

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：「ふげん」の廃止措置
技術報告：カワサキプラントシステムズ(株)における発電所
廃止措置及び廃棄物処理技術
東海発電所におけるクリアランス測定・評価に
ついて
核燃料サイクル施設の廃止措置における安全上
重要課題の検討
技術概説：ウラン取扱施設におけるクリアランスについて

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

RANDEC

RANDECは、原子力施設のデコミッションング(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

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。

デコミッションングに関する技術・情報を提供します。

デコミッション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。

デコミッションング及び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34号 (2006年9月)

目次

巻頭言

『ふげん』の廃止措置	1
	岸和田 勝実

技術報告

カワサキプラントシステムズ(株)における発電所廃止措置及び廃棄物処理技術	2
	武仲 五月、佐藤 康士、山崎 誠一郎

東海発電所におけるクリアランス測定・評価について	18
	苅込 敏、札本 真介、沼田 邦夫

核燃料サイクル施設の廃止措置における安全上重要課題の検討	26
	水越 清治、助川 武則

技術概説

ウラン取扱施設におけるクリアランスについて	40
	船橋 英之、片寄 直人、岩沢 信夫

Journal of the RANDEC

No.34 Sep. 2006

CONTENTS

Technical Report

- Nuclear Power Plant Decommissioning and Waste Management Technology of Kawasaki Plant Systems ... 2
Satsuki TAKENAKA, Kouji SATOU, Seiichiro YAMAZAKI
- Clearance Monitoring Planning at Tokai Power Station 18
Satoshi KARIGOME, Shinsuke FUDAMOTO, Kunio NUMATA
- Study on Safety Issues on Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities 26
Seiji MIZUKOSHI, Takenori SUKEGAWA

Exposition

- Clearance concerning the Uranium Handling Facilities 40
Hideyuki FUNABASHI, Naoto KATAYOSE, Nobuo IWASAWA

Nuclear Power Plant Decommissioning and Waste Management Technology of Kawasaki Plant Systems

Satsuki TAKENAKA, Kouji SATOU
Seiichiro YAMAZAKI

J.RANDEC, No34 (Sep.2006) page2~17, 18 Figures,
10 Tables, 1 Photo

The decommissioning of Tokai Power Station (Tokai-1) of the Japan Atomic Power Company (JAPC) is remarked, because it is the first commercial nuclear power plant (NPP) being dismantled in Japan.

Kawasaki Plant Systems Ltd. (K Plant) took part in the plant construction of the Tokai-1 and presently has investigated the decommissioning methods with JAPC. We have reached to the conclusion that the large sized heat exchangers should be dismantled by jack-down method with the purpose of preventing radioactive materials diffusion and keeping safety.

The K Plant has also developed the techniques for waste reduction by way of melting and cutting, for decontamination and for the radioactive waste handling.

The present paper shows an overview of the R&D results gained by the K Plant for NPP decommissioning and the waste management.

Clearance Monitoring Planning at Tokai Power Station

Satoshi KARIGOME, Shinsuke FUDAMOTO
Kunio NUMATA

J.RANDEC, No34 (Sep.2006) page18~25, 2 Figures, 4
Tables, 5 Photos

Since the Tokai Power Station (Tokai-1) started decommissioning works from December 2000, radioactive wastes have been generated along with the dismantling works such as removal of the fuel charge machines. The clearance regulation system was introduced in the amendments of Japanese Reactor Regulation Law in 2005. In response to the introduction, a gamma activity analyzer/detector for clearance metal from Tokai-1 was installed in the unit and, clearance-level-measurement and its evaluation methods for To-

kai 1 metals, were applied to get approval from the Japanese regulating authority. After the method would be approved the measurement of the metallic scraps would be begun for effective material recycling.

Study on Safety Issues on Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities

Seiji MIZUKOSHI, Takenori SUKEGAWA
J.RANDEC, No34 (Sep.2006) page26~39, 10 Figures,
5 Table

Technical information including available dismantling technologies and residual radioactive contamination is required to establish safety standards for the regulatory review for the future decommissioning of nuclear fuel cycle facilities. We have acquired the technical information on the past and on-going decommissioning projects of domestic and foreign uranium enrichment facilities and fuel reprocessing facilities. This report introduces the information and the study on the safety issues concerning the decommissioning.

Clearance concerning the Uranium Handling Facilities

Hideyuki FUNABASHI, Naoto KATAYOSE
Nobuo IWASAWA

J.RANDEC, No34 (Sep.2006) page40~44, 2 Figures,
2 Tables

This paper describes the characteristics of uranium contaminated waste and the expected material for clearance from the uranium handling facilities of Japan Nuclear Fuel Limited, uranium fuel fabricators and Japan Atomic Energy Agency. This paper also explains the method to establish the value of activity concentration applicable to clearance level of Uranium stated in the IAEA safety guide RS-G-1.7, "Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance" and the applicability of the method in Japan.

「ふげん」の廃止措置



日本原子力研究開発機構
敦賀本部新型転換炉ふげん発電所

所長 岸和田 勝実

新型転換炉（ATR）原型炉「ふげん」が運転を終了したのは平成15年3月29日、早くも3年が経過した。運転終了とともに炉心から燃料を取り出し、原子炉冷却系の系統除染を実施した。また、廃棄物量の評価のため、運転停止前から炉心構造材の放射化量評価のため運転時の中性子束分布測定やコンクリートの汚染状況等の調査を進めてきた。

当初は、サイトからの使用済燃料搬出後に解体届を提出すべく準備を進めてきたが、昨年12月に原子炉等規制法が改正、施行され原子力施設の廃止措置に関する安全規制の充実が図られたことを受け、本格解体に向けた所要の準備作業を円滑に進めるため、早期の廃止措置計画書の申請、認可に向け準備を進めている。

「ふげん」の廃止措置を進めるにあたり心がけていることは、安全に合理的に進めるのはもちろんであるが、約37万トンにも及ぶ廃棄物（推定値、内約35万トンは放射性廃棄物として取り扱う必要がないと予想され、そのほとんどがコンクリート）を資源として可能な限り再利用することと、建設・運転時代にお世話になった地域の皆様との絆を大切にしながら進めることである。

おりしも福井県では若狭15基の原子力発電所を軸にエネルギー研究開発拠点化計画が策定され、その推進組織が活動を開始した。「ふげん」も研究開発拠点のひとつと位置づけられ、廃止措置研究開発センターとしてその機能が期待されている。「ふげん」の運転終了を機に地元敦賀商工会議所には廃止措置研究会が旗揚げし活発に調査研究が進められている。その中で、解体資材の再利用は主要テーマとして調査・検討が行われている。

原子力安全技術センターが文部科学省の受託事業「試験研究炉等廃止措置安全性実証等」として進めている「ふげん」での解体実証試験も本格化してきた。また、原子力安全・保安院の受託研究として原子力安全基盤機構の下で進められる「福井県における高経年化研究」においても、「ふげん」の実機材料が研究対象として活用されようとしている。

「ふげん」が若狭15基の先陣を切って廃止措置される原子力発電所としての先駆的役割を期待されていることから、この事業を円滑に遂行していくため、徹底した情報の開示と地域（産業界、大学、電気事業者等）における連携を強めていくことにより、安全・安心の信頼関係を継続していくことが重要と認識している。

「ふげん」の使用済燃料は東海再処理センターで再処理され、やがて「もんじゅ」の燃料として敦賀に戻ってくる。また、「ふげん」における核燃料サイクル（プルトニウム燃料の利用）を支えた減速材の重水は、カナダOntario Power Generation社のCANDU炉で再利用されるため搬出作業が続いている。同様に、約35万トンにも及ぶと見られる再利用可能な解体資材（主にコンクリート）も地元産業界や大学等のお知恵を借り、リサイクルできればと願っている。

また、「ふげん」では運転終了を機に安心して見学していただけるよう保安処置を進めてきた。現在では、運転中には容易に近寄れない炉心を真下から見てもらい、見学者の皆様から好評を頂いている。「ふげん」は原型炉として開発、運転され、技術開発にも果敢にチャレンジして多くの成果を出してきた。その象徴が我が国の自主開発炉としてプルトニウムリサイクルを実証したことにより受賞した米国原子力学会のランドマーク賞である。先人の残してくれた栄誉を「ふげん」魂として引継ぎ、廃止措置を完遂したいと願っている。

カワサキプラントシステムズ(株)における発電所廃止措置及び 廃棄物処理技術

武仲五月*、佐藤康士*、山崎誠一郎*

Nuclear Power Plant Decommissioning and Waste Management Technology of Kawasaki Plant Systems

Satsuki TAKENAKA*, Kouji SATOU*, Seiichiro YAMAZAKI*

日本初の商業用原子力発電所である日本原子力発電株式会社殿（以下、原電殿）の東海発電所の廃止措置は、事業主体が国や研究機関ではなく民間企業である電力会社であること、また、これまでの我が国の廃止措置の中で最大規模であることなどから、我が国の今後の廃止措置に大きな影響を与える点で注目されている。

カワサキプラントシステムズ(株)は東海発電所の建設にも携わり、今回、廃止措置についてもこれまで原電殿とともに研究を続けてきた。本研究において、一次冷却材のバウンダリを構成する機器のうちで、原子炉に次ぐ大型構造物である熱交換器の解体に対し、放射性物質の汚染拡大防止や作業の確実性、安全性の確保の観点から魅力あるジャッキダウン工法の適用を計画し、研究開発を続けてきた。同時に、廃止措置に伴う廃棄物を減容するための溶融技術、切断技術、除染技術及び廃棄物の取扱技術にも注力してきた。

本稿では、これらの研究開発の成果を紹介する。

The decommissioning of Tokai Power Station (Tokai-1) of the Japan Atomic Power Company (JAPC) is remarked, because it is the first commercial nuclear power plant (NPP) being dismantled in Japan.

Kawasaki Plant Systems Ltd. (K Plant) took part in the plant construction of the Tokai-1 and presently has investigated the decommissioning methods with JAPC. We have reached to the conclusion that the large sized heat exchangers should be dismantled by jack-down method with the purpose of preventing radioactive materials diffusion and keeping safety.

The K Plant has also developed the techniques for waste reduction by way of melting and cutting, for decontamination and for the radioactive waste handling.

The present paper shows an overview of the R&D results gained by the K Plant for NPP decommissioning and the waste management.

* : カワサキプラントシステムズ(株) プロジェクト開発総括部 原子力室
(Nuclear Plant Office, Project Development Department, Kawasaki Plant Systems, Ltd.)

1. はじめに

日本における原子力開発は、半世紀を超える歴史を持ち、その創生期において建設された発電所や研究設備等ではその使命を終えたものもある。これらの発電所や研究設備等は、既の実施されたものも一部あるが、順次、廃止措置が取られることが計画されている。日本初の商業用原子力発電所である原電殿東海発電所も平成10年に運転を停止し、現在は安全貯蔵期間中となっている。

カワサキプラントシステムズ(株)は、本発電所の建設に携わり、運転停止まで、機器点検を行ってきたことから、本発電所の廃止措置についても原電殿とともに20年以上の研究を続けてきている。本稿では、この東海発電所廃止措置のうち当社が建設を担当した一次冷却材の熱交換器の解体技術を紹介する。

また、廃止措置に伴い発生する廃棄物や原子力施設運転に伴い発生する廃棄物取扱技術に関しても、当社では特に注力して研究・開発を行ってきた。この廃棄物処理技術についても併せて紹介する。

2. 発電所廃止措置技術

日本原子力発電(株)殿（以下、原電殿）の東海発

電所が平成10年3月に運転を停止した。現在、本発電所は安全貯蔵期間中にあるが、まもなく日本は商用炉の廃止措置が継続して行われる時代に突入することが予想される。

カワサキプラントシステムズ(株)では、時代の要求に応えるべく、長年に亘り、切断、材料選別、除染、減容といった原子力施設の廃止措置に特有な処理 (Fig.1) について研究開発を行ってきた。

本章では、本年度から開始される原電殿東海発電所の工事 (Table 1 参照) のうち、当社が納めた熱交換器の撤去工事について、原電殿と共同で立案した解体工法について紹介する。

2.1 当社技術の展開

カワサキプラントシステムズ(株)は、川崎重工業(株)のプラント部門が平成17年に分社独立した会社である。当社は東海発電所 (Photo 1) の建設の際、熱交換器 (蒸気発生器、750t×4基) その他の機器の製造業者として携わり、平成10年の営業運転停止まで、これら機器の定期点検を実施してきた。

東海発電所は、コールドターホール改良型の天然ウラン・炭酸ガス冷却型原子炉で、昭和41年7月に日本で初めての商業用原子力発電所として営業運転を開始したものである。以来、約32年間、日

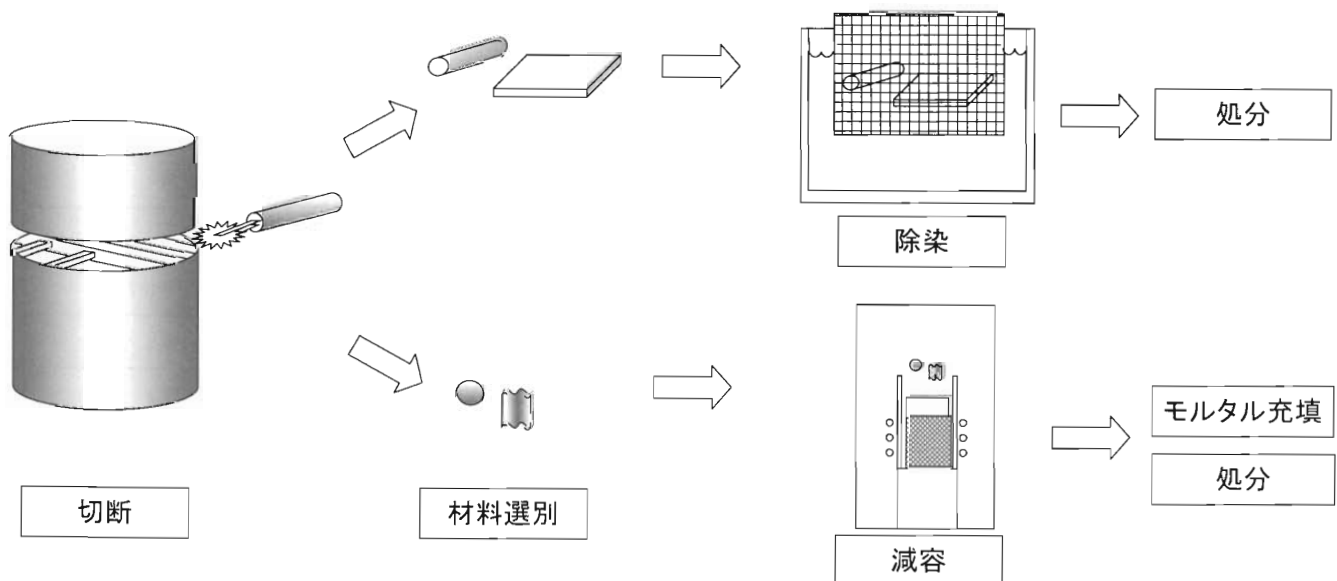
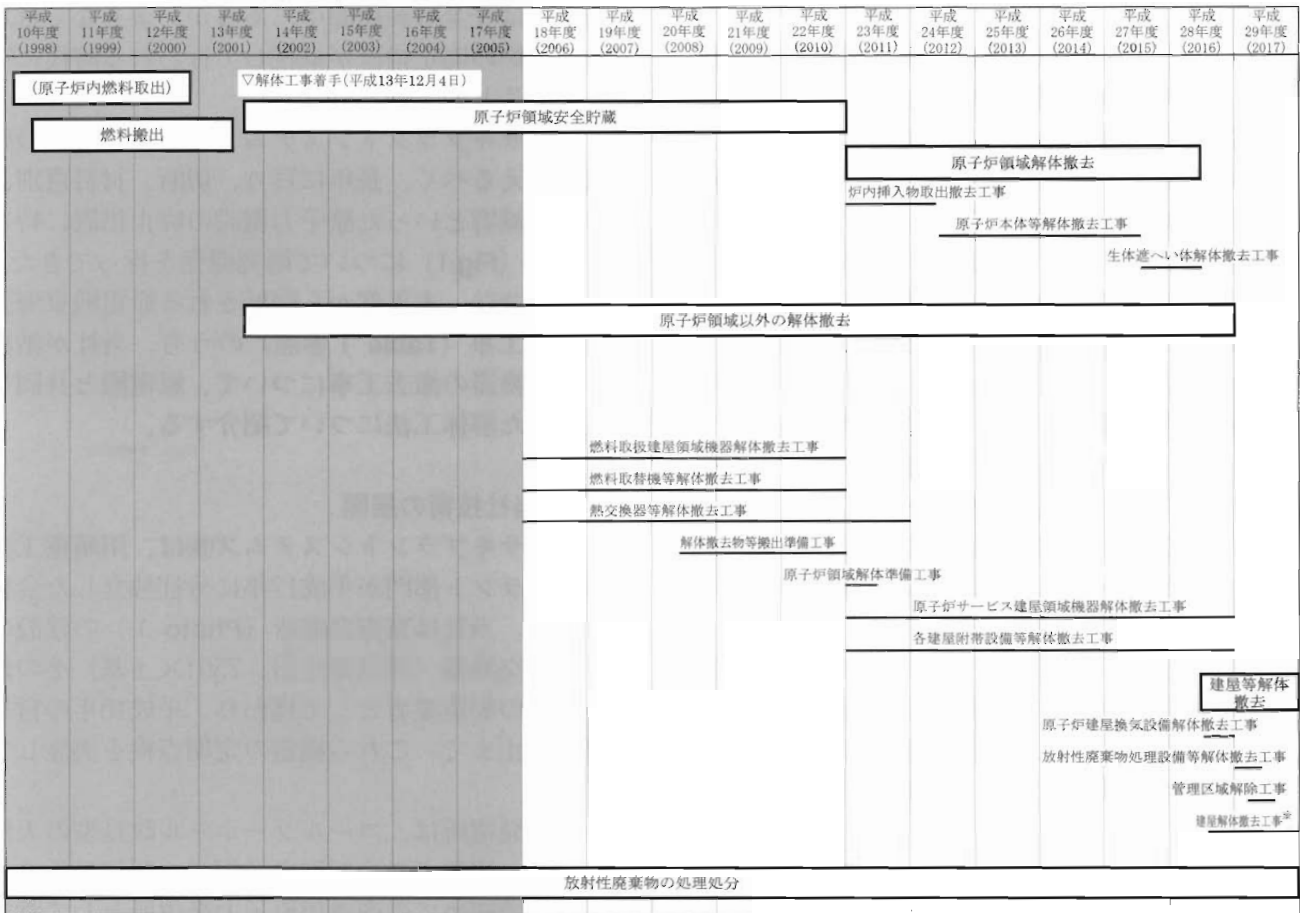


Fig.1 Dismantling Process of Nuclear Facilities

Table 1 Decommissioning Schedule of Tokai Power Station



※ 汚染のない建屋（非管理区域の建屋及び管理区域解除後の建屋）の解体工程を示す。

凡例 : 廃止措置工程
 : 参考工程（廃止措置工事の目安工程）

(原電殿ホームページより)



Photo 1 Outside View of Tokai Power Station

本の原子力発電技術の向上に貢献してきたが、平成10年3月に営業運転を停止した。東海発電所の主要諸元をTable 2に示す。

Table 2 Basic Specifications of Tokai Power Station

項目	仕様
炉型	コールドターホール改良型
冷却材	炭酸ガス
減速材	黒鉛
燃料	天然ウラン (約 187t)
熱出力	5 8 7 MW t
電気出力	1 6 6 MW e
建設開始	昭和35年 (1960年) 1月
営業運転開始	昭和41年 (1966年) 7月
運転終了	平成10年 (1998年) 3月

東海発電所の廃止措置に当たっては、20年近く原電殿とともに研究開発を実施し、最適な解体工法、処理処分方法を検討してきた。

特に、熱交換器については、当社の大型構造物取扱技術を活かし、原電殿が自身で解体撤去工事を行う（以下、直営工事）ということを念頭に、安全上の観点から高所作業が少なく、汚染管理区域を極力小さくできるジャッキダウン工法を提案した。

また、当社にて実績が豊富で、狭隘な作業場所で簡便な重量物取扱を可能とする分割体搬送装置を設計し導入する。さらに当社の遠隔ハンドリング技術を活かし、原電殿の作業省力化を踏まえた遠隔把持搬送装置を設計し導入する。

2.2 熱交換器の概要

東海発電所の熱交換器（SRU：Steam Raising Unit）は、原子炉圧力容器の周囲に4基設置されており、一次冷却材（炭酸ガス）は熱交換器の上から下へ向かって流れて水と熱交換する構造となっている（Fig. 2）。熱交換器内部は6層の伝熱管群（チューブバンク）に分かれており（Fig. 3）、各層のチューブバンクは、伝熱管を折り返しながら千鳥格子状に配列した伝熱管パネルを梁から吊下げて固定した構造となっている（Fig. 4）。また伝熱面積を増加させるため、伝熱管はすべてフィンチューブとなっている。汚染面（一次冷却ガスとの接触面）はこの伝熱管表面と胴内面、内部構造物表面に限られている。

