

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言 : デコミッショニングと情報の伝承
総 説 : OECD/NEAにおける廃止措置に関する最近の活動状況
英国の放射性廃棄物管理政策の動向と低・中レベル廃棄物処分の概況
技術報告 : ウラン廃棄物処理設備における廃棄物の減容安定化処理
東芝のバックエンド関連技術の開発
「むつ」不用機器類の物量及び汚染放射能調査報告

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

RANDEC

RANDECは、原子力施設のデコミッショニング（廃止措置）技術の確立をめざした活動及びRI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行っています。

事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。

◆

デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。

◆

デコミッショニングに関する人材を養成します。

◆

RI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行います。

◆

デコミッショニング及びRI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する普及啓発活動を行います。

デコミッショニング技報

第28号 (2003年10月)

目次

巻頭言

デコミッショニングと情報の伝承	1
	最上 公彦

総説

OECD/NEAにおける廃止措置に関する最近の活動状況	2
	柳原 敏

英国の放射性廃棄物管理政策の動向と低・中レベル廃棄物処分の概況	10
	宮坂 靖彦

技術報告

ウラン廃棄物処理設備における廃棄物の減容安定化処理	23
	植野 和浩、稲田 亀司、大森 浩司、浅見 誠、 東地 勝則、薄井 和也、入之内 重徳

東芝のバックエンド関連技術の開発	30
	櫻井 次郎、保坂 克美、佐藤 光吉、吉村 幸雄、 福島 正、金崎 健、芝野 隆之

「むつ」不用機器類の物量及び汚染放射能調査報告	47
	畑中 一男、大枝 悦郎、渡辺 正秋

Journal of the RANDEC

No.28 Oct. 2003

CONTENTS

General Remarks

- Recent Activities Related to Decommissioning in Nuclear Energy Agency of OECD 2
Satoshi YANAGIHARA
- Trends of Radioactive Waste Management Policy and Disposal of LLW/ILW in the UK 19
Yasuhiko MIYASAKA

Technical Report

- Operation Experience at the UWTF 23
Kazuhiro UENO, Kameji INADA, Kouji OHMORI, Makoto ASAMI,
Katsunori TOHCHI, Kazuya USUI and Sigenori IRINOCHI
- Research and Development Activities of Toshiba for Radioactive
Waste Treatment and Management 30
Jiro SAKURAI, Katsumi HOSAKA, Mitsuyoshi SATO, Yukio YOSHIMURA,
Tadashi FUKUSHIMA, Takeshi KANASAKI and Takayuki SHIBANO
- Investigation regarding the amount of disused components and
the radioactive inventory at Mutsu Establishment, JAERI. 47
Kazuo HATANAKA, Etsurou OOEDA and Masaaki WATANABE

Recent Activities Related to Decommissioning in Nuclear Energy Agency of OECD

Satoshi YANAGIHARA

J.RANDEC, No28 (Oct. 2003) page 2 ~ 9, 4 Tables

Decommissioning of nuclear facilities has been actively progressed in the major member countries participating in Nuclear Energy Agency of Organization of Economic Co-operation and Development (OECD/NEA). The NEA has recognized the necessity of studying various issues related to decommissioning nuclear facilities and it has made an approach to solve the issues from various ways. A cooperative program for the exchange of scientific and technical information concerning nuclear installation decommissioning projects has played an important role for exchange of information and experience of decommissioning among the member countries. In addition, WPDD (Working Party on Decommissioning and Dismantling) has been organized to study the issues in terms of regulation, implementation of decommissioning projects and research and development on technologies. Decommissioning cost and regulatory practices were also studied and the reports were published, which will be useful for understanding the present issues on decommissioning in the world. The NEA's activity on decommissioning will be valuable for us to implement decommissioning projects in safe and economical manner in Japan.

Trends of Radioactive Waste Management Policy and Disposal of LLW/ILW in the UK

Yasuhiko MIYASAKA

J.RANDEC, No28 (Oct. 2003) page 10 ~ 22., 8 Figures, 4 Tables

In 1997, the UK program for the deep disposal of radioactive waste was stopped with the refusal by the Secretary of State for the Environment to allow Nuclear Industry Radioactive Waste Executive, Ltd.(Nirex) to go ahead with its plans for an underground Rock Characterization Facility (RCF) at Sellafield, seen as the precursor of an underground repository for LLW/ILW.

Department of Environment, Food and Rural Affairs (DEFRA) and the Devolved Administrations published

a white paper "Managing Radioactive Waste Safety" Proposal for developing a policy for managing solid radioactive waste in the UK on 12 September 2001. The paper set out five-stage program of action for reaching decisions until 2007. It suggests their view can be sought via opinion polls, the Internet, workshops, citizens, juries, consensus conferences, stakeholder, local authority and community groups and research panels.

With the exception of a disposal facility associated with the operation of the Dounreay site on the north coast of Scotland, essentially all LLW in the UK is disposed of at the Drigg site, near Sellafield. The site has been in operation since 1959. Until 1988, disposals were solely in trenches, cut into the glacial tills underlying the site. In 1988, an engineered concrete vault was brought into operation and is currently in use. Drigg only has a finite capacity in the currently area and may be full by about 2050, hence new arrangements will have to examine.

This report describes the trends of radioactive waste management policy and disposal of LLW/ILW in the UK. These include:

- NDA(Nuclear Decommissioning Authority) organization plan, Feb. 2003;
- Encapsulation of LLW/ILW and safe store for ILW;
- Summary of LLW repository at the Drigg site;
- Nirex concept for underground storage/disposal of LLW/ILW.

This information and new approach of the safe management of radioactive waste in the UK will prove helpful to the planning for future management and disposal of LLW in Japan.

Operation Experience at the UWTF

Kazuhiro UENO, Kameji INADA, Kouji OHMORI,
Makoto ASAMI, Katsunori TOHCHI, Kazuya USUI
and Sigenori IRINOUCI
J.RANDEC, No28 (Oct. 2003) page 23 ~ 29, 10 Figures, 1 Table

This report describes the operation experience on the volume reduction of metal wastes and used air filters contaminated with uranium at the Uranium contaminated Waste Treatment Facility (UWTF) in JNC Tokai Works.

The UWTF consists of the metal waste treatment system and the filter-waste treatment system. The former treats metal wastes, the latter treats used air filters.

Metal wastes are unpacked from drums, cut, and then compacted. Used air filters are separated into filter media and frames. Then the filter media are compacted and the frames are crushed.

The operation of the UWTF was started in June 1998. The following volumes of wastes had been treated at the UWTF from the beginning of the operation to March 2003 (for about 5 years).

① 1,524 drums of the metal wastes had been reduced to 410 drums. The volume reduction factor was 3.7.

② 372 drums of the used air filters had been reduced to 39 drums. The volume reduction factor was 9.5.

These systems have been operated without trouble for 5 years and have demonstrated to be able to reduce the volumes of the wastes to designed values. The volume reduction technologies for metal wastes and used air filters contaminated with uranium were successfully demonstrated at the UWTF.

Research and Development Activities of Toshiba for Radioactive Waste Treatment and Management

Jiro SAKURAI, Katsumi HOSAKA, Mitsuyoshi SATO,
Yukio YOSHIMURA, Tadashi FUKUSHIMA,
Takeshi KANASAKI and Takayuki SHIBANO
J.RANDEC, No28 (Oct. 2003) page 30 ~ 46, 41 Figures

Toshiba has been performed R&D, design, manufacturing, construction and services of BWR, one of the most widely used reactors in the world. Toshiba also devotes

itself to commercializing reprocessing plant and radioactive waste treatment and management techniques, and to developing future reactors and their element technologies such as fusion reactor and accelerator's technology.

This paper describes R&D activities of Toshiba for radioactive waste treatment and management as follows.

- Radioactivity Measurement Technology : Inspection System for Non-radioactive Materials, Low Level Waste, and Nuclear Fuel Cycle Waste.
- Radioactive Waste Treatment Technology : Organic Compounds Decomposition Technology using Supercritical Water, Immobilization Technology for Long-lived Nuclide, High Performance Solidification Technology, Decontamination Technology including T-OZON Chemical Decontamination Method, Blasting Decontamination Method using Zirconia Beads, and Laser Decontamination Method.
- Radioactive Waste Management Technology : Evaluation Technique for Engineering Barrier Performance, Exposure Evaluation Technique for Radioactive Waste Disposal, and Measurement System for Verification of Performance Assessment of Repository.

Investigation regarding the amount of disused components and the radioactive inventory at Mutsu Establishment, JAERI.

Kazuo HATANAKA, Etsuroo OOEDA and
Masaaki WATANABE
J.RANDEC, No28 (Oct. 2003) page 47 ~ 53, 5 Figures, 3 Tables

About 250 tons of the disused components, which were used for fuel removal, are stored in Mutsu Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI).

In order to settle the decommissioning plan, RANDEC made an investigation regarding the amount of disused components and the radioactive inventory in Mutsu Establishment under a contract with JAERI. This report describes the estimation results of radioactive inventory and weight of radioactive wastes regarding the disused equipment such as an ion-exchange resin tank, a injection pump and equipment for fuel removal.

デコミッションングと情報の伝承



株式会社 竹中工務店
取締役 最上 公彦

人は生まれてから、20数年かけて一人前の人間になり、30～40年間、家族のため社会のため、あるいは将来のために働き、定年を迎え、孫に囲まれ穏やかな老後を過ごし、出来れば安らかな一生を終えたい。原子力発電所も非常に良く似た一生を辿る。原子力発電所計画が企画され、設計、建設を経て稼働され、発電所としての機能を発揮する。この期間は十数年から数十年掛かるものまでである。稼働期間は一般には30～50年あるいはそれ以上であり、人の働く期間とほぼ同じである。この後、原子力発電所はデコミッションングに入る。

人の定年後はデコミッションングと考えることも出来る。先にも述べたように、人は老後の人生を如何に有意義に生きるかを常に考え悩んでいる。私も、何年か後には定年を迎える。その時どうするか、その後の人生をどうするかを考えている最中である。このことを判断するに当たって、第一に、これまでやってきたこと、経験したことが基本であると考え。そして、定年時の置かれている状況を第2に考え、第3に、この事がもっとも重要であり予測つきにくいことであるが、定年後の自分が他に与える影響と他から与えられる影響を考える。これに自分の意志を入れて私自身のデコミッションングは完成である。こんなに旨く行かないかもしれないけれども、出来るだけこの方向で考えていきたい。

建設業における原子力施設のデコミッションングの役割の一つは、建設した建物を如何にスムーズに解体し、更地などに戻すかということである。普通の建物との違い、原子力施設はデコミッションングで解体する時に建物の一部が放射化あるいは放射能汚染により、取扱いの大変難しいものになってしまうことである。原子力施設のデコミッションングを考える上で、建設時から稼働時を含め、これまで迎ってきた履歴は大変重要である。また、解体時の状態、環境も重要である。さらに、デコミッションング期間の状態、環境も重要である。そして、「どのようにデコミッションングすべきか」の意思が一番重要である。この「3つの状況」と「1つの意思」があって穏やかで有意義なデコミッションングが完成するのである。まさに人の一生を考えることと、全く一緒である。

当然の事ながら原子力建物のデコミッションングにおいて、綿密で詳細な計画が必要であり、原子力建物の全てを明らかにする正確な情報が必要になる。企画から運転終了までに作られたすべての資料、書類は当然であるが、書類に残らない情報も必要となる場合がある。このような特化した情報はなかなか伝承されにくいものである。原子力建物のデコミッションングでの閉鎖では一般には建設時から30～50年以上も経過しており、建設に携わった人は世帯交代をしており、書類以外での情報の伝承は大変難しい課題である。「3つの状況」と「1つの意思」をそろえる上で、「これまで迎ってきた履歴」が不完全であればデコミッションングそのものも不完全なものになってしまう。

現在はまさに情報化、IT化の時代である。今までの情報は苦勞し努力して集めるとしても、今後何年か先にデコミッションングに入る原子力建物については、今から意識して最新情報技術を駆使して情報を蓄積し伝承していくべきである。そして、穏やかで有意義なデコミッションングを迎えたいものである。

OECD/NEA における廃止措置に関する最近の活動状況

柳原 敏*

Recent Activities Related to Decommissioning in Nuclear Energy Agency of OECD

Satoshi YANAGIHARA

Decommissioning of nuclear facilities has been actively progressed in the major member countries participating in Nuclear Energy Agency of Organization of Economic Co-operation and Development (OECD/NEA). The NEA has recognized the necessity of studying various issues related to decommissioning nuclear facilities and it has made an approach to solve the issues from various ways. A cooperative program for the exchange of scientific and technical information concerning nuclear installation decommissioning projects has played an important role for exchange of information and experience of decommissioning among the member countries. In addition, WPDD (Working Party on Decommissioning and Dismantling) has been organized to study the issues in terms of regulation, implementation of decommissioning projects and research and development on technologies. Decommissioning cost and regulatory practices were also studied and the reports were published, which will be useful for understanding the present issues on decommissioning in the world. The NEA's activity on decommissioning will be valuable for us to implement decommissioning projects in safe and economical manner in Japan.

1. はじめに

原子力発電が開始されて既に半世紀を経ており、早期に建設された原子力発電所の幾つかは運転を停止し、廃止措置を終了しているものもある。また、原子力開発をとりまく環境も次第に変化しており、ドイツ、スウェーデン、ベルギー、イタリア等では、原子力発電から撤退する政策が打ち出され、安全で効率的な施設の廃止措置は主要な課題として認識されている。例えば、イタリアでは、チェルノブイリ原子力発電所3号炉の事故

後全ての原子力発電所を停止したものの、これまで廃止措置等の対策は十分でなく、近年、廃止措置や放射性廃棄物処理処分のための新組織が作られその活動が本格化した。また、フランスでは、開発初期に建設した原子力発電所の10基以上が停止し、安全貯蔵の状態にあったが、今後30年間をかけてそれらを解体撤去する計画が開始された。英国では、廃止措置や放射性廃棄物の処分に多大な費用を必要とすることが明らかになり、廃止措置や放射性廃棄物の処理処分を進めるための債務管理機構の設立が準備されている。

*日本原子力研究所バックエンド技術部(JAERI)

このような状況を背景に、OECD/NEA（経済協力機構・原子力機関）やIAEA（国際原子力機関）では、廃止措置に関する様々な課題の検討が進められている。OECD/NEA（以下「NEA」）においては、1980年代前半から廃止措置プロジェクトを中心に情報交換を進めており、2000年には、プロジェクト情報のみならず技術開発、政策、規制等の立場からより広範囲で密接な情報交換が始められた。これらの活動は放射性廃棄物管理委員会（RWMC）の下で進められ、その活動を大別すると廃止措置に関する協力計画（CPD）と廃止措置と解体に関する作業部会（WPDD）に分類される。CPDでは1985年に開始した廃止措置プロジェクトを基本にした情報交換、WPDDでは規制、廃止措置計画の推進、技術開発など廃止措置・解体に係る様々な情報交換と課題検討が主要な役割である。この他近年では、廃止措置費用の評価、廃止措置に係る放射線防護、廃止措置の規制行為等に関して議論が行われた。

本報告は、作業部会や委員会等で得られた情報を基に、NEAの廃止措置に関する主要な検討内容をまとめたものである。

2. NEAの構成

NEAは、原子力技術を積極的に推進するため、1958年に設立された国際機関であり、現在27ヶ国が加盟し、原子力施設の安全、放射線防護と環境の保全、放射性廃棄物管理、科学技術情報の交換、技術・経済等に関する検討が進められている¹⁾。NEAの目的は、加盟国政府間の協力を促進することにより、安全かつ環境に受容可能で経済的なエネルギーとして、原子力の開発をより一層進めることである。

NEAの活動方針及び活動内容は、NEA加盟国の代表により構成される運営委員会（通常毎年、春及び秋の年2回開催）において審議・決定され、OECD理事会の承認を受ける。NEA運営委員会は政策的見地から活動成果を議論し、必要に応じて加盟国政府に声明や勧告を行うこともある。また、個別課題についてNEA運営委員会を支援するため、加盟国からの専門家により構成される以下の常設委員会が設けられている。

- 原子力科学委員会（NSC）

- 原子力開発・核燃料サイクルに関する技術的
経済的検討委員会（NDC）
- 放射性廃棄物管理委員会（RWMC）
- 放射線防護及び公共保健委員会（CRPPH）
- 原子力施設安全委員会（CSNI）
- 原子力規制活動委員会（CNRA）
- 原子力法委員会（NLC）

なお、原子力施設の廃止措置に関しては、廃止措置の政策と戦略、廃棄物管理と再利用、施設・サイトの解放、廃止措置に関する安全規制の枠組み、廃止措置に関する技術開発等について課題解決のための取り組みが進行中である。これらの課題には、幾つかの分野での横断的な検討を必要とするため、「廃止措置の政策と戦略」に関してはNDCを、「廃棄物管理と物質の再利用」（主要な課題は物質のクリアランスとサイト解放）と「施設・サイトの解放」に関してはRWMCを、「廃止措置の安全規制の枠組み」についてはCNRAを中心に検討が行われている。

3. 放射性廃棄物管理委員会（RWMC）における活動

本委員会はNEAの常設委員会の一つであり、使用済燃料・長半減期廃棄物・廃止措置廃棄物の安全な管理と処分対策等、放射性廃棄物管理全般に関する課題を検討対象としている。本委員会の主要な目的は以下の通りである。

- 長半減期廃棄物、使用済燃料及び廃止措置廃棄物の管理に関する情報交換
- 規制を含む廃棄物管理政策の検討
- 放射性廃棄物管理に関する科学技術的知見の蓄積
- 安全な廃棄物管理の促進
- 主要課題を中心とした非加盟国との協力。

特に近年では、高レベル放射性廃棄物の最終処分と廃止措置に関する検討に重点がおかれている。高レベル放射性廃棄物の最終処分については、多くの加盟国が実施段階に近付いているため、より一層社会的側面に着目した議論が必要な時期にあり、地層処分に対する安全要件の検討と利害関係者の意志決定に基づく社会的合意を高めることの必要性が認識されつつある。現在、IGSC（安全要件の統括部会）、FSC（利害関係者の信頼獲得討議会）が活動中であり、様々な勧告、報告

がなされている。一方、廃止措置については、英国で債務管理機構の設立準備が進められ、イタリアやフランスで停止中原子力発電所の解体計画の作成と費用評価が進んだこと等を背景にして、「国家レベルでの債務評価と長期管理」に関する議論が進められている。

なお、本委員会の下に設置されているCPDは廃止措置プロジェクトの技術的な課題を中心に情報交換を進めること、WPDDは廃止措置の規制や政策等を中心に活動を進めること等を前提に活動構成の見直しが進行中である。

4. CPDの活動

CPD (廃止措置に関する協力計画) は1985年に「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画協定」として5年間の期限で締結されたものである。当初の加盟メンバーは9ヶ国10プロジェクトであり、試験研究用原子力施設の廃止措置プロジェクトが中心であった。その後、5年毎に協力協定の延長が行われ、現在(平成15年8月)41のプロジェクト(14ヶ国)が加盟メンバーとして広範囲の情報交換が行われている^{2),3)}。これらの中には研究用原子力施設、商業用原子力発電所、事故等で早期に廃止措置に着手した施設など、様々なプロジェクトが含まれている。また、CPDでは各種作業部会を設けて廃止措置に関する様々な技術課題の検討が行われた^{4)~6)}。CPDに加盟する廃止措置プロジェクトの概要をTable 1、2に示す。なお、平成14年からはUP1(フランス)と東海発電所がCPDに加盟した。その内容は以下の通りである。

UP1 (仏) : UP1はフランス原子力庁(CEA)が開発した再処理施設でありマルクール研究所にある。UP1の運転は1958年から1997年まで行われ、主にガス冷却炉の使用済燃料を再処理する施設として運転された。運転終了後はCEA、フランス電力公社(EDF)、フランス核燃料公社(COGEMA)の共同出資会社(COQUEM)が作られ解体作業の管理を行うことになった。本施設は10棟の建家から構成されており、約800個の部屋(235,000m³)が存在する。また、本施設には全放射能約20,000TBq、プルトニウム約20kgが残存すると試

算されている。本プロジェクトでは5,000トンの金属機器、20,000トンの構造物(コンクリートを除く)を解体撤去する予定である。解体作業には通常の解体工法とともにCEAが開発したγカメラ、ロボット、除染剤などが使われ、2040年までに解体作業を終了する予定である。

東海発電所(日) : 東海発電所は我が国で始めて商業用原子力発電所として運転されたガス冷却炉である。本施設は1966年から1998年まで運転され、使用済み燃料を搬出した後、2001年から解体作業が始められた。解体プロジェクトは前処理作業(2001~2005)、蒸気発生器の解体(2006~2010)、炉心部機器の解体(2011~2017)の3段階の計画から構成されている。解体作業は2017年まで続けられ、建家を含む全施設を解体撤去する予定である。我が国で初めての商業用原子力発電所の解体計画であり、本プロジェクトの経験は軽水型原子力発電所の解体にも役立つものと考えられている。

5. WPDDの活動

WPDDは廃止措置と解体に関する規制、プロジェクトの実施、技術開発、政策決定などに関係する各国の代表から構成されている。WPDDの役割は、廃止措置と解体の政策や戦略についての評価・分析、CPD活動に対する政策や規制面での補完、廃止措置に関する経験・情報の交換、産業界・規制側・技術開発を代表する専門家の討議、公衆との連携と信頼の強化、等である。

WPDDでは、廃止措置に関する各国の現状を報告書にまとめ、NEAのホームページで公開している。本報告は、廃止措置に関する現状、廃止措置の政策目標、社会・環境への影響、規制と担当局、基金準備、廃止措置技術、放射性廃棄物管理、情報公開等から構成されている。これらは定期的に改訂が予定され、NEA加盟国の廃止措置に関する現状を知る上で有益である。

他方、廃止措置に関する検討結果に基づく小冊子がまとめられている⁷⁾。本報告書は、WPDDでの主要な討議結果を整理したものであり、各国の廃止措置作業の進捗により、技術や規制の枠組みは整備されつつあるが廃棄物管理と費用評価の更

Table 1 Outline of the OECD/NEA Cooperative Program on Decommissioning

 廃止措置中の原子力施設

- ドイツ

原子炉施設：MZFR、EWN、AVR、KNK、Greifswald & Rheinsberg

再処理施設：WAK

- フランス

原子炉施設：Rapsodie、EL4、再処理施設：AT1、Building 211、UP1

- 英国

原子炉施設：WAGR、PFR、再処理施設：B204 Primary Separation Plant

- 米国

再処理施設：West Valley、燃料加工施設：Fernald Site Plant 7

- ベルギー

原子炉施設：BR-3、再処理施設：Eurochemic

- 日本

原子炉施設：Tokai-1、Fugen、再処理施設：JRTF

- 他の国々

原子炉施設：Garigliano (イタリア)、Bohunice-A1 (スロバキア)、Vandellos (スペイン) Paldiski (エストニア)、KAERI-1, 2 (韓国)、204A, B (カナダ)、TRR-II (台湾)

核燃料製造研究施設：ACL/ACF (スウェーデン)

 廃止措置が完了した施設

- Shippingport	(PWR 型原子炉)	解体作業：1985 年～ 1989 年
- KKN	(重水減速炭酸ガス冷却炉)	解体作業：1987 年～ 1995 年
- EBWR	(BWR 型原子炉)	解体作業：1986 年～ 1996 年
- JPDR	(BWR 型原子炉)	解体作業：1986 年～ 1996 年
- HDR	(BWR 型原子炉)	解体作業：1992 年～ 1998 年
- Fort St. Vrain	(ガス冷却型原子炉)	解体作業：1992 年～ 1995 年
- Gentilly-1	(重水減速 BWR 型原子炉)	密閉管理：1984 年～ 1986 年
- NPD	(CANDU 型原子炉)	密閉管理：1982 年～ 1993 年
- G2	(ガス冷却炉)	密閉管理：1985 年～ 1988 年
- KWL Lingen	(BWR 型原子炉)	密閉管理：1985 年～ 1994 年
- Tunney's Pasture Facility	(放射性物質加工施設)	解体撤去：1990 年～ 1994 年
- Co-precipitation Plant in Sellafield	(混合酸化物燃料製造施設)	解体撤去：1986 年～ 1990 年

Table 2 Member Projects of the Cooperative Program on Decommissioning (as of August, 2003)

