

# デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

No. 17 1997

巻頭言：研究用原子力施設のデコミッショニング

総 説：デコミッショニングに関する米国の新しい放射線防護基準

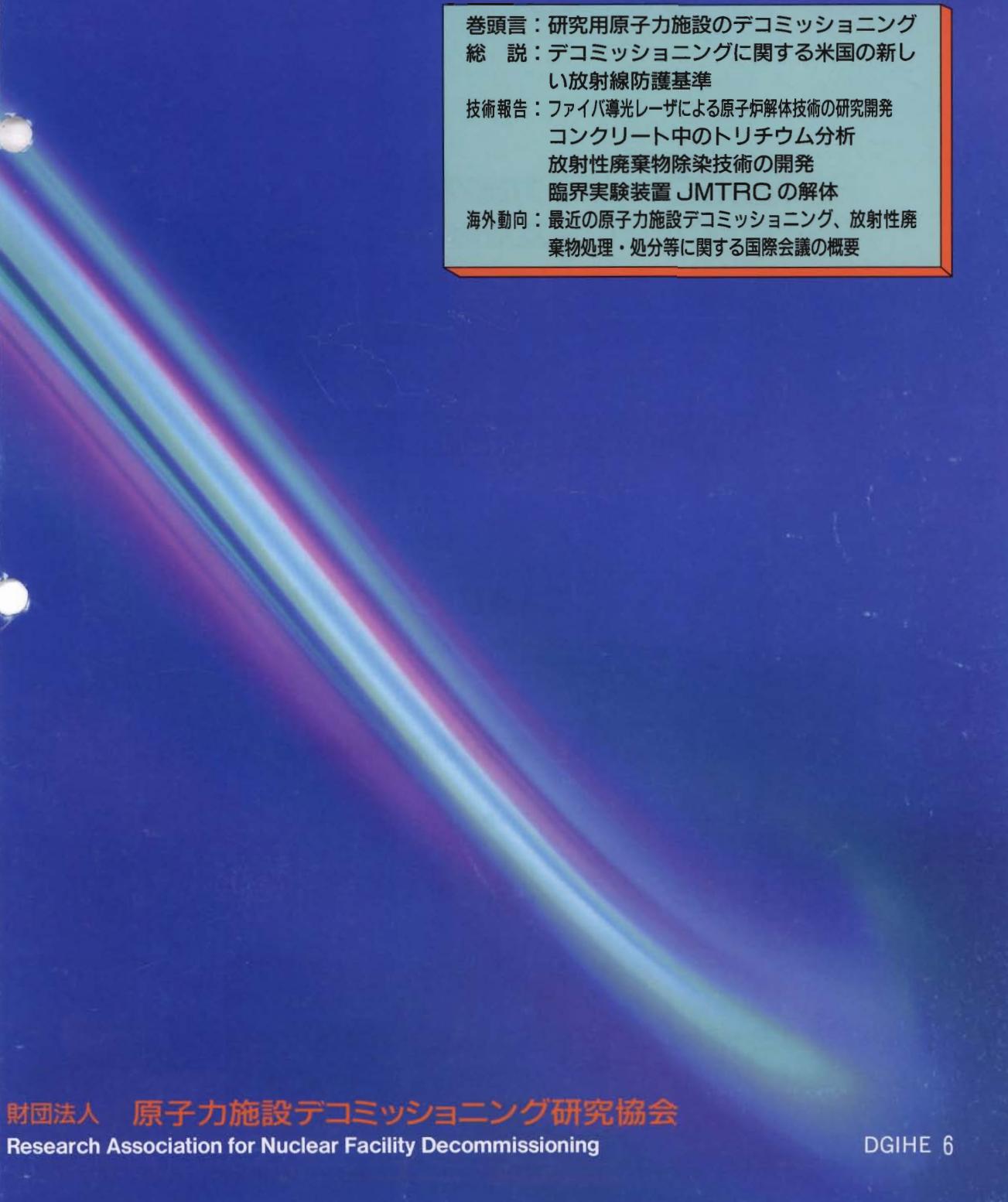
技術報告：ファイバ導光レーザによる原子炉解体技術の研究開発

コンクリート中のトリチウム分析

放射性廃棄物除染技術の開発

臨界実験装置 JMTRC の解体

海外動向：最近の原子力施設デコミッショニング、放射性廃棄物処理・処分等に関する国際会議の概要



# 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17号（1997年12月）

## －目 次－

### 卷頭言

研究用原子力施設のデコミッショニング

1

鴻坂 厚夫

### 総 説

デコミッショニングに関する米国の新しい放射線防護基準 ..... 2

山本 英明

### 技術報告

ファイバ導光レーザによる原子炉解体技術の研究開発 ..... 8

鶴巻 邦輔、宮尾 英彦、富岡 秀夫、安達 潤一、桜井 隆

尾角 英毅、早川 明良、月野 徳之、中澤 正治

コンクリート中のトリチウム分析 ..... 19

今井 久、石本 清

### 放射性廃棄物除染技術の開発

－日本ガイシの除染技術－ ..... 30

刈田 陽一

臨界実験装置 JMTRC の解体 ..... 55

武田 卓士、小向 文作、松井 智明

小森 芳廣、藤木 和男、大岡 紀一

### 海外動向

最近の原子力施設デコミッショニング、放射性廃棄物処理・処分等に関する国際会議の概要 ..... 63

# Journal of the RANDEC

No. 17, December 1997

## CONTENTS

### Exposition

New Decommissioning rule of the United States .....	2
	Hideaki YAMAMOTO

### Technical Report

Development of Remote Dismantling of Nuclear Reactor with Laser transmitted through Optical Fiber .....	8
--	---

Kunisuke TSURUMAKI, Hidehiko MIYAO, Hideo TOMIOKA, Junichi ADACHI,  
Takashi SAKURAI, Hideki OKADO, Akiyoshi HAYAKAWA, Noriyuki TSUKINO,  
Masaharu NAKAZAWA

Analysis of Tritium in Concrete .....	19
	Hisashi IMAI, Kiyoshi ISHIMOTO

Research and Development on Decontamination Technology for Radioactive Solid Waste – Decontamination technologies of NGK – .....	30
	Yoichi KARITA

Decommissioning of the Critical Facility JMTRC .....	55
	Takashi TAKEDA, Bunsaku KOMUKAI, Tomoaki MATSUI Yoshihiro KOMORI, Kazuo FUJIKI, Norikazu OOKA

Abstracts of International Meetings on Nuclear Facilities Decommissioning .....	63
---	----

## SUMMARIES

New Decommissioning rule of the United States  
Hideaki YAMAMOTO  
J. RANDEC, No.17(Dec. 1997)page2~7

The United States Nuclear Regulatory Commission has amended its radiation protection standards to include radiological criteria for license termination. The criteria provide a consistent regulatory basis for determining the extent to which lands and structures must be remediated before decommissioning of a NRC-licensed site can be considered complete and the license terminated. A site will be considered acceptable for unrestricted use if the residual radioactivity results in a public dose that does not exceed 0.25 mSv per year.

The author outlines the new standards, which was published in the Federal Register of July 21, 1997.

Development of Remote Dismantling of Nuclear Reactor with Laser transmitted through Optical Fiber

Kunisuke TSURUMAKI, Hidehiko MIYAO, Hideo TOMIOKA, Junichi ADACHI, Takashi SAKURAI, Hideki OKADO, Akiyoshi HAYAKAWA, Noriyuki TSUKINO, Masaharu NAKAZAWA

J. RANDEC, No.17(Dec. 1997)page8~18, 15Figures

A remote cutting system with laser transmitted through optical fiber is promising for dismantling of nuclear reactor.

RANDEC has been developing a dismantling system of in-vessel components with laser through optical fiber, using Chemical Oxygen Iodine Laser (COIL).

COIL is of advantage to application to dismantling of in-vessel components through optical fiber because of its laser characteristics.

For establishment of the dismantling system, these techniques such as the optimum design of a laser focussing head, laser transmission through fiber, impinging of laser beam into fiber of small core diameter etc. are present concerns.

We have made some test equipments for trial and tested, as the initial step of the development program.

The following has been obtained as test results up to the present;

- 1) 1kW power laser beam could be impinged stably into 0.3mm core diameter fiber.
- 2) Basic characteristics (cutting ability, kerf, secondary waste etc.) of the developed cutting head by 1kW power laser could be clarified by the test.

This development has been performed on a consignment to RANDEC from the Science and Technology Agency of Japan.

Research and Development on Decontamination Technology for Radioactive Solid Waste  
— Decontamination technologies of NGK —

Yoichi KARITA  
J. RANDEC, No.17(Dec. 1997)page30~54, 28Figures, 10Tables

In Japanese nuclear facilities, decontamination treatment for radioactive solid wastes is not so popular by various reasons. However in near future decommissioning age, decontamination technology is one of the most important ones such as incineration, melting and compaction.

NGK has introduced several decontamination technologies from Karlsruhe Research Center (FZK) in Germany and developed the dry-blasting and strong acid chemical decontamination technologies from them. This paper describes FZK's current level of their technologies and results, and also the outline of the decontamination technology development by NGK.

FZK recycles several 100 tons of radioactive metal waste annually. And also large equipment is decontaminated by the dry-blasting and chemical polishing. As a result, it is succeeded to recycle more than 90% of radioactive waste.

NGK has used the dry-blasting for radioactive metal waste generated from LWR to decontaminate more than 80% of the waste to a contamination level less than the detection limit with extremely small amount of secondary waste in a range 4-5%. This proves that this system is highly applicable to the radioactive waste decontamination process. For chemical decontamination technology, NGK has developed a variety of methods, such as dipping, barreling, pasting, and foaming with strong mixed acid, consisting of nitric acid, hydrochloric acid, and hydrofluoric acid. For spent liquid waste treatment technology, NGK has studied the acid recovery technologies, such as heating evaporation, diffuse-dialysis, electro-dialysis with bi-polar membrane and molten salt electrolysis of sodium nitrate using beta-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ceramic electrolyte. Finally, it is achieved that the melt-solidification method greatly reduces and stabilizes the secondary waste from decontamination treatment.

## SUMMARIES

### Analysis of Tritium in Concrete

Hisashi IMAI, Kiyoshi ISHIMOTO  
J. RANDEC, No.17(Dec. 1997)page19~29, 7Figures, 4Tables

There are some types of reactors using heavy water for a coolant and a moderator in the world. Structural materials of these reactors must be contaminated with tritium which have been generated from heavy hydrogen in a nuclear reaction during operation of the reactor. Contamination with the tritium in the reactor facilities, therefore, have to be checked prior to decommissioning of the facility. It is well known that tritium in solid body is necessary to be isolated from the body before the radioactivity measurement, because tritium is a  $\beta$  emitter. This paper describes a method for separation of tritium in concrete/mortar and for collection of the tritium which was developed in our organization, RANDEC.

### Decommissioning of the Critical Facility JMTRC

Takashi TAKEDA, Bunsaku KOMUKAI, Tomoaki MATSUI,  
Yoshihiro KOMORI, Kazuo FUJIKI, Norikazu OOKA  
J. RANDEC, No.17(Dec. 1997)page55~62, 1Figure, 4Tables

JMTRC (Japan Materials Testing Reactor Critical facility) was built in 1965 in advance to the JMTR operation. It has been utilized in performing various critical experiments to collect data on characteristics of JMTR core and in-core irradiation facilities. By considering current situation after completing main purpose of the facility and the cost consideration for maintenance, it has been decided to be decommissioned. Main facilities except pool and water circulation system has been removed. This is the third case of the decommissioning (first case for critical facility) carried out under the regulation law for the reactors in Japan.

## 研究用原子力施設のデコミッショニング



日本原子力研究所

東海研究所

副所長 鴻坂厚夫

原研は、JRR-1に始まり JPDR の完全解体を含む研究・試験炉等の廃止措置6件を手掛けた他、核燃料使用施設の大幅改造等を行ってきた。また、現状では、再処理特別研究棟の解体計画を進めると共にJRR-2の廃止措置を進めている。これまでの計画に適用されてきた解体方法は、対象施設の技術的特徴と歴史的背景を考慮しながら、所内外の検討を踏まえて選択されたものであるが、その廃止措置手法は多様であった。

発電用原子力施設のデコミッショニングには、標準工程が提起されている。これは、総合エネ調の原子力部会が昭和60年に「わが国の実状に合った合理的廃止措置方式及び安全貯蔵期間を選定する観点」から策定したものとされるが、今年1月の同部会の関連報告でも、「標準工程の妥当性は損なわれておらず特段の変更は要さない」と評価されている。発電用原子力施設では、原子炉の形式と運転履歴が類似し、かつ地域社会との協調を図りつつ、跡地を原子力発電用地として有効利用する等の将来構想に共通基盤があるから標準工程が可能であろう。

研究施設は、自ずから構造・使用目的・使用履歴が異なり、使命達成後の残存施設またはサイトの活用法も異なるから、画一的標準工程の適用は困難と認識する。

しかし、近い将来多くの研究施設が、デコミッショニングの俎上にあがることを考えるとき、研究施設についても、廃止措置方法を考える判断尺度が必要になってきている。

それは、「最短工期、最小コスト、または最小限の廃棄物発生を伴う廃止措置手法は、それぞれどのようなものか」であっても良い。あるいは、研究施設の種類毎に異なることもやむを得ない。廃止措置の方法論を条件に適合して的確に判断する基盤情報の体系的整理が求められている。

当面、研究施設については不確定因子が多いことは筆者も認める。その最たるもののが研究所廃棄物の行方であろう。原研は、10月に、RI協会と動燃と協力し、「RI・研究所等廃棄物事業推進準備会」を発足させた。同会の活動の進展と共に、研究所廃棄物の処分の方法、受入条件等が見えてくるであろう。また、原子力安全委員会の放射性廃棄物基準専門部会は、放射性物質の濃度が極めて低く、放射性物質としてその特殊性を考慮する必要のない基準（クリアランスレベル）について鋭意検討を進めている。

これらの動向によっては、研究施設の廃止措置のあり方も大きな影響を受けるし、このような境界条件が定まらないと研究施設の廃止措置の最適化は困難とも言える。

一方、このような時期であればこそやらなければならないことが多い。最終処分場の受入条件、クリアランスレベルをパラメーターに研究施設の廃止措置のあり方を考えて見るのもよい。このような事例研究をベースに、研究施設についても施設の解体から、解体廃棄物の最終的な始末まで、トータルシステムとして合理的な廃止措置法を追求する時期にある。RANDECを始め、デコミッショニングの技術開発、計画立案に携わる関係者は、このような知見をベースに処分施設・クリアランスレベルのあり方について積極的にもの申すことを期待されていると考える。

## デコミッショニングに関する米国のおい放射線防護基準

山本 英明

### *New Decommissioning rule of the United States*

Hideaki YAMAMOTO

The United States Nuclear Regulatory Commission has amended its radiation protection standards to include radiological criteria for license termination. The criteria provide a consistent regulatory basis for determining the extent to which lands and structures must be remediated before decommissioning of a NRC-licensed site can be considered complete and the license terminated. A site will be considered acceptable for unrestricted use if the residual radioactivity results in a public dose that does not exceed 0.25 mSv per year.

The author outlines the new standards, which was published in the Federal Register of July 21, 1997.

#### 1. はじめに

米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission、以下「NRC」という。）は、「許可廃止（license termination）のための放射線防護基準」の創設を趣旨として連邦規則10 CFR Part 20「放射線に対する防護のための基準」を改正し、1997年7月21日付けの官報（Federal register）<sup>1)</sup>で公布した。6項からなる「許可廃止のための放射線防護基準」は、10 CFR Part 20のSubpart Eとなった。新基準の施行期日は1997年8月20日であるが、適用を1998年8月20日まで延期することができると思われている。

本稿では、この官報や関連する情報に基づき、新基準（通称デコミッショニング・ルール）について解説する。

#### 2. 経緯

NRCは、米国内の10,000近い施設における放射性物質の製造や使用に対して許可（license）を与えている。許可を受けた者が施設の運転や放射性物質の使用の永久停止を意図して施設のデコミッショニングを行い、そのサイトの開放（release）は妥当であるとNRCが判断した場合、NRCは許可を廃止する。ここでいう開放とは、許可を受けた者の管理から離れる意味なので、一般的には、そのサイトはそれまでと異なった目的で使用されることになる。

開放の適否の判断に当たって、NRCは従来、個々の事例ごとに放射線防護上の要件を設定し、適用してきた。この要件として、本来、適用対象が異なる既存の放射線防護基準や指針が準用されることがあった。たとえば、原子炉施設の許可廃止に係る規制

指針 1.86<sup>2)</sup> が放射化学研究所のデコミッショニングに準用された例もある<sup>3)</sup>。

このような規制のあり方に対して、NRCは、国家放射線防護・測定審議会（National Council on Radiation Protection and Measurements、以下「NCRP」という。）、国際放射線防護委員会（International Commission on Radiological Protection、以下「ICRP」という。）等、米国内外の機関による放射線防護基準見直しの動向、環境汚染復旧技術や放射線測定技術の進歩、デコミッショニングの経験蓄積等を踏まえて、再評価を行い、将来のデコミッショニングの件数増大と複雑化に対処することとした。

この再評価の結果、デコミッショニングの個々の事例ごとにではなく、共通に適用できる放射線防護基準を確立し規制に取り入れることには、公衆の健康と環境の防護がより強力に、かつ、効率的に行えるようになること、いろいろなタイプの許可廃止案件に対して整合性をもった対応ができるようになること、デコミッショニング計画立案に際して、放射線防護上の明確な目標がたてやすくなること、などの利点があると NRC は判断した。

そこで、技術的な検討<sup>4)</sup> を経て、NRC は 1994 年 8 月に基準案<sup>5)</sup>を公表し、翌年 1 月までを意見公募の期間とした。また、併せて、2 回の公開ワークショップを開催し、基準案に関する議論を深めた。この間、個人からのほか、環境保護庁（Environmental Protection Agency、以下「EPA」という）、エネルギー省（Department of Energy、以下「DOE」という）等連邦政府の機関、州政府の機関、電力会社、先住アメリカ人の代表等から、100 件以上の意見が寄せられたとのことである。これらの意見を踏まえて基準案の再検討を行い、線量の数値基準を含む今回の最終基準が策定された。この線量基準に適合した場合、NRC は、そのサイトの開放は妥当であると判断することになる。

### 3. 新基準の適用対象

この基準は、NRC が許可権限をもつ施設に適用される。すなわち、種々の産業、医療、研究・教育等の目的で放射性物質を生産、所有または使用している施設（天然の組成のウランやトリウムを含む放射性物質が関係する施設は、EPA の所管であるため、こ

の基準の適用を受けない）、研究炉、原子力発電所を含む原子燃料サイクル施設の土地および構造物が適用対象である。また、NRC の別の基準による規制を受けるため、この基準の適用外となるのは、高レベル放射性廃棄物処分施設および低レベル放射性廃棄物処分施設の本体施設（地上に設置された補助施設は適用対象となる。）並びにウランまたはトリウムの製鍊施設である。

### 4. 新基準の内容

新基準 Subpart E 「許可廃止のための放射線防護基準」は、以下の 6 項から成る。

- 20.1401 項 一般規定および適用範囲
- 20.1402 項 非限定使用（unrestricted use）のための放射線防護基準
- 20.1403 項 限定条件下における許可廃止のための基準
- 20.1404 項 許可廃止のための代替基準
- 20.1405 項 公衆への告知および公衆の参加
- 20.1406 項 汚染の最小化

これらの項のうち、放射線防護の観点から注目されるのは、線量基準を規定した 20.1402 項および 20.1403 項である。

#### 4.1 非限定使用の線量基準

あるサイトでデコミッショニングが終了し、NRC が許可の廃止を行うと、そのサイトに対する許可を受けた者の管理は無くなるので、その後のサイト（の跡地）の用途は全く限定されない。言い換えれば、サイトは使用条件を付されずに開放されることになる。NRC は、これがデコミッショニング終了後のサイトの最も望ましいあり方であるとしている。

20.1402 項の線量基準は、許可を受けた者の立場から言えばデコミッショニングの達成目標であり、NRC の立場から言えば許可廃止の可否判断の基準である。同時にこれは、サイト無条件開放を認めてもらう（または認める）基準でもある。

以下にこの条文全体の試訳を行った。

「20.1402 項 非限定使用のための放射線防護基準  
バックグラウンド放射線から区別可能な残留放射能による決定集団の平均的構成員の全実効線量当量が、飲料水用地下水源からのものを含めて 25mrem／年（0.25mSv／年）を超えず、かつ残留放射能が合理的

に達成可能な限り低い（ALARA）レベルに低減されているならば、サイトの非限定使用は容認できると見なされる。ALARAのレベルを決定する際には、除染および廃棄物処分に伴って発生する可能性のある廃棄物輸送中の事故による死など、あらゆる損害を考慮にいれなければならない。」

#### 4.2 限定条件下の許可廃止

前述のとおり、NRCは、非限定使用が許可廃止後のサイトの最も望ましいあり方であるとしている。しかし、サイトに一定の条件が課せられたままの状況でも許可の廃止を行うことがあり得るとして、今回の改正で初めて、限定条件下の許可廃止の規定を設けた。たとえば、大規模な放射性医薬品製造工場の事業者がデコミッショニングを行い、そのサイト跡地を一般産業の工場用地として使用するという条件付きで許可の廃止を申請する場合がこれに該当する（非限定使用では許可廃止後には、跡地は農地や団地になるかもしれない。）。

20.1403項は、非限定使用の放射線防護基準に適合するように残留放射能を低減させる行為が、かえって公衆や環境にとっての害になってしまうような場合、限定条件下の許可廃止が容認できると見なされるとしている。たとえば、比較的短半減期の放射性核種で大規模な土壌汚染があるサイトを仮定し、非限定使用の放射線防護基準に適合させるためには大量の土壌を回収して処分場へ輸送しなければならないとする。輸送の回数が多いので、その分、輸送中の交通事故による死傷者数が多くなる可能性がある。これに比べて、土壌の回収はさせず、許可廃止後の残留放射能が減衰するまでの間、サイトへの立入禁止措置を維持すること（制度的管理）を条件として許可を廃止するほうが公衆や環境にとっての害は小さいといった場合があり得る。

20.1403項には、限定条件下の許可廃止が認められる要件として、残留放射能による決定集団の平均的構成員の全実効線量当量が、 $0.25\text{mSv}/\text{年}$ を超えないようにすることのできる制度的管理の体制を許可廃止の申請者が整備すること、第3者にサイトの保守・管理の責任を引き継がせることができるよう（政府がサイトを管理する場合もある）十分な経理的保証が申請者にあること等を規定している。

#### 5. 線量基準の設定根拠

NRCは1994年の基準案において、デコミッショニングの目標を、原理的には、「サイト内の構造物、土壌、地下水その他の媒体中の残留放射性核種の濃度を、それら各核種のバックグラウンド濃度と区別できないレベルに低減させること」であるとした。しかし、実際には、あるデコミッショニングが終了したとき、この目標が達成されていることを証明するのは（規制当局側から言えば、達成されていることを検査・確認するのは）極めて困難であるとして、バックグラウンドよりも高いレベルに「実用的な線量限度」を設定し、これを基準とすることにした。

この「実用的な線量限度」が、 $0.25\text{mSv}/\text{年}$ であり、その設定根拠は、次のふたつに大別できる。

- (1) この限度を遵守することによって、デコミッショニング終了後に残留する放射性物質による公衆の被ばくレベルが、 $10\text{ CFR Part 20}$ が規定している公衆の線量限度 $1\text{mSv}/\text{年}$ に比べて、「十分な余裕をもった低いレベル」になること。
- (2) この限度を達成するために行う、施設の解体や撤去、汚染土壌の回収や除染、発生した廃棄物の処分等に係る費用の見積額が、非現実的な高額ではなく、妥当なものであること。

ここで、「十分な余裕をもった低いレベル」とは、ひとりの人間が、デコミッショニング終了後に残留する放射性物質を含め複数の放射線源から被ばくすることがあっても、それらの被ばくによる合計の線量が $1\text{mSv}/\text{年}$ を超えないことを保証するような値であるとしている。すなわち、 $1\text{mSv}/\text{年}$ を分割して、個々の線源に拘束値を割り当てた場合、それら各拘束値を「十分な余裕をもった低いレベル」に設定するという考え方である。 $1\text{mSv}/\text{年}$ をいくつに分割するかについて、NRCは以下の4つの事項を参照した。

- ① NCRPが報告No.116<sup>5)</sup>の中で、あるひとつの管理体制下の単一線源または線源群は、 $0.25\text{mSv}/\text{年}$ を超える個人被ばくをもたらすものであってはならないとしていること。
- ② ICRP委員長が論文の中で、サイトのデコミッショニングのための線量拘束値について、 $0.3\text{mSv}/\text{年}$ を上限とする最適化されたレベルとすることを推奨していること。
- ③  $40\text{ CFR Part 190}$ 、 $10\text{ CFR Part 61}$ 等

米国の他の連邦基準が線量基準を1mSv／年の25%以下の値で設定していること。

④ NRCの放射性廃棄物諮問委員会(Advisory Committee on Nuclear Waste(ACNW))が、決定集団が3または4個を超える個数の線源から同時に被ばくすることはありそうもないとの判断に立ち、1mSv／年の25または30%を拘束値とするのが妥当であるとの考えを示していること。

これらを参照した結果、1mSv／年を4分割して0.25mSv／年を導出した。

一方、0.25mSv／年を達成するためのデコミッショニング費用の見積もりについては、NRCがモデルサイトを設定して試算したところ、0.25mSv／年よりもさらに低い線量レベルを達成することも、場合によっては、合理的な費用で行えることがわかったとしている。したがって、20.1402項にALARAの要件が盛り込まれることになった。

## 6. 新しい用語・用例

20.1402項等の条文には、いくつかの新しい用語や既成用語の新しい用法が盛り込まれている。このため、20.1003項でそれらの定義・再定義が行われている。用語・用例のうち、重要と考えられるものについて説明する。

### (1)「残留放射能 (Residual radioactivity)」

従来の連邦規則では、Residual radioactive materialという用語が、鉱石からウランを抽出した後に発生する廃棄物を定義する用語として使われていたが、残留放射能はより広い概念を包括する用語である。許可を受けた者の管理の下に行われた活動の結果として生じた放射能で、サイト内の構造物、原材料、土壤、地下水その他の媒体中に存在するものと定義されている。平常時又は事故時にサイト内に放出された放射性物質や埋設物もこれに該当する。

### (2)「バックグラウンドから区別可能な

(Distinguishable from background)」

ある放射性核種の濃度が、サイト近傍におけるその核種のバックグラウンド濃度と比較して統計的に有意に異なることをいう。構造物中の濃度の場合は、類似の物質中の濃度をバックグラウンド濃度と見なし、それと比較する。比較は、適切な測定技術、サーベイおよび統計手法を用いて行うこととされている。後述するように、これらの技術・手法についてNRC

は規制指針の策定を予定している。

### (3)「決定集団の平均的構成員

(Average member of critical group)」

従来の基準は、「最も高い線量を受ける可能性の高い個人(Individual likely to receive the highest dose)」に適用されてきたので、NRCの規則内では新しい用語である。発生可能性が最も高い被ばくシナリオに登場する個人をいう。NRCは例として、ビルディング滞在シナリオに登場する常勤労働者や跡地居住シナリオで跡地内で農耕をする居住者を挙げている。

### (4)「総実効線量当量

(Total effective dose equivalent (TEDE))」

深部線量当量と預託実効線量当量とを合計したものである。

## 7. 規制指針の策定

NRCは、新基準に関連するいくつかの規制指針の作成を進めている。これらのうち、線量基準への適合を説明する手法に関する規制指針としては、2種類の手法が示される予定である。

密封線源の使用を廃止する場合など、残留汚染が存在しないか、または、その状況が比較的単純な場合に対しては、「スクリーニング法」の開発が予定されている。この手法では、ソースタームや線源形状以外はサイト固有のパラメータの使用は必須でなく、線量を推定するためにあらかじめ用意されている換算係数をかけ合わせることによって線量評価結果が得られるようなフローシートが提供されることになるものと予想される。このようなスクリーニング法は、施設からの放射性排気が大気汚染防止基準(40 CFR Part 61)に適合していることを示す際に使うことを目的として開発された実績がある。この方法は、フローシートの記入欄に申請者が排気量、排気筒高さ等の数値を埋めていくことによって、電卓程度の計算で、排気による公衆の線量当量の概算結果が得られるもので、フローシートを掲載した冊子と対話型のパーソナルコンピュータ用ソフトウェアで提供されて普及している<sup>6), 7)</sup>。

複雑なサイトや残留汚染に対しては、サイト固有の状況を取り込んだ基準適合判断ができる線量評価モデルを使用する方法が提供される予定である。このような評価モデルとしては、DOEの委託でアルゴ

シマ国立研究所で開発されたRESRADと呼ばれる計算コードがあり、DOE所管のサイトにおける残留放射能の影響評価に使われた実績がある<sup>8)</sup>。NRCが今後整備を予定している評価手法は、RESRADの方法論の影響を少なからず受けるものと思われる。

また、基準適合の判断には、残留放射能レベルの実測も必要とされるので、測定方法や測定結果の統計処理手法に関する規制指針も作成されることになっている。これに関して、NRCは、かつて、測定計画のたて方、放射線測定器の選択、試料の採取・分析法等の詳細な検討を行っており<sup>9)</sup>、この検討結果やこれまでの測定経験が規制指針の内容に反映されるものと考えられる。

## 8. 留意事項

新基準の適用に当たっての留意事項としてNRCが指摘しているもののうち、放射線防護の観点から重要なものを以下に記述する。

### 8.1 被ばく経路

開放後のサイトで想定される被ばく経路の例として、NRCは以下のものを示している。

- (1) 土壌表面の物質からの直接放射線による外部被ばく
- (2) サイトで生産された農作物および地表水圏で採れた魚の摂取による内部被ばく
- (3) 土壌表面から飛散した塵埃の吸入による内部被ばく
- (4) 地下水の飲用による内部被ばく

これらのうち、地下水飲用に関しては、所管官庁であるEPAの強い意向もあり、NRCは1994年の基準案の段階では、EPAの地下水放射能濃度限度（40 CFR Part 141）を取り込んで、0.25mSv／年と独立して規制することを考えていた。しかし、現行の地下水放射能濃度限度は全ての核種に対して数値が規定されているというわけではなく、かつ、数値の根拠となっている放射線防護上の知見が既に古くなっていることから、最終規則にはこれを取り入れないこととした。かわりに、20.1402項で特に地下水による被ばくに言及して、実効線量当量算定上の重要性を強調することとした。

### 8.2 ラドンによる被ばくの取扱い

ラジウムを取り扱った施設のデコミッショニングなど残留放射能にラドンが含まれる場合、基準適合を判断するための被ばく評価では、ラドンによる被ばくは除くこととされる見込みである。これは、天然放射性物質に起因する屋内ラドンによる被ばくが0.25mSv／年の基準をはるかに超える例が全米のいたるところで見つかっており、しかも、線量の分布幅が大きいことから、0.25mSv／年の線量領域では、その被ばくが天然放射線源によるものか、許可を受けた放射性物質から発生したラドンによるものか区別できないためと説明されている。また、屋内ラドンによる被ばくの大きさは、建物の構造や利用形態によってさまざまな値をとり得るので、開放された土地の上に将来建設される建物の仕様を1種類仮定して線量評価を行うのは意味がないと考えられることも理由とされている。したがって、ラドンが関係する場合は、屋内ラドンによる被ばくの代わりに、壊変系列上の先行核種であるラジウムに関して基準適合性を判断することになるとされている。

### 8.3 線量評価の対象とする期間

基準の20.1401 (d) 項で、基準適合性を示すための線量評価は、デコミッショニング終了後1000年間を対象に行うこととされている。この期間内に予測される最大年線量と基準線量0.25mSv／年との比較を行うことになる。評価期間をこのように一定の年数に区切ったことについて、NRCは、デコミッショニング終了後の残留放射能は低レベルであるため、もともと、その放射線影響が小さいこと、ほとんどのNRC所管のサイトでの使用核種は比較的短半減期のものであるため、線量の時間変化のピークは1000年以内に現れると予想されることから、何千年にもわたっての微小線量の変化をモデル化するのは無意味であると考えていることを理由に挙げている。

### 8.4 混合廃棄物が存在するサイトの取扱い

放射能以外の毒性（化学的毒性など）を帯びた廃棄物と放射性廃棄物とが混合した廃棄物がサイト内に残留している場合については、NRCは放射性物質だけに着目して基準適合を判断するとの立場をとっている。すなわち、NRCが放射線防護の観点に立って開放を認めたサイトに放射能以外の毒性をもつも

のが残留していたとしても、その規制の責任は、それら危険物を所管する規制官庁が有するとの立場である。

サイトの地下水汚染についても同様な立場をとっている。NRCとしては、放射性汚染に起因する線量が基準を満たせば、それ以外の汚染物がそれらの許容基準を超えていたとしても、そのサイトの開放をNRCの権限内で認めるとしている。

### 3.5 リサイクル

NRCは、資源の有効利用と放射性廃棄物の発生量低減の観点から、リサイクル（有効利用）の意義を認めており、許可の廃止とそれに伴う施設や設備の開放が、リサイクルを意図して行われる場合があり得るとしている。リサイクルに関する放射線防護基準は策定されていないので、従来、リサイクルの可否判断は、既存の規制指針などを準用して案件ごとに行ってきた。規制指針1.86の準用は典型的な例である。NRCは、このように他の基準を別の用途に準用することは不適当であると認識している。このため、今回の基準には盛り込めなかったが、EPAと共にリサイクル基準の検討を進めており、基準設定の技術的な基礎固めを行っていると述べている。

### 9.まとめ

10 CFR Part 20 Subpart Eの策定は、米国において長年にわたって続いているデコミッショニングとそれに伴うサイトの開放を巡る放射線防護基準の議論<sup>10)</sup>にひとつの結論を出したものとして極めて大きな意義をもつ。しかし、デコミッショニングの規制に関与する連邦政府間の関係は依然として複雑であり<sup>11)</sup>、今回もNRCとEPAとの間に基準策定の考え方の相違が見られた。全被ばく経路を包括する基準を目指すNRCに対して、EPAは排気、地下水、屋内ラドン等被ばく経路ごとに基準を決める手法をとっている。環境基準を策定する権限をもつEPAがデコミッショニングに関する「環境基準」を制約し、結果として、10 CFR Part 20の適用を受ける施設に二重規制をかけることになるなど、今後の動きが注目される。

### 10.参考文献

- 1) 10 CFR Part 20, et al, Radiological Criteria for License Termination ; Final Rule, 62 FR 39058 (1997).
- 2) NRC, Termination of Operating Licenses for Nuclear Reactors, Regulatory Guide 1.86 (1974).
- 3) Horton, C.N., Surface Radiological Free Release Program for the Battelle Columbus Laboratory Decommissioning Project, Proc. of the Second Workshop on Residual Radioactivity and Recycling Criteria, JAERI - Conf 95 - 015, 67 (1995).
- 4) Johnson, T.C., NRC Residual Contamination Criteria, Proc. of Workshop of Residual Radioactivity and Recycling Criteria, EPA 520 / 1 - 90 - 013, 212 (1990).
- 5) NCRP, Limitation of Exposure to Ionizing Radiation, NCRP Report No.116 (1993).
- 6) NCRP, Screening Techniques for Determining Compliance with Environmental Standards, NCRP Commentary No.3 (1986).
- 7) NCRP, Screening Models for Releases of Radionuclides to Atmosphere, Surface Water, and Ground, NCRP Report No.123 II (1996).
- 8) Chen, S.Y., Development of Risk - based Computer Models for Deriving Criteria on Residual Radioactivity and Recycling Criteria, Proc. of the Second Workshop on Residual Radioactivity and Recycling Criteria, JAERI - Conf 95 - 015, 101 (1995).
- 9) Berger, J.D., Manual for Conducting Radiological Surveys in Support of License Termination, NUREG/CR - 5849 (1992).
- 10) 山本、加藤、原子力施設跡地等の再利用のための米国環境基準、保健物理27, 227 (1992).
- 11) EPA, Issues Paper on Radiation Site Cleanup regulations, EPA 402 - R - 93 - 084 (1993).