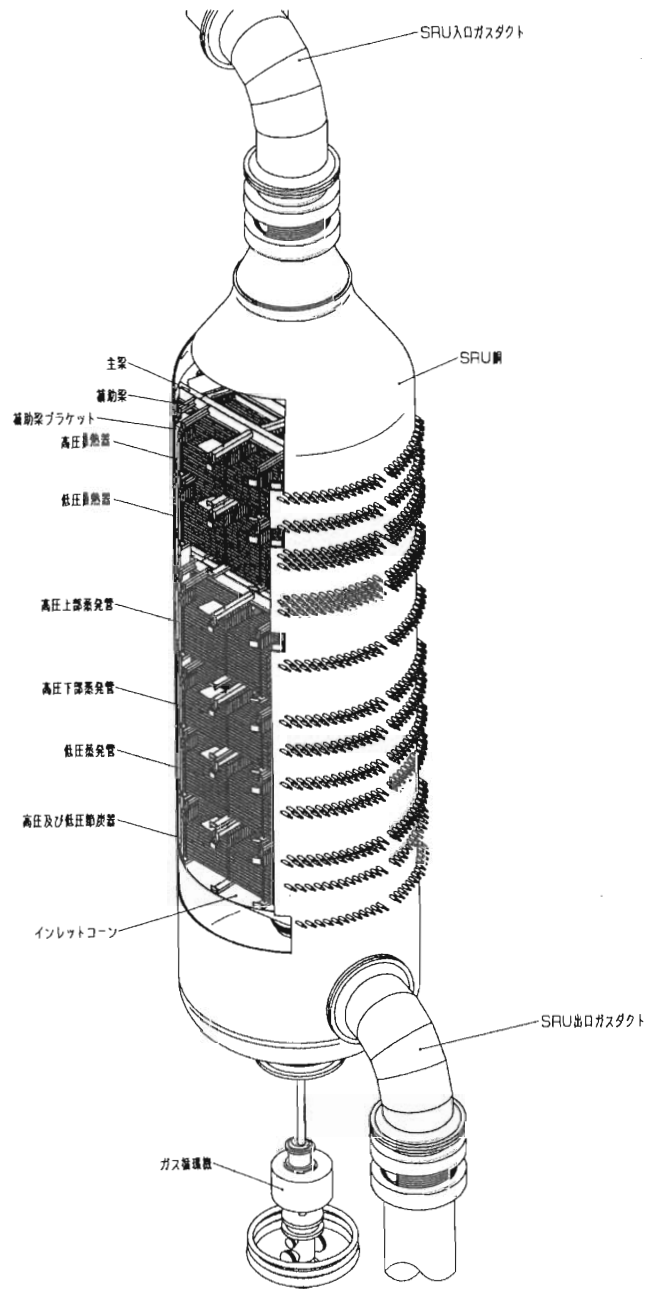


Fig.3 Structures of SRU

熱交換器の主要諸元をTable 3に示す。材質はすべて炭素鋼であり、1基当たりの重量は、胴体が約250トン、伝熱管群が約500トンあり、合計約750トン/基（3,000トン/4基）である。

2.3 熱交換器解体工法

2.3.1 解体工法の選定

解体工法を検討するに当たり、一体吊出し工

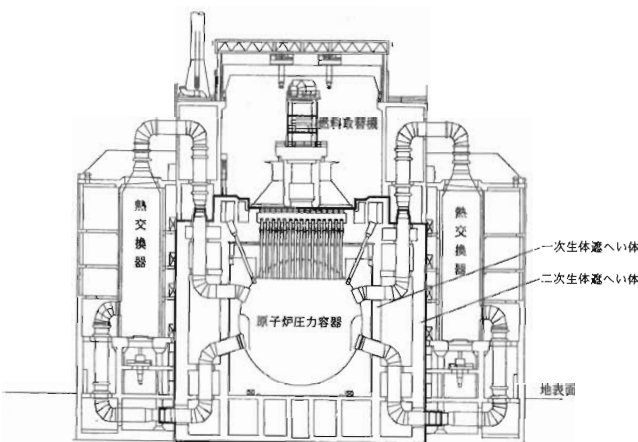


Fig.2 Arrangement of Steam Raising Units (SRU)

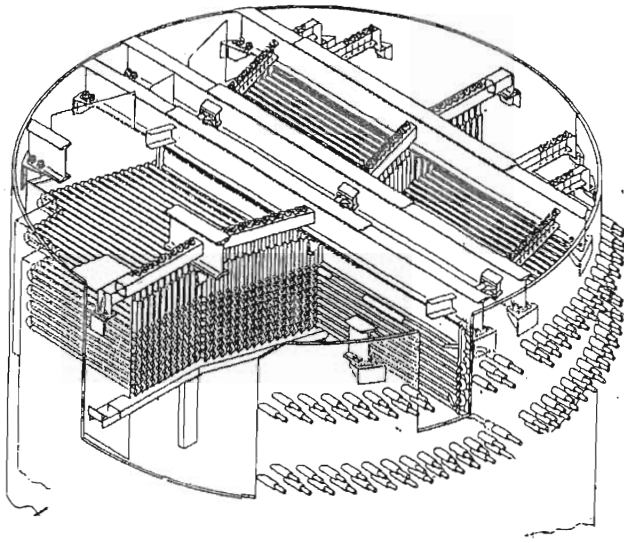


Fig.4 Inner Structures of SRU

Table 3 Basic Specifications of Steam Raising Unit (SRU)

項目	仕様	
基数	4基	
主要材質 (炭素鋼)	胴	SB46B相当
	伝熱管	STB35相当
寸法	高さ	24.7m
	外径	6.3m
重量 (1基当たり)	胴	250トン
	伝熱管	500トン
伝熱面積 (1基当たり)	30,000m ²	

法、細断工法、ジャッキダウン工法について比較した。一体吊出し工法は、750tの熱交換器を建屋外の大型クレーンにて吊り出し、別建屋を汚染管理区域にして細断する工法であるが、高所作業、重量物の揚重作業を伴うこととなり、原電殿が直営工事を行う方法としてはふさわしくない。細断工法は、熱交換器上部から細断しながら解体していく方法であるが、高所作業を伴うこと、汚染管理区域が順次拡大していくことから、やはり適当ではないと判断した。ジャッキダウン工法では、揚重作業はあるものの吊り上げストロークが小さく、また高所作業もない。また汚染管理区域も細

断フロアに限られることから、ジャッキダウン工法が最も適当であると判断した。全体の機器配置概念をFig.5に示す。

2.3.2 ジャッキダウン工法の概要

ジャッキダウン工法は以下のステップによる。

原子炉建屋の熱交換器領域屋上にジャッキシステムを設置し、熱交換器を本システムにより上方で支持する。

原電殿では、直営工事の効率化・省力化に伴い、切断装置として、遠隔切断装置を導入する。熱交換器は建屋内部にて各層ごとに順次下部から本遠隔切断装置により分割する。また、各分割体の1/2分割も熱交換器直下にて本遠隔切断装置により行う。

1/2分割された分割体は、熱交換器直下から同じフロア上へ平行移動された後、細断する。細断片は遠隔把持搬送装置を用いて、搬送容器へ収納する。

細断片を収納した搬送容器は、汚染管理区域からの搬出検査の後、トレーラへ積載する。

2.3.3 使用機器の概要

(1) ジャッキ装置

上述のようにジャッキシステムは熱交換器領域屋上に配置し、熱交換器を吊り上げることで、現状熱交換器を支持しているフロアにジャッキを設

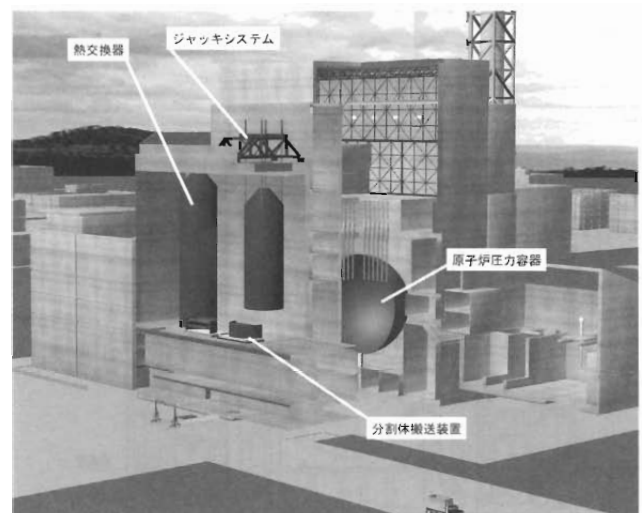


Fig.5 General Image of SRU Dismantling

置する必要がなくなり、同フロア全体を解体エリアとして使用することができる。また本ジャッキシステムは騒音・振動を発生させない。したがって、解体エリアにおいて優れた作業性が得られる。

ジャッキシステムは、ジャッキ本体と本体を変えて荷重を建屋へ伝える架台 (Fig. 6) から構成する。ジャッキの仕様をTable 4に示す。ジャッキ本体は4基あり独立して制御できるため、解体ステップごとに重心が移動しても、精密に位置決めが可能である。ジャッキ本体と熱交換器とはストランドと新設するアンカ (Fig.7)により接続する。ストランドの長さは連続的に可変であり、熱交換器吊高さを精密に制御可能である。

架台は、熱交換器領域屋上を移動することができるため、最初の熱交換器撤去終了後、速やかに隣の熱交換器撤去へ取り掛かることができる。

(2) 遠隔切断装置

原電殿では、省力化が推進されており、遠隔切

断装置の導入が図られている。

遠隔切断装置には、吊下げられた熱交換器の下部を適切な箇所を輪切りにして分割体にするとともにその分割体を半割りにする一次切断装置 (Fig.8)と、1/2分割体を除染設備へ搬送できる寸法に細断する二次切断装置 (Fig.9)から構成する。

一次切断装置は、熱交換器胴部の周囲に設置されるリングモノレール上を2台のマニピュレータが走るものである。マニピュレータは、厚板を切断するガス切断装置と比較的薄い材料を切断するディスクカッタを装備している。マニピュレータ

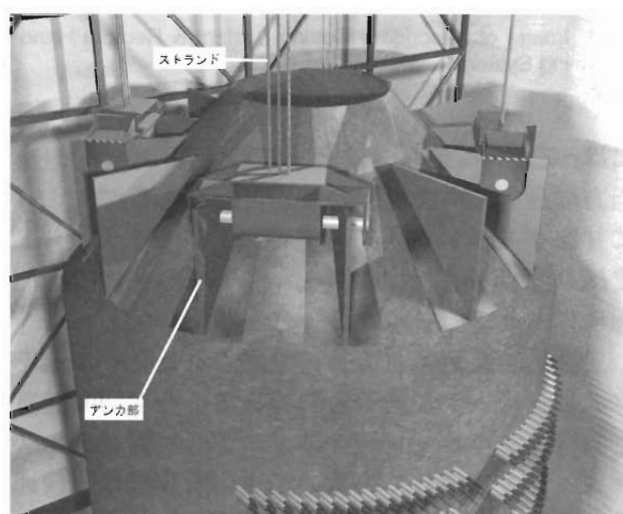


Fig.7 Image of Anchor Points

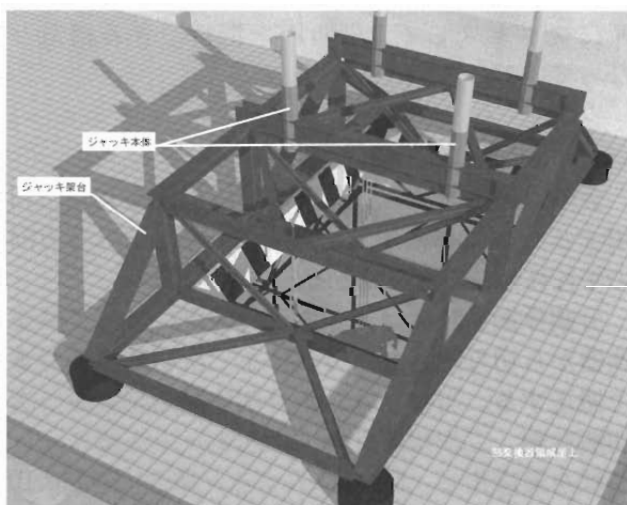


Fig.6 Image of Jack System on Roof of SRU Building

Table 4 Basic Specifications of Jack System

項目	仕様
基数	4基
型式	油圧式
吊り上げ荷重	約750トン/4基

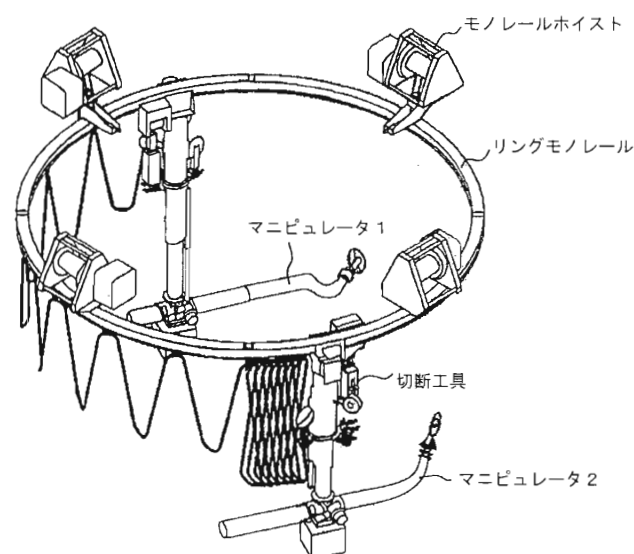


Fig.8 Image of Primary Cutting System

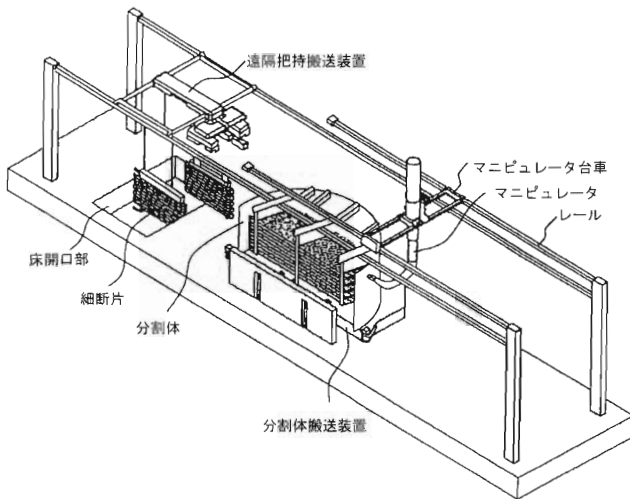


Fig.9 Image of Secondary Cutting System & Remote Handling System

にはr-Z方向にテレスコピック機能がついており、径方向高さ方向に位置制御が可能であるが、さらにリングモノレールを4基のモノレールホイストで吊り上げることにより、高さ方向にさらに広範囲にアクセスできる。

二次切断装置は、天井に設置されたレール上をマンニピュレータが走るものである。一次切断装置と同様、マンニピュレータはガス切断装置とディスクカッターを装備している。二次切断装置は、後述する遠隔把持搬送装置と協調運転をすることによって、1/2分割体のほとんどすべてを遠隔操作により細断することができる。

(3) 遠隔把持搬送装置

遠隔把持搬送装置は、原電殿直営工事の省力化に伴い、遠隔にて熱交換器の解体片を解体場所から搬送容器まで搬送すべく、当社にて設計したものである。

遠隔把持搬送装置 (Fig. 9) は、天井に設置されたレール上を複数の把持用クランプのついたクレーンが走るものである。主な仕様をTable 5に示す。遠隔把持搬送装置には、把持機能、昇降機能、搬送機能の3件の機能が要求される。把持機能として、熱交換器を構成する伝熱管、梁・バツフル板、胴を把持するために、3種類の把持用クランプが必要となる。さらに、各切断片は2点吊とするため、各クランプは2基装備される。

Table 5 Basic Specifications of Remote Handling System

項目	仕様
基数	1基
クランプ類	伝熱管用グリッパ 2基 胴用クランプ 2基 薄板用マグネットクランプ 2基
容量	約1 t / クランプ
揚程	約15 m

昇降機能として、解体作業フロアから搬送容器待機フロアまで、細断片をつかんだ各クランプがアクセスできなければならない。そのため、揚程約15mのホイストが装備されるが、上記クランプはそれぞれ独立して位置決めされるため、ホイストは計6基が必要となる。

搬送機能として、二次切断場所から搬送容器待機場所までの平行移動に加えて、二次切断中に作業員が1/2分割体の移動作業をする必要のないよう、遠隔把持搬送装置が1/2分割体のあらゆる場所にアクセスして、細断片を把持できる構造となっている。

(4) 分割体搬送装置

分割体搬送装置は、狭隘な解体場所を有効に利用するために導入する、重量物の旋回、X-Y方向の平行移動を自在にできる搬送装置である。

分割体搬送装置は、一次切断装置によって熱交換器から切り離された分割体を二次切断エリアまで搬送する。当社では、本分割体搬送装置を一次切断計画、二次切断計画、搬送ルートを踏まえ、形状を最適化し、設計・導入する。概念図をFig.10に示す。また、主な仕様をTable 6に示す。分割体搬送装置は、圧縮空気を下面から噴出させ、わずかに床面から浮かせて摩擦抵抗が小さくなった状態で水平方向へ移動するものである。1基の分割体搬送装置で1/2分割体を搬送するが、2基連結して1分割体を搬送できる構造としている。すなわち、X-Yの平行移動と回転が、1基単独と2基連結の場合いずれも可能な構造としている。

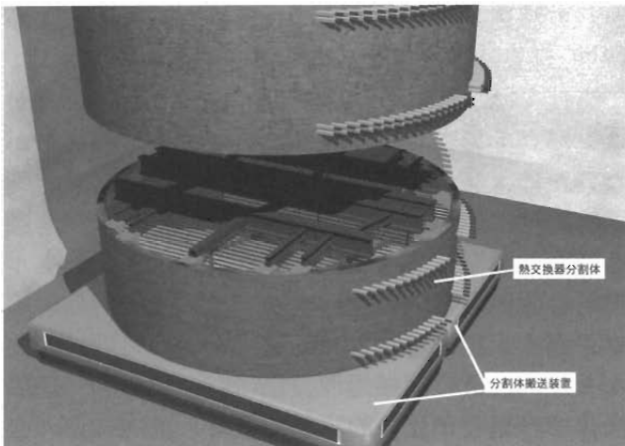


Fig.10 Image of Transfer System for Sliced Piece

Table 6 Basic Specifications of Transfer System for Sliced Piece

項目	仕様
基数	2基
型式	圧空浮上式
容量	約6.5トン/1基

3. 廃棄物処理技術

原子力発電所や原子力関連研究施設等では、運転に伴い多種多様な低レベル放射性固体廃棄物が発生する。また、前章にて紹介した原子力発電所等の廃止措置に伴い大量の低レベル放射性固体廃棄物の発生も予想される。この低レベル放射性固体廃棄物は、その放射能レベル区分によって埋設処分されているが、埋設処分場容量は有限であり、可能な限り減容して廃棄体量を少なくすることが重要となる。

低レベル放射性固体廃棄物は、性状により可燃物（紙、布など）、難燃物（プラスチック、ゴムなど）、不燃物（金属、ガラスなど）に分類される。これらの低レベル放射性固体廃棄物を効率よく減容し埋設処分するため、Fig.11に示す廃棄物処理プロセスが採用されている。当社では、この廃棄物処理プロセスのうち、不燃物を対象にした溶融処理を中心とした処理技術開発を行ってきた。以下に、この廃棄物処理に関する当社技術の概要を紹介する。

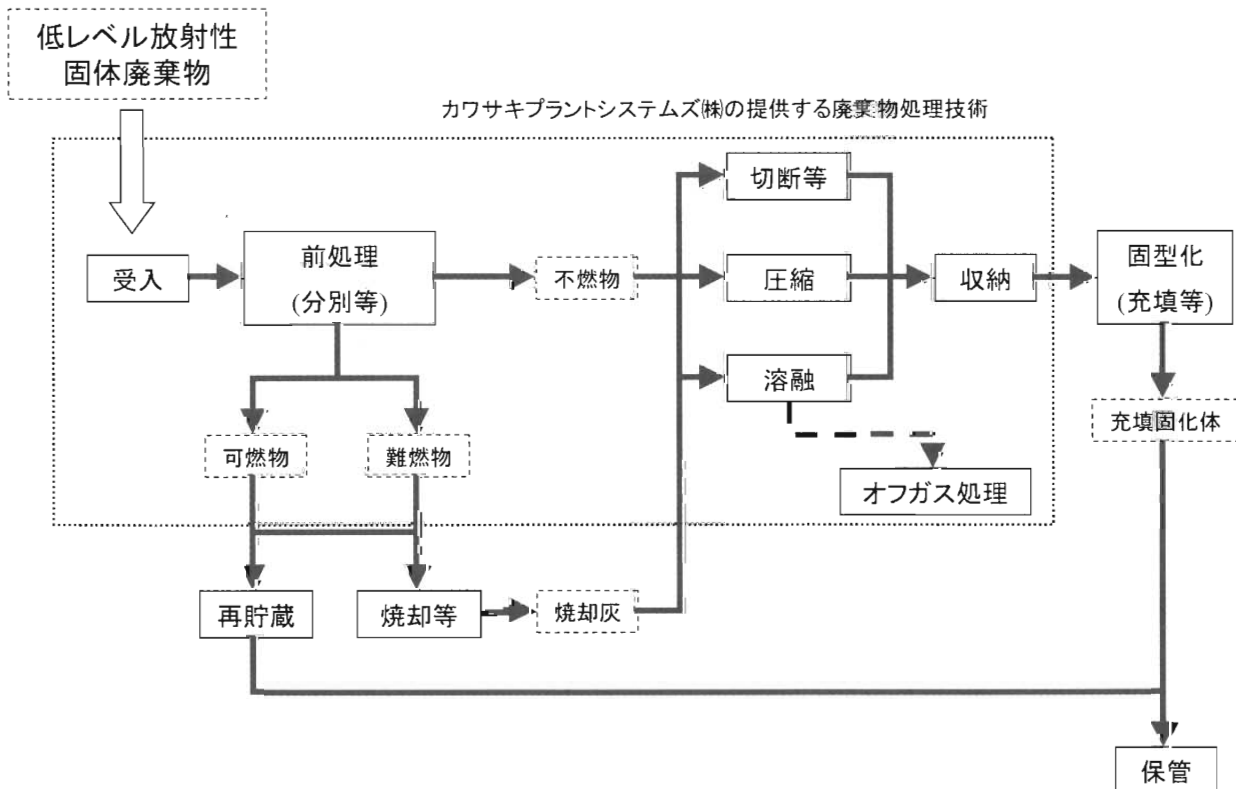


Fig.11 Treatment Process of Low Level Radioactive Solid Wastes Covered by Kawasaki Plant Systems

