除染

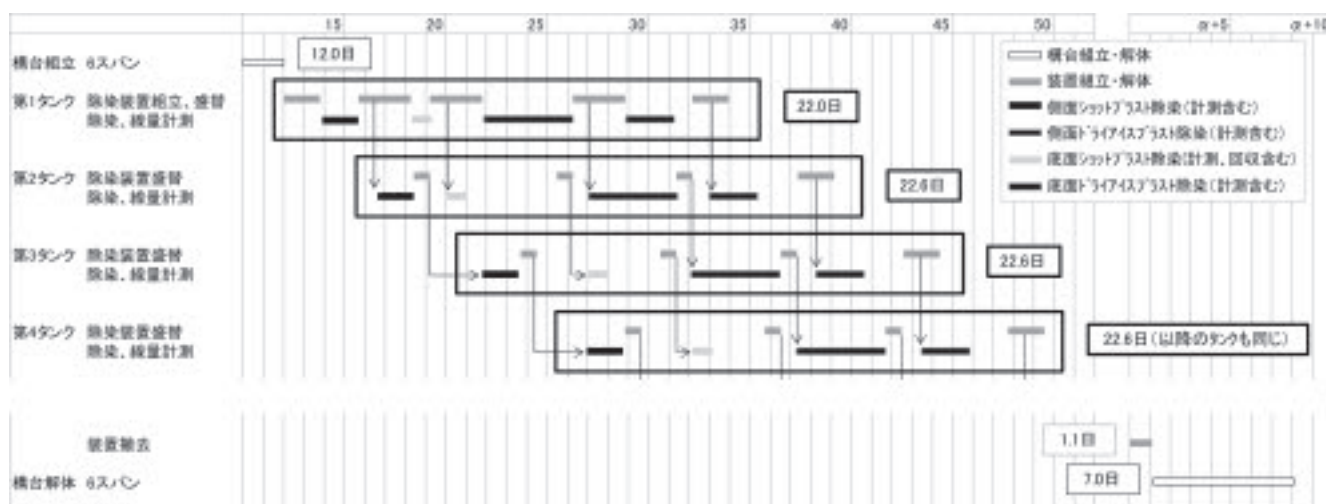


Fig. 22 Decontamination operation schedule

4. まとめ

本実証試験により、水を使用しない3つの除染技術を組み合わせた遠隔除染が可能との見通しを得た。各除染技術の適用部位として、ドライアイスブラストはタールエポキシに付着した汚染、ショットブラストはシーリング等の固着物に浸入した汚染や線量の高い汚染、機械切削は側面の上端・下端の汚染に対して適用するとの区分けを設定した。これらの除染装置を複数のタンクに順次展開することで、タンク1基あたりの除染日数を短縮化でき、解体を迅速化できる。また除染前後にタンク内全面に対し汚染の程度を遠隔で計測する技術により、除染計画の合理化が図れる。

本技術の適用により、タンク解体における作業員の被ばく低減に貢献できる。実現場への適用にあたっては、除染効果や作業歩掛りの確認が必要である。また、現地の汚染水貯蔵タンク周辺の

堰・配管や雨除け設備と、作業用構台や各種装置との干渉調整を行った作業計画の具体化が必要となる。

課題としては、ブラストの切削材と除去物の回収率の向上が必要である。また、実際の汚染水タンクの汚染状況に合致した除染性能と、発生する廃棄物量とを勘案して、最適な除染技術を選択/適用することも、今後の課題の1つである。

参考文献

- 1) 原子力災害対策本部, “東京電力(株)福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水問題に対する追加対策,” 平成25年12月20日.
- 2) 東京電力, “H4タンクエリアにおける汚染水の漏えいについて,” 特定原子力施設監視・評価委員会汚染水対策検討ワーキンググループ(第5回)資料2, 平成25年8月30日.

プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置とグローブボックス 解体撤去技術開発の状況

木村 泰久*、平野 宏志*、綿引 政俊*、久芳 明慈*、石川進一郎*

Status of decommissioning of the plutonium fuel fabrication facility and R&Ds of dismantling technologies for gloveboxes

Yasuhisa KIMURA*, Hiroshi HIRANO*, Masatoshi WATAHIKI*, Meiji KUBA*, Shinichiro ISHIKAWA*

日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料技術開発センターのプルトニウム燃料第二開発室は、ウラン-プルトニウム混合酸化物燃料の製造技術開発及びその実証施設として建設・運転されたが、現在廃止措置段階にあり、施設内のグローブボックスの解体撤去を進めている。

グローブボックスの解体撤去は、汚染拡大防止用のグリーンハウスを解体撤去対象のグローブボックスの周囲に設置し、空気供給式呼吸保護具であるエアラインスーツを着用した作業員がグローブボックス本体や内装機器を切断する方法で進めている。この方法は多くの実績がありその手順は確立しているものの、作業員の精神的、肉体的負荷は高い。そのため、解体撤去作業の安全性、経済性の向上を目的に、グリーンハウス内で小型重機を活用する新たな解体撤去技術の開発に着手した。本報告では、プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置、グローブボックス解体撤去技術開発の現状について報告する。

The Plutonium Fuel Fabrication Facility (PFFF) of the Plutonium Fuel Development Center in the Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories of the Japan Atomic Energy Agency is now in its decommissioning phase. In the PFFF, development of MOX fuel fabrication technologies had been conducted through MOX fuel fabrication for reactors. Now, terminated gloveboxes have been dismantled.

Gloveboxes to be dismantled are surrounded by a plastic enclosure to prevent from spreading contamination into process room. In this plastic enclosure, dismantling operations for gloveboxes are performed manually by workers, each wearing an air-feed suit. This dismantling methodology is technically well-established and relatively easy to implement. However, the mental and physical loads placed on workers wearing the air-feed suits are intensively high. Therefore, R&Ds on new dismantling technologies including utilization of heavy machines covered with plastic enclosure for anti-contamination have been started to reduce the potential risks associated with workers and decommissioning costs. This paper describes the status of decommissioning of the PFFF and the overview of developed dismantling technologies for α -tight gloveboxes.

