

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：10 μ Svと安全

技術報告：プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置について
東海発電所の廃止措置の計画と現状

六ヶ所ウラン濃縮工場におけるクリアランス計画
の概要

三井住友建設における廃止措置関連技術の開発
技術概況：NORMの安全規制をめぐる国際機関の動向について

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

No. 43 2011

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します。

デコミッショニング技報

第43号 (2011年3月)

一目 次一

卷頭言

10 μ Svと安全	1
	杉浦紳之

技術報告

プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置について	2
	家村圭輔、中井宏二、綿引政俊 北村哲浩、鈴木一敬、青木義一

東海発電所の廃止措置の計画と現状	10
	苅込 敏、山内豊明

六ヶ所ウラン濃縮工場におけるクリアランス計画の概要	18
	小島琢夫、佐々木等、生野秀藏、野澤健児

三井住友建設における廃止措置関連技術の開発	30
	丸山信一郎、鈴木 亨、大鐘大介

技術概説

NORMの安全規制をめぐる国際機関の動向について	43
	石黒秀治

Journal of the RANDEC

No.43 Mar. 2011

CONTENTS

Technical Report

Decommissioning Plutonium Fuel Fabrication Facility	2
Keisuke IEMURA, Koji NAKAI, Masatoshi WATAHIKI	
Akihiro KITAMURA, Kazunori SUZUKI, Yoshikazu AOKI	
The Tokai NPP Decommissioning Plan and Present Status	10
Satoshi KARIGOME, Toyoaki YAMAUCHI	
The Outline of Clearance Plan for Rokkasho Uranium Enrichment Plant	18
Takuo KOJIMA, Hitoshi SASAKI, Shuuzou SHOUNO, Kenji NOZAWA	
Development of Decommissioning Technologies in Sumitomo Mitsui Construction Co., Ltd.	30
Shinichiro MARUYAMA, Toru SUZUKI, Daisuke OGANE	

Exposition

Review of Safety Regulation of NORM in International Organizations	43
Hideharu ISHIGURO	

Decommissioning Plutonium Fuel Fabrication Facility

Keisuke IEMURA, Koji NAKAI,

Masatoshi WATAHIKI, Akihiro KITAMURA,

Kazunori SUZUKI, Yoshikazu AOKI

J.RANDEC, No.43 (Mar.2011) page2~9, 11 Figures, 1 Tables

In order to accomplish our mission in rational and effective manner, Japan Atomic Energy Agency is promoting efficient decommissioning program for facilities that have ended their mission and outdated facilities. Plutonium Fuel Fabricating Facility in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories had been operated for development of nuclear fuel technology and fabrication but now its mission ended. Following the aforementioned policy, we are led to start decommissioning this facility as to stabilize nuclear materials remained in the facility and dismantle gloveboxes and equipment interior. Technological developments to enhance worker safety and reduce waste generation are simultaneously carried out.

The Tokai NPP Decommissioning Plan and Present Status

Satoshi KARIGOME, Toyoaki YAMAUCHI

J.RANDEC, No.43 (Mar.2011) page10~17, 9 Figures

The Japanese first Commercial Nuclear Power Reactor, The Tokai NPP was terminated operation at March 1998 and started decommissioning work at December 2001. The Japan Power Company is going forward this project as a Pioneer with development of institution for decommission. This Report describes The Tokai NPP Decommissioning Plan and Present Status.

The Outline of Clearance Plan for Rokkasho Uranium Enrichment Plant

Takuo KOJIMA, Hitoshi SASAKI,
Shuuou SHOUNO, Kenji NOZAWA

J.RANDEC, No.43 (Mar.2011) page18~29, 13 Figures, 3 Tables

Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL) started operation of uranium enrichment by metal cylinder centrifuge at Rokkasho Uranium Enrichment Plant in 1992. Since operation start, JNFL has extended the plant capacity sequentially, but metal cylinder centrifuges ceased operation gradually with time. Replacement to advanced centrifuge is under construction now. Generally, Uranium Enrichment Plant continues operation by replacing centrifuges after a certain period of operation. So, many used centrifuges (metal waste) are generated through the operation period.

JNFL is now considering the disposal plan. We can reduce the radioactivity level that is not necessary to treat as the radioactive waste by decontaminating the radioactive material sticking to the surface of metal materials of used centrifuge. And JNFL plants to recycle (reuse) metal material by making much of the clearance system.

Development of Decommissioning Technologies in Sumitomo Mitsui Construction Co., Ltd.

Shinichiro MARUYAMA, Toru SUZUKI,

Daisuke OGANE

J.RANDEC, No.43 (Mar.2011) page30~42, 12 Figures, 8 Tables

The decommissioning program of nuclear reactors in Japan first started in December 2001 on the Japan's first commercial nuclear power station Tokai Power Plant. In February 2008, the decommissioning of "Fugen" was first approved as the program on a large-scale water reactor in Japan, and was started. From now on, decommissioning programs of LWRs constructed in the early stage of nuclear development will gradually increase.

Decommissioning projects are required more than 20 years for completing the entire processes, because of its characteristics to placing the utmost priority to safety. Diverse types of element technologies are fully

utilized in decommissioning projects, such as technology of evaluating remaining radioactivity, decontamination, dismantling/remote control, and treatment/disposal/recycling. Also there are a lot of civil engineering or building technologies and its applied technologies in these element technologies.

Sumitomo Mitsui Construction Co., Ltd. has been committed to contributing to the promotion of decommissioning projects in Japan, and has carried out investigation /evaluation of applicability of the existing dismantling technologies to dismantling of reactors, seismic evaluation of the buildings for dismantling the reactor zone, development of recycling of concrete, and discussion of rational waste treatment/disposal methods. In this thesis, we present our decommissioning technologies focusing on the element technologies that our company has investigated and developed so far.

Review of Safety Regulation of NORM in International Organizations

Hideharu ISHIGURO

J.RANDEC, No.43 (Mar.2011) page43～53, 11 Tables

Some documents on safety regulation of NORM(Naturally Occurring Radioactive Material)were recently published by some international organizations. Safety regulation of NORM is similar concept to clearance or exemption and so NORM has been discussed, considering clearance level or exemption level and present status of NORM industries in the related safety reports.

The present paper shows an overview of related reports issued by international organizations such as ICRP, IAEA and EU.

IAEA criteria of 1Bq/g for radionuclides of natural origin is now main standard of NORM safety regulation, though the exemption/clearance level of artificial radionuclides is calculated by values corresponding to $10 \mu \text{Sv/y}$.

10 μ Svと安全



近畿大学原子力研究所
教授 杉浦 紳之

国内におけるクリアランス制度は、原子力安全委員会や放射線審議会において基本となる考え方について長く議論され、2005年の原子炉等規制法の改正をもって実施されるようになった。これまでの主たる実績として、日本原子力発電株式会社東海発電所の廃止措置において累計で約130トン発電所外へ搬出されている（平成22年9月現在）。フリーリリースに至るまでは実績が必要とのことで、クリアランスされた金属はベンチやテーブルとなり、当面は原子力関係機関・施設で再生利用されているが、限定的な状況である。「廃止措置とクリアランスに関する交流会」で、①クリアランス物の利活用等の仕組み構築、②これを支える関係者の役割及び制度的な仕組み、③クリアランス制度への国民の理解促進の3点が対応の基軸として整理されている。

クリアランスは、原子力発電所からの廃棄物の中には「放射性廃棄物として扱う必要のない物」も多くあり、その物質からの線量が自然界の放射線レベルに比較して十分に小さく、人への健康を全く考慮する必要がないならば、その物質を放射性物質として扱わぬことであり、クリアランス対象物を安全に区分して、リサイクルできるものはリサイクルし、リサイクル等が合理的でない場合でも放射線防護上の考慮が必要ない処分がされ、我が国が目指す循環型社会の形成に資することになると事業者等によって安全が強調される形で説明されている。

さて、クリアランスの線量規準は国際的にも我が国においても10 μ Sv／年である。放射線防護分野では、公衆の線量限度は1 mSv／年で、最適化により合理的に線量低減できるならば線量低減をする、しかし10 μ Svとなればマンパワーも資金ももはや投入が合理的ではなく免除できると考えられている。さらに、クリアランスの線量規準の100倍の公衆の線量限度（1 mSv）であっても安全と危険の境界を意味している訳ではない。10 μ Svとはそういう意味合いの数値であることを振り返っておきたい。

昔、放射線審議会基本部会で自然放射性物質の規制免除について議論した際、自然放射性物質は多様な側面を持つので規制での柔軟な運用を期待する旨の発言をしたら、規制では基準は厳格に適用されが必要で、だからこそどのような基準がよいか十分に議論を尽くしてもらいたいとの回答を頂いたことを鮮明に覚えている。クリアランス制度において、測定・判断方法の認可、測定判断結果の確認という2段階の検認方法は適切かつ確実にクリアランス対象物を区分するのに有効な方法と考える。

この制度を有効にバランスのとれた形で活用するために、また関係者が払われている並々ならぬ努力が報われるよう、放射線防護分野を専門とする者として、その一端を担えないかと考える。具体的に考えがある訳ではなく、またうまくも書き表せないが、安全と安心が同時に並べて語られるようになってしまったことから考えを起こしてみたいと考えている。

プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置について

家村圭輔*、中井宏二*、綿引政俊*
北村哲浩*、鈴木一敬*、青木義一*

Decommissioning Plutonium Fuel Fabrication Facility

Keisuke IEMURA*, Koji NAKAI*, Masatoshi WATAHIKI*
Akihiro KITAMURA*, Kazunori SUZUKI*, Yoshikazu AOKI*

日本原子力研究開発機構は、事業の合理化・効率化、資源投入の選択と集中を進めるため、使命を終えた施設及び経年変化が進んだ施設については、廃止措置を計画的、効率的に進めることとしている。茨城県東海村にある核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室は、MOX燃料製造技術の開発等を目的に使用されてきたが、現在ではその主たる業務が終了したことから、上記の方針に従い、廃止措置を進めている。具体的には、燃料製造等の過程で施設内に残された核燃料物質を安定な保管形態とするための処理を行うとともに、施設内にあるグローブボックス等の設備の解体撤去を行っている。また、これらと並行して、作業の安全性の向上、解体撤去工事に伴い発生する二次廃棄物の発生量低減に向けての技術開発も進めている。

In order to accomplish our mission in rational and effective manner, Japan Atomic Energy Agency is promoting efficient decommissioning program for facilities that have ended their mission and outdated facilities. Plutonium Fuel Fabricating Facility in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories had been operated for development of nuclear fuel technology and fabrication but now its mission ended. Following the aforementioned policy, we are led to start decommissioning this facility as to stabilize nuclear materials remained in the facility and dismantle gloveboxes and equipment interior. Technological developments to enhance worker safety and reduce waste generation are simultaneously carried out.

1. プルトニウム燃料第二開発室の概要及び現状

日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）は、茨城県東海村にある東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所において、MOX燃料の製造技術開発等を行っている^{①)}。このう

ち、プルトニウム燃料第二開発室は、高速実験炉「常陽」及び新型転換炉「ふげん」へ供給するMOX燃料の製造を通じてMOX燃料製造技術を開発することを目的に建設され、1972年に運転を開始した。その後MOX燃料の製造技術開発に重要な役割を果してきたが^{②)}、「ふげん」が2003年で運転終了となる

*：(独)日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 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, Tokai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency(JAEA))

ことに伴い、2002年に燃料製造を終了した。この間に製造したMOX燃料は、MOX重量にして約155t、プルトニウム重量にして約3tであった。

本施設は地上2階の鉄筋コンクリート構造（延床面積約9,500m²）であり、主要な設備としてペレット製造設備、加工組立設備、検査設備、分析設備、貯蔵設備、廃棄設備等がある。これらの設備ではプルトニウムを取り扱うことから、主要な機器はグローブボックスに収納されている。本施設及びグローブボックスの外観をFig.1及びFig.2に示す。

本施設は、原子力機構の中期計画³⁾の中で、廃止措置に着手する施設に位置付けており、施設内にある設備の解体撤去を順次計画的に進めていく予定である。

しかし、施設内には過去の燃料製造等で残った核燃料物質（以下、「残存核燃料物質」という）が大量に保管されており、その処置が課題の一つとなっている。また、施設内にはグローブボックスが約70基（容積約850m³）存在しており、これらを解体撤去すると大量の解体廃棄物を発生させ、



Fig.1 Outside view of Plutonium Fuel Fabrication Facility



Fig.2 Glovebox for MOX Fuel Fabrication

結果として廃棄物処理施設及び廃棄物保管施設へ大きな影響を及ぼすことになるため、発生廃棄物の保管場所を確保する必要もある。

2. プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置に向けた計画

2.1 全体計画

原子力機構では、プルトニウム燃料第二開発室における燃料製造の終了後、廃止措置の基本計画を検討してきた。廃止措置に向けた必要な作業としては、施設内に残っている設備を安全な状態に維持するための作業のほか、以下の4項目に区分しており、当面は①～③の作業を進め、それらが完了する時期にあわせて、④の作業に移ることを基本としている。全体的な流れをFig.3に示す。

①グローブボックス等の解体撤去

施設内のグローブボックス及び周辺機器について、老朽化の程度等に応じて優先度を付け、グリーンハウス（グローブボックス全体を覆い放射性物質を閉じ込めた状態で解体撤去するための囲い）、エアラインスーツ（作業者に清浄な空気を供給する空気供給式汚染防護服）を使った方法により解体撤去を進める。これと並行して、安全かつ合理的な解体技術の開発を進め、適宜導入する。

②残存核燃料物質の保管、払出し

燃料製造工程内の残存核燃料物質は、将来的に有効利用することを検討しており、安定な形態となるよう処理して施設内に保管した後、他施設へ払い出す。

③解体廃棄物の保管、払出し

解体の過程で発生した解体廃棄物は、解体撤去した空きスペースを有効に活用し、施設内に一旦保管し、適宜払い出す。

④管理区域解除、建家解体

安定な形態に処理した残存核燃料物質及び解体廃棄物を施設外へ搬出後、壁・床等に汚染のないことを確認して管理区域を解除する。その後建家を解体する。

2.2 廃止措置に向けた許認可手続き

核燃料物質使用施設の場合、核燃料物質のすべての使用を廃止しようとするときに、廃止措置計

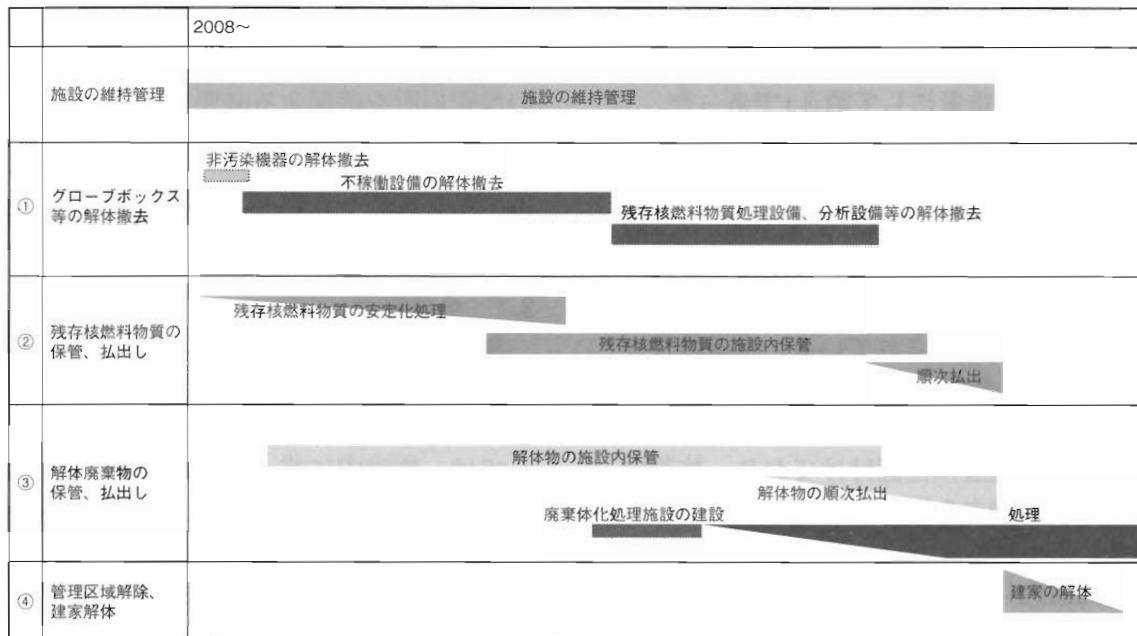


Fig.3 A tentative decommissioning schedule of Plutonium Fuel Fabrication Facility

画を定め認可を受ける必要がある⁴⁾。プルトニウム燃料第二開発室がある核燃料サイクル工学研究所のように、一つの使用許可の下に複数の核燃料物質使用施設が存在する事業所で、一つの施設を廃止措置する場合は使用変更許可申請により進めいくこととなる⁵⁾。

プルトニウム燃料第二開発室の場合、廃止措置に向けた作業を始めるに当たって、まず、使用変更許可申請書に残存核燃料物質の処理に係る事項を追加するとともに、それまでの主要な目的であった燃料製造に係る事項を削除した。

その後、同時に解体撤去を行う数基のグローブボックスについて使用変更許可申請を行った。施設内の全グローブボックスを解体撤去するには10年以上の期間を要すると考えられることから、当面は、ひとまとめにできる解体撤去範囲となるグローブボックスを削除する旨の使用変更許可申請、解体撤去工事、工事後の状態にあわせた保安規定等の変更を繰り返すことでグローブボックス等の解体撤去を進めていく予定である。

3. グローブボックス等の解体撤去

3.1 設備情報の整理

解体撤去工事を、安全に、かつ、効率的に進め

ていくには、対象とする設備の汚染レベル、汚染範囲、機器の位置及び構造などを把握し、汚染拡大防止、作業場所の線量率低減、解体廃棄物発生量低減も考慮した作業計画を作成する必要がある。

本施設の場合では、設置後30年以上経過した古い設備も多いことから、改めて、設備製作・改造等の経緯、建家・設備機器図面類、汚染発生記録、各設備の表面線量率等の整理を行った。また、各設備の重量、寸法等を図面や現場で調査し、廃棄物発生量の推定を行った。

3.2 解体撤去工事の進め方

グローブボックス等の解体撤去は、経年変化が見られるもののほか、解体に伴い発生する廃棄物を一時的に保管するスペースを確保するうえで障害となるものを優先的に行うこととした。

まず、不要となった非汚染機器の撤去及びその跡地の廃棄物保管エリアとしての整備を行い、その後、廃棄物発生量及び解体コストを考慮しつつ、優先度の高いグローブボックス等の選定・撤去及び廃棄物保管エリアの整備を繰り返すことにより進めていく計画である。

この計画に従い、2008年から2009年にかけて、管理区域内の非汚染機器の解体撤去を行った。これに伴って発生した解体廃棄物は、発生場所、使

用履歴等を基に、放射線測定で汚染がないことを確認後、適切に区分した。非汚染機器の撤去作業の様子を Fig. 4 に示す。

これらの作業を経て、2010年8月よりグローブボックス3基（合計約40m³）の解体撤去に着手した。ここで発生する解体廃棄物は、上記の非汚染機器の撤去跡地等を利用し施設内に一時保管する。

3.3 グローブボックスの一般的な解体撤去手順

核燃料サイクル工学研究所では、グリーンハウス、エアラインスーツ等を用いたグローブボックスの解体撤去工事の経験が多数あり、所内の作業基準として、グリーンハウス設置要領、グローブボックス等設備機器の切断要領、エアライン作業管理要領等が整備されている。プルトニウム燃料第二開発室における解体撤去工事は、それらの作業基準に定められた手順に従って進めていく。

以下に、プルトニウムを含む放射性物質により汚染したグローブボックスの解体撤去の基本的な手順を示す。(Fig.5及びFig.6)

(1) 作業準備

- ①解体撤去対象設備のうち、制御盤等の非汚染機器を撤去し、解体撤去作業に必要なスペースを確保する。
- ②隣接する設備がある場合は間仕切りを設ける。

(2) 除染作業用簡易グリーンハウスの設置、グローブボックス内装機器撤去

- ①ビニルシート、足場パイプにより簡易のグ

リーンハウスを設営する。

- ②グローブボックス内の核燃料物質、薬品等を可能な限り回収する。
- ③グローブ作業により可能な範囲で内装機器を分解し、搬出（バッグアウト）する。

(3) グローブボックス内の除染・汚染固定、簡易グリーンハウスの撤去

- ①グローブボックス内の拭取り除染及びスプレー洗浄固定を行う。
- ②除染作業用グリーンハウス内に汚染がないことを確認したのち、撤去する。

(4) グローブボックスの排気系統からの切離し

- ①排気配管等を切り離す。
- ②不要となった外装品（警報類、しゃへい材、照明器具等）を取り外す。

(5) 解体用グリーンハウスの設置

- ①ビニルシート（二重）、足場パイプ、床養生材等によりグリーンハウスを設置する。
- ②グリーンハウス内の作業を監視するため、監視窓、カメラ等を設置する。
- ③プロア、高性能エアフィルタ等を取り付ける。プロアには、停電等に備え非常用発電設備を接続する。
- ④難燃性シート、鉄板等により切断・溶断作業エリアを設ける。
- ⑤エアラインスーツに関連する設備（送気用ホース、流量調節器、非常用設備、通話装置



Fig.4 Removal of Non-Radioactive Equipment



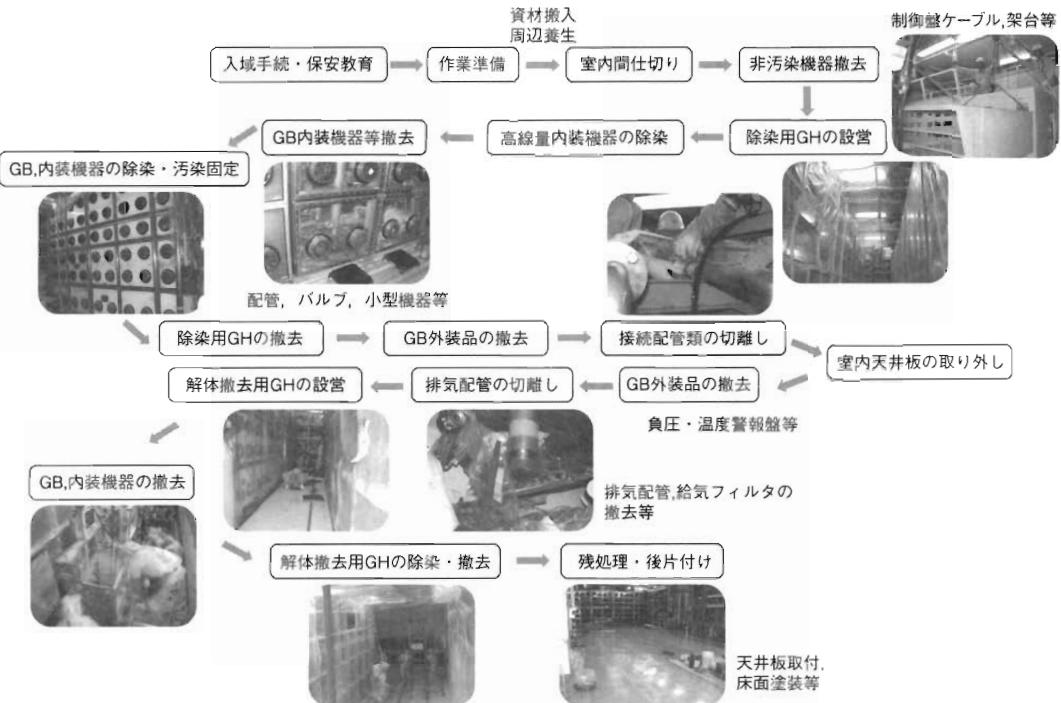


Fig.5 Flow of Glovebox Dismantling Activities



Fig.6 Glovebox Size Reduction Activity by Air-Fed Suit Workers

等)を組み上げる。

(6) グローブボックスの解体

- ①工具（インパクトレンチ、チップソー、ローターバンドソー、ディスクグラインダ、ニブラ、セバーソー等）を準備する。（Fig.7）
- ②パネル及び固定金具を取り外し切断する。