2003.8月現在

施設名 (国、運営機関)	施設区分	運転期間	廃止方式 (Stage)	廃止計画 予定期間
1. Eurochemic Reprocessing Plant (ベルギー)	再処理施設	1966-74	3	1989-2004
2. BR-3 (ベルギー)	PWR	1962-87	3 (部分的)	1989-2003
3. Gentilly-1 (加)	重水減速BWR	1967-82	1の変形	1984-86
4. NPD (加)	PHWR	1967-87	1の変形	1987-88
5. Tunney's Pasture Facility (加)	RI 加工施設	1952-83	3	1990-93
6. Rapsodie (仏)	実験用Na冷却高速炉	1967-82	2	1983-97
7. G2 (仏)	ガス冷却炉	1958-80	2	1982-93
8. AT1 (仏)	FBR用再処理試験施設	1969-79	2	1981-99
9. Niederaichbach KKN (独)	重水減速ガス冷却炉	1972-74	3	1987-95
10. Lingen KWL (独)	BWR (過熱器付)	1968-77	1	1985-2000
11. MZFR (独)	PHWR	1965-84	3	1988-2006
12. Galigliano (伊)	BWR (2重サイクル)	1964-78	1	1985-2003
13. JPDR (日)	BWR実証炉	1963-76	3	1986-96
14. JRTF (日)	再処理試験施設	1968-70	3	1990-2004
15. WAGR (英)	AGR原型炉	1962-81	3	1983-2000
16. Co-precipitation plant in Sellafield (英)	混合酸化物燃料	1969-76	3	1986-90
17. B204 Primary Separation Plant (英)	再処理施設	1952-73	3	1990-2009
18. Shippingport (米)	PWR商用炉	1957-82	3	1985-89
19. West Valley Demonstration Project (米)	再処理施設	1966-72	3	1982-2004
20. EBWR (米、DOE)	BWR	1969-79	2	1981-99
21. Bohunice-A1 (スロバキア)	HWGCR	1972-77	1	1980-2055
22. Greifswald & Rheinsberg (独)	VVER	1973-90	3	1992-2012
23. Vandellós (スペイン)	ガス冷却炉	192-89	2	1992-2030
24. HDR (独)	BWR (蒸気発生器付)	1969-71	3	1992-98
25. WAK (独)	再処理施設	1971-90	3	1991-2005
26. EL4 (仏)	重水減速ガス冷却炉	1966-85	2	1994-2000
27. Building 211 (仏)	再処理施設	1963-94	3	1995-2005
28. Fort St Vrain (米)	高温ガス炉	1976-89	3	1992-96
29. Fenald Site Plant7(米)	金属ウラン生産施設	1952-89	3	1996-2016
30. AVR (独、AVR)	ペブルベツト型高温ガス炉	1967-88	1 (3)	1986-2016
31. Paldiski (エストニア)	原子力潜水艦訓練施設	1968-89	3	1994-2003
32. 204A,B (加)	NRX付属燃料プール	1947-94	3	1996-2003
33. KNK (独)	高速増殖炉	1971-91	3	1991-2003
34. PFR (英)	高速増殖炉	1974-91	3	1995-未定
35. TRIGA MARK (韓)	トリガ炉	1962-95	3	1997-2000
36. ACL/ACF (スウェーデン)	燃料製造・研究施設	1963-97	3	1997-2004
37. Fugen (日)	重水減速・軽水冷却炉	1979-2003	3	1999-2004
38. TRR-II (台湾)	重水減速ガス冷却炉	1973-88	3	1998-2002
39. ELAN II B (仏)	RI製造施設	1970-73	3	2004-2011
40. UP1(仏、COGEMA)	再処理施設	1958-97	3	1998-2040
41. Tokai-1 (日)	ガス冷却炉	1966-98	3	2001-2017

注1) Stage 1 : 密閉管理、Stage 2 : 遮へい隔離、Stage 3 : 解体撤去

なる取組が必要であること等が指摘されている (Table 3 に小冊子の主要な論点を示す)。

WPDDの検討内容は、廃止措置の安全問題と物質管理に分類できる。Table 4はWPDDにおける主要な検討課題を整理したものである。安全問題では、廃止措置作業に必要な記録の保持、事故解析、通常時の放射性物質の放出量評価、作業員被ばく線量の評価、一般工業安全評価等が主要な課題である。また、安全基準の考え方や解体作業の実施例が調査され、放射線安全と一般工業安全との比較(燃料の撤去後は一般工業安全に関する比

重が大きくなる)、作業中の安全確保の具体的方法等について検討された。これまでの調査検討の例を以下に示す。

安全基準：スペインではバンデロス1号機の廃止措置に関して、休止状態の安全性、解体作業の技術設計、計画変更のあり方、ALARA政策、クリアランス検認等に関する安全基準が検討された。これに加えて、安全基準の適用においては、過去の運転や事故の影響を受けている敷地の状態を考慮することなど、更なる検討も求められている。な

Table 3 Major Points Disputed in the Booklet Entitled the Decommissioning and Dismantling of Nuclear Facilities—Status, Approaches, Challenges

廃止措置の目的は当該施設に適用されている規制を解除すること。
 原子力施設の廃止措置に特別な取り組みはない。
 廃止措置は既存技術で可能であり、その経験は施設設計や他の廃止措置に反映。
 多くの原子力施設の廃止措置・解体撤去は問題なく終了。
 廃止措置の制度は近年整備され必要十分。
 作業員、講習、環境の安全防護は廃止措置の規制や実施上満足できる。
 廃止措置の基金は確保されているが、さらなる費用評価が必要。
 廃止措置廃棄物は運転廃棄物と類似しているが、新しい取り組みも必要。
 地方自治体は廃止措置計画の策定に関与することを希望。

Table 4 Major Subjects Discussed in WPDD

安全問題

- 廃止措置の安全評価

安全解析：作業員の放射線安全、環境の放射線安全、一般工業安全

調査項目：履歴及び職員報告、施設の物理的特性、放射能特性

- 廃止措置作業の安全評価

解体工事：作業工程、燃料、冷却材撤去、施設の除染と浄化作業、機器の切断、建家構造物の解体、格納構造の修復、施設の補修管理

組織関係：放射線防護、固体廃棄物、非常時と物理防護、品質保証、組織と職員

- 廃止措置後の管理

敷地に残存するリスク管理

物質管理

- クリアランス検認方法

- サイト解放規準のあり方

お、バンデロス1号機の廃止措置の経験を反映して既存の安全基準の見直しが行われる計画である。

事故解析: イタリアでは廃止措置の事故解析に関して、施設特性、施設の安全分析、安全文化の維持、非常時計画、品質保証、事故事象、環境影響評価(計算コード)、漏洩特性や火災の危険性などの観点から検討が実施された。事故対象については、施設機能の喪失、臨界や火災等の内的事象、地震・雷等の自然事象、爆発・航空機衝突・人為ミス等の人為的事象に分類された。廃止措置の安全評価は有用であり、解体作業の経験や非原子力分野における工業活動の経験を反映することの重要性が指摘された。

他方、物質管理では機器や構造物の管理方法に関して検討が行われた。検討には施設の放射能特性評価、クリアランス検認、解体作業中における機器・構造物の管理、放射性廃棄物の処理処分等が含まれる。物質管理に関する事例調査では、バンデロス1号機では廃棄物の大部分を放射性廃棄物として処分したが、これはクリアランス検認に必要な費用が処分費用より高くなると判断されたためであること、また、ドイツでは廃止措置から発生する廃棄物(機器・資材など)は再利用又はクリアランスされており、これは公衆の理解が十分に得られた結果であること等が紹介された。

6. その他の活動

前述したように、原子力施設の廃止措置に関して横断的な検討が進められている。NDCの費用評価、CNRAの廃止措置の規制に関する検討は代表的な例であり、以下にこれらの概要を紹介する。

廃止措置の戦略・費用

1990年代に実施された廃止措置費用の検討⁹⁾に引き続いて、2000年からは、各国の政策、施設毎の戦略、政策と廃止措置費用との関係について検討が行われた⁹⁾。本検討では、NEA加盟国を中心にアンケート調査が実施され、廃止措置の範囲、施設の解体方法、安全貯蔵や休止期間などを含む

廃止措置方式、廃棄物の取扱いなどが調査され、詳細に分類した費用項目毎の数値(費用)が整理された。この結果、原子力発電所の電気出力に対する廃止措置費用がまとめられ、軽水炉では500 USD/kWe以下、ガス冷却炉では約2,500 USD/kWe、また、作業者の労務費の占める割合は20~40%、解体作業と廃棄物処理処分費用の割合が30%程度であった。さらに、廃止措置費用に影響を及ぼす要因として以下のものが挙げられた。

- ・ 廃止措置後の施設の最終状態
- ・ サイト解放基準に関する国の政策
- ・ 廃棄物処分費用
- ・ 廃棄物の区分方法
- ・ 廃止措置の戦略(安全貯蔵期間と廃止措置の終了の最終時期)
- ・ 労働者単価
- ・ 社会的・政策点要因
- ・ 費用評価モデルの不確定性
- ・ 原子力発電所の物理的特性(原子炉の型と寸法、サイト内の原子炉の基数、施設の運転履歴、廃棄物量)

廃止措置の規制

CNRAではNEA加盟国に対して廃止措置を対象とした規制行為の現状をアンケート調査した。調査は許認可と検査、廃止措置方法の選択、廃棄物の規制除外、廃棄物の保管、規制の展開等が対象とされた。このうち主要な調査内容は以下の通りである。

- ・ 廃止措置の政策や実施例、法律と許認可に関する要求事項
- ・ 廃止措置の開始や期間の決定者
- ・ 運転から廃止措置への移行を扱う許認可手続き
- ・ 廃止措置と解体が実施される段階
- ・ 施設の運転停止決定後、規制当局における強制的な廃止措置実施の可能性。
- ・ 規制当局による廃止措置の資金確保対策。
- ・ 中間又は最終放射性廃棄物処分場の可能性

これらの質問に対する各国の回答が報告書まとめられており¹⁰⁾、各国の規制現状を知る上で有益

である。

7. まとめ

OECD/NEA加盟国では、経済性等の理由により運転を停止した施設、国の政策として運転を停止した施設など、様々な原子力施設の廃止措置活動が進められている。これまでに幾つかの原子力施設の解体作業が安全に実施されたことから、廃止措置に関する技術的課題はほぼ解決されたと考えられているが、解体廃棄物のクリアランス、施設やサイトの解放、廃止措置の費用評価など、解決すべき課題も幾つか存在する。OECD/NEAでは、廃止措置に関する様々な課題について横断的な検討を進め、その結果が公開されている。廃止措置プロジェクトや廃止措置技術の現状調査、廃止措置の費用評価、規制、放射性廃棄物処理処分 の現状、クリアランス検認等に関する検討の進展に注目してその結果を分析することにより、我が国における原子力施設の安全で効率的な廃止措置の実現に反映することが大切と思われる。

参 考 文 献

- 1) <http://www.nea.fr>
- 2) OECD/NEA, The NEA Co-operative Programme on Decommissioning, The First Ten Years 1985-95, 1996.
- 3) 柳原敏, “原子力施設の廃止措置に関する国際協力の現状－ OECD/NEAにおける最近の活動状況－,” デコミッショニング技報第25号, 2002年3月.
- 4) OECD/NEA, Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities, A report by the NEA Task Group on Decontamination, 1999.
- 5) OECD/NEA, EC, IAEA, A Proposed Standardized List of Items for Costing Purposes in the Decommissioning of Nuclear Installations, 1999.
- 6) OECD/NEA, Recycling and Reuse of Scrap Metals, A Report by a Task Group of the Co-operative Programme on Decommissioning, 1996.
- 7) OECD/NEA, The Decommissioning and Dismantling of Nuclear Facilities - Status, Approaches, Challenges, Paris, 2002.
- 8) OECD/NEA, Decommissioning of Nuclear Facilities - An Analysis of the Variability of Decommissioning Cost Estimates, 1991.
- 9) OECD/NEA, Decommissioning Nuclear Power Plants : Policies, Strategies and Costs, Paris, 2003.
- 10) OECD/NEA, Regulatory Practices for Decommissioning of Nuclear Facilities with Special Regard of Regulatory Inspection Practices, NEA/CNRA/R(99)4, 2000.

英国の放射性廃棄物管理政策の動向と低・中レベル
廃棄物処分の概況

宮坂靖彦*

*Trends of Radioactive Waste Management Policy
and Disposal of LLW/ILW in the UK*

Yasuhiko MIYASAKA

In 1997, the UK program for the deep disposal of radioactive waste was stopped with the refusal by the Secretary of State for the Environment to allow Nuclear Industry Radioactive Waste Executive, Ltd. (Nirex) to go ahead with its plans for an underground Rock Characterization Facility (RCF) at Sellafield, seen as the precursor of an underground repository for LLW/ILW.

Department of Environment, Food and Rural Affairs (DEFRA) and the Developed Administrations published a white paper "Managing Radioactive Waste Safety" Proposal for developing a policy for managing solid radioactive waste in the UK on 12 September 2001. The paper set out five-stage program of action for reaching decisions until 2007. It suggests their view can be sought via opinion polls, the Internet, workshops, citizens, juries, consensus conferences, stakeholder, local authority and community groups and research panels.

With the exception of a disposal facility associated with the operation of the Dounreay site on the north coast of Scotland, essentially all LLW in the UK is disposed of at the Drigg site, near Sellafield. The site has been in operation since 1959. Until 1988, disposals were solely in trenches, cut into the glacial tills underlying the site. In 1988, an engineered concrete vault was brought into operation and is currently in use. Drigg only has a finite capacity in the currently area and may be full by about 2050, hence new arrangements will have to examine.

This report describes the trends of radioactive waste management policy and disposal of LLW/ILW in the UK. These include:

- NDA(Nuclear Decommissioning Authority) organization plan, Feb. 2003;
- Encapsulation of LLW/ILW and safe store for ILW;
- Summary of LLW repository at the Drigg site;
- Nirex concept for underground storage/disposal of LLW/ILW.

This information and new approach of the safe management of radioactive waste in the UK will prove helpful to the planning for future management and disposal of LLW in Japan.

* (財) 原子力研究バックエンド推進センター技術顧問

はじめに

英国では、現在、運転中のマグノックス型ガス炉 (GCR) 18基が運転寿命を向かえ、2009年までに順次、閉鎖される計画である。また、14基の改良型ガス炉 (AGR) の閉鎖時期も2008年から2023年の間と予想されている。今後、もし新規原子力発電の導入がなければPWR型炉1基のみの運転となり、原子力シェアは現在の25%から2020年には5%に低下する。英国政府のエネルギー政策は、2001年7月から9月にかけて検討が行われ、行政実行革新局 (PIU: Performance and Innovation Unit) 報告書に環境的圧力 (炭酸ガス放出の低減)、安全保障、エネルギー源供給の多様性、価格への挑戦を盛り込んでいる¹⁾。この報告によると2004年から北海の原油とガスの生産量が減少することから、英国内のガス需要量に対して、現在の2%から2006年には最高で15%の輸入が必要であり、「2006年には、原油も完全な輸入国になる公算が大きい」としている。このような状況から原子力発電新設を含む抜本的なエネルギー政策が議論された。

一方、廃棄物問題の解決の道筋が原子力開発、利用の推進の前提となるだけに、英国の廃棄物管理政策は大きくクローズアップされている。

低レベル廃棄物の処分については、発電所廃棄物、研究開発施設廃棄物、医療廃棄物等を、1959年以来ドリッグ処分場が受入れているものの、研究開発施設、ガス炉等のデコミッションングで大量に発生する解体廃棄物については未定であり、その処理処分対策も重要な課題となっている。

また、低・中レベル廃棄物を対象にしたセラフィールド・サイト選択プログラムが1997年に失敗したことで、長期的な解決策が求められている。研究施設、再処理施設、発電所等から発生した中レベル廃棄物は、当面の対策として安全性を考慮したサイト内に長期保管することになり、施設の整備ならびに回収・パッケージ化が始められている。

英国の放射性廃棄物政策は、1995年7月に出された「放射性廃棄物管理政策レビュー：最終結論」白書 (Cm2919) に示されている²⁾。政府とスコットランド行政庁等は、「放射性廃棄物の安全管理」

白書を2001年9月に発表し³⁾、総合的な放射性廃棄物政策確立に向けた検討が進められている。また、政府関係施設及び民間施設を一元的に管理する「原子力施設デコミッションング機構 (NDA)」を設置する法案が貿易産業省 (DTI) から2003年2月に公表されている。

わが国においても、研究所施設等の運転管理及びデコミッションングに伴い発生する廃棄物の処理処分が課題になっていることから、わが国の方針検討にも参考と成りうるものと考え、英国の廃棄物管理の動向及び低・中レベル処理処分に関する概況を紹介する。

1 放射性廃棄物管理政策に関する動向

1.1 放射性廃棄物管理政策

白書 (Cm2919) に示された英国の放射性廃棄物処分に関する政策レビューの目的は、1984年に「国家戦略」が発表されて以来の諸々の変化に照らして見直ししたものである。特に、政府や関係機関、廃棄物の発生者と所有者の責任を明確化し、原子力施設で蓄積している廃棄物について、処分プログラムをしかるべき期間内に開発するなど、戦略的計画を立てることにある。

このCm2919によると、放射性廃棄物管理政策は、環境政策に一般に適用される原則、特に「環境にやさしい」という原則と同じ立場に立つとしている。大部分の社会では、経済発展を遂げて、現在と将来の生活水準を高めたいと考えている。同時に現在と子孫のために環境を守り、豊かにするように取り組んでいる。「環境にやさしい」とは、この二つの目標を調和させようとする試みである。その裏付けとなる次の原則を定めている：

- ・ 決定は、可能な限り最良の科学的情報とリスク分析に基づき下す、
- ・ 不確実である場合あるいは深刻なリスクが生じる恐れがある場合には、予防措置を必要とする、
- ・ 資源への影響を含めた環境への影響をよく評価検討する、
- ・ 廃棄物発生者負担を原則とする。

また、政府は、以下ことを保障する政策と規制制度を維持し今後も発展させる：

- ・ 放射性廃棄物を不要に発生させない、

- ・その廃棄物は安全かつ適切に管理・処分を行う、
- ・その上で適切な時期に適切な方法で安全に処分する。

このことにより、現在と将来の世代と環境を守るようにし、その方法は国民の信頼を集め、コストにもしかるべく配慮したやり方になるとしている。

このCm2919は、IAEAの基本文書「放射性廃棄物の管理に関する原則」及び関連する安全基準「放射性廃棄物の管理のための国家的なシステムの整備」を完全に反映したものである。英国の放射性廃棄物分類は、IAEA安全基準と同様に、その発熱率と放射能濃度に応じて、Table 1のように定義されている。

1.2 「放射性廃棄物の安全管理」白書について

廃棄物管理会社であるNirex社のセラフィールド地下岩石特性施設(RCF)建設計画の1997年3月中止決定を受け、上院科学技術選定委員会では、1997年11月から1999年3月にかけて放射性廃棄物管理に関する議論が行われた。この議会報告では、地下処分を推奨し、政府はオープンで透明性のある政策を展開し、戦略選定前にあらゆるオプションを考慮すべきであるとした、政策決定プロセスを明確化した総合的な廃棄物政策を推進するために、英国政府とスコットランド行政庁は、「放射性廃棄物の安全管理」白書をまとめた。

M.ミーチャー環境相によると、ある日突然「近所に放射性廃棄物施設」ができたりしないように英国国民の幅広い支持を得て手続きを始めるため

で、議会報告を基に放射性廃棄物をどう管理すれば良いか、できるだけ多くの人々に議論してもらうためのものである。Nirex社のRCF計画が、地元自治体に拒否され、政府決定で破棄されたことから「1から出直すこと」を目指している⁴⁾。

英国の長期的な取り扱いが未確定の放射性廃棄物は、現在、1万MT (metric tons) 以上貯蔵されている。また、原子力発電所が一切建設されない場合でも今世紀中のクリーンアップ期間に50万MTの廃棄物が発生することを推定している。これらの廃棄物を地下処分場に埋設すべきか、それとも廃棄物リスクと優れた対処法に関する知識が得られるまで貯蔵を続けるべきか、あるいは他の選択肢があるのか、あらゆる選択肢を議論の対象としている。また、白書の中では、最初に考慮すべき課題等について次の点をあげている。

- ・英国における廃棄物分類の原則は、放射性核種半減期による(その原則はEUにより提案されており、またIAEAクラス分類に基づいている)。
- ・使用済密閉線源の管理(医療用線源の管理、処分準備を含む新線源の販売、不法投棄線源に対する責任)。
- ・貯蔵と再処理廃棄物の代替返却策(1976年以來のBNFL契約による、発生後25年以内に物量の多いILW/LLW取って代わる少量のHLWの返却)。
- ・デコミッショニングに対する一般的な取組み(その計画は、安全性、コスト、技術開発、処分施設の不足等を評価して、施設ライセンスと規制との調和を図る)

Table 1 Radioactive Waste Classifications in the UK

分類	定義
高レベル発熱性廃棄物 (HLW)	放射能により内部温度上昇する廃棄物で、そのため貯蔵または処分施設設計を考慮する。
中レベル廃棄物 (ILW)	LLWの上限を超える廃棄物で、貯蔵または処分の設計を考慮して非発熱性であること。
低レベル廃棄物 (LLW)	α 線 で 4 GBq / t、 β 線 で 12GBq/t を超えない。
極低レベル廃棄物 (VLLW)	一般廃棄物とともに安全に処分できるもの。物質 0.1m ³ につき β 、 γ 線 で 400kBq 未満、あるいは単一で β 、 γ で 40kBq 未満のもの。

- ・英国の備蓄プルトニウムに対する配慮(最小限の国防用を超えるもの、60MTの在庫プルトニウムを「廃棄物」と見なすかまたはMOX燃料とし再資源とする)
- ・低品位のウランを廃棄物にすべきかどうかを含む長期管理政策

当面の廃棄物対策として、低・中レベル処分場が2015年までには利用できないとして、50年間貯蔵庫で保管するとして、主要サイトに貯蔵庫約20基を建設する計画が進められている。しかし、処分計画はできる限り急がなければならないとしている。

この白書では、特に世論調査、インターネット、講習会、市民法廷、コンセンサス会議、利害関係者の対話、地方自治体、地域グループ及び研究パネルを通じて意見を述べるよう提案し、5段階からなるプログラムを示している。すでに6ヵ月の公衆の意見を受付け2002年3月に終了、2004年まで調査と公開討論が行われる予定である。政府は、2005年までに一つの選択肢を提案、2006年までに最終的な選定し、さらにその実施方法について国民の意見を求める。また、必要であれば、2007年に法律を制定するとしている。

1.3 「原子力デコミッション機構」設立へ

原子力施設デコミッションは、100年を超えるかもしれない長期間の課題であり、また大量廃棄物の処理処分及び財政的課題が、白書(CM2919)などで指摘され、長期的に責任ある組織対応が必要ではないかと議論されてきた。

英国政府は、2002年7月の債務管理機構(LMA: Liabilities Management Authority)案を参考にNDA設立法案を2003年2月発表した(<http://www.dti.gov.uk/nuclearcleanup/>)。この法案は、同案に対する意見を聴取し、年内に議会へ提出、2005年4月までにNDA設立を予定している。このNDAは、原子力施設の負の遺産に対し、総合的な責任を持ち、規制との調整を含め、安全なグリーンアップ、債務保証及び効率的コスト管理を推進するための組織であり、省庁から独立した公的機関と位置付けている。

対象となる原子力の負の遺産は、主に英国原子燃料会社(BNFL)及び英国原子力公社(UKAEA)

関係施設である。国防関係は、ここでは対象外としている。その債務総額は、2002年3月現在、約480億ポンド(約8兆6000億円)でセラフィールド・サイト分及びマグノックス炉などBNFL分が約85%を占める。また、その内訳は、施設のデコミ費43%、廃棄物管理費47%、及び業務管理費等10%である⁵⁾。

2. 低レベル廃棄物(LLW)の処理処分の現状

2.1 LLW 廃棄物処分実績と今後の処分予測量

カンブリア西部のセラフィールドにあるドリッグ処分場(Fig. 1参照)及びスコットランドの北岸にあるドーンレイ・サイトの高速炉研究開発施設の運転に関連した処分施設で、1950年代から現在までに約100万m³が処分されている。また、今後、施設のデコミッションに伴う廃棄物が徐々に増え、2160年までには180万m³の発生が見込まれている³⁾。

2.2 LLW 処理施設及び輸送

低レベル廃棄物は、処分効率を高めるため、Fig. 2に示すセラフィールドの廃棄物圧縮(WAMAC)プラントで圧縮処理しており、そのWAMACの概要をTable 2に示す⁶⁾。圧縮処理した廃棄物は、Fig. 3に示すハーフISOコンテナに入れ⁷⁾、ドリッグ処分場まで列車で輸送される。