3.1 溶融処理技術

低レベル放射性固体廃棄物を、金属の溶解温度(約1,500℃)以上の高温で溶融してから冷却固化し廃棄体化する溶融処理技術は、不燃物の減容処理としては、材料の真密度に近い充填率にて充填できるため、現状最も高い減容比が得られると考えられる。当社では、この溶融処理を実現するために、高周波溶融処理技術とプラズマ溶融処理技術の開発を行ってきた。

高周波溶融処理は、キャニスタと呼ばれる坩堝の中に不燃性廃棄物を入れ、坩堝の周りに設置したコイルに高周波電流を通電しコイル内で発生した磁界により坩堝または坩堝内の金属に渦電流を発生させ加熱し、不燃物を溶融させる技術である。一方、プラズマ溶融処理は溶融炉内でプラズマアークを発生させ、このプラズマアークの熱で不燃物を溶融させる技術である。

本章では、これらの低レベル放射性固体廃棄物の溶融処理技術を紹介する。

3.1.1 溶融処理技術の概要

不燃物の溶融方法としては、①高周波溶融、②プラズマ溶融、③電気抵抗加熱溶融、④マイクロ波溶融、⑤コールドクルーシブル溶融等が研究・実用化されており、廃棄物性状や目的、経済性等

から方法選定がされている。各種溶融処理方法の特徴、対象物等をまとめたものをTable 7に示す。

当社では、これら溶融処理方法のうち、装置がコンパクトであり、放射性物質との直接の接触がないためメンテナンス性に優れる高周波溶融と廃棄物特性に依存せず処理速度が速いプラズマ溶融を選定し開発してきた。高周波溶融は、低レベル放射性固体廃棄物処理においては、比較的放射線量が高くα線源を含むTRU廃棄物等の処理に必要なセル内設置の溶融処理設備に向いており、遠隔操作での処理が比較的容易である。遠隔操作の必要性が高くない低レベル放射性廃棄物を大量処理する場合には、処理速度が速く、処理対象廃棄物範囲の大きいプラズマ溶融が有利となる。

3.1.2 高周波溶融技術

(1) 高周波溶融炉の構造

高周波溶融で使用する高周波溶融炉の構造をFig.12に示す。高周波溶融炉は、溶融物を入れる坩堝(以下キャニスタと呼ぶ)に上部から廃棄物を順次投入し、溶融を行う。キャニスタの寸法は、埋設処分場で受け入れ可能な200ℓドラム缶にそのまま入れることのできる外径約φ550mm×高さ約800mmとしており、内容積は100ℓ以上を確保している。処理される廃棄物重量は、金属

Table 7 Characteristics of Various Melting Systems

No.	名称	溶融原理	対象物	特徴
①	高周波溶融	被加熱物の周りに高周波コイルを設置し、高周波の電流を流すことによりコイル内に磁界を発生させ、磁界により被加熱物または加熱体に発生する誘導電流により溶融する。	加熱対象物は導電体である必要がある。	・バッチ式であり1回の処理容量が限定される。 ・比較的装置が小さい。 ・メンテナンス性がよく遠隔操作が可能。
②	プラズマ溶融	溶融炉内に挿入したプラズマトーチからプラズマアークを発生させ、プラズマアークで発生する熱により溶融する。	原理的に全ての物質に対応できる。	・連続式も可能、処理容量が大きい。 ・比較的装置が大きい。 ・溶融対象物の範囲が広い。
③	電気抵抗加熱溶融	被加熱物に電流を流し、被加熱物の抵抗により発生するジュール熱により溶融する。	加熱対象物は導電体である必要がある。	・バッチ式であり1回の処理容量が限定される。 ・比較的装置が小さい。 ・産業界ではガラス溶融によく使用される。
④	マイクロ波溶融	誘電体にマイクロ波を照射し、誘電体表面の電荷を高速に変化させて熱エネルギーとし溶融する。	加熱対象物は誘電体である必要がある。金属は不適。	・連続式も可能だが、基本的にはバッチ式。 ・比較的装置が小さい。 ・溶融対象物は限定され、特に金属はマイクロ波の反射のため原則不適。
⑤	コールドクルーシブル溶融	水冷銅等により冷却された炉内で、炉外に設置されたコイルで発生させた磁界により、対象物に誘導電流を発生させ溶融する。	加熱対象物は導電体である必要がある。	・バッチ式であり1回の処理容量が限定される。 ・比較的装置が小さい。 ・冷却され炉壁上にできる溶融物の固化層により

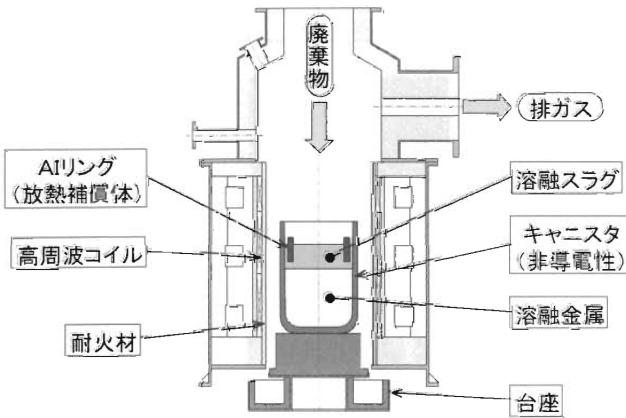


Fig.12 Outline of High Frequency Induction Melter

と無機物の割合により異なるが、キャニスタ1個当たり約300~700kgとなる。

キャニスタは台座と呼ばれる耐火材等で構成する台に載せられ溶融炉下部から溶融炉内に設置される。キャニスタの周りには高周波コイルが設置され、本コイルによりキャニスタ内の金属が高周波誘導加熱される。キャニスタと高周波コイルの間は、キャニスタと離して耐火材が設置され高周波コイル内を通る冷却水によりコイルとともに冷却される。溶融時に発生する排ガスは、溶融炉の下部から流入した換気空気に同伴され溶融炉上部から排気される。

高周波溶融炉仕様をTable 8に示す。

(2) 当社の高周波溶融処理技術の特徴

①非導電性キャニスタの採用—高温での溶融処理

当社の高周波溶融は、非導電性キャニスタを用い、キャニスタ内に入れられた廃棄物中の金属を直接加熱することを特徴としている。非導電性キャニスタ材料には、アルミナや酸化ケイ素等のセラミックス材料を混ぜ合わせて用いることができ、キャニスタ材料の選択自由度が高い。当社では、この特長を生かして、より高温

に耐えるキャニスタ材料の開発を行ってきた。現在、当社の社内試験実績では、溶湯温度1,600℃以上での溶融処理が可能である。

②非導電性キャニスタの採用—処理速度の増加

非導電性キャニスタを使用した高周波溶融は、廃棄物中の金属を直接加熱するため、加熱効率が良く処理速度が速くなる。当社の高周波溶融炉では、標準的な溶融廃棄物組成でコイル通電開始から完全溶融までを約4時間で完了する。このため、処理される廃棄物重量約300~700kgから、最大で175kg/hの処理速度が得られている。

③確実な無機物の溶融

無機物は、高周波溶融方式では加熱されないため、加熱源である金属からの間接加熱により溶融される。

溶融時に無機物を投入すると、キャニスタ内には金属層である熔融金属と無機物層であるスラグ層が形成される。熔融金属とスラグは密度差が大きく互いに交じり合わない。無機物層が大きくなると、金属層からの入熱よりも、スラグ層からキャニスタを介して外部に放散する熱量が大きくなり安定した溶融を維持することが困難となってくる。当社では、この問題を放熱補償体であるAIリングを投入することで解決した。(特開2002-139280)

AIリングは導電性のセラミックを使用し、密度の調整でキャニスタ内のスラグ層に浮かせた状態で設置することにより、特別の電源を必要としないで、スラグ層を加熱させることができる。社内試験では、このAIリングによりスラグ層の体積割合が70%以上であっても溶融可能であることを実証した。また、AIリング方式では、特にスラグ層上面が高温に維持されるため、溶湯上面での固化膜の発生や気泡の発生の抑制効果があり、廃棄物の追加投入の阻害要因を排除することが可能となった。

④溶融助剤量の低減

無機物の溶融では、溶湯温度を超える融点を持つ無機物も含まれ、溶融のために、溶融対象とする無機物の成分を調整し、融点を低下させるために溶融助剤を添加することが一般的である。当社の高周波溶融では、前述の通り溶湯温

Table 8 Specifications of High Frequency Induction Melter

(1)	溶融方法	AI式高周波加熱方式
(2)	溶融炉形状	たて型円筒形
(3)	出力	最大 約 600kW
(4)	周波数	約 1000Hz
(5)	高周波コイル	水冷銅コイル
(6)	キャニスタ材質	アルミナ系セラミックス(非導電性)
(7)	キャニスタ寸法	外径 約φ550mm×高さ 約800mm

度を1,600°C以上として溶湯温度を高く維持することにより、溶融できる無機物範囲が広がるため、確実な溶融が期待でき、溶融助剤も減らすことが可能となる。

⑤アルミニウムの鉄合金化処理が可能

低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウムは、酸化腐食による水素発生の恐れがあり、アルミニウムのままでの埋設処分は困難である。このため、鉄とともに溶融し、鉄合金化することにより処理することが望まれている。しかし、鉄とアルミニウムの溶融時、アルミニウムが単独で酸化されると、非常に高融点のアルミナとなるため溶融除外対象物となっていることが多い。当社では、AIリングと非導電性キャニスタを用いて溶湯を高温に維持することにより、鉄の特性を維持できるアルミ混入割合での廃棄体製作を実証した。

⑥セル内設置への適応性

低レベル放射性廃棄物の中でも、比較的放射線量が高いα線源を含むTRU廃棄物等は、高周波溶融炉を気密のできるセル内へ設置することが要求される。高周波溶融炉は、放射性物質をキャニスタ内に入れた状態で溶融処理を行うバッチ式であるため、高周波溶融炉への直接の汚染が無い。このため、セル内設置の場合特に問題とされる保守性に関して、機器自体の汚染が無いため、保守が比較的容易にできる。また、運転においては遠隔運転が可能であり、セル内設置への適応性が高い。

(3) 実規模高周波溶融設備

当社では、高周波溶融処理技術を実証・開発するため、ドラム缶サイズのキャニスタを使用できる高周波溶融炉を社内工場に設置し、試験を行ってきた。試験装置の外観をFig.13に示す。試験装置は、高周波溶融炉及び廃棄物投入装置、キャニスタ昇降装置、排ガス処理装置、各種計測装置で構成され、自社内の研究を始め、受託試験を実施している。

試験で製作した模擬廃棄体の断面写真をFig.14に示す。溶融固化した廃棄物は、金属層とスラグ層にきれいに分離しており、両層とも均一で有意な空隙は見られない。本模擬廃棄体のスラグ層の体積割合は約75%であり、AIリングにより無機物

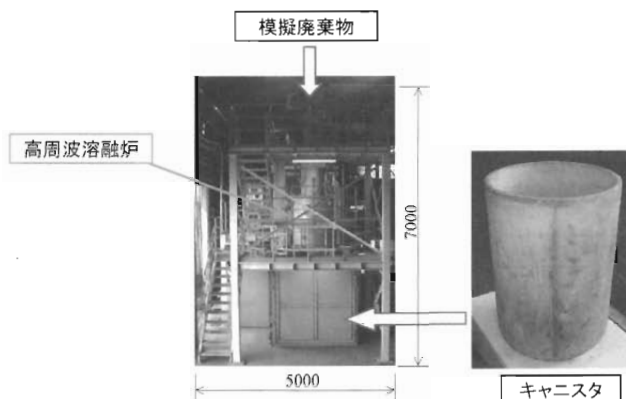


Fig.13 Test Facility in Kawasaki Plant Systems Works

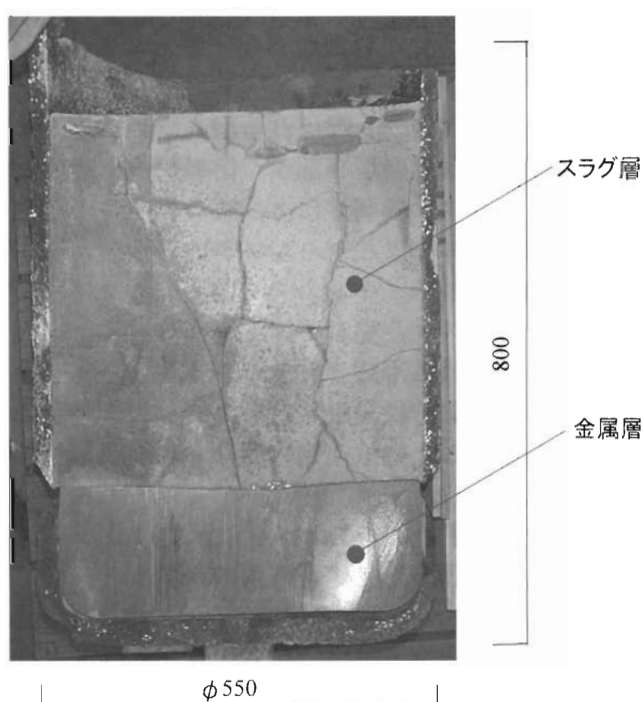


Fig.14 Cutting View of Test Solidified Waste

の溶融が可能であることを実証した。なお、AIリングは溶融終了後、引き上げを実施したため本断面には含まれていない。また、放射性核種を模擬したコバルト及びセシウムのコールドトレーサによる廃棄体内の分布測定試験を行い、廃棄体内の金属またはスラグの各層内でコバルト及びセシウムの濃度分布から均一な固化体であることが確認された。

3.1.3 プラズマ溶融技術

(1) プラズマ溶融炉の構造

プラズマ溶融で使用するプラズマ溶融炉の構造をFig.15に示す。プラズマ溶融炉は、川崎重工業(株)で既に実用設備を納入し、運転されている都市ごみ焼却灰溶融設備を基に、放射性物質の閉じ込めを考慮した構造としている。プラズマ溶融炉は、耐火物を内張りした円筒型の容器で、プラズマを発生させるプラズマトーチを上部に、後部電極を容器下部に配置した構造としている。廃棄物は、前処理の負荷低減の目的から、ドラム缶ごと投入できる投入口を設けている。プラズマ溶融炉内で溶融された溶融物は、炉を傾動させて出湯口から受け容器に充填する。プラズマ溶融中、出湯中においてもドラム投入口、出湯口にダンパを設け系内の負圧維持ができるようにしている。

プラズマトーチは、空気または窒素を作動ガスとした最大出力1,000kWの移行型トーチを使用する。プラズマアークはエネルギー密度が高く廃棄物を短時間で処理できる。また、対象とする廃棄物は、主に不燃物や難燃物であるが、導電、非導電の区別なく溶融処理でき、異なる特性の廃棄物が混在したり、少量の可燃物が混入したりしても

処理可能である。

プラズマ溶融炉仕様をTable 9に示す。

(2) 当社のプラズマ溶融処理技術の特徴

① プラズマ溶融炉の長寿命化

当社の開発したトーチ電極は、従来放電時の電極に使用する銅の損耗による寿命が課題となっていた。当社では、電極形状や運転条件の適正化により2,000時間以上の寿命を実績として達成した。また、炉内に設置される耐火物についても、社内試験を行いトーチ寿命と同じ2,000時間以上の累積運転時間まで、耐火物交換を行う必要がないとの見通しを得ている。これにより、1日1バッチ8時間の運転で年間250日の運転を可能とした。

② 高速な溶融処理

社内試験においてプラズマトーチ出力1,000kW、不燃物重量750kg(金属425kg、コンクリート275kg)において、溶融処理速度は連続処理で約1,000kg/hを達成している。高周波溶融と比較して、溶融処理速度が速いことがプラズマ溶融の特徴である。

③ 前処理時の分別作業負荷の低減

プラズマアークの中心温度は、2～3万度まで達することから、不燃物の種類によらず溶融処理が可能となる。また、焼却灰を含む難燃物は不燃物溶湯上に供給することで、溶融処理と同時に高温で分解・燃焼処理できる。さらに少量の可燃物も運転上の考慮は必要だが問題なく処理できることから、前処理設備での分別作業を低減することができる。当社の試験では、高周波溶融炉では処理困難である活性炭などの不燃物をドラム缶に金属等の不燃物とともに同梱して投入し、プラズマ溶融処理できることを実証している。

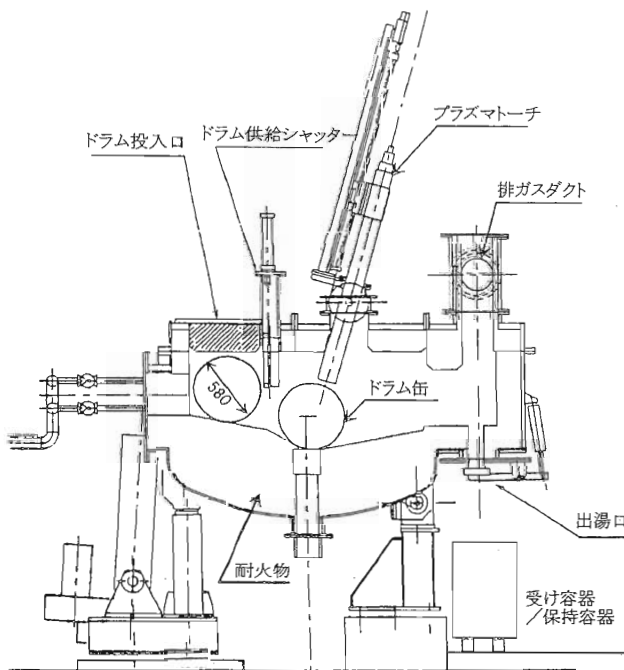


Fig.15 Outline of Plasma melter

Table 9 Specifications of Plasma Melter

(1)	溶融方法	プラズマトーチ方式
(2)	溶融炉形状	たて型円筒形
(3)	トーチ形式	トランスファー型
(4)	トーチ出力	最大 1000kW
(5)	作動ガス	空気または窒素
(6)	溶湯排出	傾動式

3.1.4 その他の溶融処理技術

当社では、開発してきた高周波溶融炉及びプラズマ溶融炉を運転するための付帯設備に関しても、溶融処理技術を包括的に提供するため開発を進めてきた。

付帯設備としては、溶融炉を負圧に維持し、廃棄物から発生する放射性物質を含んだ排気ガスを処理する排ガス処理設備、廃棄物を安全に搬送する搬送設備、廃棄物を高温の溶融炉内に負圧を維持した状態で投入する投入設備、溶融した廃棄物をキャニスタまたは受け容器に入れ冷却固化する冷却装置、出来上がった廃棄物をドラム缶に詰め搬出する搬出装置等がある。これらの付帯設備は、溶融処理をバックアップする技術として溶融炉が最大限の能力を発揮できるよう合理的にシステムアップされることが重要となる。

当社では、溶融炉単体だけでなく、従来から蓄積してきた放射性物質の安全な取扱、閉じ込め技術、プラント技術、遠隔技術等を基に、お客様の目的や環境に応じて、合理的で効率的な付帯設備を包括的に提供することが可能である。例として、HEPAフィルタやヨウ素、ルテニウムフィルタ等の溶融設備から発生する2次廃棄物量を低減させるために行う排ガス処理設備流量の低減化技術は包括的な設備提供が無ければなしえない技術の1つである。

3.2 除染処理技術

当社の除染技術は、ガス冷却炉の熱交換器に対し、特に物量が多く放射能濃度が他の構造物より高いレベルにある伝熱管を除染することにより、比較的放射能濃度の低い他の構造物と同等の取扱のできる廃棄物とすることを目的として研究を行ってきた。炭酸ガス冷却炉の熱交換器は、海外でもこれを除染し、成功した事例がほとんど見られない。当社では、現在、本除染技術を原電殿東海発電所の廃止措置への適用を目指している。

ガス冷却炉の伝熱管は、伝熱効率向上のためフィンチューブが用いられており、また本数も多く複雑なパネル構造となっているため、除染に効果のある酸化皮膜除去が非常に難しい。

当社では、模擬伝熱管を用いた物理除染試験を行い、各種ブラスト方法から最適なブラスト方法

を開発し、フィンに対しても期待される除染効果が得られることを確認した。また、原電殿とともに化学除染と組み合わせた除染時間の最適化を行い最短の時間で除染効果を挙げる方法を開発した。