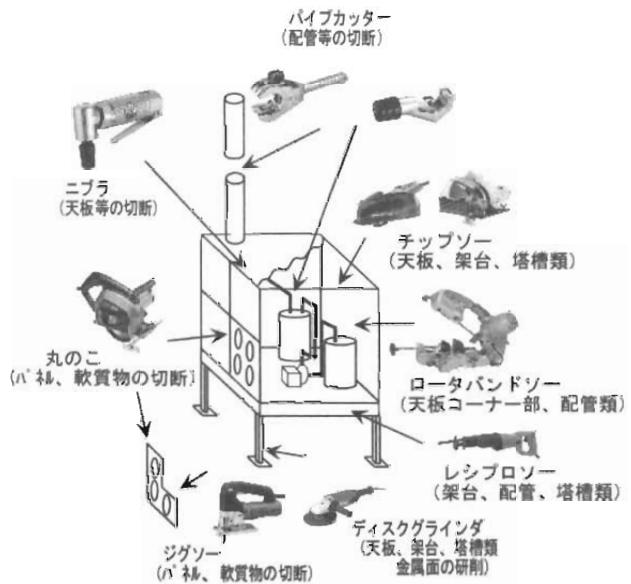


Fig.7 Mechanical Tools for Cutting Glovebox and Equipment Interior

- ③グローブボックスの天井板、側板を切断する。
- ④グローブボックス内のケーブル類、機器、架台を切断する。重量物はチェーンブロック等で吊りながら切断する。
- ⑤グローブボックスの底板を切断する。
- ⑥切断物は、さらに、搬出及び廃棄物容器収納が可能な大きさに細断する。切断面及び突起

部は養生する。

⑦切断物を廃棄物容器に収納する。

(7) 解体用グリーンハウスの除染・撤去

- ①グリーンハウス内の汚染状況を確認し、拭取り除染、スプレーペイント固定を行う。
- ②内側ビニルシートを切断、廃棄する。
- ③外側ビニルシートに汚染がないことを確認後、切断、廃棄し、足場パイプ等を解体する。

(8) 残処理、後片付け

- ①間仕切りの撤去、床面補修、資材搬出等を行う。

4. 残存核燃料物質の保管、払い出し

本施設の廃止措置に当たっては、施設内の残存核燃料物質の搬出が不可欠である。

これらの核燃料物質については、将来、有効利用することを検討しており、燃料製造に使用してきた設備を活用し、搬出するまでの間の施設内での保管のしやすさ、計量管理のしやすさ、搬出時の取扱いやすさなどを考慮した安定な形態に処理している。

しかし、処理対象の核燃料物質は、過去の燃料製造で発生した規格外ペレットを再利用するためには粉末化したものや、そのままの形で保管していたものが大半であり、形態、プルトニウム富化度、ウラン濃縮度等が多種多様である。このため、通常の燃料製造と比較すると、その処理は難しく、運転員には高度の技能と設備運転経験が求められる。

また、処理に用いる設備については経年変化対策が必要であり、機器の補修、部品交換を適宜行っていく。

5. 解体廃棄物の保管、払い出し

本施設で発生する放射性廃棄物は、可燃性、難燃性又は不燃性に区分し、さらに内容物の種類によって細かく分類し、その分類ごとに廃棄物容器に収納している。(Table 1参照) また、これらの廃棄物には、表面線量率、1梱包物当たりの重量、容器全体の重量、内含するプルトニウム量、有害物質の収納方法等に基準を設け、処理、保管等の際に安全に取扱うことができるようしている。

Table 1 Classification of Radioactive Waste

可燃性廃棄物	紙・布類
	木片類
	プラスチック類
難燃性廃棄物	塩化ビニル類
	ゴム類
	金属(ステンレス鋼)
不燃性廃棄物	金属(炭素鋼)
	金属(その他)
	木枠フィルタ
不燃性廃棄物	金属枠フィルタ
	ガラス類
	テフロン類
不燃性廃棄物	焼却灰
	その他

今後、施設内にあるグローブボックス約70基の解体により200Lドラム缶換算で約一万本の放射性廃棄物が発生すると推定している。このうち、可燃性廃棄物及び難燃性廃棄物については、順次払い出し、既存の廃棄物処理施設で焼却減容する⁶⁾。一方、発生量全体の過半数を占める不燃性廃棄物については、解体撤去することによってできた空スペースに順次保管する。これらの廃棄物は、設計等建設準備を進めている廃棄体化処理施設が整備されたのち、払い出す計画である。

解体撤去工事の現場では、廃棄物保管スペースを効果的に運用することを目的に、解体物を細かく切断し一つの容器に可能な限り多く収納せるなど、廃棄物の発生量を低減するための努力を行っている。

6. 解体技術の開発

解体撤去作業の安全性と効率をさらに向上させるため、以下に示す遠隔解体システムと廃棄物直接受取納システムの開発を進めている⁷⁾。

6.1 遠隔解体システムの整備

現在のグローブボックス解体撤去は、エアラインスーツを着用した作業者が直接工具等を用いて実施している。エアラインスーツ作業によるグローブボックス解体撤去は、多くの実績があり作

業手順は確立しているが、以下のような改善すべき課題がある。

[エアライン作業の課題]

- ①視界や身動きが悪い状態で鋭利な切断工具や切断物を取扱うため、潜在的リスクが高い。
- ②多量の発汗を伴い熱中症等の対策を考慮する必要がある⁸⁾。
- ③不慮のトラブルに対し、対応に比較的時間を要する。
- ④作業者の疲労・被ばくを考慮し、作業時間が制限されるため、効率が悪い。
- ⑤エアラインスーツの着脱等に補助者を必要とするため、コスト低減化が図りづらい。
- ⑥汚染コントロールのために使用するオーバースーツ、ウエス等の二次廃棄物が発生する。
- ⑦作業者が直接工具等を使って解体する作業は、作業者の技量や体力・体調に依存する部分が大きい。

2008年より、上記のデメリットを軽減・低減させることを目的に、ロボットアームを主体とした遠隔解体システムの開発を行っている。これまでに、グローブボックス構成部材の細断作業については、比較的容易にエアラインスーツ作業者に代わって遠隔化できる見通しが得られた。

現在、そのためのロボットアーム、切断工具取付治具、作業環境モニタ、操作制御装置を組合せたシステムのコールド試験を行い、操作性等の確認を進めているところであり、数年後のホット試

験の実施を目指している。ロボットアームを用いた試験の状況をFig.8に示す。

6.2 廃棄物直接収納システムの開発

設備の解体撤去で発生する不燃性の解体・切断物（一次廃棄物）は、ビニルシートやガムテープ等で多重に養生したのち、バッグアウトし廃棄物容器に収納している。この養生材（二次廃棄物）の発生量は、一次廃棄物の発生量に対して約20%の割合に達することもある。また、この養生作業はエアラインスーツ作業者により行っており、解体撤去現場で労力と時間を費やす要因の一つとなっている。さらに、処理施設においても、この養生材を取り除き、仕分け等する必要があり、解体撤去現場と処理施設の両方で多くの手間を要することとなる。（Fig.9）

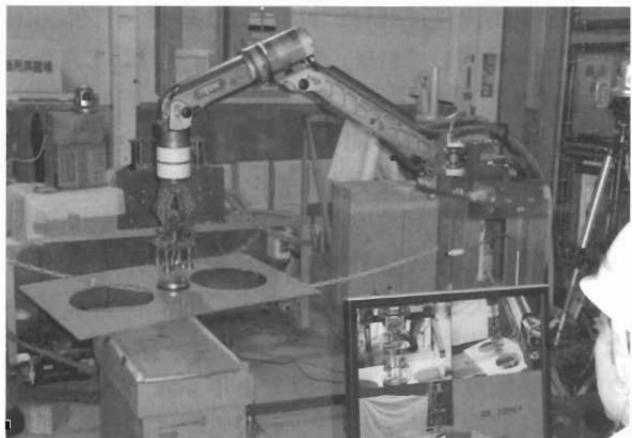


Fig.8 Experiment of Remote Operation for Size Reducing Glovebox Components

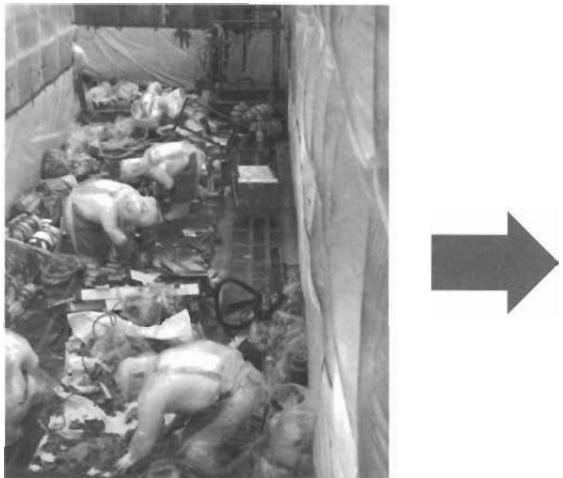


Fig.9 Segregating and Packaging Radioactive Wastes



そこで、二次廃棄物の発生量の低減及び解体廃棄物の処理等の労力を軽減することを目的に、廃棄物を養生無しで直接容器に収納でき、容易に取り出せ、かつ繰り返し使用できるシステム（以下、「廃棄物直接収納システム」という）の開発を進めている。Fig.10に廃棄物直接収納システムの試験装置を示す。

現在、本システムで用いるための二重蓋構造の容器を試作しコールド試験を行っている。本容器は、廃棄物収納・取出時の汚染の漏えいを防ぐため、Fig.11に示すように容器側の蓋と収納作業のためグローブを取り付けた容器取扱い設備側の蓋



Fig.10 Direct in Drum System for Radioactive Waste

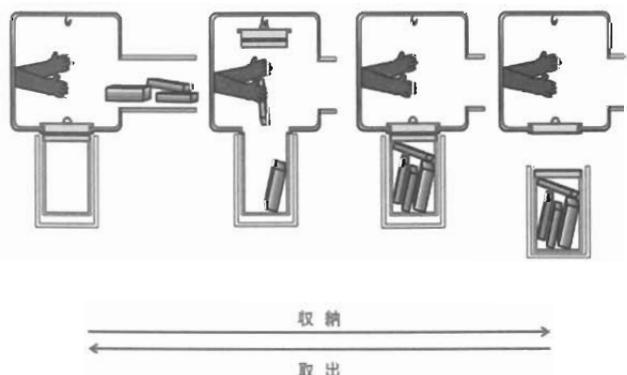


Fig.11 Schematics of Put in and Remove Out of Radioactive Waste Using Double Cover Type Drum System

をガスケットを介して接続することにより、それぞれの外面を汚染させない構造としている。今後、廃棄物収納容器（外容器：200Lドラム缶、内容器：二重蓋構造容器等）と容器取扱い設備を完成させ、数年後にホット試験を行う予定である。

7. 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本施設が国内で初めてとなることから、他のプルトニウム取扱施設の設備解体、廃止措置に反映できるよう安全を前提に、合理的・効率的な作業計画を作成し廃止措置を進めていく。

参考文献

- 1) 大島博文、安部智之、日本のM O X燃料の実績と今後の展望、日本原子力学会誌、45、412–417 (2003).
- 2) 飯島隆、片野好章、久芳明慈他、プルトニウム利用技術の確立及び実証、サイクル機構技報、20別冊、27–62、(2003).
- 3) 日本原子力研究開発機構、“独立行政法人日本原子力研究開発機構の中期目標を達成するための計画（中期計画）”、平成22年3月31日
http://www.jaea.go.jp/01/1_6.shtml
- 4) 原子力規制関係法令研究会編、原子力規制関係法令集、大成出版社、83、(2009)
- 5) 照沼章弘、内藤明、根本浩一他、原子力科学研究所における5施設の廃止措置、JAEA-Review 2010–038、日本原子力研究開発機構、(2010).
- 6) 福井雅裕、柴田祐一、田村哲郎他、プルトニウム廃棄物処理開発施設の概要と減容・安定化処理の運転実績、デコミッショニング技報、第29号、(2004).
- 7) 高橋邦明、立花光夫、川原豊実他、平成22年度バックエンド関連業務報告会資料集、JAEA-Review 2010–048、日本原子力研究開発機構、(2010).
- 8) 木内伸幸、セル内除染作業における作業負担調査 腎外水分喪失量（発汗量）の測定、保健物理25、82–84、(1990).

東海発電所の廃止措置の計画と現状

苅込 敏*、山内豊明*

The Tokai NPP Decommissioning Plan and Present Status

Satoshi KARIGOME*, Toyoaki YAMAUCHI*

我が国の最初の商業用原子力発電所の東海発電所は1998年3月に運転を停止し、2001年12月から廃止措置を開始している。日本原子力発電（株）は原子力発電の廃止措置においてもパイオニアとして廃止措置に係る諸制度を整備しながらこのプロジェクトを進めている。本報告では、東海発電所の廃止措置プロジェクトの計画と現状について紹介する。

The Japanese first Commercial Nuclear Power Reactor, The Tokai NPP was terminated operation at March 1998 and started decommissioning work at December 2001. The Japan Power Company is going forward this project as a Pioneer with development of institution for decommission. This Report describes The Tokai NPP Decommissioning Plan and Present Status.

1. はじめに

1966年7月に営業運転を開始した東海発電所（黒鉛減速・炭酸ガス冷却型 電気出力16.6万kWe）は、日本で最初の商業用原子力発電所として英国より導入され、その建設、運転を通して得られた技術と経験は、我が国の原子力発電技術の基礎を築き、多くの原子力関係技術者を育成してきた。

東海発電所は、我が国唯一の黒鉛減速・炭酸ガス冷却炉であるため経済性が悪化したこと及び技術者育成の使命を果たしたこと等の理由により、1998年3月末、約32年の営業運転を終了した。プラント停止後約3年をかけて全ての燃料を英国の再処理施設に搬出し、2001年12月から廃止措置に着手している。

以来、東海発電所は、日本で初めての商業用原子力発電所の廃止の取り組みという新たな使命を

担って、廃止措置の安全規制、廃棄物処理処分及び費用等の制度整備を平行して進めながら、安全かつ合理的な廃止措置を実証するプロジェクトを推進し、合理的な撤去工事や撤去物の処理処分及び再利用を実現することで、将来の軽水炉廃止措置に役立てることを目指している。

2. 東海発電所の廃止措置計画の概要

2.1 全体計画

役目を終えた原子力施設はそれぞれの状況に応じて、比較的短期間に解体撤去するケースや長期間保管するケースなど、様々な考え方がある。我が国では、東海発電所の運転を停止した当時、「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」（原子力委員会、2000年11月）に、原子力施設の廃止措置の基本方針として「原子力施設の廃止措置は、

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

その設置者の責任において、安全確保を大前提に、地域社会の理解と支援を得つつ進めることが重要である。また、商業用発電炉の跡地は原子力発電所用地として、地域社会の理解を得つつ引き続き有効に利用されることが期待される。」とされていた。なお、現在の「原子力政策大綱」(原子力委員会、2005年10月)においても同様に、「原子力施設の廃止措置は、安全確保を大前提に、その設置者の責任において、安全確保を大前提に、改正された原子炉等規制法に基づいて、国の安全規制の下で、地域社会の理解と協力を得つつ進めることが重要である。」とされている。また、総合エネルギー調査会・原子力部会報告(旧通商産業省の諮問委員会、1985年6月)では、商業用原子力発電所の廃止措置の標準的な工程を定めており、原子炉施設の停止・燃料取出後、系統除染、安全貯蔵(5~10年程度)、解体撤去の3工程に分割すること、また、放射性廃棄物の処分を完了し、跡地を発電所用地として利用できる状態に復することを基本としている。なおここで、安全貯蔵とは残存する放射能レベルが高い原子炉領域を対象に、Co-60等の比較的半減期が短い核種の減衰を待つ期間である。

これら国の基本方針を踏まえて、東海発電所の廃止措置の計画は、最終的に原子炉、附属設備及び建屋(汚染のない地下部を除く)を全て解体撤去し、更地の状態に復することを基本とし、原子炉領域は、安全貯蔵後、解体撤去し、原子炉領域以外の附属設備等は、安全貯蔵開始時点から順次解体撤去することとしている。また、廃止措置プロジェクトは、長期に亘る計画になるため、便宜上工程を大まかに3分割して段階的に進めていくこととした。(Fig.1) 同プロジェクトを進めるごとに併せて、廃止措置に係る安全規制制度、放射

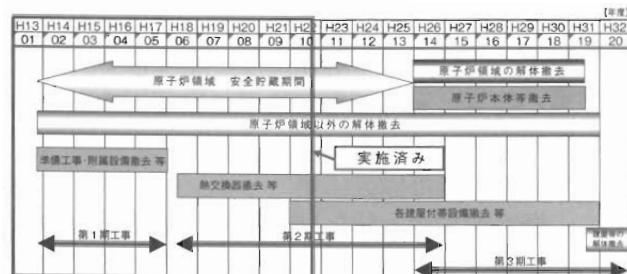


Fig.1 Tokai-1 Project Schedule

性廃棄物処分制度、クリアランス制度、解体引当金制度を整備、実証していくこととした。

東海発電所の第1期工事では、まず、安全貯蔵の対象となる原子炉本体を隔離するために、接続されている系統の弁等を閉止した。その後、比較的小規模の解体工事として周辺機器の撤去や、電源設備変更等の廃止措置の準備工事を行った。

第2期工事は、比較的中規模で、かつ残存する放射能もそれほど高くない(一時的であれば人が近接できる程度)設備の解体撤去を行う計画である。現在、熱交換器の撤去等を実施している。

第3期工事は、それまでに得られた技術・経験を活かして大規模かつ放射能が高い領域の解体工事を実施する計画である。具体的には、原子炉領域及び各建屋等、施設を全て解体撤去し更地の状態にし、全ての放射性固体廃棄物を対象施設から撤去し、廃止措置を終了する予定である。(Fig.2)

原子炉領域の撤去では、放射能レベルが高く人の近接が不可能なため、遠隔解体装置を使用する計画であり、この遠隔解体技術のノウハウ取得を目的に、現在、行っている熱交換器の解体撤去にも遠隔切断装置を適用している。

3. 東海発電所の廃止措置の現状

東海発電所は第1期工事の諸工事を2001~2004年にかけてほぼ計画通りに完了し、現在は第2期工事を実施中である。また、第3期工事の実施に向けた技術検討を平行して進めている。

3.1 第1期工事の実績

第1期工事では、廃止措置段階においても維持管理が必要なユーティリティ(電源、ケーブル、冷却系モニタ等)を適正な規模かつ工事に支障がないよう変更した上で、周辺部の撤去工事に着手した。維持管理設備について、工事全体を通して計画することが廃止措置を円滑に進めるために不可欠である。

第1期工事の主な実績は以下のとおりである。

➢ 使用済燃料冷却池洗浄・排水：

使用済燃料冷却池内の燃料収納ラック等水槽機器の洗浄、撤去後、冷却池の壁面及び床面を洗浄した。

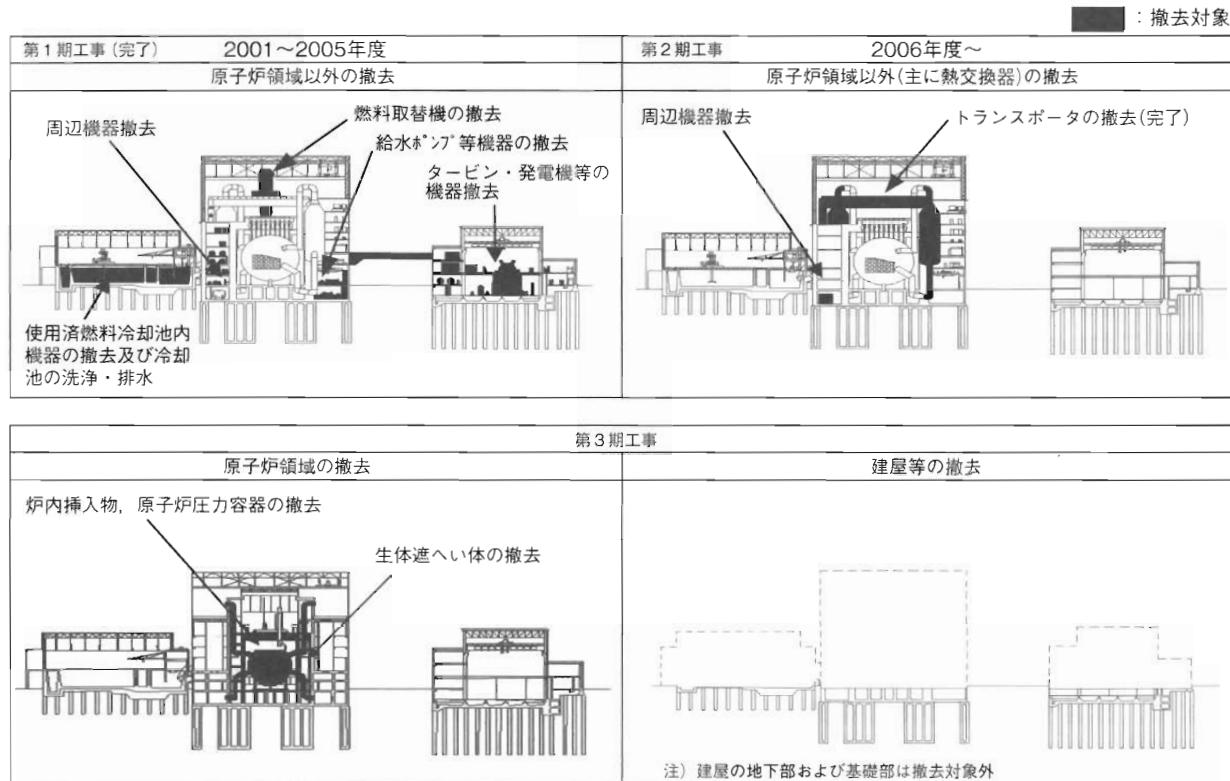


Fig.2 Work area and Equip in Each Phase

▶ 補機冷却水設備等改造工事：

廃止措置段階では冷却対象機器が減少するため、補機冷却水は小容量の代替設備を設置した。また、補給水系配管が、廃止措置工事に支障を及ぼさないよう敷設ルートを変更した。原子炉建屋の消火設備は消火水源を変更するため、配管敷設ルートを変更し、屋内消火栓設備の代わりに動力消防ポンプ設備を配備した。

▶ 電源設備変更工事

安全かつ合理的に工事を実施するため、廃止措置工事に見合った電源供給設備への改造、並びに廃止措置期間中に維持する設備及び各エリアの電源盤への電源ケーブル等が解体工事の支障とならないように、ケーブル敷設ルートの変更を実施した。

