

# デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：原子力の仕切り直しと廃止措置  
技術報告：ホットラボの廃止措置と将来計画  
商業用核燃料研究施設解体・撤去工事の実績  
東芝炉「TTR-1」廃止措置における解体及び燃料  
輸送の経験  
廃樹脂減容安定化処理装置と洗濯廃液濾過装置  
の導入について  
レーザーによるライニング切断技術の開発  
水浸漬法による汚染コンクリート中トリチウムの  
測定

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. 32 2005

# RANDEC

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

## 事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。

デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。

デコミッショニングに関する人材を養成します。

RI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行います。

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

# デコミッショニング技報

第32号 (2005年9月)

## 目次

### 巻頭言

原子力の仕切り直しと廃止措置 .....	1
	山名 元

### 技術報告

ホットラボの廃止措置と将来計画 .....	2
	海野 明、斎藤 光男、金澤 浩之、高野 利夫、 岡本 久人、関野 甫、西野 泰治
商業用核燃料研究施設解体・撤去工事の実績 .....	13
	二宮 敏明、林 一成、出雲路 敬明
東芝炉「TTR-1」廃止措置における解体及び燃料輸送の経験 .....	24
	加藤 裕明、信岡 重慶、吉村幸雄、 本間 均、中井 優
廃樹脂減容安定化処理装置と洗濯廃液濾過装置の導入について .....	38
	手塚 将志、岩井 正樹、佐野 一哉、東浦 則和
レーザによるライニング切断技術の開発 .....	48
	高畑 正人、ウィグナラージャ シバクマラン、鎌田 博文
水浸漬法による汚染コンクリート中トリチウムの測定 .....	60
	畠山 睦夫

# Journal of the RANDEC

No.32 Sep. 2005

## CONTENTS

### Technical Report

Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory .....	2
Akira UMINO, Mitsuo SAITO, Hiroyuki KANAZAWA, Toshio KOUYA Hisato OKAMOTO, Hajime SEKINO, Yasuharu NISHINO	
The Experience of Decommissioning Work at Nuclear Hot Laboratory .....	13
Toshiaki NINOMIYA, Kazushige HAYASHI, Yoshiaki IZUMOJI	
Experience of TTR-1 Decommissioning .....	24
Hiroaki KATO, Yoshishige NOBUOKA, Yukio YOSHIMURA, Hitoshi HONMA, Masaru NAKAI	
The Introduction of “Spent Resin Volume Reduction and Stabilization Processing Device” and “Laundry Drain Filtering Device” .....	38
Masashi TEZUKA, Masaki IWAI, Kazuya SANO, Norikazu HIGASHIURA	
Development of Liner Cutting Method for Stainless Steel liner .....	48
Masato TAKAHATA, Sivakmaran WIGNARAJAH, Hirofumi KAMATA	
Measurement of Tritium in Contaminated Concrete by Water Immersion Method .....	60
Mutsuo HATAKEYAMA	



**Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory**

Akira UMINO, Mitsuo SAITO,  
Hiroyuki KANAZAWA, Toshio KOUYA,  
Hisato OKAMOTO, Hajime SEKINO,  
Yasuharu NISHINO

J.RANDEC, No32 (Sep.2005) page2~12, 2 Figures,  
2 Tables

The Research Hot Laboratory (RHL) in Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) was constructed in 1961, as the first one in Japan, to perform the examinations of irradiated fuels and materials. The facility was expanded in 1966 to provide the surveillance data of fuels, pressure vessel steel and graphite materials for the commercial reactor in Tokai Power station of Japan Atomic Power Company.

The RHL with two floors and a basement consists of 10 heavy concrete cells, and 38 lead cells (20 lead cells at present). The sample handling and operating on apparatuses were performed by remote control in the hot cells using the manipulators. The RHL had been contributed to many research programs in JAERI.

However, the RHL is the one of targets on 'A middle-range decommissioning plan for the facilities in Tokai Research Establishment' as the rationalization program for decrepit facilities in JAERI. Therefore, all PIEs had been finished in March 2003 and the dismantling works of hot cells have been started. The contents of these works are to remove out the apparatus from the hot cell and to transfer the irradiated samples and disposal of radioactive waste. The authorization work of the dismantling program for regulation committee is in progress. The 18 lead cells had been already dismantled. The examinations performed in the RHL will be succeeded to the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) and the Waste Safety Testing Facility (WASTEF).

The partial area of the RHL facility will be used for a temporary storage of un-irradiated fuel samples used for our previous research works and radioactive devices radioactivated in proton accelerator facility (called J-PARC which is under constructing in Tokai site).

**The Experience of Decommissioning Work at Nuclear Hot Laboratory**

Toshiaki NINOMIYA, Kazushige HAYASHI,  
Yoshiaki IZUMOJI

J.RANDEC, No32 (Sep.2005) page13~23, 36 Figures,  
1 Table

This report presents the first Japanese private company's experience of decommissioning of a large commercial nuclear fuel institute, performed from 20 August 2001 to 3 October 2003.

The institute was built around 1960, in the dawn of PWR in Japan, to develop the nuclear fuel.

When we started to decommission, almost test equipments and devices had already removed and the inside of remained glove boxes and hoods had already been decontaminated. In this dismantlement, contaminated pipes under ground were removed, and even the foundation of the building was surveyed.

After a whole site was dug and also surveyed every depth of 0.5m to 1.5m, finally, it was turned into a vacant lot.

**Experience of TTR-1 Decommissioning**

Hiroaki KATO, Yoshishige NOBUOKA,  
Yukio YOSHIMURA, Hitoshi HONMA,  
Masaru NAKAI

J.RANDEC, No32 (Sep.2005) page24~37, 3 Figures,  
9 Tables

Toshiba Training Reactor-1(TTR-1) was planned for improvement of technical level from the standpoint of nuclear reactor manufacturer, training of a nuclear engineer, and research of nuclear physics, radiochemistry, radiation shielding and others. TTR-1 was permitted for construction in May 1960, attained at the first criticality in March 1962 and has continued to operate over 40 years. TTR-1 was permanently shut down in March 2001, accomplishing the planned target. From the initial criticality to the shut down, total operating time amounts to 15,300 hours and 31 MWds.

Decommissioning plan was submitted to the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology on August 8, 2001 and dismantling work was

started. The spent fuel was transported outside the laboratory, and the first phase and the second phase dismantling work were completed at the end of February 2004. Some of the reactor equipments continue maintaining their performance, and waste materials generated from dismantling work are under the state of managed storage, until disposal of the dismantling radioactive waste become clear, when the third phase of dismantling work will be started. At the end of the third phase work, all the TTR-1 equipments are dismantled and all waste materials are removed from TTR-1, then decommissioning of TTR-1 is completed.

The outline of the decommissioning plan, the actually performed dismantling work, and spent fuel transportation work is briefly described.

#### **The Introduction of "Spent Resin Volume Reduction and Stabilization Processing Device" and "Laundry Drain Filtering Device"**

Masashi TEZUKA, Masaki IWAI,  
Kazuya SANO, Norikazu HIGASHIURA  
J.RANDEC, No32 (Sep.2005) page38~47, 6 Figures,  
5 Tables

We are planning to introduce "spent resin volume reduction and stabilization processing device" and "laundry drain filtering device" in radioactive waster treatment system for Advanced Thermal Reactor Fugen Nuclear Power Station. As for the former device, we demonstrated sufficient performance of this device by carrying out the confirmation test using real spent resin relating to the following points: performance of volume and weight reduction; change to inorganic material; detoxification; and retention and transfer of nuclide, etc.. As for the latter device, we are studying two methods now. However, we confirmed that it is possible to apply the removal performance of radioactivity and Chemical Oxygen Demand to real machine by carrying out hot test.

#### **Development of Liner Cutting Method for Stainless Steel liner**

Masato TAKAHATA, Sivakmaran WIGNARAJAH,  
Hirofumi KAMATA

J.RANDEC, No32 (Sep.2005) page48~59, 8 Figures,  
3 Tables

The present work is an attempt to develop a laser cutting method for cutting and removing stainless steel liners from concrete walls and floors in cells and fuel storage pools of nuclear facilities.

The effects of basic laser cutting parameters such as cutting speed, assist gas flow etc. were first studied applying a 1kW Nd:YAG laser to mock up concrete specimens lined with 3 mm thick stainless steel sheets. These initial studies were followed by studies on the effect of unevenness of the liner surface and on methods of confining contamination during the cutting process.

The results showed that laser cutting is superior to other conventional cutting methods from the point of view of safety from radioactivity and work efficiency when cutting contaminated stainless steel liners.

In addition to the above results, this paper describes the design outline of a laser cutting system for cutting stainless liners at site and evaluates its merit and cost performance.

#### **Measurement of Tritium in Contaminated Concrete by Water Immersion Method**

Mutsuo HATAKEYAMA  
J.RANDEC, No32 (Sep.2005) page60~80, 12 Figures,  
5 Tables

A large amount of tritium are generated in the coolant water along with the operation of a nuclear reactor. Especially, more tritium are generated in a heavy water reactor. As for tritium included in the coolant water, the generation of the secondary contamination is thought by circulation process in a concrete surface.

At the decommissioning of the nuclear facility, concrete wastes according to these secondary contamination are generated massively. It is demanded to measure tritium efficiently in these wastes for reasonable processing disposal. However, it is necessary for tritium to be extracted, separated from concrete etc. so that tritium emits the  $\beta$  ray of the low energy and to be measured. In the usual measurement method, accuracy of measuring tritium depends on extraction and

separation from concrete, and then there are some problems such as requiring long time to extraction.

Then, we focused on the measurement of contaminated concrete by a water immersion method. The condition of tritium which remained in the leaching sample of tritium was examined by the water immer-

sion method. The water immersion method can efficiently measure the concrete specimen immersed in water for four hours. We expect that the water immersion method can be used to measure the clearance level of tritium in contaminated concrete.

## 原子力の仕切り直しと廃止措置



京都大学原子炉実験所  
教授 山名 元

昨年6月から始まった原子力委員会の下で新原子力長計の審議がほぼ終了し、新しい政策が「原子力政策大綱(案)」としてまとまりつつある。この審議においては1年以上にわたって、原子力利用、安全性、核燃料サイクル、放射性廃棄物等の、原子力に関わる多くの課題について議論が行われた。新しい原子力政策大綱(案)で最も着目すべき点は、長期的な原子力利用の継続(2030年以降も発電電力量の30~40%)を明白な展望として掲げたこと、六ヶ所再処理工場の運用やプルサーマルを柱とする再処理リサイクル政策の継続を決めたことである。ここ数年、わが国の原子力は、東電問題や美浜の事故などによる安全性や推進体制に対する不信や、再処理リサイクル路線の妥当性についての議論、などによって揺れ動いてきた。このような混乱した状況に対して、今回の審議では、現状の原子力の問題状況を率直に見直した上で徹底したオープンな議論を進め、原子力に取り組む上での基本的な共通理念や姿勢、事業者・産業界・研究機関・国などが取り組むべき課題などを明確に定めた。新政策は、わが国における今後の原子力のあり方についての仕切り直しを行ったと言える。

さて、新政策では、廃止措置や放射性廃棄物についてもその基本的な政策姿勢が明記されているのだが、新しい原子力の展望の中でそれらがとるべき姿勢や立場を認識することが重要である。軽水炉の長期的な継続的利用の方針の中で、次世代炉として改良型軽水炉を目指すことが明記されたが、2030年頃から始まる代替炉の設置に備えて旧原発の廃止措置が必須となってゆくのは明白である。電力事業者は電力自由化の中で、新規原子力発電所設置のための大規模設備投資に対して危機感を持っているが、新規立地の困難性や事業に対する社会的な受容の獲得、あるいは経済性の問題と強くリンクして、合理的な廃止措置とサイトの有効利用が非常に重要な問題になってゆくであろう。また、原子力の国民・地域社会との共生や、国民との間の相互理解が大変重視されたが、この問題は今後、核燃料サイクル施設、廃棄物処分、廃止措置、といったダウンストリーム側において益々重要になってゆくと考えられる。一般市民からの意見において、施設からの放出放射能や放射性廃棄物の処分に対する不安が多いことはこの事を裏付けており、市民や地域の不安を解消するための十分な情報提供や説明、広聴(市民の意見を聞くこと)が非常に重要になるであろう。市民にとって身近な問題となってゆくはずの廃止措置や放射性廃棄物の課題については、より一層丁寧なリスクコミュニケーションを通じて、市民の理解を早い段階で得てゆくことが必須となるであろう。

この審議において、科学的に合理的な規制の実施を求める声が強かったことは着目に値する。中でも、放射性廃棄物の処分に関して、「放射性廃棄物の発生源によらず性状によって一元的になされるべきである」事が指摘されたことは着目される。これは、現行の事業区分による規制が、本来あるべき物質区分に基づく安全管理と矛盾することを指摘したものである。現行の法規制が、廃止措置やRI・研究所等廃棄物の処分に関しての実態に沿にくいという問題があることは確かであり、今後、合理的で分かりやすい基準に基づいた科学的かつ合理的な規制に改良されてゆくことが期待される。

廃止措置や、RI・研究所等廃棄物の処分の推進にご努力されている専門家の皆様には、「仕切り直した原子力」の展開の中で、更に一歩進んだ新しい取り組みを進められるようお願いしたい。

## ホットラボの廃止措置と将来計画

海野 明\*、斎藤光男\*、金澤浩之\*、高野利夫\*、  
岡本久人\*、関野 甫\*、西野泰治\*

### *Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory*

Akira UMINO, Mitsuo SAITO, Hiroyuki KANAZAWA, Toshio KOUYA,  
Hisato OKAMOTO, Hajime SEKINO, Yasuharu NISHINO

日本原子力研究所（以下、原研という。）のホットラボは、研究炉で照射された燃料及び材料の照射後試験を実施するために、日本初のホットラボ施設として、昭和36（1961）年に建設された。その後、日本原子力発電（株）東海発電所の燃料、圧力容器鋼材及び黒鉛材料のモニタリングを実施するために、昭和41（1966）年に施設の拡張がなされた。

施設は、重コンクリートケープ10基、鉛セル38基（現在：20基）を備える、地上2階、地下1階の鉄筋コンクリート構造であり、マニプレータを用いた遠隔操作によって、高放射性物質の試験が実施され、原研における研究計画に貢献してきたが、所内の老朽化施設の合理化の目的により、「東海研究所の中期廃止措置計画」に沿って、平成15（2003）年3月をもって、全ての照射後試験を終了し、施設の一部解体・撤去を開始した。廃止措置業務内容は、不用品の解体・撤去、照射後試験業務の移行、放射性廃棄物の処分、ケープ・セル等使用設備の解体・撤去等であり、順次必要な変更許可申請等を行いながら作業を継続し、これまでに鉛セル18基の解体・撤去が完了した。

ホットラボで実施されてきた燃料・材料に関する試験は、燃料試験施設（RFEF）及び廃棄物安全試験施設（WASTEF）で引続き実施される予定である。さらに建家の一部は、所内の未照射核燃料や大強度陽子加速器施設の運転によって発生する放射化機器の一時保管施設としての利用が計画されている。

The Research Hot Laboratory (RHL) in Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) was constructed in 1961, as the first one in Japan, to perform the examinations of irradiated fuels and materials. The facility was expanded in 1966 to provide the surveillance data of fuels, pressure vessel steel and graphite materials for the commercial reactor in Tokai Power Station of Japan Atomic Power Company.

The RHL with two floors and a basement consists of 10 heavy concrete cells, and 38 lead cells (20 lead cells at present). The sample handling and operating on apparatuses were performed by remote control in the hot cells using the manipulators. The RHL had been contributed to many research programs in JAERI.

However, the RHL is the one of targets on 'A middle-range decommissioning plan for the facilities in Tokai Research Establishment' as the rationalization program for decrepit facilities in JAERI. Therefore, all

\*：日本原子力研究所（Japan Atomic Research Energy Institute, Department of Hot Laboratories）

PIEs had been finished in March 2003 and the dismantling works of hot cells have been started. The contents of these works are to remove out the apparatus from the hot cell and to transfer the irradiated samples and disposal of radioactive waste. The authorization work of the dismantling program for regulation committee is in progress. The 18 lead cells had been already dismantled. The examinations performed in the RHL will be succeeded to the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) and the Waste Safety Testing Facility (WASTEF).

The partial area of the RHL facility will be used for a temporary storage of un-irradiated fuel samples used for our previous research works and radioactive devices radioactivated in proton accelerator facility (called J-PARC which is under constructing in Tokai site).

## 1. はじめに

原子力二法人統合に係わる原子力老朽化施設の合理化の一環として、原研東海研究所においても、目的を終了した原子力施設を安全で効率的に廃止措置するための中期廃止措置計画が策定され、東海研究所内のホットラボを含む約20の老朽化施設が廃止措置対象となった。

ホットラボはこれを受けて、平成15年3月をもって全ての照射後試験を終了するとともに、これまでホットラボで実施してきた燃料・材料に関する照射後試験を、部内関連施設である燃料試験施設 (RFEF) 及び廃棄物安全試験施設 (WASTEF) に移譲し、平成15年度より、鉛セルの解体・撤去等の本格的な廃止措置業務を開始した。

また、ホットラボの廃止措置計画は、大強度陽子加速器開発計画 (J-PARC) において、施設から発生する放射化機器や所内の未照射核燃料の一時保管施設として施設の有効利用促進のため、当初の完全更地化計画を変更し、不用品の解体・撤去、放射性廃棄物の処分、38基の鉛セルの解体・撤去、コンクリートケーブ等の最終汚染除去、不要な特定施設設備の解体・撤去等について部分的・段階的に廃止措置を実施し、使用施設の縮小を計画的に進めるものである。

本施設は、約40年間にわたり各種の照射済燃料・材料等の照射後試験に供されてきたため、特に解体・撤去対象のセル内は核燃料物質等により高度に汚染された状態にあり、解体・撤去の手順としては「内装機器の解体・撤去 (除染作業を含む)」「セル内の最終除染」を実施し、セル内の汚染状況及び詳細構造調査を含めた「事前調査」を

行った後に「解体・撤去工事」を実施した。

今回は、鉛セル解体・撤去業務の一部として、平成15年度及び平成16年度に実施したセミホットセル4基、ジュニアセル14基の解体・撤去作業について報告する。なお、本解体・撤去作業は、原研との役務契約 (単年度) により、それぞれの受注業者により実施された。

## 2. ホットラボの概要

ホットラボは、研究炉の燃料・材料の照射後試験を実施するために、日本で初めてのホットラボ施設として昭和36年に建設され、その後、日本原子力発電 (株) 東海発電所 (平成10年に運転停止) の燃料及び原子炉圧力容器鋼材及び黒鉛材料の健全性確認試験を実施するため、昭和41年に施設の拡張 (コンクリートケーブ、鉛セル等の増設) が行われ、30年間にわたる原電東海炉モニタリングを遂行したほか、共同利用施設として所内外の利用に対応した各種の燃料・材料に関する照射後試験を実施し、原子炉燃料・材料の研究開発に資する有用な照射後試験データを提供してきた。

施設はJRR-1とJRR-2の間に位置し、地上2階、地下1階の鉄筋コンクリート造りとなっており、主要設備として重コンクリートケーブ10基、鉛セル38基 (現在20基) を有する大型照射後試験施設である。放射性試料の取り扱い及びセル内試験装置等の操作は、全てマニプレータを用いた遠隔操作によって実施される。

## 3. 鉛セル解体・撤去作業

### 3.1 作業概要

ホットラボは照射後試験施設であるため、ケー



ブ・セル等の構造物内側部分は核燃料物質等の取り扱いによって汚染されているが、原子炉施設の解体で見られるように、構造体が放射化したために解体物が放射性廃棄物となることはないため、廃棄物低減化には正確な汚染部位の把握と解体手順等の確認を慎重に進め、より効率的な除染作業を実施することが重要である。

平成15年度にセミホットセル4基の内3基 (No.1, 2, 4セル) を解体・撤去し、平成16年度はセミホットセルの残り1基 (No.3セル) 及びジュニアセル14基 (左右の2列、7基/各列) について計画通りに実施し完了した。

セミホットセルは、セミホットセル室内に設置された遮へい厚さ100mmの鉛ブロックによる4基の独立したセルであるが、その詳細構造及び使用履歴にはそれぞれ相違がある。一方、ジュニアセル室の左右に設置されているジュニアセルは、それぞれセル前面が遮へい厚さ150mmの鉛ブロックで、鋼板によって仕切られた7基の連なったセルとなっている。セミホットセルと同様、その詳細構造及び使用履歴には左右列で相違があるが、鉛セルとしての主要な構造には共通点も多いため、解体・撤去作業を行うにあたっては、これらを作業要領・手順等に反映させ、作業を効率的に進めた。

### 3.2 セミホットセル (4基) の解体・撤去

#### 3.2.1 解体・撤去対象設備

セミホットセルは、ホットラボ1階のセミホットセル室内に4基 (No.1~4セル) が設置されている。同セルは、鉛ブロック組み立て式構造 (遮へい厚さ;鉛100mm) の独立したセルであり、小規模な実験を行ってきたもので、セル内の汚染は比較的低レベルであった。各セルの基礎部及び天井板は、厚さ75~100mmの鋼板構造で支柱にボルトで固定されている。この内、No.4セルの基礎部は重コンクリート製であるが、その他のセルの主な構造部材は、鉛ブロック (主として楔形の小型標準ブロック;100×100×200mm、約22.6kg) 及び鉄鋼材である。また、各セルには、遮へい窓 (鉛枠付)、ボールソケット枠 (鉛充填) 及びM-7型マンニプレータ等が装備されており、天井板には、給気フィルタ配管及びホット系の排気系配管が接続されている。なお、No.1セル内のみ厚さ4.5mm鋼板製で溶接構造のボックス状ライニング措置がなされており、他のセルは厚さ1.6mmの鋼板がビス止めによってライニング措置されている。セルの外観図を、Fig.1 に示す。

#### 3.2.2 解体・撤去の方法

解体・撤去は、以下の措置及び手順に従って行ったが、個々の詳細な作業手順等については、作業開始前にそれぞれ作業要領を定めて実施した。

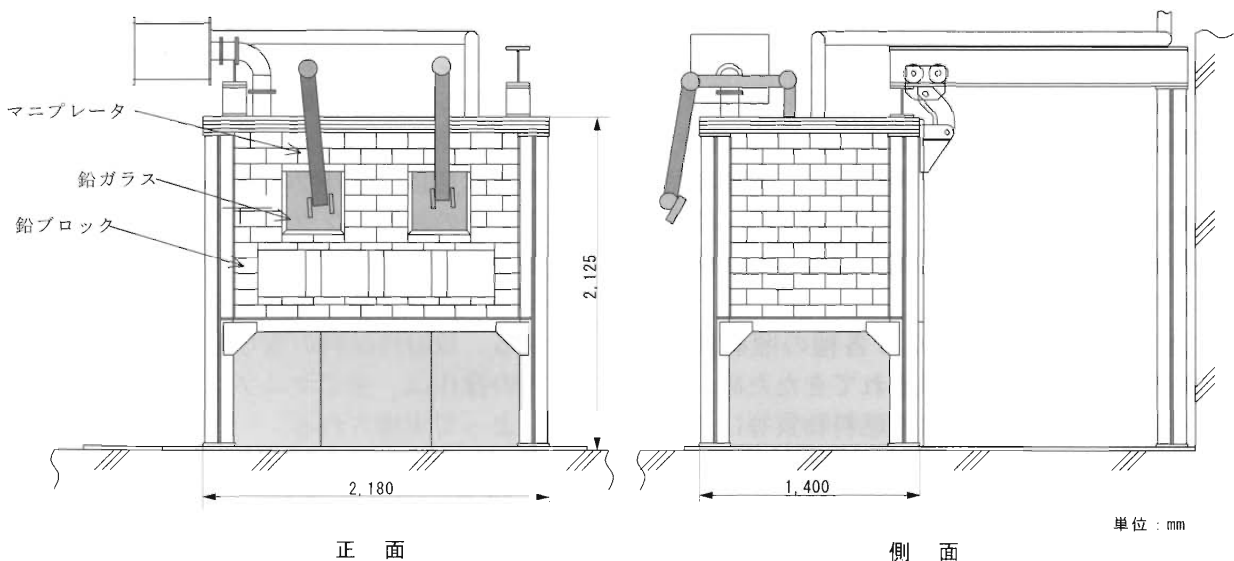


Fig.1 Schematic Drawing of Semi-Hot Cell (No.3)

## (1) 事前措置

### ①セル汚染状況の確認と局所排気の設置

作業開始前に、各セル内外の表面密度をスミヤ法及び直接測定法により測定を行い汚染状況の確認を実施するとともに、セミホットセル室内の解体・撤去対象となるセル全体をカバーする解体作業用グリーンハウスを設置した。グリーンハウスには高性能フィルタ付の局所排気装置を設置しホット排気系に接続した。各セルに接続されている排気管は、作業開始直前に近傍接続部で閉止措置を行った。

### ②セル本体付帯設備の撤去

解体・撤去作業に先立ち、当該範囲に関する電源系分電盤2次側の分離作業、M-7型マニプレータ(4台)の引き抜き、作業場所の汚染拡大防止措置、解体作業バリヤ(解体作業用グリーンハウス内)の設営等を実施した。

### ③作業環境及び防護具

事前の測定により、セル内の表面密度は最大約 $6.0\text{Bq}/\text{cm}^2$ (スミヤ法)、線量当量率は、最大約 $1.6\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、セミホットセル室内の作業環境におけるバックグラウンド値は、約 $0.2\mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。また、解体作業用グリーンハウス内の作業者の防護具については、作業者のより安全な防塵対策として、着用基準以下の汚染レベルに関係なく作業の全期間を通して、「全面マスク装着・タイベックスーツ着用」とした。

## (2) セル本体の解体・撤去

解体作業は、各セルの上部から開始し、背面扉、天井遮へい鋼板、セル内ライニング、セル内架台、鉛ブロック、ボールソケット枠(約 $215\text{kg}/\text{基}$ )及び遮へい窓(大型で約 $450\text{kg}$ )、支柱部材、基礎鋼板(No. 4セルは、重コンクリート製の8ブロック)及び鋼板製床板(ベース板)の順に実施し、重量物解体には揚重機材を用いて行った。セル構成部材である鋼材等の重量物(No. 1セル背面扉:約 $3,000\text{kg}$ 等)は、部材に直接吊り金具を取付け(TIG溶接)仮設クレーンを併用して解体した。溶接による吊り金具の取付けにあたっては、事前に強度評価を行うとともに、溶接部表面に汚染の無いことを確認して慎重に実施した。

なお、撤去部材における汚染部分の細断・短縮化並びに汚染除去(塗装面の剥離剤による除去及

び鋼材表面のグラインダー加工による研削措置等)は、解体作業用グリーンハウス内に設けた解体作業バリヤ内で、汚染拡大防止措置及び防火・防災措置を行って実施した。事前調査で汚染状況確認が困難であった部分については、各部の解体作業の進展に応じて汚染状況を確認しながら行い、新たな汚染箇所があった場合には、その都度、作業要領を改定して汚染除去を実施した。

鉛ブロック、ボールソケット枠及び遮へい窓は、再利用を考慮して全て採番・記録し、建家内(管理区域内:セル撤去後のセミホットセル室)に仮保管した。解体した構成部材類は、直接測定法により汚染の無いことを確認して建家外搬出物品として屋外に保管した。なお、建家外搬出物品については、必要に応じガンマ線測定試料の採取(表面研削によるサンプリング)を行い汚染有無の判断に供した。

門型仮設クレーンの組み立て作業状況(セミホットセル室内)をPhoto 1に、遮へい窓撤去作業状況(No. 1セル)をPhoto 2に示す。セル撤去後のコンクリート床面は、直接測定法により汚

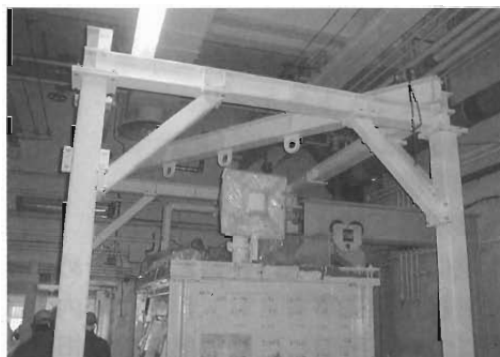


Photo 1 Temporary Crane for the Dismantling Work

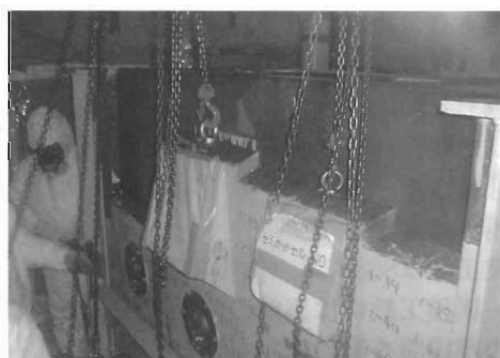


Photo 2 Removal of Cell Windows



Photo 3 Situation before Semi-Hot Cell Removal



Photo 4 Situation after Semi-Hot Cell Removal

染の無いことを確認した後にエポキシ樹脂塗装を行った。セミホットセル3基の解体・撤去前後の写真を**Photo 3**及び**Photo 4**に示す。

### (3) 作業管理

#### ①作業期間と被ばく管理

本作業は、管理区域内作業となるため作業者は全て放射線作業従事者とし、作業現場内の放射線管理等について事前に区域放射線管理担当者と協議を行い、適正な放射線管理を行った。撤去するセミホットセル内の線量当量率は最大 $1.6 \mu\text{Sv/h}$ 程度であり、作業位置及びセル室内の作業環境はバックグラウンド値( $<0.2 \mu\text{Sv/h}$ )であった。ほぼ計画通りの期間内で作業が完了し、この間、作業エリア内の汚染拡大、作業者の身体汚染や有意な外部被ばく(電子ポケット線量計、ガラスパッチ使用)はなかった。

作業工数は868人工(作業日数76日)であった。なお、累積工数には事前の汚染状況調査及び作業手順の現場調査等の作業を含む。

#### ②解体撤去品の管理

解体撤去品は、以下の管理方法により「放射性廃棄物」「建家外(非管理区域)搬出物品及び建家内保管物品」に分別した。(建家内は、管理区域内及び非管理区域)

解体・撤去した部材等については、全て汚染検査を行い、汚染物品と非汚染物品とを選別し、汚染物品は全て放射性廃棄物として、原研が規定した200ℓドラム缶のほか、 $1 \text{m}^3$ 容器等へ収納した。なお、同容器に収納できないものは、収納可能な寸法に細断等を行って収納した。廃棄物容器の総重量制限は200ℓドラム缶;250kg以下、 $1 \text{m}^3$ 容器;2,500kg以下とした。

#### イ) 放射性廃棄物

セル内ライニング板類及びセル排気系配管及びフィルタ類で汚染が確認できる部材類、あるいはその可能性のある機器・配管等は全て放射性廃棄物とした。なお、操作室に取り付けられていた操作盤類については内部の詳細な汚染検査が困難であるため、筐体(金属製ボックス類)から電気部品類を分離後、放射性廃棄物とした。筐体はスミヤ法及び直接測定法により汚染の無いことを確認した後に建家外搬出物品とした。

#### ロ) 建家外搬出物品(屋外保管:非管理区域)

セル構造物の鋼板類及び鋼材支柱類で汚染検査が可能な構成部材類は、スミヤ法及び直接測定法により汚染のない事を確認した後、建家外搬出物品とした。なお、部分的に汚染が検出された部材については、塗装の剥離及び表面研削等の措置により汚染除去を行った。なお、必要によりガンマ線測定試料を採取し測定を行った。

#### ハ) 建家内保管物品

解体・撤去後の鉛ブロック、ボールソケット枠及び遮へい窓は、再利用を考慮して全ての鉛ブロックについて採番し、その配置を記録して管理区域内への仮保管とした。これらは全数について拭き取り除染をした後に、スミヤ法及び直接測定法により汚染検査を行い、汚染物品と非汚染物品に区別した。なお、固着した汚染が確認されたものについては、汚染物品としてビニールシートで養生し保管した。

#### ③解体撤去品等の発生量

セミホットセルの解体・撤去品リストを、**Table 1**に示す。

Table 1 Dismantling Parts (Semi-Hot Cell : 4 units)

解体区分	部材名/収納容器	数量	重量 (kg)	備考
建家内保管物品	鉛ブロック	1,009 個	23,909	汚染物品 102 個、1,598kg
	遮へい窓部	7 基	3,150	汚染物品 4 基、1,800kg
	ボールソケット枠部	11 基	2,365	汚染物品 3 基、645kg
	門型枠部・鉛鍍込み枠	1 個	125	汚染物品 なし
	合計		29,549	汚染物品 4,043kg
建屋外搬出物品	鋼材: (No. 1セル関係)		12,300	
	(No. 2セル関係)		8,170	
	(No. 3セル関係)		19,221	
	(No. 4セル関係)		4,085	
	重コンクリートブロック	8 個	3,400	
	アルミニウム部材		13	
	合計		47,189	
放射性廃棄物	1 m <sup>3</sup> 収納容器	4 基	5,300	セル内ライニング類、架台板部、排気配管部材等の鉄鋼類
	200 ㍓ドラム缶	9 本	1,192	電線管等の鉄鋼類、塩ビ配管類、電気部品・電線類、コンクリート破片類
	ペール缶	3 個	25	ガラス破片類、アルミ材等
	酢ビ梱包品	4 個	—	給気フィルタ等
	カートンボックス	可燃 328 個 不燃 19 個	347 個	