3.3 切断、解体技術

低レベル放射性固体廃棄物に溶融処理を行う場合、廃棄物に対して切断や分別等の処理を行うことが必要となってくる。また、溶融処理等の処理を行わなくても大型の機器等は、切断処理や圧縮等の処理を行うことで、効率的に保管、減容できることから、保管・貯蔵施設の容量を相対的に増加させることが可能となる。当社では、一般産業用に開発した特色ある切断技術や、解体分別技術を原子力施設用に改良し提供してきた。

本章では、こうした切断、解体技術の例としてウォータージェット切断（以下WJ切断）技術、自動分別を含む前処理技術、圧縮処理技術を紹介する。

3.3.1 WJ切断技術

(1) WJ切断技術の概要及び特徴

WJ切断は、超高压水（圧力196～392MPa）を切断ノズルから放出し物体を切断する技術である。当社では、このウォータージェット中にアブレイシブ（研磨材）を混入させることにより切断性能を高め、金属や石材等ほとんどの材料を切断できる加工機として実用化している。炭素鋼で厚さ50mm程度は問題なく切断が可能である。

アブレイシブを用いたWJ切断は、熱を用いない高エネルギービーム加工であることから以下の特徴を持つ。

- 切断に際して熱発生がないため、切断部に熱影響や加工歪がほとんど生じない。
- 切断時に粉塵や有毒ガスの発生がない。
- 切断反力が小さいので、切断駆動機構を軽量化でき、駆動部にロボットなどを適用できる。
- 切断幅が小さく、切粉の発生量が少ない。

こうした特長から、原子力施設内での切断作業に対して、被切断物に含まれる放射性物質や水中切断時のプール水中の放射性物質が作業環境中に放出されることがない。また、自動化、遠隔作業に適用しやすい、2次廃棄物となる切粉の発生が少ないなどの利点がある。

(2) WJ切断技術の適用

以上の特長を生かして、WJ切断技術を適用した原電殿に納入した使用済制御棒切断装置を紹介する。使用済制御棒切断装置は、発電所内のバンカープール内に保管されている制御棒やチャンネルボックス断面形状が十字型、箱型であることから、縦方向に切断することによりL字型に分割する装置であり、形状的に保管容積の必要な使用済制御棒等を切断分割して重ねることでプール内の収納効率を上げることを目的に設置された。

使用済制御棒切断装置は、バンカープール内に設置され制御棒等を装置内に設置すると遠隔で所要の形状に切断することができる。

装置の概略フローをFig.16に、装置仕様をTable 10に示す。

3.3.2 前処理技術

(1) 当社の前処理技術の概要及び特徴

前処理技術は、低レベル放射性固体廃棄物の減容処理の前に行われる容器開放、分別、切断・分解・破碎を行う技術である。焼却や溶融・圧縮等による減容処理では、それぞれの減容処理の特性

に応じて、処理にあった前処理を行い、廃棄物を各処理に配分する。減容処理を安全かつ安定的に行うために前処理技術は、減容処理の成否を担う重要な設備といっても過言ではない。特に、減容処理は自動化により必要な処理速度を得やすいが、前処理設備は、可燃物、難燃物及び不燃物が混在した製品を受け入れ、分解や分別を行うため、どうしても人的な介入が多く、必要な処理速度を得るためには作業員負荷が大きくなることが多い。当社では、こうした人的負荷を低減するために、特に自動分別による前処理設備を開発してきた。

当社の前処理設備の特徴を以下に示す。

- ①一般産業用粗大ごみ処理、産業用廃棄物処理設備での実績を持ち、このノウハウに原子力設備特有の閉じ込め機能を付加した設備を供給できる。
- ②溶融設備、圧縮設備メーカーとして溶融、圧縮からなる減容処理と併せて、合理的な前処理設備の構築が可能である。
- ③前処理設備に不可欠な破碎機は、国内トップメーカーであるグループ企業と連携して提供できる。
- ④手動と自動を効果的に組み合わせた分別方式の

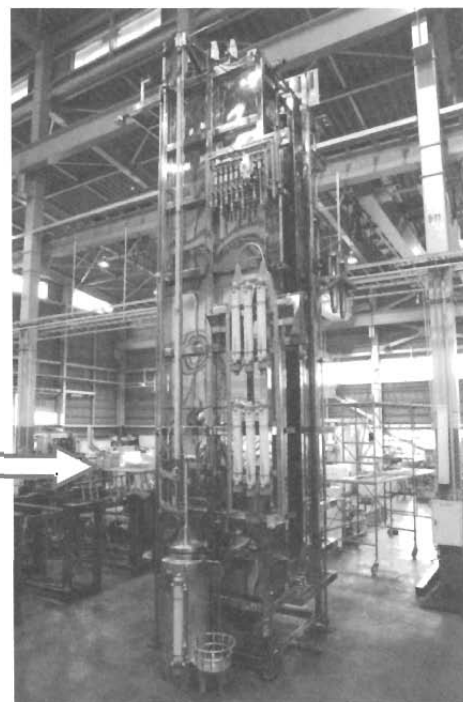
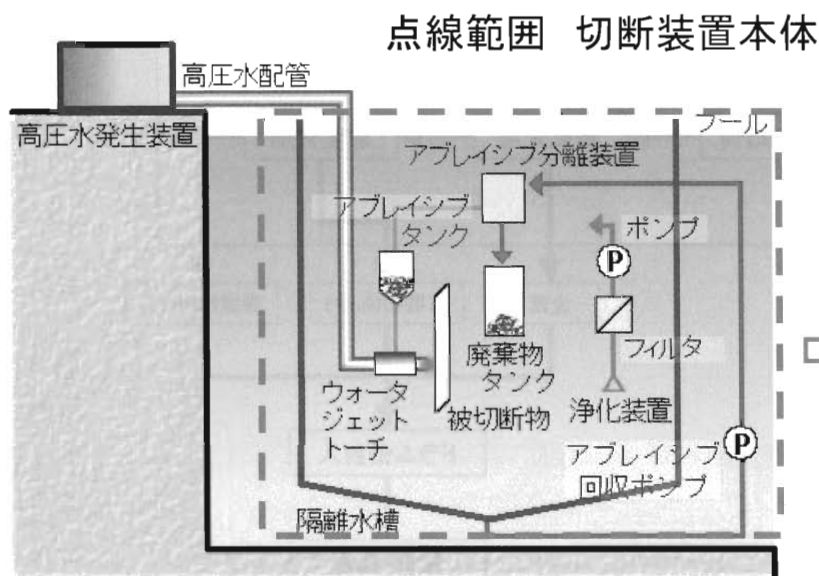


Fig.16 Schematic Diagram and View of Spent-Control Rod Cutting Equipment by Abrasive Water Jet

Table 10 Specification of Spent-Control Rod Cutting Equipment

(1)	切断方法	アブレイシブウォータージェット加工
(2)	装置形状	たて型矩形
(3)	主要寸法	約1.8m×約2m×高さ約8.4m
(4)	主要材質	SUS304
(5)	高圧水常用最大吐出圧力	343MPa
(6)	最大吐出量	3.6ℓ/min
(7)	切断速度	100mm/min～250mm/min

採用により、作業員負荷の低減、前処理速度の高速化が可能である。

(2) 前処理技術の適用

自動分別による前処理設備の概略フローを、Fig.17に示す。本設備は、日本原子力研究開発機構減容処理棟内装設備附属設備に納入した自動分別設備を基にしたものである。処理能力は約3.2t/日であり、同時に納入した手選別分別設備(処理能力約3.0t/日)と組み合わせて使用する。

自動分別設備では、廃棄物が入ったドラム缶を供給するだけで、自動的に開缶、破碎、分別が行われ、廃棄物は鉄系金属のみとサイズ別に分別された不燃物に仕分けすることができる。

廃棄物のうちで特に重量がある鉄系金属と不燃

物は、手で選別、切断等の作業を行う場合、グローブボックスまたはチャンバ内で揚重機を使用する必要がある。またグローブを介して、作業員が手で取扱うことになるため、取扱える重量は数kg程度に制限される。このため、金属と不燃物を自動的に破碎、分別する自動分別設備は、作業員負荷を大幅に低減させることが期待できる。

3.3.3 圧縮処理技術

圧縮処理技術は、低レベル放射性固体廃棄物の減容処理として、容器詰めした際に生じる空間を圧縮することにより減容する技術である。圧縮処理技術は、対象とする材料の選択性が広いこと、装置が簡単で比較的メンテナンスしやすいことから有効な減容処理技術の一つである。

当社では、最大20,000トンクラスまでの油圧プレスを提供しており、通常、低レベル放射性固体廃棄物の減容処理として使用される1,000トンクラスの試験装置を保有し、各種トライアルも提供している。

社内試験で行った圧縮処理試験結果をFig.18に示す。

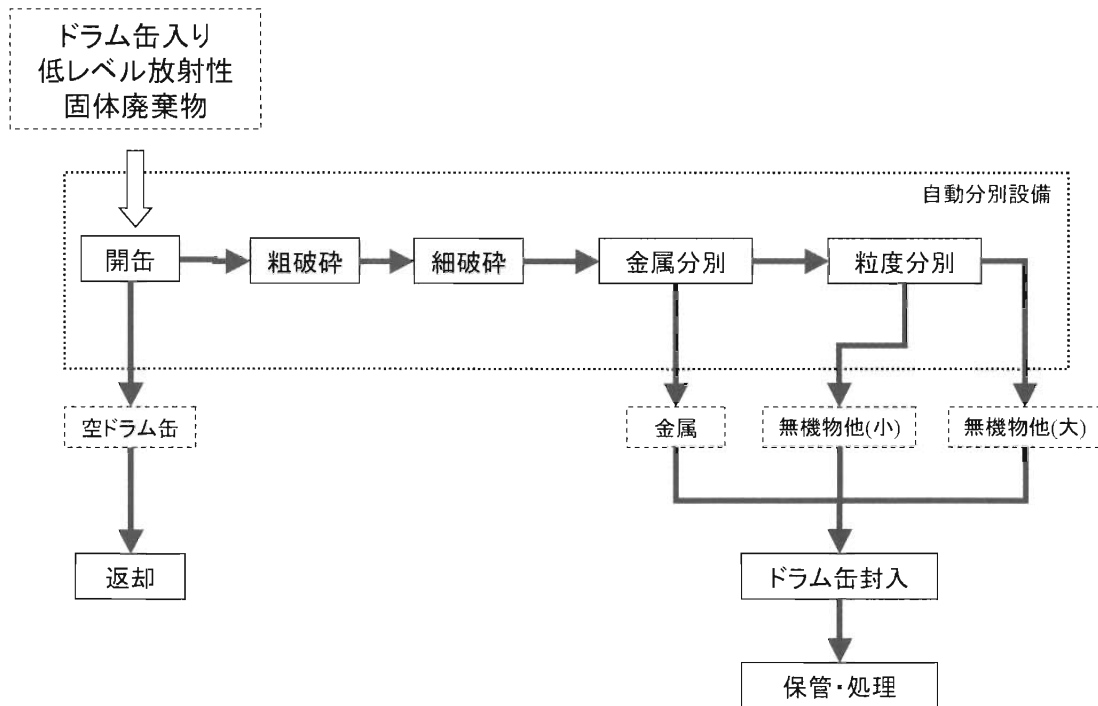


Fig.17 Example of Automatic Sorting System



Fig.18 Result of 1000ton Compressing Test

4. 謝 辞

本稿で紹介した廃止措置技術、廃棄物処理技術には、当社開発以外に原電殿からの委託研究で開発されたものも含まれます。また、原電殿、日本原子力研究開発機構殿への納入機器等のご紹介も含んでおります。

本稿掲載に当たり、ご協力いただきました関係各位に、本紙面をお借りして深く御礼申し上げます。

参考文献

- 1) “東海発電所 原子炉解体届” 平成17年10月改定版. 日本原子力発電株式会社.

東海発電所におけるクリアランス測定・評価について

菊込 敏*、札本真介*、沼田邦夫*

Clearance Monitoring Planning at Tokai Power Station

Satoshi KARIGOME*, Shinsuke FUDAMOTO*, Kunio NUMATA*

東海発電所は、平成12年12月より廃止措置工事に着手しており、燃料取替機の撤去等に伴って放射性廃棄物も発生している。

平成17年にクリアランスに関する法律が施行され、制度が整備された。これを受けて、クリアランス専用の放射線測定装置を配備するとともに、平成18年6月にクリアランス測定方法の認可申請を行った。認可取得後速やかに金属スクラップのクリアランス測定・評価を行い、リサイクルを図る予定である。

Since the Tokai Power Station (Tokai-1) started decommissioning works from December 2000, radioactive wastes have been generated along with the dismantling works such as removal of the fuel charge machines. The clearance regulation system was introduced in the amendments of Japanese Reactor Regulation Law in 2005. In response to the introduction, a gamma activity analyzer/detector for clearance metal from Tokai-1 was installed in the unit and, clearance-level-measurement and its evaluation methods for Tokai-1 metals, were applied to get approval from the Japanese regulating authority. After the method would be approved the measurement of the metallic scraps would be begun for effective material recycling.

1. はじめに

東海発電所は、平成10年3月に33年間の営業運転を停止した後、全ての原子燃料の原子炉からの取出し、再処理工場への搬出が完了し、平成12年12月より廃止措置工事に着手している。(Photo 1) 東海発電所は、天然ウラン・黒鉛減速・炭酸ガス冷却炉で、原子炉で発生した熱は熱交換器を介して二次冷却水に伝えられる。熱交換器で発生した清浄蒸気はタービン発電機に送られる。また、使用済燃料は、黒鉛スリーブなどの部品が分離された後、使用済燃料冷却池に送られ、保管される。(Fig.1) このため、放射線管理区域は、原子炉建



Photo 1 Overview of Tokai Power Station

* : 日本原子力発電株式会社 (The Japan Atomic Power Company)

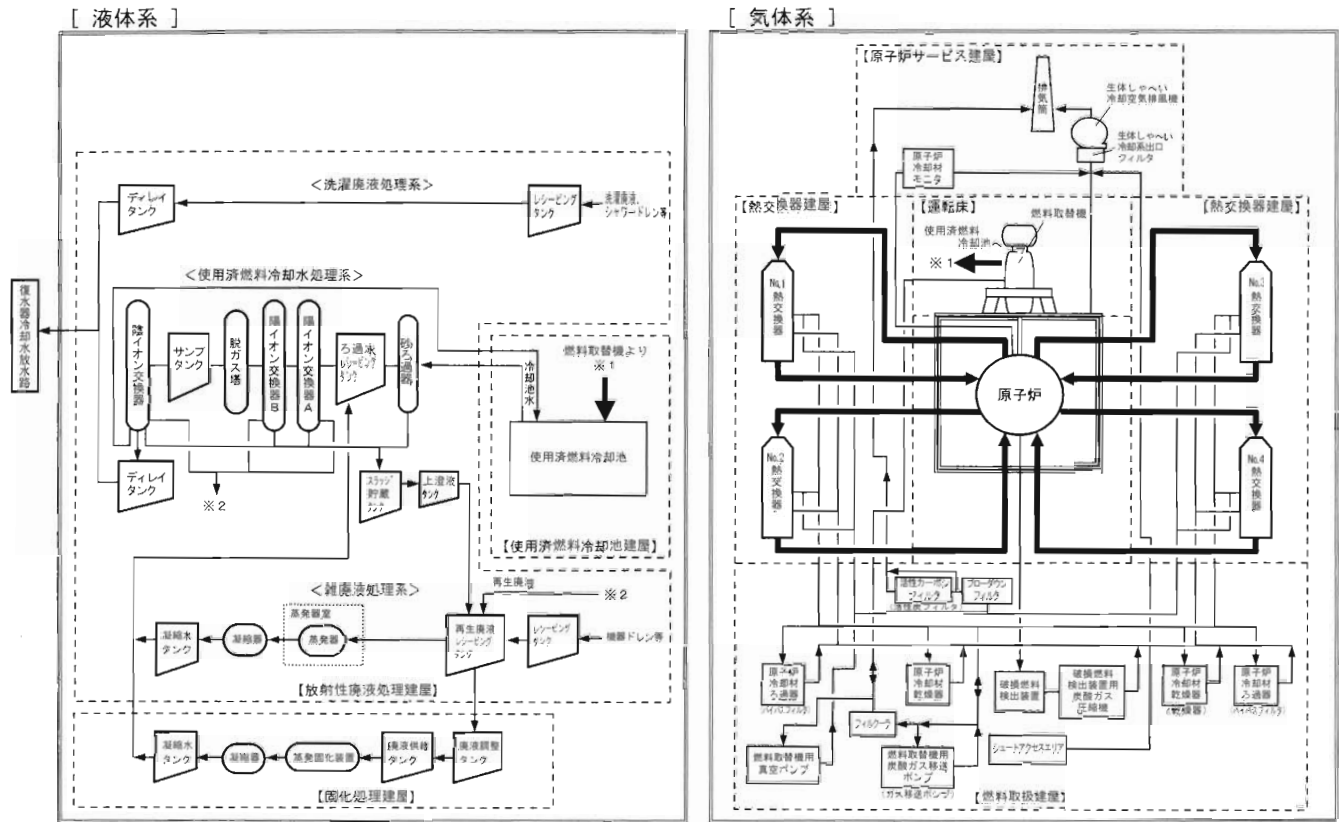


Fig. 1 Main System of Reactor Facility

屋、使用済燃料冷却池建屋などに限定され、タービン建屋は非管理区域となっている。東海炉の撤去により発生する廃棄物の推定発生量は、総量約19.7万トンで、このうち放射性廃棄物は、約6.8万トン、非放射性廃棄物は約12.9万トンである。放射性廃棄物のうち、放射性物質による汚染がごく僅かで放射線防護の措置が不要とされる放射性物質として扱う必要がないものは約4万トンと見込まれる。(Table 1)

廃止措置工事は、非放射性機器や原子炉周辺の機器の解体撤去が原子炉解体に先行して実施されており、タービン建屋内のタービン本体・復水器などや、原子炉サービス建屋内の二次系給水ポンプなどの非放射性機器の撤去に加えて、使用済燃料冷却池建屋内の使用済燃料貯蔵ラック、原子炉建屋運転床内の燃料取替機、燃料取扱建屋内の炭酸ガス浄化フィルタなどの放射性機器の撤去が進んでいる。これらの廃止措置工事の進捗に伴って、放射性廃棄物のうち、人に対する放射線の影響が無視できるほど低く放射性物質として扱う必

Table 1 Amount of Solid Radioactive Waste with Decommissioning of Tokai Power Station

(単位：トン)

放射能レベル区分		発生量
低レベル 放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L1)	約1,600
	放射能レベルの比較的低いもの (L2)	約14,900 [約13,100]
	放射能レベルの極めて低いもの (L3)	約13,500 [約13,100]
放射性物質として扱う必要のない物		約38,000 [約40,200]
合計		約67,900

※[] は、解体後除染処理後の物量を示す。
 ※評価条件は原子炉停止13年後基準
 ※廃止措置期間中に発生する「放射性廃棄物でない廃棄物」の量は約128,700トンである。
 ※合計値については、百トン単位で切り上げ(端数処理のため合計値が一致しないことがある。)

要がないもの（クリアランス対象物）も多量に発生する。これらを一般の廃棄物と同じように再利用又は埋設処分できるようにするためのクリアランスの制度化が望まれていたが、平成17年12月までに関係法令が施行され、制度が確立された。

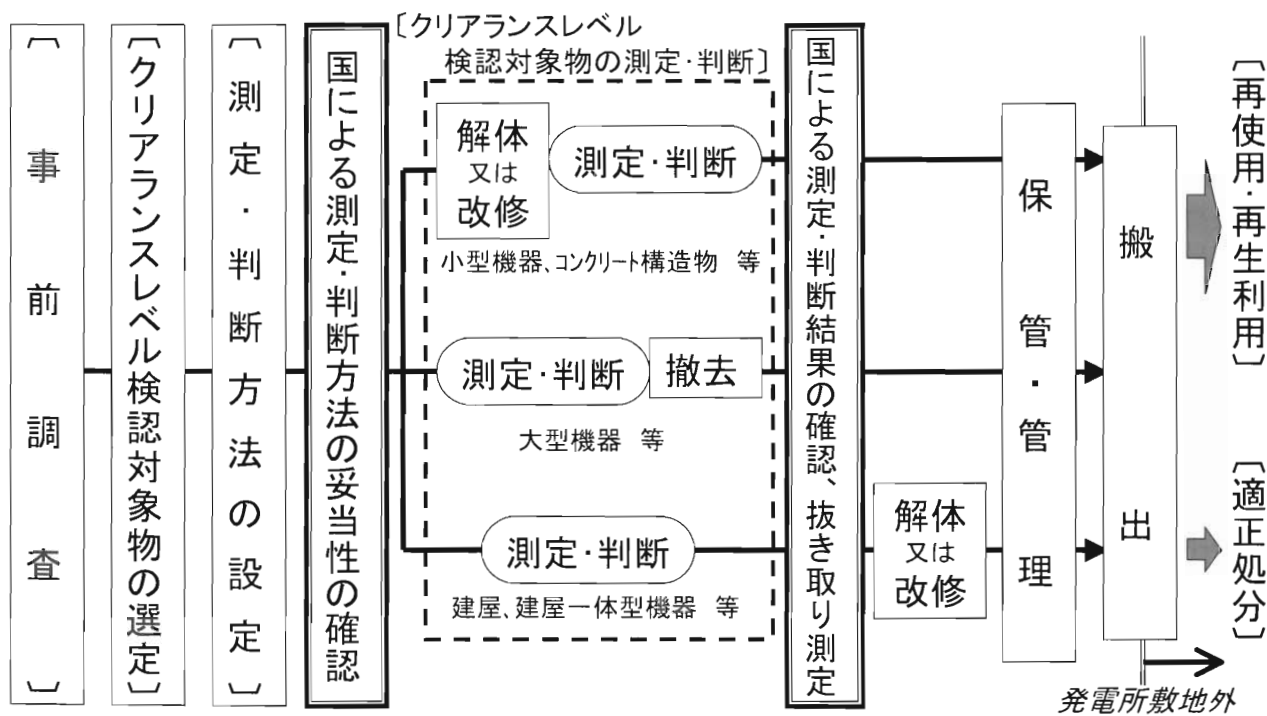
クリアランス関連法令においては、放射性物質として扱う必要がないものとするには、先ずクリアランスレベル未満であることを確認する測定・評価方法について規制当局に申請して、認可を受け、次いで認可を受けた放射能濃度測定・評価方法で測定・評価を行った結果について規制当局の確認を受け始めて一般の廃棄物として搬出できる二段階の規制となっている。(Fig.2) なお、放射性物質として扱う必要がないものとする際に判断基準となる放射能濃度（クリアランスレベル）は、種々の方法で再利用又は埋設処分されても人への影響が年間10マイクロシーベルト以下となるように定められている。我が国では、Co-60、Cs-137で0.1Bq/gと国際原子力機関から提案された値が