▶ タービン建屋領域機器撤去工事

資材／機器置場等に活用するため、先行してタービン建屋内のタービン発電機、復水器、配管等の建屋内一般機器、給水処理室内機器、屋外の閑閉所及び取水系機器を撤去した。

▶ 原子炉サービス建屋領域機器撤去工事

第2期工事で実施する燃料取替機器等解体工事での撤去物搬出ルート確保等のため、非常用ディーゼル発電機、給水ポンプ等の原子炉サービス建屋内機器を撤去した。

▶ 燃料取替機等撤去工事

原子炉領域解体撤去に向けた準備の一環として、運転床領域の燃料取替機本体を撤去した。

3.2 第2期工事の実績及び予定

第2期工事は、熱交換器の解体撤去を中心に計画している。東海発電所の熱交換器は4基あり、本体1基あたりの重量が約750ton（内部構造物含む）、高さ約25m、直径約6mと熱交換器としては最大級で、これまでの解体工事の中で最も大規模な工事となる。海外でも炭酸ガス冷却炉の熱交換器の解体実績は殆どない。

▶ 燃料取替機等撤去工事

燃料取替機本体と同様、原子炉領域解体撤去に向けた準備の一環として、燃料取替機の台車にあたるトランスポータを撤去した。

▶熱交換器周辺機器の撤去工事

熱交換器本体の撤去に先立ち、周辺機器（保温材、ガス循環器、蒸気ドラム等）を撤去し、熱交換器本体工事に必要なスペースを確保した。

▶ガスダクト撤去工事

熱交換器と原子炉を繋いでいるホット及びコールドガスダクトを撤去した。ホットガスダクトは屋外配管のため、仮設建屋で囲い放射線管理区域を設定の上撤去した。

▶熱交換器本体の撤去工事 (Fig.3,4,5)

熱交換器本体の解体工法としては、本体を大型ジャッキで吊り、下部から順次撤去する遠隔切断によるジャッキダウン工法を採用する。本工法採用により、高所作業や熱交換器内での作業を避けることができるとともに切断位置が常に一定の位置となることから、汚染拡大防止を図るべきエリアが限定できる。また、遠隔解体技術修得の観点から遠隔解体装置の開発を行い、同装置を用いて解体作業



〔高出力ガストーチ〕



〔衝突防止機能〕



〔操作手順の改善〕

Fig.4 Development of Remote Dismantling System

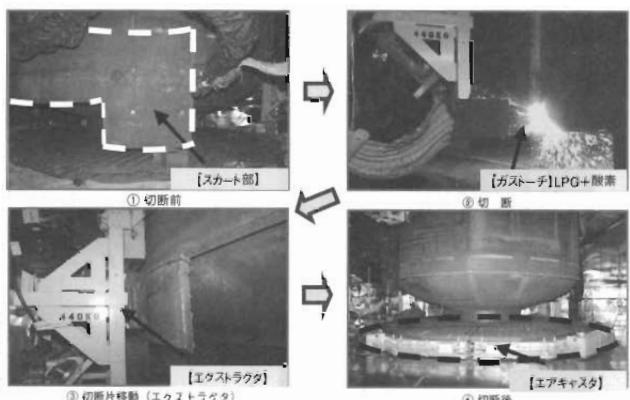


Fig.5 SRU Removal Status (Bottom Part)

を進めている。

2011年3月現在、熱交換器本体撤去工事に係る諸装置の設置等準備を整え、1体目の熱交換器を遠隔解体装置で切断を実施しているところである。

3.3 第3期工事に向けた検討

第3期工事は、最も放射能レベルの高い原子炉領域の解体撤去が中心になる。東海発電所の原子炉容器は軽水炉の原子炉容器のように上蓋が開放できる構造ではないため、直接炉内を目視できず遠隔解体技術が一層重要となる。現在、原子炉領域の解体手順の検討及び炉心内の構造物の放射能分析調査を進めている。そのため、昨年炉心内の構造物をTVカメラで観察するとともに、サンプル試料を採取した。このように、現場の状況を確認しながら第3期工事の計画の具体化検討を進めている。(Fig.6)

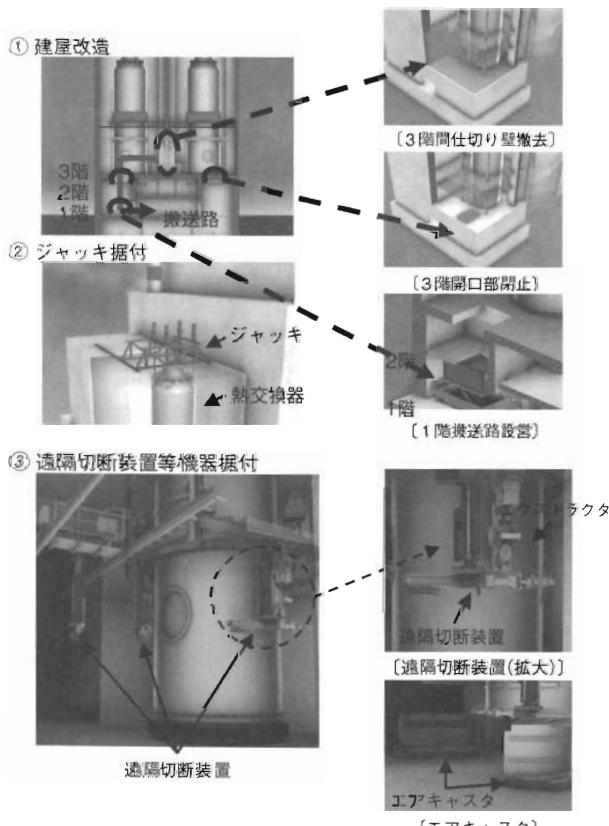


Fig.3 Preparatory Works of SRU Dismantling

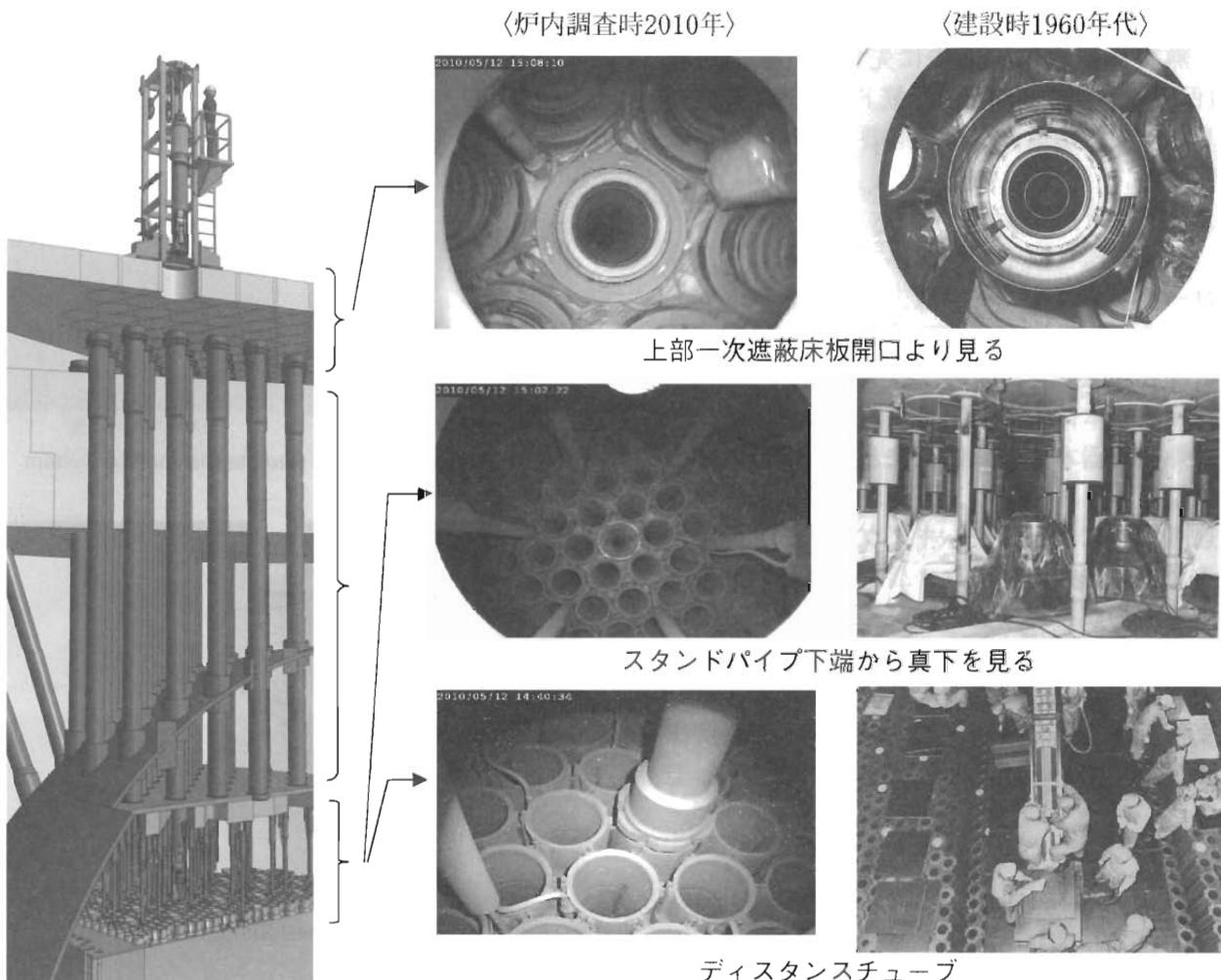


Fig.6 Photos of Inter Core Area (Upper Part)

4. 解体撤去物等の処理処分

原子力発電所の廃止措置で発生する撤去物は放射性廃棄物及び放射性廃棄物として扱う必要のない物に大分される。東海発電所の場合、解体物総量は約20万トン、そのうち放射性廃棄物は約10%、残りは放射性廃棄物として扱う必要のない物である。原子力発電所の廃止措置で発生する放射性廃棄物は全て低レベル放射性廃棄物に分類されるが、それらは処分概念に応じて放射能レベルの比較的高いもの、比較的低いもの、極めて低いものに区分する。廃止措置の現場では、工事で撤去した後速やかにそれぞれの放射能濃度に応じて区分した上で適切に処理することが重要である。（Fig.7）

4.1 L1/L2 対象廃棄物

低レベル放射性廃棄物のうち使用済制御棒や黒鉛ブロックなど比較的放射能濃度が高いものをL1廃棄物と呼び、地上又は地表から50m以深の地下に設置されたバリア機能を有する余裕深度処分施設に埋設処分する計画である。余裕深度処分施設での埋設処分先はまだ決定されておらず、埋設施設の設計及び調査検討を進めている段階である。

低レベル放射性廃棄物として取り扱うもののうち、比較的放射能濃度が低いものをL2廃棄物と呼び、地上又は地表から50m未満の地下に設置されたピット等のバリア機能を有するピット処分施設に埋設処分する計画である。ピット処分施設については、原子炉運転中の均質均一固化体及び充てん固化体を対象に青森県六ヶ所埋蔵センターで埋設処分を行っている。ただし、解体等で発生し

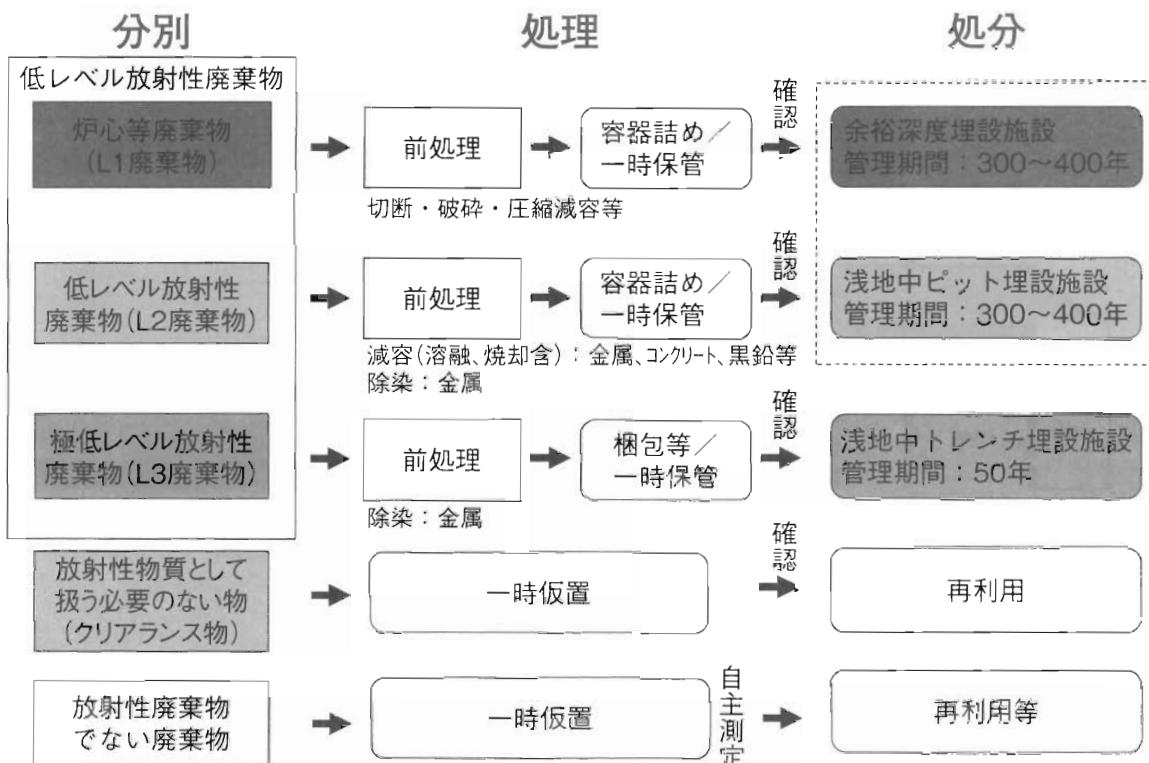


Fig.7 Disposal Management Flow of Dismantling Material

た放射化廃棄物を対象とした埋設処分先はまだ決定されておらず、埋設処分施設の設計検討をしている段階である。

解体工事等で発生したこれらL1/L2対象物については、発電所側で必要に応じて遮へい機能を持つ処分容器に収納して、廃棄体を製作した上で埋設処分施設に搬出する計画である。

4.2 L3対象廃棄物

低レベル放射性廃棄物のうち、極めて放射能濃度が低いものをL3廃棄物と呼び、地上又は地表から50m未満の地下で人工構築物のないトレンチ処分施設に埋設処分する計画である。トレンチ処分施設については、独立行政法人日本原子力研究開発機構の研究炉JPDRで解体したコンクリート廃棄物を埋設処分した実績がある。東海発電所のL3廃棄物については、敷地内での埋設の可能性について検討している段階である。解体工事等で発生したL3対象物については、撤去後コンテナに詰めるなどの放射性物質の飛散防止策を施した上で埋設する計画である。(Fig.8)

4.3 クリアランス対象物

自然界の放射線の1/100以下のレベルで、人の健康に対する放射線影響が無視できる線量以下のレベルのものを放射性物質として扱わない行為をクリアランスという。海外において、特に欧州各国ではこのクリアランス制度を活用したりサイクルが積極的に進められている。我が国においても、資源の有効活用の観点から、クリアランス制度が2005年に法令改正して導入され、東海発電所は初めてその適用を受けて解体で発生した撤去物のリサイクルを行っている。なお、原子力発電所で使用した部材は高品質なものが多いことから、付加価値の高いリサイクル活動になる。

一方、クリアランスの制度については、法令改正等の制度整備の際、当面の間、原子力関係機関や電力関係機関等で自ら再利用に限定することで、社会にクリアランス制度の理解を得ることとしている。そのため、東海発電所のクリアランス金属対象物を鋳物製品として遮蔽体を製造し、J-PARC(大強度陽子加速器施設、高エネルギー加速器研究機構)で再利用すると共に、ベンチ、テーブルの脚及びブロックなどに加工して、電力各社

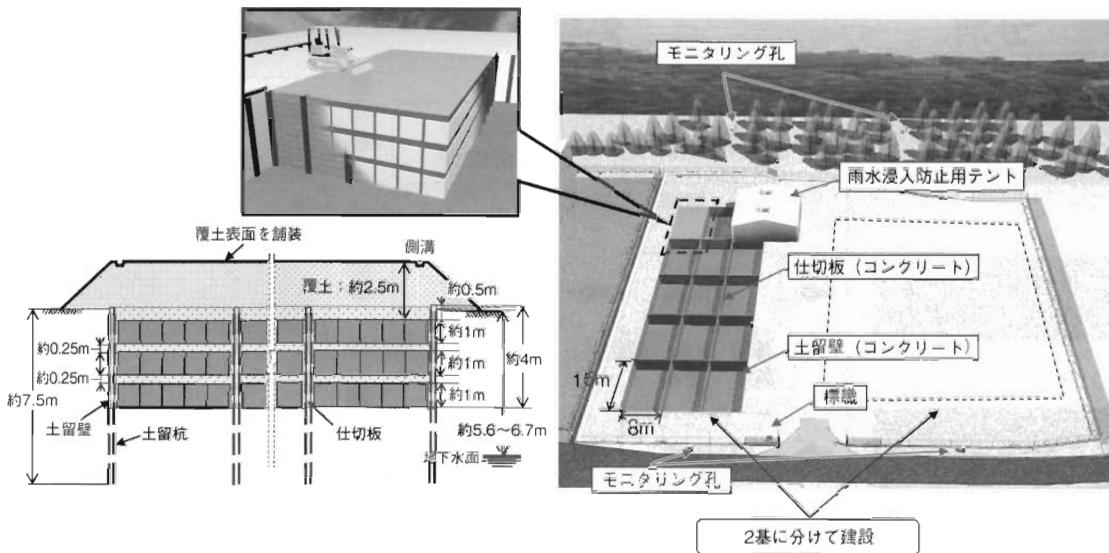


Fig.8 Concept of L3 Waste burial Disposal Facility

や一部行政機関の施設に展示して、理解活動を進めている。(Fig.9)

4.4 放射性廃棄物でない廃棄物

原子力発電所の殆どのは、まったく放射性物質による汚染にさらされていない物である。これらの物は、放射性廃棄物でない廃棄物（NR）という。NRであることの判断は、その放射能レベルを測定して区分する基準がある訳ではなく、放射性物質との接触等による汚染の履歴で判断して、一般のビルや工場の撤去物と同様に取扱い再利用をすることとなる。この制度は2008年5月に国から示されたNRの判断方法等に関するガイドラインで整備された。東海発電所では、同制度を初めて適用するに当たって、保安規定及びその下

部規定（所内則）を改正して、NR判断方法を定めた。その後、NR判断を行って、2008年9月に同制度初めての構外搬出を行った。なお、NR搬出前に念のための測定を行うこととしている。

5.まとめ

東海発電所は2001年12月に廃止措置を開始し、現在まで約9年経つ。これまで東海発電所では放射能レベルが比較的低い領域の解体撤去を進めてきた。現在は、放射能レベルがそれほど高くないものの、大型機器である熱交換器の解体を進めている。

その間、東海発電所の廃止措置を契機に廃止措置の安全規制、放射能レベル毎の低レベル放射性廃棄物の処分制度、クリアランス制度、NR制度及び解体引当金制度の改定など諸制度整備も並行して進められた。現在も廃止措置の終了要件となる終了確認の基準について、国の委員会で検討が進められているところである。

今後の解体撤去対象は放射能レベルがより高くなるとともに、大型の解体廃棄物を取り扱うことになる。廃止措置技術については、新たなブレーカスルーが必要なものではなく、既存の技術を組み合わせて合理的に進めていく段階である。従って、今後の廃止措置にあたっては、地域の理解を得つつ、安全第一に、かつ合理的に進めていく必



Fig.9 Tokai-1 Clearance Material Recycle

要がある。また、我が国の原子力発電のパイオニアである東海発電所の廃止措置で得られた技術ノウハウについては、今後の軽水炉の廃止措置に活用していくことが重要であると考えている。

参考文献

1) 佐藤忠道、“日本初商業用原子力発電所の廃

止措置”、日本原子力学会誌 Vol. 48, No. 8 (2006 年 8 月)

2) 日本原子力発電株式会社、“日本原子力発電五十年史”、(2008年10月)

3) 莢込敏、“着々進む東海発電所の廃止措置” 原子力eye 8月号、(2010年 8 月)

六ヶ所ウラン濃縮工場におけるクリアランス計画の概要

小島琢夫*、佐々木等**、生野秀蔵**、野澤健児**

The Outline of Clearance Plan for Rokkasho Uranium Enrichment Plant

Takuo KOJIMA*, Hitoshi SASAKI**, Shuuzou SHOUNO**, Kenji NOZAWA**

六ヶ所ウラン濃縮工場は、1992年に金属胴遠心機で運転を開始して以降、順次増設を行い、濃縮ウランの生産を行ってきた。金属胴遠心機は経年的に徐々に停止しており、現在、新型遠心機への更新工事を進めているところである。一般的に、濃縮事業は遠心機を一定期間運転した後、更新しつつ操業を継続する事業であり、操業期間を通して大量の使用済遠心機（金属廃棄物）が発生する。

更新により撤去した遠心機は、ウラン濃縮工場で発生する廃棄物の大半を占めており、処理処分の計画を策定している段階であるが、基本的には金属材料表面に付着している放射性物質を除去（除染）することで、放射性廃棄物として扱う必要がないレベルまで放射能量を低減し、クリアランス制度を活用して、再利用することとしている。

現在、国による制度化検討を考慮して、使用済遠心機のクリアランスに向けた調査・検討を進めている。

Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL) started operation of uranium enrichment by metal cylinder centrifuge at Rokkasho Uranium Enrichment Plant in 1992. Since operation start, JNFL has extended the plant capacity sequentially, but metal cylinder centrifuges ceased operation gradually with time. Replacement to advanced centrifuge is under construction now. Generally, Uranium Enrichment Plant continues operation by replacing centrifuges after a certain period of operation. So, many used centrifuges (metal waste) are generated through the operation period.

JNFL is now considering the disposal plan. We can reduce the radioactivity level that is not necessary to treat as the radioactive waste by decontaminating the radioactive material sticking to the surface of metal materials of used centrifuge. And JNFL plants to recycle (reuse) metal material by making much of the clearance system.