## ファイバ導光レーザによる原子炉解体技術の研究開発

鶴巻 邦輔\* 宮尾 英彦\* 富岡 秀夫\*  
安達 潤一\*\* 桜井 隆\*\* 尾角 英毅\*\*  
早川 明良\*\* 月野 徳之\*\* 中澤 正治\*\*\*

### *Development of Remote Dismantling of Nuclear Reactor with Laser transmitted through Optical Fiber*

Kunisuke TSURUMAKI\* Hidehiko MIYAO\* Hideo TOMIOKA\*  
Junichi ADACHI\*\* Takashi SAKURAI\*\* Hideki OKADO\*\*  
Akiyoshi HAYAKAWA\*\* Noriyuki TSUKINO\*\* Masaharu NAKAZAWA\*\*\*

A remote cutting system with laser transmitted through optical fiber is promising for dismantling of nuclear reactor.

RANDEC has been developing a dismantling system of in-vessel components with laser through optical fiber, using Chemical Oxygen Iodine Laser (COIL).

COIL is of advantage to application to dismantling of in-vessel components through optical fiber because of its laser characteristics.

For establishment of the dismantling system, these techniques such as the optimum design of a laser focussing head, laser transmission through fiber, impinging of laser beam into fiber of small core diameter etc. are present concerns.

We have made some test equipments for trial and tested, as the initial step of the development program.

The following has been obtained as test results up to the present;

- 1) 1kW power laser beam could be impinged stably into 0.3mm core diameter fiber.
- 2) Basic characteristics (cutting ability, kerf, secondary waste etc.) of the developed cutting head by 1kW power laser could be clarified by the test.

This development has been performed on a consignment to RANDEC from the Science and Technology Agency of Japan.

---

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。

\* (財) 原子力施設デコミッショニング研究協会 (RANDEC)

\*\* 川崎重工業㈱ (Kawasaki Heavy Industries, LTD)

\*\*\* 東京大学 (University of Tokyo)

## 1. はじめに

原子炉解体における炉内構造物の切断は主に熱的切断が使われているが、レーザ切断法は他の熱的切断法に比べ切断に伴う二次生成物が少ないと等が期待されることから、原子炉解体への適用に関する検討が国内外で行われている。

レーザによる切断システムでは、一般的にはレーザ伝送手段としてミラーを利用する方式と光ファイバを利用する方式があるが、切断ヘッドのハンドリングの容易性の観点からは光ファイバを利用する方式が好ましい。光ファイバ利用に際しては細いファイバが好ましいが、細径ファイバへの導光技術、ファイバ伝送での低い伝送損失が求められる。

高エネルギーレーザの伝送用に一般的に使われる石英ファイバで低伝送損失が得られる波長は近赤外領域で、現状ではこの領域の波長で鋼材切断に利用できるレーザとしてYAG (Yttrium Aluminium Garnet) レーザと酸素励起ヨウ素レーザ (Chemical Oxygen Iodine Laser ; COIL) がある。

ヨウ素レーザはその波長 ( $1.3 \mu\text{m}$ ) が石英ファイバ伝送性に優れた領域であるとともに金属表面の吸収が大きい他、YAG レーザに比べ高出力化も比較的容易である、光質が良いといった、厚肉鋼材の光ファイバ利用遠隔切断に好ましい特徴がある。

RANDEC では科学技術庁の委託を受け、ヨウ素レーザを利用して光ファイバ伝送方式による炉内構造物の遠隔切断解体技術の開発を行っている。

開発は、細径ファイバへの高出力レーザ導光方法、ファイバ間の接続方法を主眼としたファイバ伝送方法、厚板鋼材切断に適した切断ヘッド構造と切断方法（特に水中での切断方法）ならびに切断の遠隔監視・操作方法を主眼に実施している。

なお、以下にこれまで行った技術開発の概要を紹介する。

## 2. レーザによる原子炉解体

### 2.1 解体対象物と解体環境

本技術開発での解体対象物である炉内構造物の具体的な構造は個々の原子炉により異なるが、一般的には板厚は  $1\text{cm}$  程度から  $10\text{cm}$  前後のものが多い（大型炉では一部に数  $10\text{cm}$  程度の厚板もある）。炉内は放射化物からの放射線により高放射線下にあるため

切断作業は遠隔的に行わなければならず、また構造物が錯綜して狭隘な環境であることから切断機の動きに柔軟性が求められる。

切断作業は気中切断と水中切断とが考えられるが、開発に際してはレーザ切断の観点から条件の厳しい水中切断を主体に実施しておくことが適当と考える。

### 2.2 厚肉鋼材切断用レーザとその伝送方式

$10\text{cm}$  を越える厚さの鋼材を切断するには一般的には十 kW オーダーの高出力レーザが必要となる。このような出力が得られるレーザ発生装置として、現状では  $\text{CO}_2$  レーザ（波長  $10.6 \mu\text{m}$ ）、 $\text{CO}$  レーザ（波長約  $5 \mu\text{m}$ ）およびヨウ素レーザ（波長  $1.3 \mu\text{m}$ ）がある。 $\text{CO}_2$  レーザは高出力化が進んでおり、既に  $50\text{kW}$  程度の定格出力の発振機も実現している。 $\text{CO}$  レーザについても（財）原子力発電技術機構（NUPEC）で約  $20\text{kW}$  出力による鋼材切断試験がなされている。ヨウ素レーザは化学レーザで、原理的に高出力化の課題が少なく、高出力レーザ発生装置の開発が比較的容易である。国内でも（株）レーザ応用工学センターで  $1\text{kW}$  機が利用されている（Photo 1 参照）他、平成 8 年度に出力  $10\text{kW}$  の発振機が開発されている。なお、YAG レーザ（波長  $1.06 \mu\text{m}$ ）は数 kW 出力の発生装置が国内でも作られており、また仏国原子力庁では平均出力  $1.2\text{KW}$  のパルス YAG レーザを用いて板厚  $5\text{cm}$  程度の鋼材の切断試験を行っている。

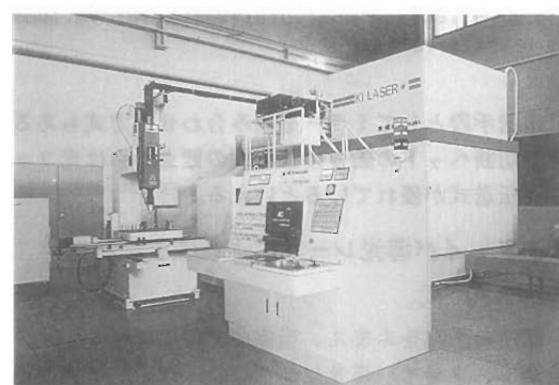
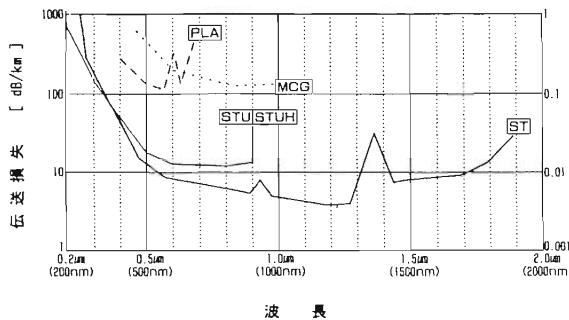


Photo. 1 1kW COIL for industrial use

一方、レーザの伝送性の観点からは、Fig. 1 に示すように  $1 \mu\text{m}$  付近の近赤外波長域は石英光ファイバにおける伝送損失が小さい領域であることから、ヨウ素レーザ ( $1.3 \mu\text{m}$ ) および YAG レーザ ( $1.06 \mu\text{m}$ )

m)は100m程度におよぶ距離の光ファイバ伝送も实用性が期待できる。またFig.2に示されるように、1  $\mu$ m付近の波長光は5~10  $\mu$ m付近の波長光に比べ、金属に対する吸収性が良い利点もある。



注: 図中の ST が純粋石英の曲線を示す。  
(三菱電線工業㈱ カタログより)

Fig.1 Light transmission characteristics of silica fiber

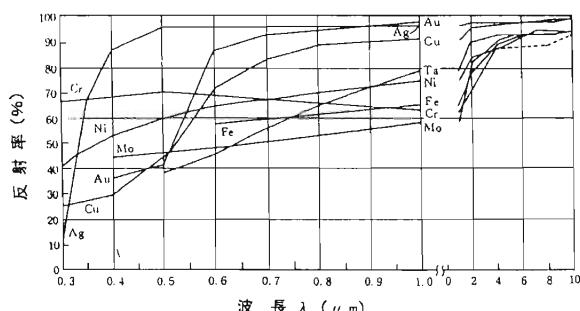


Fig. 2 Reflection characteristics for various materials

伝送手段としてミラーを組み合わせた方式もあるが、切断ヘッドの動きの柔軟性の観点からは光ファイバ伝送式が優れているといえる。

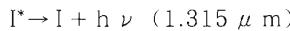
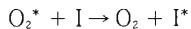
### 3. ファイバ導光レーザによる原子炉解体システム

既述の動向をふまえ、当協会ではヨウ素レーザを念頭に、ファイバ導光レーザによる原子炉解体技術の開発を進めている。以下に、ヨウ素レーザの概要と解体システム概念について述べる。

#### 3.1 ヨウ素レーザ

酸素励起ヨウ素レーザ(COIL)は、下記の式で表される化学反応により励起酸素( $O_2^*$ )を発生させ、そ

のエネルギー移乗反応により生成した励起ヨウ素( $I^*$ )から波長1.3  $\mu$ mのビームを発振させる化学レーザである。



ヨウ素レーザを鋼材の切断機器として利用する場合、次のような特徴がある。

- ① 波長は1.3  $\mu$ mで、石英ファイバ中における伝送損失が低くまた金属による吸収率が比較的高い。
- ② 化学レーザであることから高出力化が期待できる。
- ③ 低圧ガスレーザであることから光質が良く、微小スポット集光が可能であり細径ファイバ伝送ができるとともに高エネルギー密度のビームを達成できる。

他方、真空排気設備、廃液処理設備等の付帯設備を含む発生装置全体が大型であること、化学レーザであるため出力変化即応性に難点がある等の課題があり、装置の高出力化とともに装置の小型化についても改良努力が計られているところである。

Fig.3にヨウ素レーザ発生装置の概念を示す。

#### 3.2 システム構成

現在進めているファイバ導光レーザによる原子炉解体システムの基本構成を以下に示す。ここではヨウ素レーザを前提として記載してあるが、ファイバ導光可能なレーザの場合発生装置以外は、その基本システムはほぼ同様と考えられる。

システム基本構成をFig.4に示す。なお、ここで示した系統区分は一つの例である。

##### (1) レーザ発生装置

§ 3.1項で記載した化学反応により波長1.3  $\mu$ mのレーザ光を発生させる。装置基本構成は、原料供給部、励起酸素発生部、レーザ発振部、排ガス処理部等これら装置の運転に係わる制御装置からなる。

##### (2) 入射光学系・分岐光学系

レーザ発生装置からのレーザビームを必要に応じ複数に分岐し、細径光ファイバに導光する装置で、光学機器ならびにビーム用モニタ等か

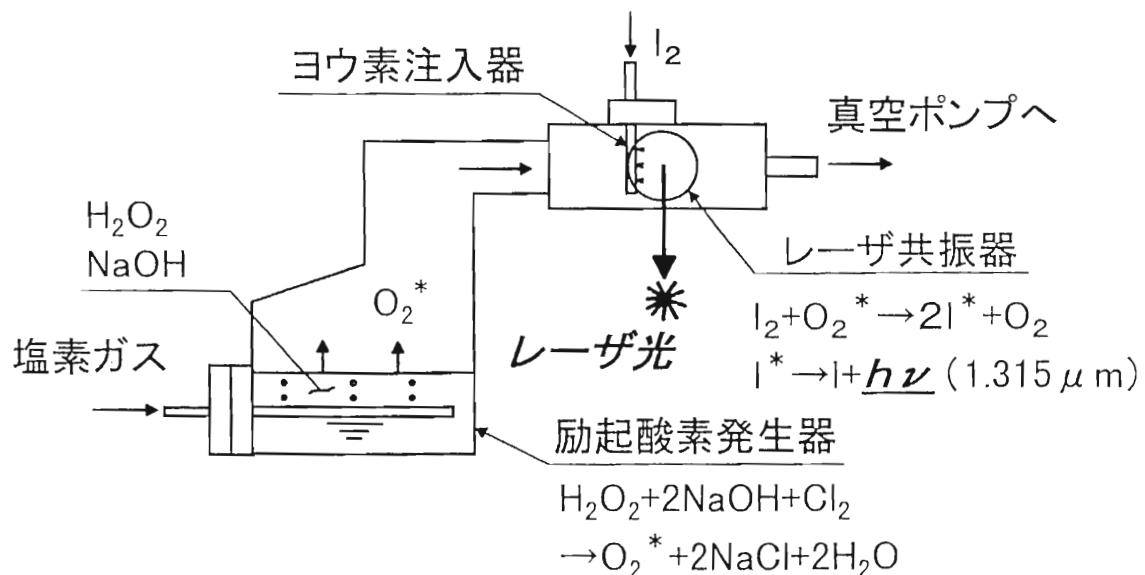


Fig. 3 Basic configuration of COIL system

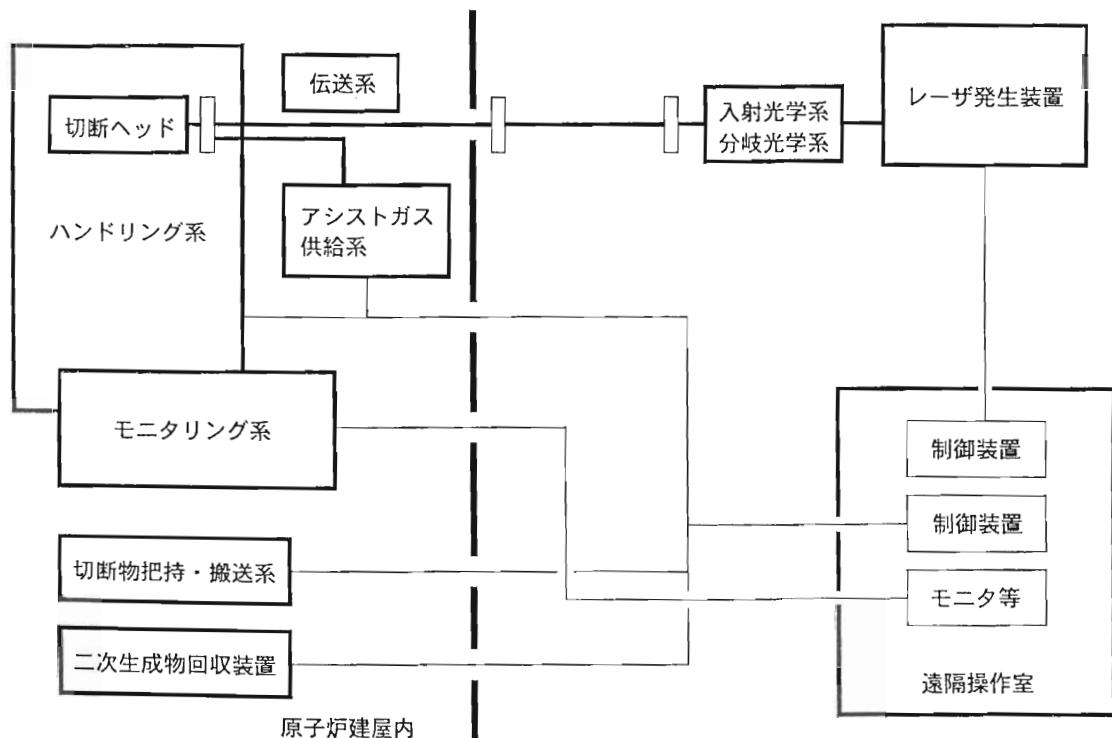


Fig. 4 Nuclear reactor dismantling system with laser through optical fiber

らなる。

### (3) 伝送系

上記(2)の装置からのレーザを切断ヘッドまで長距離伝送する光ファイバならびに光ファイバどうしを必要箇所で直列に接続する結合器(ファイバ導光継手)からなる。

### (4) 切断ヘッド

光ファイバ伝送されたレーザを光学機器により集光し、切断対象物に照射するとともに、ノズルからアシストガスを噴射して溶融物除去ならびに水中切断時のレーザ光路用気相形成を行う。

### (5) ハンドリング系

切断作業の際に炉内に搬入、使用される切断機器、検出器類、監視(モニタリング)機器を保持、移動させる装置類である。一般的には、他の切断工法と共に直角軸となる垂直マスト、マストを水平方向に対し固定する支持装置ならびにこの支持装置に一端を支持されるマニピュレータから構成されるが、個々の原子炉構造などに従いこの変形も考えられる。

### (6) モニタリング系

モニタリング機器には、切断部を監視する機器とマニピュレータ、切断ヘッド等を含めた炉内作業用機器およびその周辺環境を監視する機器が必要となる。後者は一般的にはTVカメラ等の視覚による監視機器によることになろう。なお、例えばレーザの正常伝送監視用等には別途個別のモニタリングが必要となる。

### (7) 切断物把持・搬送系

切断される部材を切断時に把持し、切離し後搬送機器に入る把持装置と、切断物を収納して炉外に搬出する搬送機器からなる。

### (8) 二次生成物回収装置

切断に伴い発生する二次生成物(落下ドロス、気中浮遊物等)を回収する装置である。

## 4. 技術開発概要

### 4.1 技術開発課題

ファイバ導光レーザによる切断技術の開発としての課題について以下に記載する。

#### (1) レーザ導光・伝送系

切断能力の観点からは、加工端でのレーザビームを極力細く絞り込むことが望ましく、そのためにはビームをできるだけ細いコア径のファイバに入光し、導光する必要がある。細径ファイバの使用は、許容曲げ半径の減少、ケーブル重量の減少につながり、ハンドリング系の負担軽減をもたらすメリットも生じる。

また、作業の効率向上等のために複数場所で切断作業を行う場合には1台のレーザ発生装置から出射したレーザ光を複数のファイバに分岐・入光して伝送する必要がある。

さらに、切断ヘッドは消耗品と考えられるため、これらの部品交換のため、その近傍ではファイバは交換可能なように導光継手で接続される必要がある。

以上の観点から、下記の開発課題がある。

- ① 発生装置から出射したレーザビームを安定して細径ファイバへ入光制御する技術
- ② 複数ファイバへの分岐比を可変とする技術
- ③ 導光継手の結合損失の低減化

#### (2) 切断(加工)系

切断能力向上のためには、必要な高いエネルギー密度を確保するとともに、ビームの焦点深度を極力大きくする必要がある。焦点深度の増大はスタンダードオフの許容範囲の拡大が期待できると予想されるので、遠隔操作の容易さの観点からも望ましいと考えられる。

また、レーザ光の照射は基本的には被切断材の溶融のみであるので、切断を行うためには溶融金属(ドロス)をガスで吹き飛ばす必要があるが、このドロス除去は板厚が大きくなるほど困難となる。

解体対象によっては、水中切断を行う必要があるが、その場合、レーザ光は水による吸収が大きいため、レーザ光の進路およびその周辺の水を排除する必要がある。

以上の観点から、下記の開発課題がある。

- ① 切断ヘッドの光学系、ガス噴射系の最適化による切断能力の向上
- ② レーザ切断における水中対応技術

#### (3) 遠隔ハンドリング、モニタリング系

切断作業は、基本的にレーザ光等を照射せず指示した切断経路に基づいて再生時にレーザ光等を照射して行われるが、解体対象物は一般に平面ではないので、対象物表面に対して切断

ヘッドを所定の距離、姿勢に維持して動作させる必要がある。このため、遠隔操作におけるオペレータの負担軽減を考慮して、教示時・再生時のセンシング、およびそれらの信号を利用し、切断ヘッドを対象物表面に倣って動作を制御することが必要となる。

また、解体作業の効率化等の観点から切断実行中に切断の良否等を把握できることが望ましい。そのためには、切断実行中の切断状況を判断するためのモニタリング装置が必要となる。

以上の観点から、下記の開発課題がある。

- ① 対象物表面との距離・姿勢のセンシング技術、切断経路動作制御技術
- ② レーザ切断実行時の切断状況把握のためのモニタリング技術

なお、切断時に発生する二次生成物について、この開発の一環である切断試験時に性状等の調査を行うこととする。

#### 4.2 開発試験機器および試験

§ 4.1項に示した開発課題をふまえ、試験機器を製作し、試験を実施してきた。平成9年度現在継続中である。

試験機器の試作と試験は、基本的にはまず1kW程度での試験を行い、この結果をふまえて、より高出力における試験を試みるやり方ですすめている。これまでに行った開発のうち、原則として試作試験機器を用いて試験まで行ったものについて記載する。

##### 4.2.1 レーザ導光・伝送系

###### (1) ビーム入光制御および分岐

レーザ発振機から発振されるレーザビーム(ビーム径数cm)を安定的にコア径1mm以下の細径ファイバに導光するとともに、必要に応じ複数のファイバに分岐導光(ここでは2分岐)する試験機器を製作し、1kWレーザにおける試験を行った。試験機器の概念をFig.5に示す。

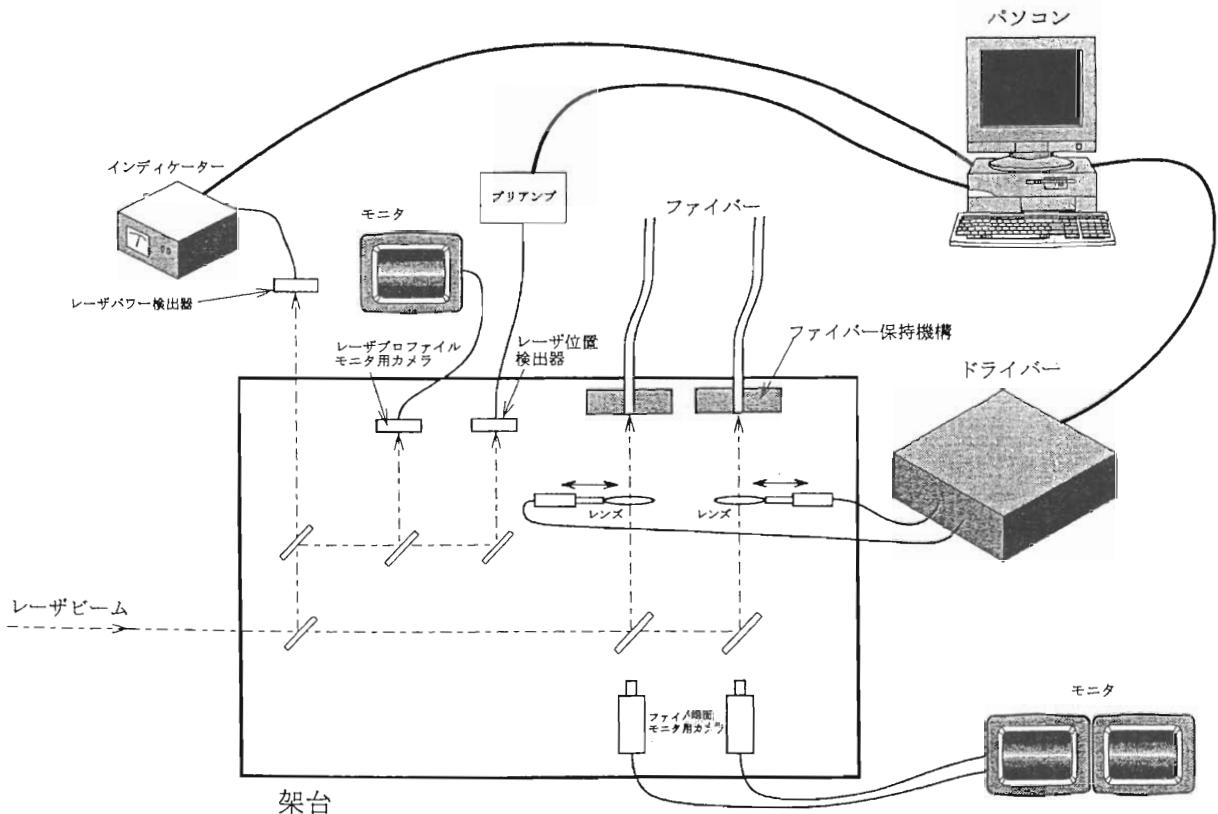


Fig. 5 Laser beam coupling device with optical fibers

この試験機器は次の二つの機能をもつ。

- a. レーザ発振機から発振されるレーザビームの入光位置を検知して、入光ビーム位置の変動に対してレーザの細径ファイバ導光用レンズの位置を微調整することにより、レーザビームを細径ファイバに安定的に導光するビーム入光制御機能。
- b. レーザビームを2ビームに分岐する機能。ビームの出力分岐は選定比率に対応したミラーによる。

1kW レーザ試験の結果、合成焦点距離約80mmの集光用レンズを使用して、コア径0.3mmの光ファイバに90%以上の導光率で安定的に入光制御できることがわかった。またビーム出力分岐比も概ね選定比率に近い比率であった。なお今後は、より高出力での分岐後のビーム光質の試験調査を行う予定である。

#### (2) 高出力ファイバ導光継手

本システムにおける高出力レーザ伝送用ファイバ長は100m程度あるいはそれ以上になると予想される。またファイバの起点から末端の切断ヘッドまではその使用環境が異なり、損傷を受け易い末端側を必要時に容易に切り離せる構造とする必要がある。この趣旨からファイバどうしを効率よく接続する手段としてのファイバ継手を開発するための試験用継手を試作し、今年度導光試験を行う予定である。

#### 4.2.2 切断（加工）系

切断（加工）系では、切断ヘッドおよびドロス除去機器を試作し、これらを用いた鋼材切断試験を行った。

##### (1) 切断ヘッドおよび切断試験

厚板鋼材切断技術開発の第一段階として、切断能力等に対する切断ヘッド構造および切断条件因子の影響について1kW レーザを用いて試験調査した。

切断ヘッドについては、ノズルを高速ガス噴射用に適したダイバージェント形状にするとともに、集光レンズ結像比を変えて切断ヘッドと切断条件（切断速度、アシストガス圧力、スタンドオフ等）との組合せにおける切断性を試験調査した。

これまでに1kW レーザによる空中切断試験および水中切断試験を行った。なお、試験片はステンレス鋼を主体とし、低合金鋼についても一部実施した。またアシストガスは酸素を主体とし、窒素についても一部実施した。使用したファイバ径は0.3mmである。

##### i) 各切断ヘッドの集光特性調査と最適切断ヘッド選定

Fig.6に示す4種類の切断ヘッド（TypeA\*、TypeB、TypeC、TypeD）を試作し、試作切断ヘッドのビーム集光特性調査と1kW ビーム出力における切断能力（切断可能板厚）上からの最適切断ヘッドの選定を行った。

Fig.7に試作切断ヘッドの一例を示す。

\* 試作切断ヘッドのうちTypeAは集光レンズからのビームとノズルとの干渉関係で、ダイバージェント型ノズルとすることが不適と判断し、ストレート型ノズルとした。

##### ① 切断ヘッドのビーム集光特性調査

切断試験に先立ち、試作した4種類の切断ヘッドおよび従来型の切断ヘッドのビーム集光特性を測定した。測定結果をFig.8に示す。集光レンズ結像比と集束部ビーム径との関係が読み取れる。

##### ② 最適切断ヘッドの選定

上記の4種類の切断ヘッド（TypeA～TypeD）について、アシストガス圧力をパラメータとして、1kW 出力での各切断ヘッドの気中における切断能力（切断可能板厚）を調べ、以後の切断能力に関する試験ではこの試験で切断能力が最大であった切断ヘッドBを用いて試験を行うこととした。Fig.9にアシストガス酸素の場合の試験結果を示す。なお、この試験で選定された切断ヘッドは、あくまで1kW での最適ヘッドであり、レーザ出力がさらに大きい場合には長焦点の光学系を有するヘッドが最適となる可能性がある。

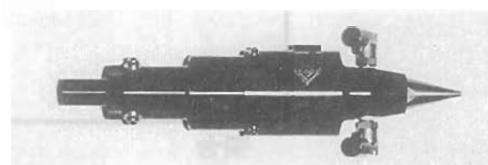


Photo. 2 Laser cutting head

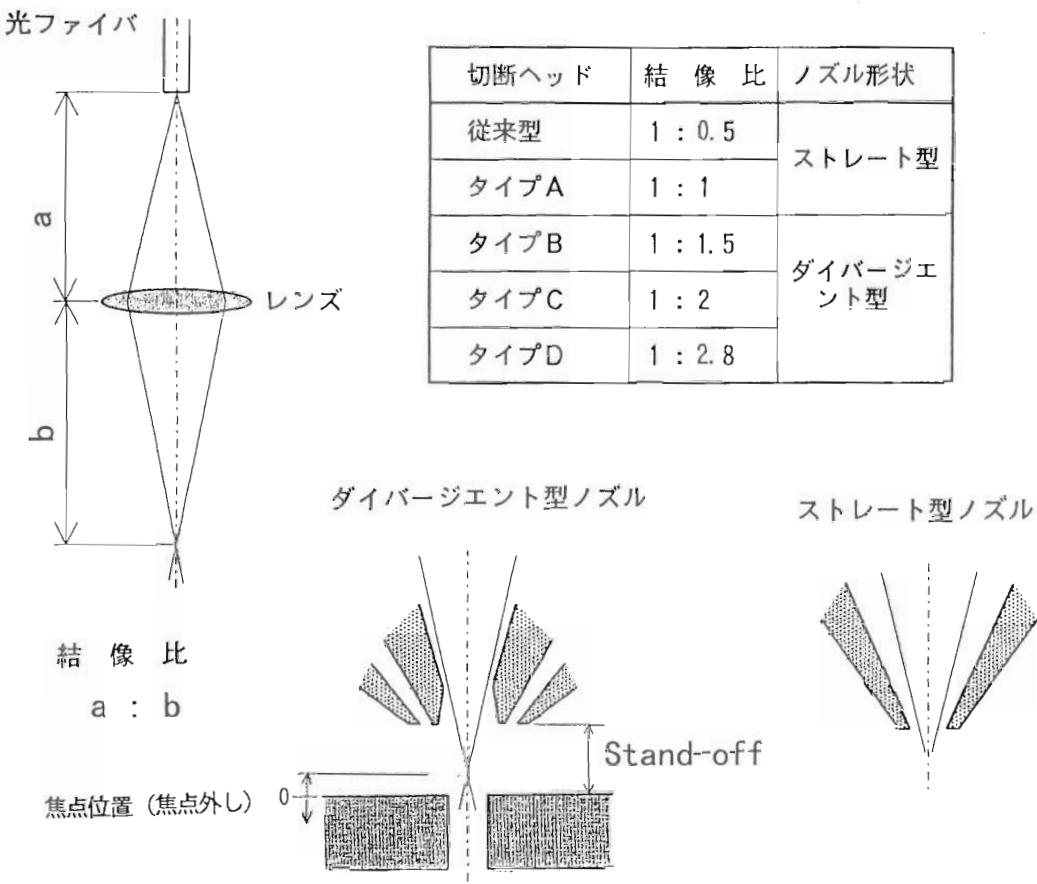


Fig. 6 Tested cutting heads

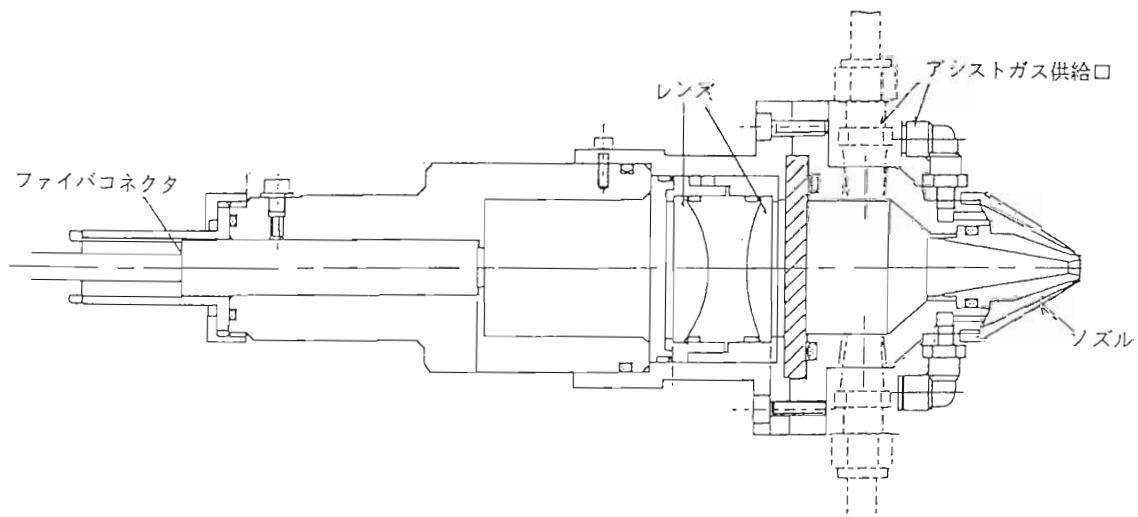


Fig. 7 Cutting head (Type B)