法令に取り入れられている。(Table 2) このようにクリアランス制度が整備されたことから、東海

Table 2 Clearance Level in Regulation

放射性核種	クリアランスレベル(Bq/g)	放射性核種	クリアランスレベル(Bq/g)
1 H-3	100	18 Eu-154	0.1
2 C-14	1	19 Ba-133	0.1
3 Cl-36	1	20 Sc-46	0.1
4 Ca-41	100	21 Fe-59	1
5 Mn-54	0.1	22 Co-58	1
6 Fe-55	1000	23 Nb-95	1
7 Co-60	0.1	24 Ru-106	0.1
8 Ni-59	100	25 Ag-108m	0.1
9 Ni-63	100	26 Ag-110m	0.1
10 Zn-65	0.1	27 Sb-124	1
11 Sr-90	1	28 Te-123m	1
12 Nb-94	0.1	29 Tb-160	1
13 Tc-99	1	30 Ta-182	0.1
14 I-129	0.01	31 Pu-239	0.1
15 Cs-134	0.1	32 Pu-241	10
16 Cs-137	0.1	33 Am-241	0.1
17 Eu-152	0.1		

(経産省原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会資料より)



(注)本検認の実施手順は、原子炉施設の運転に伴い発生する金属、コンクリート等の固体状物質にも適用される。

Fig.2 Regulation System of Clearance

発電所の原子炉建屋などから発生するクリアランス対象物の一部(約2,000トン)に係る放射能濃度の測定・評価方法の認可申請を平成18年6月に行った。

東海発電所における初回申請のクリアランス対象物の測定・評価方法の概要と放射線測定装置について次に紹介する。

2. クリアランス測定評価

2.1 クリアランス対象物

クリアランス対象物は、原子炉建屋の運転床、

原子炉サービス建屋、燃料取扱建屋内に設置されている機器の解体、撤去に伴い発生するものであり、一部は平成16年12月に開始された放射線管理区以内の撤去工事によって既に発生している。主な撤去物は、原子炉運転中に燃料交換を行う燃料取替機の横行台車・外筒・冷却器、トランスポータ、一次冷却材浄化用のフィルタ・乾燥器、コンプレッサーなどで、材質はその殆どが炭素鋼である。(Table 3)

撤去物の放射性物質による汚染の形態には、一次冷却材などの放射性流体を内包する機器で放射性物質が付着又は浸透した二次的な汚染によるも

Table 3 Estimated Amount and Material of Radioactive Waste for Clearance Monitoring

放射能濃度確認対象物の推定量及び主な材質

項目	推定量		主な材質
	重量(トン)	主な対象物(解体撤去前の設備名称)	
混在汚染 (金属くず)	約1,000	燃料設備 a) 燃料取扱装置 ・燃料取替機トランスポータ ・燃料取替機(内部の構造物は除く。)	炭素鋼
二次的な汚染 (金属くず)	約1,000	原子炉建屋換気設備 ・生体遮へい冷却空気排風機 放射線管理設備 a) 排気放射能除去装置 ・ブローダウンフィルタ b) 核分裂生成物除去装置 ・活性炭カーボンフィルタ 原子炉冷却系設備 a) 冷却材清浄装置 ・原子炉冷却材ろ過器 ・原子炉冷却材乾燥器 b) 補助炭酸ガス系装置 ・破損燃料検出装置用炭酸ガス圧縮機 ・燃料取替機用炭酸ガス移送ポンプ 計測制御系統設備 a) 破損燃料検出装置 ・破損燃料検出装置用制御盤 原子炉補機冷却設備 a) 原子炉補機冷却装置 ・原子炉補機冷却水ポンプ ・原子炉補機冷却水ファン	炭素鋼、鋳鉄、 ステンレス鋼、 銅
合計	約2,000		

の、原子炉から漏出する中性子により放射化して機器自身が放射性を帯びる放射化汚染によるものがある。撤去物の大半を占める燃料取替機は、原子炉運転中に原子炉と連結して新燃料の装荷と使用済燃料の取出しを行うことから、原子炉内からストリーミングした中性子、照射燃料からの遅発中性子によって一部が放射化すると評価されるため、付着などによる二次的な汚染と放射化汚染が混在した汚染となる。また、原子炉建屋の運転床以外の領域から発生する撤去物は生体遮へい壁の外側であり中性子の影響は殆どなく二次的な汚染(一次冷却材の炭酸ガスに含まれる放射性物質の付着による汚染)のみと評価される。これから、対象物の内訳は、混在汚染のもの、二次的な汚染のみのもの、それぞれ1,000トンと見込んでいる。なお、撤去物は汚染形態が発生領域などによって異なってくることを考慮して、発生した領域、機器が分かるように管理している。

2.2 放射能濃度の測定・評価方法

クリアランス対象物の放射能濃度の測定・評価方法は、基本的に日本原子力学会標準「クリアランスの判断方法」に基づいている。学会標準には、放射能濃度の測定・評価方法について、種々の選択肢が用意されており、これから東海発電所の初回申請の撤去物の発生状況、汚染形態、管理方法などを考慮して適切な方法を選択している。

1) 評価対象核種

原子炉施設の主要な部位で二次的な汚染と放射化汚染の放射性核種の組成を推定した結果から、クリアランス対象物の放射能濃度の測定・評価を行う際に考慮すべき評価対象核種を検討した結果、11核種が選定された。選定された核種は、原子力安全委員会の「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」において、原子炉施設でクリアランス時に線量寄与が大きく考慮すべきとした重要核種であるH-3、Mn-54、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154、全 α 核種(Pu-239、Am-241)の10核種に、東海発電所の放射性物質による汚染の特徴を考慮して線量寄与の観点から選定した核種であるC-14を加えた11核種である。

2) 放射能濃度の決定方法

評価対象核種から放出される放射線の種類などを考慮して次のように放射能濃度決定方法を選定した。(Table 4)

ガンマ線を放出する核種Mn-54、Co-60、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154については、放射線計測装置で外部よりクリアランス対象物から放出されるガンマ線を測定して、ガンマ線放出核種の放射能濃度を一括してCs-137の放射能濃度として保守的に評価する全ガンマ線グループ測定法を採用する。

ベータ線を放出する核種であるC-14、Sr-90、アルファ線を放出する全 α 核種(Pu-239、Am-241)の放射能濃度については、放射線計測装置で測定されるガンマ線放出核種の放射能濃度と核種組成比から評価する。核種組成比は、それぞれの核種の放射能濃度とガンマ線放出核種の放射能濃度との比率で、予め発電所の管理区域内で採取した試料の分析結果を統計処理し、幾何平均で設定している。放射能濃度間の相関から、Sr-90、全 α 核種の放射能濃度はCs-137の放射能濃度、C-14の放射能濃度はCo-60の放射能濃度との比率で核種組成比で設定している。

ベータ線を放出する核種のうちH-3については、ガンマ線放出核種との相関が成立しないことからクリアランス対象物が発生する範囲を考慮して、平均放射能濃度を幾何平均で求め、クリアラ

Table 4 Monitoring measure for Clearance Values

評価対象核種	評価方法
H-3	平均放射能濃度法
C-14	核種組成比法
Mn-54	全 γ 線グループ測定法
Co-60	全 γ 線グループ測定法
Sr-90	核種組成比法
Cs-134	全 γ 線グループ測定法
Cs-137	全 γ 線グループ測定法
Eu-152	全 γ 線グループ測定法
Eu-154	全 γ 線グループ測定法
Pu-239及び Am-241の合計値	核種組成比法

ンス対象物中に平均放射能濃度で存在するとして評価する。

核種組成比及び平均放射能濃度は、原子炉最終停止時で設定し、放射能濃度の測定・評価にあたっては、ガンマ線放出核種の測定・評価時点の放射能濃度を原子炉最終停止時に減衰補正した上で適用する。

2.3 放射線計測装置

クリアランス対象物中に含まれるガンマ線放出核種の放射能濃度を測定するための放射線計測装置には、バスケット型専用測定装置を採用した。(Photo 2) クリアランス対象物は、発生場所、汚染形態及び形状を考慮して仕分けなどを行った後、測定容器（東海発電所で通常用いている鉄箱と同じ形状、約1.3m幅×約1.3m長さ×約0.9m高さ）に1トンを限度に収納され、外部からガンマ線計数率が測定される。

専用測定装置には、プラスチックシンチレーション型検出器が測定・評価時に測定容器を取り囲むように上下、側面左右に各2台、合計8台が取り付けられており、測定容器を移動及び旋回(90°)させることにより、測定容器の全面が測定できる機構になっている。クリアランス測定・評価に要する時間は、測定容器を搭載してから計測が終了し取出しまでで約12分間で、その内、放射線計測時間は4分である。検出感度は、放射能濃度の測定・評価を精度良く行うために、学会標準で提案されている対象物の自己吸収によるバックグ

ラウンド低下を補正する係数の相対誤差、放射能濃度への換算係数の相対誤差など十分な保守性を見込んだ上でもCs-137の放射能濃度で0.01Bq/g程度が得られるように、検出器及び測定チャンパー部は遮へいで囲み、バックグラウンドを低く維持している。

また、専用測定装置には、測定容器内のクリアランス対象物の収納重量を測定するためのロードセル式の重量計、クリアランス対象物の充てん高さを測定するための超音波式の高さ計、クリアランス対象物の収納状態を上部から撮影・記録するためのデジタルカメラが設置されている。

なお、放射能への換算係数は、測定容器内に均一にクリアランス対象物が収納された状態を想定し、安全係数を見込んで保守的に設定されており、放射線計測時に得られた重量、充てん高さに応じたものをデータベースから内挿して使用する。このため、放射能濃度の測定・評価にあたっては、クリアランス対象物については、放射能濃度がクリアランスレベルを下回ると見込まれるものを選定することは無論、放射能濃度の著しい偏りがあるものについては、事前の放射線管理記録などを参考に取除くとともに、均一に近い条件で測定容器に収納する必要がある。

クリアランス対象物中の全評価対象核種の放射能濃度が決定され、基準濃度に対する比率の和($\Sigma D/C$ 、 D :測定・評価された放射能濃度、 C :クリアランスレベル)が1以下であることが確認された場合には、測定容器は搬出側に移送され、1を超える場合には搭載側に逆送される。

2.4 クリアランス物の管理

放射能濃度の測定・評価の結果、クリアランスできると判断されたものは、測定容器の上蓋が閉められ、認可された測定・評価方法に則って行われたことに関して国の確認を受けるために設けられた専用のエリアに保管される。この専用エリアは、合計で約600個の測定容器が保管できるスペースがあり、約300個×2系列でエリアを使用することにより、国による確認と事業者による放射能濃度の測定・評価が併行して進められるようになっている。(Photo 3) 専用エリアは、二張りのテントであり、クリアランス物の保管中は出入



Photo 2 Clearance Monitor

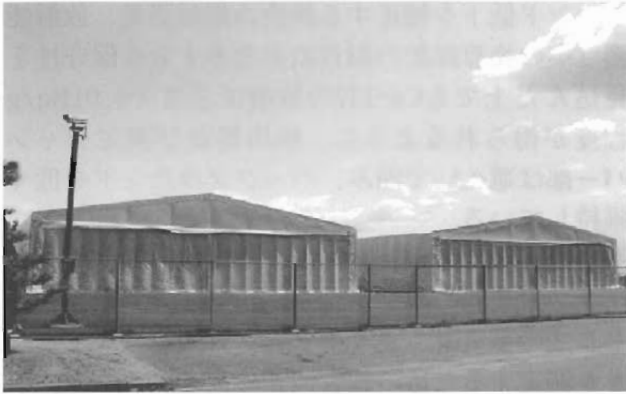


Photo 3 Stock Area for Monitored Clearance Materials

口を施錠管理するとともに、クリアランス測定・評価業務に関係ない者が許可無く立ち入ることを制限する等により放射性物質を含む異物の混入を防止する。ここでの国による確認については、測定容器内のクリアランス対象物の確認、放射線計測装置による抜き取り測定などが予定されている。

国による確認が終了し、放射性物質として扱う必要がないものとして、発電所外に搬出可能となったクリアランス物についても、搬出までの間、専用のエリアに厳重に保管する。このエリアは、周辺にフェンスを設置し、施錠管理を行い、許可を得た者以外の者の立ち入りを制限する。

(Photo 4)

発電所外への搬出にあたっては、有蓋の輸送用コンテナにクリアランス物を積載し、念のためトラック毎にトラックモニタ（プラスチックシン



Photo 4 Stock Yard for Inspected Clearance Materials

レーション式検出器)で確認した後、搬出し、鉄筋などに加工した上で当面原子力関連施設で再利用を図る計画である (Photo 5)。

これらの一連の措置は、クリアランス物の放射能濃度の測定・評価結果の信頼性を維持し、クリアランス物のリサイクルに関して社会的な受容性を高めるための行為である。

2.5 品質保証体系の整備

評価対象核種の放射能濃度の測定・評価にあたっては、放射線測定時の放射能換算係数などの適用条件、核種組成比及び平均放射能濃度の適用範囲を始め、種々の条件が前提となっていることから、クリアランスに係る品質保証体系の整備、それに基づく活動が重要である。このため、クリアランス責任者の指名、クリアランス関係業務に従事する者の教育・訓練、専用測定装置の点検・校正などについて品質保証体系の中で定め、品質活動を進めることが要求されている。

クリアランス関係業務のうち、放射能濃度の測定・評価など判断を要する業務に従事する者については、当社の総合研修センターで法令・品質保証、測定・評価方法、放射線計測演習に関する集合教育を受講し、社内認定を受けた者としている。また、クリアランス責任者は、放射能濃度の測定・評価と撤去物、クリアランス対象物などの管理を一元的に行い、クリアランス判断結果の信頼性向上を図る。

専用測定装置については、日常点検でバックグ



Photo 5 Radiation Monitor for Truck

ラウンドの有意な変動がないこと、標準線源による測定効率測定結果に有意な変動がないことを確認して使用するとともに、専用測定装置の供用期間中は年1回の定期点検で検出器、重量計、高さ計の点検・校正を実施することにより性能の維持を図る。

3. 今後の予定

クリアランス測定・評価方法に係る認可、品質

保証などを含むクリアランスに係る原子炉施設の保安規定変更認可を受けた後、国内で最初となるクリアランス測定・評価に速やかに着手する予定である。放射性廃棄物のクリアランス、リサイクルにあたっては社会的な信頼を得ることが重要であり、慎重を期して進めることが肝要であると考えている。

核燃料サイクル施設の廃止措置における安全上重要課題の検討

水越清治*、助川武則*

Study on Safety Issues on Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities

Seiji MIZUKOSHI*, Takenori SUKIGAWA*

核燃料サイクル施設の廃止措置を安全に遂行するためには、廃止措置における安全確保のための技術基準、廃止措置計画認可の際の審査基準等を整備する必要がある、そのため、廃止措置の先行事例や技術動向、代表プラントにおける汚染の分布・形態等の現状について調査を行い、安全上の重要課題について検討を実施している。

本報告では、主としてウラン濃縮施設及び再処理施設を対象に、施設及び廃止措置の事例、除染・解体技術の動向等についての調査結果と廃止措置における安全上重要課題の検討結果について紹介する。

Technical information including available dismantling technologies and residual radioactive contamination is required to establish safety standards for the regulatory review for the future decommissioning of nuclear fuel cycle facilities. We have acquired the technical information on the past and on-going decommissioning projects of domestic and foreign uranium enrichment facilities and fuel reprocessing facilities. This report introduces the information and the study on the safety issues concerning the decommissioning.

1. はじめに

ウラン濃縮施設、加工施設、使用済燃料再処理施設等、核燃料サイクル施設は現在稼働中の施設が多く存在するが、いずれ施設を解体する廃止措置段階に移行することとなる。また、新たな廃止措置規制の導入により、廃止措置する核燃料サイクル施設に対し、廃止措置計画や廃止措置の終了確認の認可が義務付けられた。

核燃料サイクル施設の廃止措置の安全確保のた

めには、技術基準（加工規則、再処理規則等）を踏まえつつ、廃止措置の先行事例や技術動向、プラントにおける汚染の分布・形態等の現状について把握し、廃止措置の安全確保に係る有効な情報を取りまとめておく必要がある。

日本原子力研究開発機構安全研究センターでは、このような背景を踏まえ、経済産業省原子力安全・保安院からの委託を受けて、平成13年度より「核燃料サイクル施設の廃止措置にかかる調査」の事業を実施している。この事業は、廃止措置の

本報告は、電源開発促進対策特別会計法に基づく経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「放射性廃棄物処分安全技術調査等（核燃料サイクル施設の廃止措置にかかる調査）」の平成13年度から平成17年度までの成果の一部です。

*：独立行政法人 日本原子力研究開発機構（Japan Atomic Energy Agency）

安全確保のための技術基準や廃止措置計画認可の際の審査基準の作成に資することを目的に、国内外の多様な核燃料サイクル施設の廃止措置の動向調査、国内代表プラントの現状調査を行い、その調査結果に基づいた安全上重要課題の抽出、検討を実施することとしている。本報告では、平成17年度までの調査結果を基に、主としてウラン濃縮施設、再処理施設を対象とする施設及び廃止措置の事例、除染・解体技術の動向等についての調査結果と廃止措置における安全上重要課題の検討結果について紹介する。

2. 全体計画

「核燃料サイクル施設の廃止措置にかかる調査」では、各年度毎に以下の内容について調査、検討を実施することとしている。

(1) 廃止措置に係る動向調査

国外の核燃料サイクル施設における廃止措置事例を調査し、廃止措置のプロジェクト情報、除染、解体、測定技術などの廃止措置関連技術情報等をまとめる。

(2) 国内プラントの現状調査

核燃料サイクル施設の廃止措置の特徴を把握す

るため、国内の代表的なプラントを選定し、施設の特徴、汚染の分布や形態の情報等について調査を行う。

(3) 安全上重要課題の検討

上記の調査結果を踏まえ、解体手順・工法、除染方法、廃棄物の放射能測定・評価、安全評価等の廃止措置を安全に実施するに当たっての重要課題を抽出、検討し、廃止措置における安全確保のための有効な情報を取り纏める。

3. 廃止措置に係る動向調査

廃止措置に係る動向調査は、廃止措置を計画、または遂行、終了している国外の主な核燃料サイクル施設を対象にウラン濃縮施設、加工施設、再処理施設の順で行った。調査は文献調査を主体に調査を行った。ここでは、ウラン濃縮施設と再処理施設の廃止措置プロジェクト情報、除染、解体、放射能測定技術等の廃止措置関連技術の動向について述べる。

3.1 ウラン濃縮施設

国外の主なウラン濃縮施設の廃止措置プロジェクト情報をTable 1に示す。Table 1に示す施設

Table 1 Decommissioning Project of Main Uranium Enrichment Facilities in Foreign Countries

施設名	国・運営機関	処理能力 (TSW/y)	濃縮方式	運転期間	廃止措置の状況	特記事項
カーペンハーレスト	イギリス (BNFL)	350 (商業施設)	ガス拡散	1953 ~ 1982	廃止措置終了	・16万トンの金属・構造物を撤去。2万2千トンの金属をリサイクル ・撤去後、遠心分離濃縮プラントとして利用
オークリッジ	アメリカ (DOE)	8,500 (商業施設)	〃	1945 ~ 1985	廃止措置実施中	・高濃縮、低濃縮ウラン施設 ・ CIF_3 による残留ウランの除去試験を実施。実機では設備の老朽化等による理由で不採用
パデューカ	〃	11,300 (商業施設)	〃	1945 ~	廃止措置準備中	低濃縮ウラン施設
ポーツマス	〃	7,400 (商業施設)	〃	1956 ~	廃止措置準備中	高濃縮、低濃縮ウラン施設
オークリッジ K-25 開発施設	〃	— (試験施設)	遠心分離	1962 ~ 1985	廃止措置終了	オークリッジガス拡散施設内にある試験設備の解体撤去
オークリッジ K-25 実証施設	〃	— (試験施設)	〃	1980 ~ 1985	廃止措置実施中	約120台の遠心分離機の解体撤去

