

# デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：デコミッショニング技術と国際協力

総説：原子力施設のデコミッショニング  
に関する政策と展望

原子炉廃止措置技術の開発状況

—三菱重工の開発技術—

原子炉解体における放射線管理

No. **7** 1993

# RANDEC

**RANDECは、原子力施設のデコミッションング  
(廃止措置)技術の確立をめざして活動しています。**

## 事業の内容

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。

---

デコミッションングに関する技術・情報を提供します。

---

デコミッションングに関する人材を養成します。

---

デコミッションングに関する普及啓発活動を行います。

# デコミッショニング技報

第7号(1993年3月)

## 目次

デコミッショニング技術と国際協力 .....	1
	石樽 顕吉
説	
原子力施設のデコミッショニングに関する政策と展望 .....	3
	川原田信市
原子炉廃止措置技術の開発状況—三菱重工の開発技術— .....	15
	松田 桂一、畠山 隆雄、松見スナオ、中田 幹裕
原子炉解体における放射線管理 .....	31
	中村 力、長谷川圭佑
技術報告	
再処理施設における大型塔槽類の解体・撤去技術の開発 .....	41
	田中 康正、山本 隆一、石橋 祐三
原子力施設および機器の除染技術—解体への適用— .....	55
	上田 諭、本間征八郎、安宗 武俊、後藤 覚司
一体沈設方式デコミッショニングの提案 .....	71
	水品 知之、青木 弘之、鎌田 裕文、伊東 章、伊勢 幸正
原子力船「むつ」の解役計画について .....	83
	田中 圭

# Journal of the RANDEC

No. 7, March 1993

## CONTENTS

### Exposition

- The Policy and View of Decommissioning of Nuclear Facilities ..... 3  
Shinichi KAWARADA
- Research and Development Activities for Commercial Reactor Decommissioning  
– Development Technology of Mitsubishi Heavy Industries – ..... 15  
Keiichi MATSUDA, Takao HATAKEYAMA, Sunao MATSUMI, Mikihiro NAKATA
- Radiation Control of Reactor Decommissioning ..... 31  
Chikara NAKAMURA, Keisuke HASEGAWA

### Technical Report

- The Development of Remote Dismantling and Removal of Large Components  
in Reprocessing Plant ..... 41  
Yasumasa TANAKA, Ryuichi YAMAMOTO, Yuzo ISIBASI
- Decontamination Technologies of Nuclear Facility and Equipment  
– Adaptation of Decontamination Technologies – ..... 5  
Satoshi UEDA, Seihachiro HONMA, Taketoshi YASUMUNE, Satoshi GOTO
- A Proposal for Decommissioning Method of "Under ground Burial of Whole Reactor  
Building in Monolithic Structure" ..... 71  
Tomoyuki MIZUSHINA, Hiroyuki AOKI, Hirofumi KAMATA, Akira ITOU, Yukimasa ISE
- Outline of the Decommissioning Project of the Nuclear Ship "MUTSU" ..... 83  
Kei TANAKA



## SUMMARIES

**The Policy and View of Decommissioning of Nuclear Facilities**  
*Shinichi KAWARADA*  
J. RANDEC, No. 7 (March 1993), page 3~14, 0 Figure,  
2 Tables

In Japan the fundamental policy of decommissioning of nuclear power plants is to dismantle as soon as possible after final shutdown and to reutilize the site for new plants, and decommissioning should be performed taking safety and social issues into account. Decommissioning of nuclear facilities is important to develop and utilize atomic energy, and reasonable measures should be taken to realize harmonious decommissioning.

**Research and Development Activities for Commercial Reactor Decommissioning**  
-Developing Technology of Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.-  
*Keiichi MATSUDA, Takao HATAKEYAMA*  
*Sunao MATSUMI, Mikihiro NAKATA*  
J. RANDEC, No. 7 (March 1993), page 15~29, 20  
Figures, 0 Table

Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., as PWR supplier, has been engaged in the development of technology concerning decommissioning of nuclear reactors centered mainly in commercial nuclear power plants.  
From the viewpoint of radiation protection and the necessity of dismantling of solidly-built structures, it is essential to develop a safe and economical technique based on the various existing technology.  
In these circumstance, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. in order to give such techniques an assured status is now carrying out research and development over a wide field such as system engineering for decommissioning plants, development of cutting technology, etc.  
This paper gives a summary of the present situation concerning technical development for decommissioning of nuclear reactors by Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

**The Development of Remote Dismantling and Removal of Large Components in Reprocessing Plant**  
*Yasumasa TANAKA, Ryuichi YAMAMOTO*  
*Yuzo ISHIBASHI*

J. RANDEC, No. 7 (March 1993), page 41~54, 10  
Figures, 4 Tables

PNC has been developing the remote technology for dismantling and removal of large components in reprocessing plant. The objectives are to develop systems and procedures to ensure safe remote operation, decrease waste volume, minimize radiation exposures to the workers, and shorten the period of entire work. In the study a batch dissolver was selected as a typical example of large components to be dismantled. The development has proceeded from the conceptual design to detailed design and full-scale mock-up tests. In this report, results of the mock-up tests and improvement based on the test results are mainly introduced.

**Decontamination Technologies of Nuclear Facility and Equipment**

-Adaptation of Decontamination Technologies to Decommissioning Nuclear Facility-  
*Satoshi UEDA, Seihachiro HONMA*  
*Taketoshi YASUMUNE, Satoshi GOTO*  
J. RANDEC, No. 7 (March 1993), page 55~69, 13  
Figures, 8 Tables

Genshiryoku Daiko Co., Ltd. has been supplying equipment and waste decontamination services to operators of nuclear facilities since late 1960 s.  
Mitsubishi Kakoki Kaisha Ltd. has been providing consulting and decontamination services concerning LOMI Technology since 1986.  
Many of the decontamination techniques used during dismantling are principally the same as those used in maintaining in-service facilities. However, decontamination of material which is to be dismantled must be more thorough in general. In addition, the system capability must be increased so that a large amount of materials can be decontaminated in a short time. Available techniques must be used in combination or a new application system must be developed.  
This paper introduces and describes those decontamination technologies we have developed, which have also proven useful in the decommissioning process. The present status of our efforts to solve the problems that are unique to decommissioning projects is also discussed.

## SUMMARIES

### Radiation Control of Reactor Decommissioning

*Chikara NAKAMURA, Keisuke HASEGAWA*

J. RANDEC, No. 7 (March 1993), page 31~39, 8  
Figures, 5 Tables

From the view of radiation control, the main features of the reactor dismantling are listed as follows ;

- The works under high level radiation and high level radioactive air contamination area will be expected.
- The new dismantling techniques which have not been experienced in the controlled area before will be adopted.
- A great amount of materials, tools, radioactive waste and so on will be taken out from the controlled area.
- Many workers of various types of occupation are engaged in the dismantling work.

On the consideration of these features, radiation control of reactor decommissioning are briefly introduced through experience during the JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) decommissioning.

### A Proposal for Decommissioning Method of "Underground Burial of Whole Reactor Building in Monolithic Structure"

*Tomoyuki MIZUSHINA, Hiroyuki AOKI*

*Hirofumi KAMATA, Akira ITOU, Yukimasa ISE*

J. RANDEC, No. 7 (March 1993), page 71~81, 2  
Figures, 5 Tables

A new concept of decommissioning method is proposed in this paper.

Whole reactor building with reactor containment vessel and reactor pressure vessel(after removal of nuclear spent fuel and decontamination) is buried in excavated rock beneath the whole reactor building in monolithic structure.

This method of decommissioning has some advantages ;

- 1) reduction of radiation exposure for workers by means of avoiding dismantlement of activated materials in high radiation field
- 2) utilization of the function of tightness for reactor containment vessel as one of multi barriers to prevent migration of radioactive nuclide
- 3) early reuse of the site after decommissioning to make monolithic structure as man-made rock (all void will be filled with concrete and mortar)

This method is including many subjects which will be studied and discussed further more in near future for technology and for safety.

### Outline of the Decommissioning Project of the Nuclear Ship "MUTSU"

*Kei TANAKA*

J. RANDEC, No. 7 (March 1993), page 83~90, 5  
Figures, 1 Table

This paper describes the overall decommissioning plan of the first Nuclear Ship in Japan, "MUTSU".

Its guideline is that the spent fuel, the neutron source and the nuclear plant should be removed from her, and she should be remodeled into the experimental ship for the marine research.

The entombment method is adopted for her decommissioning. The reactor room should be separated from her hull on the semi-submergible barge, and be transferred by the floating crane. The separated reactor room should be stored in the building.

## デコミッショニング技術と国際協力



東大工学部

石 樽 顕 吉

原子力施設のデコミッショニングに関わる技術は種々雑多である。鋼及びコンクリート構造物の切断や解体、除染、放射能インベントリーの評価、遠隔操作技術など、全く性質の異なった数多くの要素技術が相互に密接な関連をもって関わっている。

また、デコミッショニングの戦略を構築し、各要素技術を総合的に使い分けてゆくシステム・エンジニアリング技術も重要であり、現在わが国において各技術の開発や確証試験などが活発に進められている。

大型原子力施設の解体撤去も基本的には既存の技術の適用によって実施可能で、生体遮蔽壁の解体や大物厚肉鋼構造物の切断など、より効率的で経済的にこれを行うための技術開発は今後も必要であるが、新たな技術的ブレイク・スルーを待たねばならぬというものではない。このような言い方をすると、デコミッショニングに技術的な問題は無いと受け取られるかも知れないが、決してそうではない。

最大の問題は廃棄物の発生量にあると私は考えている。特に、海外でデコミッショニング中の施設を見たり、解体が最終の局面を迎えた JPDR の状況を聞いたりすると、これを強く感ずる。

デコミッショニングによって発生する解体廃棄物は、放射能レベルの高いものは少なく、極めてレベルの低いものと非放射性の廃棄物が多量である。あるケース・スタディーによると平均的なわが国の110万 kW 級 BWR の解体によって発生する廃棄物のうち放射性コンクリートは約4,300ton、放射性金属は22,000tonと評価されている。この解体廃棄物は無拘束限界値を $3.7 \times 10^5$  Bq/ton と仮定し、密閉管理を5年としてはじき出されたものである。

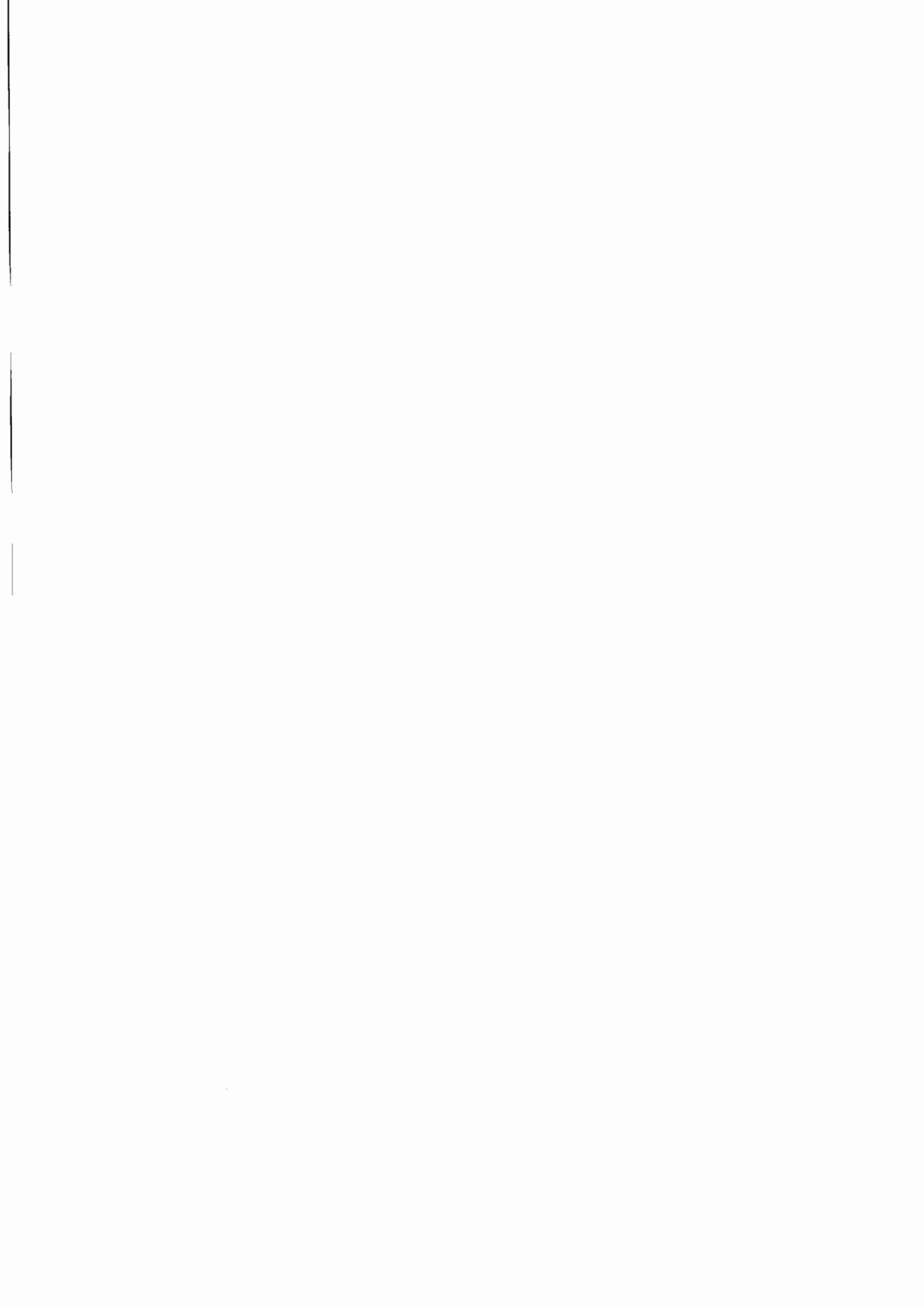
上記の数字を眺めていると、改めてデコミッショニングにおける廃棄物の計測、減容と再利用など関連技術の重要性を痛感する。減容の観点からは切断、解体、除染などの要素技術が発生廃棄物量という指標で整理し、見直してゆくことが必要であろう。

しかしながら、廃棄物発生量のデータはコールドの試験からは得にくく、実プラントに技術を適用する経験が極めて重要である。廃棄物の面ばかりでなく、被ばくの評価やシステム・エンジニアリング技術の確立といった視点からも、実プラントでの経験が不可欠であることは言うまでもない。

わが国においては JPDR の経験が発電炉解体の最初の例として極めて貴重であるが、今後商業用発電炉の解体に至る以前にデコミッショニング技術を次のステップとして適用するにふさわしい大型施設は見あたらない。

一方、海外を見ると米国は今や役割を終えた数多くの原子力施設をかかえ、その撤去と跡地回復プログラムに膨大な資金を要することに苦慮しており、ロシアをはじめとする東欧諸国も類似の問題をかかえていると聞く。

既にデコミッショニングにおける国際協力は、OECD/NEA のプログラムなど種々の形で進められているが、現在までのところ多少の人的交流と情報交換の域を余り出していないように感じられる。更に一步進めて、わが国主導で海外プラントを解体撤去するというような国際協力が実施出来ないものであろうか。いろいろ難しい問題はあろうが、RANDEC にその可能性の調査検討を行っていただくことを希望するものである。



## 原子炉施設のデコミッションに関する政策と展望<sup>#</sup>

川原田信市\*

### *The Policy and View of Decommissioning of Nuclear Facilities*

Shinichi KAWARADA

In Japan the fundamental policy of decommissioning of nuclear power plants is to dismantle as soon as possible after final shutdown and to reutilize the site for new plants, and decommissioning should be performed taking safety and social issues into account. Decommissioning of nuclear facilities is important to develop and utilize atomic energy, and reasonable measures should be taken to realize harmonious decommissioning.

#### 1. はじめに

我が国において原子力の開発利用が開始されてから30年以上が経過し、現在、42基の原子力発電所が稼働している。また、青森県六ヶ所村では核燃料サイクル施設が一部稼働を開始し、福井県敦賀市でも高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の試験運転が進められている。

このように原子力の開発利用が進展しつつある一方、老朽化した原子力施設、あるいは当初の使命を果たした原子力施設のデコミッションが具体的な課題として話題になる状況にあり、原子力発電所のデコミッションについても、近々、現実の問題になると考えられている。また、海外に目を向けると、米国の環境回復・廃棄物管理計画、旧ソ連製原子力発電所の解体・撤去問題等、原子力施設のデコミッションに関連する重要なプロジェクトが注目を集めており、今後、原子力の開発利用を進

めていく上で、原子力施設のデコミッションに関する諸問題を解決して行くことは世界的な課題でもある。我が国は、安全確保、地域社会との協調を前提として、原子力施設のデコミッションを進めることとしており、そのための具体的施策を実施しているところである。

#### 2. 我が国の基本方針

我が国の原子力施設廃止措置に関する基本方針は、昭和57年3月の原子力委員会廃炉対策専門部会の報告書において、初めて明確に示された。この基本方針は、原子力委員会により昭和57年6月に決定された「原子力開発利用長期計画」、更に昭和62年6月に行われたその改訂(以下、「62長計」という。)でも継続され、現在にまで至っている。それによると「原子炉の廃止措置は、(中略)、安全の確保を前提に地域社会との協調を図りつつ進めるべきである。さらに敷地を原子力発電用地として引き続き有効に

# 本報告は、「第4回原子力施設デコミッション技術講座」(平成5年2月18日、東京 富国生命ビル)に於いて講演された。

\* 科学技術庁 原子力局 (Atomic Energy Bureau, Science and Technology Agency)

利用することが重要である。」とされ、また、原子炉のデコミッショニングの進め方に関しては、「運転終了後できるだけ早い時期に解体撤去することを原則とし、個別には合理的な密閉管理の期間を経る等諸状況を総合的に判断して定めるものとする。」とされている。その基本方針の下、商業用原子力発電所の密閉管理の期間については、総合エネルギー調査会原子力部会は「密閉管理による安全貯蔵期間は5～10年程度とするのが適当である」という見解を報告書にまとめている。

一方、原子力施設のデコミッショニングにより発生する廃棄物の処理処分に関しては、「62長計」の中で「原子力施設の廃止措置により生じるもともと放射能レベルが極めて低い廃棄物等は、放射能レベルに応じた合理的な処分を行うこととし、このための基準の整備等を進めることとする。また、これらの廃棄物については、一定の条件を付して、再利用の途も拓くものとし、このための研究開発等を進めるものとする。」とされており、「放射能レベルに応じた合理的な処分」と「再利用」が基本方針として示されている。

### 3. 関連する法的規制

原子炉のデコミッショニングに関しては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下、「炉規法」という。)の第38条で、解体届の提出が義務づけられているとともに、「必要があると認めるときは、原子炉設置者に対し、原子炉の解体の方法の指定、核燃料物質による汚染の除去その他核燃料物質、核燃料物質によって汚染されたもの又は原子炉による災害を防止するために必要な措置を講じることができる。」とされている。解体届には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」の第15条の2及び「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の第17条で規定されているように、解体方法、工事工程表、核燃料物質等の処分法等を記載することとなっている。また、再処理施設のデコミッショニングに関しても、「炉規法」の第50条の2で解体届の提出が義務づけられており、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」の第17条の2には、解体届の内容が規定されている。これらの解体届に対し、主務大臣は十分なチェックを行い、解体の妥当性を確認することになっ

ている。

一方、原子炉のデコミッショニングにより発生する廃棄物の処分に関しては、原子炉の運転時に発生する廃棄物と同様に、「炉規法」の第51条の2の埋設事業の申請、第51条の3の許可の基準が適用される。埋設事業申請の詳細が規定される「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物埋設の事業に関する規則」は、現在、原子炉のデコミッショニングにより発生する廃棄物を想定した改正作業が進められており、改正後には、廃棄物の性状と量、埋設施設の構造、設備及び廃棄の方法、工事計画等を記載した申請書を提出し、内閣総理大臣による安全審査、原子力委員会及び原子力安全委員会によるダブルチェックを受けて、埋設事業の許可が与えられるようになる。その後、埋設施設、埋設しようとする廃棄物及びこれらに関する保安のための措置が技術上の基準に適合することの確認を受けて埋設事業を開始することができる。なお、埋設の申請ができる廃棄物の放射能濃度に関しては、平成4年9月11日に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」の第13条の9に示されている (Table 1)。

### 4. 今後の展望

我が国において石油代替エネルギーの中核をなしている原子力エネルギーの開発利用を進展させるためには、今後顕在化すると考えられる各種原子力施設のデコミッショニングを円滑に実施することが必要不可欠である。原子力施設のデコミッショニングに関する政策の現状は以上述べてきた通りであるが、今後の政策を決定する上で考慮すべき項目として以下のものが考えられる。

#### 1) 原子炉以外の施設に関するデコミッショニング

「62長計」では原子炉に関するデコミッショニング方針は示されているものの、再処理工場、燃料加工施設等他の施設についてはデコミッショニング方針が明確な形では示されていない。我が国はプルトニウム利用による核燃料サイクルの確立を基本方針としており、現実には原子炉施設以外にも燃料加工施設、動燃の再処理施設等が稼働中であり、更には平成12年頃には青森県六ヶ所村の民間再処理工場の稼働が予定されている。これらの原子炉以外の施設に関して



も、将来のデコミッショニングを円滑に実施するため、その位置付けにつき検討を進める必要がある。

#### 2) 濃度上限値を上回る解体廃棄物の処分

「62長計」で示されている解体廃棄物の「放射能レベルに応じた合理的な処分」に関しては、「炉規法」にその考え方が取り入れられ、濃度上限値を定めて、埋設処分が可能となっている。一方、原子炉炉心に比較的近い構造物を解体した場合に発生する濃度上限値を上回る解体廃棄物の処理処分に関しては、処理処分方策に関する検討が行われているものの、その具体的な方策は定まっていない。したがって、今後、さらに検討を進める必要がある。

#### 3) 解体廃棄物の再利用

解体廃棄物の再利用に関しては、「62長計」の方針に沿って、研究開発等が進められている。実用発電炉の解体に際しては、1基当たり50万トン以上の解体廃棄物が発生するとも見積られており、このような大量の解体廃棄物を全て処分することは不合理なものと考えられる。実用発電炉のデコミッショニングが現実のものとして近づきつつある現在、資源の有効利用、処分の負担軽減等の観点から、解体廃棄物の再利用に関する検討を更に進める必要がある。

#### 4) 無拘束限界値

無拘束限界値の考え方については、従来より検討が行われてきたが、放射能レベルが非常に低い解体廃棄物について、無拘束限界値の考え方が適用できれば、放射性廃棄物として処分しなければならない量が飛躍的に減少する。無拘束限界値の決定は、技術的な問題だけでなくPA上の観点からの問題をも含んでいるため、今後、慎重に検討を進める必要がある。

### 5. 原子力施設廃止措置関連の予算について

平成4年度	平成5年度	① 1,422
3,276	→	
政府予算額	政府予算案	4,407
(単位：百万円)		
(対前年比134.5%)		

科学技術庁におけるデコミッショニング関係予算

は、対前年比134.5%という高い伸びを示した(Table 2)。なお、この中には、解体廃棄物の処理処分のための予算は含めていない。

日本原子力研究所東海研究所の動力試験炉(JPDR)の解体実地試験は、科学技術庁の委託事業として実施しており、その解体の状況としては圧力容器の解体を終え、生体しゃへい体の解体等を実施している段階にある。平成6年度には解体を終了し、一部の建屋を除き、更地になる予定となっている。

その他、日本原子力研究所再処理試験施設(再処理特研)の解体、原子力船むつの解役等に係る予算が、大きな伸びを見せている。

Table 1 Criteria for shallow land burial of low-level Radioactive Waste arised from Nuclear Reactor Facilities

一 おいて生じた廃棄される物で次に掲げるもの イ 容器に固型化したもの(次号に掲げるものを除く。) ロ 金属性のもの(容器に固型化するに困難なものに限る。度)で開口部の密閉その他処理をしたもの。	炭素一四	三十七ギガベクレル毎トン	
		コバルト六十	十一・一テラベクレル毎トン
		ニッケル六十三	一・一テラベクレル毎トン
		ストロンチウム九十	七十四ギガベクレル毎トン
		セシウム百三十七	一・一テラベクレル毎トン
		アルファ線を放出する放射性物質	一・一ギガベクレル毎トン
二 おいて生じた廃棄される物で次に掲げるもの イ 他これに類するもの(以下この条に鉄筋をのこす核燃料等)と併せて放射性物質を含むものに限り、照射された放射性物質を含むものに限る。 ロ 照射された放射性物質を含むものに限り、照射された放射性物質を含むものに限る。	炭素一四	三十七ギガベクレル毎トン	
		カルシウム四十一	三・一ギガベクレル毎トン
		コバルト六十	十一・一テラベクレル毎トン
		ニッケル六十三	一・一テラベクレル毎トン
		ストロンチウム九十	七十四ギガベクレル毎トン
		セシウム百三十七	一・一テラベクレル毎トン
アルファ線を放出する放射性物質	一・一ギガベクレル毎トン		
三 おいて生じた廃棄されるもの(次号に掲げるものを除く。) イ 照射された放射性物質を含むものに限り、照射された放射性物質を含むものに限る。 ロ 照射された放射性物質を含むものに限り、照射された放射性物質を含むものに限る。	トリチウム	三・〇ギガベクレル毎トン	
	炭素一四	百十メガベクレル毎トン	
	コバルト六十	八・一ギガベクレル毎トン	
	ニッケル六十三	七・二ギガベクレル毎トン	
	ストロンチウム九十	四・七メガベクレル毎トン	
	セシウム百三十七	百メガベクレル毎トン	
アルファ線を放出する放射性物質	十七メガベクレル毎トン		
四 おいて生じた廃棄されるもの(次号に掲げるものを除く。) イ 照射された放射性物質を含むものに限り、照射された放射性物質を含むものに限る。 ロ 照射された放射性物質を含むものに限り、照射された放射性物質を含むものに限る。	トリチウム	三・〇ギガベクレル毎トン	
	炭素一四	百十メガベクレル毎トン	
	カルシウム四十一	百五十メガベクレル毎トン	
	コバルト六十	八・一ギガベクレル毎トン	
	ニッケル六十三	七・二ギガベクレル毎トン	
	ストロンチウム九十	四・七メガベクレル毎トン	
	セシウム百三十七	百メガベクレル毎トン	
	ユロビウム百五十二	三百六十メガベクレル毎トン	
アルファ線を放出する放射性物質	十七メガベクレル毎トン		

Table 2 Governmental Budget of FY 1993 relating to Decommissioning of Nuclear Facilities

(単位：百万円)

項 目	4 年 度 予 算 額	5 年 度 予 算 案	主 要 事 項
原子力施設廃止 措置対策関係	3,276	① 1,422 4,407	<ul style="list-style-type: none"> <li>○科学技術庁 2,523 ( 2,082) <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉解体技術開発 1,912 ( 1,924)</li> <li>・再処理施設解体技術 開発 137 ( 63)</li> <li>・原子炉施設廃止措置 必要年限調査研究 19 ( 19)</li> <li>・研究開発用原子炉施 設安全貯蔵安全性実 証試験 440 ( 61)</li> </ul> </li> <li>○動力炉・核燃料開発事 業団 140 ( 123) <ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料施設解体技術 開発費 140 ( 123)</li> </ul> </li> <li>○日本原子力研究所 ① 1,422 1,744 ( 1,071) <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力船解役費 ① 1,422 1,734 ( 1,061)</li> </ul> </li> </ul>

参考 1

原子力施設廃止措置関係予算の主要事項

◎科学技術庁計上分

○原子炉解体技術開発

日本原子力研究所東海研究所の動力試験炉(JPDR)の解体要素技術開発及び解体実地試験を、昭和56年度より平成6年度までの計画で実施。現在、圧力容器の解体を終え、生体しゃへい体の解体等を実施中(受託機関：日本原子力研究所)。

一方、原子炉解体高度化技術開発については、引き続き研究開発を推進していく予定(受託機関：日本原子力研究所、RANDEC)。

○再処理施設解体技術開発

日本原子力研究所東海研究所の再処理特

別研究棟(JRTF)のデコミッショニングに向け、要素技術開発等を実施中(受託機関：日本原子力研究所)。

○研究開発用原子炉施設安全貯蔵安全性実証試験

研究開発用原子炉施設安全貯蔵の安全性を実証(受託機関：日本原子力研究所)。

◎日本原子力研究所計上分

○原子力船解体費

原子力船むつの原子炉室の保管建屋を建設するとともに、解体を実施。

参考 2

廃炉対策専門部会報告書  
原子炉の廃止措置について(抄)

昭和57年3月16日  
原子力委員会廃炉対策専門部会

1. 原子炉の廃止措置に関する基本的考え方

2. 原子炉の廃止措置のあり方

原子炉の稼働期間は、個々の原子炉によって多少の差があるものの、一般に30～40年と考えられており、対策を考える上での運転開始から恒久的な運転終了までの期間は、一応30年程度とみることが適当である。恒久的に運転を終了した原子炉は、燃料を取り出した後も放射化生成物等残存放射能を有しており、こうした原子炉施設について安全な管理、処分等の措置がとられなければならない。

(1) 原子炉の廃止措置に関する分類

原子炉の廃止措置に関しては、昭和50年にIAEAより3種類の分類が提案されており(「原子炉施設のデコミッショニングに関する技術委員会」報告書、IAEA-179)、米国(米国原子力規制委員会(NRC)規制指針 Regulatory Guide 1.86)、

西独(原子力法)等においてそれと類似の廃止措置がそれぞれの制度の中で適宜、実施できるようになっている。これらは原子炉施設の物理的状态等から原子炉の廃止措置を次の3つに大別している。

- (i) 原子炉施設を閉鎖し、これを適切な管理下におくもの。
- (ii) 原子炉に遮蔽等の工事を行って放射能を有する物質を強固に外部から離すもの。
- (iii) 原子炉施設内の放射能を有する構造物等を解体撤去するもの。

我が国において原子炉の廃止措置を検討する場合も、IAEA等の分類を踏まえ、別表のような分類を基本とするのが適当である。

3. 基本的方針

原子炉の廃止措置に関しては、次の事項を基本的

な方針として進めていく必要がある。

- ① 安全の確保に万全を期すため、原子炉の廃止措置に関する解体等の工事計画の作成、工事の実施及び工事前・後の管理においては、終始一貫して、一般の産業災害の事故対策はもちろん、対象となる原子炉施設の作業環境の放射線防護及び周辺公衆の被曝防止等の安全確保が図られる必要がある。
- ② 国土が狭あいな我が国の特殊事情にかんがみ、対象となる原子炉の廃止措置後における当該施設の敷地の有効利用が図られるような措置が講ぜられることが適切である。
- ③ 地域社会との協調を図りつつ原子力発電が推進されることにかんがみ、原子炉の廃止措置を進めるに当たっても、原子力発電所が立地している地域社会との協調に配慮する必要がある。原子炉の廃止措置に関する方式は、前記 I の 2(1)

において分類されたもの(密閉管理、遮蔽隔離及び解体撤去)を組合せることにより種々の方式が考えられる。その方式の選択については、原子炉設置者が原子力発電所に係る諸状況を総合的に判断して決めることになるが、基本的には、上述の方針を踏まえ、原子炉の運転終了後早い時期に解体撤去するか、又は、技術的、経済的条件等から必要に応じ適当な密閉管理又は遮蔽隔離の期間を経たうえ、最終的に解体撤去することによって、原子炉の廃止措置が終わるという構想が適当である。この場合、引続き使用できる施設等は再利用されることが望ましい。

原子炉施設の一部又は全部を撤去した後の敷地については、原子炉施設の建設用等原子力発電所の用地として継続して利用されることが望ましいと考えられる。

(別 表)

原子炉の廃止措置の分類

1. 密閉管理

(措置) 燃料、制御棒、冷却材等は原則として除去する。更に一次系機器は洗浄、乾燥を行う場合もある。附属機器には、原則として手をつけずに原子炉施設を閉鎖する。

(管理) 上記の作業後、公衆の健康と安全を確保するために、常時、放射線モニタリング、環境の監視、出入管理等を行う。

(状態) 原子炉建屋の敷地内には再利用可能な余地は少ない。

2. 遮蔽隔離

(措置) 燃料、制御棒、冷却材等は総て除去する。上記1より広範囲の除染と構造物の部分的解体撤去を行うとともに、残存する放射化構造物(圧力容器、炉内構造物)等を生体遮蔽コンクリート等からなる強固な遮蔽隔離障壁の内部に封じ込め保管する。

(管理) 当初は放射線モニタリング等の管理を行うが、継続的な安定が確認されれば、定期的な点検に移行する。

(状態) 遮蔽隔離障壁内の封じ込め部以外は解体可能であり、これにより原子炉施設の敷地内には相当の再利用可能な余地が生ずる。

3. 解体撤去

(措置) 原子炉施設(再利用されるものは除く。)を解体し、撤去する。なお、解体の時期によって、原子炉の運転終了後早い時期に行う即時解体と、密閉管理又は遮蔽隔離の期間を経る遅延解体とに分かれる。

(管理) 解体撤去後、再利用上の安全性を確認する。それ以降は、特別な管理は必要としない。

(状態) 原子炉施設の敷地は再利用可能となる。

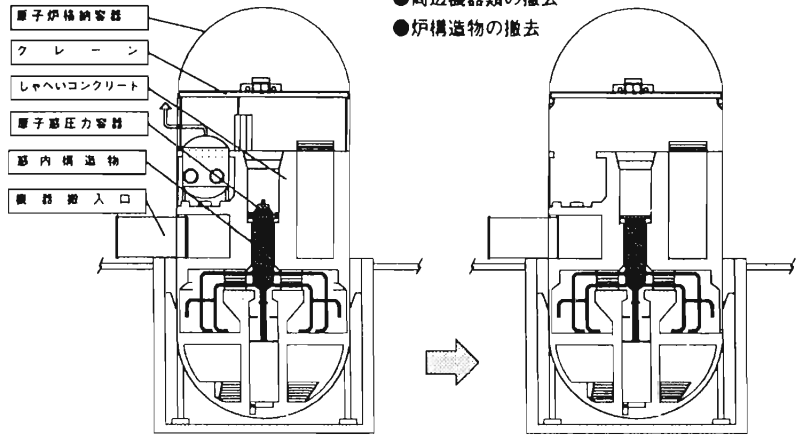


図 廃止措置方式の概要

方式	① 密閉管理方式			② 遮蔽隔離方式			③ 解体撤去方式		
内容	B	W	R	P	W	R	P	W	R
概要									
概要	<p>使用済燃料等の搬出、系統除染の後、原子炉発電施設全体を閉鎖して適切な管理下に置く方式。</p>			<p>使用済燃料等の搬出、系統除染の後、原子炉建家内の放射能の高い部分を遮蔽隔離（開口部はコンクリート等を充填し封鎖する。）して適切な管理下に置き、他の部分は解体撤去する方式。</p>			<p>使用済燃料等の搬出、系統除染の後、原子炉発電施設のすべてを解体撤去する方式。</p>		
							<p>(注) [ ] は、解体撤去する範囲を示す。</p>		

参考 3

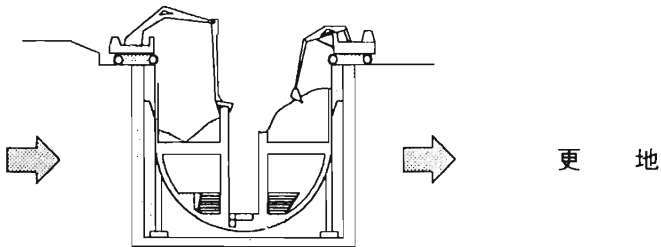
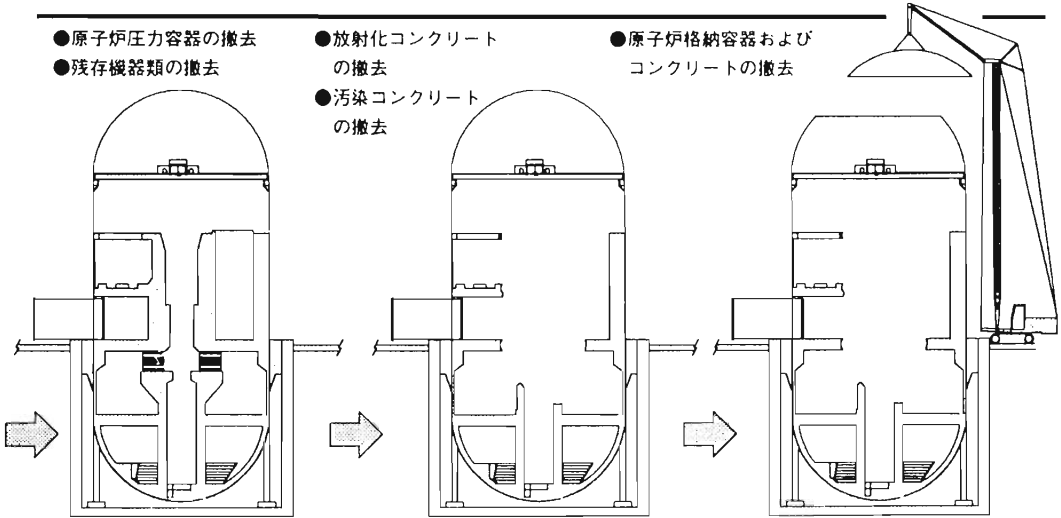
原子炉解体撤去の概念



- 原子炉圧力容器の撤去
- 残存機器類の撤去

- 放射化コンクリートの撤去
- 汚染コンクリートの撤去

- 原子炉格納容器およびコンクリートの撤去



参考 4

原研動力試験炉(JPDR)解体コンクリート廃棄物の埋設事業計画について

・原子炉の稼働期間は一般に30～40年と考えられており、その後デコミッションング(廃止措置)が必要

・原子力開発利用長期計画では「原子炉の廃止措置の進め方については、原子炉の運転終了後できるだけ早い時期に解体撤去することを原則とし」とされている。

・原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会の中間報告書「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分に関する基準値について」が平成4年4月にまとめられ、以下についてその考え方が示された。

①解体に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物の放射能濃度上限値の設定(極低レベルのものについては、簡易処分法(素掘トレン

チへそのまま埋設処分)が提案された。)

②原子炉施設の解体等に伴って発生する廃棄物のうち、『放射性廃棄物でない廃棄物』の範囲の明確化

・現在、日本原子力研究所の動力試験炉(JPDR)を実際に解体することにより、原子炉の解体に関する技術を開発・確認中。このうち、解体コンクリート廃棄物の処分方策に関しては、東海研の北地区において、簡易埋設処分のための「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」を実施する予定。平成4年4月の原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会の中間報告書を受け、原子炉等規制法施行令が平成4年9月に改正された。現在、所要の規則等の整備が行われている。さらに検討を進める必要がある。

参考 5

総合エネルギー調査会原子力部会報告書  
—商業用原子力発電施設の廃止措置のあり方について—  
(抄)

昭和60年7月15日  
総合エネルギー調査会原子力部会

1. 廃止措置の基本的な考え方

① 原子力発電施設の廃止措置については、原子力委員会の「原子力開発利用長期計画(1982年6月)」にも示されているように、安全の確保を前提に地域社会との協調を図りつつ進めるべきであり、さらに敷地を原子力発電所用地として引き続き有効に利用することが重要である。

② 運転を終了した原子力発電施設は、最終的には解体撤去することを基本的な方針とする。  
なお、原子力発電施設の解体撤去に当たっては、引き続き使用できる施設等の利用、解体作業の効率化を図るための技術開発、廃棄物の合理的な処理等を行うことにより、効率的に実施することが重要である。

③ 廃止措置に係る対策の確立を図るため、上述の点を踏まえ、標準工程を策定し、これに基づき費用対策、廃棄物の処分等の課題の検討を行っていくことが重要である。

2. 標準工程

(----- 中 略 -----)

(2) 標準工程の策定に当たっての検討の対象  
(----- 中 略 -----)

③ 対象廃止措置方式

原子力発電施設の廃止措置方式は、世界的に i) 密閉管理方式、ii) 遮蔽隔離方式、iii) 解体撤去方式及び iv) これらの組合せ方式が採られている。標準工程策定に当たっては、

運転を終了した原子力発電施設は最終的には解体撤去するという基本的な方針に基づき、iii)及びiv)の方式、すなわち運転終了後即時に解体撤去する方式(即時解体撤去方式)並びに密閉管理若しくは遮蔽隔離による適当な安全貯蔵期間を経て解体撤去する方式(安全貯蔵—解体撤去方式)を検討の対象とする。

(3) 標準工程の策定

前述の対象範囲及び廃止措置方式について、標準的な原子力発電施設の廃止措置費用、作業者の受ける線量、廃棄物量等を算出するケーススタディを実施し、その結果を基に、敷地の有効利用及び社会的受容性をも考慮し、標準工程を次のように策定する。

(----- 中 略 -----)

② 密閉管理—解体撤去方式における安全貯蔵期間

以上により、安全貯蔵期間は、解体撤去作業期間中(3～4年)に作業者の受ける線量が年間当たりでみて、原子力発電施設運転中の運転管理、保守点検作業等によって作業者の受ける線量と同程度ないしはそれ以下になる5～10年程度とすることが適当である。

なお、廃止措置が現実の日程に上ってくるまでの間に、技術開発を推進することにより、作業者の受ける線量の低減を図りつつ、安全

貯蔵期間を短くすることが望ましい。

(----- 中 略 -----)

4. 廃棄物の処分

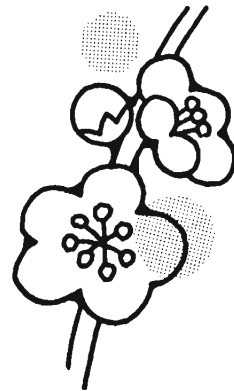
(1) 種類及び量

廃止措置に伴って発生する廃棄物は、金属廃棄物及びコンクリート廃棄物が主体であり、これらには炉内構造物等の放射性廃棄物及び建屋等の放射能を帯びていない廃棄物が含まれ、しかもこれらが比較的短期間に多量に発生するという特徴を有している。

廃止措置に伴って発生する廃棄物量は、例えば110万kWe級の原子力発電施設で約50～55万トンである。この廃棄物は、低レベル放射性廃棄物、極低レベル放射性廃棄物及び放射性廃棄物として扱う必要のないものから成り、その大部分は放射性廃棄物として扱う必要のないものである。

例えば、安全貯蔵期間が5年の場合で、廃棄物の約98%は放射能レベルが $10^{-4}$ キュリー/トン未満のもので、その大半がコンクリートである。また、残り約2%は放射能レベルが $10^{-1}$ キュリー/トン以上の廃棄物であり、その大半が金属である。

(----- 以下 略 -----)



# 原子炉廃止措置技術の開発状況

## — 三菱重工の開発技術 —

松田 桂一\*1、畠山 隆雄\*2  
松見スナオ\*1、中田 幹裕\*3

### *Research and Development Activities for Commercial Reactor Decommissioning — Developing Technology of Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. —*

Keiichi MATSUDA Takao HATAKEYAMA  
Sunao MATSUMI Mikihiro NAKATA

Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., as PWR supplier, has been engaged in the development of technology concerning decommissioning of nuclear reactors centered mainly in commercial nuclear power plants.