*：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 核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料技術開発センター 環境プラント技術部

(Waste and Plant Technology Management Department, Plutonium Fuel Development Center, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management, Japan Atomic Energy Agency)

1. プルトニウム燃料第二開発室の概要

日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）、核燃料サイクル工学研究所、プルトニウム燃料技術開発センターのプルトニウム燃料第二開発室(Plutonium Fuel Fabrication Facility以下、「PFFF」という)は、高速実験炉「常陽」、新型転換炉「ふげん」等へのウラン-プルトニウム混合酸化物燃料（以下、「MOX燃料」という）の供給を通してMOX燃料の量産技術を開発するために国産技術で建設された施設であり、地上2階の鉄筋コンクリート構造で、延床面積は約9,500m²である。運転開始は1972年1月であり、PFFFにおけるMOX燃料製造は「ふげん」の運転停止に伴い、2001年11月に終了した。

PFFFには2つの燃料製造ラインがあった。一つは「常陽」用の燃料製造を行っていたFBRラインであり、もう一つは「ふげん」用の燃料製造を行っていたATRラインである。それぞれのラインの許認可上の燃料製造容量は1 tMOX/年と

10 tMOX/年であった。各製造ラインで製造した主な燃料仕様と累積生産量をTable 1に示す。

プルトニウムを非密封で取り扱うペレット製造設備や分析設備等は、気密性を有し内部が負圧に保たれたグローブボックス（以下、「GB」という）に収納されている。廃止措置着手前、PFFF内には100基（総容量約890m³）のGB、フード等が設置されていた。多くのGBには、初期の建設コストを下げるために高さ、厚みと長さを2.5m×1m×6mに標準化した大型のタイプが採用されており、GB缶体は硝酸溶液を使用するような湿式系のGBの一部で6mm厚のSUS304鋼を使用している以外は、4mm厚のSUS304鋼を用いて製作されている。また、それぞれのGBを核燃料物質搬送用のトランスファートンネルで接続している¹⁾。

廃止措置着手前におけるPFFFの各工程設備のGB、オープンポートボックス、フードの基数、容量等をTable 2に、PFFF及び典型的な燃料製造設備用GBの外観をそれぞれFig. 1とFig. 2に示す。

Table 1 Primary specifications and cumulative production of MOX fuel fabricated in the PFFF

	FBRライン	ATRライン	
	常陽	DCA ^{*1}	ふげん
Pu富化度	18%–30%	1%	2%
製造体数	375体	3,952本 ^{*2}	773体
MOX重量 (Pu重量)	5t (1.0 t)	12t (0.1 t)	139t (1.8 t)
製造時期	1972–1988	1972–1974 ^{*3}	1975–2001

※1：DCA Deuterium Critical Assembly（原子力機構大洗研究開発センター）

※2：DCA燃料はピン本数

※3：少数の試験用燃料製造時期を除く

Table 2 Number and capacity of GBs, open port boxes and foods in the PFFF

カテゴリー	基数	容量 (m ³)	備考
FBRラインGB	18	295.3	
ATRラインGB	28	342.5	
湿式回収用GB	14	126.9	硝酸溶液使用履歴あり
廃液処理用GB	4	54.0	硝酸溶液使用履歴あり
分析用GB	22	42.8	
オープンポートボックス	7	15.2	汚染レベル低
フード	7	10.6	汚染レベル低
合計	100	887.3	



Fig. 1 Appearance of PFFF



Fig. 2 Typical GB for fuel fabrication equipment

2. PFFFにおけるGB解体撤去

2.1 GB解体撤去方法の概要

GBの解体撤去作業は、汚染拡大防止用のグリーンハウス（以下、「GH」という）を解体撤去対象GBの周囲に設置し、空気供給式呼吸保護具であるエアラインスーツを着用した作業員が切断工具を駆使して、GBや内装機器を切断する方法で実施する。基本的な解体撤去作業のステップを以下に示す²⁾。

- ①対象となるGB周辺の非汚染機器を撤去
- ②GB内のふき取り除染及びペイント固定を実施
- ③GBを排気系統から切り離してGBを独立

- ④解体撤去用のGHを設置
- ⑤GB、内装機器の解体撤去を実施し、放射性固体廃棄物として専用容器に収納
- ⑥解体撤去用GHの除染、撤去を実施

Fig. 3に解体撤去用のGHの概念図を、Fig. 4にエアラインスーツ作業の様子を示す。

標準的なGHは、Fig. 3に示すようにGBの解体撤去作業を行う主作業室であるルーム1と、エアラインスーツ脱装時に除染及び汚染拡大防止措置を行うルーム2とルーム3、エアラインスーツ脱装後の作業員の汚染検査を行うルーム4の4つの部屋で構成される。

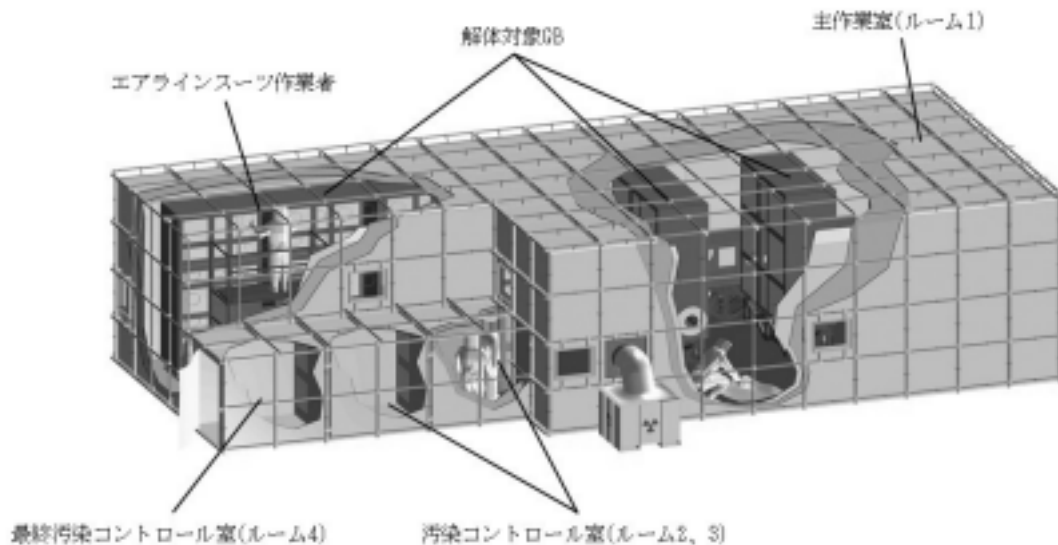


Fig. 3 A plastic enclosure surrounding dismantled GBs to prevent contamination from spreading into process room



Fig. 4 Dismantling operations conducted by workers wearing air-feed suits

ルーム1は、密封型のテントを二重張りにして、プロアにより2段の高性能エアフィルタを介してGH内の空気を吸引することで負圧を維持する。また、火花が発生する工具を使用するため、火災予防のためにGH内壁面に不燃シートを設置するとともに床面に鉄板を敷設する³⁾。

切断にあたっては、被切断物の形状や素材に応じて適切な工具を選択する。例えば、GBの天板や架台の切断にはチップソーやレシプロソーを、配管等の切断にはパイプカッターを、パネルや軟質物の切断にはジグソーを使用する。

切断後は、バグアウト方式でGHから搬出できるサイズに細断し、安全に取り扱えるように鋭利な切断面や突起部をビニルシートやガムテープ等を用いて養生した上で、専用の廃棄物容器に収納する⁴⁾。

GH内で解体撤去作業を行う作業員は、カバーオールの上にエアラインスーツを着用し、さらにその上にエアラインスーツ保護のためにスーツカバー(2重)を着用する。手部については、綿手袋の上にRI用ゴム手袋(4重)を着用し、足については靴下の上にシューカバー(2重)、RI用長靴を着用する。

