

# デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

No.14 1996

## JPDR 特集 I

巻頭言：アジア地域諸国から期待される日本  
の放射性廃棄物対策

総 説：クリアランスレベルを巡る国際的動向  
：デコミッショニング廃棄物の分野拡大

# 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14号(1996年8月)

JPDR 特集 I

## －目 次－

### 卷頭言

アジア地域諸国から期待される日本の放射性廃棄物対策	1
	宮坂 靖彦

### 総 説

クリアランスレベルを巡る国際的動向	2
	吉田 芳和、山本 正史
デコミッショニング廃棄物の分野拡大	14
	石原 健彦

### JPDR 特集 I

JPDR 解体プロジェクトの概要と成果	24
	宮坂 靖彦

JPDR 解体実地試験－放射線遮蔽体の解体撤去－	34
	清木 義弘、小澤 一茂

JPDR 解体実地試験－原子炉格納容器等建家の解体撤去－	47
	清木 義弘、久保 隆司

### 技術報告

固体状放射性廃棄物の処分における廃棄体製作技術の実証と廃棄体の性能評価	60
	小堆 忠雄、平井 輝幸
	林 勝、谷本 俊夫

プルトニウム吸着材の開発	73
	三森 武男、高橋 英樹

# Journal of the RANDEC

No. 14, August 1996

## Special Issue I on JPDR Decommissioning

## CONTENTS

## Exposition

Present status on international approaches to develop clearance levels for radionuclides in solid materials and /or waste .....	2
Yoshikazu YOSHIDA and Masafumi YAMAMOTO	
Enlarged Field of Nuclear Decommissioning Waste .....	14
Takehiko ISHIHARA	
Summary and Results of The JPDR Dismantling Project .....	24
Yasuhiko MIYASAKA	
The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Activities	
-Dismantling of The Biological Shield— .....	34
Yoshihiro SEIKI and Kazushige KOZAWA	
The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Activities	
-Dismantling of the Reactor Enclosure and the Auxiliary Buildings— .....	47
Yoshihiro SEIKI and Takashi KUBO	
<b>Technical Report</b>	
Fabrication technology of waste package for low level radioactive solid	
waste and evaluation of the package .....	60
Tadao KOAKUTSU, Teruyuki HIRAI	
Masaru HAYASHI and Toshio TANIGUCHI	
Development of Pu adsorption by Fibrous Activated Carbon (FAC) .....	73
Takeo MIMORI and Hideki TAKAHASHI	

## SUMMARIES

Present status on international approaches to develop clearance levels for radionuclides in solid materials and/or waste

*Yoshikazu YOSHIDA and Masafumi YAMAMOTO*  
J. RANDEC, No. 14 (August 1996), page 2~13, 1 Figures, 9 Tables

International guidance on the clearance levels for radionuclides in solid materials and/or waste should be developed for rational disposal of very low level radioactive wastes and for their reuse and recycling.

International organizations such as IAEA and OECD/NEA have been discussing this subject, and several recommendations were made in this field. We reviewed these international approaches to develop clearance levels for radionuclides in solid materials and/or waste. An outlook on the introduction of these international recommendations into national regulatory system is also given, along with national approaches to this subject.

The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Activities  
—Dismantling of the Reactor Enclosure and the Auxiliary Buildings—

*Yoshihiro SEIKI and Takashi KUBO*  
J. RANDEC, No. 14 (August 1996), page 47~59, 10 Figures, 4 Tables

As the final stage of the JPDR decommissioning program, after the major components were removed from each building of JPDR, the dismantling activities proceeded to the decontamination of contaminated concrete surface and the final radiation survey of buildings. These activities were conducted to verify the developed techniques and the detailed procedures for decontamination, and to allow unrestricted use of the JPDR buildings.

Following the decontamination of buildings, the dismantling of each building was started. Before dismantling the buildings, the radiation control designations were changed. The buildings that contaminated embedded pipes were changed from first-class radiation controlled areas to second-class radiation controlled areas. On the other hand, the buildings that had no contaminated pipes were changed to uncontrolled areas. A first-class radiation controlled area allows the use of unsealed sources; thus, radioactive contamination may exist. A second-class radiation controlled area is one where only sealed sources are allowed.

Significant quantities of data and experience were obtained during these activities. The practical procedures for decontamination, the final survey of radioactivity, and the dismantling work of buildings were described in this report.

### Enlarged Field of Nuclear Decommissioning Waste

*Takehiko ISHIHARA*

J. RANDEC, No. 14 (August 1996), page 14~23, 8 Figures, 5 Tables

Originally nuclear decommissioning waste means the waste generated from decommissioning activities of nuclear reactor and related nuclear facilities. At the United States defense sites enormous quantities of nuclearly and chemically contaminated waste, mixed waste, have been generated from the ongoing Environmental Management Project. In the same time after ceasing of the cold war, big countries with nuclear weapons have been facing to new problems of dismantling surplus nuclear weapons and disposition of fissile materials under the nonproliferation conditions.

All the wastes generated from decommissioning activities of civilian and defense nuclear apparatus and facilities should be defined as decommissioning wastes, including environmental management waste and dismantled warhead waste.

New concepts and processes developed among these decommissioning activities should be valuable even in Japanese nuclear world with no military aspects.

### Fabrication technology of waste package for low level radioactive solid waste and evaluation of the package

*Tadao KOAKUTSU, Teruyuki HIRAI,*

*Masaru HAYASHI and Toshio TANIGUCHI*

J. RANDEC, No. 14 (August 1996), page 60~72, 11 Figures, 6 Tables

Low level radioactive solid wastes generating from nuclear power plant are classified into air and liquid-filter, articles of consumption, various parts of replacement and consumption materials generating during periodical inspections and so on. Therefore it is difficult to define such wastes univocally, because waste forms and contamination conditions are different respectively.

In order to bury these wastes into shallow land disposal site, it is necessary to understand waste properties, and to establish reasonable fabrication technology of waste package.

This report describes the outline of these studies.

## SUMMARIES

Summary and Results of The JPDR Dismantling Project  
*Yasuhiko MIYASAKA*  
J. RANDEC, No. 14 (August 1996), page 24~33, 7 Figures, 5 Tables

The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) dismantling project was successfully completed March 1996. This project had been conducted since 1981 under consideration of the long-term program for nuclear energy research, development and utilization for issued by the Atomic Energy Commission (AEC). It consisted of two phases ; research and development were performed on the key technology such as radioactive inventory estimation and remote dismantling in the Phase I program, then the developed techniques were applied to the actual dismantling of the JPDR in the Phase II program. Various know-how and data on the dismantling activities and developed techniques were obtained through the project. Especially remote dismantling by developed cutting techniques, waste management and implementation of site release procedures studied are useful experience for future decommissioning of commercial nuclear power plants.

This report describes the results and summary of the JPDR dismantling project.

Development of Pu adsorption by Fibrous Actuated Carbon (FAC)  
*Takeo MIMORI and Hideki TAKAHASHI*  
J. RANDEC, No. 14 (August 1996), page 73~81, 8 Figures, 6 Tables

Japan Atomic Energy Research Institute and Unitika Ltd. jointly developed an inorganic adsorbent, which can remove plutonium in reprocessing liquid waste and reduce a volume of the waste containing TRU by the incineration.

The inorganic adsorbent consists of 80 wt% fibrous adsorbent and 20 wt% inorganic binder, and be molded in the cartridge forms to be easily applied in the industrial fields. The fibrous adsorbent is improved so as to be more hydrophilic by the oxidation without decreasing the specific surface area of fibrous activated carbon. As the fibrous adsorbent is consisted of more than 90% of carbon, it is physically and chemically stable, and easily converted to CO<sub>2</sub> and H<sub>2</sub>O by the incineration. It is possible to expect useful applications from the standpoint of the volume reduction of the waste.

This paper introduces the plutonium adsorption and the incineration properties of the inorganic adsorbent.

The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Activities  
—Dismantling of The Biological Shield—  
*By Yoshihiro SEIKI, Kazushige KOZAWA*  
J. RANDEC, No. 14 (August 1996), page 34~45, 13 Figures, 5 Tables

Actual dismantling of the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) in the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) was started in 1986 and was completed by 1996. The objectives of dismantling activities are to obtain the data necessary for decommissioning of nuclear power reactors, to verify and confirm the developed techniques. By 1990, the highly activated components such as the reactor internals, the reactor pressure vessel (RPV) and the pipes connected to the RPV were already removed by remote operation using the newly developed dismantling techniques.

After removing the highly activated components, the dismantling activities proceeded to dismantling the concrete structures of the biological shield. The dismantling activities of the biological shield were started at September 1990 and were completed by January 1994. The inner protrusion of the biological shield which had high radioactivity was removed using the Diamond Sawing/Coring and the Abrasive Water Jet techniques with remote operation. The remaining biological shield which had low radioactivity and large amount of concrete was dismantled using the controlled blasting technique. These techniques were selected to minimize the radiation exposure of workers and to demolish powerfully the massive reinforced concrete structures.

Through the dismantling activities, various data on cutting performance, radiological safety, waste generation were collected. This report describes the dismantling procedure and the results of data analysis on dismantling of the JPDR biological shield.

## アジア地域諸国から期待される日本の放射性廃棄物対策



日本原子力研究所  
バックエンド技術部長

宮 坂 靖 彦

第6回アジア地域原子力国際会議の合意に基づき、昨年12月放射性廃棄物管理セミナーが東京で開催され、参加する機会があった。各国とも放射性廃棄物問題は、切実であり、日本の技術への期待は大きく、本セミナーを通じての技術支援の要望が、強く出された。アジア地域の最近の経済発展は目覚ましく、従来の研究炉利用、RI利用に加え、原子力発電への期待は大きく、中国では大規模な原子力発電計画が進められ、さらに、タイ、インドネシア等でも原子力発電の導入計画が検討されている。しかし多くの国では、RI廃棄物等の処理処分対策すら進んでいないだけに発電炉導入に当たって、放射性廃棄物問題が大きな課題の一つと見なされている。

ところで、日本を除くアジア諸国のエネルギー消費量の伸び率は、1971年から1992年で年平均5.3%と実質GNPの伸び6.3%を若干下回り推移しているが、電力消費では、8.6%と高い伸びを記録している。この傾向は将来も継続されるだろう。通産省の総合エネルギー調査会・国際エネルギー部会の中間報告(95年6月)によると、日本、韓国、中国等の11カ国のエネルギー需要は、1992年の石油換算15億tが、2010年には2倍の30億tに増大する。その需要増加分の48%が石炭により賄われる。現状では自給自足状況にある世界最大の石炭消費国である中国とインドが輸入国に転ずる可能性も指摘されており、予想もつかないエネルギー危機と環境問題に直面するかもしれない。

中国の1995年末時点での原子力発電設備容量は、約2百万KWにすぎないが、2010年で2千～2千5百万KW、2020年では4千～5千万KWとなる。中国全体で見ると補足的な役割であるが地域によっては、重要な主要電源設備として位置づけられている。また、放射性廃棄物対策は、IAEAの安全基準等を参考に、規制、規準整備を進める一方、最初の低・中レベル廃棄物処分場(北西部処分場)が今年中に建設され、来年から操業を開始する。さらに、第二の処分場も来年建設開始を予定し、日本との技術交流を希望している。

しかし中国以外の国々はまだ、処分場の開発の目処は立っていない。原子力バックエンド対策は今や、各國のRI利用、原子力開発の要であるだけに関心が高い。

JPDR解体プロジェクトは、平成8年3月無事完了したが、解体廃棄物対策に「放射性でない廃棄物」の考え方に基づき、解体物の約85%を再資源化にする道を開くことができた。また、極低レベルコンクリート廃棄物の埋設実地試験も実施し、簡易処分の方策もととのい、解体廃棄物対策の一定の前進を図ることができた。

さらに原研では、東海研究所の放射性廃棄物対策のため、高減容処理施設の整備計画を進めている。その第I期工事として大型廃棄物を解体分別し、保管する施設を建設中である。これに続く、金属溶融、雑固体溶処理などを実施する施設の概念設計を進めている。また、研究所廃棄物の最終処分方策の検討も、積極的に進めているところである。これらの技術や方策は、将来、諸外国へ向けて情報発進できるだろう。原子力エネルギー開発が廃棄物問題で足並みしている国が多いだけに、大いに寄与できる技術の確立に向け、前進させたい。

## クリアランスレベルを巡る国際的動向

吉田 芳和\*、山本 正史\*\*

### *Present status on international approaches to develop clearance levels for radionuclides in solid materials and / or waste*

Yoshikazu YOSHIDA and Masafumi YAMAMOTO

International guidance on the clearance levels for radionuclides in solid materials and/or waste should be developed for rational disposal of very low level radioactive wastes and for their reuse and recycling.

International organizations such as IAEA and OECD/NEA have been discussing this subject, and several recommendations were made in this field. We reviewed these international approaches to develop clearance levels for radionuclides in solid materials and/or waste. An outlook on the introduction of these international recommendations into national regulatory system is also given, along with national approaches to this subject.

#### 1. はじめに

放射性物質やその取扱い等によって受ける線量が極めて小さく、健康への影響、すなわち健康上のリスクが無視でき、それ以上の線量低減が不必要的場合に、放射線防護の規制に資源や費用を消費することは合理的ではない。したがって、資源を有効に活用するためには、放射線防護の規制除外(以下、「規制除外」という。)の概念を導入し、規制の対象から除くことが可能な放射能レベル等を設定することが合理的である。

当初このような放射能または線量のレベルはデミニミス(Deminimis, ラテン語で、検察官は些細なことに関与しないの意)と呼ばれたが、その後 IAEA における廃棄物の陸地処分への適用の検討に当たって、放射線防護の規制を除外することが合理的であることを表現するため、規制除外(Exemption)という用語が用いられるようになった。最近では、放

射性廃棄物の規制除外や再利用に対して、クリアランス(Clearance from regulatory control)という用語が使われるようになったが、これは課せられている規制の解除の意で、コンシューマプロダクトや小線源等当初から規制除外されているものと区別するために導入されたものである。ただし、その基礎となる線量基準(規制除外線量基準)は同じである。

なお、自然放射線源等について本来規制対象外として扱うことは Exclusion と称している。

ここでは、特に区別する必要のある場合を除いて Exemption と Clearance を区別せずに規制除外ということとする。

IAEA では、その発足後間もなく海洋投棄の問題が取り上げられて以来、放射性廃棄物の規制除外レベル(放射能濃度または量)<sup>①</sup>や規制除外線量基準<sup>②</sup>についての検討が行われてきた。

これらの検討を経て、放射線源や行為についての規制除外に対する原則が IAEA の安全指針 SS-89<sup>③</sup>

\* 財團法人 放射線計測協会(Institute of Radiation Measurements)

\*\* 財團法人 原子力環境整備センター(Radioactive Waste Management Center)

(以下、SS89という。)として刊行された。この原則と線量基準は、最近刊行されたIAEAの基本安全基準<sup>4)</sup>(Basic Safety Standards、以下、BSSという。)にも取り入れられている。

この原則の放射性廃棄物や施設解体に伴う資材の再利用基準への適用については、IAEAのほか、EC等においても検討されている。

一方、国際放射線防護委員会(ICRP)は、その専門委員会4の報告書(ICRP Publ. 46)<sup>5)</sup>の中で規制除外線量基準とその基本的考え方を示したが、基本的には上記のSS89に示される原則と同じである。

わが国においても、放射性廃棄物の浅地中処分における規制除外線量が放射線審議会基本部会の報告書(昭和62年12月)<sup>6)</sup>として策定され、放射性廃棄物の規制除外の基礎となる線量基準が示された。

本稿では、放射性廃棄物の規制除外レベル設定の基礎となる規制除外線量とその考え方、およびその放射性廃棄物の処分や原子力施設の解体廃棄物への適用について、国際機関や各國における最近の動向について述べる。なお、規制除外に関する従来の経緯および解体物の規制除外レベルについては、本誌等<sup>7,8)</sup>にも紹介されているので、参照していただきたい。

## 2. 放射線防護の規制除外と線量基準

規制除外の原則に関するIAEAの指針SS89に基づいて、規制除外線量基準とその基本的考え方の要点を述べる。

SS89は廃棄物以外のものも対象とし、BSSの規制、すなわち届出、登録および許可の除外について策定されたもので、BSSの最新版には本考え方と規制除外線量が示されている。

なお、既述のように本考え方および線量基準は規制除外(Exemption)のほか、規制解除(Clearance)の基礎となるものである。

### 2.1 規制除外の基本的要件<sup>3)</sup>

本来は放射線防護の規制の対象となる線源や行為を規制除外の対象とするためには、2つの要件を満足する必要がある。

- ① 個人に対するリスクが規制対象とすることが適切でないほど十分に小さいこと。
- ② 規制のための費用を含めて放射線防護の観点

から最適化されていること。

ここで、行為は“ある一定の目的をねらいとし、放射線被ばくを伴う1組の連続した継続する活動、あるいは類似したそのような活動のいくつかの組合せ”、また、線源は“実在物であってその取扱いや処分を伴う一連の活動が行為を構成することになるもの”と定義されている。

規制除外の対象となる行為としては、コンシューマプロダクトの使用、販売、低レベル放射性固体廃棄物の埋立地への処分や焼却処理、および施設の解体によって生ずる資器材の再使用または再利用がある。この場合、コンシューマプロダクトの種類別の線源群や処分される廃棄物(サイトごと)が線源に相当する。

### 2.2 規制除外線量基準<sup>3)</sup>

1つの線源または行為が次の2つの条件を満足する場合は規制除外の対象とすることができる。

- ① 個人の受ける線量(被ばく線量が最大になるグループの平均線量)が約 $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ を超えないこと。
- ② 放射線防護上最適化された選択肢の1つであること。

ただし、集団線量の算定結果が数人・Sv以下または連続する行為に対して、1年間の行為により預託される集団線量が約1人・Sv以下の場合、最適化についての詳細な評価は必要ない。

ここで、線量は外部被ばくによる実効線量当量と内部被ばくによる預託実効線量当量の和を意味する(以下同じ。)。

### 2.3 規制除外線量基準の根拠<sup>3,5)</sup>

#### (1) 個人線量基準

個人に対して無視できるリスクは、年当たり $10^{-6}$ から $10^{-7}$ であるということが一般的な見解であり、これは致死ガンおよび遺伝的影響のリスク係数として $10^{-2}/\text{Sv}$ を用いると $10\sim100\mu\text{Sv}/\text{y}$ の線量に対応する。また、この線量値は自然放射線から受ける線量(年間約2mSv)の変動範囲と比較して小さい、すなわち自然放射線量の1~数%(20~100 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ )は無視し得ると考えることができる。そこで、個人にとって無視し得る線量は数10~100 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ と考えてよい。この線量は公衆に対する線量限度の

数%である。

さらに数個以上の行為からの影響が、同じ決定集団の個人に重複して及ぶ可能性もあることを考慮し、規制除外の対象とする個々の線源または行為による個人線量は、約 $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ とする。

## (2) 最適化の評価を必要としない集団線量

個人線量と集団線量が十分に小さい場合には、最適化を行う費用それ自体が健康障害の低減に対応する費用より大きくなり得る。そのような状況では、費用一便益分析を厳密に行うまでのことはなく、その線源や行為は最適化された選択肢であるとして規制除外できる。経験によるとその集団線量の値は、最適化手続きの費用として必要な少なくとも数1,000ドルと、人・Sv当たりの最小価格約1,000ドルとから、数人・Svのオーダーとなる。すなわち、この値以下では最適化されているとみなしえるとしている。

なお、1人・Svの線量は、対象集団中で1件でも重篤な健康影響が生ずる確率が数%であることも関係している。

## 2.4 規制除外レベルの算出と留意事項<sup>3)</sup>

規制除外レベルは上記の規制除外線量に基づいて算出されるが、その際、環境保全等関連する国の諸規定や社会的・経済的要因をも考慮しなければならない。

被ばくシナリオと計算モデルについては、①規制除外される行為の特性および行為に伴う線源の特性、②発生が考えられるすべての経路、③作業者と公衆の線量について、平常時と事故あるいは誤用いずれの場合をも考慮する必要がある。

また、線量計算における仮定を担保するためには、①年当たりに規制除外される放射能の全量の制限、②処分場の指定や、③大きな個人線量を与えるような製品に廃棄物が再利用されないことをより確実にするため、例えばスクラップ等の販売先の業種の認定等が必要である。

## 3. 国際機関等における検討の経緯

規制除外レベルの国際基準については、IAEA、OECD/NEA、EU(EC)において検討されている。それぞれの検討経緯の概要について以下に述べる。

### 3.1 IAEAにおける検討

IAEAは、国際的に整合性のとれた規制除外に関する対応策および基準の必要性から、以下のような関連出版物を刊行している。

- ・ 海洋環境への放射性廃棄物の処分[IAEA-TEC DOC-244(1981)]<sup>10)</sup> (海洋処分の規制除外の検討…考え方のみ)
- ・ 陸地環境への放射性廃棄物の処分[IAEA-TEC DOC-282(1983)]<sup>10)</sup> (陸地処分の規制除外の検討…考え方のみ)
- ・ 放射線源および行為の規制上の管理からの除外－中間報告[IAEA-TECDOC-401(1987)]<sup>10)</sup>  
(陸地処分の規制除外の検討…考え方および規制除外濃度試算値)

IAEA技術文書TECDOC-401では、規制除外の考え方方が第I部、埋立処分および焼却処分に関する規制除外放射能濃度(以下、規制除外濃度という。)の試算が第II部に示されている。

TECDOC-401第I部に示された規制除外の考え方については、各種のコメント、異なった考え方があり、暫定的な取りまとめとして位置付けられた。その後、これらの問題点の解決のための国際的検討が行われ、その結果が既述のSS89として取りまとめられた。したがって、以上の各出版物は、SS89刊行の基礎をなすもので、その刊行に至るまでに10年近い検討の歳月を要している。

一方、1988年にIAEA事務局長より放射性廃棄物管理に関する特別の安全シリーズの創設提案があり、1988年4月に開催されたIAEAの国際放射性廃棄物管理諮問委員会(INWAC: International Radioactive Waste Advisory Committee)第1回会合で放射性廃棄物安全基準(RADWASS: Radioactive Waste Safety Standards)計画として承認され、同計画がIAEA内で発足した。

RADWASS計画の中では、原子力施設から発生する汚染物質の再利用および再使用に対する規制除外濃度等を明かにした文書が安全実施細目(Safety Practice)<sup>11)</sup>として出版されている。

これに引き続き、病院・研究所でのRI利用により発生する廃棄物の再利用および再使用に関する報告書が同じくSafety Practiceとして発刊される予定である。これらの再利用および再使用に関する規制除外濃度の検討は、RADWASS計画発足以前の

TECDOC-401の検討では含まれていなかった。

さらに、これらの検討を総合的に取りまとめた安全指針(Safety Guide)を策定するために、処分あるいは再利用に拘らず一般的に適用できる規制除外濃度、すなわち、規制除外後の用途あるいは最終的な処分先に無関係な一連の規制除外濃度について1991年以來検討された。その結果、約3年後に正式なSafety Guideとして出版することを目標に、当面、コメントを求めるための中間的な報告書の位置付け

### 3.2 ECにおける検討

ECには、イギリス、フランス、ドイツ等の欧州諸国が加盟しており、欧洲原子力共同体の設立を定めた条約の31条に基づき、加盟国の学識経験者の中から科学技術委員会によって指名された科学者グループの意見を聴取して、EC委員会が作成した「電離放射線の危険から一般公衆と作業員の健康を防護するための基本安全基準」があり、これを加盟国共通の放射線防護の基本原則としている。

で、技術文書IAEA-TECDOC-855<sup>12)</sup>が出版された。

以上のIAEAの出版物の検討は、専門家や各国の規制当局の代表者等から構成される国際的な諮問委員会やコンサルタント会合で審議されており、以下に述べるOECD/NEAやEC等の国際機関からも検討に参加しており、国際的な整合性が重視されている。

IAEAが、BSSの規制除外の検討を行っているのと同様に、ECにおいても、規制除外により再利用された物品がEC域内を流通すると考えられるところから、ECの基本安全基準からの規制除外の統一的検討が上記の枠組の中で行われている。年間1万トンの再利用を前提に、IAEAの規制除外線量基準と同じ条件から導いた、鉄の再利用および再使用に関する規制除外濃度および表面密度の基準値を1988年に勧告している(Table 3.1)<sup>13)</sup>。

Table 3.1 Recommended clearance levels for recycling steel scrap and equipment<sup>13)</sup>

Type of activity	Clearance level for the mass activity concentration	Clearance level for the surface activity concentration
$\beta, \gamma$	1 Bq/g averaged over a maximum mass of 1000 kg (a)	0.4 Bq/cm <sup>2</sup> for non-fixed contamination on accessible surfaces (b)
$\alpha$	N/R (c)	0.04 Bq/cm <sup>2</sup> (b)

(a) no single item may exceed 10 Bq/g

(b) averaged over any area of 300 cm<sup>2</sup> of any part of the surface

(c) N/R : no value is recommended

この1988年の勧告は、最近見直されており、銅およびアルミニウムの再利用も含めた改訂版が近日中に発行される予定であること、さらに、コンクリートを含めた同様の基準を勧告する予定になっていることが報告されている<sup>14)</sup>。

### 3.3 OECD/NEAにおける検討<sup>15,16)</sup>

OECD/NEAでは、1985年にデコミッショニングに関する協力計画が発足し、現在のところ、12カ国からの30プロジェクトが同計画によって取り上げ

られており、原子力施設のデコミッショニングに関する国際フォーラムを形成している。この中では、デコミッショニングによって発生する廃棄物の量を低減化することの重要性が認識されており、廃棄物を処分せずに再利用することが有効な手段と考えられている。

そこで、1992年には、デコミッショニングに関する協力計画の枠内に「原子力施設からの物質の再利用および再使用の検討のためのタスクグループ」が設立され、再利用および再使用に関する基準の検討

等が行われている。IAEA や EC の検討では放射線によるリスクのみが考慮されていたのに対し、OECD/NEA タスクグループでは、放射線以外のリスク要因も考慮している点が特徴的である。

本検討では Fig.3.1<sup>15)</sup>に示すように、放射能レベルに応じて A～E の 5 段階の再利用、再使用のフローが想定され、放射能レベルに応じた段階的管理手順により、再利用可能量の拡大を図ることとしている。すなわち、放射線管理対象外の一般の環境に直接放出される最も放射能レベルの低い段階(A～B)のほかに、放射線管理下での溶融を条件とする(C)、あるいは、一般の環境での用途を限定する(D)ことによって、より高いレベルの資材を再利用可能としている。さらに、E 段階のものは、放射線管理下での再利用のみが想定されている。

また、再利用、再使用によるリスクの考察では、従来は放射線学的リスクのみが関心となっていたのに対し、再利用の代替策として処女資源から再利用量相当の金属を供給するとして、両者の潜在リスクを比較しており、放射線学的なりスクよりもむしろ非放射線学的リスクにおいて再利用の優位性を示唆

する評価結果が得られている(Table 3.2)<sup>15)</sup>。

同タスクグループでは、今後も再利用の実現化に向けた検討を進め、再利用に関する規制除外の国際的なコンセンサスを目指して共同作業を続けていく予定になっている。

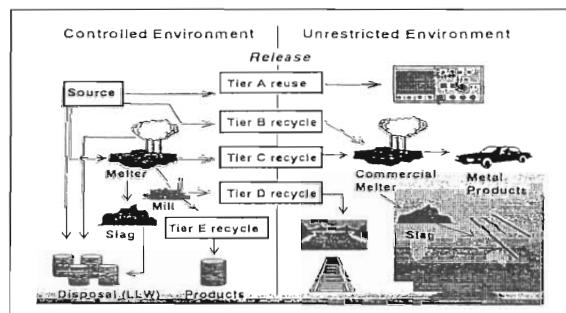


Fig.3.1 Proposed scheme for management of material from nuclear facilities<sup>15)</sup>

Table 3.2 Summary of health risks from the radioactive scrap metal management alternative<sup>15)</sup>

Health risks from radioactive scrap metal management alternatives		
Impact categories	Recycle/reuse	Dispose and replace
Radiological risk <sup>a</sup>	10 <sup>-7</sup> to 10 <sup>-6</sup> fatal cancer risk to metal workers and public ; 10 <sup>-2</sup> to 10 <sup>-1</sup> population risk per year of practice	Potential elevated cancer risk to miners
Nonradiological risks <sup>a</sup>		
Accidents(workplace)	About 7 fatalities or serious injuries to workers	About 14 fatalities or serious injuries to workers
Accidents(transportation)	10 <sup>-2</sup> fatality risk to workers and public	10 <sup>-2</sup> fatality risk to workers and public
Chemical exposure from smelting <sup>b</sup>	10 <sup>-3</sup> fatal cancer risk to workers ; 10 <sup>-4</sup> to public	10 <sup>-3</sup> fatal cancer risk to workers ; 10 <sup>-4</sup> to public
Chemical exposure from coke production	None	1 fatal cancer risk to workers ; 10 <sup>-2</sup> to public

<sup>a</sup> Risk estimates represent maximum individual lifetime risk associated with a 50000 t throughput, operated so that individual dose does not exceed 10  $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ .

<sup>b</sup> Maximum individual lifetime risk of cancer fatality resulting from one year of exposure at the maximum permissible concentration (U. S. ).

#### 4. 規制除外濃度

ここでは、規制除外濃度として具体的にどのような値が勧告されているのかを示す。規制除外濃度は、2.4項で述べたように、被ばくシナリオと計算モデルから、規制除外線量基準に相当する核種ごとの濃度として求められる。想定されるシナリオが複数あれば、シナリオごとの規制除外対応濃度のうちで最も低い濃度値を与えるシナリオに基づく規制除外濃度を利用することにより、ある範囲のシナリオに対して単独の規制除外濃度を与えることができる。

線量評価のシナリオは廃棄物としての処分を想定したものと、資器材としての再利用、再使用を想定したものに大別できるが、IAEA の TECDOC-855 では、これらを包括したものとして無条件(unconditional)の規制除外レベルを提案している。

規制除外濃度は、原子力施設から発生する固体物質一般を対象としたものとなっている。しかし、以下の理由により、原子力施設の設備更新や解体に伴って発生する資器材あるいは廃棄物に適用することがより実際的と考えられる。なお、運転中に発生する多種、少量の固体廃棄物等の場合は、必ずしも以下の事項があてはまらない。

- ① 解体等により規制除外対象となる廃棄物あるいは資器材が大量に発生し、金属、コンクリート等の種別に、比較的均質のまとまった量が発生すること。(→再利用等が容易にできる。)
- ② 解体等により発生するものは、汚染の履歴等が明らかであり、汚染部分と非汚染部分の分離が必要な場合の対応も可能であること。(→除染、放射能レベルの確認が容易にできる。)

##### 4.1 廃棄物の処分の規制除外濃度

廃棄物としての処分を想定した規制除外濃度は、TECDOC-401において最初に試算された。想定されている線量評価シナリオは、ゴミ埋立処分、トレンチ火災、地下水移行、跡地建設、跡地居住、焼却処理等のシナリオである。TECDOC-401においては、これらのシナリオの中で最も低い規制除外濃度を与えるシナリオによる規制除外濃度を、制約的規制除外濃度として評価対象核種ごとに示している。

TECDOC-855では、他の研究による規制除外濃

度の報告値も含めて濃度の算定方法および算定値の比較検討や整合性の評価が行われている。処分に関しては、一般的埋立処分と一般的焼却炉による焼却の2種類の処分シナリオの区分について検討されている。その中で TECDOC-401の評価は、埋立処分の跡地居住シナリオの評価パラメータの一部に他研究に比べて数10～数100倍厳しいものがあるが、これを除いては全般的に妥当とされている。Table 4.1 と 4.2<sup>12)</sup>に、TECDOC-855で行われた処分シナリオに関する規制除外濃度の検討に用いられた表の中から、わが国の政令濃度上限値が示されている核種に対応する値を示す。ただし、評価上の前提やパラメータが必ずしも適切でないとして、TECDOC-855の最終的な検討では考慮対象から外されたものは除いた(Table 4.4, 4.5においても同じ。)。

Table 4.1 Excerpted summary of results of studies on clearance levels for landfill disposal (Bq/g)<sup>12)</sup>

Radionuclide	Range
H-3	$2 \times 10^3 \sim 3 \times 10^4$
C-14	$1 \times 10^2 \sim 8 \times 10^2$
Co-60	$5 \times 10^{-1} \sim 1 \times 10^1$
Ni-63	$1 \times 10^4 \sim 5 \times 10^4$
Sr-90	$2 \times 10^0 \sim 3 \times 10^2$
Cs-137	$1 \times 10^0 \sim 2 \times 10^1$
Eu-152	$1 \times 10^0 \sim 3 \times 10^0$
Am-241	$3 \times 10^{-1} \sim 2 \times 10^2$

Table 4.2 Excerpted summary of results of studies on clearance levels for disposal by incineration (Bq/g)<sup>12)</sup>

Radionuclide	Range
H-3	$4 \times 10^4 \sim 1 \times 10^6$
C-14	$1 \times 10^2 \sim 3 \times 10^3$
Co-60	$5 \times 10^{-1} \sim 9 \times 10^1$
Ni-63	$9 \times 10^4 \sim 4 \times 10^5$
Sr-90	$5 \times 10^1 \sim 3 \times 10^2$
Cs-137	$3 \times 10^0 \sim 4 \times 10^1$
Eu-152	$3 \times 10^0$
Am-241	$2 \times 10^{-1} \sim 1 \times 10^0$

#### 4.2 再利用資器材の規制除外濃度

資材としての再利用、器材類の再使用を想定した規制除外濃度については、RADWASS計画の最初の出版物となったSS-111-P-1.1<sup>11)</sup>では、鉄、アルミニウムおよびコンクリートの素材としての再利用、建屋および工具・機器類の再使用を想定した核種ごとの評価が行われている。P-1.1の詳細につい

ては、すでに本誌<sup>7)</sup>に紹介されているので、ここでは総括的な結果の表のみをTable 4.3<sup>11)</sup>に示す。

再利用に関しても、TECDOC-855において、他の研究による報告値も含めて、規制除外濃度の算定方法および算定値の比較検討および整合性の評価が行われている(Table 4.4)<sup>12)</sup>。

Table 4.3 Composit summary of ranges of limiting exempt quantities for the recycle and reuse of contaminated materials<sup>11)</sup>

Radionuclide group	Recycle or reuse category	Overall range of estimated exemption level	Overall range of acceptable amount for recycle (t)
Alpha emitters	Metal/concrete recycle	0.1 - 10 Bq/g	$10^3 \sim 10^6$
	Reuse(surfaces)	0.1 - 10 Bq/cm <sup>2</sup>	—
Photon emitters	Metal/concrete recycle	0.1 - 1 Bq/g	$10^3 \sim 10^6$
	Reuse(surfaces)	0.1 - 10 Bq/cm <sup>2</sup>	—
No-photon emitters	Metal/concrete recycle	10 - 100 Bq/g	$10^3 \sim 10^6$
	Reuse(surfaces)	10 - 100 Bq/cm <sup>2</sup>	—
Other low dose	Metal/concrete recycle	$10^3 \sim 10^5$ Bq/g	$10^3 \sim 10^6$
	Reuse(surfaces)	$10^2 \sim 10^4$ Bq/cm <sup>2</sup>	—

Table 4.4 Excerpted ranges of results obtained from reuse analyses (Bq/g)<sup>12)</sup>

Radionuclide	Range
H-3	$3 \times 10^3 \sim 1 \times 10^6$
C-14	$1 \times 10^2 \sim 7 \times 10^3$
Co-60	$6 \times 10^{-2} \sim 9 \times 10^1$
Ni-63	$8 \times 10^3 \sim 1 \times 10^6$
Sr-90	$2 \times 10^0 \sim 2 \times 10^3$
Cs-137	$2 \times 10^{-1} \sim 9 \times 10^1$
Eu-152	$1 \times 10^{-1} \sim 5 \times 10^1$
Am-241	$8 \times 10^{-2} \sim 2 \times 10^2$

TECDOC-855においては、最終的に、処分および再利用に係るすべてのシナリオに適用できる規制除外濃度の評価値から、処分あるいは再利用に拘らず適用可能な規制除外濃度が提案されている。TECDOC-855で提案されている全核種の規制除外

濃度(無条件といっている)をTable 4.5<sup>12)</sup>に示す。この表にない核種については次の式による評価が提案されており、複数の核種が存在する場合には、各基準値との比(各核種濃度/各核種濃度基準値)の和が1を超えてはいけないとしている。

規制除外濃度(Bq/g)

$$= \text{Min.} [1 / (E\gamma + 0.1E\beta), \text{ALI}_{\text{inh}}/10^3, \text{ALI}_{\text{ing}}/10^5]$$

ここで、各記号の意味は以下のとおりである。

$$\text{Min.} [a, b, \dots, n] = a, b, \dots, n \text{ の最小値}$$

$E\gamma$ = $\gamma$ 線の実効エネルギー(MeV)

$E\beta$ = $\beta$ 線の実効エネルギー(MeV)

ALI<sub>inh</sub>=吸入年摂取量限度(Bq)

ALI<sub>ing</sub>=経口年摂取量限度(Bq)

Table 4.5 Derived unconditional clearance levels<sup>12)</sup>

Ranges of activity concentration (Bq/g)	Radionuclides <sup>a</sup>					Representative single values of activity concentration (Bq/g)
0.1	Na-22	Nb-94	Eu-152	Th-230	Np-237	0.3
	Na-24	Ag-110m	Pb-210	Th-232	Pu-239	
	Mn-54	Sb-124	Ra-226	U-234	Pu-240	
	Co-60	Cs-134	Ra-228	U-235	Am-241	
<1.0	Zn-65	Cs-137	Th-228	U-238	Cm-244	
≥1.0	Co-58	Sr-90	In-111	Ir-192	Po-210	3
<10	Fe-59	Ru-106	I-131	Au-198		
≥10	Cr-51	Tc-99m	I-125	Ce-144	Pu-241	30
<100	Co-57	I-123	I-129	Tl-201		
≥100	C-14	Cl-36	Sr-89	Tc-99		300
<1000	P-32	Fe-55	Y-90	Cd-109		
≥1000	H-3	Ca-45	Pm-147			3000
<10000	S-35	Ni-63				

<sup>a</sup> Radon-220 and radon-222 were not considered in this classification.

