

# デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

卷頭言：次世代FBRサイクルシステムとデコミッショニング技術

総 説：放射性廃棄物管理の安全に関する国際会議について

技術報告：研究炉「JRR-2」の解体計画と現状

三菱マテリアルの廃棄物処理技術

有機材料のレーザによる除染技術開発

財団法人

原子力施設デコミッショニング研究協会

Research Association for Nuclear Facility Decommissioning DGIHE 6

No. 22 2000

# 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て活動しています。

## 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。

デコミッショニングに関する普及啓発活動をします。

# デコミッショニング技報

第22号(2000年8月)

一目 次一

## 卷頭言

次世代FBRサイクルシステムとデコミッショニング技術 ..... 1  
大和 愛司

## 総説

放射性廃棄物管理の安全に関する国際会議について ..... 2  
川上 泰

## 技術報告

研究炉「JRR-2」の解体計画と現状 ..... 6  
番場 正男

三菱マテリアルの廃棄物処理技術 ..... 20  
梅村 昭男、高橋 賢治、森 良平  
村田 実、植木 浩行、中川 育之

有機材料のレーザによる除染技術開発 ..... 34  
岩崎 行雄、原 邦男、宮尾 英彦、中沢 正治  
上原 実、伊藤 俊行、豊田正三郎

Journal of the RANDEC

No.22 August 2000

## CONTENTS

## Exposition

A summary of The International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management ..... 2  
Yutaka KAWAKAMI

Technical Report

Decommissioning plan and current status of research reactor JRR-2 ..... 6  
Masao BANBA

Developing Technologies of Mitsubishi Materials Corporation for Nuclear Waste Treatment ..... 20  
Akio UMEMURA, Kenji TAKAHASHI, Ryouhei MORI  
Minoru MURATA, Hiroyuki UEKI, Yasuyuki NAKATO

New Decontamination Method with Pulse Laser for Organic Materials ..... 34  
Yukio IWASAKI, Kunio HARA, Hidehiko MIYAO, Shouji NAKAZAWA  
Minoru UEHARA, Toshiyuki ITO, Shouzaburo TOYODA

This paper gives the present status and future plan of our waste treatment system, focusing R&D activities as follows.

- Plasma-Induction Melting System
- Waste recycling system
- Tannix Liquid Waste Treatment System

#### New Decontamination Method with Pulse Laser for Organic Materials

Yukio IWASAKI, Kunio HARA, Hidehiko MIYAO,  
Shouji NAKAZAWA, Minoru UEHARA,  
Toshiyuki ITO, Shouzaburo TOYODA  
J.RANDEC, No22 (Aug. 2000) page 35 ~ 51, 12 Figures, 7 Tables

For the decommissioning of nuclear facilities, decontamination of an equipment and a building should be carried out to reduce the release of radioactive material and to facilitate waste management as well. Decontamination

of organic paints on the floor and the wall of the building and the surface of the equipment is also very important issues. Usual decontamination methods, such as chemical process using organic solvent or inorganic acid, physical method using blasting or brushing bring the voluminous and hard manageable secondary waste due to chemicals and abrasives.

Decontamination method using laser technology has the advantage of very small secondary waste and is suitable for remote decontamination as well. In the present experiment the decontamination with kaser and its removal ability, characteristics of decomposition and laser transmission by optical fiber have been studied and, decontamination of organic materials with pulse YAG laser will be available after development of high power laser in future.

The present study has been performed on consignment to RANDEC from the Science and Technology Agency of Japan.

## SUMMARIES

A summary of The International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management

Yutaka KAWAKAMI

J.RANDEC, No22 (Aug. 2000) page 3 ~ 6

The International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management took place in Cordoba, Spain, from 13 to 17 March 2000. The Conference was organized by IAEA, in co-operation with the EC, NEA of the OECD and the WHO, and hosted by the Government of Spain. More than 300 senior officials and scientists from 55 Member States and 6 international organizations attended the Conference.

The relevant policies and activities of the IAEA, the EC, NEA of OECD and the WHO were noted.

The International Commission on Radiological Protection (ICRP) has approved three new documents containing recommendations for the safe management of radioactive waste, Publication 77, Publication 81 (in press) and Publication 82 (in press).

As the safety of radioactive waste management is a radiation safety issue and the ICRP's recommendations are taken into account universally, these new documents will be of great value in further developing and strengthening the body of international safety standards.

The conclusions of the conference are as follows. Radioactive waste already exists, and to do nothing with it is not an acceptable option. The present generation has a duty to avoid saddling future generations with undue burdens. The present generation must therefore do all it can to design and implement viable solutions for the safe management of radioactive waste without depriving future generations of the opportunity to take decisions based on their views of acceptability. In each country, it is the responsibility of the government to create the legislative framework and take the political decisions necessary for the implementation of a national policy for the safe management of radioactive waste.

Decommissioning plan and current status of research reactor JRR-2

J.RANDEC, No22 (Aug. 2000) page 7 ~ 20, 7 Figures, 4 Tables, 5 Photos

Masao BANBA

Japan Research Reactor No. 2 (JRR- 2 ),heavy water moderated and cooled tank type research reactor with maximum thermal power of 10MW,was used over 36 years, and was permanently shut down in December, 1996. Afterward, dismantling report was submitted to the STA, and dismantling was begun in 1997.

Decommissioning of JRR-2 is planned in 11years, and the program are divided into 4 phases. Phase 1 and 2 had already been completed, phase 3 is started at present. Reactor will be removed in phase 4 by one piece removal technique.

The reactor building is planned to use effectively as a hot experimental facilities after decommissioning. For ensuring safety under decommissioning, detailed examination on work method, exposure and radioactive waste quantities is executed on each dismantling in advance. On exposure of worker in phase 1 and 2, it was achieved to control lower than the estimate. How to treat tritium contamination also becomes an important problem to achieve ensuring safety. On primary cooling system and reactor building concrete, various investigation and examination is being advanced aiming at phase 3 and 4.

Developing Technologies of Mitsubishi Materials Corporation for Nuclear Waste Treatment

Akio UMEMURA, Kenji TAKAHASHI, Ryohei MORI, Minoru MURATA, Hiroyuki UEKI, Yasuyuki NAKATO  
J.RANDEC, No22 (Aug. 2000) page 21 ~ 34, 22 Figures, 5 Tables

Mitsubishi Materials Corporation has been conducting R & D ,engineering and operating in the field of nuclear fuel cycle technology for more than 30 years, from mining and processing uranium to reprocessing spent fuel and waste management. We have gained experiences in the waste treatment system in these activities, pre-treatment, decontamination, volume reduction, cement solidification, transportation, recycling and disposal.

## 次世代FBRサイクルシステムとデコミショニング技術



核燃料サイクル開発機構  
理 事 大 和 愛 司

最近、アメリカ・ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム処分の対ロシア支援・技術協力のために、ロシアへ出張する機会が多くなった。支援・協力の目的は日本・アメリカ・ロシア三国により余剰核兵器解体プルトニウムを乾式処理一バイパック法によりMOX燃料にし、これを濃縮ウラン燃料に置き換えて高速増殖炉BN-600に装荷、燃焼させようというものである。ブランケットを反射体に置き換え、增殖性を除いて、年間処理できるプルトニウム量は20%ハイブリット炉心で約0.3ton, 全MOX炉心では1.3tonと試算されている。

さて、ロシアに出張した折、原子力省原子炉局長から今年5月に策定された原子力開発戦略の内容を伺った。それによるとロシアの原子力発電規模は約21GWeであるが、新規の建設を行なわず、寿命延長を図っても漸減する。他方、電力需要をまかなうためには環境問題から天然ガスが有力だが、その輸出価格は国内価格の4倍と言われ貴重な外貨獲得源となるので原子力に優位性がある。そこで、2030年までに約60GWeまで増やすと言うアグレシブなものである。これは単に現行のVVER (PWR型) の新設のみならず、ロシアでこれまでに蓄積された核燃料サイクル関係技術を駆使して、鉛冷却型およびNa冷却型の高速炉に連結したクローズトサイクルを目指してもいるのである。

アメリカでは過去15年間にわたり新規の原子力発電所の建設は行なわれていないが、103基の原子力発電所が稼動中である。と言うことはこれらの原子炉はほとんど全て原価償却が終了し、メンテナンス費用と燃料費で発電していることを意味している。近年のアメリカの原子力関係のニュースは原子力発電所の売買が主になるなどの嘆きも聞かれたが、それも、このような事情から、最も安価な電源の1つと考えられて取引されているのである。しかし、これらの炉にはいずれ寿命が来ることは自明でありそのデコミショニングと共に新規電源の開発が求められている。アメリカはこのような状況からの脱却に新政策としてNERIが昨年発効し、不拡散性の高い次世代炉を中心とした研究が活発化してきている。

我国でも、昨年夏から、サイクル機構において電力各社の協力を得てFBR実用化戦略調査研究を開始した。この理念は、種々紹介されているので、詳しくは触れないが、安全性、不拡散性、経済性、環境負荷低減の同時達成にあり、技術完成度の高い、次世代型FBR新サイクルをねらったものである。

以上、ロシア、アメリカ、日本三国の原子力研究開発の先端を述べたが、いずれも共通した理念と方向性を有しており、今後の原子力開発の主流であろう。ここで、我々は次世代の原子力開発に反映すべき、これまでの経験と技術を忘れてはならないと思う。その1つは廃棄物処分問題と整合したデコミショニングシステム技術である。次世代サイクルといえども、寿命が必ずあり、その時廃棄物の処分を含め、安全、効率的かつ経済的に解体・リプレースできなければならない。これまでに培ってきたデコミショニング技術を廃棄物処分方策と整合させつつ、整理・統合化(システム化)し、次世代のあるべき原子力サイクルシステムの設計に反映できるように留意しておくことも我々の重要な使命であると思う。

## 放射性廃棄物管理の安全に関する国際会議について

川上 泰

### *A summary of The International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management*

Yutaka KAWAKAMI

The International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management took place in Cordoba, Spain, from 13 to 17 March 2000. The Conference was organized by IAEA, in co-operation with the EC, NEA of the OECD and the WHO, and hosted by the Government of Spain. More than 300 senior officials and scientists from 55 Member States and 6 international organizations attended the Conference.

The relevant policies and activities of the IAEA, the EC, NEA of OECD and the WHO were noted.

The International Commission on Radiological Protection (ICRP) has approved three new documents containing recommendations for the safe management of radioactive waste, Publication 77, Publication 81 (in press) and Publication 82 (in press).

As the safety of radioactive waste management is a radiation safety issue and the ICRP's recommendations are taken into account universally, these new documents will be of great value in further developing and strengthening the body of international safety standards.

The conclusions of the conference are as follows. Radioactive waste already exists, and to do nothing with it is not an acceptable option. The present generation has a duty to avoid saddling future generations with undue burdens. The present generation must therefore do all it can to design and implement viable solutions for the safe management of radioactive waste without depriving future generations of the opportunity to take decisions based on their views of acceptability. In each country, it is the responsibility of the government to create the legislative framework and take the political decisions necessary for the implementation of a national policy for the safe management of radioactive waste.

#### 1. はじめに

IAEAが主催し、欧洲委員会(EC)、OECD／NEA、世界保健機構(WHO)の共催、スペイン政府が原子力安全委員会(CSN)、放射性廃棄物公社(ENRESA)、スペイン電力工業会を通じて支援する標記会合が平成12年3月13日から17日までコルドバにおいて開催された。参加

者は61ヶ国8国際機関(グリーンピース及びニュークレオニックス・ wiークを含む)から388名の登録があった。日本からはパネリストとして東京大学鈴木篤之教授、日本原子力研究所向山武彦特別研究員、プログラム委員会委員として川上、核燃料サイクル機構(2名)、法務省(2名)、原子力安全研究協会等から10名の参加があった。

この会議の目的は放射性廃棄物管理の安全に関

する国際的な共通認識の醸成と使用済み燃料の安全及び放射性廃棄物の安全に関する総合条約の批准の促進にある。

## 2. 会議概要

会議冒頭、スペイン政府代表及びWHO、IAEA事務局（A. ゴンザレス放射性廃棄物、放射線安全部長）からの挨拶があった。

本会合では各国からのレポートを集約してキーノートスピーカーによる報告とそれに基づく討論、パネルディスカッション形式のラウンドテーブル及び招待講演で構成されている。

バックグラウンドセッション1においては、放射性廃棄物管理の安全原則及び関連するICRP及びWHO等の基準、勧告についての考え方等についての説明が行われた。このうち、ICRPのR. クラーク委員長によるICRP勧告80（長期的被ばくに対する公衆の防護）およびICRP勧告81（長寿命固体廃棄物処分の放射線防護に関する勧告）について考え方の説明があり、新しい放射線防護の考え方、特にICRP勧告81では放射性廃棄物の処分に関する放射線防護の考え方が検討されていることが報告された。この勧告は2000年中に公表される予定で、従来の放射線防護の基本的な原則である被ばくの正当化、防護の最適化、線量限度から、介入（intervention）を取り入れた防護体系に変えようとするものであり、注目に値するものである。

バックグラウンドセッションの招待講演では米国NRCのG. デイカス委員の講演があった。

テクニカルセッション1では放射性廃棄物管理施設の立地における安全課題として、使用済み燃料を含む高レベル廃棄物処分場の立地を進めているフィンランドの例、公衆との関わり合い、公衆の受容性（PA）等について検討が行われ、小さな原子力プログラムを持つ国（small country）については国際処分場も良いアイデアであること、国の廃棄物政策の安定性の必要性などの意見が述べられた。

ラウンドテーブル1では立地政策の制定過程における関連機関の参加について検討が行われ、日本からは東京大学の鈴木篤之教授がパネルメンバーとして参加した。科学と公衆との対話が重要で

あり、言葉（用語）の問題などがある。例えば、「リスク」については理解の仕方、他のリスクとの比較の問題などがある。また、地方政府と中央政府との関連については、政策を決定するのは中央政府であり、それ故、立地政策を決定するのは地方政府ではないとの指摘もあった。

テクニカルセッション2では法律的及び一般的放射線安全上の要件について検討が行われ、「安全条約」の位置付け、関連する他の条約（convention）、海洋汚染に関する条約（1992年）、海洋汚染のアセスメントに関する条約（1991年）等についての概要の報告があった。

既存の原子力施設及び過去の行為（practice）について「安全条約」第12条に基づいて使用済み燃料及び放射性廃棄物管理施設の安全性についてレビューし、改善を行った事例についてアメリカから報告があった。ウラン及び製錬尾鉱<sup>※</sup>によって汚染されたウラン採掘場での修復、1970年代にTRU廃棄物を浅地中埋設処分したサイトのモニタリング実施等である。多くの国で同様な問題があり、「安全条約」第12条はこれらに対して論理的な根拠を与えるものとしている。検討において介入時の線量基準について質問があり、リスクレベルで $10^6 \sim 10^4$ で対応しているとの回答があった。

ラウンドテーブル2では長期安全性と法律の関連について検討が行われた。放射性廃棄物処分の長期安全性については原子炉の規制と異なる部分がある。規制のための線量基準等の数値は本質的なものではなく、その背後にある事実が重要であるとの指摘（前ICRP委員長D. ベニソン氏）もあった。

テクニカルセッション3では放射性廃棄物の処分前管理の安全要件についての検討が行われた。「規制管理からの放射性物質の移転」と題して、クリアランス、規制免除についての考え方の概要が報告された。放射性廃棄物のクリアランスについては、一般的な内容であったが、NORM（Natural Occurring Radioactive Materials）にクリアランスを適用するに際しては、人工的な放射性物質として規制することのはず及びその根拠の問題、国際貿易との関連の問題がある。規制除外（exclusion）として1 mSv/y、規制免除には介入規制免除レベルを適用し、核種毎のレベルを設定し

<sup>※</sup> 尾鉱（びこう）：選鉱の際に、有用成分の多いものを選択した後の低品位の鉱石

て、それ以下では規制は実施しない（事業者の自主規制）という提案（N R P BのJ. クーパー氏）があった。このN O R Mについて従来の放射性物質の規制の枠組には含まれていない問題であり、今後の議論の展開を注目すべき課題であると思われる。

ラウンドテーブル3では放射性廃棄物の処分前管理における検討すべき安全要件として希釈、リサイクリング、群分離、核変換等の検討が行われた。このラウンドテーブルには核種変換の専門家として日本原子力研究所の向山特別研究員が参加した。クリアランスについては無条件クリアランス、条件付クリアランスの問題、核種変換については、現在、検討されている地層処分に対する唯一のオプションであること、地層処分との共存性等が説明された。また、I A E AのB S S (Basic Safety Standard)とI C R Pとの関係が議論され、I C R Pは、例えば、規制除外のクライテリアを設定している訳ではなく、放射線防護の要件を勧告している。他の国際的なR基準等で具体的な適用が記述されているとの説明があった。

テクニカルセッション4では放射性廃棄物の浅地中処分の安全要件として採鉱、製錬の残滓を含め、議論が行われた。ウランの採鉱等に関わる廃棄物は1940年代に急増し1950年代には健康上の問題が指摘された。法律的な規制が始まったのは1970年代の後半である。この分野に相当する廃棄物にはウランから石油、石炭に及んでいる。関連するサイトの修復は必要であり、非ウラン廃棄物も考慮する必要がある。将来世代の問題、現行規制との不整合の問題もある。

浅地中処分場に関する安全確保については $10\mu$ Sv/y、 $1mSv/y$ 、 $10mSv/y$ （介入レベル）などの基準の複雑さについて議論があり、信頼性の確立に支障があるとの指摘があった。

ラウンドテーブル4では浅地中処分に関する課題の検討においては、制度的管理を中心に議論が行われ、浅地中処分と制度的管理の組み合わせと地層処分の対比について、主として費用の観点から議論があり、必ずしも地層処分が高価ではないとする意見もあった。オランダは浅地中処分は無理であり、100年程の貯蔵の後、「国際処分場」への処分を考えているとのことであった。

テクニカルセッション5では地層処分の安全要件について検討し、高レベル廃棄物はそれを発生させた世代が処分を行うべきこと、倫理的な配慮が必要なこと、原子力利用とは切り離して、世代間でその責任を明確にすべき他の廃棄物など同様に考えるべきとの指摘もあった。また、「貯蔵」は処分の代替案にはなり得ないとしている。再取りだし性 (retrievability/reversibility)については安全のペナルティーであるとする意見もあった。使用済み燃料に関する「保障措置」は長期間のモニタリングに関連して制度的管理と共存し得る。国際処分場については「Small Country」には有効な考え方であるとしている。

安全評価については、人間侵入シナリオは他のシナリオと分けて議論すべきであるとしている。

信頼性の構築については信頼は結果であり、このための努力が必要、N I M B Y (Not In My Back Yard)は地域化、国際化しているとの意見もあった。

ラウンドテーブル5では国際処分場の見通しについて議論が行われた。パネリストとして出席予定であった東京大学鈴木教授は所用により欠席した。この議論においては地域的、例えば、アメリカの州または数州の連合体(compact)を含めて議論された。明確な結論は出なかったものの、「small country」には有効との意見が多く出された。また、使用済み燃料の貯蔵、処分についてリトアニアなど旧ソ連圏の国々には必要との意見があった。

ラウンドテーブル6では再取りだし性に対する非可逆性の安全との連係について検討が行われた。再取りだし性の議論の必要性については広く認識されていること、古い処分場でラドンガスの発生などの環境影響があれば対策として考えるべきであること、フランスでは可逆期間(reversible period)として100年間を定義していること、キャスクの劣化した段階で可逆期間の終了とするなど、国によって多様な意見、提案があった。この問題については、現状では結論を出せる状況ではなく、安全性、P Aなどとの関連において、今後検討が進められるものと考えられる。

ラウンドテーブル7では貯蔵対処分の安全との連係について議論が行われたが、論点が定まら

ず、使用済み燃料の貯蔵の議論にまで発展したため、注目すべき結論はなかった。テクニカルセッション6では不使用放射線源の安全管理について検討が行われた。この問題は医療、工業等の分野で使用された密封線源の利用終了後の安全管理に関するものである。1983年にメキシコでの事故があり、米国にも影響が波及した。1998年にトルコ、スペイン、2000年にはタイで事故があった。いずれも使用済みの医療器具などを解体した際に放射線源が回収されず、スクラップとして溶解された事故である。この他にも放置された線源を放射線源であることを知らずに解体したことによる被ばく事故が発生している。医療用照射装置を輸入した途上国などにおいて、放射線に関わる規制インフラストラクチャがなく、使用後の放射線源の処理処分が行われていないことが原因であり、対応としては規制インフラストラクチャの強化、情報の交換、教育訓練、国際的な「下取り」制度が必要とされた。また、これらの線源をボーリング孔に処分するボアホール処分の考え方についても説明された。結論としては、不使用放射線源は重度な被ばくの原因となることから、放射線防護の安全基準(BSS)の遵守、国際条約に基づく国際管理のプログラムをIAEAを中心に推進すること、製造者の役割(role)、処分システムの整備などが必要とされた。

テクニカルセッション7及びラウンドテーブル9では放射性廃棄物の国際間の移動について議論が行われたが、透明性の確保が必要との指摘はあったものの、新規の提案等はなかった。

テクニカルセッション8では各セッションの議長により検討結果の総括が行われた。

招待講演においては米国DOEを代表して、ウィーン駐在米国代表部のJ.リッチ大使による米国の放射性廃棄物対策について講演があった。

閉会式においては本会合の委員長を務めたスペイン原子力安全委員会のJ.キンデラン氏、IAEAのM.エルバラディ事務総長、スペインエネルギー省長官J.セラ氏により、それぞれ30分以

上にわたり、エネルギー問題、地球温暖化の問題、原子力エネルギーの利用、放射性廃棄物管理の重要性等について講演が行われた。

### 3. エル・カブリル (El Cabril) 放射性廃棄物処分場

会議の見学コースで、スペインの放射性廃棄物処分場であるEl Cabrilのサイトを見学した。El Cabrilはスペインの南部アンダルシア地方、コルドバの北西約60kmの山中にあり、スペイン廃棄物公社ENRESAが運営する。施設は低レベル廃棄物の圧縮処理施設、焼却処理施設等の処理施設及び浅地中埋設施設があり、コンクリート容器中にドラム缶を3行3列2段で収納し、コンクリートピットに埋設する。このため、このユニット単位での再取り出し性も考慮されている。スペインでは1998年、使用済み線源の溶融事故があり、回収した大量の汚染金属が仮設の施設に収納されているのが印象的であった。

### 4. まとめ

今回の会合においては「国際条約」を念頭において放射性廃棄物の安全管理が議論されたが、放射性廃棄物の安全管理については技術的な新しい提案はなかった。これは各国において、特に、高レベル廃棄物については地層処分の実施に向けて具体的な努力が行われている段階にあり、結論的には現状の総括にとどまったものと考えられる。しかしながらフィンランド、スウェーデン、フランス、アメリカなどにおいて高レベル廃棄物の処分のための地下実験室の建設、立地合意の形成等、実務的な進展がある。

国際処分場については原子力計画の規模が小さい国々においては有効な方策とされたが具体的なプログラムの検討などには至っていない。また、再取りだし性、可逆性に関しての国際的に合意された概念の構築のためには、今後のさらなる議論が必要と思われる。

以上

## 研究炉「JRR-2」の解体計画と現状

番場 正男

### *Decommissioning plan and current status of research reactor JRR-2*

Masao BANBA

Japan Research Reactor No. 2 (JRR-2), heavy water moderated and cooled tank type research reactor with maximum thermal power of 10MW, was used over 36 years, and was permanently shut down in December, 1996. Afterward, dismantling report was submitted to the STA, and dismantling was begun in 1997.

Decommissioning of JRR-2 is planned in 11 years, and the program are divided into 4 phases. Phase 1 and 2 had already been completed, phase 3 is started at present. Reactor will be removed in phase 4 by one piece removal technique. The reactor building is planned to use effectively as a hot experimental facilities after decommissioning. For ensuring safety under decommissioning, detailed examination on work method, exposure and radioactive waste quantities is executed on each dismantling in advance. On exposure of worker in phase 1 and 2, it was achieved to control lower than the estimate. How to treat tritium contamination also becomes an important problem to achieve ensuring safety. On primary cooling system and reactor building concrete, various investigation and examination is being advanced aiming at phase 3 and 4.