エアラインスーツはルーム1内の汚染された空気を侵入させないようにするため気密性が高く、そのため作業時に発生する大量の汗はエアラインスーツ内に留まることから内部は高温・多湿状態になる。加えて視界が狭く、エアラインスーツを膨らませるために作業員は身体感覚を研ぎ澄ませながら、鋭利な切断工具や切断物を取り扱うこと

になる。このため、作業員の精神的、肉体的な負荷は非常に高く、1日のGH内におけるエアラインスーツ作業(解体撤去作業)時間は原則として1人当たり1時間までに限定している。エアラインスーツの着脱装に約1.5~2時間を要すること、1日の作業終了時にGH周辺の汚染検査等の後片付けも行うため、2チームにより午前1時間、午後1時間、計2時間の解体撤去作業が基本となる。

2.2 GB解体撤去の実績

(1) GB解体撤去実績の概要

PFFFでは、老朽化の度合い、使用履歴等を考慮し、核燃料物質の閉じ込め機能喪失のリスクの高いものから、順次解体撤去を進めており、2010年に廃止措置段階に入ってから合計で10基、容量で約90m³のGBの解体撤去を行った。容量ベースでの進捗率は約10%である。

具体的には、第1期工事として2010年度から2011年度にかけて4基のGB(容量約43m³)を解体撤去し、次いで第2期工事として2012年度から2013年度にかけて6基のGB(容量約47m³)の解体撤去を行った。これら10基のGBはいずれも規格外ペレット等からプルトニウム及びウランを回収する湿式回収技術の開発に用いた設備を包蔵したものであり、内部で硝酸溶液を使用した履歴を有する。

Fig. 5に解体撤去したGBの配置を示す。

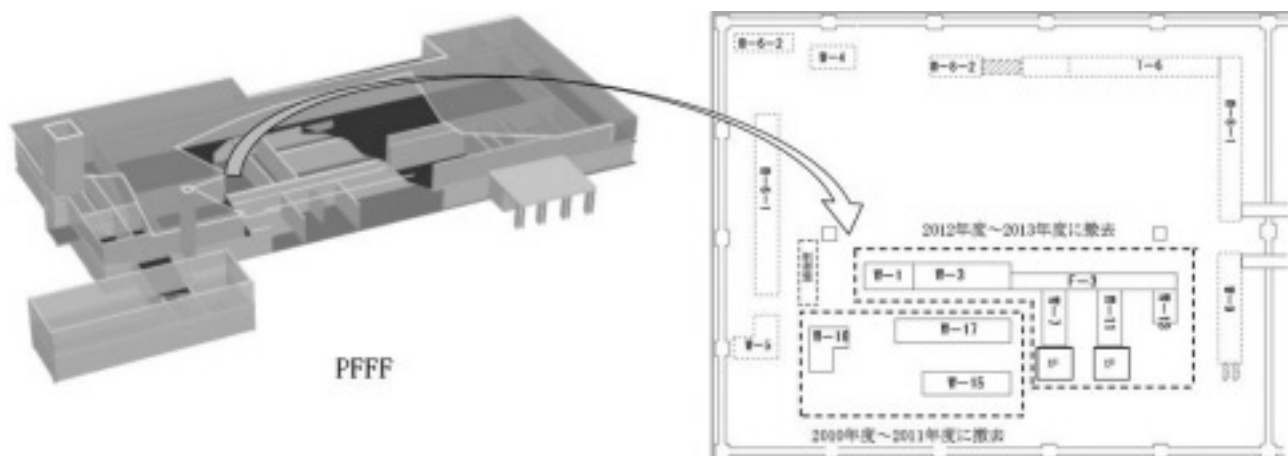


Fig. 5 Layout of dismantled GBs in the wet recovery process room of the PFFF

(2) 第1期工事

2010年度から2011年度にかけて、GB No. W-15、W-17、W-19-1、W-19-2 (Fig. 5ではW-19と表記) の4基のGB (容量約43 m³) を解体撤去した。

解体撤去した設備は規格外ペレット等からプルトニウム、ウランを湿式で回収するための湿式回収工程設備のうち、廃気処理工程設備 (W-15)、中和ろ過工程設備 (W-17)、脱硝工程設備 (W-19-1、W-19-2) であった。Fig. 6に第1期工事に係る解体撤去前・解体撤去中・解体撤去後の様子を示す。

本解体撤去工事は、2010年8月16日に開始した。途中、東日本大震災の影響等による中断期間を挟んで2011年10月12日に完了した。解体撤去作業に要した日数はトータルで203日、要した人工数は2,976人・日であった。

(3) 第2期工事

2012年度から2013年度にかけて、GB No. W-1、W-3、W-7、W-11、W-13、F-3の6基のGB (容量約47 m³) の解体撤去を行った。解体撤去した設備は規格外ペレット等からプルトニウム、ウランを湿式で回収するための湿式回収工程設備のうち、溶液受入・貯蔵・計量工程設備 (W-1)、溶液脱硝工程設備 (W-3)、焙焼還元工程設備 (W-7、W-11)、粉碎工程設備 (W-13) 及びこれらの設備を連結する搬送用トランスファートネル (F-3) であった。Fig. 7に第2期工事に係る解体撤去前・解体撤去中・解体撤去後の様子を示す。

本解体撤去工事は、2012年7月16日に開始し2013年10月11日に完了した。解体撤去作業に要した日数はトータルで303日、要した人工数は4,604人・日であった。



Fig. 6 Progress of dismantling operations for GB (the first decommissioning period)



Fig. 7 Progress of dismantling operations for GB (the second decommissioning period)

(4) GB解体撤去作業に係る考察

第1期解体撤去工事、第2期解体撤去工事のそれぞれについて、2.1に示す解体撤去作業のステップ毎の人工数割合を整理した結果をTable 3に示す。

解体撤去作業のステップ毎の作業量は、対象設備の構造、配置、内装機器の物量など多くの要因によって変わるが、これまでの解体撤去作業については、エアラインスーツを着用して行うGBの解体撤去とGHの除染・撤去の2ステップの作業の合計が約60%を占めるといった結果になった。今後、エアラインスーツ作業の期間を短縮していくことが、作業員の安全性向上、解体撤去コストの削減を図る上で極めて重要である。

次に、解体撤去作業に伴い発生する廃棄物発生量を整理した結果をTable 4に示す。廃棄物は、紙、布、プラスチックなどの可燃性廃棄物、塩化

ビニル、ゴム類などの難燃性廃棄物、金属などの不燃性廃棄物に区分して梱包し、専用の廃棄物容器に入れる。GBを解体撤去することにより直接発生する1次廃棄物は、GBや内装設備の大部分が金属製であるため、その80%以上を不燃性廃棄物が占めている。一方、GBを解体撤去する作業に伴って発生する2次廃棄物は、スーツカバーといった作業装備、GH本体など可燃性・難燃性の廃棄物が中心となり、その割合は2次廃棄物発生量のうち約70%~80%を占めている。トータル廃棄物発生量は、解体撤去対象物の容量の合計である約90m³に対し、1.3倍の約113m³になった。これは前述の1次廃棄物に加え、2次廃棄物が発生するためである。