原子力発電所等で発生した廃棄物の場合、圧縮性雑固体は、200ℓドラム缶をフルISOコンテナに入れWAMACセンターに送り、ドラム缶毎に圧縮し、ハーフISOコンテナに入れ替え、また、非圧縮性廃棄物は、ハーフISOコンテナへ直接入れてドリッグ処分場に列車で輸送される。また、セラフィールドで発生した廃棄物の場合、圧縮性雑固体は、1m³金属ボックスに入れ、SKIPと呼ばれる簡易コンテナでWAMACに運搬、1m³金属ボックス毎に圧縮し、ハーフISOコンテナに入れドリッグ処分場に列車で送る。この1m³金属ボックス使用の理由は、充填効率が良いためである⁶⁾。

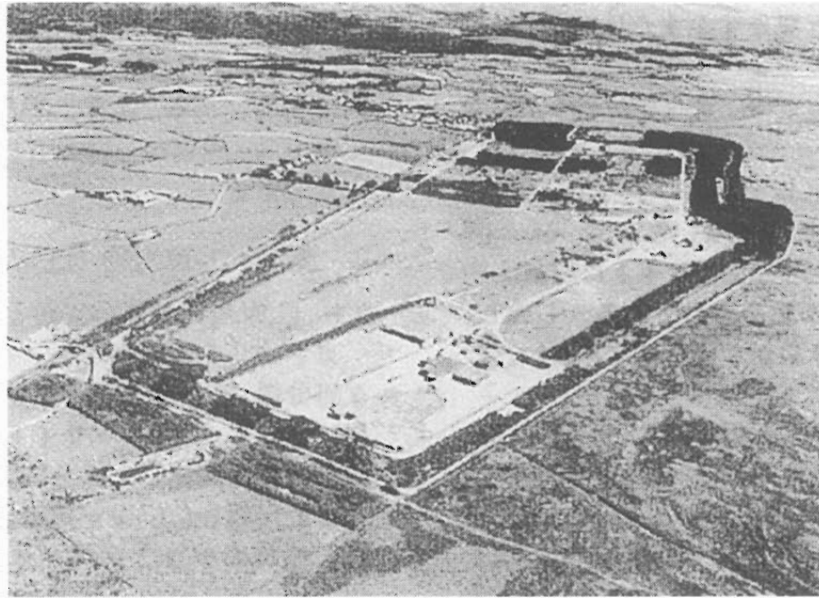


Fig.1 Drigg Disposal Facility in UK
(Rawaste Solutions, May / June 2002. p12)

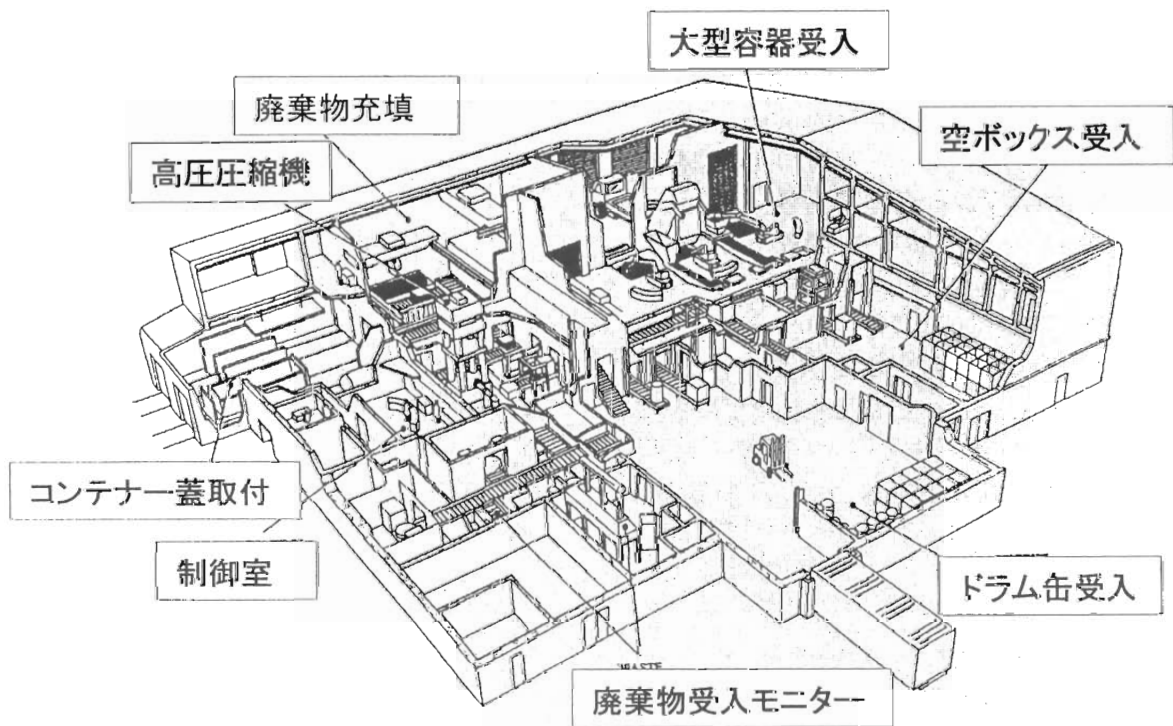


Fig.2 Layout of Waste Monitoring and Compaction (WAMAC)

Table 2 Summary of Waste Monitoring and Compaction (WAMAC)

<ul style="list-style-type: none"> ・ 施設場所：BNFLセラフィールド・サイト ・ 減容装置：2000トンプレス、5000トンコンパクター ・ 受入基準：低レベル廃棄物、Drigg処分場に処分できるもの ・ 受入廃棄物形態：① loose Waste、②ドラム缶又は1m³ボックス ・ 廃棄物追跡システム：WAMACコード (Drigg処分場のモルタル充填施設まで) ・ 処理状況：運転員8人×2直、1995年にISO-14000の認定 ・ 施設運転開始：1994年 ・ 受入検査レベル1：(添付書類、概観、重量、放射線、汚染) ・ 圧縮減容前レベル2：5%抜き取り非破壊検査 (X線透過、γ線スペクトル、Passive & Active Neutron 検査) ・ 圧縮減容前レベル3：1%抜き取り破壊検査 (サンプル採取、分析、なお液体含有量制限 540l 未満、オイル 27l 未満)
--

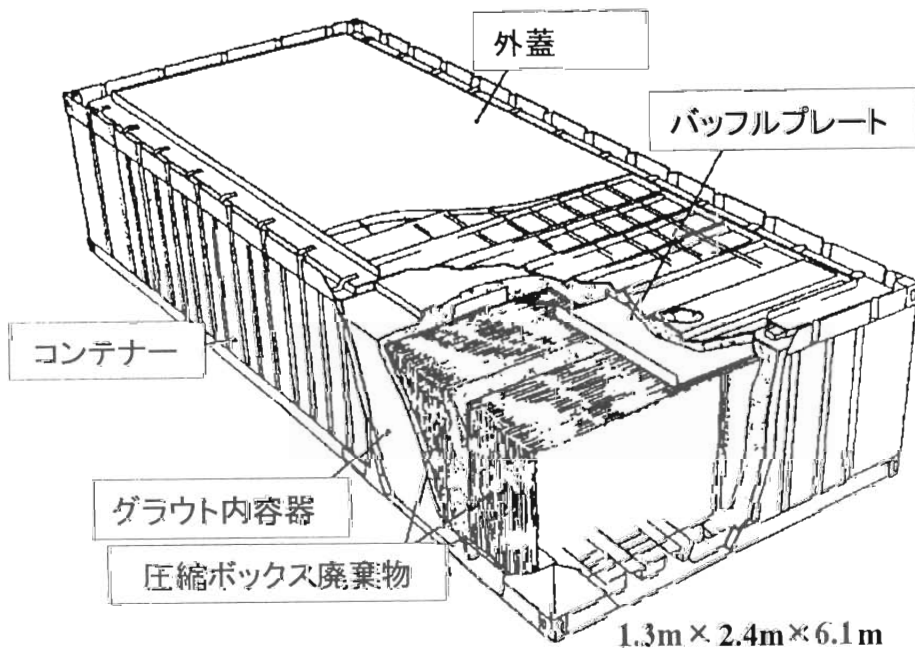


Fig.3 Fully Grouted Product Container
(Half-height ISO Container 20m³)

2.3 ドリッグLLW 処分場

(1) 施設概要

ドリッグ処分場は、セラフィールド再処理工場の東南約10kmに位置し、英国原子燃料会社 (BNFL) が所有し、管理している。このサイトは、氷河期の砂、バラス及び粘土で覆われた砂岩で構成され敷地約109万m²である。このサイト内にト

レンチ処分施設、人工コンクリートボルト (Engineered Concrete Vault) 処分施設、プルトニウム汚染保管庫 (PCM)、低レベル廃棄物容器内にセメント・モルタルを充填する施設等がある。ドリッグ処分場の概要を Table 3 に示す。現在ある人工コンクリートボルト施設は、1988年から操業を開始しているが、将来増設されるボルト

数は12で総処分容量80万m³予定し、最終閉鎖時期2050年を予定している。その後の制度的管理の終了時期は、2170年である^{7), 8)}。

(2) 廃棄物受入基準

ドリッグ処分施設には、原子力発電所プラント、核燃料サイクル施設、放射性医薬品及び放射性同位元素の製造施設、研究機関、病院その他いろいろな施設から発生した低レベル廃棄物が搬入されている。これら廃棄物の現在の受入基準をTable 4に示す⁹⁾。

(3) トレンチ処分施設

トレンチ処分施設は、一つのトレンチが約700m×25m×8m(深さ)で、1959年No. 1トレンチから操業を開始し、No. 7を最後に満杯になり、1995年に閉鎖した。

(4) 人工コンクリート・ボルト処分施設

このボルト処分施設No. 8は、約260×178

m×5.3mで仕切り壁により3区分されている。その容量は約18万m³の処分容量である⁷⁾。列車で送られたハーフISOコンテナは、ドリッグ処分場のセメント工場でモルタルを充填する。処分前にモルタルを充填するのは、輸送時の重量低減のためである。ハーフISOコンテナは、ボルトの仕切りの中にFig.4に示すように積み重ねている¹⁰⁾。セメント・モルタル充填設備能力が1日当たり最大80m³であることから、現在の処分能力は1日当たり平均約50m³である。

将来のボルトは、処分効率を上げるため現状の4段積みから5段積みにする。そのボルト概念図をFig.5に示す⁷⁾。

(5) ドリッグ施設の総処分量と将来の閉鎖シナリオ開発

ドリッグ施設の総処分量は、Nirex社と環境庁が合同で作成した基準“The 1991 UK Radioactive

Table 3 Summary of Drigg LLW Disposal Facility in the UK

施設	操業	容量 (m ³)	容量 (m ³)	受入対象廃棄物
素掘りトレンチ	1959-1995	850000	なし	発電所、燃料サイクル、研究施設、RI、病院等
人工コンクリートボルト	1988- (2050)	800000	12ボルト	

Table 4 Conditions for Acceptance of Drigg LLW Disposal Facility

要件	内容
有害物	自由水、火災・爆発性物質*、ガスを発生する物質、腐敗性物質(5%以下)、生物学的毒性
放射能	α核種：4GBq/t以下、βγ核種：12GBq/t以下 年間の放射能限度量：ウラン：0.6TBq/y、 ¹⁴ C：0.05TBq/y、 ²²⁶ Ra：0.03TBq/y、 ¹²⁹ I：0.05TBq/y
表面密度限度	α核種：0.4Bq/cm ² 以下、βγ核種：4Bq/cm ² 以下
マクロ空隙率	10%以下
圧縮強度	400KN/m ² 以上
重量	グラウト充填前：35トン以下、グラウト充填後：42トン以下もしくは30KN/m ² /m以下の厳しい方

*①可燃性金属：(微粉のLi, Mg, Zr, Zn, Nb, K, Ca)、②22℃以下の引火点を有する固定化されている液体、③りん、④ホウ素の水素化物、⑤水素化物、窒素化物、炭化物等で水と反応により熱・可燃性を発生する物質、⑥強酸試薬、⑦圧縮気体、エアゾル。

Waste Inventory⁶⁾と施設容量(ポルト:80万m³)で決まる。この基準は見直し中であるが、現行基準は次のとおりである⁷⁾。

操業中(被ばく線量): < 300 μ Sv/年・最大被ばくグループ

閉鎖後(リスク): < 10⁻⁶/年・個人

また、BNFLでは、環境庁等が1997年に定めた手引きに基づく要求により、施設閉鎖のための体

系的環境評価シナリオの開発が行われている¹¹⁾。

3. 中レベル廃棄物(ILW)処理処分に関する現状

3.1 ILW 廃棄物発生量と中間貯蔵施設整備

英国のILWは、LLWの濃度上限値を超え、非発熱性の廃棄物と定義され、現在までに約7万m³が発生、そのうち8,500m³が安定パッケージ化さ

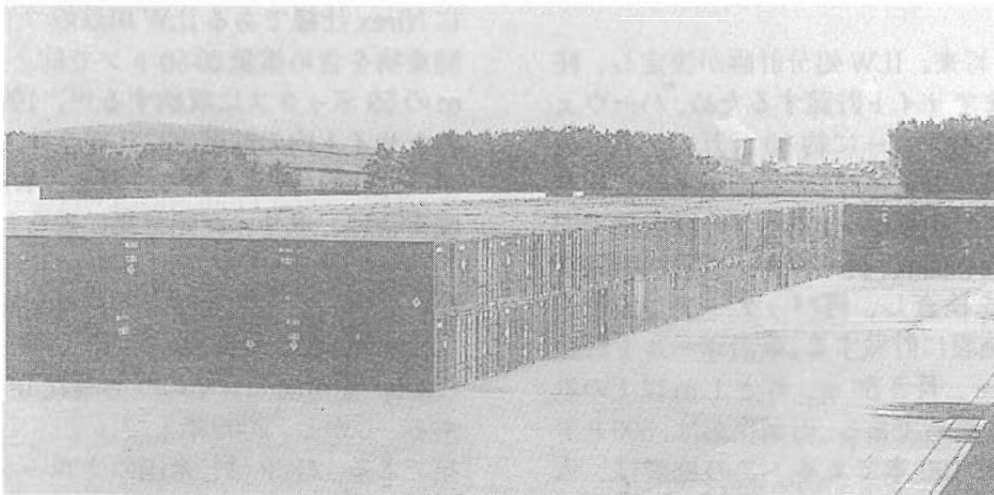


Fig.4 The Solid Low-Level Waste Disposal Site at Drigg
(Half-height ISO Containers)

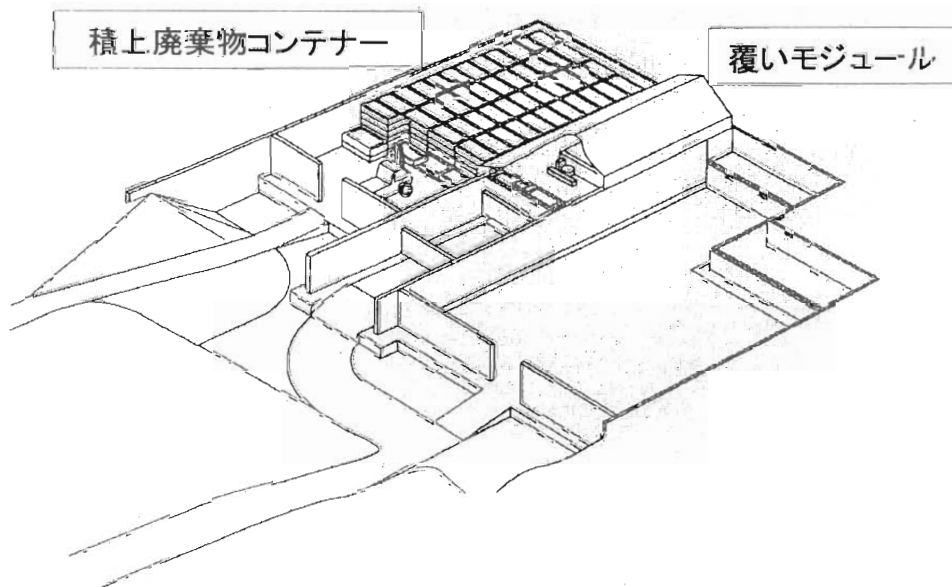


Fig.5 Figure of Vault Design

れ、貯蔵されている。今後、ILWは、再処理等運
 転廃棄物、施設デコミッショニング廃棄物を含め
 ると21万 m^3 発生するものと推定している³⁾。低・
 中レベル廃棄物処分を目指したセラフィールド計
 画が挫折した現在、当面の対策として、3.2～3.5
 節で述べるように将来の地層処分に備えサイト内
 で安定パッケージ化処理、保管施設の整備が進め
 られている。

3.2 UKAEA、ハーウェル研究所の最新式ILW貯 蔵施設

UKAEAは、将来、ILW処分計画が決定し、使
 用可能になるまでサイト貯蔵するため、ハーウェ
 ル国際ビジネスセンターに約80百万ポンドで最
 新式のILW貯蔵施設を建設し、1999年後半に操業
 を開始した。この施設は、100トンの回収機で旧
 施設から廃棄物を回収、再パッケージ前に核物質
 量及び放射能を検査し、再パッケージして新設
 ボールト貯蔵施設に貯蔵する。新設ボールト貯蔵
 施設は、幅20m、長さ56m、厚さ1m以上の鉄
 筋コンクリート構造である。貯蔵作業は、500 ℓ
 ドラム缶で年間約100本である。この施設は、火
 災、航空機墜落の衝撃及び耐震対策を考慮して

いる¹²⁾。

3.3 WAGR 解体 ILW の貯蔵容器と貯蔵

UKAEA のウィンズケール改良型ガス炉
 (WAGR) は、現在、ECデコミッショニング・プ
 ロジェクトとして解体実地試験が行われており、
 2001年から始めた炉心部の解体撤去を2006年ま
 までに完了する予定である¹³⁾。その炉内構造物及び
 グラファイトは、LLW処分濃度上限値より高いた
 め、ILWに該当する。この廃棄物は、Fig.6のよ
 うにNirex仕様であるILW用鉄筋コンクリート製、
 廃棄物を含め重量20-50トンで約2m \times 2m \times 2
 mの59ボックスに収納する¹⁴⁾。1994年に建設さ
 れたサイト内の貯蔵庫にILW全体で144ボックス
 が(1,200t)貯蔵される。なお、WAGR低レベル
 廃棄物は、ドリッグ処分場に送られている¹³⁾。

3.4 マグノックス型原子炉解体戦略とILWの貯蔵

BNFL社は、26基のマグノックス型原子炉
 (GCR)を所有し、そのうち現在18基が運転中
 である。しかし、2009年までにすべて閉鎖され
 る予定である。GCRは、米国のトロージャン(110万
 kWe級軽水炉)の解体事例と比べ、炉心にグラ

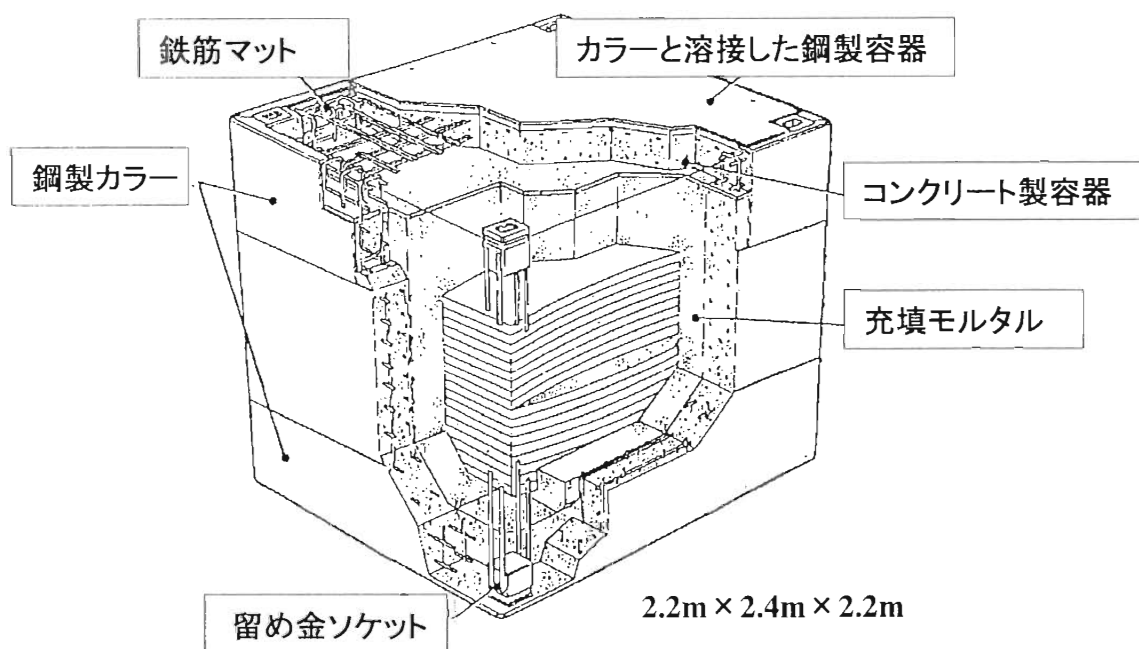


Fig.6 Arrangement of WAGR Waste Box for ILW

ファイト・ブロック約2,000トンが入る原子炉容器で、その直径が22mと大きく、解体は困難であり、高コストであるとされている。BNFLの最近のデコミッション戦略によると、停止後できるだけ多くの解体作業を行うが、原子炉本体の解体を停止後85年間安全貯蔵することで公衆、作業員及び環境への影響を最小化し、また放射能減衰効果で放射性廃棄物の低減につながるとしている¹⁵⁾。

デコミッション中のパークレー、トロスフィニス炉では、現在、運転中に発生したILW廃棄物である放射性廃棄物及び再処理工場に搬出できない燃料要素デブリ（グラファイト、マグノックス等）廃棄物の回収、パッケージ作業が行われている。これらは、Nirex社仕様のステンレス製3m³ボックス及び500ℓステンレス製ドラム缶に収納し、処分ルートがないため長期間サイト内に保管される。なお、LLWは、減容処理し、ドリッグ処分場に送られている^{16)、17)}。

3.5 セラフィールドのILW処理・貯蔵施設

中レベル廃棄物を処理する加熱乾燥・圧縮減容するSDP施設及びセメント固化するWEP施設（Waste Encapsulation Plant）がセラフィールド・

サイトに建設され、THORP再処理工場から発生するハルやスラリー等のLLWを安定パッケージ化し、貯蔵している（Fig 7 参照）¹⁸⁾。

3.6 セラフィールドの中レベル廃棄物処分試験計画の中止経緯

英国Nirexは、最初、1982年中レベル廃棄物処分を目的に、原子力産業界が廃棄物実施本部として設立し、1985年11月に英国Nirex社に組織化された。ドリッグ処分場では処分できないアルファ核種を含む低・中レベル廃棄物用の深地層処分場の候補地としてセラフィールドで調査を行ってきた。この調査の一環として、Nirex社は、当初、地下650mにRCFの建設を希望していた。しかし地元州議会から施設受入を拒否され、さらにGummer環境庁長官からもNirex社の異議申立は1997年3月に却下された¹⁹⁾。提案サイトは、火山岩類で断裂が入り組んだ複雑な地層構造の地域である。この複雑性のため岩盤による閉じ込めの不確かさが請願却下の主な理由になった。この点については、放射性廃棄物管理諮問委員会（RWMAC）で以前から指摘されていた。その後、Nirex社は、RCF計画の撤回を受け入れ、これまでの研究基盤を維持しつつ、政府の政策方針の確

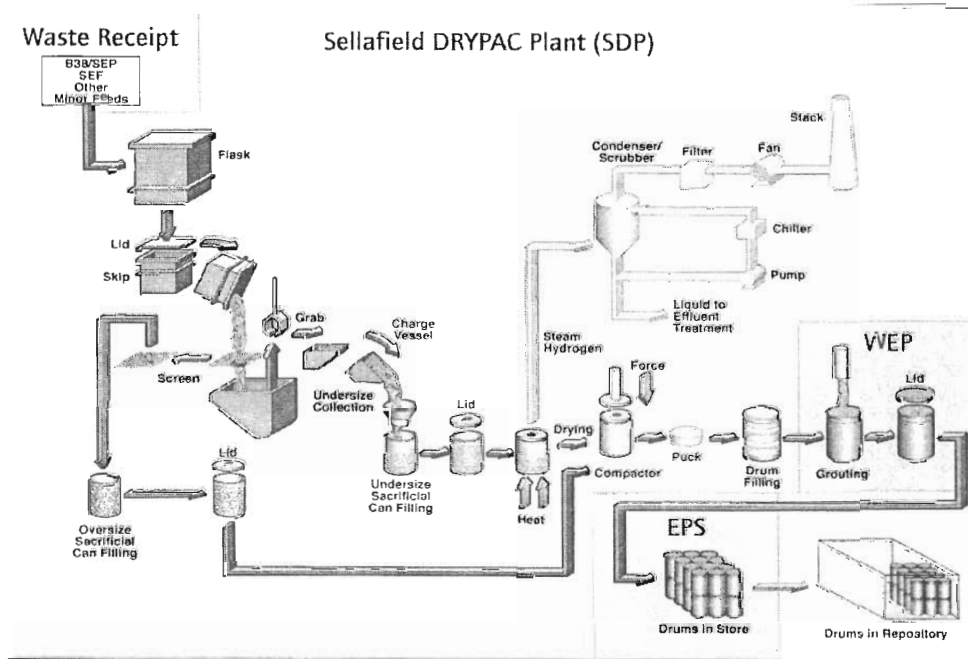


Fig.7 Sellafield DRYPAC Plant (SDP)