#### 1. はじめに

Japan Research Reactor No.2 (JRR-2) は、昭和35年に初臨界に達して以来、36年間運転を続け、平成8年12月19日に恒久運転停止した。その後、平成9年5月に解体届を提出し、同年8月より解体工事に着手した。解体は平成9年から19年にかけて4段階に分けて実施する計画であり、原子炉本体は一括解体し、原子炉建家はそのまま残して、現在のところ、研究施設として有効利用する計画である。

現在、その工事計画のうち第1段階及び第2段階の工事を終了し、第3段階の工事準備を進めているところである。本報では、JRR-2の解体計画と現状について紹介する。

#### 2. JRR-2 の概要<sup>1)</sup>

JRR-2は、米国アルゴンヌ国立研究所のCP-5型原子炉を原型とした熱出力10MW、濃縮ウラン燃料、重水減速非均質型の研究用原子炉である。昭和35年10月1日に臨界となり、昭和37年10月定格出力10 MWを達成し、昭和38年10月から共同利用を開始した。

実験利用設備には水平実験孔、熱中性子柱があり、インパイルループ実験装置、中性子ビーム実験装置を設置し、各種照射実験、中性子ビーム実験及び医療照射(BNCT)等広範囲に利用されてきた。また、照射利用設備には、垂直実験孔、炉心内照射装置、気送管照射装置があり、工業用、医療用等のRI生産、原子炉燃料及び材料照射、半導体素材の生産(シリコンドーピング)及び放射化分析等に利用してきた。

このように、JRR-2は、36年間にわたり原子力の研究、開発の広範な分野及び人材の育成に多大

の貢献をしてきたが、当初の目的を達成したこと、医療照射については改造後のJRR-4で継続実施できる見通しが得られたこと及び45%濃縮ウラン燃料の新規入手が困難なことにより、平成8年12月19日に恒久運転停止した。平成9年5月に

科学技術庁に解体届を提出し、現在、解体計画に基づき解体工事を実施している。

JRR-2原子炉施設の概要図をFig. 1に、概念図をFig. 2に示す。

## ■JRR-2建屋全景



## ■原子炉建屋鳥瞰図

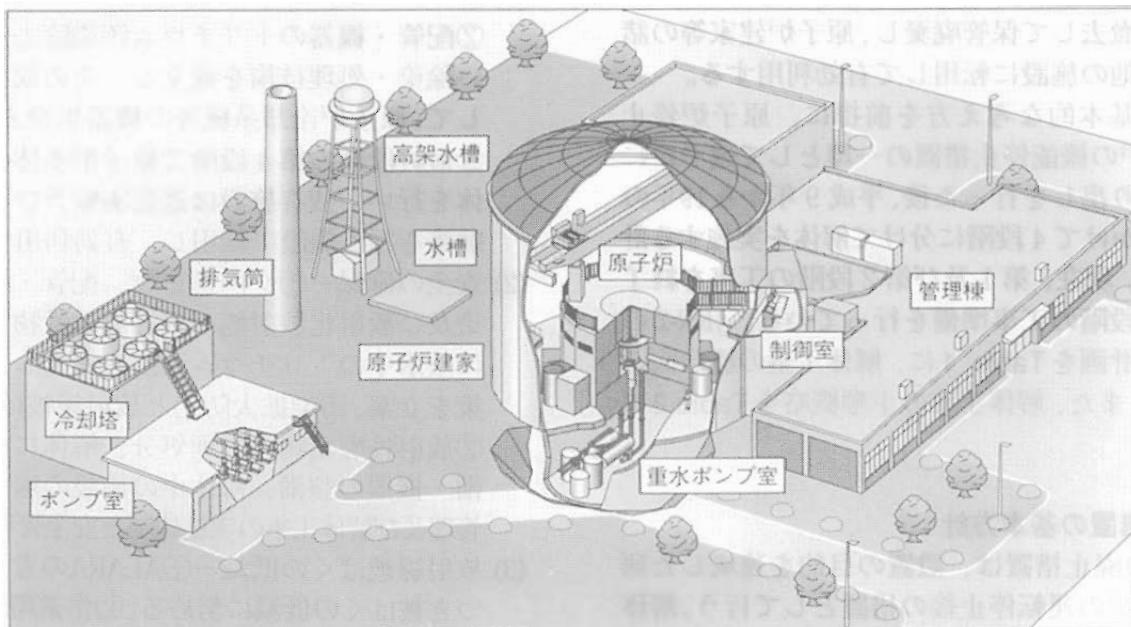


Fig. 1 Outside view of JRR-2 and Bird's-eye view of the Reactor Building before dismantling

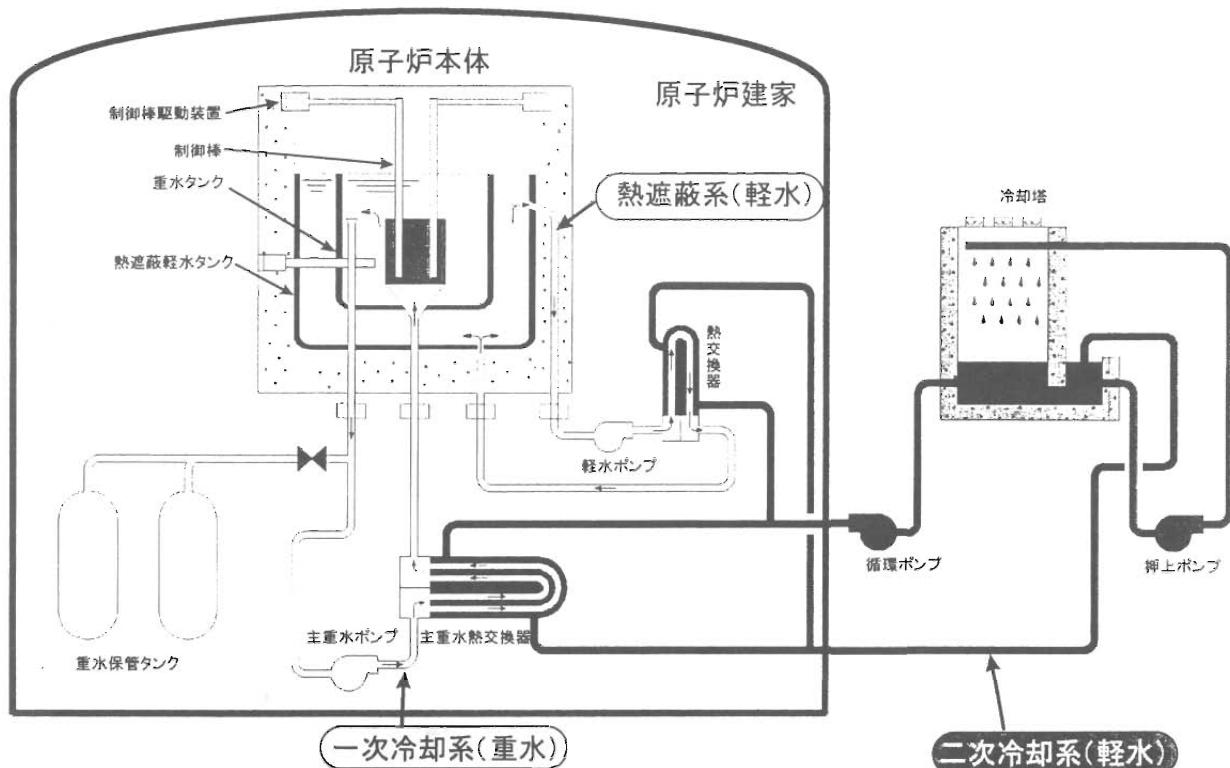


Fig. 2 JRR-2 schematic figure

### 3. 廃止措置の基本方針と解体計画<sup>2) 3) 4) 5)</sup>

廃止措置の実施にあたっては、我が国原子炉施設の廃止措置の基本方針を参考し、安全の確保を大前提に、地域社会と協調を図りつつ、原子炉設置者の責任において、原子炉本体及び原子炉冷却施設等を撤去して保管廃棄し、原子炉建家等の諸施設は、他の施設に転用して有効利用する。

以上の基本的な考え方を前提に、原子炉停止後、原子炉の機能停止措置の一環として速やかに燃料の取り出しを行った後、平成9年から19年の11年間にかけて4段階に分けて解体を実施する計画である。現在、第1及び第2段階の工事を終了し、第3段階の工事準備を行っている。JRR-2の解体工事計画をTable 1に、解体工事の概念図をFig. 3に、また、解体工事の手順概略をTable 2に示す。

#### 3.1 廃止措置の基本方針

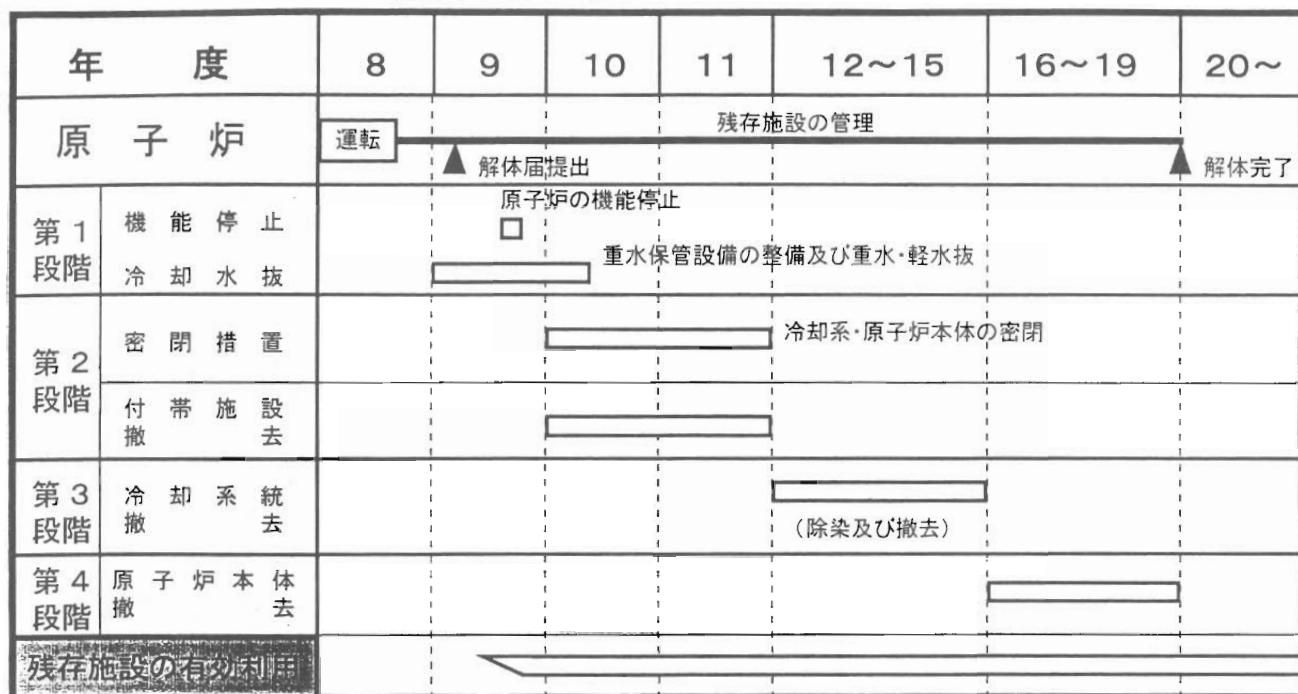
JRR-2の廃止措置は、設置の目的を達成した研究用原子炉の運転停止後の措置として行う。解体にあたっては、「原子炉施設の解体に係る安全確

保の基本的考え方—JPDRの解体にあたって—」(昭和60年12月19日、原子炉安全委員会決定)を参考にしつつ、安全かつ合理的に行なう。

このような前提に立脚し、以下の基本的考え方(要旨)に従いJRR-2原子炉施設の廃止措置を進める。

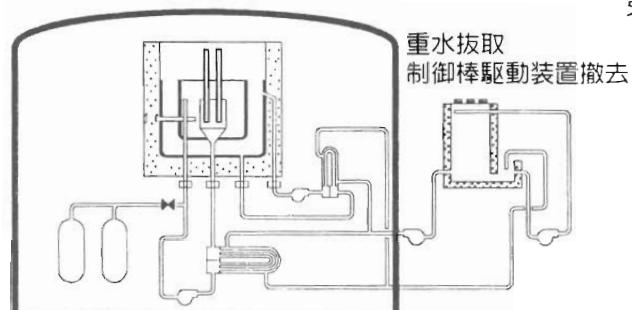
- (1) 解体工事—①解体工事を4段階に分けて行う。
  - ②配管・機器のトリチウム汚染除去試験を行い除染・処理技術を確立し、その成果を応用して、原子炉冷却系統等の機器類撤去を行う。
  - ③最終段階の第4段階で原子炉本体の一括解体を行い、残存施設は遮蔽実験及びホット実験等を行う施設に転用し、有効利用する。
- (2) 安全の確保—①炉内構造物、配管・機器の汚染及び放射化放射能(残存放射性物質)並びに重水中のトリチウム濃度を考慮した安全対策を立案、汚染拡大防止と放射線被ばく防止。
- (3) 放射線被ばくの低減—①ALARAの考え方に基づき被ばくの低減に努める。②作業環境の放射線モニタリングの実施、残存放射性物質の量

Table 1 JRR-2 decommissioning program



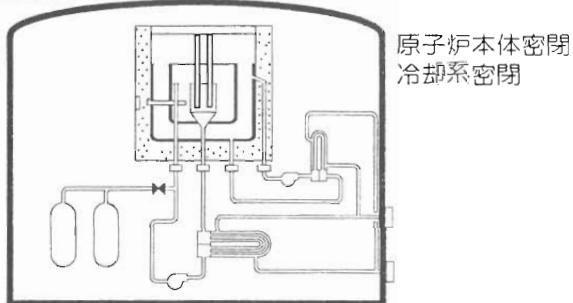
注) 本工程は予算措置の推移等によって変更されることがある。

### 第1段階



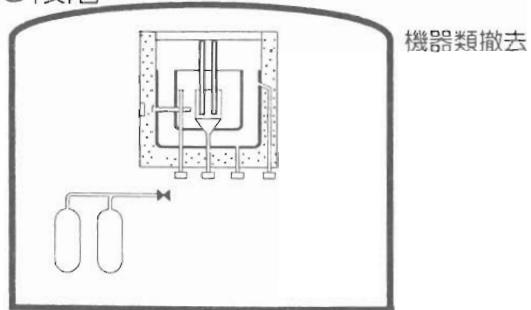
機能停止・冷却水抜

### 第2段階



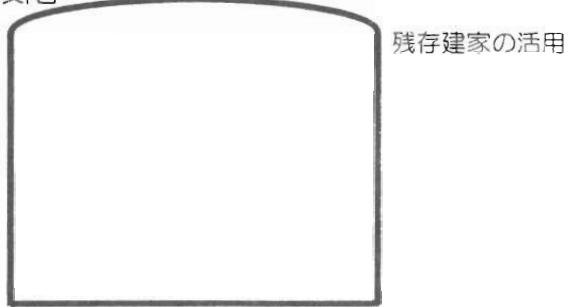
密閉措置

### 第3段階



冷却系撤去

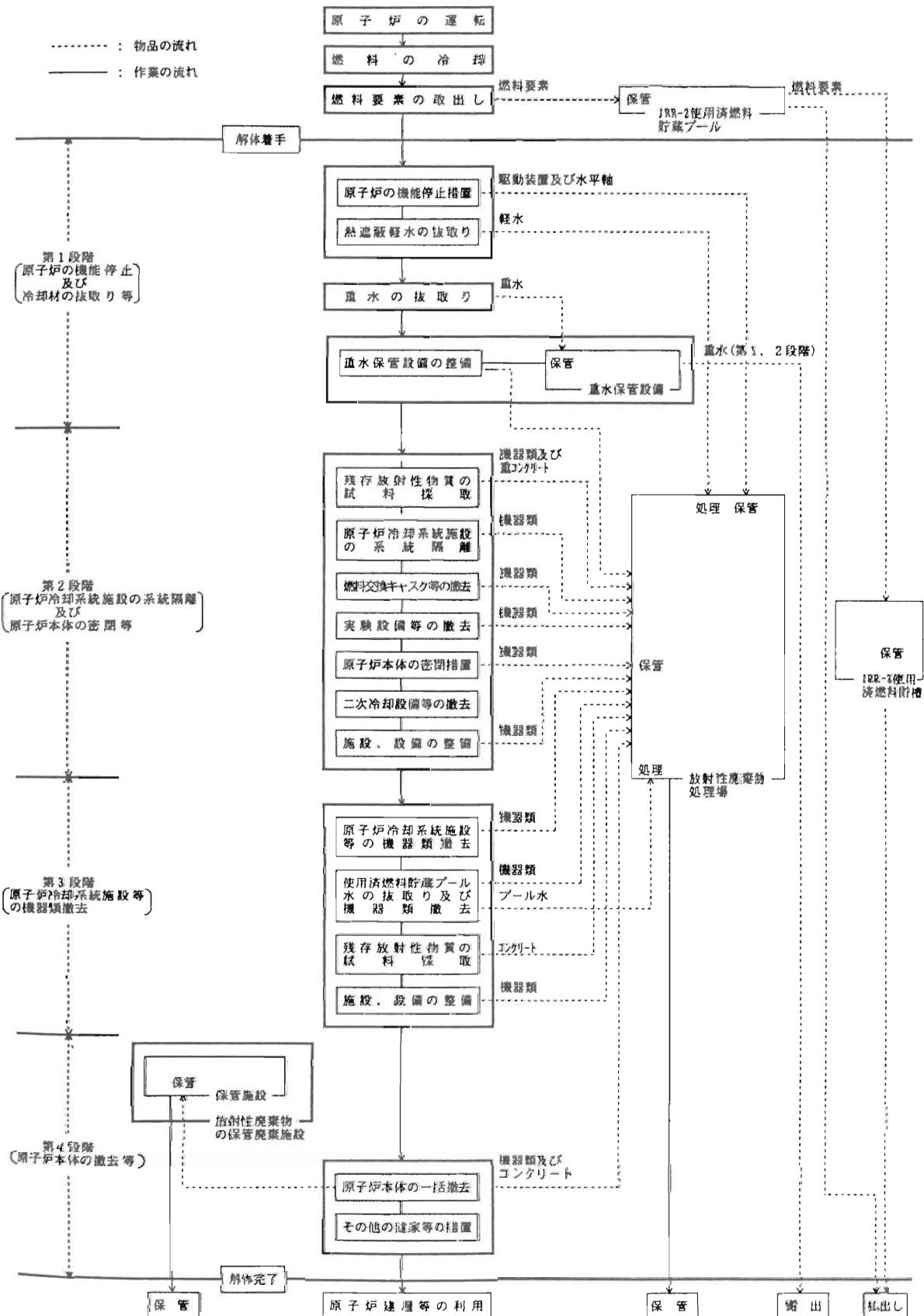
### 第4段階



原子炉本体撤去

Fig. 3 Concept Figure of JRR-2 decommissioning

Table 2 Procedure of JRR-2 decommissioning



及び放射性廃棄物の放射能を評価し、作業計画の立案に資する。特に、炉心直下の高線量部の作業等においては、遮蔽措置、遠隔操作等の措置を講ずるなど、作業方法、手順等を十分検討する。

- (4) 汚染拡大の防止—①一次冷却設備等の高汚染部の解体工事にあたっては、あらかじめ汚染除去のうえ、拡大防止囲い及び局所排気装置の設置等の汚染拡大防止措置を行う。②以上のものの運搬時は、所定の容器に収納して行う。
- (5) 作業の安全対策—①機器・設備の解体工事においては、事故の誘引となる人為事象及び自然事象に留意し、労働災害の防止対策及び作業計画を立案し、安全確保に必要な措置を行なう。②重水及び熱遮蔽軽水の抜き取り、運搬・移動にあたっては、漏洩防止対策を講ずるとともに、立会い、漏洩検出器等による監視を行ないながら実施する。③重量物及び高放射能を有する機器類の撤去及び廃棄作業においては、十分な能力を有する機材及び遮蔽材並びに収納容器を使用する。必要に応じて訓練又は試行試験を行なうなど、安全対策の徹底を図る。
- (6) 核燃料物質—使用済燃料要素は、米国に再処理のため引き渡す。
- (7) 重水の処分—JRR-2の保管設備（一部JRR-3）で保管後、原研の他の施設又は海外に搬出する。

- (8) 放射性廃棄物の処理処分—①発生量の低減に努める。②気体及び液体廃棄物の処理処分は、原子炉運転中と同様の取扱い。③固体廃棄物は放射性レベルに応じ区分、減容処理等を考慮し適切に保管する。
- (9) 施設の維持管理—解体中にあっても、機器ごとに要求される機能を維持することが必要なものは、その機能を満足するよう管理する。

### 3.2 解体計画

- 1) 第1段階：原子炉の機能停止及び冷却材の抜き取り等（平成9年度）

原子炉の機能停止のため、再度、炉心内の全ての燃料要素が使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料収納ラックに収納されていることを確認後、制

御棒駆動装置の取り外しを行い、内蔵する放射性物質の放出・漏洩などの予防及び放射線防護の観点から、冷却材である重水及び軽水の抜き取りを優先で実施する。

- 2) 第2段階：原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉措置等（平成10～11年度）

原子炉本体周辺に設置してある中性子ビーム実験装置等の実験・照射設備の撤去を行った後、原子炉開口部の遮蔽及び密閉措置を実施（IAEA Stage 1 密閉管理相当）し、非管理区域に設置してある二次冷却設備、高架水槽、非常用室等を撤去する。

この段階を終了した以降、当分の間、原子炉本体（重水タンク及び生体遮蔽を含む）及び原子炉冷却系統施設を適切に密閉管理しつつ、原子炉建家を遮蔽実験、大型ホット実験等のために有効に活用する。このため、放射線管理施設、換気設備、電源設備、給排気設備等については、設備の維持及び監視を行うため、必要な整備を行う。

- 3) 第3段階：原子炉冷却系統施設等の機器類撤去（平成12～15年度）

解体に伴って発生する多量の放射性廃棄物の原研内廃棄物処理施設での受け入れ計画等の見通しを待って、汚染除去試験等の成果を応用しつつ原子炉冷却系統施設等を撤去する（IAEA Stage 2 遮蔽隔離相当）。また、第4段階の工事に先立って、重水保管設備に保管してある重水を原研内の他の施設又は外国に搬出する（後述するように、重水の搬出は第2段階に繰り上げ実施した。）。

- 4) 第4段階：原子炉本体の撤去等（平成16～19年度）

最終段階の第4段階では、現在のところ原子炉本体を一括解体工法により原子炉建家から切り離し、保管廃棄する予定である（IAEA Stage 3 解体撤去相当）。なお、残存する原子炉建家、燃料貯蔵庫、排気筒、放射性廃液貯槽、実験準備建家、一般居室建家及び付属倉庫については、他の施設に転用し有効利用する。

### 4. 解体工事の経過

#### 4.1 第1段階の解体工事

第1段階の解体工事は、平成9年8月25日に開始し、平成10年3月31日に終了した。解体工事

では、先ず、原子炉の機能停止のため、制御棒駆動装置及び水平軸を撤去して制御棒の機能を停止した後、熱遮蔽軽水の抜き取りを行い、続いて炉心及び一次冷却系統施設内の重水を抜き取った。

抜き取った重水の一部は、JRR-3の重水保管タンクに運搬・保管し、残りは冷却系統設備の貯蔵タンク3基（重水、軽水、非常用重水系統の貯蔵タンク）を系統から切り離し、保管設備として整備した重水保管設備に保管した。

#### 1) 原子炉の機能停止措置

炉心燃料の抜き取りは平成9年1月に終了しており、原子炉の機能停止措置として制御棒駆動装置（6式）及び水平軸（6式）を撤去した。撤去した制御棒駆動装置及び水平軸は、放射性廃棄物としてドラム缶に収納し、所内の放射性廃棄物処理施設へ搬出した。

制御棒駆動装置及び水平軸の撤去後、燃料要素の再装荷及び制御棒の引き抜きができないように、炉上面の燃料孔及び制御棒孔に封印蓋を設置し施錠した。Photo 1に燃料孔及び制御棒孔封印蓋取り付け状況を示す。

#### 2) 軽水の抜き取り作業

原子炉の冷却材として使用していた熱遮蔽軽水約10m<sup>3</sup>を熱遮蔽軽水系内から抜き取る作業を行なった。

作業の実施にあたっては、熱遮蔽軽水中の放射性物質を除去するため、既設の軽水フィルタ及びイオン交換樹脂塔でろ過・精製した後、廃棄液用タンクに移送し、廃液運搬車に詰め替え放射性廃

棄物処理施設に運搬した。

#### 3) 重水保管設備の整備

原子炉の一次冷却材及び減速材として使用した重水をJRR-2原子炉施設内で安全に保管・管理するため、既設の重水貯蔵タンク、軽水貯蔵タンク及び非常用重水貯蔵タンクを原子炉冷却系統から切り離し、重水保管設備として整備した。