From the viewpoint of radiation protection and the necessity of dismantling of solidly-built structures, it is essential to develop a safe and economical technique based on the various existing technology.

In these circumstance, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. in order to give such techniques an assured status is now carrying out research and development over a wide field such as system engineering for decommissioning plants, development of cutting technology, etc.

This paper gives a summary of the present situation concerning technical development for decommissioning of nuclear reactors by Mitsubishi Heavy Industries, Ltd..

#### 1. はじめに

三菱重工業株式会社は、加圧水型原子力発電所(以下「PWR」と称す。)をはじめとする各種原子力施設の建設、保守を通して得られた経験を基に、長年に亘って商業用原子力発電施設を中心とした原子炉の廃止措置に係わる技術開発に取り組んできている。

当社における技術開発は、PWR モデルプラントを対象にした廃止措置のケーススタディを1979年に実施したのを始めとして、現在までハード、ソフト両面の技術について電力会社殿との共同研究、(財)

原子力発電技術機構殿や(財)エネルギー総合工学研究所殿や日本原子力研究所殿などの機関からの委託研究及び当社の社内研究の場で開発を進めてきている。当社が開発を進めてきた技術は、概略以下の通りである。

#### (1) システムエンジニアリング

廃止措置の方法を具体化するために、解体手順、解体工法、安全管理方法などを検討し、廃止措置の工期、費用などを評価した。

今後、解体廃棄物の処分に係わる基準化動向を反映し、廃止措置の全体計画をより具体的に検討

\*1 三菱重工業(株) 軽水炉技術部 (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. )

\*2 三菱重工業(株) 原子燃料・燃料サイクル技術部 ( i. d. )

\*3 三菱原子力工業(株) 制御安全設計部 (Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc. )

していく予定である。

(2) 残存放射能評価技術

廃止措置の全体計画を検討するために必要となる放射能インベントリー(残存放射能)を評価している。また、残存放射能の測定、評価技術を具体的に検討すると共に、検出器の開発、高度化等を進めている。

(3) 安全管理技術

廃止措置の開始から終了までの放出放射能評価や作業被曝量評価などの安全管理技術については、各種原子力施設の安全評価の経験を基に廃止措置特有の条件を考慮して技術を確立した。

(4) 除染技術

廃止措置における作業被曝を低減するための系統除染、放射性解体廃棄物を低減するための除染技術を開発するとともに、二次廃棄物の発生量低減のために、使用済除染液の処理方法を開発した。

(5) 解体技術

放射化あるいは汚染された構造物の解体を伴う原子力施設の解体に当たっては、被曝を極力低減すると共に作業を効率よく行うことが重要であることから、遠隔解体技術の開発が必須である。当社は、原子力施設のうち高度に放射化された炉内構造物の切断解体作業に適用可能な多関節型の遠隔操作用のマニピュレータを開発した。また、遠隔解体技術として適用が期待されるCOレーザー切断技術の開発を進め、1986年から(財)原子力発電技術機構におけるCOレーザーによる炉内構造物切断確証試験を実施している。

(6) 廃棄体処分に係わる放射能測定技術

原子力施設から発生する廃棄体の埋設処分に際して必要となる廃棄体中の核種別放射能測定のために、非破壊測定システムを開発した。

以下に、当社の技術開発の内容について紹介する。

2. 各技術開発の概要

2.1 システムエンジニアリング

廃止措置における最終的な運転終了から解体撤去完了までの全体計画を策定し、工期、費用などの廃止措置に係わる諸量を評価した。また、この成果を基にパラメータスタディが可能な評価コードを開発した。

商業用原子力発電施設の廃止措置方式の選定においては、世界的動向を踏まえて密閉管理—解体撤去方式、遮蔽隔離—解体撤去方式、即時解体撤去方式の三つの方式について、PWRモデルプラントを対象に、工期、費用、作業者の受ける被曝線量等を算出し、比較評価を行った。ここでは、以下の作業項目について具体的な作業手順を策定し、諸量を算出した。

- a. 系統除染作業
- b. 安全貯蔵のための基準作業
- c. 安全貯蔵期間中の管理作業
- d. 解体撤去作業

この結果を踏まえて、我が国の実情に合った廃止措置方式として総合エネルギー調査会、原子力部<sup>2)</sup>で、密閉管理 (5~10年)—解体撤去方式が、選定された<sup>2)</sup>。

密閉管理後の解体撤去作業の計画においては原子力発電施設としての特徴を考慮して、解体手順や安全管理方法等を検討した。PWRの解体撤去作業の手順計画をFig.1に示す。解体撤去作業の手順の検討に当たっては、原子炉容器などの主要機器については機器毎に、その他の機器(タンク、熱交換器、ポンプ等)については機種毎に、ワークパッケージと呼ばれる概念を設定し検討した。ワークパッケージの中では、作業手順、作業時間、作業人数を設定し、更に被曝評価のために作業場所、各作業場所での作業時間、各作業場所での線量当量率を設定することにより、各機器、設備の解体撤去作業に必要な工数や被曝量などを評価している。また、放射線環境下では作業効率が下がることを考慮し、線量当量率に対応した数種の作業効率を設定して工数や被曝量を評価した。PWRの解体撤去作業で、クリティカルとなるのは原子炉建屋内の原子炉容器などの主要機器や生体遮蔽体の放射化部の解体撤去作業であり、これらの機器、設備については、更に詳細な解体撤去作業手順、工数、被曝量及び工期を検討した。

2.2 残存放射能評価技術

(1) 放射能インベントリー評価技術

廃止措置における残存放射能インベントリーは、放射化によるものと接液汚染によるものがあるため、放射化と汚染に分けて評価技術を検討している。



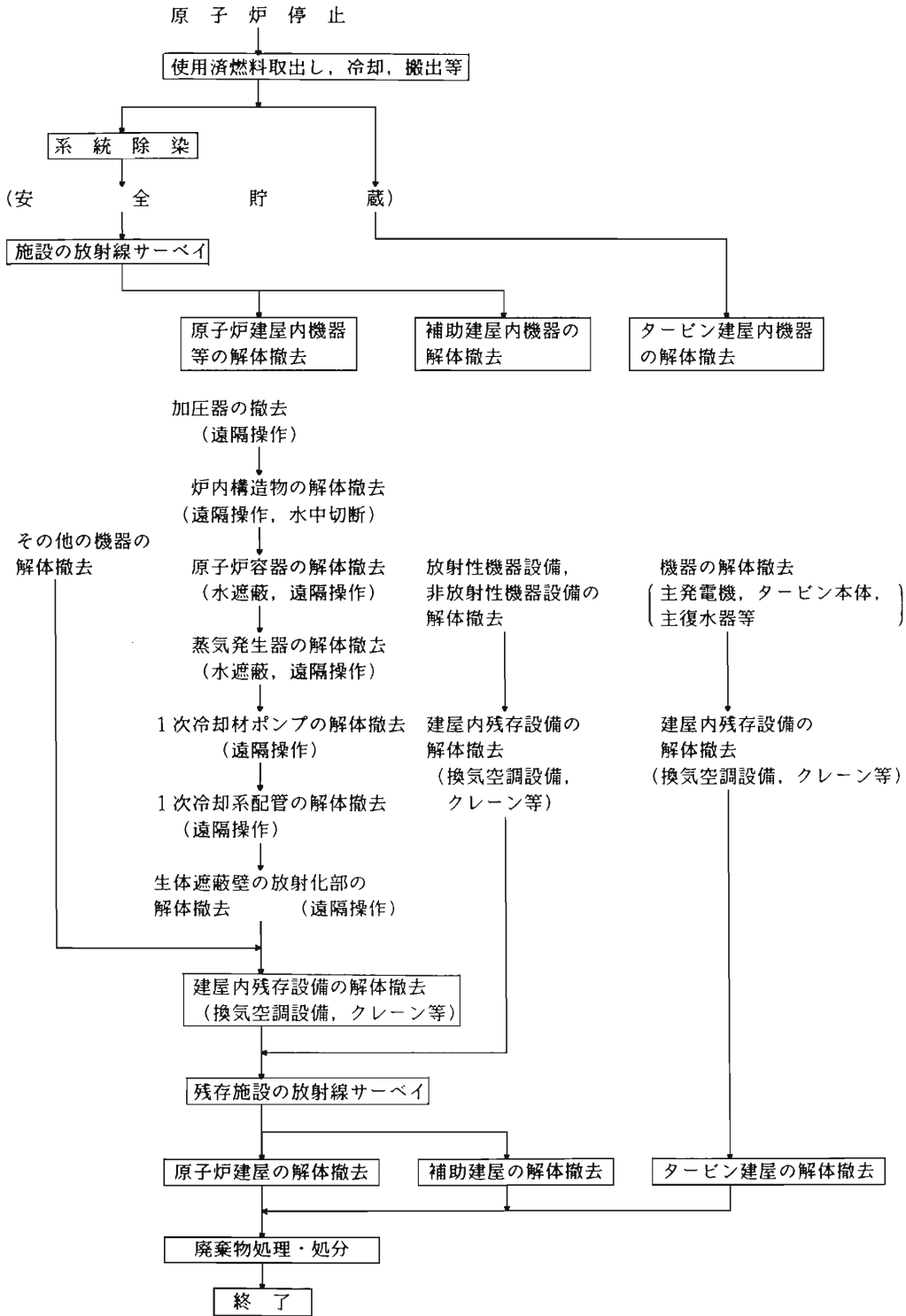


Fig. 1 Flow Diagram of PWR Decommissioning

a. 放射化物残存放射能評価

廃止措置において解体から解体廃棄物の処分までを考慮すると、その評価すべき核種は軽元素から TRU を含む重元素までを含め検討する必要がある。そこで、重元素の複雑な放射性核種の生成・消滅挙動が計算可能な ORIGEN 2 コードの適用を検討した。

評価手法の開発は ORIGEN 2 コードに使用する廃止措置の放射化計算用断面積を評価することで実施した。この断面積は廃止措置において重要と考えられる核種の生成源となる核種に対して評価した。

断面積は JENDL-3, ENDF/B-IV 等を用い、廃止措置の代表的放射化位置に対して作成した。作成に当たっては上記の核データから100群の無限希釈断面積を作成し、代表的放射化位置に対して求めた100群の中性子スペクトルを用いて1群平均断面積を算定した。

放射化断面積の評価の流れを Fig.2 に示す。

Fig.3 にこの断面積を用いて ORIGEN 2 による放射化試算を行った結果の一例を示す。

b. 汚染物残存放射能評価

接液汚染による残存放射能は、プラント供用期間中の原子炉の運転及び原子炉の起動・停止操作に起因する冷却材中の放射性物質が機器内面に付着し残留することによって発生する。したがって、各系統設備別に運転状態における汚染発生状況を適切にモデル化する事によって、接液汚染による残存放射能を解析的に推定することができると考えられる。

上記の考え方に従って、主要な接液汚染を持つ系統設備である1次冷却系統、化学体積制御系統、余熱除去系統等について、汚染物放射能密度評価手法を検討した。

放射能の発生源として炉心に付着した金属成分の放射化による腐食生成物、燃料の破損により燃料棒内から放出される核分裂生成物及び燃料表面に付着している微量のウランの中性子照射により生成される核分裂生成物を考慮した。各系統設備内の放射能の挙動は、系統設備内の流体条件から設定される沈着・剝離条件と、各系統の設計条件及び放射能挙動の実績データを考慮してモデル化した。

開発したモデルによる試算を行ったところ、従来実施されてきた系統設備からの被ばく等に係る実績と比較し概ね妥当な結果を得た。

(2) 放射能測定技術

原子炉施設の廃止措置において、解体対象となる機器、設備の放射線分布を計測することは、機器の除染効果の確認や解体作業に伴う被曝低減の観点から重要である。放射線の計測方法には、機器、設備に検出器を設置しておくモニター方式と、測定のと度検出器を持込むサーベイ方式がある。前者は、測定対象を限定するために検出部に指向性を持たせる必要があり、鉛等のコリメータを設置するが、このコリメータの重量は、一般的に50kg程度となり検出器が重たくなるのが欠点である。後者は、一般的には人的な作業になり、被曝が大きくなるのが欠点である。

そこで、当社は従来の測定概念と異なり、測定対象とする機器等の TV カメラによる画像情報と放射線検出器を組み合わせた画像一体型放射線映像化測定装置を開発した。本装置は、小型、軽量でありモニター方式、サーベイ方式の両者に適用が可能なものである。本装置のブロックを Fig.4 に示す。装置は放射線検知部と映像化装置部及び信号処理部、表示部から構成されている。放射線検知部は、異なる2種類のシンチレータを組み合わせたホスウィッチ型検出器で、検知部の指向性機能は2種類の検知部に同時に入射した放射線による信号を電気的に選定することにより得ている。これにより従来の鉛コリメータ等を用いた方法に比べて、装置が著しく軽量化されている。放射線映像化信号処理装置は、小型 CCD カメラにより得られた画像信号と検知部からの放射線により得た信号を合成して、測定対象物の放射線量を表示するものである。本装置の特性を以下に示す。

- ・検出指向性：約±5度
- ・検出感度：0.1μSv/h

また、検知部の重量は CCD カメラ、距離計を含めて約10kgと軽量化されている。

本装置は、検知部口径を大きくすることにより検出感度を更に向上させることも可能であり、小型、軽量であるという特長を生かして廃止措置における有効な放射線測定や汚染測定装置となるものと考えている。

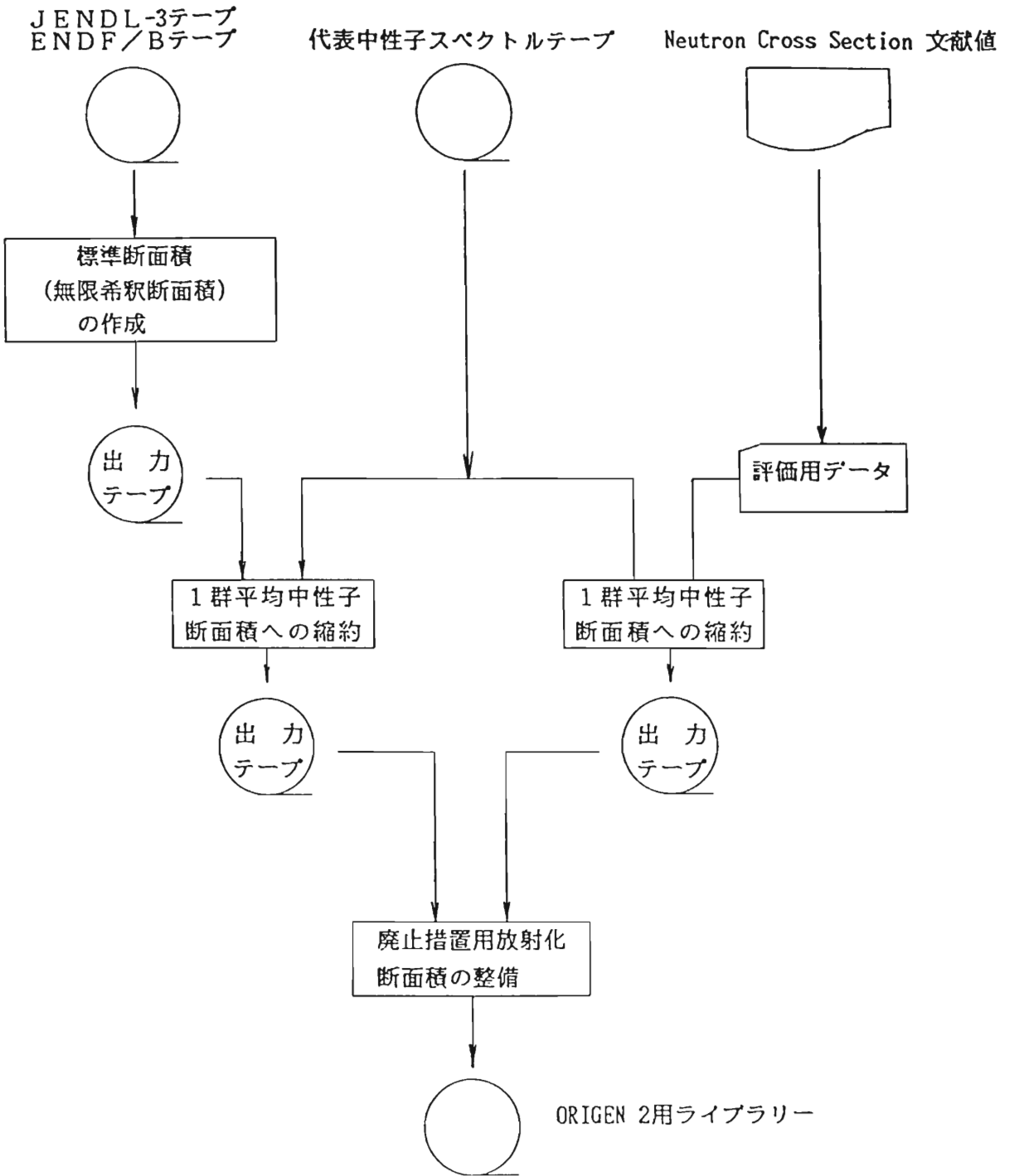


Fig. 2 Flow Diagram of Calculation of Activated Cross Section

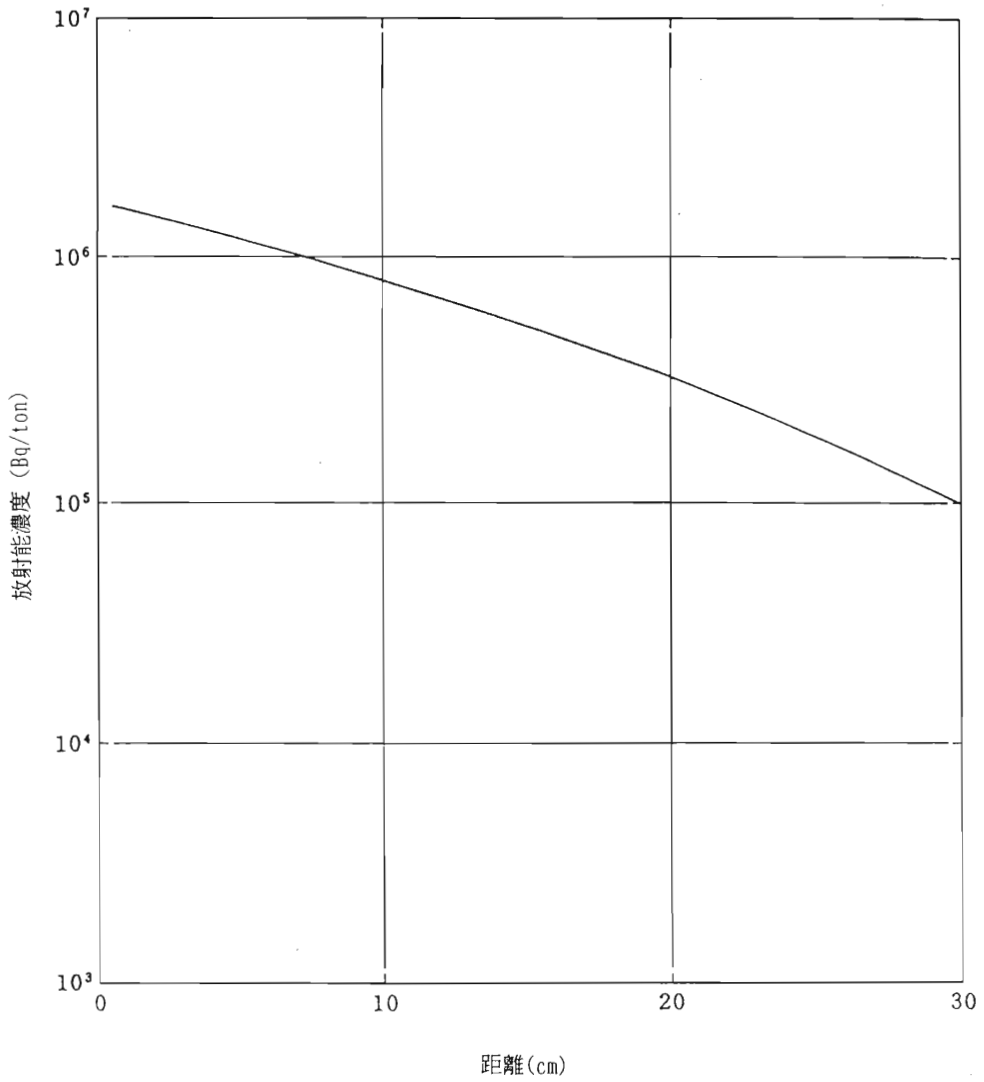


Fig. 3 Evaluation of Activated Radioactivities of Core Internal (Example)

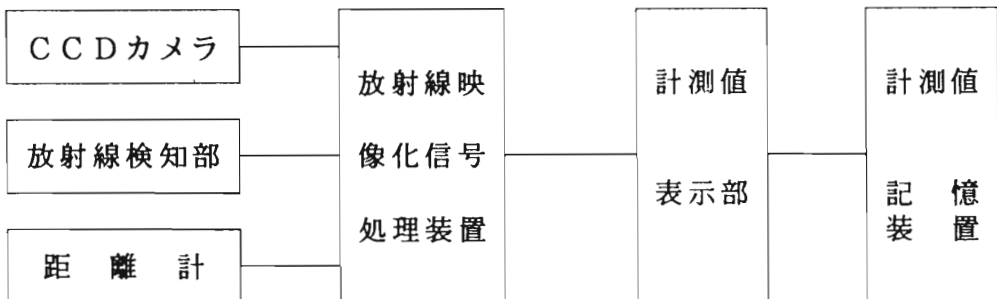


Fig. 4 Radiation Imaging Monitoring System

## 2.3 安全管理技術

廃止措置に係る環境への影響評価として、解体工事における放出放射能の評価技術を検討した。放射能の放出事象として計画された解体工事に伴う放出と、想定事故時の放出を考慮した。

計画された解体工事に伴う放出は、以下の項目に分けて検討を行った。

- ① 機器及びコンクリートの切断時の気体または粉塵状の放射性物質の放出
- ② 除染及び解体工事で発生する液体廃棄物の処理による蒸留水の放出

①の気体放出放射能の評価モデルでは、解体対象機器の評価された残存放射能に基づいて切断によるこれらの一部が気体または粉塵状となり放出されることを考えた。この時、環境への放出経路にフィルタ等放射能除去設備の効果を確保できる場合には、評価上これを考慮している。

②の液体放出放射能の評価モデルでは、解体対象機器の評価された残存放射能に基づいて除染や切断により発生する液体廃棄物の放射能を求め、この液体廃棄物の処理により蒸留水として放出される放射能を評価する。ここで、液体廃棄物処理設備での放射能の除去効果は設計等を考慮して評価に反映している。

想定事故時の放出は、解体工事において想定される事故事象として排気フィルタの損傷または火災、廃棄物輸送容器の破損等を考慮した。

## 2.4 除染技術

### (1) 電解除染法

原子力施設の廃止措置等において発生する放射性廃棄物(金属)を合理的に処分するための除染技術として電解除染法の適用性試験を実施し、その性能を把握、評価すると共に、二次廃棄物処理を含めた電解除染システムを確立した。

電解除染法は、電気化学的原理を用いて金属の表面を溶解させる方法であり、電解反応に伴う金属イオンの溶出と酸素ガスの発生によって、金属表面の汚染被膜や金属表面又は表面キズなどの内部に取り込まれている汚染物質が除去される。

電解除染を行う際の種々の操作条件を把握するため、パラメータを変化させて試験を行った。その結果の一例を Fig.5 に示す。Fig.5 は、電解液

電解液の種類による除染性能の差

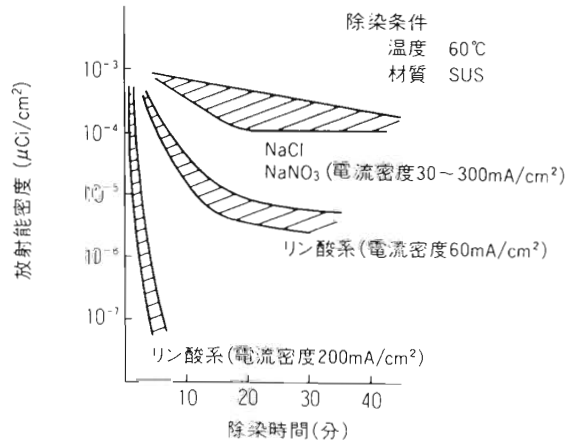


Fig. 5 Test Results of Electropolishing

の種類による除染性能の差を示したものでリン酸系の電解液が優れており電流密度は200mA/cm<sup>2</sup>程度が好適である。

### (2) 電解液の再生、処理法

電解液は、除染を続けると次第に金属イオン濃度が上昇し、電流効率、除染能力が低下すると共に放射能濃度が上昇する等の観点から使用できなくなる。このような状態になる前に、電解液は再生し再使用(電解液より溶解金属及び放射性物質を除去)するか、もしくは直接固化して廃棄することが考えられる。特に廃止措置によって発生する大量の廃棄物の除染に対しては、電解液を再生することが二次廃棄物発生量の低減のために有効である。

そこで、電解除染廃液の再生法を種々検討し、その結果を踏まえて、酸回収率、金属回収率とも最も高い拡散透析法による廃液再生システムを確立した。

拡散透析法の原理を Fig.6 に示す。また、拡散透析法によるリン酸系電解液の再生試験の一例を Fig.7 に示す。

以上の各要素試験の結果より構築した電解除染システムを Fig.8 に示す。この場合、二次廃棄物量は直接固化方式の約1/3に減容することが可能となる<sup>3)</sup>。

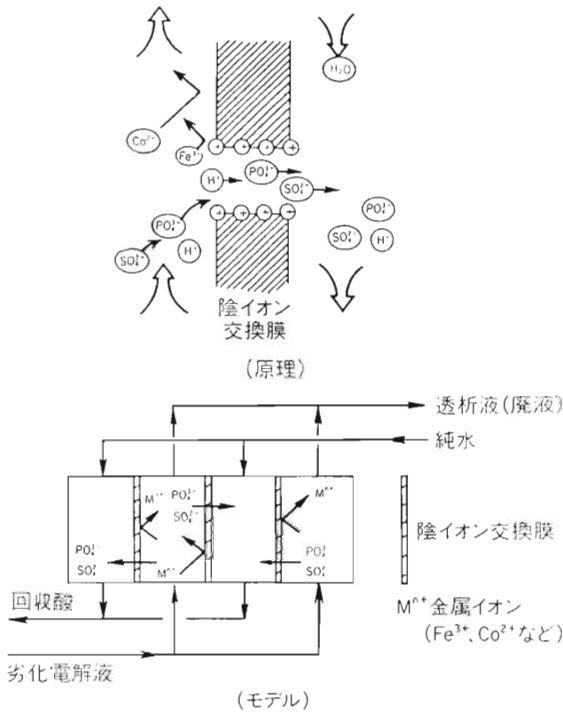


Fig. 6 Principle of Diffusion Dialysis and Schematic Model

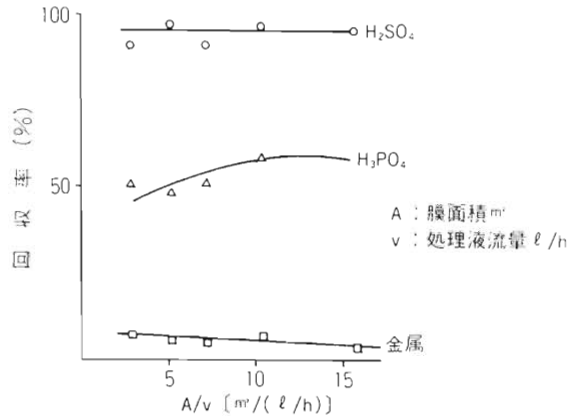


Fig. 7 Regeneration Test Result by Diffusion Dialysis

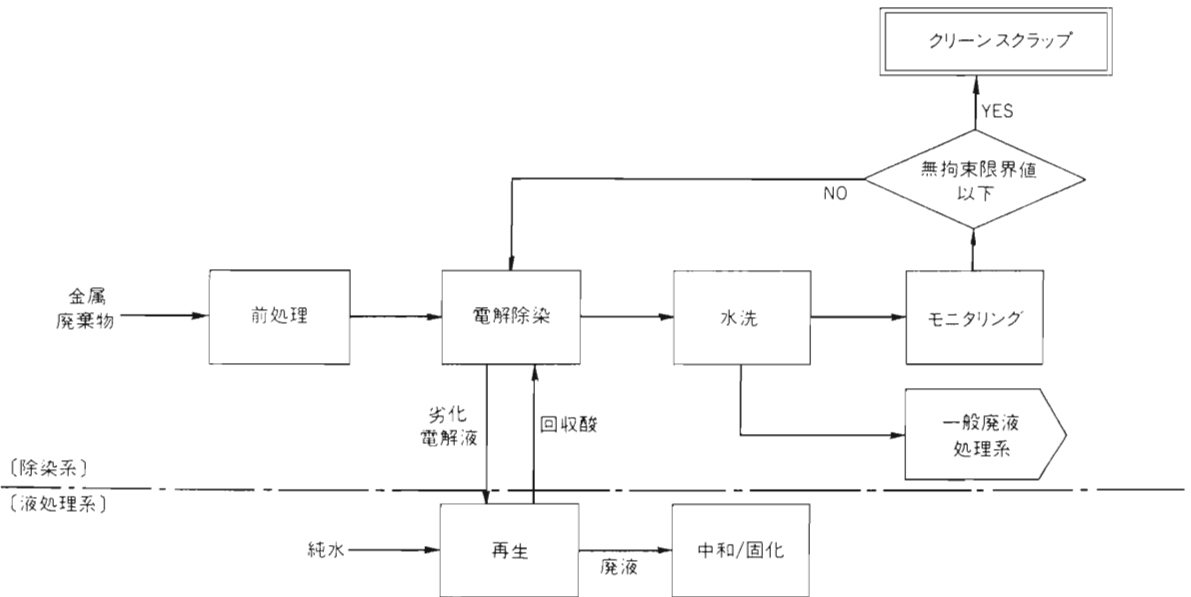


Fig. 8 Electropolishing Decontamination System



2.5 解体技術<sup>1)</sup>

(1) 遠隔解体技術

原子力施設の炉内構造物の切断解体作業に適用できる遠隔解体装置を開発した。

本装置の全体構成を Fig.9 に示す。原子炉容器上部のフロアに設置された支持移動機構により、部材切断用アークトーチを把持したスレーブアームが水中を降下し、所定の位置で炉壁に固定される。スレーブアームの動きによりアークトーチが切断対象部材に接近して切断を行う。スレーブアームは、約200m離れた操作室から水中立体カラーTVカメラ等により作業状況を確認しながら遠隔で制御される。本装置の開発経験に基づき、廃止措置における遠隔解体技術の改善を図っていく予定である<sup>2)</sup>。

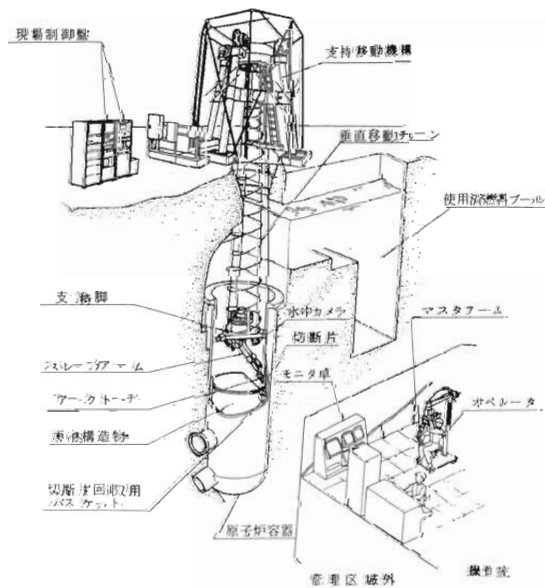


Fig. 9 Manipulator System on Plasma Arc Cutting

(2) CO レーザ切断技術

レーザービームは集光性が極めて優れているので、高いエネルギー密度を得ることが可能であり、高い切断能力を有する。近年、その良好な制御性と相まって、工業生産分野においてはCO<sub>2</sub>レーザー等が多く実用に供せられている。レーザー切断工法は、遠隔操作性に優れ、切断幅が相対的に小

さく、二次生成物の発生量が少ない、各種材料の切断に適用が可能である等の特長を有していることから、廃止措置における切断技術として有望なものと考えられる。当社は、レーザの中でも大出力が得られ、金属に対する高い切断能力が期待できる波長約5μmのCOレーザー切断装置の開発を進め、(財)原子力発電技術機構において軽水炉の炉内構造物を対象とした切断技術の確証試験を実施中である。

COレーザー切断部のノズル配置を Fig.10 に示す。レーザービームは、放物面鏡によって集光される。サイドノズルからは、酸素ガス等のアシストガスが供給され、スパッタ防止ノズルからは、スパッタが放物面鏡へ飛散、侵入することを防止するために酸素ガス等が供給される。集光されたレーザービームは極めて高いエネルギー密度となり、固体表面に照射、吸収されると短時間のうちに熱となって、対象物を熔融、蒸発させる。同時にこの部分に酸素ガス等のアシストガスを噴射して、酸化反応を促進するとともに溶融物を排除して切断を行う。

軽水炉の炉内構造物の材質は、ステンレス鋼であり、切断対象となる最大厚さは約300mmである。Fig.11 に現在までに得られたステンレス鋼

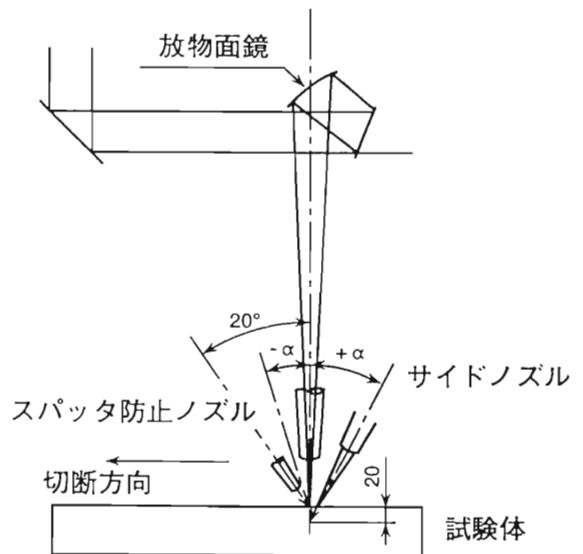


Fig. 10 Arrangement of nozzle

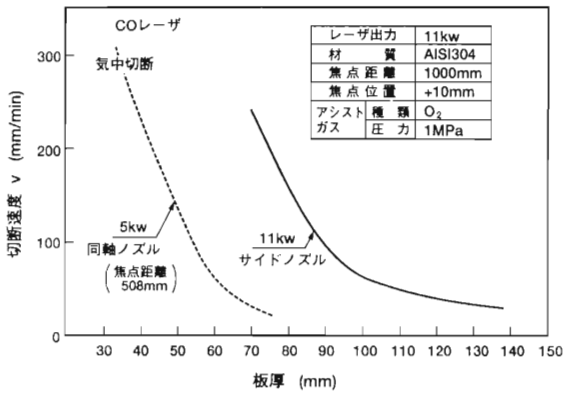


Fig. 11 Cutting ability of 11kw CO laser

の切断結果を示す。サイドノズル方式でレーザー出力11kWにおいて約140mmの切断厚さが得られている。

一方、COレーザー切断を実機に適用するに当たっては、作業時の被曝を低減するために水中での切断が要求される。しかし、水中ではレーザー光が吸収されるという問題があり、レーザー光通過経路から水を除去する必要がある。そこで、Fig.12に示す局部空洞形成ノズルを用いた水中レーザー切断技術を開発した。本装置による切断結果をFig.13に示す。図中、気中切断の結果は、Fig.11に破線で示した5kW同軸ノズルの結果と同一のものである。レーザー出力5kWにおいて、水中切断の場合には65mmの切断厚さが得られており、これは気中切断の場合の約8割に相当するものである。