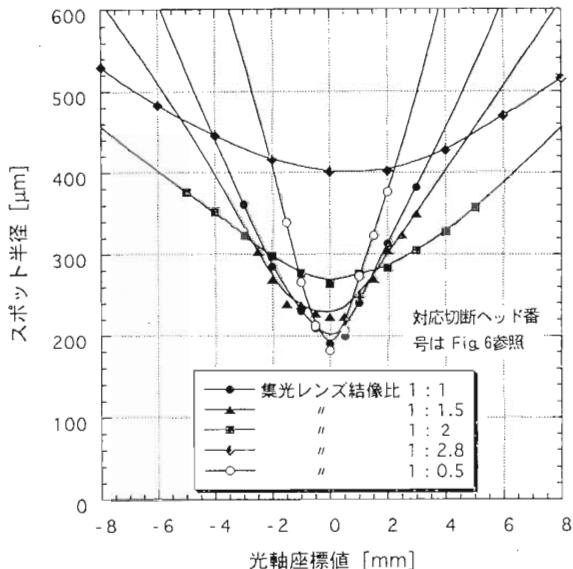


Fig. 8 Focused beam radii for laser cutting heads

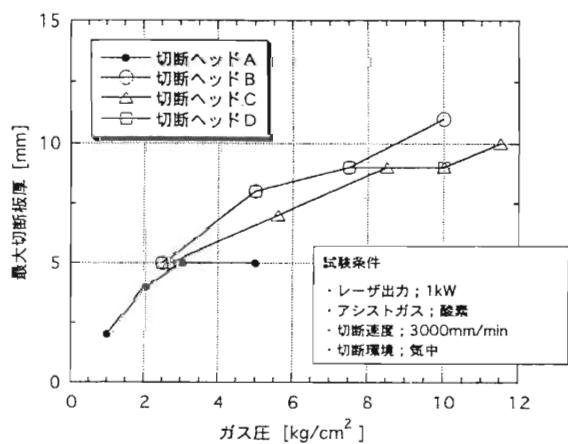


Fig. 9 Relation between assist-gas pressure and cutting ability(1)

## ii) 切断能力に関する試験

上記 i) ②の試験結果で1kW出力気中切断条件で切断能力が最大であったTypeB切断ヘッドについて、気中切断におけるスタンドオフ、焦点位置、切断速度等の条件が切断可能板厚に及ぼす影響を調べた。

また水中切断における切断能力についても調べた。なお、水中切断試験は水深約0.5mで行った。試験結果要旨は次のとおりである。

a. 切断速度と最大切断板厚との関係はFig. 10およびFig. 11のとおりであり、1kWレーザでは、気中切断と水中切断とでは切断能力はほとんど差はなかった。

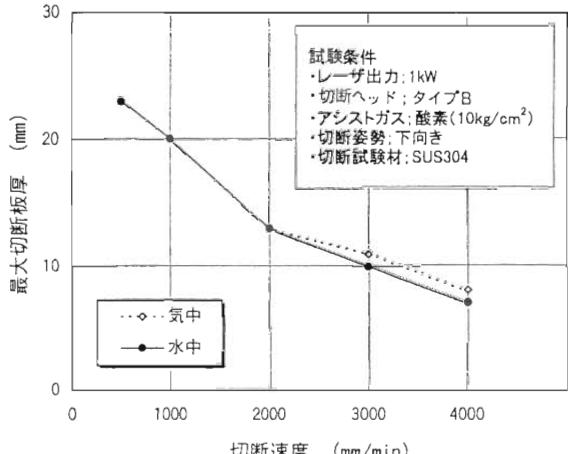


Fig. 10 Relation between cutting speed and cut plate thickness(assist-gas;oxygen)

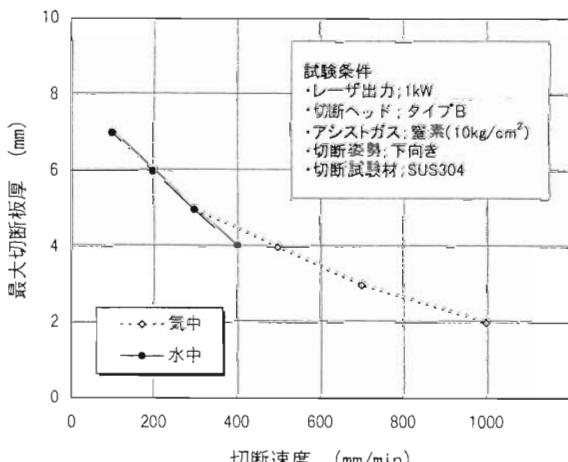


Fig. 11 Relation between cutting speed and cut plate thickness(assist-gas;nitrogen)

なお、切断姿勢も含め、気中切断と水中切断とでほとんど差が無かったのは、いずれも切断板厚が2cm程度できほど厚くなかったことによると思う。

b. 水中切断でもアシストガス圧と切断能力との関係は気中切断の場合と同様の傾向が見られた(Fig. 12参照)。

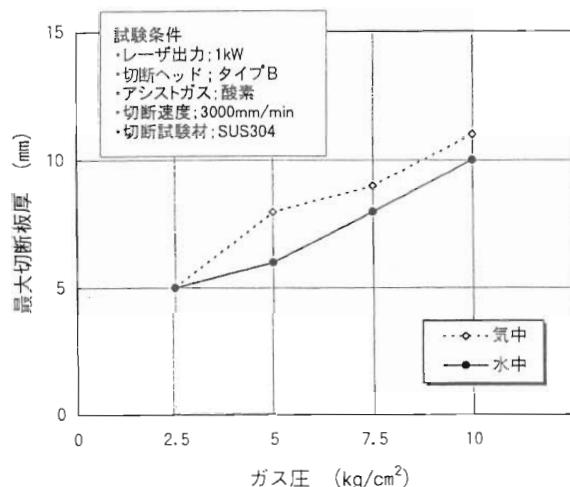


Fig. 12 Relation between assist-gas pressure and cutting ability (2)

c. スタンドオフ  $2 \pm 1\text{mm}$ 、焦点位置  $0 \pm 1\text{mm}$  の変動範囲では、切断能力への明確な影響は見られなかった。

### iii) 切断特性に関する試験

試作した切断ヘッドについて気中切断における切断特性（切断面性状、発生二次生成物の量等）との関係を調べた。これらの結果要旨は次のとおりである。

a. カーフ巾と前記 i) ①で調べた切断ヘッド集光スポット径とはかなり明確な関連性が見られ、切断ヘッド集光スポット径が大きい程カーフ巾も大きくなる (Fig.13参照)。

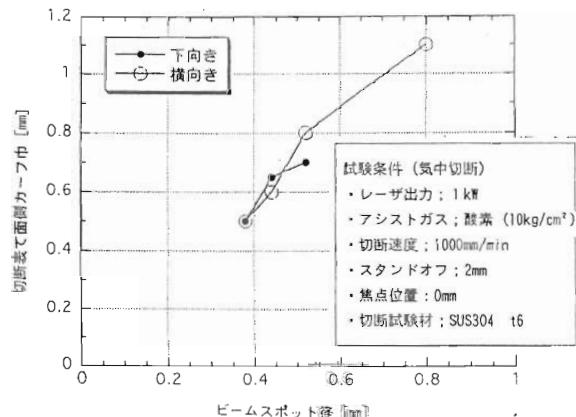


Fig. 13 Relation between beam spot diameter and kerf width at front side of test plate

b. 発生ドロス（落下固体物）量は、アシストガス酸素でステンレス鋼板厚6mmの切断では概ね  $15 \sim 25\text{g/m}$  程度であった。

次に切断ヘッドBについて水中切断試験を行い、その切断特性を調べるとともに、切断後の水について浮遊物 (SS) 等の測定を行った。

a. 発生ドロスはアシストガス酸素の場合に多く、板厚8mmのステンレス鋼の切断での発生量は概ね  $50\text{g/m}$  程度であった。

b. 発生ドロスの粒度分布は切断条件により異なるが、概ね  $0.05 \sim 1\text{mm}$  程度の範囲のものが多い。Fig.14に粒度分布例を示す。また Photo 3に発生ドロスの外観例を示す。

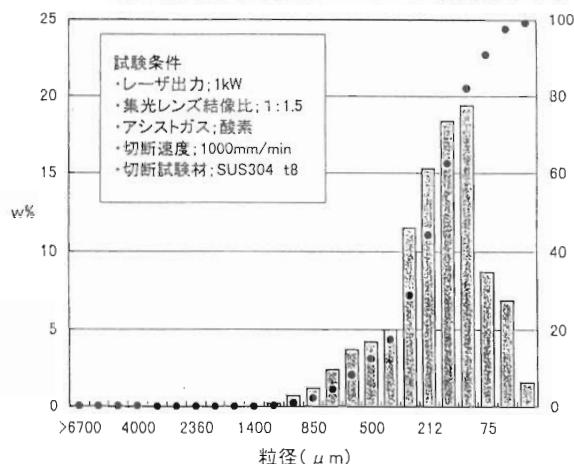
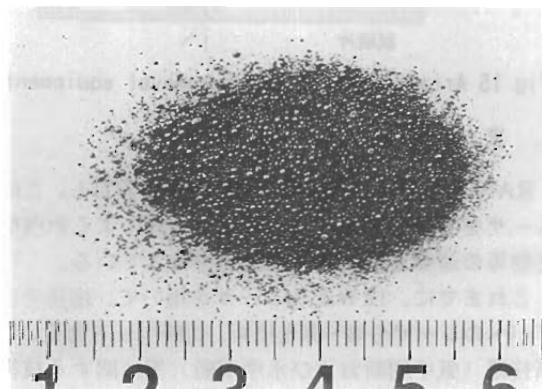


Fig. 14 Size distribution of sedimented dross



c. アシストガス酸素の場合の付着ドロスは脆く、剥がれやすい。

d. 水中切断後の水の分析の結果、アシスト

ガス酸素の場合に浮遊物が確認され、また目視観察でも水の濁りが見られた。この濁りは実作業における目視観察の妨げになる可能性がある。

## ② ドロス除去機器

レーザ切断においては、切断時に溶融金属の一部はアシストガスにより吹き飛ばされ、残りは付着ドロスとして被切断物の裏面側に付着する。切断時に切断ヘッド後方脇から被切断物裏面側近傍溶融部に補助的に噴射ガスを吹きつけ、あるいは噴射ガスとともに補助レーザビーム照射することにより、溶融ドロスのブリッジ形成等による切断低下を抑える効果が考えられる。

この効果を期待したドロス除去機器（噴射ガスを吹きつける方式と噴射ガス吹きつけと共にレーザ照射も行う方式）を試作し、この機器を切断ヘッドと併用した試験を行ったが（Fig.15 参照）、これまでのところ明確な効果は確認出来なかった。

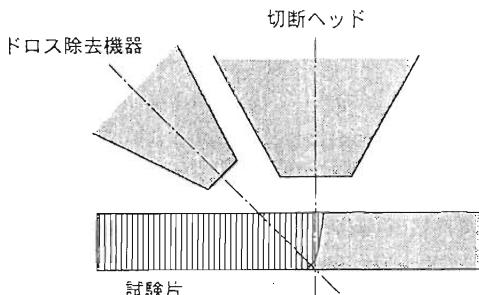


Fig. 15 Arrangement of dross-removal equipment

## 5. まとめ

RANDECではヨウ素レーザの特徴に着目し、このレーザを利用して光ファイバ伝送方式による炉内構造物等の遠隔切断解体技術開発を行っている。

これまでに、1kW出力レーザを用いて、細径ファイバへのレーザ分岐・導光技術、切断ヘッド構造、切断技術（気中切断および水中切断）等に関する技術開発を行い、下記の成果が得られた。

- 1) 1kW出力レーザについて、発振機からのレーザビームをコア径0.3mmの細径ファイバに安定的に導光し、また必要に応じビームを2分岐することができた。

今後は、より高出力での分岐後のビーム光質の試験調査を行う予定である。

- 2) 切断系技術開発の第一段階として、ダイバージェント型ノズルを採用した数種類の切断ヘッドを試作して1kW出力レーザ下における切断試験を行い、切断性能（切断可能板厚）、切断特性（カーフ巾等の切断面性状ならびに落下ドロスの性状、量等）に関する知見を得た。アシストガスに酸素を用いた水中切断試験での最大切断板厚は23mm（切断速度0.5m/min）であった。

今後は、10kW程度の高出力における切断試験を行い、切断ヘッド、切断条件の最適化をはかるとともに、二次生成物調査をさらに進めることとする。

また、平成9年度からはあらたにファイバ継手（伝送系）、遠隔操作系についての開発試験をすすめ、各種基礎知見を取得・評価し実用化への目途をつける計画である。

尚、本システムは切断機器の柔軟な動きが期待できることから、原子炉炉内構造物に限らず核燃料施設のセル内機器、配管等類似環境への適用も期待される。

## 参考文献

- 1) 三菱電線工業(株) カタログ
- 2) M.I.Cohen and J.P.Epperson, "Electron Beam and Laser Beam Technology" (ed. L.Malton and A.B.El-Kareh), p139, Academic Press (1968).
- 3) J.P.Allfille, CEA/CEREM and G.Pilot, CEA / IPSN "Thick cutting of material for nuclear dismantling applications with pulsed YAG laser" 5th International Conference on Nuclear Engineering (1997). ICONE5 – 2260
- 4) 松本敏史、他、"よう素レーザのファイバ導光・加工性能について" 川崎重工技報121号、1994年4月
- 5) 藤井洋郎、他、"世界初産業用よう素レーザ装置の開発" 川崎重工技報131号 1996年10月

## コンクリート中のトリチウム分析

今井 久、石本 清

### *Analysis of Tritium in Concrete*

Hisashi IMAI Kiyoshi ISHIMOTO

There are some types of reactors using heavy water for a coolant and a moderator in the world. Structural materials of these reactors must be contaminated with tritium which have been generated from heavy hydrogen in a nuclear reaction during operation of the reactor. Contamination with the tritium in the reactor facilities, therefore, have to be checked prior to decommissioning of the facility. It is well known that tritium in solid body is necessary to be isolated from the body before the radioactivity measurement, because tritium is a  $\beta$  emitter. This paper describes a method for separation of tritium in concrete/mortar and for collection of the tritium which was developed in our organization, RANDEC.

#### 1. はじめに

JRR-2の廃止措置が決まり、また最近“ふげん”も廃炉研究の方向で調整に入ったというニュースもある、重水を使用している原子炉のデコミッショングが連続する情勢である。これらの原子炉では重水から比較的多量のトリチウムが生成していると考えられるため、施設のデコミッショングを開始するに当たっては、トリチウムによる汚染の調査が不可欠である。

RANDECでは、科学技術庁原子炉規制課殿から受託した「動力試験炉施設解体廃棄物等安全性実証試験」の中で、コンクリート中のトリチウム濃度の測定を行ってきた。知られている様にトリチウムは $\beta$ 放射体であるから、計測するためにはコンクリートから抽出・分離して測定する必要がある。このため、これまでコンクリート中のトリチウム測定では、様々

な抽出・分離、そして捕集の方法が試みられてきたが、どの方法が優れ、どんな条件で行えば最良かということは確立されてはいなかった。また、トリチウムの分析に当たっては、抽出・分離、捕集法とともに、コンクリート中のトリチウムはどのような挙動をするのかということを知っておくことも重要である。これはトリチウムが他の核種と異なり、コンクリートから極めて逸散し易く、試料の採取や調製等の過程で真の状態から変化することも考えられるからである。

ここでは、コンクリート中のトリチウムの挙動から明らかになった試料の採取・調製過程での留意事項等について述べた後、我々がコンクリート中のトリチウムを測定するに当たって、文献調査とそれに引き継ぐ実験から定めた抽出・分離と捕集の手法等について述べてみたい。また、この実験の中で工夫を加えていった試験装置についても具体的に述べた

い。なお、抽出・分離や捕集の手法についての実験は、トリチウムを含まないコンクリートでも可能なため、非放射性のコンクリートを用いて行い、手法の適用性を確認する試験のみをトリチウムで実際に汚染されていたコンクリートで行った。この小文が今後行われるであろうコンクリート中のトリチウム汚染状況の測定調査等に、多少とも参考になれば幸いである。

## 2. コンクリート試料

ここでは、コンクリート試料の採取から、試験に供するための試料調製まで、留意すべきことや逆に簡便に済まして構わぬこと等を記す。

### 2.1 試料の採取

建家施設からコンクリート試料を採取する際、カッターの冷却に水を使用することが多い。コンクリート中のトリチウムは、その殆どが水の形態で含まれていると考えられるため、水で濡れることにより外部へしみ出すことが考えられる。Fig.1は、トリチウムを含むモルタル試料(直径:12mm、長さ:60mmの円棒、28日間密封養生)を、25℃の水中に浸した場合に浸出するトリチウム量の経過時間による変化である。試料の空隙率(コンクリートやモルタルは多孔質材料)によって、多少浸出の挙動は異なっているが、10日間程度ではほぼ90%のトリチウムが水中に逸散してしまっており、とりわけ初期の浸出が速い。ここで用いた試料は、いずれもセメントと細骨材をトリチウムを含む水で混練して作ったモルタルである。したがってこれら試料の場合、トリチウムの大部分はモルタルマトリックス中に、結合水の様な一体物として存在し、試料の空隙中等に水のまま存在するものは少ないと考えられたが、大部分のトリチウムが意外にも外部にしみ出しやすい性質を持っていた。また、実際に汚染していたコンクリートの場合も、水中に浸すと初期に多量のトリチウムが水中にしみ出してくる現象が観察されている。

これらの現象を踏まえ、先述のトリチウムを含む水で混練・作製したモルタルを、カッターを水冷しながら実際に切断することによって、試料採取時にどの程度のトリチウムが外部へ逃げて行くかを実験で評価することにした。この試験は、直径12mmの試料を15分という極めて遅い速度で輪切りにし、水

側に移行するトリチウム量を測るという方法で行った。結果をFig.2に示す。水中に移行するトリチウム量は、その2/3程度が切りくず中にあり、残りの1/3が水中にしみ出していた。この1/3のトリチウム量を、試料中のトリチウム濃度とモルタルマトリックス中のトリチウムの拡散定数から評価すると、1時間かかるて切断した場合、試料表面から0.27mmまでの深さのトリチウムがしみ出したことに相当した。この深さは通常、分析に供する試料の大きさから考えれば実際の測定では無視し得る値である。したがって切断時間の長さも考慮すると、試料採取において水を冷却剤に使用して切断しても、測定値に影響する様なトリチウム量の逃散はない。試料採取では、ドライ切断の様な水を使用しない方法で行う必要はない。

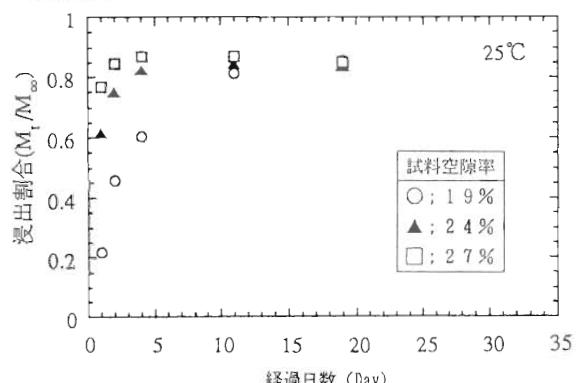


Fig.1 Time-Dependence of Tritium Released from Three Kinds of Mortars in Water

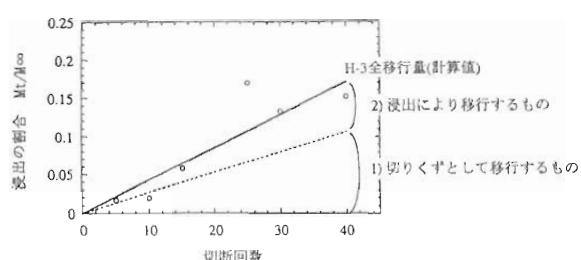


Fig.2 Tritium Released from Mortar in Cutting

### 2.2 試料の保管

トリチウムの濃度測定のためにコンクリート試料を採取し、実験に用いる程度の試料寸法に切断した後、大気中に保管した場合、試料中のトリチウムが保持され、元々の状態を保っているものかどうかを

調べた。これは、水の状態でトリチウムがコンクリート中に存在するならば、細分化することで蒸発し易くなり、トリチウム量が減少すること等も考えられるからである。

この試験も前出と同じモルタル試料で行った。ただし、試験の雰囲気は大気中ではなく飽和水蒸気中とした。この環境は、コンクリートやモルタル中のトリチウムは、大気中の水分と同位体交換することで空隙を介して拡散すると考えられるため、大気中の最高逸散量を生じさせる雰囲気と考えることができる。

試験は常温(25°C)、50°Cそして70°Cという3温度で行った。得られた結果をFig.3に示す。逸散量は予想外に大きく、常温でも100日程度で約1/4程度のトリチウムが試料から逃げている。また温度の影響も観察される。これらの一つの原因是、試料モルタルの養生期間が短い(28日間)ため、トリチウムがマトリックス中に十分に固定されていないということにもあると思われるが、この結果は実験試料程度の大きさに細分化した試料の保管には、十分な配慮が必要であることを示している。細分化した試料は不透気性のシート等で包み、さらに低温下の密封容器中で保管する様な配慮が必要であろう。

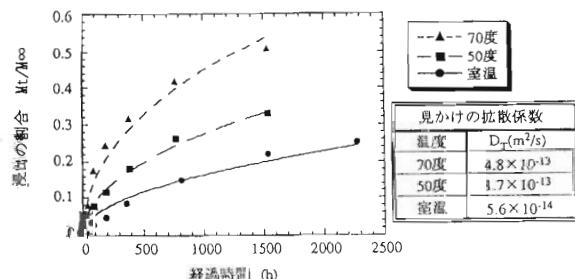


Fig. 3 Tritium Released from Mortar in Humidified Atmosphere

### 3. コンクリートからのトリチウムの抽出・分離と捕集

#### 3.1 文献調査とその検討

これまで、行われてきたコンクリートからのトリチウムの抽出・分離、及び捕集法には次の様なものがある。

- ① Acid leachingで抽出する<sup>1)</sup>。
- ② 微粉末を蒸留水と振り混ぜて抽出する<sup>1)</sup>。
- ③ コンクリートを  $\text{Na}_2\text{CO}_3$  と  $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$  の 3 : 1 の混合

物と 925°C で加熱した後、塩酸に溶解することで抽出する<sup>1)</sup>。

④ 強リン酸を加え、酸素気流中 200°C で加熱して抽出、捕集する<sup>2)</sup>。

⑤ 強リン酸と  $\text{KIO}_3$  を加え、酸素気流中 200°C で加熱して抽出、捕集する<sup>2)</sup>。

⑥ 窒素気流中で 850°C まで加熱し、ガスを冷却して捕集する<sup>3)</sup>。

⑦ 酸素気流中 1600°C まで加熱し、ガスをモノエタノールアミン中をバーリングさせて捕集する<sup>2)</sup>。

⑧ 空気中 400°C で加熱し、発生する水蒸気を冷却して捕集する<sup>4)</sup>。

RANDEC ではこれら個々の方法を検討して最も好ましいと思われる抽出・分離法及び捕集法を選択し、実際に用いる条件はこれを試験して定めることにした。ここでは、抽出・分離法と捕集法について、文献等を検討した結果を示す。

#### 1) 抽出・分離法の検討

各方法の比較は次の様に要約できる。

① や ② の溶液等を用いた浸出による方法は、トリチウムの完全な抽出が可能であったとしても、浸出に長時間をする。また、我々が実際にやってみた実機汚染コンクリートの水による浸出試験では、部分的な抽出は可能であるが、全てのトリチウムを抽出・分離することは不可能であることが分かった。また抽出率も、試料毎にマチマチの値を示した。③ の方法は、高温加熱時にトリチウムが逃げる恐れがある他、コンクリートの様な複合材料を完全に溶解することは困難なことが考えられる。④、⑤ の比較的の低温度での加熱法は、⑥ や ⑦ 等の高温までの加熱法と比較して、抽出されたトリチウム量が大幅に少なかったという報告がなされている<sup>2)</sup>。以上の理由から、我々は高温加熱による方法を最良と判断した。

それではこの場合、どの様な温度、雰囲気、加熱方法で試料を加熱すれば最善で、かつ効率的な方法であるかを定める必要がある。例えば文献の加熱温度は、400°C から 1600°C まであるが、必要十分な温度に設定することが望ましい。さて、コンクリート中のトリチウムは、その殆どが  $\text{HTO}$  の形態で存在するものと考えられるが、他の化学形で存在する可能性も否定できない。したがって、⑥ に示した様な窒素中の高温加熱では、トリチウムが水蒸気以外のガスとして放出されることもあり得る。このことは、水

の形態だけを考えた捕集法では全抽出物を捕捉できない恐れがあり、全トリチウムを捕集しようとすると、その捕集方法が複雑にならざるを得ないことを意味する。一方、⑦の酸素気流中で加熱する方法は、トリチウムがHTO以外の化学形で含まれていても、酸化されて全てがHTOになってしまうので水のみの捕集を考えればよく、捕集は比較的容易でトラップ機構も簡単に済む。以上の観点から、我々は酸素ガス気流中での加熱法を選択することにし、加熱温度等抽出・分離のために使用する実験条件等は実験して決めるにした。

## 2) 捕集法の検討

現在は $\beta$ 放射体の計測に液体シンチレーション法を使用するのが一般的である。したがって、酸素ガス気流中の加熱で水蒸気となったトリチウムは、液体シンチレーターと良く混ざる形で捕集しなければならない。このためには、次の2つの方法が考えられる。

- ・ 水蒸気を親水性液体によって吸収捕集し、この液体を同じく親水性の液体シンチレーターと混合する。
- ・ 水蒸気を冷却することによって氷として捕集し、解氷後親水性液体シンチレーターに混合する。

これらの方針について検討を加えてみると、前者はある程度濃縮された状態でトリチウムを捕集する必要があり、完全捕集を目的として吸収液体の量をむやみに多くすることはできない。常識的には、吸収剤の液体量はシンチレーター測定用バイアルの容量（通常20mL）以下にしなければならない。ガスを20mL程度の吸収剤液体中をバーリングさせると、どんなにトラップの形状を工夫しても、ガスは短時間で液体中を通過してしまう。ガス中の水蒸気の捕集率は、気泡が吸収液体中を通過する時間が長いほど高いから、短時間の通過は捕集率に不安を残す。またバーリングした場合、ガスの通過によって吸収用液体のキャリーオーバーが起こる。この中にはトリチウムも含まれることがあり得るから、測定値の低下を招くことも考えられる。

一方後者の冷却法は、ガス流速を遅くすることで冷却時間を長くし、水蒸気の捕集率を高めることができることに比べても冷却時間を長くすることができる。ま

た冷却は、どの様な乾燥剤にも勝る脱水法なので<sup>5)</sup>、水蒸気を高率で捕捉できると考えられる他、必要とする低温は寒剤を用いれば容易につくりだせるという側面もある。

以上の様な検討結果に基づき、我々はトリチウム含有水蒸気の捕集に冷却法を用いることにし、冷却寒剤にはドライアイス／エタノールを使用することにした。なお、ドライアイス／エタノールによる到達温度は-72°Cであり<sup>6)</sup>、この温度における氷の蒸気圧は0.14Paと評価される<sup>6)</sup>。したがって、この温度まで冷却すれば、ガス中の水蒸気は計算上では1ppm以下にまで減少することになり、捕集はほぼ完璧ということになる。

## 3.2 装置と分析条件の確立

### 1) 抽出・分離、捕集装置

コンクリートを酸素気流中で加熱し、トリチウムを水として抽出・分離し、冷却して捕集するため、Fig. 4に示す様な装置を製作した。また、その写真をPhoto.1に示す。なお、この図や写真中のトリチウムトラップは、装置製作当初は違った形状であった。

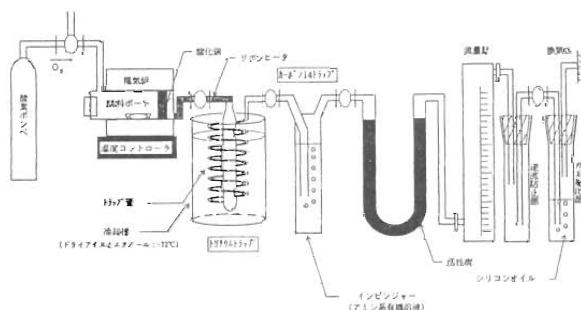


Fig. 4 Apparatus for Separation and Collection of Tritium in Concrete

装置の流路系はほぼ10mm径の硬質ガラス管から構成されるが、図の左部分に位置する電気炉の炉心管は、内径約35mmの石英管である。試料の出し入れ口等のガラス管／ガラス管等の接合はスリ合わせとし、その面にグリースを塗って気密性を高め、さらに接合する2つのガラス管はスプリングで繋いで密着させる様にした。全体は左側から酸素ボンベ、環状電気炉、トリチウムトラップ、カーボン-14トラップ、活性炭充填管、酸素ガス流量計、逆流防止部、そしてシリコンオイル入りのガス放出部から構成され、全体は横幅2m、奥行き0.8m、高さ1.2m立方

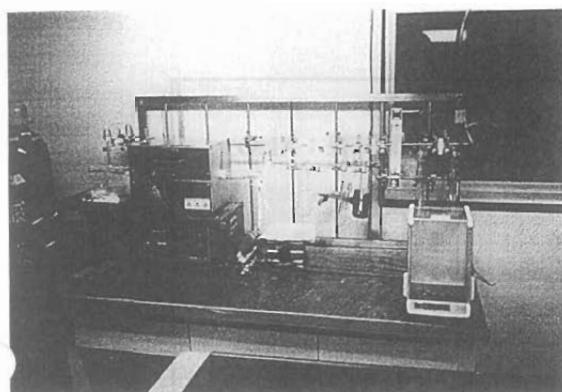


Photo. 1 Whole View of the Apparatus for Separation and Collection of Tritium in Concrete

程度の容積である。

試料は石英ポートに入れて、横型電気炉の中心部分にセットする。900°Cで測定した電気炉の温度分布をFig.5に示す。中心部の約100mmが均熱部分である。このため、試料用石英ポートには長さが約100mmのものを作て使用した。試料ポート右側の下流炉心管部分には銅線を丸めて詰め、これを酸化してCuOとし酸化触媒とした。なお、このCuOは炉心管内での位置を調節し、実験中は450°C前後の温度になる様にする。次のトリチウムトラップは、当初10mm径のガラスU字管（冷却バス長：250mm）を用いたが、最終的にはPhoto.2の写真的右端にある螺旋形のトラップ管を使用した。またトリチウム分析には関係はないが、カーボン-14のトラップには、図の中にある様な形状のインピングジャーを使用した。カーボン-14トラップ下流の活性炭充填管は、ガス状の核種が含まれていた場合、それを外部に放出しないための安全用である。最下流のガス放出部のシリコンオイルは、流路系内のガスと外部空気との交流を遮断する目的と、流れるガスを泡の動きでビジブルにするために用いている。装置一式の製作費は、ガラス細工を自分で行えば50万円程度、外注すればその倍程度の価格である。

## 2) 分析条件を設定するための実験

コンクリートの熱重量・示差熱分析（TG・DTA）で、抽出・分離のための加熱保持温度、加熱保持時間等についての目安をつけ、実際に用いるこれら試験条件等は、目安前後の条件でさらに試験し最良の

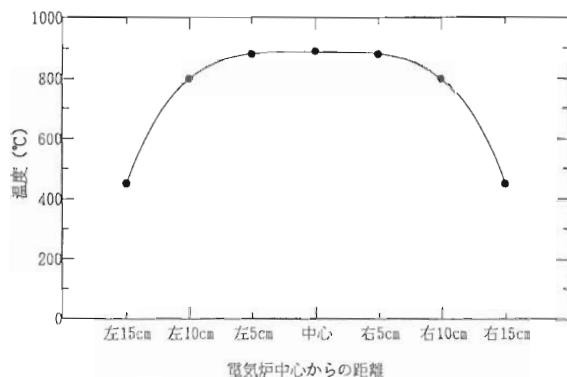


Fig. 5 Temperature Distribution at 900°C in the Furnace

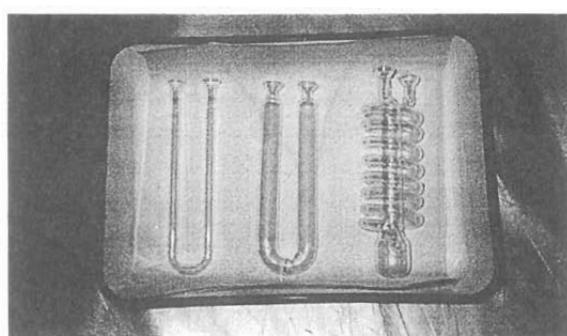


Photo. 2 Tritium Trap-Tubes Used in the Experiment

手法を見い出すことにした。なお、この試験条件の設定のため使用した試料は、実験室で水中養生により製作した一般的配合のコンクリートで、製作後約半年を経過したものである。

### ① 热重量・示差熱分析

試料としては、粒径  $250 \mu\text{m}$  以下の粉末を用いた。結果をFig.6に示す。図の挙動は、加熱に伴う重量変化と熱の出入りが750°Cを越えた温度辺りから起らぬこと、すなわちコンクリートの脱水や脱炭酸等が起らぬことを示している。この結果から、トリチウムを抽出・分離するための温度は、750°C程度で十分と予想できる。他方、この熱分析における昇温速度は5°C/分なので、750°Cまで2時間30分程度で到達している。この時間は昇温過程も含んだものであるが、加熱保持の必要時間が2時間前後でよいことも示唆している。なお、この分析での試料重量減は9%程度であった。