認と国民の理解獲得に向けて、政府及び関係機関と協議を進めている。

3.7 ドーンレイ ILW 施設からの廃棄物回収計画

英国政府は、スコットランド北部にあるドーンレイ・サイトの海岸沿いの断崖近くにある深さ65m、直径4.6mの立坑と、それより内陸側に続く湿式サイロ施設からILWを回収するクリーン作戦をUKAEAに対し1998年3月認可した。この施設は、1959年処分場として認可を受け1970年から操業していたが1977年5月に立坑頂部に溜まったガスの爆発事故により閉鎖された。それ以降、厳重な監視下にあったが、1996～1997年の調査で近年の処分基準に合わないことから回収計画が立てられた。立坑には4kgのプルトニウム、100kgのウラン235のほか、工具や器具が貯蔵されている。これらの回収作業には、25年間で215～355百万ポンド(490～810億円)の費用が必要である。廃棄物回収手順の詳細は、決まっていないがドライ、湿式及び凍結法が考えられている²⁰⁾。

4 Nirex の LLW/ILW 等に関する処分研究

4.1 回収可能性のある LLW/ILW 地層処分研究

Nirex 社は、LLW/ILW 等の処分方策の研究を RCF 計画中止後も継続している。Nirex 社の委託課題は、浅地処分に適切でない少量の LLW と大量

の ILW をいかに合理的に地層処分を行うかである。この処分研究は、すべての ILW が定着後、長期間埋設せずに回収可能な状態に保管し、安全性を確認し、最終埋設する、いわゆる可逆性処分概念であり、スイス等でも検討されている。その検討例を Fig.8 に示す。この研究では、ボールド安定性、廃棄物パッケージ健全性、地下水管理、ボールド環境管理、ボールド設備の保守、操業及び閉鎖の安全性が重要な要点として上げられている²¹⁾。

4.2 LLW/ILW と HLW/SF 共同地層処分研究

放射性廃棄物管理政策における総合的アプローチの一つの選択肢は、単一処分施設内に固体廃棄物 (ILW/LLW) とともに高レベル廃棄物と使用済燃料 (HLW/SF) を深地層処分する共同処分 (Combined Disposal or Co-Disposal) 概念である。Nirex 社の研究によると、異なる廃棄物を別々に処分するより共同処分概念の方が約30%コスト低減の可能性を示した。廃棄物として、固体廃棄物 263,000m³ (15,000m³の LLW と 248,000m³の ILW)、すべての再処理から発生した約 1250m³ のガラス固化体 (HLW) 及び AGR/PWR (2,900t/1,200t) の使用済燃料 (SF) を対象に検討している。この処分概念によると、ILW/LLW 対象処分エリア 1.4km² (18ボールド) の空洞処分と HLW/SF 対象

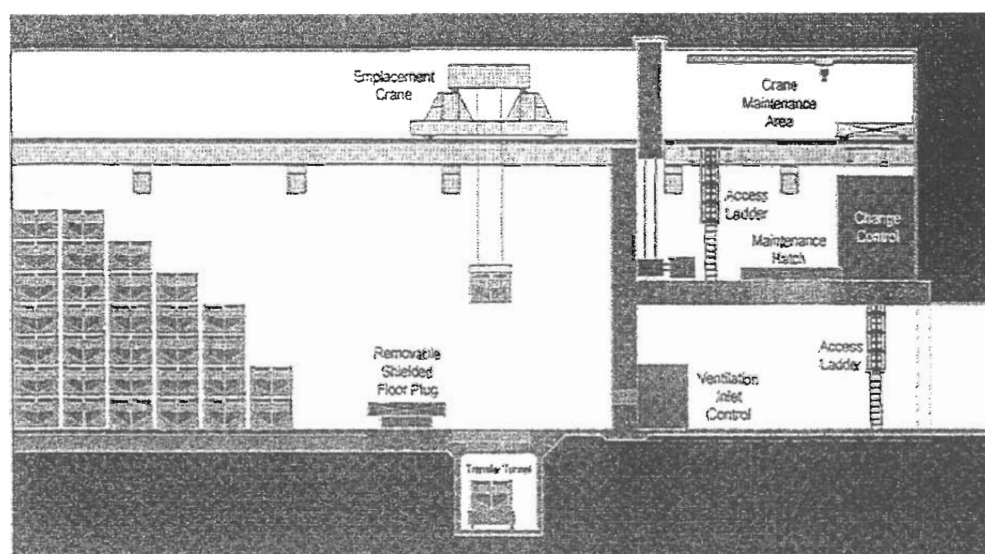


Fig.8 ILW Vault Emplacement / Retrieval System

処分エリア 2.2km²のトンネル処分（長さ 500m/本：38本×2パネル）から成り、共通にアクセスできる構想で分離スペースを含めると合計4.3km²となる²²⁾。

この研究は、長期にわたり多くの議論を必要とするサイト選定が一箇所で済み、また設備が共通にできることから建設、操業等において合理化が期待できと考えられ、興味ある評価結果である。

5. 課題、教訓等

英国は、原子力開発利用に先導的役割を果たしており、これまで述べてきたように廃棄物管理等においても、その分早く貴重な経験を積んではいるが、多くの課題も抱えている。また、英国では、多くの課題を積極的に取り組み、廃棄物管理政策の構築に努力している。課題、教訓等を次にまとめて記述する。

放射性廃棄物及びデコミッショニング政策：

(1) 1995年の白書 (Cm2919) を基本に、またRCF計画の失敗等を生かし、廃棄物政策立案のための「放射性廃棄物の安全管理」白書が2001年にまとめられ、その2007年目標にした段階的に決定するプログラムが進んでいる。当面、低レベルを含めた新規処分サイト施設の確保が緊急の課題である。白書では、処分場選定等にあたっては科学的根拠に基づくことを基本にし、かつ決定プロセスにはオープンに議論、透明性を確保し、後戻りしないよう段階的なアプローチが必要であるとしている。これらのことは、特に重要であり、最近、多くの国で言われている。

(2) 2003年2月「原子力施設デコミッショニング機構」法案が公表された。英国では、商業施設及び研究開発施設の多くの原子炉施設がデコミッショニングする時期を年々迎えており、その対策には100年以上わたるとされている。この機構は、長期的に総合的に責任を持つものと位置付けられている。今後、わが国でも研究開発に用いた原子力施設のデコミッショニングが多くなることから、この法案、推移に注目したい。

低・中レベル廃棄物処理処分等の現状：

(1) ドリッグ処分場は、トレンチ処分を中止し、安全性の高いコンクリート・ボルト施設に切り

替えた。その処分には、廃棄物を減容処理し、大型容器（ハーフISOコンテナ）等を用い、施設の延命化にも努力している。この方法は合理的であり参考になるかもしれない。それでもサイトが狭く、遅くとも2050年には満杯になるものと見込まれている。

(2) セラフィールドの中レベル廃棄物処分試験計画 (RCF) の中止についての教訓としては、第1に地域住民への広報の不足、サイト選定説明の不整合、第2にサイト選定に対し放射性廃棄物諮問委員会から地質学的な不確実性が指摘されており、その対応不足など挙げられている。

(3) 中レベル廃棄物の処分がないため、当面の対策として地層処分を前提に、後戻りしない処分規制ガイドを整備し、廃棄物安全パッケージ化処理、サイト内保管している。廃棄物の減容、安全保管、処分への準備の観点から評価される。

(4) ドーンレイ・サイトでは、環境安全の観点から中レベル廃棄物処分施設から廃棄物を回収する計画である。このことは、廃棄物処分を慎重に進めなければならないことを示す例である。今後、絶対に避けなければならないことである。

むすび

英国は、総合的な見地での将来の放射性廃棄物の管理に関する方針をまだ確立していない。総合的な放射性廃棄物政策は環境・食糧・農村地域省 (DEFRA) が主要な推進役となり、2007年目指すプログラムが進めている。具体的な方針決定には、公衆に受け入れられることが鍵であり、決定プロセスはオープンで、透明性が大切であるとし、積極的にパブリック・アクセプタンスに取り組んでいる。これには、Nirex社のセラフィールドRCF計画中止の経緯から、基本原則に立ち戻って進める必要があるなど多くの教訓が反映されている。

英国の低レベル廃棄物については、ドリッグ処分場での処分を2050年まで確保しているものの、今後50年以内に低・中レベル廃棄物の地層処分施設を実現させねばならない状況にある。

スコットランド行政庁は、今までは新規発電所の建設を承認して、独自の放射性廃棄物管理政策を決定できる立場となったが、この放射性廃棄物

協議の結果がでるまで、新規原子力発電所の関する政策決定を棚上げすることを発表している。このように、英国の放射性廃棄物政策の進展が新規原子力オプションの前提条件となっているだけに、また、新規の原子力施設デコミッションング機構設立の法案が議会での審議が予定されており、これらの推移に注目していきたい。

参考文献

- 1) Performance and Innovation Unit: PIU Review of Energy Policy. See www.cabinet-office.gov.uk/innovation/2001/energyscope.shtml.
- 2) Department of the Environment: "Review of Radioactive Waste Management Policy ; Final Conclusion," (Cm2919), July 1995.
- 3) "Managing Radioactive Waste Safely, Proposals for developing a policy for managing solid radioactive waste in the UK," DEFRA, Sep. 2001. See www.defra.gov.uk.
- 4) "(英) スコットランド、廃棄物問題解決着まで新規原発建設を棚上げ," (N.W.2001.09.20)
- 5) 遠藤哲也, "英国・債務管理機構 (LMA) の概要," 原子力 eye, Vol.48, No.12, p38 ~ 40 (2002.12).
- 6) Sellafield (WAMAC, WTC), "欧州各国に於ける原子力施設の廃止措置と低レベル放射性廃棄物の処理処分及び再利用に関する調査報告書," 日本原子力情報センター, 07/1999.
- 7) A. Coyle, et al., "Waste Acceptance Policy and Operational Developments at the UK's Drigg LLW Disposal Site, Planning and Operation of Low Level Waste Disposal Facilities," IAEA-SM-341/62, June 1996.
- 8) "Low-Level Radioactive Waste Repositories: An Analysis of Costs," OECD/NEA 1999.
- 9) 放射性廃棄物データブック, (財) 原子力環境整備センター, 1998年11月.
- 10) Nuclear Waste, Briefing notes on aspects of BNFL.
- 11) Len Watts, et al., "Development of Scenarios within A Systematic Assessment Framework for the Drigg Post-Closure Safety Case, Radioactive Waste Management, Scenario Development Methods and Practice," OECD/NEA, May 1999.
- 12) Safe store for ILW, Nuclear Eng. Inter. July 1999.
- 13) Core of the campaign, "The dismantling Windscale AGR graphite core commenced at the start of May 2002," Nuclear Eng. Inter. Dec. 2002.
- 14) EC, Handbook on decommissioning of nuclear installations, p426.
- 15) Paul B. Woollam, "A New Start for BNFL, Magnox Reactor Decommissioning Strategy," Radwaste Solution July/Aug. 2001.
- 16) S. Wall & I. Shaw, "Retrieval of intermediate level waste at Trawsfynydd nuclear power station," C596/016/2001, IMech E 2001.
- 17) P.K.Smith, et al., "Decommissioning the Berkely vaults-remote operations," C596/018/2001, IMech E 2001.
- 18) Briefing notes, Sellafield DRYPAC Plant (SDP), BNFL.
- 19) U. K. Environment Chif Nixes NIREX Sellafield Rock Lab Plan (N.W.1997.3.20).
- 20) Richard Knox, "The hole solution: get the waste out of the ground," Nuclear Engineering International, 2000, p8.
- 21) B.Mckirdy, et al., "Designing for A Staged Approach to Disposal," Safewaste 2000.
- 22) S. J. King and M. Poole, "Issues Associated with the Co-Diposal of ILW/LLW and HLW/SF in the United Kingdom," WM' 02 Conference Feb.24-28, Tucson, AZ.

ウラン廃棄物処理設備における廃棄物の減容安定化処理

植野和浩*、稲田亀司*、大森浩司*、浅見 誠**
東地勝則***、薄井和也*、入之内重徳*

Operation Experience at the UWTF

Kazuhiro UENO, Kameji INADA, Kouji OHMORI, Makoto ASAMI,
Katsunori TOHCHI, Kazuya USUI and Sigenori IRINOCHI

This report describes the operation experience on the volume reduction of metal wastes and used air filters contaminated with uranium at the Uranium contaminated Waste Treatment Facility (UWTF) in JNC Tokai Works.

The UWTF consists of the metal waste treatment system and the filter-waste treatment system. The former treats metal wastes, the latter treats used air filters.

Metal wastes are unpacked from drums, cut, and then compacted. Used air filters are separated into filter media and frames. Then the filter media are compacted and the frames are crushed.

The operation of the UWTF was started in June 1998. The following volumes of wastes had been treated at the UWTF from the beginning of the operation to March 2003 (for about 5 years).

- ① 1,524 drums of the metal wastes had been reduced to 410 drums. The volume reduction factor was 3.7.
- ② 372 drums of the used air filters had been reduced to 39 drums. The volume reduction factor was 9.5.

These systems have been operated without trouble for 5 years and have demonstrated to be able to reduce the volumes of the wastes to designed values. The volume reduction technologies for metal wastes and used air filters contaminated with uranium were successfully demonstrated at the UWTF.

1. はじめに

ウラン廃棄物処理設備 (Uranium contaminated Waste Treatment Facility) は、核燃料サイクル開発機構 (以下、「サイクル機構」という。) 東海事業所のウラン濃縮施設やウラン取扱施設で発生するウラン系固体廃棄物のうち金属廃棄物及び使用済エアフィルタ (以下、「フィルタ廃棄物」という。) の減容処理に関する実証運転及び処分に向

けての準備段階として必要なデータの取得を行う施設として平成10年5月に完成した。

UWTFの処理設備は、金属廃棄物を処理する金属廃棄物処理設備とフィルタ廃棄物を処理するフィルタ廃棄物処理設備からなる。各処理設備は、パネルボックス (鋼材とアクリルパネルで構成されるボックスにグローブを取付け、搬出入用フードを設置したボックス) 内に主要設備機器を設置した (Fig.1 参照)。

* : 核燃料サイクル開発機構 (JNC)

** : 検査開発(株) (IDC)

*** : 原子力技術(株) (NUTEC)

処理設備は、作業員の安全性向上のためプロセスの一部自動化及びインターロック機構の多重化を図っている。

東海事業所では、ウラン系固体廃棄物 (Fig.2参照) を①可燃性廃棄物、②難燃性廃棄物、③不燃性廃棄物に区分して管理している。そして、可燃性廃棄物は、既存の焼却施設で処理を実施している。UWTFでは、不燃性廃棄物の中から減容処理の効果が期待できる金属廃棄物及びフィルタ廃棄物を処理対象とした。

金属廃棄物は、内容物の分別を行った後、切断し圧縮処理を行う。フィルタ廃棄物は、フィルタのろ材と外枠とに分離し、ろ材は圧縮、外枠は破碎処理する。

本報告は、平成10年6月の処理開始から平成15年3月までの約5年間の実証運転で得られた成果について報告するものである。

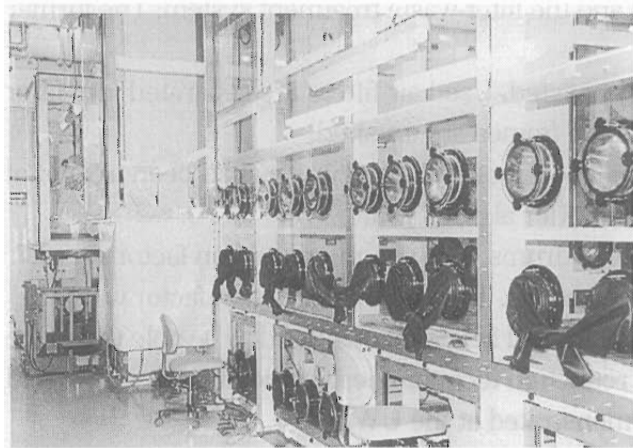


Fig.1 Panelbox Provided with Gloves

ウラン系固体廃棄物

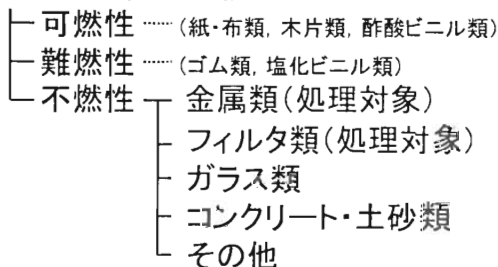


Fig.2 Classification of Wastes

2. UWTFの概要

UWTFは、鉄筋コンクリート耐火構造、地上2階建ての建家である (L=約41m, W=約19m, H=約9m)。建屋内の工程室にパネルボックスを配置し、この中に処理設備を設置した。また、給気及び排気設備を設け、建家の外気より工程室内、工程室よりパネルボックスをそれぞれ負圧に維持できる排気システムを備えている。

3. UWTF処理プロセス

UWTF処理プロセスについて、UWTF処理フローを Fig.3 に示す。

UWTFの処理設備は、大別して金属廃棄物処理設備とフィルタ廃棄物処理設備に分類される。以下に各処理設備について記す。

3.1 金属廃棄物処理設備

金属廃棄物処理設備は、鉄鋼 (SS材, SUS材等) の金属を減容安定化処理する設備である。

金属廃棄物の処理は、廃棄物の搬入→開梱・選別→切断→圧縮の流れで処理を行う。パネルボックスは、開梱・選別、切断、圧縮の三つのプロセスが一体となったパネルボックスに配置され、搬送コンベア等にて廃棄物を移送し、それぞれの処理を行う。

(1) 廃棄物の搬入

金属廃棄物は、ビニル袋等に梱包して200Lドラム缶に収納されている。金属廃棄物は、Fig.4に示すように上蓋を取り除いた後、ドラム缶反転機により反転させてビニル梱包状態のまま内容物をパネルボックス内に搬入するシステムとなっている。

(2) 開梱・選別

搬入した金属廃棄物は、開梱・選別作業を行い、ビニルシート・布等の梱包材から金属廃棄物を取り出し、SS材やSUS材の金属 (処理対象廃棄物) とその他の部材に分類する。

その他の部材は、金属との混在物、例えば電気盤などは金属と配線・プラスチック等に分別し、さらにアルミニウム・鉛などの処理対象外の金属類もこの工程で分別される。

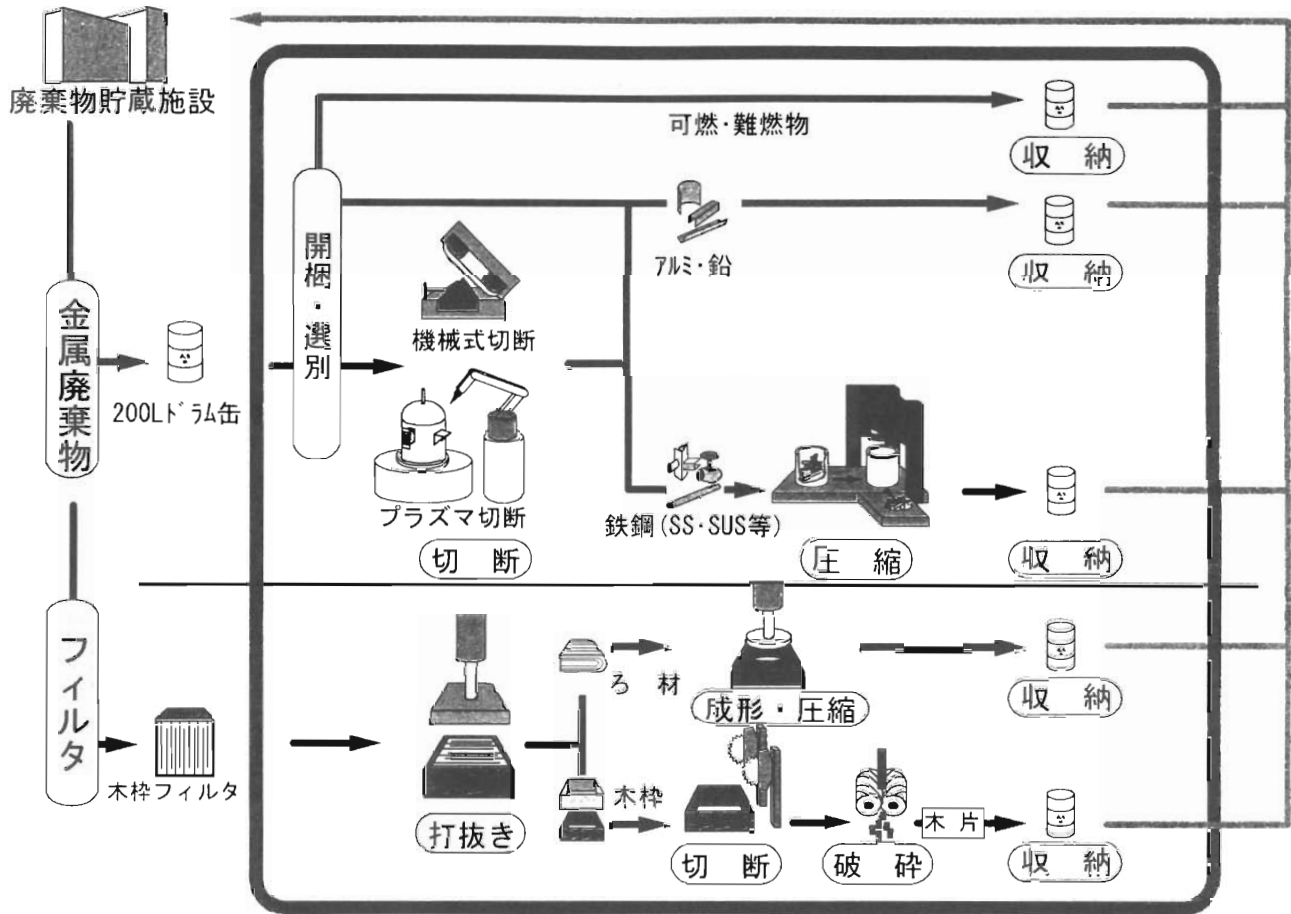


Fig.3 Process Flow Diagram of the UWTF

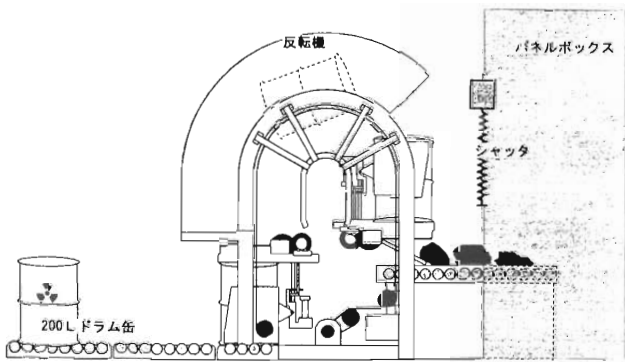


Fig.4 Schematic of the Drum Dumper

分別された処理対象外廃棄物は、パネルボックスの梱包材回収フードから搬出して200Lドラム缶に封入し、廃棄物貯蔵施設で保管する。

(3) 切断

処理対象廃棄物は、搬送コンベア（ローラコンベア式）にて切断工程に搬送し圧縮可能な約

30cm (L30cm×W30cm×H30cm) の寸法に切断する。切断は、バンドソーによる機械式切断とプラズマ切断を併用し、それぞれ、パイプや棒状の廃棄物（主にバンドソー）及び箱型や形状が複雑な廃棄物（主にプラズマ切断）の切断に用いる。

プラズマ切断設備は、Fig.5 に示すように多関節型ロボット（6軸垂直多関節型）の先端にエアープラズマ用トーチを取り付けたプラズマロボットを使用し、ティーチングボックスにて切断位置を教示し、遠隔操作により切断を行う。

(4) 圧縮

バンドソーやプラズマにて切断した廃棄物は、圧縮工程に搬送する。廃棄物の圧縮は、Fig.6 に示すように圧縮用金型の底に200Lドラム缶の寸法・形状に合わせた約53cmの受皿をセットし、約30cm以下に切断した金属廃棄物を圧縮用金型（H=約90cm、Φ=約53cm）に投入する。廃棄物は秤量し、100～150kgを1バッチとして油圧式