* : 日本原燃株式会社 濃縮事業部 濃縮計画部
(ENRICHMENT PLANNING DEPT., ENRICHMENT DIV., JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

** : 日本原燃株式会社 濃縮事業部 濃縮計画部 環境グループ
(ENVIRONMENTAL GROUP, ENRICHMENT PLANNING DEPT., ENRICHMENT DIV., JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

1. 六ヶ所ウラン濃縮工場の概要

六ヶ所ウラン濃縮工場は、1992年3月に青森県上北郡六ヶ所村において金属胴遠心機で操業運転を開始し、以降1998年まで順次増設を行い、1050tSWU/y規模で濃縮ウランの生産運転を行ってきた。

1.1 六ヶ所ウラン濃縮工場のあゆみ

六ヶ所ウラン濃縮工場は、わが国で唯一の商業ウラン濃縮プラントとして、金属胴遠心機で1992年に150tSWU/y規模で生産運転を開始した。以

降、順次プラントを増設し、1998年には1050tSWU/yまで拡大した。

しかし、経年的な回転胴へのウラン化合物の付着・剥離に伴う回転胴のアンバランスの発生により、遠心機が徐々に停止した。遠心機の停止により、必要な濃縮度の濃縮ウランの生産が見込めないことから、金属胴遠心機プラントは段階的に計画停止しており、2011年度からの新型遠心機による生産運転に向けて、一部金属胴遠心機の撤去等を行っている。

六ヶ所ウラン濃縮工場の概要をFig.1～3に示す。

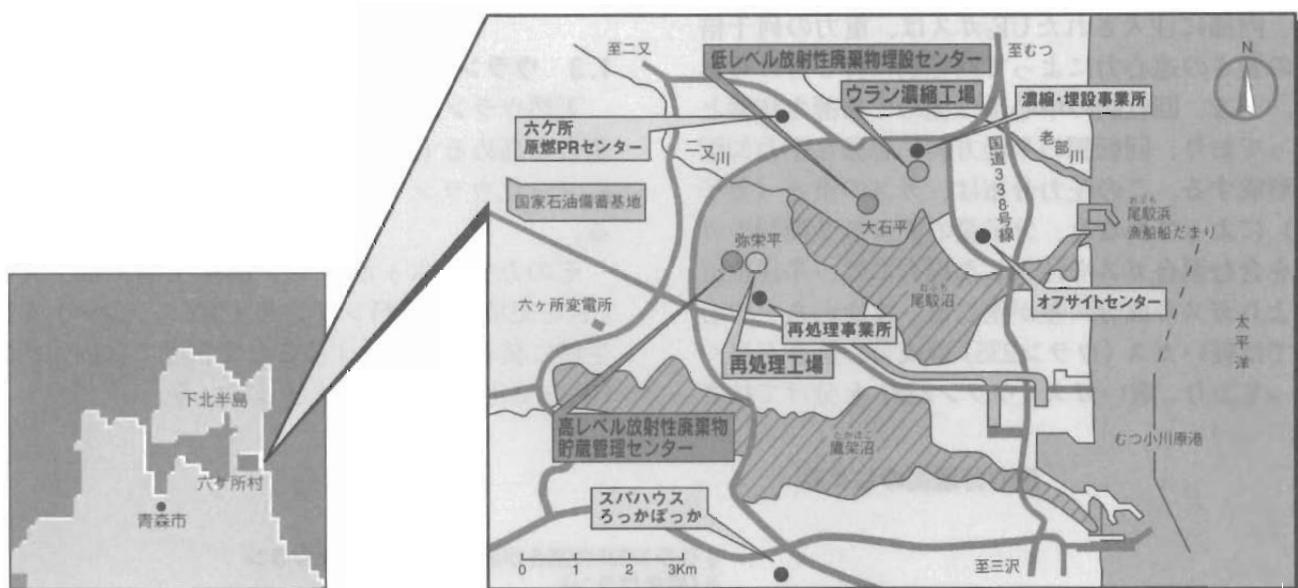


Fig.1 Position of Rokkasho Uranium Enrichment Plant



Fig.2 Main Equipment Arrangement

運転単位	プラント規模	使用遠心機	運転開始	運転停止
R E - 1 A	150tSWU/y	金属胴遠心機	1992年3月	2000年4月
R E - 1 B	150tSWU/y		1992年12月	2002年12月
R E - 1 C	150tSWU/y		1994年9月	2003年6月
R E - 1 D	150tSWU/y		1993年5月	2005年11月
R E - 2 A	150tSWU/y		1997年10月	2006年11月
R E - 2 B	150tSWU/y		1998年4月	2010年12月
R E - 2 C	150tSWU/y		1998年10月	2008年2月

Fig.3 Outline of the Main Equipment

1.2 遠心機の原理

遠心機の内部では回転胴が超高速で回転しており、内部に注入されたUF₆ガスは、重力の何千倍もの強さの遠心力によって回転胴に押し付けられる。一方、回転胴の中心部は極めて希薄な状態となっており、回転胴の半径方向に急激な圧力勾配を形成する。この圧力分布は、ガスの重さ（分子量）によって異なり、分子量の異なる2種類のガスを含む混合ガスを注入した場合には、半径位置によりガスの成分に差が生じる。すなわち、中心部では軽いガス（ウラン235）の成分の割合が高くなっている、重いガス（ウラン238）と分けて抜き

出すことにより、濃縮ウランが得られる。遠心機によるウラン濃縮の仕組みをFig.4に示す。

1.3 ウラン濃縮の工程

天然ウランの中の燃えるウラン（ウラン235）の割合を高める（濃縮ウランを生産する）ためには、六フッ化ウラン（UF₆）をガス状にする必要がある。

そのため、六ヶ所ウラン濃縮工場では、天然UF₆を充填した原料シリンドラ（48Yシリンドラ）を発生槽に装着し、加熱することで常温では固体状のUF₆を気化させ、ガス状としている。

遠心分離機のしくみ

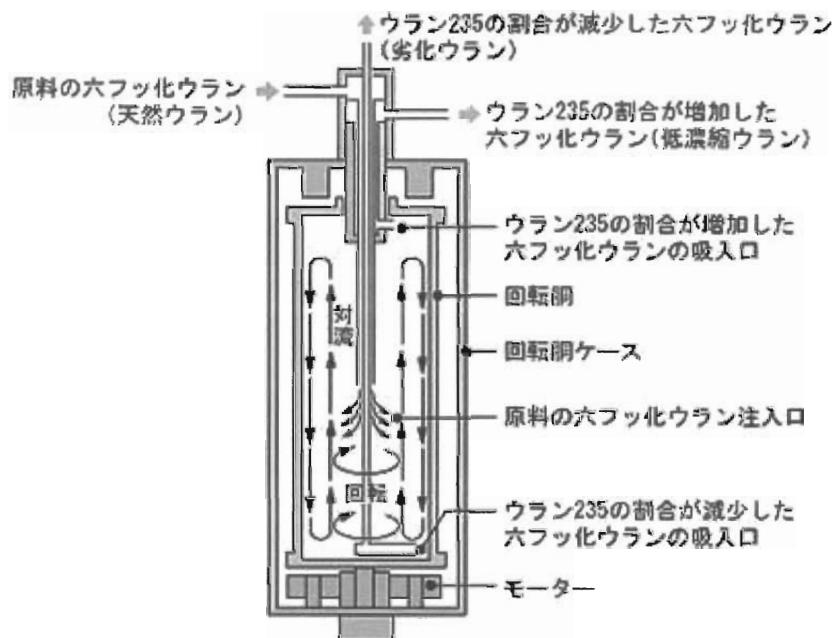


Fig.4 Conceptual drawing of Centrifuge Operation

ガス化したUF₆ガスは遠心機を並列多段に接続したカスケードに供給され、UF₆ガスの重さ(分子量)を利用し、燃えるウラン(ウラン235)の割合が多くなった製品UF₆と、燃えないウラン(ウラン238)の割合が多くなった廃品UF₆に分けて、それぞれ回収している。

カスケードは遠心機を複数台接続しており、濃縮ウランを生産する最小の単位である。六ヶ所ウラン濃縮工場では、カスケードを複数まとめた150tSWU/yの単位で運転制御しており、運転単位と呼んでいる。

製品ウランは、冷媒により冷却したコールドトラップで凝縮捕集した後、製品回収槽に装着した中間製品容器に移送している。その後、中間製品容器を均質槽に装着し、加熱・液化することで、中間製品容器内の濃縮度の均一化を行っている。製品ウランは濃縮度等を確認した後、均質槽に装着した中間製品容器から製品シリンダ槽に装着した製品シリンダ(30Bシリンダ)に移送・充填する。その後、製品ウランを充填した30Bシリンダは燃料加工メーカに輸送している。

製品を扱うシリンダについては、濃縮度の混合がないように内部の洗浄を行っており、洗浄作業で発生した廃液については、管理廃水処理設備において放出基準まで処理を行った後、放出している。その処理において、スラッジ等の二次廃棄物が発生している。

廃品ウランはコールドトラップで捕集した後に冷却した廃品シリンダ(48Yシリンダ)に回収したり、コンプレッサにより昇圧して冷却した廃品シリンダに直接回収している。

なお、コールドトラップで捕集できない微量なUF₆については、UF₆を吸着する性質を有するケミカルトラップ(NaF)等により回収している。

ウラン濃縮工程図をFig.5に示す。

2. 六ヶ所ウラン濃縮工場における廃棄物

2.1 操業期間中に発生する廃棄物

六ヶ所ウラン濃縮工場では、濃縮ウランの生産過程において廃棄物は発生しないが、操業に伴うシリンダの交換作業、機器の保守点検に付随する消耗品類、使用済部品類などが廃棄物となる。また、ウラン吸着材として使用するケミカルトラップ(NaF)やシリンダの洗浄水なども廃棄物となる。

さらに、濃縮事業の特徴として一定期間使用した遠心機は更新して操業を続けるものであるため、操業期間を通して大量の使用済遠心機が廃棄物となる。

(1) 雜固体廃棄物

シリンダ交換作業や機器の保守点検に伴い操業期間中に発生する放射性廃棄物であり、後工程の処理を想定して種類ごとに分類して200ℓドラム缶等に封入し、適切に保管廃棄している。

<可燃物>

シリンダの交換作業等の設備機器の保守点検時に発生するウエス、ゴム手袋等であり、今後、焼却処理などにより減容を行うことを検討している。

<金属類>

保守点検時に発生する交換した機器の部品等であり、今後、圧縮処理などにより減容を行うことを検討している。

<使用済NaF>

UF₆吸着剤として使用しているケミカルトラップ(NaF)の交換により発生するNaFであり、今後、安定化処理などを行うことを検討している。

<スラッジ>

シリンダ洗浄廃液等を放出できるように管理

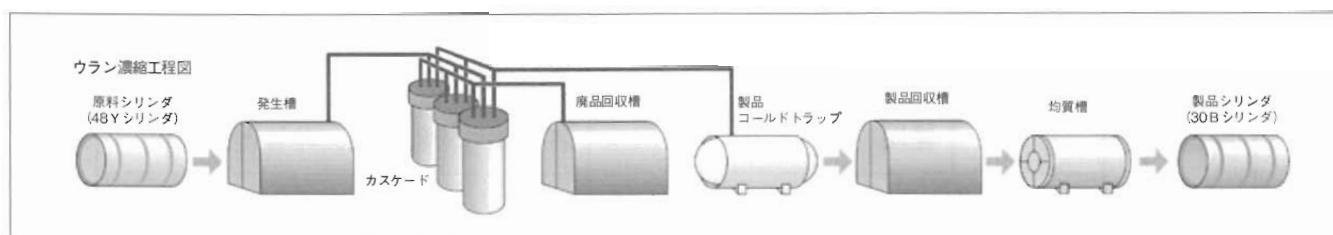


Fig.5 Uranium Enrichment Process

廃水処理設備により処理した際に発生する汚泥であり、乾燥処理などを行うことを検討している。

(2) 解体設備

<遠心機>

定期的な更新に伴い発生する使用済遠心機であり、金属胴遠心機7運転単位分、新型遠心機20運転単位分(10運転単位×2回の更新を想定)の遠心機から金属廃棄物などが発生する。

<周辺設備>

更新に伴い発生する発生・回収設備、コールドトラップ等のUF₆処理設備の槽類であり、金属廃棄物などが発生する。

2.2 廃止措置で発生する廃棄物

操業運転終了後の廃止措置においては、廃棄物処理のために設置した設備・建物の解体に伴う金属廃棄物、コンクリート破片などが発生する。また、これら解体作業に伴い発生するゴム手袋などの二次廃棄物が発生する。

(1) 解体設備（廃棄物処理設備）

<付着ウラン回収設備>

長期間運転した遠心機にはウラン化合物が付着している。そこで、使用済遠心機は撤去を行う前に付着しているウランを回収しており、IF₇

ガスの発生、UF₆及びIF₅を回収する設備がある。

<焼却設備>

操業期間中に発生する廃棄物のうち可燃物については、焼却処理などにより減容を行うことを検討しており、焼却炉、排気設備などを設置する予定である。

<遠心機処理設備>

使用済遠心機は、資源の有効活用としてクリアランスを行うことを検討しており、遠心機処理設備として除染設備、放射能測定装置などを設置する予定である。

(2) 解体設備（建屋）

<建屋>

建屋を解体した場合、壁や床の表面はつりによりコンクリート破片が発生する。

(3) 雜固体廃棄物

<可燃物等>

設備や建物の解体作業に伴いゴム手袋の可燃物などが廃止措置の二次廃棄物として発生する。

六ヶ所ウラン濃縮工場で発生する廃棄物の種類をTable 1に、廃棄物の処理処分フロー（案）をTable 2に、金属胴遠心機の外観をFig.6に示す。

Table 1 A Kind of Waste Matter

発生時期	種類		内 容
操業期間	雑固体廃棄物 (廃棄物処理に伴う二次廃棄物を含む)		可燃物、金属類、NaF、スラッジ等
	解体設備		遠心機、周辺設備等
廃止措置	解体設備	廃棄物処理設備	付着ウラン回収設備、焼却設備、遠心機処理設備等
		建屋	各建屋（管理区域、非管理区域）
	雑固体廃棄物 (廃止措置に伴う二次廃棄物を含む)		可燃物等

Table 2 Treatment of Waste Matter

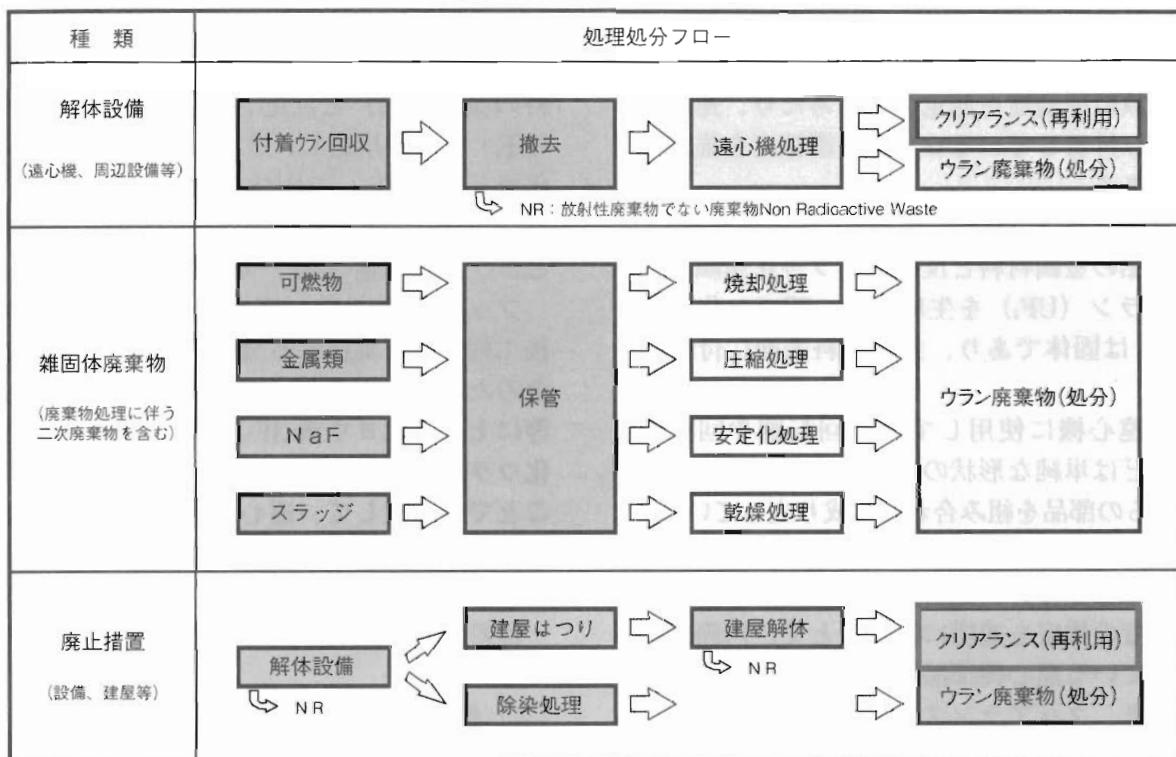


Fig.6 Metal Cylinder Centrifuge

六ヶ所ウラン濃縮工場では、上記のような廃棄物が発生する。

六ヶ所ウラン濃縮工場特有の遠心機を交換・更新しながら操業を継続するという事業の特長から、廃棄物として使用済遠心機が最も大量に発生する。

したがって、次項以降は使用済遠心機の処理及びクリアランスの検討状況について説明する。

3. 使用済遠心機の処理とクリアランス

六ヶ所ウラン濃縮工場の廃棄物のうち、最も大量に発生する使用済遠心機については、資源の有効活用等の観点から、除染等を施しクリアランスとして再利用する計画である。

3.1 廃棄物としての使用済遠心機の特徴

遠心機は、1台のみでは製品とする濃縮度までウラン235の割合を高めることができない。また、1台のみでは処理量も少ない。

そこで、効率的に濃縮ウランを生産するために、多数台の遠心機を並列多段に接続し、カスクードを構成して製品ウランの生産を行っている。

そのため、供給段近傍では天然ウランに近い濃縮度（ウラン235の割合が0.7%程度）であるが、製品に近い濃縮段では天然ウランよりも高い濃縮度（ウラン235の割合が0.7~5.0%）である。一方、廃品に近い減損段では天然ウランよりも低い濃縮度（ウラン235の割合が0.3~0.7%）となっており、カスケード内の遠心機の位置（供給段、濃縮段、

減損段)によりウランの濃縮度が異なる。

ウランは核種(ウラン235、ウラン238など)により比放射能量が異なることから、クリアランスのために放射能濃度を測定するにあたり、運転履歴等により付着しているウランの濃縮度を推定する必要がある。

六フッ化ウラン(UF_6)ガスは、反応性が高く、遠心機部品の金属材料と反応してフッ化金属と四フッ化ウラン(UF_4)を生成する。四フッ化ウラン(UF_4)は固体であり、金属材料表面に付着している。

また、遠心機に使用している回転胴や回転胴ケースなどは単純な形状の円筒部品であり、遠心機はこれらの部品を組み合わせて成り立っている。

したがって、単純な形状の部品まで分解して表面汚染の除去を行い、放射能濃度測定に必要なウラン濃縮度の推定を適切に行うことで、円筒部品からできている遠心機部品の大部分は放射能量の測定ができ、クリアランスが可能と考えている。

カスケードを構成した遠心機によるウラン濃縮工程をFig.7に示す。

3.2 使用済遠心機処理

(1) 付着ウラン回収

長期間の運転を行ってきた遠心機は、遠心機材料の金属(M)と反応性の高い六フッ化ウラン(UF_6)ガスが反応し、フッ化金属(MF)と四フッ化ウラン(UF_4)の固体が生成する。四フッ化ウラン(UF_4)は大気中の水分(H_2O)と反応すると、フッ化水素(HF)が発生する。

フッ化水素(HF)は腐食性ガスであることから、後工程として実施する分解作業等における作業安全のために、カスケードを構成した状態で遠心機等に七フッ化ヨウ素(IF_7)ガスを流通させ、四フッ化ウラン(UF_4)を六フッ化ウラン(UF_6)とすることでガス化して、遠心機等の内部に付着しているウランを回収するとともに、フッ化水素(HF)の発生を抑制している。

付着ウラン回収作業の概要をFig.8に示す。

(2) 使用済遠心機撤去

金属胴遠心機を設置していたカスケード室は、新型遠心機プラントでも使用する計画である。

そのため、付着ウランを回収した遠心機は、配管類を切断した後に、切断部分を密封し、気密性

ウラン濃縮の工程(遠心分離法)

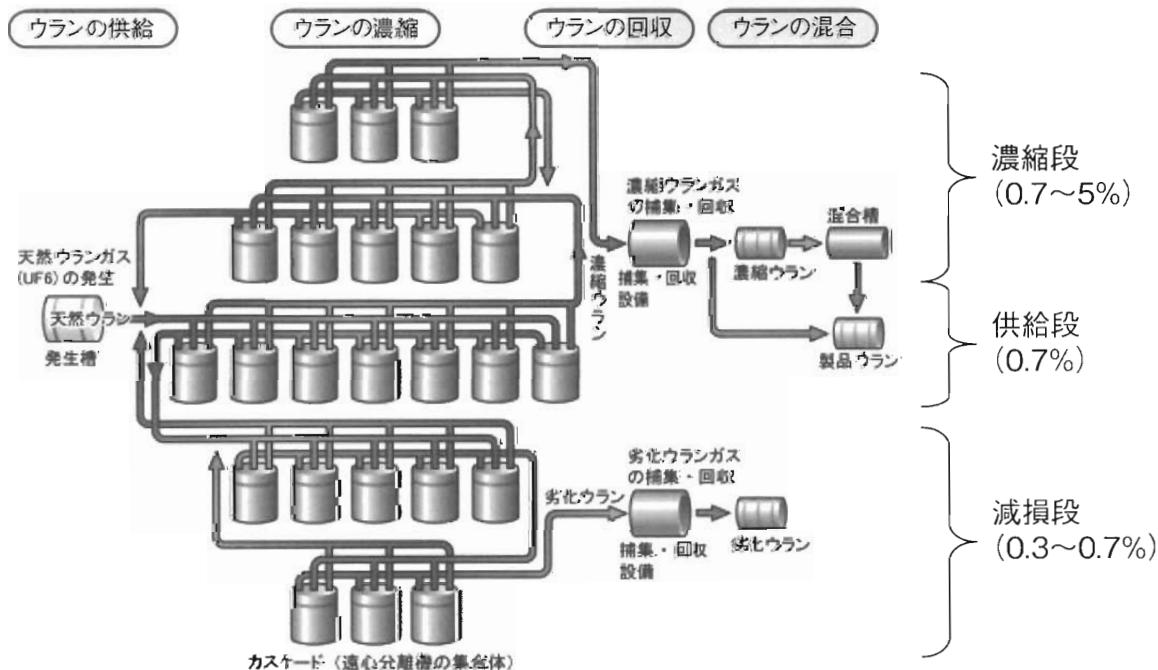
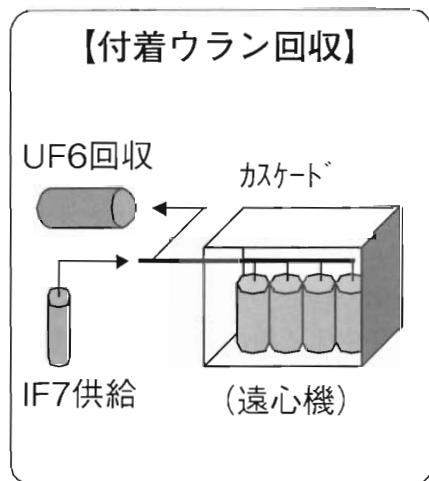


Fig.7 Process of Uranium Enrichment



作業安全等のため付着ウランを回収
(UF₄+IF₇ → UF₆+IF₅)

Fig.8 Collection of Residual Uranium

を確保した上で、カスケード室から撤去している。

その後、使用済遠心機は、使用済遠心機保管エリアに有姿のまま、保管している。

(3) 分解・分別

遠心機は、様々な材質の多くの部品から成り立っていることから、除染を効率的に行うためには、遠心機を分解し、部品ごとに分別を行う必要がある。

また、遠心機の部品は材料の成分検査が行われているものを使用しており、再利用も考慮し分別を行うことで計画している。

(4) 除染

付着ウラン回収作業で回収しきれなかったウラン化合物の放射能濃度をクリアランスレベルまで低減するために、除染を行う。

除染方法として、以下が考えられ、除染効率、作業性、及び除染に伴い発生する二次廃棄物量及びその処理処分方法等、総合的に判断して、使用済遠心機の最適な除染方法を選定していく。