のうち、イギリスBNFL社のカーペンハーストガス拡散ウラン濃縮施設は、既に、廃止措置作業が終了している¹⁾。また、アメリカのエネルギー省(DOE)のオークリッジ、パデューカ及びポーツマスガス拡散ウラン濃縮施設では、現在、廃止措置作業が計画、準備又は実施されている²⁾。カーペンハーストガス拡散ウラン濃縮施設は、1950年代に軍事用の高濃縮ウラン生産のために建設され、その後、民生用の低濃縮ウラン生産のために改造された。Fig. 1にカーペンハーストガス拡散ウラン濃縮施設の外観を示す。廃止措置作業は1982年か

ら低濃縮セクションが開始され、次いで1985年から高濃縮セクションが開始され、1998年までに全ての廃止措置作業が終了した。この廃止措置作業により、約160,000 tonの機器・構造物が撤去され、このうち、約22,000 tonの金属が市場に放出された。主な、廃止措置関連技術として、高濃縮セクションの廃止措置作業では、臨界検出システムによる監視と厳格な臨界管理が行われた。

また、残留ウランを特定するための中性子線測定器やγ線測定器が使用された。低濃縮セクションの廃止措置作業では、解体前の系統除染としてフッ化ハロゲンガス(CIF₃)による気相化学除染が行われた。

さらに、配管切断には、振動による作業員への悪影響を考慮して万能の大型帯鋸を使用するとともに、ステージユニットの細断には、Fig. 2に示すロボットシステムに組み込まれたプラズマ切断機が用いられた¹⁾。

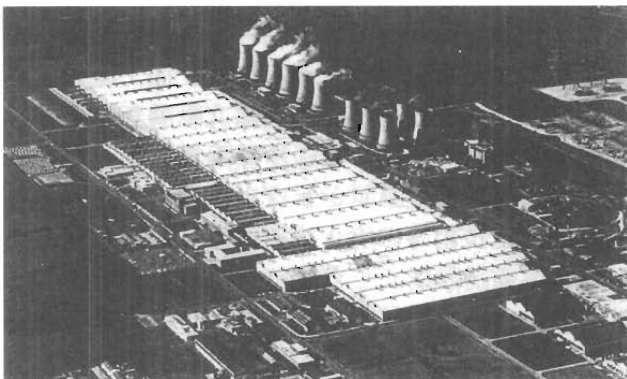


Fig.1 View of the Capenhurst Diffusion Plant in 1960S

3.2 再処理施設

国外の主な再処理施設の廃止措置プロジェクト情報をTable 2に示す。Table 2に示す施設のうち、フランスCEAのAT1施設は、既に、廃止措置

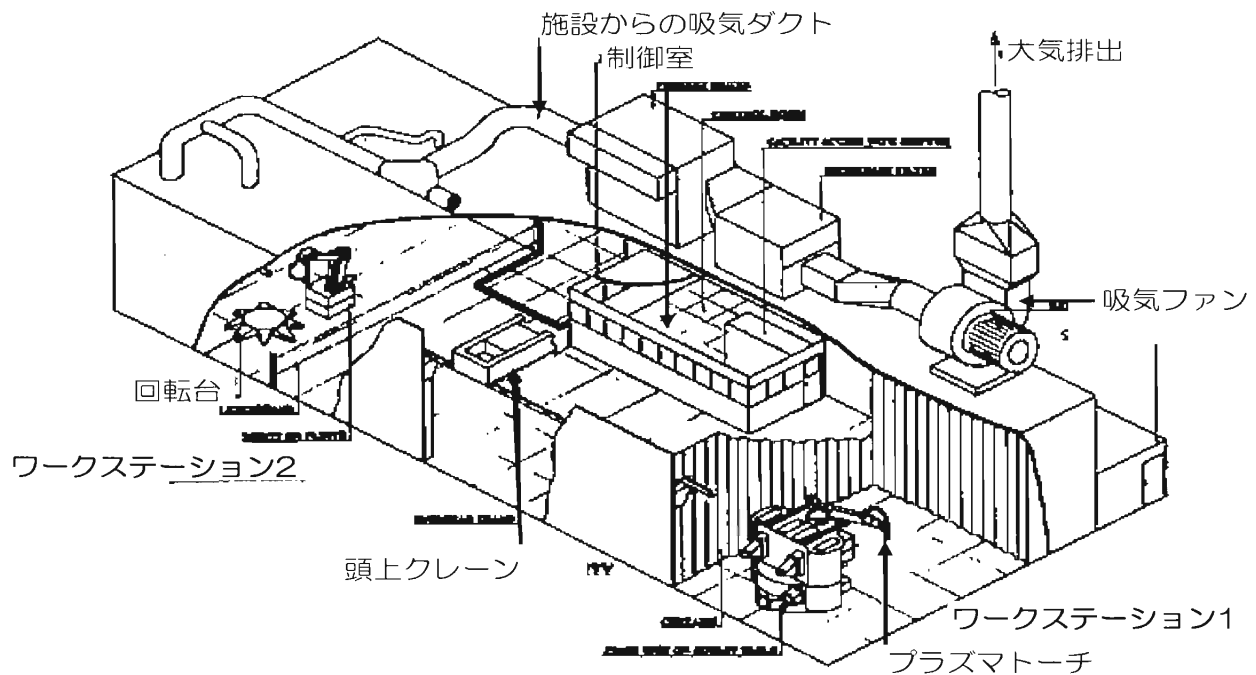


Fig.2 Robotic Plasma Cutting Facility in the Capenhurst Diffusion Plant

Table 2 Decommissioning Project of Main Fuel Reprocessing Facilities in Foreign Countries

施設名	国・運営機関	処理能力 (ton/y)	再処理方式	運転期間	廃止措置の状況	特記事項
AT1	フランス (CEA)	0.5 (試験施設)	ピュールックス法	1969 ~ 1979	廃止措置終了	・廃止措置の目標は施設の解体撤去、施設解放 ・施設の最終除染を行い、廃止措置終了
APM	"	5 (試験施設)	"	1962 ~ 1997	廃止措置実施中	・再処理本体、ガラス固化施設の解体撤去と更地化
UP1	"	400 (商業施設)	"	1958 ~ 1997	廃止措置実施中	・施設内の除染と核燃料物質の除去 ・製造施設、付属施設の解体撤去と更地化
ウェストバレー	アメリカ (DOE)	300 (商業施設)	"	1966 ~ 1972	廃止措置実施中	・世界初の商用再処理の廃止措置 ・「West Valley Commissioning」実証プロジェクトに基づいて5つの活動目標を設定
ユーロケミック	ベルギー (ベルゴプロセス)	60 (試験施設)	"	1966 ~ 1974	廃止措置実施中	・施設の解体前除染 ・技術確認や作業訓練のためのパイロットプロジェクトの実施 ・主工程建屋の解体(2001年までに90セルを解体)
WAK	ドイツ (KFK)	35 (試験施設)	"	1971 ~ 1991	廃止措置実施中	・6段階の廃止措置、現在、3段階の解体撤去/除染中 ・遠隔、半自動、手動の3手法の解体工法を採用
B204	イギリス (BNFL)	500 (商業施設)	"	1952 ~ 1973	廃止措置実施中	・「9フェーズ」の各段階に分けて解体を実施

作業が終了している。その他、フランスCEAのAPM、UP1、アメリカのウェストバレー、ベルギーのベルゴプロセス社のユーロケミック、ドイツカールスルーエ研究所のWAK及びイギリスBNFLのB204の施設では、現在、廃止措置作業が進められている。マルクールサイトにあるUP1は、ピュールックス法による商業用再処理工場(処理能力:400 ton/y)でフランス電力公社(EDF)のGCR用燃料の再処理工場として1958年から運転が開始された。その後、プルトニウム生産停止及びガス炉燃料の再処理終了に伴い、1997年の12月に運転が終了した。UP1の主要施設の配置をFig. 3に示す。UP1の廃止措置作業は以下の3段階に分けて計画されており、将来的には施設の更地化、再使用が予定されている。

- ・施設内の除染と核燃料物質の除去(最終停止作業)
- ・製造施設、付属施設の解体撤去とサーベイ
- ・タイプB廃棄物(長寿命中レベル廃棄物)、C廃棄物(高レベル廃棄物)のサイト内中間貯蔵と

解体廃棄物の処理・処分

UP1の廃止措置作業では、プロセス機器、配管、壁等の内部及び外部の汚染レベルや分布の把握及び除染効果の確認のために、 γ 線検出器やパッシブ中性子検出器による非破壊測定が行われている。また、高性能な原位置測定技術としてガンマカメラやISOCS (In situ object counting system) による測定も行われている。ガンマカメラは、ホットスポットの位置を可視的に特定することが可能であり、ISOCSは中性子検出器や γ 線検出器を用いてプロセスや機器内残留プルトニウム量を原位置で測定することが可能である。また、破壊測定法として溶解槽内に残留した不溶解物のサンプリング分析も行われている。さらに、解体作業では、放射線業務従事者の被ばくや事故を最小限にするための計画、管理、監督が行われており、セル内の高線量領域の解体作業では自動化機器やロボットなどの遠隔操作技術が採用されている。



(注) 原子力百科事典 ATOMICA フランス UP1 再処理施設の廃止措置 (05-02-05-10) を改編

Fig.3 Layout of the UP1 Commercial Fuel Reprocessing Plant in Marcoule Site

4. 国内プラントの現状調査

国内プラントの現状調査も、国内の核燃料サイクル施設を対象にウランの濃縮施設、加工施設、再処理施設の順で行った。調査は文献調査と国内の代表的な施設を対象に施設訪問による調査を行った。

ここでは、既に、運転を終了し、現在、廃止措置の準備が進められている日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センターのウラン濃縮原型プラント及び現在、国内の再処理施設で唯一、解体作業が行われている日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の再処理特別研究棟の施設の特徴、解体作業の実施状況等について述べる。

4.1 ウラン濃縮原型プラント

人形峠環境技術センターとウラン濃縮原型プラントの位置をFig. 4に示す。ウラン濃縮原型プラントは、遠心分離方式による実証プラント(処理能力:200tSWU/y)として1988年4月から運転が



Fig.4 Location of the Ningyo-Toge Environmental Engineering Center

開始され、2001年3月に運転が終了した。この間、天然ウラン及び回収ウランを原料とする運転が行われ、約350 tonの濃縮ウランが生産された。ウラン濃縮原型プラントの配置をFig. 5に示す。ウラン濃縮原型プラントは主棟、付属棟、技術管理棟から構成され、主棟1階には単一機器の数千

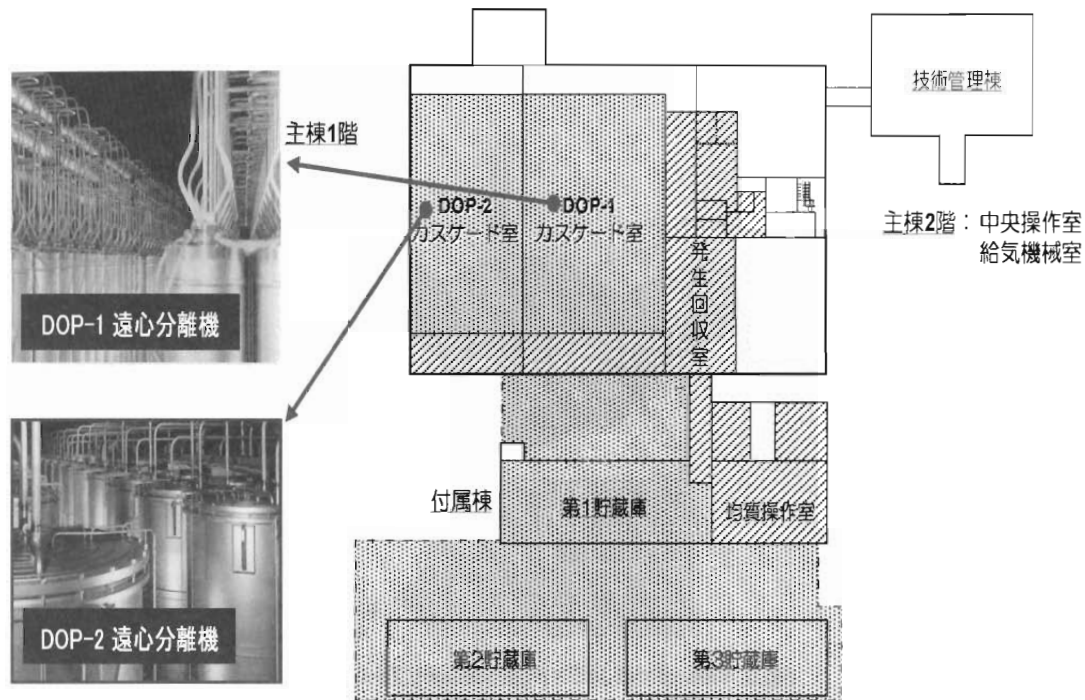


Fig.5 Layout of the Uranium Enrichment Demonstration Plant

台にも及ぶ遠心分離機を配置したカスケード設備が設置されている。また、施設には3つの貯蔵庫があり、第1貯蔵庫には原料ウランが貯蔵されており、第2、第3貯蔵庫には劣化ウランが主に貯蔵されている。人形峠環境技術センターでは、ウラン濃縮原型プラントの廃止措置の開始に向けて、①残留ウラン除去と回収技術、②遠心分離機処理技術等の技術開発が進められている³⁾⁻⁵⁾。

(1) 残留ウラン除去と回収技術

ウラン濃縮原型プラントのプロセス機器には、長期間の運転による固体状のウラン化合物（残留ウラン）等が付着している。施設の解体に先立って、解体作業における汚染、被ばく量の低減及び解体作業や解体後の除染作業の負荷低減のため、これらの残留ウランを除去・回収する必要がある。残留ウランの除去と回収技術は、セフ化ヨウ素ガス (IF_5) をカスケード設備内で循環させることにより、付着したウランを再度ガス化し、六フッ化ウランガス (UF_6) として回収する技術である。ウラン濃縮施設の廃止措置に際しては、フッ化ハロゲンガスを用いた系統除染が海外でも適用されており、ウラン濃縮原型プラントにおいてもセ

フ化ヨウ素ガスを用いた新しい処理技術の確立を目指している。

(2) 遠心分離機処理技術

遠心分離機処理技術は、ウラン濃縮原型プラント等で使用した遠心分離機について、汚染部分を分離除去し、クリアランスレベル以下の廃棄物とするための除染技術と、核拡散防止上の観点からロンドンガイドラインに定められる部品の形状や材料成分等の機微情報を消滅するための機微情報消滅処理技術の開発を目的としている。除染技術の開発では、使用済み遠心分離機の回転胴とケーシングを用いて、希硫酸と超音波洗浄による除染試験を行った結果、想定されるクリアランスのレベルを満足できる見通しが得られている。また、機微情報消滅処理技術の開発では、核不拡散に係る情報管理が廃止措置においても求められることになるので、溶融又は圧縮等の減容処理により遠心分離機部品の機微情報を消滅処理する技術の確立を目指している。

4.2 再処理特別研究棟

再処理特別研究棟の外観をFig. 6に示す。再処

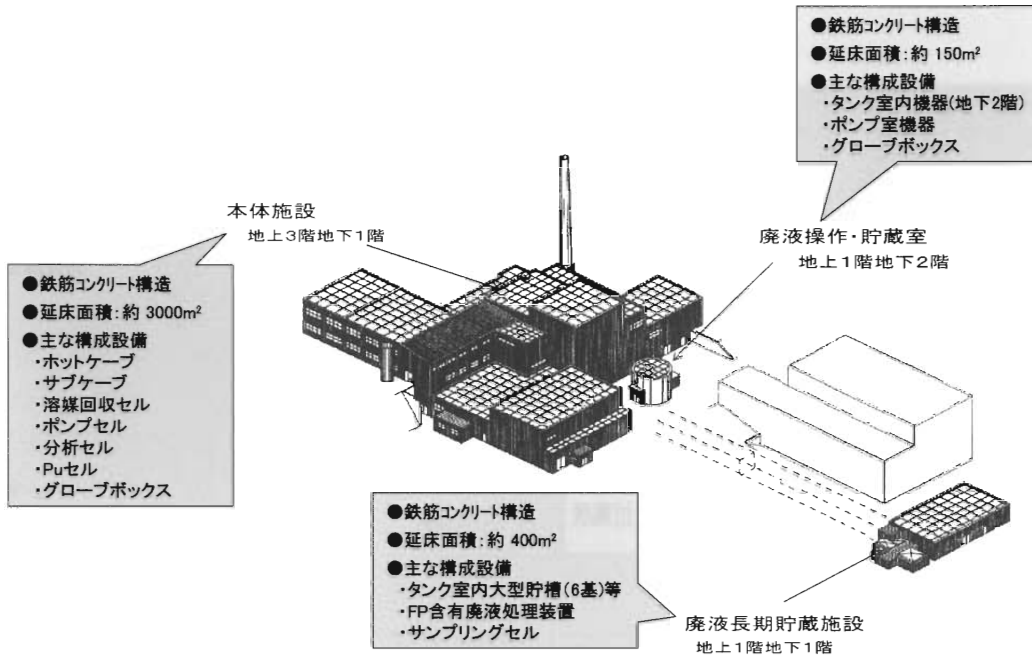


Fig.6 View of the JAEA Reprocessing Test Facility

理特別研究棟は、再処理試験装置が据付けられている本体施設及び再処理試験によって発生した廃液を貯蔵する廃液操作・貯蔵室並びに廃液長期貯蔵施設の2つの付属施設より構成され、1966年に日本で最初に再処理施設として建設されたピューレックス法による試験施設である。1968年～1969年に、JRR-3の使用済燃料（アルミニウム被覆、金属ウラン、燃焼度約600 MWD/T）を使用した試験を行い、我が国最初の再処理試験に成功するとともに、200gのプルトニウムを回収する成果を得た。その後、1970年に本試験装置をシャットダウンし、再処理高度化研究及び再処理廃液の処理技術開発等を行う核燃料物質使用施設として使用された。1990年から解体技術調査、1993年から解体技術開発、1996年から解体実施試験としての解体撤去が開始された^{5)・7)}。2004年の時点では、一部の貯槽類を除き、設備・機器の解体撤去が、ほぼ終了している。解体撤去の実施工程をTable 3に示す。今後は、建屋解体、更地化を予定している。設備・機器の解体撤去としてプルトニウムセル内機器の解体撤去の実施例をFig. 7に示す。プルトニウムセル内機器は、湿式再処理試験で発生した未精製プルトニウムを精製する設備として用いられていた機器、配管である。解体作業区域の放射

線レベルは商業用再処理施設に比べて低く、セル内機器の解体撤去作業では、作業区域の汚染検査やセル外配管・付帯設備の撤去が行われた後、グリーンハウス内で放射線業務従事者の直接作業による解体撤去が行われている。また、この解体撤去作業における安全対策として、作業区域の設定、外部及び内部被ばく管理、作業環境の管理等の放射線管理、人身災害防止、火災防止、重量物落下防止等の作業安全管理が行われている。

4.3 施設及び廃止措置の特徴比較

廃止措置に係る動向調査及び国内プラントの現状調査の結果に基づいて、核燃料サイクル施設の特徴と廃止措置の特徴を比較した。ウラン濃縮施設と再処理施設について施設及び廃止措置の特徴をTable 4に示す。ウラン濃縮施設は、UF₆原料（天然ウラン、回収ウラン）を濃縮するための乾式の化学処理プラントであり、遠心分離機、トラップ類、配管等から構成される。残存する汚染レベルは比較的 low、主な構成核種はU-234、U-235、U-238等のウラン系列核種である。このため、廃止措置では、解体前除染として残留ウランの除去・回収を目的とした気相化学除染、数千台にも及ぶ遠心分離機の解体撤去が行われる。一方、再

Table 3 Decommissioning Schedule of the JAEA Reprocessing Test Facility

年度	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005以降
1. 本体施設										
(1) グローブボックス等	■	■		■					■	
(2) ホットケープ内機器			■	■						
(3) サブケープ内機器			■	■						
(4) 溶媒回収セル内機器			■							
(5) 分析セル等					■	■				
(6) Puセル内機器					■	■	■			
2. 廃液長期貯蔵施設										
(1) サンプル室及びトランスミッタック室 FP含有廃液処理装置						■	■	■	■	
(2) 地下タンク室内大型槽							■	■	■	■
3. 廃液操作・貯蔵室										
(1) タンク・ポンプ等									■	■
(2) グローブボックス等									■	■