プレス機 (圧縮力; 約1,500ton) にて圧縮する。圧縮した廃棄物 (以下、「処理体金属」という。) 1バッチ当たりの高さは約15cm程度になり、200Lドラム缶1本あたり処理体金属5～6体が収納できる。

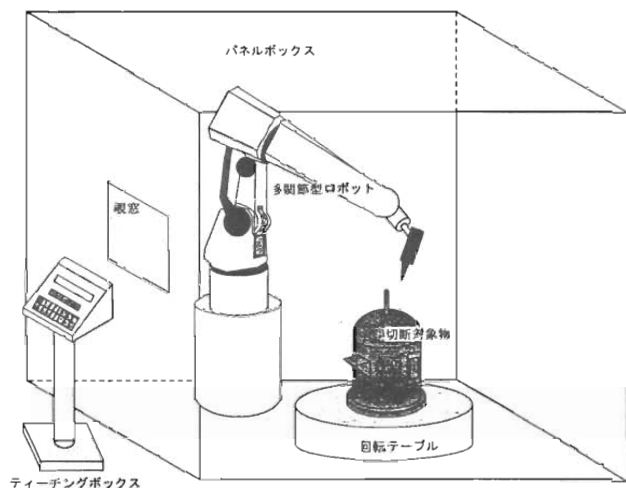


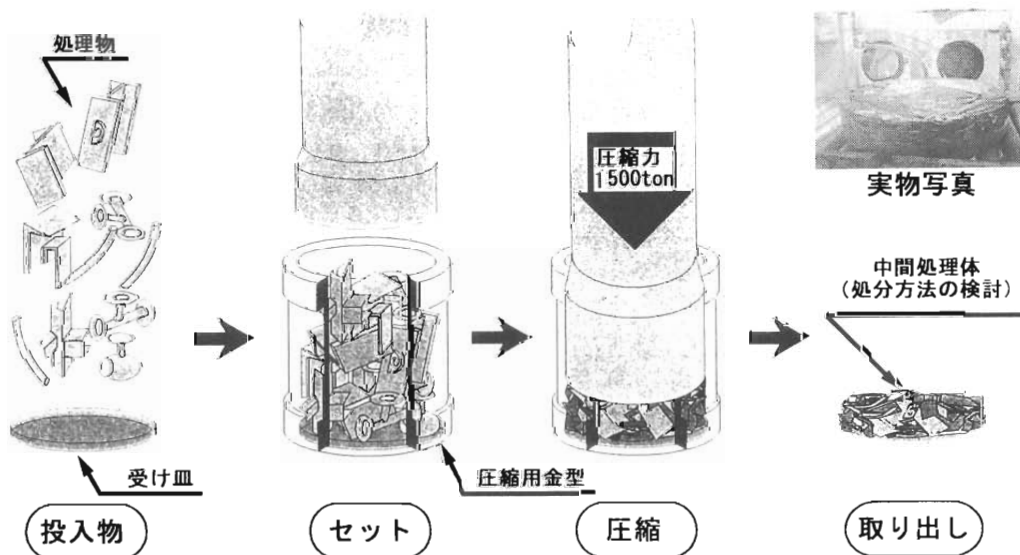
Fig.5 Schematic of the Plasma Cutter

3.2 フィルタ廃棄物処理設備

フィルタ廃棄物処理設備は、一つのパネルボックス内に機器がコンパクトに設置されている (Fig.7参照)。パネルボックスは、工程室床面から約1.7mの高さにあり、処理後の廃棄物がパネルボックスの下からバッグアウト出来る構造になっている。

フィルタ廃棄物 (外形寸法; 約D610mm×W610mm×H300mm) は、ビニルシート等により二重に梱包された状態で廃棄物貯蔵施設に保管されている。処理は、パネルボックスに搬入し梱包からフィルタ廃棄物を取り出す。次に、Fig.8に示す材打抜圧縮装置の打抜シリンダにてろ材を切り離し、左右の成形シリンダでドラム缶の内径に合わせて成形する。成形した状態のろ材は、油圧式プレス機 (約200ton) にて圧縮する。

圧縮したろ材は、PVC製バッグに収納し、内部の空気を極力排気しながらシール後バッグアウトする。



圧縮の方法

- ・ 内径約53cmの圧縮用金型に受け皿を入れた後、廃棄物を詰め、約1500ton (圧力換算: 680kg/cm²) の圧縮力で減容する。

Fig.6 Schematic of the Metal Waste Compaction

圧縮した廃棄物を（以下、「処理体フィルタ」という。）1枚当たり厚さは5～10cm程度になり200Lドラム缶に収納する。分離した外枠は、丸鋸式の枠切断装置で板状に切断して、焼却効率向上のため破碎機（2軸式）でチップ状に処理し、可燃性の廃棄物として焼却処理する。

4. 減容安定化処理

4.1 処理実績

平成10年6月より金属廃棄物及びフィルタ廃棄物の処理運転を開始し、平成14年度までの約5

年間の処理では、金属廃棄物は200Lドラム缶1,524本を410本に、フィルタ廃棄物は、372本（200Lドラム缶換算*）を39本に減容処理した。

次に各処理実績の詳細について記す。

*UWTFでの処理後200Lドラム缶に収納されるため単位を合わせた。

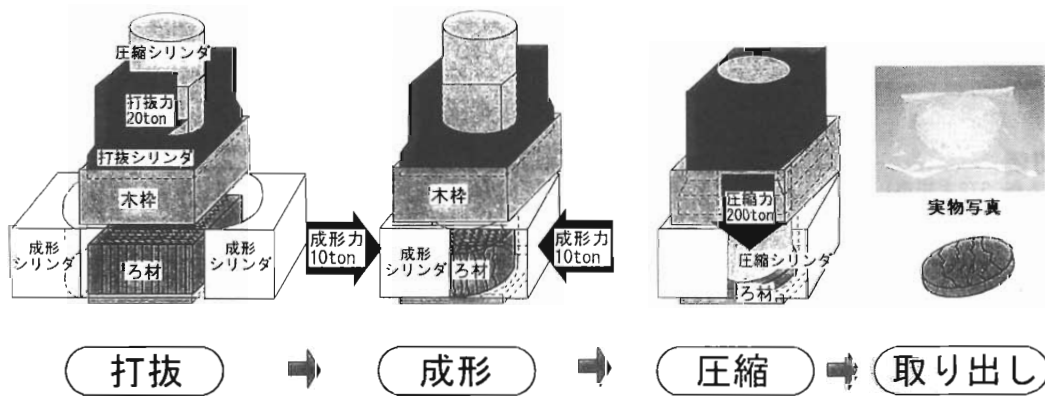
4.1.1 金属廃棄物処理

金属廃棄物の処理量はFig.9に示すように、平成10年度が204本、平成11年度が368本、平成12年度が355本、平成13年度が281本、平成14年度が316本、累積量は1,524本である。

処理後の廃棄物量は410本であり、その内訳は、圧縮処理した処理体金属が162本、電気盤等の金属以外のプラスチックなど混在し金属として処理できない廃棄物（処理対象外廃棄物）が201本、ビニルシート等の難燃物が47本であった。これらの結果から、処理前と処理後の廃棄物量から得られた減容比は、3.7（約1/4に減容）であった。なお、可燃性廃棄物は焼却処理するため処理後の廃棄物から除いた。



Fig.7 Filter Waste Processing Equipment



圧縮の方法

- ろ材打抜圧縮装置にフィルタをセットし、フィルタの枠とろ材を分離して、ろ材を約10tonの圧縮力で成形したのち、約200tonの圧縮力で減容する。

Fig.8 Schematic of the Used Filter Compaction

4.1.2 フィルタ廃棄物処理

フィルタ廃棄物の処理量は Fig.10 に示すように、平成10年度が184個、平成13年度が311個、平成14年度が248個であり、累積量は743個である。

処理後の廃棄物は、処理体フィルタの39本であった。この結果から減容比は9.5 (約1/10に減容) となった。なお、破碎した木片チップは可燃物として焼却するため処理後の廃棄物量から除いた。

4.2 処理結果

処理運転実績と設計値の比較を Table.1 に示す。

処理運転に伴う廃棄物の減容比は、金属廃棄物が設計値4.3に対し、処理実績3.7、フィルタ廃棄物は設計値7.9に対し、処理実績9.5であった。これにより概ね設計値どおりの減容効果が確認出来た。

次に、実績値と設計値について若干の差が生じ

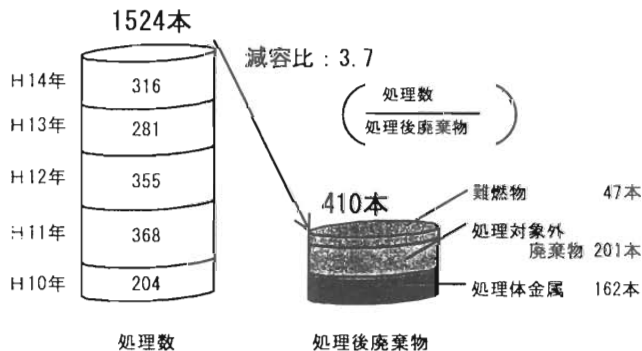


Fig.9 Volume of the Treated Metal Wastes

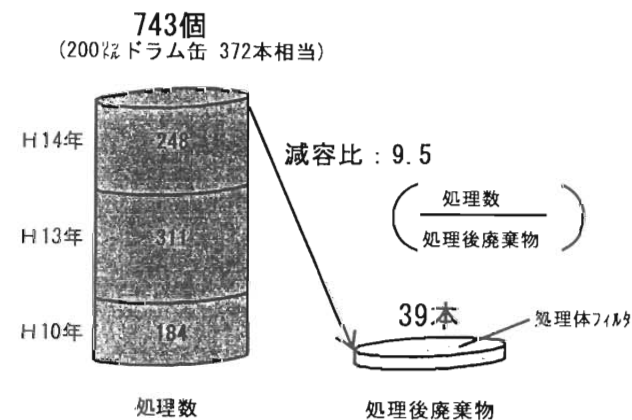


Fig.10 Volume of the Treated Used Filters

たことについて検討した。

金属廃棄物については、開梱後発生する処理できない戻し廃棄物 (処理対象外) の発生量を当初5%と見込んでいた。しかし、本実証運転では約16%と当初の約3倍発生したことが設計値を下回る原因と考えられる。

フィルタ廃棄物については、ろ材の圧縮処理後発生する「スプリングバック現象」が減容比に影響し、ろ材の材質によりこの程度が異なる。当初の設計においては、ろ材の材質をフィルタに使われているアルミニウム、紙、について平均的に受入れ処理されることとしたが、実際の処理運転では、このスプリングバック現象が少ない「アルミニウム」を主体に処理したことにより、減容比が向上したのと考えられる。

4.3 まとめ

UWTFの実廃棄物による平成10年6月から平成15年3月までの約5年間の運転実績は、次の通りである。

①金属廃棄物は、200Lドラム缶1,524本を410本に減容 (減容比=3.7)。

②フィルタ廃棄物は、200Lドラム缶換算372本相当を39本に減容 (減容比=9.5)。

これにより減容比は、概ね設計どおりであることを確認した。

UWTFの設備機器は、自動化による運転、安全性を考慮したインターロック機構及びパネルボックスの機能維持などによりトラブルを発生させることなく実証運転が出来た。

Table.1 Specified and Actual Volume Reduction Factors of Metal Wastes and Used Filters in the UWTF

		設計値	処理実績
減容比	金属	4.3	3.7
	フィルタ	7.9	9.5

金属

圧縮処理対象外 (複合物) の廃棄物が多い
フィルタ

処理したフィルタろ材の違い

一方、金属廃棄物処理設備においては、グローブを介して行う開梱・選別作業及び切断工程の効率が悪く作業効率が極端に下がるため処理能力の低下を招いており、今後の検討課題である。

5. 終わりに

UWTFは、減容安定化処理技術の実証を目的に平成10年6月より処理運転を開始し、約5年間の運転実績から圧縮処理による減容安定化処理技術

を実証した。

UWTFにおける処理運転は、最終処分のための廃棄体処理の前段階に相当するものであり、保管廃棄物の減容による貯蔵コストの低減化も目指したものである。

今後は、ウラン廃棄物の最終処分のための法制度化等を踏まえた適切な処理を実施し、最終処分体とする予定である。

東芝のバックエンド関連技術の開発

櫻井次郎*、保坂克美*、佐藤光吉*、吉村幸雄*、
福島 正*、金崎 健*、芝野隆之*

Research and Development Activities of Toshiba for Radioactive Waste Treatment and Management

Jiro SAKURAI, Katsumi HOSAKA, Mitsuyoshi SATO, Yukio YOSHIMURA,
Tadashi FUKUSHIMA, Takeshi KANASAKI, Takayuki SHIBANO

Toshiba has been performed R&D, design, manufacturing, construction and services of BWR, one of the most widely used reactors in the world. Toshiba also devotes itself to commercializing reprocessing plant and radioactive waste treatment and management techniques, and to developing future reactors and their element technologies such as fusion reactor and accelerator's technology.

This paper describes R&D activities of Toshiba for radioactive waste treatment and management as follows.

- ・ Radioactivity Measurement Technology : Inspection System for Non-radioactive Materials, Low Level Waste, and Nuclear Fuel Cycle Waste.
- ・ Radioactive Waste Treatment Technology : Organic Compounds Decomposition Technology using Supercritical Water, Immobilization Technology for Long-lived Nuclide, High Performance Solidification Technology, Decontamination Technology including T-OZON Chemical Decontamination Method, Blasting Decontamination Method using Zirconia Beads, and Laser Decontamination Method.
- ・ Radioactive Waste Management Technology : Evaluation Technique for Engineering Barrier Performance, Exposure Evaluation Technique for Radioactive Waste Disposal, and Measurement System for Verification of Performance Assessment of Repository.

1. はじめに

東芝では、原子力プラントメーカーとして長年にわたり原子力発電所の設計・建設・保守・保全を通しての安定な電力供給、被ばく低減、廃棄物の減容・安定化に貢献してきている。また、核燃料サイクル分野においても、再処理施設の建設や

再処理廃棄物処理、さらには処分関連の技術開発にも積極的に参画してきている。

核燃料サイクル分野においては、燃料製造に関連するフロントエンドから原子力発電所や再処理施設等のバックエンドにわたり種々多様な形状や放射能レベルの廃棄物が発生する。我が国の商用原子力発電所については、日本原子力発電(株)

* (株) 東芝 電力・社会システム社 原子力事業部

殿東海発電所(ガス炉)の廃止措置が開始され、極低レベル廃棄物の簡易処分の検討や放射性物質として扱う必要がない物を区分するレベルであるクリアランスレベルの基準化が進められている状況にある。

既にドラム缶に固形化した低レベル廃棄物については、日本原燃(株)殿六ヶ所低レベル埋設センターにおいて均一固化体及び充填固化体の浅地埋設処分が行われている。また、現在炉内機器等の中性子により放射化された比較的放射能レベルの高い低レベル廃棄物について、地下数10m深度に埋設する余裕深度処分の検討が進められている状況にある。

一方、再処理施設の操業や海外への再処理委託に伴うTRU廃棄物や高レベル廃棄物については将来的に地下数100m深度の地層処分を行う方向で検討が進められている。

これまでに、本デコミッションング技報においては二度にわたり東芝の廃止措置関連技術開発について報告してきたが^{1), 2)}、本報では上記動向を

踏まえ、バックエンド分野において東芝が積極的に開発を行っている技術を紹介する。Fig.1にバックエンド分野の廃棄物の流れと今回紹介する技術を簡単に示す。「測定技術」はあらゆる廃棄物および廃棄体に適用されるべきキー技術であり、ここでは今後注目されるクリアランスレベル検認測定技術等について紹介する。また、「廃棄物処理技術」については、今後の処分に向けて処理方法を確認すべき技術等を中心に紹介する。さらに、「処分技術」については、これから実施される余裕深度処分や地層処分を行うために必要となる技術について紹介する。

具体的に紹介する技術は以下の通りである。

- (1) 測定技術：クリアランスレベル検認用測定技術、廃棄体検査用測定技術
- (2) 廃棄物処理技術：超臨界水処理技術、長寿命核種の固定化技術、高機能セメント固化技術、除染技術
- (3) 処分技術：人工バリア性能評価技術、処分場安全評価技術、処分場性能検証用計測技術

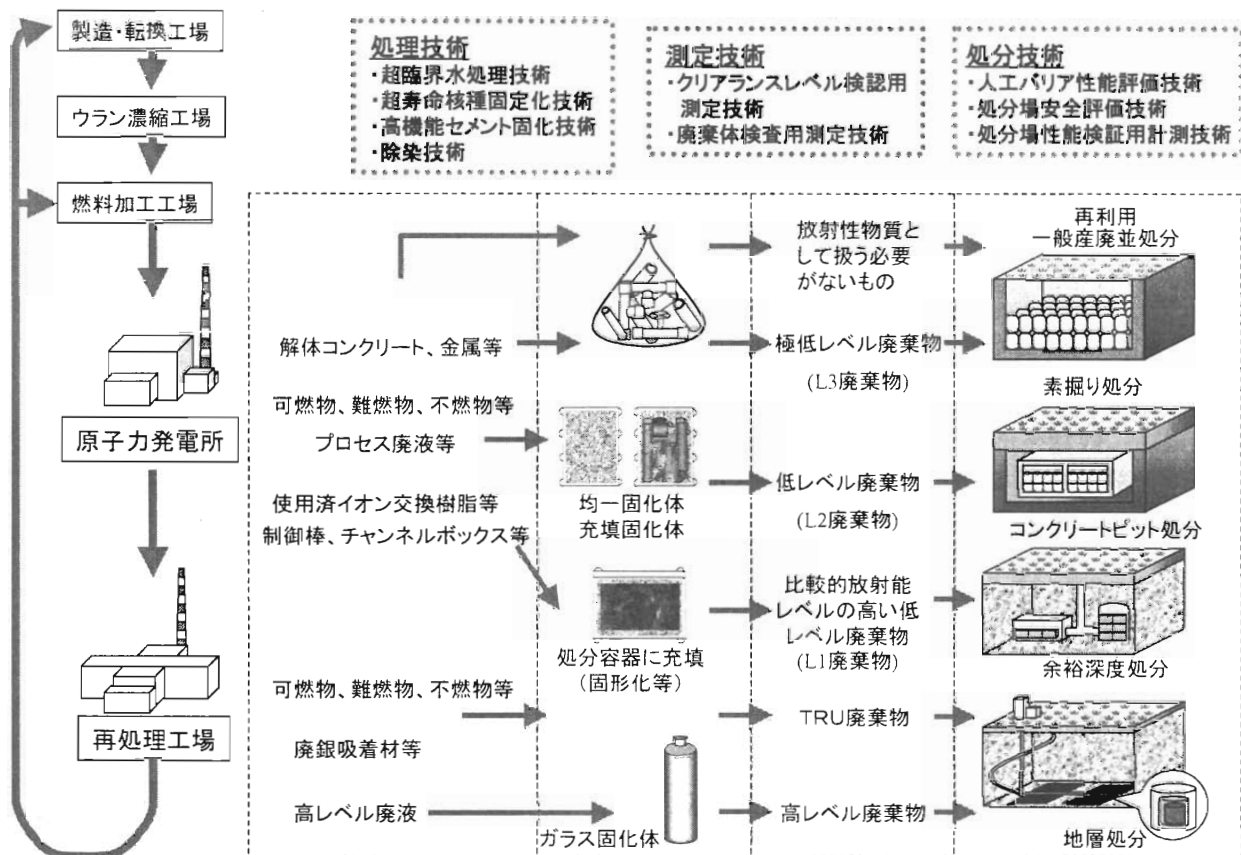


Fig.1 Toshiba R&D Technology for Radioactive Waste Treatment and Disposal

2. 測定技術

原子力発電所や再処理施設等から発生した放射性廃棄物を再資源化や処分するに当たっては、それぞれの方策に応じて廃棄物の含有する放射エネルギーを正確に把握すると共に、再資源化や処分時の安全性が確保されていることを確認する必要がある。

2.1 クリアランスレベル検認用測定技術

(1) 背景

現在、原子力発電所、ウランを取扱う施設などの管理区域に持ち込まれた物品を管理区域外に持ち出す際には、サーベイメータや物品搬出モニタなどを使った搬出検査が行われている。これは搬出される物品に表面汚染が無いことを確認するためであり、物品搬出基準 (α 線: $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 β 線/ γ 線: $4\text{Bq}/\text{cm}^2$) に基づき適切な放射線測定により確認がなされている。

これに対して、クリアランスレベルとは「放射性物質として扱う必要がないもの」を区分するレベルのことで、これが制度化されることにより、放射性廃棄物とそうでないものを区分することが可能となる。このクリアランスレベルは原子力安全委員会により放射性核種ごとに算出 (^{60}Co : $0.4\text{Bq}/\text{g}$ 、全 α 核種: $0.2\text{Bq}/\text{g}$ など) されている。2001年7月には、原子力安全委員会により、クリアランスレベルの検認のあり方 (以下、検認のあり方) が示され、現在、制度化に向けた検討が進められている。

東芝は、原子力発電技術機構殿の廃炉確証試験 (以下、廃炉確証試験という) で培った解体廃棄物や建屋構造物に残留する低レベルの放射性核種濃度測定技術の経験を基に、クリアランスレベル検認への適用を目指した測定装置を開発している。

(2) 開発状況

測定目的に適した測定方法を選定することから、東芝では、物品搬出モニタ兼用のクリアランスレベルモニタだけでなく、廃止措置時の解体廃棄物に適した容器単位測定用クリアランスモニタ、ウラン等の α 線用クリアランスレベルモニタ、建屋構造物を解体する前に測定するための装置等、さまざまな適用場面を想定したクリアランス検認に必要な技術開発を総合的に行ってい

る。

① 物品搬出モニタ兼用クリアランスレベルモニタ

検出器の小型・薄型化および高感度化を同時に達成するため、東芝が独自開発を行った波長シフト技術を用いた2層型 β 線/ γ 線検出器を適用した (Fig.2)。測定対象物の上下に波長シフト技術を利用した分割型検出器を配置し、クリアランスレベル検認用の γ 線測定と並行して、物品搬出検査のための β 線測定を行うことができる (Fig.3)。測定対象物を幅1m×長さ50cmのトレイに並べ (高さ40cm以内)、30～60秒程度の自動測定を行い、クリアランスレベル及び物品搬出基準のいずれについても1/10以下の検出下限 (^{60}Co 換算) で測定できる性能を持っている³⁾。

② 容器単位測定用クリアランスレベルモニタ

大型容器に対応するため、2台の大型プラスチックシンチレータでクリアランスレベル検認用の γ 線測定を行う (Fig.4)。測定対象物を容器 (最大 1m^3) に入れたままで測定を行い、10t/hの処理量で、クリアランスレベルの1/10以下の検出下限 (^{60}Co) で測定できる性能を持っている。なお、こ

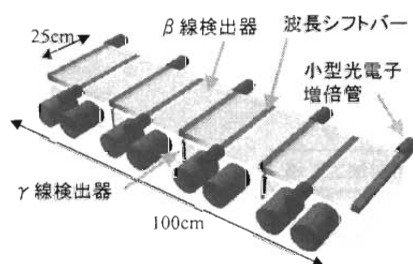


Fig.2 β/γ -ray Detectors



Fig.3 β/γ -ray Measuring System

の装置は、廃炉確証試験において実機プラントで実サンプルによる性能評価試験を実施し、所要の性能を満足していることを確認している⁴⁾。

③ α 線用クリアランスレベルモニター

今後発生量の増加が想定されるウラン廃棄物にも対応するため、従来の α 線を直接捉えるのではなく、 α 線が空気をイオン化する作用に着目し、検査対象物周辺の大量のイオン化した空気を丸ごと高速回収して高感度でイオンを測定する技術を開発した (Fig.5)。大きさ1 m×1 m×1 m程度までの大型物品の表面汚染測定が可能で、クリアランスレベル及び物品搬出基準のいずれについても1/10以下の検出下限 (U_3O_8) の測定が短時間 (3分程度) でできる性能を持っている。また、汚染面が内包されていない限り、複雑な形状でも測定可能である⁵⁾。

④ 建屋構造物を対象とした測定技術

廃止措置において、建屋構造物については解体

前にクリアランスレベル検認ならびに管理区域解除ができれば、通常の工法で解体工事を行うことができる。しかしながら、測定面積は膨大であり、極めて低い放射線レベルの測定となる。