上述のように、IAEA の基本方針は、核種ごとに最終的な措置の方法に無関係な单一の無条件規制除外濃度を与えるというものであるが、OECD/NEA や EC の検討の流れは、一部条件付きにして緩和された濃度基準も与え得るとする柔軟な規制を指向している。

例えば、EC で見直されている規制除外濃度基準は、再利用を前提としたものであり、さらに、溶融を介さない直接再利用と、溶融を介した再利用に分けて基準が提案されており、溶融を介した再利用の方が若干緩和された基準となっている(Table 4.6)<sup>14)</sup>。

Table 4.6 Proposed nuclide-specific clearance levels for a) metal scrap recycling and b) direct reuse of metal items<sup>14)</sup>

Radionuclide	a) Recycling		b) Direct reuse
	Mass specific (Bq/g)	Surface specific (Bq/cm <sup>2</sup> )	Surface specific (Bq/cm <sup>2</sup> )
H-3	1,000	100,000	10,000
C-14	100	1,000	1,000
Co-60	1	10	1
Ni-63	10,000	1,000	1,000
Sr-90	10	1	10
Cs-137	1	100	10
Eu-152	1	10	1
Am-241	1	0.10	0.10

#### 4.3 海外諸国における規制除外の事例<sup>14)</sup>

一方、以上のような国際的検討に並行してあるいは先行して、規制除外に関する国内的な規制や制度を制定・運用している国もいくつかある。その多くは、原子力施設の解体に関連したもので、解体物を放射線管理の規制から除外するためには、各國とも管轄当局への報告とその事前認可を必要とするとしているが、規制除外のために必要とされる報告および事前認可の手続きや規準は、国によって多少異なることもある。

##### (1) 英国の例

英国では、1986年に放射性物質(低レベル放射能物質)規制除外令(行政機関命令 No. 1002)によって、 $0.4\text{Bq/g}$ 以下の放射能濃度の固体物質については放射性とみなさず取り扱える規則が制定された。この規制除外は、規制当局の王立汚染検査局(HMIP)の認可と監視を必要とする。

その適用例としては、Capenhurst ガス拡散プラントの解体によって発生した数万トンのアルミニウム、鋼鉄およびキュプロニッケル合金が、規制除外令に従って1993年までに一般のスクラップ市場に出されているという例がある。放射能濃度が十分低いために、これらの金属は溶融することを必要条件とするものではないが、実際には大部分が溶融されることとなる。

また同プラントの解体から、 $0.4\text{Bq/cm}^2$ 以下のコンクリート解体片が約46,000トン発生し、これも規制除外令の下にサイト外に放出された。

一般に、原子力施設の解体によって発生した建物の材料の大部分は、新しい道路や建築物の基礎工事に使用されるか、埋立地で処分されるかのいずれかである。

##### (2) ベルギーの例

ベルギーでは、表面密度の規制除外レベルを EC の勧告値と同一レベル(Table 3.1)として、 $\beta/\gamma$ 核種では、 $0.4\text{Bq/cm}^2$ 、 $\alpha$ 核種では、 $0.04\text{Bq/cm}^2$ としている。

これに基づいて Eurochemic 再処理工場の解体から発生した18トンの鋼鉄が除染され、一般市場で再利用できるインゴットに鋳造されるために、スウェーデンの Studsvik 研究所に送られた。当局の承認が得られれば、さらに、再処理工場の主建屋から発生する309トンが同様の処理を受けることになる。

建物全体の規制除外には、内壁のモニタリング、また必要な場合には除染が要求される。

##### (3) ドイツの例

ドイツでは、放射線防護委員会によって、表面密度と放射能濃度の基準値( $0.37\text{Bq/cm}^2$ および $0.33\text{Bq/g}$ , Co-60相当)の両方が満たされることが要求されている。これらの値は、英國の規制除外濃度とおよそ一致するものである。

現在までに約8,000トンの金属(ステンレス鋼、軟鉄、銅および復水器の真鍮)が Gundremmingen にあった250MWe の BWR (KRB-A) の解体プロセスにおいて規制除外されている。

KRB-A の基礎および内部構造の解体によって約29トンのコンクリート断片が発生した。これらのコンクリートは、その放射能濃度に応じて5つの区分に分類され、当局は、放射能濃度の低い方から3つの区分について、規制除外して一般の埋立地で処分することを認めている(Table 4.7)<sup>14)</sup>。

Table 4.7 Sentencing of concrete rubble at KRB-A<sup>14)</sup>

Contamination class	Activity (Bq/g)	Mass (kg)	Disposal
I	0.37	9699	18727kg
II	1.0	4894	licensed release
III	2.0	4134	to conventional landfill
IV	5.0	7720	10477kg
V	>5.0	2757	radioactive waste

## 5. わが国における検討状況

わが国においても、規制除外対象廃棄物のレベル設定の基本的考え方とその適用方針等について、原子力委員会や原子力安全委員会の専門部会等で長年にわたって検討がされてきた。その結果以下に述べるように、規制除外線量が指針として定められたが、その廃棄物や再利用等への適用についてはまだ検討の段階である。

### 5.1 放射性固体廃棄物の規制除外線量

放射線審議会基本部会は、昭和62年12月に策定し

た報告書「放射性固体廃棄物の浅地中処分における規制除外線量について」<sup>6)</sup>において、わが国における浅地中処分における規制除外線量の基準として、公衆の個人の線量として $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ を用いるのが妥当としている。この線量基準とその基本的考え方とは、廃棄物の規制除外や再利用基準の設定の基礎にもなるものである。

この報告書は、原子力安全委員会の「放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基本的考え方について」(昭和60年10月)<sup>17)</sup>における放射性固体廃棄物の浅地中処分の基本的考え方、すなわち、管理期間終了後は公衆の受けける線量が被ばく管理の観点から処分場を管理する必要のない低い線量になることを基本とする考え方を参考にして作成されたものである。

この規制除外線量基準および基本的考え方は、ICRP Publ. 46やIAEAの上級専門家グループの声明<sup>2)</sup>に準拠したもので、SS89とも基本的に一致する。

## 5.2 放射性固体廃棄物の規制除外濃度(下限値)

放射性固体廃棄物の規制除外濃度は、放射性廃棄物としての管理を必要としないレベルで、埋設処分に当たって廃棄物埋設事業の許可を受けなければならぬ放射性固体廃棄物の放射能濃度の下限値(未制定)もその1つである。

放射性固体廃棄物の下限値は、上記の原子力安全委員会の「基本的考え方」に基づいて次のように設定されることが考えられた。<sup>17)</sup>

① 下限値は廃棄物の種類(形態)ごとに、その廃棄物の処分に伴う放射線被ばくの線量評価モデルを設定し、織り込まれるパラメータの値を適切に選択した上で、処分された廃棄物に起因する被ばく線量が被ばく管理の観点からは拘束する必要のない線量となる放射能濃度を計算することによって設定される。

その際、自然界に定常的に存在する放射性核種の濃度も参考にすることが考えられる。

② 下限値は放射性核種の種類ごとに計算されるが、基準値として用いるためには、放射性核種のグループごとにまとめて設定し、有意な単位数量当たりの値として定めるのが実際的である。

この濃度下限値の設定に当たっては、より慎重な対応を要することから、原子力安全委員会の放射性廃棄物安全基準専門部会においても引き続き検討が進められることとなったが、具体的な値が設定されるには至っていない。

その理由としては、規制除外廃棄物の放射能濃度については、IAEAにおいてもコメント用の中間報告としての技術文書(IAEA-TECDOC-855)が最近(1996年1月)になってようやく出版された段階で、指針としての刊行には至っていない等、国際的にも今なお基準化のためのコンセンサスを求めている段階であることが挙げられる。また、国内的にも、規制除外廃棄物の発生が本格化する時期に至っていないことも理由の1つとして挙げられるだろう。

その後、放射性廃棄物安全基準専門部会では、日本原子力研究所の動力試験炉(JPDR)の解体作業の本格化等を考慮し、「原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物の大部分の物は放射能レベルが極めて低く、物理的・化学的に安定であること等から、容器に固型化せずにコンクリートピット等の人工構築物を設置しない処分場に埋設し、また、放射能濃度の低減を期待する期間(管理期間)を50年とした処分方法(いわゆる素掘りトレンド処分方式)の放射能濃度上限値」等の検討を実施した。また、この検討に付随して、「原子炉施設の解体等に伴って発生する固体状の廃棄物のうち『放射性廃棄物でない廃棄物』の範囲に関する考え方」についても検討し、これらの検討結果は、原子力安全委員会の「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次中間報告)」(平成4年6月)<sup>18)</sup>として取りまとめられた。

この第2次中間報告の基準値や考え方に基づいて、JPDRの解体によって発生した極低レベルコンクリート廃棄物は、東海研究所において素掘りトレンド方式による処分の安全性を実証するために埋設処分されている。また、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判定されたコンクリート<sup>19)</sup>は、一部がJPDR解体跡地の埋戻し材として使用されたほか、再生資源として利用することが予定されている。

なお、「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方が発表された翌年、PWR型炉の蒸気発生器取替工事で発生した建屋コンクリート(外部遮へい壁板開口部切断コンクリートや原子炉補助建屋開口部抜幅切断

コンクリート)は、「放射性廃棄物でない廃棄物」として取り扱うこととされ<sup>20)</sup>、各発電所構内に埋設されている。

以上のように、わが国においては規制除外濃度基準は未だ制定されてはいないが、原子炉施設の解体等に伴って発生する極低レベル放射性コンクリート等一部の廃棄物については、合理的な取り扱いの基準あるいは考え方が整備されつつある。

## 6. あとがき

以上に述べたように、国際機関においては規制除外レベルすなわち放射性廃棄物や再利用についての規制除外濃度の基準に関する指針類が整備されてきている。また、原子炉施設の解体廃棄物等に関して、一部これらの基準に準じた運用等を実施している国もある。

わが国では、規制除外濃度基準は未だ制定されておらず、当面は第2次中間報告の素掘りトレンチ処分方式の適用のほか、「放射性廃棄物でない廃棄物」の区分の適用による廃棄物量の低減化で対応することが考えられるが、IAEA等の国際基準のコンセンサス形成過程と並行して、わが国における適用が円滑に導入できるよう、濃度基準や規制除外廃棄物の効率的な区分管理方式の確立等に関して検討・準備を進めておくことが望まれる。

## 参考文献

- 1) IAEA, Considerations Concerning "De Minimis" Quantities of Radioactive Waste Suitable for Dumping at Sea under a General Permit, TECDOC-244, IAEA, Vienna, (1981)
- 2) IAEA, Statement by the Group of Senior Experts on General Principles for Exemptions from Basic Safety Standards, IAEA, Vienna, (1985)／邦訳：IAEA の放射線防護基本安全基準からの規制免除の一般原則に関する上級専門家グループによる声明, Isotope News, 1985年7月号, (1985)
- 3) IAEA, Principles for the Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control, Safety Series No.89, IAEA, Vienna, (1988)
- 4) IAEA, International Basic Safety Standards

for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Interim Edition, Safety Series No.115-I, IAEA, Vienna, (1994)

- 5) ICRP, Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste, ICRP Publ.46, ICRP, (1985)／邦訳：放射性固体廃棄物処分に関する放射線防護の諸原則, 日本アイソトープ協会, (1987)
- 6) 放射線審議会基本部会, 放射性固体廃棄物の浅地中処分における規制除外線量について, (1987)
- 7) 下岡謙司, IAEA におけるデコミッショニング活動に関連して—解体廃棄物の再利用と規制除外レベルー, デコミッショニング技報第8号, (1993)
- 8) 吉田, 放射性廃棄物の規制除外および再利用の基準に関する動向, 日本原子力学会誌, Vol.31, No.8, (1989)
- 9) IAEA, De Minimis Concept in Radioactive Waste Disposal—Considerations in Defining De Minimis Quantities of Solid Radioactive Waste for Uncontrolled Disposal by Incineration and Landfill-, TECDOC-282, IAEA, Vienna, (1983)
- 10) IAEA, Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control Interim Report, TECDOC-401, IAEA, Vienna, (1987)
- 11) IAEA, Application of Exemption Principles to the Recycle and Reuse of Materials from Nuclear Facilities, Safety Series No.111-P-1.1, IAEA, Vienna, (1992)
- 12) IAEA, Clearance levels for radionuclides in solid materials—Application of exemption principles—Interim report for comment, TECDOC-855, IAEA, Vienna, (1996)
- 13) Commission of the European Communities, Radiological Protection Criteria for the Recycling of Materials from the Dismantling of Nuclear Installations, Radiological Protection No.43, Luxembourg, (1988)
- 14) R. A. Simon, The clearance of materials and buildings from decommissioning operations in Europe, IMechE Conference Transactions, The Institution of Mechanical Engineers, London, (1995)

- 15) K. Pflugrad, S. Menon, Recycling of Material from Nuclear Installations Activities of the European Commission and the OECD Nuclear Energy Agency, Waste Management '96, Tucson, (1996)
- 16) S. Menon, Decommissioning of Nuclear Facilities : An International Perspective, 原子炉解体技術開発に関する報告の会, 東海村, (1996)
- 17) 原子力安全委員会, 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本的考え方について, (1985)
- 18) 原子力安全委員会, 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次中間報告), (1992)
- 19) 原子力安全局, 日本原子力研究所東海研究所試験研究用原子力発電所(JPDR)の解体に伴って発生するコンクリート廃棄物の取扱いについて, 原子力安全局, (1994)
- 20) 資源エネルギー庁, 関西電力㈱美浜発電所2号機、高浜発電所2号機及び大飯発電所1号機並びに九州電力㈱玄海原子力発電所1号機の蒸気発生器取替えに伴い発生するコンクリート廃棄物の取扱いについて, 原子力安全委員会月報, vol.16, No.8, (1993)

## デコミッショニング廃棄物の分野拡大

石原 健彦

### *Enlarged Field of Nuclear Decommissioning Waste*

Takehiko ISHIHARA

Originally nuclear decommissioning waste means the waste generated from decommissioning activities of nuclear reactor and related nuclear facilities. At the United States defense sites enormous quantities of nuclearly and chemically contaminated waste, mixed waste, have been generated from the ongoing Environmental Management Project. In the same time after ceasing of the cold war, big countries with nuclear weapons have been facing to new problems of dismantling surplus nuclear weapons and disposition of fissile materials under the nonproliferation conditions.

All the wastes generated from decommissioning activities of civilian and defense nuclear apparatus and facilities should be defined as decommissioning wastes, including environmental management waste and dismantled warhead waste.

New concepts and processes developed among these decommissioning activities should be valuable even in Japanese nuclear world with no military aspects.

#### 1. はじめに

原子力施設がその機能を果たしおえ、あるいは事故その他の理由によりその機能を停止され、永久的に廃止されることがデコミッショニングであり、それから生ずる廃棄物がデコミッショニング廃棄物である。先ずもっとも中心的な原子炉の場合を考えられ、廃炉廃棄物とよばれることになった。その後、核燃料サイクル活動やラジオアイソトープ利用にかかるデコミッショニング廃棄物も注目されるようになった。

近年、米国では大規模な軍事核物質生産・試験施設の廃止解体がすすめられ、また余剰核兵器の解体から出される兵器用核物質の燃焼等による処分もとりあげられている。これらの広義のデコミッショニング活動からも廃棄物が出されはじめている。これ

らのわが国との関わりあいについても述べる。

#### 2. 活況を呈する米国の廃棄物業界

近年、米国はじめ多くの国において原子力への風当たりが強く、その大きな一因を担っているとされる原子力廃棄物の対策にかかわっている業界は息息奄々の状態であろうと多くの人に思われている。しかし実際には、少なくとも米国においては、廃棄物業界はなかなかの盛況をみせていて、本来の原子力産業界から羨望の目をもって見られているほどである。

原子力の廃棄物といえば、わが国ではかっては低レベル廃棄物の処分がひろく論議され、近年は返還高レベル廃棄物の一時貯蔵、さらにその最終処分をめぐる議論がさかんである。海外でもほぼ同じように高レベル廃棄物の処分が原子力廃棄物界で最大、

最終的なテーマになっていると受け取られている。全くの誤りというわけではないが、近年その傍らに新しい廃棄物の分野が開けつつあり、とくに米国でそれが著しい。それがデコミッショニング廃棄物(デコミ廃棄物)の世界である。

デコミ廃棄物というとすぐに廃炉廃棄物のことと思われるがちであるが、原子炉以外の核燃料サイクル関係施設、ラジオアイソトープ施設等の廃止措置から出される廃棄物もあり、原子力施設廃止措置廃棄物、あるいはデコミッショニング廃棄物とよぶべきである。しかも近年はこの「等」の対象が広がってきて、米国では大規模な軍事核物質生産・試験施設の廃止解体、汚染施設・環境の除染(浄化)、汚染施設・環境の修復、もとの環境の回復、がさかんに進められ、これらから出される各種廃棄物関係の業務のウエイトが圧倒的に大きくなりつつある<sup>1)</sup>。ただ現在はまだこのデコミ廃棄物は、時に一般のデコミ廃棄物と区別してER(Environmental Restoration)廃棄物(環境回復廃棄物)、EM(Environmental Management)廃棄物(環境管理廃棄物)とよばれることがある。これがわが国にとっても実は大きな関わりのあることを後に述べる。

米国廃棄物界(学界と業界)の活気は例え研究発表・展示会からも伺うことができる。原子力廃棄物にかかわる研究者・事業者の間にすっかり定着してわが国からも毎年50名ほどが参加しているツーソン(Tucson, Arizona)の廃棄物管理会議がその代表格であるが、この会議・展示会には最近は30余の国から約2000名の参加者が集まり、500余編の発表がなされ約160社が出展している<sup>2)</sup>。IAEAやEC主催の原子力全分野をカバーする国際会議・展示会の規模がほんの半分かそれ以下であることをみれば、この会議と廃棄物界の活気が伺えよう。また広く廃棄物界といったのは、ツーソン会議にならってその後

企画されたラスベガス高レベル廃棄物会議、ASME核廃棄物・環境修復会議、ANS核廃棄物・有害廃棄物会議等がいすれも多くの国から参加者を集め盛況を呈しているからである(Table 1)。

しかし廃棄物の処理処分等に関し画期的な新技術があらわれ、その広範な分野への応用が期待されるとかいうだけでは、このような大きな流れをおこし維持することは難しい。原子爆弾完成へ向けて立てられたマンハッタン・プロジェクトのような壮大な秘密計画とはだいぶ趣が違うが、いま米国エネルギー省(DOE)はそれに代わる大きなEMプロジェクト(環境管理プロジェクト)を進めている<sup>1)</sup>。かっての軍事核物質を生産し核戦力維持をはかることに代わって、現在このプロジェクトに対し毎年60億\$強(約7000億円)の予算が注ぎこまれ(Fig. 1)<sup>3)</sup>、これが活況をもたらしている主たる理由と考えられる。

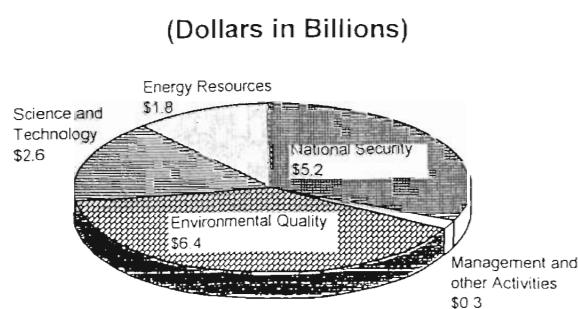


Fig.1 1997 Budget Authority of the US Department of Energy

Ref.: DOE, FY 1997 Congressional Budget Request, Budget Highlights (DOE/CR-0039), 1996, p.35

Table 1 Presentations at Recent Major Waste Management Conferences

会議名	主催	会期	場所	総発表	うちデコミ	環境回復	核物質燃焼	略称	
第22回 廃棄物管理	会議	WM Symposia	96/2	Tucson	517	31	129	4	WM
第5回 核・有害廃棄物管理	〃	ANSほか	94/8	Atlanta	386	13	113	—	Spectrum
第5回 核廃棄物管理・環境修復	〃	ASMEほか	95/9	Berlin	320	43	44	31	IICEM
第6回 高レベル廃棄物管理	〃	ANS・ASCE	95/4	Las Vegas	274	8	2	4	—
第2回 先端的燃料サイクルシステム評議	〃	ANSほか	95/9	Versailles	147	3	—	29	Global

### 3. 米国における廃棄物の将来予測一低レベル廃棄物の急増

現在、米国の原子力廃棄物は高レベル廃棄物(HLW)、使用済み燃料(SF)、TRU廃棄物、低レベル廃棄物(LLW)、混合廃棄物(MW)、ウラン製錬鉱滓(ミルティリング)およびEM副生物(あるいはER副生物)に分けられる。民間の原子力発電所から出される使用済み燃料は現在は再処理されずそのまま廃棄物として処分され、一部再処理されて出された高レベル廃棄物とともに核廃棄物(Nuclear Waste)とよばれる。混合廃棄物とは放射性物質と有害化学物質の両者により汚染された廃棄物をいい、環境回復活動から大量に出されるようになってい

た。ウラン鉱滓はウラン鉱石の製錬から出されるごく少量のウラン・ラジウム等を含んだ極低レベルの廃棄物であり、初期に開発された国内ウラン鉱山の近傍に大量に堆積されている。さらに、これらはそれぞれ民間のものと軍事関連のものとに分けられる。

DOEデータ(Table 2)<sup>4)</sup>によれば1991年には、高レベル廃棄物39.7万m<sup>3</sup>、使用済み燃料9500m<sup>3</sup>、TRU廃棄物25.4万m<sup>3</sup>、低レベル廃棄物423.9万m<sup>3</sup>、混合廃棄物10.1万m<sup>3</sup>、ウラン鉱滓1億1840万m<sup>3</sup>、ER副生物1139万m<sup>3</sup>が存在するという。ウラン鉱滓を別にすると、高レベル・TRU等66万m<sup>3</sup>、その他低レベル1573万m<sup>3</sup>であり、両者の比は1:24となっている。

Table 2 Current and Projected Quantities of Radioactive Wastes in the United States

Types of Waste	Volume of Waste (10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> )				
	1991	2000	2010	2020	2030
High-Level Waste (HLW)					
Commercial <sup>*1</sup>	1,729	.240	.240	.240	.240
Defense	395	333.6	335.3	341.8	346.4
Transuranic (TRU)					
Commercial	0	0	0	0	0
Defense <sup>*2</sup>	254	275	297	191	191
ER TRU	n/a	570	1,100	1,700	1,700
Spent Fuel (SF)					
Commercial <sup>*3</sup>	9,546	17,091	24,589	31,119	35,353
Defense	0	0	0	0	0
Low-Level Waste (LLW)					
Commercial	1,423	1,722	2,055	2,321	2,508
D&D LLW	—	—	7.83	613.06	1,293.30
Defense	2,816	3,787	4,769	5,469	6,231
ER LLW	n/a	920	18,000	29,000	29,000
Mixed LLW (MW)					
Commercial	n/a	n/a	n/a	n/a	n/a
Defense	101.4	n/a	n/a	n/a	n/a
Uranium Mill Tailings					
Commercial	118,400	119,400	n/a	n/a	n/a
ER By-product Materials <sup>*4</sup>	11,390	33,000	36,000	38,000	38,000

n/a Information not available.

ER Waste from DOE environmental restoration projects.

D&D Wastes from decontamination and decommissioning of commercial nuclear reactors.

\*1 By the year 2000 HLW is projected to be vitrified into glass, reducing the volume.

\*2 Reduction in volume is projected as TRU waste is assayed and some of it is reclassified to other waste categories.

\*3 Projected volumes assume no new orders case. Volumes for future years assume the same ratio between the volume and MTIHM of spent fuel as in 1991.

\*4 Includes mill tailings, windblown contaminated soil, stabilizing material, low-level waste and source material.

Source : USDOE, *Integrated Data Base 1992 : U.S. Spent Fuel and Radioactive Waste Inventories, Projections, and Characteristics*, (DOE/RW-0006, Rev. 8), pp. 15, Table 0.4.

Ref. : The Nuclear Waste Primer, Revised Ed. (Lyons & Burford, 1993), p.27

さらに2000年以降2030年までの予測量も出されていて、2030年では高レベル・TRU等は57万m<sup>3</sup>、これに対してその他低レベルは7873万m<sup>3</sup>、両者の比は1:137となっている。後者の急増は民間原子力発電所の廃炉と環境回復から出される低レベル廃棄物および混合廃棄物、われわれのいうデコミ廃棄物、の増加によるものである。

このデコミ廃棄物を民間のものと軍事関係とに分けてみると380万m<sup>3</sup>対7493万m<sup>3</sup>となり、民間低レベル廃棄物予想量はわが国の六ヶ所低レベル廃棄物埋設センターの収容限度容量と同程度であるが、軍事関係はすでに民間低レベル廃棄物予想量の20倍の大きさになっている。さらに、それ以上の問題は、混合廃棄物について1991年現在の軍事関係の量以外はいまのところ予測できないとして値があげられていないことである。相当に大きな値となることが考えられ、今後注目していかなければならぬ。

#### 4. 米国の廃棄物規制と混合廃棄物

初期の軍事目的のための原子力開発はすべて国のかびしい管理のもとに進められ、戦後策定された原子力法も民間利用関係の規制については軍事中心の考えを基礎とし部分的に修正して民事もカバーするようにしていた。国の進める軍事関係の開発・生産・試験から出される放射性廃棄物についてはそのまま

ましても、急増する全国的な原子力発電やラジオアイソotope利用等からの、放射性廃棄物に対しては、それとは別の法律が必要と考えられ立法化が図られることになった(Table 3)。とくに使用済み燃料と高レベル廃棄物(核廃棄物)の一時貯蔵と最終処分については、その方策を確立し必要な施設の建設・運用にあたる民事放射性廃棄物管理局(OCRWM)がエネルギー省内に設けられた。

各州または州連合体が管理の責任を負うことになった低レベル廃棄物については、とりあえず3処分場(現在は2)が運営され、10年以上遅れながらさらに数箇所の立地建設の準備が進められている。しかし、核廃棄物については貯蔵・処分の調査研究は着実にすすめられたが、予定候補地の強い反発にあって初期に設定された期限に間に合うように計画を実現することが不可能に近いことも明らかとなってきた。現在、使用済み燃料を引き取り貯蔵して当面の電力業界の苦境を救うことを考えた法律の改正案が議論されている。

TRU廃棄物については民間再処理を行わない米国ではすべて軍事関係施設から出されるものであり、その処分施設としてはすでにニューメキシコ州の岩塩層サイトにWIPP(廃棄物隔離パイロットプラント)が完成している。しかしサイトの所有権移管問題に続いている環境保護庁(EPA)から提起された

Table 3 Regulations of Radioactive Wastes in the United States

1954 原子力法	
1980、85 低レベル放射性廃棄物政策法	北西部協定(8州)、ロックマウンテン協定(3州)リッチランド 処分場 クライブ(クラスA)処分場 南東部協定(8州) 南西部協定(4州) その他5協定(19州) 非協定州(8州、コロラド特別区)
	バーンウエル処分場 ノースカロライナ新サイト オードバー新サイト 未定 未定
1982、87 核廃棄物政策法	ユッカマウンテン地層処分候補地(ネバダ州) MRS(監視下回収可能貯蔵)施設 核廃棄物基金(1ミル/kWh) 民間MRS構想 上院ジョンストン新核廃棄物政策法案(1995年1月) 下院アボット・タウンズ統合使用済み燃料管理法案(1994年9月、95年2月) ネバダ州にMRSを置くほか シェーファー代替法案(1995年7月)
	約110億\$ ニューメキシコ州メスカレロ族保留地 さらに民間資金で多目的キャニスター(MPC)を開発
1969国家環境政策法	政府主要行動指標へ環境影響報告書作成を義務付けた
1976資源保全再生法(RCRA)、1984有害・固体廃棄物改正法(HSWA)	廃棄物の処理処分の規制枠組みを定めた
1980包括的環境対策補償責任法(CERCLA)、1986スーパーファンド改正再委任法(SARA)	信託基金(ファンド)を設け有害物質汚染の除去と環境の修復をはかる

問題もあって、実際の運用開始は10年遅れの1998年10月となる見通しである。その問題とは TRU 廃棄物が放射能以外の有害化学物質により汚染されてい

るおそれのあることで、それが環境関係法規 (Table 4)に適うように安全に密閉隔離されていることを示さなければならないのである。

Table 4 Major Environmental Regulations in the United States

国家環境政策法 (National Environmental Policy Act, NEPA) 1969年環境保護の基本姿勢を規定、これに基づき政府の監督機関 EPA を1970年に設立 人間環境に重大な影響をあたえる立法、その他の連邦政府の主要行動の計画案については環境評価(EA)を実施し、環境影響報告書(EIS)を作成しなければならない
水質汚濁防止法 (Clean Water Act) 1948年 Federal Water Pollution Control Act を72年改正、77年大改正、87年内容強化の改正 米国水域の化学的・物理的・生物学的状態を原状に回復しそれを維持することを目的とする
大気浄化法 (Clean Air Act, CAA) 1967年制定、70年マスキー基準をとりいれ改正、90年に産業界への影響の大きい大幅改正
資源保全・再生法 (Resource Conservation and Recovery Act, RCRA) 1976年制定、有害廃棄物の発生から最終処分までの管理を規制し、健康と環境への悪影響要因を取り除くことを目的とする 1984年改正され有害(廃棄物)・固体廃棄物改正法(Hazardous and Solid Waste Amendments, HSWA) 包括的環境対策・補償・責任法 (Comprehensive Environmental Response, Compensation and Liability Act, CERCLA) 1980年制定、連邦政府自身が汚染を浄化する巨額の基金をもつことになりスーパーファンド法と通称 1986年改正されスーパーファンド改正・再委任法(Superfund Amendments and Reauthorization Act, SARA) 連邦施設遵守法 (Federal Facility Compliance Act, FFCA) 1992年すべての連邦施設が他の汚染者と同様に連邦および州の有害廃棄物法を遵守適合し、処罰を免れ得なくすることを意図して RCRA を改正したもの DOE へは95年10月までに有害廃棄物の処理実施をはじめることが求められている

ただこの場合には対象が軍事 TRU 廃棄物だけに限られることもある。サイト周辺と廃棄物輸送経路の土地以外ではさほど懸念を引き起こしていない。しかし近年始められた軍事生産・試験基地施設の解体撤去・環境回復から出される大量のデコミッショニング廃棄物に、同様な放射性物質と有害物質の両者により汚染された混合廃棄物(Fig. 2)が混じっていることが次第に明らかになってきて、人々の懸念が高まっている。

これまで大戦後の冷戦の時代には核戦力の維持増強のために、作業員と環境の十分な安全保護をはかることなく核物質の生産・核兵器の試験が進めら

れ、施設と周辺環境は放射性物質と有害化学物質により甚だしい汚染を被ってきた。冷戦終結後の1989年に DOE は「文化革命」(基本的考え方の根本的変更)とよぶ運営方針の大転換をはかり、従来の核物質生産第一主義をすて汚染施設・環境の除染(浄化)、元どおりの環境の回復を最優先とする方針を打ち出した<sup>3)</sup>。このプロジェクトは環境回復および(それに関わる)廃棄物管理(Environmental Restoration and Waste Management, ER&WM)、93年からは短く環境管理(Environmental Management, EM)とよばれることになった。新しく環境管理局が設けられ、省内 8 人の次官補の一人が環境管理を担当し局長を兼ねることになった(Fig. 3)。予算も年々増強され、現在は軍事核物質の生産・試験をぬいて第一位にあがり、DOE 予算の40%近くを占めている。民事放射性廃棄物管理局の核廃棄物処分計画と使用済み燃料貯蔵計画を併せた予算の約14倍に達している<sup>3)</sup>。

さて、放射性物質の処理処分に関しては NRC の規制をクリアして許認可(ライセンス)をうけなければならないが、有害化学物質に関しては EPA の規制をクリアして許可(パーミット)を受けなければな



Fig.2 What is Mixed Waste?