これら放射性廃棄物の発生量、割合のデータは、今後のMOX施設の廃止措置計画立案に当たって貴重なデータとなる。

Table 3 Breakdown of required workforce for dismantling operations for GB

ステップ	第1期工事	第2期工事
① 非汚染機器の撤去	8%	12%
② 除染・汚染の固定	2%	3%
③ GBの独立	5%	4%
④ GHの設置	18%	19%
⑤ GBの解体撤去	54%	49%
⑥ GHの除染・撤去	13%	13%

Table 4 Breakdown of radioactive waste generated in the first and second decommissioning periods

種 類		第1期工事 (43 m ³)	第2期工事 (47 m ³)
放射性1次廃棄物	可燃物	4 m ³ (1,914 kg)	4 m ³ (1,108 kg)
	難燃物	1 m ³ (173 kg)	3 m ³ (366 kg)
	不燃物	32 m ³ (20,006 kg)	29 m ³ (20,182 kg)
	小 計	37 m ³ (22,093 kg)	36 m ³ (21,656 kg)
放射性2次廃棄物	可燃物	8 m ³ (803 kg)	11 m ³ (1,587 kg)
	難燃物	3 m ³ (620 kg)	5 m ³ (959 kg)
	不燃物	5 m ³ (2,029 kg)	8 m ³ (2,596 kg)
	小 計	16 m ³ (3,452 kg)	24 m ³ (5,142 kg)
合 計		53 m ³ (25,545 kg)	60 m ³ (26,798 kg)

3. GB解体撤去技術の開発

現在のGB解体撤去技術は実績も多く技術的には確立されているが、潜在的なリスクは高く、高コストである。エアラインスーツ作業による切断作業、廃棄物の分別・梱包作業が全体の約50%を占めており、この作業工数を削減させることが安全性と経済性の向上に有効である。

近年、遠隔操作が可能な小型の重機開発が進んでいる。重機は自走が可能で、油圧システムを用いたパワフルな切断作業もでき、切断ツール等のアタッチメントの品揃えも充実して種々の作業を担えるため、GBの解体撤去作業に十分活用できると考えられた。そこで、小型重機を活用した遠隔解体撤去技術の開発に着手した。

3.1 開発の方向性

小型重機の活用を前提としたGBの遠隔解体撤去技術には、重機を用いるが故に必要な開発要素がいくつかあると考えられた。本技術に求められる主な要求事項と開発する技術項目について整理すると以下のとおりとなる。

(1) GB解体撤去フィールドの開発

GBの解体撤去を行うことから、汚染拡大防止措置は必須となる。そのため、これまでと同様にGHを設置した上で解体撤去作業を行うことが必要になるが、従来の構造のGHでは重機が自走する際に床面が損傷したり、GB解体撤去の際に発生する切断片が勢いよく飛んで行くことでGHの壁面が破損したりする可能性がある。

そのためGH床面の強化を図り、また、切断片が飛ぶことを防ぐバリヤを被切断物の周囲に設置するGB解体撤去フィールドの開発を行う。

(2) 廃棄物処理エリアと粗解体物搬送システムの開発

重機を使用して粗く切断したものを廃棄物容器に適した大きさに細断する作業や、廃棄物の分別作業、鋭利な突起部を養生する梱包作業までを重機に行わせることは非現実的である。そこで、重機による切断は粗解体のレベルまでとし、そこから先の細断・分別・梱包作業は人手で行うことを

前提とする。ただし、GH内でエアラインスーツ作業者がこれを実施すると作業時間を要し、工期の短縮が困難になるため、GH内にこれらの作業を行う廃棄物処理エリアを設けて、GHの外部からグローブ作業などにより処理する新しい廃棄物処理システムを開発する。

また、重機による粗解体位置から廃棄物処理エリアまで粗解体物を安全に運搬する遠隔搬送システムも開発する。

(3) 重機等のバグアウト技術の開発

環境への負荷低減を図ることも重要な開発テーマとなる。廃棄物発生量の抑制に加え、GBの解体撤去コストの低減を図るため、あるGH内での解体撤去作業が終わったら別のGH内で作業を行えるよう資機材の再利用を推進する。そのため、重機等を、包蔵性を担保したまま安全に移動させるためのバグアウト技術を開発する。

(4) 小型重機とアタッチメントの選定

GH内で重機の運転を行うことになるので、動力として可燃性の燃料を使用する内燃機関を用いることはできない。そのため、電気で駆動する重機を選定することになる。また、十分な切断力、粗解体物の取扱いを容易に行えるような可搬力が求められるため、油圧システムでアーム類を稼働させる機能が必要となる。

アタッチメントについては、少なくとも切断用と把持用の2種類が必要になると考えられる。特に切断用のアタッチメントについては、火花の発生が少なく、刃の交換頻度が低いタイプを採用することが安全面、コスト面で重要となる。

この新しい技術パッケージは、適切な汚染コントロール下で重機のパワーを使った作業と人手による作業を組み合わせることで、解体撤去の実作業時間の最大化とエアラインスーツ作業時間の最小化を図り、安全性と経済性の向上を高い次元で両立させる解体撤去システムである。

原子力機構は「スマートデコミッションングシステム (以下、「SDS」という)」という名称で本技術の開発を進めていくこととした。Fig. 8にSDSの概念図を示す。

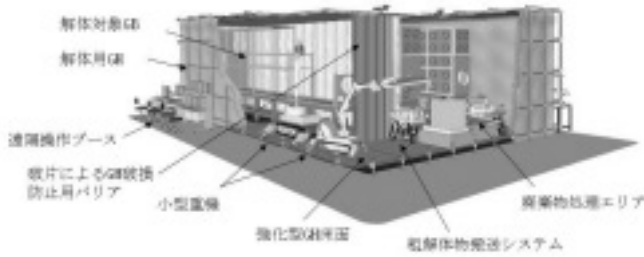


Fig. 8 Conceptual drawing of the smart decommissioning system (SDS)

3.2 SDSによるGB解体撤去フロー

現在検討を進めているSDSによるGB解体撤去の流れは以下ようになる。

- ①小型重機の自走時においても床部分の包蔵性を担保できる強固でかつ大規模な解体撤去フィールドの構築
- ②火花の発生を伴う切断工具使用時における火災防止対策として、エアラインスーツ作業による事前の可燃物・難燃物の除去
- ③切断片によるGHの破損防止対策を施した上で、小型重機を遠隔操作することで解体撤去対象物の粗切断を実施
- ④粗切断物を同じGHの一角に設置する廃棄物処理エリアに搬送
- ⑤廃棄物処理エリアにて、通常装備によるグローブ作業で細断・分別・梱包・バッグアウト作業を実施
- ⑥汚染されている小型重機等をバッグアウトし、次の解体撤去フィールドで再利用
- ⑦使用済みのGHの除染、撤去を実施