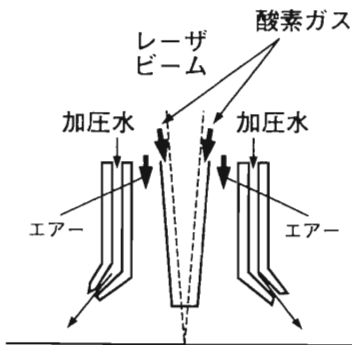


Fig. 12 Local dry zone forming nozzle

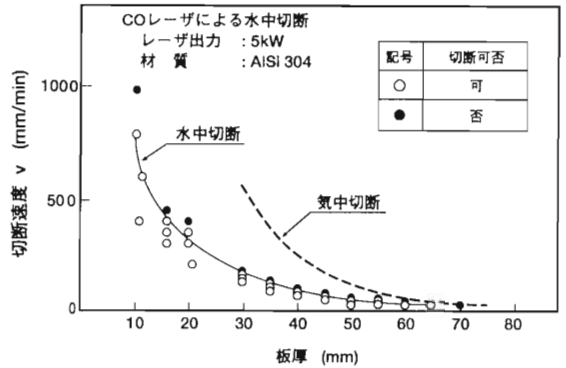


Fig. 13 Underwater cutting ability of 5kw CO laser

レーザー切断時に発生する二次生成物の調査結果をFig.14及びFig.15に示す。水中切断では気中切断に比べ、エアロゾル（気中浮遊物）並びに固形物の発生量が約1/2となることを確認した。

COレーザー切断の確証試験は、現在までに薄板切断試験(切断厚さ約50mm)、中厚板切断試験(切断厚さ約100mm)を実施しており、今後、目標切断厚さ約300mmに対応する厚板切断試験を行う予定である<sup>6)</sup>。

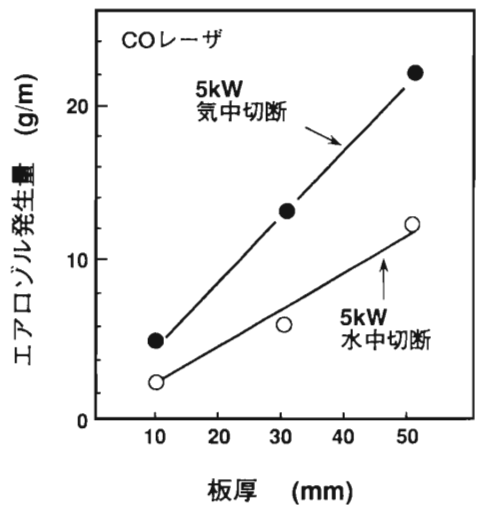


Fig. 14 Comparison of aerosols between in air cutting and underwater cutting corresponding to thickness

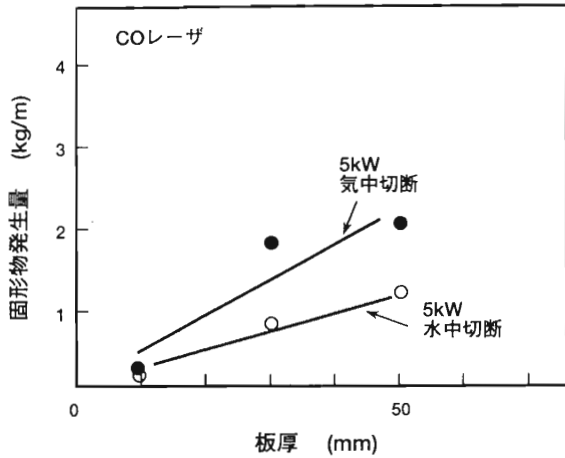


Fig. 15 Comparison of debris between in air cutting and underwater cutting corresponding to thickness

## 2.6 廃棄体処分に係る放射能測定技術

### (1) 開度可変コリメータ方式非破壊簡易γ核種測定システム

廃棄体の埋設処分に際し、廃棄体中の核種別放射エネルギーを確認することが必要となるが、当社は廃棄物中に含まれるγ核種の定量用として、妥当な精度を保ちながら短時間で分割スキャン可能な簡易な測定システムを開発した。本システムは、高純度Ge検出器に新たに開発した自動絞りコリメータを設けており、廃棄体内部の不均質性に依存する減衰効果の影響を適切に補正するものである。本システムの構成をFig.16に示す。本システムは、廃棄体を検出器の前で回転昇降させながら、設定したスライス単位にキー核種別放射エネルギー ( $^{60}\text{Co}$  及び  $^{137}\text{Cs}$ ) を同定するものである。減衰補正は、自動絞り方式のコリメータを使用し、

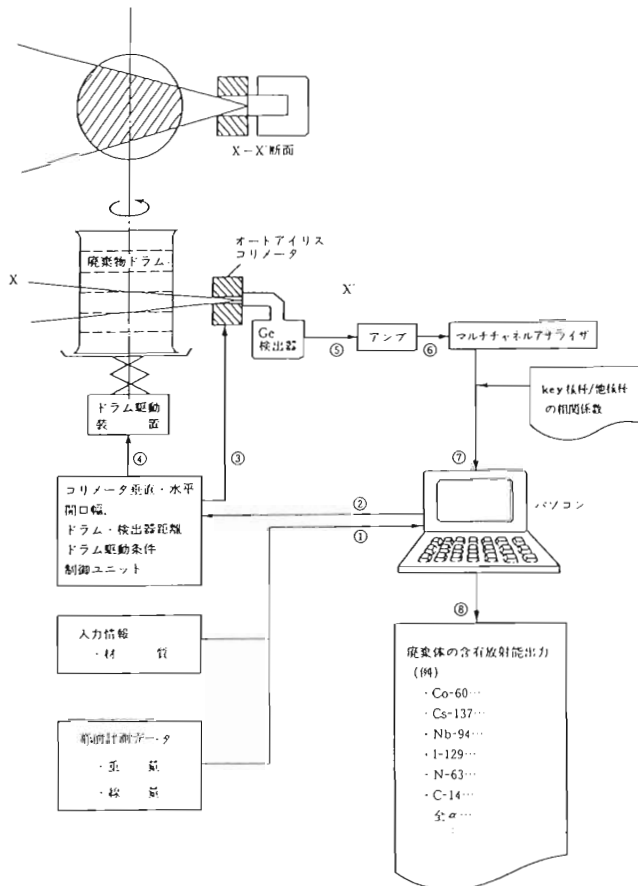


Fig. 16 Schematic Composition of the Assay System

密度(重量)・材質・線量等の情報から、垂直、水平方向のコリメータ開度及び廃棄体からの距離を自動的に調節することにより行う。特に、半径方向の減衰の補正については、測定値を平均化するために Fig.17 に示した関係を考慮して、予め設定した水平方向のコリメータにより行われる。雑固体で見られるように分布の変動が大きい場合は、コリメータ水平開度を2種設定し、測定領域を中心ゾーンと外周ゾーンに分けて測定することにより、更に精度向上を図る。また、表面線量率が200mR/h以上の廃棄体に対しては、感度を下げ、それにより検出器数が飽和しないようにコリメータの垂直方向開度の絞り込み、または、廃棄体からの測定距離を調整する等により対応する。

線源の偏在を補正し得ない測定装置では、一般に200~300%の誤差を有する測定値となるが、当社が開発した自動絞りコリメータ補正法を用いると、以下のとおり高い性能を有することを確認した。

- ・廃棄体の密度(重量)が小さく、密度・放射能分布が一様であるほど、測定精度は良い。(密度・放射能分布変動の最も大きな鉄の雑固体の場合の測定誤差は20%以内)
- ・検出下限については、密度(重量)の小さい廃棄体ほど良好である。最も重いセメント固化体(鉄等の雑固体)に対する<sup>60</sup>Co及び<sup>137</sup>Cs(Co/Csの比が一定値以内の場合)の検出下限は、測定時間5~15分に対し、 $1 \times 10^{-5} \sim 5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/g}$ 程度である。

本システムは、コリメータ開度を制御しない方式或いはシンチレータ型検出器を用いた従来の方式に比べ、短時間で高精度の測定が可能であることを確認した<sup>7)</sup>。

(2) 廃棄体中 TRU 核種非破壊分析装置

当社は、廃棄体(200ℓドラム)に中性子を照射し、その応答により TRU 核種濃度を高感度で非破壊分析する測定装置を開発した。

TRU を含む廃棄物に中性子を照射すると、核

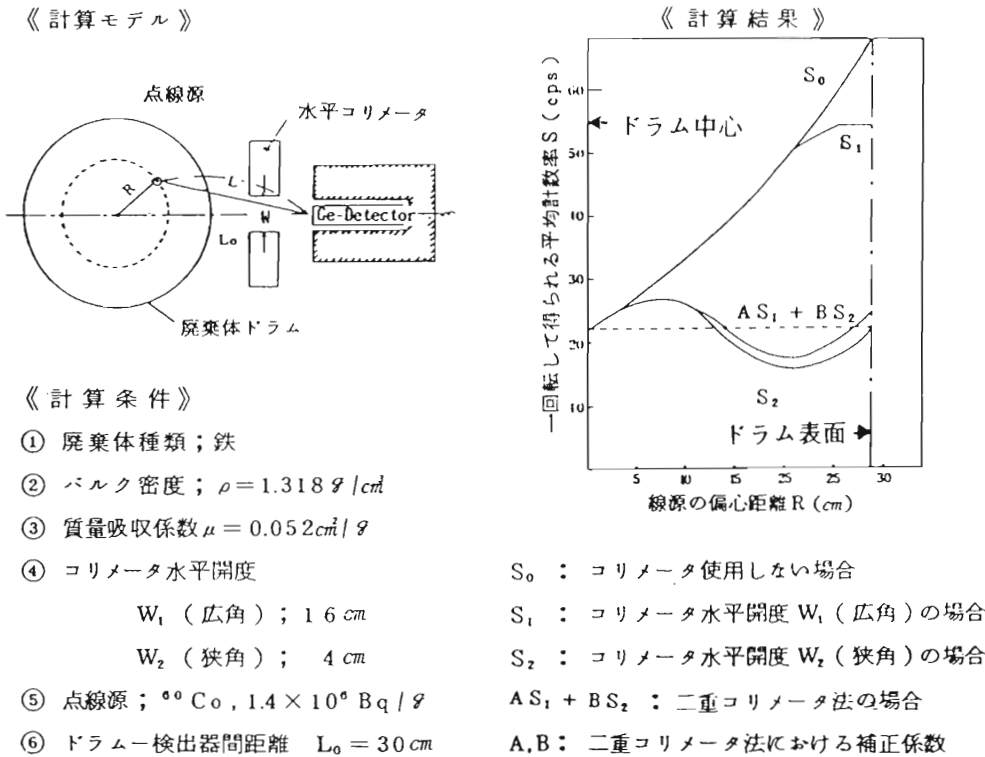


Fig. 17 Assay Model and Collimation Effects on Count Rates (Example)

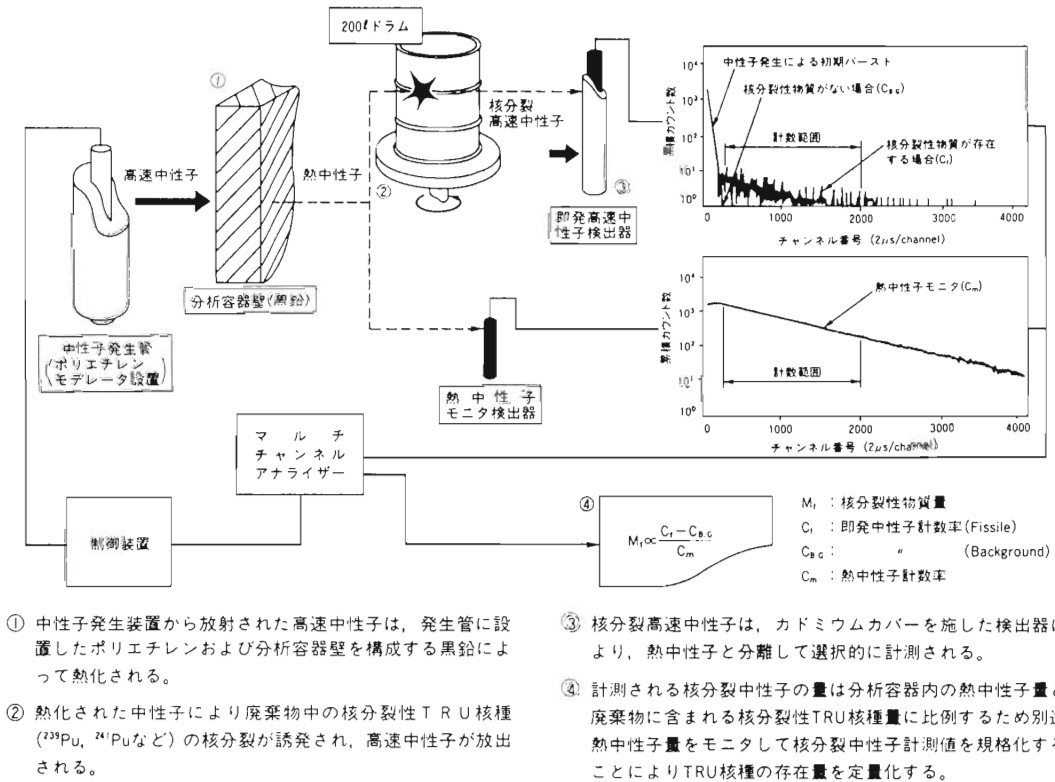


Fig. 18 System Concept

分裂性 TRU 核種(<sup>235</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu など)が核分裂して中性子を放出する。この核分裂中性子の発生量は TRU の存在量に比例するのでそれを計測することで TRU 核種の存在量が測定できる。核分裂を誘発させるための中性子と、核分裂によって生じた中性子とは中性子照射から核分裂までの時間差と発生中性子のエネルギー差とを利用して区分する。このため、中性子をパルス状に一定間隔で繰り返し照射し、照射中性子が発生していない間に核分裂中性子を計測する。この測定原理はアクティブ即発中性子法として分類されるもので DDT 法(Differential Die-Away Technique)と呼ばれている。本装置の測定概念を Fig.18 に示す。分析容器は、内側が厚さ350mmの黒鉛で構成されている。中性子発生装置は、重水素と三重水素との D-T 反応で生じる中性子をパルス状に繰り返し発生させるもので、中性子発生管と高圧電源、制御装置とから構成される。中性子発生装置の性

能を以下に示す。

- ・中性子源強度：約  $1 \times 10^8$  n/s
- ・パルス時間幅：10 $\mu$ s ~ 1 ms
- ・パルス周波数：20Hz ~ 10kHz

中性子検出系の検出部は、核分裂中性子を測定するための<sup>3</sup>He 比例計数管(2"φ)4本と、分析容器内の熱中性子束レベル(中性子照射量)をモニタするためのBF<sub>3</sub>比例計数管1本の計5本から構成される。<sup>3</sup>He 比例計数管は、核分裂中性子のみ計数できるように熱中性子を遮断するためのカドミウムカバーが施されている。また、同計数管の本数は分析容器の必要検出性能に合わせて適宜増設できるようになっている。データ処理系は、4000チャンネルマルチチャンネル波高分析器と16ビットパソコンから構成される。検出器からの計数は、データ処理系に集められ、分析結果が作図表示される。

TRU 核種の代わりに235Uを加えた模擬廃棄

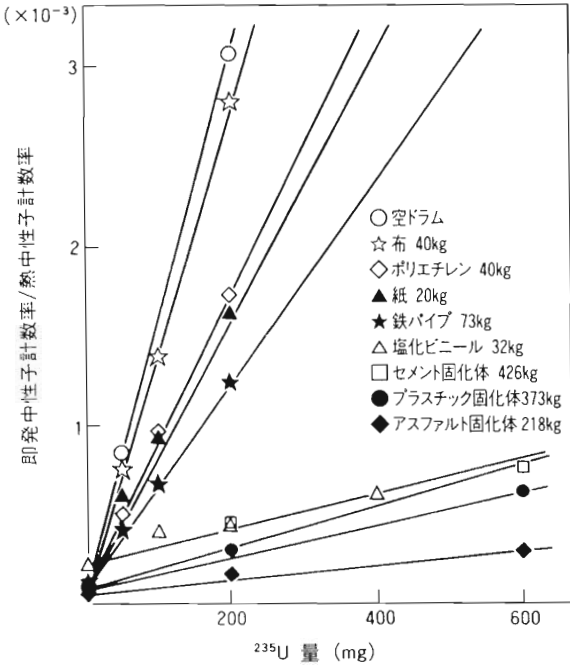


Fig. 19 Verification Test Results with Simulated Waste Drums

体を用いて、検出感度などの実測を行った。マルチチャンネルアナライザによる測定結果の一例を Fig.18 中に示した。同図は200ℓドラム中に布を充填した際のパルス中性子の発生時を起点とする検出器の時間応答を示すものである。<sup>235</sup>U量、充填物質組成、密度などをパラメータとして測定を行っており、その結果を Fig.19 にまとめた。同図は<sup>3</sup>He 検出器を1本のみ用いた結果であるが各廃棄物の種類毎の<sup>235</sup>U量と計測値との比例関係が確認できた。

<sup>235</sup>Uを用いた本アクティブ即発中性子法による模擬廃棄物測定試験の結果、当面の目標感度である1mg核分裂性物質/200ℓドラムを達成することができた。また、<sup>239</sup>Puを用いた模擬廃棄物の測定試験を行い、TRU 廃棄物分裂性核種の同定やウランとTRUの弁別のため、その他の手法(アクティブ遅発中性子法、パッシブ中性子法など)の付加適用についても検討を行った<sup>4)</sup>。

### 3. おわりに

以上のように、当社は関係各位の御指導、御協力

を頂きながら原子力施設の廃止措置技術の確立のために技術開発並びに確証を進めてきた。今後は、PWRプラントメーカーとしての経験を生かして、三菱電機(株)、三菱原子力工業(株)、(株)大林組、大成建設(株)など関係各社との協力体制の下に Fig.20 に示す考え方で廃止措置技術を積極的に蓄積すると共に現在までの成果を基に、作業者の被曝低減、作業の効率化等の観点から安全で合理的な廃止措置をめざして技術の高度化のための技術開発に努力する考えである。

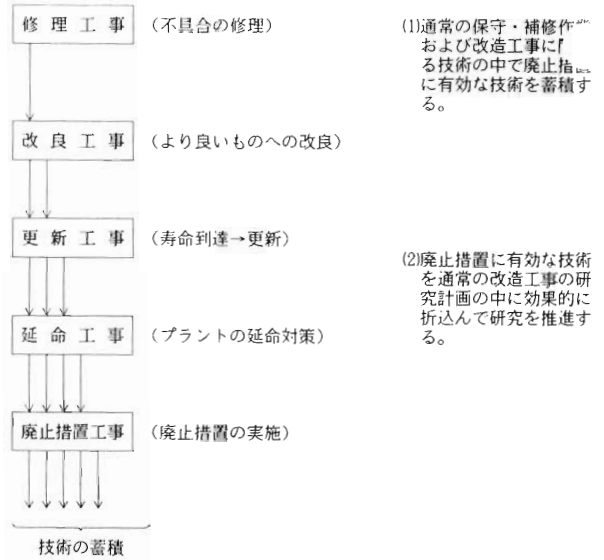


Fig. 20 Concept of Decommissioning Technology

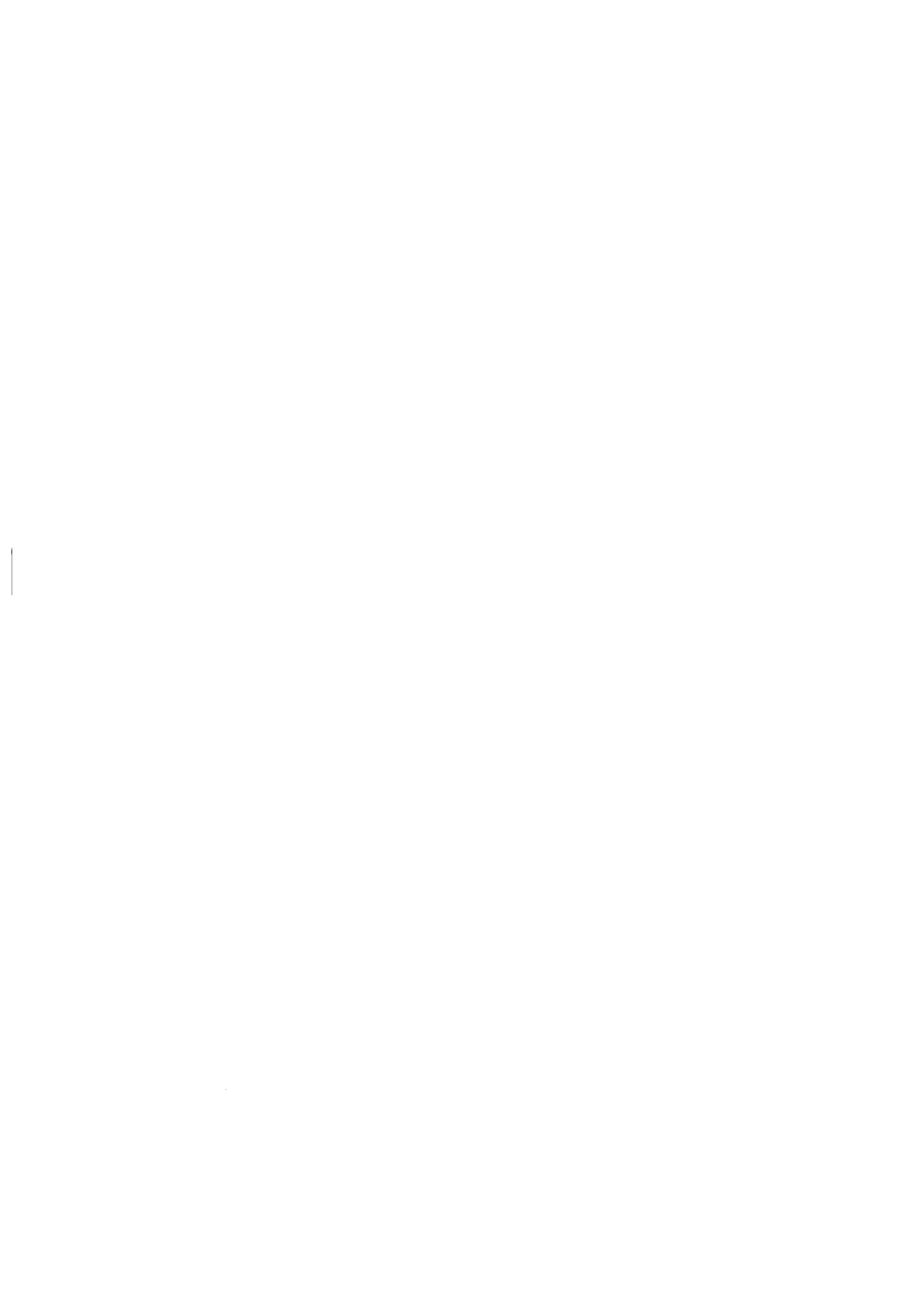
### 4. 謝 辞

最後になりましたが、ここに紹介した技術開発の多くは電力会社殿をはじめ(財)原子力発電技術機構殿、(財)エネルギー総合工学研究所殿、日本原子力研究所殿などの御指導、御協力の下に進めさせて頂いたもので、ここに深く謝意を表します。

参考文献

- 1) 松田桂一：「加圧水型原子力発電所の廃止措置」, 原子力工業, 31巻, 11号, p. 37~42, (1985)
- 2) 徳稻晃生：「原子炉の廃止措置」, 火力原子力発電, 42巻, 2号, p. 184~196, (1991)
- 3) 鬼沢秀夫：「放射能汚染金属廃棄物への電解除染法の適用」, 三菱原子力技報, 44号, p. 2~7, (1986)
- 4) 横田光雄他：「デコミッショニング技術の現状と課題、IV 解体技術、IV-1 鋼構造物の解体」, 日本原子力学会誌, 33巻, 5号, p. 420~422, (1991)
- 5) TOMII, K., "Reactor Decommissioning Technology Development and Actual Dismantling of JPDR," The 1st JSME/ASME International Conference on Nuclear Engineering, International Lecture Courses(I), Nov., 1991, Tokyo.
- 6) MIYA, K. et al., "Development of Laser Cutting Technique to Reactor Core Internals", International Conference on Dismantling of Nuclear Installations—Policies—Techniques, Session V-28, Sep., 1992, Avignon.
- 7) 西川武己他：「開度可変コリメータ方式非破壊簡易 $\gamma$ 核種測定システムの開発」, 日本原子力学会, 「1989春の大会」予稿集 L25
- 8) 太田励：「廃棄物中 TRU 核種非破壊分析装置の開発」, 三菱原子力技報, 52号, p. 29~32, (1989)







## 原子炉解体における放射線管理

中村 力\*、長谷川 圭佑\*

### *Radiation Control of Reactor Decommissioning*

Chikara NAKAMURA, Keisuke HASEGAWA

From the view of radiation control, the main features of the reactor dismantling are listed as follows ;

- The works under high level radiation and high level radioactive air contamination area will be expected.
- The new dismantling techniques which have not been experienced in the controlled area before will be adopted.
- A great amount of materials, tools, radioactive waste and so on will be taken out from the controlled area.
- Many workers of various types of occupation are engaged in the dismantling work.

On the consideration of these features, radiation control of reactor decommissioning are briefly introduced through experience during the JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) decommissioning.

#### 1. はじめに

原子炉解体における放射線管理は、基本的には原子炉供用中の方法と変わることはない。すなわち、事前に作業員および周辺公衆の被ばく評価を行い、解体作業中は随時必要な放射線モニタリングを実施するとともに、作業方法の検討を行う必要がある。また、必要に応じて、作業方法や防護方法の改善等適切な措置をとり、作業員の被ばく低減を図らなければならない。しかし、原子炉解体作業は供用中の点検・保守、修理・改造とは下記の点で異なる側面を有している。すなわち、放射線管理の立場からみた原子炉解体作業の特徴<sup>1),2)</sup>は、

(a) 高線量当量率および高空気汚染の環境下での

作業が多いこと

- (b) 放射線防護上経験のない新しい工法が採用される作業が多いこと
- (c) 作業機材、工具類、廃棄物等が短期間に大量に搬出されること
- (d) 業種の異なる多数の工事業者が作業に従事すること
- (e) 解体物の撤去、移動にともなって管理対象となる作業区域が短期間に拡大または縮小されること

などである。ここでは、上記の観点から原子炉解体の放射線管理について、JPDR 解体の経験<sup>7)~8)</sup>もふまえて概略を紹介する。

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

## 2. 被ばく管理

### (1) 線量当量の評価

解体に係わる作業者の線量当量の評価には、計画立案の初期段階に行われるものから除染や解体作業などの実施段階に行われるもの、および廃棄物の運搬などの最終段階のものまで含まれる。

被ばく評価を行う場合は、作業環境の線量当量率や空気汚染レベルの評価を行うだけでなく、これらの防護方法や防止対策について事前に検討するとともに、作業内容、方法、手順などを十分に把握し、作業に必要な要員数、所用時間等を知る必要がある。とくに外部被ばくの評価にあたっては、直接の解体作業の他に、解体準備作業としての一連の作業、例えば汚染拡大防止措置、遠隔装置やしやへの付設、除染などの作業者の被ばくを低減するための作業等によっても被ばくするという点に留意しなければならない。また、大量の解体廃棄物が廃棄物処理場へ運搬されることになるので、運搬の方法に加えてそれに従事する者の被ばく評価についても十分検討しておく必要が

ある。一方、内部被ばくは、作業環境の空气中放射能濃度等から評価されるが、空气中放射能濃度を評価するためには、解体に伴って発生する塵埃の飛散率、質量濃度、粒度分布等のデータが必要になる。しかし、これらのデータについては現段階ではよく知られておらず、解体作業の経験の中で蓄積していく必要がある。JPDRの解体を通して得られたこれらのデータについては第5章で紹介する。

Fig.1 に作業者および周辺公衆の線量当量評価モデルの例を示す。

Table 1 には、Fig.1 に示すモデルで評価したJPDR 解体時の作業者の集団実効線量当量とその実積値を示す。また、100万 kw 級原子炉モデルの即時解体における作業者の被ばく評価例を主要作業別に Table 2 に示す<sup>9)</sup>。Table 2 に示した線量当量のほとんどは、外部被ばくによるものであり、適切な空気汚染防止対策や呼吸保護具の着用により、内部被ばくは無視できるとされている。JPDR 解体においても、作業者の内部被ばくは検出されていない。

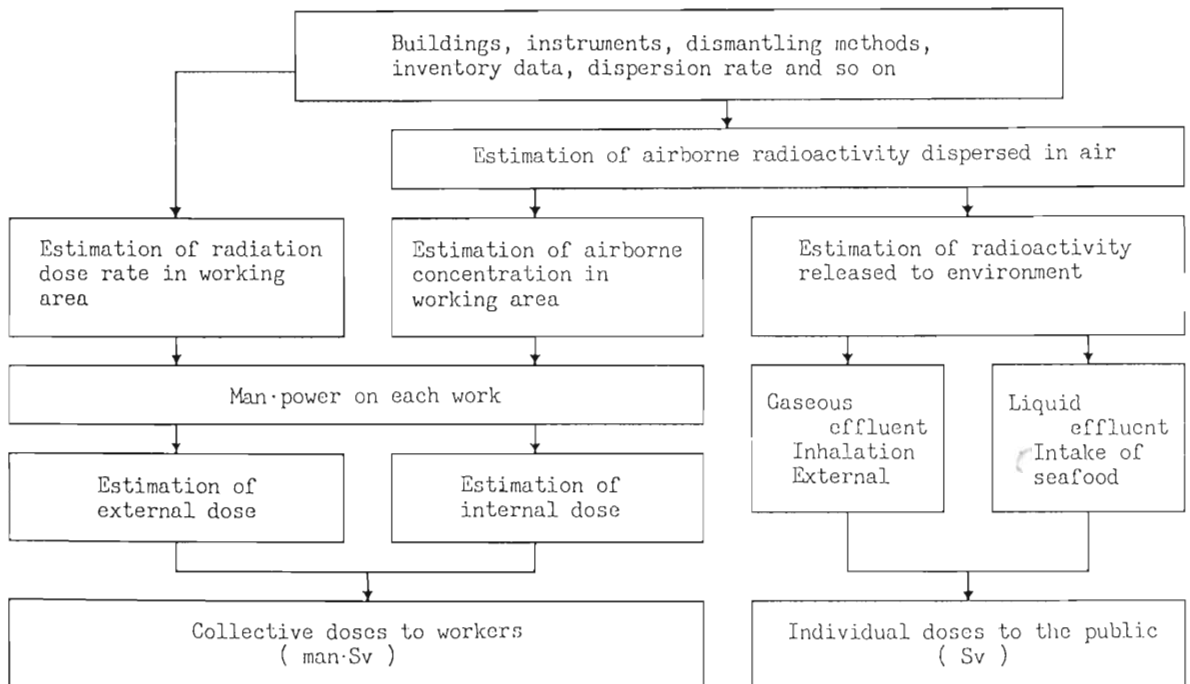


Fig. 1 Evaluation model of doses to workers and the public

Table 1 The evaluated and measured collective dose to workers during the JPDR decommissioning<sup>9)</sup>

Building	Dismantled component or structure	Collective dose (man·Sv)	
		evaluation	measurement
Reactor building	Reactor internals	$1.7 \times 10^{-1}$	$9.2 \times 10^{-2}$
	RPV	$2.6 \times 10^{-1}$	$8.9 \times 10^{-2}$
	Radiation	$7.9 \times 10^{-2}$	$2.8 \times 10^{-2}$
	Shielding concrete		
	Others	$1.5 \times 10^{-1}$	$6.3 \times 10^{-2}$
	Total	$6.6 \times 10^{-1}$	$2.7 \times 10^{-1}$
Others	Whole installations	$3.6 \times 10^{-1}$	$3.8 \times 10^{-2}$
Total		$1.0 \times 10^0$	$3.1 \times 10^{-1}$

Table 2 Evaluation of the collective dose to the workers during the decommissioning<sup>9)</sup>

Dismantled component or structure	(unit: man·rem)	
	PWR	BWR
Reactor internals	24	20
RPV	265	90
Irradiated structure	120	130
decontamination of system	220	310
Total	630	550

一方、原子炉解体中に対象施設から放出される放射性物質による公衆の線量当量は自然放射線から受ける年平均被ばく線量と比較して極めて小さいと評価されている。Table 3 に原子炉モデルの即時解体時に放出される放射性気体廃棄物による公衆の個人線量当量の評価例を示す<sup>9)</sup>。Table 4 に JPDR 解体計画時に評価された周辺公衆の個人線量当量の評価値を示す。

Table 3 The individual doses to the public from the gaseous effluents during the decommissioning<sup>9)</sup>

	(unit: mrem/y)	
	Boundary of site	5.6km from site
PWR	$7.6 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-5}$
BWR	$2.2 \times 10^{-4}$	$8.9 \times 10^{-6}$

Table 4 Evaluation of the individual doses to the public during the JPDR decommissioning

Effluent	Pathway	Radioactivity	Dose
Gaseous	Inhalation	$1 \times 10^5 \text{Bq}$ ( $2 \times 10^2 \text{Bq/h}$ )	$2 \times 10^{-13} \text{Sv}$
	External	$3 \times 10^6 \text{MeV} \cdot \text{Bq}$ ( $4 \times 10^2 \text{MeV} \cdot \text{Bq/h}$ )	$7 \times 10^{-14} \text{Sv}$
Liquid	Intake of seafood	$1 \times 10^8 \text{Bq}$ ( $1 \times 10^5 \text{Bq/h}$ )	$7 \times 10^{-8} \text{Sv}$
Total			$7 \times 10^{-8} \text{Sv}$

(2) 被ばく低減対策

原子炉施設は内蔵放射能が高いことから、解体作業における被ばく低減対策の適否は、作業者の線量当量に直接影響を与える。

作業者の外部被ばく低減の方法としては、解体作業前に行う系統除染や放射線しゃへい体の付設、解体作業の遠隔化対策等がある。系統除染は作業環境の放射線レベルを低下させるために、放射化腐蝕生成物等により汚染している配管などを撤去する前に化学的に除染する方法であるが、除染の対象配管等が一次系配管に限定されることと除染廃液をどのように処理するのか等の問題がある。放射線しゃへい体の付設及び解体作業の遠隔化による被ばく低減化法は、それぞれ単独では、高度に放射化した機器の解体撤去作業の被ばく低減の効果を十分に期待できないが、相互に補間しあいながらその効果を有効に活用すべきである。いずれにしても、外部被ばくの低減に対して即時有効な方法はないので、解体作業に応じて適宜考え得る有効な方法を組み合わせることにより効率

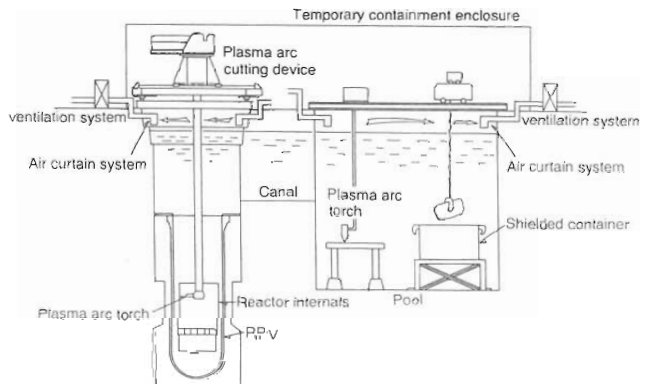


Fig. 2 Basic concept of plasma arc cutting system

的に被ばく低減を行う必要がある。

JPDRの解体においては、高度に放射化した炉内構造物及び原子炉圧力容器は、それぞれ遠隔操作による水中プラズマアーク切断及び水中アークソー切断によって解体撤去された。これらの解体工法は、遠隔操作に加えて、水中作業のため水によるしゃへい効果によって作業環境の放射線レベルを低く抑えることができ、被ばく低減のために非常に有効な方法であった。Fig.2に炉内構造物の水中プラズマアーク切断の概念図を示す。図に示すように、炉内構造物は、炉内においてプラズマアークによって一次切断(粗断)され、切断片はチャンネルを通して水中で使用済み燃料プールに移動され、そののち二次切断(細断)され、容器に収納された。これらの一連の作業はすべて水中で行われ、たとえば表面で最大3.7Sv/hの炉心シュラウドの撤去時においても、作業環境の放射線レベルは数 $\mu$ Sv/hに抑えることができた。

作業者の内部被ばくの低減の方法には、塵埃の発生を抑制する作業方法の採用、発生した塵埃の飛散を防止する設備の設置、適切な呼吸保護具の着用などがある。塵埃の発生を抑制するためには、湿式法による解体作業が最も効果的であり、上記のJPDR解体における外部被ばく低減のために適用された水中遠隔解体は、湿式法による代表的な作業方法である。切断工法では、機械的切断より熱的切断の方が塵埃の発生を抑制するという点では有効であるが、どちらを選択するかは、作業効率の面からも考慮する必要がある。内部が汚染している配管やダクトを切断する場合には、あらかじめ発泡ウレタンやアスファルトを充填したり、また、床面が広範囲に汚染している場合や機器の表面が高レベルに汚染している場合には、ペイント等で汚染固定することによっても塵埃の発生(空気汚染)を抑制することができる。さらに、発生した塵埃の飛散防止、すなわち空気汚染の拡大を防止するためには、エアフィルタ付きの局所換気装置を備えた汚染防止囲い(グリーンハウス)やエアーカーテン装置等が有効である。JPDR解体における汚染防止囲い及びエアーカーテン装置の設置例も前述したFig.2に示す。また、これらの装置等の空気汚染に対する防護効果についての測定結果を第5章で紹介する。