Ref.: DOE, Environmental Restoration and Waste Management, Five Year Plan (DOE/S-0070), 1989, p.187

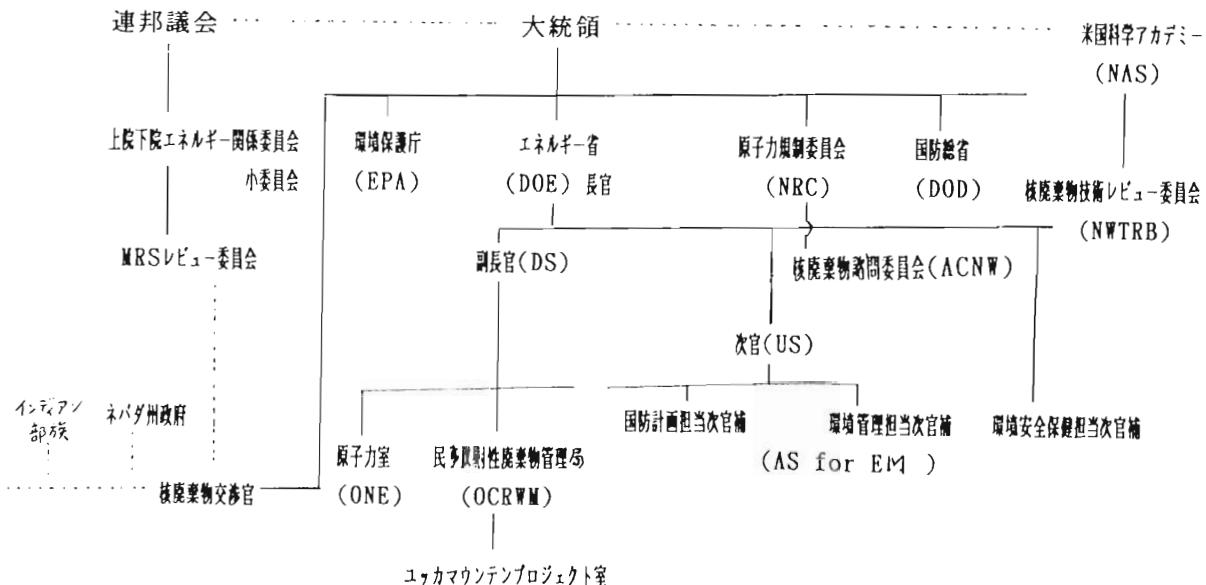


Fig.3 Nuclear Waste-Related Organizations in the US Government

らない。混合廃棄物は両方の成分を含むため両機関から二重に規制をうけ、両機関それぞれの許認可を取得することが必要とされている。

EPA所管の環境法令(Table 4 参照)で中心的なものが2つある。まず資源保全・再生法(Resource Conservation and Recovery Act, RCRA)は、有害廃棄物(別に定められている有害物質で汚染された廃棄物)と有害でない廃棄物両者の管理の枠組みを定めたものである。84年に改正されて有害(廃棄物)・固体廃棄物改正法(HSWA)となったが、旧名でRCRA、またはRCRA/HSWAと呼ばれることが多い。健康と環境の保護を推進し有用な資源エネルギー源を保全するために廃棄物の処理処分を規制し、汚染を未然に防止することとしている。処分施設では廃棄物をオープン投棄することなく、二重ライナーで密閉し、滲出液の検知集液系を備え、また処分終了後は閉鎖して30年以上管理することが必要とされている。

つきの包括的環境対策・補償・責任法(Comprehensive Environmental Response, Compensation, and Liability Act, CERCLA)は、有害物質に関し信託基金を設けて汚染を除去し修復しようとして80年に制定され、86年には改正されスーパーファンド

改正・再委任法(SARA)になっている。この基金を使って浄化修復する箇所についてはEPAが評価し、全国優先順位リストを作り、それに従って順次実施していく。浄化修復の責任を負うのは、その廃棄物の発生者、処分場の現在および過去の所有者、管理者、輸送者すべてであるとされ、したがって自社の起こした汚染損害だけでなく、過去の自社以外の汚染損害についても責任を問われるものとされている。

## 5. 有害/混合廃棄物の処理処分とわが国との関わり

米国の場合、原子力のパイオニアであるだけに寿命を全うし、あるいは経済的理由から早期に、永久停止された発電炉および研究炉はすでに21基および159基にのぼっている。これらの取扱い実績とその解析から、廃炉廃棄物についてはその取扱い・処理・処分にとくに技術的困難はなく、在来の考え方と技術によって十分対処していくことが明らかになっている。またその廃棄物発生量も30年ほどの運転寿命期間に出される量と同程度であってとくに問題はないとされている。

これら原子炉の廃止にあたっては米国でもとくに

環境回復などが言い出されることはなかったし、混合廃棄物の問題も取り上げられはしなかった。ところが大規模な軍事核物質生産・試験施設の廃止解体においては、原子炉が燃料体として閉じ込められた核物質を扱うのに対して、閉じ込めない形で核原料物質、核燃料物質、核分裂生成物等を大量に取り扱い、さらに有害化学物質による汚染という問題まで抱え込み、広範かつ複雑な対策を求められることになった。この冷戦時代の負の遺産対策、混合汚染した軍事核施設のデコミッショニングと環境回復、にDOEは省内第一の優先度をあたえることとし、この方針はプロジェクト発足以来すでに7年、政府により支持され堅持されてきている。

さて、混合廃棄物の一方の汚染成分である有害物質には、溶媒・酸・アルカリ等の化学薬品、爆発物・引火性物質、ガソリン・軽油・重油等の炭化水素、農薬類、PCB、重金属類等がある。これらの浄化処理にあたっては、それぞれに適した化学反応を行わせて無害な物質にかえるか、定められた極めて低い濃度以下にまで除染しなければならない。しかも機器・配管ばかりでなく、サイトの土壤・地下水の浄化までも行わなければならない。特に溶媒により汚染された土壤と地下水の浄化が重要であり、次のような方法が検討され試験されている(Table 5)。

Table 5 Cleanup Processes of Hazardous Material-Contaminated Sites

技術	内 容	適用可能な汚染	相対的コスト
1 蒸気抽出	土壤に掘削した孔から真空ポンプで吸引することにより土壤中に空気の流れを発生させ、揮発した汚染物質を除去する。	揮発性汚染物質および一部の半揮発性汚染物質	低
2 洗浄	汚染土壤を掘り出して、または掘り出さない状態のまで水またはその他の溶媒で洗浄し汚染物質を浸出させる。	有機廃棄物および一定の(可溶性)無機廃棄物	中
3 安定化・凝固	汚染物質を物理的に固定する反応または化学的に沈澱させる反応を生じさせる物質を廃棄物に混合する。	主として金属。有機物の処理用としては結果に差がある。	中
4 熱脱着	土壤またはスラッジを200°F～900°F(約93～482°C)に加熱して揮発性の汚染物質を廃棄物から分離させ、これを回収した後さらに処理する。	揮発性および半揮発性汚染物質。水銀などの揮発性金属。	中～高
5 焼却	廃棄物を高温で熱処理することにより、有機物を分解する。	有機廃棄物。または不燃性であるが灰の中で溶融・凝縮する性質の金属。	高
6 热分解	熱により揮発させた汚染物質を酸素欠乏状態の系に送り込み、有機汚染物質を熱分解するのに十分な温度を維持する。加熱には赤外線を用いる場合が多い。	有機廃棄物	中～高
7 生物分解	水または固体中の有機化合物の、バクテリアによる分解を促進する。	有機廃棄物	低
8 埋立	浸出液の生成を最小化するため、固体廃棄物を敷地内で調達した土で覆う。	非有害固体廃棄物	低、ただし急上昇中
9 ガラス化	汚染現場で土壤または廃棄物に電流を流すことにより、廃棄物または土壤の温度を高めて溶融させる。物質は冷却時に融合する。	無機廃棄物。有機廃棄物にも適用可能な場合があるが、大量処理には不適当。	中
10 化学的沈殿	可溶性の金属を不溶性の塩類として沈殿させることにより水から分離させる。	金属	低
11 曝気(エア・ストリッピング)	汚染した水(地下水)をポンプで柱状の装置に送り込み、そこで逆方向の空気の流れに接触させ、一定の汚染物質を空気の流れの中へと除去する。	主として揮発性の有機物	低
12 ストリーム・ストリッピング	エア・ストリッピングと同様の方法であるが、除去のための流れは空気では無く液体を用いる。	主として揮発性の有機物	低
13 炭素吸着	有機物を吸収する活性炭のろ床を通して水または空気を流すことにより、通過する水または空気から有機汚染物質を除去する。	大部分の有機物。ただし通常は活性炭を再生するのに十分な程度の揮発性をもつ物質に限定される。	活性炭再生が可能な場合には中

Ref.: 東京海上火災保険会社編, 環境リスクと環境法(米国編), 有斐閣, 1992, p.179.

土壤加熱法

通気除去法 (Fig.4)

地中ガラス固化法 (Fig.5)

ただ現在まだ決定的に有効な方法は見出されてい  
ず、個々の場合に応じていろいろな方法を試しながら進むより仕方ない状況である。

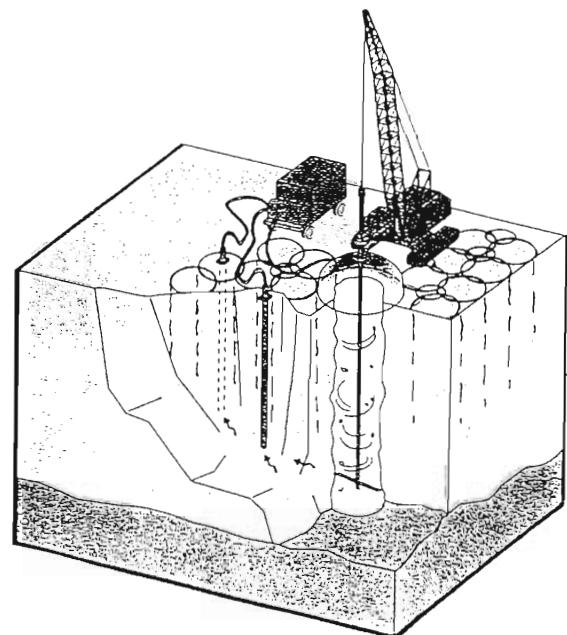


Fig.4 Vacuum Extraction Process

Ref.: D.T. Davenport et al, Proceedings of the International Topical Meeting on Nuclear and Hazardous Waste Management (Spectrum '94), Vol.3, p.1632 (ANS, 1994)

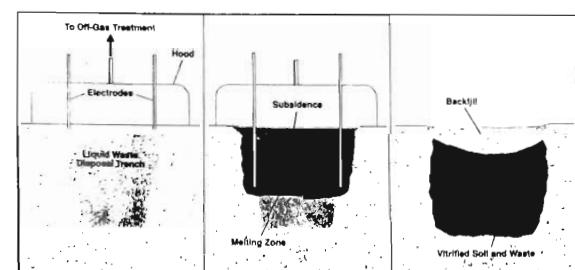


Fig.5 In-Situ Vitrification Process

Ref.: J.S. Tixier et al, Proceedings of the International Topical Meeting on Nuclear and Hazardous Waste Management (Spectrum '94), Vol.3, p.1668 (ANS, 1994)

土壤洗浄法

生物処理法 (Fig.6)

化学固定法

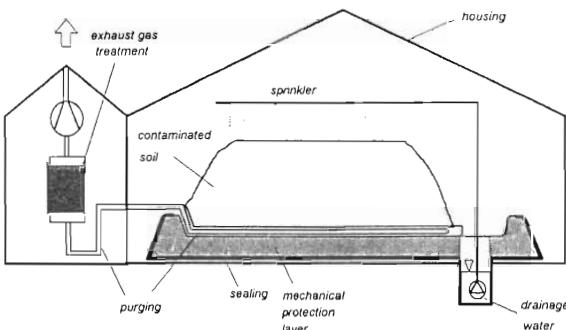


Fig.6 Biotreatment Process (in a building)

Ref.: D.Hollmann et al, Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ICEM '95), Vol.2, p.1449 (ASME, 1995)

環境管理(EM)計画は、①汚染の調査確認、②回復可能性の研究、③修復の計画・設計・実施案作成、④修復技術の実証、⑤修復の実施と環境の保護回復の5段階を経て進められる。EM計画が始められた初期には当然ながらもっぱら調査・研究・検討に多大の時間と労力が費やされ、目に見える浄化修復は行われず、各方面から非難が殺到した。しかし95年頃からは漸く具体的な浄化修復の成果がみられるようになってきた(Fig.7)<sup>3)</sup>。

現在ハンフォードの生産用原子炉・燃料工場地域の除染解体、ロッキーフラツ工場の除染解体、ファーナルド生産センターの除染解体等が大きく進み、部分的に更地化され緑の草地にかえられた所も

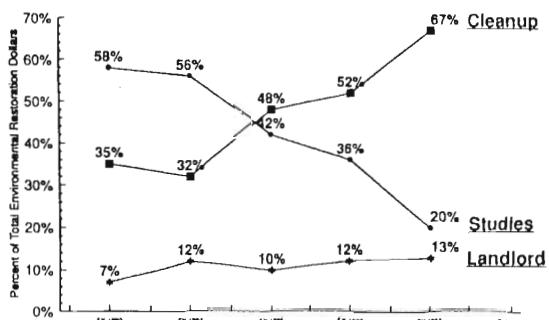


Fig.7 Recent Environmental Restoration Funding in the DOE Budget (FY 1993-97)

Ref.: DOE, FY 1997 Congressional Budget Request, Budget Highlights (DOE CR-0039), 1996, Appendix p.20

みられる。発生した低レベル廃棄物は跡地近くにつくられる埋設地に埋める等されているが、混合廃棄物は当面 DOE ネバダ試験場内に整備された放射性廃棄物および混合廃棄物処分場へ輸送されている。最近このほかユタ州クライプの商業処分場(Fig.8)へ鉄道輸送する方法も取り上げられるようになった。DOE の予算節減の要請にこたえて作業の合理化、加速による繰り上げ完成をはかり、成果をあげるものも見られるようになった<sup>6)</sup>。



Fig.8 Containment of Disposed Wastes at the Clive Repository, the Envirocare of Utah, Inc.

Ref.: Envirocare of Utah, Inc., Corporate Summary, 1996, p.7

ひるがえってわが国をみた場合、もちろん軍事核生産施設等があろうはずもないし、混合廃棄物もよその話、と即断することは問題である。原研・動燃・放医研等の大型研究開発施設ではウラン・プルトニウムをはじめとする放射性物質とともに各種の化学薬品を大量に使用している。そこではこれまでも、また今後も施設の改修・改造・解体が定常的といってよいほどのペースで行われてきたし、行われていくであろう。米国なみの規制がなされれば多くのデコミッショニング混合廃棄物が出てくるものと考えられる。

ただ米国の EPA とちがってわが国の厚生省は放射能に関わるもの、特に放射性廃棄物からは努めて距離をおくようにしており、有害廃棄物についてもその特別管理一般廃棄物<sup>7)</sup>、特別管理産業廃棄物<sup>8)</sup>とは別のもののようにみているのではないかと思われる。わが国では一般に、科学技術庁側の放射性物質の管理も厚生省側の有害物質の管理もそれぞれによく行われていて、米国の軍事核生産施設のような甚だしい混合環境汚染はおこしていないといえよう。しかし両者の間には画然とした空白地帯があるわけではなく、相互に入り混じった領域があり、いつまでも現状のまま放置することは許されないであろう。

混合廃棄物対策について米国の施策と試行錯誤のあとについて検討を進めることは、今後の米国への原子力企業・廃棄物企業の進出上必要なだけでなく、わが国の現行の有害廃棄物対策、特別管理一般廃棄物/産業廃棄物対策を見直す他山の石ともなるのではないかと考えられる。また半導体工場やクリーニング店による地下水汚染、農薬によるゴルフ場の土壤・地下水汚染等のニュースは、見逃されているこの問題に対し警鐘をならしているもののように思われる。

## 6. 余剰核物質の廃棄

冷戦が終わり米国とも核兵器の相互廃棄にのりだし、それから取り出される余剰の核物質(プルトニウムと高濃縮ウラン)を核不拡散を守りながら廃棄する方法が他の国々も交えて議論されるようになった。これも広義のデコミッショニング廃棄物ということができよう。1993年シアトルで第一回がもたれ、95年ベルサイユで第二回がもたれたこの先端的燃料サイクルオプション評価会議(Global会議)<sup>9)</sup>の中心課題はまさにこの核物質廃棄である。米国、フランス、ロシア、英国となるべくわが国からも核物理研究者、原子力工学者により多くの発表がなされた。第三回は97年に横浜で開かれる。

長寿命核種を高レベル廃棄物から群分離し消滅処理する可能性追究の研究は、多くの先進諸国がいたん放棄しかけた後をわが国があらためて取り上げ、オメガ計画としてフランスはじめ各国の支持を得てすすめられている。

米国では余剰核物質を専焼炉により燃焼処分する案と高レベル廃棄物のようにガラス固化体にして地層処分する案の優劣について科学アカデミーで議論された。わが国だけでなくロシアも発電炉燃料につかい有効利用することを考えているが、米国では核不拡散の立場から現在は考慮の外におかれている。

## 7. おわりに

わが国ではまだ問題とされていない大型核物質生産施設の廃止解体から出される混合廃棄物を含めた施設解体廃棄物および余剰核兵器燃料廃棄物について、今後広義のデコミッショニング廃棄物として検討していくべきではないかと提言するものである。わが国でも前者と同種の廃棄物は発生しており、ま

た取りこぼされている有害廃棄物問題があり、後者はわが国のプルトニウムリサイクルの道ともからんで多くの課題をわれわれに突きついている。

最近の廃棄物関係国際会議の隆盛はこれらを積極的にとりあげていることによる面が大きい。壁につきあたっている米国の低レベル廃棄物および高レベル廃棄物の処分場問題に目をうばわれず、新しいデコミッショニング廃棄物の分野に注目していきたい。

## 参考文献

- 1) DOE : Environmental Restoration and Waste Management, Five-Year Plan (DOE/S-0070), 1989
- 2) 石原健彦： 日本原子力学会誌, 38(6), 484-485(1996)
- 3) DOE : FY 1997 Congressional Budget Request, Budget Highlights (DOE/CR-0039),

(DOE, 1996)

- 4) The League of Women Voters Education Fund: The Nuclear Waste Primer, Revised Edition (Lyons & Burford, 1993), 27
- 5) 石原健彦： 平成 3 年度放射性廃棄物管理専門研究会報告書(KURRI-TR-361) (京大原子炉実験所, 1992), 12-18
- 6) USDOE: Environmental Management Fact Sheets (DOE Office of Environmental Restoration, 1994)
- 7) 廃棄物の處理及清掃に関する法律施行令, 第 1 条(特別管理一般廃棄物), 第 2 条の 4 (特別管理産業廃棄物). 例えば次の資料を参照  
環境庁環境法令研究会編：環境六法、平成 8 年版(中央法規出版, 1996), 970-990
- 8) 向山武彦, 久保田益充, ほか：日本原子力学会誌38(7), 591-593(1996)

## JPDR 解体プロジェクトの概要と成果

宮坂 靖彦

### *Summary and Results of The JPDR Dismantling Project*

Yasuhiko MIYASAKA

The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) dismantling project was successfully completed March 1996. This project had been conducted since 1981 under consideration of the long-term program for nuclear energy research, development and utilization for issued by the Atomic Energy Commission (AEC). It consisted of two phases; research and development were performed on the key technology such as radioactive inventory estimation and remote dismantling in the Phase I program, then the developed techniques were applied to the actual dismantling of the JPDR in the Phase II program. Various know-how and data on the dismantling activities and developed techniques were obtained through the project. Especially remote dismantling by developed cutting techniques, waste management and implementation of site release procedures studied are useful experience for future decommissioning of commercial nuclear power plants.

This report describes the results and summary of the JPDR dismantling project.

#### 1. まえがき

長年にわたって進めてきたJPDR解体実地試験は、発電用原子炉の安全な解体をJPDRで実証することであり、各種の技術開発、放射性解体廃棄物に関する課題等が伴い、約10年を要したが、平成8年3月末までに、無事故で完了させることができた。JPDR解体前の全景および解体後の跡地の写真をそれぞれPhoto 1および2に示す。

JPDRが、我が国で初めて原子力に発電を開始したのは昭和38年であり、その後、昭和41年に日本原子力発電㈱の東海発電所が営業運転を開始し、平成8年6月現在、49基の商業用発電炉が稼働している。現在、原子力発電は、我が国電力供給の30%を越えるまでに至っている。また、世界の発電炉は、稼働中のもの約440基あり、主要なエネルギー源として定着している。

一方、原子炉の運転寿命は、一般に30～40年程度と見込まれ、約30年間、順調に運転してきた東海発電所の運転終了が、平成9年度までの発表があり、我が国でも商業用発電炉の廃炉が現実の課題となってきた。世界的には、1995年現在、既に小型のパイロットプラントを含め、80基を越える数の発電炉が運転を終了し、建設、運転された発電炉の基数の約15%、発電設備容量で約5%に相当する。このうち解体撤去を行った発電炉はまだ数基であり、解体中のものは約10基である。他の多くの発電炉は当面、密閉管理または遮へい隔離(米国では安全貯蔵)が選択され、最終解体計画の未決定のものが多い。このような状況から、最終的に運転を終了した原子炉の廃止措置を、安全でかつ合理的に行うことが、原子力発電の進展の上から重要な課題となっている。

我が国の原子炉の廃止措置のあり方および対策に



Photo 1 View of JPDR



Photo 2 View of JPDR site (after dismantling)

については、原子力委員会が「原子力開発利用長計」(1982、1994年)の中で、その基本方針を示している。これによると、安全の確保を前提に地域社会との強調を図りつつ、運転終了後できるだけ早い時期に、原子炉の解体撤去を原則とし、さらに敷地を原子力発電用地として引き続き有効利用することとしている。その一環としてのJPDR解体プロジェクトは、原子力委員会の方針に基づき、昭和57年より科学技術庁の受託事業として開始され、その第一段階で解体に係わる各種要素開発を行った後、昭和61年からJPDR解体実地試験を実施した。

JPDR解体着手の最初の段階では、原子炉の中心部分の解体炉内構造物、圧力容器などを安全に解体するところが重要な課題であり、事前のモックアップ試験が生かされ、水中での世界最初の遠隔によるプ

ラズマアークソー切断技術などが実証された。世界の解体例の中でも、作業者に対する被ばく線量が、最も低い値を記録するなど、すばらしい実績を積むことができた。

また、解体工程後半の段階では、解体廃棄物対策が主要な課題であった。最終的には、原子力安全委員会が平成4年6月に了承した「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方を取り入れることにより、JPDR解体物の85%を再資源化へ道を開くことができた。また、極低レベルコンクリート廃棄物を、埋設実地試験に供することができた。さらに、極低レベルの放射性金属廃棄物を対象とする金属溶融基礎試験もRI添加およびJPDR解体金属廃棄物を用いて行われ、再利用技術の基礎を確立した。このように、解体廃棄物対策も大きく前進させることができた。

我が国の商業用発電炉のデコミッショニングが本格化するのは、2010年以降と予想される。したがって、JPDRの経験を基に、さらに安全、経済的にかつ一般に受容されるデコミッショニング技術の完成を目指すことは必須のことである。JPDRの解体を終えた現在、解体実地試験までの技術をレビュー整理しておくことは重要である。本報では、概要、成果をこのような視点からまとめた。なお、詳細は本誌2回にわたるシリーズの報告を参考にされたい。

## 2. 原子炉解体技術開発の概要

原子炉解体を検討する上で、特徴的なことは、まず、厚肉の鋼構造物である炉内部の炉内構造物原子炉圧力容器の順に放射能が比較的高く、特に炉内構造物に放射能が集中していることである。2番目に、それを取り巻く極めて堅牢な鉄筋コンクリートから成る生体遮へい体が放射化していること。3番目に、解体廃棄物の大部分が極めて低いレベルの放射化または汚染したコンクリートおよび金属廃棄物が、短期間に集中して発生することである。

以上のことから、解体を行うには、作業者の安全性、経済性の向上を図るとともに、大量に発生する解体廃棄物対策が重要である。昭和56年度末から始めた第1段階の解体技術開発は8項目であり、開発スケジュールをTable 1に示す。その概要を次に述べる。

Table 1 R&amp;D Time Schedule for Decommissioning (Phase I)

年 度 項 目	昭和 56	57	58	59	60	61	62	63	平成 1	2	3	4	5	6	7
解体システムエンジニアリングの開発															
	技術開発システムモデルの作成								発電炉解体システムモデルの作成						
									解体管理システムの作成						
										解体データ収集システム(収集・整理)					
放射能インベントリ評価技術の開発									計算による放射能評価技術の開発						
									測定による放射能評価技術の開発						
放射能汚染非破壊測定技術の開発									現場測定装置の開発	実地試験					
									望遠測定実験装置の製作、実験						
解体工法、解体機器の開発									鋼構造物解体工法の開発			実地試験			
									コンクリート構造物解体工法の開発			実地試験			
解体関連除染技術の開発									除染基礎試験、解体前化学除染技術の開発				実地試験		
									建家・設備除染装置製作、テスト						
解体廃棄物処理、保管及び処分技術の開発									管理システム調査、パッケージ・減容、固化処理技術の開発			実地試験			
解体に係る放射線管理技術の開発									各種測定装置の開発						
									環境線量評価、解析評価			実地試験			
解体遠隔操作技術の開発									基本制御技術の開発						
									軽量作業、重量作業用ロボットシステムの開発			実地試験			

## 2.1 解体システムエンジニアリング

原子炉の廃止措置を安全に実施するためには、廃止措置に必要な作業を分析し、最適と考えられる方式、作業手順を選択する必要があり、次の項目についての評価が重要である。

- ・人工数、作業者の被ばく線量、廃棄物の発生量、費用等

解体システムエンジニアリングの開発では、これらの評価作業を効率よく行うことのできるプログラムの開発を進め、JPDR解体では工程管理に使用された。

計算コードとしては、JPDRの解体を対象としたCOSMARD-JPおよび商業用発電炉への拡張を図ったCOSMARD-Lの開発を行った。

本技術開発によって、原子炉施設の解体計画の体系的な検討・立案に有用なコードとして使用が可能である。

## 2.2 放射能インベントリ評価技術

原子炉施設内に存在する放射能(放射能インベントリ)について、それが存在する場所、核種、量は、廃止措置方式の決定、工事方法の立案、作業従事者の被ばく管理、放射性廃棄物の量の推定と処分方法等に影響を及ぼす重要な因子の一つである。

原子炉周りの放射化放射能の評価のために、既存の遮へい計算用計算コードなどを改良し放射化放射能計算コードシステムを完成させた。

この計算コードは、輸送計算コード(ANISN DOT3.5)と、燃料計算コード(ORIGEN、DCHAIN)を改良・結合したものである。また、このコードは原子炉圧力容器や生体遮へいコンクリート等からの採取試料の放射能の実測値との比較により、検証や改良が行われた。この際、コンクリート中の難測定核種(<sup>41</sup>Ca、<sup>36</sup>Cl等)の測定技術も開発された。

JPDRの放射能インベントリの評価は、Fig.1に示すように、炉内構造物に大部分が集中している。

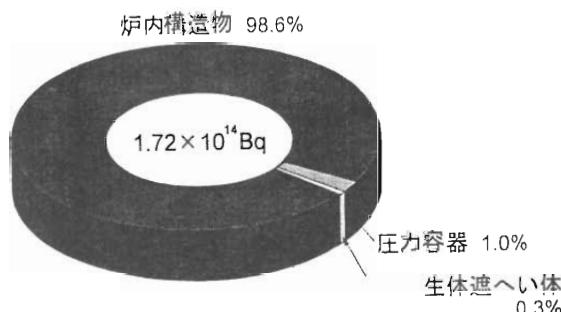


Fig.1 Estimated Radioactive Inventory of JPDR

### 2.3 放射能汚染非破壊測定技術

原子炉施設を解体する際、配管内部の放射能、核種および分布を切断前に定量化しておくことは、解体作業を円滑に行うために重要である。そのため、現場において配管を壊さずに内部の放射能を定量測定する技術の開発を行った。その結果、配管内部の汚染放射能を10~30%程度で測定できるシステムを完成した。

また、原子炉圧力容器内の放射化した構造物等に対し、放出される $\gamma$ 線を中間の直管を通して検出器に導き、放射能を遠隔測定する放射能遠隔測定技術を開発した。

### 2.4 解体関連除染技術

デコミッショニングに関連する除染の目的は、作業従事者の放射線被ばくを低減するためと、解体に伴って発生する放射性廃棄物を少なくすることにある。

原研で独自に開発した硫酸-Ce(IV)法(SC法)をはじめとする各種の除染法を解体前の系統除染等に適用し、良好な除染性能を得るとともに発電用原子炉等への適用のための種々のデータを取得した。

JPDR一次冷却系に適用した系統除染は、CAN-DECON法、NP/NS-1 Modified法、SC法および流動研磨除染である。

放射性廃棄物の減量および再利用のための解体後除染については、リン酸および硫酸を電解液とした電解除染、ならびに電解複合研磨法による除染法試験を行い良好な結果を得ることができた。

また、建家コンクリート表面除染としてマイクロ波照射による方法も原研独自の除染法として開発している。

この方法は、マイクロ波照射により、コンクリートの水分の気化膨張作用を利用し、表層部の破碎・剝離を行うもので、原研のアイデを基に、さらに欧米で実用化へ開発が進められることにも注目したい。

### 2.5 解体機器、解体工法

原子炉の解体のうち、特に原子炉圧力容器、炉内構造物は厚肉あるいは複雑形状の鋼構造物で放射線遮へいコンクリートは堅牢な鉄筋コンクリート構造物である。また、これらの構造物の解体には切断性能および操作性に優れた解体機器・工法の採用が望まれていた。

炉内構造物、圧力容器、圧力容器接続配管、放射線遮へいコンクリート等解体対象物に対応して、Table 2に示すような各種の解体工法を開発した。

Table 2 Cutting Techniques, Ability and Components to be dismantled by Developed Cutting Tools

解体対象	工 法	切 断 能 力
原子炉圧力容器	アークソー切断	・厚さ250mm, 切断速度60mm/min
炉内構造物	プラズマアーク切断	・厚さ230mm, 切断速度50mm/min(氣中) ・厚さ130mm, 切断速度75mm/min(水中)
原子炉圧力容器 との接続配管	ディスクカッター切断 成型爆薬切断	・配管12B(肉厚33.3mm), 切断時間28min ・配管12B(肉厚17.4mm), 切断時間2.5min ・配管1½B(肉厚5.1cm), 爆薬量10g ・配管3B(肉厚7.6mm), 爆薬量50g
生体遮へい コンクリート	機械的切断 水ジェット切断 制御爆破	・切断能力1.3m <sup>3</sup> /h, セン孔能率1.0m <sup>3</sup> /h ・切断深さ450~600mm, 切断速度30mm/min ・破碎能率0.1m <sup>3</sup> /h

プラズマアーク切断は、電極と被切断物との間にプラズマアークを発生させて被切断物を溶融し、その溶融した金属を、ガスジェット噴流により連続的に除去する方法である。この切断トーチは、小型で軽量であり、遠隔操作で狭い部分の切断に適している。プラズマ切断にはArとH<sub>2</sub>を約3対2に混合したガスが有効であり、1,000Aトーチで約130mmのステンレス鋼の切断も可能である。アークソー切断技術は、回転する円板電極(プレート)と切断対象

物との間に直流の電流アークを発生させ、アーク熱により対象物を溶融し、溶融金属を回転円板で除去する方法である。最大厚さ250mmまで切断可能であることが確認された。なお、110万KW級の原子炉圧力容器の胴部厚さはPWR230mm、BWR170mmであり、これらに適用できることを予想して開発を行った。

水中切断は、作業者への遮へい効果の他、切断中のヒュームの発生がほとんどないことから、安全性の高い工法であることが確認された。

## 2.6 遠隔解体操作技術

作業従事者の放射線被ばくを低減するためには、遠隔操作は原子炉解体において必須の技術である。原研ではより操作能力、汎用性の高い多間接式マニピュレータを開発した。これまで、7自由度のバイラテラル方式電動マスター・スレーブマニピュレータに開発の重点を置き、取扱重量10kg、25kg、100kgと作業能力向上のための開発を行った。

遠隔解体操作技術にとって、特に重要なことは、切断トーチと被切断物との間隔をできるだけ一定に保つことであり、水中約10mの距離から約10~25mm範囲に保ちながら、切断速度と合わせて移動できる制御技術を開発した。

## 2.7 放射線管理技術

解体作業に際して、一層の被ばくの低減と作業能率の改善等を目的とした放射線管理技術を確立するために、次の装置などについて技術開発を行った。

- ・搬出物品自動汚染検査装置
- ・コンクリート廃材等区分管理用測定装置
- ・定型廃棄物容器表面汚染・線量率自動測定装置
- ・放射能の環境影響評価解析

## 2.8 解体廃棄物の処理・保管技術

原子炉施設の解体に際して短期的かつ大量に発生する解体廃棄物の処理・保管技術の開発を目的として、次のような開発を行った。

- ・廃棄物容器の開発
- ・固化処理技術の開発
- ・表面汚染固体処理技術の開発、等

## 3. JPDR 解体実地試験

### 3.1 解体届

JPDRの解体手続は、原子炉等規制法第38条に基づき行われた。前述の第1段階での要素技術開発段階での試料採取、系統の化学除染試験などを、原子炉解体の一部と判断され、これらの作業に先だって、昭和57年12月、科学技術庁長官に、解体の方法および安全対策等を盛り込んだ「解体届」を提出した。その後、第1段階での要素技術開発の成果ならびに原子力安全委員会が昭和60年12月に決定した「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—」に基づき、当初の「解体届」を見直して作成した「解体届の変更届」が昭和61年7月に受理され、同12月第2段階の解体実地試験に着手した。

### 3.2 解体工事

JPDRの解体実地試験は、昭和61年12月4日、解体開始記念式典に引き続き開始された。原子炉解体の手順模式図およびスケジュールを、それぞれFig.2、Table 3に示す。また、JPDR原子炉容器および炉内構造物をFig.3に示す。

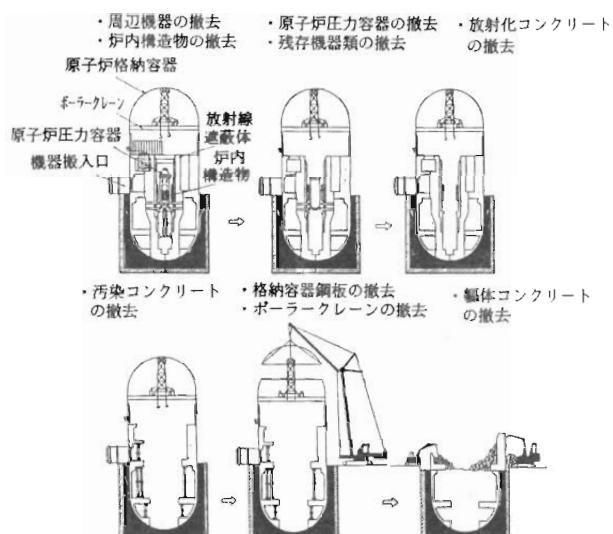


Fig.2 Schematic of Dismantling Procedure for JPDR

Table 3 Time Schedule of JPDR Decommissioning Program (Phase II)

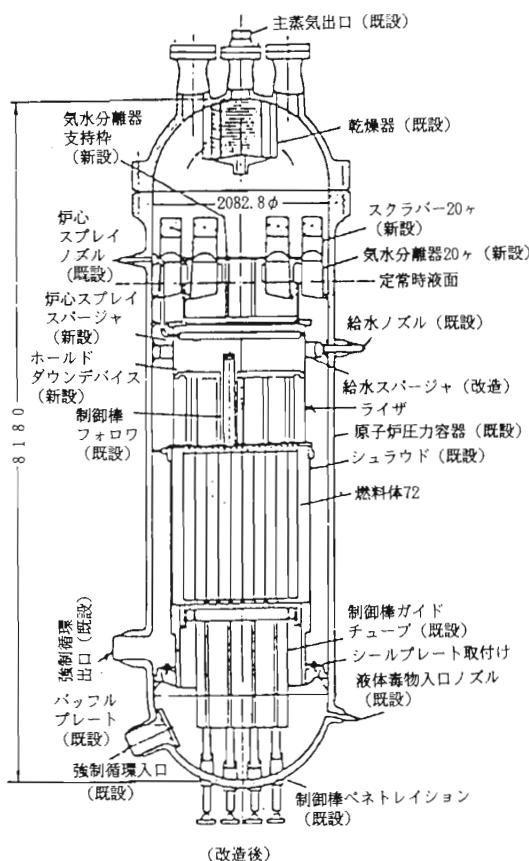


Fig.3 Cross-sectional View of Reactor Core Structure and Pressure Vessel

原子炉の主要構造物の解体作業は、まず、原子炉周辺機器の撤去から開始された。次いで、放射能濃度が最も高い炉内構造物がプラズマ遠隔切断装置を用いて、Photo 3 に示すように水中で切断され、撤



Photo 3 Cutting of Reactor Internal by Plasma Arc

去された。この結果、炉内中心部の線量率は、9 Sv/h から  $9 \times 10^{-3}$  Sv/h に減少した。

原子炉圧力容器の解体については、接続配管が成型爆薬、ディスクカッター等により切り離した後、生体遮へい体と原子炉圧力容器の間に水封用内筒を設置し、水中で放射能密度の高い胴部がアークソーアー遠隔切断装置により解体した。これらの放射能濃度の高い構造物の撤去は、平成2年度中旬までに終了した。なお、水中での原子力容器のアークソーアーによる切断は、世界で最初の試みであった。(Photo 4 参照)

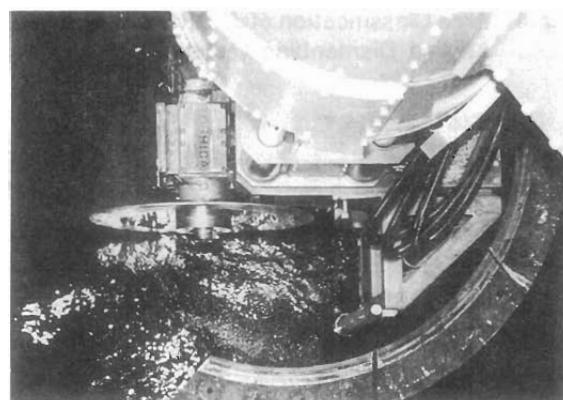


Photo 4 Cutting of Reactor Pressure Vessel by Plasma Arc Saw

生体遮へい体については、内側の突出部分を、ダイアモンドカッターとコアボーリングからなる機械的切断および水ジェット切断により行い、その外側は制御爆破法により解体撤去して、平成5年度末に終了した。なお、採取した解体工法の領域と放射能レベルをFig.4に示す。

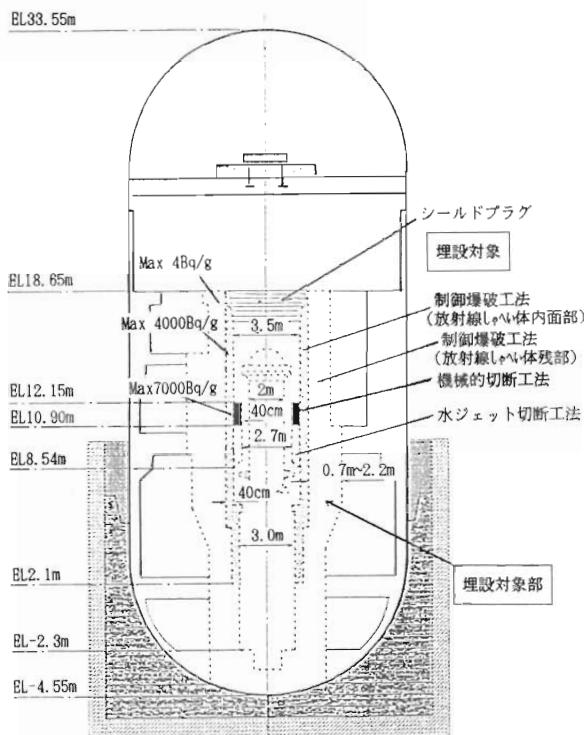


Fig.4 Area Classification of JPDR Bio-Shield and Applied Dismantling Techniques.

