

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：原子力施設使用済み資材の再利用・
処分のための基準

総 説：原子力発電所デコミッショニング計
画の作成および評価のためのシステ
ム工学的アプローチ

：研究炉のデコミッショニングに関す
る国際活動について

No. **12** 1995

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します。

デコミッショニング技報

第12号(1995年7月)

目次

巻頭言

原子力施設使用済み資材の再利用・処分のための基準	1
	松元 章

総説

原子力発電所デコミッショニング計画の作成	2
および評価のためのシステム工学的アプローチ	柳原 敏、白石 邦生 荻原 博仁、助川 武則
研究炉のデコミッショニングに関する国際活動について	11
「IAEA の研究炉デコミッショニング技術報告書」を中心として	大西 信秋

技術報告

原子力発電所の蒸気発生器取替え作業について	22
	百々 隆
ウインズケール改良型ガス冷却炉(WAGR)の解体	32
	石川 広範
韓国研究炉1、2号の廃炉計画	42
	徐 斗煥
原研再処理特別研究棟の解体計画	49
	三森 武男、宮島 和俊
LRAD 技術による α 線の測定技術開発に関して	59
	片山 敬朗

Journal of the RANDEC

No. 12, July 1995

CONTENTS

Exposition

- System Engineering Approach to Planning and Evaluation
of Nuclear Power Plant Decommissioning 2
Satoshi YANAGIHARA, Kunio SHIRAISHI,
Hirohito OGIHARA, Takenori SUKEGAWA
- International Activity for Decommissioning of Research Reactors
—Outline of IAEA Technical Report on Decommissioning Techniques for Research Reactors— 11
Nobuaki OHNISHI

Technical Report

- Steam Generator Replacement Work in Nuclear Power Plant 22
Takashi DODO
- Decommissioning of the Windscale Advanced Gas-cooled Reactor 32
Hironori ISHIKAWA
- Decommissioning Plan for the TRIGA Mark-II/III 42
Doo-Hwan SUH
- Decommissioning Program for JAERI's Reprocessing Test Facility 49
Takeo MIMORI, Kazutoshi MIYAJIMA
- Advanced Measuring Technique named Long Range Alpha Detection
(LRAD) Method for Alpha Rays 59
Yoshiro KATAYAMA

SUMMARIES

System Engineering Approach to Planning and Evaluation of Nuclear Power Plant Decommissioning

Satoshi YANAGIHARA, Kunio SHIRAIISHI,
Hirohito OGIHARA, Takenori SUKEGAWA

J. RANDEC, No. 12 (July 1995), page 2~10, 10 Figures, 1 Table

As one of promising technology for decontamination and decommissioning (D&D) projects, a study on system engineering approach to planning and evaluation of nuclear power plant decommissioning has been conducted in the Japan Atomic Energy Research Institute under contract with Science and Technology Agency of Japan. Various data on dismantling the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) has been collected and these are accumulated in the decommissioning database. The data collected from the dismantling activities are being used for (1) managing ongoing dismantling activities, (2) verifying the code system for management of reactor decommissioning (COSMARD) developed for the forecasting of management information, and (3) planning future decommissioning of commercial nuclear power plants. The JPDR dismantling activities were then characterized by analyzing the data collected with regard to waste arisings, manpower expenditure, worker dose and dismantling machine performance. In addition, information about D&D projects in the world has been collected through the OECD/NEA decommissioning cooperative program. The information has been also accumulated in the decommissioning database. COSMARD and database are expected to be particularly useful in decommissioning nuclear power plants.

International Activity for Decommissioning of Research Reactors

—Outline of IAEA Technical Report on Decommissioning Techniques for Research Reactors—

Nobuaki OHNISHI

J. RANDEC, No. 12 (July 1995), page 11~21, 3 Figures, 6 Tables

To date, well over 650 research reactors, including critical assemblies have been built or are in the construction or planning phase throughout the world. Over 370 research reactors have already been shut down and decommissioned to different stages. By the turn of the century, about 220 research reactors operating today will have reached 30 years of age and will also become likely candidates for decommissioning.

The first publication of the IAEA on research reactor safety was early as 1960 and this subject has since received continuous attention. The basic principles and requirements for the safety of research reactors and critical assemblies have been compiled in two safety code-on design and on operation, as the 1984 edition of Safety Series No. 35.