原子炉施設の解体作業においては、放射能インベントリが高いことから上記のような空気汚染防止対策を施しても、作業環境の空気汚染レベルが管理基準値または濃度限度を超えるおそれがあり、このような場合には作業者に適切な呼吸保護具を着用させるとともに、呼吸保護具防護性能測定装置(マスクマンテスト装置)を用いて、マスクを着用した状態での防護効率の測定を行うことなどが肝要である。

(3) 日常の被ばく管理

作業者の被ばく管理は施設稼働中の定期点検期間などの場合と同様と考えられるが、業種の異なる多数の作業者が同時に管理区域に入域することになるので、作業者の入退域手続きと日常の外部被ばく管理を自動化するとともに、作業者の線量当量を作業ごとまたは作業区域ごとに集計できるようにし、毎日の作業方法や防護対策の妥当性の評価、およびその後の作業方法に反映できることがのぞましい。Fig.3にJPDR解体における出入管理システムを示す。

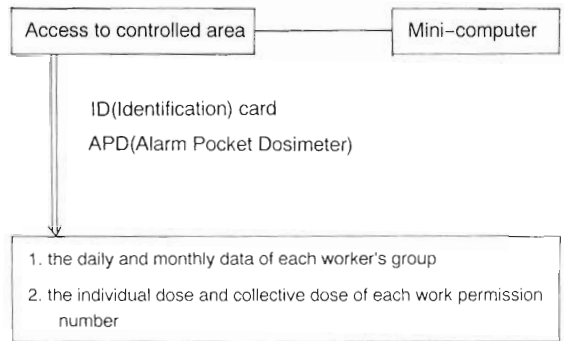


Fig.3 Ingress and egress control system

3. 作業環境モニタリング

(1) 高線量当量率場のモニタリング

放射能レベルの高い炉内構造物、圧力容器等の切断・取り出しからしゃへい容器への収納までの一連の作業においては、高線量当量率場が出現す

る。これらの作業においては、高放射線管理区域を設定し、立入制限を行うとともに、前述したように可能な限り水中切断等の遠隔解体工法を採用して作業者の被ばくの低減を図る必要がある。また、高線量当量率場における適切な被ばく防護と作業計画を立案するためには、炉内構造物等の表面線量当量率を詳細に測定する必要があるが、このような測定のために従来の測定器では対応しきれない場合を考慮して、遠隔式の空中及び水中用高線量当量率測定装置の備えが必要である。**Fig.4**にJPDR 解体時に技術開発した水中用高放射線量率測定装置を示す<sup>10)</sup>。当装置により、解体着手前に炉内構造物の表面線量当量率を測定し、やへい容器に収納する場合の収納適正量の決定等、作業計画の立案に反映させた。**Fig.5**に炉心シュラウドの水中線量当量率の測定例を示す。

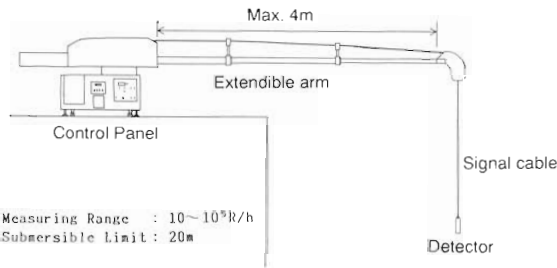


Fig. 4 Remote high dose rate measuring instrument underwater<sup>10)</sup>

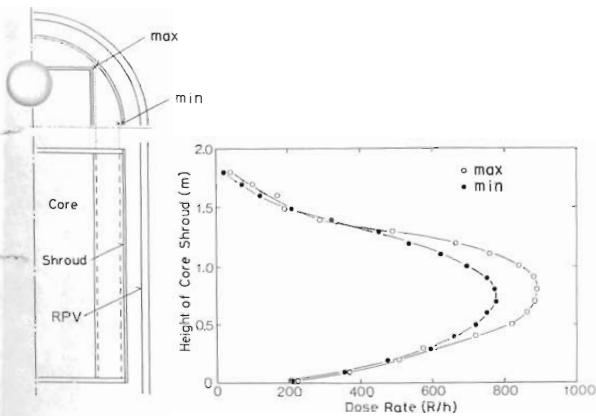


Fig. 5 Underwater dose rate of JPDR core shroud (removal of fuel)

また、施設稼働中に用いられていた固定型エリアモニタは、必ずしも解体作業時のモニタリングに利用できないかもしれないので、可搬型エリアモニタを適所に配置し、線量当量率の把握に活用すれば、放射線レベルの連続監視だけでなく被ばく低減にも有効である。

(2) 高空気汚染場のモニタリング

空気汚染を発生させる作業として、放射化機器または汚染機器などの切断、生体しやへいコンクリートの爆破、汚染コンクリートの剥離、高汚染機器の分解・除染などがある。これらの作業においては特別の汚染区域を設定し、立入制限を行うとともに、可能な限り汚染防止囲い等の空気汚染拡大防止措置を施す必要がある。特殊な工法に伴って高空気汚染雰囲気で作業する場合には、決められた呼吸保護具を着用させ、作業環境の空气中放射能濃度を連続モニタリングするとともに、作業後、鼻孔スミヤ試料を採取し、これを測定することにより内部被ばくの可能性を判定しなければならない。

空気汚染の発生は、施設稼働中において空気汚染モニタリングの必要とされた区域以外でも発生するおそれがあり、サンプリング場所の選定など解体作業のための空気汚染モニタリングを計画しておく必要がある。

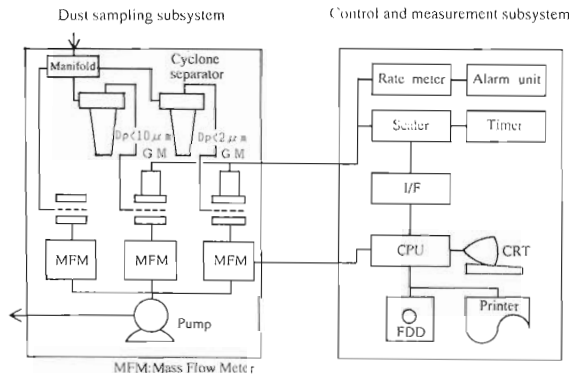


Fig. 6 Schematic diagram of the respirable dust monitor<sup>11)</sup>

また、原子炉解体における機器の切断作業、コンクリートの爆破作業等においては、高塵埃濃度の作業場が出現する。これらの作業において、内

部被ばくを的確に評価するためには、吸入性塵埃を選択的にモニタリングできる装置の備えが必要である。Fig.6にJPDR解体時に技術開発した改良型塵埃モニタの構成図を示す<sup>11)</sup>。当モニタは、空气中の浮遊塵埃を空気力学的に粗粒子と微粒子に分級捕集し、さらに、ろ紙の目詰りのためにサンプリング流量が低下することがないように、ろ紙の自動交換を行うとともにデータ処理をマイクロコンピュータによって自動的に行える。

### (3) 高表面汚染場のモニタリング

放射化または汚染機器の切断作業など、上記の空気汚染を発生する作業においては、表面汚染の発生もともなうので、その都度サーベイを行い汚染レベルを確認しなければならない。作業現場では放射線レベルが上昇し、直接サーベイ法による表面汚染の測定評価が困難となり、間接測定法にたよらざるをえないことがある。このような場合には、汚染の早期検出のために、現場近くに低バックグラウンドの区画を確保することも必要である。配管などの内部汚染の場合、外部から線量率を測定してその汚染量を推定する技術が必要となる。また、高汚染物の分解、除染にあたっては、作業者の身体汚染と皮膚被ばくの管理に加えて、非汚染物への汚染拡大防止を図る必要があり、このモニタリングも重要である。

## 4. 搬出物品、廃棄物等の管理

原子炉解体においては、大型の切断装置から足場材等の作業用機材やドライバー、ハンマー等の工具類に到るまで、各種機材、工具、備品等が管理区域から頻りに搬出されることになる。これらの搬出物品の汚染検査のために必要な労力は、解体作業における放射線管理の中で占める割合が多量であり、汚染検査業務の効率化のためには、搬出物品を自動的に測定できる装置の備えが必要である。

Photo 1にJPDR解体時に技術開発した搬出物品自動汚染検査装置を示す<sup>12)</sup>。本装置には表面汚染検査用としてガスフローカウンタが物品を囲むように6面に設置され、さらに内部汚染検査用としてプラスチックシンチレーションカウンタが下面のガスフローカウンタの下側に取付けられている。作業者が搬出物品を測定台にセットするだけで、測定、汚染の有無の判定、記録等は全て自動的に行われ



Photo 1 Contamination inspection monitor<sup>12)</sup>

る。また、搬出物品に汚染が検出された場合には、当該物品は自動的に管理区域側に返送される等、装置の設置により汚染検査業務を大巾に軽減できた。

また、解体作業で使用する大型装置、足場材等については、放射線管理担当者が直接汚染検査を実施することになるので、これらを管理区域に搬入する前にビニールシート等によって汚染防止のための養生をしておく等搬出時の汚染測定の省力化のための工夫が必要である。

原子炉解体に伴って大量に発生する廃棄物のうち低レベル以上の廃棄物は、200ℓドラム缶または専用の容器に封入され保管廃棄されることになるが、廃棄物容器表面の線量当量率や汚染を自動的に測定し、測定作業の省力化を図るための装置の備えが必要である。また、発生する廃棄物のうち、生体しや



Photo 2 Waste package contamination and dose rate monitor<sup>13)</sup>



Photo 3 Extremely low level waste  $\gamma$ -scanner<sup>14)</sup>

コンクリート等、その殆どは低レベル固体廃棄物の濃度上限値以下の廃棄物である。これらの廃棄物を埋設処分、あるいは将来において規制除外となる廃棄物として処分する場合の区分境界値を確認測定できる装置の備えも必要となるであろう。Photo 2にJPDR解体時に技術開発した定型廃棄物容器表面汚染・線量率自動測定装置<sup>13)</sup>、Photo 3にコンクリート廃材等区分管理用測定装置<sup>14)</sup>を示す。

### 5. 解体で発生するエアロゾルの特性

原子炉解体においては、解体対象物を放射化又は汚染した炉内構造物及び原子炉圧力容器一次系配管等の鋼構造物と、生体しやへい体等のコンクリート構造物の2つに大別することができる。これらは、機械的切断、熱的切断、衝撃的切断又は破碎等の種々の解体工法によって解体される。さらに、熱的切断は気中だけでなく、水中でも実施される。このため、炉解体において発生するエアロゾルの特性は解体対象物、解体工法に大きく依存する。

解体作業環境の空气中放射能濃度を評価するためには、これら発生するエアロゾルの特性、すなわちエアロゾルの飛散率、質量濃度、粒度分布、及び空気汚染拡大防止のために設置される汚染防止囲いなどの漏洩率等のデータが必要になる。しかし、これらのデータについては、定量的にはよく知られていない部分が多く、2.(1)の項で触れたように、原子炉解体作業等の経験の中で蓄積していく必要がある。

JPDRの解体においては、エアスニファ、アンダーセンエアサンプラ、レーザーエアロゾルスペクトロ

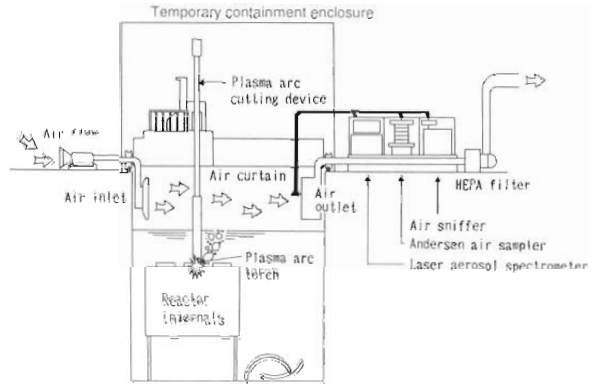


Fig. 7 Air sampling method in underwater cutting of reactor internals

メータ等を用い、各種切断作業時におけるこれらのデータを収集した<sup>15)~20)</sup>。Fig.7に炉内構造物水中切断時における空気捕集方法の例を示す。また、Table 5にJPDR解体において得られたエアロゾルの飛散率、質量濃度、エアカーテン装置漏洩率、汚染防止囲い漏洩率の結果を示す。エアロゾルの飛散率は、切断部分の放射能に対する飛散した放射能の割合(又は切断部分の質量に対する飛散した質量の割合)として求めた。表から、熱的切断における水中と気中の飛散率は、水中切断の方が気中切断に比べ1/1000以下におさえられることがわかる。また、気中における熱的切断及び機械的切断の飛散率は、熱的切断の方が機械的切断に比べ約1/30に抑えられ、塵埃の発生を抑制するという点では熱的切断の方が有効である。

空気中の質量濃度はレーザーエアロゾルスペクトロメータ(LAS)から求めた。水中切断による質量濃度は気中切断に比べ約1/100に抑えられている。

汚染防止囲い漏洩率については、1次汚染防止囲い

Table 5 Dispersion rate, air concentration and leakage rate during the JPDR decommissioning

Underwater cutting	Dispersion rate (%)			Air concentration (mg/m <sup>3</sup> )		Leakage rate (%)	
	In-air cutting	Thermal cutting	Mechanical cutting	Underwater cutting	In-air cutting	Air curtain	Containment enclosure
10 <sup>-4</sup> ~10 <sup>-2</sup>	20	0.44	9.9~19	2.6×10 <sup>-2</sup> ~1.7×10 <sup>-1</sup>	2.7×10 <sup>0</sup> ~1.3×10 <sup>1</sup>	0.3~18	0.2~14

の外側に2次汚染防止囲いを設け、1次汚染防止囲い中の空气中放射能濃度に対する2次汚染防止囲い中の空气中放射能濃度の割合として求めた。アングル材にビニールシートを張ったような簡単な汚染防止囲いでも漏洩率を約1%程度にすることができ、空気汚染の拡大防止に有効である。

エアカーテン装置漏洩率は、エアカーテン内側の空气中放射能濃度に対するエアカーテン外側の空气中放射能濃度の割合として求め、約10%の値が得られた。

Fig.8に原子炉圧力容器切断時におけるアンダーセンサンプラによる粒度分布の測定結果を示す。図から水中切断では水により粒径の大きな粒子の飛散が抑制され、粒径の小さな粒子が多く、粒度分布の巾が狭くなっている。一方、気中切断では粒子の分布範囲が広く二つの分布が重なった(バイモデル)分布になっている。

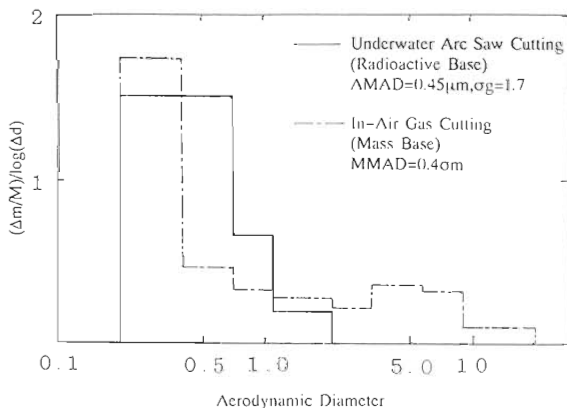


Fig.8 Comparison of size distribution of aerosols during arc saw and gas cutting of RPV

## 6. おわりに

以上、原子炉解体の放射線管理において、作業者の被ばく低減のためには遠隔水中解体工法が効果的であること、内部被ばく防護の観点からは熱的切断の方が機械的切断より有効であること、大量に搬出される搬出物品、廃棄物等の管理の省力化のためには搬出物品自動測定装置等の設置が有効であったこと等について、JPDR 解体の経験をふまえて述べた。今後の課題として、原子炉解体における作業者

の外部被ばく評価手法の確立、作業者の線量当量と解体費用に関して最適化の検討等が残っている。

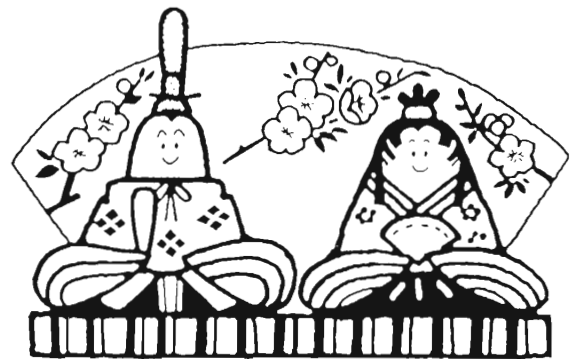
また、原子炉解体において発生するエアロゾルの特性等についても触れたが、これらのデータ等については、今後さらに蓄積していくことが重要である。

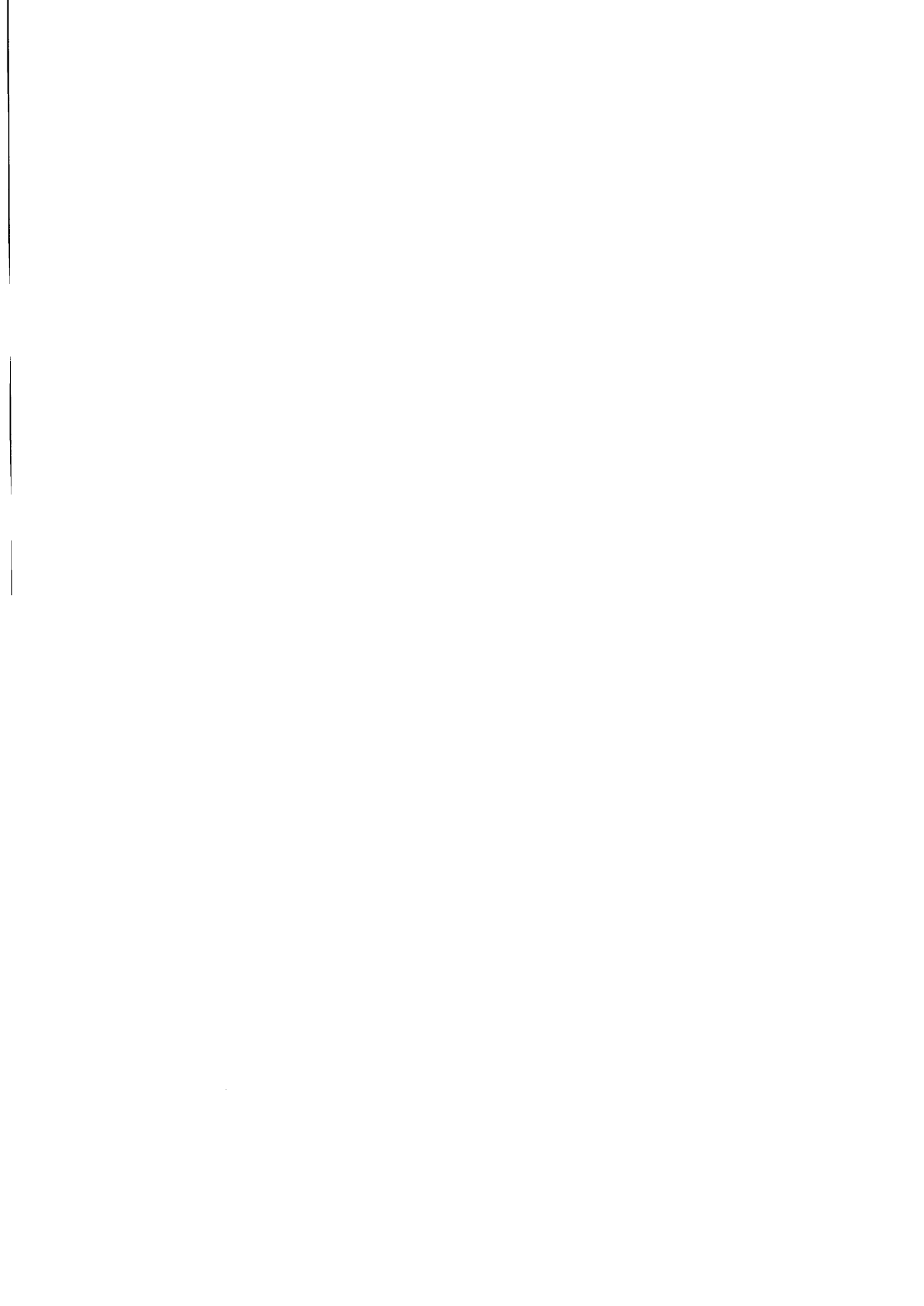
## 参考文献

- 1) 池沢芳夫、松井 浩：「解体に係わる放射線管理技術の開発」、原子力工業、Vol. 29, No. 6, p. 37(1983)
- 2) 池沢芳夫、松井 浩：「原子炉解体技術開発の現状(放射線管理技術)」、原子力工業、Vol. 32, No. 9, p. 70(1986)
- 3) 池沢芳夫他：「JPDR 解体における放射線管理(1)」、日本保健物理学会第23回研究発表会要旨集、p. 36(1988)
- 4) 池沢芳夫他：「JPDR 解体における放射線管理(2)」、日本保健物理学会第23回研究発表会要旨集、p. 37(1988)
- 5) 中村 力他：「JPDR 解体における放射線管理(3)」、日本保健物理学会第23回研究発表会要旨集、p. 38(1988)
- 6) 中村 力他：「JPDR 解体における放射線管理(4)」、日本保健物理学会第24回研究発表会要旨集、p. 32(1989)
- 7) 佐藤信行他：「JPDR 解体における放射線管理(5)」、日本保健物理学会第25回研究発表会要旨集、p. 78(1990)
- 8) 西菌竜也他：「JPDR 解体における放射線管理(6)」、日本保健物理学会第26回研究発表会要旨集、p. 68(1991)
- 9) 資源エネルギー庁原子力発電課(訳)：原子炉の廃止に関する工学的評価(1978) (原著：Atomic Industrial Forum report, AIF/NESP-009SR(1976) )
- 10) 高橋昭雄他：日本原子力学会昭和60年秋の分科会要旨集(I), p. 123(1985)
- 11) 小野寺淳一他：日本原子力学会昭和61年年会要旨集(I), p. 276(1986)
- 12) 高橋昭雄他：日本原子力学会昭和60年年会要旨集(I), p. 232(1985)
- 13) 足利谷好信他：日本原子力学会昭和62年秋の



- 大会要旨集(II), p.264 (1987)
- 14) 間辺 巖他; 日本原子力学会昭和61年秋の分科会要旨集(II), p.42(1986)
- 15) 横須賀美幸他; 「汚染配管切断時の飛散率等の測定」、日本保健物理学会第22回研究発表会要旨集、p.27(1987)
- 16) 小野寺淳一他; 「JPDR 解体作業時の塵埃飛散率等の測定(II)」、日本保健物理学会第23回研究発表会要旨集、p.35(1988)
- 17) 薮田 肇他; 「JPDR 解体作業時の塵埃飛散率等の測定(III)」、日本保健物理学会第24回研究発表会要旨集、p.31 (1989)
- 18) 薮田 肇他; 「JPDR 解体作業時の塵埃飛散率等の測定(IV)」、日本保健物理学会第25回研究発表会要旨集、p.77 (1990)
- 19) 小野寺淳一他; 「JPDR 解体作業時の塵埃飛散率等の測定(V)」、日本保健物理学会第26回研究発表会要旨集、p.67 (1991)
- 20) Nakamura, C. et al., "Radiation protection on the decommissioning of JPDR", Proceedings of International Conference on Radiation Effects of Protection, p. 434-p. 439(1992)





## 再処理施設における大型塔槽類の解体・撤去技術の開発

田中 康正\*、山本 隆一\*  
石橋 祐三\*

### *The Development of Remote Dismantling and Removal of Large Components in Reprocessing Plant*

Yasumasa TANAKA, Ryuichi YAMAMOTO,  
Yuzo ISHIBASHI

PNC has been developing the remote technology for dismantling and removal of large components in reprocessing plant. The objectives are to develop systems and procedures to ensure safe remote operation, decrease waste volume, minimize radiation exposures to the workers, and shorten the period of entire work. In the study a batch dissolver was selected as a typical example of large components to be dismantled. The development has proceeded from the conceptual design to detailed design and full-scale mock-up tests. In this report, results of the mock-up tests and improvement based on the test results are mainly introduced.

#### 1. はじめに

動力炉・核燃料開発事業団(以下「動燃」と略す)東海事業所再処理工場(以下「東海再処理工場」と略す)では、これまでに工程の主要機器である酸回収蒸発缶や、溶解槽などの腐食によるトラブルに対し、機器の撤去・据え付け・部分的な補修により対処してきた。しかし、再処理工場の特殊性である厳しい腐食環境を考慮すると、溶解槽等の大型塔槽類の中には、いずれは新しい機器と全面交換をする必要が生ずるものもあると予想される。

このような背景を踏まえ、動燃では、高放射線環境下に設置されている大型塔槽類の解体・撤去に備え、安全かつ効率的な解体・撤去技術の早期確立を図るべく、その技術開発を進めている。

本稿では、東海再処理工場における大型塔槽類の代表として濃縮ウラン溶解セル(R001)内に設置されている濃縮ウラン溶解槽(以下「溶解槽」と略す)を対象として実施した遠隔による解体・撤去システムの構成とモックアップ試験結果の評価、及び試験結果に基づく機器の改良等について報告する。

#### 2. 開発概要

##### (1) 前提条件

本システムを開発するに当たり、以下の条件を前提として検討を進めた。

- ① 解体の対象は、東海再処理工場の溶解槽(242 R10)とする(溶解セル周辺図を Fig.1 に示す)。
- ② 溶解槽は解体前に遠隔装置がアクセスできる

\* 動力炉核燃料開発事業団 東海事業所 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

程度の除染が実施されているものとする。

- ③ 遠隔装置に適用する技術の選択においては、原則として現有の技術を採用し、製作可能なものとする。
- ④ 遠隔装置による解体工事の範囲は重コンクリ

ート製ブロックの除去から溶解槽の最終切断片を撤去・回収したあと、セル内洗浄を行うまでとし、その後必要とされるセルの修復等については、本件での検討範囲外とする。

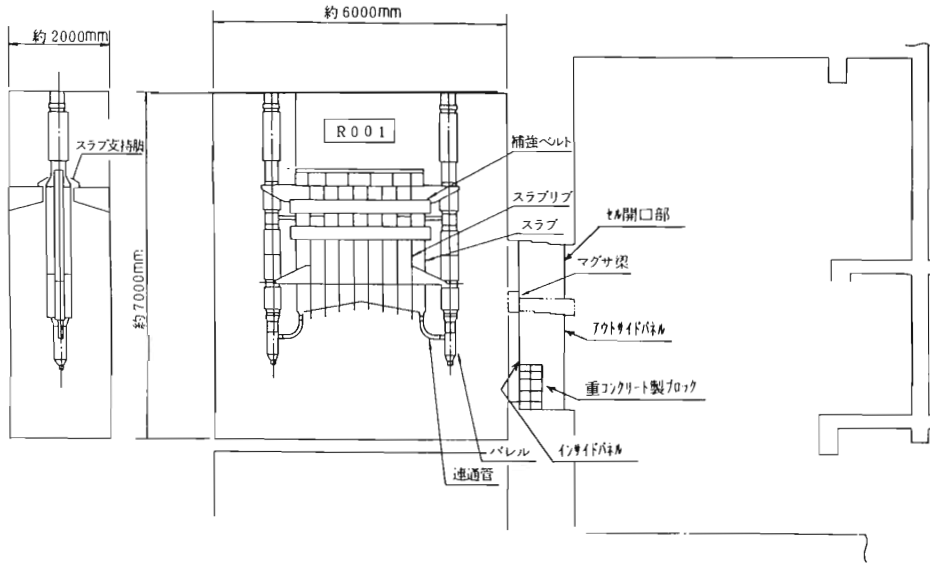


Fig. 1 Schematic drawing of the Dissolver and its circumference

(2) 設計方針

本解体・撤去に係る装置には、セル重コンクリート製ブロックの除去から、溶解槽本体及び周辺の配管等干渉物の切断、解体片(切断片)の受取、セル外への搬出等、一連の作業を行うことを目的として複数の機能を有することが要求される。このシステムの設計条件としては、セル内という厳しい作業環境であり、以下の点を考慮して開発を進めた。

① 廃棄物の低減

- a) 遠隔装置は極力装置点数を減らし、二次廃棄物量を減らす。このため、溶解セルから出た廃棄物のハンドリングに際し、人手作業により大幅に装置設備の緩和ができると判断した場合は、当該作業は人手作業により行う。
- b) 遠隔装置は、極力再使用可能となるよう工夫し、一回当たりの二次廃棄物量を減らす。
- c) 溶解槽の切断片は切断収納容器で設定した切

断片寸法とし、不要な切断回数を減らし、二次廃棄物量を減らす。

② 被ばくの低減

- a) 廃棄物の除染は高圧水を用いてセル内で作業を実施する。
- b) 遠隔装置のメンテナンス、廃棄物のハンドリング等の目的で、セル開口部に人の接近を想定し、セル入口には遮蔽間仕切りを設置する。

③ 工事期間の短縮

- a) 時間短縮を図るため、溶解槽の切断片は切断回数、廃棄物ハンドリング回数を減らし、大きな切断片とする。
- b) 制御系はマン・マシン・インターフェイスを考慮した操作性の優れた設計とし、運転員の疲労の軽減と操作時間の短縮を図る。

④ その他

- a) セル内の負圧バランスはセル外より低く保つとともに、アブレーシブジェットやプラズマ

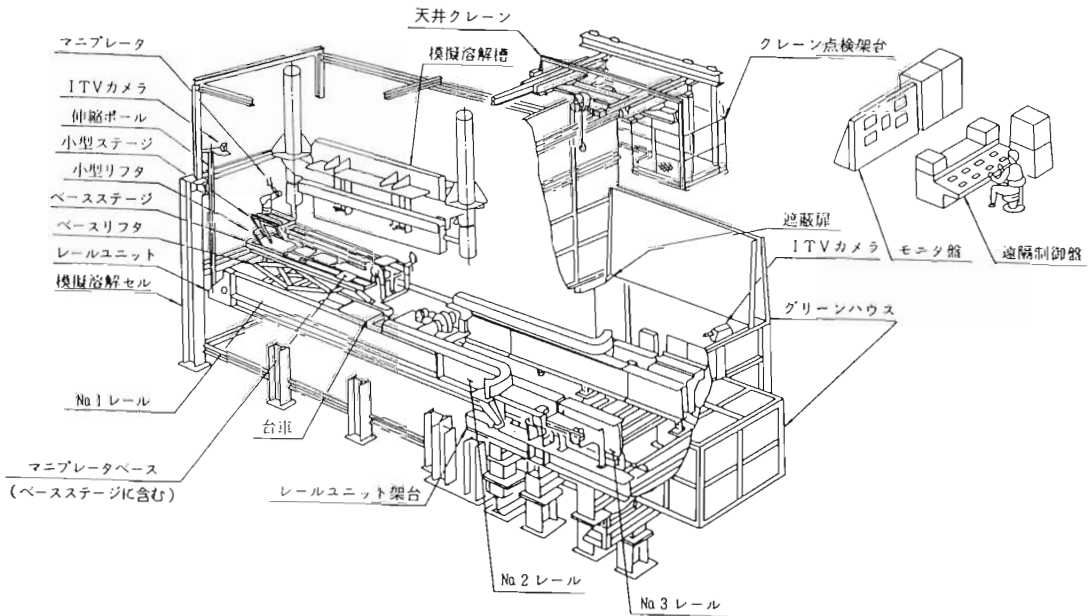


Fig. 2 Schematic Drawing of Dismantling and Removal Mock-up System

による切断に伴うガスの発生を考慮して換気風量を設定する。

b) 切断・除染により発生する廃液の処理施設を設ける。また、運転は少人数により行える制御系を選定する。

### 3. システム概要

製作した遠隔解体装置とモックアップ試験設備の概要を Fig.2 に示す。解体・撤去システムは Fig.3 に示す作業を Fig.4 の装置構成で行うもので、

- ① 遠隔解体装置として、
- ① セル内とセル外との間に敷設されるレール及びレールを支持し送り出すための架台より構成される“レールユニット”
- ② レール上を走行し、各解体・撤去装置及びセル内の廃棄物搭載と、セル外～セル内間の移動に使用する“台車” (Photo 1 に台車と周辺機器を示す)
- ③ 作業ステージ上に搭載され溶解槽支持基礎台から下の作業範囲へのアクセスに使用し、台車上に搭載されるベースリフタ、溶解槽支持基礎台から上の作業範囲へのアクセスに使用し作業ステージ上に搭載される小型リフタで構成す

る“リフタ”

- ④ 各切断装置を搭載し、切断対象にアクセスす

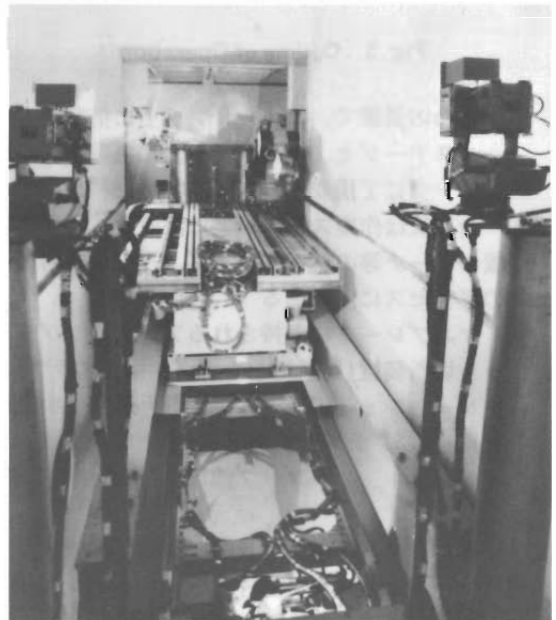


Photo 1 Mock-up of Remote Dismantling and Removal Equipments

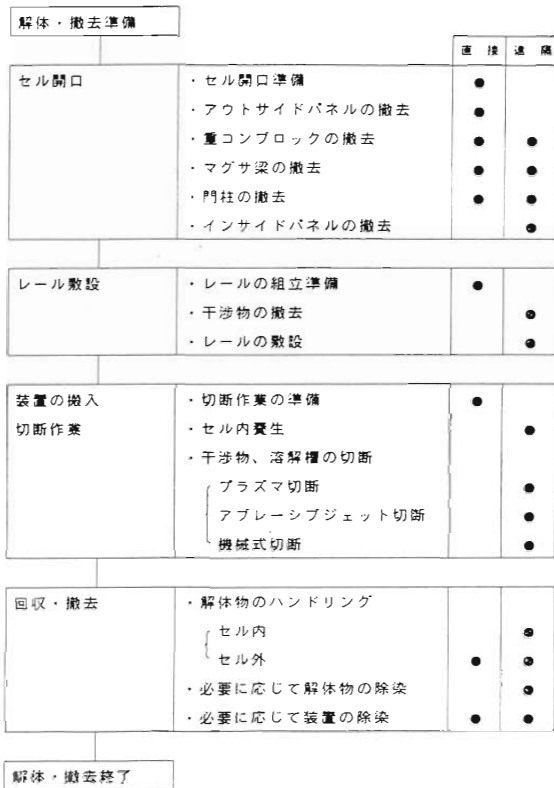


Fig.3 Outline of Operation

- るための装置で、ベースリフタ上に搭載するベースステージと、小型リフタ上に搭載する小型ステージにて構成する“作業ステージ”
- ⑤ 台車又は作業ステージ上に設置し、各切断装置のトーチ等のハンドリング、及び切断対象へのアクセスに使用する“マニプレータ”
  - ⑥ マニプレータに保持されるアブレーシブジェット切断装置(切断対象：マグサ梁、スラブ)ハクソー、シェアリング装置(切断対象：小径配管)、及びプラズマ切断装置(切断対象：インサイドパネル、スラブリブ他)にて構成する“切断装置”
- (2) 干渉物とリブの解体片を収納する干渉物・リブ用パレットとバレル切断片を収納するバレル用パレットにて構成される“切断片回収装置”
  - (3) 各切断作業において、切断対象を保持し、切断後の転倒を防止するとともに、その状態で除染及

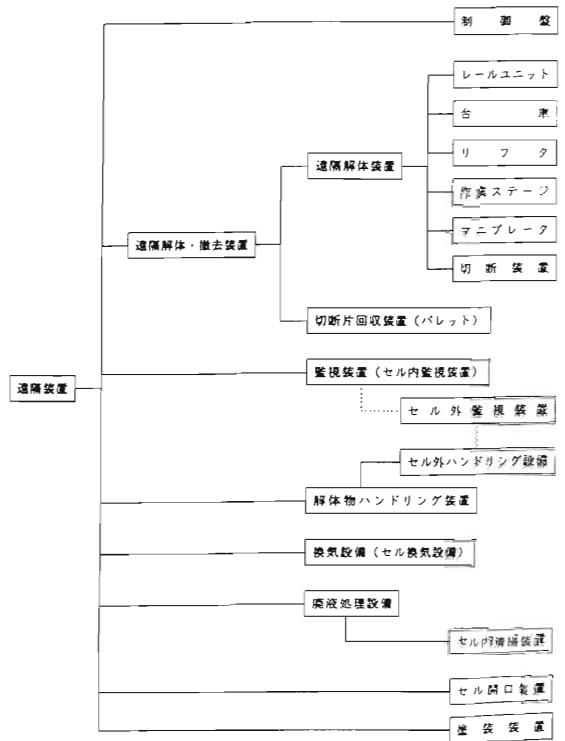


Fig.4 Composition of Remote Dismantling and Removal Equipments

- びセル外への搬出を可能とする、スラブハンドリング装置補強ベルトハンドリング装置、及びマグサ梁ハンドリング装置より構成される“解体物ハンドリング装置”
- (4) 切断時のアブレーシブジェットの霧や、プラズマ切断における粉塵を含む空気をデミスタにより脱ミストし、電気集塵機により除塵した後セル換気系ダクトに戻す“セル換気系設備”
  - (5) アブレーシブジェット切断時に発生し、ドリフトトレイに溜まった廃水、廃砂及び金属粉をセル内清掃装置と廃液移送ポンプにより汲み上げ、スクリーンを有する砂ドラムにより廃砂等を分離し低レベル廃液中凹槽に送る“廃液処理設備”
  - (6) 汎用建設機械のパワーショベルのクローラを外し台座固定に改造し、先端にブレーカを持たせセルを閉口して閉口している重コンクリート製ブロックを破碎する開口装置本体、本体を運転する場

合の遮蔽体となるローカル遮蔽体、破壊時に生じる粉塵を吸引するローカル換気設備、及び解体片回収装置より構成される“セル開口装置”

- (7) 装置本体をセル外に、塗装ノズルをベースステージ上又は小型マニプレータ上に設置し、解体作業時のセル内壁への汚染拡散防止や、解体作業に伴う飛散物固定のためにストリップابلペイントを塗布する“塗装装置”
- (8) レールユニット先端やベースステージ後端部に設置された伸縮ポール上の雲台上及びマニプレー