#### 4) 重水の抜き取り及び運搬

重水の抜き取りは、重水炉心タンク及び一次冷却系統のドレン弁よりドレンタンクを経て既設のポンプ及びエゼクターで、整備した保管設備に抜き取った。

抜き取った重水約15m<sup>3</sup>のうち、約5m<sup>3</sup>はJRR-3へ運搬するため既設の重水精製系によりトリチウム以外の放射性物質及び不純物を取り除いたのち、運搬容器（ステンレス製200リットルドラム缶）30本（延べ本数）に詰め替えた。

重水を詰めた運搬容器は保護容器（ドラム缶5本／基）に収納し、運搬車でJRR-3に放射性物質所内運搬規則に基づき運搬し、保管した。

### 4.2 第2段階の解体工事

平成10、11年度に第2段階の解体工事を実施した。主な項目は、①残存放射性物質の試料採取、②原子炉冷却系統施設の系統隔離、③燃料交換キャスク等の撤去、④重水の搬出、⑤実験設備等の撤去、⑥原子炉本体の密閉措置、⑦二次冷却設備等の撤去、⑧放射線管理施設の一部撤去等である。

#### 1) 残存放射性物質の試料採取

残存放射性物質の量を実測データに基づき再評価するため、生体遮蔽層、中央実験孔及び原子炉冷却系統施設等から測定試料を採取した。

##### (1) 生体遮蔽層の試料採取

生体遮蔽層1箇所（炉壁面#I1）について、コアボーリングにより原子炉本体表面から水平方向に重コンクリートを放射能測定及び組成分析用試料として採取した（Photo 2）。

##### (2) 中央実験孔の試料採取

中央実験孔のシンプル上部から、シンプルの一部を切断し、アルミニウムを放射能測定及び組成分析用試料として採取した。

##### (3) 汚染放射性物質の試料採取

原子炉冷却系統施設及び気体廃棄施設の配管

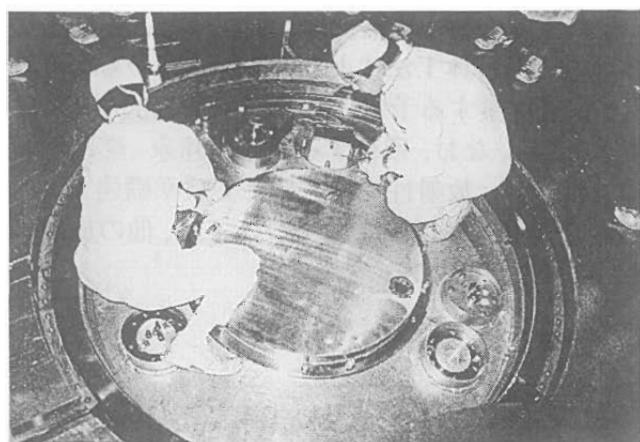


Photo 1 Set up of seal cap

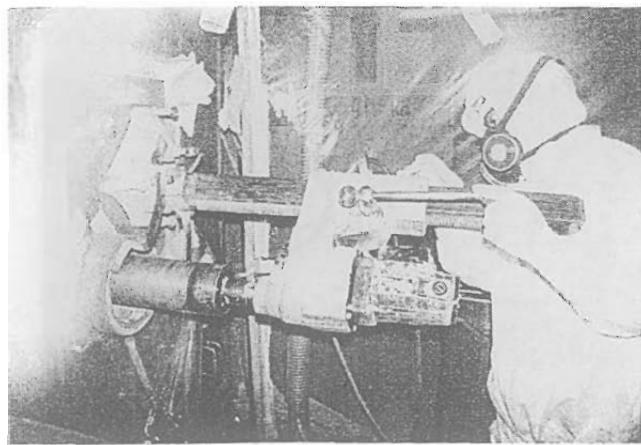


Photo 2 Core boing for biological shield concrete sample

等の一部取外し又は一部切断により汚染放射性物質の測定試料を採取した。

#### 2) 原子炉冷却系統施設の系統隔離<sup>6)</sup>

原子炉本体の密閉措置に先立ち、重水ポンプ室から原子炉本体に接続している一次冷却系、熱遮蔽系、ヘリウム系、被照射空気系の配管及び炉室換気系の換気ダクトを切り離し、原子炉本体と原子炉冷却系統施設等を隔離した。重水タンクに接続している一次冷却系配管（重水入口、重水出口×2、オーバーフロー、ダンプ管）については、アルミニウムで遮蔽措置を行い、閉止蓋で密閉した。さらに外側に鉛遮蔽付密閉蓋を取り付けた（平成11年1月～3月）。

炉心タンクに接続する重水配管は、内側は重水配管、外側は熱遮蔽軽水配管の2重配管で、遮蔽コンクリートに埋め込まれたスリーブ管を通して炉心タンクに接続される3重管構造である。このため、配管内及び配管隙間からのストリーミングにより作業場所の空間線量当量率が最大約30mSv/hと高く、本作業時は勿論、原子炉本体の一括解体工事及びその後の保管時における安全確保上から遮蔽措置が必要となる。

遮蔽材の選定にあたっては、コンクリート、ガンマーストップ、アルミニウム材について評価を行い、工事方法、遮蔽性能、廃棄物発生量等を考慮し、アルミニウム材を遮蔽材として採用した。遮蔽材は、各配管及び隙間の寸法に合わせ、高さ1.2m分（1段の高さは20cm）の円柱及び円弧状の遮蔽体をあらかじめ製作し、配管及び隙間に

挿入した。また、遮蔽材と配管の隙間からのストリーミングについては、配管下部に鉛付き遮蔽蓋を取り付けた。それらをFig. 4に示す。

アルミニウム材の遮蔽措置の結果、作業場所の空間線量当量率は20 $\mu$ Sv/h以下にすることができた。作業時における放射線作業従事者の放射線被ばくは、アルミニウム材の挿入作業が迅速に行なえ、遮蔽効果が十分であったため集団実効線量当量は、8人・mSvであり、推定値の約1/10に抑えることができた。なお、作業環境の放射線レベルを低減するため、重水タンク内に挿入されている全制御棒（6式）を工事期間中一時引き上げ、工事終了後再挿入した。

#### 3) 燃料交換キャスク等の撤去

燃料交換キャスク、スペーサ取扱いキャスク、燃料交換キャスク用台座、燃料運搬車及び格子栓を撤去した。燃料交換キャスク、スペーサ取扱いキャスクについては、付属品を取り外した上で開口部を密閉蓋で密閉した。

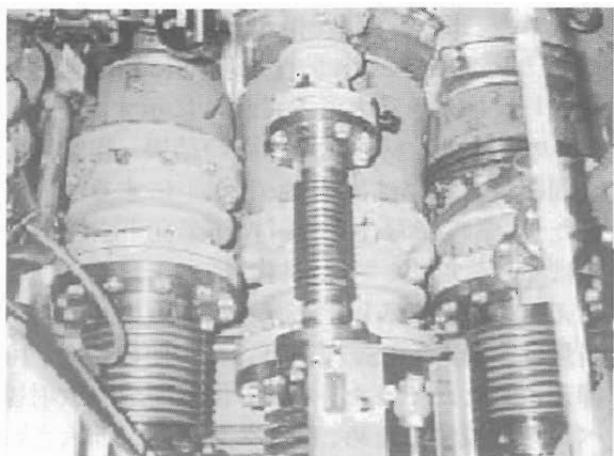
#### 4) 重水の搬出

重水の搬出については、当初計画では第3段階で実施の計画で、平成9年度から原研の他施設又は外国への搬出を検討してきた。調査の段階で米国DOEのサバンナリバーサイトの重水処理プラントに輸送して処分することで交渉を進め、解体工事の安全確保から早期実施が望ましいことから平成10年9月に第1回解体届の変更を行い第2段階での実施を決定した。

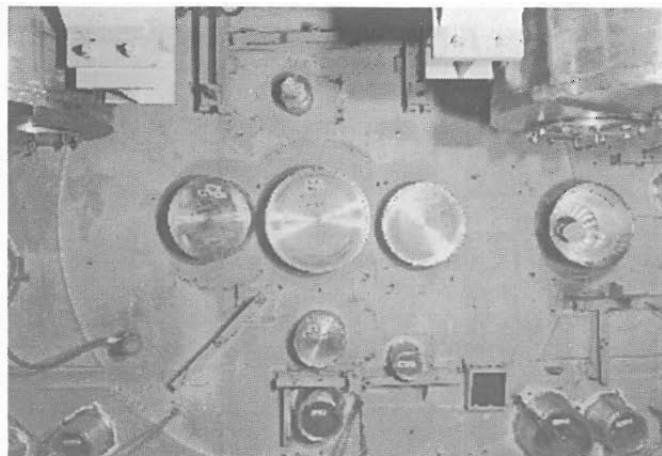
しかし、DOEは11月に急きよ経済的理由からプラントを停止するとの経営判断を示し受け入れを拒否してきた。このため、受け入れ先を再検討した結果、カナダのオンタリオ発電会社(CANDU炉の使用済み重水中からのトリチウム除去施設を所有)にて受け入れ可能であることがわかった。

解体届を平成11年8月に変更するとともに、サンプルを受け入れ側に送り、分析確認を得た上で輸送許可申請等及び具体的な作業の実施の準備を進めた。

輸送する重水は、JRR-2の重水約15m<sup>3</sup>にJRR-3の使用済み重水を加えた約16.5m<sup>3</sup>で、トリチウムの平均放射能濃度3.5×10<sup>7</sup>Bq/cm<sup>3</sup>、トリチウムの放射能量5.7×10<sup>14</sup>Bqで輸送物の法的区分は、以下により対応した。



系統隔離前



系統隔離後

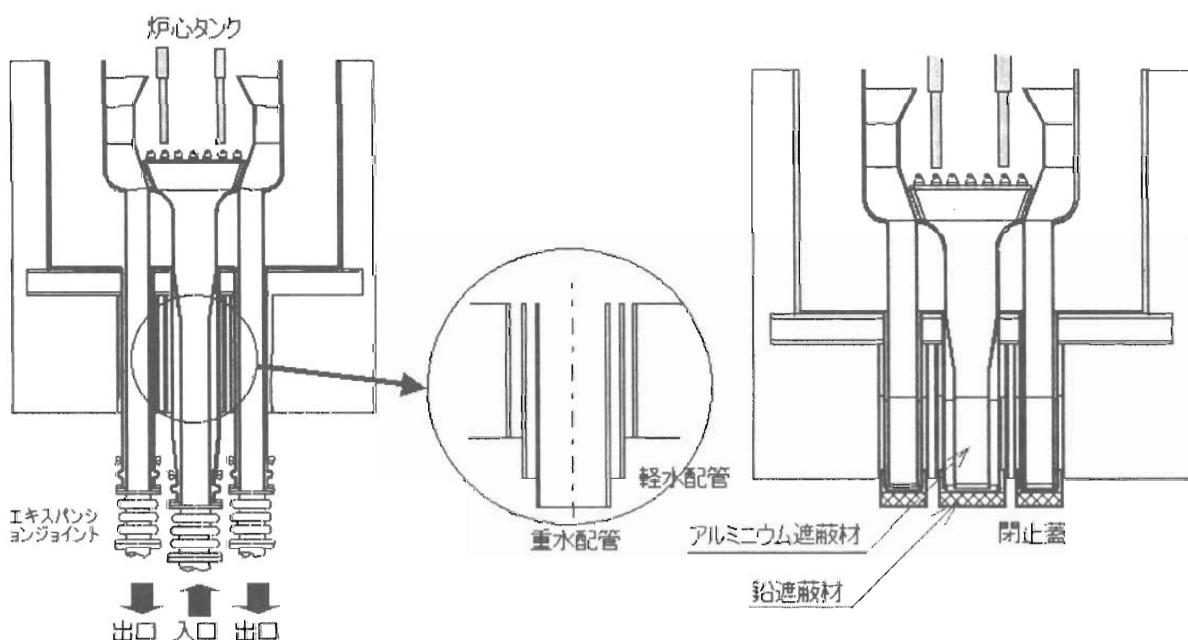


Fig. 4 Shield of  $\gamma$ -ray from core tank in the heavy water pipes. Left is before cutting off the pipes from reactor.  
Right is after inserting Al shield to cutting parts and sealing up by welding

- ・核燃料物質等の区分：低比放射性物質(液体・トリチウム水)
- ・低比放射性物質の区分：LSA-II
- ・核燃料輸送物の区分：IP-2型輸送物  
重水保管設備に保管してあった重水は、搬出にあたり、不純物、コバルト等の放射性物質除去のためイオン交換樹脂による精製を行なった後、運搬容器に抜き取り、さらに保護容器に封入した。平成11年11月19日運搬車で原研から搬出し、航路を経て再び陸路にて平成11年12月13日カナダ

の受取会社に引き渡した (Photo 3)。

#### 5) 実験設備等の撤去

原子炉本体の密閉に先立ち、水平実験孔、熱中性子柱及び気送管に設置されていた実験設備等の遮蔽体及び医療照射用の照射室を撤去した。遮蔽体撤去後、放射線レベルを確認し、遮蔽が必要な水平実験孔及び熱中性子柱については既設鉛シャッター又は遮蔽材を取り付け遮蔽措置を施した。

#### 6) 原子炉本体の密閉措置

原子炉本体を密閉し安全に維持管理するため、

原子炉本体上部、側面及び接続配管撤去部の開口部を溶接密閉した。

工事は、水平実験孔等の遮蔽工事を実施した後、原子炉本体に接続されている配管及び電線管を撤去し、燃料孔、制御棒孔、水平実験孔等の開口部をアルミニウム製の閉止蓋で溶接密閉した。

また、密閉措置後の原子炉内の放射線レベルを監視するため、中央実験孔及び垂直実験孔に線量測定用案内管を設置して放射線測定器の挿入・取り出しができるようにするとともに、炉心からの放射線を遮蔽するため、案内管上部に遮蔽蓋を設けた（平成11年11月～12年3月）。

原子炉本体は、重コンクリート遮蔽の外側をアルミニウム製のライニングで覆う構造で、建設から45年が経過しており、母材の一部に腐食が見られるなど、現場溶接条件の設定が難しいと考えられた。このため、工事に先立ち母材を使用した材料試験、溶接施工法試験を行い溶接条件を設定した。実際の溶接では、その構造から全ての溶接部（約300箇所）についてガスバーナによる余熱が必要であり比較的難しい溶接であった。

作業場所の線量当量率は、高線量部については実験装置の撤去工事で遮蔽措置を実施したので作業者の集団実効線量当量率は、0.2人・mSvであり推定値の約1/20に抑えることができた。Photo 4に原子炉本体の溶接作業を示す。

#### 7) 二次冷却設備等の撤去

管理区域外に設置してある二次冷却塔及びポンプ室、高架水槽及びポンプ室、水槽及び非常室を重機等により撤去し、撤去跡地については土砂で埋め戻した。Photo 5に高架水槽（高さ約35m）の解体撤去の状況を示す。

#### 8) 放射線管理施設の一部撤去

使用が終了した放射線管理施設の一部（照射空気モニタ及び排水貯槽モニタ）を撤去した。配管及び弁等を撤去した残存設備の開口部は、閉止蓋により密閉した。

### 4.3 第1段階、第2段階工事の安全管理

#### 1) 放射線被ばく管理

解体工事作業中は、放射線業務従事者に個人線量計（フィルムバッジ及びポケット線量計）を着用させるとともに、作業場所の放射線モニタリン



運搬容器



保護容器

Photo 3 Transportation of heavy water to Canada.

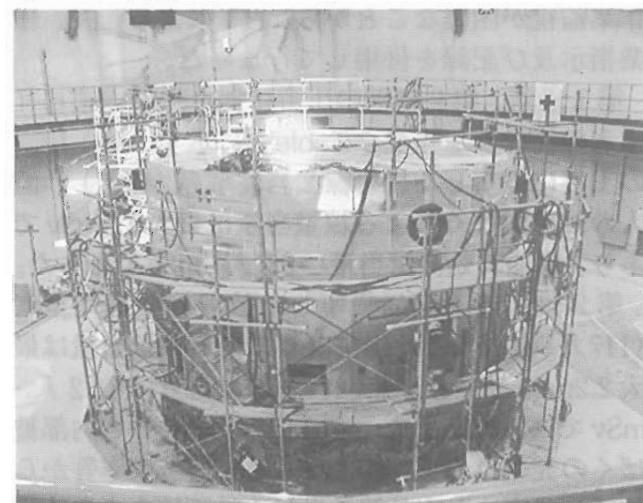


Photo 4 Sealing up of reactor

グを実施し、被ばく管理を行った。

また、トリチウムの放出が予想される場合には、作業区域に汚染拡大防止囲い（グリーンハウス）、局所排気、バリアを設置するとともに、放射線業務従事者に呼吸保護具等の内部被ばく防止の装備を着用させ汚染拡大の防止及び被ばくの低減を図った。また、例えば原子炉冷却系統施設の系統



Photo 5 Dismantle of overhead tank

隔離工事等においては、作業現場の状況から直接作業監視が困難なことから、ITVによる監視、作業指示及び記録を併用して行なった。

第1段階、第2段階の工事に伴う放射線業務従事者の実効線量当量をTable 3に示す。第1段階の工事に従事した放射線業務従事者(47人)の個人の外部被ばくによる線量当量は最大1.2mSvであり、集団実効線量当量は9.2人・mSvであった。

第2段階の工事に従事した放射線業務従事者(117人)の個人の外部被ばくによる線量当量は最大2.2mSvであり、集団実効線量当量は12.2人・mSvであった。また、第1、第2段階とも内部被ばくの発生はなく、事前の予測線量当量率等から評価して定めた実効線量当量の計画値を大きく下まわった。

## 2) 放射性廃棄物の管理

### (1) 放射性気体廃棄物

気体廃棄物は、従来どおりJRR-2原子炉施設の排気系の高性能フィルタでろ過した後、スタッカダストモニタ等により放射性物質の濃度が基準値以下であることを監視しながら排気筒から放出した。排気口における放射性物質の濃度は告示に定める濃度限度以下であった。

Table 3 The effective dose equivalent of worker (Phase 1 and 2)

工事区分	放射線業務従事者数(人)	集団実効線量当量(人・mSv)	平均線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)
第1段階	47	9.2	0.20	1.2
第2段階	117	12.2	0.10	2.2
合計	164	21.4	0.13	2.2

### (2) 放射性液体廃棄物

第1段階—熱遮蔽軽水の抜き取りによりトリチウムを含む約10トンの軽水(放射能量 $5 \times 10^9$ Bq)が発生した。廃液運搬車により廃棄物処理施設へ運搬した。

第2段階—放射性液体廃棄物の発生はなかった。

### (3) 放射性固体廃棄物

第1段階、第2段階の工事に伴い発生した放射性固体廃棄物の発生量をTable 4に示す。

発生した固体廃棄物、ビニール等の解体付随廃棄物は、放射能レベル毎に区分し、所定の廃棄物収納容器に収納し、炉室の一時保管場所に保管した後、原研内の放射性廃棄物処理施設へ搬出した。また、所定の廃棄物収納容器に収納できない大型の燃料交換キャスク、実験設備等の遮蔽体等については、必要な密閉措置を施した後、放射性廃棄物処理施設へ搬出した。

第2段階の解体工事中に発生した主な放射性固体廃棄物は、原子炉冷却系統施設の配管、弁類、燃料交換キャスク、実験設備等の遮蔽体等であり、その発生量は、金属類約266トン、コンクリート類が約12トン、解体付隨廃棄物が約3トンであった。

なお、JRR-2の解体工事に伴い発生する固体廃棄物の解体計画策定期における推定量をFig. 5に示す。

## 5. 解体工事の今後の進め方

平成12年から15年度に計画している第3段階の工事について、計画に基づき解体届の変更を平成12年7月29日に届け出た。現在、工事方法等明細書等の策定・手続きを進めている。以下に第3、第4段階工事の主要事項の計画について述べる。

Table 4 The radioactive solid waste with dismantled  
(phase 1 and 2)

工事区分	放射性固体廃棄物		
	金属類 (t)	コンクリート類 (t)	解体付隨 (t)
第1段階	8	0	2
第2段階	266	12	3
合計	274	12	5

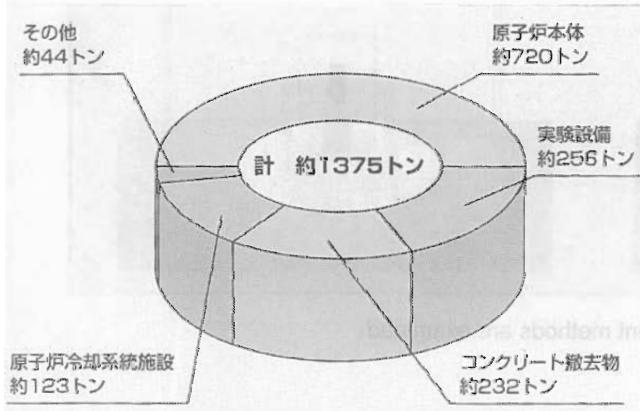


Fig.5 Estimated quantity of the radioactive solid waste from dismantled JRR-2

## 5.1 第3段階：原子炉冷却系統施設等の機器類の撤去

### 1) 第3段階の解体の方法

第3段階の工事は、原子炉冷却系統施設等の機器類撤去、使用済燃料貯蔵プール水の抜き取り及び機器類撤去、計測制御系統施設の撤去、残存放射性物質の試料採取及びその他施設、設備の撤去を計画している。

特に、原子炉冷却系統の一次冷却系配管、機器類は、高濃度のトリチウムで汚染されている。一次冷却系配管、機器の全重量は、約36トンで、第1、第2段階それぞれ約2.5トンを撤去し、残り約31トンは第3段階の解体工事で撤去する。

これらの撤去工事に先立ち（第3段階前半）トリチウムの除染試験を行って、トリチウム等の除染・処理技術を確立し、その成果を応用して系統を除染することにしている。

### 2) トリチウム除染試験

一次冷却材である重水中のトリチウム濃度は、 $4.7 \times 10^7 \text{ Bq/cm}^3$ である。したがって、これと接する配管・機器類は、高濃度のトリチウムで汚染されていると考えられる。

トリチウム除染に関する基礎試験は、対象材質をアルミニウム及びステンレスとして、平成10年度から開始しており、軽水水蒸気を用いた同位体交換反応を用いたトリチウム除染法（「水蒸気除染法」）及び乾燥窒素ガスの通気による除染法を組み合わせて各試験を行い基礎データを取得し、その実施の見通しを得た。第3段階の前半における除染実証試験においてその確認を得る計画である。

また、第4段階の炉体一括解体工事に伴い、原子炉建家コンクリートが解体廃棄物として約230トン発生すると予測されているが、これについては、平成8年度の予備調査によって建家全体に及ぶトリチウムの浸透汚染があり、測定点の大部分で200Bq/g（現在検討中の軽水炉のクリアランスレベル）を越えていることが明らかになっている。

しかしながら、予備調査における少数の測定点から建家全体の汚染を予測することは困難であり、第3段階において詳細なトリチウム汚染分布の調査等を行い、併せてクリアランスレベルの動向を踏まえながらコンクリート解体廃棄物の処分方法の調査・検討も進める。

## 5.2 第4段階：原子炉本体の撤去等

### 1) 原子炉本体の解体

原子炉本体の解体にあたって、技術的に問題になる対象物は、炉心または炉内構造物、生体遮蔽等である。原研でのこれまでの先行実績炉（JPDR、原子力船「むつ」及び改造JRR-3等）での解体撤去工法及び一括解体工法の比較において、原子炉本体（約720トン）の撤去に関しては、作業時の被ばく、廃棄物発生量、費用等の観点から現時点では原子炉本体の一括解体工法が適切であると判断する。

一括解体工法は、原子炉本体を撤去する際に炉心または炉内構造物、生体遮蔽体とともに切断しないで一体のままで原子炉建家から切り離す工法である。JRR-2においては、①炉体一括搬出工法（原

子炉本体を原子炉建家から切り離し、一括搬出し保管施設に保管)、②炉体潜函工法(原子炉本体を原子炉建家から切り離し、そのまま建家基礎版まで沈みこませる工法)が考えられた。