In addition, it has been recognized internationally that there would be advantages in harmonizing principles and rationalizing decommissioning standards on an international basis. The Safety Guide and Technical Report have been issued in response to the need as part of IAEA programme for decommissioning of research reactors and critical assemblies.

This paper describes the outline of the IAEA technical report on "Decommissioning Techniques for Research Reactors" which has been published recently.

Decommissioning Plan for the TRIGA Mark-II/III

Doo-Hwan SUH

J. RANDEC, No. 12 (July 1995), page 42~48, 5 Figures, 8 Tables

KRR-1 (Korea Research Reactor-1; TRIGA Mark-II, 250 kW) and KRR-2 (TRIGA Mark-III, 2 MW) have been operated for 33 and 23 years respectively.

These two reactors are planning to be shut down in December 1995, for the reasons of uneconomical operation, technical obsolescence and political change. After then KRR-1 would be in Stage-2 in order to reconstruct for a memorial building, and KRR-2 would be in Stage-3.

In this paper, decommissioning plans for KRR-1 and KRR-2 are described as follows; 1) Background, 2) Facility description, 3) Decommissioning options, 4) Schedule of the plan, 5) Cost estimates, 6) Results of preliminary examination for decommissioning study.

Decommissioning Program for JAERI's Reprocessing Test Facility

Takeo MIMORI, Kazutoshi MIYAJIMA

J. RANDEC, No. 12 (July 1995), page 49~58, 10 Figures, 2 Tables

JAERI's Reprocessing Test Facility for short JRTF, is the first facility constructed in 1966 for fundamental fuel reprocessing tests in Japan. The JRTF decommissioning program consist of treatment of liquid waste generated from reprocessing tests, research and development on dismantling techniques and actual dismantling. This program started in 1990 under a contract with the Science and Technology Agency, and will be completed in 2001. This paper introduce the outline of JRTF and the summary of decommissioning program for JRTF.

SUMMARIES

Steam Generator Replacement Work in Nuclear Power Plant

Takashi DODO

J. RANDEC, No. 12 (July 1995), page 22~31, 22 Figures, 6 Tables

Steam Generator (SG) Replacement is one of the biggest projects of Pressurized Water Reactor Power Plant. SG Replacements had ever been practiced in the United States, France, Germany and another countries, so nowadays SG Replacement has been fixed as a effective maintenane method of PWR. In Japan, SG Replacements has been also completed in Takahama-2, Mihama-2, Genkai-1, Ohi-1, and are planned in another 4 plants. The new steam generators are of the latest design and manufacturing process well based on the domestic and foreign operating experiences.

This report deals with outline of SG Replacing techniques in every steps of the work, decontamination and training for radiation exposure reduction, and radioactive wastes and the treatment.

Advanced Measuring Technique named Long Range Alpha Detection (LRAD) Method for Alpha Rays

Yoshiro KATAYAMA

J. RANDEC, No. 12 (July 1995), page 59~67, 19 Figures, 1 Table

Los Alamos National Laboratory is developing a series of instrumentation based on the Long Range Alpha Detection (LRAD) Method. Historically, alpha detectors have been limited by the very short range (about 3cm for alpha of 5 MeV) of the alpha source in the air.

This revolutionary detection technique, LRAD permits monitoring of alpha rays up to several meters from their origination point. In LARD method, alpha particles interact with the ambient air, producing ionization in the air about over 140,000 ion pairs at 5 MeV of alpha energy.

These charges can be transported in the moving current of air generated by fans. An ion chamber located in the front of fans measures the current carried by moving ions. Several patents have been awarded regarding LRAD Methods.

Exclusive license grated to Eberline Instruments from Los Alamos National Laboratory and Model LRAD-1 is the first product by Eberline Instruments Corp. located Santa Fe, NM.

Decommissioning of the WindscaI Advanced Gas-cooled Reactor

Hironori ISHIKAWA

J. RANDEC, No. 12 (July 1995), page 32~41, 13 Figures, 5 Tables

The WAGR ceased operation in 1981 after 18 years of successful operation as a development reactor for the AGR nuclear power stations. Dismantling the WAGR is the UK's lead power reactor decommissioning project. Decommissioning began in 1982 with the removal of fuels from the reactor core. The wide variety of data and the experiences have been obtained in the course of the WAGR decommissioning Project. In this paper, the activities of the WAGR decommissioning Project are summarized.