### 3.3 ジュニアセル(14基)の解体・撤去

#### 3.3.1 解体・撤去対象設備

ジュニアセルは、ホットラボ1階の化学ケープに隣接して14基(左右2列、No. 1~7セル/列)が設置され、分析用セルとして使用されたものである。同セルは、前面が鉛ブロック組み立て式構造(遮蔽厚さ;鉛150mm)で左右に7基ずつの連続した鉛セルとなっており、その前面下部は、床上80cmまでが重コンクリートの基礎部(比重3.3以上、厚さ500mm)となっている。

各セル間は、厚さ75mmの遮へい用鋼板で仕切られており、Iビーム鋼によって床及び天井コンクリート部へのアンカーによる建て込み構造となっている。また、天井鋼板部は25mm鋼板6枚を張り合わせ溶接した一体構造である。このうち、No. 2セルは試料貯蔵用セルとして使用するため、セル内架台上部の壁面は厚さ150mmの鉛ブロックで遮へいされている。また、同セル背面壁の基礎部も重コンクリート施工となっている。ジュニアセルは、小規模な実験を行ってきたこと、照射後試験の終了後に内装機器類の撤去及びセル内最終汚染除去を実施しているため、セル内の汚染は比較的低レベルであった。Fig. 2にセルの外観図を示す。

#### 3.3.2 鉛セル(ジュニアセル:14基)の解体事前調査

##### ①汚染状況調査と構造調査

ジュニアセルは、前年度に解体・撤去作業を実施したセミホットセルと異なり、遮へい用鉛ブロック厚さや7基が連続した剛構造のセルであるため、解体・撤去にあたっては種々の詳細な事前調査として、セル汚染状況調査と構造調査を平成15年度に実施し、この調査結果に基づき、撤去対象物及び撤去作業範囲(セル内天井・壁・床、操作室、サービスルーム)の汚染状況(線量当量率状況含む)を調査してマップ化を行った。また、セル本体の内部構造及び関連付帯設備等の調査結果を物量評価用として図面化し、その結果から、解体対象機器・部材等の物量評価を非汚染物の解体撤去品(搬出物品)と放射性廃棄物(汚染物品)に区分けした。さらに、汚染状況調査と構造調査の結果、物量評価、汚染状況調査結果、放射性廃棄物(汚染物品)の発生量評価等に基づき、解体・撤去時に考えられる作業者の被ばく量の推定及び「解体・撤去作業手順」の検討を行った。

##### ②建家強度評価調査

ジュニアセルは、上下四方を強固なコンクリートで構築されたジュニアセル室内に重コンクリート基礎部とIビーム鋼によって設置された本格的

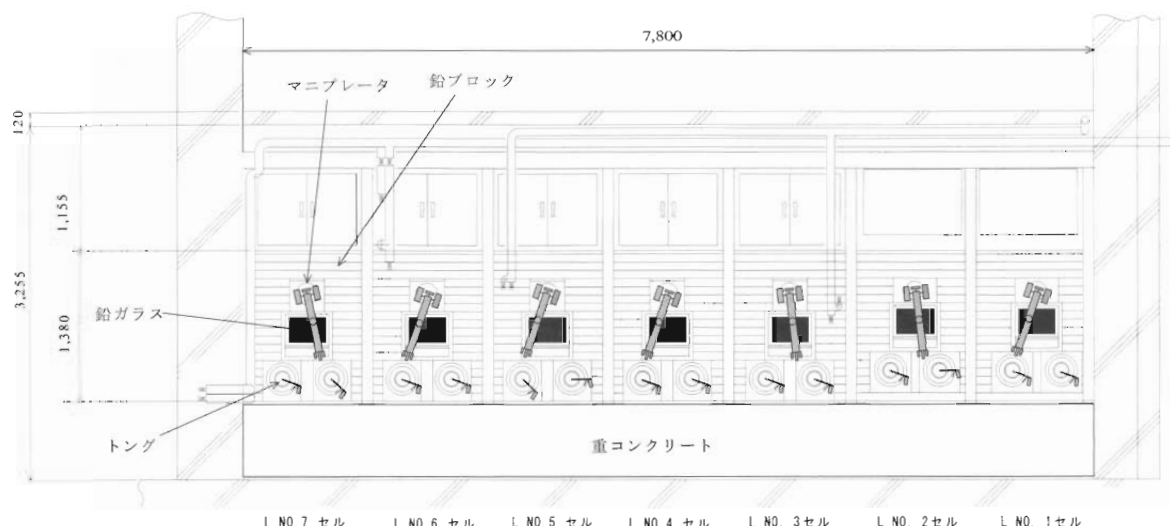


Fig.2 Schematic Drawing of Junior Cell (Left side)

な鉛セルであるため、解体・撤去作業の事前調査として、基礎部（重コンクリート）、壁支柱及びダクト等を撤去した場合の、建家の強度評価に関する調査を前年度に実施するとともに、建家関係の建設・施工から長期間（約40年間）を経ていることもあり、セル撤去後の建家再利用を考慮した新しい基準・法規による検討も行った。

### 3.3.3 解体・撤去の方法

解体・撤去は、以下の措置及び手順に従って行った。なお、個々の詳細な作業手順等については作業開始前に作業要領を定めて実施した。

#### (1) 事前措置

##### ①セル汚染状況の確認、排気系の設置

事前に解体範囲を特定し、セル内外の汚染状況をスマイヤ法及び直接測定法により確認した。ジュニアセル室の構造上、解体作業用グリーンハウスによってセル全体を覆うことが困難であったため、ジュニアセルサービスルーム内にグリーンハウスを設置し、高性能フィルタ付の局所排気装置を接続して化学ケープゲート部からセル内へ排気するようにした。各セルの排気管は、解体・撤去の進行にあわせて順次、母管近傍の接続部（フランジ部）で閉止後、撤去した。

##### ②セル本体付帯設備の撤去

解体・撤去作業に先立ち、主に操作室内の付帯設備である電源系分電盤2次側の分離作業（配線の解線措置及び配管類の撤去）、M-H型マニプ

レータ（11台）の引き抜き、操作盤等の非汚染部の解体・撤去を実施した後、操作室内を酢酸ビニールシートにより左右2分割に区画し、左右別個に作業が行えるようにすると共に、操作室入り口の開口部には、出入り管理用グリーンハウスを仮設して汚染の拡大防止を行った。

#### ③作業環境及び防護具

事前の測定により、セル内の表面密度は最大約  $40.0 \text{ Bq/cm}^2$ （スマイヤ法）、線量当量率は、最大約  $2.0 \mu\text{Sv/h}$  であり、ジュニアセル室内等の作業環境でのバックグラウンド値は、約  $0.2 \mu\text{Sv/h}$  であった。また、解体作業用グリーンハウス内の作業者の防護具については、作業者のより安全な防塵対策として、着用基準以下の汚染レベルに関係なく作業の全期間を通して、「全面マスク装着・タイベックスーツ着用」とした。

#### (2) セル本体の解体・撤去

解体作業は、右列セルより着手し、No. 2セル背面壁扉部（支柱部を含む、同扉部は鉛充填部材で、約2,500kg；最大部材）撤去後、同セルより天井遮へい鋼板部（最大1,300kg）、鉛ブロック（かまぼこ型の大型鉛ブロックで約38.2kg/個）及びボールソケット枠部（約215kg/基）及び遮へい窓部（大型で約450kg）、セル内ライニング部、セル間仕切板部（最大1,300kg）、セル内架台部、支柱部、基礎鋼板部の順に実施し、重量物解体には揚重機材を用いて左右2列のセル本体14基の解

体・撤去作業を行った。この際、それぞれセル背面エリア側にパイプ材足場の仮設及び壁面側に重量部材の支持金具を仮設（アンカーボルトの打設固定）した。

セル前面下部の重コンクリート基礎部（比重3.3以上、厚さ500mm）の解体作業は、汚染状況の確認、汚染箇所のシート養生により密封措置を施した後、非汚染部を先行して破碎・解体した。

重コンクリートの破碎作業は、削岩機と静的破碎剤（薬剤注入後、24時間以上の固化・膨張で亀裂発生）の併用とし、コアドリルによって穿孔（湿式）した孔に静的破碎剤を注入し、一定時間経過後に亀裂状況を確認して削岩機により破碎・解体作業を行った。汚染のあった基礎部の破碎・解体作業は、周辺への汚染拡大防止措置を行い同様の方法で慎重に実施した。非汚染部の範囲の破砕片は袋詰めにして建家外搬出物品とし、汚染箇所の破砕片は放射性廃棄物としてドラム缶へ収納した。なお、破碎・解体作業は著しい粉塵を伴うため、作業現場の排気グリル部にプレフィルタ（2枚）を仮設し、随時交換を行いながら実施したが、本排気システムのHEPAフィルタの目詰まりは著しく、予想外の交換頻度を余儀なくされた。

セル間仕切り板部の撤去作業状況（右側；No. 2～7セルの例）を**Photo 5**に、また、破碎剤による重コンクリート基礎部の破碎状況を**Photo 6**に示す。

解体・撤去後の構成部材類（鋼材類）は、スミヤ法及び直接測定法により汚染の無いことが確認されたものは建家外搬出物品とし、汚染のあったものについては、表面研削による汚染除去を行う



Photo 6 Destruction Process of Heavy Concrete

とともに、研削粉からガンマ線測定試料採取を行って汚染のないことを確認した。また、鉛ブロック及び遮へい窓等は、セミホットセルの解体・撤去時と同様に再利用計画を考慮して全て建家内に仮保管した。ジュニアセル解体前後の写真を、**Photo 7**及び**Photo 8**に示す。

### (3) 作業管理

#### ①作業期間と被ばく管理

本作業は、管理区域内作業となるため作業者は全て放射線作業従事者とし、作業現場内の放射線管理等について事前に区域放射線管理担当者と協議を行い、適正な放射線管理を進めた。撤去するジュニアセル内の線量当量率は最大 $2.0 \mu$



Photo 5 Dismantling Work of Partition Plate between the Junior Cells



Photo 7 Situation before Junior Cell Removal





Photo 8 Situation after Junior Cell Removal

Sv/h程度であり、作業位置及びセル室内の作業環境はB.G値 ( $<0.2 \mu\text{Sv/h}$ ) であった。ほぼ計画通りの期間内で作業が完了し、この間、作業エリア内の汚染拡大、作業者の身体汚染や有意な外部被ばく (電子ポケット線量計、ガラスバッチ使用) はなかった。

作業工数は627人工 (作業日数54日) であった。なお、累積には事前の汚染状況調査及び作業手順の現場調査等の作業を含む。

②解体撤去品等の管理

解体撤去品の分別管理方法は、前述のセミホットセル解体・撤去時と同様とした。

③解体撤去品等の発生量

ジュニアセルの解体・撤去品リストを、Table 2 に示す。

3.4 まとめ

今回の作業で解体・撤去を行った鉛ブロックは、寸法及び重量 (約22.6kg) が比較的小型に属するものであったため、解体・撤去作業を円滑に進めることができた。セル内部の汚染状況については事前調査を実施したが、解体前のセル内であるために表面的な調査しか行えず、隠れた部分の詳細な汚染確認までには至らず、実際の解体・撤去作業の過程で新たな汚染箇所が確認された部分が多かった。特に、架台板等の裏面部分、構造物の継ぎ目部分からの浸透によるものや建家コンクリート内への埋め込み部分等については慎重に汚染検査を実施する必要がある。

重コンクリート部の破碎・解体作業では、今回は破碎作業の効率化を図るため静的破碎剤を使用した。当該部分の詳細な配筋図が無かったことから、重コンクリート内の配筋状況が特定できず、的確な注入位置が選定できなかったため、内部の鉄筋が障害となり大きな効果が得られなかった。しかし、重コンクリート破碎作業は削岩機の

Table 2 Dismantling Parts (Junior Cell : 14 units)

解体区分	部材名/収納容器	数量	重量 (kg)	備考
建家内保管物品	鉛ブロック	1,003 個	29,657	汚染物品 25 個、 768kg
	遮へい窓部	14 基	6,300	汚染物品 4 基、1,800kg
	ボールソケット枠部	28 基	6,020	汚染物品 2 基、 430kg
	MHマニプレータ部 (穴付大型鉛ブロック)	5 個	1,075	汚染物品 なし
	合計		43,052	汚染物品 2,998kg
建屋外搬出物品	鋼材	14 基	43,577	
	アルミ部材		80	
	鉛充填部材 (鋼板ライニング付扉部)	2 基	4,800	
	重コンクリートブロック破片 (袋詰め)	1,002 袋	20,040	
	合計		68,497	
放射性廃棄物	1 m <sup>3</sup> 収納容器	6 基	7,300	セル内ライニング類、架台板部、排気配管部材等の鉄鋼類、銅管、アルミ管等の非鉄金属類
	200ℓドラム缶	20 本	2,716	保温材類、電気部品・電線類、塩ビ配管類、コンクリート破片類
	カートンボックス	可燃 410 個 不燃 7 個	417 個	

みでは非常に困難なことから、これらの事前処置としては大いに有効な手法であった。今後、同様の破碎作業においては、出来得る限り正確な配筋状況を把握することで静的破碎剤の効果を十分に発揮できれば、安全面はもとより、作業期間の大幅短縮が図れるものである。

今回の解体・撤去に関する実務作業は、原研との役務契約（単年度）によりそれぞれの受注業者により実施されたもので、その主な内容（作業件名）は次の通りである。

- ①平成14年度：セミホットセル4基及びジュニアセル（左右の2列）等に関して実測調査による「解体廃止措置に係る鉛セル等の実寸測定調査」を実施。本調査結果に基づき「調査結果図面」を作成。同時に、今後の計画に向けて「鉛セルの改訂図面の作成」として、ウランマグノックス用鉛セル（U/M No. 1～No. 12；12基）、スチール用鉛セル（St No. 1～No. 6；6基）、SEセル（1基）及びγスキヤニングセル（1基）についての「調査結果図面」を作成した。
- ②平成15年度：「ホットラボの廃止措置に係る鉛セル（セミホットセル）解体・撤去作業」として、同3基の鉛セル本体の解体・撤去が実施された。さらに、「ホットラボの廃止措置に係る鉛セル（ジュニアセル）解体調査作業」と「鉛セル（ジュニアセル）コンクリート部解体に係る建家強度評価調査作業」について「報告書」としてまとめられ、主にジュニアセル（左右の2列；14基）の解体・撤去計画の準備に供された。
- ③平成16年度：これらの各種の調査・報告書を基に「ホットラボの廃止措置に係る鉛セル（セミホットセル及びジュニアセル）解体・撤去作業」として、計15基の鉛セル本体の解体・撤去が実施された。鉛セル本体は、この2年間で合計18基の解体・撤去が終了した。

#### 4. 許認可申請関連

解体・撤去作業に係わる核燃料物質の使用及び放射性同位元素の使用変更に関し、以下の変更申請を実施した。

- ①核燃料物質の使用の変更許可（核燃料物質の

取扱量、貯蔵制限量の減少等）を15年4月に取得し、変更許可取得に伴う保安規定の一部変更について認可申請15年6月行った。

- ②核燃料物質の使用の変更許可申請（鉛セルの一部解体・撤去）を15年9月に行い、16年1月に変更の許可を取得した。
- ③使用施設の縮小（鉛セルの一部解体・撤去）に係る放射性同位元素の許可使用に係る変更の申請を15年11月に行い、同じく11月に変更の許可を取得した。
- ④核燃料物質の使用の変更許可取得に伴い、保安規定の一部変更について16年5月に認可申請を行い6月に認可された。
- ⑤核燃料物質の使用の変更許可（セミホットセル及びジュニアセルの解体・撤去）を16年7月に行い、8月に変更の許可を取得した。
- ⑥使用施設の縮小（セミホットセル及びジュニアセルの解体・撤去）に係る放射性同位元素の許可使用に係る変更の申請を16年9月に行い、10月に変更の許可を取得した。

#### 5. 今後の予定

ホットラボにおける廃止措置計画のうち鉛セルの解体・撤去は、平成15年度～16年度に実施した「セミホットセル及びジュニアセル」に引き続き、平成17年度から平成21年度にかけて「ウランマグノックス用鉛セル12基とスチール用鉛セル6基及びSEセル1基」の解体・撤去を実施する計画である。これらの鉛セルは、これまでに解体・撤去を行った「セミホットセル及びジュニアセル」に対して、その使用履歴からもセル内の空間線量率及び表面密度が著しく高レベルであることから、作業者が受ける放射線被ばく量の低減、汚染拡大防止及び放射性廃棄物の低減化が課題となっており、これら鉛セルの解体・撤去作業を安全且つ円滑に推進するためには、事前に作業方法、手順等を十分に検討する必要がある。

これらの廃止措置計画は認可される予算にも大きく依存されるが、当面、平成17年度は「ウランマグノックス用鉛セルとスチール用鉛セル及びSEセル」の解体・撤去前の作業として、当該セルの内装機器類の解体・撤去及びセル内最終除染を実施するとともに、汚染状況調査、実寸測定調査、

建家強度調査及び解体調査（方法、手順）などの事前調査を行うことにより解体・撤去作業を具体化させ、順次、変更許可申請と併せて平成18年度からの鉛セル本体の解体・撤去に向けた作業を進めていく予定である。更に、付随して特定施設の設備の解体・撤去を進め、使用施設を簡素化することによって安全維持と施設の合理化を進捗させる。

なお、当初の更地化までの計画であったホットラボの廃止措置は、大強度陽子加速器開発計画(J-PARC)において、施設から発生する放射性物質や所内の未照射核燃料の保管施設として、施設の有効利用を図るための再利用計画により、鉛セル等の一部機器・設備の解体・撤去、コンクリートケーブ等の汚染除去、特定施設設備の一部解体・撤去等に計画変更している。

## 6. 謝辞

今回の種々の事前調査を含めた鉛セルの解体・

撤去作業に際し、バックエンド技術部をはじめ、以下に示す5社のご協力をいただいた。また、この間の解体・撤去作業においては、特に低レベルの汚染環境とはいえ、管理区域内作業としての汚染管理と共に制限された作業スペースの中での重量物の取扱等、作業者の安全確保も重要な要素であった。幸いにして特段のトラブル等の発生もなく、期限内に大過なく全ての作業を完遂できたことに対し、受注各社のご協力に感謝申し上げますと共に、予備調査等に当たっては、受注各社以外にもご協力いただいたことを併せて記載し、ここに関係各位に感謝の意を表します。

受注各社一覧（順不同；契約時の名称）

- ・(株)東芝
- ・清水建設(株)
- ・東芝プラント建設(株)
- ・東洋エンジニアリング(株)
- ・三菱重工業(株)

## 商業用核燃料研究施設解体・撤去工事の実績

二宮敏明\*、林 一成\*、出雲路敬明\*\*

### *The Experience of Decommissioning Work at Nuclear Hot Laboratory*

Toshiaki NINOMIYA, Kazushige HAYASHI, Yoshiaki IZUMOJI

民間としては国内初の大型商業用核燃料研究施設の解体・撤去工事を2001年8月20日から2003年10月3日にわたって実施したので、その実績を紹介する。商業用核燃料研究施設は、加圧水型軽水炉等の核燃料開発を目的として昭和30年代前半に建設された建屋である。

建屋内に設置されていた実験設備・装置類は撤去されている状態で、グローブボックスおよびフードは内面の除染を完了した状態から着手した。汚染が残っている埋設排水管等を撤去し、建屋は基礎までサーベイした。敷地は全面にわたり、0.5mごとに1.5mまで掘削して確認サーベイしたうえで更地化した。

This report presents the first Japanese private company's experience of decommissioning of a large commercial nuclear fuel institute, performed from 20 August 2001 to 3 October 2003.

The institute was built around 1960, in the dawn of PWR in Japan, to develop the nuclear fuel.

When we started to decommission, almost test equipments and devices had already removed and the inside of remained glove boxes and hoods had already been decontaminated. In this dismantlement, contaminated pipes under ground were removed, and even the foundation of the building was surveyed.

After a whole site was dug and also surveyed every depth of 0.5m to 1.5m, finally, it was turned into a vacant lot.

#### 1. はじめに

2001年8月20日から2003年10月3日にわたって民間大型施設としては国内初の商業用核燃料研究施設の解体・撤去工事を実施したので、その実績を紹介する。

解体・撤去の対象となったニュークリア・デベロップメント(株) (以下NDC) の研究施設は、加圧

水型軽水炉等の核燃料開発を目的として昭和30年代前半に建設された建屋であり、さいたま市にある三菱マテリアル(株)総合研究所の敷地内に所在していた。

本施設は東地区と西地区に分割されており、東地区にあった事務棟および非管理区域の研究施設は既に解体・撤去済であった。また、今回の解体対象である西地区建屋内に設置されていた実験設

\* : 三菱重工業株式会社 神戸造船所 (Kobe Shipyard & Machinery Works Mitsubishi Heavy Industries, LTD)

\*\* : ニュークリア・デベロップメント株式会社 (Nuclear Development Corporation)



Fig.1 Over View of Nuclear Institute. Before Decommissioning at 2003/1/10

備・装置類は既に撤去され、グローブボックスおよびフードは内面の除染が完了した状態にあった。

Fig. 1に2003年1月10日に撮影した建屋の全景を示す。

## 2. NDC大宮施設の経緯

NDC大宮施設は昭和32年に2号館が建設され、昭和34年に1号館・3号館が増設された古い施設である。初期の頃は原子燃料を試験製造（主に原子力船むつの燃料）していたが、燃料製造の終了後は燃料関連研究およびRI (Co-60、Cs-137等)の化学分析、物性分析等を実施した経緯を有する。

## 3. NDC大宮施設の特徴

施設は民家に隣接しているため騒音、振動対策、粉塵飛散防止等の環境対策を十分に考慮する必要があった。

また、施設が古いため以前の建屋を撤去してその上に建設した痕跡があったほか、改造を繰り返し実施した形跡が見受けられた。昭和40年代以前の改造は、当時の担当者から詳細な情報を聴取することができず、履歴および範囲の判断に苦慮した。

操業当初は建屋内の排水に排水溝を利用してはいたほか、コンクリート埋込み排水管が多く使用されていた。埋込み排水管の一部には鉛管も使用されており、撤去施行を困難にした。

また、排水設備に接続されていた土中排水管は塩ビ管に変更されていたものの、操業当初からの土管も残っており、掘削・撤去作業の際に破損し

Table 1 Special Feature of Nuclear Institute

施設解体撤去の特徴	対応
湿気を帯びた土壌を収納して高湿度と予想される地下室に貯蔵	角型1.5m <sup>3</sup> の鋼製容器を製作し、耐食性を付与するため内外面を亜鉛メッキ
コンクリートハツリで粉塵によるフィルタの目詰まり	施設排気口及び作業員のマスクの前面に取替用プレフィルタを装着
高所(天井・壁)のサーベイ	一部は電動高所作業車を利用
大量の足場材、ベニヤ板の搬出サーベイ	大型物品搬出モニタを使用
土中埋設物	探索見逃し防止のため全面を掘削調査
周辺住民への配慮	・コンクリート搬出時トラックサーベイ ・第3者機関による最終確認サーベイ

ないように配慮した。

汚染は古い時代のもので、天然ウランによるものであった。また、汚染形態は粉末状であり浸透性が少なかった。Table 1に施設の特徴を示す。

## 4. 敷地返還条件

施設の跡地は、土壌を含め放射性物質による汚染を完全に除去すること、および土以外の埋設物を完全に除去し、地表を平坦に均して更地化することが返還条件であった。なお、放射性廃棄物はL1320×W1320×H1500の鋼製保管容器に収納し、三菱マテリアルが所有する新保管庫地下2階を賃借し、保管することとした。

## 5. 工事实績

### 5.1 工事实績概要

対象建屋はFig. 2の配置図に示すとおり、南北約110m、東西約75mの敷地内に建設された鉄筋コンクリート2階建3棟を主体とした大小12の施設であった。

概略工程をFig. 3に示す。工事は換気・排水系統およびアクセスルート、廃棄物搬出等を勘案して建屋2階の奥側から着手した。

Fig. 4に工事期間中に要した人工の割合を示す。予期していたとおり放管員の割合が多く、解体・撤去工事に当たっては、サーベイが主体の作業となることが再認識できた。

### 5.2 建屋付帯設備解体撤去工事

#### (1) 解体撤去準備

解体撤去準備として工事事務所開設および非管理区域什器類廃棄、管理区域内実験装置および什器類の搬出を実施した。



Fig.2 Buildings Layout

項目	2001年												2002年												2003年									
	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
I. 建屋付帯設備解体撤去																																		
1 準備																																		
2 残留機器・装置類撤去																																		
3 空調/電気設備 解体撤去																																		
(1) 屋内																																		
(3) 屋外																																		
4 吸・排気設備解体撤去																																		
5 仕切板解体・撤去																																		
6 汚染部除去 (塗膜剝離、ハツリ舎)																																		
7 クレーン設備解体撤去																																		
8 ドラム缶ボックス パレット詰替																																		
9 サーベイ																																		
(1) 屋屋																																		
(2) 屋外																																		
10 土壌調査																																		
II. 建屋解体																																		
III. 建屋基礎等 埋設汚染部除去																																		
IV. 建屋基礎部撤去																																		
V. 廃棄物移送																																		
VI. 更地化																																		
(1) 土壌サーベイ (含土壌ボーリング)																																		
(2) 土壌埋戻し																																		

Fig.3 Schedule of Decommissioning



NDC大宮西地区解体撤去工事人工割合

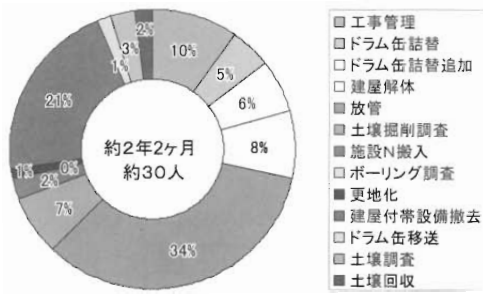


Fig.4 Ratio of Each Work Time

(2) 空調設備解体撤去

Fig. 5 に示すとおり壁面サーベイの際に効率を良くする目的から空調設備、電気ケーブル、配管等を早期撤去し、壁面を平滑化することとした。

空調解体の際は事前にフロンを回収し、別途届出が必要である。

(3) 電気設備解体撤去

ケーブルが多く、1本ずつ系統を確認するのは困難なため、給排気設備、放管用設備および消防設備の旧電源を生かし、その他の設備については

工事用キュービクルおよびケーブルを準備した。また、照明も工事用として仮設を準備した。

5.3 排水設備解体撤去

(1) 流し台、屋内配管

流し台はサーベイして分別し、廃棄した。排水管は無条件で放射性廃棄物とした。給水、ガス、電気ケーブル配管は切断面および外表面をサーベイした。

(2) 屋内埋設配管

2階床貫通部から着手し、鋼管は打撃により撤去可能であったが、鉛管は周囲コンクリートハツリが必要であった。

1階床内および床下埋設配管はコンクリートハツリが必要であった。コンクリートハツリはエア駆動ピックハンマーを使用した。

今回の施設解体・撤去工事の中で、コンクリートのハツリが最も過酷な作業であった。

その他、コンクリートハツリが必要な箇所は旧電線ピット（従来床面にあった電気ケーブル配線用溝で床面清掃の際に汚染、その後コンクリートで封じ込め）および排水ピットであった。

ハツリガラは放射性廃棄物として処置した。

5.4 給・排気設備解体撤去

(1) 屋内ダクト

室内の壁および天井をサーベイするため必要な部分を残し、屋内ダクトは早期に撤去した。ダクトはフランジ部分でボルトを取外して解体し、内面までサーベイしてから切断した。

(2) 屋外給・排気設備解体撤去

Fig. 6 に屋外給・排気設備解体撤去状況を示す。



(a)



(b)

Fig.5 Dismantling of Duct and Tray



Fig.6 Dismantling of Fan and Filter Unit at Roof



Fig.7 Disassembling of Filter Unit in the Building

ダクトはフランジ部分でボルトを取外して解体し、管理区域内でサーベイ、除染、切断した。また、排気設備は排風機をサーベイ後解体、フィルタユニットからフィルタを撤去して除染、サーベイ後できるだけ一体で吊降ろし、Fig. 7に示すとおり管理区域で解体、切断した。

#### 5.5 仕切板解体撤去

建屋強度部材としてのコンクリート壁以外の仕切板および天井化粧板を撤去した。Fig. 8に仕切板撤去後の状況を示す。天井化粧板および大半の仕切板には石膏ボードが使用されていた。石膏には基準値未満であるが微量のアスベストが含まれる可能性があり、解体作業中の空气中粉塵濃度を監視する必要があった。そのため、粉塵飛散防止対策としてボルトを取外して人手によって取外す工法を採用した。放射能汚染のない仕切板および天井化粧板は、塵産業廃棄物として処分したが、アスベスト含有の可能性を考慮して、管理型埋設処分とした。

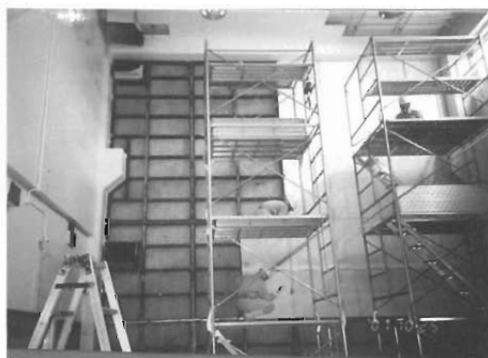


Fig.8 Dismantling of Wall Board

#### 5.6 汚染部除去

コンクリート床面はFig. 9に示すように塗装を剥離してサーベイした。そこで汚染が発見された場合は、Fig. 10に示すように汚染部分をエアードライブまたは電動のピックハンマーでハツリ除去した。

Fig. 11に示すとおりコンクリート下の土壌はスコップで人力により掘削した。

コンクリートハツリの際に発生する粉塵は $10\mu\text{m}$ 以上の粒子であり、大量に発生するためフィル



Fig.9 Strip Paint for Radioactive Contaminations Survey on Concrete Surface



Fig.10 Concrete Removal by Breaker



Fig.11 Removal of Pipe Under Ground

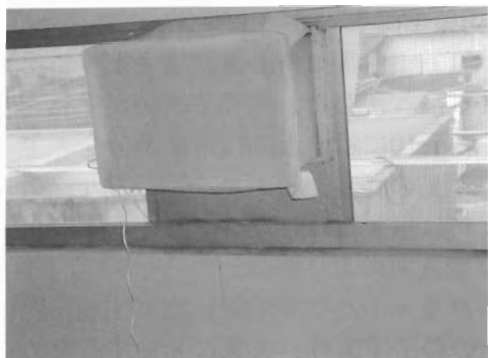


Fig.12 Pre- Filter for Air Vent



Fig.15 Contamination Survey for Removed Crane Beam

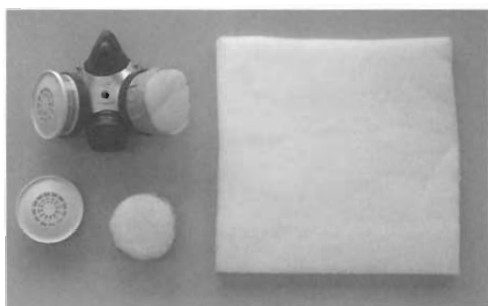


Fig.13 Specific Pre-Filter for Mask

タの早期目詰まりに悩まされた。その対策のひとつとして、本設排気設備のフィルタ保護のためダクト吸込み口にFig. 12のようなプレフィルタを取付けた。

また、放管用防護具（半面、全面マスクのフィルタ）にも作業効率向上および経費節減のためマスクフィルタの前面にFig. 13に示すような手作りのプレフィルタを装着した。種々の材料を試し、局所排気用プレフィルタの切れ端が最適であることが判明した。このような対策により既存のフィルタ交換頻度が1/10以下になった。



Fig.14 Dismantling of Crane

### 5.7 クレーン設備解体撤去

クレーン設備の解体・撤去はFig. 14に示すように4輪駆動のラフタークレーンおよび高所作業車を使用した。本格的な表面汚染サーベイはFig. 15のように天井クレーンを床面に降ろしてから実施した。

### 5.8 ドラム缶・鋼製保管容器詰替

廃棄物の収納効率アップと、劣化したドラム缶からの漏洩の可能性を回避することを目的として、ドラム缶に収納されている廃棄物を1.5m<sup>3</sup>の鋼製保管容器へ詰替えた。

鋼製保管容器は回収土壌等の湿気を含んだ廃棄物を収納するため、箱体に溶接成形した後、亜鉛メッキ塗装を施す製法を採用した。

鋼製保管容器をFig. 16に示す。この後に発生した汚染廃棄物は、Fig. 17に示すとおりビニールまたはコンテナバッグに詰め、すべてこのボックスパレットに収納した。



Fig.16 Radioactive Waste Container Coated with Zinc



Fig.17 Containment the Radioactive Waste

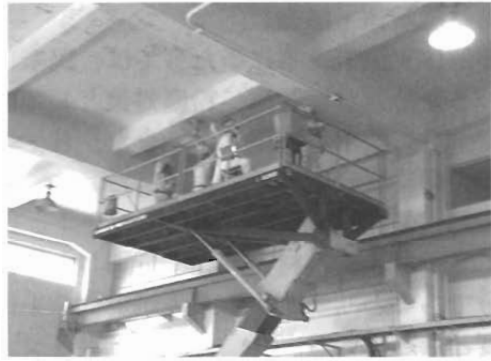


Fig.19 Contaminations Survey at the Wall with Moving Scaffolding Car

### 5.9 サーベイ

長尺物、板状の物品の搬出サーベイには、Fig.18に示すような大型物品搬出モニタを使用した。

手サーベイはプラスチックシンチサーベイメータおよびGMサーベイメータを使用した。時定数10secで1 cm/sec以下の速度とした。

壁、天井の高所には状況に応じてアップスター、高所作業車 (Fig.19)、組立足場、ローリングタワー (Fig.20) を使用した。



Fig.20 Contaminations Survey at the Wall with Rolling Tower Type Scaffolding

### 5.10 屋外埋設配管撤去

土管の部分では接合部、分岐部の一部で漏洩があった。ただし汚染形態が粉体水溶液のため浸透が少なく、拡散していなかったのが幸いであった。

配管撤去の際は、配管の破損によるクロスコンタミを防止するため、できるだけ人力による掘削とし、機械掘削の場合はFig.21に示すように小型



Fig.21 Removal of Pipe Under Ground, as Much as Possible Before Dismantle of Buildings