(a) 化学除染

ウラン化合物の付着がある遠心機部品を酸などの溶液中に没漬し、超音波などで洗浄し付着物を除去する方法。

(b) 物理除染

ウラン化合物の付着がある遠心機部品表面にアルミナなどのプラスチック材を吹きつけ、表面の付着物を除去する方法。

(c) 溶融除染

ウラン化合物の付着がある金属を溶融することで、ウラン化合物がスラグに移行し、ウランと金属が分離することを活用する方法。

化学除染（湿式）の例を Fig.9 に示す。

(5) 放射能量測定

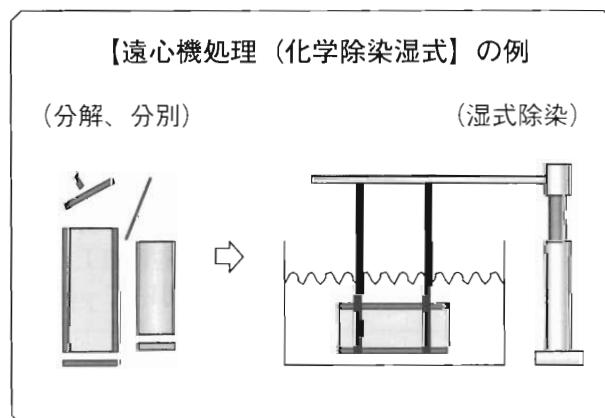
クリアランスを行うために、放射能量を測定、評価する必要がある。

ウランはアルファ核種であることから、放射能量の測定方法としては、ZnS (Ag) シンチレーション式検出器が一般的に使われている。

しかし、ZnS (Ag) シンチレーション式検出器での測定では、対象物との距離により測定効率が変化することから、凹凸部や角部の測定が難しい。

アルファ核種を測定する方法として、ZnS (Ag) シンチレーション式検出器のほかに、測定対象物から発生するアルファ線によって電離した空気イオンを収集して電流として測定する電離イオン測定器や測定対象物からのガンマ線をGe半導体検出器などで測定するパッシブ γ 測定器、溶融体から採取したサンプルに含まれる元素を分析する質量分析器などがある。

使用済遠心機の除染方法と合わせて、測定効率



部品毎に分別し、酸による湿式除染を実施
(形状等の制約により除染対象外部品あり)

Fig.9 Example of the Wet Process

等を考慮し、確実かつ効率的な測定装置を選定していく。

代表的なアルファ核種の測定方法をTable 3に示す。

(6) 国による確認

ウラン取扱施設におけるクリアランス制度は、規制当局にて整備している途中であるが、原子力安全・保安部会「廃棄物安全小委員会報告書「ウラン取扱施設におけるクリアランス制度の整備について」¹⁾などから、クリアランス対象物は、国による測定及び評価結果の確認までの期間に、異物

の混入や放射性物質による汚染、確認への支障を及ぼす経年変化がないように保管することが求められると考えられる。

ZnS (Ag) シンチレーションサーベイメータや電離イオン測定器では、アルファ線またはアルファ線によって電離した空気イオンを測定する方法であることから、国による確認までの保管における経年変化、特に、クリアランス対象物である金属表面に発生する錆については放射能量測定の効率に影響を及ぼす可能性がある。

したがって、クリアランス対象物の適切な管理等が必要であり、設備検討等に反映していく。

Table 3 Measure of α Nuclide²⁾

分類	測定器	測定器の例（測定方式の概要）	適用対象物の例	測定量
基本測定器	α 線用サーベイメータ	・ZnS(Ag)シンチレーション式	大型平板、小型平板、大型円筒、大型円筒の切断片	全 α 線量
専用測定器	曲面 α 線検出装置	回転する円筒状対象物の内外面を曲面型のZnS(Ag)シンチレーション式検出器とプラスチックシンチレーション式検出器を用いて α 線を連続的に測定する方式	大型円筒	全 α 線量
	電離イオン測定器	対象物からの α 線により電離した空気イオンを収集して電流として測定する方式	小型平板、小型円筒、大型円筒及びその切断片	全 α 線量 (電離空気イオン量から換算)
	パッシブ γ 測定器	ドラム缶又は箱／筒型容器に収納された対象物を缶又は容器の外側からGe半導体検出器、NaI(Tl)シンチレーション検出器又はこれらを組み合わせて γ 線を測定する方式	容器詰めした金属類	γ 線放出主要核種線量
		溶融体から分取した試料を円柱状に成型加工し、Ge半導体検出器を用いて γ 線を測定する方式	溶融体分取試料	γ 線放出主要核種線量
	建屋・構築物表面汚染測定器	密着走査測定式大面積検出器	壁、床、天井	全 α 線量
その他測定器	質量分析器	IPC質量分析器(IPC-MS)	溶融体分取試料	主要核種の重量含有率

(7) 機微情報消滅

遠心機部品の形状・寸法、構造などは核不拡散上の機微情報であり、再利用のために事業所から搬出するにあたり、機微情報を消滅する必要がある。

機微情報消滅の方法としては、切断やプレス、破碎などがあり、当社規定に基づき適切に処理できる設備を選定していく。

(8) 再利用

クリアランス物として搬出した金属くずは溶融後、当面は原子力施設での再利用を想定している。

将来的には、実績を積んだ上で、一般市場での再利用を目指していく。

また、遠心機に使用している金属材料は、成分検査により品質が保証されているものを使用していることから、一般金属くずと混ぜて溶融し再利用するよりも、遠心機の部品ごとに溶融し再利用した方が材料を有効活用できる可能性があることから、再利用先の選定等を行う際に反映していく。

使用済遠心機処理の想定フローを Fig.10 に示す。

4. クリアランス計画の立案

六ヶ所ウラン濃縮工場の場合、金属胴遠心機(1050tSWU/y分)すべてを撤去すると20,000トン以上の金属廃棄物が発生する。

使用済遠心機は、当面の間、使用済遠心機保管建屋で有姿の状態で保管管理することとしている。

六ヶ所ウラン濃縮工場では一定期間運転後に遠心機を交換し、濃縮ウランの生産を継続する計画である。

そのため、遠心機交換のためには使用済遠心機を撤去しなければならず、使用済遠心機の保管スペースを有効活用する観点から、適切な時期に使用済遠心機を処理、クリアランスし、搬出する必要がある。

六ヶ所ウラン濃縮工場では、現在導入を進めている新型遠心機の更新のための遠心機撤去の前に



Fig.10 Treatment of Used Centrifuge

金属胴遠心機の処理、クリアランスを行うことが合理的と考えており、2020年度頃から解体、除染処理等を開始し、処理後の金属についてはクリアランス物として再利用する計画である。

クリアランスに伴う金属廃棄物の発生予想を Fig.11～12 に、現在の六ヶ所ウラン濃縮工場のバックエンド計画を Fig.13 に示す。

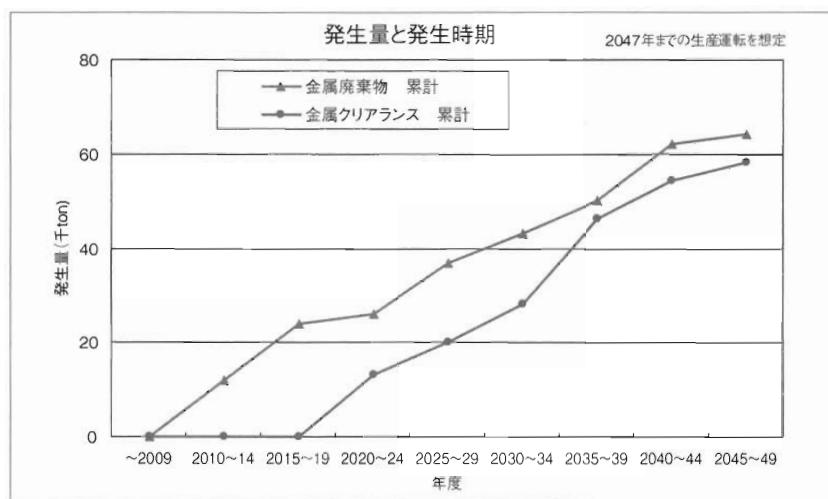


Fig.11 Accumulation of Waste Matter

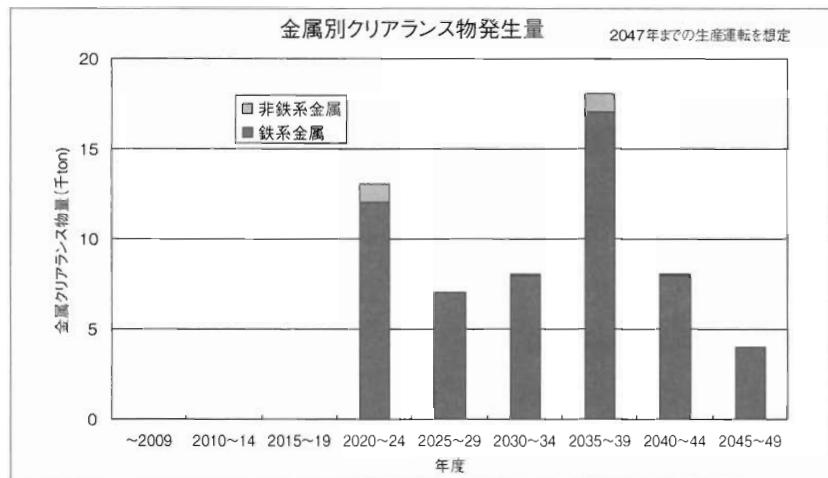


Fig.12 Amount of Waste Matter

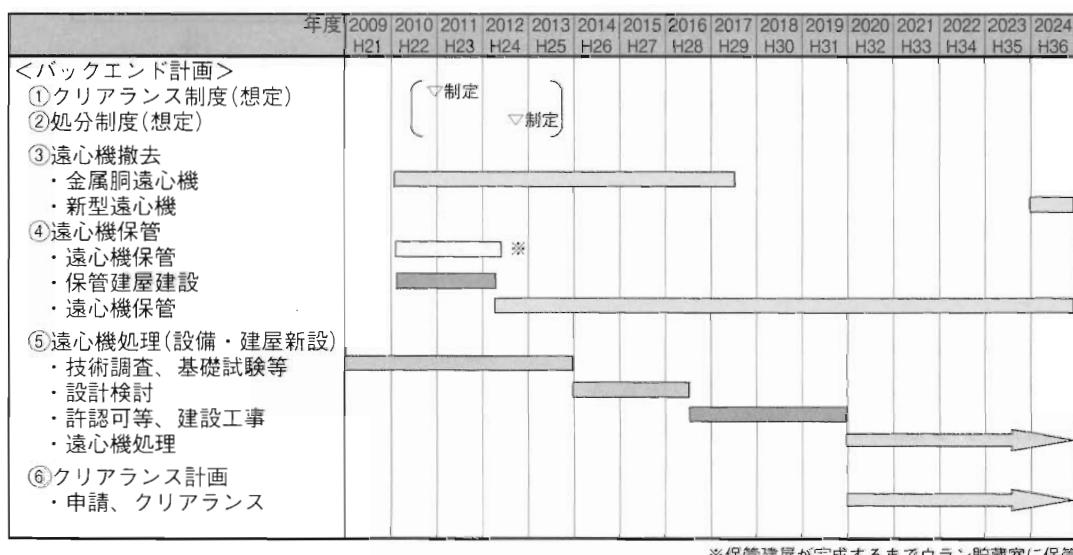


Fig.13 Clearance Plan

5. おわりに

六ヶ所ウラン濃縮工場では使用済遠心機のクリアランスを2020年度頃からの開始を予定している。原子力安全・保安院で制定されるウランクリアランスに係る省令及び内規、ならびに日本原子力学会で制定されるウランクリアランスに係る学会標準等をもとに、使用済遠心機の除染及びクリアランスに向けた放射能量測定の検討を進めいく。

また、今後原子力安全委員会等で議論されるウラン廃棄物の埋設処分制度を適切に反映し、放射

性廃棄物を低減し、資源の有効活用と環境への負荷低減を図れるように、遠心機処理設備の検討・設計等を進めていく。

参考文献

- 1) 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会、「ウラン取扱施設におけるクリアランス制度の整備について(平成22年11月)」。
- 2) 社団法人 日本原子力学会、標準原案「ウラン取扱施設におけるクリアランスの判断方法：201X」。

三井住友建設における廃止措置関連技術の開発

丸山信一郎*、鈴木 亨*、大鐘大介**

Development of Decommissioning Technologies in Sumitomo Mitsui Construction Co., Ltd.

Shinichiro MARUYAMA*, Toru SUZUKI*, Daisuke OGANE**

日本で最初の商業用原子力発電所である「東海発電所」が2001年12月から廃止措置に着手して以来、2008年2月には「ふげん」の廃止措置計画が認可され、国内初の大型水炉の廃止措置をスタートさせた。そして今後も、初期に建設された軽水炉の廃止措置が徐々に増加していくものと考えられる。

この廃止措置事業は、安全性が最重視されるため、全工程を終えるまでに20年をこえる長期プロジェクトとなる。またこの間、残留放射能評価技術、除染技術、解体・遠隔操作技術、処理・処分・再利用技術等、数多くの要素技術が総動員されるが、この要素技術の中には、土木建築関連技術、またその応用技術も多い。

三井住友建設においても、わが国の廃止措置事業の推進に貢献すべく、建設分野における既存解体技術を応用了した原子炉本体解体への適用性検討・評価や、原子炉領域解体に係る建屋耐震評価、コンクリートの再利用技術の開発、そして合理的な廃棄物処理・処分方策の検討等を行ってきた。本報では、当社がこれまでに検証・開発してきた要素技術を中心に、その内容を紹介する。

The decommissioning program of nuclear reactors in Japan first started in December 2001 on the Japan's first commercial nuclear power station Tokai Power Plant. In February 2008, the decommissioning of "Fugen" was first approved as the program on a large-scale water reactor in Japan, and was started. From now on, decommissioning programs of LWRs constructed in the early stage of nuclear development will gradually increase.

Decommissioning projects are required more than 20 years for completing the entire processes, because of its characteristics to placing the utmost priority to safety. Diverse types of element technologies are fully utilized in decommissioning projects, such as technology of evaluating remaining radioactivity, decontamination, dismantling/remote control, and treatment/disposal/recycling. Also there are a lot of civil engineering or building technologies and its applied technologies in these element technologies.

Sumitomo Mitsui Construction Co., Ltd. has been committed to contributing to the promotion of decommissioning projects in Japan, and has carried out investigation /evaluation of applicability of the existing dismantling technologies to dismantling of reactors, seismic evaluation of the buildings for dismantling the reactor zone, development of recycling of concrete, and discussion of rational waste treatment/disposal methods. In this thesis, we present our decommissioning technologies focusing on the element technologies that our company has investigated and developed so far.

* : 三井住友建設株式会社 技術研究開発本部 技術開発センター
(Sumitomo Mitsui Construction Co., Ltd., Technical Research and Development Center)
** : 三井住友建設株式会社 企画部
(Sumitomo Mitsui Construction Co., Ltd., Corporate Planning Division)

1. はじめに

廃止措置事業は、安全性が重視される解体事業のため、20年を超える長期プロジェクトとなる。この間、除染技術、遠隔解体技術、廃棄物処理・処分技術、再利用技術等、多くの要素技術が総動員される。そしてこの要素技術の中には、土木建築関連技術やその応用技術も少なくない。

一方、この廃止措置で発生する解体廃棄物量は、炉型の違いや出力規模により差異があるものの、標準モデルである110万kW級の軽水炉であれば、約50～55万トンといわれている。このうち90%以上が放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物であり、その殆どの約50万トンが非放射性コンクリート廃棄物となる。この物量は、福井県や福島県で1年間に排出されるコンクリート量に相当し¹⁾、しかも数年間の間に集中して発生することになる。よって、コンクリート廃棄物の合理的な処分・再利用方策の検討も、廃止措置事業を円滑に進める上では重要な課題といえる。

解体廃棄物を合理的に処分・再利用するためには、再利用用途を事前に計画し、その用途にあつた性状で解体廃棄物を搬出する計画としなければならない。例えば、二次廃棄物を極力低減させること、合理的・経済的な解体手順・工法を用いること、発生した廃棄物に対してもストックヤード確保に関する問題が生じないような処分・再利用を進めること、さらに跡地利用についても合理的な配慮がなされること等、様々な事項を考慮しながら廃止措置計画を立案・推進する必要がある²⁾。

以上のように、複雑に絡み合う検討事項とその相関関係を把握した上で、合理的な計画を策定・推進するためには、静脈物流問題を含む想定される様々な廃止措置シナリオを評価する仕組みや、日進月歩の要素技術の中から、実績、信頼性、安全性、経済性等の多面的評価の下、最適な技術の組み合わせが都度検証できるよう、既存技術の性能評価や、技術進歩のモニタリング体制を整備・維持する必要があるものと考える。勿論、土木建築関連技術についても例外ではない。

2. 廃止措置に必要な技術

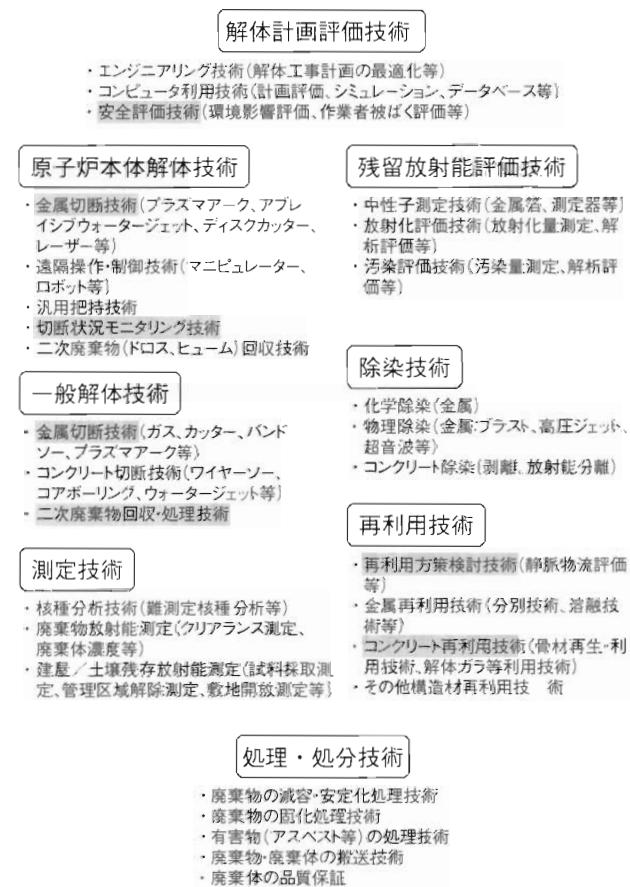
廃止措置にあたっては、安全確保を前提とした効率的な解体撤去を進め、かつ発生する廃棄物量を低減できるような要素技術とその組み合わせについて、検討・整備する必要がある。また、対象炉固有の問題を解決するための技術の整備も進めなければならない。

廃止措置に必要な共通技術としては次のようなものが考えられる (Fig.1)³⁾。

以下、土木建築関連技術領域のうち、当社が取り組んできた要素技術について述べる。

3. 原子炉本体解体技術

炉内構造物は高度に放射化されており、接近が困難なため、遠隔操作装置と組み合せた解体工



* JAEA 「廃止措置の技術課題と技術開発について」³⁾をもとに作成。
** 細括は、当社の開発関連領域。

Fig.1 Example of Common Technologies Required for Decommissioning

法、機器を適用する必要がある⁴⁾。また、遠隔操作装置のアタッチメントとして使用される原位置切断用の各種技術についても、遠隔操作への適性が求められる。

3.1 原子炉本体解体方法の検証

原子炉本体は大型機器であり、部品点数も多く、材料、形状が多種多様な構造となっている。そのため、解体に要する期間は長期間になりがちで、合理化を図るための様々な工夫が求められる。このため、既存の解体技術や工法にとらわれず、新たな発想・技術に基づいた解体方法の検討も有効な場合がある。

解体方法の検討にあたっては、一般産業技術も含めて解体技術を広く調査し、切断技術の他に、解体雰囲気や部材の取り扱い、廃棄物の処理等、解体方式を構成する諸要素を評価し選択する必要がある。また、安全性や経済性等を考慮しながら、最適な解体方法の検討を進めなければならない。

原子炉本体の解体方法を検討する上では、次のようなポイントなどが考えられる。

①解体工数の低減、移送回数の低減：

例えば、炉内構造物の中に2重管構造の部材や、積層構造の部材があれば、スタンドオフを比較的長くとれる切断技術での一体解体により、解体工数・移送回数の低減を図る。

②並列作業の適用：

原位置での一体解体（粗断）と、別の場所での一体細断で、作業の並列化と移送回数の低減による解体作業時間の短縮を図る。

③習熟期間の短縮・操作時間の短縮・メンテナンス作業の低減：

一般解体工事等で実績のあるもの、またはその延長線上にある工法・技術を徹底活用する。特別な操作の習熟も必要なく、操作性も良く耐久性に優れた機器を適用し、習熟期間・操作時間の短縮、メンテナンス作業の低減を図る。汎用技術の応用例を以下に示す。

- ・メタル・コアボーリング工法：基礎杭解体撤去工事技術の応用。輻輳した管部材の遠隔切断・撤去が可能。
- ・水中ギロチンシャー：鉄屑細断作業に用いら

れる汎用技術の応用。一体細断に適する。

・電磁石付クラムシェル：一般解体工事、金属廃棄物処理に用いられる装置の応用。汎用技術の活用。遠隔での金属部材の把持に適する。

・建築労務マネジメント手法の応用：当社には、建築現場において、スキルのばらつきがある作業員や、日々入れ替わる作業員が相手でも、安定した品質と習熟効果による工期短縮を実現する優れた労務マネジメント手法（DOC工法）を有する。このような手法は、原子炉本体での作業計画を立案する上で、大いに活用できるものと思われる。

④段取り替え時間・回数の低減：

解体・移送方法の種類を少なくすることで、使用する機器の低減を図る。また、一連の粗断・移送・細断に使用する設備機器をグループ化することで、解体工法の変更に伴う機器変更等の段取り替えの回数低減を図る。

3.2 金属切断技術

(1) AWJ超小型切断装置の開発⁵⁾

炉のタイプにもよるが、原子炉内部の構造には、2重管構造をした高放射化部材や、積層構造部材、150mmを超えるステンレス製の厚板部材等が含まれる。

これらの部材を切断する場合、解体雰囲気等への影響を考慮すると機械式切断が望ましい。また、工期短縮を図るために、これら2重管、積層材を同時に切断することを考えると、スタンドオフを比較的長くとれる切断方法が望ましい。

そこで、スタンドオフを比較的長くとることが可能な機械式切断工法として、建設工事等で実績があり、開発規模も比較的小さいアブレイシブ・ウォータージェット（以下、AWJという）技術の開発を行った。

Fig.2には、2重管同時切断用に開発した、世界最小クラスの超小型AWJ切断装置を示す。炉内構造物の2重管模擬材での水中切断試験においても、実用レベルの切断性能を示している。また、Fig.3に切断試験設備および機器構成を示す。