原子力施設使用済み資材の再利用・処分のための基準



(財)デコミッションング研究協会

松元章

日本政府は「原子力安全に関する条約」を平成7年5月12日付けで批准しました。同条約の前文に謳われているように、次の目標は放射性廃棄物安全条約の締結に向けられそうです。IAEA、OECD/NEA、CEC等の国際機関によるこのための精力的活動が伝えられています。

IAEAでは放射性廃棄物安全基準(RADWASS)の策定を進めており、その一環として近く「固体物質の規制解放レベル(clearance level for radionuclides in solid materials)」を参加各国メンバーの合意を得て刊行すると伝えられています。その草案によると、原子力施設使用済み資材または再利用物品が国際間で流通するとの前提で、各国共通の基準の設定を促し、必要があれば国際間での問題調節のベースとなるべき数値を提供することを意図しています。RADWASSのどの部分が国際条約化されるかは、今後の議論を待たなければなりません。再利用基準等を国際間で統一する精神は条約に取り込まれてしかるべきでありましょう。

NEA、CECでも同趣旨による検討を進め、その成果を基にIAEAの草案に注文を付ける等の動きもあるようですが、このような重要な案件は国際機関でも事前によく調整を図って戴きたいものです。IAEA、NEAの草案は、ICRPの勧告を踏まえ、米・英・仏・独および北欧各国の具体的実施事例をベースに作られています。

我が国でも、液体・気体と同様に、固体物質についても規制除外値を設けようとの狙いで、科学技術庁の指導の下に日本原子力研究所、原子力安全研究協会等がこれまで多くの努力をしてきましたが、現在のところ不幸にしてその実現を見るには至っていません。先に、原子力安全委員会が公表した原子炉施設解体に伴うコンクリート廃材等の取扱いに関する基本的考え方では、具体的数値目標が明示されなかったばかりに、原研のJPDRの解体コンクリートおよび関西電力・美浜発電所の蒸気発生器交換の固体廃材に具体的に適用された時点では「人工放射性核種が検出できない範囲」と、原子炉設置者の厳しい自主規制を招くことになりました。検出限界値以下という数値は、チェルノブイリ事故後の輸入食品の導入基準値よりも厳しく、前出のIAEAのドラフトの千～10万分の一(核種により異なる)と理解に苦しむほど厳しいものです。

国際間の協調のもと活力の大部分を貿易に頼る我が国が、ひとり人工放射性核種を一切認めないというスタンスを取り続け得なくなる状況は目前に迫っているようです。規制の制定には、過去の事例にもあったように幾多の困難は予想されますが、世界各国と整合の取れた国内基準の制定に向けて関係者がこぞって努力しなければならないと考えます。このような基準の導入は原子力施設のデコミッションングおよび放射性廃棄物処理・処分の分野において、より安全、より合理的な方法論の追求に向け大きな動機になると期待しています。ましてや、デコミッションング・廃棄物処理等の技術分野では、ともすればなおざりにされがちであった固体除染・固体分離の技術領域に大きな転機をもたらすでありましょう。

RANDECも関係機関の指導のもとに賛助会員との対話と協力を介して、国際的にも通用する合理的基準作りに少しでも貢献ができますよう努めて行く所存であります。

原子力発電所デコミッショニング計画の作成および 評価のためのシステム工学的アプローチ

柳原 敏、白石 邦生、
荻原 博仁、助川 武則

System Engineering Approach to Planning and Evaluation of Nuclear Power Plant Decommissioning

Satoshi YANAGIHARA, Kunio SHIRAISHI,
Hirohito OGIHARA, Takenori SUKEGAWA

As one of promising technology for decontamination and decommissioning (D&D) projects, a study on system engineering approach to planning and evaluation of nuclear power plant decommissioning has been conducted in the Japan Atomic Energy Research Institute under contract with Science and Technology Agency of Japan. Various data on dismantling the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) has been collected and these are accumulated in the decommissioning database. The data collected from the dismantling activities are being used for (1) managing ongoing dismantling activities, (2) verifying the code system for management of reactor decommissioning (COSMARD) developed for the forecasting of management information, and (3) planning future decommissioning of commercial nuclear power plants. The JPDR dismantling activities were then characterized by analyzing the data collected with regard to waste arisings, manpower expenditure, worker dose and dismantling machine performance. In addition, information about D&D projects in the world has been collected through the OECD/NEA decommissioning cooperative program. The information has been also accumulated in the decommissioning database. COSMARD and database are expected to be particularly useful in decommissioning nuclear power plants.