Fig.18 Contaminations Monitoring Equipment for Large Materials

のバックホーを使用した。

### 5.11 土壌調査

建屋内床下および建屋外の埋設排水配管周辺の土壌は極力建屋が存在する間に回収することを原則とし、汚染の可能性のある部分を試験的に掘削した。

### 5.12 建屋解体・撤去

建屋解体・撤去工事に当たっては、民家に隣接しているため遮音壁設置、粉塵対策としてFig.22に示すように散水を実施した。また、日・祭日・夜間の振動、騒音工事は禁止とした。

非放射性の産業廃棄物はコンクリート、鉄、アルミ、ケーブル、木材等確実に分別した。分別が不十分であるとリサイクル業者が引取りを拒否する制度となっている。

また、スレートおよびPタイルには数%のアスベストが含まれており、これらの解体・撤去の際は、粉塵飛散防止対策として手作業とし、作業中の空気中粉塵濃度を監視した。解体・撤去したスレートおよびPタイルは、廃棄物処分専門業者に引渡し、管理型埋設処分とした。

天井クレーンレールやH鋼もFig.23に示すような大型重機の破砕機で切断可能であった。

### 5.13 建屋基礎部等埋設汚染部除去

建屋基礎貫通部等の建屋解体前に除去できない



Fig.22 Dismantling of Buildings, Water Spray Applied



Fig.23 Removal of Crane Rail by Big Bite



Fig.24 Search and Removal of the Materials Under Ground



Fig.25 Removal of the Materials Under Ground



Fig.26 Contamination Survey at the Building Foundation

汚染部分を小型のバックホーで掘削、回収した。その際、汚染レベルの高い場所はFig.24に示すようなテントハウスを設営した。Fig.25に示すように、汚染のある配管の切断はレシプロソー等の機械的切断を採用した。Fig.26に建屋基礎貫通部の汚染部回収状況を示す。

### 5.14 建屋基礎撤去

建屋の上屋を撤去した後、建屋基礎、建屋土間、



Fig.27 Removal of the Building Foundation for Contaminations Survey



Fig.29 Storage of Radioactive Waste Container

アスファルト道路を撤去した。その際、建屋基礎表面、建屋土間裏面、アスファルト裏面をサーベイした。**Fig.27**は、分割した建屋基礎（フーチング）の裏面をサーベイするために、反転作業を行っているところである。

#### 5.15 廃棄物移送

放射性廃棄物は、仮保管庫に一時的に仮保管し、最終的に三菱マテリアが所有する新保管庫に保管した。放射性廃棄物を収納した $1.5\text{m}^3$ 鋼製保管容器を3.5tフォークリフトで仮保管庫から移送し、**Fig.28**に示すように25tラフタークレーンで新保管庫内に搬入した。新保管庫内は三菱マテリアの指定により電動フォークリフトを使用して指定された場所に3段積で設置した。**Fig.29**に新保管庫内での保管作業状況を示す。

フォークリフト、クレーンのオペレータの技量により作業能率が大幅に変動するが、40台～50台/日の作業効率であった。

保管庫は搬入前後で汚染および線量の検査を実施した。

最終的に新保管庫へ収納した鋼製保管容器は1180台であった。

#### 5.16 土壌掘削調査

土以外の異物がないかを探索するため、**Fig.30**に示すとおり敷地全体にわたって $5\text{m}\times 5\text{m}$ エリアを基準に $0.5\text{m}$ ずつ $1.5\text{m}$ まで掘削した。それにともない、各掘削深さごとに底面と壁面をダイレクトサーベイした。**Fig.31**に掘削面のサーベイ作業状況を示す。汚染土壌を発見した場合はコンテナバッグに回収し、鋼製保管容器に収納した。

建屋解体の段階からは、非汚染のコンクリートおよび金属が敷地外に搬出されるため、**Fig.32**に示すように運搬用トラックのサーベイを実施した。



Fig.28 Transport of Radioactive Waste Container



Fig.30 Digging the Ground  $5\text{m}\times 5\text{m}$





Fig.31 Contamination Survey at the Depth of 0m, 0.5m, 1.0m, 1.5m



Fig.32 Survey on the Car and Materials Before Carrying Out



Fig.33 Boring for Contaminations Survey in the Mud

### 5.17 ボーリング調査

約7000m<sup>2</sup>を80点ボーリングし、汚染調査を実施した。ボーリングはFig.33に示すような乾式、振動式ボーリングマシンを使用し、採取したボーリングコア全周面をダイレクトサーベイした。また、地表、1m、2m、3m部を乾燥し、ふるいにかけてGM自動計数装置で測定し、さらに0.4Bq/g以上の試料についてはGe波高分析で核種分析を行った。

### 5.18 第三者機関による調査

#### (1) 土壌試料分析

ボーリング調査で採取した320試料の中から土地返却先である三菱マテリアルが任意に選択した38試料についてGe波高分析による核種分析およびICP-MSによる質量分析を実施した。

その結果、全ての試料においてウラン濃度は国内土壌の自然レベルであることを確認した。

#### (2) 地上1mでの線量当量率測定

2mピッチで測定点1828箇所に杭打ちマーキングを実施し、第三者機関からの派遣測定員10名によりFig.34に示すとおり線量当量率を測定した。その結果、全ての測定点において国内自然レベルであることを確認した。

### 5.19 更地化

三菱マテリアル指定の土壌（三菱マテリアルが新保管庫建設で掘削、放射性物質および化学物質による汚染がないことを確認済）約2500m<sup>3</sup>で埋戻したあと整地した。Fig.35に整地直後の状況を示す。



Fig.34 Survey at Ground Surface



Fig.35 Over View of Clear Site Filled with New Soil Mud.

また、Fig.36に更地化完了後の敷地全景を示す。

## 6. あとがき

今回の商業用核燃料研究施設の解体・撤去工事は、自社費用による自主的な解体・撤去工事であるため、できるだけ短期間、かつ効率良く実施することを目指した。そのため試験・研究的なデータを採取することはできなかったが、核燃料研究施設のデコミッショニングという貴重な経験を得た。今後はこの貴重な経験を活かし、原子力発電所をはじめ、放射性物質使用施設等のデコミッショニングに貢献していきたい。



Fig.36 Over View of Nuclear Institute. Site after Decommissioning at 2003/10/1

## 東芝炉「TTR-1」廃止措置における解体及び燃料輸送の経験

加藤裕明\*、信岡重慶\*、  
吉村幸雄\*\*、本間 均\*\*、中井 優\*\*

### *Experience of TTR-1 Decommissioning*

Hiroaki KATO\*, Yoshishige NOBUOKA\*,  
Yukio YOSHIMURA\*\*, Hitoshi HOMMA\*\*, Masaru NAKAI\*\*

東芝教育訓練用原子炉施設 (TTR-1; Toshiba Training Reactor -1) は、原子炉製造の立場からこれに関する技術水準の向上、原子炉技術者の教育訓練及び原子炉物理、放射化学、遮へい等の研究に使用する目的で設置が計画された。

昭和35年5月原子炉設置許可を受け、昭和37年3月に初臨界を達成し、以来、約40年にわたり利用運転 (総運転時間は約15,300時間、積算出力は約31MWd) を続け、所期の目的を達成したことから平成13年3月末をもって運転を停止した。

TTR-1の廃止措置は、平成13年8月8日に原子炉等規制法に基づき文部科学省に「解体届」を提出し、燃料輸送作業、第一段階及び第二段階の解体工事を平成16年2月末に終了した。現在は、解体廃棄物の処分が明確になるまで安全に管理貯蔵するとともに、一部原子炉施設を維持管理している。

ここでは、廃止措置計画と実際に行った解体工事及び燃料輸送作業の概要を紹介する。

Toshiba Training Reactor-1 (TTR-1) was planned for improvement of technical level from the standpoint of nuclear reactor manufacturer, training of a nuclear engineer, and research of nuclear physics, radiochemistry, radiation shielding and others. TTR-1 was permitted for construction in May 1960, attained at the first criticality in March 1962 and has continued to operate over 40 years. TTR-1 was permanently shut down in March 2001, accomplishing the planned target. From the initial criticality to the shut down, total operating time amounts to 15,300 hours and 31 MWds.

Decommissioning plan was submitted to the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology on August 8, 2001 and dismantling work was started. The spent fuel was transported outside the laboratory, and the first phase and the second phase dismantling work were completed at the end of February 2004. Some of the reactor equipments continue maintaining their performance, and waste materials generated from dismantling work are under the state of managed storage, until disposal of the dismantling radioactive waste becomes clear, when the third phase of dismantling work will be started. At the end of the third phase work, all the TTR-1 equipments are dismantled and all waste materials are removed from TTR-1, then

\* : 東芝プラントシステム株式会社 (TOSHIBA PLANT SYSTEMS & SERVICES CORPORATION)

\*\* : 株式会社東芝 電力・社会システム社 (TOSHIBA CORPORATION INDUSTRIAL AND POWER SYSTEMS & SERVICES COMPANY)

decommissioning of TTR-1 is completed.

The outline of the decommissioning plan, the actually performed dismantling work, and spent fuel transportation work is briefly described.

1. 廃止措置計画の概要

東芝教育訓練用原子炉施設（以下、TTR-1）全体をFig.1に示す。

TTR-1の廃止措置は、Table 1 に示すごとく、全工程を3段階に分けて行うこととし、原子炉施設の主要部の解体撤去を行う第二段階は、燃料を搬出した後にスタートするよう計画、立案した。

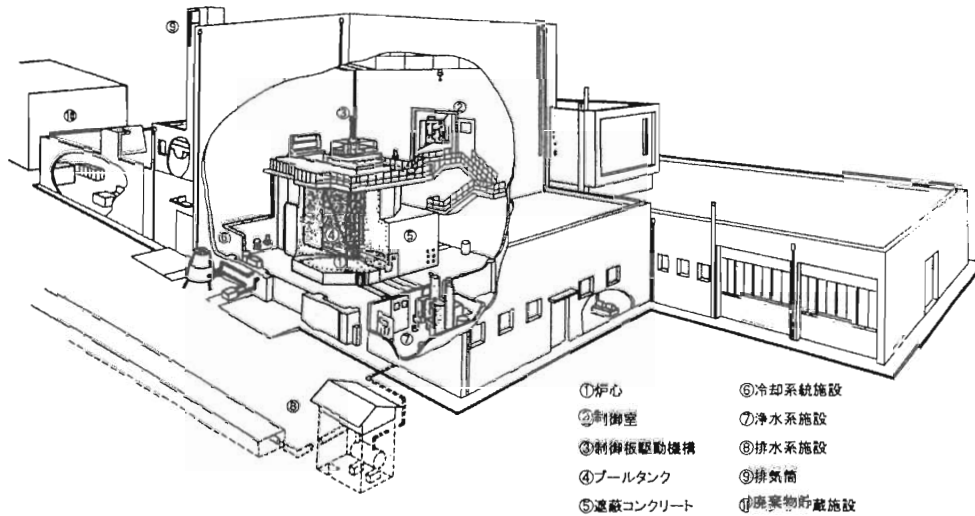
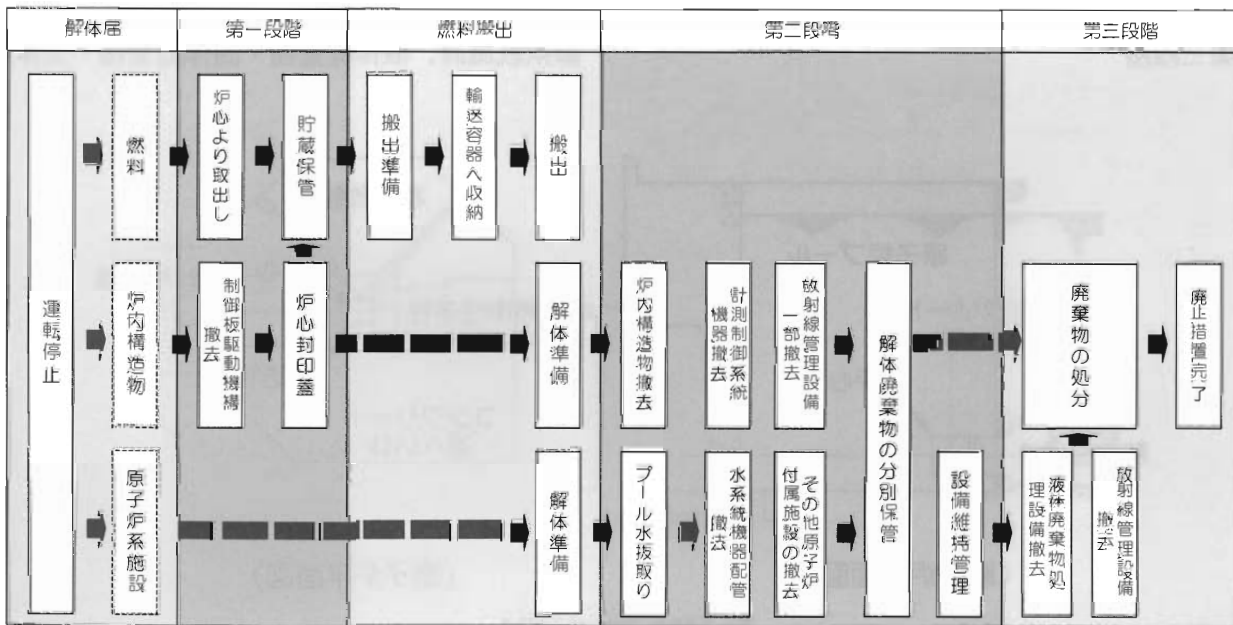


Fig.1 Overview of TTR-1

Table 1 Decommissioning Plan and Results



以下に主要工事概要を示す。

(1) 第一段階

原子炉運転停止に伴い運転機能の永久停止のために、炉心内の全ての燃料がプール内の燃料貯蔵槽に収納されていることを確認した後、全ての制御板駆動機構を取り外し、炉心グリッド箱上方に封印蓋を取り付けて、燃料要素の再装荷及び制御板の引抜きができないよう措置した。なお、燃料の搬出準備に係る工事としてプールタンク内整備として気送管の一部撤去が加わった。

(2) 燃料の搬出

TTR-1燃料の搬出は、米国の海外試験・研究炉使用済燃料の引取政策に基づいて、米国へ返送するもので、輸送容器の受入から燃料の健全性確認及び装荷並びに核燃料輸送物搬出までである。核燃料輸送物の作成に当たっては、放射線遮へいの観点から燃料を水中で取扱うこととしたため、プール内での輸送容器の取扱手順及び機器類の検討も行った。

(3) 第二段階

TTR-1の廃止措置で工事量の多い第二段階は、燃料の搬出後に行った。特に放射化されている炉心回りの炉心グリッド箱、制御板などの炉内構造物の解体については、被ばく管理、安全管理を十分に行った。また、主設備である水系統周りの機器、気体廃棄物の廃棄設備、プール水浄化系設備及び放射線管理設備の一部等を解体撤去した。発生した解体廃棄物は、分別管理を行った。

(4) 第三段階

この段階は、解体廃棄物の大半(約95%と推定)を占めるクリアランスレベル以下のものを解体し、撤去するもので 原子炉プールタンク及び遮へいコンクリート、液体廃棄物の廃棄施設及び放射線管理施設の撤去などを行うものである。

なお、第三段階の工事は、クリアランスレベルが制定され、かつ放射性廃棄物の外部処分場への搬出が可能になった後に開始する予定になっている。

2. TTR-1の施設概要

TTR-1の原子炉本体は、熱出力、最大100kWの自然循環冷却方式のスィミングプール型でアルミニウム製タンク中(6m×1.8m×7.6m(深さ))に懸垂構造の炉心を持ち、20%濃縮ウランとアルミニウムの合金板をアルミニウムで被覆した燃料板10枚からなるMTR型の燃料要素と黒鉛反射体及びボロン鋼とSUS鋼製の4枚の制御板から構成されている。

プールタンクには浄化脱塩装置を通した純度の高い軽水を満たし、炉心の冷却と減速を兼ね、底部には、新燃料や炉心から取出した燃料を収納する円筒形のピットを設け、プールタンクの外側は、普通コンクリートの生体遮へいで囲み、炉心位置を中心として八角形をなしている。

原子炉本体をFig. 2に示す。

原子炉系機器は、原子炉プール水を冷却する冷却系統施設、核計装・プロセス計装を含む計測制御系統施設、液体廃棄物・固体廃棄物・気体廃棄

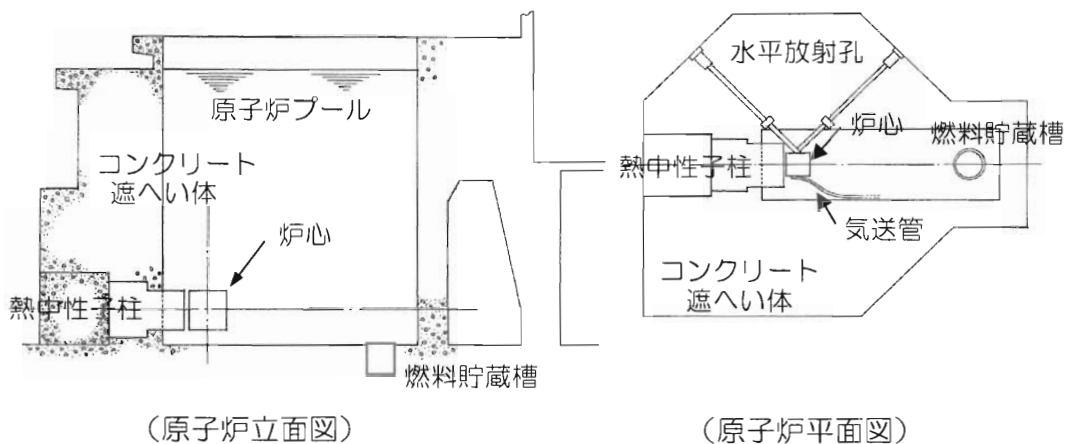


Fig.2 Main Part of TTR-1

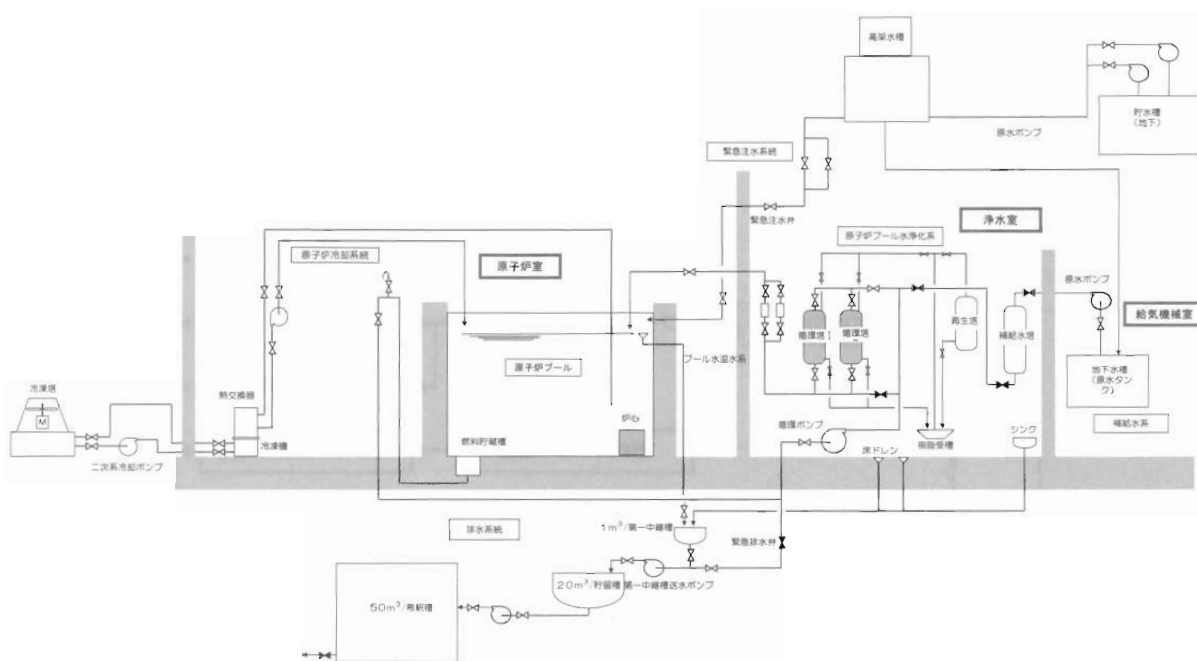


Fig.3 Water System of TTR-1

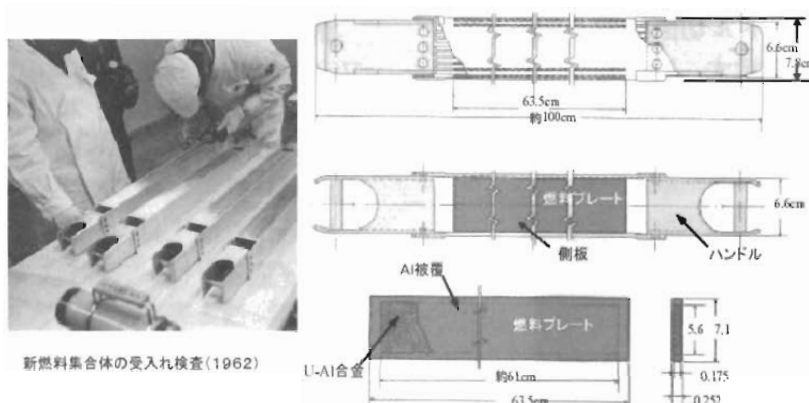


Fig.4 Fuel Assembly

物を処理する廃棄施設及び放射線管理施設を備えている。また、附属施設としてはプール水浄化系、補給水系、緊急注水系及び緊急電源設備を備えている。施設水系構成をFig.3に示す。

TTR-1の燃料は、燃料板10枚を等間隔に並べ側板に機械的圧着法にて固定したMTR型の集合体であり、燃料板は、U235を約20%に濃縮した金属ウラン約30%を含有するU-AL合金板で外部をアルミニウムで被覆してある。Fig.4に燃料集合体の概要を示す。

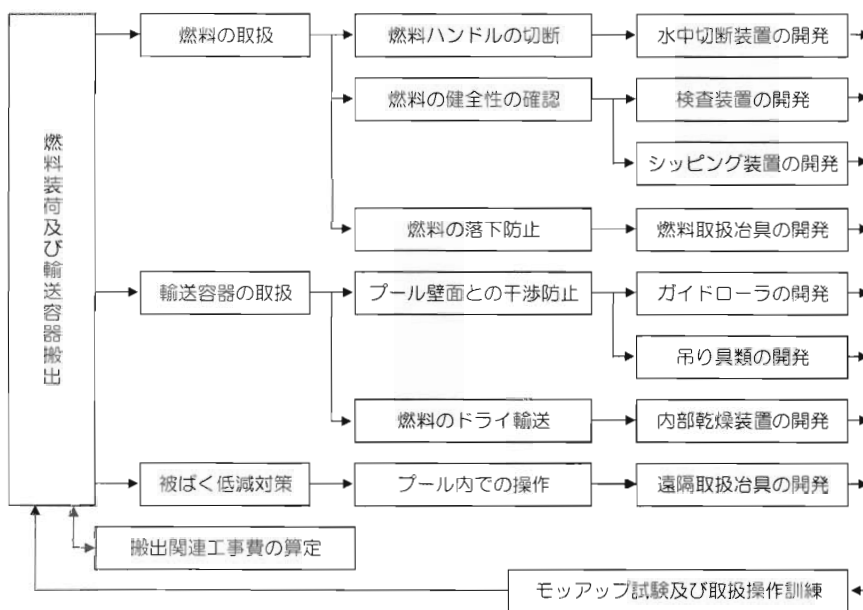
### 3. 燃料の搬出

#### 3.1 燃料及び輸送容器の手順の計画

燃料装荷及び輸送容器の搬出作業手順の計画にあたっては、安全を優先する燃料と輸送容器の慎重な取扱い、作業従事者の被ばく低減及び汚染拡大の防止を考慮し行った。燃料及び輸送容器の検討手順をTable 2に示す。

燃料の取扱いでは、輸送容器との取合いから燃料ハンドル部を切断するための水中切断装置及び燃料の変形や破損等を確認するための燃料健全性

Table 2 Engineering of Fuel and Cask Handling



検査装置、燃料 SHIPPING 装置を開発した。  
**Photo 1** に水中燃料ハンドル切断装置を**Photo 2** に燃料健全性検査装置を示す。

また、輸送容器に燃料を装荷する際、使用する



Photo 1 Underwater Equipment for Fuel Handles Cutting

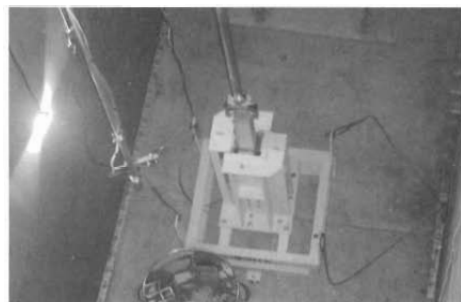


Photo 2 Fuel Inspection Equipment

燃料取扱い治具は、落下防止対策を施した。

輸送容器の取扱では、**Photo 3** に示すごとくプール壁面と輸送容器とのすき間が約25mmしかないため、ライニング板と容器外側フィンの保護のためガイドローラを設け、輸送容器本体及び上蓋の吊り具もプール幅に合わせ設計・製作した。

開発した治工具や装置類は、モックアップによる実証試験を行い、装置性能を確認後、作業員の取扱操作訓練を実施した上、燃料装荷作業及び輸送容器の取扱い作業に組み入れた。その一例を**Photo 4** に示す。

作業従事者の被ばく低減のため、燃料及び輸送

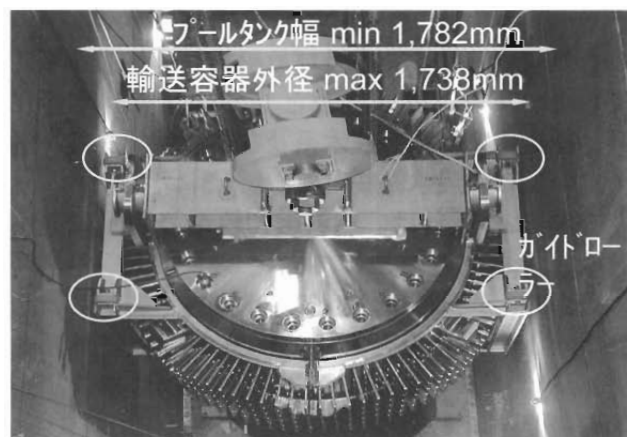


Photo 3 Clearance between Surface of Wall and Cask





Photo 4 Mock-up Test of Tool

容器の取扱が水中作業なることから水中小型カメラを採用し、逐次作業ステップを確認しながら進めた。

汚染拡大防止対策では管理区域内に搬入する機材、機器・治工具を最小限にとどめるとともに作業員が不必要な場所に行かないよう徹底管理した。

### 3.2 燃料搬出作業

輸送容器の搬入から燃料検査、燃料装荷、搬出までの手順をTable 3に示す。

輸送容器の作業手順は、屋外で輸送容器の上下に取付いている緩衝体を取外し、搬入台車に載せた輸送容器を炉室内に引き込む作業からスタートした。Photo 5に作業状況を示す。

次に作業の安全を期するため、輸送容器の取扱い訓練、模擬燃料を使用しての装荷訓練を行い作業手順・使用治工具・作業員の役割分担等を明確にし、輸送容器の搬出入・燃料装荷作業に備えた。

燃料装荷作業は、水中切断機にて燃料上下端部のハンドルを切断し、その後燃料の健全性を確認と各種データ採取しながら順次装荷した。

Photo 6にプール底への輸送容器の吊り込み状況を示す。

燃料装荷が完了した輸送容器は、容器内の水を抜き、乾燥するとともに発送前には文部科学省及び国土交通省の検査を受け、安全を確認後、無事米国に輸送された。

Table 3 Flow Chart of Fuel Transportation

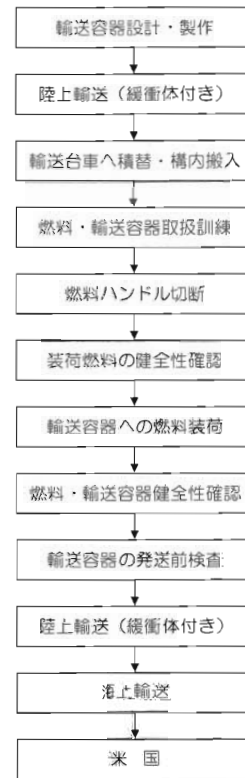


Photo 5 Carrying of Cask

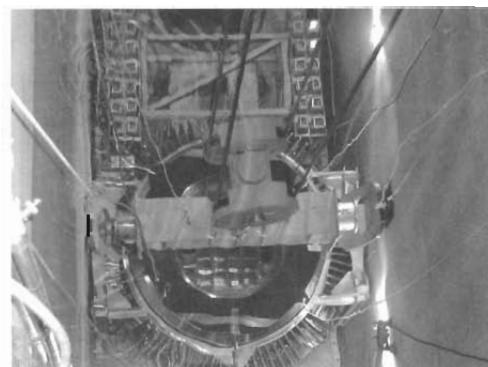


Photo 6 Load of Cask in Pool

#### 4. 解体工事

##### 4.1 解体手順の計画

炉内構造物の解体工法や手順の計画にあたっては、Table 4 に示すごとく作業従事者の被ばく低減、汚染拡大の防止及び廃棄物の削減の3項目を主テーマに検討を行った。

被ばく低減対策では、水中作業を選択し、水中切断装置や小型カメラを採用した。Photo 7 に水中切断装置による配管切断作業を示す。

汚染拡大防止対策では炉内構造物を洗浄・水洗いし、切断時の切粉やスラッジは、作業ステップに合わせて水中掃除機にて回収する方式を採用した。Photo 8 に水中掃除機によるプール底の作業状況を示す。なお、被ばく低減及び汚染拡大防止対策用に開発した装置類は、燃料取扱関連装置と同様、モックアップによる実証試験を行い、装置性能を確認した上、解体工法に組み入れた。

廃棄物の削減化対策に対しては、管理区域内に搬入する機材の管理や切断方法等作業管理を徹底し、二次廃棄物の低減化を図ること及び発生した廃棄物を低レベルやクリアランスレベル等処分動向を見極めながら合理的な保管を行うことで対応した。



Photo 7 Underwater Clipper

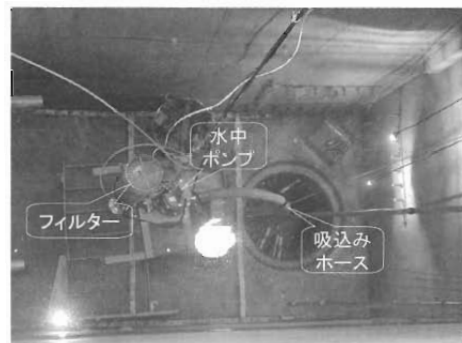
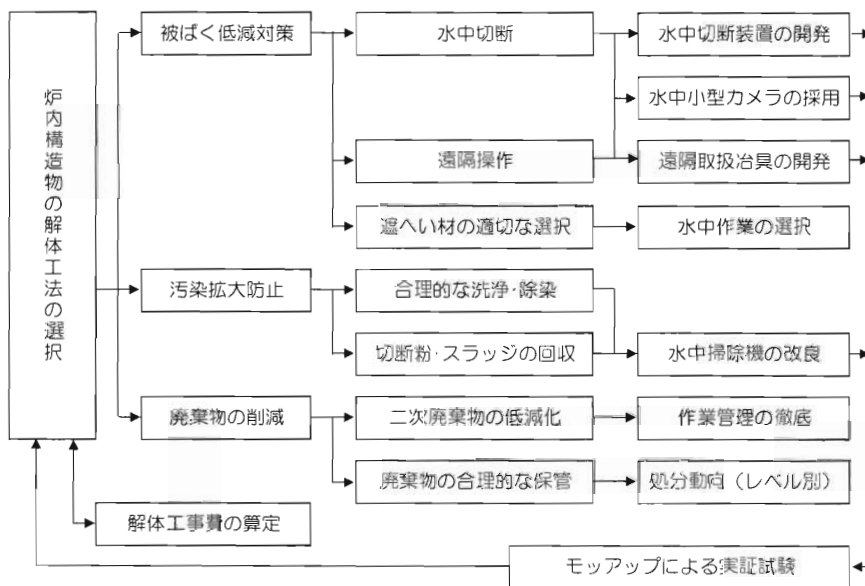


Photo 8 Underwater Cleaner

Table 4 Engineering of Dismantling



#### 4.2 工事手順

運転機能の停止を行う第一段階、原子炉施設の主要部の解体を行う第二段階及びクリアランスレベルの運用及び処分方策待ちの第三段階までの手順の詳細をTable 5 に示す。