建家解体にあたっては、予め汚染物質を取り除き、管理区域を解除した後に、既存工法による解体撤去が可能となる。そこで、原子力安全委員会が了承した基本的な考え方(平成4年6月)を適用し、放射性廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」とに分別する作業手順を確立した。その具体的フローをFig.5に示す。

このように、建家等の解体に先だって、前もって建家コンクリート表面の汚染の除去および放射能汚染がないことの確認測定を床、壁、および天井の全表面について行った。また、放射能汚染がないことを科学技術庁の確認を受けた。その後、原子炉格納

容器、タービン建家、制御建家、スタッフ等(Photo 5参照)の順に解体撤去作業を進め、平成8年3月までにすべて作業を完了した。

JPDR解体に伴う累積作業人工数は、約14.5万人・日であり、その内訳は炉心部に存在する放射化した機器の解体28%、設備・機器約28%、建家解体10%、建家除染・測定14%、作業管理約20%である。

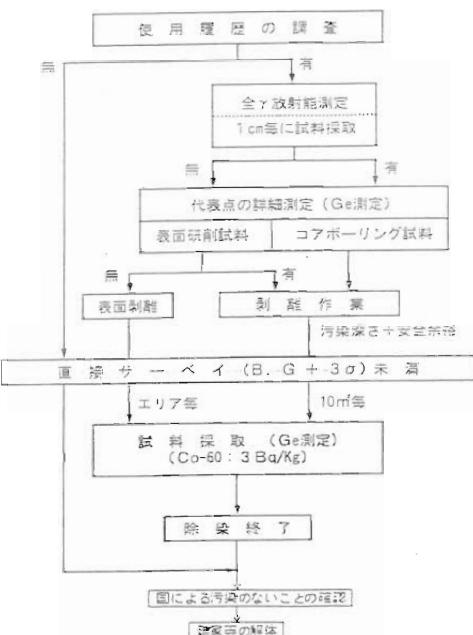


Fig.5 Procedure for Cancellation of Radiation Controlled Area



Photo 5 Demolition of Reactor Building and Stack

### 3.3 放射線管理

放射線管理は、作業者の外部被ばく、内部被ばく、作業区域の線量当量率や空気汚染および表面汚染、さらに搬出物品の汚染検査について、十分な計画管理の基に行った。

作業者の外部被ばく管理は、各機器の解体作業ごとに設定した個人および集団の計画線量当量に基づいて行った。

その結果、作業者の累積線量当量は、0.3人・Sv(計画値の1/3以下)であり、その解体作業別の内訳は、炉内構造物24%、接続配管20%、原子炉圧力容器35%、生体遮へい9%であり、炉心部に存在する放射化した機器の解体作業によるものが大部分であった。

また、解体工事による空気汚染や表面汚染もなく、環境への影響もなく管理することができた。

### 3.4 解体廃棄物

JPDR解体に伴って発生する解体廃棄物量は、全体で約2万4,400トンであり、そのうち放射性廃棄物は、約3,800トンである。廃棄物発生量の割合をFig.6に示す。

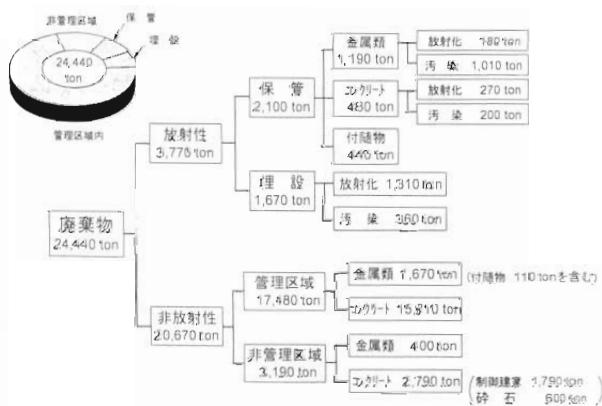


Fig.6 Waste Arising from Dismantling Activities

この放射性廃棄物については、Table 4に示すように、放射能レベルを4分類に区分し、ドラム缶、箱型容器および遮へい容器等に収納した。保管棟に保管したもの約2,100トン(ドラム缶換算約10,000本相当)である。また、埋設実地試験に用いた極低レベルのコンクリートは、約1,700トンである。

Table 4 Weight of Solid Radioactive Waste generated from JPDR Decommissioning

放射能レベルの区分		I	II	III	IV
放射化金属・汚染コンクリート	Bq/g	$4 \times 10^3$ 以上	$4 \times 10^4$ 以上 $4 \times 10^3$ 未満	$4 \times 10^{-1}$ 以上 $4 \times 10^3$ 未満	$4 \times 10^{-1}$ 未満
汚染金属	Bq/cm <sup>2</sup>	$4 \times 10^3$ 以上	$4 \times 10^4$ 以上 $4 \times 10^3$ 未満	$4 \times 10^4$ 以上 $4 \times 10^3$ 未満	$4 \times 10^4$ 未満

注:JPDR解体現場では将来極低レベル、再利用・規制除外レベルが決められた時対応できるように、材質別にII, III, IVをさらに細かく区分している。

放射性でない廃棄物として解体した建家等のコンクリート・ガラ等は約1万8千トンあり、すでに一部クラッシングし建家解体後の埋め戻し材等として再利用を図った。残りのものも再生資源として適宜利用する予定である。

また、原子炉格納容器等の構造材1,960トンについてはスクラップ材とし、この原予炉格納容器鋼板の一部を利用し、JPDR解体終了記念品(文鎮)を製作した。

### 4. 放射性コンクリート廃棄物の廃棄物埋設実地試験

解体によって生じた放射性廃棄物のうち極低レベルコンクリート約1,700トンを廃棄物埋設実地試験に供した。廃棄物埋設実地試験は、極低レベルコンクリート廃棄物の処分における安全性を実証する目的で実施するものである。

廃棄物の埋設実地試験は、埋設事業の許可に基づきFig.7に示す埋設施設を設け、原研の北地区で実施した。埋設コンクリート廃棄物は、Fig.4に示す生体遮へい体の外周部の制御爆破ガラおよびシールドブロック、ならびに建家の表面汚染部の除去コンクリートが対象である。また、その放射能量を、Table 5に示す。

平成7年11月から極低レベルコンクリート等の搬入、埋設作業を行い、平成8年6月に工事を竣工した。なお、埋設施設の管理は、被ばく管理の観点等から、定置作業の完了後も、29年間行うことになっているが、その後は管理を必要としない。

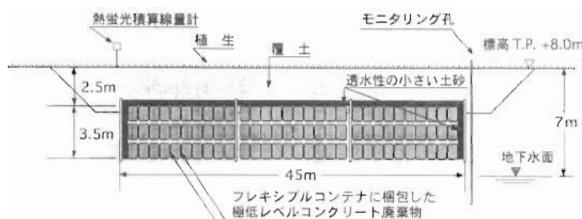


Fig.7 Representative Cross Section View of the Demonstration Facility for the Waste

Table 5 Radioactivity and Maximum Activity Concentrations for Major Radionuclides in the VLL Concrete Waste

主要核種	放射能 (Bq)			最大放射能濃度 (Bq/ton)
	放射化物	汚染物	合計	
<sup>3</sup> H	$1.7 \times 10^8$	$7.5 \times 10^6$	$1.8 \times 10^8$	$1.1 \times 10^6$
<sup>14</sup> C	$4.0 \times 10^5$	$6.9 \times 10^6$	$7.3 \times 10^6$	$2.0 \times 10^4$
<sup>36</sup> Cl	$1.2 \times 10^4$	.....	$1.2 \times 10^4$	$7.7 \times 10^4$
<sup>42</sup> Ca	$7.4 \times 10^5$	.....	$7.4 \times 10^5$	$4.8 \times 10^3$
<sup>60</sup> Co	$3.9 \times 10^6$	$2.1 \times 10^6$	$6.0 \times 10^6$	$1.6 \times 10^5$
<sup>63</sup> Ni	$2.5 \times 10^5$	$1.0 \times 10^7$	$1.1 \times 10^7$	$3.0 \times 10^4$
<sup>90</sup> Sr	$1.0 \times 10^5$	$6.9 \times 10^6$	$7.0 \times 10^6$	$2.0 \times 10^4$
<sup>137</sup> Cs	$2.0 \times 10^4$	$8.8 \times 10^5$	$9.0 \times 10^5$	$1.0 \times 10^4$
<sup>152</sup> Eu	$1.7 \times 10^7$	.....	$1.7 \times 10^7$	$1.1 \times 10^5$
<sup>154</sup> Eu	$7.8 \times 10^5$	.....	$7.8 \times 10^5$	$5.0 \times 10^3$
$\alpha$ 線放出核種	$3.4 \times 10^3$	$2.2 \times 10^5$	$2.2 \times 10^5$	$6.4 \times 10^2$
合計	$1.97 \times 10^8$	$3.57 \times 10^7$	$2.33 \times 10^8$	.....
重量(ton)	1,310	360	1,670	.....

## 5. JPDR 解体プロジェクトの成果

第1段階の要素技術開発および第2段階のJPDR解体実地試験を通しての成果等を要約すると次のとおりである。

- ① JPDRの解体は、適切な解体技術と放射線の管理により作業者の安全確保を図り、原子炉の解体を完遂することができた。また、解体作業に伴う異常な放射能の放出もなく環境への影響は、全く問題なかった。
- ② 放射能インベントリー評価、放射能測定技術が確立された。原子炉解体計画を立案、検討に最も基礎となる放射能量とその対象機器を明確にすることが重要であり、全放射能の大部分が原子炉容器内に集中していることが確認された。

③ 炉内構造物、原子炉原子力容器等は、水中でのプラズマアーク切断等により解体撤去が可能であることが実証された。また、特に水中での遠隔操作技術の適用は作業者の被ばく低減に大いに寄与するとともに、アーク切断によるヒューム発生の抑制効果が非常に大きいことを確認した。

④ 生体遮へい体の解体撤去には、機械的切断、水ジェット切断、制御爆破の技術が適用され、その有用性を実証した。特に、制御爆破の技術が効率的であった。また、諸外国でワイヤーソーの活用も報告されており、これらの技術を放射能レベル、解体物の大きさ、構造等を考慮して、組合せて利用することが有効であるとの知見を得た。

⑤ コンクリート床面の汚染状況調査により、一次冷却の漏洩箇所では浸透汚染の深さが、<sup>60</sup>Coでは約数mm、<sup>137</sup>Csでは10数mm以内に限定されていることが判明した。これらのデータに基づき放射能汚染部の分離除去を可能にした。建家等の解体については、「放射性でない廃棄物」の考え方を適用し、汚染状況の調査、コンクリート表面除染、汚染がないことを確認する測定を行い、既存工法による建家の解体を実現した。これらの作業手順を確立した。

⑥ 解体に伴って発生する放射性廃棄物については、放射能濃度、汚染レベルおよび材質等により区分し、将来の処理、処分に備えた管理システム採用した。その結果、大部分の放射性廃棄物は、極めて放射能レベルが低く、そのうち極低のコンクリート廃棄物については、埋設実地試験に用い、簡易埋設による処分を実証した。

今後、規制除外、再利用基準の確立を含めた一層合理的な廃棄物管理システムの構築が重要であると認識された。

⑦ 除染技術については、解体前の系統除染および解体後の廃棄物の除染に関する基本技術を確立した。

⑧ 解体による放射能廃棄物の発生量、必要な作業人工数、作業者の被ばく量等を解体前に予測評価して解体計画を策定するための計算コードとデータベースを開発した。これらの計算コードシステムは、合理的なデコミッショニング方式を検討するのに必須のものであり、さらに改良、整備を図ることとする。

⑨ 原子炉の設計段階において、原子炉の運転、保守と調和ある設計を行い解体廃棄物の発生量の低減を合わせて考慮しておくことが重要である。例えば、埋設配管の不採用、放射化物の低減化等である。

⑩ JPDR 解体技術開発において、デコミッショニング技術等に関する国際的な情報交換、技術者の交流等を行ったことは有益であった。技術開発は日進月歩であり、各国の経験は、将来の商用発電炉等の解体撤去に有益な情報を持たせるものであり、今後とも積極的に進める必要がある。

⑪ 解体技術開発およびJPDR 解体実地試験に期間には、電力、メーカから約100人の技術者の参加が得られ、解体技術の民間への技術移転を図った。

#### 6. むすび

発電用原子炉の解体撤去の実績は、現在のところ、世界的にみても数例を数えるだけである。

このような状況の中で、JPDR 解体実地試験が被ばく事故もなく無事終了し、発電炉の安全な解体撤去の可能性が実証されたことは、意識深く、また、世界的に見ても極めて大きな成果であると考える。

今後の原子炉デコミッショニング技術開発については、商用発電炉の構成は大きく、放射能インベントリも多いので、一層安全で合理的な解体システムを目指し、特に経済性を考えた開発が重要である。

今後の原子力施設のデコミッショニングは、原研

の再処理特研の解体(平成8年～16年)、研究用原子炉JRR-2の運転終了(平成8年12月予定)、また、2年後に運転停止する東海発電所が予定され、デコミッショニング対象施設は、年々増加していくだろう。デコミッショニングに伴う解体廃棄物は、いづれの施設も、極低レベルの放射性廃棄物が多く発生するだけに、特に再利用、規制除外の基準整備、および再利用技術開発を急がなければならない。

JPDR 解体廃棄物については、「放射性でない廃棄物」の考え方方が原子力安全委員会で認められ、約85%解体物を再資源化への道を開くことができた。次の目標は、解体放射性廃棄物の中で大部分を占める極低レベルの汚染金属およびコンクリート廃棄物を再利用又は規制除外による処分への道である。現在、IAEA、CEC、OECD/NEA等の国際的な場において、再利用や規制除外に関する基準の検討が進められており、我が国においても、今後、より一層積極的に取り組むことが必要である。

放射性廃棄物対策の一環として、JPDR 解体で発生し、保管してある極低レベルの放射性金属廃棄物等を再利用する実証試験など、現実のことから始めたい。

最後に、JPDR は建設、運転、解体という一つのライフサイクルを完結できたことに、永年にわたり多くの方々のご指導、協力、支援に深く感謝の意を表します。また、JPDR 解体プロジェクトに参加された関係各位の御尽力に深く感謝いたします。

## JPDR 解体実地試験 —放射線遮蔽体の解体撤去—

清木 義弘\*、小澤 一茂\*

### *The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Activities —Dismantling of The Biological Shield —*

Yoshihiro SEIKI and Kazushige KOZAWA

Actual dismantling of the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) in the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) was started in 1986 and was completed by 1996. The objectives of dismantling activities are to obtain the data necessary for decommissioning of nuclear power reactors, to verify and confirm the developed techniques. By 1990, the highly activated components such as the reactor internals, the reactor pressure vessel (RPV) and the pipes connected to the RPV were already removed by remote operation using the newly developed dismantling techniques.

After removing the highly activated components, the dismantling activities proceeded to dismantling the concrete structures of the biological shield. The dismantling activities of the biological shield were started at September 1990 and were completed by January 1994. The inner protrusion of the biological shield which had high radioactivity was removed using the Diamond Sawing/Coring and the Abrasive Water Jet techniques with remote operation. The remaining biological shield which had low radioactivity and large amount of concrete was dismantled using the controlled blasting technique. These techniques were selected to minimize the radiation exposure of workers and to demolish powerfully the massive reinforced concrete structures.

Through the dismantling activities, various data on cutting performance, radiological safety, waste generation were collected. This report describes the dismantling procedure and the results of data analysis on dismantling of the JPDR biological shield.

#### 1. はじめに

日本原子力研究所の動力試験炉(JPDR)を対象としたJPDR解体実地試験は、開発した技術の実証と将来の商業用発電炉の解体に資するデータを取得することを目的に、1986年に始まり1996年にすべて

の解体を終了した。解体は原子炉格納容器内の高放射化物を撤去することから始まり1990年3月までに開発した遠隔工法により炉内構造物、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器接続配管等を解体撤去した。

これらの鋼構造物を解体した後に、原子炉圧力容器を取り囲んでいたコンクリート構造物である放射

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

線遮蔽体の解体に着手した。放射線遮蔽体の解体は1990年9月に始まり、1994年1月に終了した。JPDRの放射線遮蔽体の一部は強く放射化していたため、作業員の被ばく防止の観点から、原研で技術開発を行った機械的切断工法、水ジェット切断工法により遠隔操作で解体撤去を行った。その他の放射線遮蔽体は放射能レベルも低く、また物量も多量であるため制御爆破工法を適用して解体撤去を行った。解体作業に際しては、各種のデータを取得しながら作業を行った。以下に各工法の作業内容、取得したデータについて述べる。

## 2. JPDR の放射線遮蔽体

JPDR の放射線遮蔽体は、運転中の中性子の照射により一部は強く放射化しており、また耐震設計の観点から、表面には厚さ13mmのライナーを施した強固な鉄筋コンクリート構造となっている。さらにコ

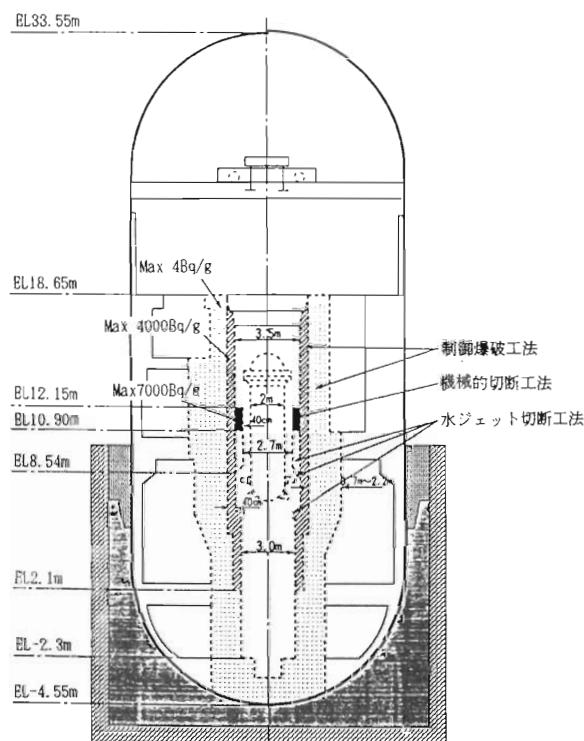


Fig.1 Cross sectional view of the JPDR biological shield showing area classification relating to the applied techniques and the maximum radioactivity of the concrete

ンクリート内部には主筋( $\phi 29\text{mm}$ )が約150mmの間隔で配筋されているほか、遮蔽冷却系配管( $\phi 34\text{mm}$ )、中性子検出器冷却系配管( $\phi 165\text{mm}$ 、厚さ50mmの鉛で遮蔽)等が埋設されている。JPDRの放射線遮蔽体の解体撤去は、Fig.1に示すように放射能レベルによって解体範囲を分割し、原研で開発した機械的切断工法、水ジェット切断工法、制御爆破工法を適用して解体撤去を行った。

放射線遮蔽体の炉心中心部(EL8.54m～EL12.15m)の40cmだけ厚みを増した部分(以下「放射線遮蔽体突出部」という)は放射能レベルが高いため、作業員の被ばく防止の観点から、遠隔操作を用いた機械的切断工法と水ジェット切断工法を適用して解体撤去を行った。

放射線遮蔽体突出部を解体撤去した後のEL2.1m～EL18.65mの表層約40cmの部分(以下「放射線遮蔽体内面部」という)とEL4.55m～EL18.65mの壁厚0.7m～2.2mの部分(以下「放射線遮蔽体残部」という)は放射能レベルが低いため、制御爆破工法を適用して解体撤去を行った。

## 3. 機械的切断工法による解体撤去

### 3.1 解体範囲

機械的切断工法を適用した解体範囲はFig.1に示すように、EL10.90～EL12.15mまでの放射線遮蔽体突出部上部である。放射線遮蔽体突出部上部の形状は、高さが1.25m、内径が2.7m、外径が3.5mの中空円柱状の鉄筋コンクリートである。放射線遮蔽体突出部上部の放射能レベルは最大約7,000Bq/g、放射線遮蔽体内の空間線量当量率は最大で約2mSv/hであった。

### 3.2 機器の構成

機械的切断工法は穿孔を行うコアボーリング式切断機とブレード切断を行うカッター式切断機により放射線遮蔽体をブロック状に解体撤去する工法である。機械的切断工法のシステムの構成は、Fig.2に示すように、切断装置本体、ブロック把持機、スラリー回収処理装置、切断機局所集塵装置、操作卓等から構成されている。以下に主要な機器の概要を述べる。

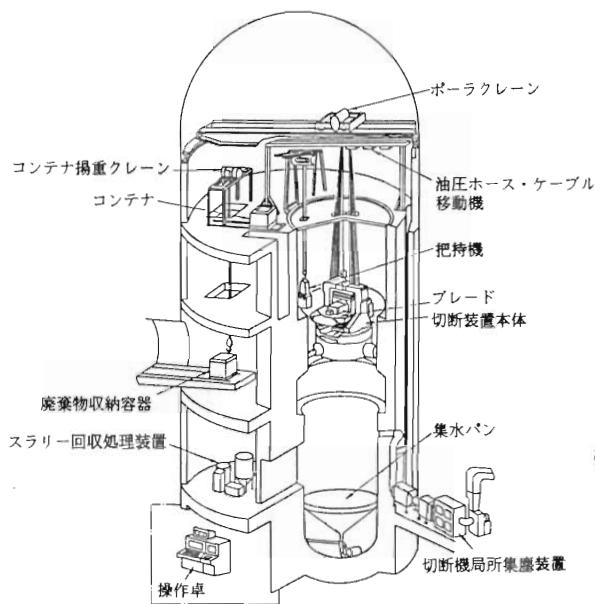


Fig.2 Arrangement of the Diamond Sawing/Coring system

### (1) 切断装置本体

Table 1 に切断装置本体の仕様を、Fig.3 に機械的切断装置の概要を示す。切断装置本体は、コアボーリング式切断機とカッター式切断機を装備しており、高さは4,340mm、最大直径2,550mm、重量は約10トンである。切断装置本体は3本のア utriggerにより放射線遮蔽体内に固定され、垂直移動、旋回移動、前後移動等の動作を行う機構となっている。な

Table 1 Cutting specification of the Diamond Sawing/Coring machine

#### コアボーリング式切断機

コアビットの直径:	152 mm
コアビットの長さ:	1100 mm
回転数:	: 150 rpm
冷却水:	: 4.6 l/min

#### カッター式切断機

ブレードの種類:	: ダイヤモンド及びCBNブレード
ブレードの直径:	: 1067 mm
ブレードの厚さ:	: 5 mm
回転数:	: 1000 rpm
冷却水:	: 4.6 l/min

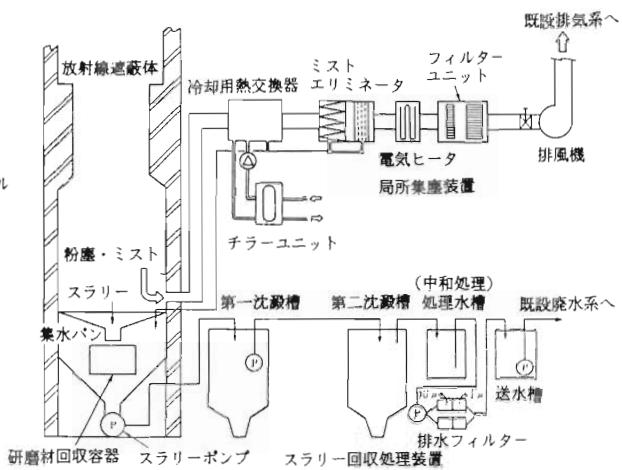


Fig.3 Conceptual diagram of the Diamond Sawing/Coring machine

お、切断装置本体のカッター式切断機とコアボーリング式切断機は併用することができないため、作業を効率的に進めるためにFig.3に示すコアボーリング専用機を導入した。コアボーリング専用機は、3階フロア上に設置され、3階フロアで操作を行うことにより穿孔を行う機構となっている。

### (2) ブロック把持機

切断したブロックを把持し、揚重して容器に収納する装置である。格納容器3階フロアに設置した操作用補助盤とキャビティ内観察用カメラにより操作を行う機構となっている。

### (3) スラリー回収処理装置及び切断機局所集塵装置

Fig.4にスラリー回収処理装置および切断機局所集塵装置の構成を示す。スラリー回収処理装置は、

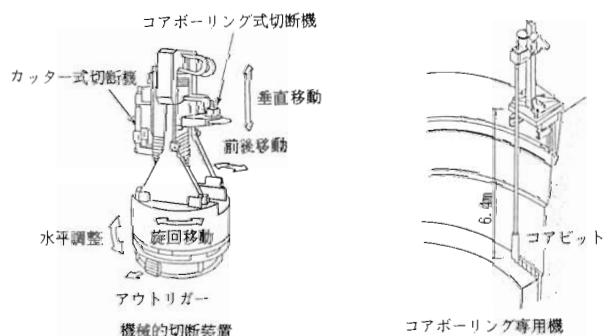


Fig.4 Slurry and Dust treatment system

冷却水やスラッジ等の混合物であるスラリーを回収処理する装置である。スラリーは、研磨材回収ダンク、第1、2沈澱槽により処理水とスラッジに分離される。処理水はpH調整し、フィルター(10μm、1μmの2種類のフィルター内蔵)でろ過後、既設の排水処理設備に排水される。

切断機局所集塵装置は、切断時に発生する粉塵やミストを回収処理する装置で、放射線遮蔽体内を約100m<sup>3</sup>/minで負圧換気する性能を有する。ミストは冷却用熱交換器、ミストエリミネータ、電気ヒーターにより除湿処理され、粉塵はフィルターユニット(高性能、中性能フィルター内蔵)により除去されるシステムになっている。フィルター処理後は既設の換気設備に排気される。

### 3.3 解体作業

Fig.5に機械的切断工法による解体手順を示す。まず、立方晶窒化ホウ素(Cubic Boron Nitride, 以下「CBN」という)ブレードを装着したカッター式切断機により、放射線遮蔽体の内側表面に施されているライナーを垂直、水平に切断した後に、鉄筋コンクリート本体の解体を行った。鉄筋コンクリートの解体においては、水平切断にダイアモンドブレードを装着したカッター式切断機を、背面切断および垂直切断には主にコアボーリング専用機またはコアボーリング式切断機を用いた。CBNブレードは、ライナー等の金属の切断に適しており、またダイアモンドブレードはコンクリートの切断に適しているため、これらのブレードを適時交換して切断を行つ

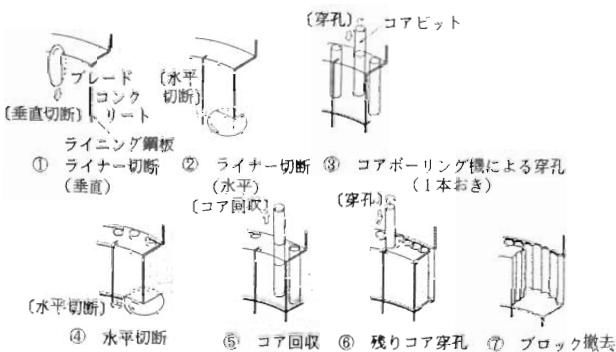


Fig.5 Sequence for cutting upper portion of inward protrusion of the biological shield by the Diamond Sawing/Coring system

た。切断したブロックは、ブロック把持機により3階フロアまで揚重し、収納容器に収納した。

### 3.4 取得データ

#### (1) 切断ブロックの個数、重量

機械的切断工法により放射線遮蔽体突出部上部を9個のブロックと101本のコンクリートコアに解体撤去した。ブロックの重量は約5.7トン、コンクリートコアの重量は約3.6トンであり、解体物量の合計は約9.3トンであった。ブロックの形状は平均で約1,100mm<sup>l</sup> × 250mm<sup>w</sup> × 1,250mm<sup>h</sup>であり、重量は400kg～950kgであった。またコアの形状は約Φ150mm × 1,250mm<sup>h</sup>あり重量は約50kgであった。ブロックの表面線量当量率は解体部位により差があるものの、表面ライナー部で最大約470μSv/hであり、これらは、3m<sup>3</sup>角型鋼製容器3個に収納した。また解体に伴ってスラッジが約1.7トン発生したが、スラッジは次項に述べる水ジェット切断工法により発生したスラリーとともに固化処理して容器に収納した。

#### (2) 切断時間

Fig.6に示すようにコアボーリング専用機を導入したために、ブレード切断と穿孔を並行して、効率的に作業を行うことが可能となった。しかし両切断装置による総切断時間は約260時間であり、比較的多くの切断時間を要している。このように多くの切断時間を要する原因是、Table 2, 3に示すようにブレード切断、コアボーリングによる穿孔とも切断速度が、コンクリートを切断する時と比較してライナー等の金属を切断する時に遅くなるためである。本解体実地試験ではモータの出力を向上させ、ブレードを適時変更した結果、コンクリートの切断速度はモックアップ試験と比較して約2倍に向かっているものの、全切断時間はこの後に述べる水ジェット切断工法と比較すると非常に多くの切断時間を要する結果となった。

#### (3) 冷却水、ブレード使用量

切断に伴って、冷却水を約100m<sup>3</sup>(切断装置本体:28m<sup>3</sup>、コアボーリング専用機:68m<sup>3</sup>、装置洗浄等:6m<sup>3</sup>)を使用した。冷却水はスラリー回収処理装置により処理し、既設排水設備に排水した。またCBNブレードを6枚、ダイアモンドブレードを8枚、コアピットを33個使用した。使用効率はそれぞれ、

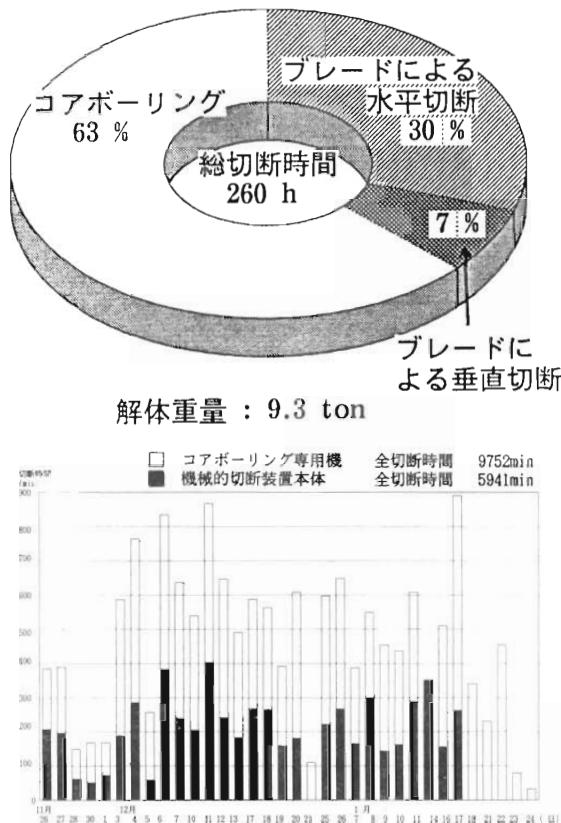


Fig.6 Cutting time per day by Diamond Sawing/Coring machine and Core boring machine, and Breakdown of total cutting time

Table 2 Cutting velocity of the Sawing unit

部位	形態	モックアップ試験	解体実地試験
ライナーの水平切断	突入	0.6mm/min	2.9mm/min
	送り	6.0mm/min	19.2mm/min
ライナーの垂直切断	突入	1.0mm/min	3.4mm/min
	送り	7.2mm/min	21.4mm/min
鉄筋コンクリートの水平切断	突入	3.3mm/min	3.7mm/min
	送り	13.6mm/min*	20.7mm/min*
鉄筋コンクリート			10.5mm/min
			41.7mm/min

\*コンクリート部と鉄筋部の平均の速度

Table 3 Cutting velocity of the Core boring unit/ Core boring machine

部 位	モックアップ試験		解体実地試験	
	コア専用機	装置本体コア	コア専用機	装置本体コア
ライナー	0.4mm/min	0.5mm/min	0.4mm/min	0.4mm/min
鉄筋コンクリート	17.7mm/min	11.9mm/min*	24.6mm/min*	24.6mm/min*

\*コンクリート部と鉄筋部の平均の速度

CBN ブレードが約6.5枚/m<sup>2</sup>, ダイヤモンドブレードが約2.3枚/m<sup>2</sup>, コアビットが3.2個/m<sup>2</sup>となった。

#### (4) 作業日数、人工数、被ばく量

機械的切断工法による放射線遮蔽体突出部上部の解体撤去作業に要した作業日数は111日、作業人工数(出面)は約2000人・日、また作業者の外部被ばくによる集団線量当量は約7.4man・mSvであった。本解体における被ばくの主な原因は、装置の据付けやブレードの交換、ブロックの回収等の作業で作業員が放射化物に接近したためである。なお、上記に示した作業日数、人工数、被ばく量には、機械的切断工法及び水ジェット切断工法のための共通準備作業のデータを加えていない。

#### 3.5 まとめ

機械的切断工法は、解体対象物を計画どおりに正確なブロック状に解体することが可能であり、また次項に紹介する水ジェット切断工法に比べ、解体付随廃棄物の発生量が少ないなど優れた面を有している。しかし、切断対象物により、切断速度が大きく異なり、場合によっては多くの切断時間を要する懸念もある。したがって、機械的切断工法を将来、商業用発電炉に適用する場合には、切断能力を向上させるとともに、本解体実地試験でもコアボーリング専用機を導入したように、ブレード切断とコアボーリング切断を同時に行うことができる機能を切断装置に備える等の改良が望まれる。

### 4. 水ジェット切断工法による解体撤去

#### 4.1 解体範囲

水ジェット切断工法を適用した解体範囲はFig.1に示すように放射線遮蔽体突出部下部と原子炉圧力容器支持架台および中性子検出器検出器冷却系配管である。放射線遮蔽体突出部下部の形状はEL8.5m

～EL10.9mまでの高さ2.4m、内径2.7m、外径3.5mの中空円筒状であり、前項で述べたとおり表面内側にはライナーが施してあるほか、遮蔽冷却系配管、中性子検出器冷却系配管等が埋設されている。

#### 4.2 機器の構成

水ジェット切断工法は内径数ミリのノズルから超高压水を噴射して解体対象物を切断する工法である。水ジェット切断工法のシステムの構成は、Fig.7に示すとおり、切断装置本体、切断ブロック搬出用バケット、研磨材供給装置、高圧ポンプ、スラリー回収処理装置、切断機局所集塵装置等から構成されている。

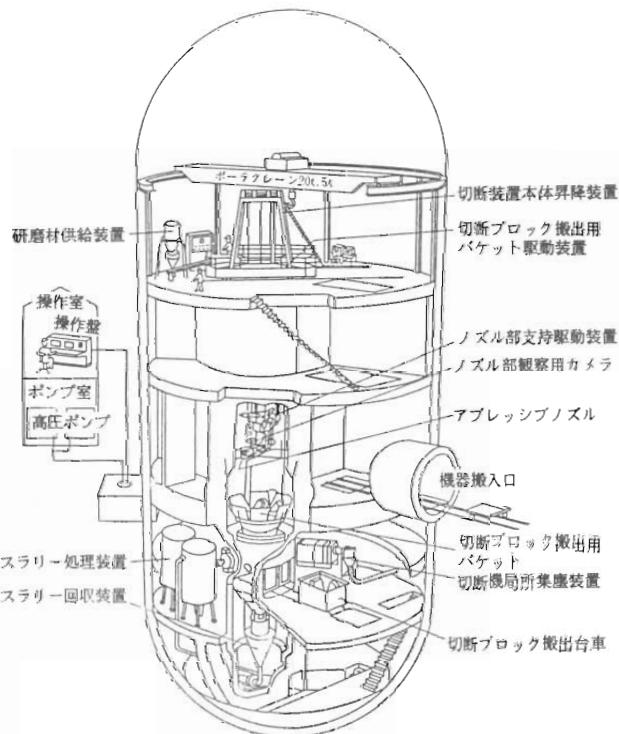


Fig.7 Arrangement of the Abrasive Water Jet Cutting system

#### (1) 切断装置本体

Table 4に切断装置本体の仕様を、Fig.8に水ジェット切断装置の概要を示す。切断装置本体はノズル部、ノズル部支持駆動装置、アウトリガー、高圧水供給ホース、研磨材供給ホース、切断溝内観察カ

Table 4 Cutting specification of the Abrasive Water Jet Cutting machine

ノズルの直径	:	5 mm
ノズルの移動速度	:	30 cm/min
スタンドオフ	:	50 mm
水圧	:	2,000 kg/cm <sup>2</sup>
水の流量	:	50 ℥/min
研磨材	:	スチールグリット (#40)
研磨材の粒径	:	0.1～1.0mm
研磨材の流量	:	5kg/min

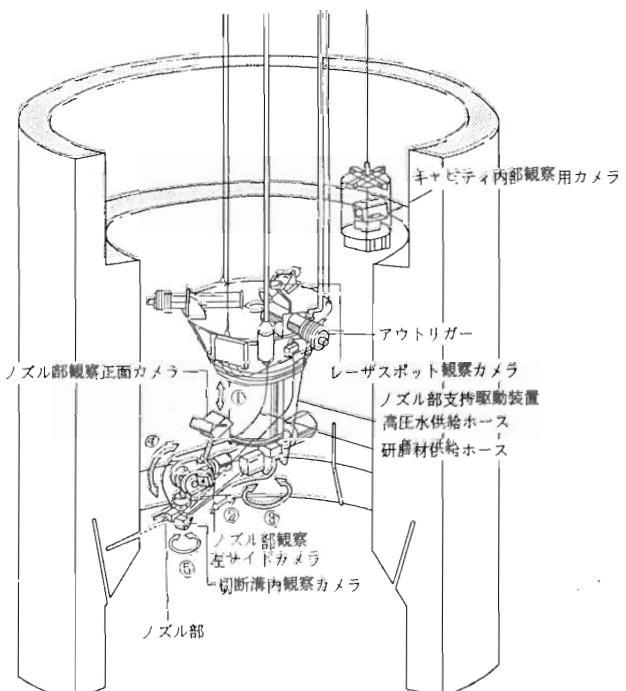


Fig.8 Conceptual diagram of the Abrasive Water Jet Cutting machine

メラ、ノズル部観察カメラ、レーザースポット観察カメラ等から構成されている。切断装置本体の寸法は高さ約1,800mm(ノズル部支持駆動装置最小時)、直径約2,400mm(アウトリガー最小伸長時)、重量は約2.2トンである。ノズル部支持駆動装置は、ノズル部を任意の位置に支持し、水平、垂直及び背面切断の動作を行う機能を有している。ノズル部はダイアモンド製のオリフィスとタンクステンカーバイト