このような建屋構造物に残存する汚染の測定について、測定装置の性能評価を行った。適用した測定方法は、建屋コンクリート表面に密着させて全 β 線測定を行う密着走査測定方式で、2層のプラスチックシンチレータで構成されており、バックグラウンド (BG) 補正が可能で、また、検出面積は60cm×60cmの大型の検出器であるが、10cm×10cm単位の評価が可能でアレイタイプになっている検出器を使用した。なお、この測定器は、廃炉確証試験において、測定補助装置 (Fig.6にはしごタイプの補助装置を示す) やレーザーマーカを適用した測定位置指示装置とともに、実機プラントにおいて実機適用性試験を実施し、区割、測定、搬出の一連の作業にかかる時間を含めても50m²/日程度の処理能力が得られることを確認している⁶⁾。

(4)まとめ

測定目的に応じ、 α 線、 β 線、 γ 線を測定するクリアランスレベル検認用の測定装置の開発を行っており、廃炉確証試験などにより必要な性能を有していることを確認している。今後、実廃棄物への適用等の実証試験を経て、クリアランスレベルの効率的かつ確実な運用に貢献できるものと考えている。

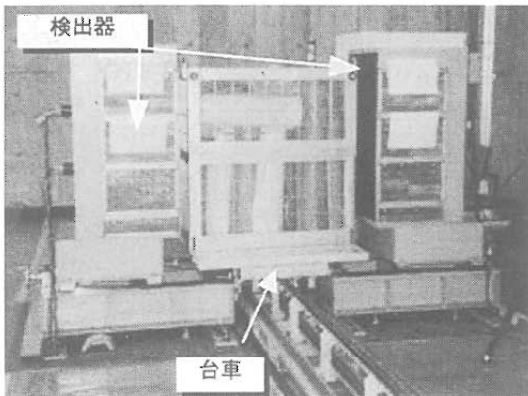


Fig.4 γ - ray Measuring System

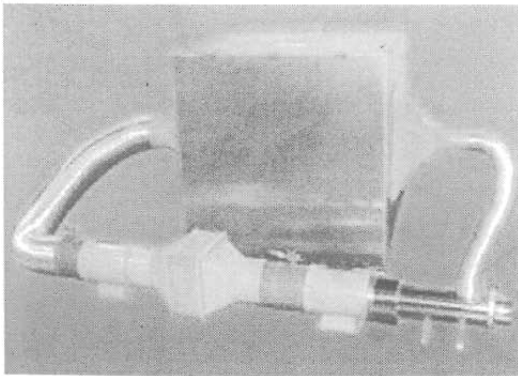


Fig.5 α - ray Measuring System



Fig.6 β -ray Measuring System

2.2 廃棄体検査用測定技術

(1) 背景

廃止措置あるいは核燃料サイクルにおいて発生する放射性廃棄物の形態は多様である。東芝は低レベルや高レベルの廃棄物や、 α 汚染廃棄物の管理や処分に必要とされる測定技術を実用化しており、さらに、種々の形態、放射能レベルに適応した放射能評価技術の開発を行っている。

(2) 開発状況

① 大型容器に関わる非破壊外部測定技術

廃止措置時の放射性廃棄物処分容器について適用が検討されている大型容器の放射能測定では、対象物の大型化に伴う自己吸収の増加に伴い測定精度が悪化する。当社は廃炉確証試験においてこうした大型容器に関わる装置の測定性能を、シミュレーション評価および Fig.7 に示す試験の両面で評価を行った。この結果、L1 および L2 廃棄物を対象とした最大5m³の大型容器についても30%以内での測定が可能である目処を得た⁷⁾。

また、廃止措置時には熱交換器のような大型機器自体を廃棄体容器として使用するオプションについても検討されている。こうした、対象物についてはきわめて大型であること、形状も多様であることから通常の非破壊外部測定が適用できない可能性がある。東芝は β 線によるイオン化した空気を回収して測定する電離測定技術の適用を検討評価し、大型タンク、熱交換器等について有望な方式であることがわかった⁸⁾。

② 低レベル廃棄物 (LLW) 搬出検査装置

LLW搬出検査は200リットルドラム缶を対象とし、日本原燃殿低レベル放射性廃棄物埋設センターへの搬出時に実施される。充てん固化体につ

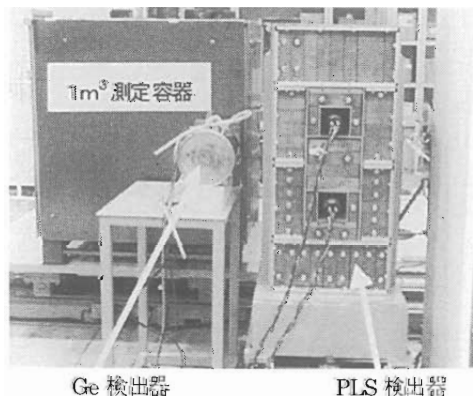


Fig.7 Experimental Apparatus for 1m³ Container

いては高密度化による放射能測定精度の悪化が予想されるため、東芝は、廃棄物中の放射能分布の偏り補正にコンピュータトモグラフィ技術 (CT) を適用した Fig.8 に示す高精度測定技術を開発した⁹⁾。

さらに、本技術を応用し、Fig.9 に示す外観検査装置、表面汚染検査装置、一軸圧縮強度測定装置、ラベリング装置をコンパクト (19 m 長×3.5 m 幅) にまとめた搬出検査装置を開発した。本装置は、全自動の検査機能のほか、可搬性を有し、さらに、一軸圧縮強度測定装置あるいは外観検査装置に最新のデジタル化処理技術を用い、感度等の高性能化を図っている¹⁰⁾。

③ 燃料サイクル廃棄物検査技術

再処理あるいはPu燃料加工工程で発生する α 汚染廃棄物の放射能測定では、中性子が利用され

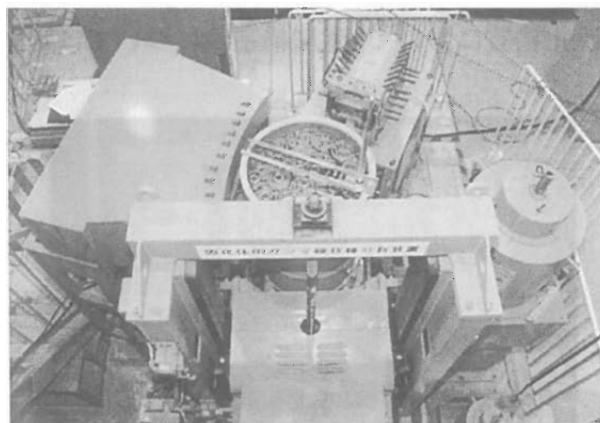


Fig.8 Prototype Radioactivity Assay System using CT Method

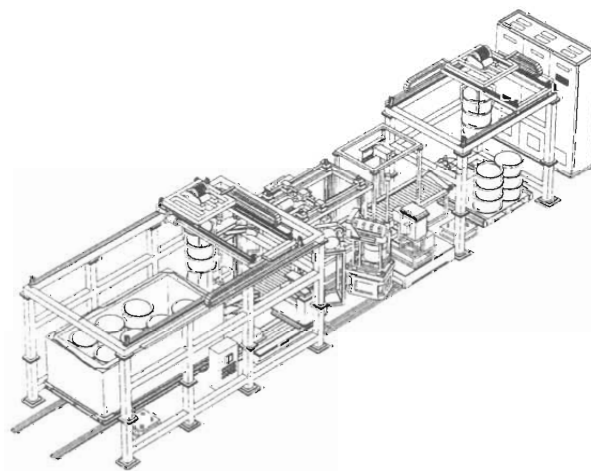


Fig.9 LLW Shipping Inspection Apparatus

ること多い。東芝は、Pu燃料加工施設のカーボンボックス用のパッシブ中性子法Puモニタを開発した他、アクティブ中性子法(DDT法)を用いた装置の開発を行っている。Fig.10は、大型のハル収納容器を対象としたアクティブ中性子法の装置であり、Pu換算で1gの定量感度があることを実証している¹¹⁾。

また、海外から返還されるガラス固化体(高レベル廃棄物)を対象とした放射能測定では、 γ 線スペクトロメトリ法とパッシブ中性子法を適用したFig.11に示す非破壊測定装置を開発した。この装置は高レベル廃棄物検査用に、外観検査、表面汚染検査および放射能漏洩検査の各装置とともに、日本原燃高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターで稼動中である。

(3)まとめ

東芝は、クリアランスレベルのような微弱な放射線測定技術をはじめ、低レベル廃棄物、高レベ

ル廃棄物にいたる多様な廃棄物検査用の放射線測定技術についての開発、実用化実績を有している。さらに、今後の原子力発電所の廃止措置、核燃料サイクル施設の運転や廃止措置に伴い発生が予想される多様な放射性廃棄物に対する放射線測定技術あるいは検査技術についても先行した技術開発を行っており、今後の放射性廃棄物処分の円滑な運用に向け十分貢献しうるものとする。

3. 廃棄物処理技術

原子力発電所や再処理施設等から発生する廃棄物を処分するに当たっては、その放射能レベル及び性状に応じて適切な処理を行い、安定な廃棄体とする必要があり、①廃棄物の無機化、②核種の閉じ込め性能の向上、③減容・安定化が求められている。また、クリアランスレベルの導入に当たっては、資源の有効利用に資する二次廃棄物発生量の極力少ない除染技術が望まれる。

3.1 廃棄物処理技術

3.1.1 超臨界水を用いた廃棄物処理技術の開発

(1)背景

原子力発電所の一次冷却系等の浄化装置に使用されたイオン交換樹脂(以下「廃樹脂」という)は、発電所内の専用貯蔵槽に長期貯蔵されており、比較的放射能レベルの高い低レベル廃棄物(L1廃棄物)に分類される。将来このL1廃棄物は、現在処分が実施されている低レベル廃棄物(L2廃棄物)よりも深い地下数10メートルに埋設処分される計画である。しかし、廃棄物の処分費用は処分深さに応じて増加することが予想され、多額の費用が懸念される。一方、廃樹脂等をセメントなどの固型化剤を用いて直接固化する方法は技術的には確立しているが、地中への処分を考えると、廃樹脂等に含まれる有機物を分解して、長期的に安定な無機物にすることが望ましい。

東芝は、処分費用の高いL1廃棄物の低減を目指し、超臨界水を用いた廃樹脂を減容・安定化する技術を開発した。以下に、プロセスの概要、処理システム、廃棄物減容効果について記す。

(2)有機物分解処理の特徴と分解特性

水の状態図と超臨界水の模式図をFig.12に示す。超臨界水は374℃、22.1MPaの臨界点以上の温度圧力条件下にある水であり、水分子のかたま

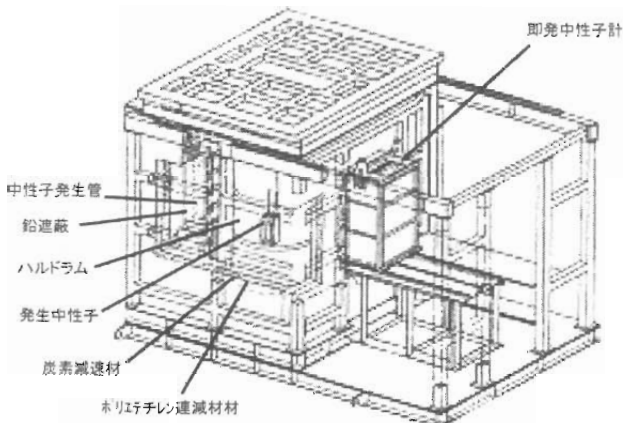


Fig.10 Active Neutron Assay System for Hull

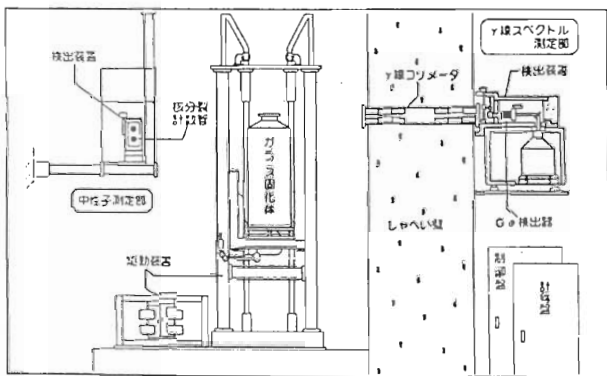


Fig.11 HLW γ -ray Nondestructive Radioactivity Assay System

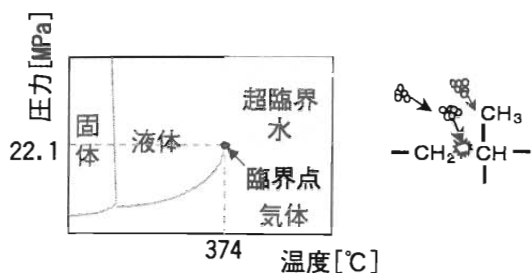


Fig.12 Phase Diagram of Water and Supercritical Water (SCW)

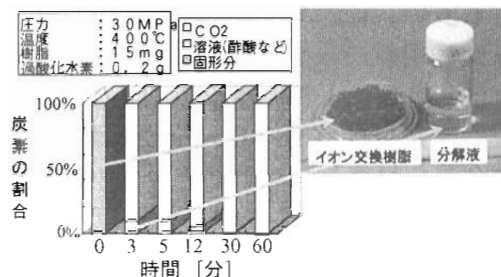


Fig.13 Oxidative Decomposition of Ion Exchange Resin in SCW

りが高速で運動し、有機物の結合を切断し、有機物を低分子化する。さらに、酸素が存在すれば有機物と酸素が均一に混合し、酸化反応が促進され、超臨界水中で酸化分解する。難分解性物質であっても極めて高速に且つ完全に、有機物を構成する炭素は二酸化炭素に、水素は水に転換できる。さらに水中での反応のため分解で生成する物質を水中に保持し、硫酸化物、窒素酸化物等の環境に有害な物質を放出しない処理が可能である¹²⁾。

イオン交換樹脂を超臨界水中で酸化分解した小規模試験の結果をFig.13に示す。陽イオン交換樹脂と過酸化水素を反応器に充填し、これに400°Cで30MPaとなる量の水を加えて密閉し、電気炉で400°Cに保持した。Fig.13の炭素収支から、3分後には、反応器に充填した陽イオン交換樹脂のうち80%以上が二酸化炭素(CO₂)に変わり、固形分残存量はゼロで、残りは酢酸を主成分とする水溶性の有機物となり、30分後には99%以上がCO₂に分解した。

(3) プロセスの概要

本技術の処理プロセスをFig.14に示す。廃樹脂等を超臨界水中で酸化分解すると、有機物中の炭素が二酸化炭素となって系外に排出される。分解液は、廃樹脂が分解して生成する水、硫酸、アンモニア、放射性物質等で構成される。分解液に含まれる放射性物質を、水酸化鉄による共沈と無機吸着材によるイオン吸着により分離する。分離した沈殿物、無機吸着材は、L1廃棄物として、溶液は濃縮乾燥粉体とした後、それぞれ放射能閉じ込め性の高い高機能セメントで固化する。

本プロセスの適用効果を以下にまとめて示す。

①放射能分離：処分単価が高いL1廃棄物量を極

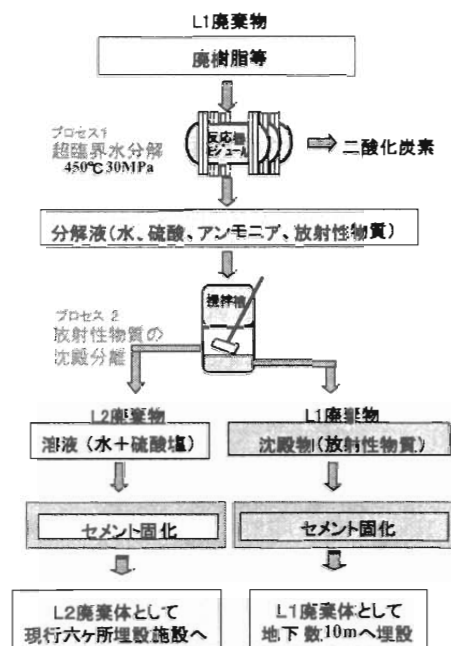


Fig.14 Flow of Waste Resin Volume Reduction Process with Decomposition in SCW and Precipitation

小化できる。

- ②無機化：有機物を99%以上分解できるため、埋設処分に適合した、長期的に安定な廃棄体が製作できる。
- ③廃樹脂中の有害物質の閉じ込め：有害物質(SO_x, NO_x等)の環境への放出抑制

(4) 処理システム

廃樹脂分解処理用の超臨界水酸化反応器には、超臨界水を閉じ込める耐圧強度と廃樹脂の酸化分解で生成する硫酸に対する耐食性が要求される。そこで耐圧強度と耐食性をあわせもつ一体型二段反応器を考案した。構造をFig.15に示す。プロセス流体を閉じ込める内部容器(反応器)と外部容器(耐圧容器)からなり、反応器と耐圧容器の隙

間と反応器内を連通して反応器の内外が均圧に維持できる構造とした。反応器は硫酸に対する耐食性が優れたTi製とした。耐圧容器はステンレス鋼製とし、固体の連続処理が可能な二段反応器を配し、耐圧容器のコンパクト化のため、二段反応器と分解液の冷却器を一体構造としてある。

また、処理システムの実証のため、実プラントを想定した処理システムの系統構成をもつ流通式実規模モジュール試験装置を製作した。外観をFig.16に示す。本試験装置は反応器を1基あたり、処理能力は、ドライベースの廃樹脂で最大1kg/hである。

(5)本処理システムによる廃棄物減容効果

廃樹脂を直接そのままセメントで固化処理した場合と本システムで処理して放射性物質を分離、濃縮してセメントで固化処理した場合の廃棄物固化体発生本数の比較をFig.17に示す。廃棄物固化体発生本数は直接固化を100とした相対値で表した。本システムによれば、従来の廃樹脂を直接セメント固化する方法と比較して、処分コストの嵩むL1廃棄物が1/20となり、減容効果が極めて大きい¹³⁾。

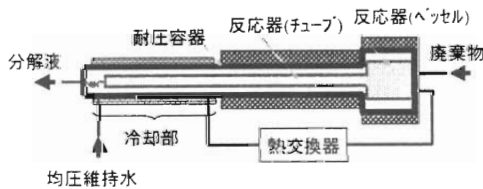


Fig.15 Coupled Two-stage Reactor

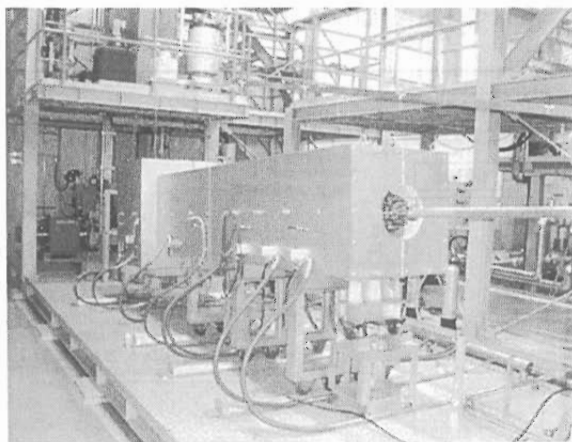


Fig.16 Pilot Plant of Organic Waste Treatment System with Oxidative Decomposition in SCW

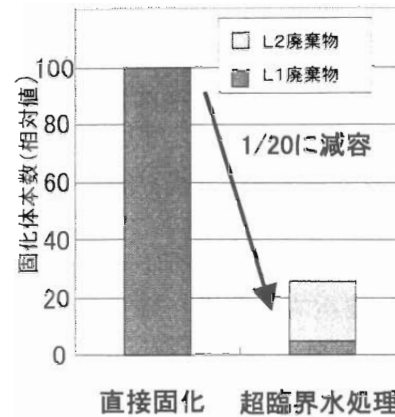


Fig.17 The Waste Reduction Effect by SCW Treatment Process

(6)まとめ

超臨界水中での有機物の酸化分解による減容と分解液からの放射性物質の分離を組合せた廃樹脂分解処理プロセスを開発した。超臨界水中で廃樹脂が短時間のうちに完全に酸化分解されること、分解液に含まれる鉄イオンを利用した共沈と吸着により放射性物質を分解液から分離できることを試験により確認した。廃樹脂等への本システムの適用により、L1廃棄物を1/20程度に減容することが可能となり、大幅な廃棄物の減容と処分費用低減に寄与することが期待できる。現在、Fig.16に示した実規模モジュール試験装置により、高減容化プロセスのシステム総合試験を実施中である。今後、原子力施設の実廃棄物処理による性能実証を行い、実機への適用を目指している。

3.1.2 長半減期核種の固定化技術の開発

(1)背景

再処理工場から発生する廃棄物の地層処分を想定した場合、安全評価上、公衆被ばくへの影響が大きい核種の一つとしてI-129(半減期 1.6×10^7 年)が上げられる。代表的な廃棄物として、放射性ヨウ素の回収に使われる銀吸着材(廃銀吸着材)があり、処理処分方法の確立が望まれている。

地層処分環境下では酸素が少なく還元雰囲気であるため、廃銀吸着材中のヨウ素(AgI 、 AgI_2O_3)が地下水に接触すると容易に Ag^+ と I^- または IO_3^- に分解し、陰イオンとして地下水中に移行する。さらに、これらの陰イオンは一般に土壌や岩等への吸着性が小さく、広く拡散すると評価され

IO₃⁻溶液をセメント固化する。ヨウ素脱離工程では、Na₂Sによる還元処理によって、廃銀吸着材からのヨウ素除染係数が10⁵以上得られることを確認している。IO₃⁻への転換工程では、オゾンによる酸化処理によって、液中のヨウ素のほとんどをIO₃⁻の形態に転換でき、本プロセスにより廃銀吸着材中のヨウ素を99.95%以上セメント中に固化できることを確認した。

③セメント固化体特性

選定したプロセスによる固化体のヨウ素閉じ込め性能について、地層処分環境の海水系地下水を想定した条件で評価を行った。その結果、1年間の浸漬期間中、約900ml/gの分配係数を維持していることを確認した。これは、IO₃⁻のモノサルフェートやエトリンガイトへの収着性がCl⁻より高いため、海水系地下水でも影響を受けなかったものと評価している。

(4) まとめ

開発したヨウ素分離前処理技術とヨウ素固定化用セメントとを組み合わせた、固化プロセスにより、セメント固化体のヨウ素閉じ込め性を飛躍的に向上する見通しが得られた。

3.1.3 埋設処分への適合—高機能セメント固化

原子力発電所から発生する廃樹脂や濃縮廃液等の廃棄物は処分のために安定固化される。これに対し東芝は、固化体発生量の低減に向け、初期のセメント固化技術に比べて1/4～1/6に減用できる高減容プラスチック固化技術を開発適用してきたが、更に埋設処分への適合性を向上させた高機能セメント固化技術を開発した。この高機能セメント固化技術は、東芝独自開発の特殊流動化剤を添加した高流動性セメントと、混練性及び洗浄性に優れた混練機を組み合わせたものである(Fig.20)。

この技術により、濃縮廃液や廃樹脂、廃棄物焼却灰などを一元的に直接セメント固化処理することが可能である。更に、遠心薄膜乾燥機による乾燥減容前処理により廃棄物中の水分量を減らすことでいっそうの減容も可能にしている。本乾燥機は構造をFig.21に示すように、ブレード(可動翼)が付いた主軸と、蒸気加熱式のジャケットを有する胴から構成される。上部から供給された廃液は胴内面を流下するが、伝熱面からの加熱により

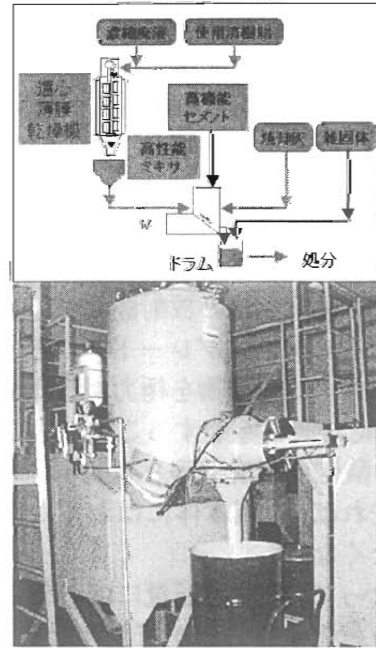


Fig.20 Multifunctional Cementation System and Mixer

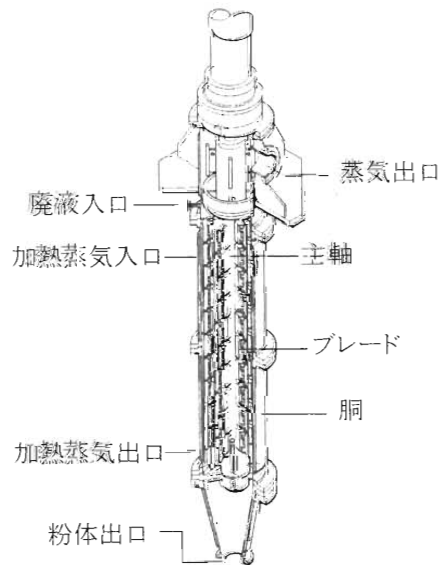


Fig.21 Wiped Film Evaporator

徐々に乾燥されて析出し、この析出物がブレードにより掻き取られて粉体が生成される。このブレードと胴が非接触な構造のため、ブレード及び胴の摩耗が少なく長寿命が期待できるとともに、高い粘性のスラリーの処理時にはブレードが容易に可動して負荷上昇を緩和できることを特長としている。