さらにFig.4には、AWJ切断装置による厚80mmと150mmのステンレス製厚板部材の切断状況を

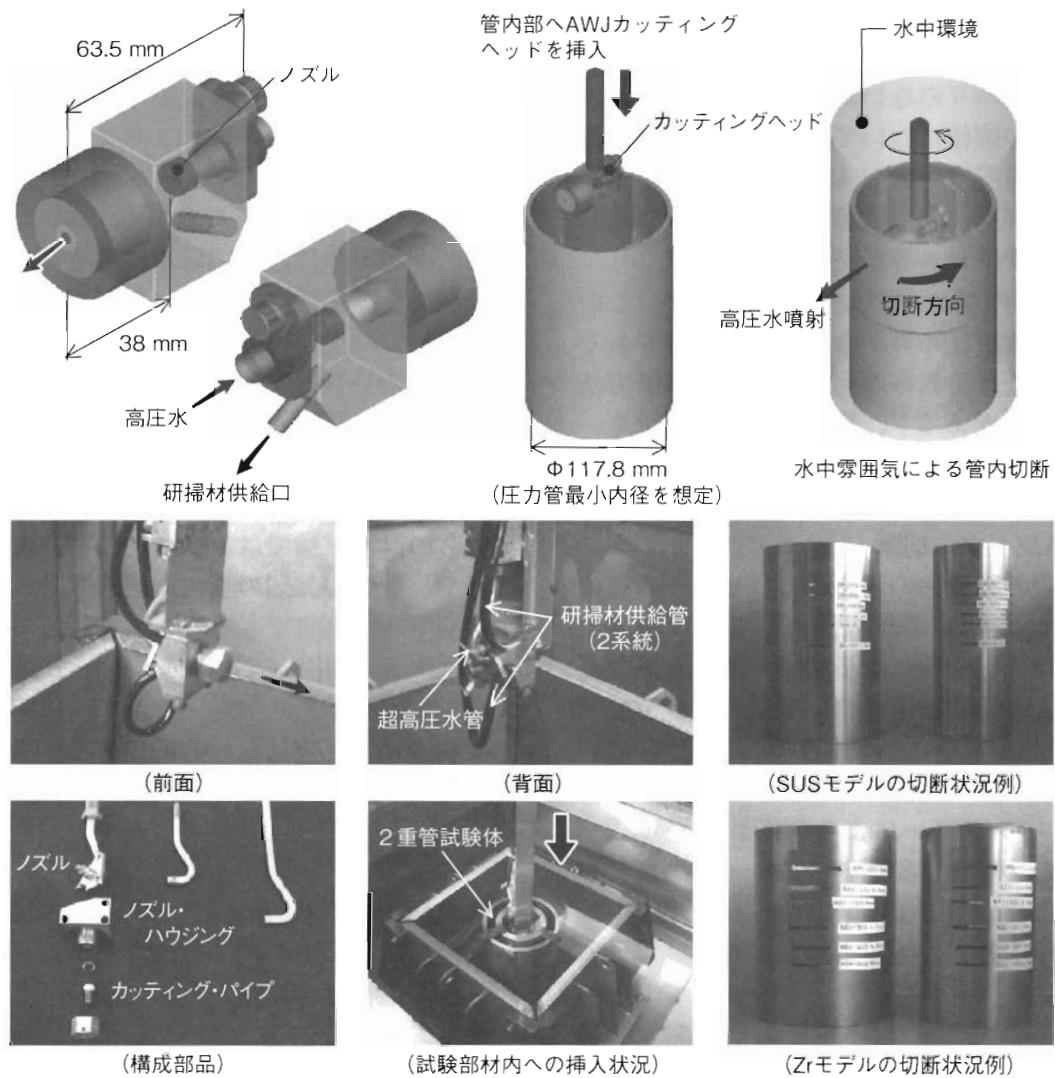


Fig.2 Cutting by Ultra-Small AWJ Head

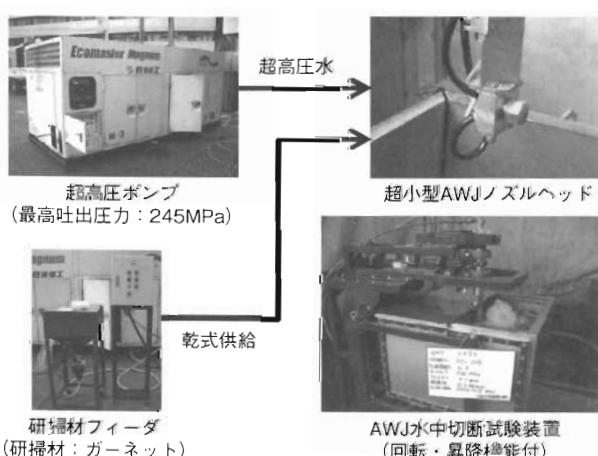


Fig.3 AWJ Cutting Test Equipment Configuration

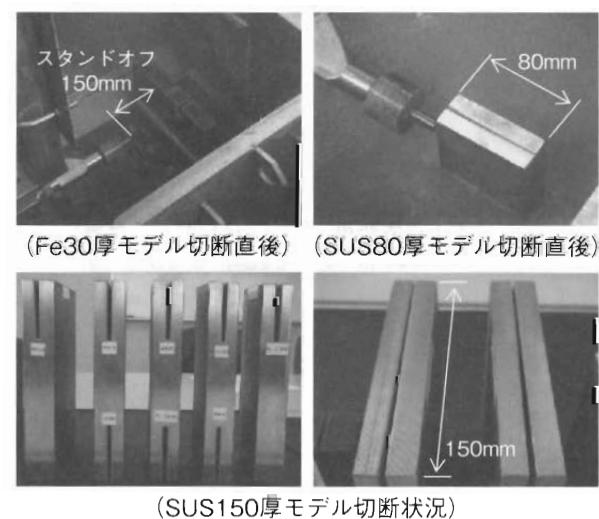


Fig.4 Cutting Condition of Stainless thick plate by AWJ

示す。厚さ150mmのステンレス板であっても、一回の直進切断で切断できることを確認している。また、切断面はバリのない綺麗な断面である。

原子炉施設の解体においては、放射性物質の汚染拡大防止を考慮すべきであるが、構造材を切断すると、材料が熱によって蒸発したり溶けたりして、ヒュームやドロス等が発生する。

原子力施設の構造物である場合には、このヒューム等に放射性物質が含まれる可能性があるため、できるだけそれらの発生の少ない切断方法を選択する必要がある⁴⁾。そういう意味でも、AWJ切断の適用は有効といえる。

(2) 水中バンドソー切断

原子力施設の構造物の切断時に、ヒューム等の発生の少ない機械式切断方法としては、前述のAWJ切断のほか、刃物による切断方法も有効である。刃物による切断技術については、当社ではバンドソーによる水中切断技術の開発を行っている。

Fig.5に、バンドソーによる切断状況を示す。炉内構造物の2重管模擬材や、150mm厚のステンレス製厚板部材について切断試験を行い、実用レベルでの水中切断が可能であることを確認している。

なお、本件は、(独)日本原子力研究開発機構原子炉廃止措置研究開発センター(ふげん)との契約に基づき実施したものである。



(バンドソー水中切断設備)



(バンドソー装置)



(SUS150mm切断状況)

(Zr合金製2重管切断状況)
Fig.5 Cutting Condition of Stainless thick plate by AWJ

(3) 切断状況確認技術の開発⁶⁾

原子炉本体解体では、炉内構造物が高度に放射化されており、接近が困難なため、原位置での切断状況、切断可否をモニタリングする仕組みが必要となる。

例えば、AWJによる水中切断時には、研掃材、切断屑等で原位置周辺の水が濁るため切断状況が確認できる手法の検討が必要となる。当社では、切断時に発生する音や切断対象物の振動を捉えて切断可否を判定する技術の開発を行っている。

Fig.6に切断音および切断振動の計測状況を示す。水中切断音計測では、水中マイクロホンを、切断振動計測には、加速度センサーを用いた。これらの計測試験では、切断時の特定周波数帯域の音や、振動の強弱の変化を読み取ることにより、切断可否を判定できることを確認している。

なお、本件は、(独)日本原子力研究開発機構原子炉廃止措置研究開発センター(ふげん)との契約に基づき実施したものである。

4. 解体計画評価技術

4. 1 原子炉領域に係る建屋耐震評価

原子炉領域での解体計画では、遠隔装置を含む解体設備機器の荷重が新たに加わった場合の建屋強度の地震時裕度について、十分に検討・評価しておかねばならない。



Fig.6 Measuring Sounds and Vibrations Generated during the Cutting

例えば、切断時の解体撤去物、放射性粉じん等による被ばく低減、また材質によっては発火防止対策等を考慮した結果、水中雰囲気での解体計画になるケースも想定される。この場合、原子炉本体上部に解体作業用の仮設水槽を設置する等、大がかりな解体設備機器の荷重を新たに加える必要があり、想定される荷重に対する建屋強度の地震時裕度を評価の上、評価結果によっては、支持方法や補強方法を検討しなければならない。

また、原子炉領域の解体で発生する放射性廃棄物は、放射能レベルに応じて廃棄体化処理を行うため、原子炉領域建屋以外の異なる建屋へ搬送されることが想定される。この場合、搬出ルートの設定にあたり、各放射能レベルの廃棄物ごとに最も効率的なルートを設定することになるが、搬出ルート確保のために必要な開口を設けた場合の耐震安全性について、評価・確認しておく必要がある。そして評価結果によっては、床補強等の方法を検討しなければならない。

建屋耐震安全性については、解体用機器等が積載荷重として作用し、且つ、想定される開口が設けられた状態において地震が発生した場合の開口部周辺の応力状態を、FEM解析によって地震時裕度を評価している (Fig.7)。

なお、開口補強が必要な場合の補強方法としては、不足した耐力を鉄骨材によって補う方法や、鉄骨製の小梁を増設する床補強方法等があげられるが、当社ではその他にも適用可能な技術として、アラミド繊維シートによる補強方法を検討している。アラミド繊維シートによる補強は、施工

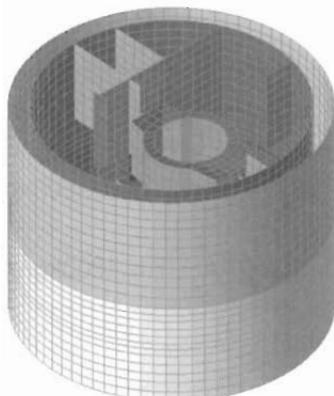
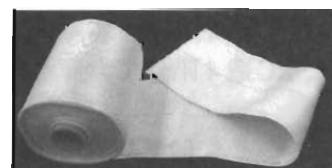


Fig.7 Example of FEM Model for Dismantling the Reactor Zone

性が優れ、材料自体がほとんど放射化しないという特徴を持っている。一般のコンクリート構造物に対し、アラミド繊維補強を行った例を Fig.8 に示す。

また、開口工事については、完全無水によるワイヤーソー工法により、水を使用した場合の汚染拡散や、その処理の低減について検討している。

さらに、解体作業期間中に地震が発生した場合、仮設水槽内の水が地震動により共振し、溢流する危険性も考えられるため、液面搖動を抑制する機構についても検討している。当社では、長周期地震動に対する石油タンクの液面搖動制御に関する解析・制御技術を開発しており、同技術が有効に活用できると考えている (Fig.9)。



(アラミド繊維シート)

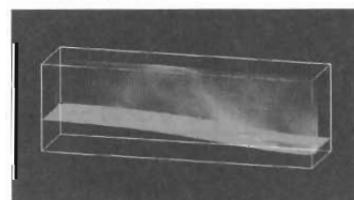


(開口補強の例)

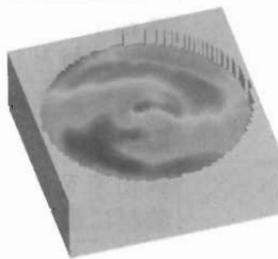


(床補強の例)

Fig.8 Concrete Structure Reinforced with Aramid Fiber Sheet



(矩形水槽)



(円形水槽)

Fig.9 Example of sloshing damping Analyses for Rectangular and Round Water Tanks

5. 再利用技術

5.1 コンクリート再利用技術

一般に、コンクリート構造物の解体に伴い発生するコンクリート塊は、90%以上が道路用路盤材や埋め戻し材として再利用されている。しかし、原子力発電所の解体工事では、一時期に特定の場所から大量のコンクリート塊が発生するため、これらを道路用路盤材などの一定の用途によりすべて再利用することは困難と予想される。

一方、これらコンクリート塊をコンクリート用骨材として再利用する方策については、研究が進められ、建築用構造体へ適用可能な高品質再生骨材が生産可能になってきている。最近の適用事例では、火力発電設備の廃止に伴い発生した解体コンクリートを用いて製造した再生粗骨材コンクリートを、火力発電所内の廃棄物焼却炉建物に適用した事例や、RC造4階建て倉庫を解体して、新

たにSRC造6階建て倉庫を築造した事例などがある。

(1) 再生骨材の製造方法

代表的な再生骨材の製造方法をTable 1に示す。高度な処理を行うほど、再生骨材の品質は高くなるが、処理過程で発生する微粉末量が増加するため、微粉末の処理が課題となる。

(2) 微粉末の再利用方法

コンクリート塊のリサイクルにおいて問題となるのが、処理過程で発生する微粉末の取り扱いである。

代表的な微粉末の有効利用方法をTable 2に示す。いずれの方法も研究段階のものであるため、実際の適用にあたっては事前に品質を確認しておく必要がある。

Table 1 Rate of Materials Generated According to Each Treatment Method

一次処理	二次処理	粗骨材等級				備考
			再生粗骨材	再生細骨材	微粉末	
ジョークラッシャーによる破碎	ふるい分け法	L	50	47	3	一次破碎後の分級のみ
	破碎法	M	20	70	10	粗骨材が破碎され、細骨材化
	摩碎法	M~H	50	40	10	
	加熱すりもみ法	H	35	25	40	微粉発生量が最も多い

Table 2 Recycling Method of Concrete Fine Powders

微粉末の利用方法		代表的な仕様
セメントクリンカー原料	微粉末に石灰石、粘土等の補正原料を混合して成分調整後、1450°Cで焼成し、クリンカーを製造する	セメント1tあたり360kg混合
セメント置換材料	通常のコンクリートに微粉末を混合して利用	セメントの内割りで30w%置換
地盤材料としての利用	微粉末とセメントを混合したものを地盤改良材として利用する	建設発生土に300~600kg/m³添加
焼成骨材原料	微粉末を主原料とした焼成骨材を、通常のコンクリート用骨材に使用する方法	コンクリートに1800kg/m³使用
非焼成骨材原料	微粉末を主原料とした非焼成骨材を路盤材に適用する方法	
高流動コンクリート混和材としての利用	微粉末を高流動コンクリートの混和材として使用する方法	高流動コンクリートに45kg/m³添加

(3) 数量シミュレーション

～コンクリート塊10万トンで何が造れるか？
ここでは、「コンクリート塊10万トンで何が造れるのか？」を試算してみる。

この「コンクリート塊10万トン」とは、廃止措置に伴い発生するコンクリート塊のピーク時の年間想定発生量である。つまり、ここでの試算結果は、事業者側がどの程度の規模の再利用適用先（需要先）を創出する必要があるかの目安となる。

1) 計算上の前提条件

再生骨材の利用方法は、路盤材料や埋め戻し材料等の「再生碎石」としての利用方法と、「再生骨材コンクリート」としての利用方法に大別される。

そこで、用途別の数量を計算する上で、再生骨材コンクリートの基本調合および再生材の諸物性値を、過去の事例を参考にして Table 3 及び Table 4 に示す値とした。

2) 再生碎石として利用した場合

ここでは、サイト内において自走式破碎機等により一次処理した碎石を、「ふるい分け法」により分級のみを行い、「再生粗骨材」と「再生細骨材」を全て路盤材として適用した場合に、何mの道路が造れるかを試算した。

一般国道の車道幅を3m、高速道路の車道幅を3.5m、そして路盤厚を25cmとし、①一般国道片側1車線上下線（幅員6m）、②高速道路片

Table 3 Basic Blending of Recycled Concrete

W/C (%)	単位量 (kg/m ³)			
	W	C	RS	RG
55	160	291	749	1120

Table 4 Various Properties of Recycled Materials

	密度 (t/m ³)	実績率 (%)
再生粗骨材	2.49	65
再生細骨材	2.49	70
微粉末	2.22	65

側3車線上下線（幅員21m）について計算した。
試算結果を Table 5 に示す。

3) 再生骨材コンクリートを製造・適用した場合

コンクリート塊から再生骨材コンクリートを製造するためには、一次処理した碎石を二次処理しなければならない。

ここでは、再生骨材コンクリートを製造する上で最もよく利用される「再生粗骨材」について、各二次処理方法により生成された粗骨材の数量から何が造れるかを試算した。

先ず、10万トンの碎石（一次処理）を二次処理することにより生成される「再生粗骨材」を用いて、Table 3 の基本調合で再生骨材コンクリートを何m³製作できるか、また、生成可能な「再生粗骨材」をストック管理する場合に必要となるサイロ数はいくつかについての試算結果を Table 6 に示す。

次に、各二次処理により生成される「再生粗骨材」から、どういったコンクリート二次製品をどの程度製作可能かについての試算結果を Table 7 に示す。

4) 微粉末を利用した場合

10万トンの碎石（一次処理）を二次処理することにより発生する「微粉末」を、各種用途へ適用するために必要とする需要量を Table 8 に示す。

(4) 海外との比較

ドイツ、スウェーデン、ベルギー、米国、英国等多くの国において、放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物に関しては、金属スクラップの一般リサイクル市場への流通、コンクリートの道路舗装材への再利用等が行われている。また、放射性金属廃棄物については放射性廃棄物容器、遮へい体等に用途を限定した再利用が既に行われている。

わが国においても、環境負荷の低減、資源の有効利用等の観点から、再利用が可能かつ合理的なものについては、その有効利用を図ることが今日的な課題といえる。そのためには、事業者自らが実績を積み重ねることにより、国民、地域社会の理解を得つつ、廃棄物の有効利用を進めていくこ

Table 5 Example of Recycling as Crushed Stones for Paving

分類	No.	再利用用途	二次処理の種類						代表例	
			ふるいわけ法	破碎法	摩碎法	加熱すりもみ法	単位	原単位		
「再生碎石」として使用	①	幅員6mの道路路盤材として使用した場合の道路延長距離	39	35	36	24	km	1.50m ³ /m		一般国道 (片道1車線上下線) 39km
	②	幅員21mの道路路盤材として使用した場合の道路延長距離	11	10	10	7	km	5.25m ³ /m		高速道路 (片道3車線) 11km

Table 6 Recycled Coarse Aggregate Produced from 100,000 tons of Crushed Stones

分類	No.	項目	二次処理の種類						代表例	
			ふるいわけ法	破碎法	摩碎法	加熱すりもみ法	単位	原単位		
「再生骨材コンクリート」として使用	①	再生粗骨材から製作可能な再生骨材コンクリート量	—	26	67	47	千m ³	—		再生骨材コンクリート
	②	再生粗骨材をストックするために必要な骨材サイロ(Φ8m×H13m)	—	26	66	46	本	470m ³ /本	6.7万m ³	

Table 7 Examples of Recycled Concrete Aggregate Products Made of 100,000tons

分類	No.	再利用用途	二次処理の種類						代表例	
			ふるいわけ法	破碎法	摩碎法	加熱すりもみ法	単位	原単位		
「再生骨材コンクリート」として使用	①	集合住宅(団地)(4戸戸×5階建て)	—	(36)	(89)	62	棟	750m ³ /棟		市営団地 (4戸×5階) 62棟
	②	場所打ちコンクリート杭(Φ1m×L30m)	—	1.1	2.8	2	千本	24m ³ /本		場所打ち杭 (Φ1.5m×L30m) 900本
	③	場所打ちコンクリート杭(Φ1.5m×L30m)	—	0.5	1.3	0.9	千本	53m ³ /本		
	④	ヒューム管(Φ0.3m×L2m)	—	450	1100	780	千本	0.06m ³ /本		道路橋脚 (H=30m) 39本
	⑤	ヒューム管(Φ0.5m×L2.43m)	—	160	390	270	千本	0.17m ³ /本		
	⑥	ヒューム管(Φ1m×L2.43m)	—	40	100	70	千本	0.67m ³ /本		工場 (基礎コンクリート) 16万m ³
	⑦	道路橋脚(H=30m、地上躯体部)	—	22	56	39	本	1200m ³ /本		
	⑧	工場(基礎コンクリート)	—	89	220	160	千m ³	0.3m ³ /m ²		テトラポット (20t クラス) 5.8千個
	⑨	護岸(20tテトラポッド)	—	3.4	8.3	5.8	千個	8m ³ /個		

Table 8 Amount Required for Treatment of Fine Powder

分類	No.	項目	二次処理の種類						代表例
			ふるいわけ法	破碎法	摩碎法	加熱すりもみ法	単位	原単位	
「微粉末」を処理した場合	①	焼成セメント生成量	—	(28)	(28)	110	千ton	360kg/ton	 セメントへの混合 (30%wt置換)
	②	セメントへの混合	—	(33)	(33)	130	千ton	30%wt置換	
	③	地盤材料として	—	(20)	(20)	80	千m ³	500kg/m ³	
	④	焼成骨材コンクリート	—	(5.6)	(5.6)	22	千m ³	1800kg/m ³	
	⑤	非焼成骨材路盤材	—	(6.9)	(6.9)	28	千m ³		
	⑥	高流動コンクリート	—	(220)	(220)	890	千m ³	45kg/m ³	

とが重要と思われる。

このような中で、原子力委員会では、2009年11月以降、原子炉廃止措置とそれにより発生する低レベル放射性廃棄物のリサイクル利用に関して、「廃止措置とクリアランスに関する交流会」を通して、国内外の情報共有を図ってきてている⁷⁾。この交流会では、クリアランス物（放射性物質に汚染されたものであっても、除染等により人体に影響が無視できるレベル以下は、放射性物質に汚染されたものとして扱う必要のないものとし、原子炉等規制法の規制外とする）のリサイクル推進を行う上で、次のような3つの基軸が重要であるとして、議論を進めている。

- ①クリアランス物の利活用等の仕組み構築について。
- ②クリアランス物の利活用等の仕組み構築を支える関係者の役割、および制度的な仕組みについて。
- ③クリアランス制度への国民の理解促進環境の整備について。

今後、わが国において合理的な再利用方策を進める上では、サイト内・外でのトレーサビリティを確保する仕組み・体制や、その情報公開の仕組みが重要になってくるものと思われる。

5.2 再利用方策検討技術²¹⁾

廃止措置事業を実施する上では、特定の場所に

一時期に大量に発生する解体廃棄物の処分・再利用を、社会の合意の下に実施する必要がある。しかしながら、経験が浅く熟練者が少ない日本の廃止措置事業を実施するためには、事業者は複雑に絡み合う廃止措置時の検討事項と、その相関関係を把握し、事前に実施可能と判断される様々な計画のケーススタディを検討した上で、合理的な廃止措置事業計画を立案しなければならない⁸⁾。

ここでは、解体撤去時にその殆どを占める非放射性廃棄物を対象として、合理的な処分・再利用方策を検証するための廃止措置静脈物流評価システムについて述べる。

(1) 静脈物流評価システムの必要性

廃止措置・解体撤去における留意すべき事項は、Fig.10のようになる。

一貫した一つの事業を進める上では、それぞれの課題の相関と、その影響程度を把握することが重要となる。この目的を達成するために構築した評価システムが、廃止措置静脈物流評価システムである。