製のノズルで構成されており、高圧水と研磨材が混合室内で混合され、超高压水としてノズル部より噴射される。切断装置本体のノズルの左右に切断完了の確認に用いられる切断溝内観察カメラと超音波水距離計があり、その近傍には切断状況を観察するためのカメラがノズルの後方と左右の3箇所に備え付けられている。

### (2) 研磨材供給装置

研磨材供給装置は研磨材を切断装置本体のノズル部へ供給する装置であり、研磨材一次タンク、二次タンク、計量ホッパ、ミニコンベア、研磨材供給ホース、研磨材供給盤で構成されている。尚、研磨材には基礎試験の結果からスチールグリット(#40)を採用した。

### (3) 切断片搬出装置

切断片搬出装置は切断後に落下するブロックを受け止め、廃棄物収納容器に収納するものであり、切断片搬出用バケット、搬出バケット駆動装置等で構成されている。切断片搬出用バケットは開閉式になっており、検出器によりブロックの落下を検知することができる。

## 4.3 解体作業

### (1) 切断作業

放射線遮蔽体突出部下部の解体はFig.9に示すとおり、突出部の背面(上向き背面)、側面(垂直切断)、上面(水平切断)の順に、ノズルを左右あるいは上下

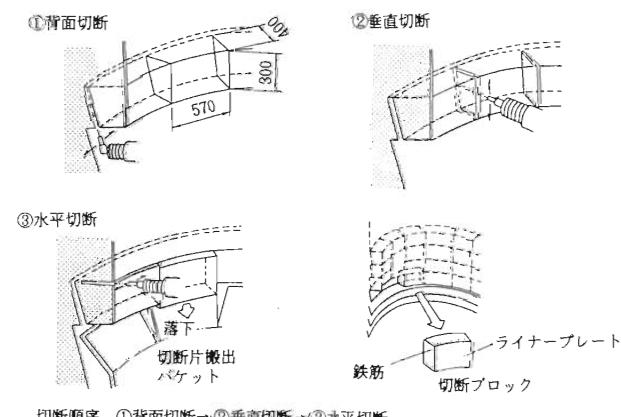


Fig.9 Sequence for cutting lower portion of inward protrusion of the biological shield by the Abrasive Water Jet Cutting system

へ計画した回数だけ繰り返し移動(切断パス)しながら、最下部より順次上方へ行った。切断後は、切断溝内観察カメラ等を用いて切断溝内を観察し、埋設鉄筋等に切れ残りを認めた場合には、部分的な追加切断を行った。切断したブロックは切断ブロック搬出用バケット内に落下し、切断ブロックが所定の個数(最大5個)に達したら、バケットを降下して下羽根を開き、収納容器に収納した。なお、放射線遮蔽体突出部下部の解体撤去後には、制御爆破工法による解体の準備作業として、ライナーと表層鉄筋を切断するスリットを入れる作業を行った。これは制御爆破時にライナーや鉄筋の拘束力を無くすためのものである。

## 4.4 取得データ

### (1) 切断ブロックの個数、重量

水ジェット切断工法により原子炉圧力容器支持架台を8個のブロックに、放射線遮蔽体突出部下部を97個のブロックに解体撤去した。また中性子検出器冷却配管は1本のみを試験的に3分割に切断した。解体重量は原子炉圧力容器支持架台が約4トン、放射線遮蔽体突出部下部が約24.7トン、中性子検出器冷却系配管が約0.8トンであった。

放射線遮蔽体突出部の解体ブロックの形状は、平均で約600mm<sup>L</sup>×400mm<sup>W</sup>×300mm<sup>H</sup>、重量で約200kgであり、表面ライナーが剥がれたり、角部が損傷したりしているが、切断溝を考慮するとほぼ計画値どおりの寸法となった。またその表面線量当量率はライナーの表面がもっとも高く、最大で約700μSv/hであった。これらのブロックは3m<sup>3</sup>角型鋼製容器13個、1m<sup>3</sup>角型鋼製容器3個、200ℓ黄色ドラム缶3本に収納した。

### (2) 切断時間

放射線遮蔽体突出部下部の切断時間はFig.10に示すように約6,000分、1日の切断時間は85分～109分であり、総切断時間は計画値に対して約4.5%の増加であった。また、鉄筋、埋設配管等の切断では、コンクリートの被り厚さが大きいために、計画の切断パスではコンクリートのみしか切断できないことが多く、このような場合には部分的な追加切断を行った。追加切断の占める割合は、全切断時間に対して約30%であり、各種切断毎に見ると、水平切断で約50%、背面、垂直切断で10～15%であり、追加切

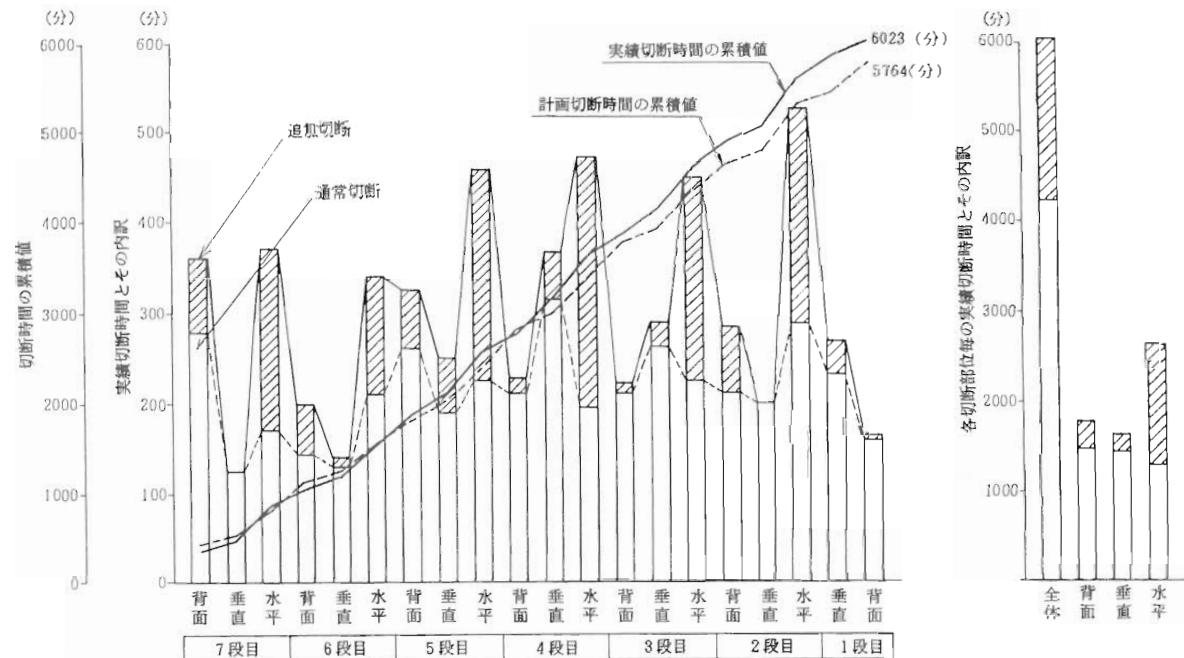


Fig.10 Required cutting time by the Abrasive Water Jet Cutting system

断のほとんどが水平切断に占められる結果となつた。この要因は、水平切断の場合は鉄筋、中性子検出器冷却系配管、遮蔽冷却系配管等を比較的多く切断しなければならないため、他の切断と比較して追加切断箇所または粗い切断箇所数が多かつたためである。なお、原子炉圧力容器支持架台の切斷時間は約1154分、中性子検出器冷却系配管露出部の切斷時間は約33分、スリット切入の切斷時間は約957分であった。

### (3) 切断深さ

鉄筋等の追加切断を行うことにより、コンクリートの切斷深さが、計画切斷深さを上回ることも生じた。一例を示すと、背面切斷(291°～69°付近、13.9パス+鋼板の粗い切斷)で切斷深さが最大117cm(計画値30cm)、水平切斷(296°～0°付近、6パス+鋼板の粗い切斷)で切斷深さが最大で108cm(計画値40cm)にも達した。またスリット切入の作業では垂直切斷(235°付近、5パス)で切斷深さが平均55cm(計画値25cm)であり、計画値のほぼ2倍であった。

### (4) ノズルの使用量

アプレッシブノズルの使用本数は中性子検出器冷却系配管切斷開始からスリット切入の作業終了までで延べ13本であり、最大使用時間は952.6分であった。なお、アプレッシブノズルの口径の損耗量は使用時間によって異なり、使用時間が短時間の場合に比べて、使用時間が長時間のほうが損耗の速さが加速的に速くなる傾向がみられた。

### (5) 水量、水圧、研磨材供給量

研磨材の使用量は中性子検出器冷却系配管切斷開始からスリット切入の作業終了まで約36t、水の使用量は約440m<sup>3</sup>(装置洗浄水を含む)であった。切斷中の研磨材供給量の平均値はFig.11に示すとおり、約4.3kg/minであり、計画値5.0±0.5kg/minを若干下回った値であった。また、水圧の変動は、実切斷日数で3日頃と50日頃に水圧の低下がみられるが、前者は高圧ホース接続部の破損、後者はオリフィスの損耗が原因であった。

なお、高圧ポンプ出口とノズル部出口での水の圧力損失は約100kg/cm<sup>2</sup>～150kg/cm<sup>2</sup>であった。

研磨材回収タンクより回収した研磨材は、含水率

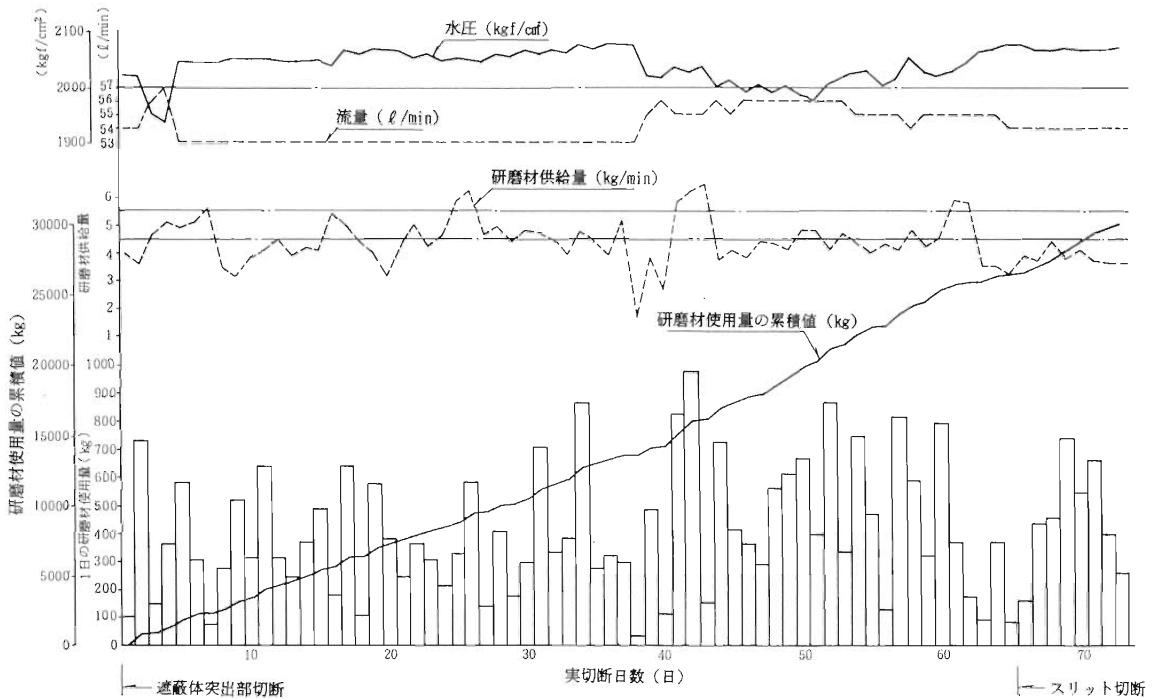


Fig.11 Amount of water and abrasive, and water pressure required by the Abrasive Water Jet Cutting system

が約15%～20wt%であり、さらにスラッジを約10wt%程度含んでいるため総重量が約44トンであった。また沈殿槽より回収したスラッジは含水率が約50～70wt%であるため総重量で約10トンとなった。回収した研磨材とスラッジは、固化処理装置によりセメント固化し、200 ℥防蝕ドラム缶92本に収納したほか、一部は切断ブロックを収納した3 m<sup>3</sup>角型鋼製容器のブロックの隙間にも収納した。

#### (6) 作業日数、人工数、被ばく量

水ジェット切断工法による放射線遮蔽体突出部下部の解体に要した作業日数は212日、作業人工数(出面)は、約5400人・日であった。また作業者の外部被ばくによる集団線量当量は約8.7人・mSvであった。これらの被ばくの原因は、機械的切断工法と同様に、準備作業において作業員が直接放射線遮蔽体内で装置の設置作業を行ったり、また切断ブロックの回収、研磨剤回収タンクの交換時に作業員が放射化しているブロック等に近づいたためのものである。なお、上記に示した作業日数、人工数、被ばく量には、機械的切断工法及び水ジェット切断工法のための共通準備作業のデータを加えていない。

#### 4.5 まとめ

水ジェット切断工法は、機械的切断工法に比べ切断片を任意の形状に解体することができるなどの優れた性能を有している。これらの特徴を生かして、本解体実地試験ではコンクリート内の埋設鉄筋等を集中的に切断することができたため、比較的短時間で鉄筋コンクリートをブロック状に解体することができた。また切断に伴って発生する副次生成物(粉塵、切断水、スラッジ、研磨材等)は、スラリー回収処理装置、切断機局所集塵装置により回収し、放射能濃度を低減して処理することができた。しかし切断水や研磨材の再利用は行わず、特に研磨材に関しては全て放射性廃棄物としたため、解体物と同量の付随廃棄物を発生させることとなった。なお、一部の研磨材、スラッジは固化処理後、解体物の収納容器内の隙間を埋めるために使用し、容器の収納効率を上げるとともに、解体物からの線量当量率を遮蔽することに利用した。将来の商業用発電炉に水ジェット切断工法を適用するためには、研磨材、切断水の再利用は廃棄物低減の観点からも必要不可欠であり、原研においてモックアップ試験等で試験した再利用システムの開発を更に進める必要がある。

また切断装置の運転は遠隔操作により行うことができたが、ノズルの交換、装置の据付け、解体物の回収等、作業員の被曝の要因となる作業が本解体システムには少なからずあるために、これらの作業の効率化や遠隔化を検討する必要がある。

## 5. 制御爆破工法による解体撤去

### 5.1 解体範囲

制御爆破工法を適用した解体範囲はFig.1に示すように、放射能レベルの低い放射線遮蔽体のEL 2.1m～EL18.65m(全長16.55m)、表層約40cmの放射線遮蔽体内面部とEL-4.55m～EL18.65m(全長23m)、壁厚0.7m～2.2mの放射線遮蔽体残部である。なお、放射線遮蔽体内の空間線量当量率は放射線遮蔽体突出部撤去後で約50 $\mu$ Sv/hほどであったが、放射線遮蔽体内面部撤去後には約3 $\mu$ Sv/hまで減少した。

### 5.2 解体作業

制御爆破工法は、低爆速で破壊作用の小さい爆薬を使用し、解体部以外への影響を極力少なくして計画した範囲のみを爆破する工法である。爆破作業は、放射線遮蔽体内面部および放射線遮蔽体残部の解体とも主として(1)穿孔、(2)装薬設計、(3)親ダイ作製、装填及び結線、(4)養生、(5)爆破、(6)二次破碎を繰り返して行った。なお、爆破作業前には、前項で述べた表面ライナーにスリットを入れる作業を、ダイアモンドカッターを使用して引き続き行った。以下に主要な作業の概要を述べる。

#### (1) 穿孔

爆破はFig.12に示すように縦穿孔による爆破と穿孔を横穿孔による爆破の二通りの方法を使用した。縦穿孔は主として放射線遮蔽体内面部の爆破に適用し、穿孔作業には削岩機を使用した。穿孔長は爆破部位の高さを考慮し約800mm～1,500mmとした。孔間隔は、壁厚方向に1層～2層(1列から2列)に20cm～40cm間隔、円周方向に20cmから30cm間隔とした。横穿孔は主に放射線遮蔽体残部の爆破に適用し、穿孔機を使用して、高さ方向に約35cm、円周方向に約30cm間隔で穿孔を行った。穿孔長は壁厚と同じく約700mm～2,200mmとした。

なお、穿孔径は基礎試験の結果を基に32mmと統一して行った。Photo 1に穿孔作業を示す。

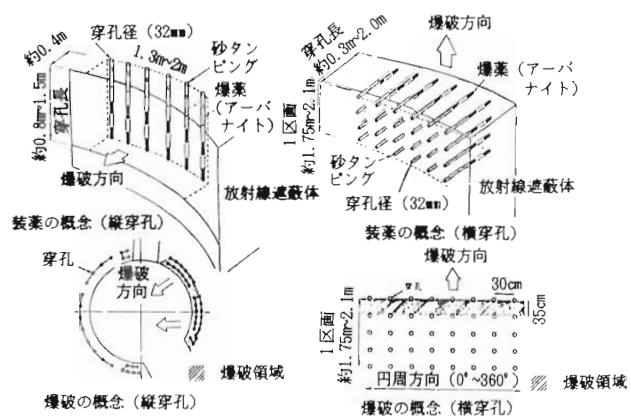


Fig.12 Conceptual diagram of the Controlled Blasting

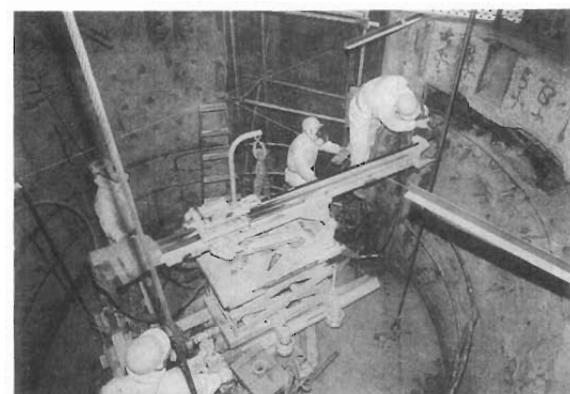


Photo 1 Drilling

#### (2) 装薬設計

装薬設計は爆破予定領域のみを効率的に破壊するために基礎試験の結果を基に行った。使用する薬量の算出には経験式(ハウザーの公式) $L = CW^3$ の変形式である下式を引用した。

$$L = C \cdot W \cdot D \cdot H \cdot \alpha$$

ここで、

C : 爆破係数(爆破量の補正数)

W : 最小抵抗線長(穿孔の中心から自由面までの距離)

D : 孔間隔(装薬孔間の間隔)

H : 穿孔長(穿孔した長さ)

$\alpha$  : 基部拘束条件による係数

上記公式を基本とし、薬量の算出を行った。また、

爆破作業責任者が爆破部位を調査し、金属の拘束力、キ裂の有無、形状等により薬量の補正を行った。

使用した爆薬は基礎試験の結果を基に、計画した範囲だけをコンクリート等の飛散なく爆破するという点から、低爆速で破壊作用の小さいアーバナイトを使用した。アーバナイトは通常の爆破作業に用いるダイナマイトに比べ、衝撃圧が $1/16\sim 1/20$ であり、装填方法によりさらに $1/100\sim 1/500$ に衝撃を緩和させることが可能な爆薬である。

### (3) 親ダイ作成、装填及び結線

親ダイは装薬設計に基づき所定量のアーバナイトに電気雷管を挿入して作製した。作製した親ダイは放射線遮蔽体の穿孔内に1単位で挿入(通常装薬)するか、数個あるいはコンテナパイプ(親ダイ1個から数個をビニール製のパイプで梱包したもの)として挿入し、上部を砂でタンピングした。その後親ダイの脚線と発破母線とを結線し、導通を確認して結線を終了した。Photo 2に装填作業を示す。



Photo 2 Tamping of Explosives

### (4) 養生

装薬終了後、爆破時のコンクリートの飛散を防止するために、爆破部位を防爆マット(塩ビパイプをつなぎ合わせたもの)及び防爆シート(不燃性のビニール製)で覆った。さらに防爆マットおよび防爆シートは、爆風の衝撃により位置ずれを起こさないようにアンカーで固定した。

### (5) 爆破

原子炉格納容器から全作業員の退避を確認した後に、点火器を操作して爆破を行った。Fig.12に示すように縦穿孔を主とした放射線遮蔽体内部の爆

破では、解体範囲をブロック状に区画し1～数ブロック毎に爆破を行った。横穿孔を主とした放射線遮蔽体残部の爆破では、1区画を高さ方向に数段(35cm/段)に分けて爆破を行った。爆破完了後は火薬取扱責任者が爆破箇所を点検し完爆の確認を行った。Photo 3に爆破後の状況を示す。

### (6) 二次破碎

爆破後にクラックの生じたコンクリートは、ハンドブレーカやバックホウを使用して破碎した。放射線遮蔽体内部の解体ではハンドブレーカを用いて手動でコンクリートを破碎した。また放射線遮蔽体残部の解体では、解体物量も多量であり、作業を効率的に進めるためにバックホウ等の重機を使用した。破碎したコンクリートは、放射能レベルに応じて200ℓ黄色ドラム缶またはフレキシブルコンテナに収納した。Photo 4に二次破碎を示す。



Photo 3 Appearance of biological shield after blasting



Photo 4 Mechanical crushing using a backhoe

### 5.3 取得データ

#### (1) 使用薬量、爆破回数等

Table 5 に放射線遮蔽体内部部、残部の使用薬量、爆破回数を示す。爆破した放射線遮蔽体内部部の解体重量は約206トン(77.6m<sup>3</sup>)、使用した薬量は103回の爆破で約42kgであり、平均で1m<sup>3</sup>あたり約546gの薬量を使用した。また爆破した放射線遮蔽

体残部の解体重量は約1260ton(520m<sup>3</sup>)、使用した薬量は44回の爆破で約130Kgであり、平均で1m<sup>3</sup>あたり約250gの薬量を使用した。なお、爆破後の状況は、全体をとおして約6割が概ね良好であり、基礎試験をもとに算出した薬量が適切であったと思われる。

Table 5 Amount of Explosives and number of Blasting times required by Controlled Blasting

部 位	穿孔方 法	解体重量	爆破回数	使用薬量	単位体積当たりの薬量	単位回数当たりの薬量	単位回数当たりの重量
内 部	垂直穿孔	206.61トン	103回	42,395g	546g/m <sup>3</sup>	412g/回	2t(0.75m <sup>3</sup> )/回
残 部	水平、垂直穿孔	1190.81トン	44回	132,020g	255g/m <sup>3</sup>	3000g/回	28t(12m <sup>3</sup> )/回

\* 放射線遮蔽体残部の金属約70トンは評価対象外とした。

#### (2) 作業割合

放射線遮蔽体内部部の解体作業において、解体範囲を限定して、各作業毎に作業時間を測定して作業割合を求めた。Fig.13 に示すように、爆破作業の中では、穿孔や二次破碎に占める割合が約7割であり、多くの時間を費やしていることがわかる。これは、穿孔作業の場合、削岩機を使用した手動作業のためコンクリート内の埋設物、特に鉄筋に到達すると穿孔能力が著しく劣ったためである。また二次破碎もハンドブレーカーを使用した手動作業であり、爆破効果が小さい場合には二次破碎に多くの時間を費やしたためである。なお、前項でも述べたようにこの結果を基に、放射線遮蔽体残部の解体では作業を効率的に進めるために穿孔や二次破碎に重機を使用した。

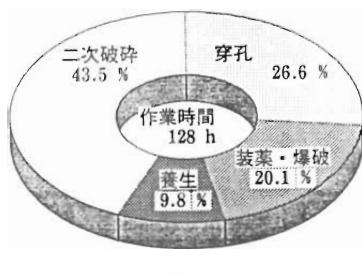


Fig.13 Breakdown of the working time by Controlled Blasting

#### (3) 解体物量

放射線遮蔽体内部部の解体物量は約206トンであり、その内訳は破碎コンクリートが約178トン(200ℓ 黄色ドラム缶707本に収納)、金属類(埋設鉄筋およびライナー等)が約27.9トン(1m<sup>3</sup>角型鋼製容器12個、200ℓ 黄色ドラム缶1本に収納)であった。また放射線遮蔽体残部の解体物量は約1260トンであり、その内訳は、破碎コンクリートが約1190トン(フレキシブルコンテナ1012個に収納)、金属類が約70トン(1m<sup>3</sup>角型鋼製容器29個、200ℓ ドラム缶107個に収納)であった。200ℓ 黄色ドラム缶、1m<sup>3</sup>角型鋼製容器は原研内の保管廃棄施設に保管廃棄したが、放射能レベルが極めて低い放射線遮蔽体残部のコンクリートを収納したフレキシブルコンテナは原研内の埋設試験に適用した。

#### (4) 作業日数、人工数、被ばく量

制御爆破工法による放射線遮蔽体内部部および残部の解体に要した作業日数は364日、作業人工数(出面)は、約8,700人・日であった。また作業者の外部被ばくによる集団線量当量は2.37人・mSvであった。本作業で若干の被ばくが認められたのは、炉心中心部でのスリット切れ作業、二次破碎が主な原因である。

### 5.4 まとめ

制御爆破工法により放射能レベルの低い放射線遮蔽体を安全で効率的に解体することができた。本解体実地試験では、薬量や穿孔方向を変えることで、

解体範囲を1m<sup>3</sup>程度のブロック状に限定して解体したり、あるいは中空円柱状の解体範囲を上部から約10m<sup>3</sup>程度毎に解体するなど、制御爆破工法が用途に応じて幅広く適用可能であることを実証した。また解体物の形状が粒状となるため鉄筋とコンクリートの分別が容易であり、保管容器への収納も効率的に行うことができた。さらに爆破による解体作業では時間的に大きな割合を占める前処理や穿孔、二次破碎を効率的に行うことが重要であり、本解体実地試験でも行ったように、予め表層鉄筋やライナーを切断して、爆破時の拘束力なくしたり、重機を使用して穿孔や二次破碎を軽減する方法は非常に有効な手段であった。

制御爆破工法は広範囲を瞬時に解体できる反面、爆破方向や衝撃は孔間隔や薬量、さらには解体物の埋設物等に左右されることが多く、解体範囲を正確に解体する場合には検討が必要となる。また周辺施設への影響は、爆破時には振動や騒音が発生し、特に振動は薬量が多量になるにつれて大きくなるので、稼働中の原子炉施設に適用する場合には十分な配慮が必要となる。また穿孔、装薬等の自動化は十分可能であるものの、これらの作業は資格を持った特定の作業者が行わなければならず遠隔化は困難であり、高放射化領域への適用は今後の検討課題である。

## 6. おわりに

原研において技術開発を行った機械的切断工法、水ジェット切断工法、制御爆破工法を放射線遮蔽体

の解体に適用し、その有効性や今後の知見を得ることができた。各工法とも優れた性能を有している反面、検討課題もあることから各工法をこのまま将来の商業用発電炉の解体に適用することは難しいが、それぞれの特徴を生かして用途に応じて適用することは十分可能であると思われる。例えば機械的切断工法のブレード切断の正確性を利用してコンクリートを正確に切断したり、水ジェット切断工法の金属に対する切断能力を利用して、鉄筋を集中的に切断したり、また制御爆破工法の強力な破碎能力を利用して広範囲を瞬時に解体する等の優れた利点を活用すれば、今後より効率的な解体工法を開発することができると思われる。

## 参考文献

- (1) Harada, M., et al., "Study on Technology of Reactor Dismantling by Abrasive Water Jet Cutting System", ICONE-1, Vol.2, P 93 (1991)
- (2) Yokota, M., et al., "Dismantling System of Biological Shield by Cutting Machine", ICONE-1, Vol.2, P 97 (1991)
- (3) Kozawa, K., et al., "Dismantling of the JPDR Biological Shield by Controlled Blasting", WM '95 (1995)

本報告は、科学技術庁からの委託により行われた研究成果である。

## JPDR 解体実地試験

### — 原子炉格納容器建家等の解体撤去 —

清木 義弘\*、久保 隆司\*\*

### *The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Activities — Dismantling of the Reactor Enclosure and the Auxiliary Buildings —*

Yoshihiro SEIKI and Takashi KUBO

As the final stage of the JPDR decommissioning program, after the major components were removed from each building of JPDR, the dismantling activities proceeded to the decontamination of contaminated concrete surface and the final radiation survey of buildings. These activities were conducted to verify the developed techniques and the detailed procedures for decontamination, and to allow unrestricted use of the JPDR buildings.

Following the decontamination of buildings, the dismantling of each building was started. Before dismantling the buildings, the radiation control designations were changed. The buildings that contaminated embedded pipes were changed from first-class radiation controlled areas to second-class radiation controlled areas. On the other hand, the buildings that had no contaminated pipes were changed to uncontrolled areas. A first-class radiation controlled area allows the use of unsealed sources ; thus, radioactive contamination may exist. A second-class radiation controlled area is one where only sealed sources are allowed.

Significant quantities of data and experience were obtained during these activities. The practical procedures for decontamination, the final survey of radioactivity, and the dismantling work of buildings were described in this report.

#### 1. はじめに

最終段階を迎えたJPDR解体実地試験では、各建家の設備機器を撤去した後に、汚染コンクリートの除染作業に着手した。この除染作業により開発した除染装置の技術的な実証を行うとともに、除染から確認測定にいたるまでの基本的な作業手順を確立した。

この除染作業の後に、建家の解体に着手した。建家を解体するにあたっては、汚染された埋設配管が建家コンクリート内に存在しない場合、建家およびその周辺の管理区域を解除し、建家の躯体コンクリートの解体に着手した。一方汚染された埋設配管が建家内に存在する場合、建家およびその周辺の管理区域を第1種管理区域(汚染区域)から第2種管理区域(放射線管理区域)に変更して、建家の躯体コンク

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

\*\* 株熊谷組 建築技術部 (Kumagai Gumi Co. Ltd.)

リートの解体に着手した。本報告は、建家の解体に伴って発生する膨大なコンクリートを放射性廃棄物でない廃棄物として取り扱うための基本的な考え方、除染および確認測定の基本的な手順、汚染された埋設配管の撤去とともに行われた建家の解体作業について報告するものである。

## 2. 建家解体の概要

主要な機器を撤去した後の建家には、排気設備、照明設備、給排水設備等が、また、建家によってはクレーン設備が残存している。これら残存設備のある建家解体撤去作業のフローを Fig.1 に示す。

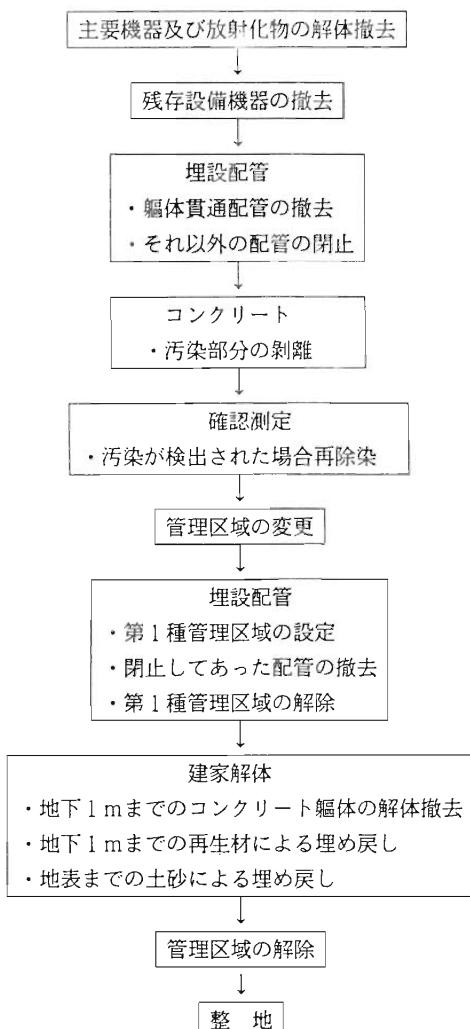


Fig.1 Flow of Dismantling Activities of Buildings

### (1) 埋設配管の撤去

埋設配管はコンクリート軸体(床・壁)内に敷設された配管で汚染されている。この配管は建家の健全性を損なわずに撤去できる床・壁貫通配管と撤去のためにコンクリート軸体をブレーカー等で破碎しなければならない床・壁内走り配管に分類できる。

床・壁貫通配管は建家コンクリートの汚染を除去する前にコアボーリング機により撤去した。コアボーリング機による貫通配管の撤去の概念を Fig.2 に示す。

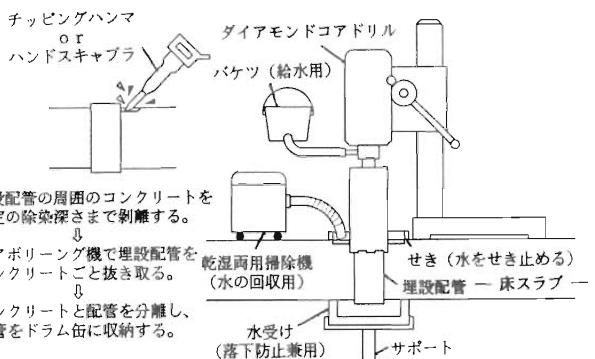


Fig.2 Conceptual Diagram for Removal of Embedded Pipes using a Core Boring machine

床・壁内走り配管は床・壁等の面に合わせて切断後、開口部をモルタル等で閉止し、建家コンクリートの汚染部を除去して管理区域を第1種管理区域から第2種管理区域に変更した後の建家解体作業時に撤去した。

この埋設配管には、床・壁のコンクリート軸体内に敷設されているものと建家の最下階の床スラブ下の砂の中に敷設されているものがある。コンクリート軸体内に敷設されている配管は、配管周囲のコンクリートをミニバックホー、ハンドブレーカー等で破碎した後に第1種管理区域の一時設定を行い、グリーンハウスを設置して配管に付着したコンクリートをチッピングハンマーで剥離し、配管を軸体から分離し、バンドソーで切断して撤去した。一方、床スラブ下の砂中に埋設されている配管は、建家の床を解体するかまたは建家の脇を最下階の床下まで掘削しそこから配管に沿って上砂を掘削して埋設配管を露出させた。その後切断箇所の周辺にグリーンハウスを設置し、第1種管理区域の一時設定を行いバ

ンドソーで切断し撤去した。これらの作業終了後にグリーンハウス内に汚染がないことを確認して第1種管理区域を解除しグリーンハウスを撤去した。埋設配管撤去作業のフローをFig.3に、コンクリート躯体内に埋設されている配管の撤去方法をFig.4に、砂中に埋設されている配管の撤去方法をFig.5に示す。

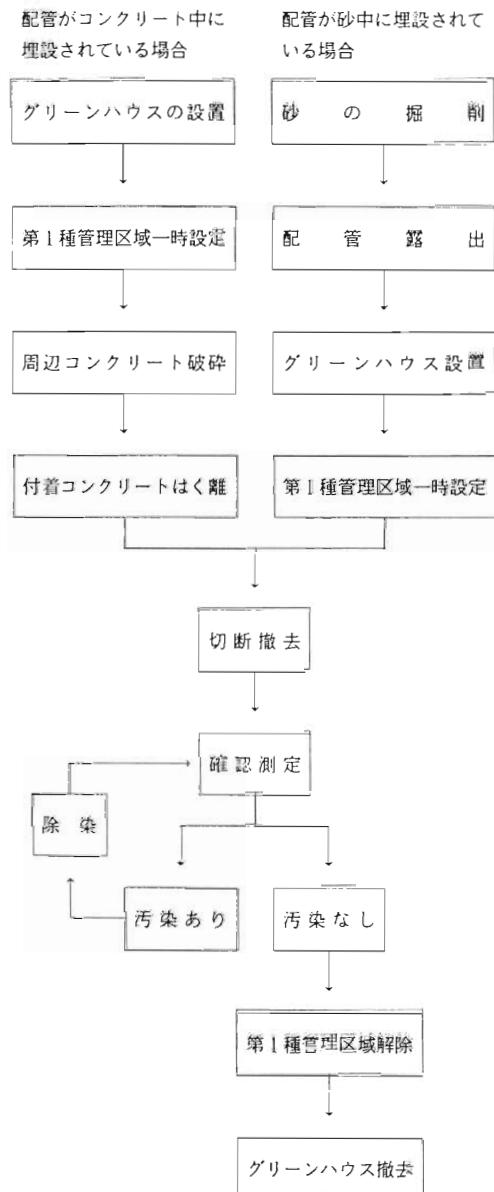


Fig.3 Flow of Dismantling Activities of Embedded Pipes

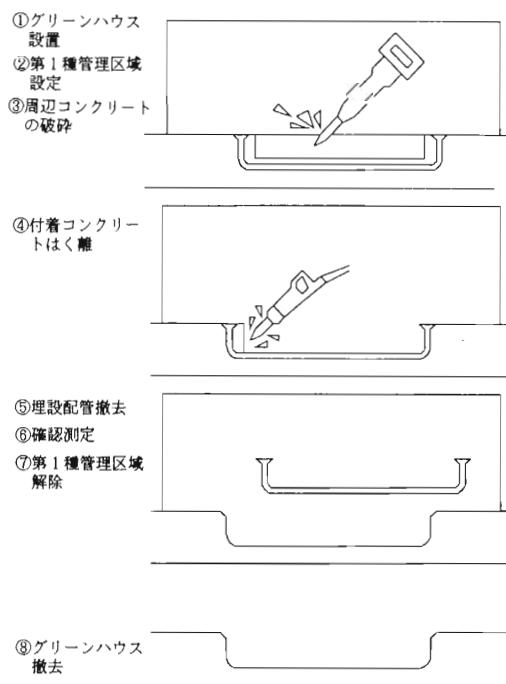


Fig.4 Conceptual Diagram for Removal of Embedded Pipes in the Concrete Floors and Walls