1. はじめに

多くの経費、時間、労力が投入される大規模プロジェクトでは、安全性、経済性、規制条件等あらゆる方面からその内容を分析し、効率的にプロジェクトを実施できるシステムを構築することが大切である。原子力施設のデコミッショニングにおいても、多くの工程を経て行う膨大な量の機器・構造物の解体作業を作業員の被ばくを最少に抑えて効率的に行

うためには、最適な計画の作成および効率的な作業システムの検討が不可欠となる。このような検討は非常に複雑になるので、計算機を有効に利用することが効率的である。原子力施設のデコミッショニングが重要な課題になりつつある米国、英国、ドイツ、カナダなどの国々では、デコミッショニング費用算定の方法論や計画管理システムの開発が行われている¹⁾⁻³⁾。

日本原子力研究所では、科学技術庁からの受託事

業として、JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) 解体プロジェクトを1981年より進めており、その中の技術開発項目の一つとして、システム工学の研究を取り上げ、費用評価、最適計画の作成、プロジェクト管理など、デコミッショニングを効率的に実施するための方法論の研究を実施してきた。まず、第1期計画では、解体に必要な作業項目を抽出するとともに、その作業管理に必要なデータ(人工数、発生廃棄物量、線量当量、費用など)を計算する計算コードシステム(COSMARD-JP)を開発し、JPDRの解体管理に必要な諸量を計算した。また、第2期計画においては、COSMARD-JPを汎用化して新しいバージョンを開発するとともに、JPDR解体作業の管理データを収集・分析し、計算モデルやデータベースの検証に役立てている^{4)~7)}。

本報告では、JPDR解体プロジェクトの技術開発として実施してきた、データの収集・分析およびCOSMARDの開発の現状を紹介する。さらに、国際協力によって得られたデータに基づく計算結果や方法論の比較結果等についても言及する。

2. 研究の背景

欧米の原子力先進諸国において、原子力開発初期に建造された原子力発電所は、その寿命に近づいているものが多くあり、西暦2000年にはかなりの数の原子力発電所のデコミッショニングが必要になると考えられている⁷⁾。我が国においても、初の商業用発電炉(東海1号炉)が運転を始めてから、28年が経過しており、近い将来商業用発電炉のデコミッショニングが必要となることは明らかである。このような背景において、我が国の原子力開発の長期計画においては、JPDRを対象として将来の商業用発電炉のデコミッショニングに活用し得る技術の開発、既存技術の確証を行うこと、また一層の技術の高度化を行うこと等が述べられている。

原子力発電所のデコミッショニングにとって問題となる主要な項目を整理すると以下ようになる。

- 短期間に大量に発生する放射性廃棄物の合理的な処理・処分

- 作業員の被ばく低減と安全の確保

- 経済性を考慮した計画作成と作業の実施

JPDR解体プロジェクトの中で実施してきたシステム工学の研究とは、JPDR解体の経験を分析・評

価し、まとめることであり、その結果は将来の我が国の商業用発電炉のデコミッショニングに有効に反映されるものである。すなわち、現在進められているJPDR解体作業の経験、収集データを十分に整理し、分析することが、上述した問題の解決を図る近道であると考えられる。

3. 研究の目的と概要

3.1 目的

原子炉解体のシステム工学に関する研究の主要な目的をまとめると以下ようになる。

- JPDR作業データを収集・整理し、作業管理に役立てるとともに、我が国の商業用発電炉デコミッショニング計画の作成、効率的な作業の実施に資するためのデータの分析、データベースの作成を行う。

- 原子炉の解体を作業員の安全を考慮し、効率的に実施するための計画作成と作業管理に資するコードシステム(COSMARD)を開発する。また、大型発電炉の最適なデコミッショニング計画作成のための方法論を検討する。

3.2 研究の概要

本研究は以下に示す項目に分類することができる。

- JPDR解体データの収集と分析

- COSMARDの開発

- 国際協力による情報収集

ここで、「JPDR解体データの収集と分析」についてみると、まずJPDR解体に先立ち、管理区域内作業員の人数、線量当量の自動収集を中心とするデータ収集システムを設計・作成した。JPDR解体作業が開始してからは、本システムを運用して種々の管理データを収集している。また、収集したデータを分類整理し、大型計算機に解体データベースとして格納するとともに、データの検索集計結果を、解体実地試験(JPDR解体)の管理、集計データの分析に基づく作業特性の評価、COSMARDの開発等に利用している。