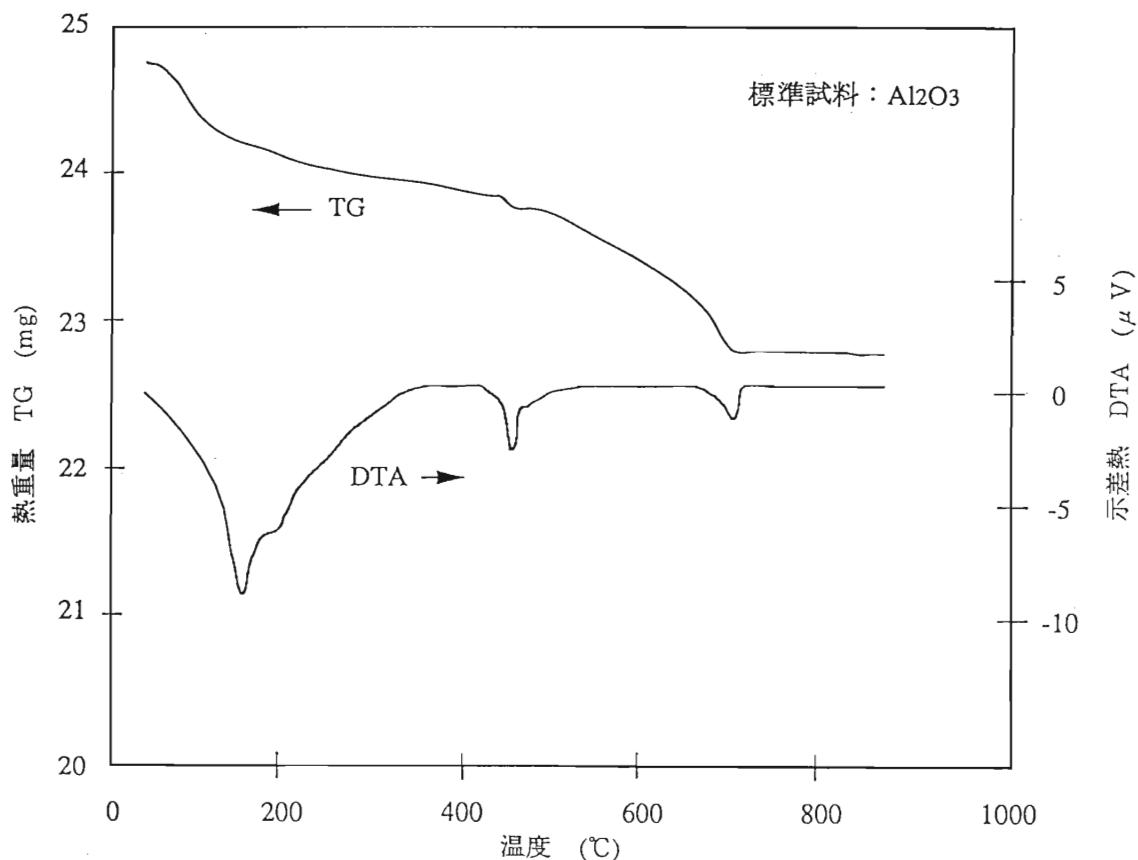


Fig. 6 TG-DTA Curves of Concrete

## ② 装置を用いた実験

この試験のために設定した試験ケースと試験条件をTable 1に示す。加熱保持温度や加熱保持時間は、熱分析の結果からおおよその条件は得られているが、各パラメーターとも3点程度の条件で実験を行った。ここで加熱保持温度、加熱保持時間、試料粒径等のパラメーター値は、以下に述べる様な考え方から、その値を設定したものである。他方、酸素ガス流量や1回に用いる試料量は、以下の(d)や(e)に述べる様に予備的な試験結果を踏まえて、値を絞り込んでから試験を行うことにした。

Table 1 Conditions Studied for Separation and Collection of Tritium

試験条件	試験ケース
加熱保持温度 (°C)	600、750、900
加熱保持時間 (h)	1、2、3、6
試料粒径 (mm)	1.0~5、5~1、1>
酸素ガス流量 (ml/分)	100、200
試料量/回 (g)	10~15

## (a) 加熱保持温度

試験温度の600、750、900℃は、次の様な観点から定めた。すなわち、600℃は550℃で97%の水分が放出されるという文献<sup>3)</sup>に基づいて、また750℃は先述の熱重量・示差熱分析の結果から設定した。さらに900℃は、原研の分析センターから得た情報<sup>7)</sup>により試験温度とした。

## (b) 加熱保持時間

熱重量・示差熱分析の結果から、加熱保持時間は2時間30分あれば十分と考えられるが、これは昇温時間を含んだ全加熱時間である。また、試料の粒径が250 μm以下という微粉末について得られた結果でもある。この様なことを考慮し、加熱保持時間は1、2、3時間の3ケースを設定し、さらに念のため6時間も行うこととした。

## (c) 試料粒径

コンクリートは、セメントの水和物、細骨材(砂)、粗骨材(砂利)からなる複合材料であり、粗骨材には径が20mmを越す様な石ころが含まれている場合もある。したがって、試料は細かくする程これら構成材を均等にサンプリングすることが可能になる。また、加熱によるトリチウムの抽出も、細粒にした方が効率的であるとも考えられる。他方、細かくする過程でトリチウムが大気中へ逃散し易くなる恐れや、粉が飛び散り易くなつて汚染を引き起こし易いというマイナス面も生じる様になる。この様なことも考え、粒径は10~5mm、5~1mm、1mm以下の3ケースを設定して実験を行った。

## (d) 酸素ガス流量

酸素ガスは酸化剤としての他、抽出したHTOのキャリヤーガスとしての役目も兼ねている。したがって、流量が少ないと抽出したHTOがトリチウムトラップまでなかなか運ばれないこともあります。他方、流量を大きくして流速を速めると、ガスはトリチウムトラップを比較的短い時間で通過してしまい、冷却が不十分となってトリチウムの捕集率が低くなる恐れが出てくる。これらのことを利用して、試験条件としては100ml/minと200ml/minの2通りの流量で実験を行った。

## (e) 試料量

1回当たりの試料量は、トリチウム濃度に応じて設定すべきものであるが、分析はその値を定めること

であるから、当初は不明である。そこで一応の標準量を定めることにした。この量は実験上適切と考えられる量でなければならない。この実験上適切な量とは、次の様なことを考えなくてよい量ということである。

- あまり少量であると複合材料であるコンクリートを、各成分を代表する様な割合で試料にすることが難しい。
- トリチウムは水の一部として捕集されるが、この水の量が少ないとトラップ管の壁が水で疊る程度となり、水として回収されたかどうか手応えがなく回収に不安が残る。

通常、原子力施設のコンクリートに用いられる粗骨材の最大寸法は20mm程度であり、その1個の重量は5gを越えている。したがって、試料としてバランスのとれた成分にするためには最低5g以上の試料量は必要と考えられる。一方、抽出される水の量は10重量%弱、すなわち10gの試料で約1mlである。この様なことを考慮して、まず当初の試験では約30gの試料を酸素流量200ml/minという条件下で加熱してみることにした。

この約30g、200ml/minで実験してみると、コンクリートから抽出された水蒸気が水滴となって、電気炉の炉心管下流出口辺りに凝縮し、1時間経っても全水滴がトラップへ輸送されなかった。このため、30gでは多すぎると判断し、その半分以下を標準値にすることにした。また水滴に対する装置上の凝集対策として、Fig.7に示す様に炉心管出口からトラップ入口までの経路にリボンヒーターを巻いて管を加熱し、水蒸気がなるべく凝縮することなくトラップまで送られる様にした。

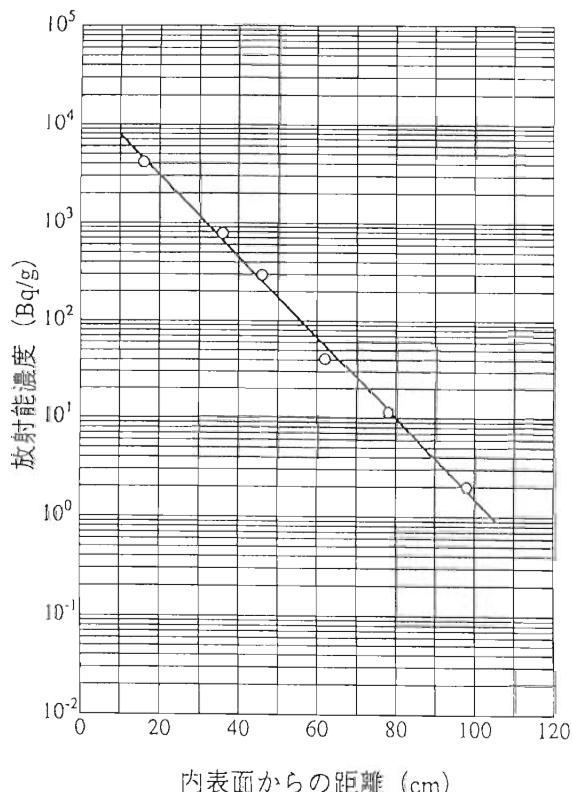


Fig. 7 Tritium Concentration Measured on Irradiated Concrete

#### 4. 装置を用いた実験の結果

##### 4.1 抽出・分離

実験は次の様な2段階で実施した。

第1段階；加熱保持時間をとりあえず2時間に固定し、加熱保持温度と試料粒径を定める。

第2段階；第1段階の試験で選んだ加熱保持温度と試料粒径で、加熱保持時間を変えて実験し、必要十分な加熱保持時間を決める。

抽出が完全に行われているかどうかは、抽出される水分量を測ればよい。しかし、この時点では前項の試料量の所で述べた様に、水蒸気捕集のための酸素ガス流量が未だ確立されていなかったため、ガス流量(流速)の影響を受けない試料重量で条件を定めることにした。すなわち、加熱に伴う試料重量の減少がもはや起こらない温度や粒径を最適の条件とすることにした。得られた結果をTable2に示す。表から加熱保持温度は900°C、粒径1mm径以下が選択すべき条件であることが分かる。

Table. 2 Weight-Loss Percentage with Grain-size of Concrete in Heating for 2 hrs at 600, 750 and 900°C

粒径(mm) 温度 (°C)	10~5	5~1	1>
600	6.1%	6.1%	9.8%
750	6.8%	7.2%	9.7%
900	6.4%	6.8%	10.0%

ここで粒径1mm径以下の試料が、全ての温度で粒径の大きな試料より重量減少率が大きくなっていることについて付記しておきたい。これは必ずしも抽出効率が高いことを示しているものではないと考えられる。例えば粒径が10~5mm径の試料の場合、いくら加熱時間を長くしても、1mm径以下の場合の重量減少率である10%近くの数値には到達しない。これは、同じ試料でありながら含水率が異なることを示すものである。この様な粒径による重量減少率の相違は、粉碎に伴う試料の外部表面積の増加による空気中の水蒸気の吸着によるものではないかと考え、試料を細かく粉碎しながら重量変化を測定してみた。この結果、コンクリート試料の重量は粒径を細かくすればする程増加した。したがって、粒径1mm以下の重量減少率が大きいのは、粉碎で新しく現れた外部表面に空気中の水分等が吸着され、それが再び脱着したためと判断できる。しかし抽出・分離のための条件としては、データを確実・安全にする見地から保守的に考え、水分量が多かった粒径1mm以下を採用することにした。これはまた試料粒径の所でも述べた様に、不均質材料であるコンクリートの各成分を均等にサンプリングできるという長所もある。

次に、第1段階の試験で設定した1mm以下の粒径試料を用い、900°Cという加熱保持温度で保持時間による重量減少率を測定した。得られた結果をTable3に示す。減少率は必ずしも時間の経過とともに増加してはいないが、このデータから加熱保持時間は2時間で十分であることが分かる。

Table. 3 Weight-Loss Percentage of Concrete with Heating-Time at 900°C

保持時間 (h)	1	2	3	6
重量減少率 (%)	7.3	11.1	10.0	8.5

#### 4.2 捕 集

捕集試験では、カーボン-14トラップも水捕集のトラップに変え、トラップを2段にして水を捕集し、その重量を測定した。捕集方法は、先にも述べた様にドライアイス／エタノール中にトラップをじゅぶ漬けにし、ガスを外部から冷却して水分のみを凝縮させ捕集するという方法である。この手法の捕集効率はガスの冷却度で定まるが、これを左右する要因としては、酸素ガスの流速とトラップ経路の長さを挙げることができる。

実験は、抽出・分離試験で得られた加熱保持温度を900°C、試料量を10~15g及び試料粒径を1mm径以下とし、酸素ガスの流量をとりあえず200ml/minとして行ってみた。まず、捕集には管径が10mm、冷却経路長が250mmのU字管(Photo.2参照、左端)をトラップに使用した。この結果は、1段目トラップの捕捉効率が92%に止まり、残りは2段目のトラップに捕捉されていた。これは、酸素ガスが第1段トラップ内で十分に冷却されないまま通過していることを示している。そこで次の2つの対策を実施してみることにした。

①酸素ガス流量(流速)と加熱プロセスの見直し  
コンクリートを加熱すると、100~150°Cで全水分の7割弱が急激に放出される<sup>3)</sup>。このため、先述した様に水が炉心管の下流出口部分に凝縮する現象が現れる。この現象を勘案し、実験ではとりあえず酸素ガスの流量を多い方の200ml/minにし、凝縮水を速やかに輸送できる様にした訳である。しかし大きな流量は、捕集という面からはガスの冷却時間が短くなつて、先述の様に捕捉効率が落ちるという側面もある。この様なことから、酸素ガス流量は半分の100ml/minにするが、この流量減少、水輸送量減少からくる凝縮水量の増加を抑えるため、加熱プロセスを次の様にすることにした。

まず150°Cで1時間加熱し、水を比較的緩やかに

放出させてトラップへ送った後、900°Cまで昇温させ、2時間保持して残りの水分を抽出・分離する。この方法により水は全加熱過程を通じてほぼ均等にトラップへ輸送され、凝縮量は少なくなつて全水蒸気を実験時間内に確実にトラップへ輸送することができる。加熱のプロセスを系統化して示すと次の様になる。括弧内は、電気炉が昇温に要した時間である。

(10分) (45分)  
常温 → 150°C (1時間) → 900°C (2時間)

#### ②トラップ管の改良

- ・トラップ管の捕捉効率を上げるには、
- ・流路パス長を大きくする。
- ・ガラス管の肉厚を薄くして熱伝導をよくし冷却効率を高める。
- ・管径を太くして冷却面の表面積を大きくするとともに、ガス流量を落とすことによって冷却時間を長くする。

等が考えられる。トラップ改良の第1段としては、管径は24mmと太いが、流路パス長は10mm径のU字管と同じもの(Photo.2参照、中間)を作成し、先述の2段階加熱プロセスによって実験してみた。この結果捕捉効率は、98.5%まで増加したが、これ以上の改良はできなかった。このためさらにトラップの構造を工夫し、3.2の所で述べたスパイラル形状の流路を持つトラップを作成し、試みてみた。このトラップは、ガス入口の垂直部分が管径24mm、スパイラル部分は管径10mmのガラス管からなり、流路パスの長さはU字管トラップの10倍を越えている。

この1段目のスパイラル形状管による捕捉率は99.0%まで上昇したが、これ以上の改良はできなかった。これはこの様な形状のトラップを用いても、酸素ガスをドライアイス／エタノール温度近くまで冷却するのがなかなか困難であることを示している。酸素ガスはトラップの入口近くまでテープヒーターで加熱されていることもあって、ガスが冷えきれないのではないかと思われる。しかし、実際の試験では99.0%という数値は十分な回収率であろう。このため、これ以上の改善策は取らず、スパイラル形状トラップ1段で試験を行うことにした。

## 5. 分析操作

我々が用いた分析操作は、次の様な手順 (Fig.4 参照) になる。

- ①ポート上の既知重量試料を電気炉中央部にセットする。
- ②経路にある全コックを開にする。この時、ガス放出部に近接するコックは、シリコンオイルが逆流しないことを確認しながら緩やかに開ける。
- ③酸素ガスを流しながら流路の接合部に石鹼液を塗り、ガス漏れがないことを確認する。漏れが見つかった時は、スリ合わせ接合部のグリースを塗り直し、接合をやり直す。
- ④酸素ガス流量を  $100\text{ml}/\text{分}$  に調整する。
- ⑤トラップ管の外側にジュアー瓶をセットしてエタノールを入れ、碎いたドライアイスをエタノールが沸騰しない様にゆっくりと投入する。
- ⑥電気炉で試料を  $150^\circ\text{C}$  まで加熱する。また、リボンヒーターを  $60^\circ\text{C}$  程度まで昇温させ、この状態を 1 時間保持する。
- ⑦次に電気炉を  $900^\circ\text{C}$  まで昇温させ、その温度で 2 時間保持する。リボンヒーターでの加熱は継続する。
- ⑧電気炉の加熱を止め、 $400^\circ\text{C}$  まで冷えた時点でリボンヒーターも断にする。
- ⑨酸素を止め、経路のコックを閉じる。
- ⑩トラップを冷却しているジュアー瓶を取り外す。
- ⑪トラップを取り外し、中へ少量の蒸留水を注ぎ、暫く放置してトラップされた水を解凍し回収する。
- ⑫少量の蒸留水で数回に分けてトラップ内部を洗浄し、その水も回収する。回収水の全量は  $5\text{ml}$  とする。
- ⑬液体シンチレーター用バイアルに、回収した水を入れ、親水性のトリチウム測定用シンチレーター  $15\text{ml}$  を加えて蓋をし、十分に振り混ぜる。
- ⑭液体シンチレーターで測定する。
- ⑮炉心管内の試料ポートを撤去する。

## 6. 実機汚染コンクリート試料の分析

### 6.1 分析例

中性子照射によって、コンクリート中に生成したトリチウムの濃度分析例を Fig.7 に示す。中性子は内

表面  $0\text{cm}$  の方からのみ入射している。したがって中性子束の減衰に伴い、生成するトリチウムの濃度は、内表面からの距離とともに指數関数的な減衰をしているものと考えられる。間隔の開いた 6 試料についての分析結果を片対数グラフ上でプロットすると、右下がりのきれいな直線上に乗った。これは、この手法が信頼できるものであることを示す一例と考えることができる。

### 6.2 分析値の再現性

実際に汚染しているコンクリート中のトリチウムを分析し、測定値の再現性を調べた。分析はトリチウム濃度が異なる 2 試料について実施した。結果を Table 4 に示す。1 試料についての測定はそれぞれ 2 回であるが、平均値からの偏差は  $10\%$  程度である。これは、コンクリートが複合材料という不均質物質であることを考慮すれば、十分及第とができる数値であろう。

Table 4 Deviation in Measured Tritium Concentration

試料	回	濃度 ( $\text{Bq/g}$ )	平均値 ( $\text{Bq/g}$ )
A	1	1.79	2.00
	2	2.21	
B	1	320	295
	2	270	

## 7. まとめ

この報告は以下の様に要約できる。コンクリート中のトリチウム濃度は、コンクリートを酸素ガス気流中で加熱した後、ガスを冷却して捕集した水を測定することで精度よく得ることができる。このトリチウム抽出・分離、そして捕集条件等は我々の場合次の様なものであった。

- ・ 加熱プロセス：2段階加熱

- ・ 1段目加熱温度 : 150 °C
- ・ 1段目加熱温度保持時間 : 1 時間
- ・ 2段目加熱温度 : 900 °C
- ・ 2段目温度保持時間 : 2 時間
- ・ 試料粒径 : 1mm 築以下
- ・ 試料量 : 10~15g
- ・ 酸素ガス流量 : 100mℓ / 分
- ・ 冷却トラップ : スパイラル形状冷却管
- ・ 冷却寒剤 : ドライアイス / エタノール

なお、コンクリート構造物からの試料の採取や切断において、カッターの冷却に水を使っても差し支えないが、採取後細分化した小試料からトリチウムが逃散することもあるので、その保管には十分な配慮が必要である。試料は低温下の気密中に保管した方がよい。

## 8. おわりに

RANDECで、コンクリート中のトリチウム濃度測定のため使用しているトリチウムの抽出・分離法及び捕集法について、それを採用することになった経緯を含めて書いてみた。この様な仕事に全く未経験な方が、同じ様なことをされる場合にも参考にして頂ける様に意図したつもりであるが、少しでもお役に立つことができれば本稿の目的は達成されたことになる。

一連の試験の中で残されている課題が粉碎時におけるコンクリート中トリチウムの挙動である。これについては現在実験中であるが、この実験では手早く処理することでトリチウム逸散の影響を少なくする様心掛けた。

最後になりましたが、色々とご指導を頂いた科学技術庁原子炉規制課の担当官の方々、有益なご助言を頂戴した東京大学大学院教授石榑顯吉先生をはじめとする諸先生方、またこの実験のためトリチウム汚染コンクリート試料を貸与下さった日本原子力研究所バックエンド技術部の関係者の方々、そして実験場所を準備して頂いた同研究炉部JRR-2管理課の方々等に感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 米国 PACKARD INSTRUMENT B.V CHEMICAL OPERATIONのJ.THOMSON氏より、パッカードジャパン㈱のS.KUWASHIMA 氏宛の私信、1994年4月27日。
- 2) 武石秀世他、JAERI-M 89-224, JPDR 生体遮コンクリート、イオン交換樹脂及び燃料貯蔵プール水中の長寿命核種の定量。
- 3) S.NUMATA et al., TRITIUM INVENTORY IN PORTLAND CEMENT EXPOSED TO TRITIATED WATER VAPOR., J. of Nuclear Materials. 171 (1990) 350 - 359.
- 4) Ames Laboratory Reactor Staff, FINAL REPORT, DECOMMISSIONING OF THE AMES LABORATORY RESEARCH REACTOR. IS-4789 U-78a, January 1982.
- 5) 化学便覧基礎編、改定3版、日本化学会編、丸善。
- 6) 理科年表机上版、国立天文台編、平成9年度版。
- 7) 日本原子力研究所、分析センター、伊藤光雄氏からの私信。

## 放射性廃棄物除染技術の開発 －日本ガイシの除染技術－

刈田 陽一

## *Research and Development on Decontamination Technology for Radioactive Solid Waste — Decontamination technologies of NGK —*

Yoichi KARITA

In Japanese nuclear facilities, decontamination treatment for radioactive solid wastes is not so popular by various reasons. However in near future decommissioning age, decontamination technology is one of the most important ones such as incineration, melting and compaction.

NGK has introduced several decontamination technologies from Karlsruhe Research Center (FZK) in Germany and developed the dry - blasting and strong acid chemical decontamination technologies from them. This paper describes FZK's current level of their technologies and results, and also the outline of the decontamination technology development by NGK.

FZK recycles several 100 tons of radioactive metal waste annually. And also large equipment is decontaminated by the dry - blasting and chemical polishing. As a result, it is succeeded to recycle more than 90 % of radioactive waste.

NGK has used the dry - blasting for radioactive metal waste generated from LWR to decontaminate more than 80 % of the waste to a contamination level less than the detection limit with extremely small amount of secondary waste in a range 4 - 5 %. This proves that this system is highly applicable to the radioactive waste decontamination process. For chemical decontamination technology, NGK has developed a variety of methods, such as dipping, barreling, pasting, and foaming with strong mixed acid, consisting of nitric acid, hydrochloric acid, and hydrofluoric acid. For spent liquid waste treatment technology, NGK has studied the acid recovery technologies, such as heating evaporation, diffuse - dialysis, electro - dialysis with bi - polar membrane and molten salt electrolysis of sodium nitrate using beta - Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ceramic electrolyte. Finally, it is achieved that the melt - solidification method greatly reduces and stabilizes the secondary waste from decontamination treatment.

## 1. はじめに

本格的な原子力施設の廃止措置時代を迎つつあるが、それら施設の設備解体に伴って発生する廃棄物の処理処分は、最も重要な課題の一つである。これら廃棄物の放射性廃棄物としての放射能レベルに応じた処分方法や、再利用もしくは一般廃棄物化を含めた合理的な管理が望まれている。処分の前処理としての廃棄物処理技術として、焼却、溶融（あるいは焼却／溶融）、圧縮ならびに除染が要素技術としてあげられる。

それに加え、処理技術ではないが、放射能測定技術が、検出限界、測定時間、作業負荷等の観点から重要度が高まるものと考えられている。

焼却、溶融および圧縮については、既に供用中の原子力施設で本格的に実用されており、日本ガイシ（株）においてこれら処理プラントの納入実績を有し、あるいは、建設中である。しかしながら除染については、プラントの線量低減の為の部分的な系統除染、インスペクションや補修の為の機器除染、工具除染等の実績はあるが本格的な廃棄物除染は我が国においては行われていないと言って良い。

その理由として、一般廃棄物化を含めた処分における放射能レベル区分が明確でないという法整備上の制約が最大と考えられる。その他には除染そのものだけでは減容効果が認められないこと、作業には、放射能測定を含め人手がかかりすぎること等であったと考えられる。せいぜい、除染したものを敷地内に保管し、放射性廃棄物貯蔵庫の負荷を減らすことであろうが、減容されるわけでもなく、廃棄物が減るわけでもなく、無くなるわけでもない。

しかしながら、本格的なデコミ時代を迎えて、大量に発生する固体廃棄物を合理的に処分（再利用、一般廃棄物化を含む）する必要にせまられ、その方策も国レベルで進められており、除染技術が、これまでとはちがって重要な処理技術になると考えられる。

固体廃棄物の種類に応じた処分の方法をTable1に示すが、放射能レベルが低いものほどその処分コストは低くなるはずであり、レベルの高いものを低いものに変え、合理化をはかる処理技術が除染であろう。

いわゆるクリアランスレベルが設定され、一般廃棄物化や再利用への道が開けると、デコミだけでな

Table.1 Disposal and generation of radioactive solid wastes from LWR

	処分の法規制動向	処分形態と想定コスト	運転中廃棄物	発炉廃棄物 （±小計より大型まで）
高, 3・γ	平成13年	六ヶ所 100万円/m <sup>3</sup> ドラム	金属 イオン交換樹脂	全量 100~200トン コンクリート 100~1,000トン
低レベル	済	六ヶ所 50~100万円/m <sup>3</sup> ドラム	既貯蔵 ・金属 約16万本 ・その他 約20万本 新規発生 ・金属100~500本/年発送所 ・その他100~500本/年発送所	金属 500~2,500トン コンクリート 1,000~10,000トン
萬低レベル	平成13年	トレンチ処分 発電所が有力 10~20万円/m <sup>3</sup>	低レベルに包含	全量 700~7,000トン コンクリート 1,000~4,000トン
規制除外 廃棄物	平成13年	トレンチ処分 発電所または 産廃処分場 2~20万円/m <sup>3</sup>	低レベルに包含	全量 7,000~37,000トン コンクリート 12万~50万トン

く、運用中の原子力施設の固体廃棄物も除染してリリースするという時代が到来するものと考えられる。

このように、従来は廃棄物処理技術の中でその役割が中途半端であった除染技術が、ようやく注目されてきたものといえる。

焼却とか溶融処理は、たしかに無機化、安定化、均質化という質的転換処理という要素とともに、その大きな減容性に魅力がある。

言ってみればプレス減容を含めてハード技術による廃棄物管理の合理化要素が強い。それに対し、除染は、廃棄物自体の形態や物理・化学的性質が変わるので、汚染レベル区分、クリアランスレベル等、規制・基準、あるいは放射能測定を含めたソフト面の整備によってはじめて効果を發揮する技術と位置づけて良いのではなかろうか。

廃棄物処理については、経験・実績の占める割合が高い分野であるが、除染は、材質、形状、汚染形態等の多様性から特にその要素が高いものと考えられ、認識をしておく必要があろう。

日本ガイシ（株）では、ドイツのカールスルーエ研究所より除染技術を導入し、そのうち主にドライプラスチック除染と強酸化学除染について開発を行ってきたので、開発経緯を含めてこれら技術を紹介する。当社の除染技術の一部については、既に本誌において当社の放射性廃棄物処理技術の開発の中で記述しているが<sup>1)</sup>、その後の成果を含めて紹介するとともに、FZK 除染技術の概要を加えることとする。

## 2. 除染技術開発の経緯

### 2.1 焼却から除染まで

当社は、1973年（昭和48年）現FZK (Forschung Zentrum Karlsruhe、当時はKfK) より放射性廃棄物焼却技術を導入したのが、放射性廃棄物処理分野への進出のはじまりであった<sup>①,②</sup>。顧客が主に電力会社殿の軽水炉型原子力発電所であったことから、非アルファの低レベル $\beta$ ・ $\gamma$ 廃棄物を対象とした処理技術の開発を行ってきた。

主に焼却や溶融といったサーマルプロセスの分野で実績を重ねてきており、近年は、これらの技術の核燃料施設や再処理施設からの廃棄物処理への応用をはかってきている。

デコミ時の廃棄物処理としては、焼却、溶融、プレス、除染が要素技術であり、これに横櫛をなすのが放射能測定技術であろう。測定技術を別とすれば上記4要素技術のうち、焼却、溶融<sup>③</sup>及びプレス<sup>④</sup>は実績があり、あるいはあげつつあるが、除染については、それほどみるべき成果をあげてきているとは言い難い。

しかしながら、廃棄物処理分野で貢献しようとさえれば除染を外すわけにはいかないと思える。

### 2.2 薬液超音波除染

当社が最初に除染技術に取り組んだのは、薬液超音波除染であった。即ち1984～85年（昭和59～60年）当時、供用中BWR原子力発電所の廃棄物および工具類等の除染技術として、超音波による物理的除染と酸による化学除染の相乗効果をねらった除染技術の開発を行った<sup>⑤,⑥</sup>。酸としては、硫酸、リン酸、シウウ酸を用いた。

技術確立はなされたけれども、除染後廃棄物の管理の方法が不明確であることや、2次廃棄物である廃酸の処理方法のインフラが無いこと、原子力発電所ではどちらかというと化学的処理を好まない傾向のあったことから実用化には至らなかった。ここで得られたことは、超音波洗浄技術とどちらかといえば弱酸（リン酸、シウウ酸）及びBWRでは廃液処理がやりやすい硫酸系の酸での化学除染経験であった。

また廃液の処理としては、徹底的にその量を減らすという段階までの開発には至らなかった。

この段階では将来のデコミや、すそ切り時代への

対応というねらいはあったものの、供用中発電所の小規模な除染装置を念頭においたものである。

実廃棄物である炭素鋼板および管（汚染レベル1～1000Bq/cm<sup>2</sup>）の15%硫酸による除染結果では、低いレベルのもので10～20分、高いレベルのもので25～35分の除染時間で、バックグランドレベル迄除染できることがわかった。（DF100～10000）

超音波は、20kHzの発振子（PZT：ジルコン酸チタン酸鉛）200W/ヶ×5ヶをハステロイでカバーしたものを使っているが、単なる化学除染にくらべ、各々のみの場合にくらべ3～10倍の相乗効果が得られている。

### 2.3 除染技術の開発経緯

Fig.1に当社の汚染金属廃棄物除染システムの技術開発を示すが、薬液超音波除染以外は、FZKの導入技術をベースに開発してきたものであり、レドックス除染や電解研磨については、技術習得に終わっている。

ドライプラスチック除染では、圧縮空気で研削材をノズルより噴射する方式と羽根車の高速回転（遠心力）による投射型で、両者ともプラスチック研削材のリサイクルが特徴である。このドライプラスチックでは、軽水炉発電所の実廃棄物による除染試験を豊富に行っている。化学除染では、廃液のリサイクルに重点をおき、拡散透析や、電気透析による酸の回収と、核種除去の研究を行っているが、実廃棄物除染の経験は今のところ豊富ではない。

## 3. FZKの除染技術

### 3.1 技術導入の経緯

旧西独のKfKでは、大型の除染設備を建設し、機器の再使用を中心に行ってきた。その後、比較的小物の廃棄物に対し除染ラインを建設した。

この除染ラインには、分別、切断、ウエットプラスチック、化学除染、電解除染等、入ってくる廃棄物性状にあわせ各々の除染ボックスにて汚染除去をするものであった。しかしこれは非常に人手がかかり、コストアップになるため中止した。1984年より、一定レベル以下の廃棄物はリリースできるようになり、廃棄物除染が本格化してきた。

このような背景から、当社は昭和62年（1987年）FZKより除染－コンディショニングの技術導入をは



Fig. 1 R&amp;G map of NGK decontamination technology for contaminated metallic waste.