タに設置され、周囲の干渉物の確認やマニプレータのアクセス監視を行う ITV カメラ7台で構成される“セル内監視装置”

- (9) その他、セル外作業を監視する ITV カメラ等で構成される“セル外監視装置”、セル外における作業ハウスとしてのグリーンハウス等で構成される“セル外ハンドリング設備”、及びこれらの遠隔装置を運転制御する“制御盤”より構成される。

Table 1 に主要機器の仕様を示す。

Table 1 Specification of Main Equipments

No.	装置名称	概略仕様
1	レールユニット	セルで支持し、セル内に挿入するための送り機構を持つ。
2	台車	レールユニット上を自走する走行台車。搭載する装置の動力ケーブル等を納めたケーブルベアを有する。
3	リフタ	ベースリフタ：台車上に設置する。 小型リフタ：ベースリフタ上に設置する。
4	ステージ	ベースステージ：ベースリフタ上に設置し、マニプレータ、解体物ハンドリング装置等を搭載する。 小型ステージ：小型リフタ上に設置し、マニプレータ等を搭載する。
5	マニプレータ	各種切断装置の把持に使用する。 6自由度多関節型、可搬重量約50kg。
6	アブレーションジェット切断装置	スラブ本体、マグサ梁の切断に使用する。 高圧水と研削材を用いたジェットカッタ。
7	プラズマ切断装置	スラブリブ、配管サポート切断に使用する。
8	機械的切断装置	ハクソー：バレル、配管に使用する。チャック爪とノコ刃を有する。 シェアリング切断装置：配管使用する。チャックと煎断刃を有する。
9	解体物ハンドリング装置	特殊な形状の解体物(スラブ、補強ベルト、マグサ梁、インサイドパネル)のハンドリングを行う装置。
10	セル開口装置	重コンクリート製ブロックの破碎、回収を行う。 エアハンマー式掘削装置。
11	セル内/セル外監視装置	ITV カメラと伸縮ポール(4基)で構成される。
12	グリーンハウス	セル開口部に設置され、グリーンハウス内での装置組立時の放射線防護のために設置される。
13	天井クレーン	セル外での装置組立等に使用される。
14	遮蔽扉	セル開口部に設置され、グリーンハウス内での装置組立時の放射線防護のために設置される。
15	制御盤	遠隔装置の運転制御を行う。各装置を独立で操作する手動装置と、各装置を連動させるブロック運転を選択できる。
16	セル喚起設備	切断作業にともない発生する粉塵、水露を除去する設備。 ブロワ、デミスタ。電気集塵機から構成される。
17	廃液処理設備	アブレーションジェット切断時に発生する廃液、廃砂などをセル外に移送する装置。自走式のセル内清掃装置と、セル外に設置されるポンプなどから構成される。
18	塗装装置	解体・撤去作業時のセル内壁への汚染拡散防止と解体作業に伴う飛散物の固定を目的としてストリップابلペイントを塗布する装置。ベースステージ上に搭載されるノズルと、セル外に設置されるポンプなどから構成される。

#### 4. モックアップ試験

本モックアップ試験では、これまでに製作した遠隔装置を用いて、代表的な作業項目を選定し、設計段階で設定した使用方法や作業手順に従い試験を実施し、それぞれの機器が所定の機能目的を達成できるか否かの確認、各種作業条件の検討等を実施した。本試験の位置付け及び順序を Fig.5 に示す。

##### (1) 試験内容

##### ① セル外作業試験

##### a) セル開口試験

セル開口作業のうち、インサイドパネルか

ら二列分の重コンクリート製ブロックの除去作業について、開口装置が所定の機能目的を達成できるか否かを確認し、セル開口作業の確立を目的として実施した。

##### ② セル内作業試験

##### a) セル内塗装試験

セル壁の汚染防止、解体作業に伴う飛散物の固定を目的としてストリップابلペイントを塗布する。

この試験では、設計時に設定した手順で塗装を行い作業時間、塗装装置組立て作業手順、及び運転操作手順の適否を確認した。

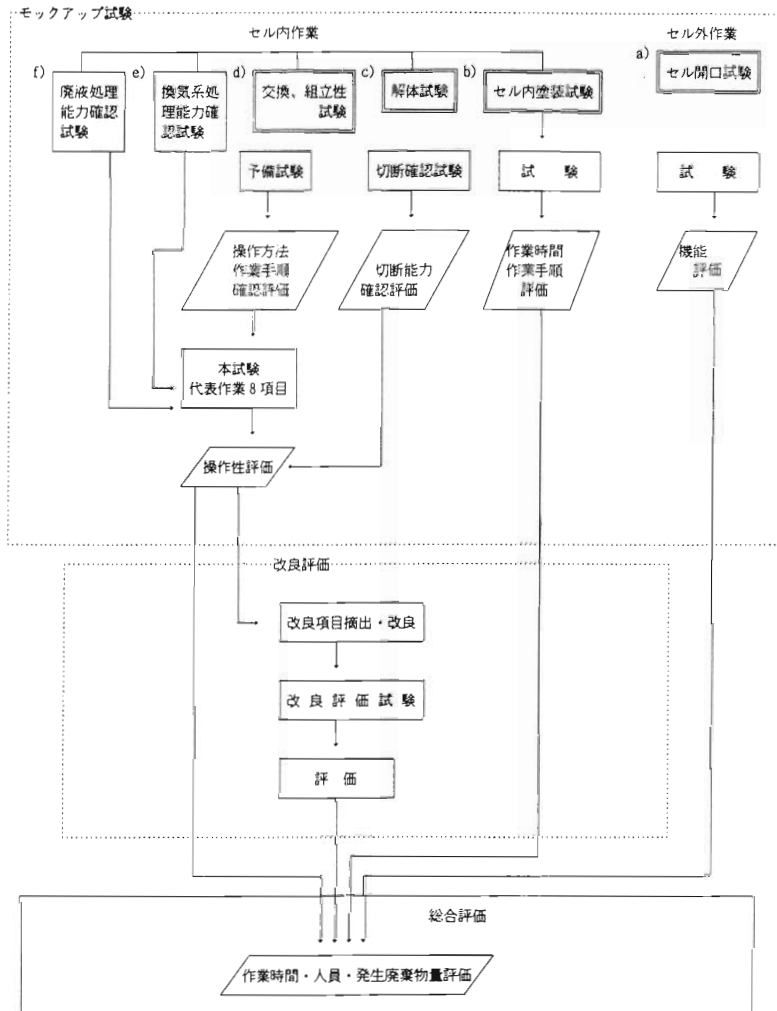


Fig. 5 Equipments Evaluation Flow



## b) 解体試験

代表的な切断作業項目を選定し、マニプレータによる切断装置の切断対象部位へのアクセス性、位置決め性の確認を行うとともに、切断条件等のデータ収集を実施した。

## c) 交換組立性試験

ここでは予備試験と本試験に分けて実施した。

予備試験では、各装置を組み合わせた状態における作動確認と、それに伴うケーブル・ホース類の引き回し状態確認、及び作業員の作業動線・ハンドリング性に関する確認を行い、その評価を次の本試験に反映するために実施した。

この本試験では、予備試験と解体試験の結果を基に組立て作業・運転作業を行い、計画段階で想定した解体・撤去手順が妥当であったか、並びに装置が所期の機能を満たしているかの確認を実施した。

## d) セル換気系処理能力確認試験

この試験はc)項の試験と同時に行われるもので、解体時に発生するミストやヒュームに対するデミスタや電気集塵機の分離能力を評価するために実施した。

## e) 廃液処理能力確認試験

この試験はc)項におけるアブレーシブジェット切断によるスラブ切断作業終了後、セル外の廃液処理系設備にホースで接続されたセル内清掃装置を運転し、廃砂等を含む廃液の移送能力と砂ドラムの砂等の捕集状況について確認した。

## (2) 試験結果

## a) セル開口に係る評価

ここでは、設計段階で想定した運転操作手順に基づき、セル開口装置を用いて行うインサイドパネルから2列分までの重コンクリート製ブロックの除去作業について試験を行い、その結果、手順の妥当性、及び必要な解体作業機能を有していることを確認できた。また、詳細作業手順の明確化と実作業計画策定に必要なデータを収集できた。

## b) セル内塗装に係る評価

ここでは、装置が要求性能を満たしているこ

と、運転手順の妥当性の確認、運転条件、実作業計画に必要なデータの収集ができた。また、塗装範囲は計画段階での想定よりも狭いことが確認された。これは、塗料の噴霧状態が温度の微妙な変化によって変わるためと考えられる。

## C) 解体試験に係る評価

結果は **Table 2** に示すとおりである。

この試験において、運転操作内容や条件を確認しておくべき作業や周囲との干渉条件が厳しい作業として、**Table 2** に示す作業項目を選定した。溶解槽のスラブ部を対象としたアブレーシブジェットについてはマニプレータのプレイバック動作が定速直線運動でないため繰り返しアクセス操作が必要であり、廃棄物の低減・操作時間の短縮を考慮すると他の送り方法を検討するか、若しくは他の切断装置への変更が必要である。

ハクソーについては、往復運動による切断のため刃の中央に磨耗が集中的に発生し、表に示す頻度で刃の交換が必要となるため、他の方法による切断と併用し、磨耗を緩和することが必要と考えられる。

## d) 交換組み立て性に関する評価

この試験の結果を **Table 3** に示す。この試験もc)項と同じ理由により **Table 3** に示す作業項目を選定した。設計段階で想定した遠隔装置の組立て作業手順、及び運転操作手順に従い試験を実施したところ手順が概ね妥当であることが確認できた。この結果、試作した装置については、マニプレータの教示操作の軽減等の改善点が見出されたものの、基本的には操作面での工夫により解体作業への適用が可能だと考えられ、解体・撤去のための基本的な機能を有することが確認できた。

## e) 換気系処理能力に関する評価

この試験では、スラブ切断試験におけるアブレーシブジェットのミスト、プラズマ切断により発生するヒュームに対するデミスタ、及び電気集塵機の分離能力について確認した。結果として、デミスタによるミスト除去効率は70%以上、電気集塵機によるヒュームの除去効率は約80%であり、既設セル換気設備への負担を低く抑えることが可能と判断できることから、試作

した換気系の処理能力は十分であることが確認された。

この試験では、Fig.6 に示す処理系を模擬したミスト除去用のデミスタ及びヒューム除去用の電気集塵機等を設置して評価した。

f) 廃液処理設備能力に関する評価

スラブ切断終了後、廃液処理設備とホースで接続されたセル内清掃装置をセル内に入れ、廃液処理設備を運転し、アブレーシブジェットによる廃砂等を含む廃液の移送能力と廃液移送系配管に設けた砂ドラムとフィルターの砂捕集能

力について確認した結果セル内清掃装置から砂ドラムに至る部分において閉塞は発生せず、十分な移送能力を有することが確認された。また、フィルターについては圧損が発生しなかったことから、廃砂は砂ドラムによりほとんど捕集されたと考えられ、砂ドラムが十分な捕集能力をもつことが確認された。

この試験では、Fig.7 に示す処理系を模擬した廃液移送用のセル内清掃装置、廃液移送用ポンプ、及び廃砂を分離する砂ドラム(ろ材内蔵方式)等を設置して評価した。

Table 2 Results of Cutting Test

切断装置	切断対象物	切断の可否	周辺へのスパッタ等の飛散	ギャップ等	トーチ等の送り速度等	
プラズマ	インサイドパネル	可	小	≤ 5 mm	200mm/min	
	スラブリブ	可	小	≤ 5 mm	200mm/min 50mm/min*	
	補強ベルト用タイポルト	可	中	≤ 5 mm	200mm/min 50mm/min	
アブレーシブジェット	マグサ梁	可	大	40~50mm	50mm/min	
	スラブ	可	大	40~50mm	50mm/min	
機械式切断	ハクソー 1	25A~50A (8A~20A)	可	小	(切断時間) 25A 1' 40" 50A 1' 50"	(ノコ刃寿命) 2回 1回
	ハクソー 2	300A (二重管)	不可	小	—	—
	ハクソー 3	80A	可	小	5' 41"	1回
	ハクソー 4	65A 100A 125A	65A:可 100A:不可 125A:不可	小	64A 5' 20"	2回
	シェアリング	8A~15A	8A:可 15A:不可	小	8A 1' 25"	20回

\* 隅部における送り速度

Table 3 Results of Exchangeability and Operation Test

切断速度	切断対象物	運転操作性	ITV カメラの視認性	切断物へのアクセス性	切断装置の適否
プラズマ	上部インサイドパネル	ティーチングボックスによる操作性やや難	トーチとワークとの距離の把握困難	開口部天井付近のアクセス性が難しい	適用可能
	補強ベルト			補強ベルトとバレルとの相対関係からアクセスが難しい	
	スラブリップ				
	スラブ支持脚				
アブレイシブジェット	スラブ		補強ベルト、リップ等の干渉の把握及びクランプとの干渉難	干渉物が多く稼働範囲が狭いため大変難しい	適用難しい
機械式切断	ハクソー 1	スラブ上部配管	基礎台等との干渉を十分に把握するのが難しい		
	ハクソー 2	バレル底部	ハクソー 2 とバレルの相対位置の把握困難	バレルと保持ブラケットの 2 つの干渉物がありアクセス性難	適用可能
	ハクソー 3	基礎台より下の配管 (第 4 連通管)	第 4 連通管とハクソーの干渉はわからない	バレルとの干渉により難しい	
	ハクソー 4	スラブ上部配管	基礎台等との干渉を十分に把握するのが難しい	干渉物が多く稼働範囲が狭いため大変難しい	
	シェアリング	スラブ上部配管			

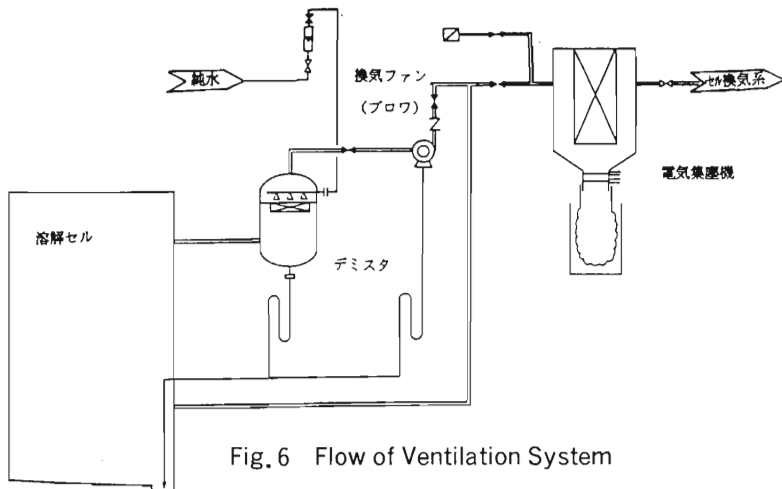


Fig. 6 Flow of Ventilation System

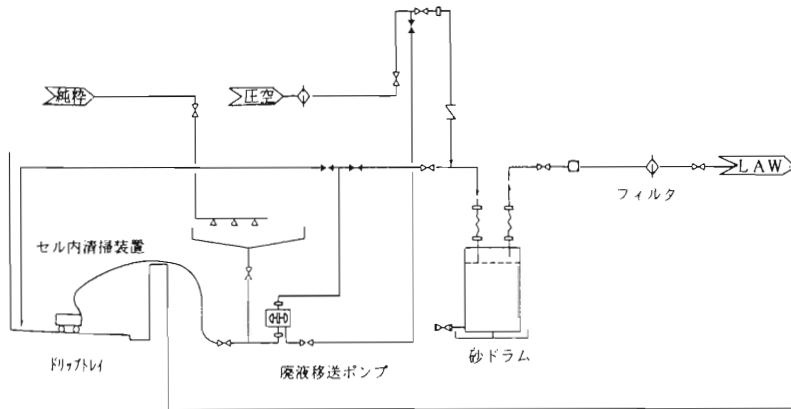


Fig.7 Flow of Wasted Water Disposal System

## 5. 改良及び改良後の評価試験

試作した装置を用いて実施した前項のモックアップ試験の成果に基づき、装置の改良及び改良後の試験を実施した。なお、改良項目としては、解体・撤去作業を行う上で最も重要でありかつ緊急性の高いものとして、下記三項目を選定した。

- ・切断装置の改良
- ・マニプレータ教示操作の軽減
- ・ITV カメラ視認性の向上

### (1) 切断装置の改良

#### ① ハクソーによる切断方法の改善

バレル二重管内筒部は揮発性核種の存在が考えられ、プラズマ切断での入熱による核種の拡散を防止する観点からハクソーの適用を検討した。

ハクソーによる切断では、切断に伴いノコ刃中央に発生する集中的な磨耗に起因する切断の困難さを解消するため、プラズマ/ハクソー組合せ切断方法を考案し、試験を実施した。

#### i) プラズマ/ハクソー切断方法

ノコ刃中央部の切断負荷を軽減するため、切断開始時にノコ刃が切り込む部分を予めプラズマ切断によりハクソーがアクセスできる幅の切断を実施した後、ハクソーをアクセスさせ切断するもので、特にバレル二重管の内側については、プラズマ切断時の入熱により揮発性核種が拡散することを防止することが望ましい。

## ii) 結果

上記の方法により切断試験を実施した結果、プラズマ切断後のアクセスは可能であり、二重管内筒の溶融もなかったことから、この切断方法の実現が可能である確証を得た。しかしながら刃の消耗については完全に緩和されているとは言えず、他の切断方法についての検討が必要である。

### ② マニプレータによる位置決め作業に係る改良

解体撤去作業のための操作時間の中では、切断対象へのアクセス、及び切断教示操作に多くの時間を費やしている。操作時間短縮のためには、切断装置の位置確認をセル内監視装置以外の方法の適用も検討する必要がある。

#### i) 切断センシングシステムの追加

切断位置のセンシングシステムとして、セル内の環境条件・測定対象の性状等を考慮して超音波センサを選定し、これを切断装置先端に取り付けることとした。

超音波センサによる位置決め確認試験は、位置センシングシステムによる切断装置の位置確認の必要性が高いと考えられる下記項目について実施した。

- a) スラブリブ切断作業
- b) 補強バルトタイボルト切断
- c) マグサ梁切断

なお、この試験は、センシングシステムの有効性の評価を行うことを目的とし、切断そのもの

は実施しないためセンサの取り付けはプラズマ切断装置のトーチについてのみ行い、各切断対象に対して、プラズマトーチのアクセス動作により評価を実施した。

ii) 結果

結果として、ある程度面積のある平板部(マグサ梁のコンクリート含む)については切断装置と切断対象とのギャップ確認や切断装置先端が目標切断線上にあることの確認に対し、効果があった。しかし、反射波を受けるには切断装置と切断対象が正対することが必要である上、切断装置先端と切断対象の位置関係を、CRT表示により確認することが要求された。

この改良結果の例を Fig.8 に示す。これはスラブリブ切断を想定し、教示操作の異なる A→B・C→D・E→F のトーチ動作3種について行った試験を示すもので、いずれの動作でも概ね良好であった。

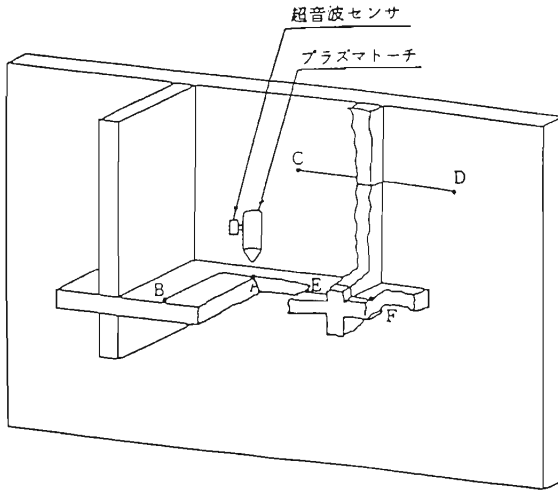


Fig. 8 Ultrasonic Sensor on the Torch

(2) マニプレータ操作システムの改良

現状のマニプレータの操作システムは、マニプレータの動作が定速直線性でないため、切断対象へのアクセス、及び切断動作の教示操作に多くの労力を要することが指摘され、以下の改造を行った。

i) マスターアーム及びシミュレーションシステムの追加

既存のティーチングボックス・マニプレータ

制御盤・スレーブアームからなるシステムに対し、操作装置であるマスターアーム、及び既存のパソコンに搭載するシミュレーションシステムを追加した。

ii) 結果

上記の追加、及び改造を行った装置により、操作評価試験を実施した結果、マスターアームによる操作では、操作員が直線を描く操作がそのままマニプレータの手先の直線動作として現れる。また、シミュレーションシステムにより一カ所の干渉を回避する操作を行った結果、一連の切断作業における他の箇所でのマニプレータの動きをソフト上で確認することにより、干渉条件がどのように変化するか検討した上で実操作に入ることができ、操作性の向上が図れた。また二次的効果として、作業時間の短縮、衝突時の事故防止、操作員の訓練期間の短縮が図れるとの結論を得た。(Fig.9 参照)

(3) 視覚システムの追加

現状のセル内監視装置は、切断対象ごとに異なる各装置の姿勢、及び動作に対して、ITV カメラの位置変更の自由度が低く、監視対象や、死角の多様性に追従できないことが確認された。この改良対策として、局所監視カメラの設置を行った。

また、広範囲な監視を確保する要求に対し、画角拡大を実施した。

① 局所監視システムの追加

本改良では、ベースステージ上に局所監視カメラを搭載した小型マニプレータを設置し、位置や姿勢の自由度の高い局所監視システムとして、マニプレータ先端の切断装置の監視、及び干渉条件が厳しい場所でのマニプレータの監視を行い、上記課題を解決するものとした。

ここでは、先の試験において視覚の確保として示された切断装置と切断対象のギャップと、切断装置先端付近と周囲との干渉監視に注力し、特にこれらの作業が困難とされた、下記の項目を試験対象とした。

- a) パレル側第4連通管切断作業
- b) スラブ支持脚切断作業
- c) 補強ベルトタイボルト切断作業

本試験の結果として、ベースステージ上の小

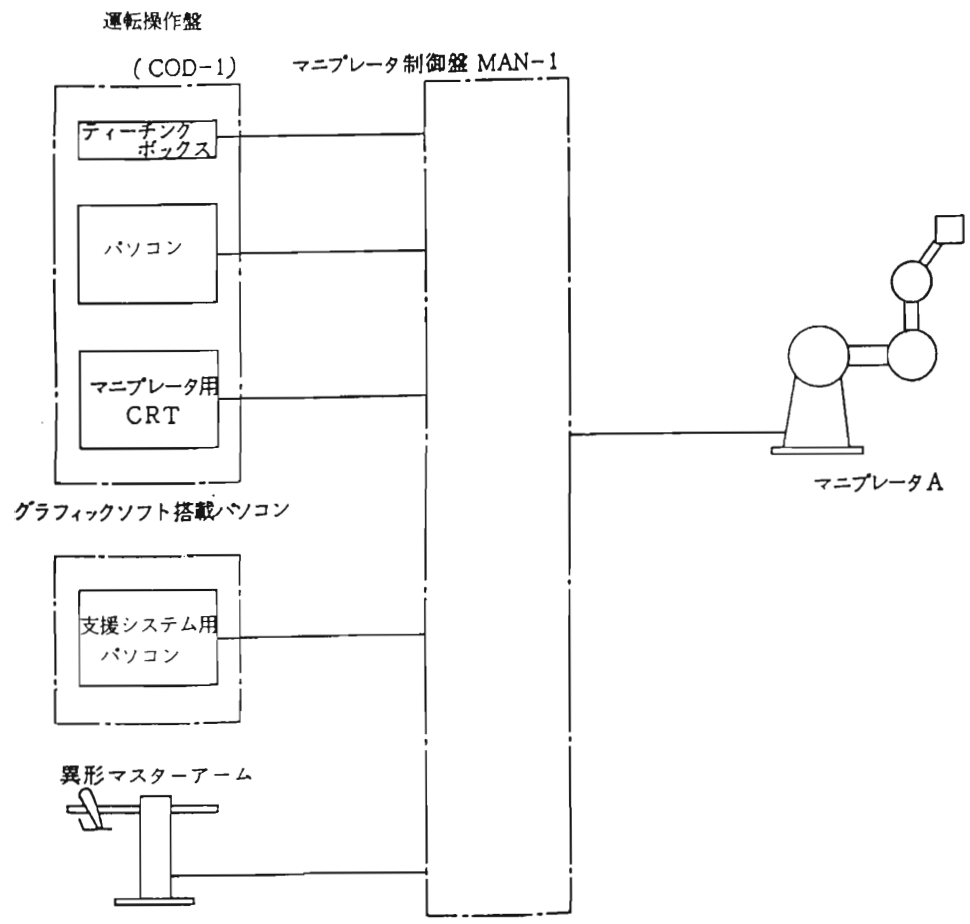
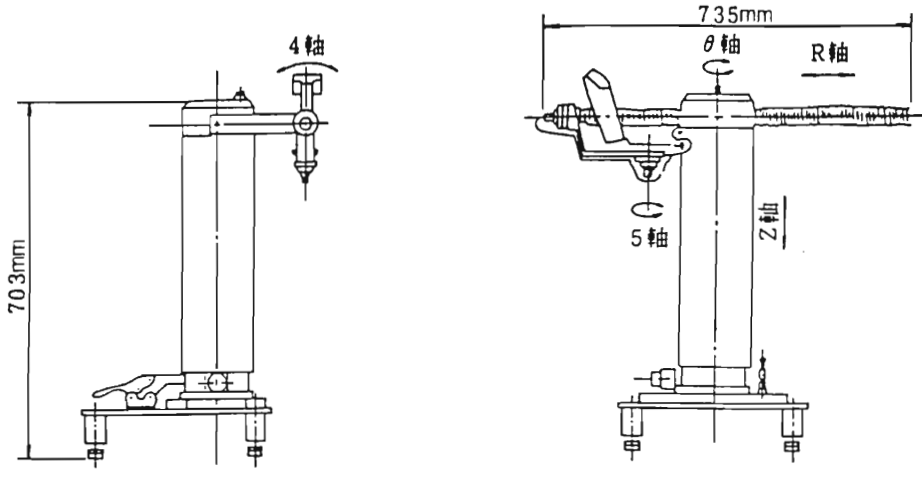


Fig. 9 Masterarm and Simulation System

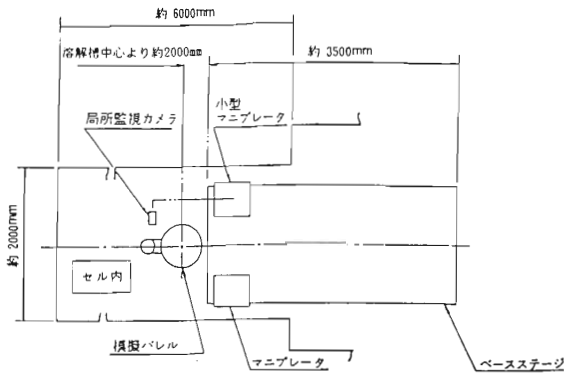


Fig. 10 Local Observation System

型マニプレータ全長より低い範囲では十分な効果が期待できると評価された。さらに、適用範囲を広げるために、アームの一部を延長可能なものにする必要も合せて指摘された。

(Fig.10 参照)

## ② 画角拡大

本試験では、セル外作業における作業エリアの広い範囲をカバーすること、及びセル内監視カメラの電動雲台の操作頻度の低減が要求され監視装置のすべてに広角レンズを取り付けることにした。

結果として、一つの監視カメラで切断装置と切断対象のギャップを確認しながら、マニプレータの腕とセル壁の干渉を監視する場合には顕著な効果が得られるとの評価を得た。具体的な例としては、スラブ切断作業における、ベースステージ後方の監視カメラ、及びマニプレータ上のカメラによる切断状況の確認に効果があるとの評価を得た。また、セル内ドリフトレイ全面監視用カメラ、グリーンハウス内全面監視用カメラ、グリーンハウス外全面監視用カメラについても画角拡大効果が得られると考えられる。

## 6. システム拡充検討

モックアップ試験の結果を基に、運転制御に関するシステム(セル内監視システム、マニプレータ姿勢表示機能、運転支援システム・異常時対応支援システム)についての検討を実施し、この検討を基に、遠隔装置の運転制御をガイダンスするプログラムと

して、運転支援システム、及び異常時対応支援システムを構築した。

運転支援システムは、運転操作マニュアル記載の解体・撤去手順、及び運転チェックリストに従うとされている遠隔装置の操作に対し、解体・撤去作業手順と基本的な操作手順を順次操作員にガイダンスするもので、複雑な解体・撤去手順に対し、安全作業遂行を図るものである。

また、異常時対応支援システムは、従来制御シーケンスに関する知識を基に原因究明、及び解決方法の判断をしていたのに対し、異常原因究明に関する経験をデータベース化し、異常時における操作員の負担軽減及び安全運転の確認に資するものである。いずれもソフトウェアとして整え、CRT画面上に作業ガイダンスを表示することを目的として検討を行った。

## 7. 総合評価

モックアップ試験全体から得られた成果を基に装置の操作性、及び作業員の作業性・作業手順の妥当性・作業時間・作業人員・発生廃棄物量について討を行った。

### (1) 装置の操作性、及び作業員の作業性、作業手順の妥当性検討

装置の操作性は、モックアップ試験の項で記載した通り、概ね良好である。作業員の作業性ではグリーンハウス内での作業員の被ばく低減のためにベースリフトとベースステージを別体で取り扱うものとしていたものを一体で取り扱うものとし、作業時間の大幅削減が図れるよう、組立方法の変更を行った。

### (2) 作業時間・作業人員・発生廃棄物量評価

評価に当たり、以下を条件とした。

- a) グリーンハウス外での装置の準備、グリーンハウスから搬出した切断片の搬送は算定対象外とする。
- b) セル開口作業を行う前の各装置の組立作業・手作業での重コンクリート製ブロック・マガサ梁の撤去作業、及びセル内塗装完了後の各装置類の撤去作業は対象外とする。

#### ① 作業時間

作業時間算出に当たり、a)管理区域内作業については、入退室及び放射線防護装備による

作業効率の低下を考慮した係数を設定し、b) 毎日の作業時間は8時間を基本とし、台車をグリーンハウス内に退域させること等の条件を設定して算出した結果、必要な作業時間は連続作業で約10ヵ月とされた。

② 作業人員

作業人員の算定した結果として、通常は、グリーンハウス内外各2名、クレーンオペレータ1名、操作員2名とされ、レール等大型機器の据え付け時は、グリーンハウス内4名、グリーンハウス外2名、クレーンオペレータ1名、操作員2名とされた。なおこの算定では、エリア内での作業は継続して行うものとして算定した。

③ 発生廃棄物量

切断片の他にノコ刃・アブレーシブジェット切断時の廃砂と廃液も廃棄物として算定した。

なお、算定結果を **Table 4** に示す。

以上の結果により、東海再処理工場の溶解槽を遠隔操作にて解体・撤去するための技術確立に見通しを得ることができた。

今後は、実機適用に向けた信頼性、効率化の向上並びにシステム全体の完成度を高めていく予定である。

Table 4 Investigation Results of Waste Products

廃棄物	容量	備考
干渉物リブ用パレット	約 6 m <sup>3</sup>	2001ドラム缶30本相当
バレル用パレット	約 4 m <sup>3</sup>	2001ドラム缶20本相当
ドラム缶	約 2.5 m <sup>3</sup>	2001ドラム缶125本 約半分はアブレーシブジェット及び塗装装置洗浄時の廃水
その他	約 2 m <sup>3</sup>	2001ドラム缶10本相当

8. 謝 辞

本開発は、動燃事業団と東京電力(株)を幹事会社とした電力9社及び日本原電(株)との共同研究「長期安定運転に係わる再処理技術開発研究」として実施したものである。

本共同研究の実施に当たり、貴重な時間を割き、御指導、御協力を頂いた関係各位の御尽力に、深く感謝致します。





# 原子力施設および機器の除染技術

## —解体への適用—

上田 諭\*<sup>1</sup>、本間征八郎\*<sup>2</sup>  
安宗 武俊\*<sup>3</sup>、後藤 覚司\*<sup>3</sup>

### *Decontamination Technologies of Nuclear Facility and Equipment - Adaptation of Decontamination Technologies to Decommissioning Nuclear Facility -*

Satoshi UEDA, Seihachiro HONMA  
Taketoshi YASUMUNE, Satoshi GOTO

Genshiryoku Daiko Co.,Ltd. has been supplying equipment and waste decontamination services to operators of nuclear facilities since late1960s.

Mitsubishi Kakoki Kaisha Ltd. has been providing consulting and decontamination services concerning LOMI Technology since1986.

Many of the decontamination techniques used during dismantling are principally the same as those used in maintaining in-service facilities. However, decontamination of material which is to be dismantled must be more thorough in general. In addition, the system capability must be increased so that a large amount of materials can be decontaminated in a short time. Available techniques must be used in combination or a new application system must be developed.

This paper introduces and describes those decontamination technologies we have developed, which have also proven useful in the decommissioning process. The present status of our efforts to solve the problems that are unique to decommissioning projects is also discussed.

#### 1. はじめに

株式会社原子力代行は、1960年代後半から原子力施設の施設管理の一環として、供用中の設備除染や施設から発生する廃棄物などの除染を手掛けてきた。また、原子力代行と協力関係にある三菱化工機は、1986年に LOMI 化学除染法を導入以来、供用中の原子炉一次系への適用に向け、供給体制を整えて

いる。

原子力施設の解体に適用する除染技術は、供用中の施設向けに開発された技術と共通する部分もあるが、高い除染効果を要求されることや、除染対象が大規模になる等により、種々の課題を解決しなければならない。本稿では、これまでの除染経験をもとに、解体時に適用可能と考える技術のうち、

(1) 電気化学除染：主にリン酸電気化学法

\* 1 株式会社 原子力代行 技術部 (Genshiryoku Daiko Co., Ltd.)

\* 2 株式会社 原子力代行 福島事務所 ( i. d. )

\* 3 三菱化工機株式会社 研究開発部 (Mitsubishi Kakoki Kaisha, Ltd.)