残存施設の有効利用の観点から炉体一括搬出工法を基本に検討を進めるが、炉体潜函工法も検討

の対象としている。これまでの予備調査、概念設計を基に、第4段階の工事開始までに工事方法を明らかにしていく。

Fig. 6 に炉体一括搬出工法と炉体潜函工法の概念図を示す。また、Fig. 7 に炉体一括搬出工法を採用した場合の JRR-2 解体完了予想図を示す。

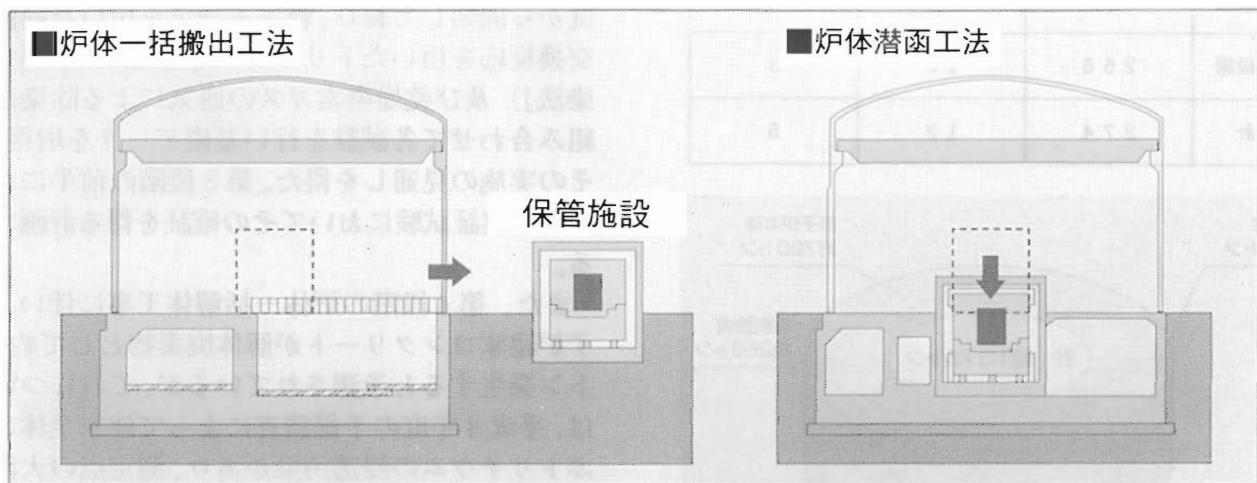


Fig. 6 Removal of Reactor-2 different methods are examined-



Fig. 7 Image of the dismantled reactor building, adopted “one-piece reactor removal method”

## 6. おわりに

解体計画の基本方針の策定・実施にあたっては、国的基本方針は勿論原研における先行炉の解体実績を参考しながら進めてきた。また、現在もアメリカのアルゴンヌ国立研究所で解体が進められている“CP-5”とも情報交換を行ないながら進めている。今後とも更なる廃止措置技術の追及により安全かつ合理的に進めていく必要がある。

重水炉であるJRR-2では、トリチウムを含む重水の処理とトリチウムによる汚染が解体の計画策定及び実施の上で重要な課題である。重水の処理は、カナダへの譲渡・搬出によって解決した。

トリチウムによる汚染については、第3段階、第4段階工事に向けて原子炉冷却系統、建家コンクリート等の更なる調査の上汚染の全容を明らかにし、廃棄物及び被ばく低減化のため除染技術を確立していく必要がある。

## ＜参考文献＞

- 1) JRR-2 管理課：JAERI-Tech94-0140JRR-2の運転と利用の成果”（1994）
- 2) 日本原子力研究所：日本原子力研究所東海研究所JRR-2原子炉施設の解体届（1997）
- 3) 日本原子力研究所：日本原子力研究所東海研究所JRR-2原子炉施設の解体届の変更届（1998）
- 4) 日本原子力研究所：日本原子力研究所東海研究所JRR-2原子炉施設の解体届の変更届（1999）
- 5) 日本原子力研究所：日本原子力研究所東海研究所JRR-2原子炉施設の解体届の変更届（2000）
- 6) 照沼他：JRR-2の第2段階の解体工事（その1）日本原子力学会1999年秋の大会 予稿集

## 三菱マテリアルの廃棄物処理技術

梅村昭男、高橋賢次、森良平、村田実、植木浩行、中戸毅之

### *Developing Technologies of Mitsubishi Materials Corporation for Nuclear Waste Treatment*

Akio UMEMURA, Kenji TAKAHASHI, Ryohei MORI, Minoru MURATA  
Hiroyuki UEKI, Takayuki NAKATO

Mitsubishi Materials Corporation has been conducting R & D, engineering and operating in the field of nuclear fuel cycle technology for more than 30 years, from mining and processing uranium to reprocessing spent fuel and waste management. We have gained experiences in the waste treatment system in these activities, pre-treatment, decontamination, volume reduction, cement solidification, transportation, recycling and disposal.

This paper gives the present status and future plan of our waste treatment system, focusing R&D activities as follows.

- Plasma-Induction Melting System
- Waste recycling system
- Tannix® Liquid Waste Treatment System

#### 1. はじめに

三菱マテリアル株式会社は、30年以上前から原子力に関する技術開発を開始し、ウラン資源の採掘からウラン製錬、ウラン燃料加工、再処理、そして処分に至る核燃料サイクル技術全般に関して長年の実績を有している。その中で、核燃料加工関連を中心とした豊富なウラン取り扱い経験を基に放射性廃棄物の処理技術を蓄積してきた。また、放射性廃棄物の地層処分に関するノウハウを背景に、この分野を常にリードしている。

これまで、これらの広範な技術を基盤として、廃棄物処理の分野で、以下のような技術展開をはかっている。

・長年蓄積してきた放射性廃棄物の処分技術と国内有数のセメント会社としてのノウハウを融合させ、両者の特徴を知り尽くした上で、独自の廃棄体製造技術（モルタル固化）及び廃棄物処理技術を構築している。

・当社は、わが国で最初に放射性廃棄物の再利用を手がけたメーカーとして、放射性金属廃棄物の溶融減容化及び溶融再利用に関して豊富な経験と卓越した技術を有しております、さらに、この技術を雑固体溶融処理技術へ展開している。また、セメント会社として、コンクリート廃棄物の再利用に関しても独自技術を開発している。

・放射性廃液処理に関しては、長年のウランハンドリング経験を基に、ウラン（TRU）廃液処理に豊富な実績を有している。

これらを背景に当社が保有する廃棄物処理技術を整理すると以下のようになる。なお、これらの技術の適用分野は、核燃料サイクル廃棄物、原子

力発電所廃棄物及びRI研究所等廃棄物の全般にわたるものである (Fig. 1)。

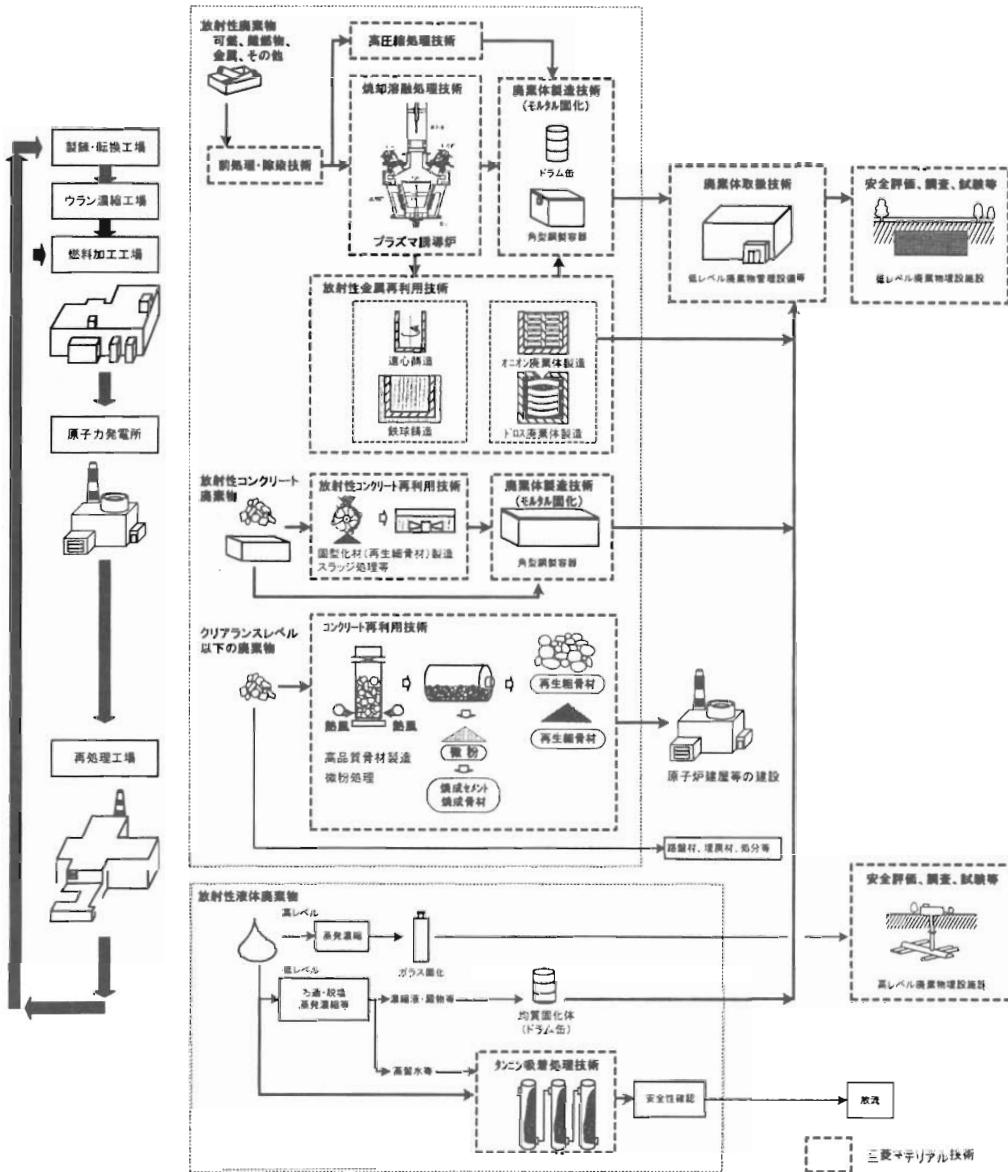


Fig.1 Developing technologies of Mitsubishi Materials Corporation for nuclear waste treatment

### ●前処理技術

受入、分別、切断等

### ●除染技術

化学除染：電解等

物理除染：各種ブلاスト法等

### ●減容処理技術

高压縮処理技術

### 焼却溶融処理技術

### ●再利用技術

金属再利用技術

コンクリート再利用技術

### ●廃棄体製造技術

モルタル固化体製造技術

放射性廃棄物再利用廃棄体技術

## ●廃棄体取扱技術

### 輸送・ハンドリング技術

## ●放射性廃液処理技術

ここでは、これらのうち、代表的な処理技術として、以下の3つの技術に絞って、その詳細を紹介するものである。

- (1) 焼却溶融減容処理技術：プラズマ誘導炉技術、溶融除染技術
- (2) 再利用技術：金属・コンクリート再利用技術
- (3) 放射性廃液処理技術：不溶性タンニン吸着処理技術

## 2. 雜固体廃棄物の焼却溶融減容処理技術

増大する放射性廃棄物を安全かつ経済的に処分するために、溶融処理の有効性が注目されている。溶融処理のメリットは、

- ① “高い減容率”：溶融処理することにより、鉄系金属類はインゴットとなり、可燃・難燃物は焼却されコンクリートやガラスとともにスラグとなるため、体積が約1/5～1/7程度まで減容する。
  - ② “廃棄体の放射能濃度検認の容易さ”：廃棄物はすべて均質な金属とスラグに分離するため、サンプリングによる精度の高い放射能濃度検認が可能となる。スケーリングファクタ法の適用が困難なウラン廃棄物やRI廃棄物、さらにクリアランスレベル以下の廃棄物に対しては特に有効となる。
  - ③ “処分廃棄体の安全性の向上”：処分に際して有害とされているアルミニウムを鉄中に固溶させることで水素発生を低減できる。また、緻密な溶融固化体により、廃棄体からの放射性核種の浸出率抑制が期待できる。さらに、後述のプラズマ誘導炉による焼却溶融技術を適用すれば、核種移行挙動に影響を及ぼすセルロース系（紙・ウェスなど）廃棄物を焼却溶融することにより問題を完全に回避できる。
  - ④ “前処理作業の簡素化”：後述のプラズマ誘導炉による一括焼却溶融方式を適用すれば、前処理において塩ビ、酢ビ、金属、コンクリートなど多くの廃棄物区分への分別が大幅に軽減できる。
- などが挙げられる。

これに対して、溶融のデメリットもいくつか挙げができるものの、減容効果による処分コスト等の低減効果が上回り、総合的な経済性では有利になる。

- ① “初期設備投資の増大”：放射性廃棄物を直接モルタル充填するだけの方式に比べて、初期設備投資額が増大する。
- ② “原子力施設で高温溶融体をハンドリングすることの安全コスト”：高温溶融体をハンドリングするための安全対策設備コスト、排ガス処理設備における環境負荷低減対策コストなど、安全面のコストが増大する。
- ③ “二次廃棄物の発生”：溶融処理により耐火物レンガや飛灰、排ガス処理廃水、設備の補修廃材などの二次廃棄物処理のためコストが増大する。

### (1) プラズマ誘導炉技術<sup>1) 2)</sup>

放射性廃棄物の効率的な焼却溶融一括処理を可能とする廃棄物溶融炉として、プラズマ誘導溶融炉（Fig. 2 及び Fig. 3）を開発し、実用化している。

プラズマ誘導炉の特徴は、

- ① 金属廃棄物の溶融をエネルギー効率良く行うための誘導炉を溶融炉下側に配置、
- ② コンクリート、ガラス、焼却灰などの非金属廃棄物は炉上から噴射する約2000°Cのプラズマガスで溶融、
- ③ 可燃物や難燃物は酸素富化も可能な誘導プラズマで焼却し焼却灰は溶融、
- ④ 溶融した金属やスラグの溶湯は炉下に設けた炉底出湯機構により出湯、

である。また、誘導炉とプラズマのハイブリッド加熱源を採用することにより、金属主体の廃棄物から非金属主体の廃棄物、さらには難燃物主体の廃棄物まで幅広い廃棄物組成の焼却溶融に対応できる溶融炉を実現している。また、炉底出湯機構により、●金属とスラグの分離出湯が可能となり金属廃棄物のリサイクルプロセス構築に即応できる、●溶湯をドラム缶サイズの固化体に注ぎ分けることで溶融バッチサイズを大きくした一括溶融や溶融一出湯を繰り返す半連続溶融も可能となり要求処理能力や操業条件に応じて柔軟に設計対応できる、などの利点を有している。

Fig. 2 に示す溶融炉は、処理能力が投入廃棄物量で約 10 ドラム缶／日以上、1 溶融バッチが数 100 リットル以上の処理規模の場合に主に採用する炉で、炉内金属溶湯を低周波電磁誘導により強制攪拌し、金属溶湯のなかにスラグを巻き込んで強熱することで廃棄物の迅速な溶融を行う方式を採用している。

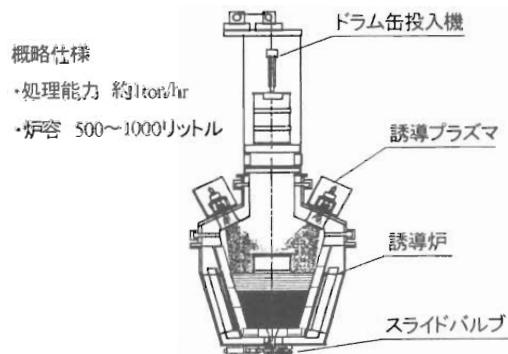


Fig. 2 Plasma-Induction Melter  
(Larger Batch Size Type)

Fig. 3 に示す溶融炉は、投入廃棄物量で約 5 ドラム缶／日程度、1 溶融バッチが 200 リットル以下の処理量に主に採用する炉で、炉内スラグを超高周波により直接電磁誘導加熱し、迅速な溶融を可能にする方式を採用している。両者的方式では、廃棄物の迅速な溶融を可能にする誘導炉の周波数が異なるだけで、プラズマと誘導の熱源で廃棄物を溶融し、炉底から溶湯を排出するという溶融原理は同じものである。

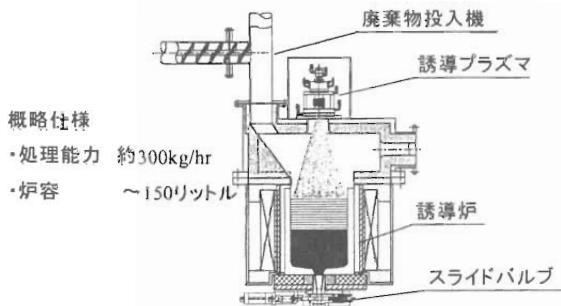


Fig. 3 Plasma-Induction Melter  
(Smaller Batch Size Type)

これら溶融炉の実用規模試験装置 (Fig. 4) を平成 9 年に設置し、実際の運転を模擬した試験を進めている。試験設備は、Fig. 2 に示す炉型を原

型としており、炉本体の他に排ガス処理設備や鉄造設備を有している。これまで、本試験設備により、●炉底出湯試験、●耐火物の耐久性試験、●Cs,Co,Ce( $\alpha$  模擬)などのコールドトレーサを用いた核種挙動試験、●塩ビ、酢ビなどの難燃物を模擬廃棄物として用いた焼却溶融試験および酸素富化による燃焼促進試験、●湿式脱硝方式による排ガス処理試験、●ダイオキシン除去装置(Dediox)による排ガス処理試験など、溶融炉の繰り返し、耐久性、物質取扱いに係わるデータ採取他、あらゆる放射性廃棄物組成に対応する焼却溶融試験、安全性に係わる確認試験を実施してきた。



Fig. 4 Plasma-Induction Melting Test Facility

Fig. 5 に炉底出湯試験の状況を示す。溶融炉の底には孔の空いた板が摺動して溶湯を出湯するスライドバルブが取り付けてあり、出湯時には板の孔が重なって溶湯を排出する。この部分は独自のノウハウを蓄積することで十分に信頼性の高い出湯システムを実現している。

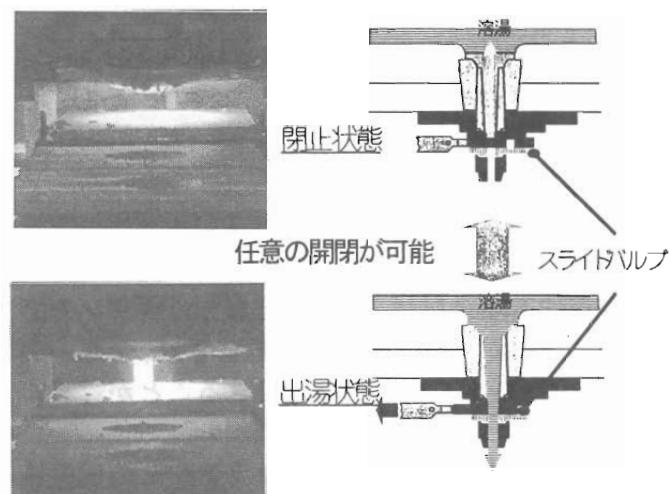


Fig. 5 Bottom Flow-out System with Slide Valve

Fig. 6には、酸素富化による炉内燃焼促進試験の状況を示す。写真は炉内燃焼状況を難燃物（塩ビ）の投入以後の時間を追って示したものである。グラフには溶融炉排ガス出口の二酸化炭素濃度の経時変化を酸素富化量とともに示す。炉内排気量は一定であるが、酸素富化するに見合って発生する二酸化炭素総体積は上昇している。これは、難燃物（塩ビ）が完全燃焼していることを示している。そのため、排ガスの二次燃焼設備の必要性がなく、排ガス処理設備の規模を縮小することができることがわかった。これにより、可燃・難燃・不燃物の一括投入処理が可能となり、一つの溶融炉であらゆる廃棄物組成に対応できることが確認できた。

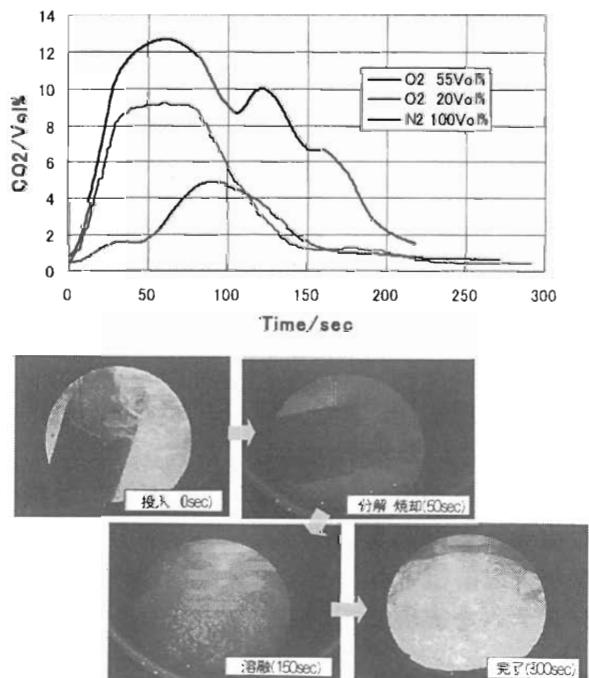


Fig. 6 Incinerating and melting Test with oxygen Rich Plasma Gas

## (2) 溶融除染技術

ウランやプルトニウムなどは大気中高温で容易に酸化物となる。したがって、溶湯上面にスラグが存在する場合には、酸化物となったウランやプルトニウムがスラグに移行し吸着され、金属中のウラン、プルトニウムが除染できることが容易に推察できる (Fig. 7)。

この現象を確認するため、ウランやその模擬核

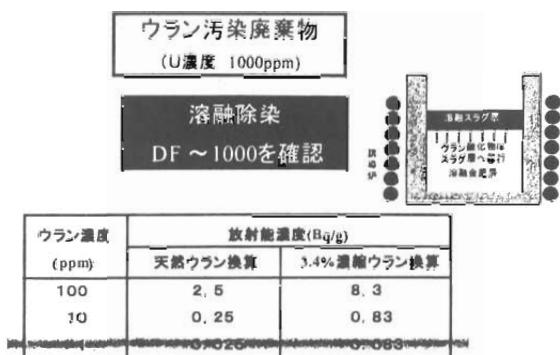


Fig. 7 Melting Decontamination Technique

種としてセリウム（コールド）を用いた金属とスラグの同時溶融試験を行っている。溶融後の金属中のウランやセリウムの濃度は分析下限(1ppm)以下となり、金属からこれら核種を除染できることを確認した。この濃度はクリアランスレベル以下に匹敵し、本試験のような溶融除染技術を適用すれば、溶融による減容効果にも増して、処分廃棄体量を大幅に低減できることができた。特にプラズマ誘導溶融炉を適用すれば、廃棄物の一括溶融により、廃棄物でスラグを形成し、金属中のウランをスラグに抽出したのち、炉底出湯により金属のみ出湯し再利用製品に加工、スラグは溶融除染剤として再利用するシステムが容易に実現できると考えられ、比較的早い段階での溶融除染・再利用技術の実用化も可能となる。

## 3. 廃棄物再利用技術

### 3.1 金属廃棄物再利用

資源の有効活用や環境負荷軽減の観点から、放射性金属廃棄物はその特性に応じて再利用することが望ましいと考えられる。当社では、発生量や製造コストを考慮すると処分の分野で再利用することが有望であると考え、主としてこの分野をターゲットとした再利用技術の開発を進めている。

#### ① 縦型遠心鋳造技術

##### a. 技術の特長

遠心鋳造法は回転金型中に浴湯を注入し、遠心力をを利用して主に中空製品を鋳造する技術であり、廃鋳物砂等の二次廃棄物発生量が少ないと、設備が簡素で遠隔操作性に優れること、中子が不要で同一形状部材の量産に適していること

等、放射性金属の再利用に適した特長がある。鋳造方式には、横型と縦型があるが、当社は底付き容器の鋳造を目標として縦型方式を採用した。

#### b. 開発状況

底付き容器の鋳造に必要な、遠心力（回転数）制御技術、金型技術、注湯技術等の基礎的な技術を確立した後、1993年には通産省の有効利用プロジェクトとして、那珂原子力開発センター（現：環境・エネルギー研究所）に試験設備を建設し、実規模ドラム缶内張材製造試験を実施し本技術の有効性を確認した（Fig. 8）<sup>3)</sup>。本技術は、日本原子力研究所殿の放射性廃棄物減容処理棟において、雑固体廃棄物の溶融物を入れる容器の製造設備として採用された。この設備は我が国初の再利用製品製造設備であり、コンパクトで遠隔操作性に優れ、少ない工程で容器を製作できる画期的な設備である。なおフランス SOCODEI 社では横型遠心鋳造法により、単純な円筒形状の遮蔽材が製造されている<sup>4)</sup>。