#### 4.3 第一段階工事

第一段階では、平成13年9月に運転機能の永久停止措置として炉心封印蓋を取付け工事に着手し、引続き、計測制御系統施設、制御板駆動機構、原子炉冷却系統施設一次系機器配管等及び同じく二次系機器配管等の撤去工事を行った。

第一段階の主工事である炉心封印蓋をPhoto 9 に、また、制御板駆動機構取外し工事をPhoto10 に示す。また、使用済燃料の搬出準備のため、原子炉本体の気送管設備のうちプール内配管の一部撤去工事を行い、平成14年3月工事は、終了した。



Photo 9 Reactor Core Seal Plate

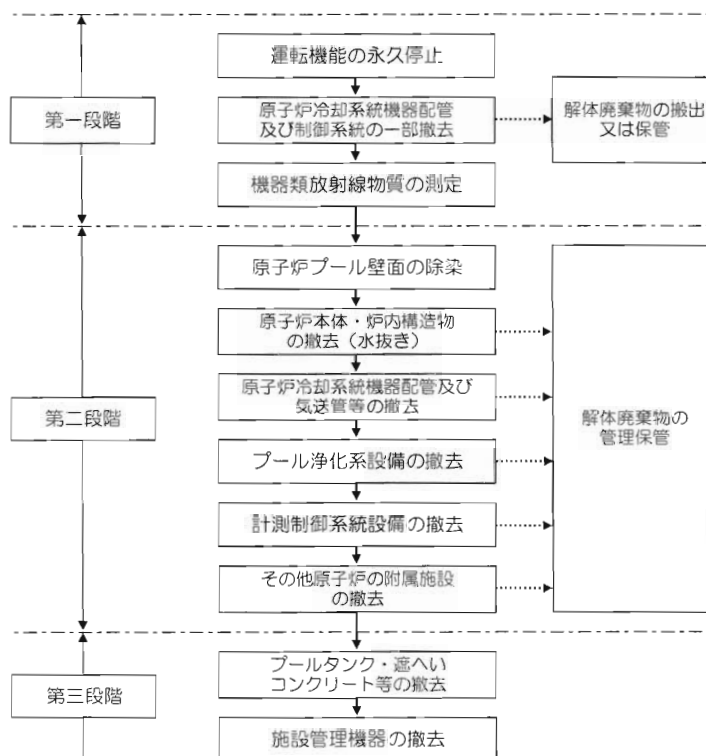


Photo10 Removal of Control Drive

#### 4.4 第二段階工事

詳細計画を立案するため、一例として原子炉本

Table 5 Decommissioning Work Plan



体・炉内構造物等の撤去工事を進めるに当たり Table 6 に示すごとく解体順序、他機器との取合い、作業環境の整備、廃棄物の処理・処分等を明確にし、工事工法を検討してから解体工事を行った。第二段階解体の工事は、平成15年7月上旬に着手し、平成16年2月に終了した。主たる工事を以下に示す。

- ・ プール水の抜き取り及びプールタンク内壁面の除染
- ・ 原子炉本体・炉内構造物等の撤去工事
- ・ 計測制御系統等施設の撤去工事
- ・ 原子炉冷却系統施設一次系残余配管等の撤去工事
- ・ 実験設備（気送管）の撤去工事
- ・ プール水浄化系設備の撤去工事
- ・ 放射線管理施設の一部撤去工事
- ・ その他の原子炉の附属施設の撤去工事

(1) プール水の抜き取り及びプールタンク内壁面の除染

プールタンク内壁面の除染は、炉内構造物の撤去作業における作業被ばくを抑制し、さらには後日発生する比較的線量の高い放射性廃棄物の仮保

管場所としての環境を整えることを目的として行った。

(2) 原子炉本体・炉内構造物等の撤去工事

本工事の範囲は、比較的線量のある原子炉本体・炉内構造物を撤去するもので炉心を構成する制御板、反射体要素及びグリッド箱、実験施設を構成する臨界未満実験設備、水密パイプ、水平放射孔及び炉心を保持する懸垂杵、炉心用ブリッジ並びに燃料取扱装置等の解体・撤去である。

原子炉本体・炉内構造物等の撤去の主工事状況を Photo11、Photo12、Photo13及びPhoto14に示す。また、運転時に使用した中性子源も撤去し、保管を行った。

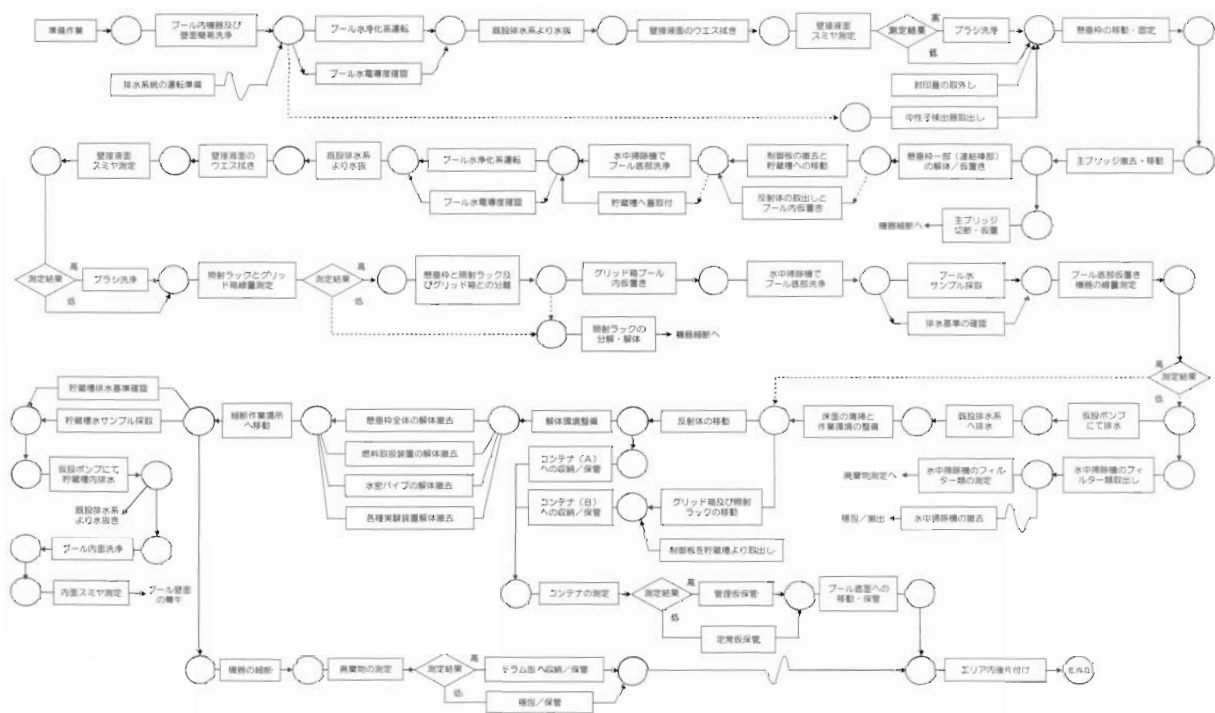
(3) 計測制御系統等施設の撤去工事

計測制御系統施設は、原子炉制御室内の制御盤と炉室内に設置された中性子検出器や一般計測機器である電気伝導度計、循環水流量計、水モニター等の解体・撤去を行った。

Photo15に原子炉制御室における工事状況を示す。

(4) 原子炉冷却系統施設一次系残余配管等の撤去工事

Table 6 Flow Chart of Dismantling and Withdrawal



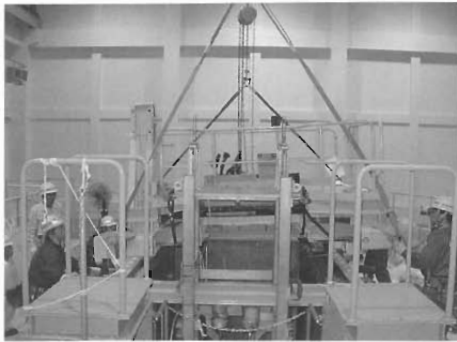


Photo11 Withdrawal of Reactor Bridge



Photo15 Dismantling of Instrument and Control System in Control Room



Photo12 Withdrawal of Reflector Element

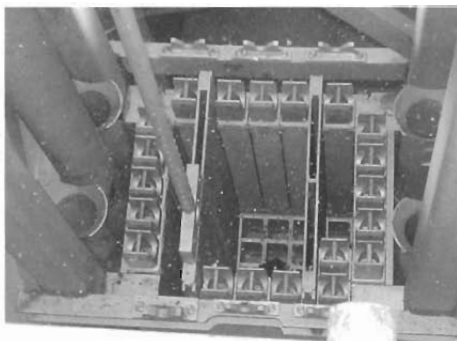


Photo13 Withdrawal of Control Blade



Photo14 Dose Measurement in Pool



Photo16 Dismantling of Pool Water Clean-up System

本工事は、原子炉室壁面取付いている一次系残余配管等を解体・撤去するもので、配管周りの保温材の除去から始まり壁支持構造材、配管フランジ接合部を取外し、汚染の有無の確認及び汚染が認められた場合はそのレベルを確認した後、切断し、ドラム缶に収納若しくは養生保管した。

(5) プール水浄化系設備の撤去工事及び実験設備の撤去工事

プール水浄化系設備は、プール水の抜き取りが終了したことにより運転維持する必要なくなり、イオン交換樹脂塔、ポンプ、配管及びその他流量計、温度計等計器類の解体・撤去を行った。**Photo16**にプール水浄化系の撤去を**Photo17**に樹脂塔の切断の工事状況を示す。

また、実験設備の一部である照射試料を炉心に気送するカプセル輸送管、高圧空気配管、コンプレッサー及び各種弁等の解体・撤去を行った。

(6) 放射線管理施設の撤去工事

放射線管理施設を構成する運転用モニター及び放射線エリアモニター（中性子線用モニター及び



Photo17 Cutting of Demineralizer Tank



Photo18 Tray Type Clearance Level Monitor

γ線量用モニター)については、第二段階工事最終段階において解体・撤去した。

運転用モニターについては、原子炉排気系に取り付いているガスモニターを撤去し、また原子炉プール水の抜取り作業が終了した後に原子炉水モニターを撤去した。

放射線エリアモニターの撤去工事は、原子炉室内において主要な解体工事が終了し、放射性物質及びそれによって汚染された廃棄物が原子炉室内の所定の場所に移動、保管された段階において実施した。

#### (7) その他の原子炉の附属施設の撤去工事

その他の原子炉の附属施設のうち緊急注水設備では、建屋内外の配管・弁の撤去・閉塞フランジを取り付け及び配管を撤去した。また、非管理区域に設置されている緊急電源設備では、バッテリー、ディーゼル発電機とその周辺機器の撤去及び緊急電源配電盤やケーブルを撤去した。

#### (8) 解体廃棄物の測定及び炉心構造材・コンクリート中の放射性物質の分析評価

解体廃棄物の一部について将来のクリアランスレベル法制化に備え、東芝で開発したクリアランス測定装置を使用して測定を行い、実廃棄物適用性評価データを取得した。測定装置をPhoto18に示す。

解体工事の最後には、建物のコンクリート表面が工事による汚染がないことを確認したが更に東芝で開発した移動型のクリアランス測定装置を使用して床面測定を行い、実構造物適用性評価データを取得した。測定装置をPhoto19に示す。また、放射化放射能評価手法の改善の一環として、炉心近傍の構造材及びコンクリートのサンプルを



Photo19 Mobile Type Clearance Level Monitor

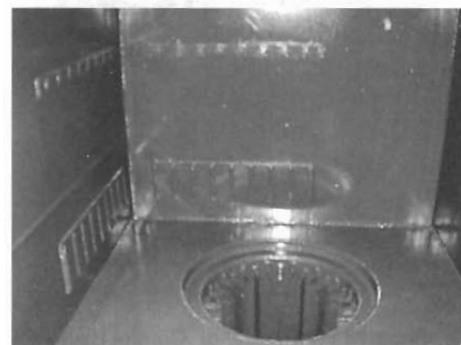


Photo20 Painting of Pool Tank Wall

採取・分析し、放射化放射能実測値評価と中性子束分布解析の比較評価を行った。

#### (9) 施設内の整備

第二段階の解体工事が終了し、第三段階開始まで施設は、静的状況を維持するため、原子炉建屋内床面整備及びプールタンク内面保護及び内面乾燥維持ため、ペンキ塗装処理を施した。

Photo20にペンキ塗装処理したプールタンク内面を示す。

## 5. 施設維持管理

施設の解体中及び施設維持にあっても機器毎に機能を維持することが必要なものについては、要求される機能を満足するよう、保安規定に基づき維持・管理する必要がある。特に、放射性物質の閉じ込め、放射性廃棄物の処理処分、並びに周辺公衆及び放射線業務従事者が受ける線量の抑制又は低減に必要な設備、機器については、性能を維持・管理することになっている。

第二段階の解体工事は終了したが、第三段階開始までの期間を通して、性能を維持すべき設備を Fig. 5 に示す。

## 6. 工事管理及び被ばく管理

### (1) 工事管理

解体工事及び燃料輸送作業に当っては、放射線管理及び現場管理を行う管理責任者を置き、あらかじめ事故の誘因となる事象に留意して、労働災害に対する防止対策及び作業計画を立案、さらに輸送容器等の取扱いでは、必要に応じて作業員の

教育・訓練等を行うなど、安全対策等工事管理を徹底した結果、トラブルも無く、計画通り工事が完了した。

### (2) 被ばく管理

被ばくの管理にあたっては、ALARAの考え方にに基づき放射線業務従事者の被ばくの低減に努めた。この内、燃料輸送準備から燃料搬出及び輸送までの工事従事者は、2,332人・日であり、燃料装荷、輸送容器取扱の殆どが水中作業であったことから被ばくは無かった。

第一段階及び第二段階の解体工事では、工事従事者が1,356人・日であった。被ばく線量は、炉心部取扱作業を実施した第二段階工事においても工事従事者合計で1.9人・mSvと十分低く抑えることが出来た。これは、作業前に環境放射線モニタリングの実施と被ばく防護を前提とした作業方法、作業手順の結果と考えられる。

工事従事者及び被ばく線量を Table 7 に示す。

## 7. 解体廃棄物の管理

第二段階までに発生した解体廃棄物は、

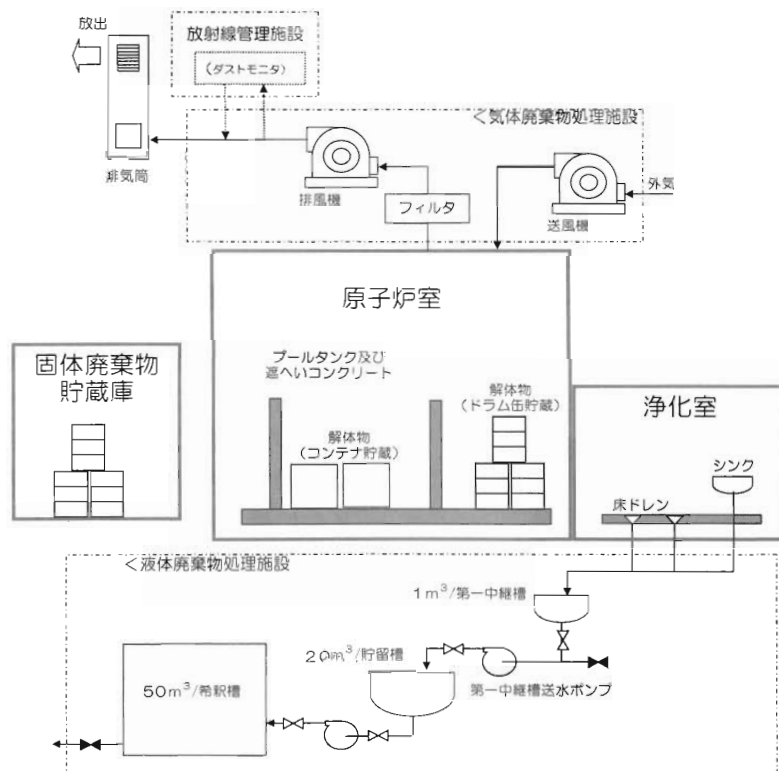


Fig.5 Equipment Maintaining Performance



Table 7 Man Power and Radiation Exposure

		燃料輸送準備工事 及び輸送物作成	燃料搬出及び輸送	機器の解体・撤去 (第一段階)	機器の解体・撤去 (第二段階)
工事従事者 (人)		2162	170	156	1200
被ばく線量 (人・mSv)	職員	0.0	0.0	0.0	0.0
	工事従事者	0.0	0.0	0.0	1.9

Table 8 Record of Waste

レベル 区分	区分基準	区分別廃棄物量 (kg)				区分別廃棄物量 合計
		金属廃棄物類	コンクリート類	解体附属廃棄物		
				可燃物	不燃物	
I	TRU廃棄物	該当する廃棄物なし				0
II	高βγ廃棄物	該当する廃棄物なし				0
III	低レベル廃棄物	270	0	0	0	270
IV	極低レベル廃棄物	650	0	0	0	650
V	放射線物質として 扱う必要のないもの	8,740	0	780	1,730	11,250
VI	放射線物質でない廃棄物	0	0	0	0	0
材料別廃棄物量合計		9,660	0	780	1,730	12,170

第二段階終了時発生廃棄物量 コンテナ：2基  
ドラム缶：102缶

Table 8 に示すように炉心構造物等を含めて金属廃棄物で9,660kg、工事に伴い発生した可燃及び不燃の解体附属廃棄物が2,510kgであった。この内、廃棄物の区分基準Ⅲレベルの低レベル廃棄物をコンテナにその他廃棄物をドラム缶に収納した。

発生した解体廃棄物は、工事の進捗に合わせ細断しコンテナ／ドラム缶へ収納した。細断の作業状況をPhoto21に示す。また、解体廃棄物は、必要に応じ汚染調査を行い保安規定に基づき、放射能レベル及び材質に応じて弁別した。ドラム缶の保管状態をPhoto22に示す。



Photo22 Storage of Drum



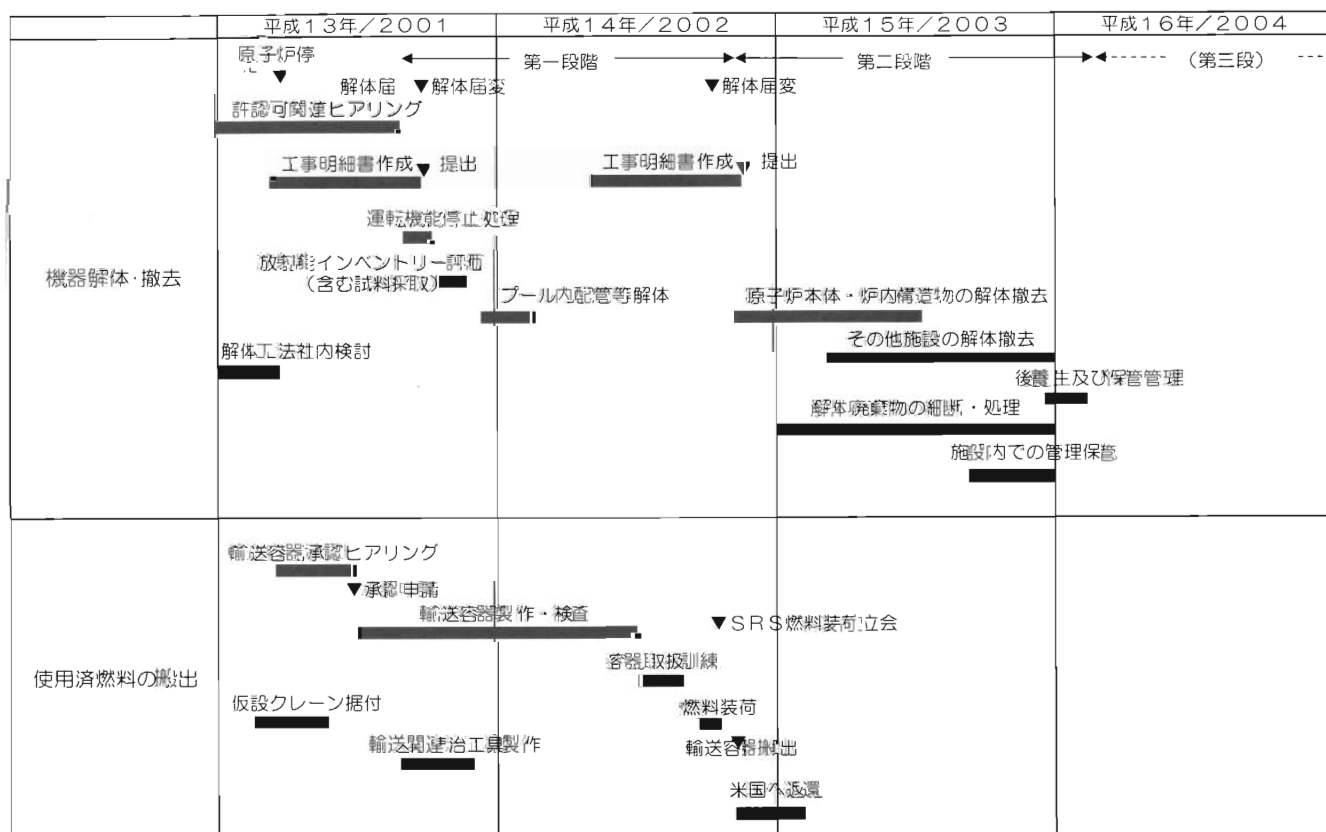
Photo21 Cutting of Equipment and Piping

## 8. 工程管理

平成13年3月に原子炉が停止し以降、解体届の提出前にプラントに合った解体工法検討を行い、「解体の方法に関する説明書」・「工事工程に関する説明書」・「安全に関する説明書」に反映させるとともに燃料輸送では、燃料の装荷場所及び必要機器について検討し、解体届に影響を及ぼさないよう、検討を加えた。

実工事では、第一段階及び第二段階の解体工事は、ほぼ計画どおりに進み平成16年2月約3年で完了した。Table 9 に実績工程を示す。

Table 9 Results of Decommissioning Work



9. おわりに

東芝炉 (TTR-1) 廃止措置における解体工事及び燃料輸送工事において、第一段階の解体工事開始以来、燃料輸送及び炉心解体の第二段階までの工事を事故等トラブルも無く初期の計画どおり完了できた。

これらは、原子炉施設の運転管理を行っている現場担当者が工事窓口となり、側面からのバックアップしていただいたことが大きな要因の一つであった。

また、メーカーとしては、計画段階から企画立案、許可取得の助勢、工法・工程検討、モックアップ試験及び実工事経験を積んだことは、今後、計画される原子炉研究施設の廃止措置に係る計画書策定等に大いに参考になろう。

参考文献

1) 株式会社東芝 研究管理センター：“東芝教育訓練用原子炉施設の解体届,” (2001.8).

2) 株式会社東芝：“東芝教育訓練用原子炉施設の解体届の変更届,” (2001.9、2002.10).  
 3) 本間, 他：“東芝教育訓練用原子炉施設 (TTR-1) の廃止措置,” 保健物理 (2004.10).  
 4) 中井, 他：“東芝教育訓練用原子炉施設の廃止措置,” 京都大学 平成15年度放射性廃棄物管理専門研究会報告書 (2003.11).  
 5) 本間, 他：“東芝教育訓練用原子炉施設 (TTR-1) の廃止措置の実施状況,” 東京大学 平成15年度弥生研究会報告書 (2004.3).  
 6) 牧野, 他：“バックグラウンド補償機能付検出器の開発—大型廃棄物クリアランス測定への適用—,” 原子力学会 (2004.9).  
 7) Mikio Uematsu, 他：“Evaluation of induced radioactivity in structural material of Toshiba Training Reactor “TTR1,” 遮へい国際会議論文 (2004.5).

## 廃樹脂減容安定化処理装置と洗濯廃液濾過装置の導入について

手塚将志\*、岩井正樹\*、佐野一哉\*、東浦則和\*

### *The Introduction of “Spent Resin Volume Reduction and Stabilization Processing Device” and “Laundry Drain Filtering Device”*

Masashi TEZUKA\*, Masaki IWAI\*, Kazuya SANO\*,  
Norikazu HIGASHIURA

新型転換炉ふげん発電所（以下、「ふげん発電所」という。）においては、廃樹脂減容安定化処理装置及び洗濯廃液濾過装置の導入を計画している。廃樹脂減容安定化処理装置については、使用済みのイオン交換樹脂（以下、「実廃樹脂」という。）を使い、減容・減重性能、無機化性能、無害化性能、核種の保持・移行性能等に係る確認試験を実施し、実用化へ向け十分な性能が得られることを確認した。また、洗濯廃液濾過装置に関しては、現在2つの方式を比較検討しているが、ホット試験において、放射能や化学的酸素要求量（COD）の除去性能に関して実機への適用が可能であることを確認した。

We are planning to introduce “spent resin volume reduction and stabilization processing device” and “laundry drain filtering device” in radioactive waster treatment system for Advanced Thermal Reactor Fugen Nuclear Power Station. As for the former device, we demonstrated sufficient performance of this device by carrying out the confirmation test using real spent resin relating to the following points: performance of volume and weight reduction; change to inorganic material; detoxification; and retention and transfer of nuclide, etc.. As for the latter device, we are studying two methods now. However, we confirmed that it is possible to apply the removal performance of radioactivity and Chemical Oxygen Demand to real machine by carrying out hot test.

#### 1. はじめに

新型転換炉原型炉ふげんは、小資源国日本におけるエネルギーセキュリティ確保のため核燃料の多様化・効率利用を目的とした重水減速沸騰軽水冷却型原子炉（ATR：電気出力165MWe）であり1979年から運転を開始した。本来であれば次のス

トップである実証炉へと移行する計画であったが、MOX燃料利用に係る技術的成果を十分に挙げてきたこと、及び経済性の面からこれを断念しATRに係る研究開発から撤退することが決定され、2003年に運転を終了し24年間の開発使命を終えた。

今後、廃止措置を進めるに当たっては様々な技

※：核燃料サイクル開発機構 新型転換炉ふげん発電所（Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC), Fugen Nuclear Power Station)

術開発を行っていく必要があるが、埋設処分予定である固化体（セメント等の固化材を混ぜドラム缶へ充填したもの）の製造量や、有害物質の環境放出量の低減を図ることも重要な技術開発要素である。このため、放射性廃棄物処理設備では、固体系及び液体系において新規設備の導入を計画している。

### 1.1 固体廃棄物処理系

ふげん発電所では、これまでの24年間に発生した約220m<sup>3</sup>の廃樹脂を貯蔵保管している。これらの最終処分は、固化体にして埋設処分する計画であることから、埋設量低減の観点から廃棄物を減容する必要があるとともに、埋設後の廃棄体としての長期安定性を図る観点から有機物を無機物に変えることが必要である。このため、ふげん発電所では、プラズマにより高温・活性化させた低圧酸素を利用して廃樹脂の減容・安定化を図る廃樹脂減容安定化処理装置の導入を検討している。

### 1.2 液体廃棄物処理系

ふげん発電所では、管理区域内作業服はドライクリーニング装置にて洗濯を行っているが、本装置はオゾン層破壊・地球温暖化の要因であるフロンを使用しているため、フロンを使用しない水洗方式への変更を検討している。水洗方式の場合は、洗濯廃液を濾過する装置が必要であり、この濾過装置に関して現在2つの方式について検討を行っている。これらの濾過装置の相違点は、廃液中の有機物を分解する媒体が異なることであり、一方は、微生物により分解する方式、他方はオゾンを利用する方式である。

以下に、廃樹脂減容安定化処理技術及び洗濯廃液濾過処理技術に関する概要及び検証試験について記載する。

## 2. 廃樹脂減容安定化処理技術

### 2.1 原理・特徴

本装置は、減圧酸素プラズマ法と呼ばれる方式であり、これは、酸素を供給しながら減圧雰囲気とした空間でプラズマを生成し、プラズマ化によって生成される高温化・活性化した酸素を利用

して廃樹脂の減容及び安定化を図る方法である。

プラズマの発生については、誘導結合プラズマ方式を採用しており、これは、プラズマ生成領域に誘導コイルを設置し、このコイルに高周波電流を通電することにより発生する誘導電界の作用を利用して放電発生させるものである。この方式では無電極放電が可能なことから、誘導コイルをプラズマ領域外に設置することができるため、構造の単純化、プラズマによる部品損傷の低減、安定プラズマの維持等が可能になる長所を持つ。

### 2.2 処理工程

イオン交換樹脂の性質として、アニオン樹脂は概ね120～310℃でイオン交換基が分解され始め、約500℃で樹脂の基材が分解する。また、カチオン樹脂は概ね370℃程度でイオン交換基が分解され始め、約700℃で樹脂の基材が分解する。このような樹脂の性状に合わせ、処理工程は以下の2段階にて行う。

#### (1) 第1段階処理（低減容処理）

廃樹脂を400℃程度に加熱して熱分解ガスを発生させ、プラズマで加熱し活性化した酸素を利用して熱分解ガスを酸化分解する。この処理により、樹脂成分は1/4～1/5程度に減容・減重される。

#### (2) 第2段階処理（高減容処理）

第1段階処理後、さらに700℃程度に加熱し、プラズマによって加熱し活性化した酸素を廃樹脂に直接接触させて酸化分解する。この処理を継続することにより、樹脂成分は1/20以上に減容・減重される。

上記処理過程において、炭素や酸素で構成された樹脂成分は二酸化炭素(CO<sub>2</sub>)、一酸化炭素(CO)、水(H<sub>2</sub>O)に酸化され、硫酸イオン(SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>)、硝酸イオン(NH<sub>3</sub><sup>-</sup>)等の官能基成分はSOXやNOXに還元され、ガスとして排出される。イオン交換樹脂は、熱分解に加えて酸素による直接酸化によって炭化度を高めながら減容・減重され、イオン交換樹脂に吸着されている金属イオンは、金属酸化物や硫化物等として処理後の残渣に残留する。従って、廃樹脂は減容・減重され灰化樹脂となり、樹脂中の放射性物質である金属類は飛散することなく酸化物となって灰化樹脂と一緒に回収

することができる。Fig.1に本方式の概要を示す。

### 2.3 性能確認試験

試験装置を用いて、模擬廃樹脂及び実廃樹脂に対して以下の項目について性能確認試験を行った。試験装置の例としてFig.2に小型試験装置概略図

を示す。

試験に当たっては、処理水の違いによる以下の性能への影響の有無を確認するため、復水脱塩装置（復水の浄化のための設置）、重水浄化装置（重水の浄化のために設置）に使用された粒状のイオン交換樹脂及びプール水浄化装置（使用済燃料貯

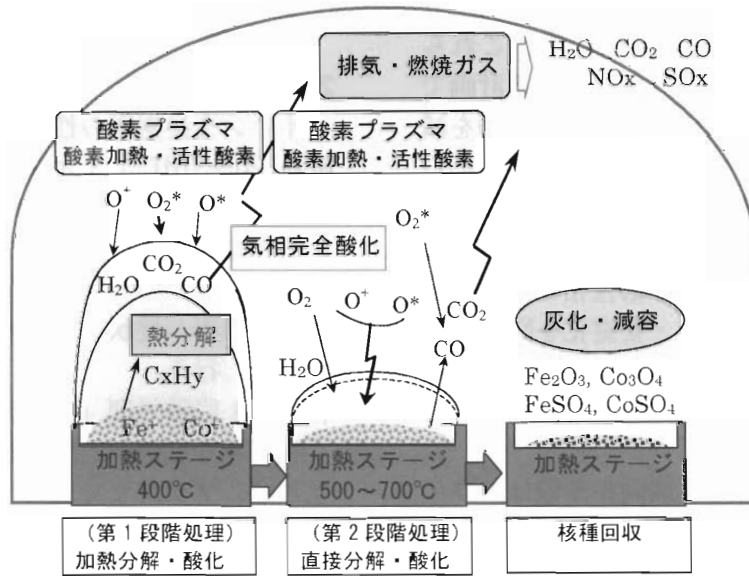


Fig. 1 Concept of Low-pressure Oxygen Plasma Method

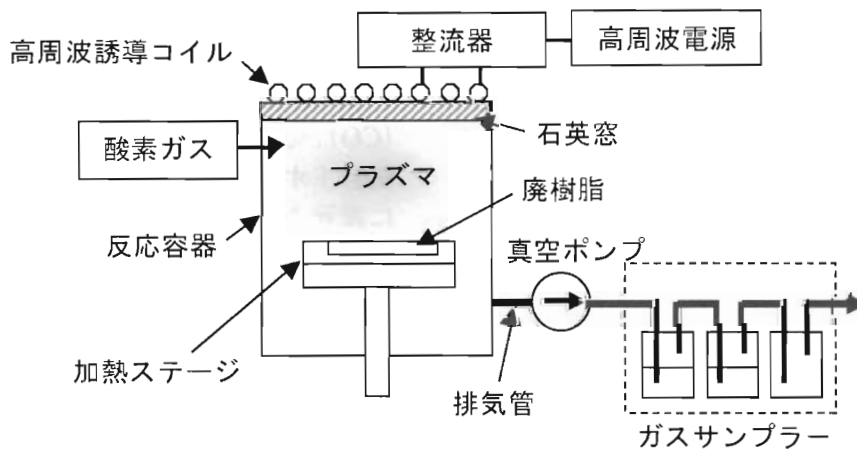


Fig. 2 Outline of Small Test Device

蔵プールの水を浄化するための装置)に使用された粉末状のイオン交換樹脂を用いた。

- ・減容・減重性能
- ・無機化性能
- ・無害化性能 (EDTA、六価クロム)
- ・核種の保持・移行性能 (Co-60、C-14、H-3)