- (2) 化学除染 : 酸化前処理+LOMI法
- (3) 物理除染 : プラスト法、高圧ハイドロ  
ジェット法およびブラシ法

に関し、現状の取組みについて紹介する。

## 2. 各種除染技術の概要

原子力施設の廃止措置に際して行われる除染は、解体前と解体後に大別できる。解体前の除染は、主として解体作業の環境を良くするために行われる。一方、解体後の除染は、解体作業で発生した鋼材等の再利用や、放射性廃棄物量の低減が主な目的である。

解体時に用いられる除染技術の多くは、供用中の施設向けに開発された技術と、原理的には同じである。しかし、除染対象物のほとんどは再使用を前提にしていないため、よりハードな除染が適用できる。また、短期間で大量の対象物を処理できるよう、システムの大規模化を図らなければならない。そのため、技術の複合化や、アプリケーションシステムの新たな開発が必要になる。

また、解体時の除染を計画するに際しては、これら複雑で大規模な対象物に対して、単に除染の要素技術の最適化のみに目を向けるだけでは不十分であり、全システム的なとらえ方で適用技術を評価することが必要となる。つまり、除染の上流側作業(解体、測定、分別、細断等)および下流側作業(二次廃棄物処理、再利用、処分等)における各プロセスの整合性を図り、かつ総合的な経済性や工事期間を加味して検討する必要がある。したがって、本来は個々のケースに応じて総合的なエンジニアリング視野で除染技術をとらえるべきであるが、これらの一般的な評価手法が確立されておらず、条件設定が困難なため、ここでは各要素技術の一般的な紹介に止める。

化学除染については、解体前の系統除染のうち、希薄液法(廃液処理が比較的容易なもの)に着目し、Table 1 に示した。この中で、LOMI法について第4章で述べる。

また、電気化学除染、化学除染、物理除染について、解体前、解体後の機器、配管、タンク壁面などに用いるものの概要をTable 2 に示した。この中で、リン酸を用いる電気化学除染については第3章で、プラスト、高圧水ジェット及びブラシを用いる物理除染については第5章で述べる。

## 3. 電気化学除染

### 3.1 電解除染法の特徴

ここでは陽極溶解を主体にした電解研磨除染法(以下、電解除染法という)について述べる。電解除染法は、Fig.1 に示すように除染対象金属を陽極として母材を溶解し、同時に表面のソフト・ハードクラッドや被膜を除去する方法である。この場合、陽極では金属イオンの溶出と同時に水の酸化分解により酸素ガスが発生し、表面汚染層の剝離を促進させる。また同時に、陰極では還元分解により水素ガスが発生する。また、イオンの拡散の過程で金属粗地面には粘性層が形成され表面凸部で薄く、凹部で厚く覆われる。このため電流は電気抵抗の少ない凹部に集中するため、凸部を優先的に溶解し表面が平滑化される。このようなことから電解では微視的な凸部を優先的に溶解するような電解液や電解条件を選択し実施される。

Table 3 に電解除染の特徴を示すが、リン酸電解液は凸部を優先的に溶解する特性が顕著であり処理後の表面はなめらかになり、また鏡面のような光沢を示す場合もある。

Fig.2 にBWRの1次系配管の除染試験データの一例を示すが、高いレベルの汚染も数分から20分で除染されており、電解除染の除染性の高さがわかる。Fig.3 の炭素鋼の場合、金属腐食の多いものは除染に時間を要するものの、酸浸漬やプラスト等前処理を組み合わせることにより短時間で除染が可能となっている<sup>1)</sup>。

### 3.2 電解除染の技法

現在開発されている電解除染の技法を、Table 4 に示す。除染技法は、除染対象物を電解液中に投入し直流電流を印加して除染する浸漬法と、除染対象物に合わせた電極により適宜の場所で電解を行うインシチュー法の2種に大別される。Fig.4 およびFig.5 に浸漬法とインシチュー法の概略図を示す。

従来行われてきたブラシ式インシチュー法は、液をノズルから吐出し、対象物面を電解しながらブラッシングし除染する方法で、大型の除染対象物に有効であるが、液が垂れ流しとなる欠点があった。現在はこれに対処するため、電解液吐出部吸引回収部を組み合わせたノズルを開発し、パットに電解液を

Table 1 Typical Dilute Chemical System Decontamination Process

	B W R				P W R						
	アメリカ Dow chemical IT	カナダ AECL, CRNL LNL	英 CEGB, BNL (EPR1)	英 CEGB, BNL	英 CEGB, BNL	英 CEGB, BNL	英 CEGB, BNL	カナダ AECL, CRNL	カナダ AECL, CRNL	カナダ CAN-DECON	カナダ CAN-DECON
除染法	dilute-NS-1	CAN-DECON LND-101	LOMI	POD	NP-LOMI	NP-LOMI	カナダ CAN-DECON	カナダ CAN-DECON	カナダ CAN-DECON	カナダ CAN-DECON	カナダ CAN-DECON
主成分	キレート化剤 有機酸 シトロン酸 界面活性剤	キレート化剤 有機酸	貯タンク(II 価) 硝酸 水酸化ナトリウム (pH調整用)	phase I (NP) 過マンガン酸 カリウム 硝酸	phase II シウ酸 硝酸	phase IIIa シウ酸 硝酸 水酸化 ナトリウム	phase IIIb シウ酸 硝酸	step 1 (NP) 過マンガン酸 カリウム 硝酸	step 2 (LOMI) LOMI	step 1 マンガン酸 カリウム (Cr+1)	step 2 LND-101
濃度	0.7 wt%	0.1 wt%	12 mM 70 mM 80 mM 70 mM	1.4 g/l 1.5 g/l	0.45 g/l 0.96 g/l 0.42 g/l	0.225g/l 0.48 g/l	1 g/l 0.25 g/l	~250 μM/l 0.1 g/l	0.8 wt%	0.1 wt%	0.1 wt%
温度	120 °C	80~130 °C	80 °C	90 °C	80 °C	80 °C	90 °C	<40(25) °C	80 °C	85 °C	85 °C
時間	24 h	24~30 h	2~6 h	24 h	5~7 h	5~7 h	0.5~1h	6 h	2~6 h	5 h	
pH			4.5	2.5	~2.5	2.5		2.5	4.5	2.7~2.8	
DF	20~50	3~10	1~5	20~50	4~30	100~					
特徴	逆浸透膜処理 で除染液を浄 化する。 DFが大きい。	イオン交換樹脂 で除染液を再 生、浄化する。 腐液発生量が 少ない。	低温で短時間 で除染できる	すすぎ洗浄不要で、実質的には1段階法である。 phase IIIa は イオン交換樹脂で除染液を浄化する。 phase IIIb は イオン交換樹脂で除染液を再生、浄化する。	すすぎ洗浄不要で、実質的には1段階法である。 20%以上でも溶解可能。 すすぎ不用で実質的には1段階法である。	20%以上でも溶解可能。 すすぎ不用で実質的には1段階法である。	すすぎ洗浄不要で、実質的には1段階法である。 20%以上でも溶解可能。 すすぎ不用で実質的には1段階法である。	すすぎ洗浄不要で、実質的には1段階法である。 20%以上でも溶解可能。 すすぎ不用で実質的には1段階法である。	すすぎ洗浄不要で、実質的には1段階法である。 20%以上でも溶解可能。 すすぎ不用で実質的には1段階法である。	すすぎ洗浄不要で、実質的には1段階法である。 20%以上でも溶解可能。 すすぎ不用で実質的には1段階法である。	すすぎ洗浄不要で、実質的には1段階法である。 20%以上でも溶解可能。 すすぎ不用で実質的には1段階法である。
種別	(Pilgrim)	(CANDU BWR)	(WSGWR)	(WSGWR)							Winfrith SGRWR

Table 2 Typical Decontamination Method

除染法	プロセス概要	特徴							
<table border="1"> <tr> <th>大分類</th> <th>小分類</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">電気化学法</td> <td>陽極電解法 (陽極、硫酸、他)</td> <td> <p>陽極表面を酸化して、被膜を溶解させる。高電流密度を流すことで、被膜を剥離させる。</p> </td> </tr> <tr> <td>交番電解法 (中性塩、他)</td> <td> <p>被膜を酸化して剥離させる。陰極還元による金属の析出も起こる。</p> </td> </tr> </table>	大分類	小分類	電気化学法	陽極電解法 (陽極、硫酸、他)	<p>陽極表面を酸化して、被膜を溶解させる。高電流密度を流すことで、被膜を剥離させる。</p>	交番電解法 (中性塩、他)	<p>被膜を酸化して剥離させる。陰極還元による金属の析出も起こる。</p>	<p>陽極表面を酸化して、被膜を溶解させる。高電流密度を流すことで、被膜を剥離させる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 徹底的に表面を洗浄できる。</li> <li>• 複雑な形状にも適用できる。</li> <li>• 導体の被膜を除去する際に、材料が溶解しない。</li> <li>• 交換電極が必要。</li> </ul>
大分類	小分類								
電気化学法	陽極電解法 (陽極、硫酸、他)	<p>陽極表面を酸化して、被膜を溶解させる。高電流密度を流すことで、被膜を剥離させる。</p>							
	交番電解法 (中性塩、他)	<p>被膜を酸化して剥離させる。陰極還元による金属の析出も起こる。</p>							
化学法	<p>浸漬法</p> <p>酸化物、付着物を溶解させる。還元剤や酸化剤を使用する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 液の選択により、高DFも可能。</li> <li>• 一般的に、効果が比較的高い。</li> <li>• 電気化学法に比べて、形状への制約が少ない。</li> <li>• 高温にすると反応度を高めると効果的。</li> <li>• 二次廃棄物の発生が多い。</li> </ul>							
	<p>コーティング法 (塗膜、泡、ゲル)</p> <p>被膜を溶解させる。塗膜を形成させる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 簡易な装置であり、現場対応が容易。</li> <li>• 膜は局所除染向き。</li> <li>• 二次廃液の処理が必要。</li> </ul>							
物理法	<p>ブラスト法</p> <p>高圧水ジェット法</p> <p>ブラシ法</p> <p>振動研磨法</p> <p>超音波法</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 操作が簡単で、かつ被染物の形状に拘束されない。</li> <li>• 操作が安全である。</li> <li>• 被膜は母材へのダメージが少ない。</li> <li>• 二次廃棄物の発生が少ない。</li> <li>• 汚染により表面粗度が影響する。</li> <li>• ブラスト法と類似している。</li> <li>• 除染性はやや劣り、均一除染が困難。</li> <li>• 高水圧発生装置が高価である。</li> <li>• 広い面積の壁、床等に遠隔にて操作可能。</li> <li>• 除染性はやや劣り、また突起物等が障害となる。</li> <li>• ブラシの周速、切込等、糸径等が除染性に影響する。</li> <li>• 小物を簡易に除染し、表面付着物を除去。</li> <li>• 除染は単独では劣り、他の除染と併用して使用する場合が多い。</li> </ul>							

Applied to Equipment and Pipe

解体などへの適用性	標準仕様	2次廃棄物/処理法
<ul style="list-style-type: none"> <li>大型平板状タンク内壁はインシテ浸漬法を適用するか、細断し、管類は適当な長さで切断し、配管内部に極小の除去剤を注入し、ポンプ等の機械的力により、一般的に母材を溶解する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電解条件: 電流密度: 0.01~0.5 A/cm<sup>2</sup> 電圧: 5~15V 温度: 室温~80℃</li> <li>電解液: リン酸: 40~80W% 希硫酸: 5~10W%</li> <li>電解条件: 電流密度: ≒0.1~0.5 A/cm<sup>2</sup> 電圧: ≒15V 温度: ≒35℃</li> <li>電解液: 硫酸ナトリウム: ≒20W%</li> </ul>	<p>電解液、リンス液</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>リン酸: 中和後、セメント固化又はライアッシュにて直接固化</li> <li>硫酸: 中和後セメントで固化、他に再生処理法も開発中</li> </ul> <p>電解液成分、水酸化物がスラッジ状で発生。分離後電解液の再利用可</p> <p>スラッジ分セメント等で固化</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>浸漬法をベースとして適用範囲が広い。</li> <li>コンポネネ等比較的の小物も使用可能。</li> </ul>	<p>例を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>硫酸: 濃度: ~10W% 温度: ~70℃</li> <li>AP, NP: 濃度: 0.1~0.2W% 温度: 90℃</li> <li>Citrox (混酸): 濃度: ~6% 温度: ~80℃</li> </ul>	<p>使用済液</p> <p>無機酸は通常中和後セメント等で固化 有機酸は分解後中和し脱塩処理後セメント等で固化 キレート剤は分解処理が必要</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>局部汚染の除去には塗膜法が有効</li> <li>スプレー式は壁、床、天井等の除去に適用可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>泡: 泡安定剤と除染剤(アルカリ及び酸性薬剤)をエアで混合し吹付ける</li> <li>ゲル: 3M苛性ソーダ(酸化剤添加もある)及び酸性ゲル剤(3M硫酸、リン酸)を使用したマルチステップが有効</li> </ul>	<p>スプレー法(泡、ゲル)は水洗後の廃液</p> <p>セメント等で固化</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>汚染レベルの高いために強力除去剤を使用し、多量に発生する被除染物に適用可能。</li> <li>配管内部への適用も可能。</li> </ul>	<p>乾式の例:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>空気圧: 5~6kg/cm<sup>2</sup></li> <li>砥材量: 8kg/min (SUS)</li> <li>空気量: 2.5m<sup>3</sup>/min</li> </ul> <p>湿式の例:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>空気圧: 5~6kg/cm<sup>2</sup></li> <li>ポンプ: 300l/min (スラリー)</li> <li>水圧量: 3.5kgf/cm<sup>2</sup></li> <li>空気量: 3.2m<sup>3</sup>/min</li> </ul>	<p>砥材、廃水、微粉ダスト</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>廃砥材はドラム詰め</li> <li>廃水は濾過後処理系へ</li> <li>微粉ダストはフィルタで回収</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>タンク内、配管等の密閉構造物の内部除染には水飛散防止ハウスの設置が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>超高压(≒1000kgf/cm<sup>2</sup>)、低水量(≒10l/min)にて除染効果、廃液減量をねらう場合と、高压(≒300kgf/cm<sup>2</sup>)で水量を多めにねらう場合がある。</li> </ul>	<p>廃水</p> <p>濾過後処理系へ</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>プール状の壁、床面や大型タンクの底面へは、溝状への除染に適用可能である。</li> </ul>	<p>壁面除染機:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>縦1.5m×横1m×深0.5m</li> <li>自重約 300kgf</li> <li>真空発生装置 -4000mmAq</li> </ul>	<p>除染後の水洗水</p> <p>濾過後処理系へ</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>小物低汚染物に適用可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>数100 サイクル/min</li> <li>研磨剤: 数mm-20mm</li> </ul>	<p>砥材</p> <p>ドラム詰め</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>付着性汚染の除去</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>周波数: 20~50kHz</li> <li>電気入力: ≒0.3~4W/cm<sup>2</sup></li> </ul>	<p>洗浄水</p>

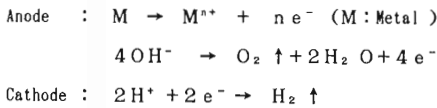
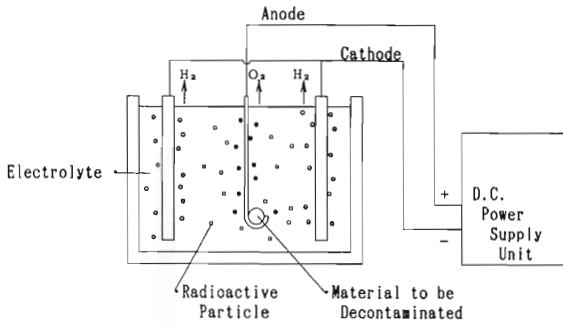


Fig.1 Schematic Drawing of Chemical Reaction

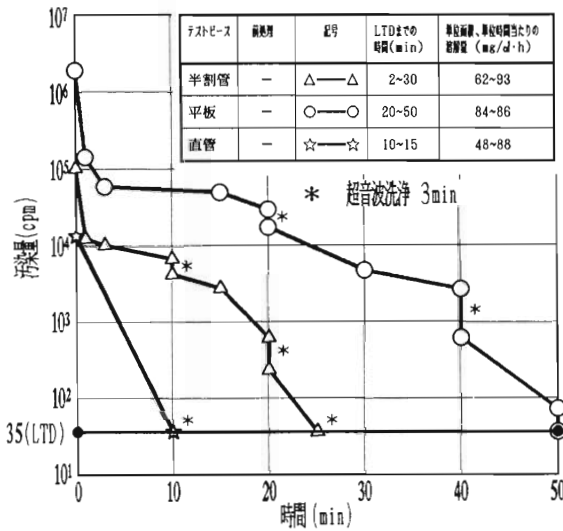


Fig.2 Result of Electrochemical Decontamination Examination (Stainless Steel)

湿潤させ金属面の除染を行っている。この方式の場合、除染時は対象物との面圧で電解部分に液が滞留し、ノズルを対象物から離すと吐出電解液とパットの湿潤電解液が吸引回収されるため液の漏洩が防げ、構造物や施設壁面等の除染に際し廃液処理の手間が省ける。

Table 3 Characteristics of Electrochemical Decontamination

電解除染一般について
○ 浸漬化学除染と電解除染の相乗効果により短時間に除染ができる
○ ソフト及びハードなクラッドを除去できるため除染効果が大
○ 比較的除染コストが低い
リン酸を電解液に使用した場合
○ 危険物・特化物・毒物等に該当せず、化学的に安定で取り扱いが容易である
○ 部位による電流密度の差が比較的少なく均一な研磨ができ、平滑性も高い(鏡面化)
○ 熔融金属がリン酸と銦体を液中に保持されるため、鏡面化と相まって再汚染しにくい
○ 発生ガスに同伴するミストが少なく、空気汚染が少ない
○ 金属に対する腐食量が少なく多種金属に適用可能であり、装置構成機器の選定が楽である

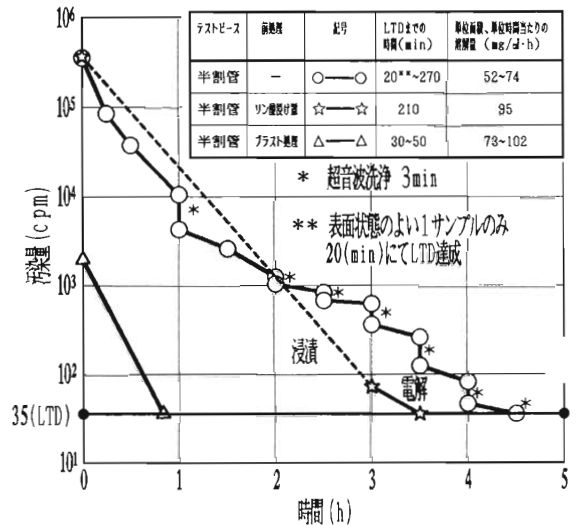


Fig.3 Result of Electrochemical Decontamination Examination (Carbon Steel)

### 3.3 解体時への適用

解体後の機器除染に電解除染を適用する場合の参考として、供用炉の定期点検時に解体した機器の廃棄物低減を目的とした電解除染について述べる。

当除染では、電解除染の前に粗除染を実施し、除染時間の短縮、電解液の汚染蓄積による寿命低下の

Table 4 Technique of Electrochemical Decontamination

除染技法	概要	適用	
浸	陰極法	外部に陰極を置き除染	板材、外部汚染等
漬	内部陰極法	内部に陰極を挿入し除染	配管内部汚染
	パレル法	パレルに入れ回転させ除染	大量の小物等
現場	ポンプ流法	電解液の吐出流により除染	大型、複雑形状物
	ブラシ法	電解液で湿潤したブラシやパットにより除染	大型、複雑形状物
	内部陰極法	配管内に吸引回収機構を設けた陰極を挿入し除染	設置配管内部の除染

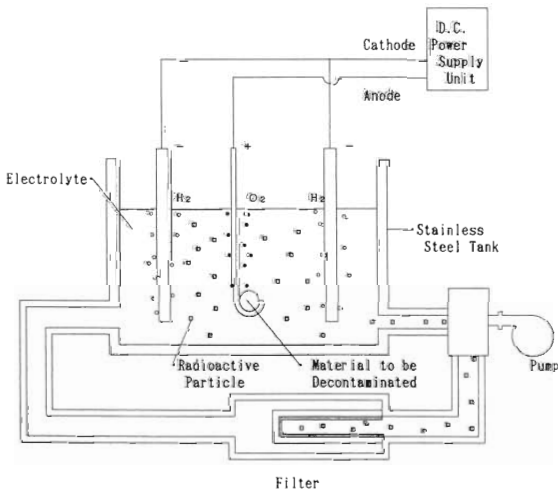


Fig. 4 Schematic Drawing of Immersion Electrochemical Decontamination

防止及び被ばくの低減、電解液の金属イオン蓄積による劣化の防止並びに除染条件の均一化を図った。

Table 5 にこれまでの実績の一部を示すが、年々工事需要が増えている。このうち、D 発電所で処理した廃棄物の種類別内訳を Fig. 6 に示すが、材質、形状も多岐にわたっていることが判る。これらの廃棄物について、除染できるものを対象に、プラストと電解除染を併用して除染した結果、Fig. 7 に示すとおり全体の約 1/3 に当たる 35.7% が搬出レベル迄除染され、管区区域外へ搬出後、サイト内保管された。

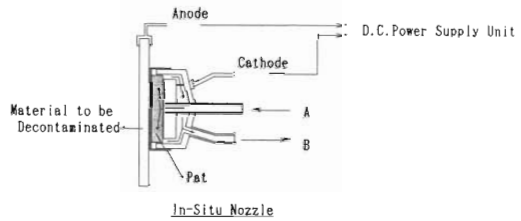
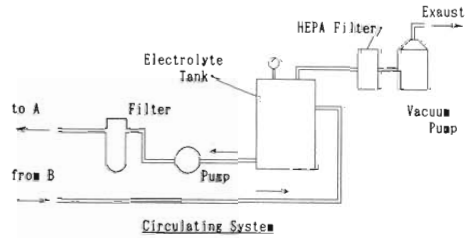


Fig. 5 Schematic Drawing of In-Situ Electrochemical Decontamination

Table 5 Actual Result of Decontamination

施設名	時期	処理物	処理量
A 原子力発電所	1983~	工具類 (鉄、ステンレス)	若干量 (電解のみ)
B 原子力発電所	1983 ~1990	雑金属廃棄物 (鉄、銅、アルミ、ステンレス)	2.7 Ton (電解主体)
C 原子力発電所	1985 ~1988	同上	9 Ton (電解とプラスト併用)
D 原子力発電所	1988 ~1991	同上	1.50 Ton (電解とプラスト併用)
原子力発電所以外の原子力施設	1981~	施設解体廃棄物他 (鉄、銅、アルミ、ステンレス、 モリブデン系合金)	2.3 Ton (電解主体)

\* 上記の処理量とは、粗除染と本除染を実施し、施設の搬出基準を満たし施設内保管となった金属廃棄物の量

電解廃液の処理については、通常、廃液の固화에セメントを用いるが、この場合、電解液量を中和後固化するので、もとの容積の 4 倍程度の固化体となる。そこで現在、フライアッシュをベースとした直接固合法を検討しており、電解液量の 1.5~2 倍程度で固化が可能である。また、近年、隔膜、溶媒抽出等を組み合わせた再生法も検討されており、これにより廃液処理設備も含めた大規模除染施設設置時の問題が解消される。

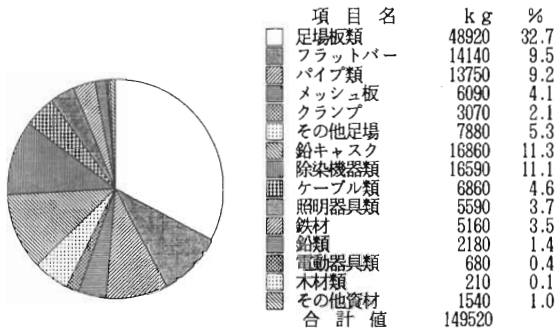


Fig. 6 Waste by Categories

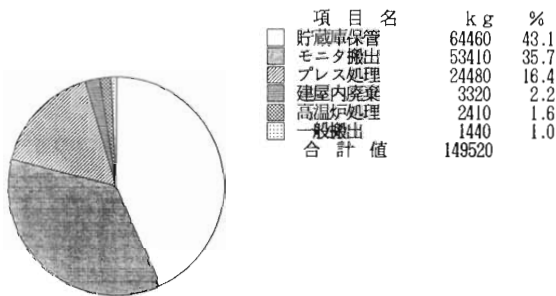


Fig. 7 Actual Result of Waste Decontamination

4. 化学除染

4.1 LOMI 系統化学除染の概要

解体用化学除染は、解体前系統化学除染と解体後機器除染に分類されるが、ここでは前者に注目し、供用中除染として特に米国で最も数多く適用されている LOMI 法<sup>3)</sup>を取り上げ、解体用化学除染への適用性を考慮する。

LOMI 法は米国電力研究所(EPRI)の出資の下、英国中央電力庁(CEGB、現 NuclearElectric 社 NE) パークレイ研究所にて開発された系統化学除染法<sup>3)</sup>で、英国 Babcock Contractors Ltd. 社をとおして三菱化工機が日本、韓国をテリトリーとする独占的使用権を取得している。

実機への適用は、1981年の英国 WSGHWR に始まり、現在米国を中心として特に供用中 BWR 再循環系、浄化系を対象に毎年約10件の実績がある。また、米国では燃料取り出し状態での全系除染が1993年実施計画の予定で進行している<sup>3)</sup>。一方、日本

では現在、通産省の指導の下で除染剤の材料の健全性に及ぼす影響を調べる「溶接部等熱影響部信頼性実証試験(除染部信頼性実証試験)」が進行中であり、実機への適用はこれが終了する平成5年度以降と予想される。

LOMI 法は有機酸を主成分とする他の除染方法とは異なり、低酸化状態の金属イオン-2価のバナジウムにより放射性クラッドを還元溶解するところに特徴があり、以下に示す利点を有する。

- (1) 還元反応速度が大きく、除染時間が短い。
- (2) 除染液の酸化還元電位が低く、また使用条件がマイルドであるため低腐食性を有する。
- (3) キレート剤であるピコリン酸と溶出金属イオンの安定化定数は比較的小さく、ほとんどの射能は陽イオン交換樹脂に捕集される。
- (4) クラッドはイオンとして溶出するため未溶解固形分が少ない。

また、高クロム含有クラッドに対しては、AP または NP の酸化前処理を併用することになるが、採用すべきプロセスについては、ホット試験片の確認試験結果から判断すべきである。

LOMI 法の使用条件は、除染対象物により異なるが、酸化前処理を含めおおその条件を Table 6 に示す。

Table 6 Conditions of LOMI Decontamination Process

除染プロセス	LOMI	AP	NP	過マンガン酸
濃度 (wt%)	0.8	0.2	0.1	0.15(ジクロ酸)
温度 (°C)	85	90	90	60~90
時間 (hr)	最大 6	6	6	1
pH	4.5	12.3	2.5	2.5
主成分	V <sup>5+</sup> 酸、NaOH ピコリン酸	KMnO <sub>4</sub> NaOH	KMnO <sub>4</sub> HNO <sub>3</sub>	ジクロ酸 HNO <sub>3</sub>
備考	炭素鋼がある場合はH <sub>2</sub> O <sub>2</sub> 添加			AP, NP に連続して添加

4.2 ウィンフリス SGHWR(WSGHWR)での LOMI 除染経験

WSGHWR は1981年以来、毎定期検査時に LOMI 系統除染を適用してきた唯一の炉であり、1990年4月に行われた除染を最後に1990年秋以降停止、解体計画に供されている。したがって、WSGHWR は、



解体前における定期的 LOMI 除染の効果を見ることのできる唯一の炉である。Fig.8 に SGHWR 北側冷却系下部および上部 HOT-BOX 部の作業エリア空間線量率の推移を示す。これから分かるように、1981年の LOMI を適用した時点、1984年の NP 酸化前処理を併用した時点で著しい空間線量率の低減効果がみられる。さらに定期的 LOMI 除染の適

用によって、除染後の空間線量率レベルが徐々に低下した状況がうかがえる。

このことは、定期的な LOMI 除染の適用が供用期間中の被ばく低減に寄与することはもちろん、解体に備え数年前から定検毎に LOMI 除染をとりいれることが、解体作業時の被ばく量低減に有効であることを示唆する。

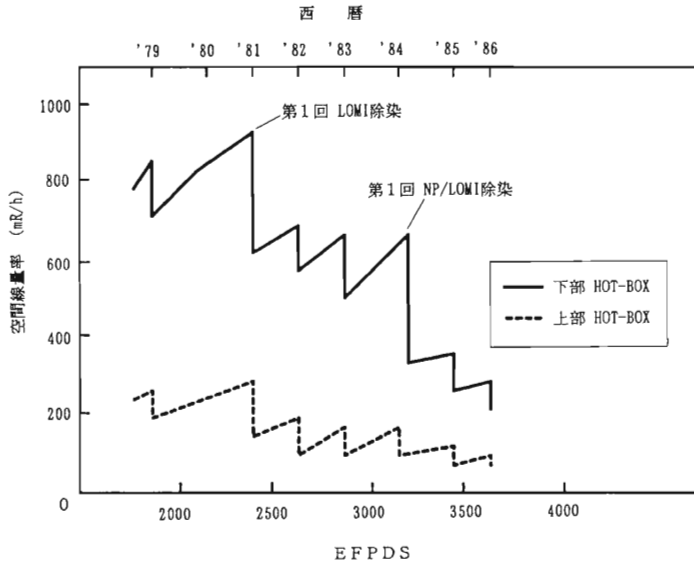


Fig. 8 Typical Working Area Dose Rate Around WSGHWR Coolant Circuits

4.3 実機サンプル LOMI 除染試験

次に、国内原子炉に LOMI 法を適用した場合に得られる除染性能を予測するために、国内実機配管から取り出した実施サンプルを、実験室にて除染試験した結果を紹介する。

試験は低 Cr 含有クラッドのテストピース TP-1、TP-2 (低 Cr-TP) および高 Cr 含有クラッドの TP-3、TP-4 (高 Cr-TP) につき LOMI/NP/LOMI にて実施したものである。

Table 7 にそれぞれ低 Cr-TP、および高 Cr-TP の試験結果を示す。低 Cr-TP では100以上の高 DF が達成され、除染後の表面も完全に金属光沢を呈していた。一方、高 Cr-TP では20以上の DF が達成され、酸化前処理の効果はあるものの、除染後も表面は褐色の酸化被膜で覆われていた。

除染性能はクラッド性状、特に Cr 含有量に依存するため、除染対象サンプルについてあらかじめ試

験する必要はあるものの、上記結果から推測すれば、LOMI 法は解体前除染で要求される解体前作業に係わる被ばく低減において相当の効果が期待される。

Table 7 Results of Decontamination

サンプル No	DF	溶出金属組成 (%)			
		Fe	Cr	Ni	
低Cr-TP	TP-1	393	75.9	12.4	11.7
	TP-2	170	61.2	18.2	20.5
高Cr-TP	TP-3	50	48.9	33.8	17.3
	TP-4	25	54.9	27.3	17.8

4.4 LOMI 除染の今後の課題

イオン交換樹脂で除染廃液を浄化する系統化学除染では、LOMI 法も含め廃樹脂の減容化が課せられた問題である。

LOMI 法においては、これまで低ギ酸バナジウムの使用、ピコリン酸使用量の低減、樹脂の乾燥処理(この場合固化処理はしない)等試みられているが、最近注目すべきものとして ELOMIX 法<sup>6)</sup>がある。これは全系統除染における廃棄物量の低減を目的として開発されたものであり、電気化学的に陽イオンを電極に捕集するもので、減容化の効果は非常に大きいと予想される。すでにパイロットスケールでの実験を行っており、実規模に移行するのはそう遠くないと思われる。また、日本の状況に合った廃棄物処理方法の開発も進められている。

5. 物理除染

5.1 ブラスト(乾式)除染

(1) ブラストの除染への適用性

ブラストは、研削材を被加工物に吹きつけて、表面を加工するものである。このため、研削材が直接あたらない死角となる部分を有する複雑な構造物の加工には適さないが、死角のない単純な構造物に対しては威力を発揮し、その加工処理は、①清浄化 ②粗化 ③錘打効果 ④活性化 という特徴を有している。これらの特徴のうち、清浄化は除染に直接的に結びつくが、他の特徴については、除染(ブラスト)後の使用用途により、評価が異なる。

ブラスト面をさらに詳しく観察すると、次のような現象がある。

- ・ブラスト面の錆等の大部分は飛散するが、ある量は母材中に埋め込まれる。
- ・研削材の一部は、母材に突き刺さって残留するものがある。しかもこの場合は、表面の錆等も一緒に埋め込まれる。

これらについての因子としては、母材の種類(材質、硬度)、研削材の種類(形状、大きさ、比重)やブラスト条件(吹付け速度や角度)が考えられるが、系統的な研究はまだなされていない。

一方、実施例ではどうなっているかをみるために、試験結果の一例を Table 8 に示す。これより次のことが言えよう。

Table 8 Effect of Decontamination in Blasting

No.	処理物	ブラスト前汚染度 (cpm)	ブラスト方法	処理後汚染度 (cpm)	備考
1	縦鋼板	300~1000	加圧式ブラスト(乾式)研削材	BG以下 (BG=70cpm)	寸法: 300×500 mm
2	山形鋼 (L50・50)	300~1000	SUS研削材 (φ0.3 × L0.5)	BG以下 (BG=70cpm)	寸法: L300×500 mm
3	半割配管 (φ400 類)	1000~1200	循環使用	400~500	寸法: L300×500 mm
4	足場材 (φ50 147#)	100~300	遠心方式ブラスト(乾式)研削材	BG以下 (BG=85cpm)	寸法: L500mm (半割管)
5	SUS平板	4000~32000	SUS研削材 (φ0.5 × L0.5)	400~3500	寸法: 100×100mm 炉水接液
6	設備配管 φ300	3500~25000	循環使用	1900~23000	寸法: L300mm 一次系配管

- ・対象物の汚染度が比較的軽度で、発錆等が少なく、表面状態が良好な場合は、BG レベルまでの除染が可能である。
- ・対象物の汚染度が高い場合や、表面状態が悪い場合は、粗除染あるいは二次的除染の前処理法として有効である。

(2) ブラスト除染における二次廃棄物の低減

解体除染技術として、ブラスト除染の最大の課題は、二次廃棄物の発生量低減である。その方法としては、①高寿命の研削材を使用する ②常温で容易に態を変化させるドライアイスや氷粒を研削材とする ③可燃性の研削材を使用する等の方法があるが、ここでは①について述べる。

高寿命の研削材の条件は、①粉化しにくいこと ②保管等の経年変化に耐えられることである。これを満足するのは金属製研削材のうち、発錆しにくいステンレス系のものに絞られる。しかし、粉化しにくいことは、反面靱性が大きであることから硬度が低く、アルミナ等に比し研削力がかなり劣る。

ステンレス系研削材としては、カットワイヤがその形状から比較的研削力があるが、繰り返し使用するうちに丸くなり、研削力は低下する。この低下に関する試験例によると、初期の研削力が50%程度まで低下する時間はかなり短い、それ以後の研削力低下率は緩やかである。これは加工硬化によるものと考えられる。この50%程度の研削力の絶対値を高めることによって、研削力の向上(除染に要する時

間の短縮)と二次廃棄物低減を両立させることができる。

圧縮空気を用いる加圧式ブラスト装置の場合、研削力を支配する要因は、噴射粒子のもつ総運動エネルギーである。そこで、第一に空気圧力、次いでノズル直径およびその内面断面形状、研削材噴出量と空気噴出量の比に着目し、ステンレス製研削材の研削力増大に取り組んでいる。

## 5.2 高圧ハイドロジェット除染

高圧ハイドロジェット洗浄工法は、供用中の施設維持管理の目的で初期の頃から用いられてきた。除染中、高圧水が飛散するため、主としてタンクや配管などの密閉構造の設備へ適用されてきた。除染に用いる水は、供給、処理とも既設の設備が流用できる場合が多く手軽なため、適切な汚染拡大防止を行うことにより、複雑な形状をした機器やバルブ類の除染作業にも使われるようになった。最近、ノズル部分の遠隔操作技術が進み、また超高圧(1000kgf/cm<sup>2</sup>以上)を用いて使用水量を減らすことによって、さらに適用範囲が広がった。ここでは、解体後の機器除染の参考例として、いくつかを紹介する。

φ300~850mmの大口径配管は、2方向自動回転ノズルと後方45°噴射ノズルを組み合わせるものを管用ガイドの中心に取り付け、管内面に固定し、圧力300kgf/cm<sup>2</sup>、流量170ℓ/minの高圧水を吹きつけて洗浄している。後方噴射ノズルは、高圧水の反動力で管用ガイドを前進させる。また、高圧水ホースを手前に引き寄せるときに、剝離した汚れを手前に移送する役割をはたす。Fig.9に、装置概要を示す。

熱交換器U字細管内の洗浄作業高圧水には、超高圧ハイドロジェット装置を使用している。高圧水は圧力700~1200kgf/cm<sup>2</sup>、流量約10ℓ/min、ノズルは回転式ノズル(スピノズル)、ホースは内径5mmのフレキシブルホースを用いる。圧力が高いため、洗浄水の一部分が微細な水滴となって飛散するので、作業領域を密閉状態にして行う。

初期のタンク洗浄は、作業員がタンク内に入り、作業足場やローリングタワーに乗って、直射ガンで作業を行っていた。最近では、タンク室の天井に走行クレーンを設置し、自動遠隔操作装置を取り付け、タンク上部のマンホールからスライドランスを昇降させ、その先端に取り付けた自動回転ノズルにより

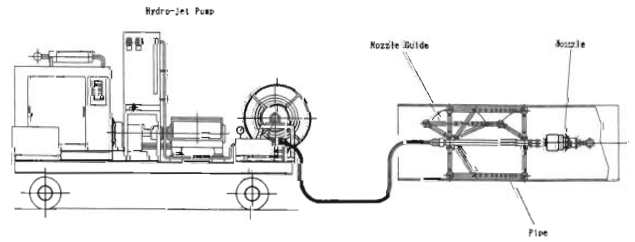


Fig. 9 Hydro-jet Cleaning System for Internal Surface of Pipe

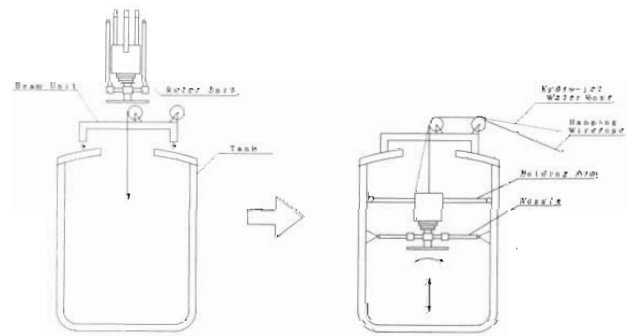


Fig. 10 Hydro Jet Tank Cleaner

洗浄を行っている。洗浄圧力および流量は、タンク内の汚染状況に応じて選択している。Fig.10に、自動洗浄装置の装置概要を示す。

そのほか、配管除染は、各サイズの配管に対し回転ノズルやホース状ノズルを用いて、主に直管部の洗浄を行っている。新しい技術としてノズル先端に特殊な加工を施し、ノズルが内壁に沿って旋回運動をするものや、フレキシブルホースを回転させることによって、ノズルとホースが管内を撓動する方法などが開発され、曲管やエルボの洗浄が容易になった。

## 5.3 ブラシ洗浄及びクラッドの吸引、回収

### (1) 壁面用ブラシ除染機

供用中の原子炉ウエル、機器ピットの壁面や底部の除染用に開発したブラシ除染機は、解体時にも作業員の被ばく低減に有効である。当初は、仮設足場を組み上げて作業員がスポンジ、ウエス等を用いて手拭きしていたが、クリティカルパスの短縮、被ばく低減を狙って遠隔操作・自走式の除

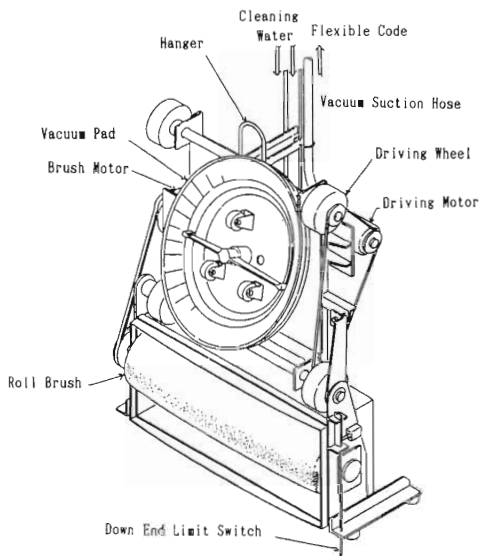


Fig. 11-1 PC-Type Wall cleaner  
 • Vacuum Sucking, Up-Down Motion  
 • Available for Plain & Cylindrical Walls

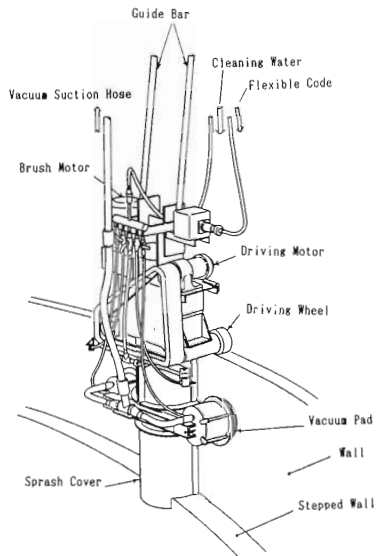


Fig. 11-3 AS-Type Wall cleaner  
 • Vacuum Sucking, Sideward Motion  
 • For Stepped Part of BWR Well

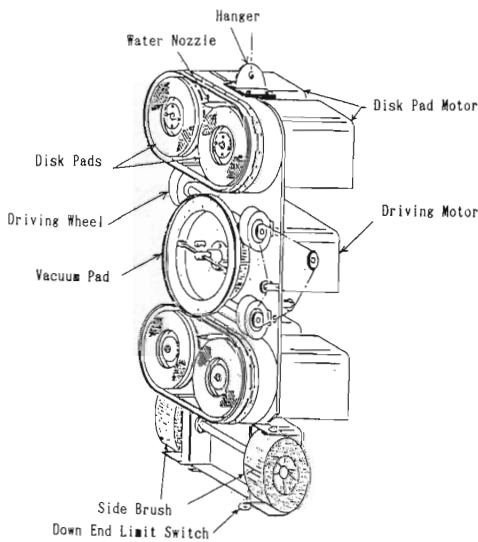


Fig. 11-2 PD-Type Wall cleaner  
 • Vacuum Sucking, Up-Down Motion  
 • For Plain Walls Only  
 • Easily Changeable Disk Pads

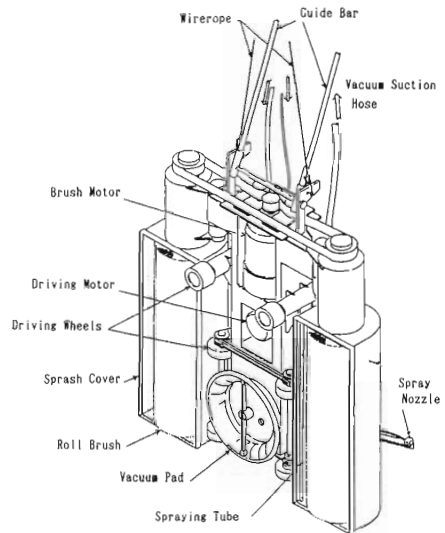


Fig. 11-4 SW-Type Wall cleaner  
 • Vacuum Sucking, Sideward Motion  
 • For Stepped Part of BWR Well