現在、上記③のステップにおける具体的なGBの切断手順の検討を進めている。ここではGB等を切断する小型重機と、切断片が飛ばないように把持する小型重機の2台を使用するケースを想定している。Fig. 9に②から③のステップにおけるGB解体撤去手順の概念図を示す。

<p>② 可燃物除去 (GBパネル、GB内部の可燃物を除去)</p>	
<p>③-1 手前のフレーム切断、内装機器の切断</p>	
<p>③-2 奥側のフレーム切断</p>	
<p>③-3 GB上下分割 (GB側板の切断)</p>	
<p>③-4 GB天板の下降 (高位置での天板切断は困難のため下降)</p>	
<p>③-5 GB天板、残りの側板等の切断</p>	

Fig. 9 Procedure for dismantling GB in the SDS

3.3 今後の展開

SDSの開発は、概念検討をほぼ終えて現在は各要素技術の開発フェーズに入りつつある状況である。今後、各要素技術のモックアップ試験、実規模でのモックアップ試験を経て、数年以内にホット環境下での試験に着手することを目指している。

SDSは、まずはPFFFに適用してその技術のさらなる改良を図っていく。その後は、原子力機構内のMOX施設をはじめとする大型の核燃料サイクル施設にも発展的に反映させていくことが期待される。

4. おわりに

プルトニウムを大量に取扱った施設の廃止措置は国内でも初めての経験であり、安全性を確保しつつ合理的・効率的にGBの解体撤去作業を進めていく必要がある。SDSは、廃止措置に係る安全性、経済性の向上に大きく寄与し得る解体撤去技術であり、大型核燃料サイクル施設の廃止措置の先駆者として着実に技術開発を進めていく。

参考文献

- 1) M. Kuba, M. Watahiki, H. Hirano, S. Ishikawa, and H. Sato, "Status and Future Plan of Decommissioning of the Plutonium Fuel Fabrication Facility," WM2014 Conference Proceedings, Phoenix, Arizona, USA, Mar.2-6 (2014).
- 2) A. Kitamura, T. Okada, S. Asazuma, S. Uematsu, and T. Ishibashi, "Glovebox Dismantling Activities and Decommissioning Plan for Plutonium Fuel Fabrication Facility," Proceedings of ICONE 12-49511, Arlington, VA, USA, Apr.25-29 (2004).
- 3) 綿引 政俊, 赤井 昌紀, 中井 宏二, 家村 圭輔, 吉野 正則, 平野 宏志, 北村 哲浩, 鈴木 一敬, "グリーンハウス方式によるグローブボックス解体撤去工法の改良," 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 11, No. 1, pp. 101-109 (2012).
- 4) 家村 圭輔, 中井 宏二, 綿引 政俊, 北村 哲浩, 鈴木 一敬, 青木 義一, "プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置について," デコミッショニング技報, 第43号, pp. 2-9(2011).

水中レーザー切断技術の開発

佐藤 誠一*、稲葉 孝徳*、猪瀬 幸太郎**、松本 直幸**、榊原 祐治**

Development of underwater laser cutting technology

Seiichi SATO*, Takanori INABA*, Koutarou INOSE**, Naoyuki MATSUMOTO**, Yuji SAKAKIBARA**

原子炉解体などの高線量機器の解体作業は、作業員の被ばく低減の観点から水中で解体することが望ましい。水中レーザー切断が優れている点は、切断反力が少なく遠隔操作の容易性があること、切断幅が狭く二次廃棄物が少ないこと、切断方法がシンプルで工程遅延等のリスクが低いことなどがあげられる。一方、水中レーザー切断は汚染したオフガスに対する対応に配慮も必要がある。本書では、近年IHIにより開発された水中レーザー切断装置の概要を紹介し、これらの装置を水中機器解体の解体作業への有用性を示す。

It is desirable to use remote underwater device for the decommissioning work of highly radioactive components such as the nuclear reactor internals from a view point of reducing the radiation exposure to the worker. Underwater laser cutting technology has advantages. First advantage in underwater laser cutting technology is that low reaction force during cutting, namely, remote operability is superior. Second point is that underwater laser cutting generates a little amount of secondary waste, because cutting kerf size is very small. Third point is that underwater laser cutting has low risk of the process delay, because device trouble is hard to happen. While underwater laser cutting has many advantages, the careful consideration in the safe treatment of the offgas which underwater laser cutting generates is necessary.

This paper describes outline of underwater laser cutting technology developed by IHI Corporation (IHI) and that this technology is effective in various dismantling works in water.

1. 水中レーザー切断のニーズ

原子炉解体作業等の高線量機器の解体作業は作業員被ばく低減の観点から、水遮へいを活用できる水中切断で解体することが望まれる。一般の軽水炉の炉内構造物の解体作業では、水中プラズマ切断などに代表する熱的切断から徐々に水中機械式切断が採用されるようになってきている。前者

の熱的切断は装置がシンプルで切断反力がほとんどないことから遠隔装置との相性がよく、使い勝手が良い一方で汚染したオフガスの処理が課題となる。後者の水中機械式切断は汚染したオフガスが生じないため作業員の内部被ばく低減に効果が高い一方で、切断反力が大きいため遠隔装置を大掛かりにする必要がある、遠隔装置のトラブルが生じた際の復旧作業に難があるなど、コストと工

* :株式会社IHI 原子力セクター 除染・廃炉事業統括部 (Decontamination & Decommissioning Business Management Dept., Nuclear Power Operations, IHI Corporation)

** : 同社 生産技術センター 溶接技術部 (Welding Technology Dept., Production Engineering Center. Research & Development, IHI Corporation)

程の不確実性が課題となる。

解体作業に用いる切断工法は工事の確実性と汎用性の高いものが必要とされるので、熱的切断のうち比較的切断幅の狭い水中レーザー切断について、オフガスの課題を確認した上で、実機適用が可能か検討することにした。水中レーザー切断と他工法と比較したまとめをTable 1に示す。アシストガスの汚染空気放出以外は水中レーザー切断が優れており、解体に用いる切断手法としてレーザー切断は汎用性の高い工法であることがわかる。