一方、「COSMARDの開発」では、まず、解体作業を分析してJPDR解体作業の管理に必要な諸量(人工数、発生廃棄物量、作業員線量当量、費用など)を計算する計算コードシステム(COSMARD-

JP)を開発した。続いて、本コードシステムの開発やJPDR解体の経験に基づいて、JPDRのみならずどのような原子力施設のデコミッションングについても評価が可能な新しいバージョンを開発した。本コードシステムは大型計算機とともにワークステーション(SUNSPARC station)でも使用でき、開発したコマンド体系により作業条件や作業手順を入力し、プロジェクト管理に必要な諸量や工程を計算する。また、ワークステーションでは図形・画像出力プログラムと連動して、種々の工程図、山積図の表示、また、原子力施設の解体過程を画像表示することが可能となった。

さらに、「国際協力による情報収集」では、OECD/NEA 原子力施設デコミッションング協力協定⁹⁾に参加しているデコミッションングプロジェクトの情報を収集し、データベースに収録している。また、同協力協定の下で実施している我が国とカナダ、イギリスおよびフランスの間の2国間特別取決めでは、プロジェクト管理データの予測、放射化量計算方法の比較・検討等を行い、本研究に役立てている¹⁰⁾。

4. 主な研究成果

4.1 JPDR データの収集と分析

(1) データ収集・検索システム

JPDRの解体作業に関するデータを以下の3種類に分類し、それぞれの特徴に合わせて収集・整理するための計算機システムを構築した。

- 放射線関連データ：作業者の線量当量、管理区域の出入、作業場所の環境に関する情報
- 作業関連データ：作業工程、作業人工数、作業内容に関する情報
- 物流関連データ：解体廃棄物の発生から最終保管にいたるまでの情報

データ収集の概念をFig.1に示す。現在、収集したデータは、様々な形で集計・検索され、作業管理、報告書資料の作成等に役立てられている。

(2) データの評価

JPDRの解体作業に関する特徴を明らかにするため収集データの分析を進めている。Fig.2はこれまでに得られた解体機器の単位重量に対する人工数を

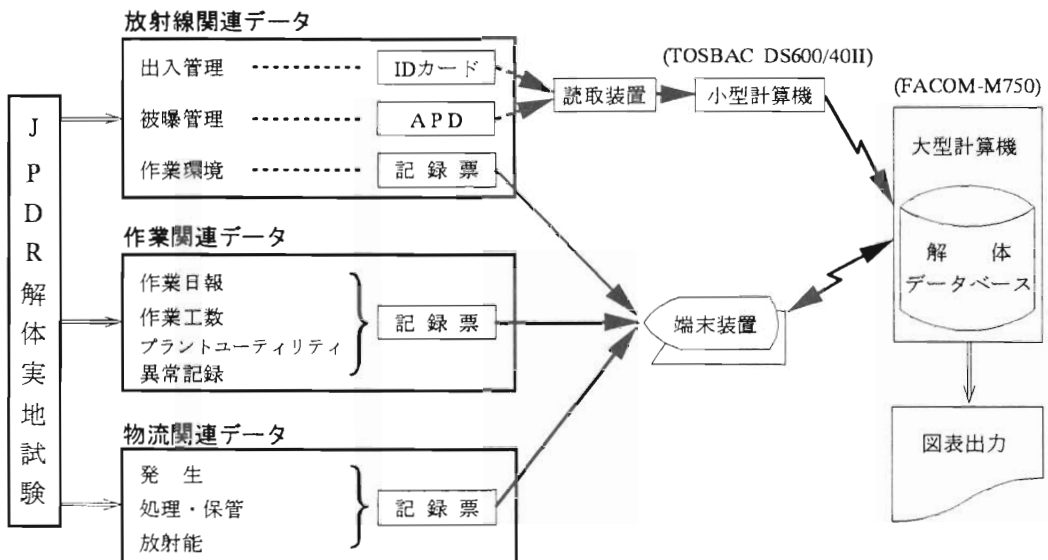


Fig.1 Concept of Data Collection and Treatment Systems

整理した例である。その傾きは解体する機器の種類によって異なることがわかる。ただし、作業条件によって必ずしもこのような関係が成り立つとは限らない。図に示すように、狹隘部での配管解体作業では、所要人工数が増加する。本図は作業場所が狭く(作業員が両手をいっぱい広げることが困難であるような広さ)、機器の解体が通常の作業に対して制約を受ける場合である。