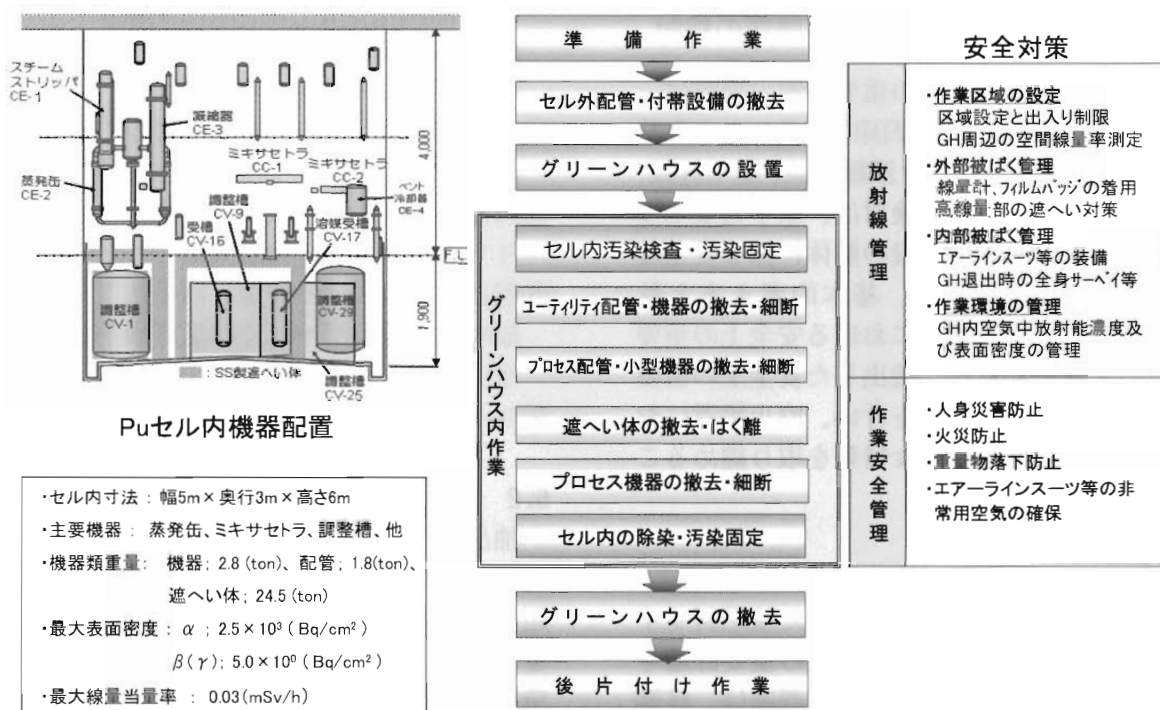


Fig.7 Dismantling of Components in the Plutonium Cell

処理施設は使用済燃料を硝酸溶液や有機溶媒等により再処理するための湿式の化学処理プラントであり、多種、多様な形状、構造の機器類、小口径配管等の大部分がホットセルやグローブボックス内に設置される。残存する汚染レベルは高く、主な構成核種はU-235、U-238、Pu-239、Pu-241等

のウラン及びプルトニウム系列核種、Cs-137、Sr-90等の核分裂生成核種である。このため、解体前除染として残留ウラン、プルトニウム及び核分裂生成物等の除去を目的とした湿式化学除染、接近困難な高汚染セル内機器の遠隔解体撤去等が行われる。

Table 4 Characteristics of Decommissioning of Uranium Enrichment Facility and Fuel Reprocessing Facility

項目	ウラン濃縮施設	再処理施設
プラントの概要	UF ₆ 原料(天然、回収ウラン)を濃縮する乾式の化学処理プラントで本体施設、核燃料物質貯蔵施設等から構成される。	使用済燃料を硝酸溶液や有機溶媒で処理することにより、FPとウラン及びプルトニウムを分離・回収する湿式の化学処理プラントで本体施設、ガラス固化施設、廃棄物貯蔵施設など複数の施設から構成される。
構成機器の特徴	遠心分離機、トラップ類、シリンダー、配管等の小型機器が主体。形状、構造は複雑、多種多様である。	小口径配管、小型機器、塔槽類が多く、系統が複雑多岐。機器の多くがホットセル又はグローブボックス内に設置される。形状、構造が複雑、多種多様である。
残存放射能特性	ウラン系列核種U-234、U-235、U-238等、回収ウランによるプルトニウム、テクネチウム等。汚染レベルは比較的低い。	ウラン-プルトニウム系列核種(U-235、U-238、Pu-239、Pu-241等)及びFP核種(Cs-137、Sr-90等)汚染レベルは高い。また、線量当量率も高いエリア(セル)があり、除染なしに入室困難なエリアもある。
解体前除染	残留ウランの除去・回収を目的とした乾式法による化学除染。	残留ウラン、プルトニウム及びFPの除去を目的とした湿式法による化学除染。
解体撤去	同一形状の遠心分離機、グローブボックス、フード等の直接作業による解体撤去。	接近困難な高汚染区域(ホットセル)内機器の遠隔作業による解体撤去。
廃棄物の取扱い	放射能レベルの比較的低いウラン廃棄物が発生。	放射能レベルの高いものから低いものまで幅広いウラン廃棄物、TRU廃棄物、β・γ廃棄物が発生。

5. 廃止措置における安全上重要課題の検討

廃止措置における安全上の重要課題の検討は、廃止措置に係る動向調査及び国内プラントの現状調査の結果を踏まえ、ウラン濃縮施設、加工施設、再処理施設の順で行った。検討は、原子力安全委員会の安全指針「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」⁸⁾(以下、基本的考え方と称す。)と対比し、廃止措置における安全上の重要課題を抽出するとともに、抽出した安全上の重要課題について具体的な検討を行い、廃止措置における安全確保のための有効な情報を取り纏めることとした。

5.1 安全上の重要課題の抽出

「基本的考え方」と対比して抽出した核燃料サイクル施設の廃止措置における安全上の重要課題を以下に示す。抽出した安全上の重要課題は、核燃料サイクル施設の特徴や残存放射能特性等によって、その詳細は異なるが、いずれも、核燃料サイクル施設に共通の重要課題である。

- ①廃止措置の開始と終了：廃止措置の開始と終了のための要件、必要な措置等
- ②除染、解体、廃棄物処理：核燃料物質等による汚染の除去の方法、手順及び核燃料物質等によって汚染された物の処理方法
- ③臨界安全、放射線管理等の安全対策：除染、解

体、廃棄物処理作業における臨界安全、放射線管理、有機溶媒等の化学物質管理、事故防止対策及び火災防護等の安全対策

- ④廃止措置期間中の施設維持管理：廃止措置中に維持すべき設備とその機能、維持すべき期間等
- ⑤解体廃棄物の取り扱い：廃棄物の区分方法、クリアランスレベル検認方法
- ⑥廃止措置における安全評価手法：平常時及び事故時の周辺公衆被ばく線量評価手法、放射線従事者の被ばく線量評価手法
- ⑦サイト解放：サイト解放検認方法

5.2 安全上の重要課題の検討

抽出した安全上の重要課題について具体的な検討を行った。ここでは、検討した安全上の重要課題の中から、ウラン濃縮施設及び再処理施設を対象として、廃止措置における安全確保の観点から重要と考えられる除染、解体、廃棄物処理とこれらの作業における臨界安全、放射線管理等の安全対策並びに安全評価手法に関する検討結果について述べる。

5.2.1 除染、解体、廃棄物処理

(1) 除染、解体、廃棄物処理に関する基本的事項
ウラン濃縮施設のプロセス機器には、長期間の運転による固体状のウランが残留している。これらの核燃料物質による汚染の除去の方法として、除染、解体が行われる。また、核燃料物質等に

よって汚染された物の廃棄のための処理が行われる。これらの除染、解体、廃棄物処理に関する基本的事項を以下に示す。

- ・解体作業時の被ばく低減を目的として、解体前の系統除染として乾式の気相除染法によりカスケード設備内の残留ウランの除去・回収を行う。
- ・数千台にも及ぶ遠心分離機を解体現場で切り離し、別途、設置された遠心分離機処理設備に運んで分解した後、放射性廃棄物量の低減のための化学除染を行う。
- ・核拡散防止上の観点から遠心分離機の部品形状や材料成分等の機微情報を消滅するため、圧縮又は溶融による機微情報消滅処理を行う。

一方、再処理施設は、複数の施設から構成され、プロセス機器には、長期間の運転によるプルトニウム、ウラン、核分裂生成物等が残存している。これらの核燃料物質による汚染の除去の方法として、ウラン濃縮施設と同様に除染、解体及び核燃料物質等によって汚染された物の廃棄のための処理が行われる。再処理施設におけるこれらの基本的事項を以下に示す。

- ・解体前の系統除染では、汚染核種や汚染形態（表面汚染、浸透汚染等）により、強酸、強アルカリ又はこれらを組合せた湿式の化学除染を行う。

- ・ホットセルなどの汚染区域内設備、機器等の解体撤去では、汚染拡大防止の観点から、高汚染区域から低汚染区域へ行くことが基本なる。⁹⁾（施設の状況等によっては、解体撤去の順序が変わる可能性もある。）

- ・解体撤去された放射性固体廃棄物は、廃棄物量の低減のため、圧縮又は溶融による減容処理を行う。

(2) 除染、解体、廃棄物処理の作業手順

以上の基本的事項に基づくウラン濃縮施設及び再処理本体施設の除染、解体、廃棄物処理の作業手順の例を Fig. 8 に示す。これらの作業内容は、ウラン濃縮施設及び再処理本体施設でそれぞれ、異なるが、作業手順はいずれも共通であり、解体前除染→解体・撤去→廃棄物処理→管理区域解除→建屋解体の順となる。

5.2.2 臨界安全、放射線管理等の安全対策

除染、解体、廃棄物処理作業における安全対策として臨界安全、放射線管理、有機溶媒等の化学物質管理及び火災防護等が重要であり、これらの安全対策をまとめた。ウラン濃縮施設及び再処理施設の安全対策を Table 5 に示す。

(1) 臨界安全

ウラン濃縮施設では、解体前に残留ウランの除去・回収を行うことにより解体作業での臨界の可

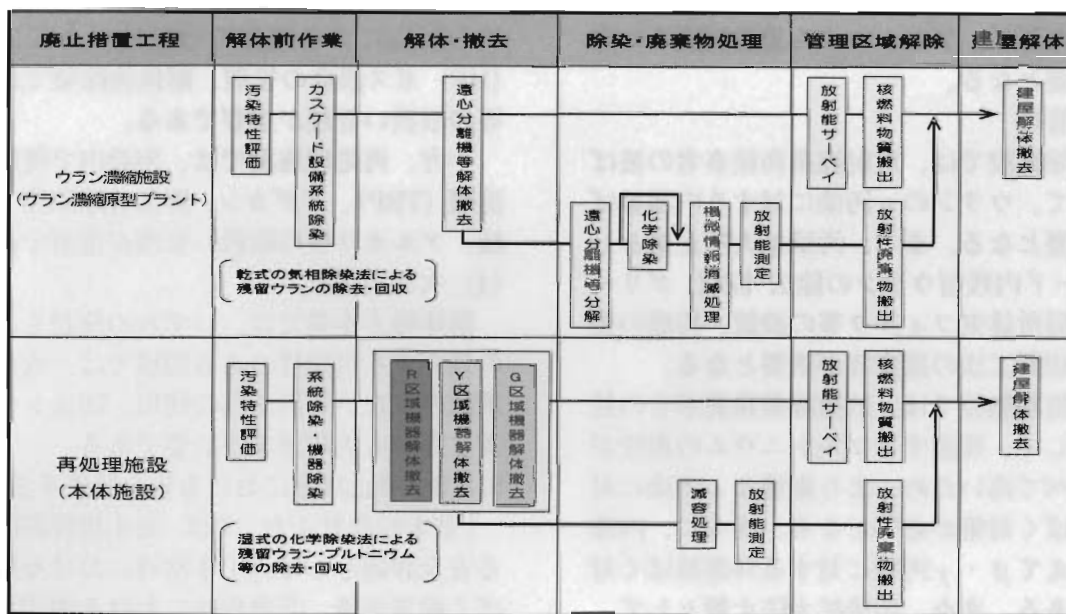


Fig.8 Dismantling Steps of Uranium Enrichment Facility and Fuel Reprocessing Facility

Table 5 Safety Practice on Decommissioning of Uranium Enrichment Facility and Fuel Reprocessing Facility

安全対策項目		ウラン濃縮施設	再処理施設
臨界安全		解体前の残留ウランの除去・回収により臨界の可能性はない。臨界の可能性のある残留ウランの除去・回収時には運転時と同等の臨界管理が必要。	解体前の残留ウラン、プルトニウム及びFPの除去により臨界の可能性は低減。除染廃液の貯槽、濃縮等により臨界濃度管理値を超える恐れがある場合は臨界管理が必要。
放射線管理	放射線業務従事者の被ばく対策	ウランの α 汚染に対する内部被ばく対策が重要。	プルトニウムは毒性がウランに比べて高いため、厳重な α 汚染に対する内部被ばく対策が必要。また、 β ・ γ 汚染に対する外部被ばく対策も重要。
	汚染拡大防止対策	カスケード内残留ウランの除去・回収、グリーンハウスや局所排気フィルタ等の設置、粉塵の発生が少ない切断工法の選定等が重要。	プロセス機器、セル内に内包するプルトニウムの除去、運転中多重閉じ込め設備の活用、ペイント等による残存汚染の固定、グリーンハウスや局所排気フィルタ等の設置、粉塵の発生が少ない切断工具の選定等が重要。
化学物質管理		残留ウランの除去・回収時に使用する IF_7 ガスと大気との反応により発生する可能性のあるHF濃度の管理、解体後除染で使用した酸等の取扱い管理が重要	施設内で使用した有機溶媒(TBP)、ドデカン、解体前除染等で使用した酸、アルカリ等の取扱い管理が重要。
火災防護		火花、粉塵の飛散の少ない切断工具の使用、防災シートによる養生等	同左

能性はなくなるが、残留ウランの除去・回収作業では運転時と同様の条件で行われることから運転時と同等の臨界管理が必要となる。

一方、再処理施設でも解体前に残留ウラン、プルトニウム及び核分裂生成物等の核燃料物質の除去により臨界の可能性は低減するが、除染廃液の貯槽、濃縮等により臨界濃度管理値を超えるおそれのある場合は、除染廃液中のプルトニウム濃度管理、貯槽の形状、プルトニウム重量制限等の臨界管理が必要となる。

(2) 放射線管理

ウラン濃縮施設では、放射線業務従事者の被ばく対策として、ウランの α 汚染に対する内部被ばく対策が重要となる。また、汚染拡大防止策として、カスケード内残留ウランの除去・回収、グリーンハウスや局所排気フィルタ等の設置、粉塵の発生が少ない切断工法の選定等が重要となる。

一方、再処理施設では、放射線業務従事者の被ばく対策として、残留するプルトニウムの毒性がウランに比べて高いため、より厳重な α 汚染に対する内部被ばく対策が必要となる。さらに、内部被ばくに加えて β ・ γ 汚染に対する外部被ばく対策も重要である。また、汚染拡大防止策として、プロセス機器、セル内に内包するプルトニウムの

除去、運転中の多重閉じ込め設備の活用、ペイント等による残留汚染の固定、さらに、ウラン濃縮施設と同様、グリーンハウスや局所排気フィルタ等の設置、粉塵の発生が少ない切断工法の選定等が重要となる。

(3) 化学物質管理

ウラン濃縮施設では、残留ウランの除去・回収時に使用する七フッヨウ素化ガス(IF_7)ガスと大気との反応により発生の可能性があるフッ化水素(HF)ガス濃度の管理、解体後除染で使用した酸等の取扱い管理が重要である。

一方、再処理施設では、施設内で使用した有機溶媒(TBP)、ドデカン、解体前除染等で使用した酸、アルカリ等の取扱い管理が重要である。

(4) 火災防護策

解体撤去作業では、いずれの施設も、可燃物等の残存する可能性のある領域では、火花、粉塵の飛散の少ない切断工具の使用、防災シートによる養生等の火災防護策が必要である。

5.2.3 廃止措置における安全評価手法

「基本的な考え方」では、廃止措置期間中における安全評価として、①平常時における周辺公衆被ばく線量評価、②事故時における周辺公衆被ばく線量評価、③放射線従事者の被ばく線量評価が必

要であるとしている。核燃料サイクル施設の廃止措置でも、基本的には同様の安全評価が必要であり、特に、周辺公衆被ばく線量評価では、評価手法として被ばく評価シナリオの設定や評価パラメータの選定が重要である。このため、ウラン濃縮施設や再処理施設の残存放射能や解体作業手順を考慮して、平常時の周辺公衆の被ばく線量評価のための被ばく評価シナリオや評価パラメータ等を検討した。また、事故時の周辺公衆の被ばく線量評価では、想定される事故事象等について検討した。

(1) 平常時の周辺公衆被ばく線量評価

ウラン濃縮施設の平常時の周辺公衆被ばく線量評価では、被ばく評価シナリオとして、放射性物質の発生源となる残留ウラン除去・回収、遠心分離機の解体撤去、分解、除染、減容処理等の作業を抽出するとともに、これらの作業における放射性物質の放出経路等を設定した。ウラン濃縮施設における放射性物質の放出経路の例をFig. 9に示す。残留ウラン除去・回収、遠心分離機の解体撤去、分解、除染、減容処理等により発生する気体廃棄物中の放射性物質は、トラップ類やグリーンハウスの局所排気フィルタ、建屋排気フィルタで除去された後、排気筒から大気中に放出される。

一方、解体後除染等により発生する液体廃棄物中の放射性物質も、廃液処理設備で除去された後、河川等に放出される。

また、再処理施設の平常時の周辺公衆被ばく線量評価では、被ばく評価シナリオとして、放射性物質の発生源となる解体前除染（系統除染、機器除染）、セル内設備機器の解体撤去、廃棄物処理等の作業を抽出するとともに、これらの作業における放射性物質の放出経路等を設定した。再処理施設における放射性物質の放出経路の例をFig.10に示す。解体前除染、セル内設備機器の解体撤去、廃棄物処理等により発生する気体廃棄物中の放射性物質はセル内局所排気フィルタ、建屋排気フィルタで除去された後、排気筒から大気中に放出される。一方、解体前除染等により発生する液体廃棄物中の放射性物質は、廃液処理設備で除去された後、海洋等に放出される。

(2) 事故時の周辺公衆被ばく線量評価

「基本的な考え方」では、想定される事故事象として放射性物質の放出量が最大となる事故を想定することとしており、原子炉施設の解体作業における事故事象として①火災・爆発、②動的機器の故障、③静的機器の破損、④電源喪失、⑤廃棄物容器等の落下等を想定することとしている。¹⁰⁾ウ

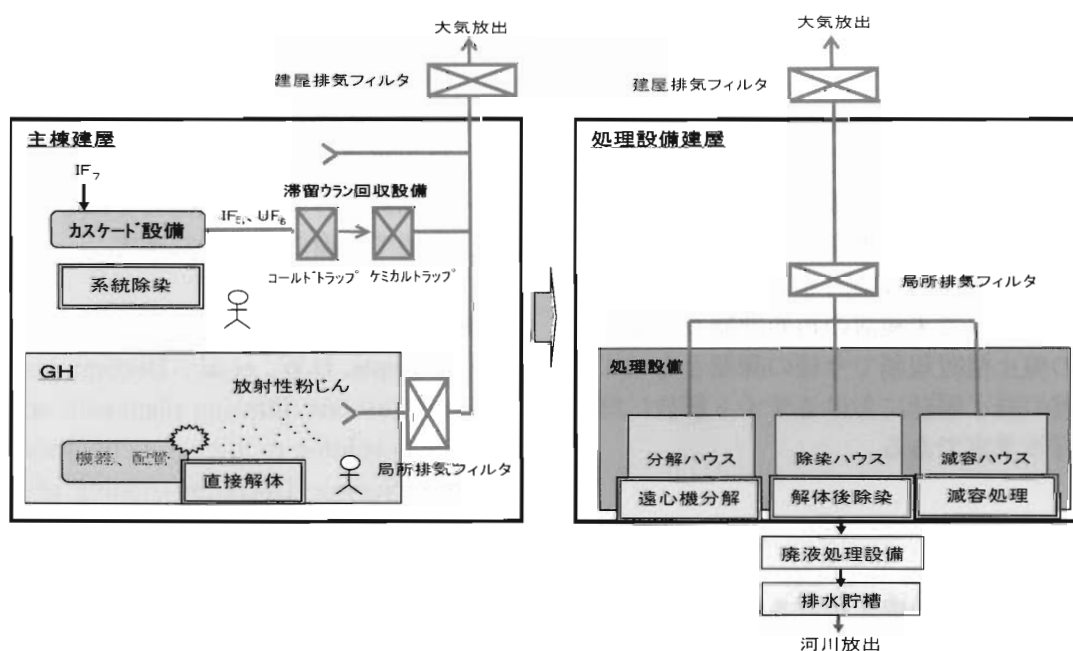


Fig.9 The Pathway of Radioactive Material on Decommissioning of Uranium Enrichment Facility