かった。これは廃棄物の処分、廃棄物のリサイクルおよびデコミ時代の到来にそなえ、先行している彼等の技術を勉強しようとするものであり、特に除染の経験に重点をおいたものであった。当社の除染技術について記述する前にFZKの除染技術の概要を紹介することは、デコミとリサイクル先進国の一例を見ることにもなろう。

### 3.2 FZK の除染システムと実績

Fig.2に不燃性廃棄物の処理を中心とした前処理を含めたフロー図を示す。

除染しにくい小物は、あるレベル以下のものは直接溶融(Siempelkamp社)し、溶融除染(Cs-137のようなスラグ層に移行しやすい核種で汚染されたもの)や溶融の希釈効果(Co-60等)により非放射性廃棄物化をはかることを行っている。

汚染レベルの高いものは圧縮し廃棄体とする。これらは発生源、汚染レベル、形状等から経験的にコ

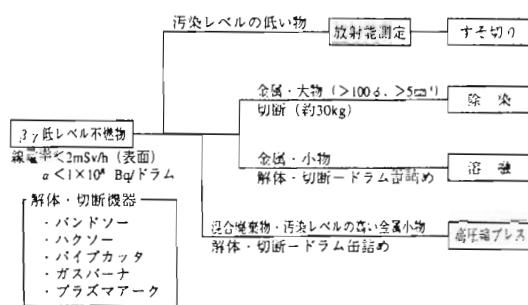
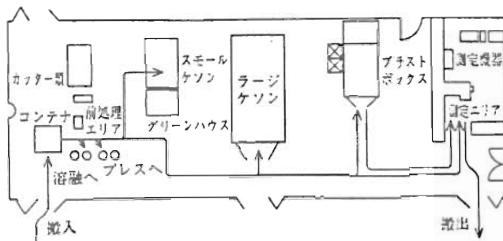


Fig. 2 Solid wastes treatment flow and sorting/pre-treatment at FZK decontamination facility

ストを意識してマニュアルを作って行っている。

Fig.3にFZK除染設備の配置を示すが、前述のように、当初は機器の再使用の為に主に用いられたものである。しかし時代とともにその役割が変わり、廢



施設	作業
前処理エリア	仕分け・解体・切断ドラム缶詰め(中性化物はグリーンハウス内)
スモールケソン	高濃度廃物の前処理(HPI)、ピクリング除染+HPJ、酸による洗浄+HPJ、エウットプラス
ラージケソン	切断(プラズマアーキー)、酸による洗浄+HPJ
ドライプラスチックボックス	ドライプラスチック除染
測定エリア	重積測定、表面積測定、10cm線量率測定、α、βダイレクトサーベイ、スマア測定

この他のRe-Useのため電解研磨装置が別ホールに設置されている。  
90m×60m×4 フロア分が除染関係設備である。

Fig. 3 Outline of FZK decontamination facility

棄物除染に比重が移ってきたものであり、彼の国の原子力の置かれた状況をみると、時代の移り変わりを感じざるを得ない。

ちなみにFZKは、25%が原子力関係の研究となっており、廃棄物処理も研究所や再処理工場から発生するものが極端に少なくなってきておりもっぱらデコミや外部からの廃棄物処理ということである。

Table2にFZKの除染技術を示すが、最近は、ドライプラスチックによる処理がほとんどである。

Table3に、1996年迄の実績を示す。1996年の無制限再利用金属は625トン(うち38トンは除染不要であった)、限定使用は熔融したるもので133トンであった。年間1,000トン弱の能力があるといえよう。また、ほとんどはドライプラスチックで処理しているということになる。

Table.2 The outline of decontamination technologies at FZK<sup>1)</sup>

除染の目的	除染技術	対象物	処理実績(1997年)
Re-Cycle (金属の再利用)	ドライプラスチック除染 (鋼鉄グリットによる表面研削)	炭素鋼・鉛 (パイプ・板材 ドラム・過塗体等)	600ton/年
	ピクリング除染 (硫酸による表面の溶解)	ステンレス鋼・アルミニウム (パイプ等)	100ton/年
	HPI (高圧水による洗浄)	腐蝕物・リンス用	—
Re-Use (機器の再使用)	酸による洗浄 (ピクリングよりマイルド)	(ミニビュレータ グローブボックス等)	180㎥/年
	HPJ	前除染・リンス用	
	電解研磨除染	平滑面の必要なもの (熱交換器)	
	エウットプラスチック除染	使用頻度殆どない	
	マスクのスプレー除染	(全面マスク)	

Table.3 Operation results on decontamination of metallic wastes at FZK

年度	処理量(ton)	除染後リリース(ton)	審査なしリリース(ton)	溶融後リリース(ton)
1984	271	43(15.8%)	228(84.2%)	—
1985	668	332(49.7%)	336(50.3%)	—
1986	792	374(47.2%)	371(46.9%)	47(5.9%)
1987	802	557(69.1%)	114(14.2%)	132(16.4%)
1988	667	497(74.6%)	66(9.9%)	103(15.5%)
1989	670	403(59.6%)	68(10.0%)	206(30.4%)
1990	461	229(59.0%)	69(15.0%)	162(26.0%)
1991	381	224(58.8%)	38(10.0%)	119(31.2%)
1992	216	21(9.5%)	32(15.0%)	163(75.5%)
1993	381	251(65.9%)	19(5.0%)	111(29.1%)
1994	350	134(38.4%)	18(5.0%)	199(56.7%)
1995	700	550(78.6%)	35(5.0%)	115(16.4%)
1996	758	587(77.5%)	38(5.0%)	133(17.5%)

運転時間	24940時間(12作業エリア)
運転員	57名
累積稼働量	36mSv
処理廃棄物	2182t
発生廃棄物	570本(200t ドラム)
無制限再利用リリース	
金属	625ton
その他	361ton(保溫材等)
限定再利用リリース	
溶融後全量	133ton
高圧縮プレスへの搬出量	356㎥

化学除染についていえば対象金属(Al、SUS)や大型機器に対し浸漬やペースト除染を行っており、その廃液は、特別の処理はせず、蒸発缶による処理でセメント固化していた。これは、他の施設からの廃液が多いので、混ぜるだけで良かったからである。しかし最近は、原子力関係研究のスローダウンにより廃液発生量も少なくなったため、できるだけ化学除染は使わない方向になっているとのことである。

除染液は、対象金属によって使いわけている。除染後の放射能評価には、多大な人手、時間、ドキュメント作成を要し、1物体1ペーパーであり、今後の大きな課題である。そのため、管類などは1m<sup>3</sup>程度のカゴにいれて放射能測定する方法も取り入れてきている。Fig.4に測定のフローと規制値を示すが、限定にしき無制限にしき、リサイクルが認められていることが、除染が実用されている大きな要因であろう。

化学除染以外では、電解研磨として熱交換器(蒸発缶など)の大規模機器の再使用の為の除染経験等が過去沢山あるが、小物は手作業が多いのでやめたとのこと。

湿式プラスチック、超音波除染等もいろいろ経験した

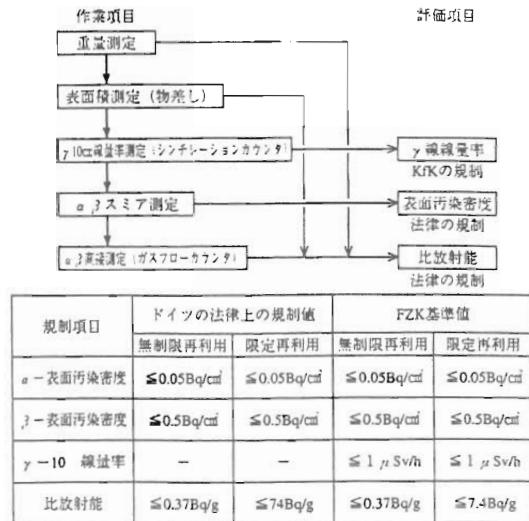


Fig. 4 Measuring of radioactivity of decontaminated material at FZK

が、ドライブラストにくらべ除染効果が小さく使用されなくなったとのことである。

### 3.3 ドライブラスト除染技術の概要

FZKで実施されているドライブラスト除染では、研削材として鉄格子を使用し、圧縮空気で噴射させる加圧方式を採用しており、フロッグマンスツを着用した作業員が噴射ノズルを持ち、手動で金属表面を研削している。研削材は、床のグレーチングを通して回収し、風力分級器で削り屑と分離したのち再利用する。研削材は除染する金属廃棄物の汚染レベルによるが、数カ月毎に交換している。

FZK ドライブラスト除染概念図を Fig.5 に示す。

おおよその1日の処理量は約4tonで、研削材（グリット）の寿命は、対象物の汚染レベルによるが約2カ月、2次廃棄物量は、 $100\text{m}^2$ 処理でおおよそ50kgとのことである。尚、 $\alpha$ 汚染物の除染にはアイスブラストも採用している。

### 3.4 化学除染技術の概要

現在は安くて効率的なドライブラストを主流においていること、FZKの原子力研究の比率低下などで廃液処理の負荷が無視できないため、化学除染の比率を極端に少なくしてきていることは前述の通りである。

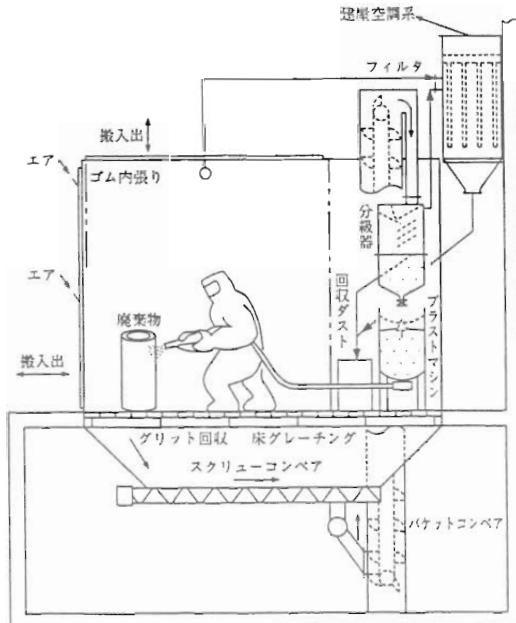


Fig. 5 Schema of the dry blasting plant at FZK

化学除染は、対象廃棄物によって浸漬とペーストを使い分け、除染液は材質によって使い分けている。実際の除染を計画するにあたっては、経験に基づきこれらを選択しており、前処理と後処理に HPJ（高圧水ジェット除染）を多用している。尚、機器再利用の場合、HPJでは洗剤を入れたり弱酸、弱アルカリで洗浄する。

このようにドライブラストほど定常に化学除染が行われてはいない。

Fig.6 には、HPJとペースト除染設備の概要を示す。ステンレス鋼に対しては、いわゆるピクリング液として硝酸（20%）-フッ酸（3%）-塩酸（2%）の強酸除染が主体である。硝酸が主体であることはステンレスの酸洗の主流であること、核燃料再処理工場（WAK）、燃料研究等、FZKとして廃液が硝酸系であったこともあろう。ペーストは、硫酸バリウム粉末と塩ビ粉末に上記混酸を混練したものである。

即ち除染の廃液については特別考慮されておらず、既設の蒸発缶へ排出するとのことであり、塩酸、フッ酸、界面活性剤等混入による蒸発缶の性能への影響や腐食が懸念されるところであるが、除染以外の廃液量が多い為、当初は特別問題視しなかったようだが、他施設からの廃液減少に伴って、これが問題

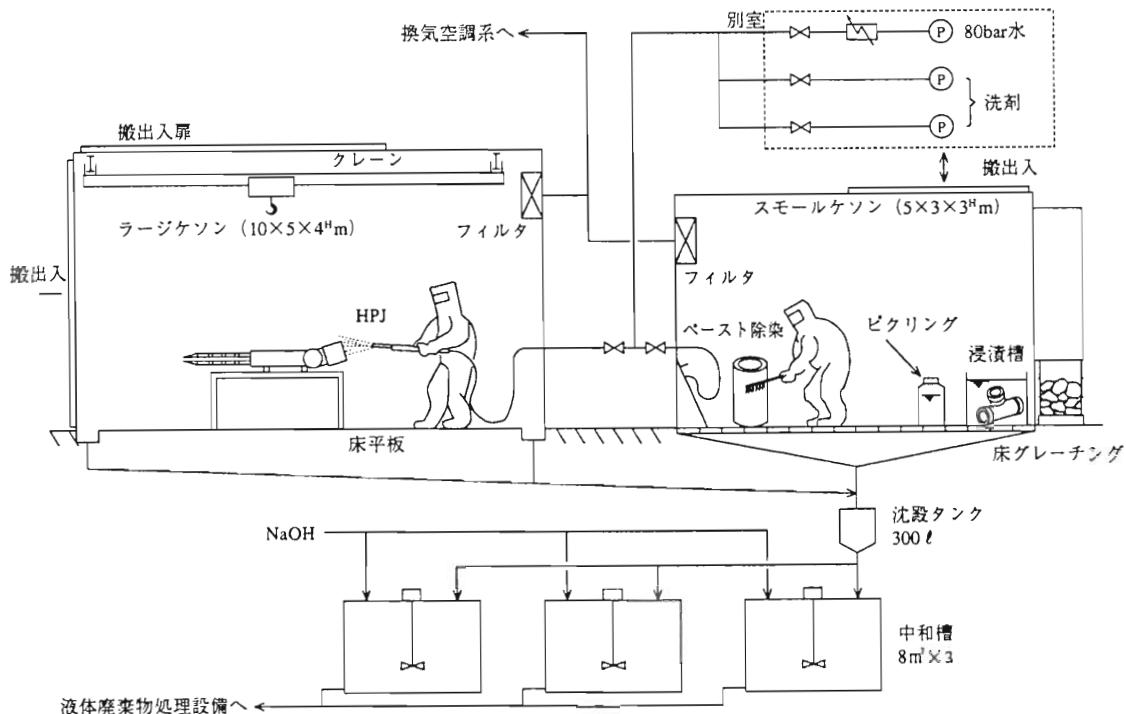


Fig. 6 Chemical and high pressure water jet decontamination at FZK

となろう。

尚、ペースト除染は大型機器の除染の場合、浸漬にくらべ廃液発生量が少ないことが利点である。これは、當時化学除染しているわけではないので廃液が劣化し再使用しにくいことも浸漬除染が少ない理由であり常時除染するものがあれば条件は別となろう。

尚機器再使用の除染は従来より極端に減少しているものの、マニピュレーター等は持ちこんでこのケソンの中で除染を行っている。

### 3.5 大型機器の除染

FZKの除染で忘れてならないのは、大型機器の除染とリリースである。

本来この大型施設は機器再使用（修理を含めた）の為にもっぱら利用したが、現在は、むしろデコミに伴う大型機器のリリースの為に使われている。

Table4に実績を示す<sup>7)</sup>。Fig.7にタービンローター（約260トン）、熱交換器の例を示す。手順としては、  
 (1) 大型のピースに熱切断し、ドライブラスト  
 (2) ついで鋸で切断

(3) 汚染が比較的高い ( $\alpha > 0.5 \text{Bq}/\text{cm}^2$ ,  $\beta + \gamma > 50 \text{Bq}/\text{cm}^2$ ) ものは、湿式化学除染をあらかじめ行う。

(4) 放射能測定

(5) 残った放射性廃棄物は高圧縮

その結果、90%は無制限再利用、9%が溶融へ、1%が高圧縮へ送られ、処分コストの大幅な低減に役立っているとのことである。

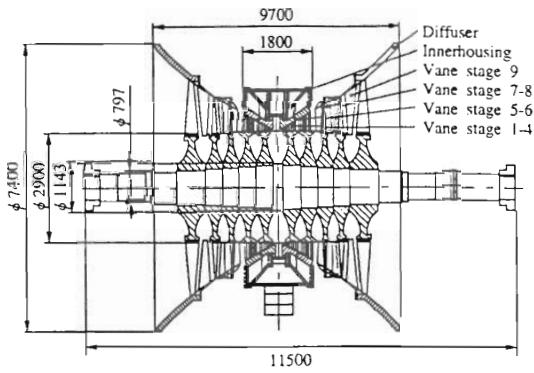
Table.4 Mass and activity flows during processing of large components at FZK

Large component	Processing path			Mass,	Activity, Bq	
					$\alpha$	$\beta + \gamma$
Transport cask TN 1300	UR	SI	RA	104.375	2.78 E+03	1.38 E+05
				5.894	1.00 E+05	1.20 E+08
				5.237	1.13 E+06	1.19 E+09
High-pressure Preheater (2x)	UR	SI	RA	15.235	—	9.30 E+05
				51.940	2.59 E+06	5.28 E+08
				824	1.80 E+05	1.34 E+07
Turbine (2x)	UR	SI	RA	455.651	—	4.67 E+06
				15.061	—	1.21 E+08
				—	—	1.86 E+04
Intermediate cooler (4x)	UR	SI	—	70.822	—	—
Total	—	—	—	735.037	3.90 E+06	1.98 E+09

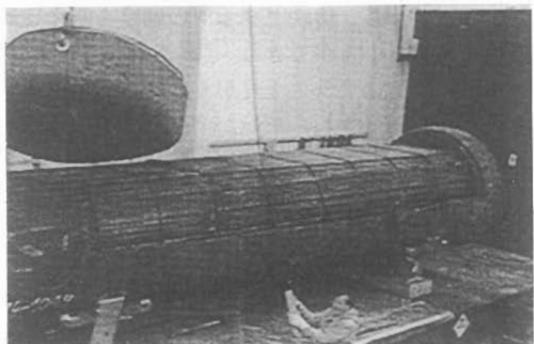
• Transfer to unrestricted reuse (UR) about 90%

• Transfer to melting (SI) about 9%

• Further processing by compaction (RA) about 1%



a. Turbine rotor



b. H.P. preheater

Fig. 7 Large component decontamination at FZK

切断前に除染することが重要であるとのことである。

### 3.6 FZK 除染技術のまとめ

ドイツでは無制限再利用や限定再利用が認められ、またこれら汚染金属を溶解するライセンスを有する鋳物屋が存在すること、更に、水の無い処分場への処分が前提となっていることと、FZKの原子力研究の減少、施設のデコミの増大という背景から次のように特徴づけられよう。

- (1) 積極的な除染により、金属廃棄物のリリースをはかっている。コスト的に合理的。
- (2) 設備が安い、乾式で処理速度が大きい、二次廃棄物が少ないとから、ドライプラスチックを主力としている。
- (3) 大型機器は一品料的に除染。切断はできるだけ除染後に行う。
- (4) 化学除染は廃液等の受皿次第のところがあり、現在は少なくなってきた。

- (5) 2次廃棄物は圧縮のみで処分体にする。(金をかけずに減容、処分場での受入が可能)

### 4. NGK 除染技術開発研究の考え方

FZKでは、幾多の除染技術の経験を有しているが、1984年以降、リサイクルが開始してからは放射性廃棄物のリリースに向け、コストを重視した除染技術に重点が移ってきてている。しかし主流のドライプラスチックでも人手作業がメインであり、如何に自動化し、処理速度を上げることができるか、またたしかに除染により汚染はなくなっているがその除染係数はどうかという観点からは、データは不充分であり、プラスチック研削材のリサイクルに伴うクロスコンタミの影響評価を定量的に行うべき等の課題があった。

化学除染についていえば、除染液のリサイクルについて考慮されていないことである。

これらの課題を念頭におき、リサイクル先進国であるドイツFZKの考え方を踏襲し、除染技術開発の考え方を我々なりに設定してみたのがFig.8のフローリー図である。即ち、

- (1) 前処理、除染、測定が経済的に出来る大物・厚肉金属と、それ以外の小物・複雑形状金属・高線量物に分類する。
- (2) 大物・厚肉金属は、ドライプラスチック除染により処理する。
- (3) 小物・複雑形状金属及び高線量物は、化学除染により処理する。
- (4) 除染処理により汚染が基準値以下とならないものは溶融処理する。
- (5) 溶融処理後、基準値以下とならない廃棄物は放射性廃棄物として埋設処分する。

である。溶融は放射性核種の希釈効果と放射能測定の精度・コストを考えたものであることは周知の通りである。

さらに不燃物の溶融固化が今後原子力施設に設置される動向であることから

- (6) 二次廃棄物であるドライプラスチックダストは、不燃物溶融炉で溶融固化する。
- (7) 化学除染廃液はできるだけ酸を回収し、再使用し廃液発生量を減らす。回収した金属類(水酸化物スラッジ)は不燃物溶融炉で溶融固化する。

このように溶融固化により、2次廃棄物の徹底減容

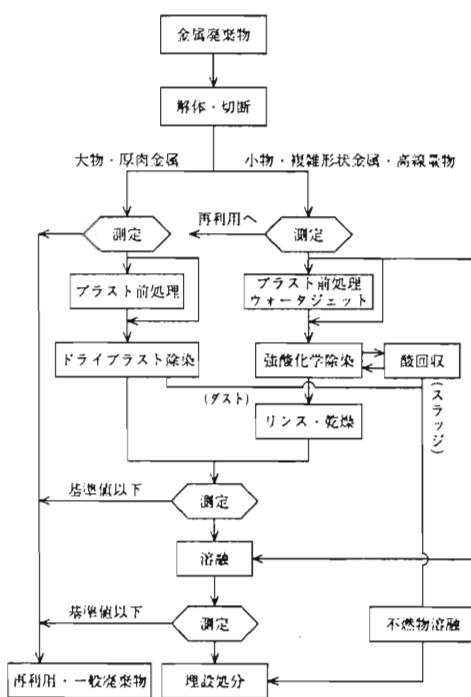


Fig. 8 Conceptual folw of the decontamination system for contaminated metallic wastes

と安定化を目指すべきである。

要素技術としては、当面、機械的除染でありコスト的に魅力のあるドライプラストと、高線量物や小物・複雑形状物処理に相応しい化学除染の、異なる2方式の開発を行い除染技術にアプローチすることとした。

以下、ドライプラスト並びに化学除染とその廃液処理の開発研究について紹介する。

## 5. ドライプラスト除染技術の開発

ドライプラスト除染が実用的であろうことはFZKの経験から判断できたことから、我々自身の実用化技術にする為に、以下に示すように開発研究を行ってきた。

### 5.1 ベンチプラント試験

グローブボックスを使い、小型の加圧式プラストマシン（圧縮空気でプラスト材をノズルから噴射す

る型）でプラスチック研削材の試験、材質別（炭素鋼、ステンレス鋼、アルミニウム、鉛等）研削能力等を試験検討した<sup>8), 9)</sup>。

研削材グリットとして、セラミックスを含めて各種の機材を試験した結果、研削材としてはFZK使用の鉄格子グリットがすぐれていることがわかった。

硬くて韌性のあるセラミックグリットとしてPSZ（部分安定化ジルコニア）や窒化けい素も検討したがグリットの入手性（粉碎のしにくさ）から断念している。

SUSはグリットがくいこみやすく、また削りにくいということから、鉄格子グリットの硬度を変え、研削能力を高めることができた。（後述）

アルミニウムはプラスト材がくいこみ適用は不可であったが、鉛はやわらかいが削りやすく、適用可能と考えられた。（FZKでは炭素鋼以外、鉛や、コンクリートの除染にも使っている。）

### 5.2 パイロットプラント試験

FZK ドライプラストの特長は研削材の再使用にあり、ワンスルーにくらべると格段の2次廃棄物発生量が少ないことがある。第一ステップとして、Fig.9に示すパイロットプラントを建設した。研削材は圧縮空気（数 kg/cm<sup>2</sup>）による噴射方式であるが、プラスト室内にロボットを設置し、定形物を対象とした試験を主体に種々の技術把握を行った。

プラスト室下部に落下（グレーティング下部）した研削材はコンベアでカスケード室に導かれ、風力とじゃま板により研削材は下部のプラストマシンの研削材溜りに回収され、削り屑や微細化研削材は気流によりバグフィルタに運ばれ集められる。そのオフガスはHEPA（逆洗式）により浄化されるプロセスとなっている。

プラスト材（研削材）は直径約1mmの鉄格子グリットを使うことが、普通鋼の表面研削能力と上記分級にとって都合の良い材質・形状・硬さである。およそ500回程度噴射に使われると約50%が消費される。課題は実際の廃棄物でどれだけ除染効果が得られるか、また、研削材のリサイクルによりクロスコンタミの影響がどうかである。

FZKではたしかに実用され効果（除染、グリットの再生使用）が得られているが、我々自身で確認する必要性を痛感した。

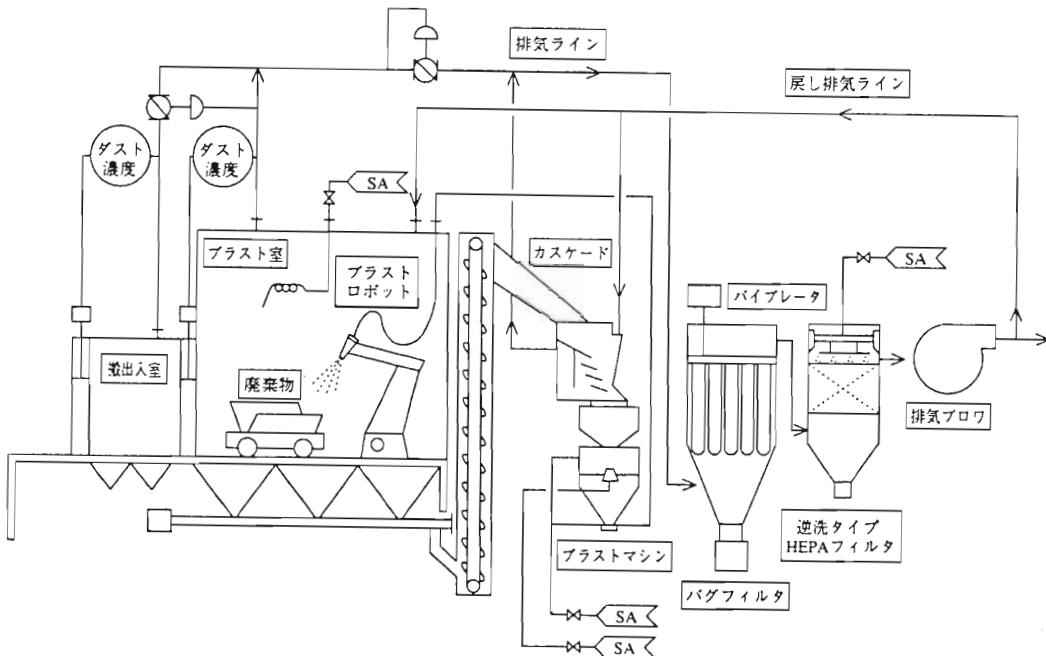


Fig. 9 Flow sheet of the dryblast pilot plant

### 5.3 ホット基礎試験

コールド基礎試験結果をもとに、軽水炉原子力発電所（BWR）にて実金属廃棄物を使用し、除染性能確認のための基礎試験を実施し、その適用性を評価した<sup>10)。</sup>

#### 5.3.1 試験装置

ホット基礎試験実施に当たって、小型の加圧式ドライブラスト除染装置の試作を行った。本装置は、研削材噴射ノズルを手動で動かすタイプであり、研削材は回収後風力分級され再利用できる。また、排気は、バグフィルタおよびHEPAフィルタでろ過後、その一部は分級用風力として再利用できる構造である（Fig.10）。

#### 5.3.2 新品の研削材使用時の除染効果

汚染していない研削材を1回のみ使用して（使い捨て）除染を行い、金属廃棄物の種類毎に到達可能な表面汚染密度を測定した。この試験結果はTable5に示す通り、炭素鋼は20  $\mu\text{m}$  相当の研削により除染係

数は102以上となった。しかし、ステンレス鋼は同じ研削条件において研削厚さは炭素鋼の1/10以下であり、除染係数も10程度であった。

なお、後日、ステンレス鋼については前述の通り、グリット硬度を変更することにより炭素鋼と同等レベルの研削性能が得られることを確認した。さらに、本研削材を使用して、上記と同じ試験条件で実施したステンレス鋼ホット除染試験において、炭素鋼廃

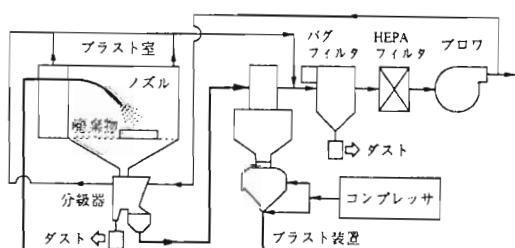


Fig. 10 Flow sheet of the compressed air jet type dry blasting plant

棄物と同様の除染係数が得られることを確認している<sup>9)</sup>。

Table.5 Decontamination factor at one throw of new grit

廃棄物種類	表面汚染密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )		除染係数
	研削前	研削後	
汚染された炭素鋼	11~18	<0.12	> (90~150)
腐食した炭素鋼	2.3~20	<0.12	> (20~160)
ステンレス鋼	10~23	1.3~2.1	7~10

研削材噴射量 0.056kg/cm<sup>2</sup> (炭素鋼20μm研削に相当)

### 5.3.3 研削材循環使用時の除染効果

研削材を循環使用させて、2種類の汚染レベルに分類した金属廃棄物（塗装された炭素鋼）を連続除染し、金属廃棄物の表面汚染密度および研削材の放射能濃度を測定した。

Fig.11は、ある一定レベルの汚染廃棄物試料を2グループ用意してテストしたものであり、研削材の循環回数を重ねても、試料の研削前後の表面汚染密度並びに研削の放射能濃度があるレベルで飽和することがわかる。

また、試料の汚染レベルが研削材の放射能濃度を決定するとともに、研削材の汚染レベルが除染後の表面汚染レベルを決定することがわかった。(Fig.12)

実際の除染ではいわゆる空打ちの間に研削材の汚染レベルが減少する現象もみられる。プラスチック研削材を多くしたり取り替えたりで除染係数は大きくなる。

即ち、研削初期においては循環回数とともに研削材の放射能濃度および研削後金属廃棄物の表面汚染密度は上昇するが、循環を重ねると両方の値ともほぼ一定の値で推移し、除染係数は約20が継続して得られることとなる。(Table6)

ワンスルーホット基盤試験の場合、二次廃棄物発生量は約500kg/m<sup>2</sup>であるのに対し、循環使用すると、約2kg/m<sup>2</sup>未満の結果が得られている。

### 5.4 ホット実証試験

ホット基盤試験の結果から、グリットの循環使用によってもDF20が見込まれることから、次に、約7tonの炭素鋼配管（口径2~3インチ）の除染試験を行い、実用性を評価した<sup>10)</sup>。

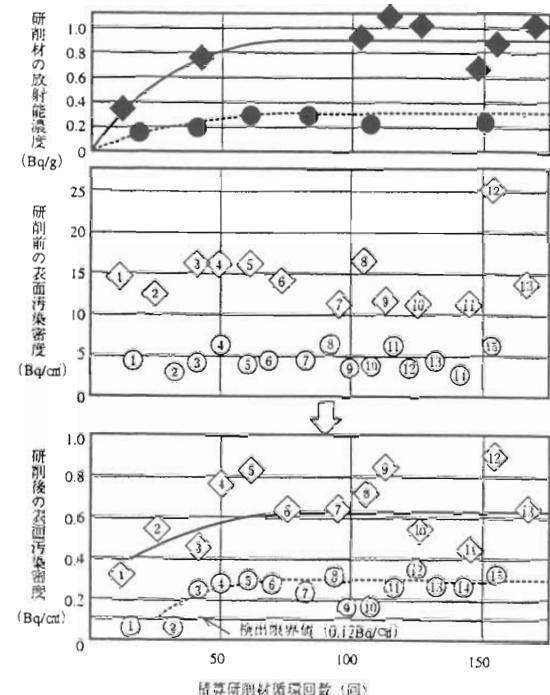


Fig.11 Relation between dry blast cycle and before/after contamination level and radioactivity of grid

Sample group ◇ 10~26 Bq/cm<sup>2</sup>,  
13 pieces ○ 2~6 Bq/cm<sup>2</sup>,  
15 pieces ▲●◆ grit

Table.6 Decontamination factor at circulating of grid

表面汚染密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	研削前	平均除染係数	
		研削後	平均研削材放射能濃度 (Bq/cm <sup>2</sup> )
2.1~6		19	0.24
10~26	<0.12~0.34	21	0.89

研削材噴射量 0.084kg/cm<sup>2</sup> (炭素鋼30μm研削に相当)

#### 5.4.1 試験装置

試験に当たり製作した装置は、前述のホット基盤試験時とほぼ同様な規模の加圧式ドライプラスチック除染装置であり、研削材噴射ノズルは自動駆動するタイプとした。

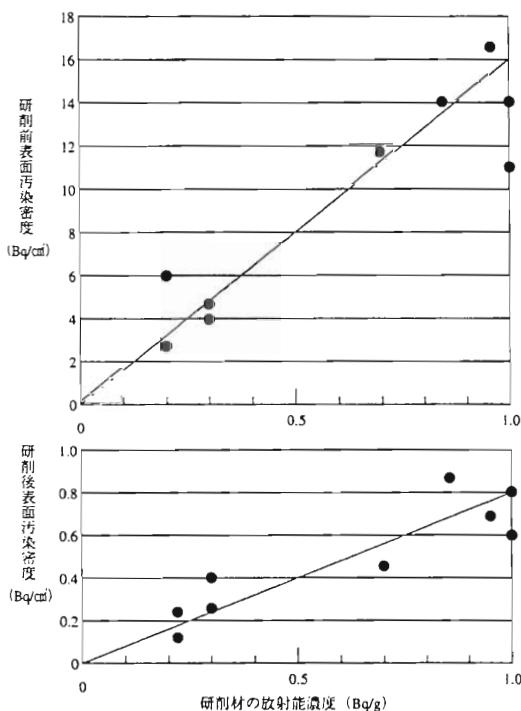


Fig.12 Relation between radioactivity of grid and contamination level before/after dry blasting

#### 5.4.2 対象廃棄物および除染手順

対象廃棄物は、炭素鋼製で肉厚5mm程度の油ドレン配管およびオフガス配管約7tonであり、総除染面積156m<sup>2</sup>・最大表面汚染密度78Bq/cm<sup>2</sup>であった。

そして、その処理手順は、次に示す通りである。

- (1) 配管を70cm間隔に切断
- (2) 大型バンドソーによる配管の半割り切断（除染と測定の為）
- (3) 油ドレン配管はエタノールによる脱脂
- (4) 除染前表面汚染密度の測定
- (5) ドライブラストによる金属地金20μm研磨相当の研削材噴射
- (6) 除染後表面汚染密度測定

なお、前述のホット基礎試験結果より研削材を循環使用した場合の除染係数を20と設定し、高汚染配管は研削材を途中で交換し、2段階に分けて除染を実施した。

#### 5.4.3 除染結果と二次廃棄物発生割合

本試験の結果、ほとんど全ての金属廃棄物の表面汚染密度を検出限界値未満にすることができた。

約7トンの炭素鋼配管廃材（口径3及び4インチ）を半割り切断し除染を行ったときの2次廃棄物発生量をTable7に示すが、除染表面積1m<sup>2</sup>当たりダスト0.8kg、切削切り粉など約0.9kgの2次廃棄物量（3.7%）であった。除染せずにドラム詰めしたときと比較すれば減容比58となる。除染対象金属廃材が厚ければ減容比はさらに大きくなる。

Table. 7 Dry blasting test results for contaminated carbon steel pipe wastes at BWR

廃棄物	表面汚染密度		2次廃棄物
	除染前	除染後	
油ドレン配管	最大 78Bq/cm <sup>2</sup>	以下 0.2Bq/cm <sup>2</sup>	切り粉等 140kg (0.9kg/m <sup>3</sup> )
オフガス配管 (口径3及び4インチ)	平均 7Bq/cm <sup>2</sup>		ダスト 120kg (0.8kg/m <sup>3</sup> )
約7ton			合計 260kg (1.7kg/m <sup>3</sup> ) (11.1MBq)
ドラム缶58本分	1.6Bq/g		
減重比 : 27		〔除染済金属を放射性廃棄物に数えない場合〕	
減容比 : 58 (ドラム缶58本→1本)			

本試験はドライブラストの有効性を証明する為に行ったものであり、有用なデータが得られ、目的は達成された。しかしながらこのような油の付着した比較的細い管に適用するには、半割りにする切断や、油のふき取り等、手作業に時間がかかる。

この為このような廃棄物が大量に発生するとすれば何らかの効率的な方法を考える必要があろう。

#### 5.5 投射型バレルドライブラスト装置による実証試験

これまでに述べたように、鋳鉄グリットを研削材として循環使用するドライブラスト方式は、DF約20が得られ（2段にすれば約400）、実廃棄物の除染に有効に使えることがわかった。

しかしながら、これまでの試験では圧縮空気による噴射型で自動化ははかれるものの、処理量が必ずしも十分でないことや、圧縮空気の消費と排ガス量が次にのべる投射型にくらべ多く、定形廃棄物を大量に処理するには必ずしも適当でなくこれらに対応するブラストマシンの採用を検討することとした。

その点インペラによる投射型は圧縮空気が不要

で、大量の研削材グリットが投射できることから、これを検討することとした。

投射式には、廃棄物をバレルに入れて行う方法と、コンベア上に廃棄物を乗せて行う方法があり、まず前者の実用性について試験をすることとした。

尚、管状廃棄物で内面汚染除去には、流動研磨が有効であり大量の配管への適用が考えられる。外面は投射式、噴射式いずれでも良い。

### 5.5.1 試験装置

試験に当たり製作した装置は、形状が一定でない

大量の雑金属廃棄物を効率よく処理する必要があるため、インペラーで研削材グリットを投射する方法を採用した。

また、廃棄物は回転するバレルの中で攪拌することにより大量の廃棄物を1度で処理できる方式とした。試験装置のプロセスフローをFig.13に、外観をFig.14に示す。

なお、この装置の仕様および処理能力は、Table8に示す通りである<sup>12)</sup>。

グリットのリサイクルはこれまでと同じ方式である。

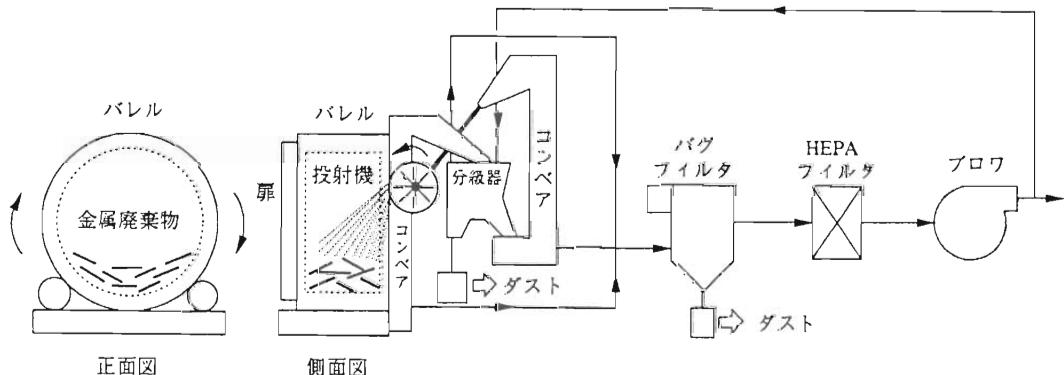


Fig. 13 Pilot test plant of impeller-throw dry blasting in barrel

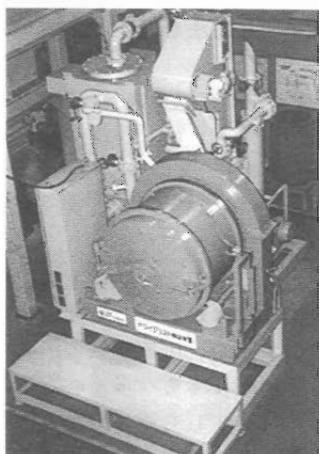


Fig. 14 Barrel type dry blasting equipment

Table. 8 Cold test results on barrel type dry blasting for carbon steel angle

処理時間	100kg/batch		50kg/batch		0kg/batch
	基準時間 (分)	基準時間 (kg)	基準時間 (分)	基準時間 (kg)	
10分	0.37	9.2	0.19	9.2	—
20分	0.43	10.5	0.23	11.0	—
30分	0.48	11.7	0.27	12.8	—
分級器ダスト量 (kg)	4.15		4.26		3.83
バッグフィルタダスト量 (kg)	0.71		0.47		0.54
合計	4.86		4.73		4.37