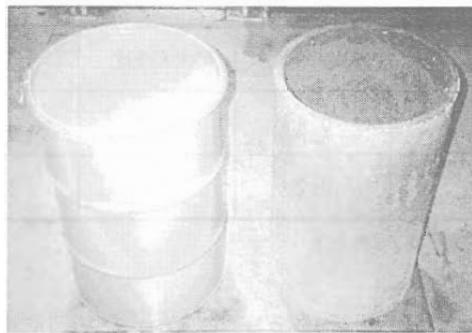


Fig. 8 Inner shielding material made with centrifugal casting

### ② 鉄球複合鋳造技術

#### a. 技術の特長

鋳物砂の替わりに、鉄球（金属ショット等）及び金属型枠（Envelope）を用いる特殊鋳造法である。鉄球は繰り返し使用可能であり、寿命を迎えた後も溶融し原材料として使用出来るため、鋳物砂のような二次廃棄物の発生を低減できることが特長である。

#### b. 開発状況

当社はこの点が再利用技術に適していることに着目し、鉄球層の伝熱特性や最適鋳造条件等に關

する試験、さらに実規模大1m<sup>3</sup>遮蔽容器を試作し適用できる確証を得た（Fig. 9）<sup>5)</sup>。



Fig. 9 Waste container made with Envelope-Casting

### ③ オニオン廃棄体製造技術

#### a. 技術の特長

本技術は、レベルの低い廃棄物を溶融し、比較的放射能レベルの高い廃棄物の充てん材として再利用する技術である。更にレベルの低い金属廃棄物で製作した容器を用いることにより、廃棄体中心部から外側に向かって放射能レベルの傾斜をもつ廃棄体が得られ、この特長から「オニオン廃棄体」と呼ばれる。本技術により、炭素鋼スクラップを成分調整した鉄溶湯やステンレス鋼スクラップの溶湯を、充てん材として再利用することが可能になる。これらスクラップの再利用用途は限られているため、用途拡大による経済効果は大きい。

#### b. 開発状況

当社は再利用用途の拡大効果や廃棄体としての合理性に着目した技術開発を進め、(財)原子力発電技術機構殿「解体廃棄物処理システム技術確証試験」<sup>6)</sup>を実施中である。これまでに、目標充填率(95%)が達成可能であること、数mm～十数mmまで容器薄肉化が可能であることなどの知見を得、本技術が実用的であることを確証した（Fig.10）。

### ④ 金属ドロス廃棄体製造技術

#### a. 技術の特徴

炉内構造物、原子炉圧力容器等の熱的切斷による二次廃棄物として金属ドロスが発生する。これらを、同時に発生する解体金属と混在収納し、モ

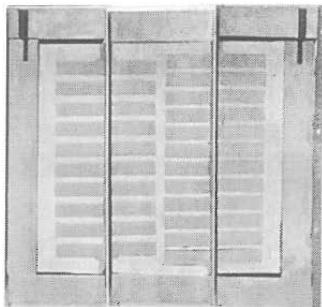


Fig. 10 Cross section of Onion-Type-Package

ルタル固化することにより、廃棄体数を極力減らして処分する技術である。

金属ドロスは、複雑な形状をしており、且つ粒径の幅も広い（100mm以上の塊状のものから1mm以下の微粉状のものまで）ため、混在収納時のドロス嵩密度及びモルタル固化特性等を正確に把握する必要がある。また、放射能濃度が比較的高いことから遠隔操作が必要であり、できるだけ簡素なシステムが必要とされる。

#### b. 開発状況

金属ドロスの固化方法としては、プレパックド法、ポストパックド法を検討し、それぞれに関して基礎試験を実施した。その結果、前者の方法がモルタル固化特性に優れ且つプロセスも簡素になることが分かった。

現在、プロセスをプレパックド法に絞って、より詳細な混在収納・モルタル固化条件を把握するべく、(財)原子力発電技術機構殿「解体廃棄物処理システム技術確証試験」を実施中である。

### 3.2 コンクリート廃棄物再利用

#### (1) 放射性廃棄物

原子力発電所廃止措置に伴って発生する低レベル放射性コンクリート廃棄物は、角型鋼製容器に装荷されモルタル固化して埋設処分される。これらの廃棄物量はGCRを例にすると約1万tに達すると推定されおり、廃棄体数を削減して処分することが、環境負荷の軽減及び経済性の向上の点で重要であると考えられている。

そこで、当社は、放射性コンクリート廃棄物を再生細骨材として再利用し、固型化材として充てんすることにより、角型鋼製容器への充てん率を

向上させる技術を開発した。Fig. 11に放射性コンクリート廃棄物の処理プロセスの概略図<sup>7)</sup>を示す。ジョークラッシャー及び高速回転式ミルを使用した閉回路システムにより、適性な粒度分布を持つ再生細骨材を製造し、固型化材としてコンクリートブロック・ガラ等を装荷・装入した廃棄体容器に充てんする。

固型化材の配合は、電力殿の「充てん固化体の標準的な製作方法」に規定された固型化材性能（流動性、圧縮強さ）を満足する条件を見出した。

Table 1に固型化材（充てんモルタル）配合を、一般的な充てんモルタル配合とともに示す。この時の放射性廃棄物（再生細骨材）使用量は1.1t/m<sup>3</sup>以上で、容積率にして固型化材の約50%を占める。

放射性コンクリート廃棄物をブロック又はガラ状（充てん率50～70%程度）で角型鋼製容器に装入し、本固型化材で固化すると、放射性コンクリート廃棄物の全充てん率は75～85%となる。

Table 1 Basic mix proportion of mortar

種類	水セメント比	砂セメント比	混和剤（%×C）
一般的な モルタル <sup>8)</sup>	0.4	0.8	0.9
再生細骨材 モルタル <sup>9)</sup>	0.7	2.1 注)	1.0

注)再生細骨材/セメント比

これらの一連の試験は、原料となるコンクリートガラの強度、材料及び材齡等を変えて実施し、再生細骨材品質及び固型化材性状は安定していることを確認した。また、コンクリート廃棄物を装入後、②の固型化材を上方注入により充てんし、有害な空隙がなく、一体的に固型化できることを確認している。

現在、コンクリートスラッジ処理についても(財)原子力発電技術機構殿の委託により確証試験を実施中である。今後は、これらの試験成果を踏まえて、さらなる放射性廃棄物使用量の向上及び安全性・信頼性の高いシステムの確立を実現することが重要と考えている。

#### (2) クリアランスレベル以下の廃棄物

##### ① 高品質再生骨材製造技術

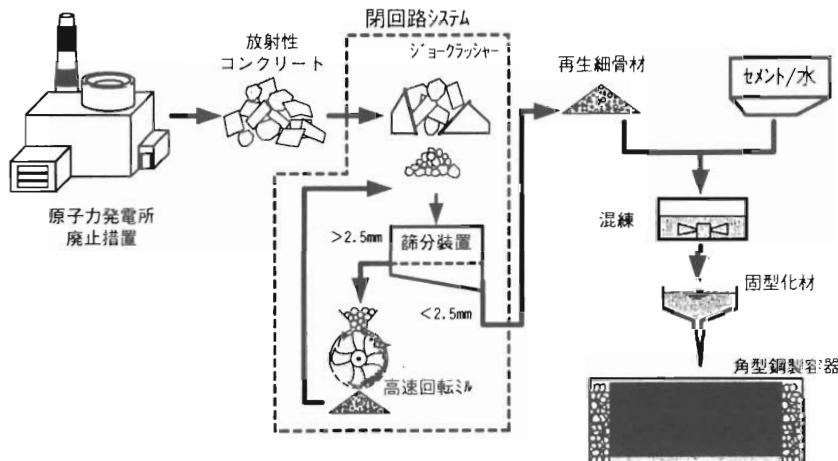


Fig. 11 Process flow of radioactive concrete waste

### a. 背景

本技術は、非放射性として扱えるクリアランスレベル以下のコンクリート廃棄物から、鉄筋コンクリートとして使用可能な高品質再生骨材を得るものである。

軽水炉からは、40万t～50万tものコンクリート廃棄物が発生し、その大半はクリアランスレベル以下である。このような廃棄物は、サイト外に搬出して路盤材として再利用することが可能ではあるが、商業用原子力発電所の解体が本格的となる21世紀には路盤材需要は一般的のコンクリート塊で飽和するものと予想される。このような状況では、原子力発電所サイトからの大量のコンクリート廃棄物を路盤材の市場が吸収できないことになる。また、安定型処分場への最終処分も、処分場の残余容量や処分費の点から期待できない。

以上より、コンクリート廃棄物を原子力発電所のサイト内で再利用することが重要である。特に、従来の再利用の枠を超えた、コンクリート構造物の骨材としての再利用が必要となる。

### b. 技術の概要

当社では、コンクリートの構成要素であるセメントペースト（セメント水和物）が熱を加えると脱水し脆弱化する性質に着目し、「全体加熱すりもみ法」の技術開発を行ってきた。Fig. 12にその原理を、Fig. 13にプロセスフローを示す。

まず、コンクリート塊は充填型加熱装置で約300°Cに加熱される。その後、粗骨材すりもみ装置（横型回転式）に投入されて鋼球媒体ですりもみ

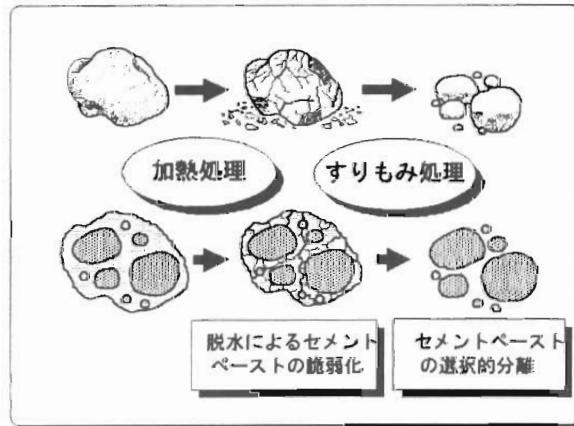


Fig. 12 A principle of the whole heating and grinding method

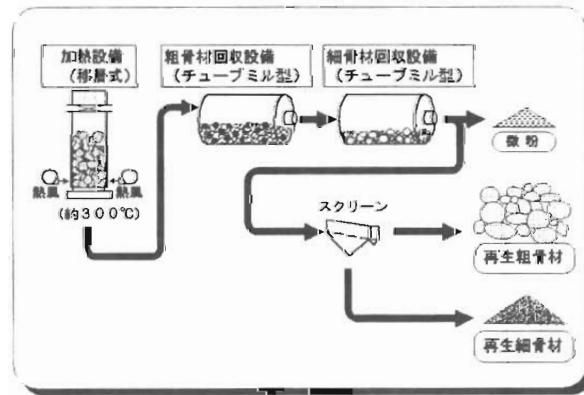


Fig. 13 Manufacturing process of high quality recycled aggregate (the whole heating and grinding method)

処理される。次いで、細骨材すりもみ装置（横型回転式）に投入されて、細粒分が粗粒分によって

すりもみ処理される。この過程で微粉が空気流により除去され、更に、5mmメッシュの振動スクリーンにより分離されて、高品質再生粗骨材及び細骨材が得られる。

### c. 実証試験の成果

当社では平成8年度より(財)原子力発電技術機構殿の委託により、処理能力300kg/hの設備を用いて高品質骨材の回収試験を実施している。その成果の一部を紹介する。

作製したコンクリート試験体を40mm以下の粒度に粗破碎して、処理能力300kg/hの試験設備で回収試験に供した。目標品質は、解体跡地での新設の原子力発電所への適用を考慮して、日本建築学会が制定した「建築工事標準仕様書・同解説JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」における骨材品質とした。骨材の品質として重要な絶乾密度、吸水率はFig.14に示すとおり、運転条件を調節することで、粗骨材、細骨材ともにJASS 5N規格を満足する結果が得られた。コンクリート塊の投入量に対する骨材回収量は70%以上、コンクリート塊中の骨材量に対する骨材回収量は85%以上を達成した。<sup>10)</sup>

次に、再生骨材を用いてコンクリート試験を実施した。Table 2に示すように、JASS 5N級の再生骨材を使用すれば、原骨材コンクリートと同等の特性が得られることが判明した。一般に再生骨材に付着しているセメント分の影響から、再生骨材コンクリートは普通骨材コンクリートよりも耐久性の面で劣るといわれている。Fig.15、16に示す結果からは、JASS 5N品質を満足する再生骨材であれば、凍結融解抵抗性や乾燥収縮性状についても原骨材コンクリートと同等の結果となった。<sup>11)</sup>

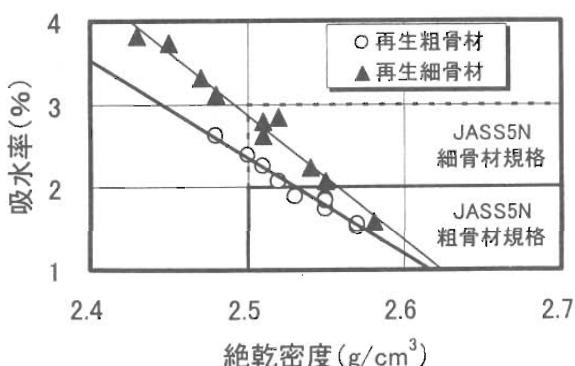


Fig. 14 Qualities of recycled coarse and fine aggregates

Table 2 Relative evaluations of recycled aggregate concrete compared with normal aggregate concrete.

	再生骨材の品質レベル		
	JASS5N 超級	JASS5N 並み	JASS5 未満
スランプ発現性	○	○	○~△
ブリーティング性状	○	○	○
強度発現性	○	○	○
ヤング係数	○	○	△
乾燥単位容積質量	○	○	△
乾燥収縮	○	○~△	△
凍結融解抵抗性	○	○	×
総合評価	○	○	△

原骨材コンクリートとの比較(○同等、△やや劣る、×劣る)

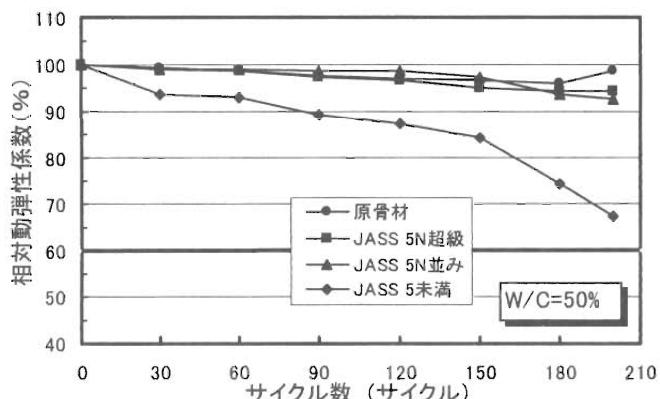


Fig. 15 Results of freezing and thawing tests

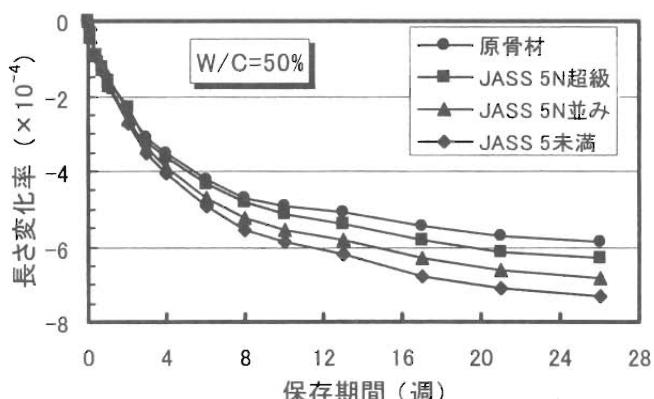


Fig. 16 Results of drying shrinkage tests

### d. 実用化へ向けた取組み

平成10年3月に日本原子力発電(株)殿の東海発電所が運転を停止した。本技術の適用性検討の一貫として、東海発電所の管理区域外にあるタービン建屋の壁から採取したコンクリートを試験体と

して、骨材回収試験を行った。Table 3 に示すとおり、再生粗骨材、再生細骨材の品質は、目標値 (JASS 5N 規格) を満足した。<sup>12)</sup>

Table 3 Properties of recycled aggregates from the Tokai power plant

	絶乾密度 (g/cm <sup>3</sup> )	吸水率 (%)	粒形判定 実積率	安定性 (%)	アルカリシリカ反応性
再生粗骨材 (>2.5)	2.55 (>2.5)	1.52 (<2.0)	64.1 (>57)	3.4 (<12)	無害 (無害)
再生細骨材 (>2.5)	2.53 (>2.5)	2.21 (<3.0)	61.3 (-)	1.1 (<10)	無害 (無害)

(カッコ内は、JASS 5N の規格値)

このようにして回収した再生粗骨材、再生細骨材を使用した再生コンクリートを用いて、平成12年1月、建屋試験体を作製した (Fig. 17)。ポンプ車を用いたコンクリートの施工性は普通骨材コンクリートと同様に良好であった。また、打ち放し壁を観察した結果、材齢6か月を経た段階で特に問題となるようなひび割れは発生していない。<sup>13)</sup>

当社の取組みは一般の建築分野からも注目されるようになった。当社は、平成10年度より開始した(財)新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の補助事業において、(財)クリーン・ジャパン・センター(CJC)の研究協力企業として、処理能力3t/hの「移動型高品質骨材回収設備」の製作および実証試験を行っている (Fig.18)。本設備を用いた骨材の回収試験の結果、JASS 5N の規格を満足する高品質再生粗骨材、細骨材が得られることが判明した。これにより、原子力発電所解体時の実用規模と想定される処理能力10t/h以上の設備に向けた、パイロット設備としての成果も得られた。<sup>14)</sup>

#### e. 今後の展望

本技術によりコンクリート廃棄物から高品質な再生骨材が製造可能であることが判明した。また、再生骨材コンクリートは普通骨材コンクリートと同等の性状であることも判明した。今後、原子力発電所の解体及び新設に適用するためには、当技術が一般の建築分野においても実用化されていることが重要であると考えている。

#### ② 骨材回収時に発生する微粉の有効利用

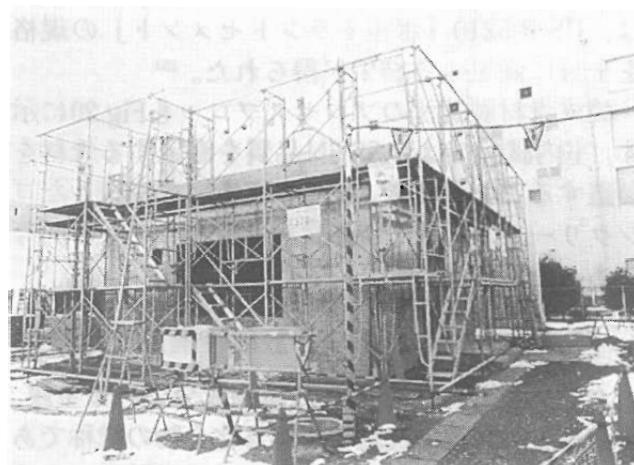


Fig. 17 Reinforced concrete building using recycled aggregate concrete (recycled aggregates are shown in table 3)



Fig. 18 Mobile type plant with 3t/h feed rate (verification plant of NEDO)

解体コンクリートから高品質再生骨材を回収する際に、コンクリート量の約70%の骨材とともに約30%の微粉が発生する。この微粉はセメントペースト分（珪酸カルシウム水和物が脱水したもの）と骨材分よりなっている。従って、この微粉を適正に処理し、有効利用することが重要である。

微粉の有効利用方法として、以下に示す再生セメント（焼成セメント）製造法と焼成骨材製造法について技術的検討を行った。

再生セメント製造法のプロセスフローをFig.19に示す。このようにして試製したセメントの品質

は、JIS R 5210「ポルトランドセメント」の規格を十分に満足する結果が得られた。<sup>15)</sup>

焼成骨材製造法のプロセスフローをFig.20に示す。室内試験ではJASS 5N品質を満足する骨材を製造することができ、また焼成骨材を使用したコンクリートの性状も普通骨材コンクリートと同等であった。<sup>15) 16)</sup>

#### 4. 不溶性タンニンによる放射性廃液処理技術

タンニンとは、水溶性の植物成分で、重金属、蛋白質と難溶性の沈殿物を作る化合物の総称である。お茶や柿の渋味成分と言えば話が早いであろう。古くから、その作用が皮なめし剤、染色剤として利用してきた。最近では、その抗酸化性や有害物質吸着性などから、いわゆるポリフェノール食品成分として注目されている。

廃液処理分野でタンニンを重金属吸着剤として利用することも、以前から試みられていた。タンニンそのものは水溶性であるため、これを沈殿剤として廃液に添加し生じた沈殿をろ過する、といった回分式の処理方法は簡便な用い方ではある。しかし、高い除去率(除染係数)を期待する放射性廃液処理の場合には、イオン交換樹脂と同様にカラム法で処理が可能な形態に加工することにより、廃液とタンニン成分とを効率よく接触させることができ高い除染係数を得られるとともに、

固液分離操作等が省略できる利便性がでてくる。

当社子会社の三菱原子燃料株は、自社工場のウラン廃液処理への適用を目的として、カラム処理が可能な不溶性タンニン吸着材を工業規模で実用化した(商品名:タンニックス<sup>®</sup>)。タンニックス<sup>®</sup>の仕様をTable 4に示す。

タンニックス<sup>®</sup>は、ワットルタンニン(茶成分のカテキン類に代表される、加水分解性のない縮合型タンニンに属する。)を原料としている。これを重合させてゲル化し粒度をそろえて製品化している。カラム充填使用に耐え得る性状のものを作り出すまでには、かなりの試行錯誤と開発期間を要した。

タンニックス<sup>®</sup>の特徴は、次の点に集約される。

- ①アクチノイドやCr、Cdなど有害重金属に対する吸着性能が高い。(ウランの平衡吸着容量は、タンニックス 1gあたり 1.7gU)
- ②イオン交換樹脂に比べて後処理が容易。(使用後の乾燥処理で、約1/5の乾燥粉に減容。焼却・熱分解も容易で、約1/50に減容)

ウランその他の重金属の吸着特性をFig. 21に示す。また、アクチノイド元素に対する吸着特性をTable 5に示す。

元素毎に吸着に適するpHが異なるが、その状況は廃液成分によっても変化する。実際の適用では、廃液成分としてどのようなイオンを同伴して

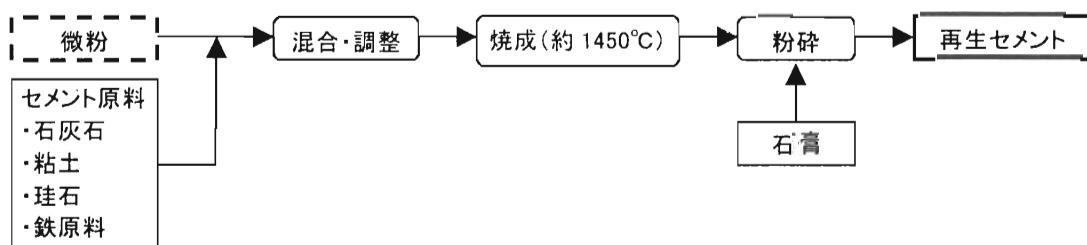


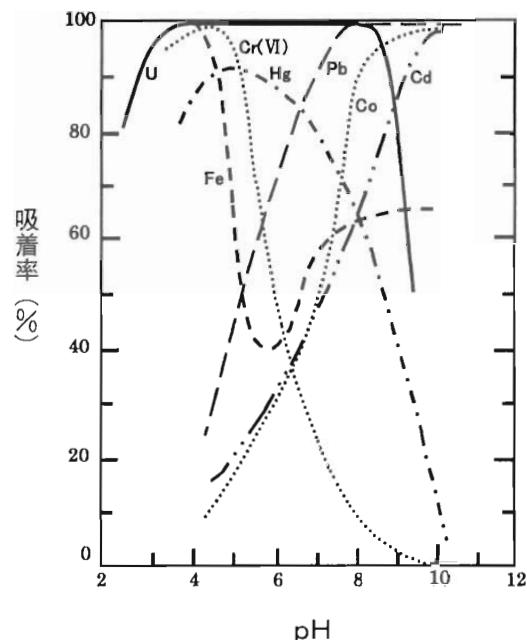
Fig. 19 Manufacturing process of recycled cement



Fig. 20 Manufacturing process of sintered aggregates

Table 4 Specification of TANNIX<sup>®</sup><sup>17)</sup>

項目	仕様
商品のイオン形	末端H型、Na型など
粒度範囲(mm)	1.2~0.5
見掛け密度(Wet-g/ml)	0.7
水分含有率(%)	70~85
最高使用温度(°C)	80
適用pH	2~11

Fig.21 Adsorption characteristics of TANNIX<sup>®</sup><sup>17)</sup>Table 5 Characteristics of TANNIX<sup>®</sup> for actinide adsorption<sup>17)</sup>