染装置が開発された。Fig.11-1～-6に、壁面の形状、用途に応じた各種の装置を示す。

(2) 水底クリーナ

原子炉ウエルや機器ピットの底面に沈積したク

ラッドを吸い上げてフィルタ処理する装置として、水底クリーナおよび自動クラッド回収装置がある。これらの機器は、水を張ったままで遠隔自動で作業できるので、被ばく低減と汚染拡大防止

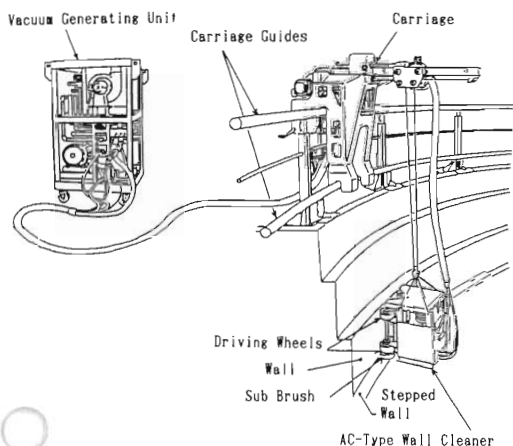


Fig. 11-5 AC-Type Wall cleaner  
 • Vacuum Sucking, Sideward Motion  
 • Available for Plain & Cylindrical Walls  
 • Special Vacuum Pump for Air & Dirty Water

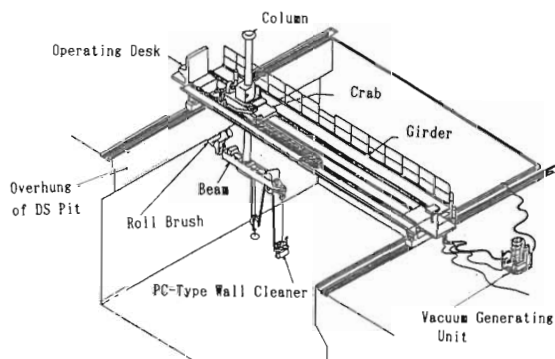


Fig. 11-6 Girder Type Wall cleaner  
 • Compressed Air Cylinder Pushing, Sideward Motion  
 • Hanging Vacuum Sucking Cleaner, Up-Down Motion

に有効である。

a. 水底クリーナ

水深800mm程度で用いる水底クリーナは、密閉ケース内に走行装置(左右輪別駆動)、ポンプを備え、ピット周辺からの遠隔操作により自走しながらクラッドを吸引、移送する。駆動はすべて圧空とし、ケース内には清浄水を圧送し、汚染水の流入を防止している (Fig.12)。

また水深の浅い300~400mm程度の施設に対しては、ケース内に水を圧送することなく、制御の容

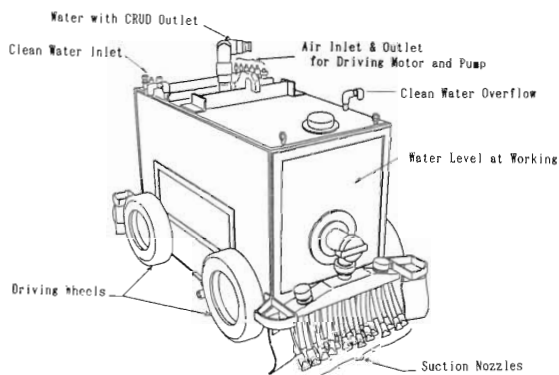


Fig. 12 Pit Bottom Cleaner

易な電動機器を使用したタイプも使用している。

b. 水中クリーナ

水深の深いタンク等で、水を張ったままで沈積したゴミ、水垢、クラッド等を吸引回収するクリーナである。駆動は圧空を用い、所定のマンホールから搬入できるように全体の大きさ、形状を工夫している。また、タンク内での運転状況を追跡するため、照明付きの水中TVカメラ(本体に載せて吸引状況を確認するものと、タンク壁の適当な所に固定して本体の走行状況を確認するものの2台)を備えている (Photo 1,2)。

c. 自動クラッド回収装置

前述のクリーナで剥離された高線量クラッドを、遮蔽付きフィルタ内蔵ドラム缶に、遠隔自動で回収する装置である。本機は、遮蔽ドラム内に特製のフィルタユニットを装着したものを台車上に積載し、遠隔操作で ①蓋の自動取り外し→②作業位置へ移動→③吸引、排水管付口金のフィルタへの装着→④クラッド濾過→⑤口金の取り外し→⑥フィルタの水出入口の打栓→⑦上部空間へのセメントモルタルの充填→⑧台車の吊り出し位置への移動→⑨ドラム蓋の自動取り付け、締め付けまでを行う。被ばくの大きいフィルタへのホースの着脱、濾過作業等はすべて遠隔自動で操作でき、遮蔽状態で運搬できる (Fig.13)。

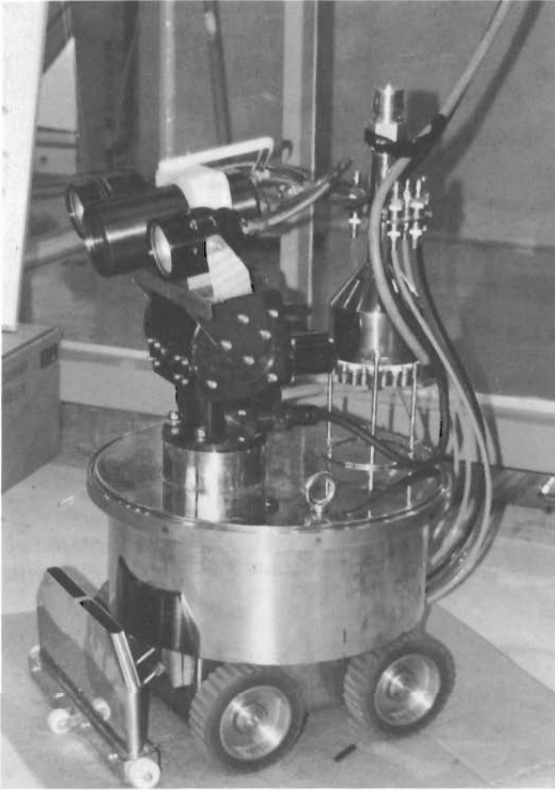


Photo 1 Tank Bottom Cleaner with TV Camera



Photo 2 Control Desk for Tank Bottom Cleaner

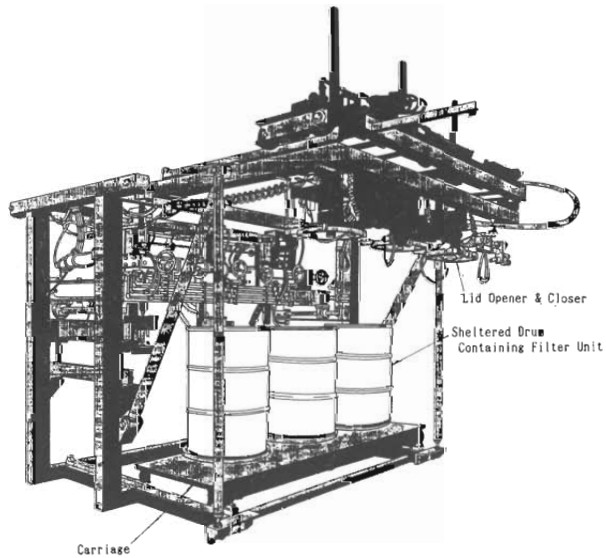


Fig. 13 CRUD Removing System

## 6. あとがき

以上、原子力代行及び三菱化工機における供用中施設及び発生廃棄物に対する、除染の実績、開発経緯について概要を述べた。

原子力施設の解体に伴う除染は、その前段に位置づけられる、作業中の被ばく低減を指向した予備除染と、解体本作業を通じて行われるより強力な除染に分けられるが、何れの場合にも前述の様に解体に必要な各処理プロセスの総合的な評価(例えば、費用・便益解析等のトレードオフ評価)の下に最適な除染技術を選定し、除染計画をたてる必要があろう。特に後者は、以下のような除染対象物の異性をその技術選択の際、考慮すべきであろう。

### (1) 発生量が多い：

膨大な発生量に対処するため自動化、遠隔化、省力化等の考慮を処理プロセス間の整合性を図りながら実施する必要がある。

### (2) 多種多様(材質、形状、汚染状況、表面状態等)な廃棄物の処理が必要：

各除染の特徴をおさえ、使用対象に合った技術を採用する。例えば物理除染は、概して多様な対象にかつ短時間で処理可能である利点を有しているが、強力除染に不向きである。一方、電気化学除染は、その逆の傾向があり、対象物への選択性が強い。他方化学除染は、概ね前二法の間の特徴を有すると言えよう。

### (3) 除染後に再利用、再使用の考慮が必要：

対象物によっては、除染後リサイクル使用を考慮すべき物もあり、この場合プラント内での

限定的再利用/使用か、一般産業リサイクル並の扱いなのか、更に素材として再利用される物か、製品としてそのまま再使用されるものか等により、その除染グレード、方法が異なってくる。

その他、発電炉と核燃料製造施設、再処理施設等ではかなり除染対象が異なり、技術の適用観点も違ってくる。今後は、これら幅広い対象や種々廃棄物への適用に向けて、技術開発に努めていく所存である。

## 参考文献

- 1) 杉森他：「除染による不燃性廃棄物低減の為めの評価研究」、日本原子力学会「1992秋の大会」予稿集(1992)
- 2) D. Bradbury, et al., "Development of LOMI Chemical Decontamination Technology", EPRI NP-3177(1983)
- 3) 石樽顯吉 監修、「原子力施設における除染技術」、p.151、テクノプロジェクト刊(1984)
- 4) C.J. Wood, "Recent Development in Full System Decontamination", EPRI/FSD Workshop, sharlotte,p.1-1(1991)
- 5) G.C.W. Comley, private communications (1987)
- 6) D.Bradbury, et al., "Decontamination Waste Volume reduction by theELOMIX Process", 6th Int.Conf.on Water Chemistry of Nuclear Reactor systems,BNES,Bournemouth(1992)







## 一体沈設方式デコミッションングの提案

水品 知之\*、青木 弘之\*  
鎌田 博文\*、伊東 章\*  
伊勢 幸正\*

### *A Proposal for Decommissioning Method of "Underground Burial of Whole Reactor Building in Monolithic Structure"*

Tomoyuki MIZUSHINA, Hiroyuki AOKI  
Hirofumi KAMATA, Akira ITOU, Yukimasa ISE

A new concept of decommissioning method is proposed in this paper.

Whole reactor building with reactor containment vessel and reactor pressure vessel(after removal of nuclear spent fuel and decontamination) is buried in excavated rock beneath the whole reactor building in monolithic structure.

This method of decommissioning has some advantages ;

- 1) reduction of radiation exposure for workers by means of avoiding dismantlement of activated materials in high radiation field
- 2) utilization of the function of tightness for reactor containment vessel as one of multi barriers to prevent migration of radioactive nuclide
- 3) early reuse of the site after decommissioning to make monolithic structure as man-made rock (all void will be filled with concrete and mortar)

This method is including many subjects which will be studied and discussed further more in near future or technology and for safety.

#### 1. まえがき

大成建設株式会社は昭和53年から原子力施設デコミッションングへの取組みを開始し、これまでに日本原子力研究所、エネルギー総合工学研究所、原子力発電技術機構、電気事業連合会等の機関が実施する研究に参画するとともに、自社研究としてもいくつかの研究を行ってきている。研究内容としては、解体シナリオ、解体費用、解体技術、解体容易化設

計、解体廃棄物の処理・処分、及び再利用、等に関するものであるが、その中でも、総合建設会社の役割として中心的な課題である放射化コンクリート、及び汚染コンクリートの解体技術の研究・開発を主に実施してきている。

商業用原子炉がデコミッションング時期を迎えるまでにはまだ多少の時間があり、それまでに技術開発を完了しておけば良いとの見方もある。しかし、少なくとも今迄に各方面で開発されてきた技術が、

\* 大成建設株式会社 エンジニアリング本部 (TAISEI Corporation)

将来実施される商業用原子炉のデコミッションングへの適用を想定した場合、全て実証されているかと言えは必ずしも十分とは言えず、残されている問題も少なくない。

大成建設株式会社としては、今後も委託研究、共同研究、自主研究等によって技術の蓄積を行うと共に、技術提案等にも注力し、デコミッションング技術の確立に貢献してゆきたいと考えている。

ここでは、多少視点を変えて検討を試みた『一体沈設方式デコミッションング』について紹介する。

## 2. 概要

ここに提案する『一体沈設方式デコミッションング』とは、原子力発電所の永久運転停止に伴い、使用済燃料等を撤去した後、原子炉本体、及び原子炉関連機器等を内蔵した状態で原子炉建屋ごとその建屋直下の岩盤中に沈設し、沈設した原子炉建屋の内部、及びその周辺をコンクリートで充填し、地盤と一体化することによって次期原子力発電施設、あるいは新たなエネルギー供給施設等の人工基礎岩盤として再利用しようとする一つのデコミッションング方式である。

原子炉圧力容器をそのまま地下空洞に収納する方式のデコミッションングについては、JRR-3の原子炉一括撤去方式<sup>1)</sup>やオンタリオハイドロのCANDU炉の案<sup>2)</sup>が見られるが、ここに紹介する一体沈設方式のデコミッションングとは基本的に異なる方式である。

一体化沈設方式はデコミッションングの形態として、現在のところ受容されているものではないが、ここでは本方式の技術的な成立性に限って検討したので、その概要を以下に紹介する。

一体化沈設デコミッションング方式では、以下に示す特徴を有している。

- (1) 原子炉建屋内でのデコミッションング作業を少なくすることが可能なため、作業員の被曝線量当量を少なくすることができる。
- (2) 機器や建屋を殆ど解体しないため、解体廃棄物の発生量を少なくでき、原子力発電所の敷地外への廃棄物搬出、及び処理・処分工程を軽減することができる。
- (3) 極めて堅牢な原子炉圧力容器、及び高い密閉性を有する原子炉格納容器を、放射性廃棄物の

多重バリアとしての機能に利用し、放射性廃棄物を封入することができる。

- (4) 原子炉建屋沈設後、内部の空隙部分にコンクリートを充填し、かつ周辺地盤と一体化することにより、強固な人工基礎岩盤を構築し、跡地を次期発電施設等の立地に使用することができる。
- (5) 運転停止後、残存放射能の減衰を待たずに沈設工事の着手が可能のため、跡地の再利用開始時期を早めることができる。

しかし、多岐に渡る未検討の課題を含む方式であることも事実であり、今後更なる検討が必要であることは論を待たない。

## 3. 検討条件

一体化沈設方式によるデコミッションングの技術的な面での成立性を検討するにあたって、設定した前提条件は以下の通りである。

- (1) 検討対象施設の炉形式、及び出力：BWR, 1,100MWe
- (2) 沈設対象建屋：原子炉建屋(但し、周辺の付属建屋とは完全に縁を切る)
- (3) 実効全出力年数：30年(共用期間40年)
- (4) 沈設工事着手前に完了している作業：使用済燃料の撤去、冷却水、プール水の抜取、運転中の放射性廃棄物、及び使用済樹脂の撤去
- (5) 沈設工事着手時期：永久運転停止後、使用済燃料等、上記(4)の項目を撤去した後
- (6) 放射能インベントリー：放射化による放射能、及び系統除染後の残留放射能
- (7) 除染の範囲、方法、及び時期：主に冷却配管、化学系統除染、沈設前

## 4. 検討内容

原子炉建屋の沈設工事に関する検討内容を以下に述べる。

### 4.1 施工要領

原子炉建屋の一体沈設に先立って、準備工事や仮設備工事等が必要となる。先ず、掘削作業に着手する前に沈設場所の地下水位を下げるため、ディープウェル等を沈設する原子炉建屋の周辺に設置し、同

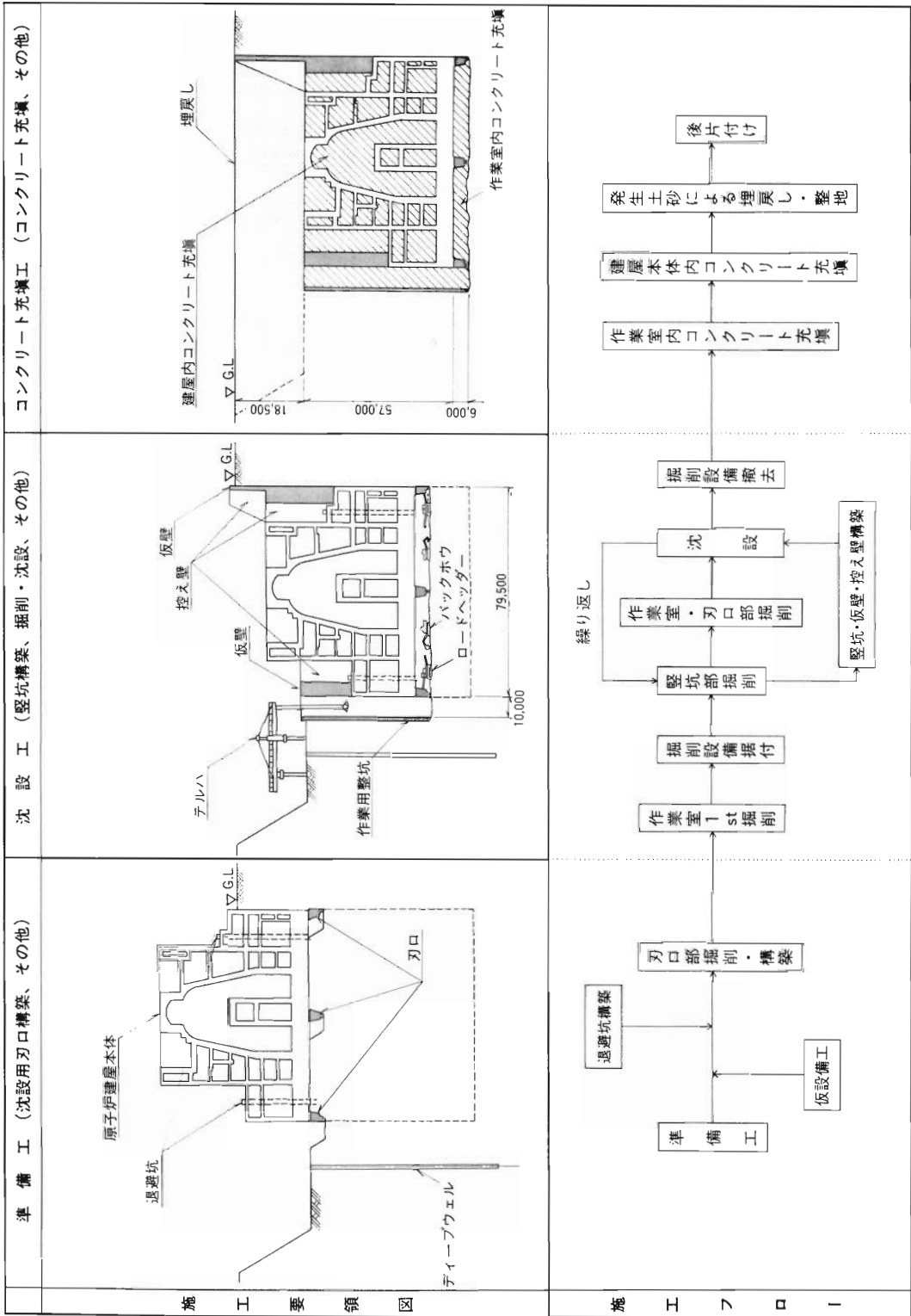


Fig.1 A Scheme of Underground Burial of Whole Reactor Building in Monolithic Structure

時に掘削・沈設等の工事環境を整えるために、仮設の電気設備、給排気・空調設備等を設ける。

さらに、原子炉建屋の外側に掘削土搬出用の堅坑、並びに資機材の搬出入用、作業員の出入り用、及び避難用の堅坑を設ける。

これら掘削・沈設に必要な仮設備を施工し、冷却系配管を中心に汚染されている配管内の系統除染を実施した後、配管内をモルタル注入する。そして、沈設対象となる原子炉建屋と周辺建屋とを結ぶ配管類は、沈設建屋外側で切断、密封等を施して、原子炉建屋を周辺建屋と完全に縁を切る。同時に外部へ通じる出入口等、一体沈設工事に必要な開口部を残して閉鎖する。

一体沈設方式の主な作業である掘削・沈設作業は、原子炉建屋が耐震上堅牢な構造になっている点に鑑み、周辺部と縁を切っても十分な構造強度を保持していることを利用している。先ず、建屋底版の底面必要ヶ所に刃口を構築する。その後、底面下の岩盤の掘削工と支持工とで沈設建屋のバランスを保ちながらケーソン方式(無圧気)で原子炉建屋の屋根が地表面 以下の所定深さになるまで掘削し、沈設する。

岩盤の掘削方法は、沈設中の原子炉建屋の健全性を確保しながら、制御発破工法による掘削、バックホウやロードヘッダー等による機械掘削等の併用により掘削を行う。

なお、沈設する原子炉建屋上部には、周辺土圧を考慮した仮壁を沈設速度に合わせ順次上方向に構築して行く。

沈設完了後は、原子炉建屋内のあらゆる空隙、建屋底面下の掘削作業室、作業用堅坑等の空洞部、及び沈設建屋周辺部については、コンクリートを充填し一体人工岩盤化する。

原子炉建屋底面に刃口を構築し、ケーソン方式で沈設する方法の施工要領、及び施工手順の概要を Fig.1 に示す。

#### 4.2 工期

前項の施工要領にて原子炉建屋沈設工事を実施する場合、本検討結果では施工期間に約4年を要する。その内、工事の中心となる岩盤掘削・沈設工に約2年、及び準備・仮設備工、原子炉建屋内コンクリート充填工等に約2年を要する。

本沈設工事の全体概略工程を Table 1 に示す。

Table 1 A Schedule of Underground Burial of Whole Reactor Building in Monolithic Structure

作業内容, 概算数量		年				
		1	2	3	4	5
準備工	1 式	—				
仮設備工	1 式	—				
待避坑構築工	2ヶ所	—				
刃口構築工	8,050m <sup>3</sup>	—				
計測設備工	1 式	—				
作業室掘削工(1回目)	44,500m <sup>3</sup>		—			
掘削・排土設備据付け工	1 式		—			
掘削・沈設工	378,400m <sup>3</sup>		—	—		
掘削・排土設備撤去工	1 式			—		
コンクリート充填工	221,890m <sup>3</sup>				—	
埋戻し他, 後片付け	1 式					—

### 4.3 安全対策

本沈設工事は、①大型重量構造物(大きさ：約長さ80m×幅80m×高さ57m、重量：約30万 ton)を一体のまま岩盤中へ沈設(鉛直方向移動)、②掘削作業等を殆ど閉鎖された空間で行う、という特殊な工事であるため、原子炉建屋の構造的な健全性の確保、作業員の安全を確保する必要がある。したがって、掘削・沈設作業中における原子炉建屋の位置、姿勢、原子炉建屋自身に加わる荷重、並びに刃口やジャッキに加わる荷重、その他沈設工事に伴い各部の圧力、変位等の必要な計測項目を常時計測、管理することにより原子炉建屋の構造的な健全性を確保しながら掘削・沈設を進める。

一方、これらの計測データを基に掘削機械や排土機械を遠隔自動で操作することにより、作業員による直接的な掘削・沈設作業を低減し安全性を確保する。なお、建屋底面下の作業室での掘削・沈設を遠隔・自動化しても、定期的な作業状況確認やメンテナンス等においては作業員による直接作業が必要となり、通常時の搬出入施設とは別に緊急時における地上への脱出用として退避坑を設置する。

## 5. 作業員の被曝線量当量と放射性廃棄物量

一体沈設方式では、基本的に放射性物質が残留する機器や構造物の解体・撤去作業がない。しかしながら、冷却配管の系統除染や原子炉建屋内の機器、配管類内部へのモルタル注入、原子炉建屋内へのコンクリート充填等、原子炉建屋内の管理区域内における作業が若干存在するため、その作業内容、作業員の被曝線量当量、二次的に発生する放射性廃棄物量について検討を行なった。

### 5.1 作業員の被曝

可能性のある作業員被曝の原因は、主な放射線源となる原子炉運転中における中性子照射により放射化された原子炉炉内構造物、生体遮蔽罩、及び腐食生成物等からの放射線が存在する場所での作業である。

本方式の実施に伴わない放射線が存在する場所、即ちここでは放射線管理区域内における作業は、以下に挙げる5項目である。

#### (1) 冷却配管等の系統除染

原子炉建屋沈設後において、周辺環境に漏洩す

る可能性のある放射性物質の量を低減すると共に、作業員被曝を低減する目的で、冷却配管等を対象に系統除染を行う。

#### (2) 機器、配管類内部へのモルタル注入

放射化された原子炉炉内構造物等からの放射線を遮蔽し、作業員被曝を低減すると共に、岩盤中に沈設する原子炉建屋内に残存する機器・配管等の内部に空洞を残さず、かつアルカリ雰囲気として鋼材の腐食を防止するため、並びに系統除染後の機器・配管内部に残存する放射性物質に対するバリア機能の一つとして、原子炉压力容器等の機器や配管類内部へモルタルを注入する。

#### (3) 原子炉建屋と隣接建屋間の配管の切断、及び残存放射性物質の漏洩防止用バリアの構築機器、配管類内部へのモルタル注入後、掘削・沈設作業に障害とならないよう沈設する原子炉建屋を他の隣接建屋と完全に縁を切る。隣接建屋間の配管も切断後、放射性物質の漏洩防止措置を施す。

さらに、沈設後の残存放射性物質漏洩防止のため、原子炉格納容器を一次バリア、原子炉压力容器を二次バリアとして利用することとし、それらを通ずる配管の切断、密封や出入口等の開口部の閉鎖、密封を行う。

#### (4) 放射性廃棄物の処理

切断・撤去した配管類、あるいは除染困難な工具類等は容器に入れモルタルで固化処理し、原子炉建屋内に固定した後、沈設完了後に行う建屋内のコンクリート充填により原子炉建屋と一体化する。

#### (5) 原子炉建屋内へのコンクリート注入充填

原子炉建屋の沈設完了直後に、建屋内部全体をコンクリートで密に充填し、一体化を図る。

なお、原子炉建屋直下で行う掘削・沈設作業では、底版コンクリートの厚さが約2.5mであり、充分な放射線に対する遮蔽効果を果たすため、作業員の被曝は考慮しない。

管理区域内の作業概要を Fig. 2 に、それらの作業に伴う作業員の被曝線量当量の試算結果を Table 2 に示す。作業員の被曝は、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{59}\text{Fe}$ 、 $^{91}\text{Nb}$ 、 $^{59}\text{Ni}$  の  $\gamma$  線を評価対象とした。また、冷却配管等の系統除染作業における被曝線量当量は、NUREG/CR-0672<sup>3)</sup> の検討結果を用いた。

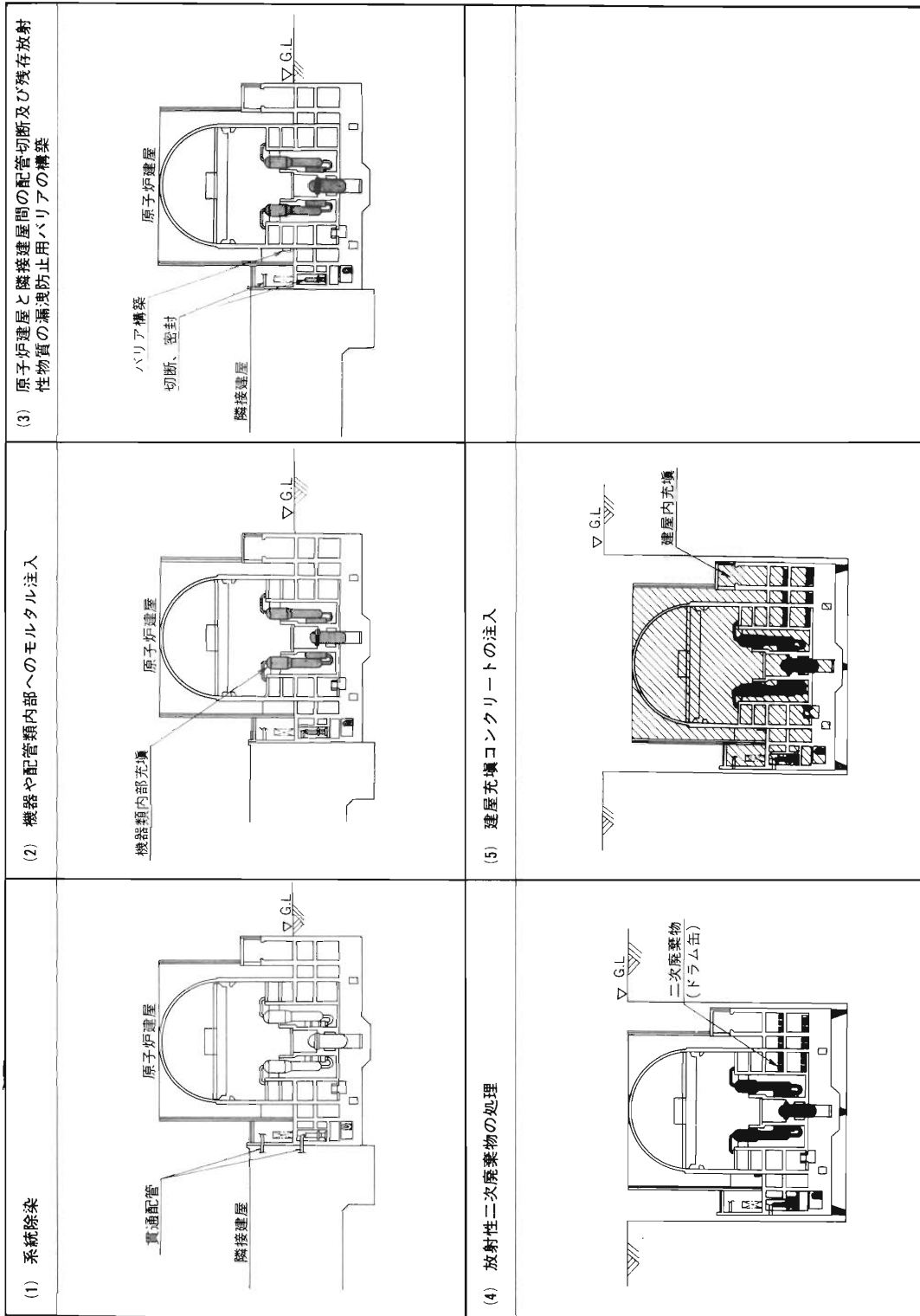


Fig. 2 Work Items in Control Area

Table 2 Estimation of Exposed Dose for Workers

作業内容	作業人工 (人時)	運転停止時の 集団線量当量 (man-Sv)	減衰率 (%)	作業終了時の 集団線量当量 (man-Sv)	備考
(1) 冷却配管等の系統除染	—	0.18	0	0.18	NUREG/CR-0672 の検討結果
(2) 機器や配管類内部へのモルタル注入	18,375	0.34	13	0.296	
(3) 原子炉建屋と隣接建屋間の配管の切断、及び残存放射性物質の漏洩防止用バリアの構築	10,500	0.578	13	0.503	
(4) 放射性廃棄物の処理	2,800	0.154	13	0.134	
(5) 建屋内へのコンクリート注入充填	77,560	0.147	43	0.084	
合計	109,235	1.399	—	1.197	—

注) 減衰率は、原子炉永久運転停止時から、各作業の作業開始時までの時間経過による放射能減衰率を示す。

## 5.2 放射性廃棄物

一体沈設方式によるデコミッションングでは、機器等の解体撤去を行わないことを特徴とするため、基本的に解体廃棄物は発生しないが、一部周辺建屋との縁切り作業で発生する汚染された配管、その配管をコンクリート躯体から撤去する際に発生する配管周囲のコンクリート片、及びそれらの作業で使用した工具類で除染困難のものが二次廃棄物として発生する。廃棄物を収納する容器は200ℓドラム缶とし、廃棄物を収納後モルタルを注入して、ドラム缶内部に空隙が残存しないようにする。

これらの発生する放射性廃棄物は、敷地外へ搬出することなく、沈設する原子炉建屋内部に固定し、沈設後の建屋内をコンクリート充填することにより原子炉建屋と一体化して人工岩盤の一部とする。

これら沈設する原子炉建屋と一体化する二次的な放射性廃棄物の種類とその量の試算結果を Table 3 に示す。

なお、系統除染作業で発生する廃液やその他の作

業で発生する有機物であるウェス及び養生シート類のようなコンクリートとの一体化の阻害要因となり得る廃棄物は、沈設する原子炉建屋内に処分することは避け、原子炉建屋外へ搬出し別途処理するものとする。

Table 3 Estimation of Wastes to be Generated in Decommissioning Works

廃棄物の種類	廃棄物量/ドラム缶本数
配管, 工具類の金属	4.0 ton / 134本
コンクリート	1.7 ton / 85本
合計	5.7 ton / 219本

6. 埋設後の環境評価

放射性物質に対する閉じ込め機能を有している原子炉建屋の沈設作業では、その放射能閉じ込め機能を維持しながら原子炉建屋の沈設を行うため、原子炉建屋内の残存放射能による周辺環境への放射線影響はない。

しかし、残存放射能を内蔵した原子炉建屋の沈設完了後における将来の永続的な周辺環境に対する影響を評価するため、ここでは沈設された原子炉建屋がモルタルやコンクリートで密実に充填され、『一体化された大きな塊』として埋設されていると考え、周辺への環境評価を行った。

この評価の手法を以下に示す。

- ① 先ず原子炉圧力容器内にコンクリートを充填した時期から残存放射能の濃度が、低レベル放射性廃棄物の埋設時における放射能濃度と等しくなるまで減衰する期間を推算する。
- ② 次に原子炉建屋内部を密実に充填したコンクリートやモルタルを通して、残存放射能の殆どが集中している原子炉圧力容器の腐食を促す物質が原子炉建屋外部より原子炉圧力容器に到達し、この結果原子炉圧力容器に腐食が発生し、内部に残存する放射性物質内の放射性核種が移行を開始するまでの期間を推算する。
- ③ 最後に残存放射能の減衰期間と残存放射性核種が移行を開始するまでの期間との時間差を比

較することで、周辺環境への放射線影響の有無を評価した。

6.1 放射能インベントリー

使用済燃料等を撤去した後の原子炉建屋内に残存する主な放射性物質としては、放射化した原子炉炉内構造物、生体遮蔽壁、及び機器・配管系内の腐食生成物である。これらの放射性核種は、主に<sup>51</sup>Cr, <sup>54</sup>Mn, <sup>55</sup>Fe, <sup>58</sup>Co, <sup>60</sup>Co, <sup>95</sup>Nbのように廃棄物処分の観点からは短半減期のものが多い。しかしながら、<sup>14</sup>C(5730y), <sup>59</sup>Ni(80,000y), <sup>63</sup>Ni(92y), 核分裂生成物の<sup>137</sup>Cs(30y), 及び<sup>239</sup>Pu(24,100y)等のTRU元素のように長半減期のα核種も少量存在する。

放射能インベントリーの経年変化は、原子炉の久運転停止後30年程度経過後までは<sup>55</sup>Fe, <sup>60</sup>Coの放射能が支配的であるが、それ以後は<sup>63</sup>Niの放射能が支配的となっている。一方、長半減期核種の放射能は、NUREG/CR-0672<sup>3)</sup>によればその絶対量が少ないため、支配的核種とはならないと考えられる。

原子炉の永久運転停止時における主な放射性核種の放射能インベントリーに関する試算結果をTable 4に示す。

6.2 放射能インベントリーの減衰期間

一体沈設方式デコミッションングでは、最終的に原子炉建屋内部をコンクリートで全て充填することから、放射能濃度の観点からは、残存放射能に比べ

Table 4 Estimation of Radioactive Inventory at Shutdown

[単位: GBq]

核種	原子炉炉内構造物	生体遮蔽コンクリート	核分裂生成物及び放射化腐食生成物	合計
<sup>14</sup> C	$8.66 \times 10^3$	$2.18 \times 10^{-1}$	—	$8.66 \times 10^3$
<sup>60</sup> Co	$2.78 \times 10^7$	$1.03 \times 10^2$	$7.22 \times 10^4$	$2.79 \times 10^7$
<sup>63</sup> Ni	$7.22 \times 10^6$	$2.35 \times 10^1$	—	$7.22 \times 10^6$
<sup>90</sup> Sr	—	—	$4.11 \times 10^1$	$4.11 \times 10^1$
<sup>137</sup> Cs	—	—	$5.66 \times 10^3$	$5.66 \times 10^3$
全α	—	—	$2.42 \times 10^{-1}$	$2.42 \times 10^{-1}$
合計				$3.69 \times 10^7$



Table 5 Estimation of Decay Time of Radioactive Concentration for Generated Waste to The Upper Limit of Permitted Concentration for Burial

核種	半減期 (年)	運転停止時の放射能 インベントリー(Bq)	低レベル放射性廃棄物の濃度上限値に基 づいた一体沈設可能な許容放射能(Bq)	許容放射能まで減 衰する期間(年)
$^{14}\text{C}$	5,730	$8.66 \times 10^{12}$	$4.81 \times 10^{13}$	0
$^{60}\text{Co}$	5.27	$2.79 \times 10^{16}$	$1.44 \times 10^{16}$	5
$^{63}\text{Ni}$	92	$7.22 \times 10^{15}$	$1.44 \times 10^{15}$	220
$^{90}\text{Sr}$	28	$4.11 \times 10^{10}$	$9.62 \times 10^{13}$	0
$^{137}\text{Cs}$	30	$5.66 \times 10^{12}$	$1.44 \times 10^{15}$	0
全 $\alpha$ ( $^{241}\text{Am}$ )	432	$2.42 \times 10^8$	$1.44 \times 10^{12}$	0

注) ・減衰期間の0年は、既に一体沈設可能な許容放射能に達していることを示す。

・一体沈設可能な許容放射能は、次式によって試算した結果である。

$$\begin{aligned} \text{一体沈設可能許容放射能(Bq)} = & \text{対象核種に対する低レベル放射性廃棄物の埋設可能な} \\ & \text{放射能濃度上限値(Bq/ton)} \\ & \times \text{原子炉圧力容器体積}(=650\text{m}^3) \\ & \times \text{充填材比重}(=2.0\text{ton/m}^3) \end{aligned}$$

で希釈容量が大きいと言える。例えば、希釈体積を原子炉建屋全体の希釈容積で考えた場合、原子炉の永久運転停止時点においても、既に放射能濃度は低レベル放射性廃棄物として埋設可能な濃度を満足している。