また、高機能セメントに関しては、さらなる薬剤の添加により、セメントの硬化を妨害するホウ

酸成分を含む濃縮廃液のセメント固化処理を可能とし、沸騰水型原子力発電所 (BWRプラント) の廃棄物に加えて、加圧水型原子力発電所 (PWRプラント) への適用も可能にし、幅広い適用性を持つものである。

3.2 除染技術

廃棄物処理技術として除染を用いる場合、その主な用途は対象廃棄物の放射能量を低減化し処分区分を下げる (ダウングレード) こと、および高い放射能を有する廃棄物を極力減容化することである。金属廃棄物を除染することにより高い放射能を有する酸化皮膜成分等と金属本体を分離することが出来れば、金属本体にはわずかな放射能しか残留しなくなる。

これによって、1)放射能量に応じたより緩やかな処分先を選択することが可能となる、2)ドラム缶やパレット詰込み作業時の細断作業被ばく低減が可能となるため、廃棄物処分費用を削減できるといったメリットがある。また、一歩進めて金属廃棄物をクリアランスレベル以下に除染することが出来れば、資源として再利用することも可能となる。

東芝は運転プラントにおける放射線被ばくを低減する目的で機器、配管など多岐に渡る除染実績を多数有しており、これらの除染技術は廃棄物処理に応用することも容易である。

廃棄物の除染にどの除染方法を用いるべきかの選択は、対象金属廃棄物のクラッド等の付着物の量及び形態によって大きく左右される。主なクラッド付着形態と適した除染方法を Fig.22 に示す。

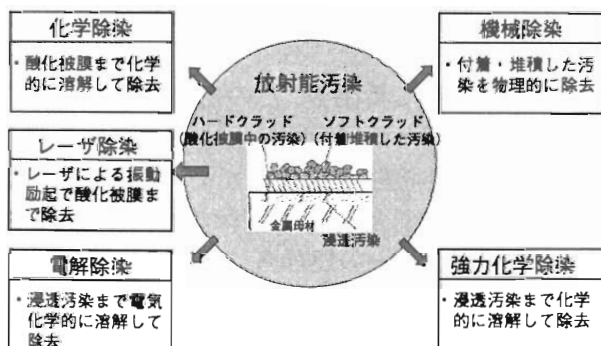


Fig.22 Decontamination method for contamination condition

廃棄物処分の容易化を目的に除染を実施する場合は、高い除染係数だけでなく、除染により発生する除染廃液または二次廃棄物量が少なく、処理しやすい形態であることが強く求められる。

東芝は、二次廃棄物削減の要求に対応すべく、除染剤、手法などの開発改良を実施してきており、その中から、T-OZON 法化学除染、ジルコニアブラスト除染、レーザ除染について紹介する。

(1)T-OZON 法化学除染

化学除染は、単純形状物から配管・機器など様々な形状の対象物を一括して除染できるという特徴があり、廃棄物低減目的でも広く用いられている。近年の化学除染法は酸化剤と還元剤を組合せたマルチサイクル方式が主流であるが、T-OZON法では酸化剤にオゾン (水)、還元剤にシュウ酸を用いており、酸化剤と還元剤の何れもが分解あるいは系統からの離脱が容易であるという特徴を有していることから、金属あるいは無機酸を含む除染剤と比較して二次廃棄物を低減できるという特徴を有している。T-OZON法を用いた原子炉冷却材再循環系 (PLR) 回転体除染系統 (Fig.23) 及び除染結果の一例 (Fig.24) を示す。高い除染係数 (DF) が得られており、二次廃棄物

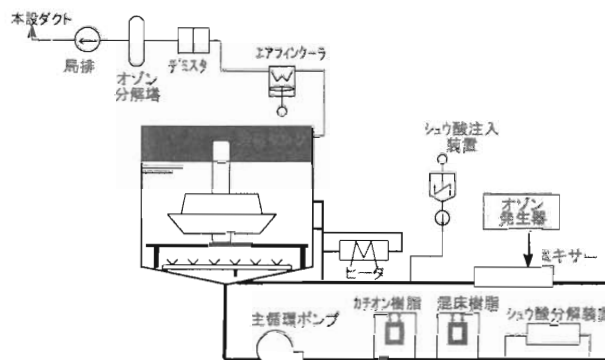
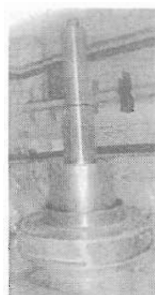


Fig.23 Decontamination System



PLR 回転体除染結果
(測定点 4 箇所の平均値) 単位 mS/h

測定点	除染前	除染後	DF
A	4	0.05	80
B	2.7	0.13	210
C	4.0	0.38	100
D	7.8	0.50	160
E	5.3	0.20	270
平均	4.0	0.25	160

Fig.24 Dose Rate for Impeller

低減の特徴と合わせて、廃棄物処理目的で有効な除染法であることが分かる¹⁵⁾。

(2) ジルコニアブラスト除染

除染においては軽微な汚染の除去を目的とした様々なグリットブラスト除染が実施されているが、研磨材の連続使用や剥離した酸化皮膜と研磨材の分離に課題があり、結果として二次廃棄物が多くなるという課題があった。

ジルコニアブラスト除染は、研磨材の繰返し使用性能に優れ、除去した酸化皮膜との分離性能に優れたジルコニアを用いているため、二次廃棄物を大幅に低減できる (Fig.25 ~ 27)¹⁶⁾。

(3) レーザ除染

除染対象物にレーザー光を照射することにより、母材・付着物を振動励起させて付着物を分離回収するレーザー除染の原理を示す (Fig.28)。

レーザーパルスを調整することにより、母材を痛めずに酸化皮膜のみを除去することが可能であり、除去した酸化皮膜等付着物はダスト吸引ホースを経てフィルタに回収する。研磨材や薬剤などを用いないことから二次廃棄物を大幅に削減する

ことができるという特徴を有している。

物理的な投射を行うわけではないため反動もなく作業性が良く遠隔での操作性に優れている。レーザーを直接対象物に照射する必要があることから複雑形状の大面积を一度に除染するという用途には不向きであり、対象物によっては先の化学除染などを選定するほうが適切な場合もある。レーザー除染装置の一例を示す (Fig.29)。

なお、本技術の関連技術として、表面汚染検査に一般に用いられているスミア法の代替技術とし

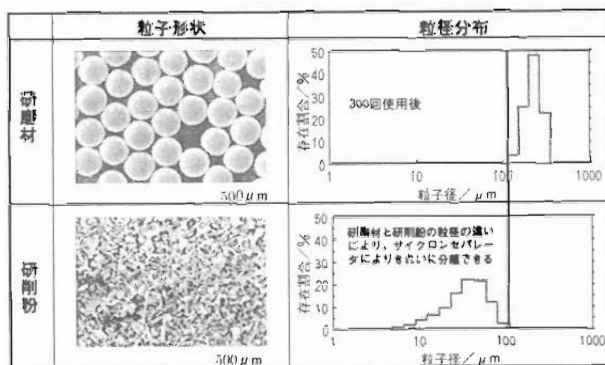


Fig.27 Separation Test Result

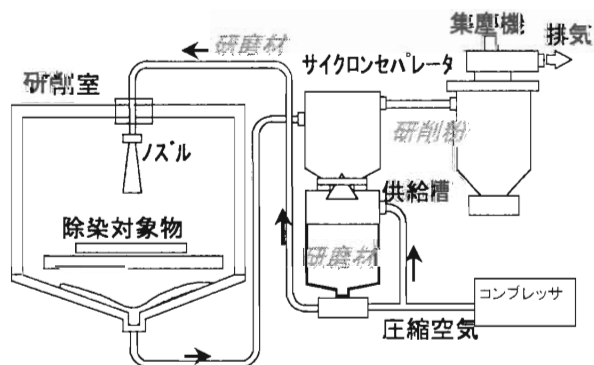


Fig.25 Test Apparatus for Grit Blast

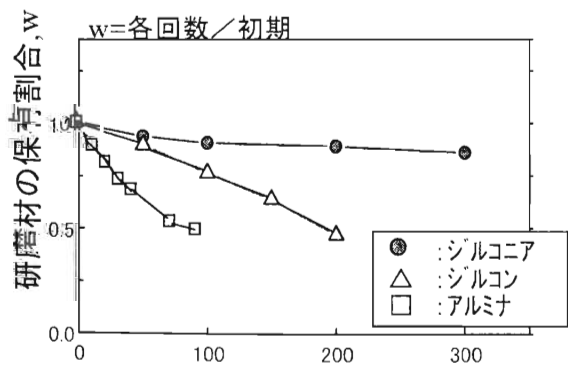


Fig.26 Reuse Test Result



Fig.28 Laser Decontamination



Fig.29 Laser Decontamination Equipment

て、レーザによる汚染剥離・回収技術についても実用化しており、汚染回収率60%以上の性能をホット試験により確認している。

4. 処分技術

余裕深度処分あるいは地層処分に対する埋設地下環境は、浅地埋設処分環境の酸化性雰囲気とは異なり、酸素濃度が非常に低く還元性雰囲気であることが知られている。したがって、こうした環境下での処分施設の長期健全性や処分の安全性を評価するためには、①埋設環境下における人工バリア性能の把握、②埋設後の廃棄体からの放射性核種の移行に伴う被ばく評価、③放射性核種の移行先となる処分場近傍の地下水流速を正確に評価することが重要である。

4.1 人工バリア性能評価技術

(1) 背景と目的

放射性廃棄物処分場では、廃棄体の周りにセメント・コンクリート、ベントナイトなどの、いわゆる人工バリアを設置し、地下水中での放射性核種の移行を抑制する性能が期待されている。従って、人工バリアの性能評価は、処分の安全性を評価する上で最も重要なものと考えられる。Fig.30に、地下水移行の模式図を示す。

同図は、廃棄体を埋設処分した場合の例であるが、廃棄体の周りに充填材や構造材のセメントを配置し、更なる周辺にベントナイトを打設したものである。このような状況下で、地下水が、ベントナイト層やセメント層、いわゆる人工バリア材を通過して、廃棄体に到達すると考えられる。そのため、放射性核種の移行や挙動を考察するためにも人工バリア材自体の性能評価が重要となってくる。

(2) 開発方針

人工バリアの安全性を評価するためには、地下環境を模擬した試験装置が必要である。一般に深部地下水は還元性のものであり、また、人工バリア材料、特にセメントを通過してくる地下水は、pHがアルカリ側となっている。こうした環境を模擬するため、Fig.31に示すようなグローブボックス(GB)を用いて試験研究を実施しており、アルゴンガスや窒素等により雰囲気制御を行うことで、酸素濃度を0.1ppm以下にまでコントロール

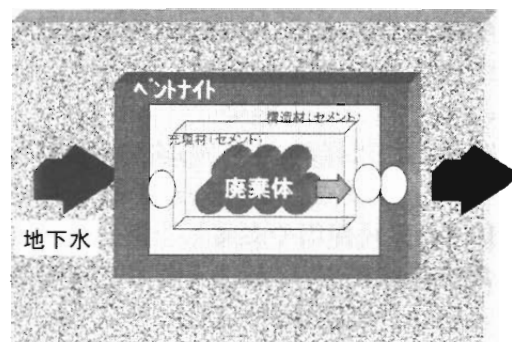


Fig.30 Migration of Underground Water

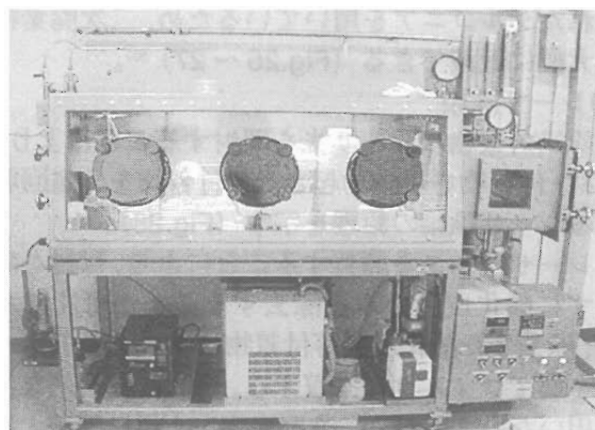


Fig.31 Glove Box

可能である。本GBを用いて、人工バリア材中の核種移行データの取得や拡散係数の取得等、数多くの試験研究を実施している。また、セメント材料の他に、本GBを用いたベントナイト材料の試験研究も行っており、人工バリア全てを網羅した研究施設や体制が整っている。

(3) 開発状況

GBを用いた試験研究は、セメント系材料の分配係数の取得や、金属廃棄物から放出される放射性核種の形態や移行挙動に関する研究等、多岐に渡る。例として、セメント空隙率をパラメータとしたセシウムのthrough diffusion法による実効拡散係数取得試験結果例をFig.32に示す。

セメント硬化体の長期的変質による拡散係数への影響を評価するため、通水により空隙率を変化させた試料でセシウムの実効拡散係数を取得したものである。その結果、通水によるセメント成分の一部の溶出に伴い、セメントの空隙率が大きくなるに従い、拡散係数も大きくなることを確認した¹⁷⁾。

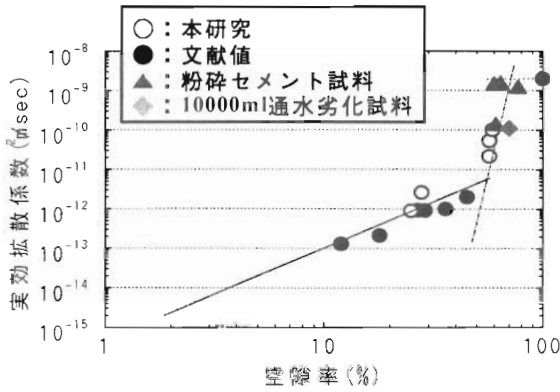


Fig.32 Result of Effective Diffusion Coefficient for Cesium

このように、人工バリア材の変質や放射性核種の移行挙動を解明するため、GBを用いた試験とモデル評価研究について精力的に取り組んでいる。

(4) まとめ

現状、地下深部を模擬した試験研究として、特にセメントに関する劣化試験や核種移行試験に注力している。今後は、ベントナイト等の劣化試験や核種移行試験も実施する予定であり、これらの試験研究から得られた知見については、処分場の安全評価技術に反映させる計画である。

4.2 処分場安全評価技術

(1)背景と目的

地層処分において、放射性核種が処分施設から人間環境に至るシナリオは、処分施設が設置される環境によって異なるが、一般的に地下水と廃棄物が接触することにより、徐々に地下水に放射性核種が溶出し、その地下水の動きに沿って移行し、最終的に一般公衆へ到達するシナリオが最も現実性が高く、処分の安全評価を行う上で、最も重要な評価項目である。こうした背景を元に、東芝では、安全評価に資することを目的として、被ばく評価コード「EXERWD」の開発や二次元化学的ダイナミクス解析コードの開発を行っている。以下に、その開発概要について述べる。

(2)開発概要

①被ばく評価コード「EXERWD」

EXERWDは、埋設した廃棄物による被ばく量を、各被ばくシナリオに従って核種毎にそれぞれ評価可能なコードである。崩壊チェーンを組み込んだ75核種の取扱いが可能で、廃棄物毎に放出モ

デルを考慮している。Fig.33に放出モデルを示す。

また、容器や施設のモデル化ではシールドモデルや多重層モデルを、地下水移行では移流・拡散モデルを考慮している。さらに、Fig.34に示すように、10通りの被ばくシナリオ(農作業・井戸水飲用・外部/吸入等)を考慮できる。

構築した被ばく評価コード「EXERWD」の妥当性の検証として、日本原燃殿の六ヶ所L2埋設評価の許認可申請値との比較を行った¹⁸⁾。計算結果をFig.35に示す。この結果、各シナリオともほぼ同等の結果が得られ、コード自体の妥当性も検証された。

②二次元化学的ダイナミクス解析コード

合理的な処分場の安全評価のため、長期間の変質によるバリア性能の劣化を予測する必要がある。そこで、地球化学コード(PHREEQE)と移流拡散コード(BIOMOC)を結合し、セメント劣化モデルを組み込むことにより二次元化学的ダイナミクス解析が可能となるようコードを改良した。例として、部分的に異なる空隙率を有するセメント試料の解析結果をFig.36に示す。その結果、透水係数が大きい(空隙率が大きい)部分に、より多く通水し、その部分から溶解する状況をシ

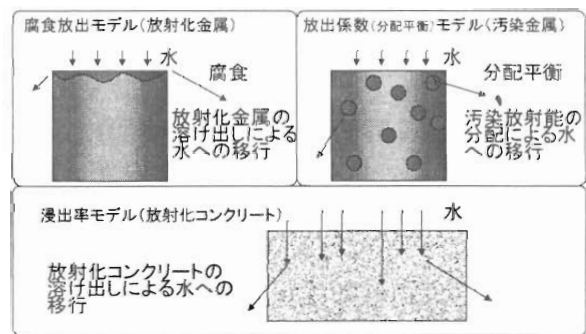


Fig.33 Release Models for Various Disposal Materials

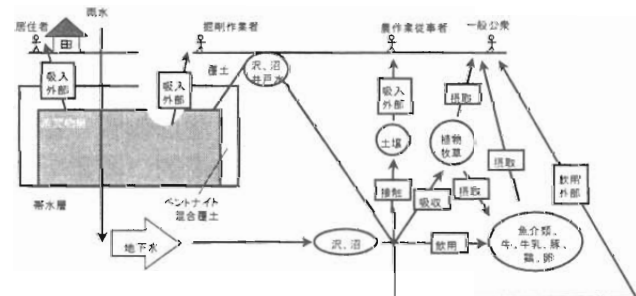


Fig.34 Reference Scenarios for Exposure Evaluation

計算結果の比較:

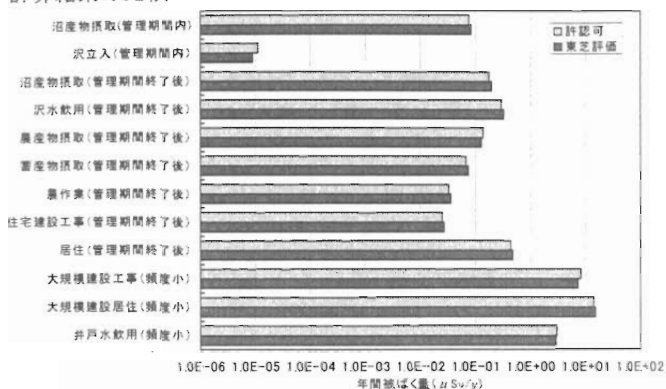


Fig.35 Calculation Result of Exposure Evaluation for Various Scenarios

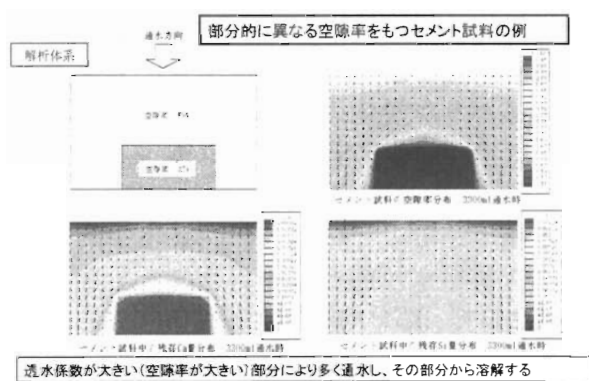


Fig.36 Two Dimensional Analytical Result of Degraded OPC Specimen

ミュレートできた。

(3) まとめ

今後は、被ばく評価コード(EXERWD)と二次元化学的ダイナミクス解析コードとのカップリングにより、環境影響を考慮した、合理的な埋設処分場の評価システムの構築を行う予定である¹⁹⁾。

4.3 地層処分場の性能検証用計測技術

(1)背景

放射性廃棄物の地層処分場の安全性は、安全評価によって確認する必要がある、そのためにも天然バリア内の事象(1000m程度の地下水の流向・流速等)を実現象の計測によって検証する必要がある。しかしながら、実現象の計測は物質の移行速度が極めて遅いこと等から、技術的に困難であり、ほとんど実施されていないのが現状である。そこで、本技術開発では、並列演算処理技術、超音波センサ技術、固体浮遊トレーサ技術等を適用して天然バリア内の事象を直接計測する装置を開

発し、処分場の性能検証用計測システムを構築するものである²⁰⁾。Fig.37に開発背景と目的を示す。

(2)開発方針

具体的には、天然バリア中地下水の極低流速(10⁻¹⁰~10⁻⁵m/s程度)の三次元流向・流速計測装置を開発する。地下水中に密度可変型固体トレーサを浮遊させ、それらの動きを超音波センサにより計測する。計測された膨大なデータは、並列演算処理技術により高速処理され、リアルタイムに地下水の流向流速を計測・表示する。これらの要素技術を組み込むために、シミュレーション及び室内試験等を実施し、孔内計測装置設置技術として、システム全体を構築する方針である²¹⁾。全体システムをFig.38に示す。

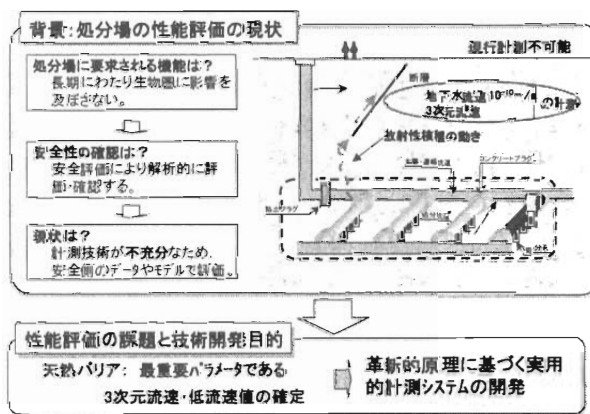


Fig.37 Background of Measurement System Development

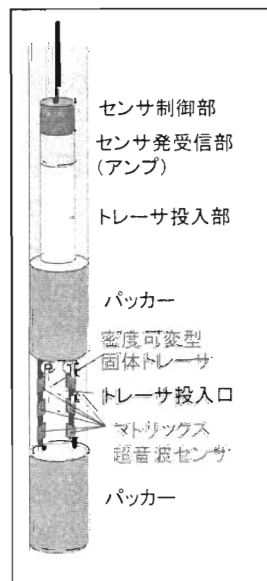


Fig.38 Measurement System

(3)開発状況

①密度可変型固体トレーサ技術

イソプレン/ポリスチレンの高分子複合粒子の配合比を制御することにより、地下水に浮遊するような密度可変トレーサを実現。直径約100 μm 。Fig.39 にトレーサ外観を示す²²⁾。

②超音波センサ技術

数十 μm 程度の移動を測定するため、4×4chのマトリックスセンサにて製作。センサは1辺約8mm程度と小型・軽量化を実現。また、耐圧性や耐熱性にも優れ、他の分野でも利用可能。Fig.40 に開発センサ外観を示す²³⁾。

③並列演算処理技術

地下水と共に移動するトレーサをリアルタイムに観測するため、膨大なデータが処理できるボードを開発。Fig.41 に演算ボード外観を示す。

④孔内計測装置設置技術

上述の要素技術とパッカー等を組み込み、孔内計測装置を開発。地上部とは光ファイバにより信号のやり取りを行い、制御・計測等を実施する。計測は、地下水の圧力や温度、それに方位センサを組み込み、地下水の流向・流速を同時に測定する予定である²⁴⁾。

⑤今後の予定

平成15年度に各要素技術のアセンブリと総合

作動確認、平成16年度にプロトタイプの流向・流速計測装置による原位置試験を実施予定である。

(4)まとめ

これまでの開発により、各要素技術の成立性をそれぞれ確認し、流向流速計測技術を確立できる見通しが得られた。将来的には、原位置試験による確証を行い、処分場サイト選定やモニタリング等に威力を発揮することが期待される。また、処分場以外の分野で、環境関連や土木・防災関連への適用性も示唆され、革新的な技術となりうる。

最後に、本研究は、(財)エネルギー総合工学研究所の委託業務にて、岡山大学・東海大学・鹿島建設(株)・(株)東芝の4団体にて共同開発中の技術である。

5. おわりに

東芝は、プラントメーカーとして、原子力関連施設から発生する廃棄物の性状を熟知しており、これらの廃棄物の減容・安定化処理、および安全な処分技術について、総合的な見地より積極的に技術開発を行ってきた。今後の原子力分野の持続的な発展のためには、放射性廃棄物のより安全で合理的な処理処分技術の確立が極めて重要であり、これに関連する技術開発を継続すると共に、経済的でより現実的な観点からこれらの技術の最適化を図っていく所存である。