装置仕様	処理能力
研削材最大投射量: 70kg/min	廃棄物最大寸法: 30cm
バレル寸法: 800φ × 600Lmm	廃棄物最大重量: 20kg
回転数: 2~3回/分	処理廃棄物總重量: 200kg/回
	処理廃棄物總容積: 0.12m <sup>3</sup> /回

### 5.5.2 コールド試験結果

ホット試験に先立ち、研削時間と金属表面状態・研削厚さの関係、および二次廃棄物発生量等の基礎評価を行う為、コールド試験を実施した。

まず、表面が錆びたり塗装された模擬雑金属廃棄物をプラスト処理したところ、表面の付着物は10minの処理でほとんど除去できる事を確認した。

次に、15cmの長さに切った黒皮付きアングル材(5mm厚の炭素鋼、100および50kg)を10min間隔で3回処理し、研削前後の金属重量、および分級器・バグフィルタにて回収したダスト重量を測定した。結果はTable8に示す通り、除染開始後10min後の研削量は多いがそれ以降は低く安定している事より、10minの処理で表面の付着物はほとんど除去(除染)でき、それ以降は金属母材を研磨しながら金属表面に残留した若干量の汚染を除去していくものと推定できる。

また、この時採取したダスト量および空運転時のダスト量を測定した結果もTable8に示す通り、各々の金属処理量で発生量はあまり変わらない事が分かった。このことより、装置の最大処理量で実施した方が二次廃棄物を低減できる事になる。

### 5.5.3 ホット実証試験

ホット試験として、最大300kg/バッチ(250ℓ/バッチ、廃棄物の大きさ最大400mm/ヶ、30kg/ヶ)および200kg/バッチ(120ℓ/バッチ、廃棄物の大きさ最大300mm/ヶ、20kg/ヶ)のバレルを用いた実廃棄物(最大表面汚染密度300Bq/cm<sup>2</sup>)の除染試験結果では下記のような結果が得られている。

尚、1回のバレルへの投入重量は平均して、最大の約50%とし、板厚は10mm未満が大半であった。

(1) 1回10~30分の運転で0.4Bq/cm<sup>2</sup>以下にできた廃棄物の割合(合格率)は、

炭素鋼、ステンレス鋼 80~85%

アルミニウム 30% (但し30分)

であった。

(2) 二次廃棄物としての分級器ダストとバグフィルタダストの合計は4~5重量%であった。

即ち、100ton処理に対し、4~5tonの2次廃棄物量で、除染された金属がリリース(一般廃棄物化)可能とすれば、減重比20~25ということになる。

厚いものを処理すれば更にこの値は大きくなる。

- (3) 切断前処理の作業負荷の問題はあるが、300kg/バッチ型で、1回150kg、1回30分、1日10回、年間200日運転できたとすれば、年間約300トンの処理が可能ということになる。
- (4) 今回は試験していないが、2次廃棄物であるダスト類を溶融固化すれば容量として更に1/2~1/3になろう。

即ち、金属廃棄物の厚さを5mmとし、減重比20とすると、おおよそその材料の理論容積に対し約1/25(1m×1m×5mm、40kg、5ℓに対し、ダスト1.6~2kgを溶融し約0.2ℓ)これを10mm板に換算すれば、減重比1/40となり減容比1/50レベルとなる。

したがって2次廃棄物量はそれほど問題ではなく、合格率が除染の成否を決めることとなる。

### 5.6 ドライプラストの適用性について

ドライプラスト除染方式は、単純形状でかつ汚染レベルの低い金属廃材(炭素鋼およびステンレス鋼)に極めて有効であり、安定した除染性能、および低い二次廃棄物発生割合を維持しつつ大量処理が可能であることが分かった。

今後、切断・前処理等と大量処理のための自動化について検討を進める必要がある。また、汚染レベルの高い金属廃材や複雑形状のものへの適用には限界がある(2段階除染で高線量汚染物への対応は可能なるも)ので化学除染等他方式でカバーが必要であろう。

ドライプラスト装置としては、下記のように多様な適用を考へてゆくべきものと考えられる。

- (1) 大型ケソン内における噴射式ドライプラスト入手によるが、大型機器や大径管等
- (2) 投射式バレルドライプラスト  
比較的小さな物または切断したもの
- (3) 投射式ベルトコンベア式  
小径の長管(外面)等
- (4) 流動研磨  
管の内面プラスト処理を自動化したもので大量の管類に適用可能。長管の除染に適す。
- (3)、(4)については本稿ではのべなかったが一般産業で類似の使用例もあり、適用は可能である。

また先に述べたように2次廃棄物を溶融固化すれば元の金属廃棄物の2%レベルの容積となろう。

## 6. 化学除染技術の開発

### 6.1 化学除染基礎試験

先に述べたように、FZKでは除染の目的と材質により弱酸から強酸まで多くの酸洗除染を行っている。

大物金属は、廃液発生量抑制の観点からペースト除染を行っている。除染廃液はFZK所内の他の廃液と共に蒸発缶で処理しセメント固化している。

ステンレス鋼の除染に多用している硝酸-フッ酸-塩酸系の廃液も同様で蒸発缶の腐食には支障ないとのことである。

これは他の廃液による希釈のため実害が無いものとも考えられ、この方式がどこでも適用できるとは考えられない。特に化学除染は廃液の発生量が多く、何の為の除染かが問われるケースが多いと聞く。

国内で研究がすすめられている電解除染やレドックス除染等の化学除染もその強力な除染力に期待しているだけでなくその廃液発生量抑制の観点から開

発されていると理解している。

当社では、化学除染法としてFig.15に示すように、浸漬、ペースト、泡除染およびバーレル除染等の除染条件把握とともに廃液発生量の激減を目指した開発をすすめてきた。強酸除染の廃液対策等に対しては当社鉄鋼酸洗プラントや化学プラントへの耐酸製品・技術を活かすことができる。

除染液としては、手はじめに、FZKで主に採用している硝酸-フッ酸-塩酸系を使ってみることとした。

ステンレス鋼の製造工場では、硝酸-塩酸系(ハードな酸洗)や硫酸-フッ酸系も使われているようだが主流は仕上りを重視して硝酸-フッ酸系となっている。

除染液として硝酸系は、ほとんどの金属の除染に使えることから応用範囲が広いこと、最終的にはN<sub>2</sub>とO<sub>2</sub>に分解できること、核燃料製造や再処理工場で硝酸が多用されていること等、選択肢として適切ではないかと考えた。硫酸、塩酸、リン酸も除染液として必要となろうが、電解研磨やレドックス反応等、

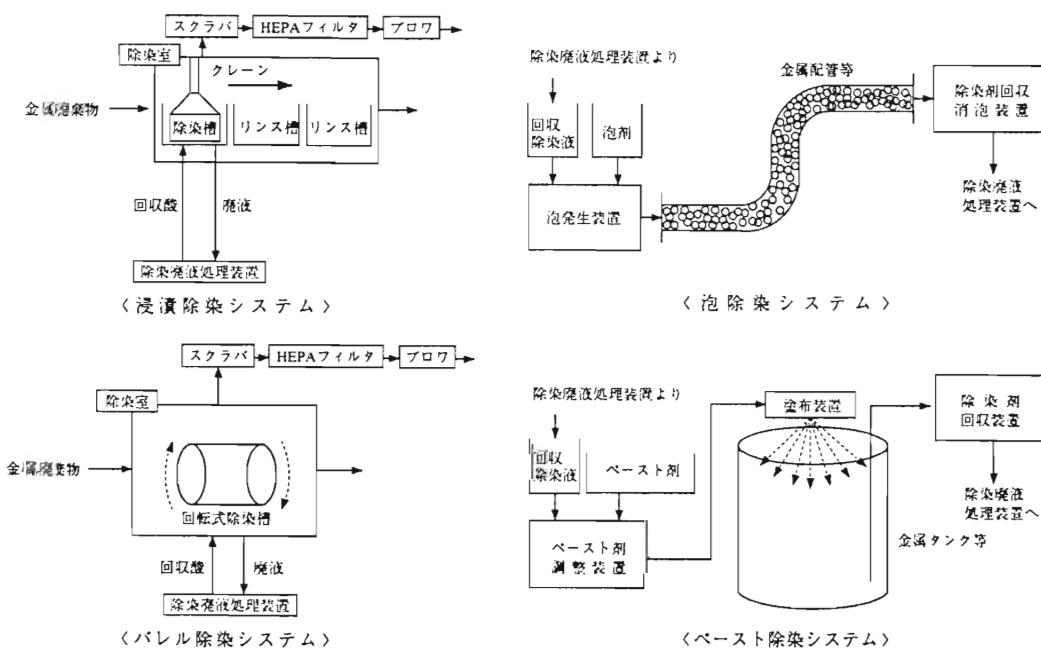


Fig.15 Various chemical decontamination methods of NGK

他の力を付加しないと除染力が強くないという事情もあり化学除染液として硝酸系をまず最初に試みることとしたものである。

### 6.1.1 浸漬除染

Fig.16に硝酸-塩酸-フッ酸(20:2:3%)系の強酸液によるステンレス鋼(市販材のまま)の溶解能力を示す<sup>13)</sup>。即ち、硝酸と塩酸、硝酸とフッ酸の2種類の混合液よりも、3種混酸の溶解性が著しく高いことがわかる。

また、当然のことながら液温が高い方が溶解速度が高い。

硝酸-塩酸-フッ酸(20:2:3)では、必ずしも70℃迄の加温は必要はないであろう。

また、比較的に均一に研磨できることもわかった。以降、硝酸-塩酸-フッ酸(20:2:3)を標準除染とした。

溶解面積(試料の表面積)／除染液の比により、到達する研磨厚さもほぼ推定できること、および、この混酸により液酸中の溶存金属イオン濃度が50~60g/ℓ程度(遊離酸即ち有効酸としては、HNO<sub>3</sub>の場合、約60%が残っていることになる)に落ちつくことがわかった。

尚、炭素鋼の場合は、160~170g/ℓであった。また、2種のステンレス鋼(SUS304、SUS316)と炭素鋼(SS400)を同時溶解(70℃、60分)した場合、研磨厚さは80μm(SUS304)、17μm(SUS316)及び549μm(SS400)と差が大きく、異種材料の除染には注意が必要である<sup>14)</sup>。

次に、オートクレーブ処理したステンレス鋼(SUS304、280℃・80気圧・72時間)で酸化被膜をつくり、標準除染液で溶解厚さ(研磨厚さ)を求めたのがFig.17であり、研磨能力に問題がないことを確認した<sup>14)</sup>。

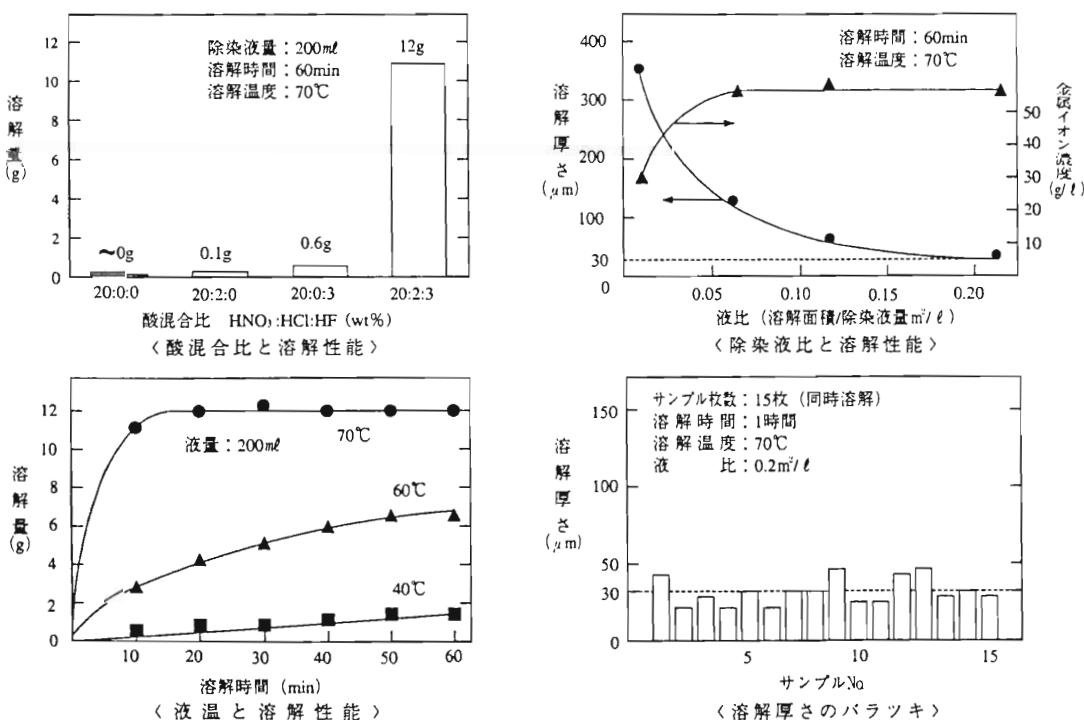


Fig.16 Chemical polishing test results using strong mixed acid(HNO<sub>3</sub>:HCl:HF=20:2:3w/o, SUS304 test piece)

即ち、

- (1) バレル型浸漬除染：バレル内に対象物を入れ、上下に回転しながら浸漬するもので、液量が少なうまた攪拌効果も高い。比較的小物に適す。
- (2) ペースト除染：FZKで多用されているもので大型機器に適す。除染液をペースト化して表面に塗り（スプレー、はけ塗り等）、放置したあと高圧水等で水洗する。
- (3) 泡除染：ペースト除染がしにくい、長尺管内面、熱交換器細管外側、タンク等に適し、解体前除染（機器・配管）にも使える。除染液に界面活性剤を入れ攪拌、泡化し配管やタンクへ空気等で送り、回収側では消泡化をはかり回収するものである。

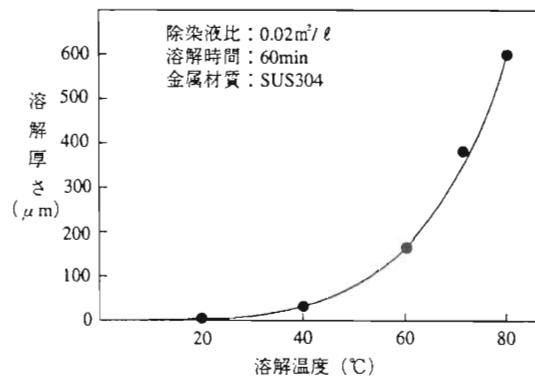


Fig. 17 Chemical polishing test result for autoclaved treated SUS piece ( $\text{HNO}_3 : \text{HCl} : \text{HF} = 20 : 2 : 3 \text{w/o}$ )

### 6.1.2 バレル型浸漬、ペースト及び泡除染

一般的な浸漬除染は必要液量が多くなるという欠点があり、対象廃棄物の形状や量に応じて工夫することが必要である。そこで化学除染の応用として、バレル型浸漬除染、ペースト除染、泡除染を試みた。（Fig.15 参照）

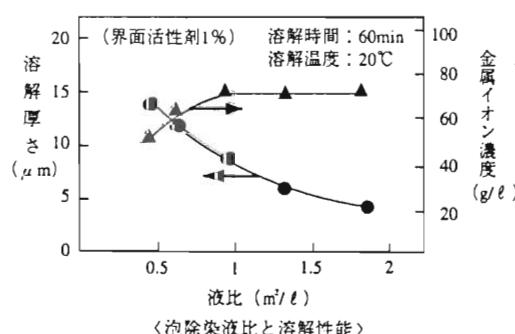
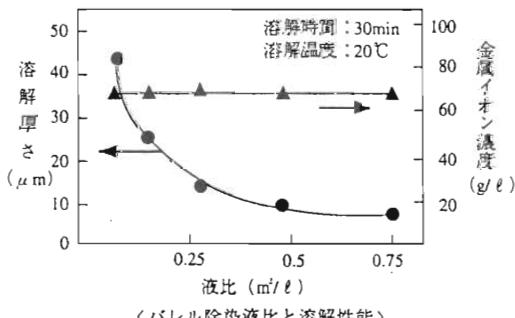
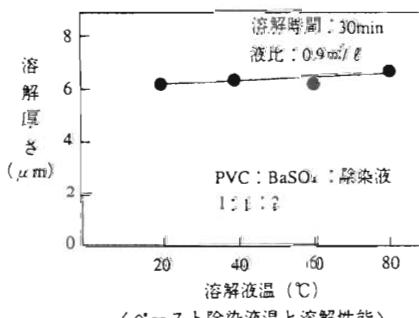
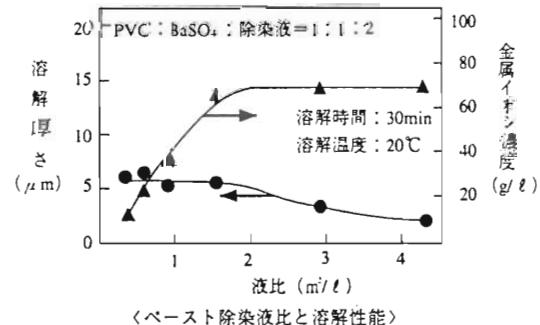


Fig. 18 に試験結果の一部を示す<sup>[5]</sup>。

いずれの方法も標準除染液 ( $\text{HNO}_3 : \text{HCl} : \text{HF} = 20 : 2 : 3 \text{w/o}$ ) を使用し、常温で実施しても化学反応による発熱効果と、ペースト、泡、バレル等の保



〈ペースト除染液温と溶解性能〉



〈ペースト除染液比と溶解性能〉

Fig. 18 Various chemical polishing test results for SUS piece ( $\text{HNO}_3 : \text{HCl} : \text{HF} = 20 : 2 : 3 \text{w/o}$ )

温や露熱効果により、溶解速度が高くなっていることがわかる。

また、ペースト、泡では浸漬とちがい、1回の研磨量が小さいのは、除染液量が実質的に少ないことによる。このことは、逆にいえば無駄な金属の溶解をしなくてすむという長所でもあるし、短所にもなる。

### 6.1.3 バレル除染によるホット試験

BWR型原子力発電所より供用中発生した金属廃材のドライブラスト除染結果については前述したが、そのとき除染がうまくいかなかった（検出限界以下にならなかった）、ステンレス鋼、炭素鋼およびアルミ合金について小型バレルで化学除染した結果をFig.19に示す<sup>16)</sup>（バレル回転数は毎分数回）。

DFとしては1000以上が達成されているものと推定され、アルミ、ステンレス鋼およびハードに汚染した炭素鋼の除染に適していることがわかる。

即ち、ドライブラストでは、これら廃棄物に対しては1~10 μmの研削しかできなかつたのに対し、化学除染では30 μmが容易に可能だからである。尚、

溶解の均一性や、溶解性能は、コールドテストピースにて実施し均一に約30 μm研磨できる条件を把握しておいたものである。

### 6.1.4 化学除染試験のまとめ

以上のように、強酸混酸 ( $\text{HNO}_3 : \text{HCl} : \text{HF} = 20 : 2 : 3\text{w/o}$ ) による主にステンレス鋼を対象とした化学除染の研究を行ってきた。

方法として、浸漬法、バレル型浸漬法、泡除染及びペースト除染と、対象物の性状に応じ対応可能な技術的知見が得られた。また、除染性能が非常に高いことが確認された。今後は実廃棄物での実証試験を積み重ねていく必要があろう。

## 6.2 除染廃液処理の検討

### 6.2.1 酸回収

化学除染で、非常に重要なのは廃液処理であり、如何に2次廃棄物を発生させないかまた処分しにくいプロダクトをつくらないかにあろう。

放射性廃棄物処理にかぎらず、鉄鋼製造において

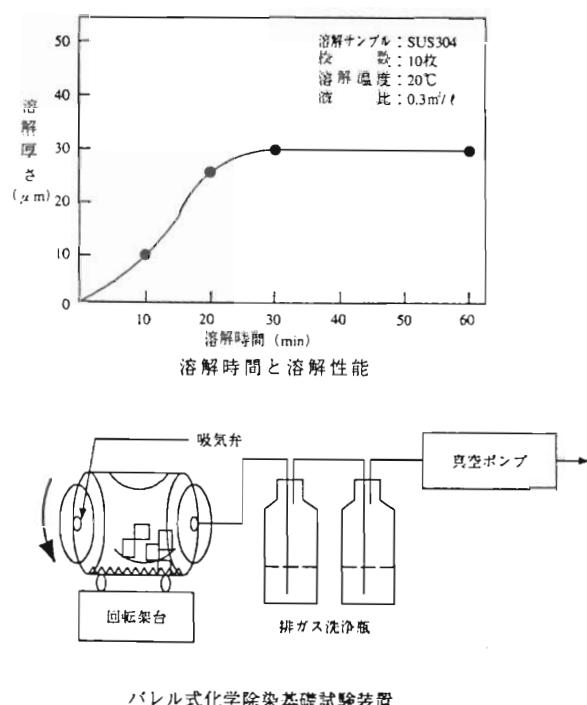


Fig. 19 In barrel chemical polishing test results for cold and hot SUS plates ( $\text{HNO}_3 : \text{HCl} : \text{HF} = 20 : 2 : 3\text{w/o}$ )

も酸洗液の発生を極力抑えようとして、ドライプラスト等乾式方式の採用比率が多くなっているといわれているが、酸洗せざるを得ない場合、そのリサイクルが重要である。炭素鋼スケール除去には塩酸や硫酸で酸洗し、廃液は高温で分解し、酸化鉄と酸に分解・再使用している。

ステンレス鋼の硝酸-フッ酸系廃液の処理としては、

- (1) 硫酸焙焼法：廃液に硫酸を混合し、加熱し、硝酸・フッ酸は蒸発分離してガス化し水に吸収して回収し、硫酸塩は高温で流動床などで焙焼。硫酸はリサイクル。
- (2) 溶媒抽出法：TBPなどで溶解Fe、Cl、Niを抽出、酸を再使用。
- (3) イオン交換法：陰イオン交換樹脂により硝酸イオン、フッ素イオンを吸着し、再生使用。(金属イオンと結合した硝酸根等は廃液)
- (4) 拡散透析法：拡散透析膜で酸(陰イオン)のみ、濃度値を利用して回収、再使用。(金属イオンと結合した硝酸根は廃液)
- (5) バイポーラ膜：アニオン交換膜とカチオン交換による電気透析法 膜を張り合わせた、バイポーラ膜での電気透析により酸とアルカリが回収可能。Feイオン等はKOHにより中和、スラッジとして除去。KOHはリサイクルする。

や、その他種々の方法があるが、最近は拡散透析法が多用されているようである。さらに、完全リサイクルをねらったバイポーラ膜による電気透析が注目をあびている。

放射性廃棄物除染廃液として考えた場合、(3)、(4)は、完全な酸回収ができない難点がある。(1)、(2)、(5)は、酸回収し、鉄イオン等は酸化物や水酸化物として回収され、2次廃棄物発生量の点からは望ましい。

しかし、硫酸を使用する方法は、高温濃硫酸の取扱いと硫酸塩の焙焼という設備過大と考えられ、また溶媒抽出法は、プロセスが複雑(核燃料再処理のビューレックス工程に近い)である。

その為、新しい膜技術である拡散透析法とバイポーラ膜による電気透析法を試みることとした。最終的な廃棄物は無機安定減容化をはかるべく溶融固化を最有力手段として念頭においてきている。

### 6.2.2 拡散透析法

Fig.20、21に化学除染パイロットプラントを示す。酸洗槽の大きさは、約50ℓである。除染用酸液は、常時拡散透析槽に送られ一定の酸濃度が保たれるようになっている。拡散透析は陰イオン交換膜を介して、一方は廃酸(除染液の場合、使用されていない遊離酸が多い)を通し、もう一方は水を流し、酸の濃度差を利用して水側に酸を移行し、利用されていない遊離酸(有効酸)の回収をはかるものであり、連続運転が容易であり、元の液量濃度にならないので酸の追加が必要であるが、酸洗槽(除染槽)の酸濃度管理が容易であるので、実用性が高い。

後述するバイポーラ膜電気透析や、 $\beta \cdot A \ell_2 O_8$ 溶融塩電解法、あるいは別的方式の酸回収の前処理として使えば後段の装置の負荷の低減(処理容量の低減)が可能である。

Table9に拡散透析による酸回収試験の一例を示す。

液中の金属イオンは20g/ℓレベルとした。主成分の硝酸の遊離酸からの回収率は90%弱と高い。塩酸、フッ酸の回収率は約60~70%と低いが、元々、HCl、HFの濃度が低く、使用量も少ないので大きな支障はないであろう。

Table.9 Test result of acid recovery from chemical polishing acid by diffuse-dialysis

	酸 液	回 収 酸 (回収率)	廃 酸
遊離酸	HNO <sub>3</sub> 15%	13% (87%)	(2.0%)
	HCl 1.6%	1.1% (69%)	(0.5%)
	HF 2.4%	1.5% (63%)	(0.9%)
金 属 イオ ン	Fe, Cr, N : 20.3g/ℓ	1.5g/ℓ (リーケ率) 7.4%	(18.8g/ℓ)
拡 敷 透 析 槽:トクヤマTSD-10型 イオン交換膜:200枚(ネオセブタ・AFN) 処 理 能 力:20ℓ/h 温 度:30~40℃			

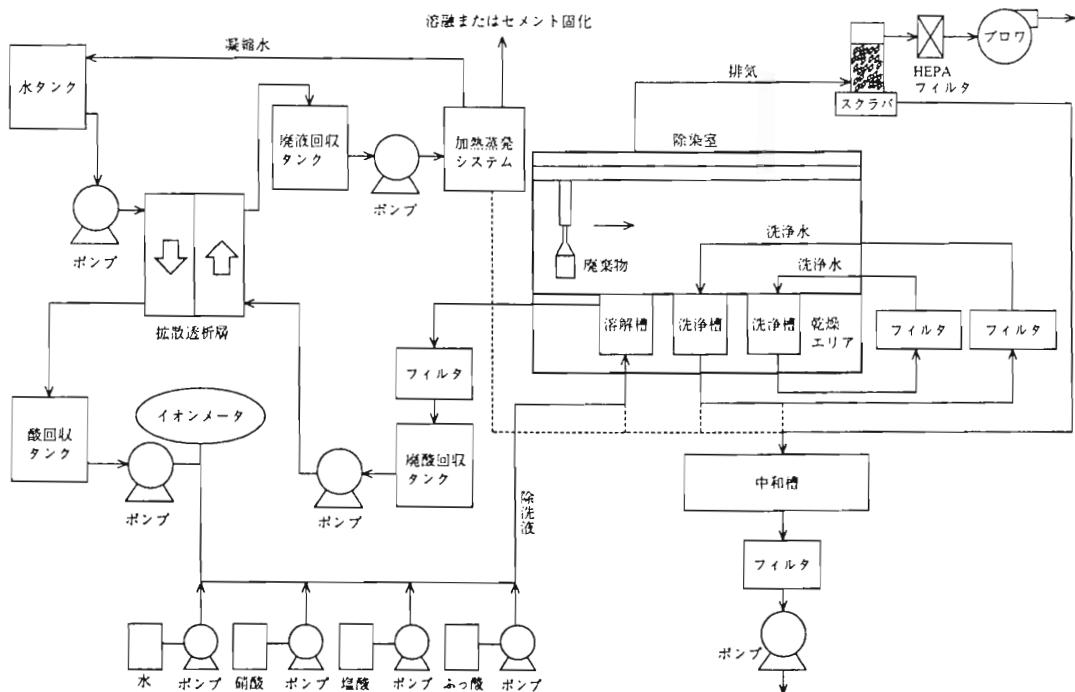


Fig. 20 Flow sheet of the chemical decontamination pilot plant with acid recovery unit by diffuse-dialysis

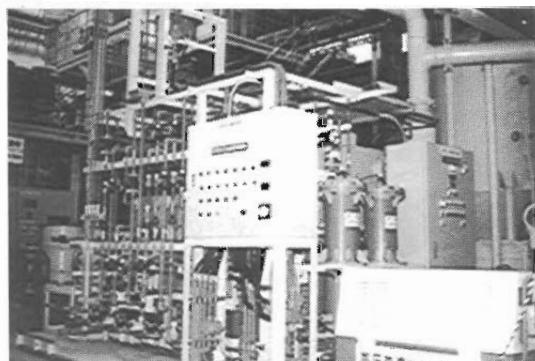


Fig. 21 Photograph of chemical decontamination pilot plant(view of diffuse-dialysis)

これにより、廃液中和のアルカリ添加量および中和塩の量が軽減されることになる（金属イオン濃度により $1/2\sim1/4$ ）。

膜の保護のため、フィルタと油分除去が必要であ

り、十分留意する必要があろう。拡散透析から発生する金属塩の廃液処理として加熱処理による酸回収と、高周波による溶融固化を試みた。加熱はボール型乾燥機で $200\sim300^{\circ}\text{C}$ 、溶融は約 $1500^{\circ}\text{C}$ で行っている。試験結果は省略する。溶融固化の場合は、排ガスである $\text{HCl}$ 、 $\text{NO}_x$ は、スクラバで回収しても良く、あるいは $\text{NO}_x$ は $\text{N}_2$ と $\text{O}_2$ に分解しても良い。フッ素は溶融炉中で $\text{CaF}$ として固化することが望ましい。

加熱処理による酸回収は、後述するバイポーラ膜電気透析との比較において検討されるべきであろうが装置が過大となりやすい。

ここで除染済液の直接処理（中和）した場合と拡散透析を使った場合の2次廃棄物量を比較する。拡散透析は廃液中の未利用の有効酸（遊離酸）を回収するものであり、先にのべたように $\text{HF}$ や $\text{HCl}$ は $60\sim70\%$ 、 $\text{HNO}_3$ は $90\%$ 近い回収が可能であった。

酸液に溶けている金属イオンが多い場合は、当然有効酸は少なく、直接中和の時との差は小さいが、金属イオンが少ない場合は差が大きく拡散透析の効果

が大きくなる。例として  $1\text{m} \times 1\text{m} \times 1\text{cm}$  のステンレス鋼 ( $80\text{kg}$ 、 $10\ell$ 、 $2\text{m}^2$ ) を  $30\mu\text{m}$  研磨した場合を想定するとおおよそ下記のようになる。

溶解限界濃度迄金属を溶かした場合(約 $50\text{g}/\ell$ の場合)

	(中和 $\text{Ca(OH)}_2$ )	(溶融固化)
(直接処理)	水酸化物スラッジ約 $1\text{kg}$ 金属約 $0.5\text{kg}(0.06\ell)$	
	→ 硝酸塩類約 $3.4\text{kg}(1.7\ell)$ → 酸化物等約 $1.7\text{kg}(0.6\ell)$	
(拡散透析)	水酸化物スラッジ約 $1\text{kg}$ 金属約 $0.5\text{kg}(0.06\ell)$	
	→ 硝酸塩類約 $1.7\text{kg}(0.85\ell)$ → 酸化物等約 $0.85\text{kg}(0.3\ell)$	

となり、拡散透析を使えば中和塩は半減する。

溶融固化しない場合はスラッジを除いて計算しても、直接中和で元の金属の体積の 20 % 弱の 2 次廃棄物容積となる。拡散透析を利用すれば 10 % 弱となり、溶解固化以外の方式の固化では更に增量になり 20 % レベルにおさえられる可能性があるものの 2 次廃棄物がまだ多いといわざるを得ない。

溶融固化をする場合は硝酸分を分解できるので中和だけより更に  $1/3$  程度の減容になる。しかし、拡散透析を使わない場合は、約 7 % と不満が残り、拡散透析によりこれを半減することが望ましい。さらに、実際の除染では酸液の管理も必要となる場合もあり、有効酸を多く残した廃液処理では、拡散透析は更に有効となろう。

今後原子力施設に溶融炉が設置される動向にあるが、それらの設備を利用することができれば拡散透析による酸回収は有効であるが、それ以上、強いて酸回収する必要はないかも知れない。

しかし拡散透析は有効酸のみをある程度の効率で比較簡単に回収することはできるが、全酸のリサイクルをはかることができないという限界がある。

### 6.2.3 バイポーラ膜による電気透析法

バイポーラ膜電気透析法による、除染廃液処理のフローを Fig.22 に示す。硝酸・塩酸・フッ酸 (20% : 2% : 3%) の混合酸 (約 $1\ell$ ) でステンレス鋼を約 $30\text{mm}$  溶解し約 $50\text{g}/\ell$  とし、3M の KOH で中和 (pH13) し、沈殿残渣をろ過した。ろ液はバイポーラ膜による電気透析 (2dm $2 \times 5$  枚、流速 $6\text{cm/sec}$ 、電流密度 $10\text{A}/\text{dm}^2$ 、4時間) を行った (装置は Fig.23)。回収された KOH は中和に再使用し、回収酸は

再度除染に使われる。

K は Na よりもフッ化物の溶解度が高い為に使用される。残渣 (Fe、Ni、Cl の水酸化物スラッジ 300m $\ell$ 、330g、含水率 70 %) は高周波溶融炉で溶融固化した。Fig.24 に、電解時間と酸の回収率を示す。NO<sub>3</sub>、Cl<sup>-</sup>、F<sup>-</sup> の順で回収され、4 時間でほぼ全量回収できた<sup>[17]</sup>。

以上のように、本方法は拡散透析と異なり使用した酸は、基本的に全て回収できることになる。残渣を約 1500 °C で溶融助剤 (34g) を添加して溶融し、80g (30m $\ell$ ) の固化体が得られた。