評価システムの必要性とその効果をまとめると、Fig.11のようになる。解体廃棄物の処分・再利用計画を含めた合理的・経済的な廃止措置計画を立案するためには、膨大且つ複雑な情報を、効率よく多面的に評価・検討しなければならない。

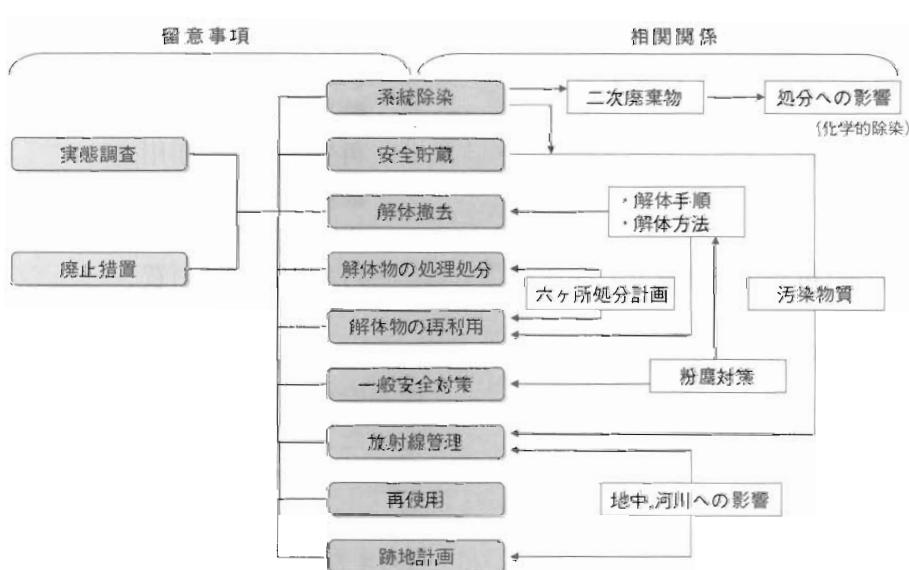


Fig.10 Considerations for Decommissioning Dismantling and Removal

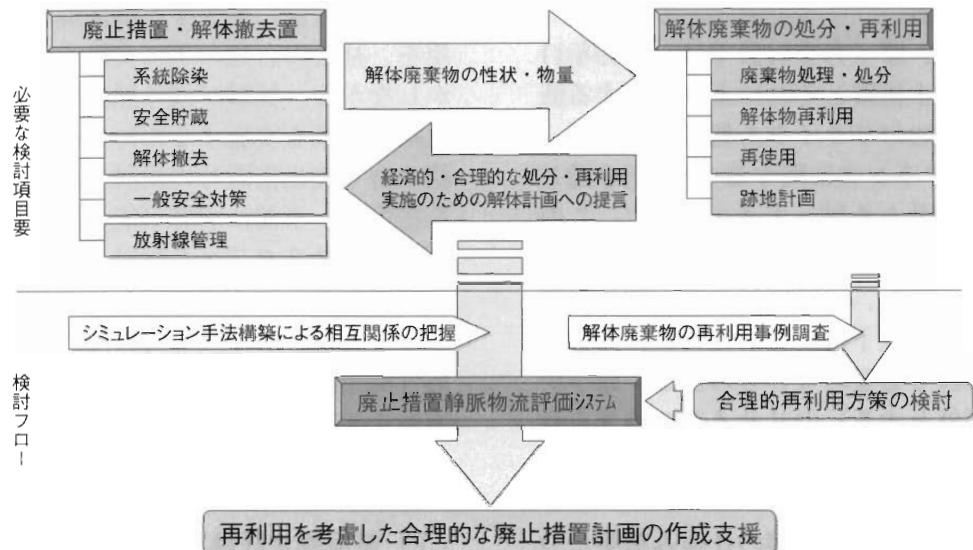


Fig.11 Examination Items for Decommissioning and Necessity of Evaluation System

(2) 廃止措置静脈物流評価システムの概要

解体廃棄物の再利用は、解体から再利用までの解体廃棄物の（静脈）物流システムとして捉える必要がある。この処分・再利用計画を含めた合理的・経済的な廃止措置計画の立案を支援する評価システムには、将来的な産業廃棄物の状況、立地地域固有の状況、リサイクル技術状況などが含まれていなければならない。計画する再利用用途・需要・技術、再生処理能力・技術、解体技術などは密接な関係があり、策定する廃止措置計画の社会的、経済的、環境的評価にも大きな影響を与える要因と考えられ、廃止措置静脈物流評価システムの中で、解体廃棄物の物流に関わる事項の相関関係が、的確に組み込まれている必要がある。

Fig.12に、静脈物流評価システムの基本的構成を示す。

(3) 解体廃棄物の処分・再利用を考慮した関連課題の相関関係

合理的な再利用方策を検討する上で重要な影響因子を整理した結果、次の8項目に関する事項を十分明確にする必要があることが分かった。

- ①再利用需要の把握
- ②再利用へ供給可能な物量
- ③解体廃棄物再生処理能力
- ④解体廃棄物再生処理量

⑤最終処分場能力

⑥最終処分量

⑦形態別解体廃棄物発生量

⑧解体工法・手順

例えば、電気事業内再利用をする上で留意すべき影響因子は、優先順位の高い順に、上記①～⑧の全項目となり、これらを検討する際は、関連法令、技術・品質基準に準拠する必要がある。各相関内でのコストに関する影響因子としては、以下の項目が考えられる。

- ・物量（解体廃棄物、再生処理、再利用、最終処分）
- ・解体費（工法、手順→人工、工期、使用機器、仮設）
- ・輸送費（再資源化施設分布、一時ストック）
- ・再生費（再利用用途）
- ・最終処分費（解体時微粉、二次廃棄物、解体工法、再生処理方法）
- ・再利用時再生材費

クリアランスレベルが導入され、解体廃棄物が産業廃棄物と同様に取り扱うことが法令上可能になったとしても、電気事業内における限定再利用を経て、再利用に対する安全性および実績を示した後、一般公衆および関係省庁の認知を取得するという考え方で、電気事業を主体とした合理的な再利用方策を確立することが重要であると思われる。

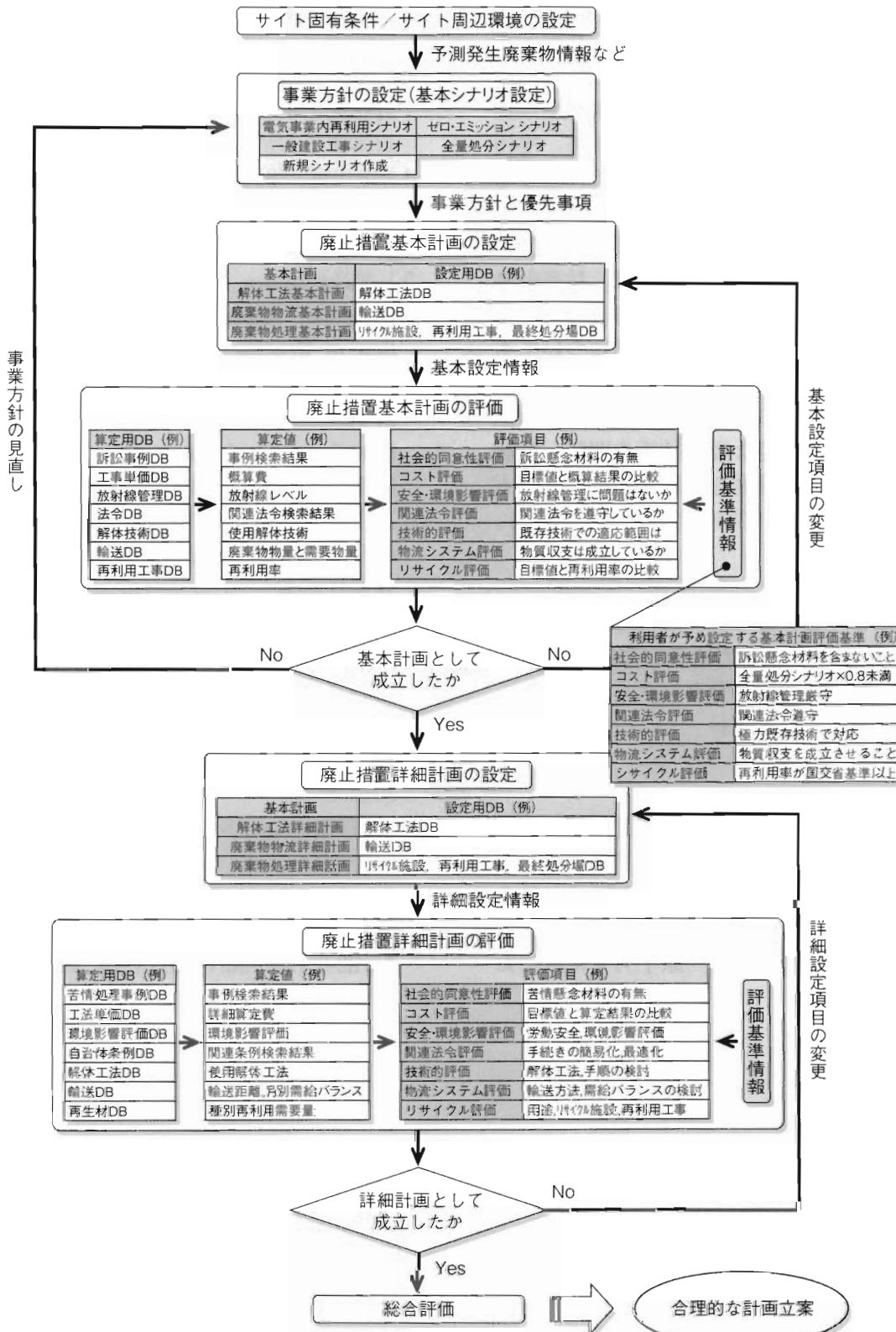


Fig.12 Examination Items for Decommissioning and Necessity of Evaluation System

6. おわりに

わが国にとって、廃止措置事業とは、比較的事業規模の小さい東海発電所において本格的に始まったばかりの事業であり、今後の立地地域周辺にとっては「新規事業」そのものといえる。実用炉級原子力発電所を1基廃炉にするために必要な総事業費は1,000億円規模ともいわれ、このような超大型プロジェクトとなる廃止措置事業を、今後国内において順次進めていく上では、技術的側面だけでなく、地域産業との共生のあり方、情報開示のあり方など、様々な社会的課題についても解決して行かなければならない。

当社もまた、わが国の廃止措置事業推進に貢献すべく、今後も適用可能な要素技術の開発・検証や、各種計画評価、合理的な廃棄物処理・処分方策の検討を進め、提案していきたいと考えている。

謝辞

本原稿をまとめるにあたり、ご指導、ご助言を賜りました（独）日本原子力研究開発機構 敦賀本部 原子炉廃止措置研究開発センター（ふげん）殿に心より感謝いたします。

参考文献

- 1) 小川秀夫、鳥居和敷、石倉武、“21世紀の原子力発電所廃止措置の技術動向 第7回廃止措置技術－コンクリート再利用”，日本原子力学会誌、Vol. 52、No. 3、2010.
- 2) 大鐘大介、廣永道彦ほか、“原子力発電所にお

ける廃止措置・リサイクルシミュレーターの開発”第7回動力・エネルギー技術シンポジウム2000講演論文集、B209、日本機械学会、2000.

- 3) 森下喜嗣、“新型転換炉「ふげん」の廃止措置計画廃止措置の技術課題と技術開発について”、日本原子力情報センター、特別企画、2008.5.
- 4) 佐川寛、“21世紀の原子力発電所廃止措置の技術動向 第2回廃止措置技術－鋼材解体の技術動向日本原子力学会誌、Vol. 51、No. 9、2009.
- 5) Y.Nakamura, K.Kikuchi, Y.Morishita, T.Usui, D.Ogane, “Applicability Examination and Evaluation of Reactor Dismantlement Technology in FUGEN -Examination of Double-tubes Cutting by Abrasive Water Jet” , Proceeding of 14th International Conference of Nuclear Engineering, ICONE14-89380, July 2006.
- 6) 中村保之、丸山信一郎、大鐘大介ほか、“「ふげん」原子炉本体解体に向けたAWJ切断技術の適用性試験”、デコミッショニング技報、No. 38、pp. 43–52、2008.
- 7) “「廃止措置とクリアランスに関する交流会」における意見の整理”、第46回原子力委員会定例会議議題1 「廃止措置とクリアランスに関する交流会の活動について」配付資料1 2010. 8. 31.
- 8) M.Hironaga, S.Ozaki, T.Usui, D.Ogane, et al, “Development of Decommissioning-Recycle Simulator for Nuclear Power Station”, 8th International Conference on Nuclear Engineering, April2-6, Baltimore, MD USA, 2000.

NORMの安全規制をめぐる国際機関の動向について

石黒秀治*

Review of Safety Regulation of NORM in International Organizations

Hideharu ISHIGURO*

自然起源の放射性物質（NORM：Naturally Occurring Radioactive Material）の安全規制についての様々な文書が最近国際機関より刊行されている。

本報告では主要な国際機関として、国際放射線防護委員会（ICRP）、国際原子力機関（IAEA）、欧州委員会（EU）を取り上げ、NORMに対する安全規制の対する取り組みについて、類似の概念である国際機関より刊行された規制免除及びクリアランスレベルの基準値及び算出の考え方並びにNORM利用の現状についてレビューした。

具体的規制免除/クリアランスレベルとして、人工放射性核種の $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ に相当する核種濃度に対して、NORMに含まれる自然起源の放射性核種に対しては 1Bq/g を提案しているIAEA基準が主流となりつつある。

Some documents on safety regulation of NORM(Naturally Occurring Radioactive Material) were recently published by some international organizations. Safety regulation of NORM is similar concept to clearance or exemption and so NORM has been discussed, considering clearance level or exemption level and present status of NORM industries in the related safety reports.

The present paper shows an overview of related reports issued by international organizations such as ICRP, IAEA and EU.

IAEA criteria of 1Bq/g for radionuclides of natural origin is now main standard of NORM safety regulation, though the exemption/clearance level of artificial radionuclides is calculated by values corresponding to $10 \mu\text{Sv}/\text{y}$.

1. はじめに

自然起源の放射性物質(NORM:Naturally Occurring Radioactive Material)の安全規制についての様々な文書が最近国際機関より刊行されている。

自然起源の放射性物質について、放射線防護の觀

点から議論が始まったのは比較的最近のことである。NORMに関しての放射線防護上の考慮が議論される背景として、NORMの様々な利用が社会に広く流布しており、直接消費者との接点を持つという現状がある。

本報告では主要な国際機関として、国際放射線

* : 財團法人 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)

防護委員会（ICRP）、国際原子力機関（IAEA）、欧州委員会（EU）を取り上げ、NORMに対する安全規制の取り組みの概要について報告する。NORMの安全規制の動向を検討するに当たり、必然的に原子力・放射線規制上の規制免除及びクリアランスとセットで議論することになる。即ち法規制上の下限値は規制免除レベルに相当し、クリアランスレベルについても、NORMを含む一般消費財が市民生活に密着した商品として広く流通している現実を踏まえると、安全規制の観点にたてば、NORMの安全規制はクリアランスと極めて類似のカテゴリーと言えよう。

従って、以下のNORMの安全規制について考察することは、国際機関における規制免除及びクリアランスレベル導出の考え方及び具体的なレベルについて論じることになる。

2. 国際機関における取り組みの経緯

NORMに対する安全規制の取り組みは比較的新しくここ20年程の間にそれぞれの国際機関において検討がなされてきた。3機関ともそれぞれ連携しつつ関連文書の整合性を保ちながら審議が進められている。時系列的に整理してTable 1に示す。

Table 1 History of NORM Safety Regulation on Documents by International Organizations

	機関名/出版物	概要
1990年	国際放射線防護委員会(ICRP)基本勧告Pub. 60	NORMの安全管理の必要性を提言
1996年	国際原子力機関(IAEA) Safety Series No. 115 BSS-9 電離放射線への防護と放射線源の安全に関する国際基本安全規準	附則1 免除規準 10 μ Sv/y オーダー規制免除レベルが核種別濃度と放射能量で規定
1996年	国際原子力機関 (IAEA) TECDOC-855固体物質に含まれる放射性核種のクリアランスレベル	規制除外の原則 (コメント公募用の中間報告) RS-G-1.7により削除
2000年	国連科学委員会(UNSCEAR)2000年報告書 Sources and Effects of Ionizing Radiation, 2000 Report	放射線に関する自然環境データの集成
2001年	欧州委員会報告書(EU) RP-122 規制免除とクリアランスの概念の自然放射線源への適用	NORMの規制免除・クリアランスレベルとして300 μ /年を提言
2004年	IAEA RS-G-1.7規制除外、規制免除、クリアランスの概念の適用	クリアランスレベルの具体的値の提言
2004年	IAEA NORM IV 国際シンポジウム ポーランド	第4回NORMに関する国際シンポジウム
2005年	IAEA SRS-44 規制除外、規制免除及びクリアランスのための放射能濃度値の算出	RS-G-1.7とセットとなる報告書であり、技術的に詳細なシナリオおよびパラメーターを提示し安全評価値を算出
2006年	IAEA SRP-49 Assessing the Need for Radiation Protection Measures in Work Involving Minerals and Raw Materials IAEA Safety Report Series No.49	この報告書の目的は、自然線源による被ばくを含む産業活動に関する規準の適用に関する規制当局及び他の国当局を主に対象としている
2007年3月	IAEANORM V 国際シンポジューム スペイン セゴビヤ	最新のIAEA主催の国際シンポ各とのNORM利用状況の最新情報
2007年6月	IAEA Safety Series No. 51 ジルコン及びジルコニア産業における放射線防護とNORM残渣管理	代表的NORM関連産業であるジルコンをめぐる放射線安全の考え方と実態
2007年12月	ICRP113基本新勧告	1990年基本勧告ICRP Pub. 60の改定版

3. NORM利用の現状

NORM中でも主にウランやトリウムを含む放射性物質を含む一般消費財としてどのような物が想定されているかを示す一覧表が欧州委員会放射線防護報告書 (RP-68) として公表されており、

その概要を Table 2 に示す。

さらに、EU RP68にはユニークな視点で一般消費財を分類した表が記載されている。(Table 3 参照) 放射線の特性を利用しているか、放射線以外の特性を利用しているかに着目し、以下の 3 区分に消費財を分類している。

Table 2 Consumer Products Involved NORM Nuclides (EU RP-68)

一般消費財品名	特 徴
①放射線発光塗料としての電飾源	放射線源、発光塗料
②気体状トリチウム光源	トリチウムガスの放射線発光装置利用
③帯電防止ブラシ	α 粒子放出体の静電気除去物
④光学レンズ	レンズの光学的特性の改善
⑤セラミックタイルとテーブルウエア	様々な色の光滑剤
⑥デンタル製品	歯のポーセリンに蛍光発光を与えるため
⑦ガラス器	ウラン化合物の蛍光性を利用したガラス製品
⑧蛍光ランプスタータ	アークのための初期電荷を与えるため R I 付加
⑨電子管・電子照明	電流のながれを促進させるため
⑩白熱光を発するガスマントル	白色発光させるためトリウム添加
⑪電離箱型煙探知機	主としてアメリシウム241を使用
⑫照射済宝石	特定の色の変化又は強調のため
⑬光伝導体装着物	周辺空気の電離により注目範囲を拡大のため
⑭トリウム添加タンクステン溶接電極	電極の有効寿命の延長及びアーク電圧の低減
⑮公衆被ばくのその他の線源	温泉水、建築材料、地質学試料など
⑯温泉水	ラドンを含む井戸水等利用時のラドン被ばく
⑰建築材料	自然起源又は工業プロセスの廃棄物
⑱地質学試料	大量使用時の自然起源核種による被ばく

出典：EU Radiation Protection68「EU加盟国における放射性物質含有コンシューマ・プロダクトに関する調査」[1995]

Table 3 Classification of NORM Consumer Products on Difference of Radiation Use (EU RP-68)

自然の成分として放射性物質を含む一般消費財	放射性物質がある特定の技術的な固有性を改善するために加えられている一般消費財（それらの放射能を利用しない）	その放射能が基本的に利用されており放射性物質を含んでいる一般消費財（ガスのイオン化、蛍光の刺激、崩壊エネルギー等）
①肥料 ②建築資材 ③道路構成材料 ④飲料水	⑤ガラス製品とガラスエナメル ⑥板石とタイル ⑦磁器 ⑧義歎 ⑨眼科のガラス ⑩他の光学ガラス ⑪宝石用原石 ⑫ガスマントル ⑬トリウムタンクステン溶接棒	⑭静電除去装置 ⑮避雷針 ⑯蛍光灯点灯管 ⑰煙探知機 ⑱電子管 ⑲火花間隔照射器 ⑳自発光塗料 ㉑心臓のペースメーカー

4. 國際機関の動向ICRP

4.1 1990年ICRP勧告

ICRPは関心の高いラドンによる被ばく以外のNORMに対する規制免除についての具体的規制値について、現在のICRPでは明確に規定されていない。NORMは安全規制になじまないさらに、具体的行政マターであり主としてIAEAマターと考えていたものと思われる。この従来の考え方の変わる転機になったのがICRP1990年基本勧告(ICRP Pub. 60)で「作業場所のラドン及び自然放射性物質を含む物質を取り扱う作業」「微量の放射性物質を有意に含む物質を取り扱う操業や貯蔵」で作業者が被ばくする場合は、職業被ばくとして管理することが適切であると提言された。

4.2 2007年ICRP年勧告

2007年勧告において、従来の概念をより明確にするために、1990年勧告で使用されていたNORMを利用する「行為」とNORMからの被ばくを制御するための「介入」という用語が、それぞれ「計画された被ばく状況」及び「既存の被ばくの状況」に改められた。

まず既存の被ばく状況についての基本的な考え方方が284項に示されている。

「284項 既存の被ばく状態とは被ばくのコントロールの決定以前からその状況が存在している場合を指す。放射線防護の手段を講じるか、それを考慮するのに十分なレベルの被ばくを生じるようなさまざまな既存状態がありうる。住居や作業現場のラドン、自然起源の放射性物質(NORM)がよく知られた例である。またICRPの防護体系の外側で生じた行動で放出された環境中における残渣、放射性事故、出来事による土地の汚染などの人工的な既存の被ばくの状況に関しても放射線防護の決定をする必要があるかも知れない。」

さらにICRPでは住居および職場でのラドン濃度に参考レベルを提言している。

住居及び職場でのラドンRn-222の放射能濃度

住居：600Bq/m³ 職場：1500Bq/m³

作業中のラドン被ばくが国の参考レベルより高い場合は職業被ばくと見なし、低い場合は職業被ばくと見なさないとしている。

5. IAEA

5.1 BSS(電離放射線に対する防護及び放射線源の安全のための国際基本安全基準1996)

IAEA SAFETY SERIES No. 115

1996刊行のBSS 9ではその附則1で規制免除の一般原則についての記述は以下の通りである。
規制免除に関する一般原則

- ①免除された行為又は線源により引き起こされる個人に対する放射線リスクが規制上重要でないほどに十分に小さい；
- ②免除された行為又は線源の総合的な放射線影響が十分に小さく、ほとんどの状況において当局による管理が是認されない；及び
- ③免除された行為と線源は本来安全であり、①と②の規準との合致に失敗するかもしれないようなシナリオになる幾つかの可能性もない。