切断方法	水中レーザー切断	水中プラズマ切断	水中機械式切断	ウォータージェット切断
操作性	下向き、横向き切断可 ◎	オールポジション ◎	オールポジション 習熟訓練必要 ○	オールポジション ◎
切断速度	~300(mm/分) 炭素鋼(T12) ○	~300(mm/分) 炭素鋼(T12) ○	~300(mm/分) 炭素鋼(T250) ◎	~80(mm/分) 炭素鋼(T100) ◎
汚染空気	切断幅:1mm アシストガス使用する ○	切断幅:5mm アシストガス使用する △	切断幅:~10mm アシストガス不要 ◎	切断幅:~3mm アシストガス不要 ◎
水の透明度維持	若干濁るが透明度維持可能 ○	透明度維持できない △	透明度維持可能 ◎	透明度維持できない △
二次廃棄物	少ない(切断ドロス) ○	多い(切断ドロス) △	少ない(切り状)沈殿する ○	多い(研削材使用) △
切断反力	反力は少ない ◎	反力は少ない ◎	大反力発生 △	中程度の反力発生 △
装置寸法	トーチサイズ φ80×400 ◎	トーチサイズ φ80×300 ◎	φ800のディスク型の大型切断装置 △	ノズルサイズ φ80×500 ○
メンテナンス頻度	長期間劣化しない月に一度のメンテナンス ○	長期間劣化しない月に一度のメンテナンス ○	刃物交換を数日ごとにする必要がある △	頻繁にメンテ必要 △
総合評価	◎	○	△	△

◎ 汎用性が高く、非常によく適している
○ 解体工事十分使うことができ、に適している
△ 解体工事に適用する上で、適用上注意を要する

Table 1 Merits of laser cutting

2. 技術課題

水中レーザー切断のニーズの一つとして、炭酸ガス炉の使用済燃料用の鋼製箱の切断・解体作業がある。鋼製箱の解体は一日一個のペースで実施でき、装置はできるだけ簡易な遠隔装置を用いことができるようにする必要がある。それらを達成するために技術課題として以下を設定し、各種試験を実施した。

(1) 技術課題

- ①切断速度：100 mm/分以上

板厚6.35 mmの鋼製箱の切断作業時間（アークタイム）を2時間程度とし、解体に要する切断長（10m）を考慮し設定

- ②スタンドオフの幅：凹凸に追従可能

簡易な遠隔装置で切断できるよう、ある程度の凹凸に対応できるようにスタンドオフの幅を設定

(注)スタンドオフ:切断トーチと対象物の距離

- ③水深：6 mで切断解体可能

使用済み燃料プール水深に相当する深さで切断可能であること

- ④アシストガス：圧縮空気

高価な酸素はできるだけ避け、圧縮空気を使用すること

- ⑤水による汚染除去機能の確認（DF）

汚染鋼製箱を水中レーザー切断した際に生じる汚染空気（オフガス）が、水を通過することで汚染除去される程度を確認すること

(2) 技術課題解決および実証のための試験

- ・切断条件確認試験
- ・水深6 M切断モックアップ実証試験
- ・汚染試験片を用いたホットバブル試験

3. 水中レーザーシステムの構成

水中レーザーシステムの構成^{1), 2)}をFig. 1に示す。

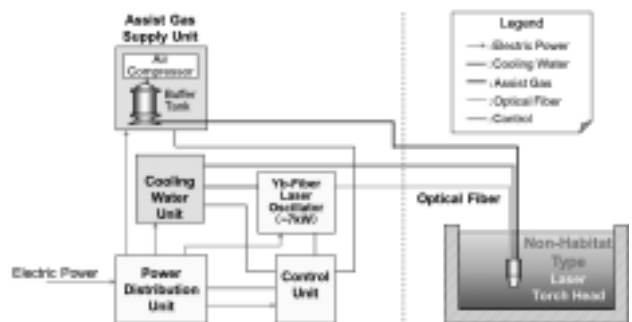


Fig. 1 System configuration of underwater laser cutting

4. 試験結果

4.1 切断条件確認試験

実機鋼製箱の板厚は6.35 mmである。溶接部の脚長を考慮し試験片の板厚は12mmを設定し、Fig. 2に示すレイアウトで切断条件確認試験を実

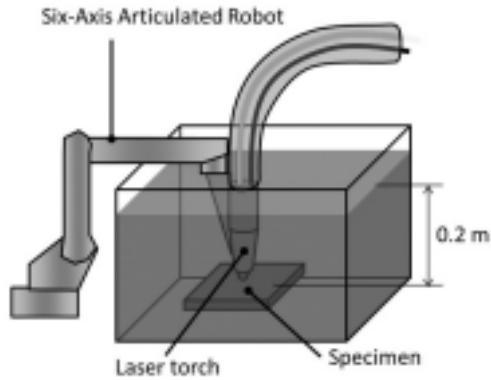


Fig. 2 Schematic illustration of laser cutting at 200 mm water depth

施した。

(1) 試験装置

- ・水槽 1 m (水深) × 1 m × 1 m
- ・駆動装置 六軸ロボット

(2) 試験条件

- ・試験材料 炭素鋼 (SM490)
- ・水深 0.2 m
- ・トーチ姿勢
 - 下向き切断
 - 横向き切断
- ・試験片板厚 12 mm
- ・アシストガス 圧縮空気
- ・レーザ出力 最大 7 kW

(3) 切断条件確認結果

切断条件確認試験結果を以下に示す。

- ・レーザ切断速度：(目標クリア)
- ・スタンドオフ裕度：凹凸に対応可

切断条件確認試験結果から、スタンドオフ裕度を設定した上で、目標の切断速度で切断できることを確認した。

- ・切断時のトーチ姿勢は、下向きから横向きまで裕度を持って、切断できることを確認した。

IHIの水中レーザ切断は、Fig. 3、Fig. 4に示すようにトーチ姿勢(下向き～横向き)を自由に設定できること、スタンドオフの幅が広く凹凸に対する切断裕度を持つこと、十分な切断速度を有していることを確認した。



Fig. 3 Down position (vertical)



Fig. 4 Side position (horizontal)

(4) 切断面の観察結果

切断面観察の結果、以下を確認した。

- ・切断カーフ幅：1 mm
- ・熱影響範囲
 - 表面：0.2 mm
 - 裏面：1 mm

カーフ幅は1 mmと狭く熔融金属自体も少ない。また、熔融金属(ドロス)の大半は切断した裏面に固着し回収が容易のため、二次廃棄物の発生が少ないことを確認した (Fig. 5)。

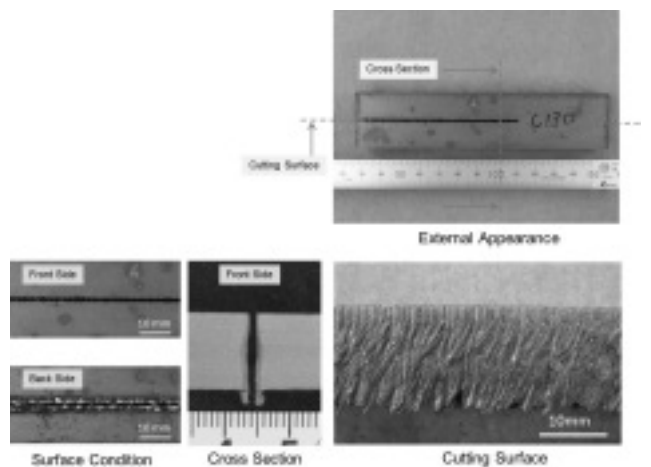


Fig. 5 Cross-sectional observation

4.2 水深6M切断モックアップ実証試験

水深6M切断モックアップ実証試験は、解体作業を行う使用済み燃料プールに相当する水槽を用意した。実際の鋼製箱を解体する水深(6M)を模擬した水中レーザ切断の実証試験を実施した (Fig. 6)。