元素名	分配係数(mℓ/g)	吸着率(%)
U	$9.38 \times 10^5$	99.5
Np	$4.05 \times 10^4$	97.6
Am	$5.77 \times 10^4$	96.7
Cm	$4.97 \times 10^4$	96.1
Pu*	$5.30 \times 10^4$	>99

\*日本原子力学会要旨集「1993年春の年会」H37

いるかが重要な情報となる。②は、タンニックス<sup>®</sup>の原料が天然植物成分であることにも由来する。

Fig. 22にタンニックス<sup>®</sup>を用いた廃液処理設備の系統構成例を示す。この例は、比較的処理容量の大きな場合の例である。吸着カラムを複数配置し、使用済タンニックス<sup>®</sup>は、カラム内で水切り、乾燥し、乾燥粉として容易に抜出せる構造している。乾燥は、空気を通気して行なう。乾燥・抜出しを急ぐ場合は、通気する空気の温度を上げて温風とすれば良い。小容量のものでは、カラム内で焼却・熱分解まで行なう構造のものも開発している。

前記のように、どのような含有金属を除去するかにより、タンニックス<sup>®</sup>吸着に適したpHが異なるので、前処理としてpH調整機能を持つ必要がある。一般に、アルカリ領域では重金属類が水酸化物沈殿を形成するので、ろ過など固液分離処理が必要となることもある。除染廃液の場合には、機器構造材の一部が溶解し、吸着除去すべき放射性核種に比べてFeイオンなどが多く含まれる。タンニックス<sup>®</sup>は、pHによってはFeイオンも良く吸着するので、目的の放射性核種の吸着と競合する可能性も考慮する必要がある。

以上の点から、前処理で積極的にFe沈殿を生じさせて固液分離処理を行なうか、あるいは、目的の放射性核種吸着とFe吸着の競合も考慮しつつ、沈殿を生じさせずに固液分離処理を省略できるpHを選択するか、設計上の大きな分岐点となる。前者は、いわば沈殿分離処理が加わるので、全体として高い除染係数が得られるようになるが、設備はやや複雑化し、設備費も増加する。後者の場合では、タンニックス<sup>®</sup>の使用量が増加しても、タンニックス<sup>®</sup>の後処理は容易であるので、処理コストや2次廃棄物処理の面で有利になることがある。この選択は、廃液処理の規模、放射能濃度とFeなど同伴イオン濃度との比、調整すべきpHがどの範囲かなどにより、結論が異なる。

タンニックス<sup>®</sup>を用いた廃液処理技術は多くの優れた特徴を有しており、有害重金属回収等の分野への適用を含めて、当社は、三菱原子燃料(株)と協力して、タンニックスプロセスに関する全体エンジニアリングを実施している。

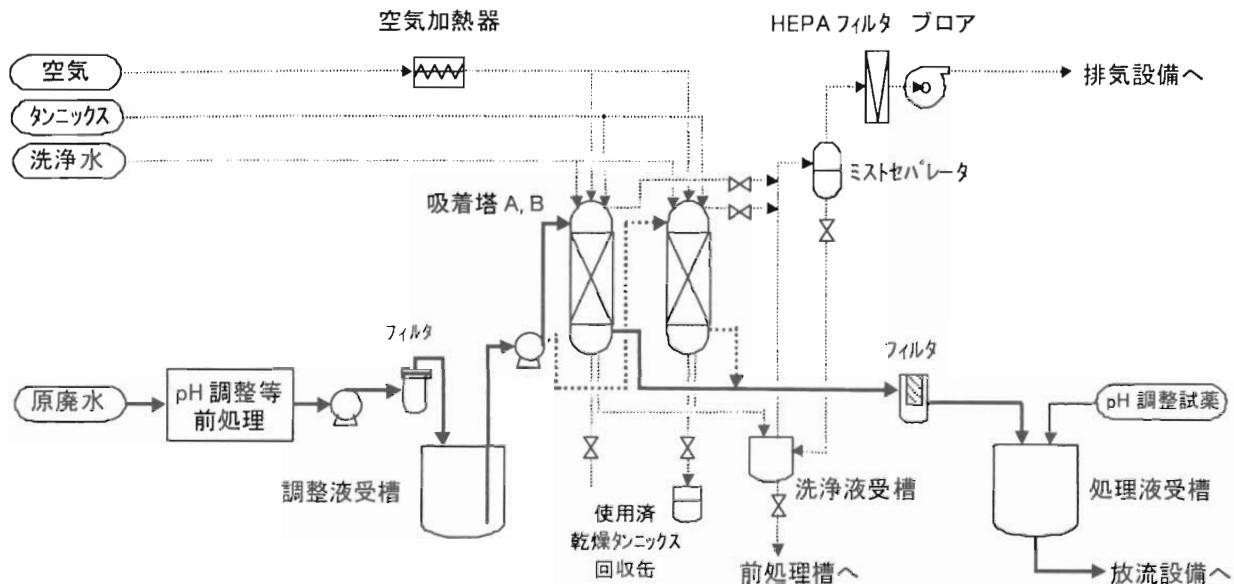


Fig. 22 Example of process flow for liquid waste treatment by TANNIX

## 5. おわりに

三菱マテリアルは、核燃料サイクル技術を中心に廃棄物処理に関する経験と実績を積み重ねてきた。これらの技術の蓄積に加えて、近年、溶融・セメント等の分野での当社固有技術を融合させることにより、放射性廃棄物の減容固化及びクリアランスレベル以下の廃棄物を含めた再利用技術等を開発し実績を積み重ねつつある。また、当社は放射性廃棄物処分に関する豊富な経験と実績を有するため、最終的な処分までを踏まえた総合的な処理処分システムの構築及び評価を得意としている。

商業用原子力発電所の廃止措置にともなって、一時期に多量の放射性廃棄物等が発生することから、これらの技術及び評価手法を確立しておくことは、合理的な処理処分を実現する上で極めて重要なことである。三菱マテリアルは今後とも本分野における技術開発を継続し、技術の最適化を図っていく所存である。

## 6. 謝辞

ここで、紹介した放射性廃棄物等の処理技術は、当社単独の開発技術のほかに、通商産業省の委託を受けた(財)原子力発電技術機構殿の確証試験、(財)新エネルギー・産業技術総合開発機構殿の補助事業、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構殿等、多くの方々のご指導ご協力のもとに実施したものです。ここに、深く謝意を表します。

参考文献

- 1) 村田他：雑固体廃棄物処理向けプラズマ誘導溶融炉の開発、日本原子力学会1998春の大会予稿集 K 33
- 2) M.Murata et.al., "Proceedings of the Fifth China-Japan Symposium on Materials for Advanced Energy Systems and Fission & Fusion Engineering, p234(1998)
- 3) 梅村昭男：放射性金属廃棄物の溶融・有効利用技術の開発、デコミッショニング技報第11号(1994),財団法人原子力施設デコミッショニング研究協会
- 4) J.F.Greppo, et. al.; Centraco Melting Facility, Melting and Recycling, EC Seminar 1997, Proceedings,
- 5) 中村他：放射性金属廃棄物の限定再利用技術開発、日本機械学会 第六回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集
- 6) 高橋他：解体廃棄物処理システム技術確証試験－溶融金属充填廃棄体製造法(1)－、日本原子力学会1999年春の大会予稿集 M 55
- 7) H.Ueki et.al., Verification Test on Decommissioning Waste Processing System A Technique on Recycling Concrete Waste-, ICEM99 proceedings, S-23.
- 8) 低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体製作技術について(各種雑固体状廃棄物)、(財)原子力環境整備センター、(1996)
- 9) 植木他：解体廃棄物処理システム技術確証試験－コンクリート再利用技術(8)放射性コンクリートの充てん固型化材への利用(その2)、日本原子力学会2000年春の大会予稿集 G 48
- 10) 岡本他、:高品質再生骨材製造技術に関する開発 [II] その4 全体加熱すりもみ方式基本試験(1), 日本建築学会学術講演梗概集 A-1 材料施工, pp.703-704, (1998)
- 11) 古賀他：高品質再生骨材製造技術に関する開発 [III] その4 全体加熱すりもみ方式基本試験(2), 日本建築学会学術講演梗概集 A-1 材料施工, pp.125-126, (1999)
- 12) 中戸他：高品質再生骨材の製造技術に関する開発 [IV] その3 全体加熱法による再生骨材を用いたコンクリートの基本性状、日本建築学会学術講演梗概集 A-1 材料施工, (PP.1063-1064), (2000)
- 13) 助清他：高品質再生骨材の製造技術に関する開発 [IV] その5 再生コンクリート建屋試験体の試験施工、日本建築学会学術講演梗概集 A-1 材料施工, (PP.1067-1068), (2000)
- 14) 島他：加熱すりもみ法によるコンクリート塊からの高品質骨材回収技術の開発、コンクリート工学年次論文報告集, pp.993-998, (2000)
- 15) 田中他：解体廃棄物処理システム技術確証試験－コンクリート再資源化技術 微粉の利用技術(1)－、日本原子力学会1997年秋の大会予稿集 D22
- 16) 助清他：解体廃棄物処理システム技術確証試験－コンクリート再利用技術 微粉の利用技術(2)－、日本原子力学会1999年秋の大会予稿集 K 18
- 17) 中村康雄、新金属工業、1997秋号

## 有機材料のレーザによる除染技術開発 —基礎試験—

岩崎 行雄<sup>\*1</sup>、原 邦男<sup>\*1</sup>、宮尾 英彦<sup>\*1</sup>、中澤 正治<sup>\*3</sup>  
上原 実<sup>\*2</sup>、伊藤 俊行<sup>\*2</sup>、豊田 正三郎<sup>\*2</sup>

### New Decontamination Method with Pulse Laser for Organic Materials

Yukio IWASAKI<sup>\*1</sup>, Kunio HARA<sup>\*1</sup>, Hidehiko MIYAO<sup>\*1</sup>, Masaharu NAKAZAWA<sup>\*3</sup>,  
Minoru UEHARA<sup>\*2</sup>, Toshiyuki Ito<sup>\*2</sup>, Shouzaburo TOYODA<sup>\*2</sup>

For the decommissioning of nuclear facilities, decontamination of an equipment and a building should be carried out to reduce the release of radioactive material and to facilitate waste management as well. Decontamination of organic paints on the floor and the wall of the building and the surface of the equipment is also very important issues. Usual decontamination methods, such as chemical process using organic solvent or inorganic acid, physical method using blasting or brushing bring the voluminous and hard manageable secondary waste due to chemicals and abrasives.

Decontamination method using laser technology has the advantage of very small secondary waste and is suitable for remote decontamination as well. In the present experiment the decontamination with kaser and its removal ability, characteristics of decomposition and laser transmission by optical fiber have been studied and, decontamination of organic materials with pulse YAG laser will be available after development of high power laser in future.

The present study has been performed on consignment to RANDEC from the Science and Technology Agency of Japan.

#### 1. はじめに

原子力施設の解体撤去では、作業環境の汚染拡大防止、作業者の被ばく防止、解体廃棄物の非放射性化及び簡易な処分区分化の目的で除染が行われる。原子力施設の床、壁及び設備機器の表面に汚染浸透防止または防食のために塗布されている塗装等の有機物の除染・除去方法の開発は重要な課題である。

従来の除染技術に用いられている有機溶剤や酸による化学的方法、ブラッシングやブラスト等に

よる物理的方法等が開発されているが、これらの方法では、溶剤や研磨材の使用に起因する二次廃棄物の処理といった副次的に生じる課題を解決する必要がある。

これに対してレーザ技術を用いた除染技術は、二次廃棄物が非常に少ないという特徴を有するほか、光ファイバで伝送可能なレーザであると、遠隔操作化が容易に図れることが期待される。このため本技術開発では、基礎実験を行ってパルスYAGレーザによる塗装表面の除染、塗膜の除去能力、分解生成物の特性、光ファイバによる伝送な

本成果は、科学技術庁より受託している「原子炉解体高度化技術開発」の一部である。

\*1 (財) 原子力施設デコミッショニング研究協会 (RANDEC)

\*2 石川島播磨重工業(株) (Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.)

\*3 東京大学 (University of Tokyo)

どについて明らかにした。この方法は将来、パルスレーザ装置の高出力化が実現すると、実用化できる可能性がある。

## 2. レーザによる除染技術

レーザ光を材料に照射すると表面でレーザエネルギーの吸収が起こり、エネルギーを吸収した領域では温度が上昇し、その表面が溶融温度を越えると蒸発による気化や飛散が起こるので塗膜材料の除去を行うことができる。従来のCO<sub>2</sub>レーザやYAGレーザなどの連続発振するレーザは、高密度な熱源として金属材料の溶接・切断に利用されてきた。一方、パルスレーザでは、ピーク出力が桁違い(MWオーダ)に大きいため、空間的・時間的なエネルギー密度が非常に高い。Qスイッチ発振による高ピークパルスレーザの場合、照射時間が熱拡散する時間よりも短いため、照射表面が瞬時に加熱・溶融・蒸発するレーザアブレーションが起こる。さらに、エキシマレーザのような紫外パルスレーザは、1光子当たりのエネルギーが大きいため、ポリマーなど有機合成材料の分子結合を单一光子で直接分解・切断することができる。

このように、レーザアブレーションを有機材料の表面汚染部、汚染物を含む金属酸化被膜の除去に応用したものがレーザ除染技術である。Fig. 1にレーザアブレーションによる除染の原理図を模式的に示した。塗装材にパルスYAGレーザを照射

した場合、多量の熱が極めて短時間で発生し、この温度上昇によって表面の除去が行われる。この方法では、レーザ照射表面の選択的な除去と照射エネルギー密度を変えることで除去深さの制御が可能である。さらに、除去した汚染物は、周囲の雰囲気とともにプロワ等で吸引して、HEPAフィルタなどで回収することにより、除染システムを構築できる。

米国においては、高出力パルスCO<sub>2</sub>レーザによる航空機体の自動塗装除去システムの開発が進められている<sup>1)</sup>。

これまでのレーザ除染技術の開発では、配管や貯槽内側の放射性酸化皮膜の除去<sup>2)</sup>、連続発振CO<sub>2</sub>レーザによるコンクリート表面の除去<sup>3)</sup>、パルスCO<sub>2</sub>レーザによる放射性酸化皮膜や塗装の除去<sup>4)</sup>などが国内外で行われているが、これらはいずれもミラー伝送方式を採用しており、遠隔操作で狭隘な場所への適用が困難であるとの理由から、実用化までには至っていない。

## 3. 塗装除去試験

### 3.1 試験装置

塗装除去試験に使用した試験装置は、実験テーブル、入射光学系、操作盤及びレーザ装置で構成されている。(Fig. 2 参照)

実験テーブルは、レーザ照射ヘッドを設定した速度で一定の距離を移動させる実験テーブル本体

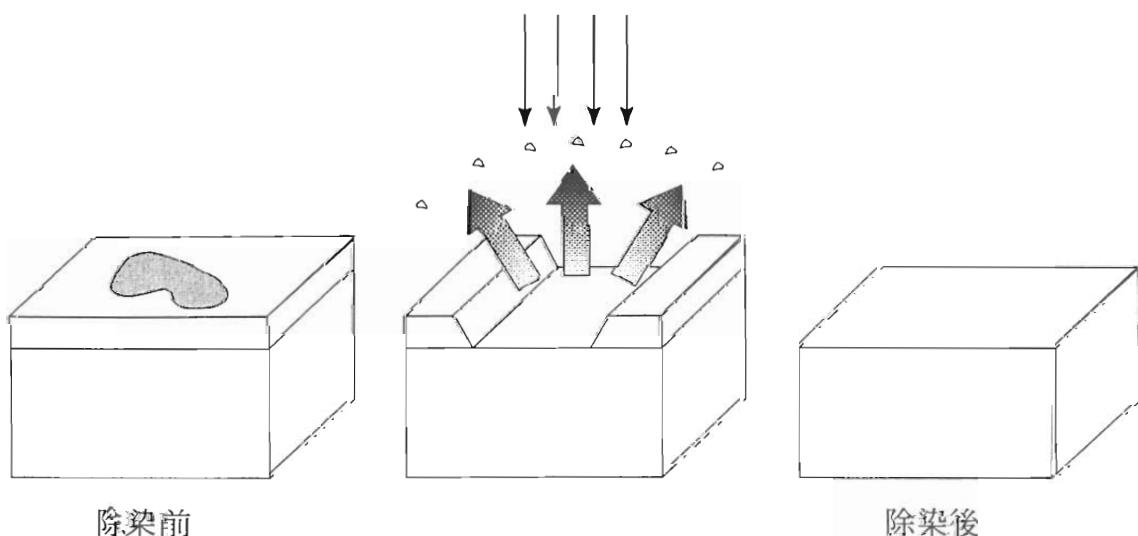


Fig. 1 Schematic illustration of laser ablation process

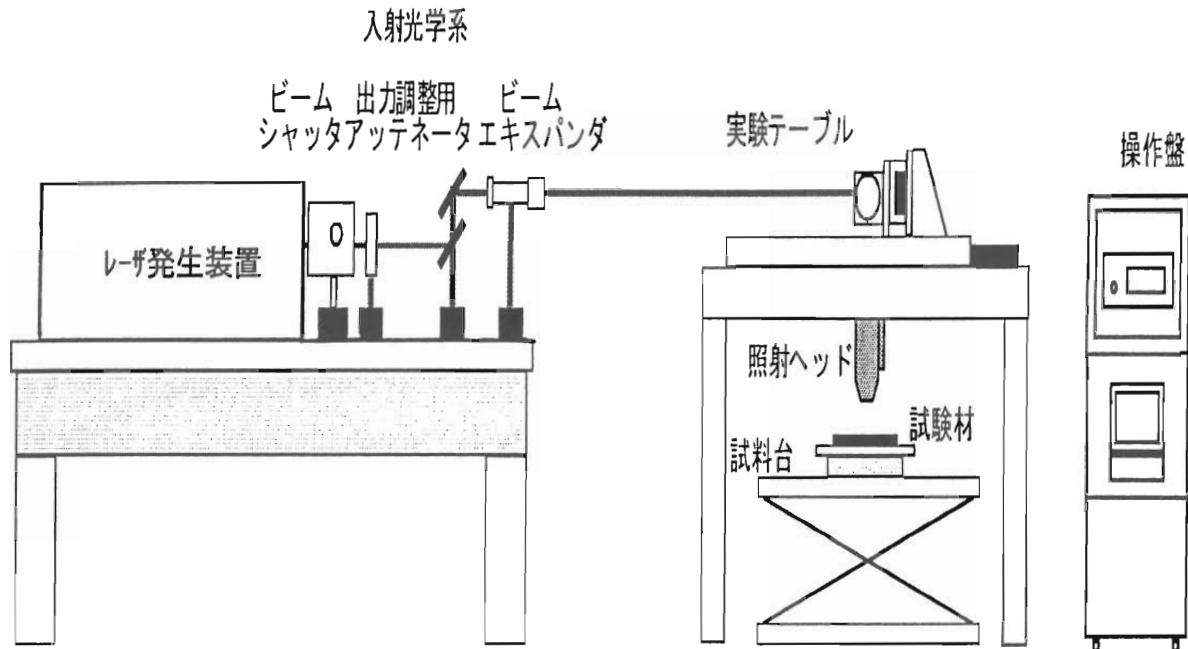


Fig.2 Experimental arrangement for laser coating removal system

(X-Y2軸移動式)と塗装試験体を載せる試料台で構成されている。試料台の高さ調整(粗調整)と照射ヘッド取り付け部のマイクロメータ調整(微調整)により、スタンドオフ調整を行うものとした。照射ヘッドは、下向きに固定(垂直照射のみ)した。

#### 実験テーブルの主な仕様

X軸ストローク : 550mm

Y軸ストローク : 500mm

移動速度(照射速度) : 各軸 0 ~ 250mm/s

入射光学系は、レーザ装置から出射されるレーザ光を照射ヘッドまで導光するためのビームシャッタ、ビームエキスパンダ等で構成されている。

操作盤は、実験テーブルに固定された照射ヘッドの移動距離と照射速度等を設定し、ビームシャッタの開閉、シールドガスバルブの開閉動作などの外部機器の操作を行うものである。操作盤の組み込み機器としては、X軸及びY軸ACサーボモータの駆動電源、各軸の照射速度及び移動距離の制御を行う2軸コントローラ、照射速度と移動距離を入力するためのノートパソコンで構成されている。

また、ビームシャッタの開閉を行うための空圧

弁及び照射ヘッド内の光学部品をヒュームやスパッタによる汚染から保護するシールドガスを流すための電磁弁開閉動作接点を備えている。

#### 3.2 塗装除去試験に使用したレーザ

材料の加工に用いられているレーザは、YAGレーザ、エキシマレーザ、CO<sub>2</sub>レーザ等が主要なものであるが、本技術開発においては現場適用性を考慮して、ファイバ伝送の可能なYAGレーザとレーザアブレーション用として一般に使用されているエキシマレーザを用いた。

##### (1) YAG レーザの概要

固体レーザを代表するNd:YAGレーザは、高繰返しパルス、Qスイッチパルス、CW(連続波)レーザの発振が可能である。

E/O QスイッチYAGレーザは、電気光学素子を用いてQスイッチ発振し、パルス繰返し数は低い(数10Hz)が、パルスエネルギーが大きい(数MW以上)。通常、ミラーによる伝送が行われているが、本技術開発においてはバンドル型ファイバによる伝送試験を行った。

A/O QスイッチYAGレーザは、音響光学素子を超音波で変調したQスイッチ発振するもので、パルス繰返し数は高い(数10kHz)が、パルスエ

エネルギーが小さい。YAGレーザは集光性・出力制御性がよく、石英ファイバによるパワー伝送が可能で、照射位置や照射ヘッドの姿勢制御の自由度が大きい、ビームの分岐・集光が容易であるなどの特徴がある。

## (2) エキシマレーザの概要

エキシマレーザは、希ガスとハロゲンガスの混合ガス中で放電を行うことにより生成する紫外レーザで、光子当たりのエネルギーが大きく、分子間結合を切断したり、原子を遊離させることができ、周囲へ熱影響を及ぼさない加工が可能である。YAGレーザやCO<sub>2</sub>レーザでは、エネルギー密度の高い焦点近傍で加工を行うが、エキシマレーザによる加工は、面積加工である。

## 3.3 レーザによる塗装除去の基本的な特性

レーザ照射による塗装除去に当たって、除去効果に影響すると考えられる塗装の種類、母材への熱影響等について試験を行った。試験では、E/O QスイッチYAGレーザ（ミラー伝送）及びエキシマレーザを使用した。

### (1) 塗装の種類と除去特性

原子力施設では、汚染浸透防止あるいは腐食防止を目的としてエポキシ樹脂塗装や塩化ビニル樹脂塗装が行われている。

エポキシ樹脂塗料及び塩化ビニル樹脂塗料を炭素鋼板に塗布し、レーザを照射して塗装を除去する場合の特性を調べた。試験結果をTable 1に示す。

エポキシ樹脂塗装、塩化ビニル樹脂塗装のいずれの場合もレーザ照射部の塗装が除去され、下地の金属面が露出した。また、両樹脂塗装の間の除去量に差は見られなかった。

なお、塩化ビニル樹脂塗装の除去では、0.5～1.0mm程度のフレーク状の分解除去物が試験体周辺部に飛散していた。これは、塩化ビニルが燃えて収縮した状態によく似ている。塩化ビニル樹脂は、エポキシ樹脂に比べて熱変形温度が低い（エポキシ樹脂：139°C、塩化ビニル：72.2°C）ため、レーザ照射部の熱的な影響によってこのような現象が現れたものと思われる。

### (2) 塗装の色と除去特性

Table 1 Effect on laser removal by paint color

塗料	塗装色	パルスエネルギー (mJ/pulse)	照射エネルギー (J/cm <sup>2</sup> )	塗装厚さ (μm)	照射速度 (mm/s)	除去体積 (mm <sup>3</sup> /s)
エポキシ樹脂	黒色	400	4.16	73.3	11.0	2.50
		300	3.12	86.0	8.3	2.21
		200	2.08	68.0	6.5	1.37
	白色	400	4.16	76.7	6.0	1.43
		300	3.12	68.0	6.0	1.27
		200	2.08	60.7	6.0	1.13
塩化ビニール樹脂	灰色	400	4.16	68.7	4.3	0.92
		300	3.12	68.7	4.0	0.85
		200	2.08	62.0	4.0	0.77
	黒色	400	4.16	46.0	18.0	2.57
		300	3.12	46.0	15.0	2.14
		200	2.08	48.7	11.0	1.66

注. レーザビームサイズ : 3.1mm×3.1mm

原子力施設内では、さまざまな色の塗装が使用されているが、本試験では黒色（カーボンブラック）、白色（酸化チタン）、灰色（カーボンブラックと酸化チタンの混合）のエポキシ樹脂塗料についての除去特性の測定を行った。測定結果をFig. 3に示す。