### 2.3.1 減容・減重性能確認

#### (1) 試験内容

粒状及び粉末状のイオン交換樹脂について、第1段階処理を約1時間、第2段階処理を約2時間とし昇温時間を含めてトータルで210分の処理運転を行うことにより、樹脂形態の違いが減容・減重性能に与える影響を確認する。なお、減容・減重性の確認は第1段階処理のみ、及び第2段階処理まで行った場合の各々で確認する。

#### (2) 試験結果

試験結果をTable 1に示す。

- ・第1段階処理のみでは1/3以上の減容・減重性能を確認できた。
- ・第2段階処理まで行った場合には1/10以上の減容・減重性能を確認できた。
- ・粒状廃樹脂よりも粉末廃樹脂の方が減容・減重性が共に上回っていた。
- ・減容性と減重性を比較すると減重性の方が上回ることが確認できた。

### 2.3.2 無機化性能

#### (1) 試験内容

樹脂を構成する主成分はC(炭素)、H(水素)、N(窒素)、S(硫黄)の4種類であり、本装置によりこれらが無機化されることを確認する。試験装

置を用いて成分割合の異なる2種類の模擬廃樹脂(重水浄化装置、系統化学除染装置)を処理し無機化性能を検証する。

#### (2) 試験結果

減重結果をFig.3に示す。なお、成分中の「その他」とは樹脂に吸着された金属イオンやクラッドを示す。この結果から、C,H,N,S成分に関しては減重率99%以上であり十分な無機化性能が確認できたが、特に金属イオンやクラッドを多く含む化学除染模擬廃樹脂では、これらが残留し全体として減重率が92%に留まった。

### 2.3.3 無害化性能

#### (1) 試験内容

ふげん発電所の系統化学除染で使用した廃樹脂はキレート(EDTA)及び六価クロムを含んでおり、これは埋設処分においては有害物質であることから無害化する必要がある。このため、試験装置を用いて系統化学除染で使用した廃樹脂の処理を行い無害化性能について検証した。

#### (2) 試験結果

EDTAに関しては処理前では1,360mg/kgの含有が確認されたが、第1段階処理を行った時点で検出限界以下(<15mg/kg)となることが確認された。また、六価クロムに関しては処理後に0.02mg/kgの含有が確認されたが、日本における産業廃棄物処理に係る法令で定める基準である「1.5mg/kg以下」を満足することが確認できた。

### 2.3.4 核種の保持・移行性能

#### (1) 試験内容

ふげん発電所では、本装置における放射性核種

Table 1 Test Results of Volume and Weight Reduction

評価項目	処理段階	復水脱塩装置 廃樹脂(粒状)	重水浄化装置 廃樹脂(粒状)	プール水浄化装置 廃樹脂(粉末)
減容率	第1	66	68	89
	第1+第2	90	93	98
減重率	第1	68	75	89
	第1+第2	96	98	99

単位：% (数値は計算結果)

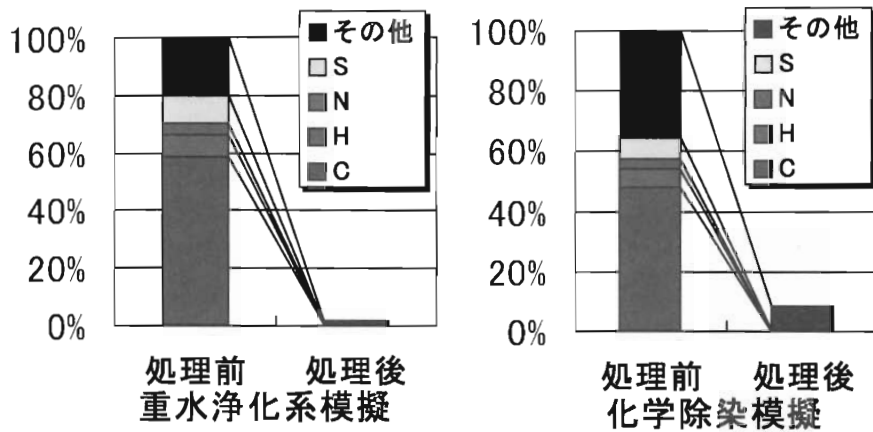


Fig. 3 Test Results of Performance of Change to Inorganic Material

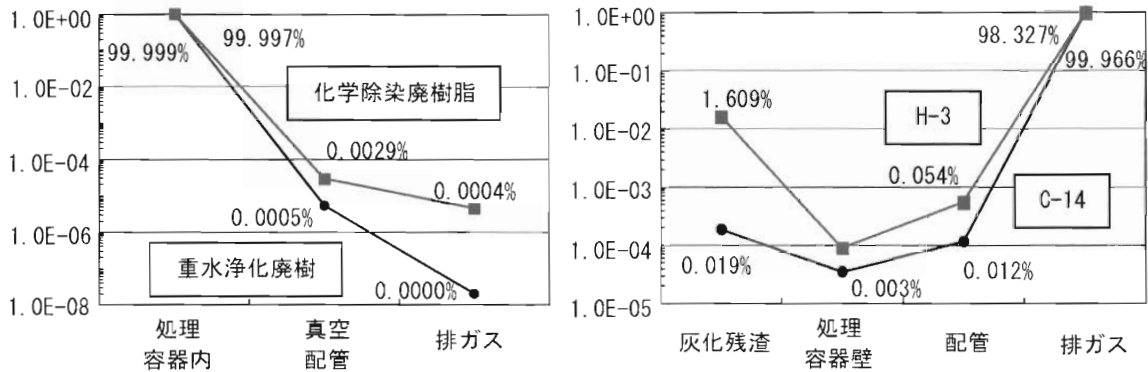


Fig. 4 Retention and Transfer of Nuclide Performance

の扱いとして、Co-60 (コバルト60) に代表される粒子状核種は、被ばく防止の観点から装置内に保持して残渣とともに回収し、C-14 (炭素14) やH-3 (トリチウム) については加熱処理の段階で系外へ漏出するため、放出に際してはその濃度を管理し、必要な希釈を行っている。このため、試験装置を用いて2種類の廃樹脂(重水浄化装置、系統化学除染装置)の処理を行いCo-60の保持・移行性を確認し、また、C-14及びH-3については重水浄化装置の実廃樹脂を用いて検証を行った。

(2) 試験結果

核種の保持・移行性能に関して以下の結果が得られた。試験結果をFig.4に示す。

- ・金属核種であるC-60の排気系への移行は $10E-4$ 以下であり、99.99%以上が処理容器内に保持された。
- ・C-14の排気系への移行率は99.9%以上であり、処理容器内の保持率は0.1%未満であった。
- ・H-3の排気系への移行率は98%以上であり、処理容器内の保持率は2%未満であった。



### 3. 洗濯廃液処理技術（膜分離活性汚泥法）

#### 3.1 原理・特徴

活性汚泥法とは、主としてバクテリア、原生動物、後生動物等から構成される活性汚泥（微生物群）の代謝機能を利用して排水を浄化する方法であり、空気曝気（バブリング）を行っている曝気槽（浄化槽）において、廃液中の有機物は微生物により酸化分解され、最終的には二酸化炭素と水になる。本方式は既に一般産業界で広く利用されている技術であり、一般には曝気処理の後、汚泥を含んだ処理水は沈殿槽に送られ、汚泥と処理水は自然沈降により固液分離される。しかしながら、自然沈降により行う一般的な活性汚泥法を建屋内の限られたスペース内に導入するには大きな沈殿槽が必要となる点がデメリットとなる。このため、沈殿槽の代わりに曝気槽内に膜を設け固液分離を行う膜分離活性汚泥法とすることにより装置のコンパクト化を図ることとした。さらに、本方式では曝気槽内の汚泥濃度を一般的な活性汚泥法よりも高く維持することが可能であるため、有機物処理性能を高める利点がある。また、処理水中の浮遊懸濁物も膜濾過により完全に除去することが可能である。

浄化槽による処理概念図をFig.5に示す。浄化

槽で洗濯廃液を受け入れ活性汚泥の作用により酸化分解し、分解された処理水は精密濾過分離膜（膜孔径 $0.4\mu\text{m}$ ）を通り処理水タンクへ移送される。また、浄化槽に残った汚泥は、汚泥濃縮機にて濃縮し回収された濃縮汚泥は焼却炉にて焼却する。

#### 3.2 試験（コールド試験）

##### 3.2.1 活性汚泥濃度がCo吸着に及ぼす影響

活性汚泥濃度が微生物のCo（コバルト）吸着性能に与える影響について調査するため、純水に少量のCoを注入した模擬水を活性汚泥濃度の異なる3種類の浄化槽で24時間処理し濾過膜を通して処理水を回収した。その結果、処理後の廃液中Co濃度は汚泥濃度の増加に伴い減少し、DF（除染係数；注1）が増加した。このことから、活性汚泥濃度を高めることによって、吸着量が増えDFが向上することが確認できた。

注1）除染係数（DF）：処理前後での放射性物質濃度の除去率を表したもので、除染係数が高いほど放射性物質濃度を取り除く効果が大きいことを示す。

##### 3.2.2 初期Co濃度と処理水Co濃度の関係

廃液のCo濃度の差異がDFに与える影響を調査するため、初期Co濃度の異なる3種類の模擬水

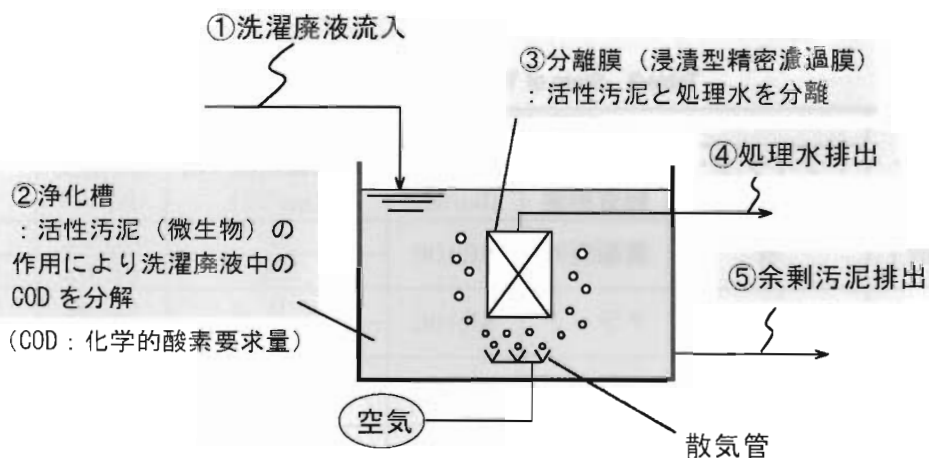


Fig. 5 Outline of Treatment Method (Activated Sludge Process)

を、一定汚泥濃度の浄化槽で24時間処理（分離膜通水を含む）を行った場合の処理後のCo濃度の差異について調査を行った。その結果、処理後のCo濃度は初期Co濃度に比例し、DFに関しては一定値であることが確認できた。このことから、DFは活性汚泥濃度に依存することが分かった。

### 3.2.3 洗剤成分がCo吸着に及ぼす影響

洗濯廃液の活性汚泥処理において、廃液中のCo成分が洗剤成分と結合し微生物と吸着しにくい形態となるか否かを調査するため、Co含有模擬水3つを用意し、各々に種類の異なる微量の洗剤を加え、一定汚泥濃度の浄化槽で24時間処理した後に濾過膜にて濾過し、洗剤無添加水で処理を行った場合と比較した。その結果、2種類の洗剤で、処理後の液中Co濃度が洗剤無添加水よりも2倍程度高いことが確認され、何らかの吸着阻害が生じていることが分かった。

### 3.2.4 次亜塩素酸ナトリウムによる溶解性Co処理試験

前項3.2.3で、洗剤の共存により溶解性Coの活性汚泥への吸着が低下することが示された。このため、洗剤共存時でも吸着性能が落ちないようにするための前処理として溶解性Coの不溶化及び洗剤成分の酸化分解を目的に、次亜塩素酸ナトリウムによるCo処理試験を行った。Co含有模擬水に対して異なる濃度の次亜塩素酸ナトリウムを添加し、10分間の攪拌を行ったのち濾過膜で濾過し

た処理水のCo濃度を調査した。その結果、ある一定量以上の添加で顕著な処理水Co濃度の低下が確認され、高いものではDFが14となった。なお、次亜塩素酸ナトリウム濃度が低い場合、例えば、1.6であったDFが、処理時間を10分から12時間にすると19まで向上することも確認できた。

## 3.3 試験（ホット試験）

### 3.3.1 次亜塩素酸ナトリウム前処理等の検証

作業服に付着しているドライクリーニング溶剤による影響の有無、添加する放射性物質の形態の違いによる影響の有無、さらにCoの不溶化を助ける次亜塩素酸ナトリウムの添加による影響の有無について確認を行うため、4種類の試験廃液に対して一定汚泥濃度の浄化槽で2時間滞留を行った場合の除染性能を調査した。

この結果、ドライクリーニング溶剤の存在は除染性能に悪影響を与えることが確認された。一方、放射性物質の形態の差異による影響については有意な違いは認められなかった。さらに、ドライクリーニング溶剤がない場合には、除染性能は次亜塩素酸ナトリウムの添加により約2倍に向上されることが確認できた。以上の試験結果をTable 2に示す。

### 3.3.2 連続処理試験

前項3.3.1と同様の試験について、浄化槽での処理時間の差異による影響を確認するため、6時

Table 2 State of Test Water and Test Results

廃液番号	試験廃液条件				試験結果	
	ドライクリーニング溶剤	放射性物質形態	Co濃度 (Bq/ml)	次亜塩素酸 Na (mg/%)	Co濃度 (Bq/ml)	DF
試験廃液 1	有	濃縮廃液	8E+00	0	8E-02	103
				500	9E-02	92
試験廃液 2	無	クラッド	8E+00	0	6E-02	153
				500	4E-02	233
試験廃液 3	有	濃縮廃液	7E+00	0	1E-01	72
				500	1E-01	73
試験廃液 4	無	クラッド	9E+00	0	8E-02	113
				500	4E-02	248

(DFは計算結果)

間滞留させた場合について5種類の試験廃液を用いて確認を行った。試験廃液は、前項同様、ドライクリーニング溶剤の有無、添加する放射性物質の形態の差異、さらに次亜塩素酸ナトリウム添加の有無等の条件が異なるものを用いた。ただし、試験廃液4は試験廃液2に対して次亜塩素酸ナトリウムを添加したものであり、同様に試験廃液5は試験廃液3に対して次亜塩素酸ナトリウムを添加したものである。試験廃液の性状、条件についてTable 3に示す。

この結果、試験廃液2と4、及び試験廃液3と5の比較から、添加された放射性物質の形態に関わらず次亜塩素酸ナトリウムの添加により除染効果が約2倍に改善されることが確認できた。また、今回の6時間処理の場合では、放射性物質の差異による除染性能への影響についてはクラッド添加の方が除染効果が高いことが分かり、また、ドライクリーニング溶剤の存在の影響には明確な違いは確認されなかった。さらに、全ての試験廃液でDFは400以上、CODについては70ppmを下回

ることが確認された。試験結果をTable 4に示す。

#### 4. 洗濯廃液処理技術（オゾン分解法）

##### 4.1 原理・特徴

オゾン分解法とは、オゾン処理槽に受け入れた洗濯廃液中にオゾンを注入し、このオゾンが分解しOHラジカル等の活性酸素が生じ、これが有機物を酸化して炭酸ガス等を生成させるものである。OHラジカルは $O_2$ や $O_3$ と比べ反応速度定数が極めて高く反応性に優れている。このOHラジカルの生成に当たっては、 $O_3$ の自己分解のみでは分解速度が遅いため、粒径の小さい触媒を選択し流動床とし反応面積を上げることにより処理速度の向上を図ることができる。また、オゾン処理槽の触媒が処理廃液とともに槽外へ流れるため、触媒及びスラッジ回収のためセラミックフィルタ濾過器を設ける。なお、濾過器で回収されたスラッジ及び使用済触媒は定期的に回収し焼却炉にて焼却する。Fig.6にオゾン分解法の処理概念図を示す。

Table 3 State of Test Water

廃液番号	ドライクリーニング溶剤	次亜塩素酸 Na	放射性物質形態	Co 濃度 (Bq/ml)	COD (ppm)
試験廃液 1	無	無	クラッド	8E+00	13
試験廃液 2	無	無	濃縮廃液	9E+00	27
試験廃液 3	有	無	クラッド	7E+00	58
試験廃液 4	無	有	濃縮廃液	9E+00	27
試験廃液 5	有	有	クラッド	1E+01	109

Table 4 Test Results

廃液番号	Co 濃度 (Bq/ml)	DF	COD (ppm)
試験廃液 1	7E-03	1129	5
試験廃液 2	2E-02	454	9
試験廃液 3	5E-03	1371	37
試験廃液 4	1E-02	773	25
試験廃液 5	4E-03	2518	66

(DF は計算結果)

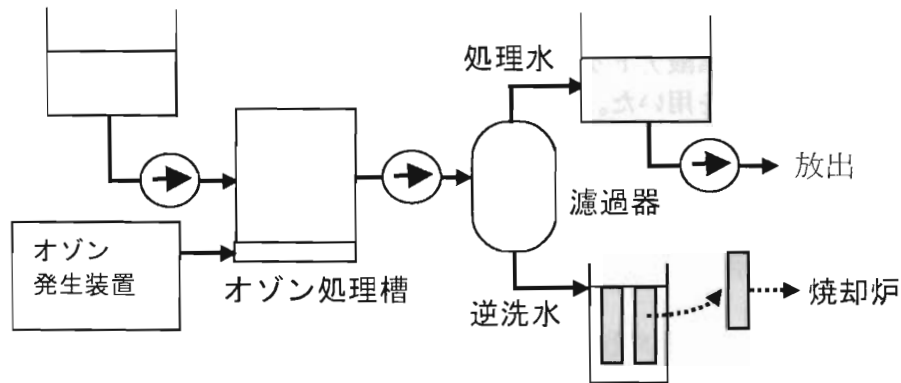


Fig. 6 Outline of the Ozone Treatment System

Table 5 State of Test Water and Test Results

廃液番号	試験廃液条件			試験結果		
	ドライクリーニング溶剤	Co濃度 (Bq/ml)	COD (ppm)	Co濃度 (Bq/ml)	DF	COD (ppm)
試験廃液 1	無	6E-01	68	4E-04	1465	2
試験廃液 2	無	1E+01	75	7E-03	1561	23
試験廃液 3	有	3E+00	8	7E-03	503	0.1
試験廃液 4	無	7E+00	18	3E-03	2324	3

(DFは計算結果)

#### 4.2 試験 (ホット試験)

オゾン分解法による処理試験では、活性汚泥法の場合と同様に、ドライクリーニング溶剤による影響の有無、添加する放射性物質の形態及び放射性物質濃度の差異による影響の有無について、4種類の試験廃液を用いて確認を行った。試験は、これら4種類の試験廃液をオゾン処理槽に2時間滞留させたときの除染性能及びCOD除去性能を確認した。

この結果、活性汚泥法の場合と同様に、ドライクリーニング溶剤を含む廃液に対しては除染効果が低下し、また、放射性物質はクラッド形態の方が除染効果が発揮されることが確認できた。さらに、全ての試験廃液において、除染係数は500以上、CODは30ppmを下回ることが確認された。試験結果をTable 5に示す。

#### 5. 結論

##### 5.1 廃樹脂減容安定化処理技術

本技術に関して、金属イオンやクラッドを多く含む廃樹脂の処理に対しては、処理性能へ影響がでることが確認されたが、本装置で目的とする廃樹脂の減容・減重性能、無機・無害化性能、核種の保持・移行挙動等に関して実用化に向け十分な性能であることを実証した。

##### 5.2 洗濯廃液処理技術

膜分離活性汚泥法、及びオゾン分解法の両方式において、DFが100以上であり、CODが70ppm以下を満足する結果が得られた。ただし、ドライクリーニング溶剤が残存している場合には除染係数が低下するか、あるいは処理時間を増やす必要が

あることが確認された。このため、洗濯廃液濾過装置の更新初期に発生するドライクリーニング溶剤を含む洗濯物については、長時間の濾過やあるいは廃棄処分等の検討が必要であるが、通常発生する洗濯物については、両方式とも実用化に向け十分適用可能であることが確認できた。

## 6. 謝辞

本原稿にてご紹介した各技術の検証成果は、(株)富士電機システムズの片桐氏、三菱重工業(株)の佐川氏、(株)東芝の保坂氏をはじめ関係諸氏の皆様方の多大なご尽力により得られたことに感謝申し上げます。また、紙面の都合上、検証内容のごく一

部しか掲載できず十分にご紹介できなかったことをお詫び致します。

## 7. 参考文献

- 1) 片桐源一、他 “Spent resin treatment test in the ATR Fugen N.P.S. using low pressure oxygen ICP,” ICEM '03 (2002).
- 2) 佐川寛、他 “Development of Radioactive Laundry Drain Treatment System by Activated Sludge Reactor,” The Thermal and Nuclear Power'03,4,No.559 (2003).

## レーザーによるライニング切断技術の開発

高畑正人\*、ウィグナラージャシバクマラン\*\*、  
鎌田博文\*

### *Development of Liner Cutting Method for Stainless Steel liner*

Masato TAKAHATA\*, Sivakmaran WIGNARAJAH\*\*,  
Hirofumi KAMATA\*

大成建設では、原子力施設のセルやプール等に内張りされているステンスライニング撤去に着目し、同社保有のレーザーに関するノウハウの元に切断技術を研究開発した。

開発では、3mm厚のステンスライニングを模擬した試験体に、工事で使用可能な出力1 kWのYAGレーザーを用いて、切断実験を行い、照射速度、アシストガス等の基本的レーザー条件を検討した。また、発生する飛散物の回収方法の検討や、ライニングの微小な凹凸に対する検討も併せて実施している。

放射能汚染されたステンスライニングの切断撤去では、従来工法と比較して、放射線安全や作業効率等でレーザー工法が格段に優れていることを確認した。

さらに、総合的なレーザー切断システムの実用化技術を構築し、その特長、経済性等について評価し、その有効性を確認した。

The present work is an attempt to develop a laser cutting method for cutting and removing stainless steel liners from concrete walls and floors in cells and fuel storage pools of nuclear facilities.

The effects of basic laser cutting parameters such as cutting speed, assist gas flow etc. were first studied applying a 1kW Nd:YAG laser to mock up concrete specimens lined with 3 mm thick stainless steel sheets. These initial studies were followed by studies on the effect of unevenness of the liner surface and on methods of confining contamination during the cutting process.

The results showed that laser cutting is superior to other conventional cutting methods from the point of view of safety from radioactivity and work efficiency when cutting contaminated stainless steel liners.

In addition to the above results, this paper describes the design outline of a laser cutting system for cutting stainless liners at site and evaluates its merit and cost performance.

### 1. はじめに

原子力施設では、核燃料施設におけるセルや原

子力発電所の燃料貯蔵プール等、コンクリート壁や床にステンレス鋼板のライニングが施工されている箇所が多数あるが、その多くの表面が放射能

\* : 大成建設株式会社原子力本部 (Nuclear Facilities Division, Taisei Corporation)

\*\* : 大成建設株式会社技術センター (Technology Center, Taisei Corporation)

汚染している。デコミッションに際しては、コンクリート躯体等の建屋解体に先行して、このようなライニングを除染もしくは切断撤去して、非汚染区域とする必要がある。しかし、ライニングの傷に固着した汚染の完全な除染は難しく、ステンレスライニングを安全かつ効率的に切断し解体する技術が、今後の工事量増大に伴い、より必要性が高まるものと思われる。

ステンレスライニングの切断は、従来、主にディスクグラインダー、チップソーなどによる機械式切断とプラズマアークによる熱式切断により行われている。しかし、機械式切断は、切断速度が遅い（5～50cm/分）という問題がある。

プラズマアーク切断は、裏面にコンクリートがなければ機械的切断に比べて数倍の速さで切断が可能であるが、下地コンクリートがあると、溶融した金属が貫通せずに、切断カーフ（kerf、切断溝）内に付着し切断作業を阻害することがしばしば起こり、そのやり直しに時間を必要とするため、切断速度が遅くなる。また、投入熱量が多いため切断中にステンレスライニングが大きく歪み、安定した切断ができないという問題がある。

さらに、ヒュームが大量に発生し、その飛散によるライニング表面の汚染拡大や、作業者の内部被ばくの危険性増大等が危惧される。

レーザー切断はレーザー光を直径0.5～1mm前後に絞ることが可能であるため、切断カーフ幅が狭く、かつ高エネルギーの集中により高速切断が可能であり、熱歪みが極めて小さい切断方法である。

大成建設では、既にレーザーによるコンクリートの除染技術を開発実用化している。その経験とノウハウをベースに、本研究ではコンクリート表面に施されたステンレスライニングに対するレーザー切断の適用性を検討し、セル内等で放射能汚染されたステンレスライニングへ利用できるレーザー切断技術を構築した。

## 2. レーザ切断実験・技術開発

最初にレーザー照射による切断実験により、最適な照射条件を検討すると共に、付随する問題点を検討し、次章で述べるレーザー切断システムの実用

化に向けた概念を構築した。

レーザー切断実験は、ステンレスライニングを模擬した試験体を製作し、現場で適用可能なレーザーを選定して、それと同種、同出力のレーザー装置で照射・切断して実施した。

### 2.1 材料及び試験体

#### 2.1.1 ステンレス鋼

切断実験には、ライニング材として一般的に使用されているSUS304オーステナイト系ステンレス鋼（JIS G 4304）を使用し、その厚さは早期に建設され、デコミッションが開始される研究施設で多用されている3mmを用いた。

#### 2.1.2 コンクリート

ステンレスライニングの下地として使用したコンクリートは、4週強度30N/mm<sup>2</sup>の普通コンクリートである。

#### 2.1.3 切断実験用試験体

試験体は、切断照射条件検討等に用いた試験体A（Fig.1）と、最終的に現地での施工性を確認するために用いた大型の試験体B（Fig.2）の2種類を製作した。両試験体共、アンカー材となる型鋼（炭素鋼）をステンレスライニング裏面に溶接した後、ステンレスライニングとコンクリート表面が密着するように、厚さ33mmのコンクリートを打設した。

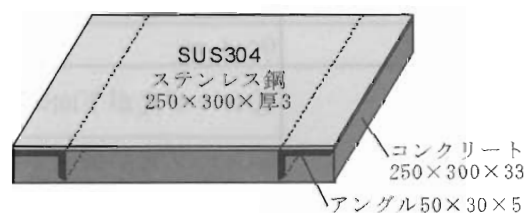


Fig. 1 Specimen A

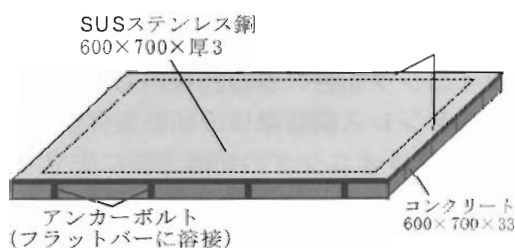


Fig. 2 Specimen B



## 2.2 試験方法および切断条件

高出力のレーザーは数種あるが、汎用化されていて金属切断加工用として普及率が高く、主力となっているものとしてCO<sub>2</sub>レーザーとYAGレーザーがあげられる。現場での切断作業は、レーザー発振器を非汚染区域に設置し(または車両に搭載等)、発振器から出射されるレーザー光を光ファイバーで切断対象個所まで伝送する必要がある。従って、切断実験は、この2種のうちファイバー伝送が可能な、Nd:YAGレーザー(波長1.06μm)を用いることにした。また電源容量、コスト、機器サイズ・重量(冷却装置を含む)等を勘案し、レーザー出力を1kW以下に限定し、他の照射条件(切断速度、レーザービーム径、切断用アシストガスの種類、流量など)をパラメータとして評価した。

実験に用いたレーザー照射条件はTable 1の通りである。

なお、照射方法は、試験体をテーブル上に固定し、任意の方向・速度で動作するロボットアーム先端に照射ヘッドを固定して実施した。

Table 1 Range of Experimental Laser Cutting Conditions

レーザーの種類	Nd:YAGレーザー 波長1.06μm
レーザー出力	0.5~1.0kW
切断速度	50~500cm/min
切断用アシストガス	酸素及び空気
焦点外し距離	0~4 mm
切断姿勢	①レーザー光が下向の姿勢
	②レーザー光が横向き姿勢で水平方向に移動
	③レーザー光が横向き姿勢で上下方向に移動

## 2.3 ライニング切断の基礎的検討および実験

### 2.3.1 ステンレス鋼板単体の切断条件調査

ステンレスライニングの切断実験に先立ち、1~6mm厚のステンレス鋼板単体(コンクリートが裏面に無い状態)を1kWのYAGレーザーで切断した時の板厚と切断速度の関係を文献調査<sup>1)~5)</sup>及

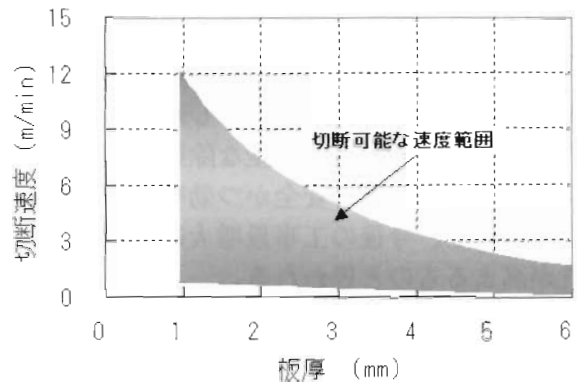


Fig. 3 Speed Range for Cutting SUS304 Stainless Steel with 1 kW YAG Laser

び切断実験により調査した。その結果をFig.3に示す。切断速度は、レーザービームの直径、使用する光学系やアシストガスの種類・流量等様々な要因によって図に示すような広い範囲で変化する。図より、理想的な条件下では、板厚が3mmの場合の最大切断速度は4~5m/minであることがわかる。

なお、ステンレス鋼板の裏面にコンクリートがある場合は、次項に述べる理由により、切断速度が前述の最大速度を下回ると考えられる。

### 2.3.2 ステンレスライニングの切断検討

ステンレス鋼板単体のレーザー切断と、裏面にコンクリートやモルタルが密着しているステンレスライニングをレーザー切断する場合の相違を模式的にFig.4a及び4bに示す。

ステンレス鋼板単体の切断の場合は、切断に伴う切断生成物(溶融した粒子、ヒューム、火花)が切断カーフ生成と同時に裏面側へ簡単に抜ける状態で切断が問題なく進行する。一方、裏面がコンクリートに密着しているステンレスライニングの切断では、切断時に発生する切断生成物がステンレス鋼板の裏面のコンクリートに当たって跳ね返り、ステンレスライニング表面周囲に飛散するものや、切断カーフに溜まって付着するものがある。その切断カーフに溜まって付着する生成物により、切断の進行が阻害される。この現象の対策として以下の工夫が考えられる。

1) 切断時の溶融物温度を高めることでその粘性

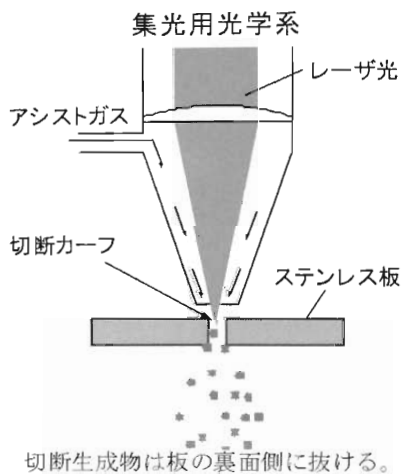


Fig. 4 a Schematic Diagram of Usual Laser Cutting

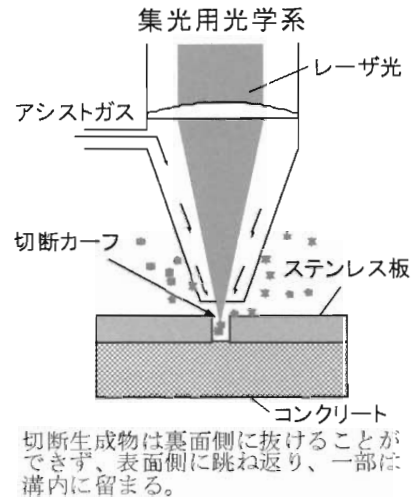


Fig. 4 b Schematic Diagram of Laser Cutting of Liner with Concrete on the Underside

を下げ、アシストガスにより切断カーフから吹き飛ばしやすくする。溶融物の温度を高めるには切断速度を遅くする。

- 2) アシストガスとして酸素を用いることにより、鉄の酸化反応による発熱を利用し、溶融物の温度を高めて粘性を下げ、アシストガスで切断カーフから吹き飛ばしやすくする。
- 3) 切断用アシストガスの流量を増やし、切断カーフに切断生成物が過剰に溜まったり付着したりするのを防ぐ。

### 2.3.3 実験結果

前項の内容を考慮し、3mm厚のステンレスラ

イニング切断の基礎的な実験として、切断速度とアシストガスの流量を変化させて実験を行った。アシストガスとしては、酸化反応熱の効果が最も期待できる酸素を用い、下向きの照射で実施した。

初期実験の結果をまとめてFig.5に示す。

結果は、ライニング表面に四角形を描くようにレーザーを照射し、その切断片のはく離の容易さで評価した。

図中の3種類の記号は、以下を意味する。

- ：レーザーがライニングを貫通し切断が可能で、切断カーフに付着する切断生成物の量が比較的少なく、切断後に切断片をコンクリート面からはく離するのが容易である。
- ▲：レーザーがライニングを貫通しているが、切断カーフに付着する切断生成物の量が比較的多いため、切断後に切断片をコンクリート面からはく離するのが●ほど容易では無いが、可能である。
- ×：切断が不完全で、部分的に未貫通の箇所があり、板をコンクリート面からはく離することは出来ない。