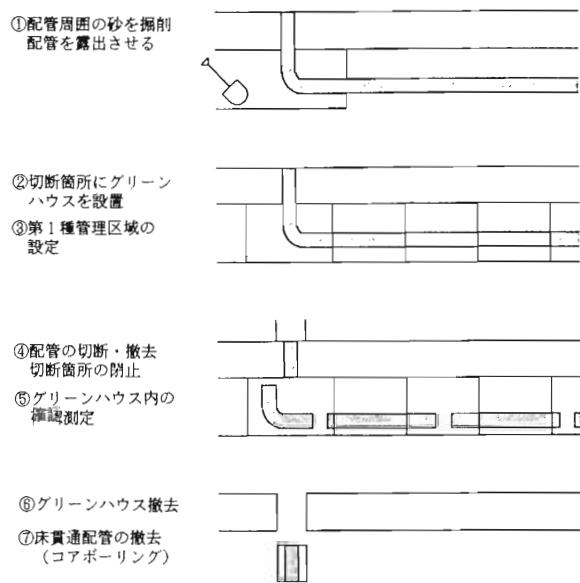


Fig.5 Conceptual Diagram for Removal of Embedded Pipes under the Concrete Bases

## (2) 建家コンクリート汚染部分の除去

建家解体に着手するには、建家コンクリートの汚染部分が除去されていなければならない。建家の汚染部分が除去された状態にするには、汚染部分の限定→汚染部分の除去→建家に汚染が残存していないことの確認が必要である。

### a. 汚染のない区域と汚染区域の考え方

汚染のない区域、汚染区域の区分は原子力安全委員会が平成4年6月18日に了承した「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方を準用した。すなわち、JPDR施設の管理区域内で、①非密封の放射性物質を使用したことがなくかつ専用の靴に履き替えを行っていた室、②空気汚染の履歴がなくかつ人の手が届かぬ範囲の壁面および天井面は「使用履歴、設置状況から汚染のないことが明らかな区域」とした。上記以外の区域は、汚染の履歴がなくても管理区域の靴等による汚染の可能性を考慮して汚染区域とした。

### b. 除染深さの決定方法

汚染区域における除染深さを決定するために、コンクリートドリルによりコンクリート表面の深さ1cm、直径40mmから試料を採取し、NaI(Tl)検出器で全 $\gamma$ 放射能測定を行った。試料は床面では格子状に2m間隔に1点の割合、壁面では床面から1mの高さの位置で2m間隔に1点の割合で採取し、施設全体では約2,000箇所から採取した。試料の放射能濃度が基準値を越えた箇所については、同じ箇所で深さ1cmづつ基準値を越えなくなるまで繰り返し試料を採取した。放射能濃度の基準値には、施設内の明らかに汚染がない各所から20個の試料を採取し、それらの天然核種の全 $\gamma$ 放射能測定値を $^{60}\text{Co}$ に換算した値の平均値に標準偏差値の3倍を加えた値を採用し、この値を汚染エリアを区分する目安値とした。最初の1cm深さの試料で汚染が検出されなかったエリアを「表面汚染エリア」とし、汚染が検出されたエリアを「浸透汚染エリア」とした。続いてそれぞれの汚染エリアの代表箇所から試料を採取し、Ge半導体検出器で $^{60}\text{Co}$ および $^{137}\text{Cs}$ による汚染の有無を測定し浸透深さを評価した。汚染の有無は環境放射線モニタリングに関する指針における土壤・海底土の定量可能レベル $^{60}\text{Co}$ および $^{137}\text{Cs}$ で3Bq/kgを目安値とした。「表面汚染エリア」では、代表として選定した箇所のコンクリート面0.5m<sup>2</sup>から表面約2

mmを剥離し放射能測定を行った。汚染が検出された場合は、汚染が認められなくなるまで約2mm毎の剥離を繰り返し行い、最後にさらに安全余裕をみて汚染が認められなくなった剥離深さと同じ深さを剥離した。最終的に代表地点として選定した箇所は、約100箇所であった。「浸透汚染エリア」では、各エリアの最大浸透箇所からコアボーリングで150mm～200mm深さの試料を採取し、表面から20mmは1mm毎に粉状試料にし、それ以降は10mm毎に円盤状試料にして放射能測定を行った。このGe半導体検出器による核種分析測定結果から浸透汚染エリアの剥離深さは、全 $\gamma$ 放射能測定で求めた深さで十分安全側にあることを確認したが、さらに5mmの安全余裕を加えた深さを最終的な剥離深さとした。これらの測定結果に基づいて、各エリアの除染計画書を作成した。全 $\gamma$ 測定による浸透深さ20mmのエリアにおけるGe半導体検出器による浸透深さの評価例をFig.6に示す。この図によれば深さ11.5mmでコンクリートの浸透汚染濃度の傾斜角度が急に変化している。このことは、深さ11.5mm付近に浸透汚染の限界

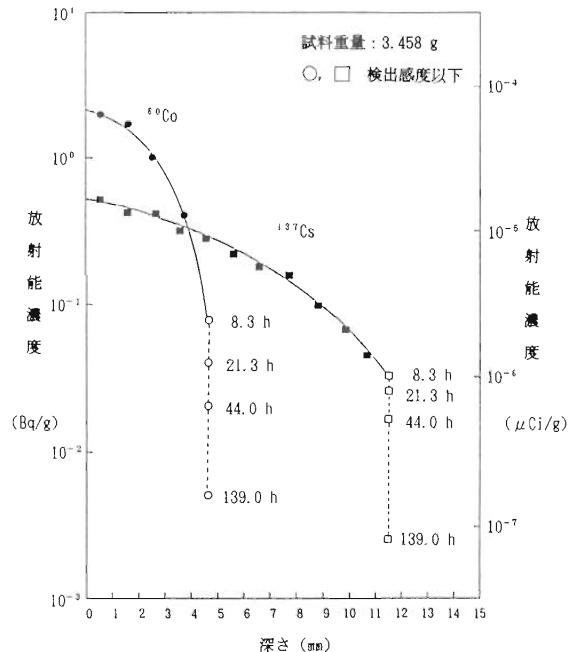


Fig.6 Relationship between the Radioactivity measured by a Ge-detector and the Depth of Concrete

があることを意味する。しかし、全 $\gamma$ 放射能測定では20mmまで汚染があると評価するので十分安全である。また、浸透汚染濃度の傾斜角度が20mmに近い深さで変化した場合を考慮して、全 $\gamma$ 放射能測定による浸透深さに5mmを加えた深さ(25mm)を剥離深さとするので、浸透汚染部分は明らかに分離されたこととなる。浸透エリアにおけるコアボーリング試料の採取箇所は60箇所であった。

#### c. 汚染部分の除去作業

汚染部分の除去作業を開始する前準備として対象エリアにグリーンハウスを設置し、汚染部分の剥離深さをスプレーでマーキングした。マーキングは、「表面汚染エリア」ではコンクリート表面に1m毎にカラースプレーを吹き付け、「浸透汚染エリア」では1m毎に剥離深さに応じてドリルであけたゲージ孔内にカラースプレーを吹き付けた。剥離作業は、剥離深さ、剥離場所に応じて機器を使い分けマーキングが消えるまで行った。

剥離作業に使用した機器をTable 1に示す。これらの機器でショットブラスト、サンドブラスト、床用スキャブラ、壁用スキャ布拉、ニードルガンの5種類の機器については、本格的な剥離作業を開始する前に第1種管理区域での使用状況、適用性および長時間稼働による機器の状態を調べるために剥離試験を行い、第一種管理区域内で使用しても問題ないことを確認した。試験結果の一例をTable 2、3に示す。この試験において、①ショットブラストとスキャ布拉はサンドブラストやニードルガンに比べ作業効率が良いが壁際等の入隅部に剥離できない部分が生じること、②広面積の入隅部の剥離にはサンドブラストが、狭面積の入隅部にはニードルガンが有効であること、③足場等が必要な高所の剥離には作業性の面でサンドブラストが有効であること等が分かった。これらの結果は建家の汚染部分の除去作業に計画段階で反映された。

#### d. 汚染除去後の確認測定

建家等の構築物から汚染部分を除去した後に、構築物の解体に先立って汚染が残存していないことを測定により確認した。この測定は汚染がないことを前提とした確認行為である。

測定方法として、比例計数管型汚染検査計によるサーベイ法とGe半導体検出器による採取試料の核種分析法を採用した。コンクリート面をサーベイ法

で測定する場合には、コンクリートのバックグラウンドの変動巾に汚染が隠れ、汚染を見落とす可能性がある。このため、確認測定は確認する場所により測定方法を使い分けた。すなわち、使用履歴、機器等の配置から明らかに汚染がないとしたエリアでは、サーベイ法によるコンクリート表面の全面測定により汚染のないことを確認した。「表面汚染エリア」では、サーベイ法によるコンクリート表面の全面測定とエリアの代表試料採取による核種分析法を併用して汚染のないことを確認した。代表試料はエリア内で人が通行する場合に必ず通過する場所の1m<sup>2</sup>からコンクリート表面約2mmを剥離し採取した。「浸透汚染エリア」では、サーベイ法によるコンクリート表面の全面測定とエリアを10m<sup>2</sup>毎に区分し、その区分したエリアのコンクリート表面全面を約2mm剥離し、よく混合して四分法により試料を採取し、核種分析法により汚染のないことを確認した。また、サーベイ法では、測定漏れ防止のため構築物の表面を80cm角に墨出し区分し、アドレス番号を付してそのアドレス毎に測定値を記録した。

サーベイ法による確認測定に関する取得データの主なものは、確認面積：約23,800m<sup>2</sup>、測定区分：約67,800区、人工数：約4,800人・日、1人工当りの測定面積：約5m<sup>2</sup>/人・日である。1人工当りの測定面積が少ないので、壁面の測定では腕に負担がかかりこと、天井面の測定では特に首に負担がかかり効率が低下することが原因となっている。Table 4にサーベイ法に関する確認測定データを示す。

Ge半導体検出器による測定試料の採取量は「表面汚染エリア」で約30試料、「浸透汚染エリア」で約200試料であった。

Table 1 Specifications of Decontamination Tools

機器名称	寸法 (mm) L×W×H		重量 (kg)	動力	剝離幅 (mm)	使用した建家						備考 はく離方法 適用汚染種類
	タービン建家 原子炉格納容器	燃料貯蔵建家 廃棄物処理建家				制御建家	排風機建家	緊急用建家 屋外エリア	表面はく離用	スチールグリッドの投射	表面はく離用	
ショットブラスト	1700×450×990 (本体) 1550×850×1600 (集塵機)		300 480	230V電動 230V電動	250	○	○	○	○	○	○	
サンドブラスト	2100×1300×2500 (本体) 2000×1300×2400 (集塵機) 1500×800×1900 (17ライア)		400 500 130	圧縮空気 3相200V 3相200V	70	○	○	○	○	珪砂とスチールグリッドの混合物噴射	表面はく離用	
プレーナM2	1220×660×1090		690	3相200V	225	○	○	○	○	○	○	プレードによる研削 表面
プレーナM3	1000×460×1050		120	3相200V	100	○	○	○	○	○	○	プレードによる研削 表面
床用スキャブラ	1300×600×900		57	圧縮空気	143	○	○	○	○	○	○	ビットによる打撃 表面
壁用スキャブラ	1700×800×2100～3600		450	圧縮空気	80	○	○	○	○	ビットによる打撃	表面	
スペイキハシマ	885×400×415		42.0	圧縮空気	100	○	○	○	○	ビットによる打撃	表面	
チッピングハシマ	320 (L)		4.5	圧縮空気	—	○	○	○	○	○	○	タガネによる打撃 漫透
ニードルガン	482 (L) × 63 φ		5.6	圧縮空気	50	○	○	○	○	○	○	ニードルによる打撃 隅部
ハンドスキャブラ	483 (L) × 110 (W)		5.0	圧縮空気	103	○	○	○	○	○	○	ビットによる打撃 表面
コンクリートカッター	418 (L)		4.3	100V電動	110	○	○	○	○	○	○	円盤による研磨 表面

Table 2 Cutting Width, Depth and Cutting Efficiency obtained in the Decontamination Test

除染機器名	研掃幅 cm	線速度 cm/s	剝離速度 cm <sup>2</sup> /s	剝離深さ cm	速度×深さ cm <sup>3</sup> /s
ショットブラスト	25	3.75	94	0.17	16.0
床用スキャブラ	14	1.4	20	0.51	10.2
サンドブラスト	—	—	15	0.07	1.1
壁用スキャブラ	14	2.0	28	0.27	7.6
ニードルガン	—	—	7	0.14	0.98

Table 3 Collection ratio of Dust Particle and Abrasive

項目 除染機器名	コンクリート粉塵			研掃材		
	装置内 (g)	エリア内 (g)	回収率 (%)	装置内 (g)	エリア内 (g)	回収率 (%)
ショットブラスト	19,898	126	99.4	65,551	12,509	84.0
床用スキャブラ	18,352	5,550	76.8	—	—	—
サンドブラスト	7,246	687	91.3	298,361	3,029	99.0
壁用スキャブラ	13,157	147	98.9	—	—	—
ニードルガン	62	16	79.5	—	—	—

Table 4 Data on Final Survey of Radioactivity

年度	建家名	測定面積 (m <sup>2</sup> )	人工数 (人・日)	被ばく線量 (man・mSv)
4	廃棄物処理建家	1,743	525	0.29
	タービン建家	444		
5	廃棄物処理建家	479	1,582	0.00
	タービン建家	5,971		
	制御建家	1,737		
6	原子炉格納容器	2,571	2,670	0.00
	タービン建家	212		
	制御建家	1,867		
	燃料貯蔵建家	1,784		
	排風機建家	1,569		
	緊急用建家	310		
	屋外エリア	5,090		
合計		23,777	4,777	0.00

### 3. 原子炉格納容器の解体撤去

原子炉格納容器は、Fig.7(1)に示すように密封性と耐圧性の観点から、約16mmから35mmの厚さを有した鋼製の円筒容器である。全高は約38mで、地上部約24mは保温材で覆われている。また建家軸体は鉄筋コンクリート構造であり、放射線遮蔽体を撤去したために、床サポートで補強を施している。

原子炉格納容器本体の解体は、原子炉圧力容器、放射線遮蔽体等の高放射化構造物を撤去した後に、(1)建家コンクリートの除染、(2)埋設配管の撤去、(3)鋼板の撤去、(4)建家軸体コンクリートの解体の順に行なった。以下にその内容を述べる。

#### (1) 建家コンクリートの除染

原子炉格納容器内の汚染部は、主に各階の床、壁、開口部の表層コンクリートであり、除染面積にして約1030m<sup>2</sup>、そのうち剝離深さ0.5cm以下の「表面汚染エリア」は約580m<sup>2</sup>、剝離深さ1cm以上の「浸透汚染エリア」は約450m<sup>2</sup>であった。除染を行うにあたってはFig.8に示すように建家の汚染面積と必要な除染深さを示した除染計画書を、各エリア毎に作成して除染作業に着手した。除染の準備作業として、まず除染範囲にグリーンハウスを設置して、除染計画書に従い必要な除染深さのマーキングを行った。なお、原子炉格納容器内は床面積が小さく、また床面が機器等の基礎により平滑でないため、プレーナ、ショットブラスト等の自走式の除染装置が適用できないために以下に示す手動の除染工具を使用して除染作業を行った。

「表面汚染エリア」の床、壁面の剝離には、主にコンクリートカンナを使用し、入隅部等の細部にはニードルガンを使用した。また「浸透汚染エリア」の床、壁面の剝離には主にスキャブラ、チッピングハンマを使用し、細部には同様にニードルガンを使用した。Photo 1にコンクリートカンナによる除染作業を示す。なお、除染終了後には除染後のコンクリートに汚染がないことを確認するために、前項にも述べたように直接サーベイ法と試料採取法により確認測定を行った。

#### (2) 埋設配管の撤去

原子炉格納容器の床、壁等に垂直に貫通しており、かつ建家の健全性を損なわずに撤去できる汚染された埋設配管は、端部をモルタル等で閉止した後

に、Photo 2 に示すようにコアボーリング機によりコンクリート毎一体で撤去した。コアボーリング機で配管の撤去を行う場合、配管周りをビニールシートで養生し、またコアピットが貫通する側にコンクリートガラおよび水受けを設置し、配管の大きさに合わせてコアピットを選択してボーリング作業を行った。配管撤去後の開口部は、モルタルまたは発砲ウレタン等で閉止した。また原子炉格納容器内の床、壁等に敷設してあり、建家躯体コンクリートとともに解体しなければならない汚染された埋設配管は、Photo 3 に示すように削岩機等を使用して配管近傍コンクリートを掘削して撤去した。このような埋設配管の撤去の際にはコンクリートを破碎中に配管を破壊するのを防止するために、埋設配管の系統、敷設ルートを図面等により再確認した。埋設配管の撤去は、まず大型の重機または削岩機を使用して、配管周りのコンクリートを配管敷設ルートに沿って破碎しながら取り除いた。次に、配管が敷設してある周囲にグリーンハウスを設置して、削岩機、チッピングハンマを使用して配管近傍のコンクリートを取り除き配管を露出させた。埋設配管は敷設ルートごとに一体でコンクリート内から取り出しか、または一定の大きさに切断してコンクリート内から取り出した。取り出した埋設配管をグリーンハウス内で細断し、所定の収納容器に収納した。

### (3) 鋼板の撤去

原子炉格納容器の鋼板を、ガス切断機等を使用して頂部から地下 1 mまで解体撤去するとともに、ポーラークレーン等の一部の残存機器も同時に撤去した。鋼板解体の準備作業としてまず、格納容器の周囲に足場と防護ネットを設置した。鋼板の切断は、Fig.7(2)に示すように格納容器鋼板を高さ方向に 5 段(高さ 3.0m~7m)、円周方向に 20~22分割(幅 2.0m~2.2m)して上部から下部に向かって解体を行った。切断片は重量物であるため、これらの分割個数は、作業性や運搬を考慮して決定した。格納容器鋼板の上部から 1, 2 段目までは、160t クレーンを使用して一体で吊り降ろし、ガス切断機等を使用して地上で細断を行った。またこの時点でクレーンガータの吊り降ろしが可能となったため、一体で吊り降ろし地上部で同様に細断した。3 段目以降(EL25.9m 以下)は順次細断しながらクレーンにより吊り降ろした。Photo 4 に格納容器鋼板の解体状況を示す。

### (4) 建家躯体コンクリートの解体

建家躯体コンクリートの解体に先立ち、Fig.7(3)に示すようにコンクリート再生材を使用して地下 1 mまで先行して埋め戻しを行った。これは建家躯体コンクリートを破碎中に、破碎片が格納容器最下部まで落下するのを防止することと、大型重機の作業場を整備するためのものである。なお使用した再生材はその他の付属建家から発生した破碎コンクリートをコンクリート片再生処理機により、クラッシングしたものである。

建家躯体コンクリートの解体は、Fig.7(4)に示すようにバックホウを使用して格納容器の 3 階から順次下部に向かって進めた。使用済燃料プール周りの壁厚が厚い部分には、制御爆破工法を適用してコンクリートに亀裂を入れ、重機により破碎を行った。建家躯体コンクリートの破碎は EL8.8m(地下 1 m)まで行い、同時に格納容器周りのケーソンも同レベルまで解体した。建家躯体コンクリートの解体が終了した後に、EL9.9m(地上レベル)まで土砂で埋め戻しを行い、原子炉格納容器の解体作業を終了した。Photo 5 に格納容器躯体コンクリートの解体の状況を示す。

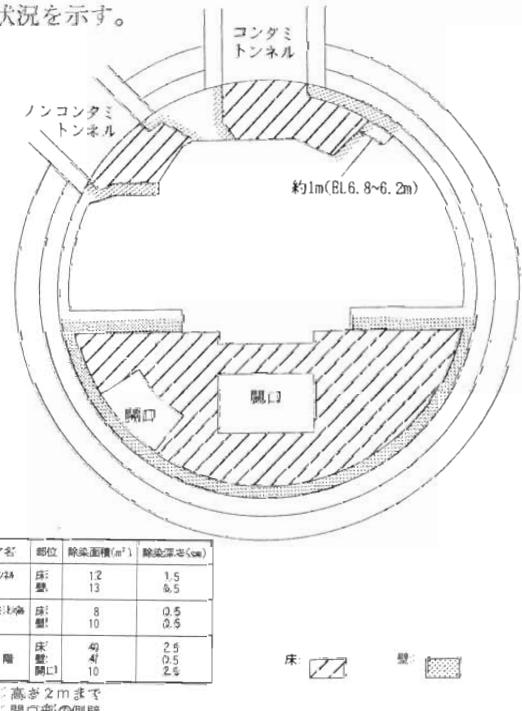


Fig.8 Decontamination Plan View of Basement First Floor in the Reactor Enclosure

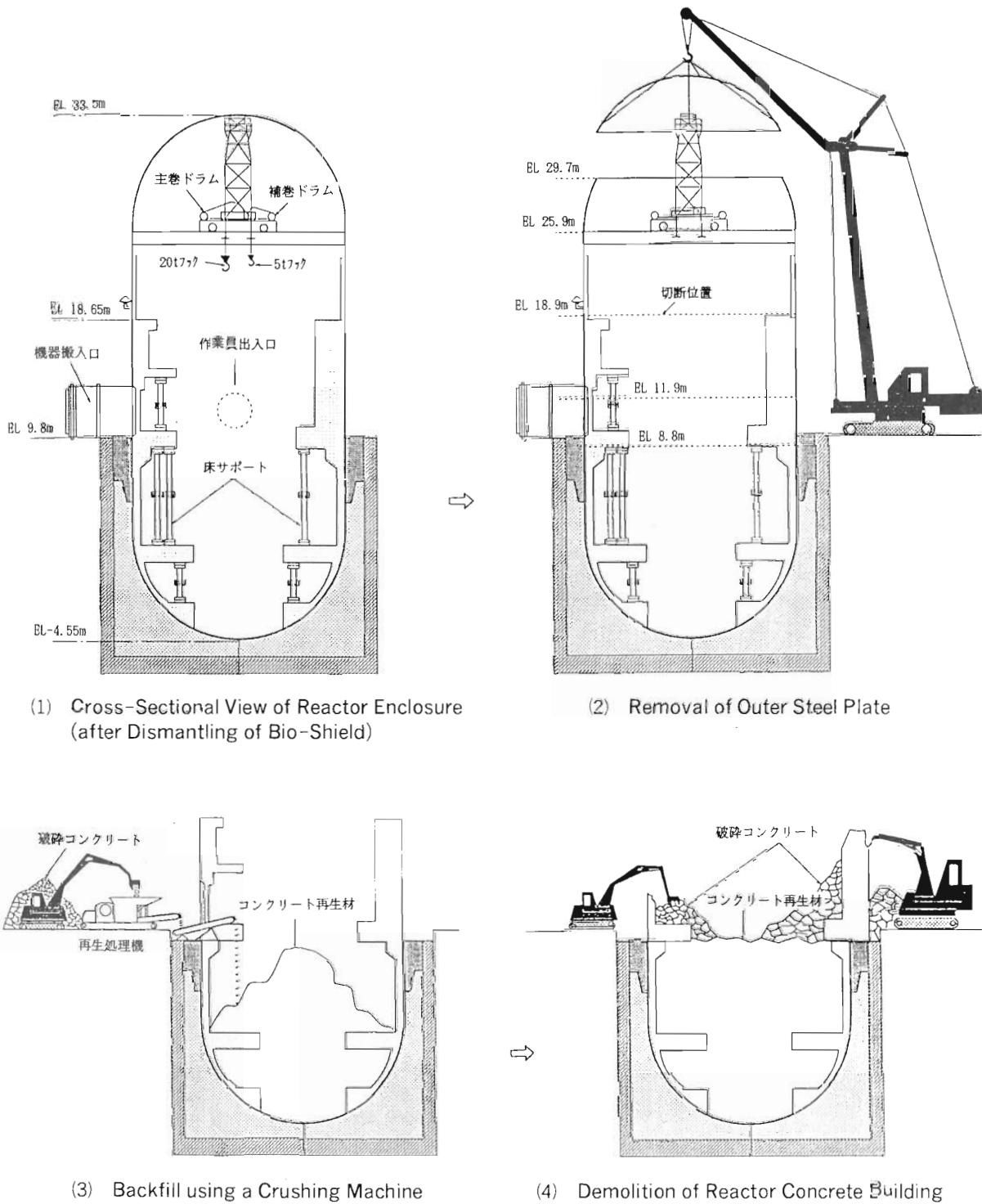


Fig.7 Flow of Dismantling Activities of Reactor Enclosure

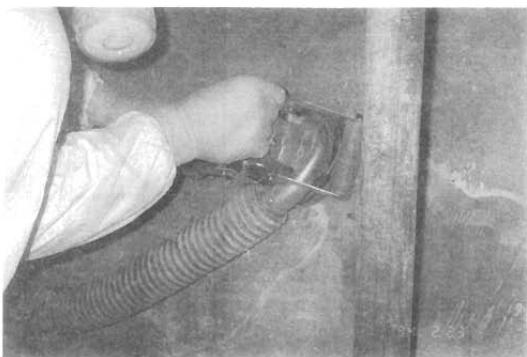


Photo 1 Decontamination of Wall Surface using a Diamond Grinder

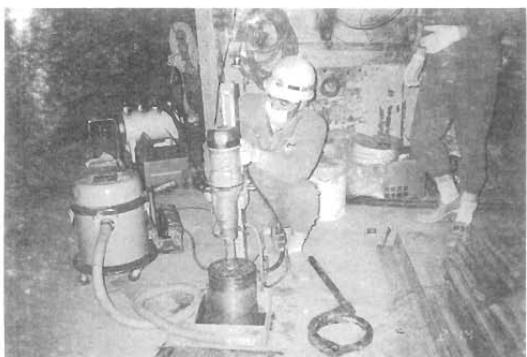


Photo 2 Removal of Embedded Pipes using a Core Boring Machine



Photo 3 Removal of Embedded pipes using a Hand-Breaker



Photo 4 Removal of Outer Steel Plate

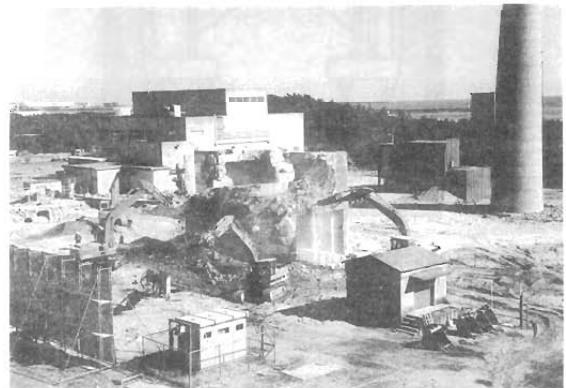


Photo 5 Demolition of Reactor Concrete Building

#### 4. その他の建家の解体撤去

原子炉格納容器の解体撤去と並行して、また一部の建家では先行して、その他の建家の解体撤去を行った。なお、解体撤去した建家は、ろ過物貯蔵建家、排風機建家(タービン系)、緊急用建家、非常用換気建家、廃棄物処理建家、タービン建家、制御建家、燃料貯蔵建家、排気筒である。各建家の解体撤去は、原子炉格納容器と同様に除染、埋設配管撤去後に、大型の重機を使用して行った。以下に排気筒の解体について述べる。

## (1) 排気筒内の除染

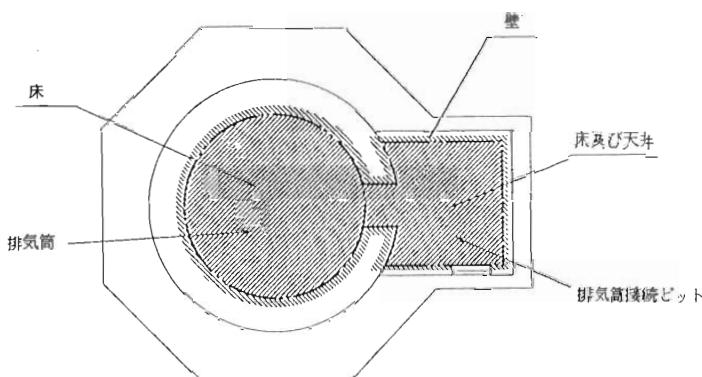
JPDR の排気筒は、高さが約55m、外径1.8m～5.8m、内径1.5m～5.1mの円筒形の鉄筋コンクリート構造物である。排気筒の除染面積はFig.9に示すように約720m<sup>2</sup>であり、「表面汚染エリア」は壁面を中心に約700m<sup>2</sup>、「浸透汚染エリア」は床面の一部のみで約20m<sup>2</sup>であった。排気筒内の除染は、高所作業と狭い空間での作業となるため、Fig.9に示すように排気筒内に円形のゴンドラを設置して、サンドブラスト除染装置により除染作業を行った。サンドブラスト除染装置は圧縮空気によりスチールグリットをコンクリート面に噴射し、汚染面を剥離する装置であり、粉塵とスチールグリットの分別回収とスチールグリットのリサイクル機能を有している。除染作業はゴンドラ上の作業員がブラスト装置に接続したホース状のブラストガンを操作することにより、排気筒の上部から下部に向かって剥離作業を行った。

## (2) 排気筒の解体

排気筒は、上記にも示したとおり円筒形の高構造物であるために、高所作業と落下物対策に特に留意して作業を行った。準備作業として、まず排気筒の近傍に位置するダンブコンデンサ系排風機建家をH鋼材等で防護するとともに、落下物が飛散する恐れのある排気筒周りを立入り禁止とした。

解体はFig.10に示すように、EL65mからEL29.7mまでは160t クレーンまたは45t クレーンに油圧破碎機を装着し、地上のバックホウで操作を行いながら破碎解体を行った。また、EL29.7m～EL8.8m(地下1m)まではバックホウにより破碎解体を行った。Photo 6に排気筒の解体状況を示す。

各建家の跡地の埋め戻しは、地下1mまではクラッシングした再生材で行い、残りの1mは土砂等で行った。各建家の跡地の埋め戻しが終了した後に地上面の整地を行い、Photo 7に示すように芝生を植えグリーンフィールドとした。



エリア名		排気筒
部位	除染面積	除染深さ
床	20 m <sup>2</sup>	2.5 cm
壁	620 m <sup>2</sup>	0.5 cm

エリア名		排気筒接続ピット
部位	除染面積	除染深さ
床	10 m <sup>2</sup>	0.5 cm
壁	57 m <sup>2</sup>	0.5 cm
天井	10 m <sup>2</sup>	0.5 cm

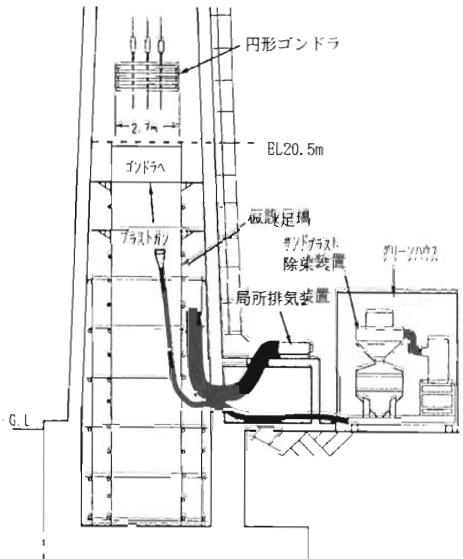


Fig.9 Conceptual Diagram of Decontamination of Stack



Photo 6 Demolition of Stack



Photo 7 JPDR Site View after Backfill

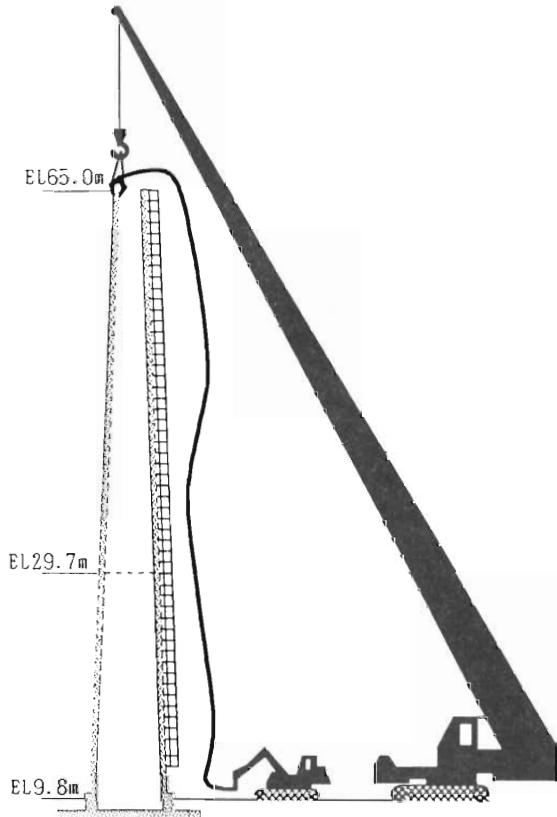


Fig.10 Demolition of Stack

## 5. 結果

### (1) 作業人工数

JPDR 解体実地試験において除染作業から建家の解体等に従事した作業人工数は約33,900人・日であり、その内訳は、除染・確認測定等に約19,700人・日、建家解体等に約14,200人・日であった。除染・確認測定の約3割が確認測定に従事した作業員であり、前項にも示したとおり、全測定範囲を80cm画に区画して行った直接サーベイに比較的多くの作業者が従事する結果となった。また、建家の解体では作業人工数の約5割が埋設配管の撤去に従事した作業者であり、主にコンクリートを掘削しながらの埋設配管の撤去に多くの人工数を要した結果となった。

### (2) 廃棄物発生量

JPDR 解体実地試験の除染作業等により発生した汚染コンクリート類は約560トン、建家の解体等により発生した非放射性コンクリート類は約18600トンであった。非放射性コンクリート類の内約6000トンを再生処理機によりクラッシングし、再生材として建家の埋戻しに使用した。なお、残りの非放射性コンクリート類も原研敷地内の道路の下地等に有効利用する予定である。

## 6. まとめ

高放射化物、設備機器を撤去した後の、除染作業から確認測定に至るまでの作業手順を確立し、建家解体に伴って発生する膨大なコンクリートを放射性廃棄物でない廃棄物として取り扱うことができた。

除染作業では各種の除染装置を、除染対象面、除

染深さに応じて適時選択して、効率的に作業を行うことができた。しかし、適用した除染装置には、平滑な床面にしか適用できないものもあり、このような装置は機器等の基礎部により適用できないこともあった。また動力として圧縮空気を使用する装置、或いは研掃材をリサイクルする装置は場合によっては汚染の拡散と多量の二次廃棄物を発生する懸念もある。このような観点から、今後は、圧縮空気、研掃材を使用せず、除染対象面の形状に応じて、広範

囲を除染できる装置の開発が必要である。

また建家の解体では、埋設配管を撤去しながら建家躯体コンクリートを解体することができた。

今回の作業では、埋設配管の撤去に多くの時間を費やしたことから、今後は廃止措置に備えて汚染配管をコンクリート内へは敷設せず、またそのルートを統一しておくという重要性を改めて認識した。

本報告は科学技術庁の委託により行われた研究成果である。

## 固体状放射性廃棄物の処分における 廃棄体製作技術の実証と廃棄体の性能評価

小堆 忠雄\*，平井 輝幸\*  
林 勝\*\*，谷口 俊夫\*\*

### *Fabrication technology of waste package for low level radioactive solid waste and evaluation of the package*

Tadao KOAKUTSU, Teruyuki HIRAI,  
Masaru HAYASHI and Toshio TANIGUCHI

Low level radioactive solid wastes generating from nuclear power plant are classified into air and liquid-filter, articles of consumption, various parts of replacement and consumption materials generating during periodical inspections and so on. Therefore it is difficult to define such wastes univocally, because waste forms and contamination conditions are different respectively.

In order to bury these wastes into shallow land disposal site, it is necessary to understand waste properties, and to establish reasonable fabrication technology of waste package.

This report describes the outline of these studies.