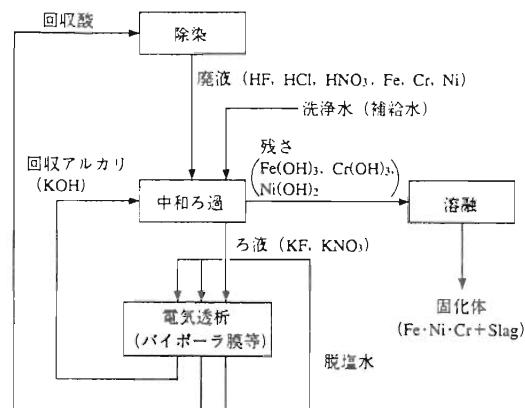


Fig. 22 Spent acid recovery process by electrodialysis with bi-polar membrane

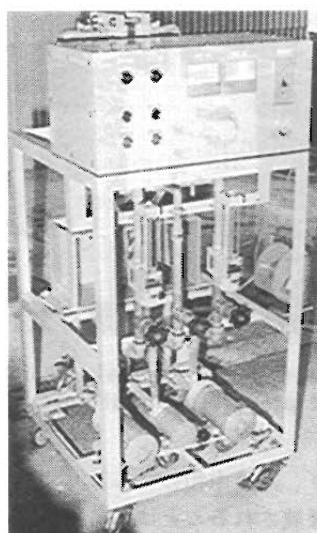


Fig. 23 Test apparatus of electrodialysis with bi-polar membrane

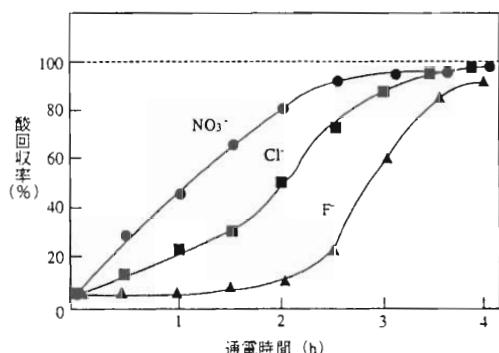


Fig. 24 Recovery of acid by electrodialysis with bi-polar membrane

中和残渣からの減重比は1/4、減容比は1/10となる。このことは1m × 1m × 1cmのステンレス鋼80kg当たり、スラッジは3ℓ、3.3kg（金属分約0.5kg、水酸化物として約1kg、水分70%、したがって仮焼すれば酸化物約0.7kg）、溶融固化体0.3ℓ、0.8kgの発生となり、容積で1/30、重量で1/100の2次廃棄物発生となる。

発生する廃棄物は水酸化鉄スラッジであるので、塩類と異なり減溶性の高い処分体へのコンディショニングは容易である。したがって、溶融固化は望ましいが必ずしも溶融固化しなくとも除染の効果を減ずることは無いであろう。

言い換えれば、溶融固化できない場合はバイポーラ膜電気透析のような完全リサイクル型が有効であると言える。

以上のように、バイポーラ膜による電気透析法は、除染廃液のリサイクルとしては、理想的な方式と考えられる。

但し、バイポーラ膜の一般産業における実績がまだ少ないと、コストの高いこと、膜の寿命、特に、膜自身の劣化だけでなく $\text{Ca}^{2+}$ や $\text{Mg}^{2+}$ イオンによる膜劣化が予想され、その除去の必要性とそれに伴う2次廃棄物等が解決すべき課題であり、泡除染等、界面活性剤を使った廃液の場合は、電気透析前に除去しておく必要がある。

また、完全リサイクルをねらう上では、酸液の放射能濃度の上昇が懸念される場合もある。特に、 $\text{Cs}$

-134、137系は蓄積され、取扱いや線量増加の懸念が無いとはいえない。

その為バイポーラ膜の場合 $\text{KNO}_3$ 液やアルカリ液（ $\text{KOH}$ ）、からこれら核種を除去する必要が生ずるケースも考えられる。

#### 6.2.4 除染廃液の核種分離

除染廃液の核種分離としては、拡散透析の回収酸からの核種分離、バイポーラ膜電気透析の回収酸、回収アルカリ液および中和廃液が対象となろう。ただし、回収酸へのイオンリークは少なく除染液として使用でき、核種分離の必要性は少ないと考えられる。ここでは、中和廃液からの核種分離として共沈限外ろ過と吸着の1例を示す。これは $\text{NaOH}$ 中和であるが $\text{KOH}$ の中和の場合への応用を考えられるものである。

廃液の核種分離の基礎試験として、ホットテスト（ $\text{Co}-60$ 、 $\text{Cs}-137$ 、 $\text{Ru}-103$ ）およびコールドテスト（ $\text{Ce}-\text{Mn}$ ）を行った。

処理プロセスとしては、再処理低放射性廃液の核種除去の研究<sup>[18]</sup>を参考に、共沈限外ろ過と吸着（今回は $\text{Cs}-137$ の選択吸着）を想定した。ろ過膜としては、当社のモノリス型セラミックUFまたはMF膜の採用を検討している。Fig.25に試験フローを示す。

スクラバ廃液は加熱、仮焼（焼却）、溶融の排ガスを回収せずアルカリスクラバ処理した液を想定したもので、主成分は $\text{NaCl}$ 溶液である。硝酸系以外の酸として塩酸、硫酸も試みているがHFや混酸の試験は含んでいない。

$\text{Fe}^{3+}$ による共沈の後、ろ紙（1.0 μm、0.1 μm）およびセラミックフィルタ（0.2 μm、スクラバ廃液のみ）でろ過し、 $\text{Cs}-137$ の選択吸着（ $\text{Na}$ 塩中の $\text{Cs}-137$ 分吸着）として、フェロシアン化カリウムコバルトとゼオライト（610NAA）を用いた。吸着カラムの高さは180mmである（20mℓ充填）。

使用核種の量は各バッチ、各核種とも約5000Bq（ $\text{Co}-60$ 、 $\text{Cs}-137$ 、 $\text{Ru}-103$ ）、コールドの $\text{Ce}$ 、 $\text{Mn}$ は約200mgである。

試験結果として、ここではDF値のみをTable10に示す。共沈限外ろ過では、硫酸溶液の場合DFが100～300と他の1000以上にくらべ小さいこと、 $\text{Cs}-137$ に対し、スクラバ廃液のDFが100弱の結果が得られたが（これに対する対応はカラム高さの延長等で対

Table 10 separation factor of ultrafiltration and absorption of various nuclide from aqueous solution of various sodium salts

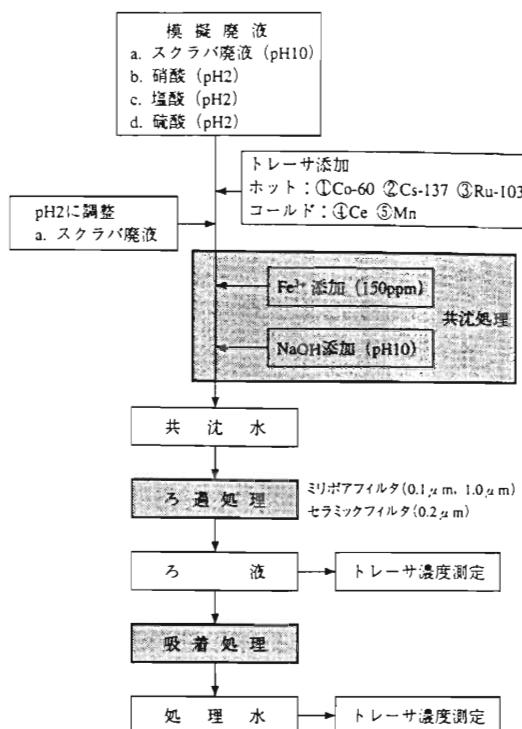


Fig. 25 Test procedure of nuclide separation from aqueous solution of various sodium salts

応可能と考えられる) DF 数百以上と除染廃液の放射能蓄積を防ぐには十分の性能である。尚ろ過においてフィルタ孔径  $1.0\text{ }\mu\text{m}$  と  $0.1\text{ }\mu\text{m}$  では差は認められなかった。

即ち共沈限界ろ過(実際は除染液を中和し、水酸化鉄スラッジ除去)と吸着で除染液の核種分離は可能であり、今後は、KOH 中和液等での確認と最適な吸着材の選定が課題である。

#### 6.2.5 ベータアルミナによる $\text{NaNO}_3$ 溶融塩よりのリサイクル

バイポーラ膜電気透析法以外は、廃液は  $\text{NaOH}$  もしくは  $\text{Ca(OH)}_2$  で中和処理(一般には  $\text{Ca(OH)}_2$  で  $\text{F}$  を  $\text{CaF}$  で固定するが)することになる。 $\text{NaOH}$  の場合、主成分は  $\text{NaNO}_3$  溶液となり、再処理工場の中低レベル廃液と同じことになる。

廃液	核種	Co-60	Cs-137	Ru-103	Ce	Mn
硝酸ナトリウム	共沈ろ過	>4800	1.2	>1300**	>6900	>110000
	吸着	-	ゼオ 540 フェロ 270	-	-	-
塩化ナトリウム	共沈ろ過	>2400	1.2	>300	>13000	>110000
	吸着	-	ゼオ 560 フェロ 630	-	-	-
硫酸ナトリウム	共沈ろ過	120	1.1	>280	>13000	>110000
	吸着	-	ゼオ 460 フェロ 60	-	-	-
スクラバ廃液	共沈ろ過 (* >2400)	>1400	1.0	>260	>13000	>110000
	吸着	-	ゼオ 70 フェロ 68	-	-	-
備考						
カラム: 高さ180mm (20ml) 5v 5h, 100t/h フィルタ: 0.1μm ミリポアフィルタ *: セラミックUF脱脂フィルタ 0.2μm **: 本測定値のみ 5万秒、その他は1000秒 放射能 約5000Bq コールド 約1200mg ゼオ: ゼオライト 610NAA フェロ: フェロシアン化カリウムコバルト						

再処理廃液のリサイクルとして、バイポーラ膜電気透析による  $\text{NaOH}$  と  $\text{HNO}_3$  の生成の研究が試みられているが、全く別の方法として  $\text{NaNO}_3$  を溶融塩として、それをベータアルミナ(主成分  $\text{Al}_2\text{O}_3 - \text{Na}_2\text{O}$  で  $\text{Na}$  イオン伝導性のあるセラミックス)を電解隔膜として  $\text{NaNO}_3$  を溶融塩電解し、 $\text{NaOH}$  と  $\text{NOX}$  を回収しリサイクルするシステムが研究されており<sup>19)</sup>、この方法も化学除染廃液への適用が可能である。即ち、Fig.26に示すように、 $\beta - \text{Al}_2\text{O}_3$  を介して  $\text{NaNO}_3$  の溶融液槽(陽極)から  $\text{Na}$  イオンを  $\text{NaOH}$  槽(陰極)へ移動させる。

陰極へは  $\text{H}_2\text{O}$  蒸気を含む酸素を供給する。

陽極では  $\text{NaNO}_3 \rightarrow \text{Na}^+ + 1/2\text{NO} (\uparrow) + 1/2\text{NO}_2 (\uparrow) + 3/4\text{O}_2 (\uparrow)$  (陰極へ)

陰極では  $\text{Na}^+ + 1/2\text{H}_2\text{O} + 1/4\text{O}_2 \rightarrow \text{NaOH}$  (陽極より)

となる。溶融塩温度は  $\text{NaOH}$  と  $\text{NaNO}_3$  いずれもの融点以上である約  $350^\circ\text{C}$  にする。

隔膜が緻密な固体セラミックスであり、 $\text{Na}$  イオン

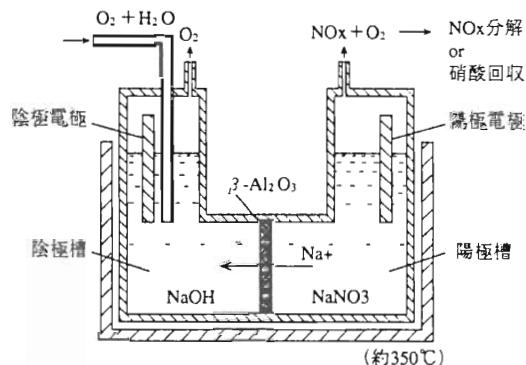


Fig. 26 Schema and test apparatus of molten salt electrolysis process for acid and base recovery from sodium nitrate

以外透過しにくいこと、再化合がないことから、核種分離性能が高く、電流効率もほぼ100%であり、回収NaOHの純度も高い。下記の核種除去率が得られており、放射能が無く、純粋な固体カセイソーダを得られている。

Co - 60	DF	$2.1 \times 10^4$
Cs - 137	DF	$1.2 \times 10^3$
Ru - 103	DF	$1.6 \times 10^3$

除染廃液処理システムへの適用のプロセスをFig.27に示す。

本方式は、完全リサイクルのため、2次廃棄物発生量は、バイポーラ電気透析と同じになると期待できる。

溶融塩電解という手法を使う必要はあるが、水溶液からの核種分離、特に、Cs - 137等に対する吸着操作が不要であることに特長が出せよう。

さらに、バイポーラ膜電気透析では膜保護の為の前処理が複雑になるが、それらを必要としないであろう。

NaCrやNa<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>廃液の場合はZnCl<sub>2</sub>等、他の塩を混合し溶融塩の融点を下げて(300~350°C)電解することが望ましい。

本方法は、再処理廃液のリサイクル処理の研究として始まったばかりである。実用化に際してはFig.28

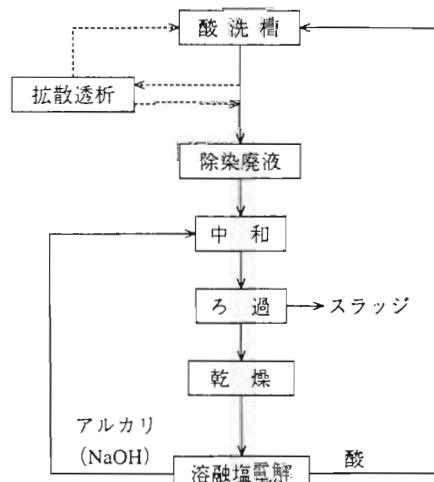


Fig. 27 Recycle of chemical decontamination spent acid by molten salt electrolysis using  $\beta\text{-Al}_2\text{O}_3$  electrolyte

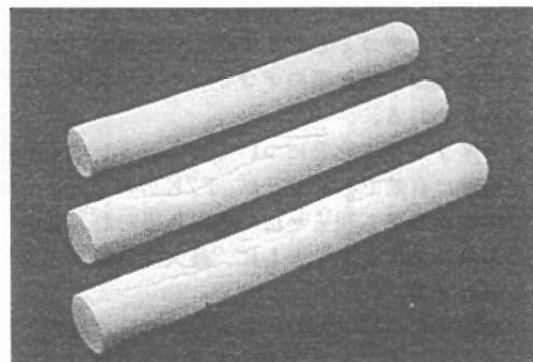


Fig. 28  $\beta\text{-Al}_2\text{O}_3$  tube

に示す $\beta\text{-Al}_2\text{O}_3$ 管(約40mm  $\phi$  × 400m  $\ell$  Lの円筒)の採用を考えている。

今後の開発研究成果が望まれる。

#### 6.2.6 除染廃液処理試験のまとめ

以上のように、除染廃液処理技術について硝酸-塩酸-フッ酸系について試験検討をすすめてきたが、これら技術は硫酸系や塩酸系へも適用できるもので

ある。

今後は、これら要素技術の最適化をはかるとともに、システムとしてどう合理的にこれら要素技術を選択し組み合わせたら良いかを検討する必要がある。

尚、化学除染技術の一つとして、リン酸による電解研磨も有力な方法として考えられているが、リン酸のリサイクルも検討課題であろう。リン酸は、リン酸ガラス化が容易であり、最終処分体を溶融固化に一元化するという思想の上では、また魅力的な除染液である。

ここで強調したいことは、できる限り化学除染によって生ずる酸廃液を水に可溶な塩類の放射性廃棄物にしないことであり、溶融固化（溶融塩でないガラス化）が容易な酸（硝酸やリン酸）を主成分とするか、完全な酸のリサイクル（バイポーラ膜電気透析など）をはかるべきと考えられる。

## 7. おわりに

以上述べたように、当社においては薬液超音波除染が除染技術開発のはじめであった。ついで、FZKよりの技術導入とそれに伴うドライプラストの開発と実用化および化学除染技術の開発を行ってきた。

本稿では、FZKの除染技術の概要と最近の実績を紹介したが、デコミとリサイクルの先進国であるドイツの経験は、我が国のデコミにも大変参考になるものと思われる。

ドライプラスト除染については、汚染レベルの低い炭素鋼に有効であることが、FZKのみならず、当社の開発研究でも明らかにできたと思われ、この方式の多様化をはかるとともに、最大限活用すべきものと思われる。

化学除染については、酸の取扱いや廃液処理の課題はあるものの、その要素技術はほぼ目処がつきこれを実際の廃棄物で確認し、システムの最適化をはかることが残されている。

放射性廃棄物処理にたずさわる者として、焼却・溶融・圧縮は実用化できたが、除染だけは本格的な実用化レベルになく研究開発段階にとどまっていることが残念であり、デコミ時代に向けて、更に実用化の努力を重ねてゆきたいと考えている。

除染技術の開発にあたっては、試験研究のかなりの部分は科学技術庁の補助金研究で行われたこと、FZKおよび電力会社と動力炉・核燃料事業団の関係

者の方々の御指導と御支援をいただいたことに本誌上を借りて感謝いたす次第である。

## 参考文献

- 1) 刈田陽一; デコミッショニング技報第8号, p.40 (1993)
- 2) 刈田陽一; 原子力工業 Vol.29, No.11, p.1 (1983)
- 3) H. Ohata et al.; 6th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation Singapore (ICEM '97), p.1021 (1997)
- 4) T. Kurahashi et al.; 1991 Joint International Waste Management Conf. Seoul, Korea, Vol. 1, p.475 (1991)
- 5) 仁科勝好、岩田克一他; 日本原子力学会「昭60分科会」K17 (1985)
- 6) 岩田克一他; NGK原子力技報No.2, p.51 (1988)
- 7) C. Rittmeyer et al.; 6th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, Singapore (ICEM '97), p.821 (1997)
- 8) 西脇人志他; 原子力学会中部支部第23回研究発表会, 予稿12 (1991)
- 9) 西脇人志他; 原子力学会中部支部第24回研究発表会, 予稿20 (1992)
- 10) 西脇人志他; 原子力学会「1991秋の大会」J61 (1991)
- 11) 西脇人志他; 原子力学会「1993春の年会」J37 (1993)
- 12) 西脇人志他; NGK原子力技報No.4, p.36 (1995)
- 13) 西脇人志他; 日本原子力学会「1993秋の大会」L33 (1993)
- 14) 西脇人志他; 日本原子力学会中部支部第25回研究発表会 予稿12 (1993)
- 15) 西脇人志他; 日本原子力学会「1994春の年会」A1 (1994)
- 16) 西脇人志他; 日本原子力学会「1995秋の大会」J6 (1995)
- 17) 西脇人志他; 日本原子力学会「1994秋の大会」M30 (1994)
- 18) 小林師他; 動燃技報 No.96, p.83 (1995)
- 19) 秋山孝夫, 宮本陽一, 刈田陽一他; 特開平9-127293 (1997)

## 臨界実験装置 JMTRC の解体

武田 卓士\* 小向 文作\* 松井 智明\*  
小森 芳廣\*\* 藤木 和男\* 大岡 紀一\*

### *Decommissioning of the Critical Facility JMTRC*

Takashi TAKEDA\*, Bunsaku KOMUKAI\*, Tomoaki MATSUI\*  
Yoshihiro KOMORI\*\*, Kazuo FUJIKI\*, Norikazu OOKA\*

JMTRC (Japan Materials Testing Reactor Critical facility) was built in 1965 in advance to the JMTR operation. It has been utilized in performing various critical experiments to collect data on characteristics of JMTR core and in-core irradiation facilities. By considering current situation after completing main purpose of the facility and the cost consideration for maintenance, it has been decided to be decommissioned. Main facilities except pool and water circulation system has been removed. This is the third case of the decommissioning (first case for critical facility) carried out under the regulation law for the reactors in Japan.

#### 1. JMTRC 施設と解体までの経緯

JMTRCは、JMTRの運転に必要な炉心特性データを実験的に求める目的で作られた出力100Wのプール型臨界実験装置である。製作はJMTR本体に先行して進められ、1965年に東海研究所のJRR-4プール内に設置、同年10月に初臨界を達成した。その後1967年に、大洗研究所のJMTR原子炉建家が完成したことにより同建家内（カナル側方に設けられたCFプール）に移設された。以降、JMTRの運転に関する数多くの実験に使用された。その主な目的は以下のとおりである。

- 1) 安全運転に必要な炉特性データの取得のための模擬実験
- 2) 照射試験の安全・効率的な実施のための実験

#### 3) 炉物理的解析手法の確立のための検証実験

このように建設以来、多くの実験データの蓄積に有効に活用されてきたが、現在ではJMTR炉心特性の評価法を確立し、計算コードを用いた解析的手法により運転および照射試験に必要なデータが得られるようになったことから、「JMTRの運転に必要なデータを実験的に求める」という初期の目的は達成されたと考えられた。また、経年化対策の観点からは、今後も原子炉施設として性能を維持するには抜本的な設備更新が必要となってきた。

このため、1993年度に材料試験炉部に「JMTRCの今後の取扱い検討プロジェクトチーム」を設け、今後の利用の可能性について調査・検討を行ったが、積極的な新規利用ニーズは見い出せなかった。また本検討と並行して、原研所有の4基の臨界実験装置の将

\* 日本原子力研究所 大洗研究所 (Japan Atomic Energy Research Institute)

\*\* 日本原子力研究所 本部 (Japan Atomic Energy Research Institute)

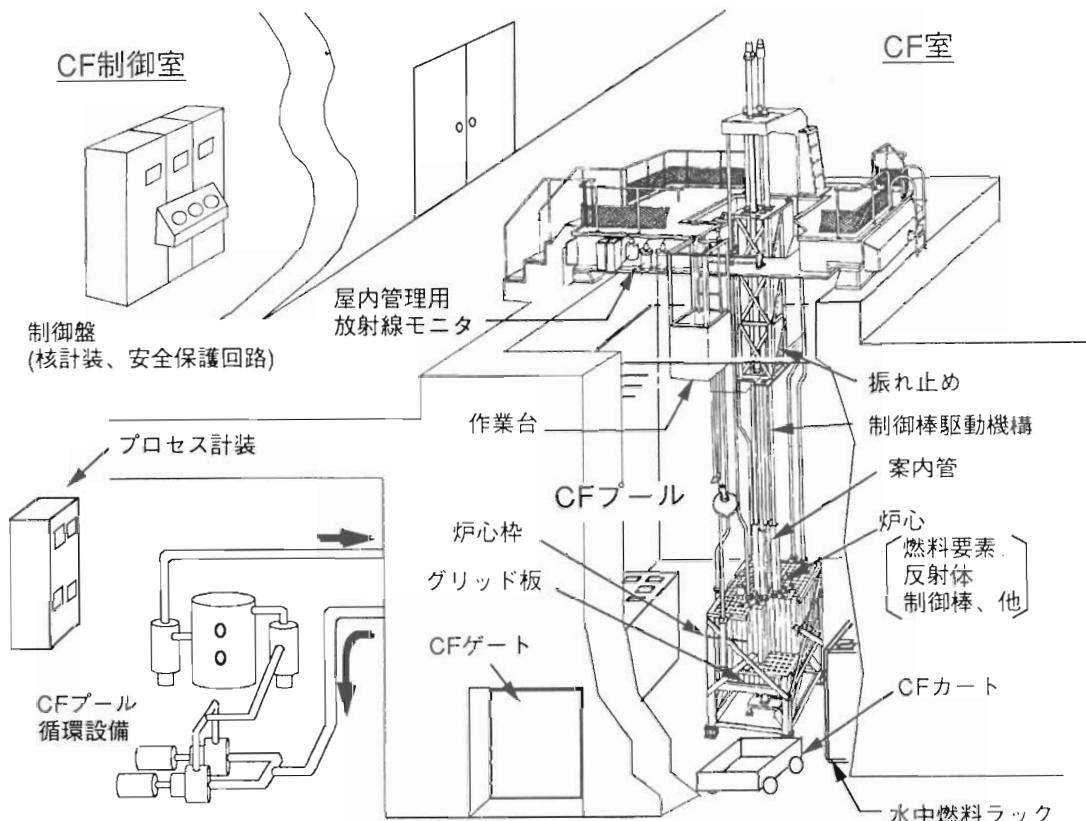


Fig. 1 Schematic view of JMTRC

Table 1 History of JMTRC

年月日	主 要 事 項	年月日	主 要 事 項
1964. 6	JMTRC設置許可	1995.12.12	大洗研究所原子炉施設保安規定変更認可
1965.10	JMTRC初臨界 (JRR-4プール)	1995.12.18	原子力安全委員会解体届を了承、原子力安全局長通達
1966. 7	大洗研へ移設のため一時解体	1995.12.19	工事方法等明細書（その1）及び1995年度工事行程明細表提出
1966.11	CFプールへの移設工事開始	1995.12.27	JMTRC解体工事着手
1967. 8	大洗研究所移設後初臨界 (CFプール)	1996. 2.26	1995年度予定の解体工事終了
1981. 6	MEU燃料使用のための設置変更許可	1996. 3.13	1996年度工事行程明細表提出
1993. 4	JMTRC今後の取扱検討プロジェクトチーム報告	1996. 3.29	使用済燃料の処分方法変更（「保管する」を「再処理等を行う」）に係る設置変更許可
1995. 5	科学技術庁等関係機関へ解体計画説明	1996. 8. 8	工事方法等明細書（その2）を提出
1995. 8.25	所内原子炉等安全審査委員会で解体届を審査	1996. 9. 2	大洗研究所原子炉施設保安規定変更認可
1995.10.18	放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可	1996. 9. 3	1996年度解体工事開始
1995.10.30	JMTRC解体届提出	1996.11.22	JMTRC主要部分の解体工事終了
1995.11. 8	JMTRC施設品質保証計画を科学技術庁へ提出		

来利用について検討した「臨界実験装置将来利用検討アドホック委員会」においてもJMTRCの解体について、施設のスクラップ＆ビルトを適切に推進する等の観点から議論され、これを受けて解体を行うことが妥当であるとの結論に至った。

JMTRCの概要をFig.1に、JMTRCの建設から解体に至るまでの主な経緯をTable1に示す。

## 2. 解体作業の計画

### (1) 解体の基本的考え方

解体に当たっては、原子力安全委員会が先行事例であるJPDRの解体の際に示した考え方<sup>1)</sup>や、低レベル固体廃棄物についての考え方<sup>2)</sup>を参考にしつつ、安全かつ合理的に行うことを第一に計画を策定した。JMTRCは臨界実験装置であるため、核燃料及び炉心構造材等の放射能量は出力運転を行う原子炉に比べて少なく、解体に伴う放射性廃棄物の発生量も少ないと予想された。基本手順は、先ず燃料要素及び起動用中性子源をCFプールから取り出して原子炉の機能停止措置を行い、その後、制御室内設備およびプール室内設備の解体・撤去を行うこととした。また、機器・構造物の解体においては、可能な限り粉塵等の発生の少ない工法を使用することとした。

### (2) 核燃料物質の処分の方法

JMTRCで使用した燃料要素(92体)についての最終的な取り扱いについては、JMTRC使用済燃料の米国への輸送状況等を考慮して今後検討することとし、当面は保管することとした。なお燃料中の放射性物質の量が少なく、表面線量も低い(最大100 μSv/h)ので、保管場所はJMTRCの新燃料貯蔵施設の一部とした。

### (3) 放射性廃棄物の処分の方法

解体作業による気体および液体の放射性廃棄物については、発生量の低減化に努めるとともに、JMTRC原子炉施設の排気、排水設備及び大洗研究所の放射性廃棄物処理施設にて処理することとした。一方、放射性固体廃棄物は、運転中と同じく廃棄物管理施設へ移送し処理した後、容器に収納した状態で保管することとした。解体にともなって発生する放射性固体廃棄物は約8トン、200リットルドラム缶換算で約120本と見積もられた。

### (4) 放射性廃棄物でない廃棄物の区分及び処分

JMTRCは、出力運転を伴わない臨界実験装置であるため、その解体に際して「設備の相当の部分は放射性廃棄物でない廃棄物として区分し処理することが可能であろう」と考えられ、放射性廃棄物の低減の観点からも積極的にこの考え方を進めることができた。

放射性廃棄物でない廃棄物の範囲は、原子力安全委員会報告<sup>3)</sup>に示されているが、その考え方をJMTRCの解体により生じる金属廃棄物に適用する方法について種々の区分方法を検討し、また科学技術庁によるヒアリング等を通じて考え方の整理を行った。しかしながら、金属構造物および機器について極めて低いレベルの放射化・汚染の有無に関する合理的な確認方法が構築できないことから、上記の原子力安全委員会報告に述べられている「汚染の履歴の有無」による分類を適用し、プールの中に設置されていた機器・構造物(機器によっては冠水部分)を「放射性廃棄物」とし、それ以外のほとんどのものを「放射性廃棄物でない廃棄物」とする、いわば常識的な区分を適用することとした。後者は汚染がないことを確認した後、大洗研究所内に一元化管理する。この対象となったものは、制御盤、ブリッジ等であり、総重量で約7トンと見込まれた。

### (5) 解体中の施設の維持管理

解体中に性能の維持管理を要する設備は、CFプール、CFプール循環設備、プロセス計装等である。解体の各段階に応じて要求される性能基準を検討し、これを満足するように維持管理を行うものとした。

### (6) 解体の方法

JMTRCは、JMTRC原子炉建家内のカナルに隣接したCFプール中に設置されているため、プール内の設備については解体・撤去する一方、CFプールの有効利用が図れるよう、プール自体と循環設備等を残し、今後適当な時期にJMTRC原子炉施設の一部に組み入れる手続きを取ることとした。

#### 1) 原子炉の機能停止措置

JMTRCで使用した燃料は、保管されていたCFプール内の水中燃料ラックから全て取り出し、JMTRCの新燃料貯蔵施設に収納する。起動用中性子源はCFプールから取り出しJMTRCの使用済み燃料貯蔵用プールに搬出、保管する。

#### 2) CF制御室内設備等の撤去

核計装、安全保護回路、パルス中性子源及び

放射線管理用モニタを撤去する。なお、屋内管理用放射線モニタ撤去後は、JMTR 原子炉施設に設置されている放射線モニタにより監視を行う。

### 3) 炉心構造物等の撤去

反射体要素、炉心枠、グリッド板等の炉心構造物、水中燃料ラック等の核燃料物質貯蔵設備、制御棒駆動機構等の制御設備、ブリッジ等の撤去を行う。

### (7) 工事の工程

解体工事は1995年12月に着手し、1995年度に原子炉の機能停止措置、CF 制御室内設備等の撤去を実施し、1996年度中に炉心構造物等の撤去を終了する計画とした。

### (8) 解体工事に係る安全性の評価

火災、停電、落下等の防止、地震等の自然現象に対する対策、などの一般安全の他、核燃料物質取り出し時の臨界防止及び落下防止対策、また解体中の作業環境の適切な維持管理、汚染の拡大防止対策等を講じ、作業時の安全を確保する。

解体作業による放射線影響については、作業従事者の集団実効線量当量で約3.0人mSvと推定され、また一般公衆の実効線量当量は、通常の解体作業中および工事中に発生する可能性のある事故時も無視し得る程度のレベルであると評価された。

## 3. 諸手続きについて

JMTRCは原子炉等規制法に基づく原子炉施設及び核燃料物質の使用施設であり、さらに放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律に基づく放射性同位元素及び放射線発生装置の使用施設でもある。そこでJMTRCの解体を実施するにあたっては、原子炉等規制法第38条第1項の規定に基づく「解体届」を提出し、これに基づいて科学技術庁安全局長通達に基づく工事方法等明細書、工事工程明細表、解体進捗状況報告書等を提出した。また放射性同位元素及び放射線発生装置の許可使用に係る変更申請を行い、茨城県に対しては安全協定の規定に基づき原子炉施設使用廃止連絡書を提出した。

これらの変更に対応した原研内部での手続きとしては、大洗研究所原子炉施設保安規定、同核燃料物質等使用施設保安規定の変更、放射性同位元素等による放射線障害予防規定の変更手続きを行った。ま

た解体工事に備えてJMTRC施設品質保証計画を変更した。

1995年5月から7月にかけて科学技術庁原子炉規制課、科学技術庁水戸原子力事務所、茨城県、原研内の技術検討委員会等に対してJMTRCの解体計画についての説明を開始した。解体届けとその関連手続き、および原子炉施設保安規定の変更については、原子炉等安全審査委員会、原子炉運転委員会などの所内審査手続きを進めるとともに、科学技術庁のヒアリングを7月から受けた後、10月30日付けで「解体届」を提出した。12月18日に原子力安全委員会の了承とその旨の安全局長通達が出されたことを受けて、工事方法等明細書（その1：原子炉の機能停止措置及びCF 制御室内設備等の撤去）及び当該年度の工事工程明細表を提出した。12月22日に科学技術庁の第1回確認調査（解体着手前）を受検して解体工事開始に必要な諸手続きを完了し、12月27日に解体工事に着手した。1996年度の工事工程明細表の提出は同年3月、工事方法等明細書（その2：炉心構造物等の撤去）の提出は同年8月に行った。

1995年度および96年度の各撤去工事について、科学技術庁による各3回の確認調査及び茨城県による各1回の立会い確認（放射性廃棄物でない廃棄物の確認測定）が実施された。1996年11月22日の科学技術庁による第6回確認調査をもってJMTRCの主要部分の解体工事は終了した。

JMTRCの解体撤去に伴う解体届け等の手続及び確認調査状況の一覧をTable2に示す。

Table2 Applications, permissions and reports related to decommissioning of JMTRC

## (1)解体届手続一覧

届出年月日	届出の内容	備考
平成 7年10月30日 (7原研05第97号)	日本原子力研究所大洗研究所原子炉施設（JMTRC）を解体することとしたため、原子炉等規制法第38条第1項の規定に基づき次の項目について届け出をした。 ・解体の基本方針 ・解体の方法及び工事工程表 ・核燃料物質等の処分の方法	安全委員会報告 (H7.12.04) 安全委員会了承 (H7.12.18) 安全局長通達 (H7.12.18)

## (2)工事方法等明細書提出一覧

届出年月日	届出の内容	備考
平成 7年12月19日 (7原研51第63号) 工事方法等明細書 (その1)	[1] 原子炉の機能停止措置 燃料要素の取り出し、移送作業及び起動用中性子源の移送作業 [2] CF制御室内設備等の撤去に係る工事 核計装、安全保護回路、屋内管理用放射線モニタ、パルス中性子源（変圧器型加速装置）の撤去工事	
平成 8年 8月 8日 (8原研51第27号) 工事方法等明細書 (その2)	炉心構造物等の撤去に係る工事 グリッド板、炉心枠、反射体要素、模擬照射要素、模擬照射実験装置、模擬γ線遮へい板等の炉心構造物及び水中燃料ラック、ブリッジ、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構支持台等の撤去及び移送工事	