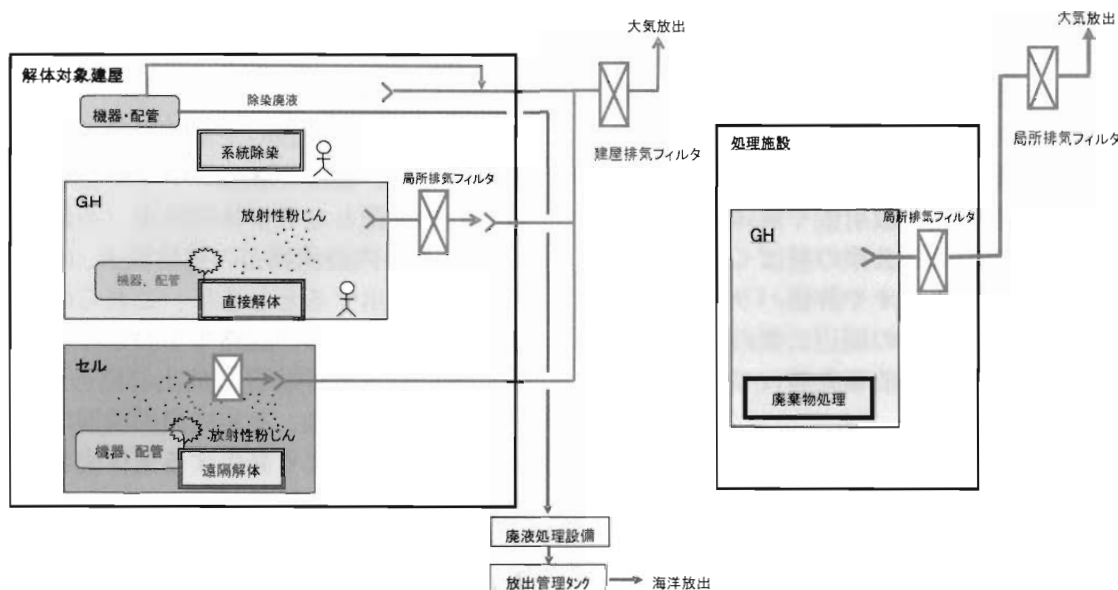


Fig.10 The Pathway of Radioactive Material on Decommissioning of Fuel Reprocessing Facility

ラン濃縮施設や再処理施設でも基本的には、原子炉施設と同様の事故事象が想定され、ウラン濃縮施設では、遠心分離機の解体作業で放射性物質の放出量が最大となる事故事象として、火災によるグリーンハウスの機能喪失等を抽出した。また、再処理施設では、火災による換気設備の破損、除染廃液の異常化学反応による飛散等を抽出した。

6. 今後の計画

核燃料サイクル施設の廃止措置における安全上の重要課題については、国外のサイクル施設の廃止措置の事例、除染・解体技術の動向調査及び国内プラントの現状調査の結果を基に、安全上の重要課題を抽出し、具体的な検討を行ってきた。今後は、主に、これまで未検討の再処理施設の重要課題や現行の廃止措置規制で今後の課題となっている廃止措置の終了確認におけるサイト解放に関する検討を行う予定である。

7. おわりに

核燃料サイクル施設の廃止措置を安全に遂行するためには、廃止措置における安全確保のための技術基準、廃止措置計画認可の際の審査基準等を

整備する必要がある。そのため、廃止措置の先行事例や技術動向、代表プラントにおける汚染の分布・形態等の現状について調査を行うとともに、安全上の重要課題についての具体的な検討を行うことにより、廃止措置における安全確保のための有効な情報を取り纏めた。

謝 辞

本報告をまとめるにあたり、安全研究センター廃棄物・廃止措置安全評価研究グループリーダーの中山真一氏にご指導、ご助言を頂きました。また、日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センターの関係者の皆様のご協力を頂きました。ここに、改めて感謝の意を表します。

参考文献

- 1) Clements, D.W., et al., "Decommissioning Britain's gaseous diffusion plant-with special Reference to volume reduction techniques," Proc. Int. Conf. Nuclear Decommissioning of Radioactive Facility, London, 1992, p179-188.
- 2) "Affordable Cleanup? : Opportunities for cost reduction in the decontamination and decommissioning of the nation's uranium enrichment facilities," National Academy Press Washington,

- DC, (1996).
- 3) 米川他、遠心分離法ウラン濃縮プラントにおけるウラン化合物除去技術開発、サイクル技報No.5、核燃料サイクル開発機構 (1999).
 - 4) 遠藤他、ウラン濃縮プラントにおける遠心分離機処理技術の開発、サイクル技報No.7、核燃料サイクル開発機構 (2000).
 - 5) 美田他、ウラン濃縮遠心分離機の化学除染法の開発、サイクル技報No.14、核燃料サイクル開発機構 (2002).
 - 6) 三森他、再処理施設解体技術開発の現状、RANDECジャーナルNo.6、(財)原子力研究バックエンド推進センター (1992).
 - 7) 三森他、再処理特別研究棟の解体計画、RANDECジャーナルNo.12 (財)原子力研究バックエンド推進センター (1995).
 - 8) 原子力安全委員会、原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方 (2001).
 - 9) 電気事業連合会、再処理施設の廃止措置費用について (2004).
 - 10) (財)電力中央研究所、発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータの調査研究)、(平成13年度経済産業省委託調査) (2002).

ウラン取扱施設におけるクリアランスについて

船橋英之*、片寄直人**、岩沢信夫***

Clearance concerning the Uranium Handling Facilities

Hideyuki FUNABASHI*, Naoto KATAYOSE**, Nobuo IWASAWA***

ウラン廃棄物の特徴及び日本原燃株式会社、ウラン燃料加工メーカー（(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、三菱原子燃料(株)、原子燃料工業(株)、(株)ジェー・シー・オー）、日本原子力研究開発機構のウラン取扱施設から発生するクリアランス対象物について紹介する。また、IAEA安全指針RS-G-1.7「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」におけるウランのクリアランスレベルに適用できる放射能濃度値設定の考え方及びわが国におけるその適用性について述べる。

This paper describes the characteristics of uranium contaminated waste and the expected material for clearance from the uranium handling facilities of Japan Nuclear Fuel Limited, uranium fuel fabricators and Japan Atomic Energy Agency. This paper also explains the method to establish the value of activity concentration applicable to clearance level of Uranium stated in the IAEA safety guide RS-G-1.7, "Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance" and the applicability of the method in Japan.

1. はじめに

わが国においては、原子力安全委員会によって放射性廃棄物のクリアランスレベルが検討されてきており、平成11年3月には「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」¹⁾、平成13年7月には「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」²⁾、平成15年4月には「核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）におけるクリアランスレベルについて」³⁾が報告されている。

また、平成16年8月にはIAEAより「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」（IAEA

安全指針RS-G-1.7)⁴⁾が出版され、天然起源及び人工起源の放射性核種ごとに、大量の物質に対する規制除外または規制免除が適用できる放射能濃度が報告された。これを受け、原子力安全委員会ではそれまでのクリアランスレベルの再評価を行い、平成16年12月に「原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について」⁵⁾を報告した。

このような検討の後、平成17年1月の原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会において、RI廃棄物、ウラン廃棄物等のクリアランスレベルを同専門部会が取り組む当面の課題として示

* : 独立行政法人日本原子力研究開発機構 (Japan Atomic Energy Agency)

** : 日本原燃株式会社 (Japan Nuclear Fuel Limited)

*** : 新金屬協会 (Japan Society of Newer Metals)

された⁶⁾。

一方、国内のウラン廃棄物の主要発生3者（日本原燃株式会社、ウラン燃料加工メーカー、日本原子力研究開発機構（平成17年10月1日に日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合して設立））においては、例えば日本原子力研究開発機構では人形峠環境技術センターにおけるウラン取扱施設の廃止措置を平成22年度より本格的に実施することを考えており、ウラン廃棄物のクリアランスレベルが設定されることを希望している。

2. ウラン廃棄物の特徴

ウラン廃棄物は、Fig. 1 に示す核燃料サイクル事業におけるウランの製錬、転換、濃縮、再転換、成型加工の各工程を有する施設及びウランを使用する研究施設等の運転・解体に伴って発生する。

ウラン廃棄物は、他の放射性廃棄物と比較した場合、以下のような特徴を有しており⁷⁾、ウラン廃棄物の処分方策は、これらの特徴を踏まえた上で検討する必要がある。

- ・汚染核種であるウランは土中などにも有意に存在する天然起源の放射性核種である。
- ・ウランは半減期が非常に長く（U-238：約45億年、U-235：約7億年、U-234：約25万年）、時間の経過による放射性物質の低減が期待できない。
- ・ウラン廃棄物に含まれる核種は、実質的にウランに限定されており、その他の放射性廃棄物に含まれているような放射化や核分裂による放射性核種が含まれていない。
- ・ウラン廃棄物の放射性核種濃度は、他の放射性

廃棄物よりも比較的低く、特に β γ 核種濃度は低い。

- ・ウラン廃棄物の放射性核種濃度は、1,000年程度経過すると、ウランの子孫核種が生成及び累積（ビルドアップ）することから徐々に増加し、数十万年以降でピークとなる。
- ・気体状の子孫核種であるラドンが生成し、条件によっては有意な被ばく線量を与える可能性がある。
- ・濃度及び存在する量によってはウランの放射線以外の因子（例えば重金属としての性質）による影響が問題となる可能性について考慮する必要がある。

上述したように、ウラン廃棄物に含まれるウランは、土中などにも有意に存在する天然起源の放射性核種であるが、天然に存在する状態では子孫核種とともに存在し、放射平衡状態となっており、その放射能はウラン核種と子孫核種の放射能を合計したものとなる。ウラン燃料として使用する場合には、製錬により子孫核種と分離されるため、放射能は天然に存在する状態よりも低くなる。この精製されたウランは、長期間経過すると子孫核種が生成・累積し、ウランの半減期が長く時間の経過による放射能の低減が少ないことと相まって、Fig. 2 に示すように数十万年にわたって放射エネルギーが増大する。

ウランは地球創成期から地球に存在している放射性核種であり、土壌や工業製品などに含まれて、我々の周辺に広く存在している。環境中のウラン濃度として、Table 1 に示すような値が報告されており、わが国においても1 Bq/gを超える土壌が確認されている^{8),9)}。

3. クリアランス対象物

わが国におけるウラン廃棄物の主要発生者は、ウラン濃縮事業を行っている「日本原燃株式会社」、ウラン燃料の再転換加工事業、成型加工事業を行っている「ウラン燃料加工メーカー」、ウランの製錬、転換、濃縮等の研究開発等を行ってきた「日本原子力研究開発機構」の3者である。

これら主要発生3者においては、ウラン廃棄物の発生状況、除染、測定技術の現状等を考慮し、

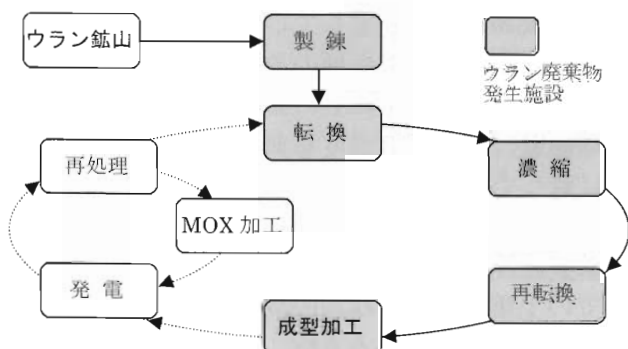
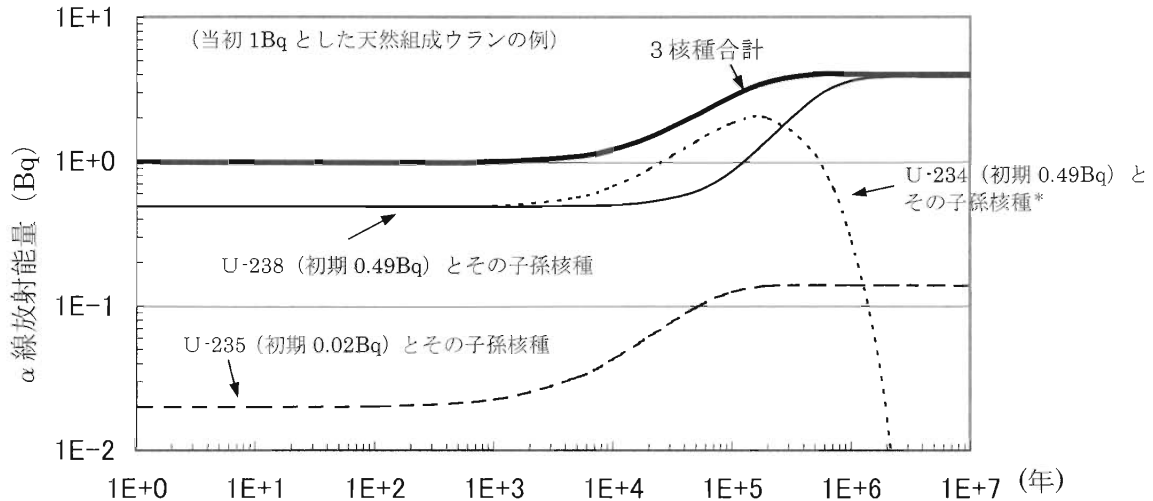


Fig.1 Nuclear Fuel Cycle and Uranium Contaminated Waste



* U-234 は U-238 の子孫核種だが、当初から存在するものは U-238 の崩壊に伴い生成されるものとは別扱いとした。

Fig.2 Radioactivity Change of Uranium and Descendent Nuclides (α nuclides)

主な原子炉施設に対して既にクリアランスレベルが定められている金属及びコンクリートを当面のクリアランス対象物として考えている。金属としては炭素鋼が最も多く、次いでアルミが多い。

クリアランスレベルとしては各国の基準、国際

的な検討等を参考に保守的な想定として0.1Bq/gを目安として、クリアランス対象物の物量を想定している。想定された物量をTable 2に示す。ただし、本データは今後のクリアランスレベルの検討結果や事業計画等の変更により変わる可能性がある。

Table 1 Activity Concentration of U-238 in Material (Bq/g)

項目	国内	全世界	
土壌	濃度範囲	0.002~0.059	0~0.69
	平均濃度	0.029	0.033
	鳥取県中部地域の水田土	0.020~0.11	
	河底土	0.0014~1.1	
	青森県の湖底土	0.052~0.13	
工業製品	炭素鋼	1.0E-5~1.3E-4	
	ステンレス鋼	測定下限値以下~2.5E-4 (<5.0E-6)	
	銅	測定下限値以下 (<5.0E-6)	
	鉛	1.4E-4~1.6E-4	
	アルミニウム	0.005~0.067	
	コンクリート		0.033~0.44

Table 2 Estimated Amounts of Cleared Material (t)

		(2050年度末まで)	
		金属	コンクリート
日本原燃	運転	約 56,000	—
	解体	約 300	—
燃料加工メーカー	運転	約 3,100	—
	解体	約 6,900	約 2,900
原子力機構	運転	約 2,600	約 1,600
	解体	約 13,000	約 3,600

(0.1Bq/g未満のものを想定)

4. ウランのクリアランスレベル

(1) IAEA安全指針RS-G-1.7等の概要

本安全指針は規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用に関する指針を示すことを目的として作成されたものであり、天然起源の放射性核種及び人工起源の放射性核種の両方に対して、放射性核種を含む大量の物質について、規制除外、規制免除及びクリアランスのために使用できる放射能濃度値を規定している。

人工起源の放射性核種の放射能濃度値は、基本的には原子力安全委員会における評価と同様に、基準線量に相当する濃度を典型的な被ばくシナリオに対して評価することによって求められている。

一方、ウランのような天然起源の放射性核種の放射能濃度値は規制除外の概念を適用し、世界規模での土壤中の天然起源の放射性核種の放射能濃度値の上限値に対する考察、すなわち、どこにでもあるような土壤中の放射能濃度と鉱石、鉱物

砂、産業の残留物及び廃棄物中の放射能濃度との最適境界として選定されている。この考え方は規制資源の最適化の観点に基づいているが、RS-G-1.7の導出根拠を示した「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導出」(IAEA安全レポートシリーズNo.44)¹⁰⁾に次のように記されている。

「(人工起源の放射性核種に対するのと) 同じ放射線学的基準に基づいて天然起源の放射性核種に対する固有の放射能濃度値が導出されると、多くの場合、その値は多くの自然環境の物質中で存在する濃度よりも低い値となるであろう。そのため、天然の建設材料を使った家の建築や多くの地域における土地の利用のように放射線学的見地からこれまで規制されていなかった多くの人間活動が規制の対象になりうる。多くの場合に、いかなる防護の改善も達成することがありそうもない状況で、このような広範囲にわたる規制を必要とするような天然起源の放射性核種に対するレベルを規定することは規制資源の最適使用ではない。従って、天然起源の放射性核種に対する放射能濃度値の導出は、規制資源の最適化を含めた防護の最適化により重きを置いた方法に基づいている。」

なお、上記の考え方に基づき、天然起源の放射性核種であるウランの放射能濃度値は、個々の核種について1 Bq/gとされている。

(2) クリアランスレベルの評価例

日本原子力研究開発機構(旧日本原子力研究所)では、平成13年度から平成17年度まで、経済産業省原子力安全・保安院より「ウラン・TRU廃棄物の基準整備に係る調査」を受託し、この中でウランのクリアランスレベルについて検討を行っている。この検討においては、原子力安全委員会によるクリアランスレベルに関する検討と比較すると、様々なパラメータについてサーベイがされており、特に評価経路については、ウランの特徴を踏まえて、ラドンガス吸入経路や廃棄物の露呈経路についても評価されている。

平成17年度の報告書¹¹⁾によれば、U-238のクリアランスレベルはラドンガスの吸入経路を考慮した場合に最も厳しくなり、0.001Bq/gのオーダーとなる。なお、平成14年度の報告書¹²⁾によれば、決定論的にラドン吸入経路を扱うと厳しい結果に

なるが、決定論的評価値は確率論的評価の97.5%片側信頼区間下限値を大きく下回っていて過度に保守的なものであり、ラドン吸入経路が代表経路となる可能性は小さいとしている。このことからラドン吸入経路を除外し、また、ウラン廃棄物の子孫核種生成による放射能の増加が顕著となり始める1万年後まで一般処分場がそのまま処分場で残り、廃棄物の露呈が起ることは考えがたいことから廃棄物の露呈経路を除外した場合を考えると、U-238のクリアランスレベルは0.01Bq/gのオーダーになる。

(3) RS-G-1.7における考え方の適用性

上記の評価結果によれば、U-238のクリアランスレベルは、Table 1に示した土壌、金属、コンクリート中のU-238濃度よりも低い値、すなわち、自然環境の物質中で存在する濃度よりも低い値になっており、IAEAの指摘するような問題が存在する。このような場合、実際にはウランによって汚染されていないにもかかわらず、クリアランスできないケースやクリアランスした後の土壌との混合や接触によってクリアランスレベルを越えるようなケースが生じる可能性がある。

従って、わが国においても、これまで人工起源の放射性核種に適用されてきたのと同様な $10 \mu\text{Sv/y}$ 等の線量基準から求めたU-238のクリアランスレベルは、規制レベルとして不適切であると考えられ、上述したRS-G-1.7において採用されている天然起源の放射性核種に対する考え方を採用することが妥当ではないかと思われる。

なお、この考え方を採用した場合、U-238に対するクリアランスレベルは、これまでに我々が入手した国内における土壌中のU-238濃度の多くが示している値を考えれば0.1Bq/gのオーダーになるとと思われる。しかし、RS-G-1.7において国際的整合性の観点から各国ができるだけ共通的なレベルを採用することを推奨しているように、わが国においても基準類に関してできるだけ国際的に整合性を図り、また分かりやすい基準とすることが望ましく、可能であればRS-G-1.7に示された放射能濃度値をクリアランスレベルとすることが望ましい。全世界の土壌中のU-238濃度の最大値0.69Bq/gに対して、現状、我々が得ているわが国の土壌中のU-238濃度の最大値としては1.1Bq/g

という値も確認されているので、国際的整合性の観点からRS-G-1.7に示された放射能濃度値 1 Bq/g をクリアランスレベルとして採用することも可能ではないかと考えられる。

5. おわりに

ウラン廃棄物の主要発生3者は、今後のためにウランのクリアランスレベルが設定されることを望んでいる。しかし、これまで用いられてきた人工起源の放射性核種のクリアランスレベルを導出する方法を天然起源の放射性核種であるウランに適用した場合、そのクリアランスレベルはわが国においても自然環境の物質中で存在する濃度よりも低い値になり、IAEAの指摘するような問題が生じると思われる。このため、天然起源の放射性核種については、IAEA安全指針RS-G-1.7において採用された考え方について検討していくことが必要ではないかと考えられる。

参考文献

- 1) 原子力安全委員会、放射性廃棄物安全基準専門部会、“主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて”、(1999)。
- 2) 原子力安全委員会、“重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて”、(2001)。
- 3) 原子力安全委員会、“核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)におけるクリアランスレベルについて”、(2003)。
- 4) IAEA, “Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance,” Safety Guide No. RS-G-1.7 (2004)。
- 5) 原子力安全委員会、“原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について”、(2004)。
- 6) 原子力安全委員会、放射性廃棄物・廃止措置専門部会、“放射性廃棄物・廃止措置専門部会の今後の進め方について”、(2005)。
- 7) 原子力委員会、原子力バックエンド対策専門部会、“ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について”、(2000)。
- 8) 日本原燃株式会社、日本原子力研究開発機構、株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、三菱原子燃料株式会社、原子燃料工業株式会社、株式会社ジェー・シー・オー、“ウラン廃棄物の処分及びクリアランスに関する検討書”、(2006)。
- 9) 今井登ほか、“日本の地球化学図”地質調査総合センター、(2004)。
- 10) IAEA, “Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance,” Safety Reports Series No.44(2005)。
- 11) 日本原子力研究開発機構、“平成17年度 放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査報告書(2/2) [ウラン・TRU廃棄物の基準整備に係る調査]”、(2006)。
- 12) 日本原子力研究所、“平成14年度 放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査報告書(2/2) [ウラン・TRU廃棄物の基準整備に係る調査]”、(2003)。

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34号

発行日 : 平成18年9月20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

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

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