単位時間当たりの除去量は、黒色塗装が最も大きく、白色、灰色の順に小さくなつた。黒色の場合には、レーザエネルギーの吸収が大きく、除去量が多くなつたものと考えられる。

### (3) 照射距離と除去特性

レーザを使用する加工では、レンズなどの集光光学系と加工対象物までの距離（照射距離）が加工特性に大きな影響を及ぼすことが知られており、実際の除染対象物は、必ずしも平滑面とは限らない。

ここでは、レーザエネルギー400mJ、照射速度8.4mm/sとし、照射光学系の焦点距離 $f=256\text{mm}$ （ジャストフォーカス）に対して、 $\pm 10\text{mm}$ まで照射距離を変えた場合の除去幅の測定を行つた。測定結果をTable 2に示す。

ジャストフォーカスから $\pm 6\text{ mm}$ 程度の照射距

離の変動範囲内では、塗装の除去特性に与える影響は小さいことが分かる。

### (4) 下地材の種類と除去特性

原子力施設の塗装の下地材は、機器類や建屋コンクリートである。金属の塗装表面は平滑であるが、コンクリート塗装面は凹凸を有している場合が多い。このような表面状態の違いによる除去特性を把握するための試験を行つた。試験結果をFig.4に示す。

照射エネルギー密度が高い場合には、下地材の違いによる差はなくなるが、照射エネルギー密度の低い条件では、塗装表面の平滑な炭素鋼の除去体積が大きくなつた。これは、塗装面が平滑か否かによって生ずるレーザエネルギーの吸収、散乱の差によるものと考えられる。

### (5) 下地材への熱的影響

レーザ照射前後の塗装試験体の表面を比較すると、レーザ照射した部分は、塗装が完全に除去され、表面の電子顕微鏡観察では、照射速度が遅い（2~5mm/s）場合には、下地材表面の一部が溶融したのち凝固してできたものと考えられる縞模様が見られた。これは、照射部におけるレーザ光

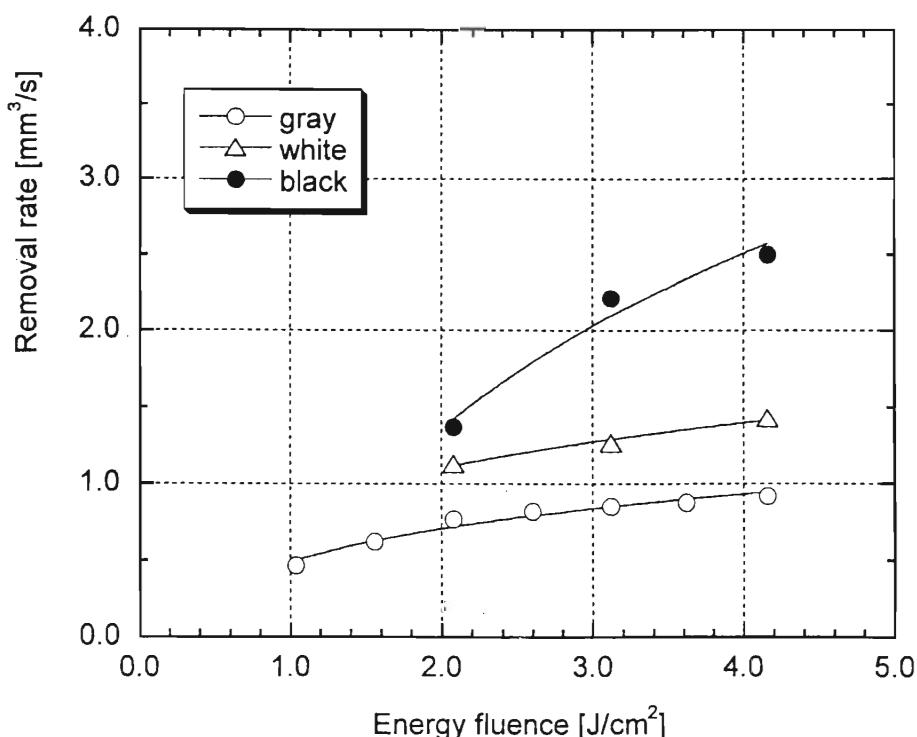


Fig. 3 Relation between energy fluence and removal rate for paint color

の干渉や回折効果によって局所的に熱影響を受けたものと推測される。

#### (6) エキシマレーザによるプラスチック材表面の

除去特性  
原子力施設で使用されている代表的なプラスチック材であるアクリル樹脂及びポリカーボネート

Table 2 Relation between irradiation distance and removed width

デフォーカス距離 (mm)	照射エネルギー (mJ)	照射速度 (mm/s)	塗装除去幅 (mm)	備 考
0.0	400	8.4	3.04	ジャストフォーカス
-2	400	8.4	3.04	
-4	400	8.4	3.04	
-6	400	8.4	2.86	
-10	400	8.4	2.44	端部塗装残る
+2	400	8.4	3.00	
+4	400	8.4	3.00	
+6	400	8.4	3.00	
+10	400	8.4	2.48	端部塗装残る

試験材：エポキシ樹脂塗装、炭素鋼母材、黒色、平均塗装厚み 97.3 μm

照射条件：焦点位置（ジャストフォーカス）でのビームサイズ 3.1mm×3.1mm

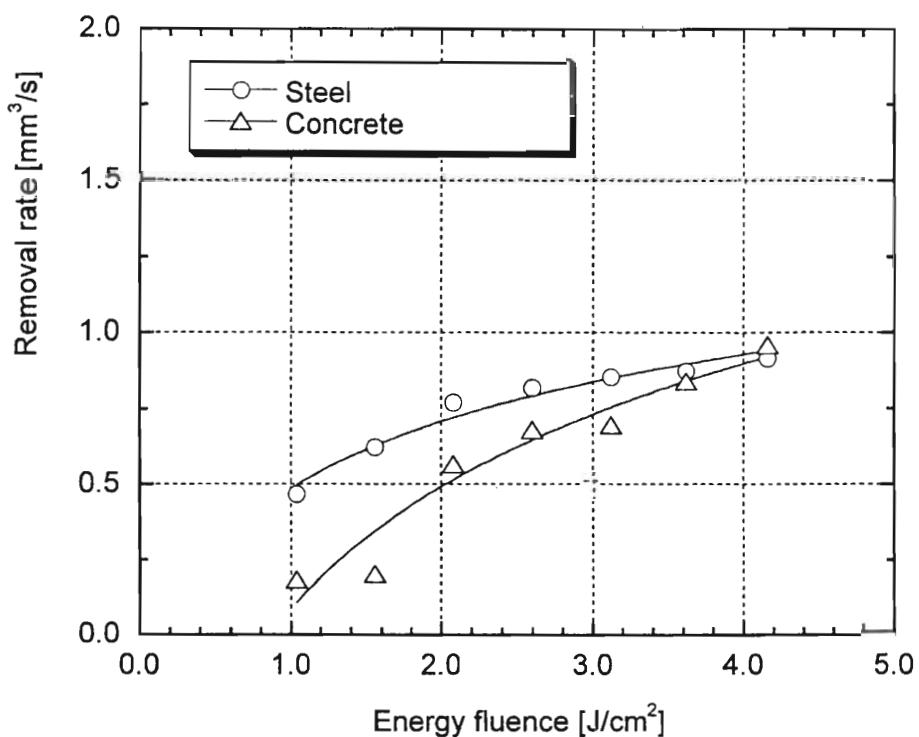


Fig.4 Relation Between energy fluence and removal rate for basic material

ト樹脂表面のKrFエキシマレーザによる除去特性の測定を行った。測定結果をFig. 5に示す。

レーザ照射条件(照射エネルギー密度、照射速度)が同じであっても、除去深さ、除去量は、アクリル樹脂に比べてポリカーボネート樹脂は小さな値(約1/20)を示した。また、両樹脂とも照射速度の遅い条件では、除去深さが大きくなり、照射速度が速くなると除去深さは浅くなる傾向がある。

アクリル樹脂では熱的影響と考えられる凹凸が確認されたが、ポリカーボネート樹脂のレーザ照射面の透明性は保持されており、熱的影響はほとんど見られなかった。

### 3.4 塗装除去深さ及び単位時間当たり除去体積

照射エネルギー密度及び照射速度をパラメータとして、炭素鋼塗装試験体及びコンクリート塗装試験体にレーザを照射し、塗装除去深さ及び単位時間当たり除去体積(照射速度×除去深さ×ビーム大きさ)の関係を求めた。

試験では、E/O QスイッチYAGレーザのミラー伝送とバンドル型ファイバ伝送及びA/O QスイッチYAGレーザを使用した。なお、ビームサイ

ズは、各レーザについて一定とし、パルスエネルギーを変えて照射エネルギー密度の調整を行った。

#### (1) 照射速度と塗装除去深さ

照射エネルギー密度を一定の値にして、照射速度を変えてレーザを照射すると、どのレーザの場合でも照射速度が遅いとエネルギー投入量が大きくなることから除去深さは深くなり、照射速度が速くなるに従って除去深さは浅くなる傾向がある。

なお、E/O QスイッチYAGレーザの場合には、パルス繰返し数が低い(50Hz)ことから照射速度が速くなると塗装の除去ムラを生ずることがある。

#### (2) 照射エネルギー密度と塗装除去深さ

照射速度を一定の値にして、照射エネルギー密度を変えてレーザを照射すると、どのレーザの場合も照射エネルギー密度が大きくなるとともに除去深さは深くなり、照射エネルギー密度が小さくなると除去深さは浅くなる傾向がある。なお、A/O QスイッチYAGレーザの場合には、単位時間当たりのパルス繰返し数が高く(約1kHz)連続波に近くなることから、照射エネルギー密度が大きくなると熱的影響が現れ、コンクリート試験体の一

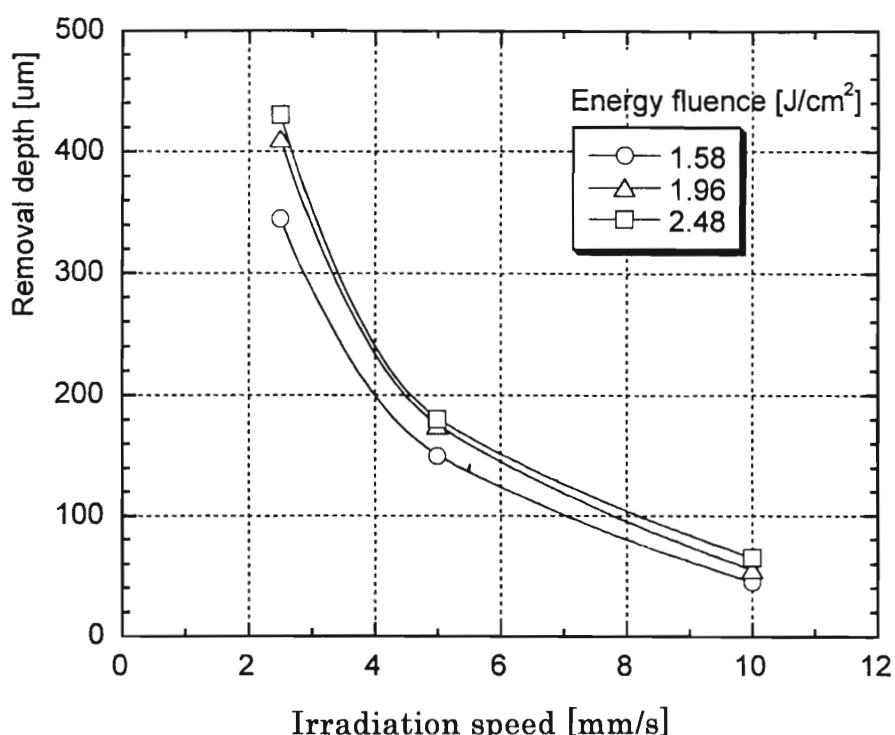


Fig. 5 Relation between laser irradiation speed and removal depth

部が溶融してガラス化する現象が見られた。

### (3) レーザ照射回数と塗装除去深さ

レーザ照射1回当たりの塗装除去深さは、レーザの種類、伝送方法、照射速度によって異なるがおよそ0.01~0.2mmである。このため、厚い塗装を除去するには同じ塗装面に繰返しレーザを照射する必要がある。厚さ約1mmの塗装を除去するためには同一面へ数10回のレーザ照射が必要となる。

### (4) 単位時間当たり除去体積

E/O QスイッチYAGレーザの場合、照射速度が速くなるとともに単位時間当たりの除去体積が増加する。これは、パルスエネルギーが大きい(102mJ/pulse)ことから、試験した範囲では照射速度が速くても塗装の分解に必要なエネルギーが供給されるためと考えられる。

A/O QスイッチYAGレーザの場合は、照射速

度が遅いほうが単位時間当たりの除去体積が大きくなる。これは、パルスエネルギーが小さい(1~10mJ/pulse)ために、照射速度が速くなると供給されるエネルギーが少なくなるためと考えられる。

また、どのレーザの場合も照射エネルギー密度が大きくなるとともに単位時間当たりの除去体積は増加する傾向がある。

Table 3に塗装除去試験の代表的なレーザ照射条件と単位時間当たり除去体積及び除去面積を示す。試験で使用したレーザ発振装置の出力が小さいこと(約20W)、レーザ照射幅(ビームサイズ)が狭いこと、照射速度が遅いこと等から、試験データを基に算出した単位時間当たり除去面積は小さな値となっている。

### 3.5 分解除去物の性状

エポキシ樹脂塗料を塗布した炭素鋼試験体に

Table 3 Relation between laser irradiation condition and paint removal

		レーザ照射条件				塗装膜除去深さ	単位時間当たり塗装膜除去量	単位時間当たり塗装膜除去面積
		パルスエネルギー(mJ/pulse)	照射エネルギー(J/cm²)	ビーム大きさ(mm)	照射速度(mm/s)	(μm)	(mm³/s)	(mm²・mm/h)
炭素鋼塗装試験体	E/O Q YAG レーザ	ミラー伝送	410	4.27	3.1×3.1	30	14.5	1.35
		バンドル型 ファイバ伝送	410	4.20	φ2.30	20	19.0	0.87
	A/O Q YAG レーザ	ファイバ伝送	14.6	4.30	φ0.658	10	184.3	1.21
								4.4×10⁻³
コンクリート塗装試験体	E/O Q YAG レーザ	ミラー伝送	410	4.27	3.1×3.1	20	18.5	1.15
		バンドル型 ファイバ伝送	410	4.20	φ2.30	20	19.0	0.87
	A/O Q YAG レーザ	ファイバ伝送	14.6	4.30	φ0.658	10	201.0	1.32
								4.8×10⁻³

注 単位時間当たり塗装膜除去面積 (mm²・mm/h) = ビーム大きさ (m) × 塗装膜除去深さ (mm) × 照射速度 (m/h)

レーザを照射したときに発生する分解除去物の粒径分布及び発生ガス成分の分析を行った。測定試料採取法の概要を Fig. 6 に示す

### (1) 分解除去物の粒径分布測定

試験体を試験用チャンバ内に置き、E/O Q スイッチYAGレーザ及びA/O Q スイッチYAGレーザ照射時に発生する分解除去物を空気ポンプで吸引し、フィルタユニット（フィルタ（孔径 $0.1\text{ }\mu\text{m}$ ）で補集し、レーザ回折式粒径分布計測装置を用いて粒子径を測定した（Fig. 7 参照）。分解除去物の粒径は、約 $0.4\sim20\text{ }\mu\text{m}$ の範囲に分布しており、 $3.7\sim11\text{ }\mu\text{m}$ のものが大半を占めている。この粒径分布には、レーザの種類による違いがほとんどなかった。

### (2) 発生ガス成分の分析

試験用チャンバを密閉した状態で試験体にレーザ照射を行った後、試験用チャンバ内のガスをガスサンプリングシリンダで採取し、ガスクロマトグラフ分析法により成分分析を行った。分析結果を Table 4 に示す。

試験用チャンバ内のガス成分として、CO、 $\text{CO}_2$ 、 $\text{H}_2\text{O}$ などの無機成分及び $\text{CH}_4$ 、 $\text{C}_2\text{H}_6$ などの低分子量の炭化水素が検出された。これらのガスは、エポキシ樹脂の分子結合の一部がレーザエネルギーによって切断されて生成したものと考えられる。

エポキシ樹脂塗料の主要な構成元素の結合エネルギーは、C—H(3.5eV)、C—C(3.6eV)、C—O

(3.3eV)、O—H (4.7eV)、H—H (4.5eV)、C=C (6.1eV) であり、YAG レーザの発振波長における1光子当たりのエネルギーは、1.17eVであることから、1光子でこれらの結合を直接切断することはできないが、高強度短パルスレーザの照射では、多量の熱が極めて短時間に発生するため、レーザアブレーションによりエポキシ樹脂が分解されたものと考えられる。

### 3.6 模擬汚染物による塗装除去の確認

エポキシ樹脂塗料に模擬汚染物を混ぜて塗布したコンクリート試験体にレーザを照射し、塗装除去前後の試験体表面の模擬汚染物量を測定して塗装の除去効果を評価した。

模擬汚染物として、酸化コバルト粉末（CoO 50%、 $\text{Co}_3\text{O}_4$  50%、粒径 $74\text{ }\mu\text{m}$ 以下）と水酸化セシウム粉末（ $\text{CsOH}\cdot\text{H}_2\text{O}$ 、純度99%以上）を使用した。

模擬汚染物を塗布した試験体にレーザを照射（照射エネルギー密度 $4.91\text{J/cm}^2$ 、照射速度 $10\sim30\text{mm/s}$ ）して塗装を除去した後、試験体表面の模擬汚染物の存在状況を蛍光X線分析、X線マイクロアナライザ（EPMA）及び走査型電子顕微鏡（SEM）を用いて表面観察を行った。レーザ照射前後における試験体の蛍光X線分析による表面分析結果を Table 5 に示す。

#### (1) Co 模擬汚染付きコンクリート試験体

模擬汚染物の Co 元素に着目すると、レーザ照

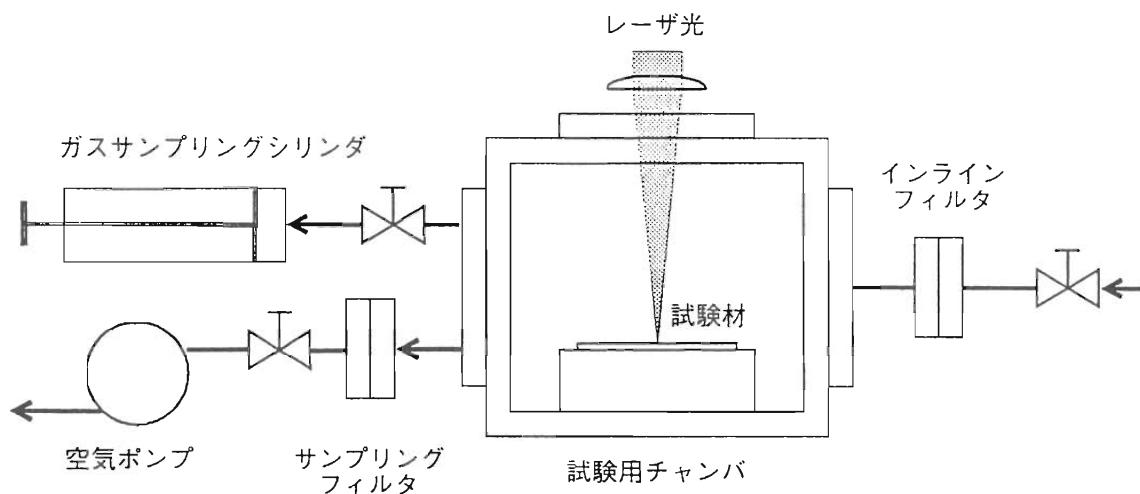


Fig. 6 Schematic diagram of sampling apparatus for laser ablation particle

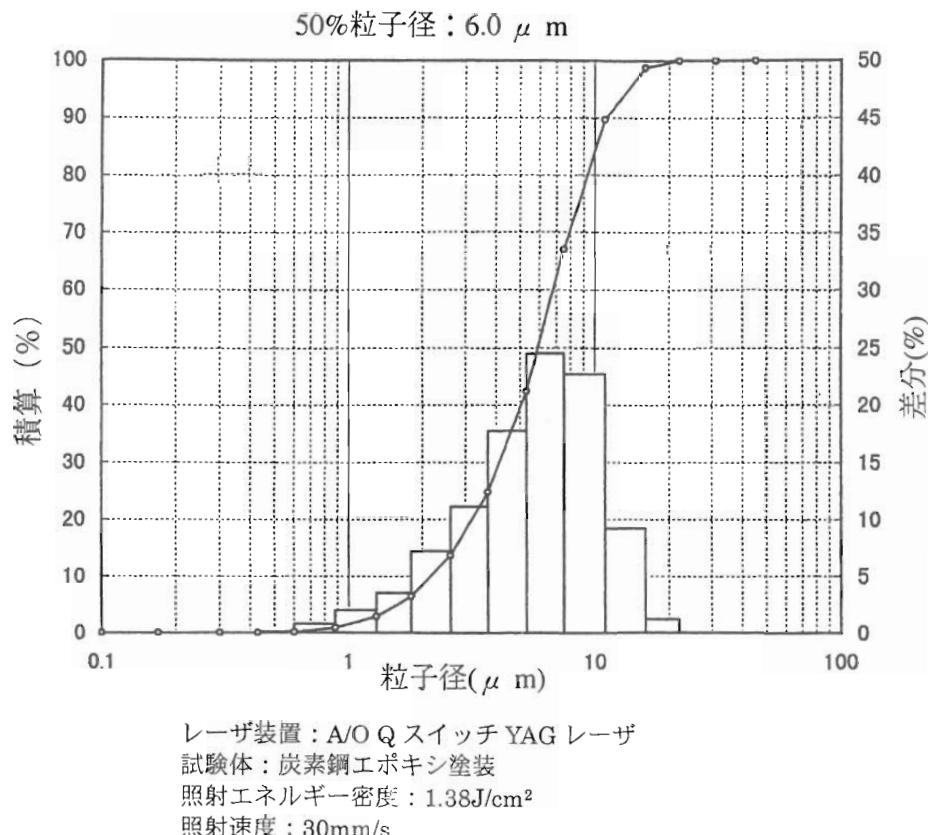


Fig. 7 Particle size distribution on laser ablation of epoxy paint (volume basis)

Table 4 Gas composition generated from epoxy resin paint by laser irradiation

		単位	バックグラウンド	A/O Q スイッチYAG	E/O Q スイッチYAG
無機成分	一酸化炭素	%	検出限界以下	0.009	0.028
	二酸化炭素	%	0.056	0.057	0.049
	水 分	%	1.3 / 1.1	1.1	1.3
有機成分	メ タ ン	ppm	1.9	230	190
	エ タ ン	ppm	検出限界以下	46	10
	エチレン	ppm	検出限界以下	290	190
	プロパン	ppm	検出限界以下	47	1.7
	プロピレン	ppm	検出限界以下	12	19

注 試験材 : 炭素鋼塗装試験材

A/O Q スイッチYAGレーザ照射条件 :  $1.38\text{J/cm}^2$ 、照射速度  $30\text{mm/s}$

E/O Q スイッチYAGレーザ照射条件 :  $1.56\text{J/cm}^2$ 、照射速度  $5\text{mm/s}$

Table 5 X-ray fluorescence analysis data on painted specimen containing stable nuclide

分析元素	X線強度(kcps)				
	コンクリート表面	塗装表面	照射条件1	照射条件2	照射条件3
Si	1.3868	0.0607	2.8237	2.4157	5.2482
S	0.1433	1.8405	0.0514	0.5120	0.1169
Ca	28.9701	0.0528	26.4106	14.4378	16.0540
Ti	0.0046	2.1953	0.0644	0.0089	0.0132
Fe	0.3989	0.0663	0.4357	0.7116	1.1734
Co	検出されず	3.6749	0.0377	0.1046	0.0081
Cs	検出されず	0.1655	0.0508	0.0340	検出されず

照射条件1：照射エネルギー密度  $4.91\text{J/cm}^2$ 

照射速度 30mm/s 照射回数 1回

照射条件2：照射エネルギー密度  $4.91\text{J/cm}^2$ 

照射速度 10mm/s 照射回数 1回

照射条件3：照射エネルギー密度  $4.91\text{J/cm}^2$ 

照射速度 30mm/s 照射回数 2回

射前の模擬汚染付き試験体のCo元素を示すX線強度は3.67kcpsに対して、レーザ照射後のCo元素のX線強度は、照射条件によって異なるが8.1～37.7cpsであった。レーザ照射前後のX線強度からCo元素の低減率を求めるとき、レーザ照射前のCo元素量に対してレーザ照射後のCo元素量は照射条件3の場合約1/450となり、低減率が最も大きくなつた。