Fig.5より、アシストガス流量が過少な場合は、ライニングの切断が困難であり、流量を増量するにつれ高速切断が可能になることがわかる。最も速い切断は3.5m/minで、在来の機械式切断(ディ

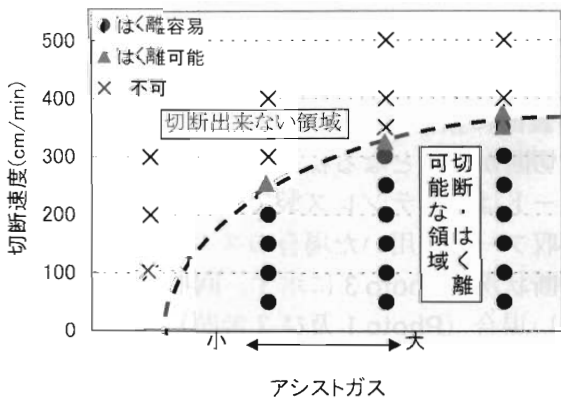


Fig. 5 Relation between Cutting Performance and Assist Gas Flow Rate



Photo 1 Stainless Liner Stripped from Concrete after Laser Cutting

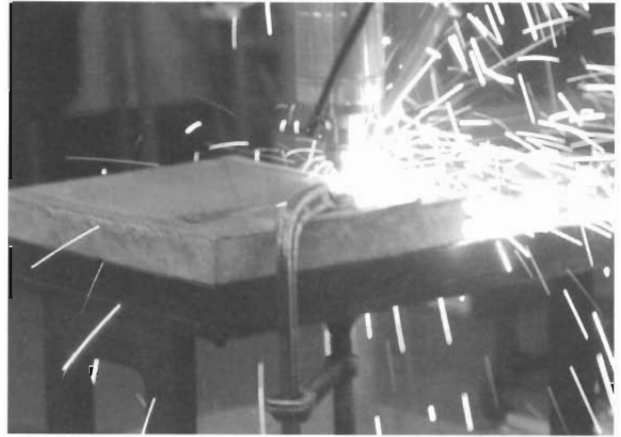


Photo 2 Photograph Showing the Large Amount of Spatter and Sparks Produced during Laser Cutting of Stainless Liner

スクグラインダー、チップソーなどによる) に比べ10倍程度の高速である。

切断後ライニングをはがした例を**Photo 1**に示す。

コンクリート自体は、切断線に沿って細い線状に焦げる以外は、コンクリート自身の溶融、割れ、破損等は見られない。

**Fig.5**の結果は、アシストガスとして酸素を使用した場合である。ガスの種類の影響を調べるため、アシストガスを酸素から空気に代えた実験を行った。しかし、空気の場合は、流量を最大にし、速度を1m/minの低速にしても切断が困難であった。酸素の場合は切断が容易で、空気を使用すると切断が困難になるのは、前者の場合は、ステンレスに含まれる鉄分の酸化とそれに伴う発熱が多いため溶融物の温度が高くなり粘性が低下し、切断生成物を切断カーブから吹き飛ばしやすいためと考えられる。空気を使用する場合は、発熱効果が少ないため、溶融物の温度が比較的低温で、粘性の高い切断生成物を狭い切断カーブから吹き飛ばすのが困難であると考えられる。

以上の基礎実験結果より、その後の切断実験では、アシストガスとして酸素を用いることにした。

## 2.4 切断生成物の回収実験

ステンレスライニング切断時の切断生成物の飛散状況を**Photo 2**に示す。

ステンレスライニングの裏面にコンクリートがあるため、溶融した切断生成物がコンクリート面に当たって跳ね返り、周囲に飛散していることが分かる。このような状況では、飛散物による汚染の拡散、作業員の被ばくが懸念されるとともに、実際の現場作業の場合はこのような高温物の飛散が作業員の事故や火災を引き起こす要因と成り得る。このため、回収フードを設置し、切断と同時に吸引することにより、切断生成物の飛散を防止することが必要である。

### 2.4.1 実験及び結果

溶融した切断生成物の周囲への飛散を防止する目的で、切断加工ヘッドに取り付け、一緒に走査する回収フードを使用し、切断時に発生する生成物を吸引する対策を講じた。回収フードを用いた切断方法のイメージを**Fig.6**に示す。

開口部外周に追随性を有する金属(真鍮)ブラシを装着し、ブラシの先端がステンレスライニングの表面に接触した状態で加工ヘッドを走査させ、切断が可能となる様なフードを製作した。回収フードは、ステンレス製で製作した。

回収フードを用いた場合のステンレスライニング切断状況を**Photo 3**に示す。回収フードを使用しない場合(**Photo 1**及び**2**参照)に比べて、切断生成物の飛散を防止できることが確認され、以後の切断実験は、回収フードを取り付けた状態で行うことにした。フードはアシストガスの逸散を抑制し、安定した切断にも寄与していると考えら

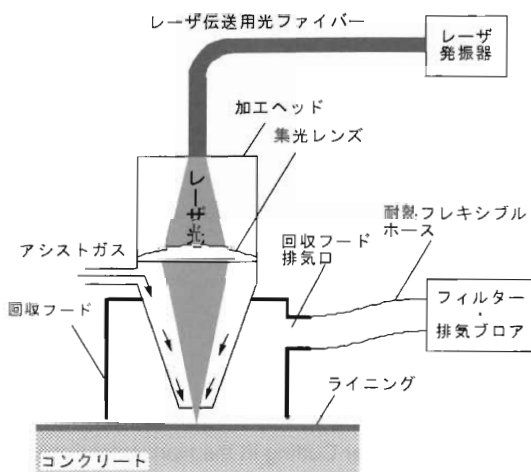


Fig. 6 Schematic Diagram of Stainless Liner Cutting with Exhaust Hood

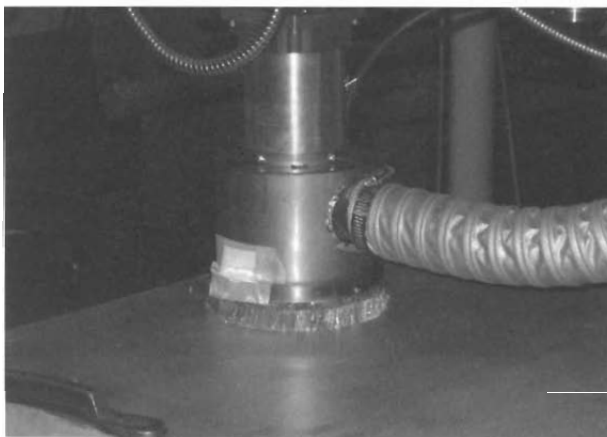


Photo 3 Cutting with Exhaust Hood

れる。

なお、レーザー照射により汚染物質が高温となり、気化してフィルターで捕集できない形態となることへの懸念のため、回収フード直近の吸引ホースに温度計を挿入して、空気温度を測定した。温度は70~90℃程度であり、排気ホースを十分長くすれば汚染物質が一旦気化したとしてもフィルターに到達する前に凝結するものと考えられる。

また、粒径の大きい生成物は高温のまま排気系に吸引されるため、ホースやフィルターの引火を

誘発することが危惧される。ホース引火については、耐熱ホースを用いることで問題ないことを本実験で確認している。フィルター引火は、サイクロン等の集塵機構をフィルター手前に配置するシステムを取ることで生成物は冷却し、フィルターの長寿命化とともに引火の危険は回避できる。排気ホースが比較的短く、集塵機構を取らない様な場合は、排気を水中に通過させ機構の付可等で回避可能である。

## 2.5 焦点位置及びビーム径の影響

2.3.3節に述べた実験結果は、レーザービームの焦点をステンレスライニングの表面に合わせた状態で行っており、レーザービームのエネルギー密度が最も高くなる理想的な切断状態である。しかし、実際の現場では、ステンレスライニング表面に微小な凹凸が生じている。その場合はレーザービームの焦点がステンレスライニング表面から離れる可能性があるため、ビーム径が大きくなり、エネルギー密度が低下し、切断性能（切断速度）が低下する。そのため、レーザービームの焦点がステンレスライニングの表面から離れた場合の切断条件を把握するための実験を行った。

### 2.5.1 実験および結果

実験は、回収フードを取り付けた状態で、レーザー出力を1kWに固定し、レーザービームの焦点とステンレスライニング表面の距離（以下、焦点外し距離）を1、2、3、4mmと変化させて行った。その結果、切断速度を2.5m/min以下に設定すれば、焦点外し距離が4mm以下の範囲においては、ステンレスライニングの切断が可能であることが分かった。なお、加工ヘッドに距離センサーを取り付ける等により、焦点外し距離の変動を1、2mm以内に押え、より高速かつ安定した切断も可能である。

## 2.6 大型試験体を用いた切断実験

実際の現場切断では一辺の長さが50~100cm程度の大きさに床及び壁のステンレスライニングを順番に切断・はく離し、廃棄物用容器に収納することになる。床、壁のステンレスライニングの切断を模擬する形で、レーザー切断を行った。

### 2.6.1 実験および結果

実験は、下向姿勢の切断に加え、横向の姿勢での切断をFig.2に示す60×70cmの試験体Bを用いて行った。切断条件は、これまでの実験結果を踏まえ、レーザー出力1.0kW、切断速度2.5m/minに設定した。

なお、壁のライニングを模擬した横向で切断する場合は、横向のレーザーを水平方向に走査させると、鉛直方向に走査させて切断することが必要となる。切断は、両方の姿勢で繰り返し行い、ステンレスライニングの切断とはく離が容易であることを確認した。

切断実験状況及び切断後のステンレス切断片のとはく離状態をPhoto 4～10に示す。

切断片をとはく離した裏面のコンクリートは、コンクリート内からの水分やコンクリートの混和剤

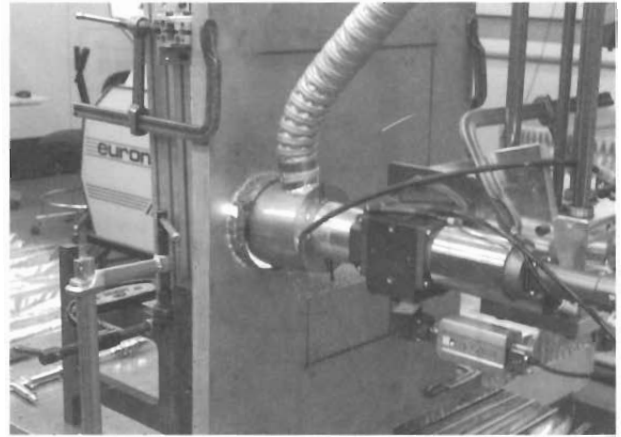


Photo 6 Stainless Liner Cutting in the Horizontal Position

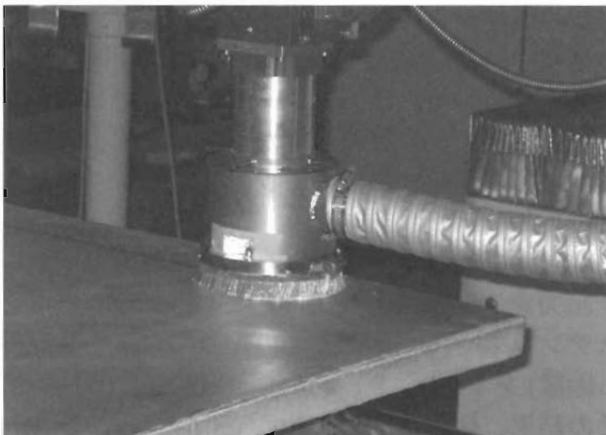


Photo 4 Stainless Liner Cutting in the Flat Position



Photo 7 Appearance after Completion of Cutting in the Horizontal Position

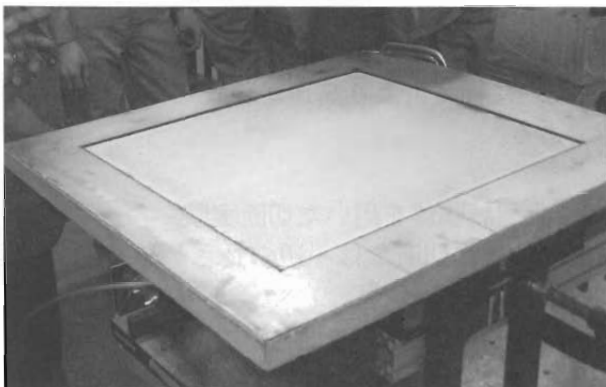


Photo 5 Liner Stripped from Concrete after Cutting in the Flat Position

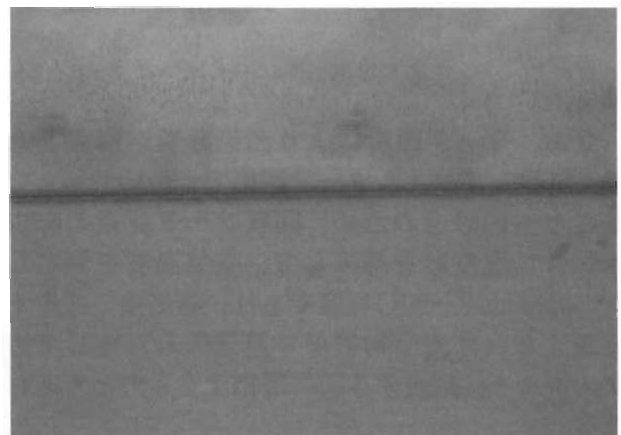


Photo 8 Appearance of Kerf after Cutting in the Horizontal Position

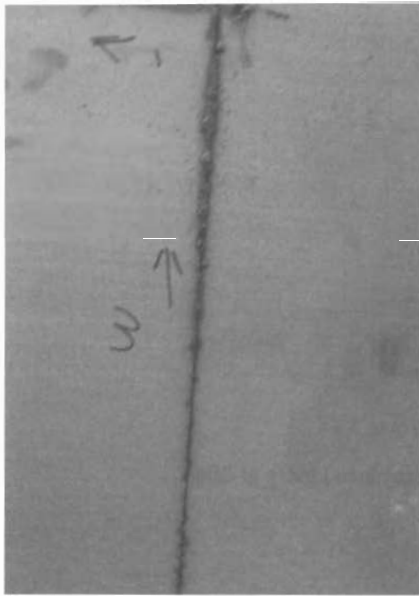


Photo 9 Appearance of Kerf after Cutting in the Vertical Position

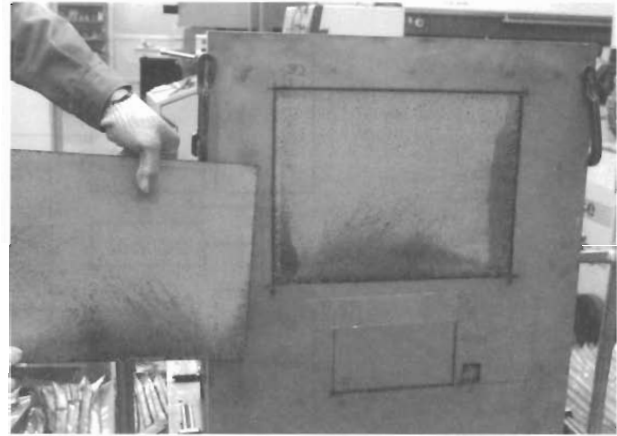


Photo10 Liner Stripped from Concrete after Cutting in the Horizontal Position

から発生したと考えられるすす等が一部に見られるが、切断線に沿って細い線状に焦げる以外は、コンクリート自身の溶融、割れ、破損等は見られなかった (Photo 5 及び10)。

なお、下向姿勢での切断及び横向姿勢でレーザー光を左右に走査させて切断する場合に比べ、横向姿勢でレーザー光を垂直方向に走査させて切断する場合は、Photo 9 に示すように切断カーフとその周辺に切断生成物の付着が多くなった。しかし、このような状態でも、切断後にステンレスライニングを容易にはがすことが可能であった。

## 2.7 考察

コンクリート表面に施工したステンレスライニング (3 mm厚) の切断適用性を検討した結果、アシストガスの種類とその流量を適切に設定することにより、以下のことが確認できた。

- ・レーザー出力 1 kW の場合、2.5 m/min の高速切断が可能である。
- ・切断姿勢は下向姿勢、横向姿勢ともに上記の切断条件が適用できる。
- ・対象とするライニング面の凹凸に起因してレーザービームの焦点がライニング表面から 3 ~ 4 mm 離れても 2.5 m/min 程度の切断が維持でき

る。

- ・ステンレスライニング表面を接触しながら走査できる回収フードを用いることにより、切断時発生するヒューム、火花などの切断生成物の飛散を防止し、安全に回収できる。
- ・裏面のコンクリートは、線状に焦げる以外溶融、損傷等はなく、コンクリート内への汚染拡散はない。

前述の一連の実験から得られた知見をもとに、原子力施設内の床・壁に施されたステンレスライニングの切断を実施するためのレーザー切断システムの概念検討を行った。

## 3. レーザ切断システム実用化の概念検討

### 3.1 ステンレスライニングのレーザー切断システムの構成

ステンレスライニングのレーザー切断システムの構成を Fig.7 に示す。システムを構成する主な装置は、以下の通りである。

- ・1 kW の YAG レーザ発振装置及びその電源装置、制御装置、操作パネル、冷却装置
- ・レーザー発振装置からのレーザー光を切断加工ヘッドまで伝送する光ファイバーユニット
- ・切断加工ヘッド、回収フード及び集塵機
- ・切断加工ヘッドを 3 軸で可動させるための X Y Z 可動軸を持つカンチレバータイプの専用加工機
- ・アシストガス供給装置 (酸素ポンプ、流量調節

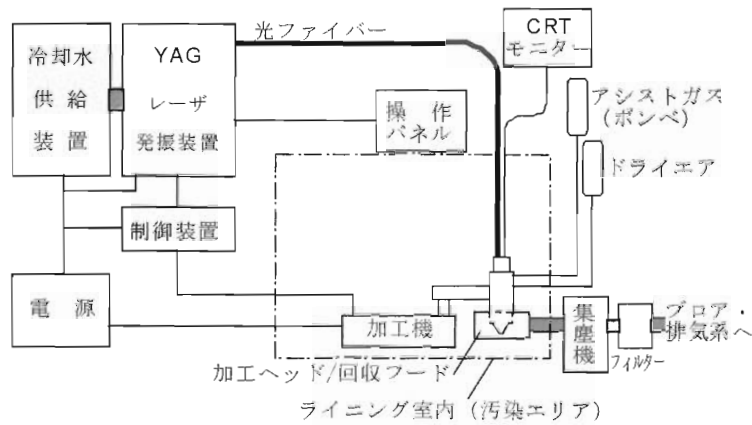


Fig. 7 Outline of Laser Cutting System for Cutting Stainless Liners at Site

Table 2 Specifications of Laser Oscillator for Cutting System at Site

項目	形状	重量	性能
レーザー発振機	約2500L×600W×1100H	約600kg	最大平均出力1000W
水冷却装置	約1700L×960W×1800H	約580kg	空冷式、冷却能力48kW
制御装置	卓上相当、操作パネル（パソコン）、現場用ペンダントと接続。		加工機制御兼用

器など)

- ・ドライエアー供給装置（レンズなど光学部品の保護用）

### 3.2 構成装置の仕様

#### 3.2.1 レーザ発振装置及び付属機器

レーザー発振装置は、出力1kWのNd:YAGレーザー装置の場合、主なレーザー発振装置の付属品は、制御装置（3軸加工機の制御も兼ねる）、冷却水供給装置、光ファイバーユニット及びレーザー操作パネル（パソコン）が必要となる。これらの諸元はTable 2に示すものとなる。

#### 3.2.3 切断加工機

切断加工機には、光ファイバーで伝送されたレーザー光を集光し、アシストガスを吹き付けながら切断を行うための切断加工ヘッド、切断生成物の飛散を防止するための回収フード及び集塵装置、切断加工ヘッドを水平、鉛直に走査させる加

工機などが含まれる。切断加工ヘッドおよび加工機の概要をFig.8a及び8bに示す。

カンチレバータイプの制御モータを用いた移動軸ユニットに切断用のレーザー加工ヘッドを取り付け、切断時のヘッドの鉛直・水平方向走査は、この移動軸を動かして行う。壁面切断時と床面接段時で、ヘッドの向きを換えることで、両方の向きの切断に対応可能としている。加工機全体は、水平方向に移動可能とし、切断終了の都度、次の作業部位に移動する。

レーザー加工ヘッドにはCCDカメラがレーザーの出射する軸に同軸になるよう組み込まれており、モニターで加工点を確認できる。また、ライニングの過大な凹凸が吸収できるように、加工方向にも移動軸を設け、ライニングとヘッドの離間距離を制御できるようにしている。

なお、本概念は、狭いセルや搬出入に制限のある条件を満足できるように、加工機は小型化した



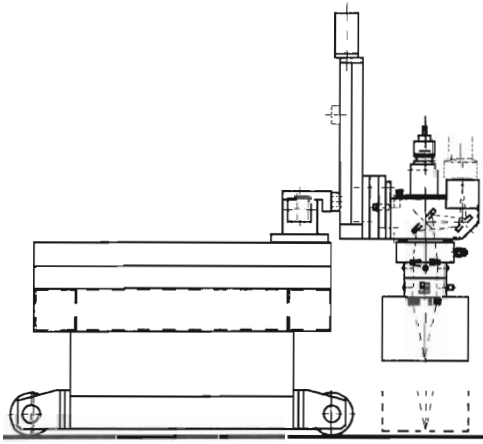


Fig. 8 a Outline of X-Y Cutting Unit (for Cutting Floor Liners)

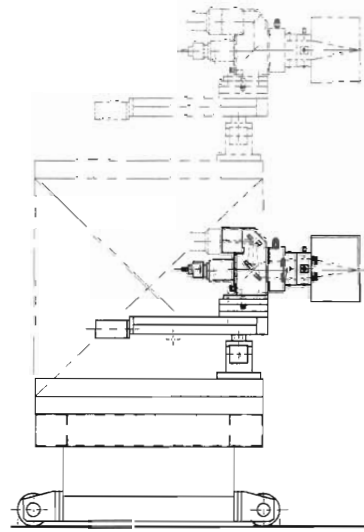


Fig. 8 b Outline of X-Z Cutting Unit (for Cutting Wall Liners)

Table 3 List of Utilities for Laser Cutting System at Site

項目	仕様	容量
電源 レーザ装置用電源	AC400V	40 kVA
加工装置	AC200V	10 kVA
冷却水供給装置	〃	28 kVA
アシストガス (酸素)	0.3~0.6MPa	
ドライエア (光学系保護用)	0.6~0.9MPa	

もので、床面切断時、加工ヘッドは一方のみに走査するようにしている。ライニング規模等に応じて、可動軸の多軸化・長大化しヘッドの可動範囲を大きくすれば、作業効率が一層向上する。

### 3.2.4 ユーティリティ

前述のステンレスライニング切断システムに必要なユーティリティをTable 3に記載する。電源は仮設の発電機からも供給可能である。アシストガス等は、ボンベから供給となるが、専用のコンプレッサー等は不要である。

## 4. システムの評価

### 4.1 システムの特長

今回構築したシステムでは、以下の特長を有す

る。

#### ① 作業効率の向上

切断速度が圧倒的に速く、グラインダーによる機械的切断等の在来工法に比べると、10倍以上の高速（グラインダーの鋼板のみの切断は0.5m/min程度であるが、コンクリートを伴うライニングの場合は0.1m/min以下）である。また、加工機が可搬式かつ床置型であるため、従来の機械式切断のように作業員が重い機材を保持し続ける等の労働負担がなく、汚染区域内の作業班構成も2人で済み、工期、労働力を大幅に合理化できる。

ただし、総合的なライニング切断・撤去作業の効率は、在来工法の場合、作業員が入室後、殆ど準備作業を必要としないのに対し、レーザー切断では、切断加工機の設置、移動等の準備作業が切断の都度生じる。次項の経済性評価では、前後の準備作業を含めた作業速度を想定して、評価検討を行った。

#### ② 遠隔操作性

加工機の据付、照射ヘッド位置の調整、切断後確認等の作業は、切断の都度前後に実施するが、レーザー切断自体は、遠隔のボタン操作により自動で実施が可能である。そのため、作業域周辺における万一の不測事態での作業員の被ばくリスクが

低減できる。

また、前述のとおり、可動軸の多軸化・長大化や、プログラミング機能の充実により、作業員の介在が必要となる頻度を減らすことが可能であり、遠隔化、省力化については、個々の作業条件に応じて、更なる進歩の余地がまだまだ期待できる。

### ③ 汚染拡大防止

レーザー切断は、他工法に比べカーフの幅の狭いため、切断生成物が極めて少なく、飛散する汚染物質自体が少ない。また、ライニング背面のコンクリート表面は、焦げ以外の変化はみられず、平滑性を損なっていないことから、生成物は、吸引機能を有した回収フードによってライニング前面に吸い出されているものと考えられる。これらの生成物は、目視で確認する範囲においては、ほぼ全量を回収フードにより吸引できており、在来工法に比べ、周囲への汚染拡大防止に関し、格段の向上がある。グラインダー等による機械的切断では、ライニングを貫通し、コンクリートを切り込んでしまい、その際、汚染物質が刃の回転によりコンクリート内に浸入する懸念があるが、レーザー切断ではその問題もない。また、グラインダーの場合、刃の摩耗が著しく頻繁な交換が必要であり、刃自体の廃棄物化も相当量となる。

レーザー切断時の汚染物質に含有する放射性核種の気化による拡散は、吸引する排気温度から判断して、問題ないと考えられる。

今回は、コールドでの実験のため、汚染の回収・拡散の度合いに関して、定量的評価はできないが、飛散物の回収が十分にできているため、レーザー切断による汚染の拡散を防止できただけでなく、従来の切断撤去工事で実施されている切断部の事前の除染作業や、切断作業エリアの局所的な隔離等の準備作業の簡略化も可能である。

## 4.2 経済性・効率性

原子力施設のデコミッションングにおけるライニング切断に、本技術を適用するにあたり、最も懸念されるのは、レーザー発振器を主とする構成機器が高額なため、イニシャルコストが高くなることである。しかし、切断速度の圧倒的速さから、作業人件費は他工法に比べ相対的に合理化が見込

める。また、近年レーザー装置の進歩が目覚しく、レーザー装置自体が急激に低価格化していることから、ある程度の撤去面積が対象となれば、既に商業ベースでも他工法と比べて十分選択に値すると考えられる。

現時点でのレーザーシステム価格、労務費をベースに、切断速度等のある諸条件に設定して試算すると、工事の総量として概ね150m<sup>2</sup>以上(切断長さ400m)で適用できれば、本レーザー切断工法の工事費が十分な競争力を有することになり、同時に4.1項で述べた作業の遠隔化、安全性等、コストに反映されないメリットの恩恵を受けられる。

また、効率性の面でも準備作業を含めない純切断作業を、機械式切断工法に比べ1/5以下に短縮が可能である。(機械式切断工法で作業員数を大量に投入する場合は検討外)。

作業着手にあたっては、レーザー発振器、加工機設置等にある程度の時間を要するが、殆どが汚染区域外の作業であり、切断作業に先立って必要となるグリーンハウス設置等の他準備作業の期間内に実施可能なため、工程への影響はない。

## 5. おわりに

原子力施設の床や壁に施工されている汚染されたステンスライニングの安全かつ作業効率の良い切断技術を確立することを目的とした研究開発を行った。

現地での作業を想定し、比較的小型のYAGレーザー(最大出力1kW)を使用して、コンクリート表面に施工したステンスライニング(3mm厚)の切断の適用性を実験・評価した結果、在来工法に比べ数倍の高速で支障なく切断が可能であり、裏面のコンクリートへ汚染拡散を及ぼさないことが確認できた。加えて、切断時発生するヒューム、火花などの切断生成物の飛散を防止し、安全に回収できる集塵システムを試作し、その効果の確認をした。

また、これらの成果を元に、実際のセル内で使用可能な遠隔操作方式のステンスライニング・レーザー切断システムの概念を構築し、その特長・経済性等の評価を行い、その有効性を確認した。なお、本技術のさらなる適用性の拡大のため、今後、以下の開発を進めていく予定である。

### ① 異なる板厚の切断

本検討では先行してデコミッション対象となる研究施設を想定し、3mmのライニング切断に関する条件を検討したが、異なる厚さのライニングであっても、切断速度やレーザー出力の調整等により、適切なエネルギー量を投入することで、同様の切断手法で対応が可能である。また、厚板同様、2枚重ねの切断ができれば、ライニングの突合せ溶接部で溶接用裏当金を介してコンクリート躯体内にアンカー固定されている部位を、一度に切断することができ、さらなる工事の合理化が期待できる。

### ② 異種レーザーの採用

現在、レーザーメカ業界において、YAGレーザーに代わるファイバー伝送可能な高出力レーザーとして『ファイバーレーザー』の技術革新が目覚しく、近い将来、経済性・普及率等もYAGレーザーと逆転するものと推測される。この装置は、現在の技術で既に、YAGレーザーに比べ、発振器・冷却器等が家庭用冷蔵庫規模の小型であり、作業毎に場所を移る必要があるデコミッションには適しているといえる。そのレーザーの適用性を実験により確認する。

### ③ 本技術の実証

実際のライニング撤去工事において有効性を実

証するとともに、その中で汚染回収について定量的な評価を行うことにより、切断に先行して必要となる切断部分の除染作業等、準備作業の合理化検討等を実施し、本工法の有効性を高めていく。

### 謝 辞

本技術開発にあたり、切断システムの概念設計でご協力いただきました住友重機械アドバンストマシナリー株式会社殿に、感謝申し上げます。

### 参考文献

- 1) INDUSTRIAL LASER HANDBOOK 1992—1993 EDITION ISBN 0—387—97751、DAVID BELFORTE編集、SPRINGER-VERLAG社出版(1993)。
- 2) レーザ応用技術データシート集、中部レーザー応用技術研究会編集(1992)。
- 3) 最新レーザー技術資料集2 レーザ加工技術資料集、嶋田隆司編集、経営システム研究所出版(1984)。
- 4) 新井武二他、レーザー切断加工(1994)
- 5) (株)産業サービスセンター、最新レーザー加工技術総覧(1994)。

## 水浸漬法による汚染コンクリート中トリチウムの測定

畠山睦夫\*

### *Measurement of Tritium in Contaminated Concrete by Water Immersion Method*

Mutsuo H<sub>ATAKEYAMA</sub>\*

重水減速型の原子炉では、冷却水中に多量のトリチウムが生成され、冷却水系統などの循環過程で漏洩等によりコンクリート表面に二次的な汚染の発生が考えられる。原子炉施設の廃止措置に際しては、これら二次的汚染に伴うコンクリート廃棄物が大量に発生する。そのため、トリチウムを精度よく、効率的な方法で測定することが要求される。しかしながら、トリチウムは低エネルギーの $\beta$ 線を放出するため、コンクリート等から抽出・分離して測定することが必要である。従来法によるトリチウムの測定では、コンクリート中からの抽出分離方法によって精度が異なる上、抽出に長い時間を要するなどの課題があり、効率的な測定手法が求められていた。そこで、これまでのコンクリート中トリチウム測定法の開発経験から水浸漬法に着目し、試料から浸出するトリチウムの状況や浸漬試料中に残存するトリチウムの状況について燃焼法を併用しながら測定試験を実施し、水浸漬法による測定法を確立した。

水浸漬法は、コンクリート試料を蒸留水に4時間程度浸漬することで精度良く測定することが可能であり、燃焼法等に比べて効率的であること。また、その検出限界値が0.1Bq/gオーダーであることからトリチウムを対象にしたクリアランスレベル<sup>1)</sup> 検認方法の測定に活用できるものと考えられる。

A large amount of tritium are generated in the coolant water along with the operation of a nuclear reactor. Especially, more tritium are generated in a heavy water reactor. As for tritium included in the coolant water, the generation of the secondary contamination is thought by circulation process in a concrete surface.

At the decommissioning of the nuclear facility, concrete wastes according to these secondary contamination are generated massively. It is demanded to measure tritium efficiently in these wastes for reasonable processing disposal. However, it is necessary for tritium to be extracted, separated from concrete etc. so that tritium emits the  $\beta$  ray of the low energy and to be measured. In the usual measurement method, accuracy of measuring tritium depends on extraction and separation from concrete, and then there are some problems such as requiring long time to extraction.

Then, we focused on the measurement of contaminated concrete by a water immersion method. The condition of tritium which remained in the leaching sample of tritium was examined by the water immersion method. The water immersion method can efficiently measure the concrete specimen immersed in water for four hours. We expect that the water immersion method can be used to measure the clearance level of tritium.

※：(財) 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)

ium in contaminated concrete.