#### 1. はじめに

わが国の原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の処分については、1992年12月より青森県六ヶ所村の低レベル放射性廃棄物埋設センターで浅地層埋設処分が実施されている。

当初の埋設対象は、主として発電所のプロセスから定常に発生する濃縮廃液、樹脂等とセメント、アスファルト、プラスチック等の固型化材料を200ℓドラム缶に均質に練り混ぜまたは均一に混合する事により固型化した廃棄体(均質・均一固化体)に限定されていた。

発電所の定期検査や改良工事等に伴い発生する交換部品や工事用資材等の不燃性の廃棄物(以下本報

告においては固体状廃棄物と呼ぶ)については、1994年9月に「核燃料物質等の埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示」が改定され、埋設処分のための固型化方法が定められた。

固体状廃棄物については、その形状、材質等が多岐に渡り、埋設のための技術基準に適応する廃棄体となるように固型化するために解決すべき幾つかの技術的課題が存在することが予想される。

また固体状廃棄物の廃棄体の物性は、固体状廃棄物の物性に影響されることが考えられるため、影響されうる要因について整理し検討する必要がある。

これらの技術的課題を解決するため、まず、現在発電所に保管されている廃棄物の実態を把握して全発電所を代表できる廃棄物組成を定義し、これを基

\* 東京電力株式会社 原子力発電部原子力保安課(Tokyo Electric Power Co.)

\*\* 勉原子力環境整備センター(Radioactive Waste Management Center)

に廃棄物の物性に応じた廃棄体製作の方法を確立し、全ての廃棄体が技術基準に適合する性能を有し、埋設処分出来る廃棄体であることを実証する必要がある。

本報告は固体状廃棄物の固型化に関する調査研究の成果を纏めたもので、今後各発電所での廃棄体製作に際し、廃棄体の性能と品質の維持に寄与するものと考えられる。

## 2. 固体状廃棄物廃棄体の技術要件

低レベル廃棄物を埋設処分するためには、国が定めた技術的要件(技術基準)に適合する廃棄体を作成する必要がある。廃棄体技術基準の体系をFig.1に示す。

廃棄体の具体的な技術的要件をFig.2に示す。

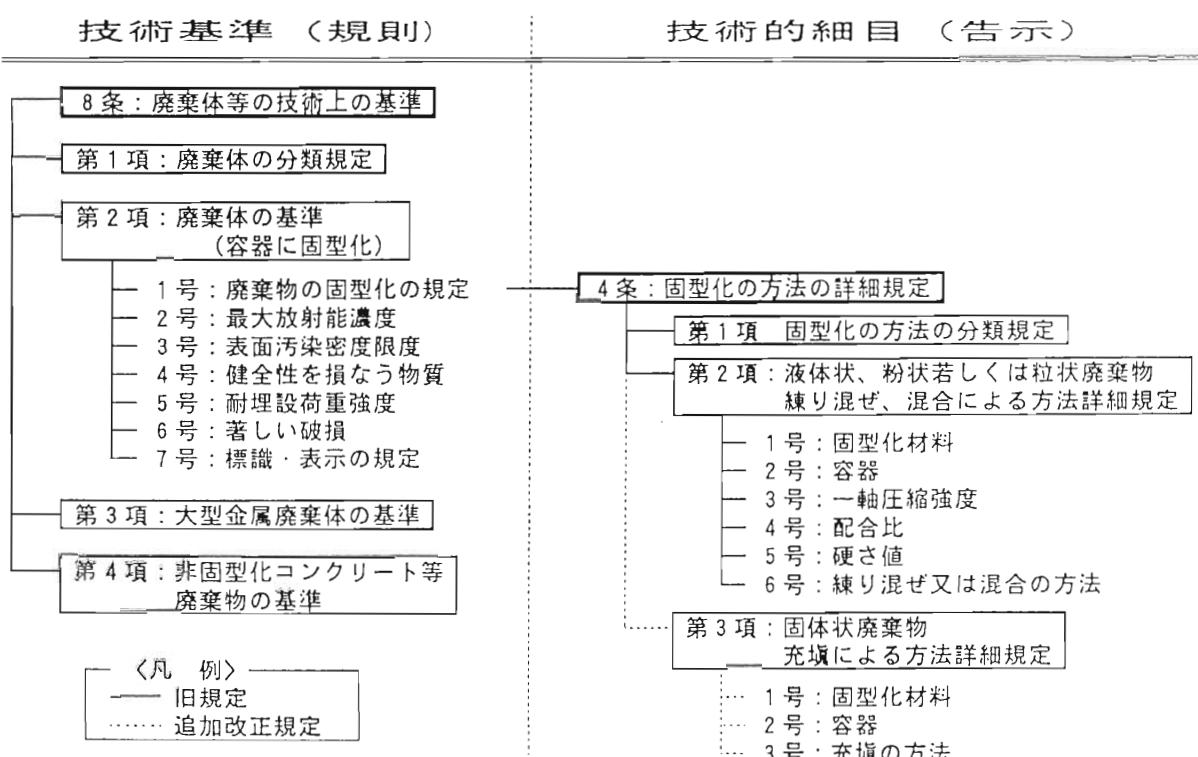


Fig.1 技術基準の体系

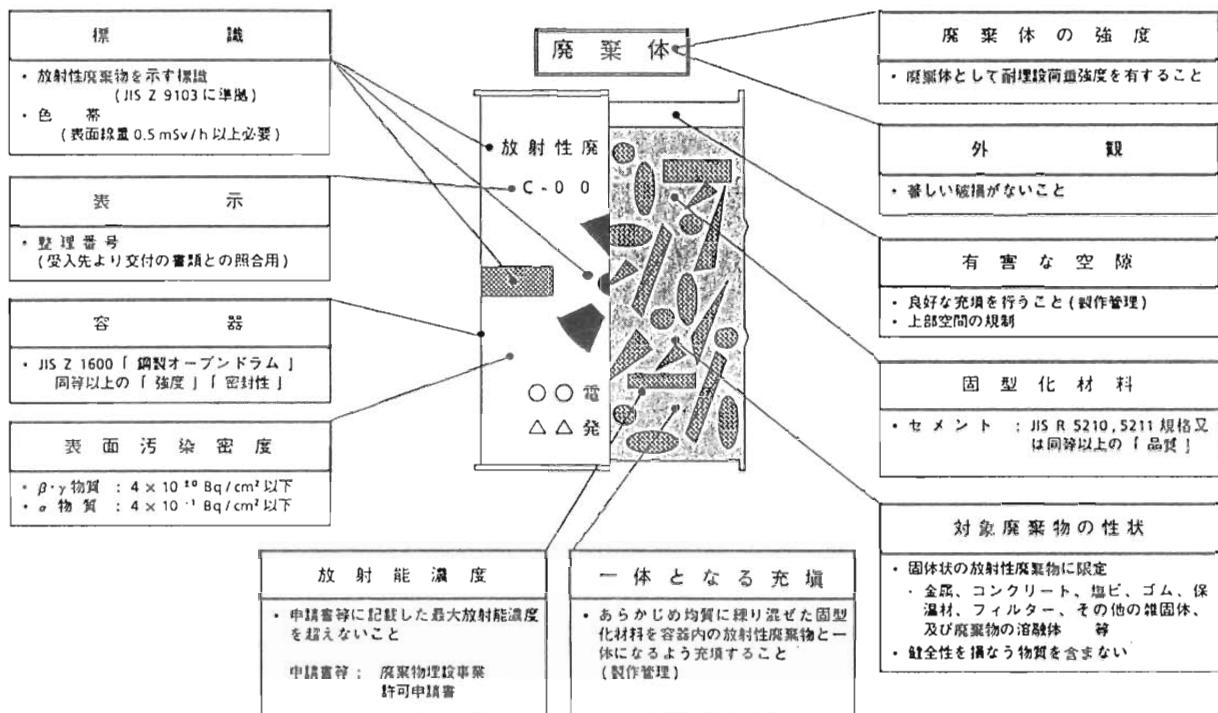


Fig.2 廃棄体の技術的要件(固体廃棄物)

### 3. 代表サンプリングによる廃棄物実態調査

先に述べたように、固体状廃棄物の廃棄体製作に関する技術的課題を解決するためには、現在発電所に保管されている廃棄物の実態を把握することが重要である。

固体状廃棄物は、保管容器(200 ℥ ドラム缶または大型金属容器)に収納され、容器単位で所定の管理データを受けた後、固体廃棄物貯蔵庫に保管される。また、保管容器毎に少なくとも 6 分類程度の分類がなされている(主たる廃棄物の内容で区分されているため、可燃物や他品目の廃棄物が混入している場合がある)。

1992年度末、全国の原子力発電所で保管されている固体状廃棄物の量は200 ℥ ドラム缶換算で約30万本である。その内訳を Table 1 に示す。

廃棄物の詳細な実態調査のために、実際に原子力発電所で保管されているドラム缶を開缶して調査した。調査の代表性確保の観点から、以下の点に留意して対象発電所およびドラム缶の選定を行った。

Table 1 全国の固体状廃棄物保管量(200 ℥ ドラム缶換算)

ドラム缶分類	累積保管量(本)	構成比率(%)
金 属 類	138,035	47
塩ビ・ゴム類	36,492	12
保 温 材	36,194	12
フィルタ	30,474	10
コンクリート/ガラス類	13,050	4
そ の 他	43,875	15
合 計	298,120	100

- a. 対象発電所の選定にあたっては、廃棄物保管量が多く、Table 1 に示した固体状廃棄物分類の保管割合が全国の平均値に近いこと。
- b. 対象ドラム缶の選定にあたっては、全国の固体状廃棄物分類の構成比を考慮しつつ、廃棄物発生時期についても広範囲にわたらせること。
- c. 金属類に関しては、重量分布についても全国の分布を考慮すること。

Fig.3 に各発電所の固体状廃棄物分類の保管割合を示すが、平均に近い発電所として PWR および BWR を代表して H および I 発電所を調査対象発電所とした。なお、実態調査は平成 5～6 年度に実施した第 1 次調査及び平成 7 年度に実施した第 2 次

調査に分けられるが、第 2 次調査では PWR 発電所として F 発電所を選定した。

選定数量は廃棄物の発生量等を考慮し、第 1 次および第 2 次調査分を合わせて、BWR104本、PWR 50本の計154本とした。

廃棄物発生時期については、なるべく偏りが生じないようサンプリングを計画した。ただし、サンプリングに際しては廃棄物保管庫の構造上搬出順位の制約を考慮せざるを得ず、任意に無条件抽出することは困難であった。結果として、Fig.4 に対象とした BWR および PWR 発電所のサンプリングの年度別分布を示す。

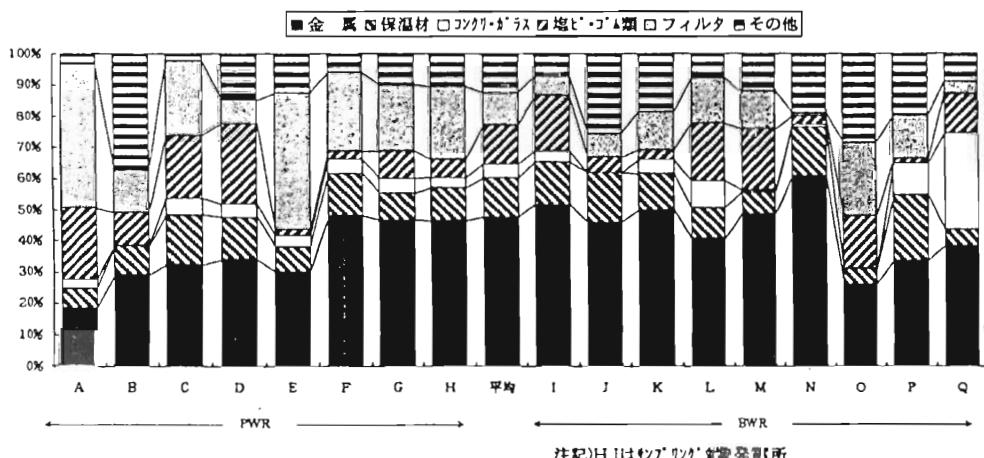


Fig.3 各発電所の固体状廃棄物保管割合

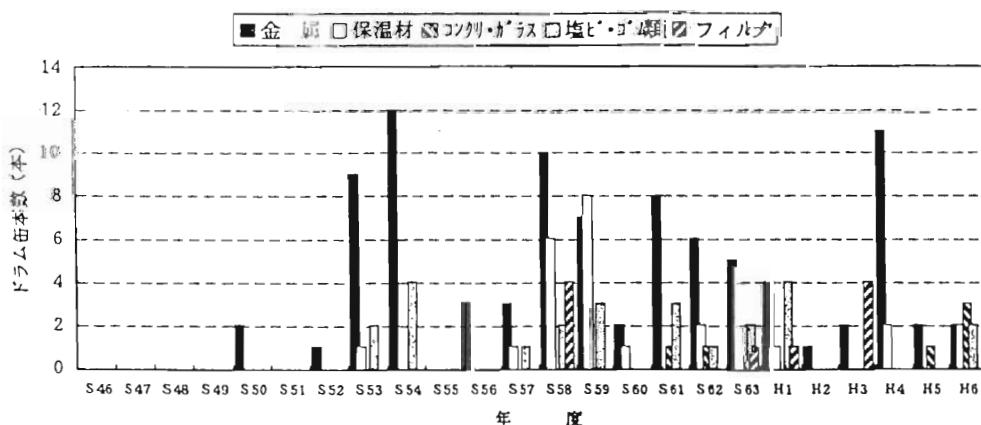


Fig.4 開缶調査対象ドラム缶の発生時期分布

#### 4. 標準模擬廃棄物の設定

廃棄体の製作技術を確立するために実施する各種の検証・確認試験に用いる模擬廃棄物は、組成や形態等が実態に則したものであることが必要である。

このため模擬廃棄物の設定に際しては、前述の廃棄物実体調査の結果をもとに次の点を考慮して行った。

a. 埋設する廃棄体を代表できる実廃棄物品目を代表廃棄物として選定する。

① 実際に固型化する廃棄物は、その物性を考慮した廃棄体の型式(後述)に適合するように分別して固型化されるため、各廃棄体型式を代表する廃棄物とする。

② 廃棄物の形状、材質によって、固型化材料の充填性が異なるため、各廃棄体型式毎に形状、材質を代表できる廃棄物とする。

③ 上記①②において、「代表する廃棄物」とは当該廃棄物の存在割合が多い廃棄物とする。

④ 存在割合から代表性を判断する際には、廃棄物品目の多様性を考慮し、「廃棄物単品の存在割合」と、「その割合の多い順に累積した累積割合」の双方により判断した。具体的には

- ・廃棄物単品の重量割合で1%以上存在する廃棄物
- ・廃棄物の累積重量割合が90%までを占める廃棄物

とする。

b. 上記により選定された代表廃棄物の中から、固型化試験等に供する模擬廃棄物を設定する。これは、選定された代表廃棄物が多品目にわたっているため、試験結果に影響を与えない範囲で類似した性状の廃棄物品目を少品目に統合整理して、固型化試験等に供する模擬廃棄物とするものである。

c. 模擬廃棄物の寸法は、開缶調査結果から得られた実廃棄物の代表的寸法に合わせることを基本に、切断や圧縮等の前処理が行われることも踏まえて、廃棄体製作時に固型化材料の注入性が非保守的な評価となならないよう設定した。

#### 5. 廃棄体製作の適用技術と基礎試験による検証

埋設規則等に定める廃棄体の技術的要件に適合し

た廃棄体を製作するためには、適切な前処理と固型化技術を適用する必要がある。

そこで、技術要件のうち特に「有害な空隙が無いこと」の観点から適用される廃棄物の前処理技術、固型化材料の特性に関する確認試験ならびに標準模擬廃棄物を用いた収納試験や固型化基礎試験を行ったので、その概要について報告する。

##### a. 廃棄物の前処理について

廃棄体内部の空隙については、所定の流動性を有する固型化材料を注入することにより低減することが可能と考えられるが、廃棄物のうち内部に固型化材料を注入しにくい空隙を有する物については、あらかじめ切断、圧縮、溶融等の処理を行う必要がある。

なお溶融については、適切な設備で処理することにより空隙のない廃棄物となることは自明と考えられるので、ここでは切断及び圧縮について確認試験を実施した。

##### (a) 切断

切断処理の対象となる可能性のある廃棄物は主に配管・ホース類や、弁等の塊状金属であり、これらのうち保管割合の多い配管・ホース類について切断条件を確認するため、固型化材料の注入性試験を実施した。

##### (試験方法)

平型バット容器の底部に配管類を水平に収納しホースについては浮上防止のためテープで中央部に固定した。なお内径10mmの配管類については軸方向に10度、20度傾斜した状態でも設置した。

これに、流動性が低いPロート流下時間50秒の固型化材料をドラム缶への注入時に換算して25ℓ／分に相当する界面上昇速度で注入し、配管類の固型化材料注入率(空隙への注入量／初期空隙量)を測定した。

##### (試験結果)

###### ・水平設置の場合

水平設置時における内径別の固型化材料注入率を測定した結果、内径が22.8mm以上の配管・ホースについては90%以上の値が得られたが、内径10mmのホースについては24%の注入率に止まった。

内径10mmのホースについて、長さをパラメータとして固型化材料注入率の変化を確認した結果、長さが20cm以上では注入率が50%未満となった。

### ・傾斜設置の場合

前述の試験で最も注入されにくかった内径10mmのホースについて、軸方向に傾けた場合の測定結果によると、傾斜による空気排出の促進による注入性向上の効果は著しく、傾斜角度10度、20度のいずれの場合でも100%近い注入率が得られた。さらに、傾斜角10度の条件で配管長さをもっと長くして試験した結果、長さ1mにおいても100%近い注入率が得られた。

### (まとめ)

試験結果より、90%以上の固型化材料注入率が得られる配管口径と長さの関係についてはFig.5のようにまとめることが出来る。(配管とホースの注入性の差異はほとんど無かったので一括して表している。)

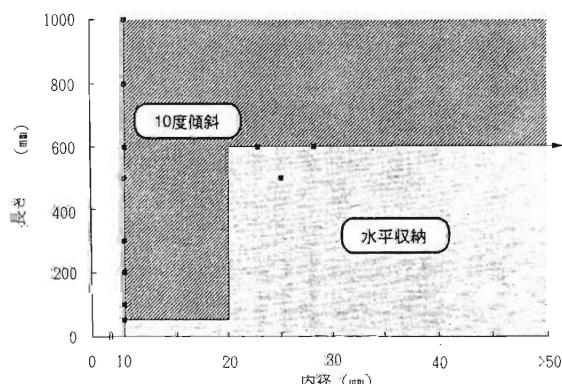


Fig.5 良好的な充填率が得られる内径、長さの範囲  
(配管、ホース類)

### (b) 圧縮

圧縮処理の対象となる可能性のある廃棄物は主に、缶類、シート類、保温材等であり、廃棄物減容の観点からも圧縮しておくほうが望ましいと考えられる。

減容性の観点から適切な圧縮圧力を試験により設定するとともに、圧縮した廃棄物の内部状態を確認した。

なお圧縮にあたっては、所定の圧縮用容器に廃棄物を収納して容器毎圧縮した。

### (試験方法)

保温材、フィルター類、シート類および缶類を50ℓおよび120ℓドラム缶に収納し圧縮圧力2.5~30

Kgf/cm<sup>2</sup>で容器毎圧縮し、圧縮圧力と減容比の関係を測定し、圧縮体の断面を観察した。

### (試験結果)

圧縮圧力と減容比の関係の一例をFig.6に、圧縮体の断面観察結果の例をFig.7に示す。圧縮用容器に収納して圧縮した場合、20~30Kgf/cm<sup>2</sup>程度で減容比は飽和傾向を示しており、また圧縮体内部については、缶類を除き空隙は認められなかった。

### (まとめ)

減容性の観点および断面観察の結果からは、圧縮圧力として30Kgf/cm<sup>2</sup>程度あれば十分であることが判明した。缶類については空隙が認められたが、開缶調査によれば缶類は全廃棄物の1%と十分小さく、廃棄体全体としての空隙量に大きな影響を与えることはないと考えられる。

したがって、標準的な圧縮圧力として30Kgf/cm<sup>2</sup>以上の圧力で圧縮するものとする。

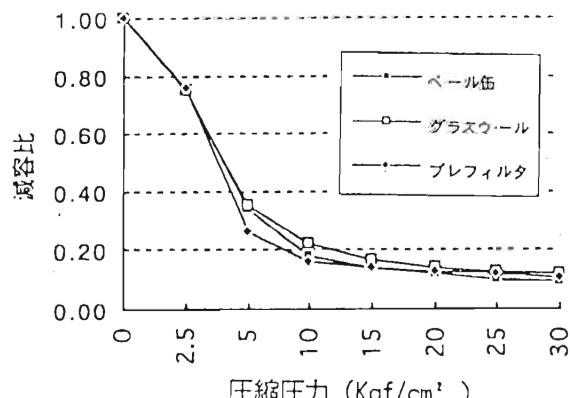


Fig.6 圧縮圧力と減容比の関係(120ℓ ドラム缶)

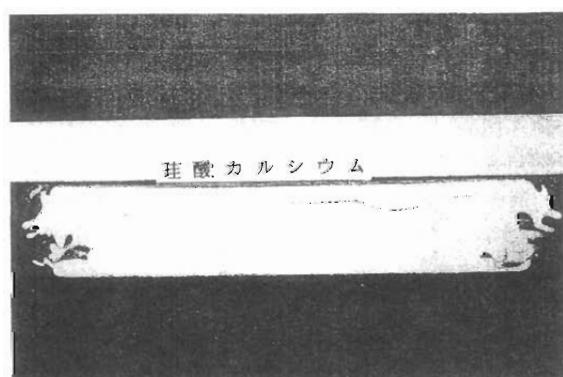


Fig.7 圧縮体断面観察結果例(珪酸カルシウム)

### b. 固型化材料試験

廃棄物の固型化方式は、あらかじめ廃棄体容器に廃棄物を収納しておきこれに固型化材料を注入するものであり、土木業界で実施されているプレパックド工法と類似している。

固型化材料の性能は、このプレパックドコンクリートの標準的な施工方法を示した(社)土木学会のコンクリート標準示方書に記載されている注入モルタルの配合決定方法を参考にして、Table 2 の範囲を満足するようにする。

Table 2 固型化材料の流動性

固型化材料の種類	P ロートによる流下時間 (目標値)	
	上限値	下限値
高性能減水剤を使用したもの	5 0 秒	1 6 秒
上記以外	2 0 秒	1 6 秒

ここでコンクリート標準示方書では、高性能減水剤を使用した場合コンクリートが高強度となることを前提として P ロート流下時間を 25~50 秒としているが、廃棄物の充填固化の場合はその必要がないことから、流下時間を 16~50 秒とした。

なお、固型化材料の注入方法についても、コンクリート標準示方書では下部からの打ち上げを前提にしているのに対し、固体状廃棄物の固型化にあたっては上部から固型化材料を注入することとしている。

このような固型化方法について、固体状廃棄物の廃棄体製作への適用性について検討するため以下の試験を行った。

#### (試験方法)

200 ℥ ドラム缶にプレパックドコンクリート工法でいう 15mm 以上の粗骨材を収納し、水置換法により空隙量を評価した後、上部から固型化材料を注入し、廃棄体空隙率(固型化体積内の空隙量/固型化体積)を測定した。なお、パラメータは、流動性および注入速度とした。

#### (試験結果)

試験結果を Table 3 に示す。流動性の上限値である P ロート流下時間 50 秒前後においても、注入速度が 25 ℥ / 分以下であれば、廃棄体空隙率が 6 % 以

下と良好な充填性を示した。固体状廃棄物は一般に今回使用した粗骨材よりみかけ径が大きいので、これと同等以上の充填性を示すものと考えられる。

Table 3 注入試験結果

固型化材料	モルタル A	モルタル B	モルタル C	
水/セメント比(%)	37.5	39.5	43.0	43.5
注入速度(ℓ / 分)	25	10	10	25
P ロート流下時間(秒)	45.0	48.7	28.4	14.2
注入前空隙量(ℓ)	91.4	85.2	88.1	90.0
固型化材料注入量(ℓ)	78.7	84.0	86.7	87.4
空隙率(%)	6	1	1	1

注) 固型化材料はいずれも高性能減水材添加、注入方法はいずれも上部からの流しこみによる

### c. 収納試験

4. d. 設定した廃棄物分類毎の模擬廃棄物を使用して、廃棄体容器への廃棄物収納量を試験評価した。(試験方法)

評価に当たっては、廃棄物の構成割合と収納方法の違いによる収納重量の変動を確認した。廃棄物の構成割合は、標準的な構成割合に加え、収納量の変動が大きいと思われる廃棄物については、構成の変動を考慮した最大重量及び最小重量の構成も設定した。

収納方法については、人手密収納(人為的に最大限密に収納する)、人手普通収納および機械収納(コンベアによりランダムに収納する)の 3 通りとした。(試験結果)

収納量の最も大きいのは人手による密収納、最も少ないのは機械によるランダムな収納であり、その値は下記の通りとなった。

- A 1 廃棄物 : 120~310kg / 200 ℥ ドラム缶
- A 1, A 2 混合 : 150~290kg / 200 ℥ ドラム缶
- B 1 廃棄物 : 18~38kg / 200 ℥ ドラム缶
- B 2 廃棄物 : 30~100kg / 200 ℥ ドラム缶  
(上記 A 1, A 2, B 1, B 2 の廃棄物分類については、6. に後述する。)

### d. 固型化基礎試験

5. b. の固型化材料試験で適用性を確認した固型化方法について、模擬廃棄物を用いて、固体状廃棄物への適用性について検討するため以下の試験を行った。

## (試験方法)

4. で設定した模擬廃棄物を200ℓアクリル製透明容器に入手密収納により収納し、水置換法により空隙量を評価した後、上部から固型化材料を注入し、廃棄体空隙率を測定した。なおパラメータは、流動性、高性能減水剤の有無、注入速度とした。

## (試験結果)

試験結果をTable 4に示す。いづれの条件においても、3%以下の廃棄体空隙率を示し、固体状廃棄物に対しても十分適用できる事が確認できた。

また、廃棄物の種類や収納方法等の違いによる固型化方法の考慮は必要ないことも確認された。

Table 4 模擬廃棄物への注入試験結果

廃棄物	No.	Pポート流下時間(秒)	注入速度(t/min)	注入前空隙量(ℓ)	固型化材料注入量(ℓ)	廃棄体空隙率(%)
A 1	1	52	15	157	157	0
	2	51	25	164	161	2
	3	52	40	169	169	0
	4	68	25	167	167	0
	5	19	25	169	168	1
A 1+A 2	6	47	25	153	153	0
B 1	7	50	25	177	172	3
B 2	8	48	25	92	92	0

注) No.5以外は高性能減水剤を添加した固型化材料

## 6. 廃棄体型式の設定

固体状廃棄物は廃棄物の形状、材質等が多岐にわたり、廃棄体製作に係る技術的要件が多様となるため、これらの技術的要件を踏まえつつ物性変動幅を許容範囲内とする最少の廃棄体型式を設定して、廃棄体の製作・確認等の合理化を図ることが肝要である。

固体状廃棄物廃棄体の型式を設定するためのポイントを以下に示す。

①固体状廃棄物の種類に基づく廃棄体型式

②固体状廃棄物の前処理に基づく廃棄体型式

a. 固体状廃棄物の種類に基づく廃棄体の型式

固体状廃棄物は多様な廃棄物が存在するが、埋設処分の観点から下記のように分類されている。

①廃棄物素材に十分な強度があるかないか。

②内部空隙を有するか有しないか。

したがって、固体状廃棄物の種類からみた廃棄体型式は、上記の分類を組合せた下記4種類に設定することができる。

廃棄物強度の 高 低		内部空隙の 有 無		記号
高(A)	低(B)	無(1)	有(2)	
○	—	○	—	A 1
○	—	—	○	A 2
—	○	○	—	B 1
—	○	—	○	B 2

## b. 固体状廃棄物の前処理に基づく廃棄体型式

内部に空隙を有する廃棄物は、切断、圧縮、溶融といった前処理によって、内部の空隙を低減させることになる。5.に示した試験結果等から、切断、圧縮によっても廃棄体内部の空隙を十分に低減できることが確認されたため、a. 項で「2」と分類された内部空隙を有する廃棄物は、前処理を行うことにより「1」と分類された内部空隙のない廃棄物と同等になると見なせる。

したがって、前処理という要件を踏まえれば廃棄物の種類は廃棄物の強度の高低による分類のみに集約され、廃棄体型式としても以下に示すとおり区分することが出来る。

なお、廃棄物としては強度の低いものについても、圧縮処理を行う際に容器毎圧縮することをしているため、圧縮体については埋設荷重に耐えるに十分な強度を有し、圧縮処理後はa. 項で「A」と分類された強度を有する廃棄物と同等とみなせる可能性がある。(後述)

廃棄体型式	内 容
A廃棄体	強度の十分な廃棄物を容器に直接収納して固型化したもの
B廃棄体	強度の低い廃棄物を内籠または内張容器に収納して固型化したもの

### c. 結論

以上のことから、固体状廃棄物の廃棄体型式は下記のように設定する。

- ① 廃棄物の強度が十分であり、内部空隙を有する場合には前処理（切断、圧縮又は溶融）を行った廃棄物で、容器に直接収納した廃棄体（A廃棄体）
- ② 廃棄物の強度が低く、内部空隙を有する場合には前処理（切断、圧縮）を行った廃棄物で、内管または内張容器に収納した廃棄体（B廃棄体）

### 7. 実大模擬廃棄体の製作と性能評価

これまで検討した結果を踏まえ、現在想定される発電所での標準的な廃棄体製作手順（廃棄体製作標準マニュアル）を策定した（廃棄体製作の基本フローをFig.8に示す）。この策定した廃棄体製作標準マニュアルに基づき実大模擬廃棄体を作成し、その廃棄体性能を評価することによりマニュアルの妥当性を確認するため、以下の試験を行った。

#### a. 廃棄体性能試験項目

2. でも述べた固体状廃棄物の廃棄体製作に関して重要な技術的要件について、空隙評価の観点からの「注入性確認試験」、強度評価の観点からの「廃棄体強度確認試験」を行った。

##### (a) 注入性確認試験

水置換法による空隙率確認、切断による断面観察、X線CTによる非破壊測定により、固型化材料が廃棄体内部に十分充填されていることを確認する。

##### (b) 廃棄体強度確認試験

廃棄体に所定の荷重を載荷することにより廃棄体が十分な強度を有していることを確認する。

#### b. 実大模擬廃棄体の製作

実大模擬廃棄体の製作に当たっては、廃棄体製作マニュアルに基づき実施した。

なお、廃棄体強度確認試験においては、評価の保守性を確保するために、廃棄体強度が低くなるような条件を考慮した固型化材料の配合設計を行った。

また、6.bで述べたようにB廃棄物圧縮体の強

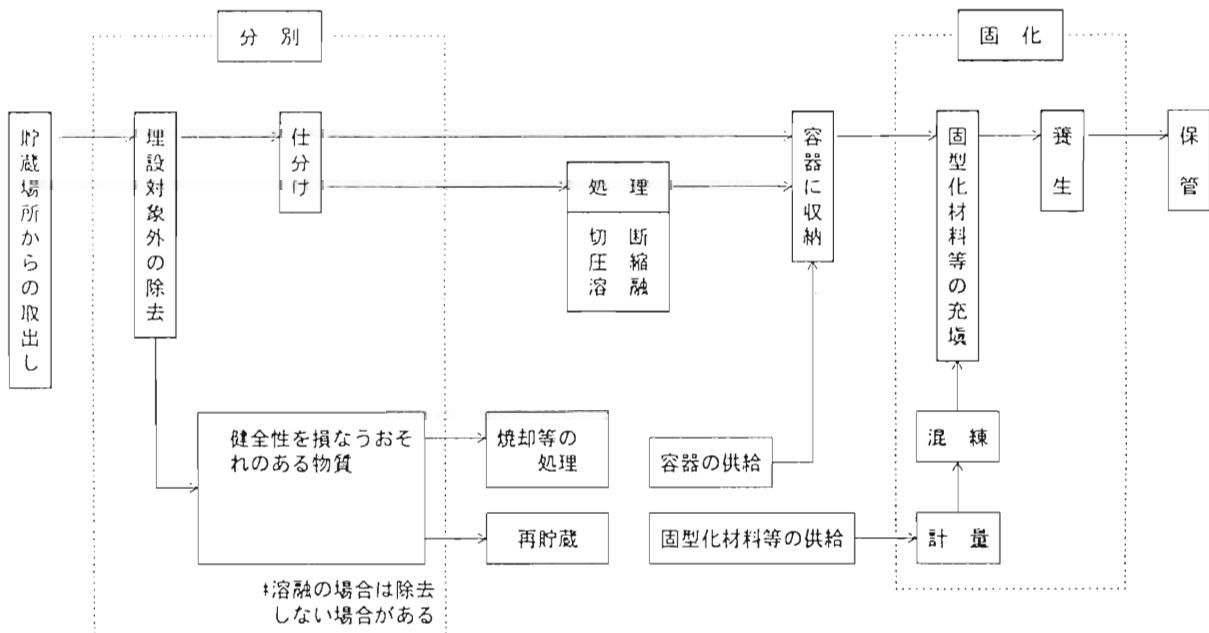


Fig.8 雜固体廃棄物の廃棄体製作基本フロー

度についても確認するため、圧縮体を直接ドラム缶に収納した廃棄体も製作し、廃棄体強度確認試験を行ったが、その際、圧縮体がドラム缶に接触するよう偏心させて収納した後固型化材料を充填した。

### c. 注入性確認試験

#### (1) 水置換法による試験

##### (試験方法)

4.で設定した模擬廃棄物を容器に収納し、水置換法により空隙量を評価した後、上部から固型化材料を注入し、廃棄体空隙率を測定した。なお、溶融体は形状が単純なため計算により空隙量を評価した。

##### (試験結果)

水置換による注入性評価結果をTable 5に示す。各廃棄体の空隙率は0～2%であり、良好に注入されていることを確認した。

#### (2) 切断による断面観察

##### (観察方法)

製作した廃棄体をダイヤモンドワイヤーソーにより縦方向に2分割し、切断面を観察した。

##### (観察結果)

切断した廃棄体の写真の一例をFig.9に示すが、内部まで固型化材料が注入されていることが確認された。

Table 5 水置換による注入性確認試験

原 廃 棄 物 の 強 度 分 類	廃棄物 の 処 理	取 納 条 件		固 型 化 条 件						廃棄体空隙率(%) $100 - \frac{(②+③+④)}{①} \times 100$		
		取 納 状 態	取 納 容 器	① 固型化 容積 (L)	② 内籠、内張 容 量 (L)	③ 廃棄物 容積 (L)	固 型 化 材					
							重 量 (kg)	比 重	④ 容 量 (L)	P ロート (秒)	注 入 速 度 (L/min)	
A	非圧縮	密	ドラム缶	208	—	44	361	2.19	165	45	25	0
A	非圧縮	普通	ドラム缶	207	—	22	404	2.17	186	47	25	0
A	非圧縮	普通	ドラム缶	207	—	23	405	2.19	185	49	25	0
B	非圧縮	密	内張容器	205	42	27	294	2.19	135	46	25	1
B	非圧縮	密	内籠容器	208	2	29	385	2.2	175	51	25	1
B	非圧縮	普通	内張容器	205	42	17	311	2.17	143	48	25	1
B	非圧縮	普通	内籠容器	216	2	17	412	2.17	190	46	25	0
B	圧縮	—	内張容器	205	43	95	138	2.18	63	47	25	2
B	圧縮	—	内籠容器	207	2	98	233	2.18	107	47	25	0
A	混合 (密)	密	ドラム缶	205	—	54	325	2.16	151	47	25	0
B	混合 (密)	内張容器	201	43	56	212	2.16	98	48	25	2	
A	非圧縮	密	ドラム缶	208	—	44	334	2.05	163	19	25	1
A	非圧縮	普通	ドラム缶	207	—	22	379	2.04	186	17	25	0
B	非圧縮	密	内籠容器	209	2	27	366	2.04	179	18	25	0
A	圧縮	—	ドラム缶	202	—	113	177	2.07	86	17	25	2
B	圧縮	—	内籠容器	205	2	97	213	2.06	103	19	25	2
B	圧縮	偏心	ドラム缶	201	—	97	210	2.07	102	17	25	1
溶融	—	ドラム缶	208	—	157	112	2.22	50	51	26	0	
溶融	—	ドラム缶	207	—	157	113	2.22	51	51	26	0	
溶融	—	ドラム缶	210	—	157	108	2.05	53	22	26	0	

注) 廃棄物の処理の欄の「混合」は、非圧縮の廃棄物及び圧縮した廃棄物を組み合わせたという意味で、この場合の非圧縮物の収納状態は、注入性への影響のある「密収納」とした。

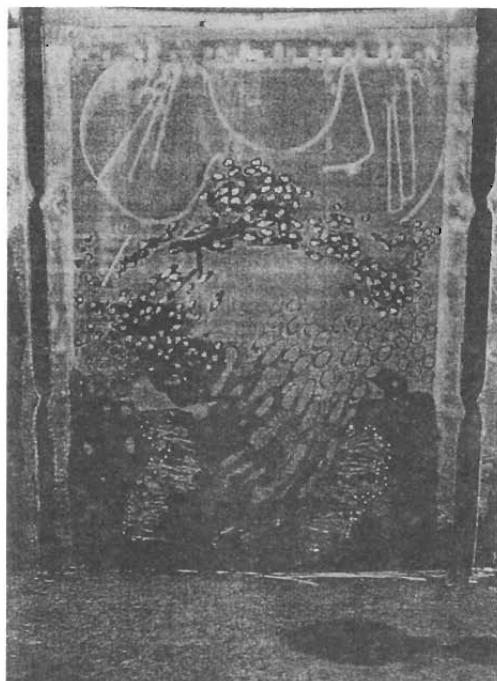


Fig.9 B廃棄体断面観察結果例  
(非圧縮物密収納内張容器)