行為又は行為内の線源は、すべて実行可能な状況において以下の規準に合致する場合には、更なる考慮なしに免除してよい：

- ①その免除された行為又は線源に起因する公衆の構成員に生ずると予想される実効線量が1年間 $10\mu\text{Sv}$ のオーダーかそれより小さい；及び
- ②1年間の行為の実施により預託される集団実効線量がおよそ1 manSvを越えないかあるいは防護の最適化の評価が免除が最適の選択肢であることを示す。

免除され線源及び免除レベルについてBSSでは免除レベルは核種別に放射能濃度(Bq/g)と放射能(Bq)で示される。行為内の以下の線源は更なる考慮なしに、届出、登録、又は許可の要件を含むこの規準の要件から自動的に免除される。

「いかなる一時期にも、施設内に存在するある核種の全放射能又は放射能濃度のいずれかが、Table 4に与えられている免除レベルを超えない放射能濃度」

5.2 RS-G-1.7(規制除外、規制免除、クリアランスの概念の適用)

(1) 本文書の目的及び適用範囲

RS-G-1.7の目的は、BSSにおいて提案された規制除外、規制免除及びクリアランスの概念を実際に適用する際の放射能濃度値を提案することに

Table 4 Examples of Exemption Level in BSS115

核種	放射能濃度 (Bq/g)	放射能 (Bq)
U-232	1	1000
U-234	10	10000
U-235	10	10000
U-236	10	10000
U-238	10	10000
天然U	1	1000

ある。放射能濃度値の検討に当たっては、規制除外に関しては中程度の量に対する放射能濃度値がBSSに示されていること、また、通常、規制除外及びクリアランスの対象となる物は通常大量であることから、大量物質（1トンのオーダーを越える）について検討を行っている。ただし、本安全指針は下記項目には適用されない。

- (a) 食物、飲料水、動物の飼料及び食物または動物の飼料に使うことを意図された材料
- (b) 空気中のラドン
- (c) 体内中のK-40
- (d) IAEAの輸送規則に従って輸送される物質
- (e) 認可された施設からの排気・排水
- (f) 汚染された土地の再利用

本文書に用意された規制除外、規制免除及びクリアランスを決定する際に使用する放射能濃度を設定するために、2種類の異なる方法が採用された。一番目の方法は、自然起源の放射性核種に適切な放射能濃度値を算出するために、規制除外の概念を適用する。二番目の方法は、人工起源の放射性核種の放射能濃度値を算出するため、規制免除の概念を使用している。使用された方法に関する詳細な議論は安全レポート（SRS No. 44）に述べられている。

また自然起源の放射性核種及び人工起源の放射性核種に対する放射能濃度値はクリアランスに対しても適用可能であるとしている。

(2) 自然起源の放射性核種に対する放射能濃度値

RS-G-1.7で提案している、規制除外の概念を使用して導出された自然起源の放射性核種のための放射能濃度をTable 5に示す。Table 5に示す自然に存在する放射性核種に対する放射能濃度値は

Table 5 Values of Activity Concentration for Radionuclides of Natural Origin

Radionuclide	Activity concentration (Bq/g)
K-40	10
All other Radionuclides of Natural origin	1

UNSCEAR2000に提供された、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選ばれている。自然起源の放射性核種の放射能濃度値は人工放射性核種の放射能濃度値の設定に使用されている $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を基準線量として使用すると、多くの自然物が規制対象となる可能性があり、規制上混乱を生じ、安全性の向上を図ることができないことによるものである。その一方で、高い放射能濃度を有すると認識されている鉱石や鉱石砂を規制の対象から除外すべきでないと考えている。

このため「自然起源の放射性核種の放射能濃度値」は、どこにでもある濃度が人工的に高められていない土壤と鉱石や鉱物砂、産業残滓、廃棄物の間の最適な境界が自然起源の放射性核種の放射能濃度値で 1Bq/g であるという判断で選ばれている。唯一の例外がK-40で、そのレベルは 10Bq/g となっている。

なお、IAEAは、放射能濃度の結果としての個人線量は、BSSで別に取り扱われているラドンのエマネーションからの寄与を除外すれば、約 1mSv/y を越えることはありそうもないだろうとしている。

(3) 人工起源の放射性核種の放射能濃度値

人工起源の放射性核種の放射能濃度値は全ての固体状物質を対象に、外部被ばく、ダスト吸入及び経口摂取（直接及び間接）を包含するように選定された典型的な被ばくシナリオの評価結果に基づいて設定されている。

放射能濃度値の算出に当たっては、以下のようないくつかの実効線量に対する基準線量と線量評価のためのパラメータの組み合わせの考え方が採用されている。

- ・ $10 \mu\text{Sv}/\text{y}$ を基準線量として使用する場合は、現実的なパラメータ値を使用する。
- ・ $1 \text{mSv}/\text{y}$ を基準線量として使用する場合は、低

確率なパラメータ値を使用する。

また、皮膚被ばくに対する基準線量としては、皮膚に対する確定的影響の発生を防止する観点から、50 mSv/年が採用されている。

上記考え方に基づき核種別の放射能濃度値が提案されている。

(4) 放射性核種の混合物

自然起源の放射性核種の混合物については、個々の放射性核種の濃度は、Table 5に与えられた放射能濃度値の当該値を下回るべきである。人工起源の放射性核種の混合物を含む物質については、次式を使用すべきである。

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{(\text{activity concentration})_i} \leq 1$$

C_j ：人工起源の放射性核種*i*の平均放射能濃度(Bq/g)、

(activity concentration) *i*：放射性核種*i*に対する基準放射能濃度値、
n：存在する放射性核種の数。

自然起源と人工起源両方の核種の混合物に関しては、自然起源及び人工起源両方の条件が満たされるべきである。

5.3 IAEA Safety Reports Series No.44 (2006)

「規制除外、規制免除及びクリアランスのための放射能レベルの算出」

(1) 安全評価シナリオ

SRS No. 44においては、Table 6に示す被ばくのシナリオに基づいて、食料品と飲料水を除く人工起源の核種を含む物質について放射能濃度値を求める計算が示されている。被ばくのシナリオについては「現実的なパラメータを用いた評価」と「低確率なパラメータを用いた評価」の2通りの計

Table 6 Scenarios and Exposure Pathways in SRS No.44

シナリオ	シナリオの内容	被ばく者	関連する被ばく経路
WL WL	処分場あるいはその他の施設(鉄物工場以外)の作業者の被ばく	作業者	処分場での外部被ばく
			処分場での吸入
			汚染物質の直接摂取
WF WF	鉄物工場の作業者の被ばく	作業者	鉄物工場での機器あるいはスクラップの山からの外部被ばく
			鉄物工場での吸入
			汚染物質の直接摂取
WO WO	他の作業者(例、トラック運転手)の被ばく	作業者	機器あるいはトラックの荷からの外部被ばく
RL (RL-Cと RL-A) RL	処分場又は鉄物工場の以外の施設の周辺居住者の被ばく	子供(C)(1~2歳) と成人(A)(>17歳)	処分場又は鉄物工場の以外の施設の周辺での吸入摂取
			汚染した土地で栽培した食物の経口摂取
RF RF	鉄物工場の周辺居住者の被ばく	子供(1~2歳)	鉄物工場周辺での吸入摂取
RH RH	汚染した材料で建設した家屋の居住者の被ばく	成人(>17歳)	家屋内の外部被ばく
RP RP	汚染した材料で建設した公共の場の周辺居住者の被ばく	子供(1~2歳)	公共の場での外部被ばく
			汚染したダストの吸入摂取
			汚染した物質の直接経口摂取
RW (RW-Cと RW-A) RW	個人用井戸からの水を使用又は汚染した川からの魚を消費している居住者の被ばく	子供(C)(1~2歳) と成人(A)(>17歳)	汚染した物質の直接経口摂取
SKIN SKIN	鉄物工場等の作業者の被ばく	作業者	手等へのダストの沈着に伴う被ばく

算が行われ、それぞれ $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ 及び $1\text{mSv}/\text{年}$ の実効線量規準に対する放射能濃度値が求められている。これらのシナリオに基づいて求められた放射能濃度値のうち、最も小さい濃度値が、クリアランスレベルとして適用可能な放射能濃度値として示されている。

(2) 放射性核種濃度値のための放射線学的根拠

「自然起源の放射性核種に対して核種毎の放射能濃度値を同じ放射線学的規準に基づいて導出すると、その値が、自然環境中に存在する物質に見られる濃度よりも低くなることが多い。このように、自然の建築材料を使った家屋の建設や多くの地域での土地の使用でさえ、それまでは放射線学的な視点からの規制がなかった人間活動が規制を受ける可能性がある。天然起源の放射性核種に対してレベルを設定しようとすると、その設定によって防護が改善されそうもないことが多々ある状況において、そのような幅広い規制上の問題を引き起こすことになり、この設定作業に規制の資源を使うのは最適といえない。したがって、自然起源の放射性核種に対する放射能濃度値の導出は、規制資源も含め、防護の最適化により重点を置いた手法に基づくこととした。」

規制除外すべき自然起源の放射性核種を含有する物質を明確にする目的は、規則によって本当に防護を改善出来る重大な放射線学的リスクを持つ物質を明確にすることにある。同時に、採り上げる物質の数は、規制が実質的に管理できなくなることのないように、それ程多くすべきではない。

線量規準 $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ を適用することは、自然起源の放射性核種に対して実際的でない。自然起源の放射性核種を含有する物質のレベルの選定にあたっての大きな問題は、環境中の大多数の自然物質が規制除外されるような高いレベルを選ぶと、リン酸スラグの放出がそれ以上の検討なしに規制除外されるといった状況がいくつも許されるということである。逆に、低い値を選ぶとBSSを必要に適用することが起こると考えられる。そういうことで、放射能濃度値は、独立した機関から得られた自然起源の放射性核種の濃度の世界的な分布を考慮して導出した。」

5.4 IAEA Safety Reports Series No. 49

Assessing the Need for Radiation Protection Measures in Work Involving Minerals and Raw Materials

本報告書の中でNORMに係る12分野に分類した産業の作業者と公衆の被ばく線量の現状について広く調査した興味深い結果が公表されておりTable 7に示す。

5.5 IAEA NORM 5国際シンポジウム

NORMに関するIAEA主催の国際シンポジウムが2007年3月にスペインのセビリアで開催され、各国のNORMの利用状況、規制の現状と問題点などが報告された。その報告書が2008年6月に公開された。最初の第一回国際シンポジウムが1997年オランダのアムステルダムで開催されて以来今回で5回を数える。その会議の総括としてNORMの利用および規制について以下のように報告された。

(1) 全体に係る結論

①Thを扱う多くの産業利用、そのうちのいくつかは有意の作業者の被ばくをもたらすが、非放射性物質の利用により、だんだんと縮小の傾向にある。

②このことは、ダストレベルや作業時間の管理が適切に実施されるならば、有意な被ばくをもたらすものとして、以下のものが残されている。

—Thの濃度が高い鉱石（モナサイトなど）の処理

—ウラン鉱石の採掘と処理

—高濃度のRn濃度レベルの伴う地下採掘及び類似の作業環境

③一般公衆に対する被ばく線量は、通常の環境保護手段、例えば、放出管理が実施されるならば十分に $1\text{mSv}/\text{年}$ 以下が達成可能である。

④非現実的なモデルの想定は、時に線量計算において、2ないし3オーダーのオーバー評価になることがある。このことは規制の必要の際、間違った結論に至ることになる。

(2) 規準及び規制の調和

①行為に対するNORM規制のための基準として 1Bq/g 及び 10Bq/g は今や徐々に広く受け入れられている。

Table 7 Worker Doses and Public Doses in Some of the 12 NORM Industries(mSv/a)

NORM関連産業分野	作業者の被ばく線量	公衆の被ばく線量
① ウラン鉱石採鉱・処理	3-4(av.)	0.02-0.04
② 貴金属抽出 —原料砂からモナザイト分離 —REE s の化学分離	1.5-7 3-9	
③ トリウム抽出 —トリウム化合物の生産 —ガスマント5 rルの生産 —その他トリウム利用	~10(max) 1-10 0-0.3	
④ ニオビウム採鉱		
⑤ 非ウラニウム採鉱	0.1-8.5(av) 1-10	0-0.2
⑥ 石油・ガス	0-1.6	0.002
⑦ リン酸工業	0.02-1	0.001-0.2
⑧ ジルコン・ジルコニア —熱ジルコニア生産 —その他】	0.7-3.1 0.01-1	0-0.1
⑨ TiO2顔料生産	0.03-1	0
⑩ 金属生産 (Sn,Cu,Al,Zn,Pb) —鉄・鋼生産 —red mud廃棄		0.01 0.01
⑪ 石炭などの燃焼	0.15(max)	0.01
⑫ 水処理 (Rn 固体残留物)		

② 1 mSv/年は今や行為に関するNORMの規制免除レベルとして一般化してきている。

③国際間の増大する貿易摩擦の中、より一層の調和協調が依然として求められている。

(3)NORM廃棄物の削減

①NORM残渣やNORMが付着した物品の再利用は廃棄物の削減に有効である。特にリン酸製造の副産物であるリン酸石膏の有効利用が注目されている。しかし建材への利用はラドンの被ばくを増加させるので注意が必要である。

②NORMが付着した金属材料の再熔解はそれなりの注意をすれば問題ない。スペインで開発された汚染金属の再利用のプロトコール（許認可手続き）はNORMにとっても有効である。

(4)廃棄物となったNORM残渣の管理—

①NORM廃棄物の処理処分の知識が蓄積されつつあるが、各国とも処分に必要な施設は不十分である。

②適切に管理された廃棄物による放射線被ばく

それ自身は非常に低いが、一方で、環境問題、安全性、財政問題などはかなり安易に考えられている。

- ③埋立処分による放射線被ばくの問題は無いが、むしろ重金属汚染などが心配である。
- ④高濃度のNORM汚染物は処理技術の開発ができるまで、当分の間保管管理が適當である。
- ⑤希土類の抽出工程で発生する高濃度の廃棄物は、トレーンチ埋設、容器保管などがなされている。

6. EU(欧州委員会)放射線防護報告書RP-122 (規制免除とクリアランスの概念の自然放射線への適用)

本報告書は、欧州委員会の専門家グループにより、EU指令書(96/29Euratom)（基本安全基準）タイトルVIIに基づいて、鉱石を採掘または処理する産業から生じる物質あるいは自然起源の放射性物質(NORM)を考慮した規制免除レベルとクリ

アランスレベルを導出するための方法を提案したものである。指令書は、介入と行為に加え、3番目のカテゴリーとして自然放射線に含むものとして、作業活動（Work Activity）を導入している。

この報告書の内容は、自然放射線源の規制の方針、自然起源の放射性物質を処理する産業の現状、規制免除とクリアランスの概念適用のための原則、及び一般クリアランスレベルと規制免除レベルの算出方法とその値を示している。これらの値は、鉱石中で通常見いだされる濃度の高いほうの範囲内にあり、規制が実効可能であるとしている。

本報告書の中で自然起源の放射性核種の高められた濃度を持つ物質、通常TENORMと呼ばれる物質を取り扱う産業界及び生成物についてその現状が要約され、報告されているのでTable 8に示す。

本報告書では、自然放射性物質の免除レベル及

びクリアランスレベルとして $300 \mu\text{Sv}/\text{年}$ が提案されているがその検討過程として評価シナリオと被ばく経路についてTable 9に、各タイプ別のNORMの規制免除レベル/クリアランスレベルをTable 10に、また提案された自然放射性核種の丸められた免除レベル/クリアランスレベルをTable 11に示す。

結論として以下のように要約している。

「NORM産業により処理され、放出される物質は、大量であるので、規制免除とクリアランスの概念は一緒になり、それらは1組のレベルを定めることが適切である。

自然線源に対する値の規定は、基本安全基準の付属書1の中で確立されている「取るに足りないリスクの規準」に基づいて進めることはできない。作業活動に対しては、個人の年間被ばくは $10 \mu\text{Sv}$ よりずっと高いことがあり、また集団線量が非常

Table 8 Examples of Industries Handling TENORM (RP-122)

産業/生成物	放射性核種及び代表的な放射能濃度
リン酸塩産業（肥料製造） リン酸（洗剤及び食品）	副産物石膏：1 kBq/kg Ra-226 高濃度のRa（100 kBq/kg）はプラント内で沈殿することがある（缶石）
硫酸製造	黄鉄鉱： $> 1 \text{ kBq/kg}$ を含む鉱滓
炭坑の脱水プラント	スラッジは50 – 100kBq/kgを含むことがある
石炭及びフライアッシュ	フライアッシュ：代表的には 0.2 kBq/kg U , Th 10 kBq/kg までのレベルが特別な状況で報告されていた。建築材料としてのフライアッシュの再使用
金属製造：精錬所	放射能がスラグ及び炉粉塵中に濃縮することがある。廃棄物（~ 100 kBq/kg ）の再使用
マグネシウム/トリウム合金	最終製品の合金中で最高4%Th 原料合金中の代表値20%Th
希土類：モナザイト砂の処理、その他	セリウム、ランタン、その他の希土類鉱石：最高 10 kBq/kg U , 最高 1000 kBq/kg Th 廃棄物の流れ及び粉塵中の放射能は非常に高いことがある
鋳造砂	ジルコン砂（1 – 5 kBq/kg） モナザイト砂（最高 1000 kBq/kg ）
耐火材、研磨剤、セラミック	ジルコニウム鉱物： 5 kBq/kg U , 1 kBq/kg Th
石油/ガス産業	缶石中のラジウム（通常 $1 - 100 \text{ kBq/kg}$, しかし、最高 4000 kBq/kg ）Th及び壊変核種（最高50%）もおそらくそうである。
TiO ₂ 顔料産業	原材料物質：チタン鉄鉱及びルチル： 1 kBq/kg U , Th； 5 kBq/kg までの廃棄物の流れ
トリウム溶接棒及びガスマントル	トリウム溶接棒：最高 500 kBq/kg ； トリウムガスマントル：酸化トリウム95%
陶磁	最高0.03% U
光学産業及びガラス製品	ある種の研磨粉中の希土類化合物（例えばセリウム）：Th, U ある種のガラス製品：最高10%のUまたはTh 眼鏡及び接眼鏡用光学ガラス：着色のためUまたはThを添加。ある種の光学レンズ：Th最高30%；ある種のレンズコーティング物質

Table 9 Overview of Exemption/Clearance Levels

シナリオ	作業者に対する被ばく経路	一般公衆に対する被ばく経路
リサイクル	<ul style="list-style-type: none"> ・長距離/短距離輸送 ・中量の屋内貯蔵（処理有/無） ・大量の屋外貯蔵（処理有/無） ・NORMを含む道路工事 ・NORMを含む建材を用いる建築 ・希釈されていないNORMを用いる建築 	<ul style="list-style-type: none"> ・公共の場所/運動場の表層のNORM ・NORMを含む建築材料による家屋の住民 ・遮へいのない表面のカバーとして希釈されていないNORMを用いた家屋の住民
処分	<ul style="list-style-type: none"> ・長距離/短距離輸送 ・処分または埋め立てによる処分 	・堆積または埋め立ての近くの家屋の住民

Table 10 Results of the Calculation of Exemption/Clearance Level of NORM Wastes

(KBq/Kg)

	岩石廃棄物		灰		砂		鉱滓		スラッジ	
	作業者	公衆	作業者	公衆	作業者	公衆	作業者	公衆	作業者	公衆
U-238sec	0.65	0.43	0.68	1	0.68	0.43	0.49	0.43	5.6	70
Unat	5.2	28	5.2	29	5.2	30	5.2	33	85	1900
Th-232sec	0.45	0.3	0.49	0.72	0.49	0.3	0.35	0.3	3.9	53
Th-232	5.4	3.1	5.4	16	5.4	28	5.4	22	100	290
K-40	8.3	4.2	9.9	10	9.7	4.2	6.6	4.2	78	1700

Table 11 Rounded General Clearance Level in Bq/g

	すべての物質 (Bq/g)	石油/ガス産業等湿った スラッジ (Bq/g)
U-238sec	0.5	5
Unat	5	100
Th-232sec	0.5	
Th-232	5	100
K-40	5	100

に重要になりうる。10 μ Svで制限を課すならば、実際、自然の変動以下の、自然放射線バックグラウンドに対しそのような小さい増加を管理体系に適用することは一般には不可能であろう。したがって、自然起源の放射性核種に対する規制免除—クリアランスレベルは、行為に対するよりも高い線量レベルに設定すべきであり、年間300 μ Svの規準を提案する。」

この規準は、以下の理由で正当化されるとしている。

- ・自然放射線バックグラウンドからの全実効線量の地域的変動と同程度か、それより小さい（外部被ばくのみ）

- ・建築材料に対して提案された規制免除レベル（RP-112）と一貫している。
- ・廃液の管理に対して役立つように考えられているいかなる線量拘束値（行為に対してICRPにより勧告されている300 μ Sv、作業活動に対してさらに高い1 mSv）とも一貫している。

7.まとめ

（1）クリアランスレベルの算出根拠

IAEA及び欧州委員会におけるクリアランスレベルの検討においては、自然放射性核種と人工放射性核種を区別して検討している。

IAEAのRS-G-1.7では自然起源の放射性核種に対する放射能濃度レベルは、世界規模での土壤、岩石、砂及び鉱石中の自然起源の放射性核種の放射能濃度の分布の上限に対する考慮に基づいて設定しており、U-234、U-235及びU-238については1 Bq/gを提案している。これに対して人工放射性核種は $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を基準線量として被ばく線量評価シナリオに基づいて核種毎のクリアランスレベルが提案されている。

一方、欧州委員会の評価においては、人工放射性核種の評価は基本的にはIAEAと同様の考え方がとられている。自然放射性核種については「行為」に対するクリアランスレベルと「作業活動」に対するクリアランスレベルを区別し、前者に対しては人工放射性核種と同様の $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を基準線量として導出されているが、後者に対しては、「行為」に対する個人線量基準($10 \mu\text{Sv}/\text{年}$)を基礎としてレベルを定義することに意味がなく代わりに自然放射線源からのバックグラウンド被ばくに加えて $300 \mu\text{Sv}/\text{年}$ のオーダーの線量増加を基準として適切であるとしてクリアランスレベルが導出されている。

(2)NORMをめぐる産業界及び消費流通機構を含めてNORM利用の実態把握が欧州を中心によく行われている。各種報告書にその実態調査の結果が報告されている。

(3)国際機関のNORMに関する動向としては、

IAEAがNORMに関する実態調査及び規準等の提言において中心的役割を担っている。

参考文献

- 1) "International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources" (BSS: IAEA Safety Series No. 115), IAEA, Vienna, 1996
- 2) European Commission, "Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption, II :Application of the Concepts of Clearance and Exemption to Radioactive Source", Radiation Protection122, Office for Official Publications of European Communities, Luxembourg ,2001
- 3) IAEA Safety Guide RS-G-1.7 "Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance" Vienna,2004
- 4) IAEA NORM conference V , "Proceedings of the fifth International Symposium on Naturally Occurring Radioactive Material",IAEA, Vienna, 2007
- 5) International Commission on Radiological Protection 2007 Recommendation of ICRP
- 6) IAEA Safety Reports Series No.44 "Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance", IAEA, Vienna, 2005

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.

© デコミッショニング技報 第43号

発行日 : 平成23年3月25日

編集・発行者 : 財團法人 原子力研究バックエンド
推進センター

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

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