## 1. はじめに

トリチウムは、原子炉の運転時に次のような反応により生成されるものと考えられている。

- (1) 主に重水減速冷却型原子炉内の生成反応  
( ${}^2\text{H} (n, \gamma) {}^3\text{H}$ )
- (2) 生体遮蔽コンクリート中トリチウムからの生成反応 ( ${}^6\text{Li} (n, \alpha) {}^3\text{H}$ )
- (3) 高速炉の冷却材であるナトリウムからの生成反応 ( ${}^{23}\text{Na} (n, t) {}^3\text{H}$ )
- (4) ウラン燃料の核分裂により生成 (核の三分裂)

重水減速・冷却型の原子炉では、主に (1) の反応により冷却水中に多量のトリチウムが生成される。これらのトリチウムは、冷却水系統などの循環過程で漏洩等によってコンクリート表面に二次的な汚染の発生が考えられる。原子炉施設の廃止措置に際しては、これら二次的汚染に伴うコンクリート廃棄物が大量に発生する。これらの廃棄物については、合理的な処理処分のためコンクリート廃棄物中のトリチウムを精度よく、効率的な方法で測定することが要求される。

トリチウムは物理的半減期が12.3年で、 $\beta^-$ 崩壊により ${}^3\text{He}$ に壊変する。このときに放出されるエネルギーが18.6keVの $\beta$ 線であり、直接測定によってその放射能を評価することが非常に困難である。

トリチウムの放射能は、構造材からトリチウムを抽出分離し液体シンチレーションカウンター等で放射能を測定することが一般的である。トリチウムの主な抽出分離法としては、試料中のトリチウムを高温下で遊離して水の形で冷却捕集する燃焼法<sup>2)</sup>、試料にリン酸等を加えて200℃程度に加熱してトリチウムを抽出する酸溶解加熱法<sup>3)</sup>の他、水溶液中のトリチウムを蒸留により生成する蒸留法などがある。従来法によるトリチウムの測定では、コンクリート中からの抽出分離方法によって精度が異なる上、抽出に長い時間を要するなどの課題があり、**効率的な測定手法**が求められている。

RANDECでは、平成8年度から平成12年度にわたって当時の科学技術庁から受託した「動力試験炉施設解体廃棄物等安全性実証試験」でコンクリート中トリチウム測定のための開発試験を実施し、精密測定法である燃焼法に関する測定法を確立した。

しかしながら、本測定法は上述のように、試料中からトリチウムを抽出するために時間を要するなどの課題があり、原子炉施設の廃止に伴って大量に発生する解体廃棄物等のトリチウム濃度を迅速に測定評価するためには、簡便で、かつ効率的な測定手法の開発が必要であった。そこで、文部科学省から受託した「新型転換炉「ふげん」の廃止措置調査」の中で、トリチウムの二次的汚染コンクリートに適用するため、クリアランスレベルの検認測定等も考慮した簡便な測定方法の開発を平成13年度から平成15年度にわたって進めてきた。

簡便な測定法としては、これまでのコンクリート中トリチウム測定法の開発経験から水浸漬法に着目し、試料から浸出するトリチウムの状況や浸漬試料中に残存するトリチウムの状況について燃焼法を併用しながら測定試験を実施した。測定手法の開発は、核燃料サイクル開発機構の新型転換炉「ふげん」発電所（以下「「ふげん」施設」という。）から採取したコンクリート試料を用いて実施した。

## 2. 測定試験

### 2.1 試験に用いるコンクリート試料の調整

#### (1) 採取コア試料

コア試料は、「ふげん」施設内の原子炉建屋、原子炉補助建屋、重水精製建屋第1棟及び第2棟から採取したものである。採取したコア試料は、外径約50mmで長さが150mmから300mmであった。**Photo 1**には原子炉建屋6階床面から採取したコア試料を示す。

#### (2) コア試料の切断及び粉碎

コア試料の切断及び粉碎は、以下の手順で行った。



Photo 1 A Typical Core Concrete Sample

- ① ダイヤモンドブレードを装着した切断機を用いてコア試料（外径50mm、長さ300mm）を表面から厚さ5cmピッチで切断した。
- ② 切断時のダイヤモンドブレードは、脱イオン水を用いて冷却した。
- ③ 切断速度は、およそ50mm/分程度であった。コア試料の切断状況をPhoto 2に示す。
- ④ 円盤状に切断した試料の半分を測定に用いるため、ハンマーで5mm程度の大きさに粗粉碎した（Photo 3参照）。
- ⑤ 粗粉碎コンクリート試料（重量約110g）は、微粉碎容器に入れて2分間強制振動を与えて微粉碎した（Photo 4参照）。粗粉碎試料は4回に分けて微粉碎を行った。
- ⑥ 微粉碎した同一試料のすべてをビニール袋に入れて良く混合した。
- ⑦ 微粉碎試料は、サンプルの代表性を確保するため四分法<sup>3)</sup>を用いて縮分し燃焼法及び水浸漬法の測定に用いた。

(3) コンクリート試料の粒径分布の推定

粉末と塊状のコンクリート試料では、水に浸出するトリチウム量に違いが見られるので、コンクリート試料の粒径を小さくして水に浸す試料の表

面積を大きくしてトリチウムを速やかに浸出させることが必要である。このため、切断されたコンクリート試料については、ある程度の粒径になるようハンマー等による粗粉碎の後、微粉碎器による粉碎処理を行ってトリチウム濃度の測定に供した。

燃焼法と水浸漬法のトリチウム濃度測定に使用する粉末コンクリート試料は、前述の手順に従って粉碎した。これらの試料をふるい分析法<sup>1)</sup>で粒径分布を測定することは、トリチウムのクロスコンタミネーションや測定作業環境を汚染させる可能性があるため実施できなかった。そのため、実際の粉碎操作を模擬したコールドコンクリート試料を用いてトリチウム測定用コンクリート試料の粒径分布を推定した。コールドコンクリート試料の粉碎は、微粉碎容器に入れる粗粉碎コンクリート試料の重量を10g、15g、20g、25g、30gバッチに分取し、それぞれの粉碎を2分間行い、目開き2mm、710 $\mu$ m、250 $\mu$ m、150 $\mu$ m、75 $\mu$ mのふるいをを用いて各ふるいを通過する重量から粒径分布を把握することにした。コールドコンクリートの粒径分布は、表1に示すように、粉碎容器に投入する重量の少ない方（10g～15g）が粒径の小さ



Photo 2 Cutting of Core Sample



Photo 3 Rough Crushing of Core Concrete Samples with Hammer





Photo 4 Rough Crushing Concrete Samples sett Fine Grinding Machine

なものが多く見られた。しかし、石などの粗骨材の一部は完全に粉砕されなかった。

微粉砕容器に投入する実試料は、5 cmに切断した円盤状試料の半分（重量約110g）を4回で粉砕すると約27.5gとなる。このことから、Table 1の粉砕重量が25gと30gの粒径分布の平均が実試料の粒径を模擬していることとした。即ち、2 mm以上の粒径が約4%、710  $\mu$ m～250  $\mu$ mが約5%、

250  $\mu$ m以下が約90%強である。

## 2.2 測定試験の準備品

水浸漬法と燃焼法の測定試験に用いた器具等を以下に示す。

- ① 液体シンチレーションカウンタ(パッカー社製2900TR)
- ② 遠心分離器 ((株)コクサン社製、小型卓上)

Table 1 Particle Size Distribution of Cold Concrete Sample

粉砕重量 (g)	粒 度 分 布 (%)					
	>2mm	2mm～ 710 $\mu$ m	710 $\mu$ m～ 250 $\mu$ m	250 $\mu$ m～ 150 $\mu$ m	150 $\mu$ m～ 75 $\mu$ m	<75 $\mu$ m
10	4.8	0.3	1.4	1.7	14.3	77.5
15	10.2	0.2	0.3	3.0	16.8	69.5
20	6.6	0.3	0.6	8.9	20.6	63.0
25	3.8	0.0	2.8	15.5	20.5	57.4
30	3.7	0.1	7.0	18.2	19.2	51.8

- H-18F、最高回転数：4000rpm)
- ③ 微粉碎器 ((株) 伊藤製作所製、実験用振動ミニカップミルMC-4A)
  - ④ 分注器 ((株) アズワン社製、EMマイスターディスペンサー、容量：5～30cm<sup>3</sup>)
  - ⑤ 化学天秤 ((株) エーアンドディ社製、HM-200、最小表示：0.1mg)
  - ⑥ トリチウムクエンチングスタンダード (パッカーカード社製、251.9×10<sup>3</sup>dpm at 1990.04.06)
  - ⑦ 乳化シンチレータ (パッカーカード社製、ウルチマゴールドXR)
  - ⑧ ブランク用コールドコンクリート粉末試料 (敦賀市内、大和生コン)
  - ⑨ 遠心管 (ステリリン社製、29φ×115L、容量50cm<sup>3</sup>、PP製)
  - ⑩ 固定式マイクロピペット ((株) アズワン社製、NPF-1000)
  - ⑪ マイクロピペット用チップ ((株) アズワン社製、マイクロピペット用)
  - ⑫ 洗浄瓶 (テックジャム社製ポリ丸型洗浄瓶：500cm<sup>3</sup>、1000cm<sup>3</sup>)
  - ⑬ 共栓付三角フラスコ (ハリオガラス製：250cm<sup>3</sup>)
  - ⑭ バイアル瓶 (低カリウムガラスバイアル瓶：20cm<sup>3</sup>)
  - ⑮ トリチウム抽出装置 (Table 2 参照)

Table 2 Specification Items of Tritium Extraction Device in Combustion Method

品名	寸法	規格等
空気ポンペ	240mm(Φ)×1500mm(l)	容量：7m <sup>3</sup> 、圧力調整付
流量計	39mm(w)×39mm(d)×150mm(h)	30mℓ/min～300mℓ/min
電気炉	390mm(w)×340mm(d)×520mm(h)	全自動開閉式管状炉 最高温度 1150℃
電気炉架台	420mm(w)×370mm(d)×205mm(h)	高さ調整付
石英反応管	50mm(Φ)×600mm(l)	石英ガラス
試料ボート	40mm 半丸×120mm(l)	石英ガラス
トリチウムトラップ	中央管 24mm(Φ)×220mm(l) 螺旋状管 10mm(Φ)×220mm	パイレックスガラス
デュアー瓶	120mm(Φ)×220mm(h)	内容積：1ℓ、 耐温度：-100℃
U字管	47mm(Φ)×210mm(h)	パイレックスガラス
水バブラー	37mm(Φ)×225mm(h)	パイレックスガラス
ガラス器具取付枠	1500mm(w)×80mm(d)×1000mm(h)	実験台に固定

2.3 液体シンチレーションカウンタの校正及び  
検出限界濃度の算出

液体シンチレーションカウンタを用いてトリチウムの放射能を測定する場合には、予め、トリチウムのクエンチングスタンダードを用いて装置を校正する必要があった。このため、外部標準線源法により測定試料と同様の測定条件においてクエンチング指標と計数効率の関係を求めた。得られた計数効率曲線をFig.1に示す。また、検出限界濃度は、液体シンチレーションカウンタの測定条件から算出した。その結果、水浸漬法では0.14Bq/g、燃焼法では0.07Bq/gであった。なお、液体シンチレーションカウンタの測定条件を以下に示す。

- バックグラウンド計数率：0.18~0.33 (s<sup>-1</sup>)
- 試料の測定時間：600 (sec)
- バックグラウンドの測定時間：600 (sec)
- 計数効率：約48%
- W：試料重量：約20 (g)：測定系には約1g分が入る (水浸漬法の場合)
- ：試料重量：約10 (g)：測定系には約2g分が入る (燃焼法の場合)

2.4 水浸漬法による測定試験

従来、コンクリート試料を水に浸漬させる場合には、三角フラスコ等に試料と水を入れて振り混ぜ、上澄み液からコンクリート粉末が沈降分離するのを待って上澄み液中のトリチウム濃度の測定を行った。しかし、沈降に時間がかかることや上澄み液を採取する時にコンクリート粉末の混入があり、これらが課題であった。そこで、簡便で、かつ効率的に上澄み液とコンクリート粉末とを分離するために遠心分離器によって分離することにした。即ち、Fig.2に示すように、水浸漬法によるトリチウム測定は、遠心管に一定量の試料を秤量し、蒸留水を加えて良く振り混ぜてから冷所に保管する。測定前に遠心分離して上澄み液から一定量をバイアル瓶に分取し液体シンチレーションカウンタでトリチウムを測定するものである。

コンクリート中のトリチウムを測定評価する方法として有望な水浸漬法については、既知放射能濃度のトリチウムを添加した試料からの浸出状況や浸漬試料中に残存するトリチウム量を把握した。その後、燃焼法と比較検討を行うため「ふげん」施設から提供されたコンクリート試料について

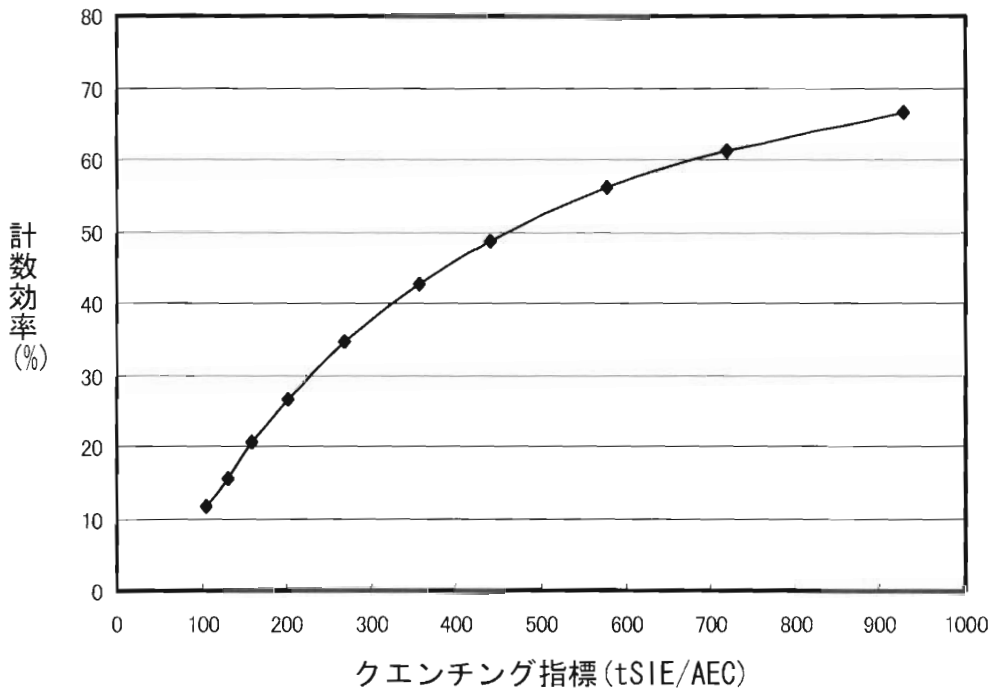


Fig. 1 Quenching Correction Curve of Standard Tritium

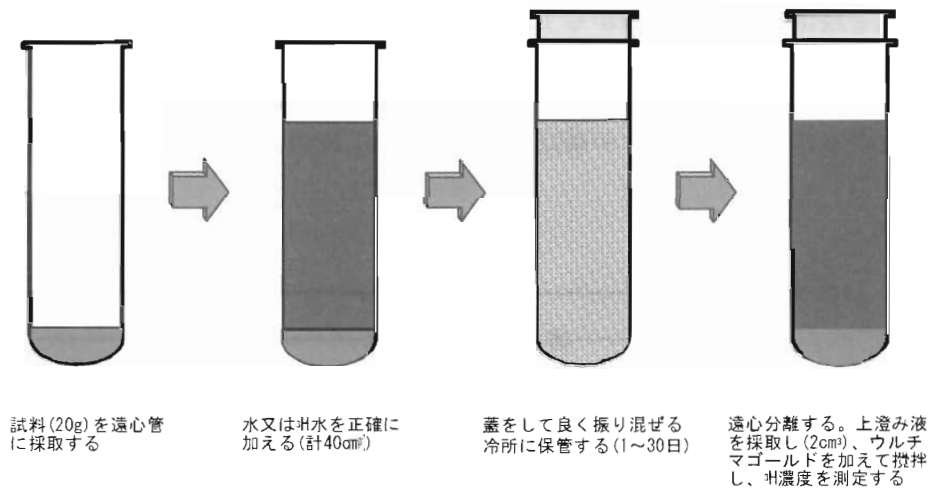


Fig. 2 Concept of Tritium Leaching Measurement by Water Immersion Method

てトリチウム濃度の測定を行った。なお、コンクリート試料のトリチウムは拡散し易いとされていることから、粉碎処理したコンクリート試料について水浸漬法と燃焼法による測定を同時に行った。

(1) 基本操作

測定試験における水浸漬法の基本操作を以下に示す。

- ① 遠心管にコンクリート粉末20gを化学天秤で秤量する。
- ② 遠心管に蒸留水40cm<sup>3</sup>を正確に加える。
- ③ 遠心管内のコンクリート粉末と蒸留水とを攪拌混合する。
- ④ 冷暗所に4時間から30日間保管し、この間で適宜トリチウム濃度を測定する。
- ⑤ 遠心管を攪拌混合してから遠心分離器にセットし、回転数3000rpmで2分間遠心分離する。
- ⑥ 20cm<sup>3</sup>の測定バイアル瓶に上澄み液2cm<sup>3</sup>を分取し、乳化シンチレータ14cm<sup>3</sup>を加えて攪拌する。
- ⑦ 測定バイアル瓶を液体シンチレーションカウンタに装着し、10分間測定を2回繰り返す。なお、ブランクとしてコールドコンクリート試料を同様の操作で処理したものをを用いる。

⑧ 測定結果からトリチウム濃度を算出する。

(2) 水浸漬法における試料と水との混合割合

コンクリート試料を水に浸漬し、浸出したトリチウム量を測定する水浸漬法では、試料と水の適切な割合を把握する必要があった。このため、250cm<sup>3</sup>の共栓付三角フラスコに粉碎したコンクリート試料10gと蒸留水を10cm<sup>3</sup>から50cm<sup>3</sup>の範囲で加えて上澄み液と粉末試料の状況を把握した。その結果、コンクリート試料10gに水10cm<sup>3</sup>を加えた状態では、大部分の蒸留水が試料に吸収され、コンクリート試料を混入させないでトリチウム測定用の上澄み液を採取することが難しかった。

コンクリート試料10gに蒸留水20cm<sup>3</sup>以上を加えた場合、いずれの場合も試料の上部に十分な上澄み液があり、測定試料として採取することが可能であった。なお、コンクリート試料から浸出するトリチウムの希釈度は、小さい方が望ましいためコンクリート試料重量の2倍量の蒸留水を加えることとした。

(3) 水への浸漬時間

水浸漬法に関しては、前述の基本操作に基づいて10<sup>6</sup>~10<sup>8</sup>Bqオーダーのトリチウムをコールドコンクリート試料に添加し、浸漬開始1日後から30日間に水に浸出してくるトリチウムの浸出状況を把握した(Fig.3参照)。その結果、浸漬開始1日後の測定において添加トリチウムの殆どが浸出する

ことが分かった。そこで、短時間の浸漬によって水に浸出する状況を浸漬開始1時間後から1日間の間で把握した。その結果、浸漬開始1時間程度で添加したトリチウム放射エネルギーの約90%以上が、3時間で95%以上が水に浸出することが確認され

た (Fig.4参照)。Fig.5には、トリチウムの添加量に対する浸出量の関係を把握するため浸漬開始から30日間における測定値の平均値を浸出量としてプロットした。この図の近似曲線に示すように、 $10^0$ Bqから $10^4$ Bqの範囲では添加量に対して約

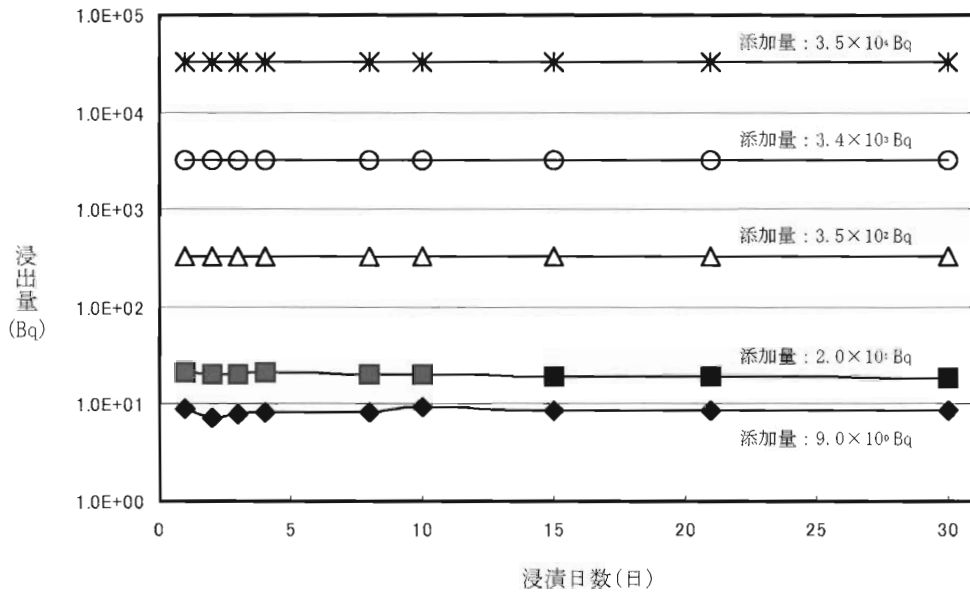


Fig. 3 Leaching Characteristics of Additional Tritium in Water Immersion Method for 30 Days

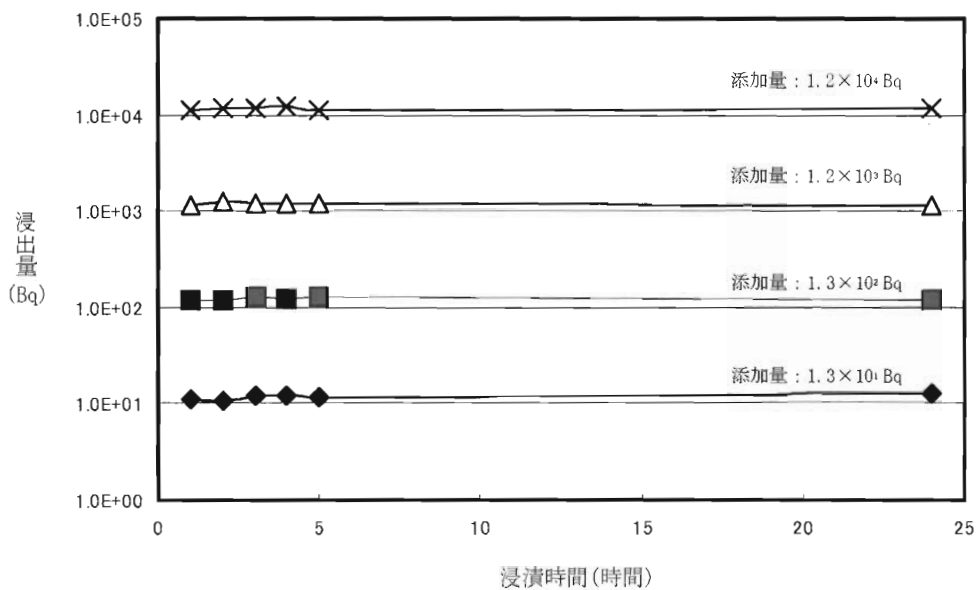


Fig. 4 Leaching Characteristics of Additional Tritium in Water Immersion Method for a Short Time

96%の浸出量であった。

実際の測定試料を用いた測定では、浸漬開始4時間後に1回目の測定を行い、1日から30日程度の範囲で4～5点の測定を行って総合的にトリチウム濃度を評価した(Fig.6参照)。その結果、それ

ぞれの測定時における3個のトリチウム濃度の変動は±3%以内にあり、浸漬開始から30日間におけるトリチウム濃度の変動は最大でも±8%であった。このことから、浸漬開始4時間から30日以内に適宜測定することによりトリチウム濃度を

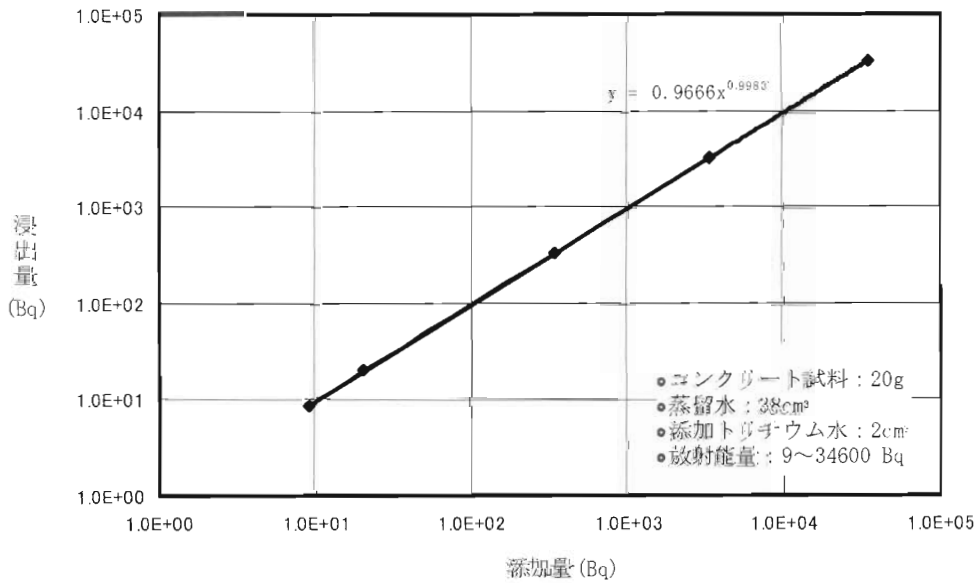


Fig. 5 Relation between Additional Tritium and Amount of Leaching in Water Immersion Method

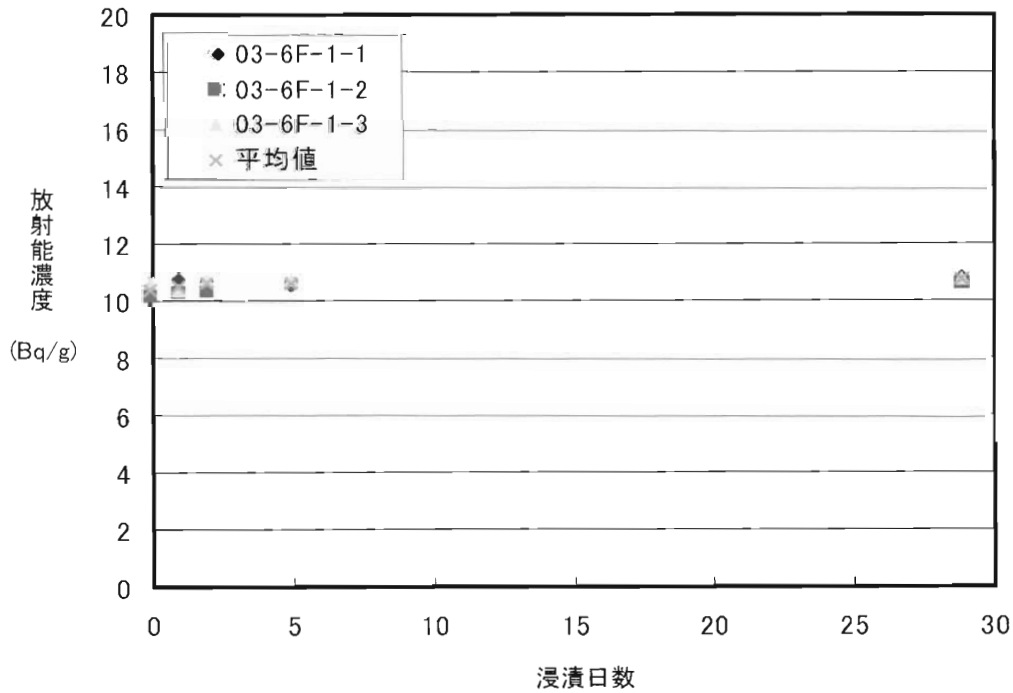


Fig. 6 Leaching Characteristics of Real Samples Tritium in Water Immersion Method

評価できることが分かった。

(4) 試料中に残存するトリチウム量

実コンクリート試料の水浸漬によるトリチウムの測定においては、事前に、浸漬試料中に残存しているトリチウムの有無を燃焼法により測定して確認することにした。

即ち、水に約30日間浸漬させたコンクリート試料と上澄み液とを遠心分離したのち、遠心管をビーカー内に逆立ちさせてコンクリート試料中の水分を可能な限り除去した。その後、遠心管の重量を測定しコンクリート試料中水分量を把握した。遠心管内のコンクリート試料を石英ボートに約5g分取し、燃焼法により試料中に残存しているトリチウムを測定した。

なお、コンクリート中に残存するトリチウム量 ( $R_a$ ) は以下の計算式 (1) により求めた。

$$R_a = (C_0 \cdot (W + V_1) - (C_1 \cdot (V_0 + V_1))) \quad (1)$$

ただし

$R_a$  : コンクリート中に残存するトリチウム量 (Bq)

$C_0$  : 燃焼法によるコンクリート中トリチウムの

濃度 (Bq/g試料)

$W$  : コンクリート試料重量 (20g)

$C_1$  : 浸漬水中トリチウム濃度 (Bq/g—浸漬水)

$V_0$  : コンクリート試料中の水分量 (水浸漬前の水分量) (g)

$V_1$  : 水浸漬に起因する上澄み液を除いた後の残水量 (g)

浸漬後コンクリート試料中のトリチウム残存量を燃焼法により測定し、得られた測定値と水浸漬により浸出した全トリチウム量から以下の計算式 (2) により残存率 ( $A_r$ ) を求めた。

$$A_r = (R_a * 100) / (R_a + (C_1 \cdot (V_0 + V_2))) \quad (2)$$

ただし

$A_r$  : 残存率 (%)

$V_2$  : 水浸漬に起因する遠心分離後の全残水量 (g)

残存率の測定結果をFig.7に示す。コンクリート試料のトリチウム濃度が数10Bq以上では、約10%のトリチウム量が試料中に残存していることが分かった。なお、試料中の全トリチウム量が

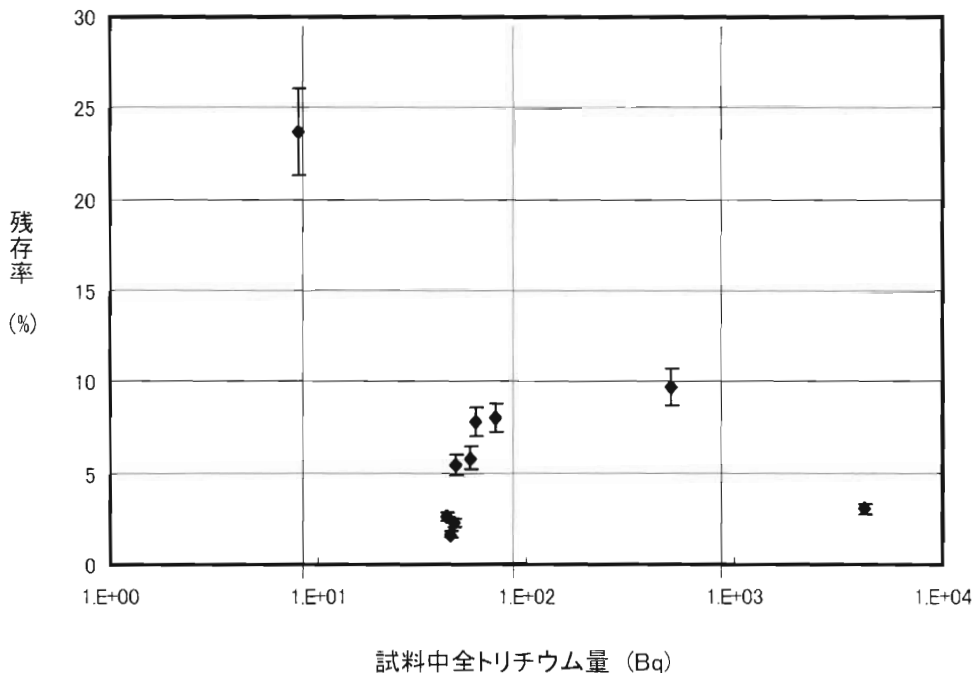


Fig. 7 Residual Rates of Tritium in Immersion Samples



10Bq未満では計数誤差によって残存率が大きく評価される傾向にある。

(5) 浸漬後コンクリート試料中に残存するトリチウムの再浸出状況

前述の結果から1回の水浸漬操作では、約10%のトリチウムがコンクリート試料中に残存する可能性が示された。そこで、遠心分離により上澄み液を分離した1回の浸漬後コンクリート試料について、再度水を加えて再浸出してくるトリチウム量を把握した。

この場合、1回目の浸漬によって得られる最終の浸漬液中トリチウム濃度と燃焼法により求めたコンクリート試料中の水分量からトリチウム再浸出予想量を求めるとともに、遠心分離して上澄み液を捨てた試料に再度蒸留水を加えて再浸出してきたトリチウム量を測定し、両者の比率 (A) を以下の計算式 (3) により求めた。

$$A = (C_2(V_0 + V_1 + V_3)) / (C_1(V_0 + V_1)) \quad (3)$$

ただし

- A : 再浸出予想量に対する再浸出測定値の比率
- C<sub>1</sub> : 1回の浸漬水中のトリチウム濃度 (Bq/g)
- C<sub>2</sub> : 再浸漬液のトリチウム濃度 (Bq/g)

V<sub>0</sub> : コンクリート試料中の水分量 (g)

V<sub>1</sub> : 水浸漬に起因する上澄み液を除いた後の残水量 (g)

V<sub>3</sub> : 再浸出のため加えた水分量 (g)

再浸漬による再浸出予想トリチウム量に対する測定値の比率をFig.8に示す。再浸漬により浸出されたトリチウムの測定値は、1回の浸漬後に予想される残存トリチウム量の0.9~1.1倍の範囲であった。これらの結果から水浸漬法におけるコンクリート試料中のトリチウムの殆どが最初の水に浸出しているものと考えられる。