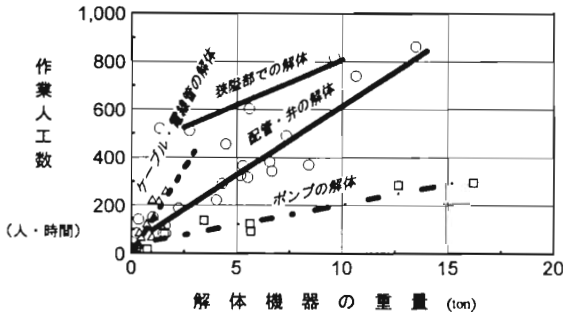


Fig.2 Relationship Between Manpower Expenditure and Weight of Dismantled Components in JPDR Dismantling Activities

他方、廃棄物に関する特性の評価も進めている。Fig.3は、多くの解体作業で使用している200ℓドラム缶について、解体機器の種類毎に収納量分布を調べたものである。図に示されているように、平均のドラム缶収納密度は約200kg/200ℓである。また、コンクリート解体物は比較的収納密度が高く、断熱材は収納密度が低いことがわかる。これらの結果は、解体廃棄物の収納容積を予測するためのデータとして使用することができる。

Fig.4はJPDR解体のために開発した遠隔装置を用いた解体作業に要した人工数、線量当量、発生廃棄物量を作業毎にまとめたものである。遠隔操作による解体そのものでは、作業者の線量当量は低く抑えられているものの、付随する準備・後片付け作業で被ばくが生じていること、解体物以外の2次廃棄物の発生量が多いことなど、作業の特徴が明らかになった。

以上に示したように、データの分析結果は別途開発を進めているCOSMARDの検証やデータベースに反映している。

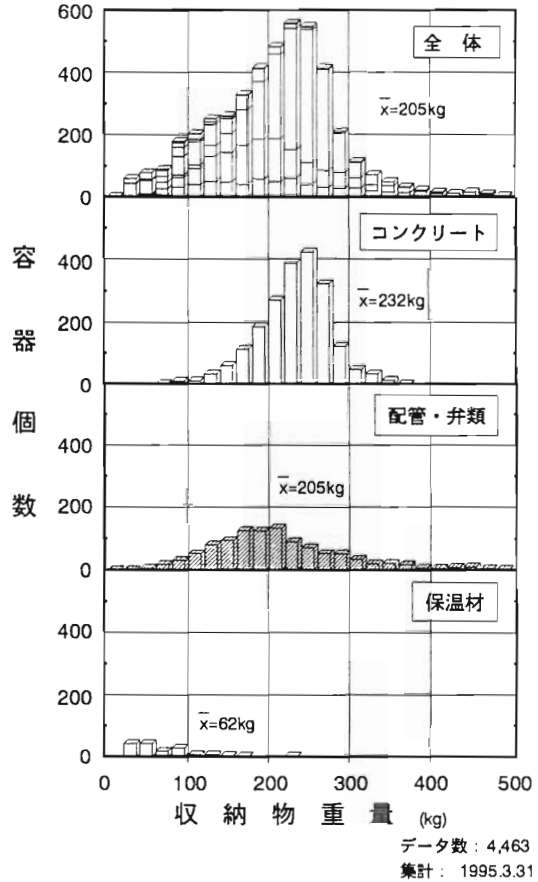


Fig.3 Histogram of Container Numbers in Terms of Weights of Contents in 200 Litter Drums

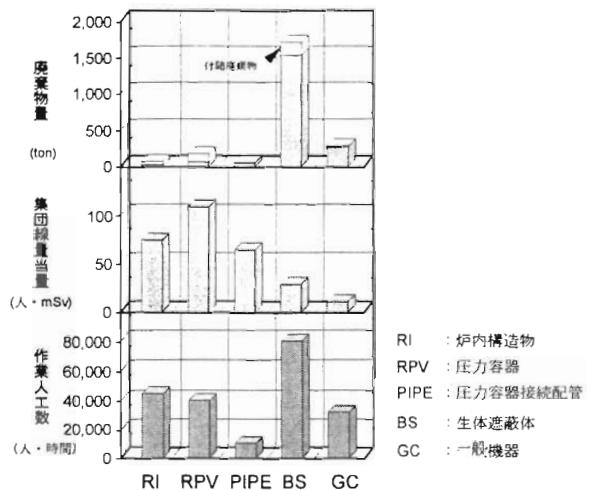


Fig.4 Manpower Expenditure, Worker Dose and Waste Arising in Dismantling of JPDR Components