(1) 試験装置

- ・水槽 1 m×2 m×6 m (水深)
- ・X-Y駆動装置

(2) 試験条件

- ・試験材料 炭素鋼 (SM490)
- ・水深 6 m
- ・トーチ姿勢
下向き切断
横向き切断
- ・試験片板厚 12 mm
- ・スタンドオフ 凹凸に対応可能
- ・アシストガス 圧縮空気
- ・レーザ出力 最大7 kW

(3) 試験結果

切断条件確認試験で確認した条件が、水深6Mにおいても適用できることを実証した。

- ・レーザ切断速度：(目標クリア)
- ・スタンドオフ裕度：凹凸に対応可能

切断条件確認試験結果から、スタンドオフ裕度を設定した上で、目標の切断速度で切断が可能であることを実証した。

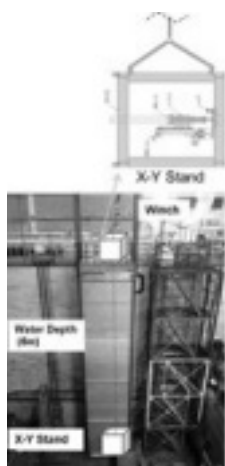


Fig. 6 Underwater demonstration test 6 m depth

- ・切断時のトーチ姿勢は、下向きから横向きまで裕度を持って、切断できることを確認した。

IHIの水中レーザ切断は、実機解体の水深6mと同等の条件においても、トーチ姿勢(下向き～横向き)を自由に設定できること、スタンドオフの裕度が広く凹凸に対する切断裕度を持つこと、十分な切断速度を有していることを実証した。

4.3 汚染試験片を用いたホットバブル試験

レーザ切断時生じる汚染したオフガス中(ホットバブル)に同伴する汚染物質が、水中を通過することで放射能除去される程度(DF)を確認する目的でホットバブル試験を実施した。

(1) 試験施設

IHIの米国関係会社が保有するホット試験設備 (Fig. 7)にて実施した。



Fig. 7 Underwater demonstration test (IHI Southwest Technologies: San Antonio, Texas USA)

(2) 試験装置

- ・水槽 $\phi 6.1\text{m} \times 4\text{m}$ (水深)
- ・X-Y駆動装置

(3) 試験条件

- ・試験材料 炭素鋼
実機汚染鋼製箱から試験片を作成
- ・試験片寸法 480 mm×510 mm× t 6.35 mm
- ・汚染状況 10.3 GBq/ton
- ・切断水深：1 m、2 m、3 m、4 m
- ・トーチ姿勢
横向き切断
- ・アシストガス 圧縮空気
- ・レーザ出力 最大7 kW

汚染した実機鋼製箱の試験片を Fig. 8のレイアウトでホットバブル試験を実施した。試験片は、

Fig. 9に示すようにX-Y架台に取付けて水中に設定した。アシストガス（オフガス）の全量をサンプル回収し、オフガスに移行する放射能を計測した。また切断前後の水のサンプルを取得し水に移行する放射能計測をした。

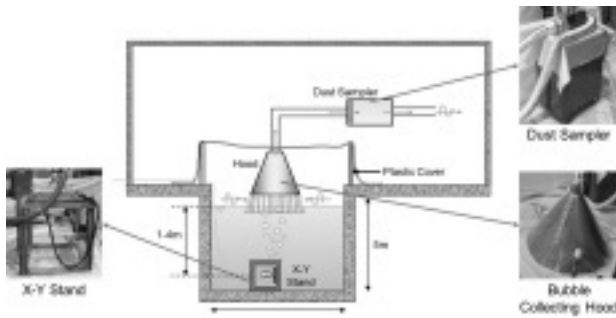


Fig. 8 Test equipment and test procedure of hot bubble test



Fig. 9 X-Y stand

(4) 試験結果

- 1) 放射性核種計測の結果、優位な計測（検出限界以上）ができたのはCs-137であった。
- 2) Fig. 10より、水中レーザー切断で放出される放射能は水深の影響がほとんどないことを確認した。
- 3) Cs-137について、単位長さ切断（1 cm）あたりのオフガスへ移行する放射能を計測した結果、オフガスへ移行するCs-137は239 Bq/cm、水へ移行するCs-137は3870 Bq/cm

であった。

- 4) 汚染したオフガスが水を経過することで放射能を除去する機能（DF）は概算であるが、DF20程度であることを確認した。

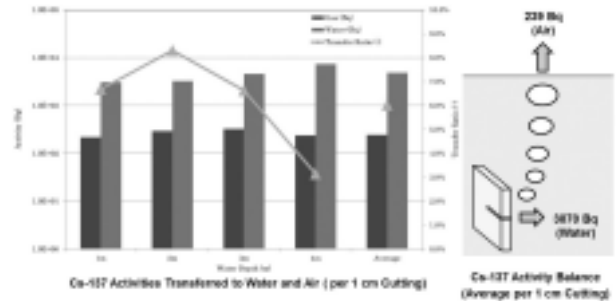


Fig. 10 Cs-137 activities transferred to water and air (per 1 cm cutting)

5. 今後の展開

IHIの水中レーザー切断は、汎用性の高い切断工法である。今回は鋼製箱解体（炭素鋼の切断）を対象として、技術開発の内容を紹介した。今後は、原子炉解体における炉内構造物の切断等へも、水中レーザー切断を展開することを視野に入れ、ステンレス鋼材等の切断・解体も確認し、技術を確認していく所存である。

参考文献

- 1) Takashi Mitsui, Noriaki Miura, Katsura Oowaki, Isao Kawaguchi, Yasuhiko Miura, Tooro Ino “Remote Fiber Laser Cutting System for Dismantling Glass Melter,” WM2013 Conference, February 24-28, 2013, Phoenix, Arizona USA.
- 2) Takashi Mitsui, Noriaki Miura, Hiroshi Kinugawa, Katsura Oowaki, Isao Kawaguchi, Yasuhiko Miura, Tooro Ino, “Cutting Performance of Remote Fiber Laser Cutting System,” WM2014 Conference, March 2-6, 2014, Phoenix, Arizona USA.



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.