しかしながら、原子炉建屋内における放射能の残存分布は、原子炉圧力容器内に集中していることを考えると、原子炉圧力容器の容積で希釈した場合は、低レベル放射性廃棄物として埋設可能な濃度を超える核種が存在する。

ここではより安全側の検討条件として、残存放射能の全てが原子炉圧力容器内に内蔵されていると仮定し、その放射能濃度が低レベル放射性廃棄物の埋設時における放射能濃度上限値に減衰するまでの期間を試算した。この結果、最長の減衰期間を要する核種とその年数は $^{63}\text{Ni}$ で220年である。また、対象核種別の減衰期間試算結果をTable 5に示す。

### 6.3 施設のバリア性能評価

原子炉建屋の沈設完了後、コンクリート充填により一体化した建屋内に残存している放射性物質が、

外部へ漏洩する可能性は存在する。この可能性のある放射性物質の外部漏洩は、地下水を媒体として核種が移行することにより発生すると仮定できる。したがって、沈設建屋周辺環境への放射性物質漏洩防止は、放射性物質の漏洩媒体である地下水の建屋内浸入を阻止することによって達成できる。

本来、原子炉建屋は必要な耐震構造と気密性を有しており、この特性は建屋沈設完了時点においても、止水バリアとして極めて高い有効性が期待できる。

また、原子炉格納容器のドライウェル鋼板(便宜上一次バリアと称する)、原子炉圧力容器(便宜上二次バリアと称する)も高い密閉性能を有する。

さらに原子炉建屋内、原子炉圧力容内、その他機器・配管内部にはコンクリート充填やモルタル注入を行っており、この充填注入材はアルカリ雰囲気を保持し、鋼材の腐食に対する遅延効果を有している。

一次バリアはコンクリートで被覆されており、アルカリ環境にあるため、コンクリートがアルカリ性を保持している間は一次バリアに腐食が発生しない

が、炭酸ガスや酸素が存在する下では時間の経過と共にコンクリートは中性化するため、いずれはコンクリートで被覆されている一次バリアに腐食が始まることが予想される。

しかし、原子炉建屋内部のコンクリートは密実に充填されており、さらに原子炉建屋が地下に埋設されている状況では、酸素濃度が地上の空气中に比べて低いため、この充填コンクリート、及び原子炉建屋を構築する既存コンクリートの中性化は地上における一般環境の空気中での中性化よりは相当遅延することになり、結果として一次バリアと二次バリアの腐食開始時期を遅延させることになる。

したがって、原子炉建屋を構築する既存コンクリート、及び沈設後に充填するコンクリートの中性化速度、及び一次バリアと二次バリアの腐食速度を求めることにより、建屋内部に残存している放射性物質が漏洩を開始する可能性の時期を推定することができる。

また、これらのバリアを貫通している配管類、あるいは開口である出入口等は、溶接密封することにより、バリア本来の性能と同等の性能を持たせることができる。

バリアが腐食を開始した時点で原子炉建屋内の残存放射性物質が漏洩を開始すると仮定した場合、その漏洩時期を試算すると原子炉建屋の一体沈設完了してから約8,600年後との結果を得た。

#### 6.4 沈設後の放射線監視

前項の検討結果から、残存放射能の内、低レベル放射性廃棄物埋設可能な放射能濃度上限値と等しい放射能濃度に減衰するのに最長の期間を必要とする<sup>63</sup>Niの220年に対し、可能性のある放射性物質漏洩の開始推定時期が一体沈設完了してから約8,600年後で充分長いため、沈設完了後における原子炉建屋内の残存放射能による周辺環境への放射線影響は無いと考えられる。

技術的観点では、原子炉建屋を沈設し最終的な埋戻し完了後の放射線に関する監視は、社会に受容されるために必要であれば放射性核種移行の監視設備を設けることもできる。

### 7. 今後の課題

原子炉建屋の一体沈設方法によるデコミSSION

ングでは、残存する放射性物質を原子炉建屋内に内蔵した状態で、原子力発電所敷地の地中に埋設することになる。このことは解体・撤去方式のデコミSSIONングと比較して大きく異なる点である。

このような原子力発電所の敷地内に『放射性廃棄物を処分する』と同様のデコミSSIONング方式に直接的に適用する法律は、現在のところ無いと言えるが、低レベル放射性廃棄物の埋設に関する法律やその他原子力関連の法律を参考に、法的適用性に関する検討を進める必要があると考える。

また、残存放射能を内蔵した原子炉建屋の沈設完了後における将来の永続的な周辺環境に対する影響については、詳細なシナリオの作成とそれに伴う評価、さらにはバリア構成に係わる安全設計へのフィードバックなど、周辺環境へ及ぼす影響などを体系的に評価する必要がある。当社は『BIOPATH』（スウェーデン、Studsvik社より導入した被曝計算コード）による検討も行っていきたいと考えている。

### 8. あとがき

現在、我が国の原子力発電施設に関するデコミSSIONングは、『原子力開発利用長期計画』（1982年6月、原子力委員会）の中で『密閉管理-解体撤去方式』が基本方針として示されている。商業用原子炉のデコミSSIONングは2000年以降、長期間に亘って順次行われて行くと推定され、この間における情勢の変化、あるいは電力会社や各原子力発電所の運転・稼働条件等により、デコミSSIONングの時期や方式が変化していくことも充分考えられる。

『一体沈設方式デコミSSIONング』は、使用済燃料を撤去した後、原子炉建屋を解体せず、逆に運転中地上に存在する原子炉建屋を多重バリアの一つに利用しながら地中に埋設できること、及び解体廃棄物の発生量を低く抑えることができること、等から、極めて有効なデコミSSIONング方法と考えられる。さらに既得の原子力発電用敷地内で作業可能であり、密閉管理期間を設ける解体撤去方式のデコミSSIONングに比べ、敷地の再利用が早期に再開できる方式であるといえる。

現在まで沈設方式デコミSSIONングの考案、及び実施は、国内・国外にいくつか例があるが<sup>1,2),3)</sup>、これらは原子炉建屋や原子炉格納容器等を一体で沈設するものでなく、原子炉のみを周辺から切離し埋

設する方式である。一方、ここで紹介した一体沈設方式は、原子炉建屋や原子炉格納容器等を解体せずにコンテインメントとして利用する形態で埋設するものであり、先的方式とは相違がある。

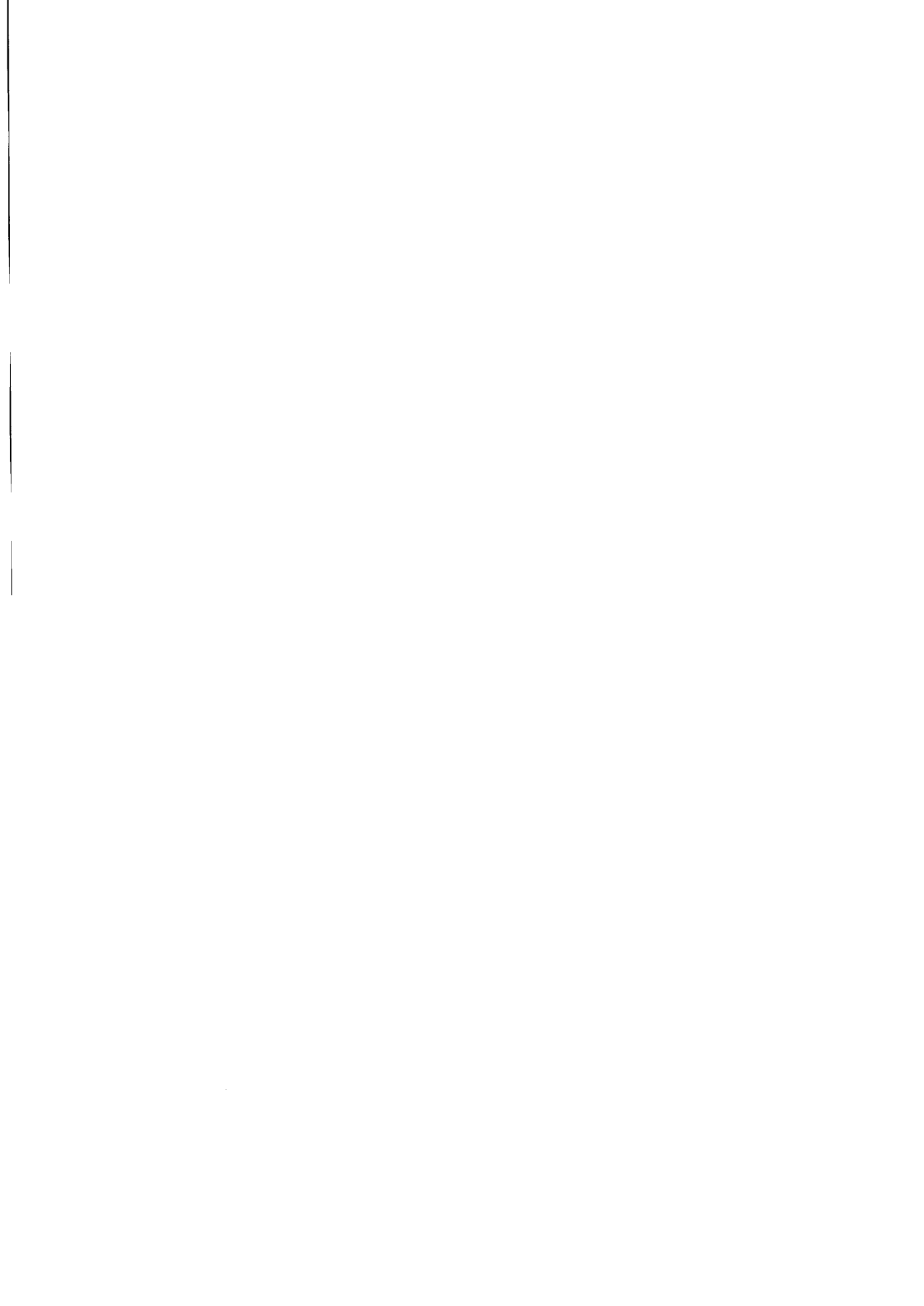
また、この一体沈設方式は原子力発電所のみならず、他の核燃料サイクル施設等への適用についても充分検討の可能性を有する方式であると考え、ここでは『一体沈設方式デコミッションング』をデコミッションングの一つの選択肢として提案するものであるが、本方式の安全性を中心に詳細な技術検討を今後行っていきたいと考える。

### 9. 参考文献

1) 大西信秋 他：“JRR-3 原子炉一括撤去”デコミッションング技報 No.1 p.46~p.55, Oct., 1989

- 2) N.Jayawardene 他：“Ontario Hydro proposes canning and burying CANDU reactors” Nuclear Engineering, Vol.35, No.434 p22, Sep.1990
- 3) H. D. Oak, G.M.Holter, W.E.Kennedy, Jr., G.J. Konzek : NUREG / CR - 0672, Vol . 1 , 2 “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station” , June1980
- 4) 笠井芳夫：“コンクリート構造物の解体と再利用”デコミッションング技報 No.1 p.6 Oct. 1989
- 5) 鳥飼欣一 他：“解体技術”原子炉デコミッションングハンドブック, サイエンスフォーラム p.346~p.350 Nov.1981





## 原子力船「むつ」の解役計画について

田中 圭\*

### *Outline of the Decommissioning Project of the Nuclear Ship "MUTSU"*

Kei TANAKA

This paper describes the overall decommissioning plan of the first Nuclear Ship in Japan, "MUTSU".

Its guideline is that the spent fuel, the neutron source and the nuclear plant should be removed from her, and she should be remodeled into the experimental ship for the marine research.

The entombment method is adopted for her decommissioning. The reactor room should be separated from her hull on the semi-submergible barge, and be transferred by the floating crane. The separated reactor room should be stored in the building.

#### 1. はじめに

原子力船「むつ」(以下、「むつ」という。)は、我国初の原子動力実験船として、平成3年2月14日に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下、原子炉等規制法という。)に基づく使用前検査合格証並びに船舶安全法に基づく船舶検査証書を交付され、「むつ」は、我国初の原子力船として完成した。その後、「むつ」は、4次にわたる外洋での実験航海を実施し、平成4年2月14日に実験航海を終了した。

このため、日本原子力研究所は、昭和60年3月に内閣総理大臣及び運輸大臣が定めた「日本原子力研究所の原子力船の開発のために必要な研究に関する基本計画」(以下、基本計画という。)に基づき、「むつ」を解役することとし、そのための工事等に着手した。

本報告では、この「むつ」の解役計画の概要、工事等の現状等を紹介する。

#### 2. 建造及び実験航海の経過

「むつ」は、我国初の原子動力実験船として、昭和42年11月に原子炉設置許可を得て建造に着手し、昭和44年6月進水し「むつ」と命名された。昭和45年7月には船体が完成し、大湊定係港へ回航後、原子炉機器の積み込み工事を行い、昭和49年8月、太平洋上において初臨界に達したものの、その後の試験において少量の放射線漏れが生じ、試験を中断した。その後、佐世保港における遮蔽改修工事、関根浜新定係港の建設工事等を経て、平成2年3月29日より、出力上昇試験を再開し、4次にわたる出力上昇試験及び海上試運転を行い、平成3年2月14日に原子炉等規制法に基づく復旧前検査合格証並びに船舶安全法に基づく船舶検査証書を交付され、「むつ」は、我国初の原子力船として完成した。

その後、海洋の種々の条件下での、振動、動揺、負荷変動等の原子炉に与える影響に関する知見を得るため、静穏海域、通常海域、高温海域及び荒海域

において、4次にわたる外洋での実験航海を実施した。その結果、波浪等の自然外力による船体の動揺、傾斜等が原子炉プラントに与える影響等について貴

重なデータが取得され、「むつ」は、平成4年2月14日に実験航海を終了した。

「むつ」の一般配置図を Fig.1 に示す。

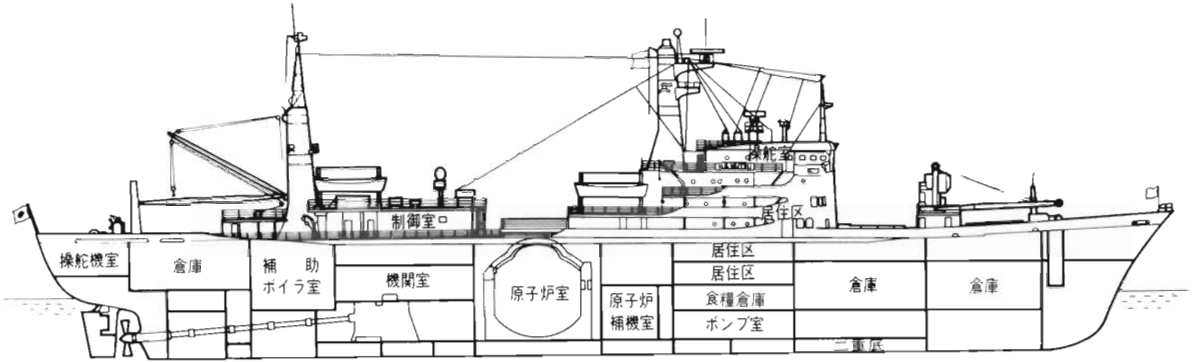


Fig.1 General arrangement of N.S. "MUTSU"

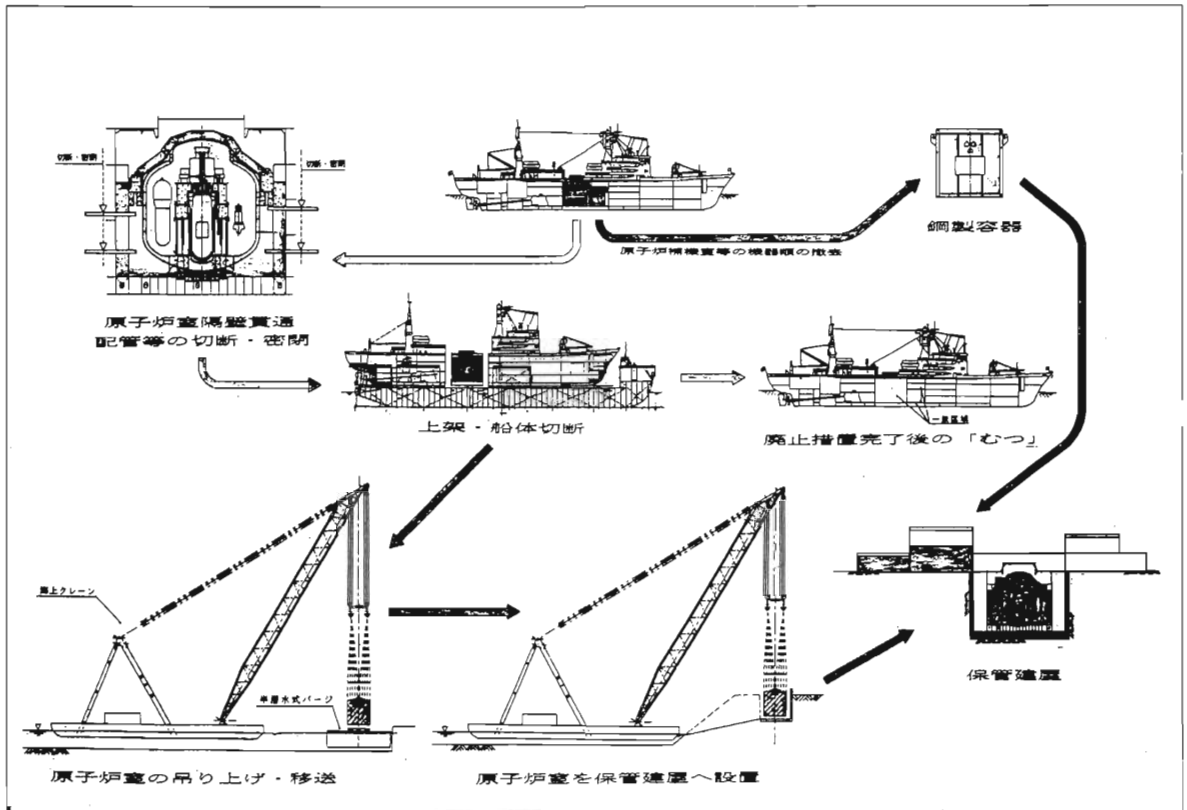


Fig.2 Outline of the decommissioning project

### 3. 解役計画

基本計画によれば、「原子力船「むつ」は、実験航海終了後直ちに關根浜新定係港において解役する。」と定められている。この「むつ」の解役について、日本原子力研究所は、平成元年5月に解役準備室を設置し、原子力船の解役の事例、陸上の原子炉施設の廃止措置、使用済燃料の再処理、船体の後利用等に関して調査、検討を進めてきた。

これらを踏まえて、日本原子力研究所は、平成4年1月、解役に係る工事等の方法を解役計画として定め、平成4年1月20日に「むつ」の解役計画を、青森県、むつ市及び青森県漁業協同組合連合会に対し説明を行い、同年3月30日に了解を得た。

また、むつ事業所に原子力船解役部を設置し、解役に係る工事等の実施体制を整備するとともに、原子炉等規制法の規定に基づき所要の手続きを経て、現在、解役に係る工事等を進めている。

#### 3.1 解役の基本的考え方

解役にあたっては、使用済燃料、中性子源、原子炉等を「むつ」より撤去することとし、また、原子炉の廃止措置方式としては、原子炉を遮蔽体と合わせて原子炉室ごと一括して海上クレーンを用いて撤去し、陸上にそのまま保管する撤去隔離方式を採用することとしている。原子炉補機室等にある機器類については撤去し、適切な容器に収納等を行い、陸揚げすることとする。概要を Fig.2 に示す。

「むつ」から撤去した原子炉室は、新たに建設する保管建屋内において、適正な管理の下に安全に保管するとともに、これを展示し、一般の見学に供する。

また、解役後の「むつ」の船体については、海洋観測研究等に活用する一般動力推進の大型海洋研究船に改造し、併せて関連する關根浜港等を活用するとの方針の下に、検討を進めることとしている。

#### 3.2 解役に係る工事等の概要

解役に係る工事等は、Fig.3 に示す手順により行われ、平成4年2月に使用済燃料の冷却に始まり、その後、4年間程度でもって完了する見込みである。

各工事等の概要は、以下のとおりである。

##### (1) 使用済燃料の冷却

「むつ」を關根浜港岸壁に係留し、約1年間、原

子炉を冷態停止状態に維持し、使用済燃料の内蔵放射能による放射線及び崩壊熱の低減を図るとともに、原子炉プラント各部の放射能の減衰を図る。

##### (2) 使用済燃料等の取出作業

燃料取扱設備を用いて、使用済燃料及び中性子源を原子炉内から取り出し、燃料・廃棄物取扱棟内の所定の場所に移送する。使用済燃料取出し作業の流れを Fig.4 に示す。

##### (3) 水抜き作業

機器等の撤去工事を円滑に行うこと等を目的として、機器等の撤去工事に先立ち、原子炉室、側部二次遮蔽体下部の二重底及び原子炉補機室等の中にある水をすべて抜き取り、陸揚げする。

##### (4) 原子炉補機室等の機器類撤去工事

原子炉補機室等にある機器類を撤去し、陸揚げする。原子炉室に通じる配管、ダクト等を切断し、開口部はすべて密閉する。機器類を撤去した原子炉補機室等は、室内の汚染検査を行い、必要に応じて除染し、管理区域を解除する。

##### (5) 關根浜港内の浚渫及び隣接する陸地の掘削工事

原子炉室を保管建屋に移送するために、關根浜港内の浚渫及び隣接する陸地の掘削を行う。原子炉室の撤去及び移送終了後、埋戻し工事を行う。

##### (6) 原子炉室の撤去及び移送工事

遠隔びょう地において「むつ」を半潜水式バージに上架し、關根浜港岸壁に回航し、係留する。原子炉室を「むつ」船体から切り離し、原子炉容器、格納容器、遮蔽体等を内蔵したまま、海上クレーンで一括して吊り上げ、移送し、新設する保管建屋に収納する。撤去される原子炉室及び室内の主要機器を Fig.5 に示す。

##### (7) 保管建屋の建設工事

撤去した原子炉室、原子炉補機室等からの撤去物等を併せて保管するための建屋を、むつ事業所關根浜地区敷地内に建設する。保管建屋は、原子炉室を保管する原子炉室保管棟、その他の撤去物等を保管する撤去物等保管棟等からなっている。

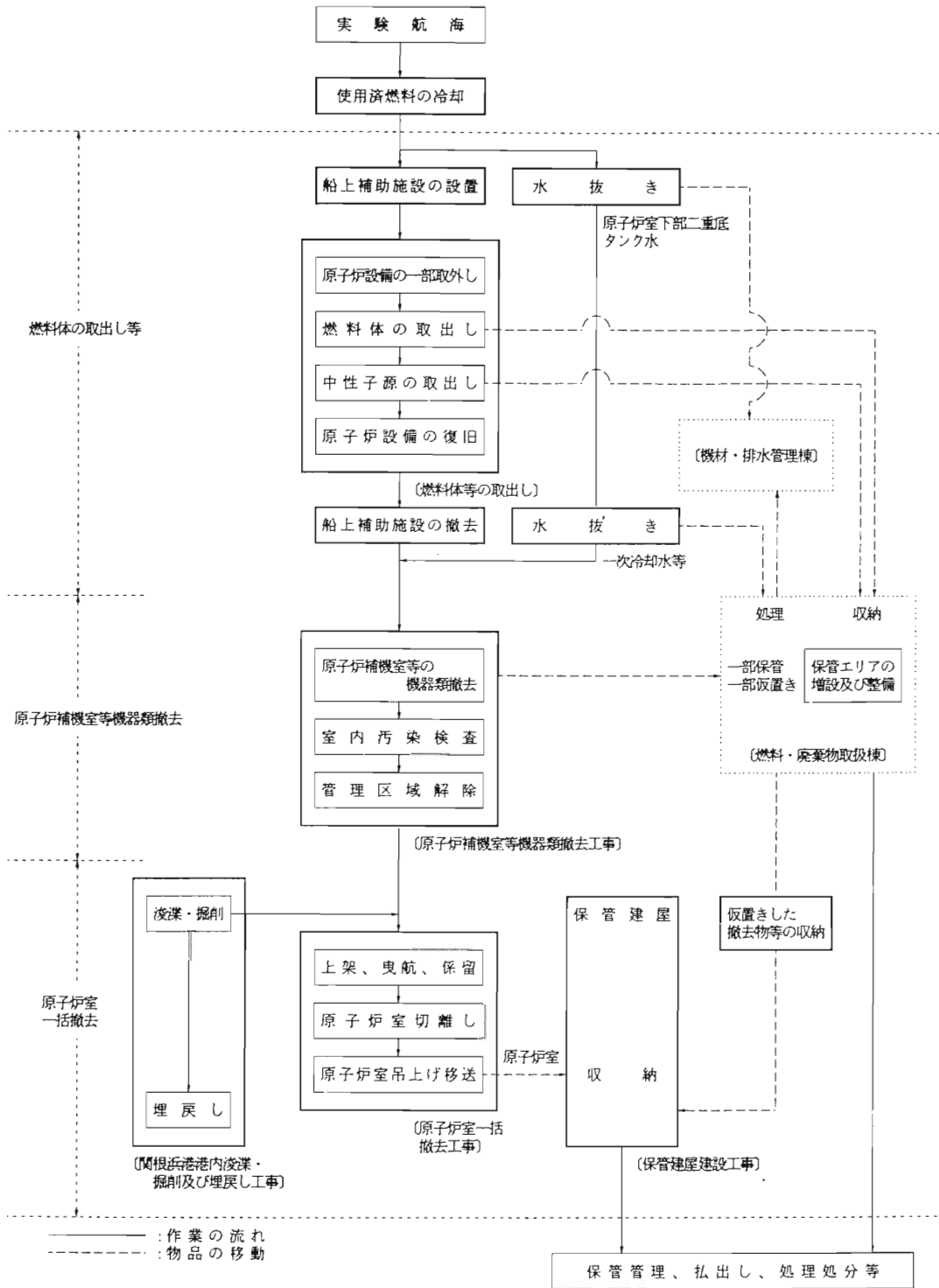


Fig. 3 Procedure of the decommissioning works



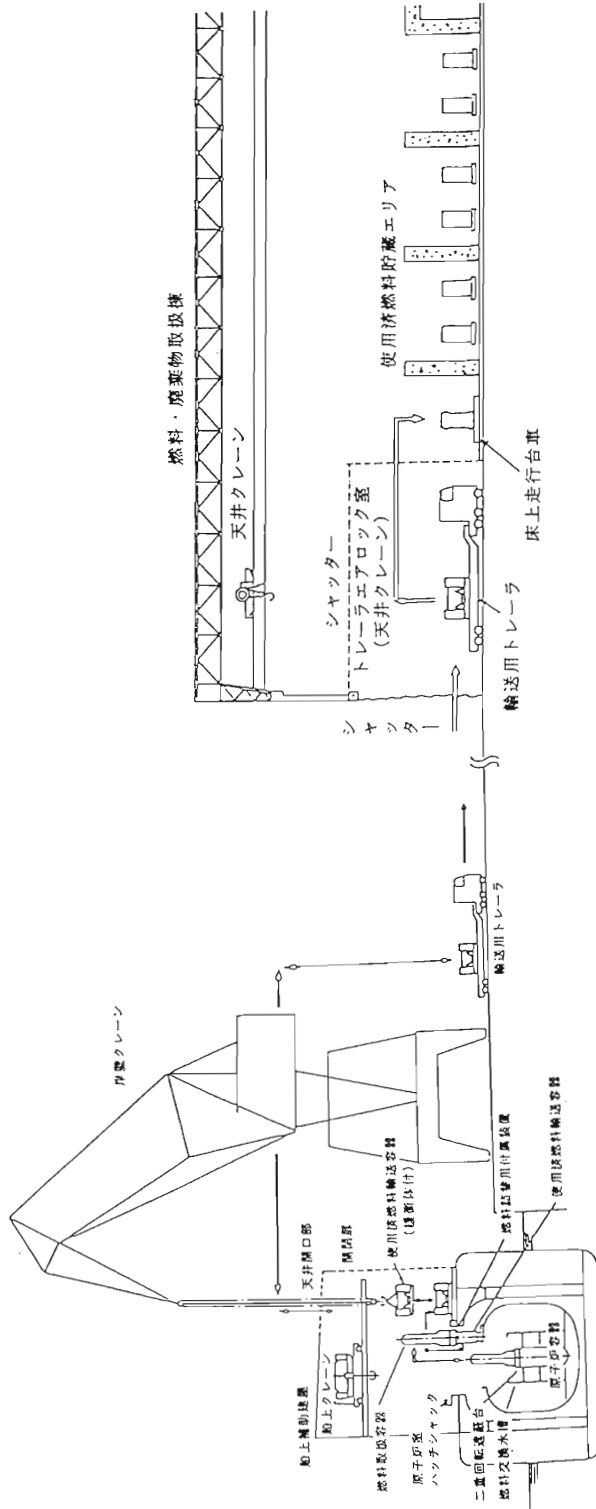


Fig. 4 Unloading of the spent fuel

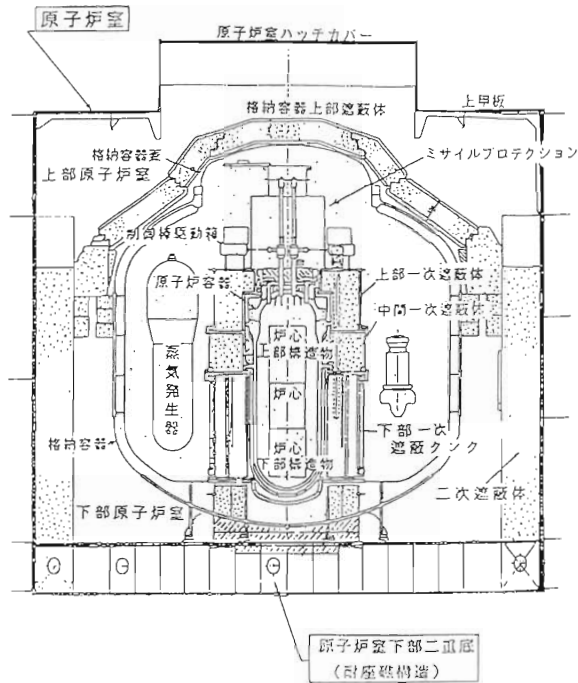


Fig. 5 Arrangement of the reactor room

#### 4. 原子炉施設の廃止措置方式の選定

原子炉の廃止措置方式としては、昭和57年3月の原子力委員会廃炉対策専門部会の報告において、「密閉管理」、「遮蔽隔離」及び「解体撤去」の3方式が示されている。また、「むつ」の原子炉が比較的小型であることに着目して、原子炉を遮蔽体ごと一括撤去し、陸上で保管管理する「撤去隔離」方式についても適用が可能と考えられる。このため、日本原子力研究所では、「むつ」の原子炉の廃止措置方式として、これら4方式について比較検討を行った。

その結果、いずれの方式でも技術的には安全に実施することが可能であるが、工事等に要する期間、作業従事者の放射線被ばく量及び工事等に伴う廃棄物の発生量及び船体の後利用の面から、「撤去隔離」方式を採用することとした。

#### 5. 使用済燃料について

「むつ」は、出力上昇試験及び実験航海において、約2,250時間(100%出力換算)の運転を行った。

使用済燃料は、「むつ」から取出した後、使用済燃

料輸送容器のまま、燃料・廃棄物取扱棟において保管する。その再処理は、動力炉・核燃料開発事業団において行うこととしている。

#### 6. 撤去物等について

解体に係る工事等において、原子炉室一括撤去物、原子炉補機室等からの撤去物及び二次固体廃棄物が発生するが、これらは、一般の廃棄物を除き、処理処分方法が決定するまでの間、保管建屋及び燃料・廃棄物取扱棟において保管する。また、原子炉室等から陸揚げした水及び解体に係る工事等に付随して発生する雑排水は、液体廃棄物処理設備等により処理した後、希釈して海中に放出する。

なお、解体により発生する放射性廃棄物については、できるだけ発生量の低減化に努める。

##### 6.1 放射能インベントリの推定

放射化放射エネルギーについては、原子炉の運転履歴、中性子束分布、構成材料等から計算により推定したところ、100%出力において3,000時間運転終了後1.5年において、約 $1.2 \times 10^{13}$ Bqとなった。

また、原子炉冷却水中の放射性腐食生成物による系統内の汚染について、原子炉の運転履歴、構成材料、水質等から推定して、原子炉室内の機器類が約  $4.4 \times 10^{10}$  Bq、原子炉補機室等内の機器類が約  $2 \times 10^9$  Bq となった。

## 6.2 廃棄物量の推定

固体廃棄物としては、原子炉室一括撤去物、原子炉補機室等機器類撤去物及び雑固体廃棄物が発生するが、その推定発生量の内訳は、Table 1 に示される。なお、原子炉室一括撤去物量には、汚染されていない構造物等を含めている。

液体廃棄物としては、一次冷却水、遮蔽タンク水、工事雑排水等が発生し、合計  $268\text{m}^3$ 、 $4.3 \times 10^6$  Bq (トリチウムを除く) と推定される。

気体廃棄物については、原子炉を停止していること等から、希ガス及び放射性ヨウ素を放出することはなく、また、放射性塵埃の放出も殆ど無視できる。

## 6.3 廃棄物の処理処分の方法

固体廃棄物のうち、原子炉室(原子炉容器、炉内構造物等を含む)は、保管建屋の原子炉室保管室に、その他の撤去物は、原則として容器に入れ、燃料・廃棄物取扱棟内の固体廃棄物貯蔵室及び固体廃棄物保管エリア並びに保管建屋内の撤去物等保管室に保管する。液体廃棄物は、燃料・廃棄物取扱棟へ移

送し、同棟に設置されている液体廃棄物処理設備により処理した後、機材・排水管理棟へ移送し、放射能濃度を確認後、海中放出設備より法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下となるよう希釈して放出する。なお、原子炉室下部二重底タンク水については、仮設水処理装置により処理した後、機材・排水管理棟へ移送し、放射能濃度を確認後、海中放出設備より法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下となるよう希釈して放出する。

気体廃棄物は、発生場所に応じ、「むつ」及び燃料・廃棄物取扱棟の排気系の高性能空気フィルタでろ過した後、スタックダストモニタ等により排気中の放射能濃度が法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを監視しながら、それぞれの排気口から放出する。

## 7. 法手続き等

### 7.1 原子炉等規制法

解役に係る工事等については、原子炉等規制法に基づく所要の規制を受ける。平成4年8月3日に、同法に基づく原子炉設置変更許可申請を行うとともに、原子炉施設の解体届を提出した。

原子炉設置変更許可申請は、原子炉室等の撤去物を保管する保管建屋の設置、燃料・廃棄物取扱棟内の一部エリアの用途の変更及び大湊附帯陸上施設の削除を行うものである。同年12月28日に同設置変更

Table 1 Solid radioactive estimate from the decommissioning works

分類	発生量	形状	保管場所	備考
原子炉室一括撤去物	3,270 ton	ブロック状(1個) (14.6m <sup>L</sup> ×13m <sup>W</sup> ×13.4m <sup>H</sup> )	保管建屋 (原子炉室保管室)	汚染していない構造物等を含む重量
原子炉補機室等機器類撤去物	70 ton	1m <sup>3</sup> 鋼製容器 約80個 200ℓドラム缶 約150本 梱包 約10個	燃料・廃棄物取扱棟 (固体廃棄物貯蔵室、固体廃棄物保管エリア) 保管建屋 (撤去物等保管室)	重量物、放射能レベルの高いものは燃料・廃棄物取扱棟に保管
雑固体廃棄物	42 ton	1m <sup>3</sup> 鋼製容器 約20個 200ℓドラム缶 約350本	同上	

許可が得られた。今後、設計及び工事方法の認可等の許認可手続きを得て、必要な工事等に着手することとしている。

解体届において、解役に係る工事等を、①使用済燃料の取出作業、②原子炉補機室等の機器類撤去工事、③原子炉室撤去・移送作業の3段階に区分けしており、同年8月3日に提出した解体届には、第1段階の工事について詳細に記載されている。今後、第2段階、第3段階の工事着手前に、それぞれ所要の変更手続きを行うこととしている。なお、科学技術庁原子力安全局長の指示に基づき、解体工事の内容の詳細及び進捗状況を記載した「工事方法等明細書(その1)」及び「工事工程明細表」を同年9月14日に提出し、同年9月18日に解役に係る工事等に着手した。

## 7.2 船舶安全法

「むつ」は、解役に係る工事等の間も、引き続き船舶安全法に基づく所要の検査が行われる。その他、海上において行われる工事に対して、工事用に用いられる船舶を含めて、所要の審査等が行われる。

## 8. 工事の進捗状況(平成4年12月末現在)

現在、「むつ」は、使用済燃料の冷却中であるが、具体的な工事としては、平成5年春の使用済燃料取出し作業に備えた準備工事、保管建屋建設のための準備工事等を実施している。

### 8.1 船上補助施設の設置作業等

使用済燃料取出し作業中に、原子炉室が開放状態とならないようにするため、原子炉室の上部に船上補助建屋及びハッチシャットを設置した。また、使用済燃料取出し作業に使用する75tの船上クレーン

の点検、整備、設置等を行った。

また、使用済燃料取出し作業において使用する燃料交換水槽、二重回転遮蔽台、燃料取扱容器、燃料詰替用付属装置、炉内構造物キャスク等の点検・整備を行うとともに、作業訓練を実施した。その後、これら装置類は、大湊附帯陸上施設から関根浜附帯陸上施設へ移送した。

### 8.2 水抜き作業

二次遮蔽体下部の二重底タンクの水を仮設の水処理装置を用いて陸揚げし、機材・排水管理棟のモニタータンクにおいて放射性物質濃度が十分に低いことを確認して、希釈し、海中放出した。

### 8.3 土捨場築造工事

保管建屋の地下構造部の掘削工事、並びに、原子炉室移送のために崖部掘削及び埋戻し工事を行うこととしている。これらの工事に伴い発生する土砂の処理及び仮置きのために、土捨場を築造している。

## 9. あとがき

「むつ」の解役計画の基本的考え方及び工事の概要等について紹介した。現在、工事等の準備に取り掛かっているが、計画通り工事等が進捗しても、平成7年度までかかる予定である。今回の「むつ」の解役計画では、原子炉室の海上クレーンでの吊上げ等、技術的に注目される工事等が多く、世間の注目を浴びて工事等を行うこととなる。このため、日本原子力研究所としては、安全には十分に留意して工事等を進めていくこととしている。「むつ」の解役の経験が、今後のデコミッションング技術に有益な形で反映されることを期待している。

財団法人 原子力施設デコミッションング研究協会誌

© デコミッションング技報 第7号

発行日：平成5年3月15日

発行所 (財)原子力施設デコミッションング研究協会

編集発行人 新谷英友

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100

TEL 0292-83-3010, FAX 0292-87-0022

印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 0292-82-7321

# **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ン研究協会

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川821番100東海外材ビル  
TEL.0292-83-3010 FAX.0292-87-0022