4.2 COSMARD の開発

(1) 方法論

原子炉の解体作業では、施設内に存在する機器や構成物などの「物」が処置の対象になる。したがって、解体計画の作成においてもこれらの「物」を区分し、その特性を分別・整理しておく必要がある。すなわち、解体施設の中に存在する物量に関するデータベース(物量データベース)を作成することが望まれる。

また、施設内の機器や構造物を切断したり梱包するといった作業も必要である。これらの作業も、対象となる「物」の特性に応じて様々な形態が考えられる。しかし、解体して容器に入れるといった過程では、それに必要な作業手順はある一定のパターンを取ることで、基本的な作業さえ考えておけば、その組合せによって、どのようなパターンの作業手順も再現できるはずである。このことは、解体計画の作成においては基本作業に関するデータベース(単位作業データベース)が必要になることを意味する。

また、あらかじめ作業場所の状況、たとえば、線量当量率、機器の設置状況などを評価して、その情報を別途格納しておくこと(作業環境データベース)も必要である。COSMARD は、物量データベース、作業環境データベース、単位作業データベースをプログラム本体とは分離して開発しており、これらを必要に応じて呼び出して管理データを計算する。

Fig.5 は COSMARD 計算の概略を示したものである。まず、汎用のプログラムやデータベース作成のための補助コードシステムを用いて必要なデータベースを作成する。本コードシステムのユーザーはデコミッションング計画をどのように実施するかを検討した上で作業構成を作成して、所定のコマンド体系により入力データを作成することになる。また、本システムによる計算結果を検討して、入力データ(作業構成、作業条件等)を変更し、計算を繰り返すことにより最適計画の評価も可能である。

(2) プロジェクト管理データ

デコミッションング計画に必要な管理データは必ずしも一定ではないが、基本的なものは以下の通りである。

- 人工数：解体作業の種類別の人工数
- 線量当量：解体時の作業員線量当量
- 廃棄物量：解体廃棄物量、収納容器数
- 費用：解体の実施に必要な費用
- その他：機材(除染用薬品等)、エネルギー等

管理データは、その性質によって以下のように分類され、COSMARD ではこの分類毎に異なる方法で計算が行われる。

- 作業依存型：一般機器の解体に要する人工数のように解体する機器に直接関係する管理データ
- 期間依存型：放射線管理者のように、ある期間に一定数だけ必要な管理データ