### (3) X線CTによる試験

#### (試験方法)

Fig.10にX線CT装置の基本構成を示す。原理としては、加速器から発生する高エネルギーX線を使用した断層像撮影法およびデータのコンピュータ処理により、廃棄体の断層を非接触、非破壊的に映像化して空隙量を算出するもので、メッシュ分割幅は約1mm、廃棄体1体の測定断面数(スライス数)は9又は3である。(試験結果)

各模擬廃棄体の空隙率の評価結果の概要は以下のとおり。なお溶融体の金属部分および金属の密収納部分を含む断面は高密度のため、X線の減衰により測定出来なかった。

- ① A型非圧縮物の廃棄体については、廃棄体全体としての空隙率は1%未満であると評価された。
- ② B型非圧縮物の廃棄体については、収納条件に係わらず廃棄体全体としての空隙率は2%程度であると評価された。
- ③ 溶融体の廃棄体では、上部セラミック層についての空隙率は1%以下と評価された。

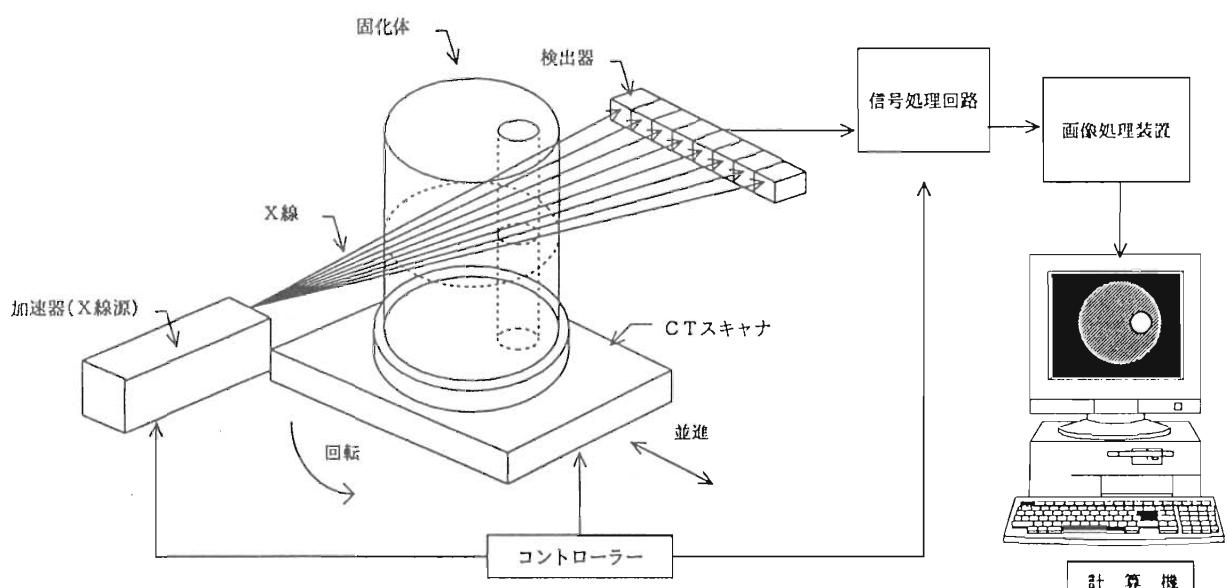


Fig.10 X線CT装置の基本構成

## d. 廃棄体強度確認試験

## (試験方法)

Fig.11 に示す荷重試験装置の所定位置に供試体を設置し、油圧ジャッキで制御しながら荷重を増加させていき、最大試験荷重30tまで載荷した。

廃棄体には変位計を取り付けておき、荷重と供試体全体の鉛直方向の変位をリアルタイムで計測し、荷重の增加なしに変位が急激に増加する時点で試験を終了することとし、その際の荷重を供試体の耐荷重とした。

なお、B 廃棄物の圧縮体を直接ドラム缶に収納した廃棄体については、荷重点の一つが圧縮体とドラム缶内面の接觸点に来るよう設置した。

また、実大模擬廃棄体の試験と合わせて内張容器のみの強度試験も実施した。

## (試験結果)

載荷試験結果を Table 6 に示す。実大模擬廃棄体は、廃棄体型式や廃棄物の収納状態に係わらず、最大試験荷重である30tでも破壊することなく、内張容器だけでも18t以上の載荷荷重に耐えることが確認できた。

また、圧縮体を直接ドラム缶に収納した廃棄体についても30t以上の強度を示したことから、B 廃棄物の圧縮体について、強度のある「A 廃棄物」と見なせることが確認できた。

Table 6 載荷試験結果のまとめ

原廃棄物 の 強度分類	廃棄物 の 処理	収 納 条 件		破壊荷重	載荷時平均変位量(mm)		載荷試験終了時の 廃棄体観察結果	モルタル圧縮強度* (kgf/cm <sup>2</sup> )
		収納状態	収納容器		10t載荷時	30t載荷時		
A	非圧縮	密	ドラム缶	30t以上	3.01	5.99	異常無し	278
A	非圧縮	普通	ドラム缶	30t以上	2.85	5.50	異常無し	295
B	非圧縮	密	内籠容器	30t以上	2.94	5.49	異常無し	304
A	圧 縮	-	ドラム缶	30t以上	2.92	5.82	異常無し	316
B	圧 縮	-	内籠容器	30t以上	3.07	5.34	異常無し	305
B	圧 縮	偏心	ドラム缶	30t以上	3.12	6.12	異常無し	316
-	溶 融	中心	ドラム缶	30t以上	3.43	8.86	異常無し	321
廃棄物の収納なし (内張容器のみ)		18.3t		5.71	-	モルタルの剥離有り	236	
廃棄物の収納なし (内張容器のみ)		18.6t		5.50	-	モルタルの剥離有り	235	

\* 28日強度

## 8. まとめ

発電所に保管されている廃棄物の実態調査結果および基礎試験等の結果から模擬廃棄物を設定し、標準的な廃棄体製作手順を策定した。

また、この標準的な廃棄体製作手順に基づき、実際に実大模擬廃棄体を製作した。

製作された廃棄体の性能は十分なものであり、標準的な廃棄体製作手順の妥当性が実証できた。

## プルトニウム吸着材の開発

三森 武男\*, 高橋 英樹\*\*

### *Development of Pu adsorption by Fibrous Actuated Corbon (FAC)*

Takeo MIMORI and Hideki TAKAHASHI

Japan Atomic Energy Research Institute and Unitika Ltd. jointly developed an inorganic adsorbent, which can remove plutonium in reprocessing liquid waste and reduce a volume of the waste containing TRU by the incineration.

The inorganic adsorbent consists of 80 wt% fibrous adsorbent and 20 wt% inorganic binder, and be molded in the cartridge forms to be easily applied in the industrial fields. The fibrous adsorbent is improved so as to be more hydrophilic by the oxidation without decreasing the specific surface area of fibrous activated carbon. As the fibrous adsorbent is consisted of more than 90% of carbon, it is physically and chemically stable, and easily converted to CO<sub>2</sub> and H<sub>2</sub>O by the incineration. It is possible to expect useful applications from at the standpoint of the volume reduction of the waste.

This paper introduces the plutonium adsorption and the incineration properties of the inorganic adsorbent.

#### 1. まえがき

日本原子力研究所東海研究所再処理特別研究棟(以下、「再処理特研」と称す)は、昭和36年度より建設が開始され、我が国最初の工学規模(50kg/日)の再処理研究施設(Purex プロセス)が設置された。この再処理特研では、昭和43年~44年にかけて、JRR-3 の使用済燃料(アルミニウム、金属ウラン、燃焼度600MWD/T)を使った湿式再処理試験を実施し、高純度プルトニウム(以下「Pu」と称す)約200 g を回収する成果を得た。この際、Pu を含有する約70m<sup>3</sup>の TRU 含有廃液が発生しこれら廃液は5種類に分けられ本再処理特研で貯留管理している。

これら廃液は、そのままで  $\alpha$  廃棄物として扱わねばならず、TRU 含有廃液の効果的な処理プロセスの R&D として、ユニチカ㈱と共同で纖維状活

性炭(Fibrous Activated Carbon: 以下、「FAC」と称す)を基材とした無機系吸着材の開発を開始した。本吸着材は、Pu を選択的に吸着するものであり、主成分が炭素である FAC と無機バインダーにより構成されているため、化学的および物理的に安定であり、かつ焼却することにより大部分が炭酸ガスと水蒸気ガスとなるため、大幅な減容が可能であり、廃棄物減容化の観点から非常に期待できる。また、本吸着材は酸性領域において良好な Pu 吸着性能を示すことから、再処理施設等から発生する硝酸酸性廃液の処理に適している。

以下に、TRU 含有廃液の効果的な処理プロセスを使用する無機系吸着材の開発について述べる。なお、本吸着材は、科学技術庁より受託している TRU 廃液処理安全性実証試験に適用される。

\* 日本原子力研究所 東海研究所(Japan Atomic Energy Institute)

\*\* エニチカ㈱ 中央研究所(Unitika Ltd.)

## 2. FAC の製作と特徴

FAC の原料は石炭ピッチであり、その製造プロセスを Fig.1 に示す。

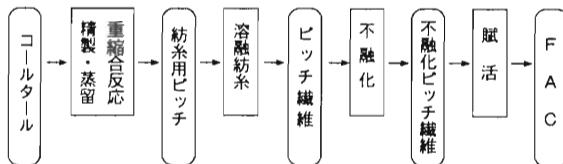


Fig.1 Manufacturing Process Flow for FAC

製造プロセスは、

- ①紡糸用ピッチの調製
  - ②調製済ピッチの溶融紡糸
  - ③ピッチ繊維の不融化
  - ④不融化ピッチ繊維の賦活
- の4工程から構成されている。

調製工程は、原料ピッチを精製・蒸留、さらに重結合反応により FAC の製造に適した特殊ピッチを合成するものである。合成繊維の溶融紡糸技術を応用した紡糸工程において纖維化されたピッチ繊維は、軟化点が300°C以下であり、後の高温処理において不安定である。そのため、酸化性ガス中で除々に昇温し分子架橋を起こさせることで、より結晶化を進行させ、熱的に安定な物とする(不融化工程)。続いて不融化ピッチ繊維を水蒸気の存在下、600～1000°Cで加熱することにより無定形炭素部分がガス化し取り除かれる。すなわち、繊維表面に結合した水蒸気が表面炭素との反応において一酸化炭素と水素を生成することにより、繊維表面に無数の非常に小さな孔(ミクロポア、細孔径10～20Å)を形成し、FAC が製造される(賦活工程)。

FAC はこのミクロポアにより、多くの物質に対して優れた吸着性能を発揮する。FAC の特徴を以下に、また粒状活性炭との特性比較を Table 1 に示す

- ①比表面積の範囲が大きい。(700～2000m<sup>2</sup>/g)
- ②繊維の表面に直接微細孔が存在しているため吸着速度が著しく速い。
- ③成形性に優れ、カートリッジの作製が容易で

Table 1 Characteristic of FAC and Granular Activated Carbon

	太さ・大きさ	比表面積 (m <sup>2</sup> /g)	外表面積 (m <sup>2</sup> /g)	平均細孔直径 (Å)	細孔構造
FAC	太さ 11～18 μm	700～ 2500	0.2～ 0.7	17～26	
粒状活性炭	大きさ 1～3 μm	900～ 1200	～0.001	40～60	

あり、ハンドリング性に優れる。

## 3. 吸着平衡試験

吸着平衡試験として、以下に示す1)～3)の試験を行った。

- 1)廃液の硝酸濃度が、吸着材のPu吸着性能に及ぼす影響を把握することを目的に酸濃度変化試験を実施した。
- 2)工学用カートリッジの基材となる吸着材を選定することを目的に吸着材選定試験を実施した。
- 3)2)の結果より選定された吸着材の吸着等温線を作成すること目的に吸着平衡試験を実施した。

供試液としては、Pu金属を硝酸溶液で溶解した液(以下、「Pu溶解液」と称す)およびJRR-3の使用済燃料を再処理した際に発生したPuを含んだ廃液(以下、「プロセス廃液」と称す)を用いた。また、供試吸着材としては、FAC中の比表面積の異なるA-10, A-15, A-20の3種類とともに、最も比表面積の大きいA-20に酸化処理を施すことにより比表面積を低下させることなく親水性を高めた吸着材(以下、「高親水性吸着材」と称す)を使用した。高親水性吸着材は、硝酸溶液中のPuが錯体を形成していると予想されることから、本来疎水性であるFACの親水性を向上させることにより、Pu錯体との親和性が高まり、Pu吸着量が上がると予想されたために供試した。

供試液および供試吸着材の諸元をTable 2, 3に示す。

ここで、Table 3中の平衡水分率は、所定の相対湿度下において平衡状態にある吸着材の水分率であり、親水性の程度を反映するものである。この平衡水分率が高い吸着材を親水性を有する吸着材として評価した。

吸着平衡試験は、全てビーカーを用いた浸漬法と

Table 2 Properties of Radioactive liquid waste

	Pu 濃度 (mg/ml)	U 濃度 (mg/ml)	$\alpha, \beta$ 放射能濃度 (Bq/ml)	$\gamma$ 放射能濃度 ( $^{137}\text{Cs}$ ) (Bq/ml)	酸濃度 (M)
Pu 溶液	$5 \times 10^{-3}$	—	—	—	1.0
プロセス廃液	$1 \times 10^{-4}$	4.5	$\alpha: 2.1 \times 10^2$ $\gamma: 1.5 \times 10^3$	$5.6 \times 10^2$	1.0

Table 3 Properties of Adsorbent

供試吸着材	比表面積 (m <sup>2</sup> /g)	細孔容積 (ml/g)	平衡水分率 (%)	成型体密度 (g/cm <sup>3</sup> )
A-10	1300	0.5	18.0	—
A-15	1700	0.8	6.0	—
A-20	2000	1.1	2.4	—
高親水性吸着材	2000	1.1	34.0	—
カートリッジ	1700	0.9	10.0	0.20

し、供試液中に供試吸着材を所定量浸漬した後ろ別し、 $\alpha$ スペクトル分析によりろ液中のPu濃度測定を行い、Pu除去率およびPu吸着量を求め吸着性能を評価した。

ここで、Pu除去率およびPu吸着量については次式に基づいて算出した。

Pu除去率：供試液中のPu濃度に対する吸着材に吸着されたPu濃度の比を示すものである。

$$F = \left( \frac{C_0 - C}{C} \right) \times 100$$

F : Pu除去率 ..... [%]

C<sub>0</sub> : 供試液のPu濃度 ..... [mg/ml]

C : 処理済液のPu濃度 ..... [mg/ml]

Pu吸着量：吸着材1g当たりのPuの吸着量である

$$A = \frac{(C_0 - C) \times V}{M}$$

A : Pu吸着量 ..... [mg/g]

C<sub>0</sub> : 供試液のPu濃度 ..... [mg/ml]

C : 処理済液のPu濃度 ..... [mg/ml]

V : 供試液量 ..... [ml]

M : 供試吸着材量 ..... [g]

上式にて算出したPu吸着量とPu平衡濃度との関係、すなわち吸着等温線を次式に示すフロイントリッヒの式にて整理した。

$$q = k \times C^{1/n}$$

q : Pu吸着量 ..... [mg/g]

C : 処理済液のPu濃度 ..... [mg/ml]

k, n : フロイントリッヒ定数

### 3.1 試験条件

1)～3)の試験条件を以下に示す。

1)・供試液 : Pu溶解液

・供試吸着材 : A-20

・酸濃度 : 1.0M, 3.0M, 5.0M, 7.0M

・浸漬条件 : 供試液/供試吸着材

50ml/0.25g

・浸漬時間 : 24h

2)・供試液 : Pu溶解液

・供試吸着材 : A-10, A-15, A-20

高親水性吸着材

・浸漬条件 : 供試液/供試吸着材

50ml/0.25g

・浸漬時間 : 24h

3)・供試液 : プロセス廃液

・供試吸着材 : 高親水性吸着材

・浸漬条件 : 供試液/供試吸着材

50ml/0.01g

〃 /0.05g

〃 /0.10g

〃 /0.20g

〃 /1.00g

・浸漬時間 : 24h

### 3.2 試験結果

1) 試験結果をFig.2に示す。これより、酸濃度が増加するに伴いPu吸着量は低下することが判明した。これは、Pu吸着が主として細孔による物

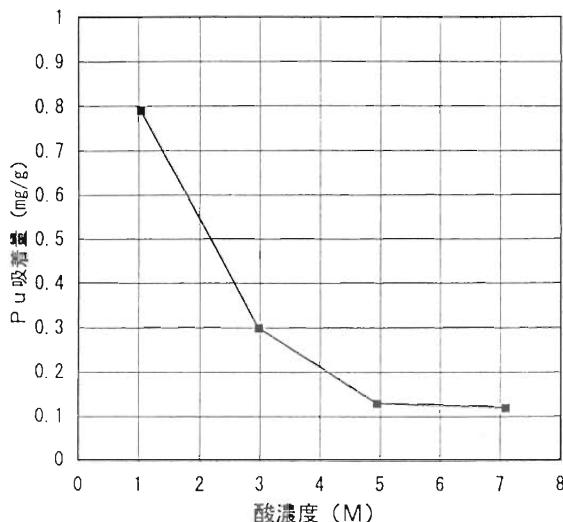


Fig.2 Effect of Acid Concentration

理吸着であると予想されることから、Puの配位数が酸濃度に応じて変化することに伴うPu錯体の大きさの変化によるものと考えられる。しかし、酸領域においてPu吸着性能を発揮することから、硝酸酸性廃液を処理する時に有効であることが判明した。

2) 試験結果をTable 4に示す。これより、高親水性吸着材のPu吸着量は、0.91mg/gと最も高い値を示した。これは、比表面積の増加に比例してPu吸着に寄与する大きさの細孔も増加するためと考えられる。また、同じ比表面積のA-20と比べて、高親水性吸着材が高いPu吸着量を示していることから、親水性を向上させたことにより錯体を形成しているPuに対して効果を示していると考えられる。

Table 4 Result of Adsorbent Selection

供試吸着材	Pu除去率 (%)	Pu吸着量 (mg/g)
A-10	58	0.61
A-15	81	0.85
A-20	75	0.75
高親水性吸着材	97	0.91

以上より、工学スケール用カートリッジの基材となる吸着材は、高親水性吸着材が適していることが判明した。

3) 本吸着平衡試験より得られた吸着等温線をFig.3に示す。これより、フロイントドリッヒの式の定数kおよびnを算出すると次のようになる。

$$q = 6.3 \times 10^3 C^{0.937}$$

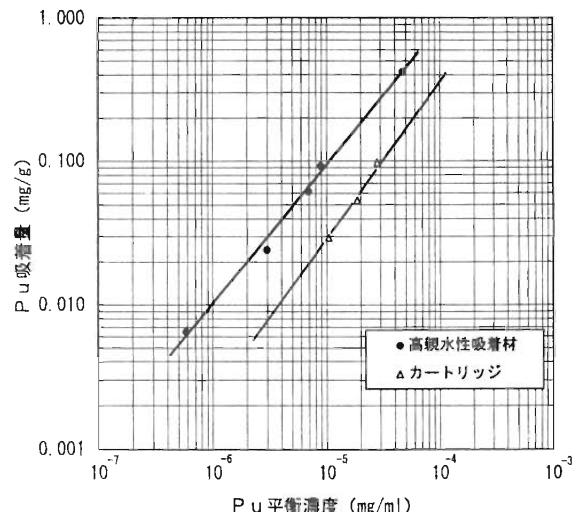


Fig.3 Adsorption Isotherms of Pu

一般的にフロイントドリッヒの式において、k値が大きい程吸着材の吸着性能は大きく、 $1/n$ の値が $0.1 \sim 0.5$ のとき吸着されやすく、 $1/n$ が2より大きくなると吸着されにくい。この $1/n$ は吸着等温線の勾配であることから、 $1/n > 2$ のときは、吸着材使用量を多くしても被吸着質濃度が低下するに従って吸着量が著しく低下するので、効果的でないといわれている<sup>11)</sup>。

本吸着材は、k値が $6.3 \times 10^3$ 、 $1/n$ が約1となることが判明した。

また、 $\beta$ 及び $\gamma$ 核種の吸着はほとんど認められなかった。

#### 4. カラム流通試験

吸着平衡試験により選定した吸着材を用いてカラム流通試験を実施した。

カラム流通試験は、供試液を供試吸着材を充填したカラムに流通させ、定期的にサンプリングを行い、 $\alpha$ スペクトル分析によりサンプリング液中のPu濃度測定を行い、流通前後のPu濃度比を用いて評価した。カラム流通試験のフローをFig.4に示す。

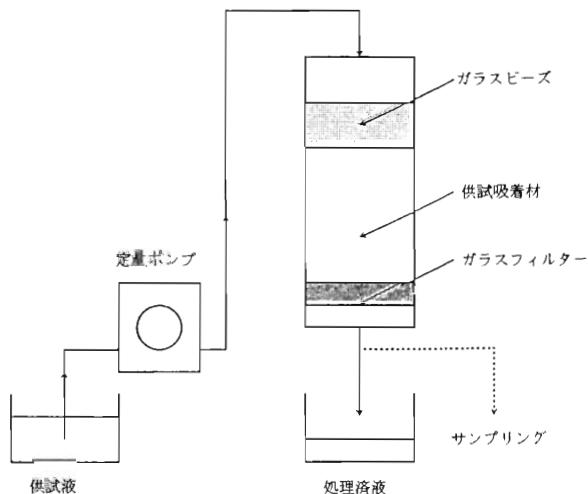


Fig.4 Diagram of The Column Test

Pu濃度比については、次式に基づいて算出した。

Pu濃度比：吸着材に吸着後のPu濃度の吸着除去前のPu濃度に対する比を示すものである。

$$CP_{\text{Pu}} = \frac{C}{C_0}$$

$C_{\text{Pu}}$  : Pu濃度比  
 $C_0$  : 供試液のPu濃度 ..... [mg/ml]  
 $C$  : 処理済液のPu濃度 ..... [mg/ml]

#### 4.1 試験条件

酸性条件下で錯イオンを形成する遷移金属化合物であるヘキサクロロ白金酸カリウムを溶解した液を用いて、コールド流通試験を行った結果、吸着材の層高Lと直径Dの比(以下、「L/D」と称す)が3以上、空塔速度SVが $1.6\text{h}^{-1}$ 以下の条件で良好な吸着性能を示した。

また、コールドにおいて決定した条件に基づきホットカラム流通試験を実施した。以下にホットカラム試験条件を示す。

- ・供試吸着材：高親水性吸着材
- 層高：90mm
- 充填密度： $0.15\text{ g/cm}^3$
- 吸着材重量：2.4g

#### カラム仕様

外径： $18\text{mm}\phi$   
 内径： $15\text{mm}\phi$   
 長さ：300mm  
 材質：ガラス

カラム内の吸着材上部には飛散防止として、20mmの高さでガラスピーブを充填した。

- ・供試液 : プロセス廃液
- ・L/D : 6
- ・SV :  $1.6\text{h}^{-1}$

#### 4.2 試験結果

カラム流通試験結果より得られた破過曲線をFig.5に示す。これより、カラム容積の約40倍の廃液を流してもPu除去率は99%以上を示し、良好なPu吸着性能を示した。

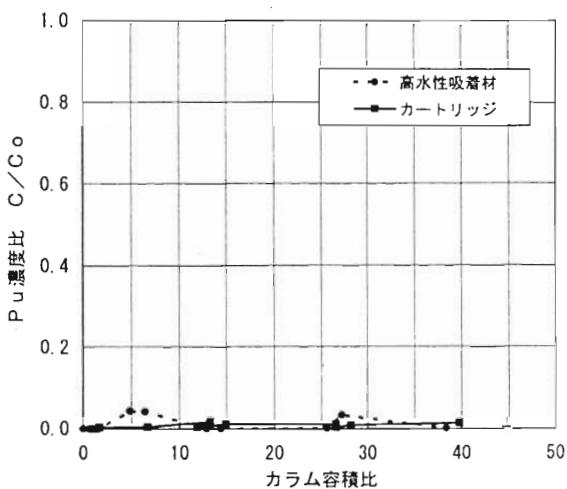


Fig.5 Breakthrough Curve

## 5. 工学スケール用カートリッジの開発

3, 4の結果より、FACに親水性を付与した高親水性吸着材が良好なPu吸着性能を示すことが判明した。しかし、このままではプラント等の工学スケールでの使用となった場合、吸着塔カラムへの充填及び抜き出しが困難となる。よって、後の焼却処理も踏まえ無機バインダーを添加することにより、工学スケール用カートリッジの開発を行った。

### 5.1 カートリッジ化技術の開発

カートリッジの作製には、水中にて高親水性吸着材および無機バインダーを均一に分散し、所定の型に流し込み水分を減圧吸引し、成型後に乾燥することによってカートリッジを得る湿式成型法を採用した。本成型法は、カートリッジをプラント設計条件に応じた形状に成型できるメリットを有している。

また、無機バインダーを用いてカートリッジを作製した後、以下の項目にて評価を行った。

- ・形状維持性：乾燥後の成型体がカートリッジ形状を維持していることを目視によって判断する。
- ・ハンドリング性：成型体をハンドリングし水平机上にて静かに数回たたき、その際の微粉発生の有無を目視によって判断する。また、一定荷重をかけた時にカートリッジの型くずれ等が発生するかどうかを判断する。
- ・湿潤強さ：成型体を純水中に1時間浸漬した後、取り出し、一定荷重を加えた時にカートリッジの型くずれ等が発生するかどうかを判断する。

上記評価項目にて評価を行った結果、高親水性吸着材を80wt%、無機バインダーとしてガラス纖維と無機硬化剤を20wt%配合したカートリッジが優れていた。作製したカートリッジの物性値をTable 2に、細孔分布曲線をFig.6に示す。これにより、カートリッジ化したことにより、比表面積等の

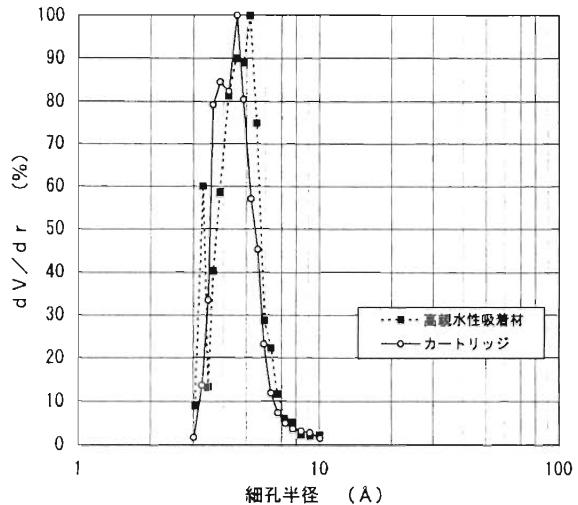


Fig.6 Distribution of The Pore Size

物性値は小さくなり、細孔半径については4.5Å附近の細孔が多く分布していた。

### 5.2 吸着性能評価

5.1で作製したカートリッジのPu吸着性能を評価するために、吸着平衡試験とカラム流通試験を実施した。

#### 5.2.1 試験条件

##### 1) 吸着平衡試験

試験方法及び評価項目は3項と同様に行った。試験条件を以下に示す。

- ・供試液：プロセス廃液
- ・供試吸着材：カートリッジ
- ・浸漬条件：供試液/供試吸着材  
50mL/0.10g  
〃/0.20g  
〃/0.30g  
〃/0.40g  
〃/0.50g
- ・浸漬時間：48h

##### 2) カラム流通試験

試験方法および評価項目は4項と同様に行った。試験条件を以下に示す。

- ・供試液 : プロセス廃液
- ・供試吸着材 : カートリッジ  
層高 : 80mm  
充填密度 : 0.20g/cm<sup>3</sup>  
吸着材重量 : 3.0g

カラム仕様は4項と同様なものを用い、ガラスピーズも飛散防止のために充填した。

- ・L/D : 6
- ・SV : 1.6h<sup>-1</sup>

### 5.2.2 試験結果

1) 吸着平衡試験の結果得られた吸着等温線をFig.3に示す。これより、フロインドリッヒの定数kおよび1/nを算出すると次のようになつた。

$$q = 3.0 \times 10^4 C^{1.211}$$

これより、基材となる高親水性吸着材と比べると若干k値が小さくなり、1/n値が大きくなつてることから、カートリッジ化する際バインダーの影響により、Pu吸着能が若干低下し、濃度依存性が大きくなることが判明した。

また、基材である高親水性吸着材と同様に $\beta$ 及び $\gamma$ 核種の吸着は認められなかつた。

2) カラム流通試験結果より得られた破過曲線をFig.5に示す。これより、基材である高親水性吸着材と同様にカラム容積の約40倍の廃液を流してもPuの流出はほとんど無く、98%以上のPu除去率を示した。

以上のことより、開発した工学スケール用カートリッジは、成型性にも優れ、なおかつ良好なPu吸着性能を示すことが判明した。

## 6. 焼却試験

5項において開発したカートリッジは、無機物であるため、Pu吸着後のカートリッジを有害ガスの発生が無く焼却することができ、廃棄物の減容化が期待できる。

以下にコールドおよびホット焼却試験を実施した結果について述べる。Fig.7に焼却試験装置の概略を示す。

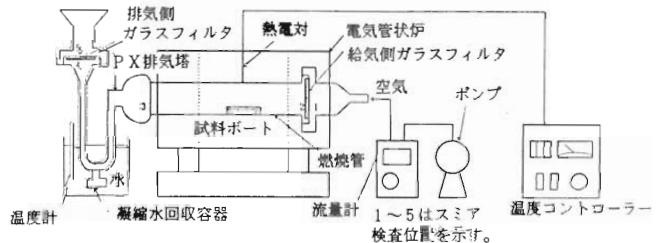


Fig.7 Diagram of The Incinerator

### 6.1 コールド焼却試験

FACの発火温度は480°Cであり、焼却するためにこの温度以上の焼却温度が必要となるが、高温での焼却はCs等の核種の飛散が考えられるため、できるだけ低温での焼却が望ましい。よって焼却温度は550°Cとした。

また、実際に焼却処理においては、硝酸等の廃液からPuを吸着除去した後のカートリッジをそのまま焼却するため、コールドにおいてもこの状態を模擬するために、1M硝酸に24h浸漬したカートリッジを焼却試験に供試した。

#### 6.1.1 試験条件

焼却試験条件を以下に示す。

- ・焼却温度 : 550°C
- ・昇温速度 : 10°C/min
- ・供給空気量 : 5, 15, 30, 45ml/min
- ・供試量 : 2 g

#### 6.1.2 試験結果

カートリッジの焼却試験結果をFig.8に示す。これより、供給空気量が増加すると酸素の供給量が増し、焼却速度が速くなるが、供給空気量30ml/min及び45ml/minの時がほぼ同等の挙動を示していることから、焼却温度550°Cにおける必要空気量は30ml/minであると考えられる。

また、焼却することによりFACは1/500以下の焼却残渣となる。しかし、カートリッジは含まれている無機バインダーのみが残渣として残るためが、約20の減容比を得ることができた。

### 6.2 ホット焼却試験

コールド焼却試験から得られた焼却条件に基づいてホット焼却試験を実施した。試験には、プロセス廃液中に浸漬することでPuを吸着させたカートリ

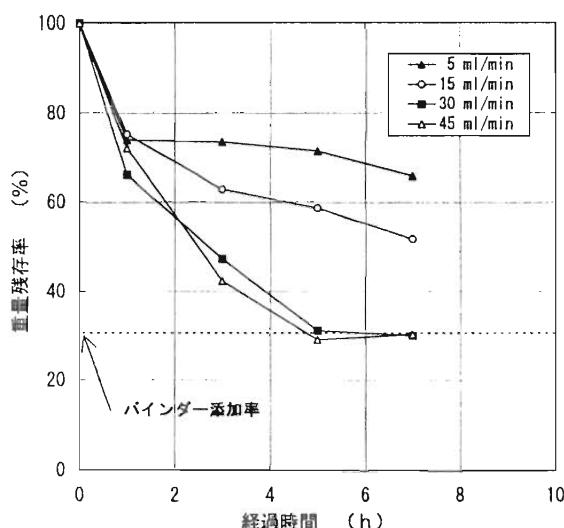


Fig.8 Result of Cold Incineration Test

ッジを供試した。浸漬することにより約6倍の廃液を含むことが判明した。また、カートリッジは、 $\beta$ および $\gamma$ 核種を吸着しないが、含まれる廃液中にはこれらの核種が存在することから、ホット焼却試験に供試したカートリッジは、Table 5に示すように $\alpha$ 、 $\beta$ および $\gamma$ 放射能量を含有していることが判明した。

Table 5 Radioactivity of Hot Incineration Sample

含廃液量 (g)	$\alpha$ 放射能量 (Bq)	$\beta$ 放射能量 (Bq)	$\gamma^{(137)Cs}$ 放射能量 (Bq)
10	$1.8 \times 10^4$	$1.6 \times 10^3$	$4.9 \times 10^3$

### 6.2.1 評価項目

以下に焼却試験の評価項目を示す。

#### I ガラスフィルタ

：焼却試験の際に試料前後に装着したガラスフィルタの $\alpha$ および $\beta$ 放射能濃度を全 $\alpha/\beta$ 放射能測定器により $\gamma$ 放射能濃度を $\gamma$ 線スペクトルを分析することにより求めた。

#### II 燃焼管内部の汚染分布

：燃焼管内部において、スミア検査により燃焼管内部の汚染分布を求めた。スミア検査位置をFig.7に示す。

### III 凝縮水

：焼却試験の際に燃焼管内部に発生した凝縮水のPu濃度測定を $\alpha$ スペクトルを測定することにより、 $\gamma$ 放射能濃度を $\gamma$ 線スペクトルを分析することにより求めた。

#### 6.2.2 試験条件

焼却試験条件を以下に示す。

- ・焼却温度 : 550°C
- ・昇温速度 : 10°C/min
- ・供給空気量 : 30ml/min
- ・供試量 : 1.8 g

#### 6.2.3 試験結果

上記焼却条件で焼却することにより、約6時間でほぼ完全にカートリッジは焼却することができた。また、焼却後のカートリッジは褐色であり、コールド焼却時の白色とは異なった。これはプロセス廃液中に含まれる塩の影響によるものと考えられる。また、コールド焼却試験と同様にNOxの発生が認められた。これは、硝酸が炭素により還元されて発生すると考えられる。

Table 6～8に焼却試験後の放射能分布を示す。これより、本試験条件では給気側および排気側のガラスフィルタから検出された $\alpha$ および $\beta$ 放射能量は、試料中の放射能量の百万分の1未満であり、 $\gamma$ 核種については検出されなかった。燃焼管内部のスミア検査結果では、いずれの場所でも放射能は検出されなかった。焼却試験に伴い発生した凝縮水の検査結果から、pHは酸性を示したことから硝酸であると考えられ、検出されたPuは1Bq以下であり試料中の $1.8 \times 10^4$ に比べ非常に少なかった。また、 $\gamma$ 核種については検出されなかった。

以上のことから、カートリッジに吸着した核種の焼却に伴う飛散はほとんど無いと考えられる。

Table 6 Radioactivity on the Glass Filter

給気側			排気側		
$\alpha$ (Bq)	$\beta$ (Bq)	$\gamma^{(137)Cs}$ (Bq)	$\alpha$ (Bq)	$\beta$ (Bq)	$\gamma^{(137)Cs}$ (Bq)
$6.3 \times 10^{-2}$	$1.7 \times 10^{-1}$	ND*	$7.9 \times 10^{-3}$	$4.8 \times 10^{-2}$	ND*

検出限界 \* :  $3.8 \times 10^{-1}$  Bq

Table 7 Radioactivity in the combustion pipe

	1	2	3	4	5
$\alpha$ (Bq)	ND* <sup>1</sup>				
$\beta$ (Bq)	ND* <sup>2</sup>				
検出限界 * 1 : $1.1 \times 10^{-1}$ Bq					
* 2 : $4.1 \times 10^{-1}$ Bq					

Table 8 Radioactivity of the condensed water

Pu 濃度 (mg/m)	回収量 (ml)	Pu 量 (Bq)	$\gamma(^{137}\text{Cs})$ 放射能濃度 (Bq/ml)
$3.8 \times 10^{-3}$	6	0.5	ND*
検出限界 * : $1.6 \times 10^{-1}$ Bq/ml			

## 7. まとめ

以上、TRU 含有廃液の処理プロセスとして無機系吸着材が効果的であることが確認された。今後焼却により大幅な減容化ができた焼却残渣について、ガラス化及び水熱固化等を施し、安定固化体とする技術開発を進め、TRU 廃棄物の減容化技術の確立をめざす。

## 参考文献

- 1) 辻幸男：活性炭による吸着処理(2), PPM 日本工業新聞社, 101(1996)

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14号 発行日：平成 8 年 8 月 5 日

発 行 所 (財)原子力施設デコミッショニング研究協会

編集発行人 松 元 章

〒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 to ;**

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

---

**Provide technical information on decommissioning.**

---

**Train for decommissioning.**

---

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

財団法人

原子力施設デコミッショニング研究協会

〒319-11 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