#### (2) Cs 模擬汚染付きコンクリート試験体

模擬汚染物のCs元素に着目すると、レーザ照射前の模擬汚染付き試験材のCs元素を示すX線強度は、165.5cpsであった。これに対してレーザ照射後のCs元素のX線強度は、照射条件によって異なるが1～50.8cps以下であった。レーザ照射前後のX線強度からCs元素の低減率を求めるとき、レーザ照射前のCs元素量に対してレーザ照射後のCs元素量は照射条件3の場合約1/167となり、低減率が最も大きくなつた。

また、EPMA及びSEMによる表面分析の結果、照射速度が遅い場合には、下地材の一部の溶融によってわずかながら模擬汚染物の残留が認められたが、照射速度を適切な値に設定することにより

模擬汚染物のほとんどを除去することができ、下地材表面の溶融等による汚染物の巻き込みのないことが確認できた。

#### 4. 分解除去物の回収試験

製作した分解除去物回収試験装置を用いて、エポキシ樹脂塗料を塗布したコンクリート試験体にE/O Q スイッチパルスYAGレーザを照射し、発生する分解除去物の回収性を調べた。

##### 4.1 試験装置

回収試験に使用した試験機器の全体構成図をFig. 8に示す。試験機器は、平均出力25W、パルス繰返し数50HzのE/O Q スイッチパルスYAGレーザ、基礎試験装置照射光学系および実験テーブルを含む基礎試験装置と分解除去物の回収装置により構成される。なお、回収装置は、3.5項に記述した分解生成物の性状の調査結果をもとに設計製作した。回収装置の概略構成図をFig. 9に示す。回収装置は、吸引ノズル、フィルタ部、吸引力を発生させるプロアから成る。フィルタ部は、プレフィルタ(除去限界粒度30  $\mu\text{m}$ )、1次フィルタ

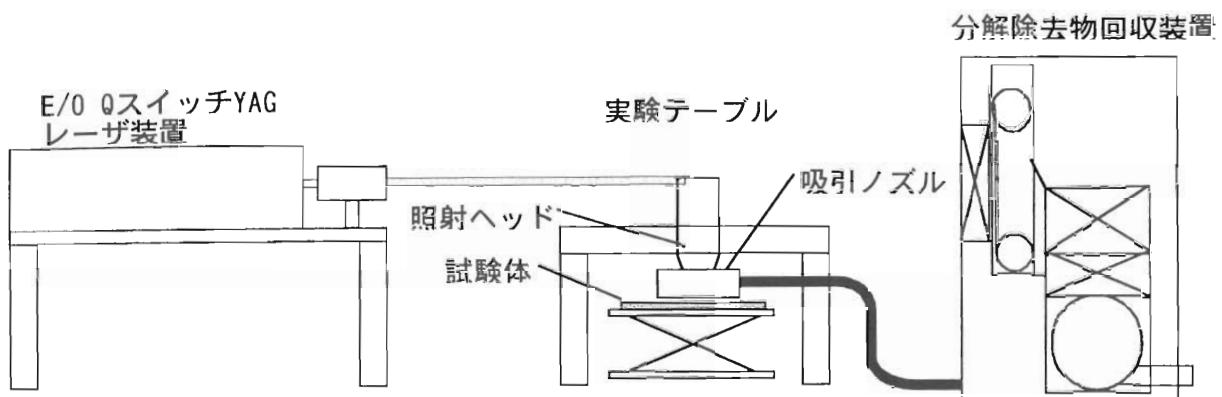


Fig. 8 Experimental setup of laser coating removal and filtration system

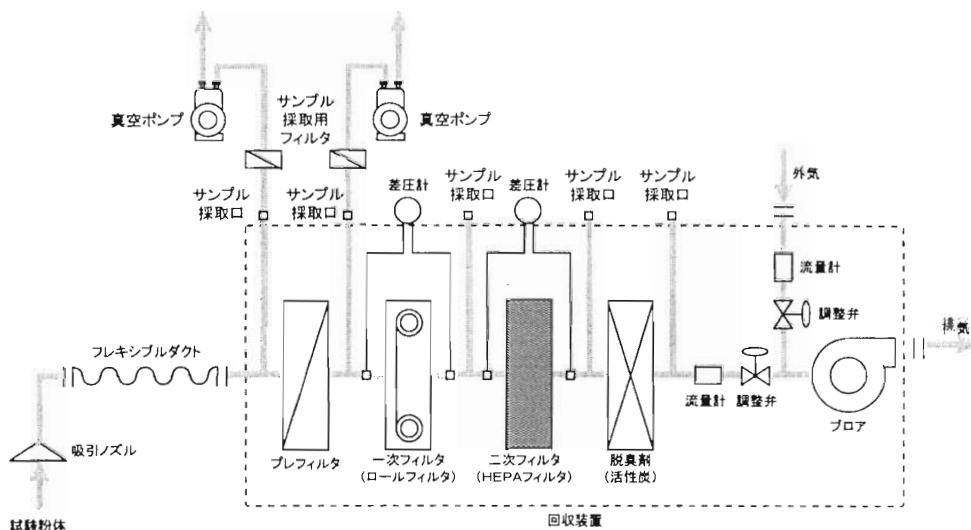


Fig. 9 Schematic diagram of filtration assembly

であるロールフィルタ（除去限界粒度  $1 \mu\text{m}$ ）、2次フィルタであるHEPA（除去限界粒度  $0.3 \mu\text{m}$ ）から成り、プレフィルタと1次フィルタで粗い粒径の分解除去物を回収し、2次フィルタへの負荷の軽減を図っている。さらに、ガス化した分解除去物の除去を目的にフィルタ最終段に脱臭剤（活性炭）層を設けている。

#### 4.2 試験結果

分解除去物の回収試験は、照射エネルギー密度  $4.16\text{J/cm}^2$ 、照射速度  $1.6\text{mm/s}$ 、照射回数1回、吸引ノズルの吸入流量  $2.0\text{m}^3/\text{min}$  の条件で実施した。

回収装置の性能を確認するため、初めに各フィ

ルタ採取口に接続したサンプリングフィルタで捕集した分解除去物の質量を計測した。各サンプリングフィルタで捕集した分解除去物の捕集質量をTable 6に示す。ここでは、各フィルタとフィルタユニット入口（プレフィルタ入口）との分解除去物捕集質量の比率を回収効率としている。

回収装置のフィルタユニット全体で約98.5%の分解除去物が回収可能であったが、分解除去物は、HEPAフィルタ、プレフィルタ、ロールフィルタの順に捕集率が高く、Fig. 7の粒径分布から一番高いと予想したロールフィルタの捕集率が低かった。サンプリング方法にも問題があったと考えられるが、高価なHEPAフィルタの前で捕集する再生可能なフィルタ設備の検討が必要である。

Table 6 Filtration data of particles produced from the laser ablation

試料採取箇所	測定	捕集質量 (mg)	平均捕集質量 (mg)	回収率 (%)
プレフィルタ入口	1回目	3.33	3.18	—
	2回目	3.02		
プレフィルタ出口	1回目	2.54	2.52	20.8
	2回目	2.50		
一次フィルタ出口	1回目	2.37	2.41	3.5
	2回目	2.44		
二次フィルタ出口	1回目	0.09	0.05	74.2
	2回目	0.00		

照射条件：照射エネルギー密度  $4.16\text{J/cm}^2$  照射速度  $1.6\text{mm/s}$

吸入流量  $2.0\text{m}^3/\text{min}$  レーザ照射時間  $20\text{min}$

試験体：コンクリート塗装試験体

## 5. パルスレーザの光ファイバによる伝送試験

原子力施設内での除染作業は、放射線環境下でしかも狭隘な場所が多く、除染機器の遠隔操作化を図るために、光ファイバ伝送は必要不可欠な要素技術である。しかし、パルスYAGレーザ光のファイバ伝送は、ファイバ材質の誘電破壊により、連続発振YAGレーザのような高出力伝送が困難である。石英ガラスファイバの場合、破壊しきい値は、 $1.0\text{MW/mm}^2$ であり、E/O QスイッチYAGレーザでは、パルス幅を $150\text{ns}$ としたとき、コア径 $1\text{mm}$ のファイバで伝送可能なパルスエネルギー $117.8\text{mJ/pulse}$ に相当する。一方、E/O QスイッチパルスYAGレーザではパルス幅が短く、 $10\text{ns}$ としたときコア径 $1\text{mm}$ のファイバで $7.86\text{mJ/pulse}$ に相当する。

そこで、E/O QスイッチYAGレーザの高出力伝送方法として、1) 大口径ファイバによる伝送、2) バンドル型ファイバによる伝送について試みた。

### 5.1 大口径光ファイバによる伝送試験

通常、レーザ加工用光ファイバのコア径は、 $0.6\sim1.0\text{mm}$ であるが、ここでは、コア径 $2.0\text{mm}$ の大口径ファイバを製作し、伝送試験を実施した。大口径光ファイバ(三菱電線工業製STP2000-SY)の仕様は以下のとおりである。

仕様は以下のとおりである。

ファイバ材質：SI型マルチモード石英ガラス

ファイバ

コア径 :  $2.0\text{mm}$

長さ :  $1.2\text{m}$

ファイバ許容曲げ半径 :  $420\text{mm}$

ファイバ入射条件としては、入射レンズの焦点距離 $f=200\text{mm}$ を用い、ファイバ入射端面のビーム径 $1.8\text{mm}$ として、パルス繰返し数 $50\text{Hz}$ の条件で伝送試験を行った。

入射レーザ出力 $1.50\text{W}$ に対して、伝送レーザ出力 $1.41\text{W}$ 、伝送効率 $94.0\%$ となったが、入射レーザ出力 $1.62\text{W}(32.4\text{mJ/pulse})$ でファイバが破損した。この時、入射端面におけるレーザ強度は、 $1.27\text{MW/mm}^2$ であった。通常、入射端面で破壊しなければ、ファイバ内部でも破壊しないはずであるが、レーザ光を集光させて入射しているため、伝搬中にレーザ光が集中し、破壊しきい値を大きく越えて損傷したものと考えられる。

単芯光ファイバで高出力伝送を実現するには、さらなる大口径化が考えられるが、コア径の増加によって許容曲げ半径が大きくなり、ファイバ伝送の特徴であるフレキシビリティが損なわれる。また、レーザ光を空間的に分割し、複数の大口径ファイバ伝送も原理的には可能であるが、E/O QスイッチYAGレーザ出力 $25\text{W}(500\text{mJ/pulse})$ を

すべて伝送するためには、約17本以上のファイバが必要となり、レーザを分割する光学系と伝送後のビーム合成光学系など伝送システムが一層複雑化することから、この方法は現実的な方法とは言い難い。

## 5.2 バンドル型ファイバによる伝送試験

画像や照明光のイメージガイドとして使用されているバンドル型ファイバについて、パルスレーザ伝送の適用性を検討した。バンドル型ファイバは、数100本もの細いファイバを束ね、実効的にコア面積を大きくしたものであるが、素線ファイバと同等な屈曲性を有している。製作したバンドル型ファイバ(三菱電線工業製、ST230D/320)の仕様は以下のとおりである。

素線ファイバ材質	: SI型マルチモード石英ガラスファイバ
バンドル口径	: 5.0 mm(素線ファイバコア径230 $\mu$ m、素線数320本)
長さ	: 3 m
許容曲げ半径	: 150 mm

### (1) 伝送基礎試験

伝送試験機器の配置図をFig.10に示す。レーザ光は、アパーチャ( $\phi$  5.0mm)を介して入射し、ファイバの入射・出射端部は水冷構造としている。

入射レーザ出力に対する伝送出力と伝送効率の関係をFig.11に示した。入射レーザ出力25.5 W(510 mJ/pulse)に対して、伝送出力14.3 W(286 mJ/pulse)、伝送効率56.8%が得られ、この時の入

射端面におけるレーザ強度は、均一な強度分布として計算すると  $2.60 \text{ MW/mm}^2$  となった。

ここで伝送効率について考察すると、バンドル型ファイバ自身の伝送損失は、素線ファイバのコア占有面積率(67.7%)、入 / 出射面での反射損失(4%)、石英ガラスファイバの透過伝送損失(0.34%)である。これにアパーチャ透過損失(6.6%)を考慮して、各伝送損失を累積すると、バンドル型ファイバの伝送効率は、58.1%(伝送損失41.9%)と計算できる。これを試験結果と比較すると、ほぼ計算値に近いE/OQスイッチYAGレーザ光の伝送が行われていることがわかる。

### (2) 伝送特性の時間変化

次に、バンドル型ファイバの伝送特性の時間変化について調べた。入射レーザ出力を20.0 W一定としたとき、伝送出力の時間変化をFig.12に示した。伝送出力は時間の経過とともに徐々に低下する傾向が見られ、初期伝送出力18.0 Wに対して、1時間経過後の伝送出力は11.8 Wとなり、1時間あたりの出力低下は1.8 Wであった。この出力低下は、レーザ照射によって入射端部の接着剤が加熱されてファイバ端面に付着して、伝送特性を劣化させているものである。

このように、E/O QスイッチYAGレーザのファイバ伝送において、バンドル型ファイバ伝送方式は、伝送効率は大口径ファイバに劣るが、フレキシブルな伝送ができ、伝送出力が高いことから、現時点においてレーザ除染に適用が可能な方式であると言える。

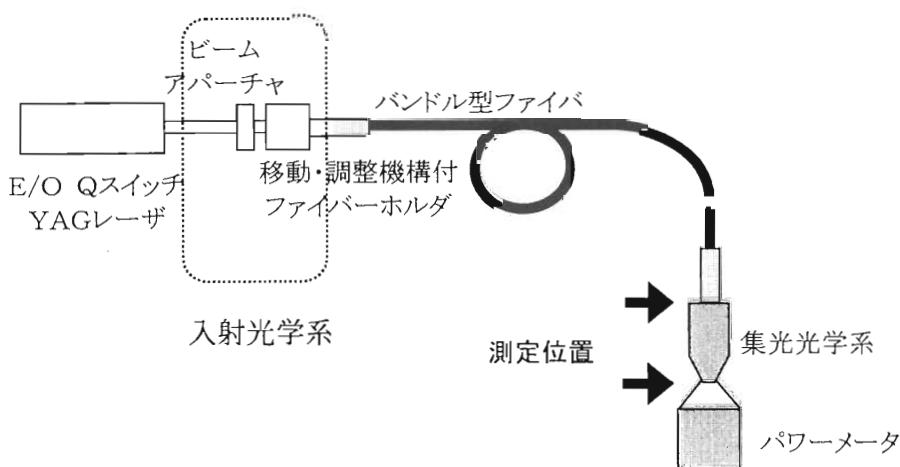


Fig.10 Experimental setup for laser delivery system by using bundled fiber

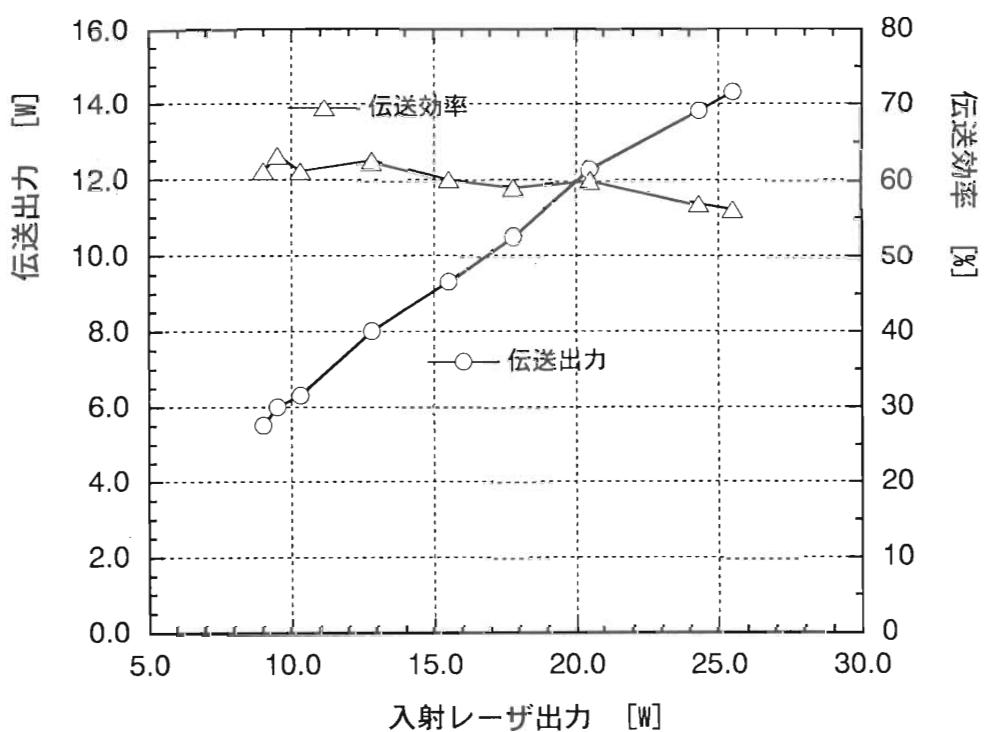


Fig. 11 Laser transmission characteristics of a bundled fiber

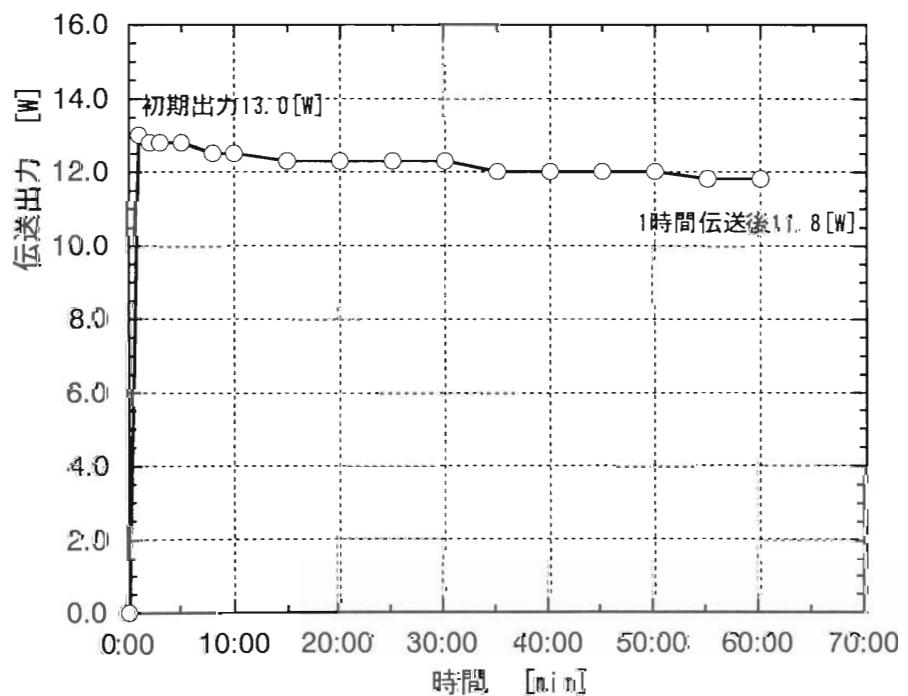


Fig. 12 Transmission laser power stability of bundled fiber

## 6. 将来展望

本技術開発で使用したレーザ装置のレーザ出力は、20W程度と低出力であったため、塗装材の除去能力は非常に小さかったが、ファイバ伝送性、塗装除去能力、分解生成物の性状等を明らかにすることことができた。今回の試験結果から、塗装除去に有望なレーザはパルスYAGレーザであると言えるが、E/OQスイッチYAGレーザとA/OQスイッチYAGレーザの除去能力を比較すると両者には大きな差はみられない。

最近、平均出力1,500WのA/O QスイッチYAGレーザが開発されている<sup>5)</sup>。現在、開発されているパルスYAGレーザの最高出力のものについて、試験で得られた塗装材の除去能力をもとに推定した処理能力をTable 7にまとめた。平均出力1,500WのA/O QスイッチYAGレーザ発振器による除去能力は、約0.6m<sup>2</sup>·mm/hとなり、今後のレーザ装置開発の進展により塗装膜除去への実用

化が近い将来可能となることが期待できる。

一方、ファイバ伝送については、出力1,500WのA/O QスイッチYAGレーザはすでにファイバ伝送が行われている実績があり、A/O QスイッチYAGレーザにおけるファイバの破壊しきい値から、コア径1mm  $\phi$  の光ファイバでは、パルスエネルギー117.8mJ/pulseまで伝送可能と予測されている。さらに、半導体レーザ(LD)による励起方式のパルスYAGレーザ等の新しいレーザ技術が急速に発展しており、高出力化が期待されている。

本技術を実用化するために解決しなければならない課題としては、次のことがあげられる。

- 1) 発振器の高出力化、小型化と低価格化
- 2) 高出力レーザのファイバ伝送実証(ファイバのタイプと太さ)
- 3) 塗装膜中への汚染浸透状況(除去すべき厚さ)の確認
- 4) 再生可能な分解除去物収集方法の確立

Table 7 Estimation of removal ability of latest high power pulse laser

項目	レーザの種類		A/O QスイッチYAG
	ミラー伝送	ファイバ伝送*	ファイバ伝送
<b>レーザ照射条件</b>			
レーザ平均出力 (W)	940	525	1,500
パルスエネルギー (J/pulse)	9.4	5.3	37.7mJ
パルス繰返し数 (Hz)	100	100	40,000
照射エネルギー密度 (J/cm <sup>2</sup> )	4.27	4.20	4.20
照射速度 (mm/s)	20	20	10
<b>処理能力</b>			
除去体積 (mm <sup>3</sup> /s)	45.9	26.5	160.3
単位出力当たり除去体積 (mm <sup>3</sup> /s/W)	0.049	0.05	0.107
単位時間除去量 (m <sup>2</sup> ·mm/h)	0.165	0.096	0.577
1 m <sup>2</sup> ·1mm 処理時間 (h)	6.06	10.4	0.173

\* : レーザ平均出力940WのE/O QスイッチYAGレーザを伝送効率56%のバンドル型ファイバで伝送した525Wをレーザ平均出力として評価したもの

## 7. おわりに

平成8年度に着手したレーザによる有機材料除染技術開発の基礎試験は、平成11年度で終了した。有機材料をレーザアブレーションによって除去するには、通常の連続発振レーザでは不十分であり、さらにエネルギー密度の高いパルスレーザを用いる必要がある。パルスエネルギーが高くなるとファイバ伝送にも解決しなければならない課題があることが分かった。レーザ除染法の実用化のためには、高い除去能力が必要とされるが、最近の高出力レーザの開発により、その実現が近いものと思われる。

## 参考文献

- 1) John S. Foley, Laser paint stripping: An automated solution, Industrial Laser Review No.9, 9 (1991)
- 2) Pang, Ho-ming, Edelson M. C. Preliminary design and estimate of capital and operating costs for a production scale application of laser decontamination technology, DOE Report IS-5112/ UC-511, (1994)
- 3) Cannon N. S., Flesher D. J., Lasers for the radioactive decontamination of concrete, DOE Report WHC-SA-2116-FP, (1993)
- 4) 鈴木美寿、“放射性汚染物質を瞬時に取り去るレーザクリーニング技術”、原子力eye、Vol.44、No.10、50(1998)
- 5) Kurt Richter, Schweissen mit einen Nd: YAG-Q-switch-laser hoechster leistung, LASER MAGAZIN, No.4, 12(1995)

## 訂正のお知らせ

前号発行のデコミッショニング技報第21号で誤記がありましたので、お知らせするとともにお詫び致します。

誤	正
12頁、英文抄録の1行目  in the field <u>old</u> decommissioning	in the field <u>of</u> decommissioning

---

財団法人 原子力施設デコミッショニング研究協会誌

© デコミッショニング技報 第22号 発行日：平成12年8月31日

編集発行者 (財)原子力施設デコミッショニング研究協会

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100

TEL 029-283-3010, FAX 029-287-0022

# **RANDEC's Capability**

**Research Association for Nuclear Facility Decommissioning (RANDEC) plays a key role in establishing overall technology for decommissioning nuclear facilities.**

**The capability and service of RANDEC are to ;**

**Implement decommissioning research,  
development and investigation.**

---

**Provide technical information on decommissioning.**

---

**Train for decommissioning.**

---

**Inform and enlighten the public  
about decommissioning.**

財団法人  
原子力施設デコミッショニング研究協会  
〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821番100東海外材ビル  
TEL. 029-283-3010 FAX. 029-287-0022  
E-mail : randec@olive.ocn.ne.jp  
URL : <http://www1.sphere.ne.jp/randec/>