6. 謝辞

本稿で紹介したバックエンド関連技術の開発では、当社単独の開発技術のほかに、電力会社殿との共同研究、日本原燃殿、(財)原子力発電技術機構殿及び(財)エネルギー総合工学研究所殿の委託研究などで実施しました。ここに、ご協力頂いた多くの方々に深く感謝を表します。

参考文献

- 1) 日置秀明他, “原子炉廃止措置技術の開発状況—東芝の開発技術—,” デコミッションング技報, No.5 (1992).
- 2) 樋井明他, “東芝の廃止措置関連技術開発,” デコミッションング技報, No.20 (1999).
- 3) 山本修治他, “波長シフト型検出器による $\beta\gamma$ クリアランスレベルモニタの開発,” 日本原子



Fig.39 Tracer



Fig.40 Sensor

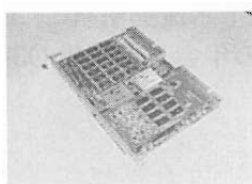


Fig.41 Operation Board

- 力学会「2003年春の年会」, 予稿集 E32.
- 4) 吉村幸雄 他, “建屋残存放射能等評価技術確証試験,” クリアランスレベル検認に係る検討整理(II): 解体物の測定, 日本原子力学会「2003年春の年会」, 予稿集 E35.
 - 5) 佐野 明他, “電離イオン流体移送計測による大容量 α 放射能測定装置の開発,” 日本原子力学会「2003年春の年会」, 予稿集 D17.
 - 6) 山中 武他, “建屋残存放射能等評価技術確証試験, クリアランスレベル検認に係る検討整理(III): 建屋の測定,” 日本原子力学会「2003年春の年会」, 予稿集 E36.
 - 7) 原子力技術開発機構, “実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書,” 平成11年度解体廃棄物処理システム技術確証試験(大型解体廃棄物処理技術), pp178 (1999).
 - 8) 佐野 明他, “大型解体廃棄物処理技術調査(1)電離電流測定による β/γ 廃棄物の放射能測定法の開発,” 日本原子力学会「2000年秋の大会」, 予稿集 L14.
 - 9) T. Goto et al., “Application of Computed Tomography to Radioactivity Assay of Processed Miscellaneous Waste,” 3rd JSME/AAME Joint International Conference on Nuclear Engineering, pp.1989 (1995).
 - 10) T. Goto et al., “Radioactivity Assay Method using Computed Tomography, Nuclear Technology,” Vol.100, pp.322, (1992).
 - 11) 佐野 明他, “中性子消滅時間差法 (DDT) によるハルモニタの開発,” 第9回核物質管理学会講演会 論文集, (1988).
 - 12) 山田和矢他, “超臨界水を用いた廃棄物処理システム,” 東芝レビュー, Vol.56, No.9, (2001).
 - 13) 山田和矢他, “超臨界水を用いた放射性廃イオン交換樹脂処理システム,” 火力原子力発電, Vol.53, No.7, (2002).
 - 14) F. Tomita et al., “Development of Iodine Immobilization Process with Cementitious Materials,” 7th Int. Nucl. Conf. Proc. Radioact. waste manag. Environ. Remedi. (1999).
 - 15) M. Enda et al., “Application of Ozone Chemical Decontamination (T-OZON) to the Equipment for Disposal,” 10th INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR ENGINEERING (ICON10), Arlington, VA, April 14-18, (2002).
 - 16) 遠田正見他, “高強度セラミックス粒子のプラスチック材への適用,” 日本原子力学会「1998年春の年会」予稿集 J 9.
 - 17) 小林康利他, “セメント系材料の変質による拡散係数への影響評価,” 日本原子力学会「2001年秋の大会」予稿集 O9.
 - 18) 日本原燃株式会社, “六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター廃棄物埋設事業変更許可申請書,” 平成9年1月(平成9年9月一部補正)
 - 19) 豊原尚美他, “セメント硬化体の溶解に伴う変質(I),水和物の溶解と物質移行を連成した変質モデルの開発,” 日本原子力学会誌, Vol.1, No.2, pp.134, (2002).
 - 20) 戸井田克他, “高レベル放射性廃棄物処分場の性能検証用計測システムの開発, 地下深部・極低流速を模擬した室内試験,” 日本原子力学会「2002年春の年会」予稿集 M53.
 - 21) 鈴木健彦 他, “超音波を用いた地下水流向流速計測シミュレーション,” 日本地下水学会「2002年秋季講演会」予稿集 65, pp.244, (2002).
 - 22) 大江俊昭 他, “高レベル放射性廃棄物処分場の性能検証用計測システムの開発,” トレーサ技術開発, 日本原子力学会「2003年春の年会」, 予稿集 O35.
 - 23) 佐藤光吉他, “高レベル放射性廃棄物処分場の性能検証用計測システムの開発,” マトリックス超音波センサの開発, 日本原子力学会「2003年春の年会」予稿集 O36.
 - 24) 西垣 誠他, “高レベル放射性廃棄物処分場の性能検証用計測システムの開発, 機器配置を勘案した地下水流動解析,” 日本原子力学会「2003年春の年会」予稿集 O38.

「むつ」 不用機器類の物量及び汚染放射能調査報告

畑中 一男*、大枝 悦郎*、渡辺 正秋**

Investigation regarding the amount of disused components and the radioactive inventory at Mutsu Establishment, JAERI

Kazuo HATANAKA, Etsuro OoEDA and Masaaki WATANABE

About 200 tons of the disused components, which were used for fuel removal, are stored in Mutsu Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI).

In order to settle the decommissioning plan, RANDEC made an investigation regarding the amount of disused components and the radioactive inventory in Mutsu Establishment under a contract with JAERI. This report describes the estimation results of radioactive inventory and weight of radioactive wastes regarding the disused equipment such as an ion-exchange resin tank, a injection pump and equipment for fuel removal.

1. はじめに

日本原子力研究所むつ事業所には、原子力船「むつ」の燃料取り出しに使用したが、今後廃棄する予定の機器類が約200ton程度保管されている。

これ等不用機器類の内、イオン交換塔及び体積制御システムの充填ポンプについて、解体計画策定の前提となる物量及び汚染放射能の実態を把握するため、調査を行った。

2. これまでの経緯

原子力船「むつ」の解役（解体）は、「実験航海終了（平成3年12月）後直ちに関根浜港において解役する」という国の方針に従って、平成4年8月に国へ解体届けを提出し、約1年間の燃料冷却期間において、平成5年3月に解体工事に着手した。

解体工事は、全工程を3段階に区分して実施した。

- ①第1段階（平成5年3月～平成5年10月）
燃料取り出し及び冷却水抜き作業
- ②第2段階（平成5年11月～平成6年12月）
原子炉補機室機器類撤去及び室内除染・管理区域解除作業
- ③第3段階（平成6年12月～平成8年3月）
原子炉室一括撤去及び保管建家残工事

船体から一括して切り離された原子炉室は、原子炉格納容器、原子炉圧力容器、蒸気発生器等の機器類を内包した姿で、予め陸上に建設された原子炉室保管棟に搬送・設置され、「撤去隔離」の状態で保管されている。

「むつ」原子炉施設は、法的には「解体中の原子炉施設」と位置づけられており、原子炉等規制法の規制下において、所要の維持・管理が行われて

* : 日本原子力研究所むつ事業所 施設部

** : 元（財）原子力研究バックエンド推進センター 企画調査部

いる。

原子炉室を切り離れた「むつ」の船体は、改造され、世界最大級の海洋地球研究船「みらい」に引き継がれ、海洋調査研究に活躍しているところである。

3. 不用機器類

第3段階の解体工事の終了を以て、原子力船「むつ」は、将来の原子炉室及び附帯陸上施設の解体に着手するまでの期間、安全貯蔵の一つの形態として「撤去隔離」の状態に置かれる。

将来の原子炉室及び附帯陸上施設の解体を考慮しても、今後使用する予定のない機器類として、原子炉からの燃料取り出しの際に使用した炉内構造物キャスク、二重回転遮蔽台等及び第2段階の原子炉補機室機器類の解体撤去の際・解体せずに原形の姿で船内から撤去したイオン交換塔並びに体積制御システムの充填ポンプ等がある。不用機器類を Table 3.1、3.2 及び 3.3 に示す。

Table 3.1 List of Disused Components (Equipment for Fuel Removal)

器材名	基数	構造	材質	概略寸法 (内径×外径×高さ: mm)	重量 (ton)
①炉内構造物キャスク	1	円筒型	SUS+鉛	1700×2080×2890	53.4
②同上設置架台	2	半円型	SUS	1020×2626×600	0.16/基
③二重回転遮蔽台	1	円筒平盤型	SUS	2400×420(1320)	15.0
④同上保管台	1	円筒 6本柱	C/S	2400×1500	1.0
⑤保護リング	1	円筒平盤型	SUS	1830×2200×60	1.0
⑥燃料交換水槽	1	円筒型	SUS	4480××2000	6.7
⑦原子炉容器運搬・保管台	1	円筒型	CS+鉛	2150×2376×980	12.5

Table 3.2 List of Disused Components (Upper Shield, Neutron Source Cask, etc.)

器材名	基数	構造	材質	概略寸法 (内径×外径×高さ: mm)	重量 (ton)
①原子炉上部一次遮蔽体	1	円筒型	コンクリート	2470(1820)×4240×1750	58.0
②中性子源棒キャスク	1	円筒型	C/S+鉛+Pb+Pb	1560×3200	20
③中性子源棒切断機	1	箱型	SUS	幅580×長1400×高765	0.9

Table 3.3 Components Removed from Cabin (Decommissioning Second Stage)

器材名	基数	構造	材質	概略寸法 (内径×外径×高さ: mm)	重量 (ton)
① イオン交換塔	2	円筒型	SUS CS	423×1100×3211	12.6/塔
② 体積制御系充填ポンプ	2	注液動型	SUS CS	幅1350×長1525×高1425	1.3/台

3.1 燃料取り出し用機器類

燃料取り出しの際に使用した機器の特徴は、比較的大型で遮蔽機能を有しているため10～50ton程度の重量物である。材質はオーステナイト系ステンレス鋼の型枠に遮蔽用の鉛を鑄込んだものであり、極めて堅固で複雑な構造をしている。

燃料取り出しに使用した機器類の代表例として、炉内構造物キャスク及び二重回転遮蔽台の構造を Fig.3.1 及び 3.2 に示す。

3.2 第2段階の解体で一括撤去した機器類

第2段階の解体工事で分解・解体せずに、一括して船内から撤去した機器類には、イオン交換塔と体積制御システムの充填ポンプの2種類、4基がある。

イオン交換塔及び充填ポンプの構造、寸法を Fig.3.3, 3.4 及び 3.5 に示す。

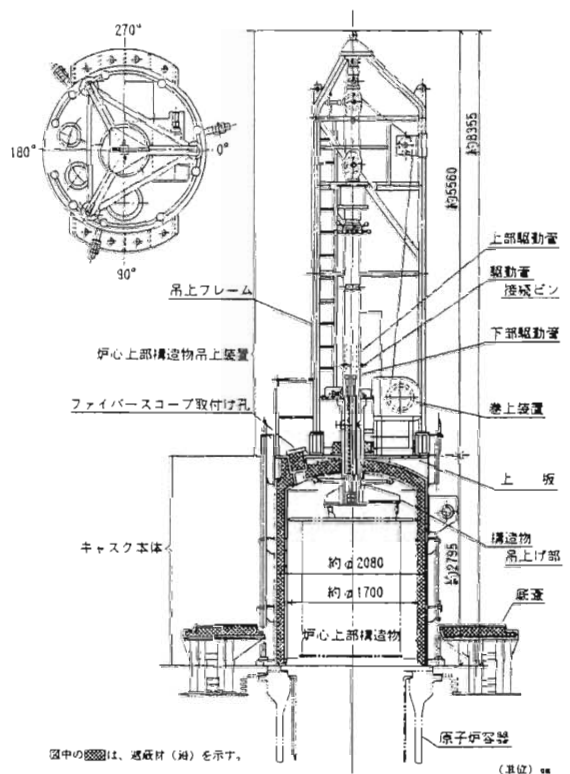


Fig.3.1 Reactor Internal Cask

3.3 不用機器類の技術情報

前 3.1 及び 3.2 項に述べた機器類は、その使用履歴に程度の差はあるものの、何れも汚染の可能性(原子炉上部一次遮蔽体については放射化)がある。

これ等の機器類の解体にあたっては、汚染または放射化の範囲、汚染または放射化の程度、核種、表面の線量当量率等放射線に係る情報、構造、寸法、材質及び重量等物量に係る情報並びに機器類の設置状況、利用可能な荷役設備等ユーティリティ設備に関する情報を把握しておくことは、合理的な解体計画策定の上で必須の条件といえることができる。

4. 物量調査

4.1 イオン交換塔

イオン交換塔は原子炉一次冷却水を浄化脱塩する機能を有し、2基設置されていた。

実験航海の期間を通し使用した履歴がありイオン交換塔内表面及び内部に残留していると推定される樹脂には汚染が想定されており、今回の測定でこれを確認した。

4.1.1 イオン交換塔の構造

イオン交換塔の構造は、Fig. 3.3 に示すように内筒及び外筒並びに緩衝体で構成されている。内筒は内径 423mm のステンレス鋼、外筒は外径 775mm の炭素鋼で、内筒と外筒の空隙には 150mm の遮蔽用の鉛が充填されている。

外筒の外側にはイオン交換塔吊り上げ時の落下事故に備えて鋼板製の緩衝体が溶接で取り付けられており、外見上は 1.1 m × 1.1 m × 高さ約 3.2 m の四角柱形状の構造をしている。

4.1.2 イオン交換塔の重量

図面上に示された寸法、構造、材質並びに現物の寸法測定の結果等を基に計算により重量を求めた。重量は約 12.6ton / 基であった。

この内、汚染部位は内筒内表面と内筒蓋表面の接液部に限定され、外筒及び遮蔽用鉛並びに緩衝体は、一次冷却水及び樹脂からは内筒壁で隔離されており、通常の使用状態で汚染する可能性はない。今回の調査でも次項に述べるように外筒及び

緩衝体に汚染のないことを確認した。イオン交換塔の汚染部と非汚染部の区別の重量を下に示す。

① 汚染部

品名	材質	重量(kg)
内筒本体	SUS-304	420
内筒上蓋	SUS-304	230
樹脂受けメッシュ	SUS-304	30
附属配管	SUS-304	10
	合計	690 kg

② 非汚染部

品名	材質	重量(kg)
外筒	軟鋼板	1,310
緩衝体	軟鋼板	2,710
本体部遮蔽体	鉛	7,480
上蓋部遮蔽体	鉛	420
	合計	11,920 kg

非汚染部の部材は、解体時にクロスコンタミを避けるように解体すれば、解体廃棄物は「放射性廃棄物でない廃棄物」として取り扱うことができる。また、内筒及び内筒蓋は表面が平滑に仕上げられており、除染により検出限界未満のレベルにすることは十分に可能なものと推定できる。

除染した場合としない場合の廃棄物発生量に占める放射性廃棄物発生比を下に示す。

① 除染する場合

放射性廃棄物量：40Kg (全体比 約 0.3%)

② 除染しない場合

放射性廃棄物量：690Kg (全体比 約 5.5%)

4.2 体積制御系統充填ポンプ

ポンプの構造は、Fig. 3.4 及び 3.5 に示すように横軸 3 連型の往復動ポンプである。

ポンプケーシング、プランジャー及びグランドシール部等の接液部はステンレス鋼製であり、クランクシャフト及びクランクケーシング等のポンプ駆動部は鍛鋼品、鋳鋼品から構成されており、極めて堅固な構造となっている。

ポンプ仕様を下に示す。

- ① ポンプ容量：2 m³/hr
- ② 揚程：1,250mAq,
- ③ 電動機出力：15Kw

4.2.1 ポンプ重量

ポンプ重量は約1,300Kg/台であり、この内、ポンプ本体部は約350Kgで、この部分には極めて低いレベルの汚染が検出された。

ポンプ駆動部の重量は約950Kgで、検出限界計数率を超えるような有意な汚染は検出されなかった。

5. 汚染放射能調査

イオン交換塔及び充填ポンプの解体計画策定の上で必要な汚染の範囲と程度を把握するため、表面密度を測定した。測定は、GM 管式サーベイメータを用い、スミヤ試料による間接測定法と直接測定法の二つの方法を併用した。

測定対象面はアクセス可能な内外全表面とした。このため、イオン交換塔については、内筒上蓋を開放し、内表面の手の届く範囲を測定した。充填ポンプについてはポンプ出入口のフランジを取り外し、その内面の表面密度を測定し、ポンプ内表面も同じレベルにあるものと仮定した。

5.1 イオン交換塔の表面密度

測定の結果、2基のイオン交換塔の何れの筒外表面及び緩衝体表面には、検出限界計数率を超えるような汚染は検出されなかった。

このことから、イオン交換塔の外表面には、有意な汚染はないものと判断される。

一方、イオン交換塔内筒内表面には、汚染が検出された。測定結果を下に示す。

①イオン交換塔 No-1

- ・平均値 1.3E + 04cpm
- ・最大値 2.8E + 04cpm (1.3E + 02Bq/cm²)

②イオン交換塔 No-2

- ・平均値 2.8E + 03cpm
- ・最大値 8.5E + 03cpm (3.9E + 01Bq/cm²)

①/②の比は約3程度で、この差は使用履歴の差に起因するものと推定される。No-1は実験航海の期間を通して連続的に使用したのに対し、No-2は試験的な通水程度の使用履歴であった。またイ

オン交換塔の内部には若干の使用済樹脂が残留していた。核種分析の結果、主要核種はCo-60であり、比放射能は下に示す値であった。

① No-1 : 7.47E + 03Bq/g

② No-2 : 1.23E + 03Bq/g

ここでもNo-1/No-2の比が約3程度であり、使用履歴の差に起因したものと推定される。

なお、残留樹脂の量は、目測でそれぞれ80～100cc程度であった。

5.2 充填ポンプの表面密度

充填ポンプは原子炉供用中は交互に運転していたため、使用履歴に差はないものと考えられる。測定の結果、接液部であるポンプ出入口及びプランジャー表面に2～3 Bq/cm²程度の極めて低いレベルの汚染が確認された。この内、プランジャー表面の汚染は間接測定では検出されないことから、固着性の汚染と推定される。

これは、グランドシール部とプランジャーの往復動で生じた微細な擦り傷面に汚染物質が嵌まりこんだ結果と推定される。

6. 除染可能性の検討

6.1 イオン交換塔

イオン交換塔の内表面の一部について、試験的に濡れウエスを用いて拭き取り除染を行い、どの程度の除染効果が期待でき、どの程度の除染係数が得られるかを確認した。その結果、一部は検出限界未満のレベルに除染できた。

試験結果を下に示す。

①イオン交換塔 No.1

除染箇所	除染前計数率 (cpm)	除染後係数率 (cpm)	除染係数
A	1,000	100	10
B	7,800	280	27.9
C	10,000	230	43.5

②イオン交換塔 No.2

除染箇所	除染前計数率 (cpm)	除染後係数率 (cpm)	除染係数
A	2,000	45 *	44.4
B	200	45 *	4.4
C	200	45 *	4.4

注記 *: 検出限界値未満

濡れウエスによる拭き取り除染程度の除染で4～40程度の除染係数が得られることを確認した。イオン交換塔内筒内面の状況はステンレス鋼特有の金属光沢を残しており、全面に微細な水滴が付着し、湿潤状態にあった。

実際の解体前除染では、水洗いまたは有機溶剤を使用して本格的な除染を行うことにより、検出限界未満のレベルまで除染できる可能性は充分にあるとの感触を得ることができた。

6.2 充填ポンプ

充填ポンプの汚染形態はプランジャー等の摺動部は固着性汚染であり、水洗いや有機溶剤による拭き取り除染では除染効果は期待できないものと推定される。

汚染部位を機械的に除去する方法で検出限界未満のレベルまで除染できる可能性は充分にあるものと推定できるが、物量として小さいから、ポンプ本体部は放射性廃棄物として、処理、処分することが合理的と判断される。

クランクシャフト、ケーシング等は汚染が検出されなかったことから、放射性廃棄物でない廃棄物として取り扱うことができる。

6.3 その他の不用機器類

第1段階解体工事で燃料取り出しに使用した機器類は、炉水に浸漬するか、炉水の飛沫を受ける等により汚染している可能性を否定できないものが多いと考えられる。

ここで、代表的な機器類の除染可能性について考察する。

6.3.1 上部炉内構造物キャスク

上部炉内構造物キャスクは、Fig. 3.1に示すように円筒縦型のステンレス鋼製で、重量が約54tonの大型の容器である。

使用履歴から内外表面には汚染がある。蓋部には炉内構造物把持具用軸及びペリスコープが貫通し、駆動時には本体と軸が摺動するため、この面に固着性の汚染が想定される。また底蓋と本体との間でも同様に摺動面があり、固着性の汚染が想定される。これ等摺動面以外の面はステンレス鋼特有の金属光沢があり、表面は平滑に仕上げられており、水洗いまたは有機溶剤を用いた拭き取り除染により、表面密度を検出限界未満のレベルまで除染可能なものと推定される。

摺動面の固着性の汚染が想定される面については、表面を研削する等機械的に汚染を除去することにより、検出限界未満のレベルに除染することは十分に可能なものと推定される。

6.3.2 二重回転遮蔽台

二重回転遮蔽台は、Fig. 3.2に示すように直径約2.4m×厚さ約420mmの円盤状で炉心の燃料位置に燃料取り出し装置を案内する機能を有し、回転機構部は歯車装置が複雑に組み込まれている。汚染の形態は固着性と想定される。

除染方法としては、装置を分解し、部品単位で機械的に研削するか、電解研磨法等を適用して除染する方法で、検出限界未満のレベルまで除染できる可能性はあるものと想定されるが、除染費の負担が大きく、二重回転遮蔽台の場合15ton程度の物量であり、設備投資に見合う経済的効果を期待できない。本件の場合、放射性廃棄物として処理・処分の方が合理的と考えられる。

6.3.3 原子炉上部一次遮蔽体

原子炉上部一次遮蔽体は、第1段階の解体時に取り外したもので、Table 3.2に示すように、外径4.2m×高さ約1.75mの蛇紋岩コンクリート製で、内外の表面は厚さ50mmの銅板で被覆された重量約58tonの構造物である。炉心側に対応する遮蔽体内側下部コーナー部のコンクリートの一部は、現在国のレベルで検討されているクリアランスレベルを若干超えるCo-60の放射化領域のあること

が、サンプリング測定により確認されている。主要な核種はCo-60であり、解体の時期は放射能の減衰を待って実施することが合理的である。

6.3.4 その他の不用機器類

燃料交換水槽、原子炉容器蓋運搬・保管台等の容器類、中性子源棒キャスク等は、単純な円筒形で、材質もステンレス鋼製で表面の状況は平滑に保たれており、水洗いまたは有機溶剤を用いた拭き取り除染程度の除染により、検出限界未満のレベルまで除染することは十分に可能なものと推定される。

7. まとめ

今回の調査で、不用機器類の内、イオン交換塔

及び充填ポンプの重量及び表面密度の実態を把握することができた。解体で発生する放射性廃棄物の発生量を極力低減することは、処分費用の削減に寄与し、解体コスト抑制の一つの手段でもある。

今回の調査で、イオン交換塔のような表面が平滑なステンレス鋼製の機器類に対しては、簡単な拭き取り除染程度で放射性廃棄物でない廃棄物として処分できる可能性のあることが確認できた。

実際の解体の段階では、より大きな除染効果の期待できる水洗いまたは有機溶剤を用いた拭き取り除染を適用することにより、放射性廃棄物発生量の低減化に大きく寄与できるものと考えられる。

RANDEC's Capability

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center (RANDEC) has contributed to the establishment of decommissioning technology, and promoted the investigation on radwaste treatment and disposal business including selection of disposal places for radwaste from RI facilities, institutes etc.

The capability and service of RANDEC are ;

to implement decommissioning research, development and investigation.



to provide technical information on decommissioning.



to train for decommissioning.



to investigate radwaste treatment and disposal business including site selection of disposal place for radwaste from RI facilities, institutes etc.



to inform and enlighten the public about decommissioning and radwaste treatment and disposal business.

© デコミッションング技報 第28号

発行日 : 平成15年10月31日

編集・発行者: 財団法人 原子力研究バックエンド
推進センター

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100
Tel. 029-283-3010, 3011
Fax. 029-287-0022

ホームページ: <http://www.randec.or.jp>
E-mail : decomi@randec.or.jp