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



『社会基盤の礎』を担う環境プロフェッショナル

放射能分析をはじめ、環境に関する問題何でもご相談下さい！

- ◆ **調査・分析**
ダイオキシン類/PCB/アスベスト調査/土壌調査/臭気調査/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)
- ◆ **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！

ECC-R 環境管理センター **ECC-R** 営業ご案内：(03) 6206-4321
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 <http://www.kankyo-kanri.co.jp/>

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

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

MITSUBISHI
三菱マテリアル

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。

本体重量
約**2** kg



ガンマ・キャッチャー構成(本体・PC)

60 μ Sv/h

30 μ Sv/h



18 μ Sv/h(測定位置)

測定結果表示例(約1分後)

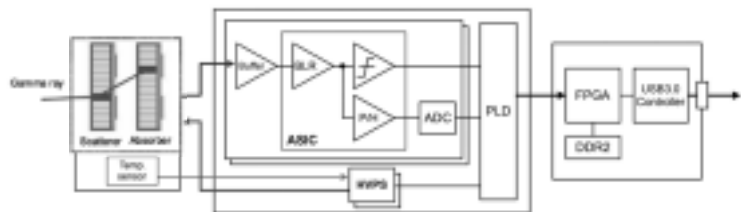
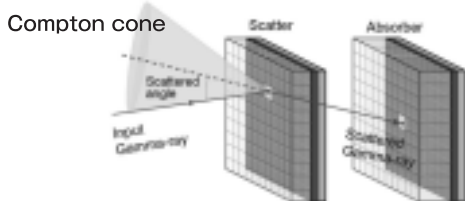
線量率はサーベイメータにて別途測定

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

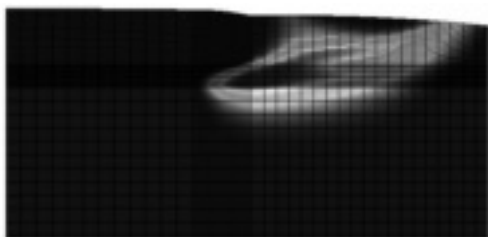
株式会社 **千代田テクノ**
原子力事業本部

〒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

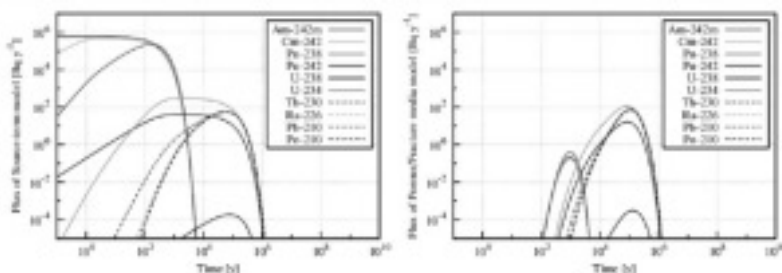
原子力関連施設の安全性評価のための解析業務に豊富な実績があります

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 7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

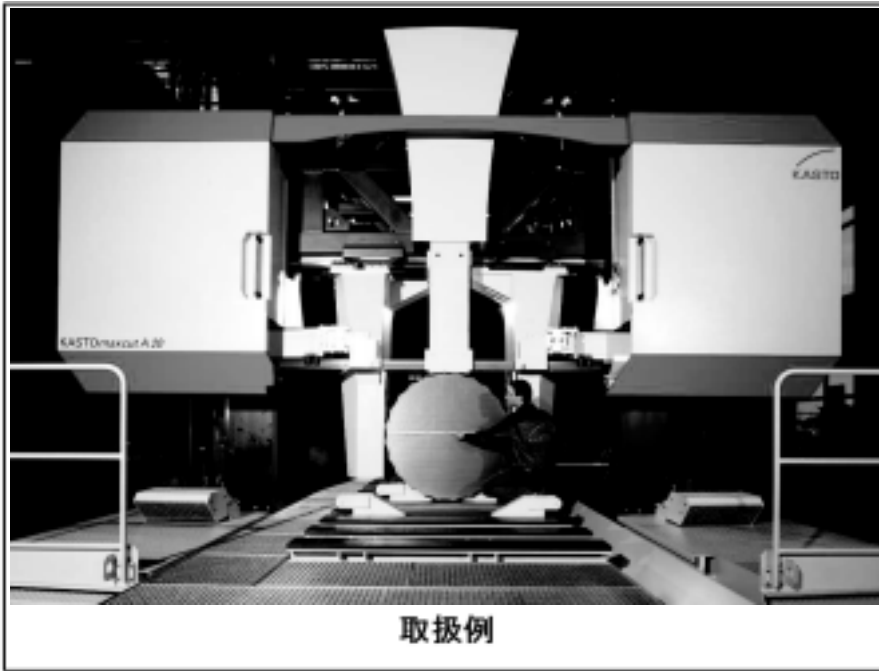
価格(税込)1ライセンス 500,000円 動作環境 Microsoft Windows XP/Vista(32bit, 64bit)/7(32bit, 64bit)



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/>

高性能自動式ガントリー型帯鋸盤



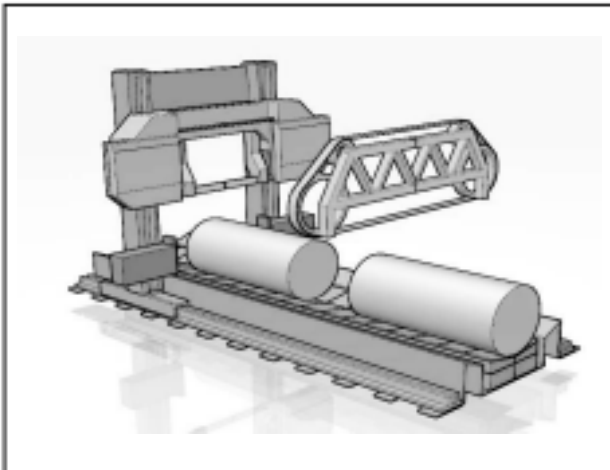
取扱例

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

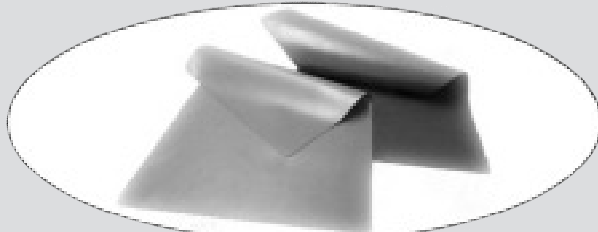
<http://asami-k.co.jp>

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

γ 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 γ 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、 γ 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、 γ 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

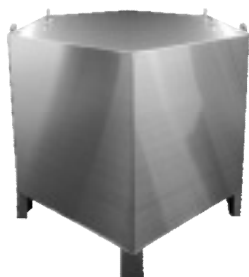
「鉄の比重で鉛と同等の遮蔽率」

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 μ 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 μ Sv/h → 0.068 μ 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 μ Sv/h → 0.484 μ 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

© デコミッションング技報 第52号

発行日 : 平成27年9月30日

編集・発行者 : 公益財団法人
原子力バックエンド推進センター

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

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

E-mail : decomi@randec.or.jp