## (3)工事工程明細表提出一覧

届出年月日	届出の内容	備考
平成 7年12月19日 (7原研51第64号)	平成7年度工事（平成7年12月～平成8年3月） 原子炉の機能停止措置及びCF制御室内設備等の撤去に係る工事	
平成 8年 3月13日 (8原研51第 9号)	平成8年度工事（平成8年 9月～平成8年12月） 炉心構造物等の撤去に係る工事	

## (4)保安規定認可申請手続一覧

申請年月日	認可年月日	申請の主な内容
平成 7年11月20日 (7原研05第 130号)	平成 7年12月12日 7安（原規）第 349号	原子炉の運転を行わないため、JMTRCの運転及び運転管理に関する記述及び条項の削除等、平成7年度実施の解体工事に合わせて関連箇所を変更した
平成 8年 8月 2日 (8原研05第 98号)	平成 8年 9月 2日 8安（原規）第 377号	炉心構造物等の撤去工事により「炉心」及び「ブリッジ」が撤去されるため点検項目から削除する等、平成8年度実施の解体工事に合わせて関連箇所を変更した

## (5)確認調査状況一覧

確認・調査番号	確認・調査年月日	主な確認・調査項目
第 1 回	平成 7年 12月 22日	(1) 解体着手前の確認・調査 (2) 工事着手前の確認・調査 [I] 原子炉の機能停止措置
第 2 回	平成 8年 1月 12日	(1) 工事完了後の確認・調査 [I] 原子炉の機能停止措置 (2) 工事着手前の確認・調査 [II] CF制御室内設備等の撤去に係る工事
第 3 回	平成 8年 2月 26日	(1) 工事完了後の確認・調査 [II] CF制御室内設備等の撤去に係る工事
第 4 回	平成 8年 9月 2日	(1) 工事着手前の確認・調査 [III] 炉心構造物等の撤去に係る工事
第 5 回	平成 8年 10月 18日	(1) 工事実施中の確認・調査 [III] 炉心構造物等の撤去に係る工事
第 6 回	平成 8年 11月 22日	(1) 工事完了後の確認・調査 [III] 炉心構造物等の撤去に係る工事

#### 4. 解体作業

JMTRCの解体工事は、1995年度に、(1) 原子炉の機能停止措置、(2) CF制御室内設備等の撤去、1996年度は、(3) 廉心構造物等の撤去工事、を各々実施した。解体工事期間は、1995年12月27日から1996年2月26日、および1996年9月3日から11月21日であり、計画どおり終了した。

Table3に示す工事実績に対応した工事内容は以下の通りである。

##### (1) 原子炉の機能停止措置

CFプール内の水中燃料ラックから燃料要素を取り出し、JMTR原子炉施設内の新燃料貯蔵施設に移送し燃料ラックに収納した。また、CFプールから起動用中性子源をJMTR原子炉施設のSFC(Spent Fuel Cutting)プールに搬出して保管した。同中性子源はその後、HTTRに移送し再利用されている。

##### (2) CF制御室内設備等の撤去に係る工事

制御室内にあった核計装(増幅器等)、安全保護回路、屋内管理用放射線モニタ、パルス中性子源の電源部及び制御盤筐体等を撤去した。放射性物質(3H)を含むパルス中性子源頭部及び収納容器は所定の廃棄物容器に収納し、大洗研究所の廃棄物管理施設に移送して保管した。

#### (3) 廉心構造物等の撤去に係る工事

##### 1) 廉心構造物の撤去工事

JMTRC廉心部には180本以上の反射体要素(A1反射体、Be反射体)の他、模擬γ線遮へい板等、数多くの要素があり、これらの取出し作業時に万一落下させてプールライニングを損傷させることを避けるため、取出し作業はCFプールに水を張ったままブリッジ上から慎重に手作業でハンドリングツール等を使用して取出した。また模擬照射実験装置、模擬照射要素等の機器についても、同様な方法で取り出した。

グリッド板、廉心枠は、CFプール底の台座にボルト結合されていたため、プール水を排水した後、作業者がプール底に降りて、水中燃料ラックとともに取出し作業を行った。作業状況の例をPhoto1に示す。

切断作業を行うグリーンハウスは2ヵ所に設置し、大型構造物の解体は移動距離の短いプール脇に設置したグリーンハウスで実施する等、作業効率の向上を図った。グリーンハウスの局所排気は、プレフィルター及びHEPAフィルターを経た後約50mのフレキシブルエアダクトを使用してJMTRの排気系に接続した。また、グリーンハウス内の換気率を適切に保つため、エアダ

Table3 Time chart of JMTRC

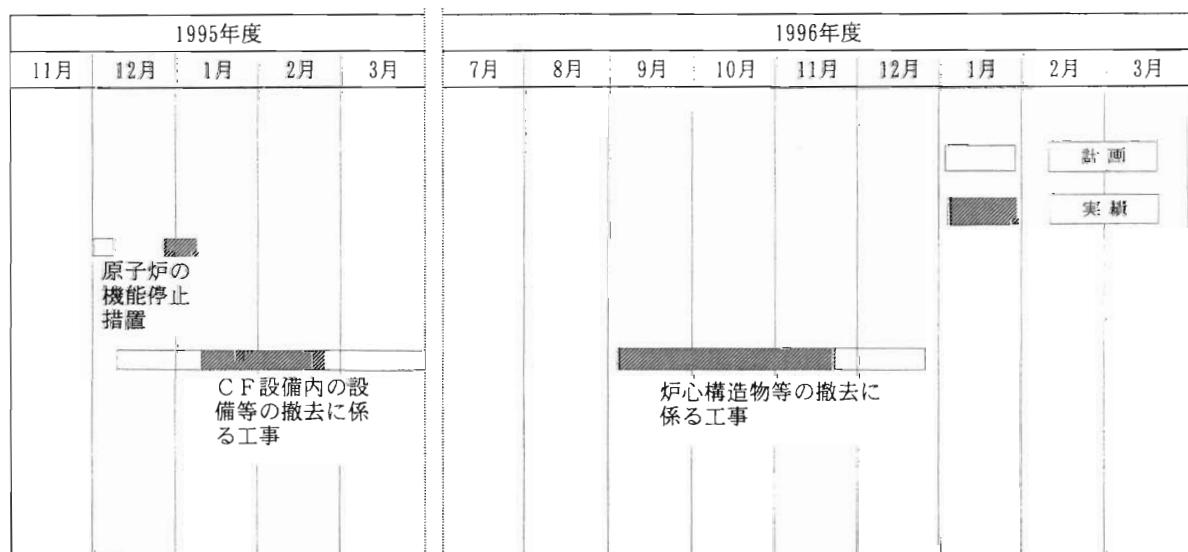




Photo1 Cutting work on core components

クトの途中に設置した3台のブースターファンを併用した。

切断機器としては厚いステンレス鋼に対してはエアプラズマを、その他の金属類には主としてバンドソーを使用した。エアプラズマについてはできるだけヒューム発生の少ない条件での使用するため、プラズマ電流及び切断速度について、当初はJPDRにおける切断経験を参考にして設定し、経験の蓄積とともに独自に最適条件を決めて作業を進めた。作動条件が不適切な場合には10分程度でプレフィルターの交換を要することもあった。またグリーンハウス内作業では、通常の全面マスクより強制的に呼気を送る送風機型の全面マスクの方が作業者の疲労が少なく有用であった。

撤去した機器は充填効率が高くなるよう寸法、形状を考慮して切断し、100リットルドラム缶及びペール缶等の所定の廃棄物容器に収納して大洗研究所の廃棄物管理施設に引き渡した。一方、Be反射体は今後の再利用も考慮し、ラックに収納してCF循環系機器エリアに保管している。

## 2) ブリッジ等の撤去工事

ブリッジはCFプール上に架けられた4m × 2.6m × 0.7m（高さ）、重量約5トンの構造物であり、制御棒駆動機構や中性子検出器が取付けられていた。この搬出はCFプールが設置されている区画の天井ハッチを開けて行ったが、ハッチの開口部はブリッジ水平断面より小さいため、搬出にあたってはブリッジ4隅のうち、片側2ヶ所の吊具にチェーンブロックを取付けて、吊り上

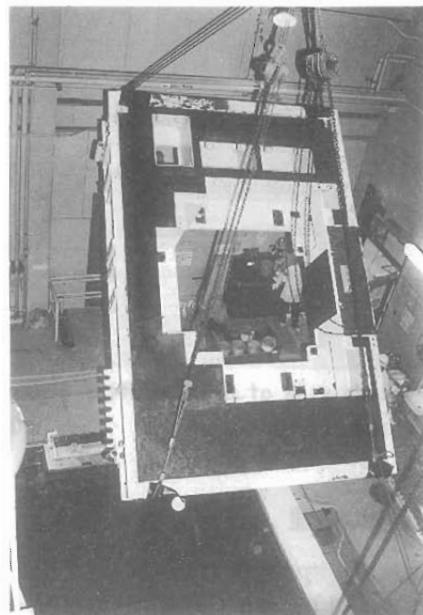


Photo2 Removal of CF bridge

げた後チェーンブロックを操作してブリッジを傾けた状態で搬出した（Photo2）。

ブリッジの他、振れ止め（上部）、制御棒駆動機構支持台及び制御棒駆動機構（上部）は念のため洗浄し、測定により放射性汚染の無いことを確認した後、JMTRの資材倉庫に搬出した。作業台、振れ止め（下部）及び制御棒駆動機構（下部）は、充填効率が高くなるよう寸法、形状を考慮して切断し、所定の廃棄物容器に収納して大洗研究所の廃棄物管理施設に引き渡した。

主要部分の撤去作業が終了した後のCF室内の状況をPhoto3に示す。

## 4) 被ばく管理

解体作業中は、作業員に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グを実施する等の被ばく管理を行った。工事に携わった作業従事者（1995年度15人、1996年度19人、合計34人）の外部被ばくによる線量当量は全てフィルムバッジの検出限界値（0.2ミリシーベルト）未満であった。

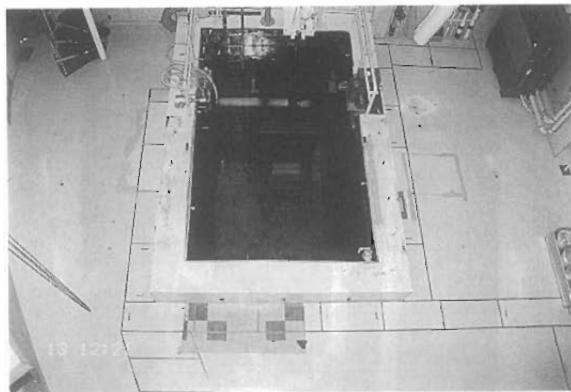


Photo3 Inside view of CF room after dismantling works

## 5. 廃棄物の処理

### (1) 放射性廃棄物の処理

解体工事期間中に発生した放射性廃棄物は固体廃棄物のみである。工事のために排水したCFプール水はJMTR原子炉施設の廃液貯槽に一時貯留した後、JMTR原子炉施設で再使用したので液体廃棄物は発生していない。解体工事開始以降、工事に伴う放射性廃棄物の発生量をTable4に示す。これらの放射性廃棄物は全て100リットルドラム缶及びペール缶等の容器に収納し、大洗研究所廃棄物管理施設に引き渡した。放射性固体廃棄物中、金属類の平均充填密度は約0.7kg／リットル、解体に付随して発生した廃棄物を含めた平均充填密度は約0.6kg／リットルであった。

### (2) 放射性廃棄物でない廃棄物の処理

放射性廃棄物でない廃棄物は、測定により汚染がないことを確認した後、取り扱い易い大きさに切断し、JMTRの資材倉庫に一時保管後、大洗研究所内の廃棄物保管場に移設した。解体に伴って発生した放射性廃棄物でない廃棄物は、制御盤、ブリッジ等であり、全体で約10トンである。

## 6. まとめ

JMTRの主要部分の解体は、工程、所要人員・経費、放射性廃棄物発生量及び処理、被ばく管理、安全管理など計画どおり完了した。本作業に当たっては、解体に伴う諸手続きを含めて計画課を中心とした作業グループにより、管理部放射線管理課の全面

Table4 Radioactive waste generated from dismantling works

種類別区分		放射性廃棄物		
		1995年度	1996年度	累計
金属類	重量(Kg)	40	6109	6149
	容器個数	1	95	96
	放射能量(Bq)	$3 \times 10^{11}$	$1 \times 10^9$	$3 \times 10^{11}$
解体付隨	重量(Kg)	0	103	103
	容器個数	0	37	37
	放射能量(Bq)	0	$5 \times 10^4$	$5 \times 10^4$
不燃物可燃物	重量(Kg)	14	378	392
	容器個数	11	149	160
	放射能量(Bq)	55	$2 \times 10^4$	$2 \times 10^4$
合計		重量(Kg)	54	6590
		容器個数	12	281
		放射能量(Bq)	$3 \times 10^{11}$	$1 \times 10^9$
				$3 \times 10^{21}$

的な協力を得て実施した。

JMTRは臨界実験装置の特徴から、核燃料及び炉心構造材等の内蔵放射能量も極めて少なく、解体に伴う放射性廃棄物の発生量も少ない施設であったが、解体届等必要な諸手続きは、規模は異なっても他の原子炉の場合と基本的に異なる点はなかった。また実際の工事に際しては、先行事例であるJPDR及び原子力船むつの解体に関する経験を大いに参考とさせて頂いた。特に貴重なデータをご提供頂くなど、ご協力頂いた関係各位にこの場を借りて感謝する次第である。

## 参考文献 :

- 「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方—JPDRの解体に当たって」1985年12月19日、原子力安全委員会決定
- 「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について—第2次申聞報告—」(1992年6月18日原子力安全委員会了承)別添「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物」

## 最近の原子力施設デコミッショニング、放射性 廃棄物処理・処分等に関する国際会議の概要

RANDEC 事務局

### *Abstracts of International Meetings on Nuclear Facilities Decommissioning*

最近開催されたデコミッショニングおよび解体廃棄物に関する国際会議について、その情報を入手出来たものについて概要を報告する。

#### 1. OECD/NEA「デコミ技術情報交換協力計画」連絡委員会

第16回委員会が、10月1日～2日にパリのOECD本部で開催されたが、主要なトピックスを以下に述べる。

##### (1) 参加プロジェクトの現況

参加プロジェクト31件を次の4グループに分けている(表1参照)。

- ① 現在活動しているものは17プロジェクトであり、日本原子力研究所の再処理特別研究棟もこの範疇に含まれる。17のうち原子炉は10件である。
- ② 徐々にではあるが活動しているものはアメリカWest Valley等4プロジェクトである。
- ③ IAEA定義のステージ1が2基、ステージ2が2基である(表2参照)。
- ④ プロジェクトが終了したものは、日本のJPDR、アメリカのEBWR、Shippingport等8件である。

##### (2) 新規プロジェクトの参加

これまで31のプロジェクトであったが、今回、新規に4つのプロジェクト参加が了承され、35になった。

新規に参加したのは、ドイツ・カールスルーエ研究センターの小型ナトリウム炉(KNK)、カナダ原子力公社(AECL)のNRX炉付設廃棄物収納プール、韓国原子力研究所(KAERI)のTRIGA炉(M2、M3の2基)、イギリス原子力公社(UKAEA)の高速増殖炉(PFR)である。

小型ナトリウム炉(KNK 電気出力2万kW)は1991年に運転停止し、現在デコミッショニング中であり、炉心および生体遮蔽体、建屋の撤去を2003年までに行う予定である。

NRX炉付設廃棄物収納プールは、1995～2003年の予定で乾燥・安定化させる計画が進行中である。

TRIGA炉は、今年から1999年にかけてM2は博物館へ、M3は更地に予定である。PFR(FBR原型炉)は、1994年3月に永久停止し、ステージ1のデコミッショニングを開始している。

##### (3) 商業原発の参加勧誘

米国等のプロジェクトの参加勧誘を進めているが、なかなか実現しない。今後とも参加を要請することとなった。

##### (4) TAG等の活動報告

技術検討グループ(TAG)と4つの作業グループ、すなわち再生利用・再利用グループ、除染グループ、コストグループ、解放時測定グループが活動している。それぞれの作業グループの活動結果を、1999年完成を目標に報告書にまとめる作業が進められている。特に、廃棄物の再生利用・再利用については、IAEAの規制基準(1999年改

訂版予定)へ、実施者の意向を反映させるため、積極的に対応することが了承された。

(5) 燃料サイクル施設デコミの規制的側面に関する、NEAのワークショップ開催案が(1998年末又は1999年当初目標)事務局から提示され、了承された。

表1 OECD/NEAデコミッショニング参加プロジェクト(1997.9.8)

国名	カテゴリ1 (活動中)	カテゴリ2 (一部活動中)	カテゴリ3 (ステージ1又は2状態)	カテゴリ4 (解体完了)
ベルギー	Eurochemic BR3-PWR			
カナダ	NRX* (204A 204B Bags)		Gentilly 1 NPD	Tunney's Pasture
エストニア	Paldiski			
フランス	EL4 B211 AT1		G2/G3 Rhapsodie	
ドイツ	MZFR Greifswald (VVER) WAK AVR KNK*	Lingen		KKN Niederaichbach HDR
イタリア	Garigliano			
日本	JRTF			JPDR
スロバキア	Bohunice A-1			
スペイン	Vandellos 1			
イギリス	WAGR B204 PFR*			Co-precipitation plant
米国	FEMP	West Valley		Shippingport E-BWR Port St Vrain
韓国	TRIGA-M2/M3*			

\* 1997.10 参加

表2 IAEAの原子炉廃止措置分類

ステージ1 (監視付き貯蔵)	第1汚染壁は運転中と同じ状態に保たれるが、機械的開口部については永久密封とする。封じ込め建家については閉鎖し、規制された管理下におかれる。残存施設については、健全性維持のため監視、モニタリングおよび検査が行われる。
ステージ2 (制限付き敷地解放)	第1汚染壁は、簡単に撤去できる部分を取り除いて最小の範囲にする。障壁の密閉は物理的方法によって強化し、もし必要ならば、障壁を完全に包囲するために生体遮蔽体を補強する。除染したのち放射能に対する安全対策の必要がない場合、封じ込め建家については改造あるいは撤去しても良い。建家への立ち入りは許可される。敷地内の非放射性建家は他の目的に使用可能である。
ステージ3 (制限なし敷地解放)	放射能をもつ機器、材料、部品等を含むすべて施設の撤去を行い、施設および敷地は制限のない利用に解放される。したがって、モニタリングや検査も必要がない。

(出典 大西信秋: デコミッショニング技報 第12号、p.11-21 1995年7月)

## 2. ANS Topical Meeting on Decommissioning, Decontamination and Reutilization of Commercial and Government Facilities

この会議は、ANS (American Nuclear Society) の主催で、9月7日～12日、米国、テネシー州オークリッジ市で開かれた。米国のDOE施設などの政府機関及び商業施設のデコミッショニング、除染及び解体廃棄物の再利用に焦点を合わせたものであった。13のセッション別に約100件の発表が行なわれた。

完了したDD & R活動と題するセッションでは、アルゴンヌのJANUS炉のデコミッショニング、ロッキーフラットのプルトニウム取扱施設、ビルディング371、707、889の解体経験、サバンナリバーサイトのデコミッショニングプロジェクトの経験などが報告された。

「国際的DD & R活動」では、BNFLからデコミッショニング計画等4件、ドイツDETEC社からHOBEG燃料加工プラントのデコミッショニング等3件、その他2件の報告があった。

「汚染した材料のリサイクル」では、施設及び解体廃棄物の再利用を積極的に進めている発表があり、すでに、再利用・再生利用は、廃棄物問題解決の重要な技術となっている。オークリッジでは、金属廃棄物を処理する大型工場(MSC社)などが稼働し、遮蔽ブロックや廃棄物容器の製造を行っている。

「商業施設のDD & R」では、Scientech-NUSのWillis W.Bixbyが、アメリカの商業用原子力発電所のデコミッショニングの見通しについて述べた。これによると、21世紀に入ると現在運転している109基の原子力発電所の40%が運転期間が25年を超えて、運転許可の取り直し、転用、永久停止の何れかの決断を迫られる。経済性により原子力発電力量の40%を占める37サイトの発電所が閉鎖に追い込まれるという記事を引用し、合理的DD & Rの重要性を指摘した。

(関連記事. RANDECニュースNo.35, Oct.1997)

## 3. MRS'97 (21st International Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management)

この会議は、MRS (Materials Research Society) の主催で平成9年9月29日(月)～10月3日(金)の5日間、スイス・ダボス市において開催された。26ヶ国から約280名が参加し、9セッション41講演と4回のポスターセッションで149件の発表が行われた。

概要は以下の通りである。

第1日目は、会議議長のイアン・マッキンレー氏(NAGRA)が開会宣言と簡単な講演を行ったあと、開催地グラウビュンデン州の参事官 レギエルングスラット・カルオリ氏が歓迎の挨拶を行った。

セッションの概要は以下の通りである。

### (1) Session - 1 (オープニング)

安全評価手法に関して、現在の世代が行う廃棄物の処分の安全性については何等かの不確実性がつきまととい、この不確実性は、次の世代が廃棄物を処分しないまま管理する場合の不確実性と比較して評価する必要のあることが示された(SKI、スウェーデン)。

その他、ファーフィールドの見地からの研究の優先順位(GDE、イギリス)、研究の分類法(NAGRA、スイス)、核物理学者が廃棄物処分に如何に寄与できるかについての報告があった。

### (2) Session - 2 (廃棄物形態 - 1)

ガラス固化体及び使用済燃料のソースタームとしての評価について、両者ともまだ長期の溶解過程が明確になってはいないが、廃棄体は十分に安定であると報告された(FK、ドイツ)。使用済燃料の浸出試験に関して、燃料を取り囲む変質生成物の反応は、粒界ではなく粒内全体であるとの報告があった(ANL、USA)。

その他、ガラスの放射線損傷についての分子動力学シミュレーション結果の報告(CEA、フランス)、MOX燃料の溶解挙動報告(ITC、ドイツ)の報告があった。

### (3) Session - 3 (人工バリアシステム)

緩衝材とオーバーパックの場所を入れ替えると性能評価がし易くなり、コストダウンにつながるというユニーク

な発表があり、これを設計する場合には全体としてコンパクトなシステムが作成出来ると言う（QCI, USA）。

その他、グリムゼルサイトにおける実規模緩衝材試験（FEBEX）の概要説明との核種移行実験計画（ETS, スペイン）及び、同所における人工バリア構築の可能性に関する実証試験の概要（ENRESA, スペイン）、分子動力学を利用したベントナイトの挙動解析シミュレーションの報告（名大、日本）、緩衝材の再冠水評価結果（CEA, フランス）緩衝材共存下での炭素鋼の腐食電位測定結果（PNC, 日本）、ブーム粘土中のガラスの変質モデル試験結果（SCK-CENベルギー）及びFEBEXのモデル計算結果（UPC、スペイン）の報告があった。

#### (4) Session - 4 (廃棄物形態 - 2)

還元雰囲気及びマグネタイト共存条件下にあるガラス中Pu, Npの浸出率測定結果について、マグネタイトの存在により浸出率が若干増加し、Pu, Npの多く（疑似）コロイド状態で存在するとの報告があった（九大、日本）。Puを含むシンロック固化体の浸出挙動と浸出Puの臨界特性について報告された（ANSTO, オーストラリア）。

その他、使用済燃料処分時の燃料溶解速度における $\alpha$ ,  $\gamma$ 線の放射線分解の影響評価について（AECL, カナダ）、天然ジルコノライトの結晶-アモルファス転移の $\alpha$ 線量依存性について報告された（ANSTO, オーストラリア）。

#### (5) Session - 5 (低・中レベル廃棄物、人工バリアシステム)

低・中レベル廃棄物処分システム評価における人工バリアの役割について、コンテナの物理的構造は長期の性能にはあまり寄与せず、コンテナの腐食で生成される還元雰囲気が安全上の利点となることなどの報告された（AEA, UK）。

その他、ギブスエネルギー入力の化学種計算モデル開発とセメントの劣化反応シミュレーションの応用例紹介（NAS, ウクライナ）、ZWILAGのプラズマ溶融装置の処理能力とシステム（MGC-PLASMA, スイス）、模型コンクリートサイロ中の水分移行実験（群馬大、日本）、低・中レベル廃棄物処分場のセメント劣化進行中の共沈現象に（PSI, スイス）、処分場構造物の劣化、特に微生物の影響について報告された（BGS, イギリス）。

#### (6) Session - 6 (TRU 及び特殊廃棄物)

使用済密封線源の浅地中ボアホール処分方法について、深さ数メートルの縦孔に密封線源を処分し、鉛を移動式装置で連続的に孔に注ぎ、処分場で固化している。ボアホールには螺旋孔の蓋が設置され、直接の $\gamma$ 線被ばくを回避できることなどが報告された（Radon, ロシア）。

アパタイト固化体の製造プロセスと金属の分布（CEA, フランス）や廃棄物の分類（PSI, スイス）などの報告があった。

#### (7) Session - 7 (天然バリア)

安全評価に用いるデータ数を減らすことによる誤差について、規制の立場から報告され（SKI, スイス）、3次元モデルを1次元モデルで代用した場合の放出率の過大評価、過小評価についての議論があった。

その他、セラフィールド近郊の地下水の調査結果（Nirex, イギリス）、坑道掘削と透水係数（NAGRA, スイス）などが報告された。

#### (8) Session - 8 (モデル試験と確認)

安全評価に用いるモデルの妥当性の検討結果の報告（Bern大、スイス）の後、現位置試験、実験室試験、ナチュラルアナログについて比較検討、相互のデータの利用法について議論された。

その他、サイトでのセメント微量元素の移行を調べるナチュラルアナログ研究（Jordan大、ヨルダン）、Tournemireトンネルサイト（高炭酸）でのナチュラル アナログ研究（IPSN, フランス）、グリムゼルサイトにおける核種移行現位置試験の結果とモデリング（PSI, スイス）などの報告があった。

### 4. 低レベル放射性廃棄物テクニカルセミナー

米国核物質管理学会（INMM）及びスペインENRUSAの主催で「低レベル放射性廃棄物テクニカルセミナー」が10月8日から10日までスペインのコルドバで開催された。参加国は地元スペインを初め、フランス、ドイツ、イギリス、アメリカ、韓国、日本等20数ヶ国であり、発表件数は40件余りであった。

各国の処理・処分に係わる政策、方針、計画、現状について包括的に報告された。概要は以下の通りである。

#### (1) Session - 1 (政策、計画、方針)

スペインの原子力組織体制、廃棄物の発生量、貯蔵方針、調整法と受入計画、並びに放射性廃棄物管理方法・費用について報告された。ベルギーの廃棄物に関する長期的管理について、将来計画をコスト評価を含めた体系的な検討及び、廃棄物の化学的毒性に対する問題提起と今後の取組みについて提案された。

その他、国際法規制、IAEA 安全基準 (RADWASS) と支援プログラム、中低レベル廃棄物の受入基準・品質管理、及び DOE の廃棄物運転経験についての報告があった。

#### (2) Session - 2 (設計・安全・規制)

スイスの LLW, HLW, TRU 処分場の計画 (Nagra Project) と進捗について、LLW 処分場はスイスの中央部の Wallenberg に決定し、HLW は調査中、廃棄物の受入計画については、処分場の安全評価に基づき暫定的受入基準が作成された。

スペインの El Cabril LLW 処分場について、主として安全評価のシナリオと規制条件等の検討結果が紹介された。基本的には、フランスの Obe 処分場の基準に従ったものである。

その他、ドイツの Konrad 処分場における安全評価、廃棄物受入基準、構造の特色等についての紹介があった。スロヴァキアでは、1986年から1992年に建設した処分場は、安全評価と許容基準に不十分であるとの理由で未だ運営できない状況にあり、苦慮している。

#### (3) Session - 3 (処理処分測定・特性・貯蔵・基準)

ユーゴスラビアの Vernavoda - 1号炉の固体廃棄物管理の概要については、廃棄物をレベルに応じて3分類し、貯蔵施設は50年間の寿命として設計し、常時地下水のモニタリングを実施して安全確保している。

スペインの Vandellos - 1号炉解体で発生する廃棄物の内、VLLW についてはケースバイケースで規制基準が設定され、解体コンクリート等が一般廃棄物として廃棄されている。規制基準の設定は国際的コンセンサスを得ることが重要と報告者は述べている。

フランス COGEMA のマルクールサイトで運用している  $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$  を直接測定する放射能測定装置の紹介があり、その測定誤差は  $\beta$  で  $-50\% \sim +80\%$ 、 $\alpha$  で  $-10\% \sim +50\%$  であった。一方、パッシブ中性子法による測定誤差は  $-30\% \sim +10\%$  であり、感度及び検出効率は良好とのこと。

その他、VLLW の処分の見解、放射性廃棄物特性の品質保証に係わる放射能測定装置の開発、スペインの廃棄物受入基準と方法論、放射性廃棄物特性の方法論と施設等の報告があった。

#### (4) Session - 4 (処分場、サイト、コスト、運転経験)

フィンランドは Loviisa 発電所 (PWR - 445MWe) と Olkiluoto 発電所 (BWR - 710MWe) を各2基の合計4基を保有している。これらの発電所から発生する低中レベル廃棄物は、各サイト毎に処理及び処分を行うことを基本方針としている。

Olkiluoto サイトの処分場は1993年から運転しているが、Loviisa サイトは1993年に処分場の建設に着手した。これら処分場は、前カンブリア紀の固い岩盤に建設されているので、立地的には問題がない。これら処分場は、発電所に隣接した敷地の地下100m にあり、廃棄物は処分場と発電所を結ぶ地下トンネルを介して搬送される。これら処分場の容積は、将来4基の発電所をデコミッショニングした廃棄物を処分できる大きさがある。

オランダは2基の原発を保有し、現在1基が停止中である。国土の地形上及び高い人工密度などの理由から、地上の高い一つの場所に廃棄物を集め、この貯蔵施設に100年間貯蔵した後に最終的に浅地層処分を実施する計画である。処分場の建設費は1~2B - US \$ と推定され、財源上、処分を行うことの要否を含め、施設の合理化を図るために IAEA の基本方針との整合性を考慮して検討しているところである。

イギリスの Nirex 社は、国内の低中レベル廃棄物処分のため、安全、環境の健全性に関するサービスを行うことや、全ての廃棄物処分のプログラムに関するアドバイザーとなることを目的としている。これを実施するに当たっ

て、安全評価に基づいた廃棄物の受入基準、IAEAの輸送基準に適合した廃棄物のパッケージの仕様及び指針を開発している。

ハンガリーはVVER-400の原発4基を運転中で、国内電力の40%を供給している。低中レベル廃棄物の処理処分の検討は、1992年から国家プロジェクトとして進められており、フェーズー1では廃棄物発生量の調査に基づいて、処分サイトの選定を実施中である。

予備検討では、Urenghultraがサイトとして選定され、1997年から地質的な詳細調査を開始したところである。サイトの選定に当たっては地元住民からの意見聴取と地域の承認を得ることを最優先とし、住民に必要な情報を提供してきた。

1997年施行の新ハンガリー原子力法では、廃棄物の処理処分は1998年に設立される予定の発電会社が実施することとなるが、それまでは国家プロジェクトとして進める。

その他、六ヶ所処分場運転経験、ドンレイのLLW処分、LLWの輸送（SFR）、LLW最終貯蔵の運転経験等の紹介があった。

#### (5) Session - 5 (処分、安全解析、浸出)

ドイツにおける多重バリアの安全解析・評価の手法、構成及び評価モデルの考え方の報告があり、種々評価を行うには実測データとその計算が必要で、幾つかの実施例の紹介があった。

ベルギーのLLW処分研究の一環として、LLWのインベントリー、処分施設設計の考え方、被ばくシナリオの評価結果について、特にガス発生問題が取り上げられ、二相流モデル説明やガスの透過に関するデータ及び、解析例が示された。深地層処分において、ガス発生が人間環境に重大な影響を及ぼすと結論づけた。

カナダのCANDU炉で発生する廃棄物の放射能インベントリーの大部分（99.5%）が、C-14を含むものであること、及びこれらの廃棄物をオンタリオハイドロのサイトで処分するための核種の浸出率に関するR&Dの報告があった。それによると、セメント固化体については、セメントを炭酸化したカルサイト（方解石CaCO<sub>3</sub>）成分がC-14の浸出を抑制するのに有効であった。

#### (6) Session - 6 (EL Cabril 処分場見学)

EL Cabril 処分場はスペイン南部のコルドバの北西100Kmに位置し、1992年に操業を開始し、現在に至っている。処分施設の基本はフランスのObe処分場を参考とし、再取出し可能な工学的浅地層処分施設として位置付けられている。

このサイトは、原子力委員会（JFN）の所有の鉱山で、1961年以来小規模な低レベル放射性廃棄物貯蔵施設として利用してきた。しかし、1986年ENRESA（国立放射性廃棄物公社）に移管され、以降ENRESAの管理サイトとなった。施設は三つのバリア（工学的バリア、人工バリア、天然バリア）で構成され、六ヶ所埋設センターと類似する。処分の対象廃棄物は低中レベル放射性廃棄物に限定されている。

処分場の特徴としては、焼却処理と圧縮処理の集中処理施設としての機能を有しており、廃棄物は220Lドラム缶で処分される。廃棄物は18本単位（3×3×2段）でコンテナに収納され、モルタルを充填後に処分場に搬入する。コンテナはピット単位で搬入し、1ピットに320個のコンテナ（220Lドラム缶 5,760本）が収納される。

### 5. Global'97 (International Conference on Future Nuclear System)

日本原子力学会、ANS日本支部、ANSのThe Fuel Cycle and Waste Management Divisionの共催で10月5日～10日の間、横浜パシフィコで開催された。

「先進的な核燃料サイクルによる新たな原子力時代への挑戦」を基調テーマに、プルトニウム利用や放射性廃棄物管理などを主要議題に行われ、会議最終日に、12月に京都で開催されるCOP3（二酸化炭素等削減計画）のための「気象変動枠組み条約第3改締約国会議」に向けた声明文「原子力発電の選択は地球規模の二酸化炭素増加の抑制に重要な貢献をなし得る」を発表した。

原子力施設のデコミッショニングに関する発表としては、

- ①放射性廃棄物政策及びナショナルプログラム
  - ②放射性廃棄物の処理、コンディショニング及びパッケージ
  - ③放射性廃棄物の貯蔵及び処分
- に関する発表があった。

以上のように、デコミッショニング、放射性廃棄物に関する国際会議は活発に行われており、これらの分野は益々重要になっていることから RANDEC としても情報を収集・整理し、発信できるように努力していきたい。

---

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17号 発行日：平成9年12月10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

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100  
TEL 029-283-3010, FAX 029-287-0022  
印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 029-282-7321

# **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 ;**

**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

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川1821番100東海外材ビル

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