(6) 乳化シンチレータの液量

液体シンチレーションカウンタの計測部は、測定バイアル瓶を挟んで2本の対向する光電子増倍管で構成されている。この光電子増倍管では入射する信号を同時計数する方式が一般的である。乳化シンチレータの液量の変化に伴って、光電子増倍管に入射する信号も変化する。例えば、容量20cm<sup>3</sup>のバイアル瓶に測定試料2cm<sup>3</sup>を用いる場合、乳化シンチレータ7cm<sup>3</sup>、14cm<sup>3</sup>の場合の計数率 (s<sup>-1</sup>) を比較した。この結果、乳化シンチレータ14cm<sup>3</sup>の計数率を1とすると、7cm<sup>3</sup>の計数率は0.84倍に減少することが分かった。この計数率の減少は、測定バイアル瓶中の液量の違いにより光

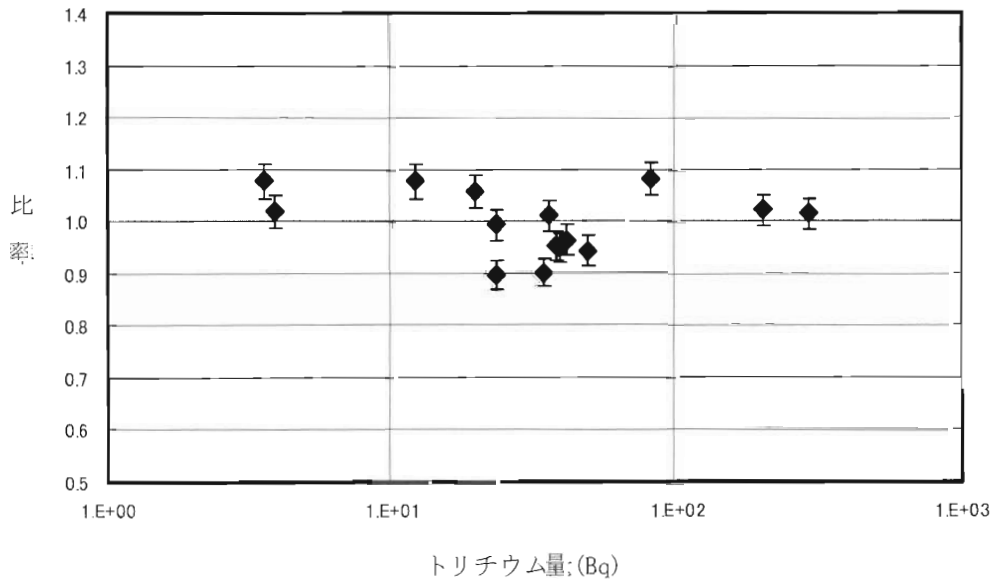


Fig. 8 Ratio between Measurements and Predictions of Leaching Tritium at Re-immersion

電子増倍管での幾何学的入射効率の違いによるものと考えられる。そのため、測定バイアル瓶への乳化シンチレータは $14\text{cm}^3$ 添加して測定感度の向上を図ることにした。

#### (7) 水浸漬法における測定誤差

水浸漬法によるトリチウム測定においては、基本操作に伴って以下のような誤差が考えられる。

##### 1) 試料の秤量誤差

水浸漬法でトリチウム濃度を測定する場合には、粉碎したコンクリート試料の一定量にその重量の2倍量の蒸留水を加えて浸漬させる。即ち、コンクリート粉末 $20\text{g}$ を秤量して2倍量の蒸留水( $40\text{cm}^3$ )を加える。

化学天秤で試料を秤量する場合には、先ず、化学天秤を正しく設置し、標準分銅を用いて調整を行う。また、精度良く秤量する場合には、環境の湿度、静電気の影響、吸湿、蒸発の影響、磁気の影響、空気密度の影響等を考慮することが必要である。 $20\text{g}$ 程度の試料を秤量する場合には、湿度、静電気の影響を考慮し、湿度を $60\sim 80\%$ の範囲に維持することが適当とされている。一般的に秤量誤差は、化学天秤の秤量範囲、最小表示、繰り返し性、直線性に左右されるものと考えられている<sup>5)</sup>。

例えば、

- ・化学天秤の秤量範囲： $200\text{g}$
- ・最小表示： $0.1\text{mg}$
- ・繰り返し性 ( $\sigma$ )： $0.1\text{mg}$
- ・直線性： $\pm 0.2\text{mg}$

等の機能を持っている場合には、繰り返し性は、ばらつきの幅を $2\sigma$ と考えると $0.1\text{mg} \times 2 = 0.2\text{mg}$ で $\pm 0.2\text{mg}$ である。また、直線性は、 $\pm 0.2\text{mg}$ はそれだけで表示のズレがあり得るのでこれを加算すると $\pm 0.4\text{mg}$ のばらつき幅になる。さらに、設置場所の環境等から最小桁は四捨五入程度の精度と考え、 $\text{mg}$ オーダー以上の試料を秤量することにする。

コンクリート粉末を秤量する場合には、測定環境の湿度等の影響によって秤量値が刻々と変化することが考えられるため、迅速に秤量することが誤差を排除する最も大切な要因である。仮に、 $20\text{g}$ の秤量に対して $\pm 20\text{mg}$ 程度の秤量誤差が生じたとしても、その誤差は $\pm 0.1\%$ でありほぼ無視

できる値である。

また、蒸留水の添加は、化学天秤を用いて効率的に行う。この場合には、 $40\text{cm}^3$ (密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ として $40\text{g}$ )の蒸留水を加えるものとする、試料の秤量時と同様にその誤差は無視できる程度のものである。

##### 2) 遠心分離後の上澄み液の分取誤差

遠心分離後の上澄み液の一定量( $2\text{cm}^3$ )をバイアル瓶に分取するためには、 $1\text{cm}^3$ の固定式マイクロピペットを用いて2回分取する。この場合の分取誤差は、予め、取り扱う者自身が固定式マイクロピペットを用いてバイアル瓶等を秤量した後、脱イオン水を用いて10回程の分取を繰り返し、その分取重量から1回当たりの分取誤差を把握しておくことが必要である。誤差が大きい場合には、分取操作を数回繰り返し、それでも変動がある場合には他の者に分取操作を交替するなどの措置が必要である。日頃からこれらの操作に係る誤差の把握に努めることが必要である。

これまでの分取操作による誤差は、2人の分析担当者に実施した結果、化学天秤の秤量誤差を無視して、平均で $1.000\text{g}$ の分取に対して $0.995\text{g}\sim 1.005\text{g}$ の範囲にあり、その誤差は、 $\pm 0.5\%/ \text{cm}^3$ であった。

##### 3) 浸漬期間の違いによる評価誤差

水浸漬法においては、コンクリート粉末に蒸留水を添加してからトリチウム濃度を測定するために遠心分離を行って上澄み液を分取するまでの時間(4時間から30日間)によって、トリチウム濃度に多少の変動があることが分かった。同一試料から3個の測定試料を作成し、それぞれの測定時におけるこれら試料のトリチウム濃度の変動は $\pm 3\%$ 以内であった。また、浸漬開始から30日間におけるトリチウム濃度の変動は最大 $\pm 8\%$ であった。

##### 4) 計測誤差

トリチウム濃度の測定は、液体シンチレーションカウンターを用いて測定する場合の計測誤差( $C_c$ )は、下式(4)により求められる。

$$C_c = ((N/t) - N_b/t_b) \pm \{(N/t) + (N_b/t_b)\}^{1/2} \quad (4)$$

ただし

- N：総計数値（バックグラウンドを含む）
- $N_b$ ：バックグラウンド計数値
- t：試料の測定時間
- $t_b$ ：バックグラウンドの測定時間

### 2.5 燃焼法による測定試験

前述のように、燃焼法によるトリチウムの抽出基本操作は、これまでの開発試験により確立された。しかし、ガラス器具等を組み込んだトリチウム抽出装置の改良や増設した電気炉の特性等によりトリチウムの回収率が異なることが考えられる。このため、2系統のトリチウム抽出装置について添加トリチウムの回収状況や水分の回収状況を把握した。また、水浸漬法によるトリチウム濃度の比較検討のため、実コンクリート試料中のトリチウム濃度の測定を水浸漬法と並行しながら進めた。

#### (1) 基本操作

燃焼法におけるトリチウム抽出装置は、石英反応管内に挿入したコンクリート試料を加熱する電気炉、トリチウムを含む水蒸気を寒剤（エチルアルコール+ドライアイス； $-72^{\circ}\text{C}$ ）で冷却捕集するためのトリチウムトラップ、水バブラー等から構成される（Table 2、Fig.9参照）。

燃焼法によるトリチウムの抽出及び測定は、以下に示す基本操作により行った。

- ① 乾燥したトリチウムトラップを秤量する。
- ② トリチウム抽出装置にトリチウムトラップを取り付けて空気( $100\text{cm}^3/\text{min}$ )を流し、石けん水を用いて各接続部に漏れないことを確認する。また、装置に漏れないことを装置出口に取り付けた水バブラーにより確認する（この確認は試験中も随時行う）。
- ③ トリチウムトラップを冷却するためのデュワー瓶に約 $400\text{cm}^3$ のエタノールを入れ、次にエタノールが沸騰しないように注意しながらドライアイス片を投入する。
- ④ コンクリート試料10gを試料ポートに秤取り、電気炉の石英反応管中央部に挿入する。なお、添加トリチウムの回収率を把握する場合には、コンクリート試料に既知放射能濃度（約 $14\text{Bq}\sim 1400\text{Bq}$ ）のトリチウム水 $0.1\text{cm}^3$ を添加する。
- ⑤ 空気( $100\text{cm}^3/\text{min}$ )を流しながら電気炉を昇温し、 $150^{\circ}\text{C}$ で1時間保持する。また、石英反応管出口からトリチウムトラップ入口までのガラス管をリボンヒーターで電気炉の昇温開始と同時に $60^{\circ}\text{C}$ まで昇温し保持する。
- ⑥ 次に電気炉の温度を $900^{\circ}\text{C}$ に昇温して2時間保持する。
- ⑦ 加熱保持終了後、電気炉及びリボンヒーター

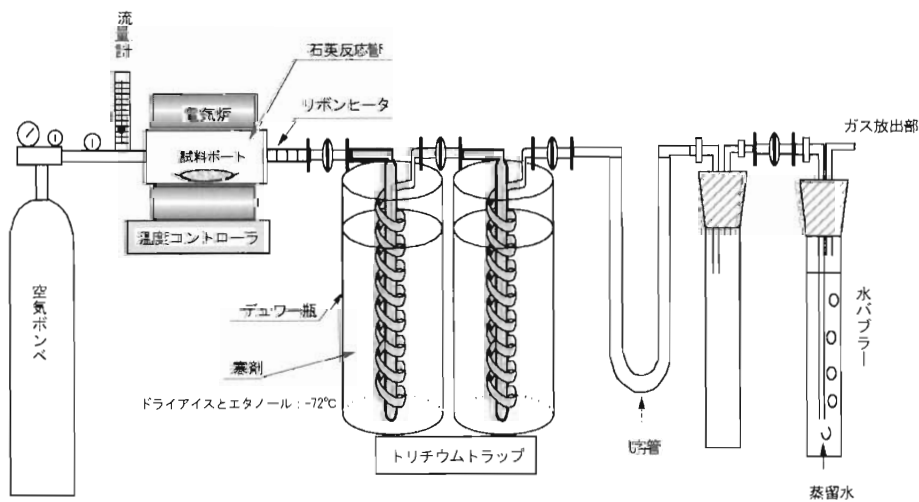


Fig. 9 Conceptual Diagram of Tritium Extraction Device in Combustion Method

ターの電源を切りトリチウム抽出装置の反応管からトリチウムトラップまでを冷却する。また、空気の供給を止める。

- ⑧ トリチウムトラップをデュワー瓶から取り出して静置し、室温状態でトリチウムトラップ内の氷を溶かす。
- ⑨ トリチウムトラップに回収された水分量を把握するため破損防止用金具を取り外した状態でトリチウムトラップを秤量する。
- ⑩ トリチウムトラップの中央の垂直ガラス管及び螺旋管に付着したトリチウム含有水を回収するため、それぞれの管に2 cm<sup>3</sup>の蒸留水を注ぎ内部を良く洗浄する。その後、螺旋管内の洗浄水を中央の垂直ガラス管に移して、すべての洗浄水を混合したのち試料容器に回収する。なお、測定に供される回収水は、トリチウムトラップの着脱前後の重量差より求められた回収水（密度：1.0 g/cm<sup>3</sup>として換算）と洗浄に供された蒸留水（4 cm<sup>3</sup>）との合計とする。
- ⑪ 回収した水から2 cm<sup>3</sup>をバイアル瓶に分取し、液体シンチレーションカウンター用のカクテルシンチレーター（ウルチマゴールドXR）14cm<sup>3</sup>を添加してよく振り混ぜる。
- ⑫ バイアル瓶を液体シンチレーションカン

ターの試料ホルダーにセットし10分間測定を2回行う。

- ⑬ 電気炉内からコンクリート試料を取り出して秤量し、試験前重量との差である灼熱減量を求める。また、トリチウムトラップの試験前後の秤量差からトリチウムトラップに回収された水分量を求める。
- ⑭ 試料の灼熱減量とトリチウムトラップに回収された水分量から水分の回収率を把握する。
- ⑮ 添加トリチウムの回収率は、添加したトリチウム量と回収されたトリチウム水の放射エネルギーから求める。

(2) トリチウム抽出装置の温度等の把握

トリチウム抽出装置については、コンクリート試料中のトリチウムを抽出する際の電気炉の設定温度及び空気流量等の変動を把握することが最適抽出条件を維持する上で必要であった。これらの温度及び流量については、トリチウム抽出装置への空気流量を100cm<sup>3</sup>/minに設定しながら、電気炉の温度を150℃で1時間保持した後、900℃で2時間保持してトリチウムを抽出することとし、電気炉中央部の温度、反応管入口及び水バブラー管出口に流量計を取り付けて、上記の抽出条件でその温度及び流量を把握した。その結果をFig.10に

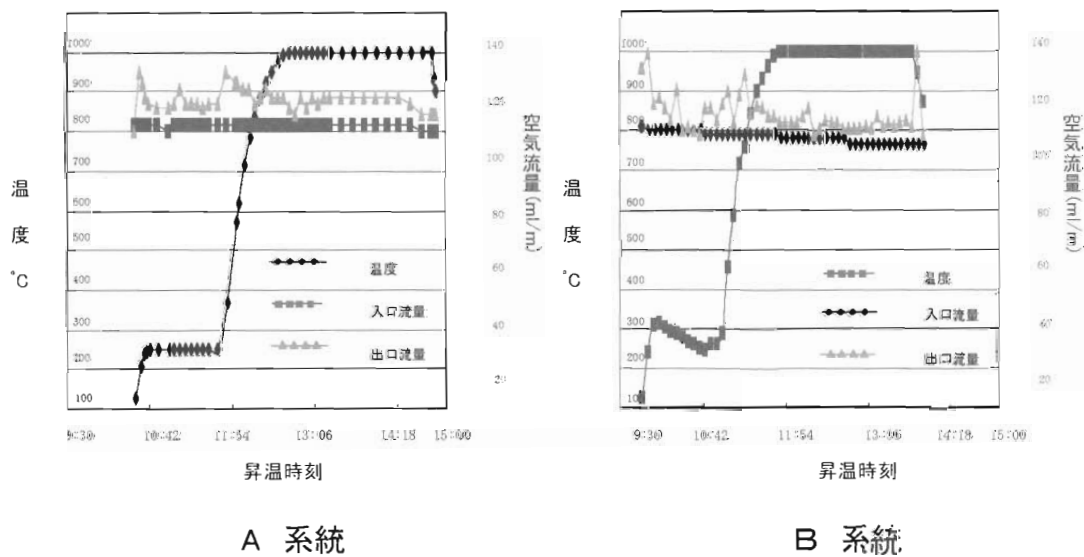


Fig.10 Temperature and Flow Characteristics of Tritium Extraction Devices

示す。燃焼法では、効率良く測定試験を進めるためにトリチウム抽出装置を2系統設置した。一方をA系統とし、もう一方をB系統とした。A系統とB系統では、電気炉の制御系が異なることから、150℃付近の温度特性に違いが見られた。即ち、A系統の電気炉は、昇温時の電気出力を細かく制御できるため、B系統に比べて設定温度付近の急激な変動は見られなかった。そのため150℃及び900℃の設定温度に対して殆ど変動がなかった。しかし、B系統は、150℃の設定温度に対して多少の変動が見られた。しかしながら900℃付近では、A系統と同様に殆ど変動がなく安定した温度特性を示した。

A系統及びB系統の流量は、反応管の入口流量計で100cm<sup>3</sup>/minに設定したが、出口側の流量計は大気開放状態で装置内の負荷がかからないため、入口側流量計より若干高めの指示値であった。各系統の出口側流量の変動は、設定入口の空気流量に対して平均で10%以内にあることが分かった。

また、トリチウムトラップのデュワー瓶にドライアイスを補給すると、トリチウム抽出装置内の圧力バランスが崩れるため入口側の流量計に比べ

て出口側の流量計にばらつきが見られた。流量計のばらつきを小さくするためには、デュワー瓶に補給するドライアイスによって装置内部の圧力バランスをあまり変化させないように、試験開始前に十分にドライアイスで補給するとともに、加熱中も頻りに補給してトリチウムトラップの温度変化を小さくする必要があった。

A系統及びB系統とも、設定温度及び流量に対して多少の変動がみられるが、コンクリート試料中のトリチウム測定に適用できるものと判断した。

### (3) トリチウムトラップに回収される添加トリチウム量

既知放射能トリチウムをコールドコンクリート試料に添加して抽出操作に伴う回収率を求めた。その結果、添加したトリチウム放射エネルギーが10<sup>1</sup>Bqから10<sup>3</sup>Bqオーダーでは、平均値でA系統が100.5±3%、B系統が100.3±3%にあり、A系統及びB系統とも安定した回収率であった (Table 3 参照)。添加トリチウムに対する回収量の状況を Fig.11 に示す。添加量に対するトリチウム回収量は、ほぼ1対1の関係にあることが分かった。

トリチウムトラップの捕集状況は、1段目のト

Table 3 Collection Rates of Additional Tritium and Moisture in Combustion Method

³H 添加量 (Bq)	A 系統回収率(%)		B 系統回収率(%)	
	水分 *	³H **	水分 *	³H **
14.2	91.7	100.1	84.6	99.1
14.3	93.1	93.1	96.6	99.1
139.3	98.5	103.8	95.4	104.8
142.3	95.9	99.5	85.1	102.0
143.9	98.0	102.2	93.4	102.2
1435.9	98.9	101.9	92.8	99.5
1437.3	95.7	103.0	87.9	95.3
無添加	95.9	-	88.3	-
平均値	96.0±3	100.5±3	90.5±5	100.3±3

\* コンクリート試料の灼熱減量に対するトラップ回収水量の割合を表す。

\*\* 添加 ³H 量に対するトラップ回収 ³H 量の割合を表す。

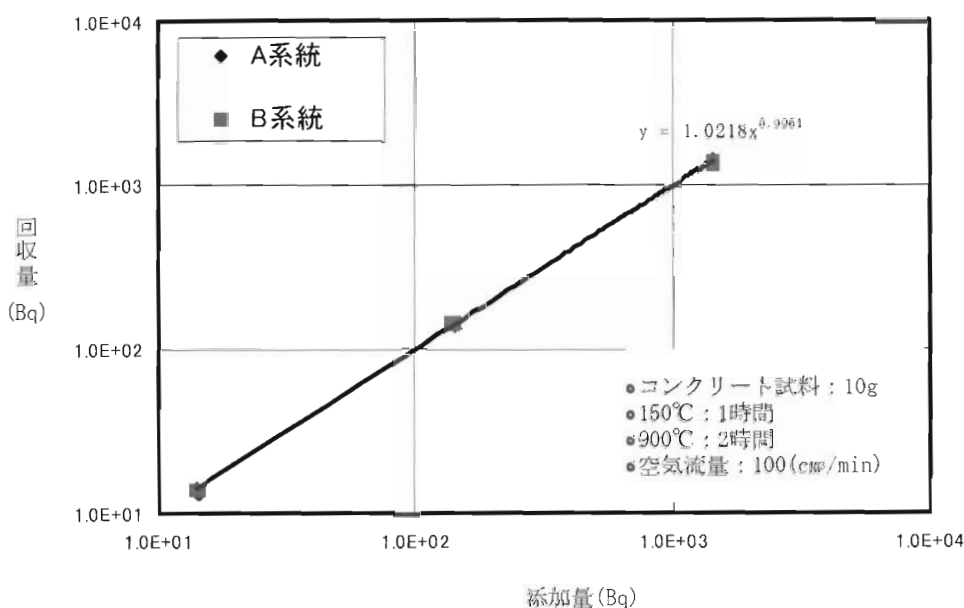


Fig. 11 Collection Situation of Additional Tritium in Combustion Method

ラップで殆どのトリチウムが捕集され、2段目のトラップに捕集されるトリチウムは1%未満であった。

また、コンクリート試料の灼熱減量に対するトラップ回収水分量の比率は、Table 3に示すように、A系統では96%であり、B系統が90%の値であった。しかし、B系統のトリチウム抽出装置がA系統に比べて若干低い傾向にあった。この要因としては、電気炉の昇温時の温度特性の違いによるものと考えられる。

本トリチウム抽出装置を用いたトリチウム濃度の測定については、添加トリチウムの回収率やコンクリート試料中水分量の回収状況から判断し、水浸漬法の測定試験の浸漬試料中トリチウムの残存率のための補助測定や「ふげん」施設から提供されたコンクリート試料中のトリチウム濃度の測定に活用した。

(4) 「ふげん」コンクリート試料を用いた再現性の確認

「ふげん」施設から採取したコンクリート試料のトリチウム濃度について、同一試料を2回に分けて同じトリチウム抽出装置を用いて測定し、トリチウム濃度の再現性を確認した。また、一部試料については、2系統のトリチウム抽出装置を用い

て同時に抽出しトリチウム濃度を測定した。なお、後者の場合には、試料の均一性を確実にするため、2系統に使用する量の試料を容器に秤取り、良く混合して容器内で4分割にした後、対角上の試料を採取し秤量した。測定結果をTable 4に示す。同じトリチウム抽出装置による測定値は、同一試料に対して最大10%程度の変動があった。また、2系統のトリチウム抽出装置による同一試料の測定においては、Table 4中03-D II-2の試料の測定値に示すように、ほぼ同じ値を示しており、2つのトリチウム抽出装置での測定結果は、比較的良く一致することを確認した。

2.6 「ふげん」施設コンクリート試料のトリチウム測定

測定試験では、「ふげん」施設内の原子炉建屋、原子炉補助建屋、重水精製建屋から採取したコア試料を切断加工し粉碎処理を行った後、燃焼法と水浸漬法を用いてトリチウム濃度の測定を行った。

水浸漬法と燃焼法によるトリチウム濃度は、Fig.12に示すように、比較的良く一致することを確認した。

Table 4 Measuring Results of Reproducibility in Combustion Method

試料名	抽出装置	測定値 (Bq/g)		平均値 (Bq/g)
03-6F-1	A 系統	10.90±0.2	12.20±0.2	11.55
03-DⅡ-1	A 系統	52.00±0.3	47.58±0.2	49.75
03-DⅡ-2	A 系統	35.26±0.2	36.13±0.2	35.70
03-6F-4	B 系統	6.48±0.8	6.29±0.8	6.39
03-B2F-4	B 系統	3.12±0.6	3.54±0.6	3.33
03-DⅡ-2	B 系統	33.56±0.2	39.26±0.2	36.41
03-DⅡ-3	B 系統	14.20±0.2	13.26±0.2	13.73

注) ・測定値の誤差は計数誤差である。

・試料名 03-DⅡ-2 は A, B 両系統で同時に測定した。

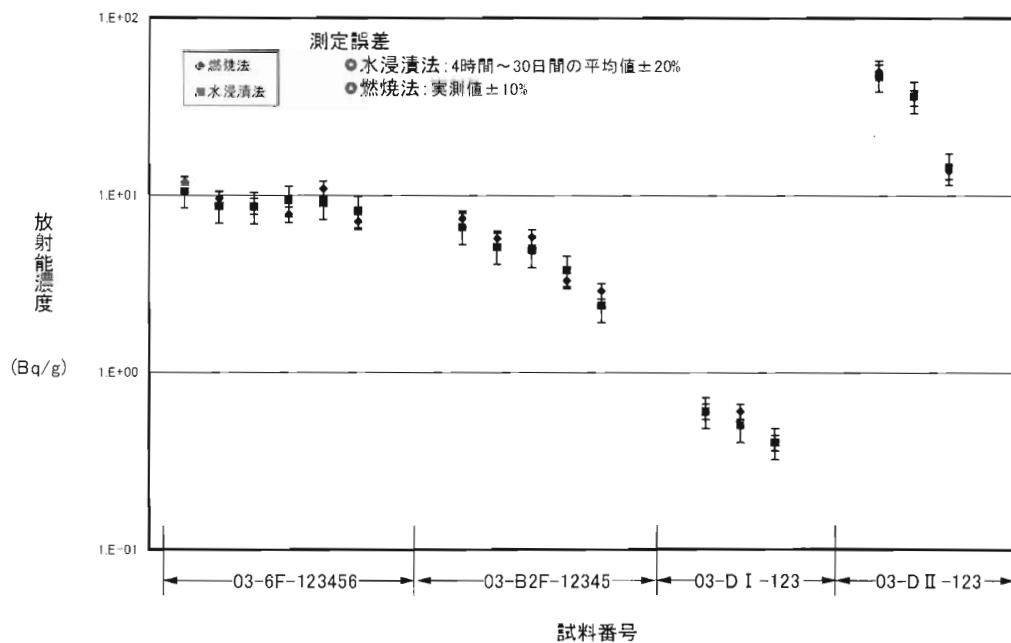


Fig.12 Example of Measuring Results of Tritium Concentration of Concrete Samples from "Fugen" Facility



### 3. 水浸漬法と燃焼法の比較検討

これまでの燃焼法と水浸漬法の測定試験結果より、原子炉の廃止措置に際して大量に発生するコンクリート廃棄物のクリアランスレベルの検認方法として適用する場合の、トリチウムの抽出時間とその操作の容易性、測定効率、検出限界値等について検討した。その結果、水浸漬法が燃焼法に比べてより合理的な測定法であるとの結論に達した。

#### 3.1 検討方法

燃焼法と水浸漬法については、コンクリート試料からのトリチウム抽出（浸漬）時間、抽出（浸漬）操作の容易性、測定効率、検出限界値の比較検討を行った。

トリチウムの抽出（浸漬）時間については、前述の水浸漬法の基本操作及び燃焼法の基本操作により、その操作に必要な時間を比較した。また、抽出操作等における連続監視状況、取り扱う器具の破損等の可能性を含めた操作の容易性について比較した。さらに、測定効率、検出限界値及び測定誤差についても両法を検討した。

#### 3.2 検討結果

##### (1) トリチウム抽出（浸漬）時間

水浸漬法：水浸漬法におけるトリチウムの浸出時間は、以下に示す一連の操作に要する時間である。即ち、遠心管に試料と蒸留水を加えて振り混ぜてから4時間冷所に保管してトリチウムを水に浸出される。4時間以降であれば殆どのトリチウムを回収できることが分かった。

燃焼法：燃焼法におけるトリチウムの抽出時間は、以下に示す一連の操作に要する時間である。即ち、試料を電気炉に挿入後150℃までの昇温に約40分、1時間の150℃での保持、その後900℃までの昇温に1時間、2時間の900℃での保持により、試料中のトリチウムを含む水分をトリチウムトラップに冷却捕集する。その後、トリチウムトラップ内の氷を室温で解凍し、トリチウムトラップの秤量後に捕集されたトリチウムを回収する。従って、これらのトリチウム回収操作には約5時間を要する。

##### (2) 操作の容易性

水浸漬法：遠心管に試料と水を加えて振り混ぜて4時間以降まで冷所に保管する。また、浸出したトリチウムを測定する前に遠心分離するだけで特別な操作は必要がなく非常に簡便な方法である。

燃焼法：燃焼法においては、トリチウムトラップの秤量、抽出装置の組み立て漏洩検査、電気炉の昇温によるトリチウムの抽出、トリチウムトラップ内氷の解凍、トリチウム水のバイアル瓶への回収、トリチウムトラップの洗浄などの操作が必要である。特に、トリチウムの抽出時間中は、トリチウムトラップの閉塞による破損等の有無を確認するため水バブラーを連続的に監視する必要があること。また、ガラス器具の洗浄、取扱時に破損等に十分な注意が必要であるなどにより操作の容易性の点で問題がある。

##### (3) 測定効率

水浸漬法：水浸漬法は、複数の遠心管に試料と水を加えて振り混ぜ冷所に保管して浸漬開始4時間後に連続的に測定することが可能である。測定効率は、液体シンチレーションカウンタの測定時間によるため、1試料当たり10分間測定を2回繰り返した場合には、1日当たり(24時間)約70試料を測定することができるため非常に効率的である。

燃焼法：燃焼法は、トリチウムの抽出時間に約5時間、トリチウムトラップの洗浄と恒温槽による乾燥に6時間程度必要であるため、1台のトリチウム抽出装置では1日当たり1個の測定試料である。

##### (4) 検出限界値及び測定誤差

水浸漬法：水浸漬法の検出限界値は、試料重量を約20g、測定時間を10分間、バックグラウンド計数率が $0.4\text{ s}^{-1}$ とすると $1.4 \times 10^{-1}\text{ Bq/g}$ である。また、測定誤差は±20%（残存率を考慮し）である。

燃焼法：燃焼法の検出限界値は、試料重量を約10g、測定時間を10分間、バックグラウンド計数率が $0.4\text{ s}^{-1}$ とすると $7.0 \times 10^{-2}\text{ Bq/g}$ である。また、測定誤差は±10%である。

Table 5 Summary of Comparative Study Result of Water Immersion Method and Combustion Method

検 討 項 目	燃 焼 法	水 浸 漬 法
トリチウムの抽出時間	5 時間	浸漬開始 4 時間以降
操作の容易性	連続監視が必要	浸漬開始後監視が不必要
1 日当たりの測定試料数	1 試料	約 70 試料
測定試料 (g)	10	20
検出限界値 (Bq/g)	$7.0 \times 10^{-2}$	$1.4 \times 10^{-1}$
測定誤差	±10%	±20%(残存率を考慮)
抽出装置等の整備費	約 200 万円	約 10 万円
作業スペース	抽出装置当たり約 4m <sup>2</sup>	冷所を含め約 2m <sup>2</sup>

### 3.3 検討結果のまとめ

上記の検討結果を含めてその概要をTable 5に示す。燃焼法に関しては、検出限界値及び測定誤差の点で水浸漬法より優れている。しかし、操作の容易性、測定効率の点で水浸漬法が燃焼法より優れている。また、トリチウム抽出装置等の整備の点で水浸漬法が燃焼法より安価であり、少ない作業スペースで抽出操作が可能であるなどのメリットがある。

原子炉の廃止措置に際して大量に発生するコンクリート廃棄物のクリアランスレベルの検認方法としては、水浸漬法が燃焼法に比べて多数の試料を効率的に測定できる。また、その操作が簡便であることを考慮すると、水浸漬法が燃焼法に比べてより合理的な測定法である。

## 4. まとめ

本測定法の開発では、平成13年度から平成15年度にかけて、原子炉施設（重水炉等）の廃止措置に伴って、原子炉構造物から発生する解体廃棄物中のトリチウムを精度良く、かつ、効率的に測定するための方法の確立を目的に試料を水に浸してトリチウムを浸出させる水浸漬法に関する測定試験を行った。また、これらの測定試験の結果を踏まえ、燃焼法と水浸漬法について合理的な測定法の検討を行った。その結果、浸漬法が燃焼法に比べて操作の容易性、測定効率の点で優れており、

多数のコンクリート試料中のトリチウムをより合理的に測定できることが明らかとなった。

さらに、「ふげん」施設から採取したコンクリート試料に水浸漬法を適用しトリチウム濃度を評価した。これらの測定結果は、精密測定法である燃焼法による測定結果と比較した結果、両者は良く一致することを確認した。両者の検出限界値は、トリチウムのクリアランスレベル<sup>1)</sup>である100Bq/gの検認測定にも適用できるものと考えられる。

## 謝 辞

本測定試験の全般にわたり、石樽頭吉先生を委員長とする「新型転換炉廃止措置に関する検討評価合同委員会」の先生方から貴重なご意見等を賜りました。また、測定試験を実施するに当たり施設の供与とコンクリート試料のご提供を戴きました、核燃料サイクル開発機構の新型転換炉「ふげん」発電所の方々に対して心から感謝の意を表します。最後に、本測定試験を実施するに当たりご協力くださいましたRANDEC関係者の方々に謝意を表します。

## 参考文献

- 1) 「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」、原子力安全委員会原子力安全基準専門部会（平成11年3月）及び「重水炉、高速

- 炉等におけるクリアランスレベルについて」原子力安全委員会原子力安全基準専門部会（平成13年7月）。
- 2) 今井 久、石本 清；コンクリート中のトリウム分析、デコミッションング技報第17号（1997年12月）。
  - 3) 日本工業規格；粉塊混合物のサンプリング方法通則、JISM8100, 1973.
  - 4) 土の粒度測定、ふるい分析；JIS A 1204

5) 天びん豆知識 島津製作所 ホームページ

本報告は、文部科学省からの電源開発促進対策特別会計受託事業としてRANDECが実施した平成14年度及び平成15年度「新型転換炉「ふげん」の廃止措置調査成果報告書（その4）原子炉施設の廃止措置に際して必要な原子炉構造物中の放射性核種測定法の開発」の成果です。

# **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32号

発行日 : 平成17年 9月16日

編集・発行者 : 財団法人 原子力研究バックエンド  
推進センター

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

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