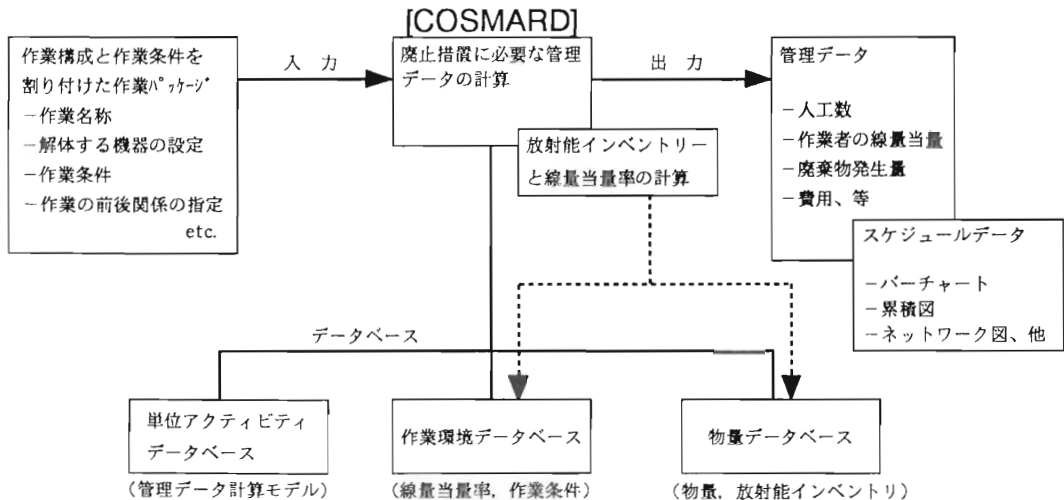


Fig.5 Concept of COSMARD Calculations

一付随型：予備費などのように上述した2種類に付随する形で算出する管理データ

(3) COSMARD

COSMARDは原子炉の解体に必要な作業(または組織等)を合理的と考えられる程度で分割可能な最小作業単位(単位アクティビティ)に細分化して作業構成(WBS: Work Breakdown Structure)を構築し、この単位アクティビティ毎に管理データを算出するとともに、その結果をWBSに沿って積算する計算コードである。プロジェクト管理データの計算には、その特性に応じて異なるアルゴリズムが適用される。Fig.6はWBSとそれを用いたデータの処理方法を示したものである。ステップ(1)は主に作業依存型データの処理に、ステップ(2)は期間依存型データの処理に、またステップ(3)は付随型データの処理に適用される。COSMARDの計算では、まず、WBSを分解し単位作業を抽出する。続いて、上述した管理データをその種類に応じて計算する。たとえば、作業依存型データについては、機器の種別毎に、単位重量当たりが必要となる基準人工数などのデータとその計算式をデータベース(単位作業データベース)に格納している。このデータベースに含まれる計算式はTable 1に示すような簡単な四則計算と「IF THEN ELSE」文からなる。また、データベースはプログラム本体とは分離されており、変更や追加が可能である。

(4) 図形・画像出力プログラム

原子炉施設では多くの機器が複雑に配置されているため、計算結果を数字や記号で出力するのみでは、それらを直ちに理解することは極めて困難である。そこで、計算の対象となる作業のネットワーク図、工程図、管理データの山積図等を図形としてコンピュータ画面(CRT)に表示したり、作業環境を図や画像として表示するシステムの開発を進めた。本システムではCOSMARDの工程計算結果と建家および機器の画像表示とを統合して解体作業の経過を画像出力することも可能である。

(5) 計算例

COSMARDの開発により、原子炉デコミッションに関する管理データの計算や工程評価が容易になった。Fig.7はJPDR解体作業に必要な人工数を計算した例である。また、その内、炉内構造物の解体作業については主要な工程と作業のネットワー

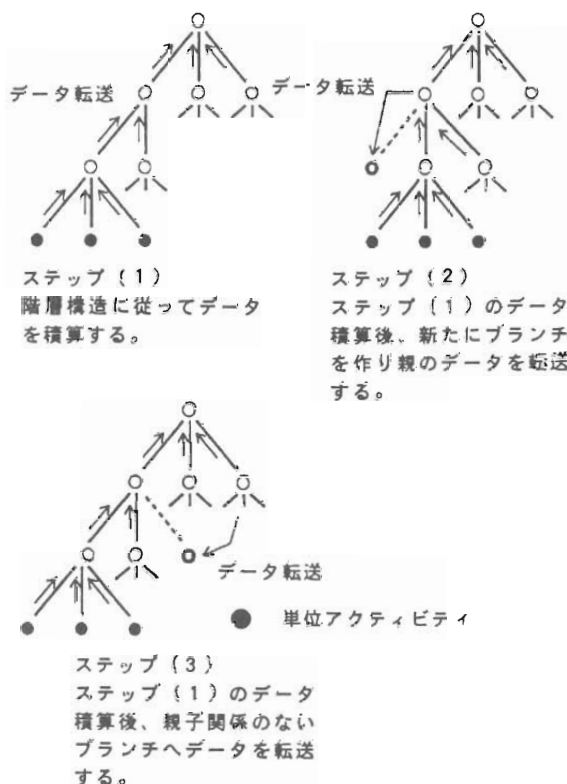


Fig.6 Algorithm for Data Treatment of COSMARD

Table 1 An Example of Calculation Models in Unit Activity Database

ACT.METH: PUMP	[ポンプの解体]
IF(WEIG >= 1)	
DMMHSUM= 35*WEIG*NUMB	
IF(WEIG >= 0.5)	
DMMHSUM= 25*WEIG*NUMB	
IF(WEIG > 0)	
DMMHSUM= 15*WEIG*NUMB	
ENDIF	
ENDIF	(注) WEIG :重量
ENDIF	NUMB :個数
END	DMMHSUM:人工数

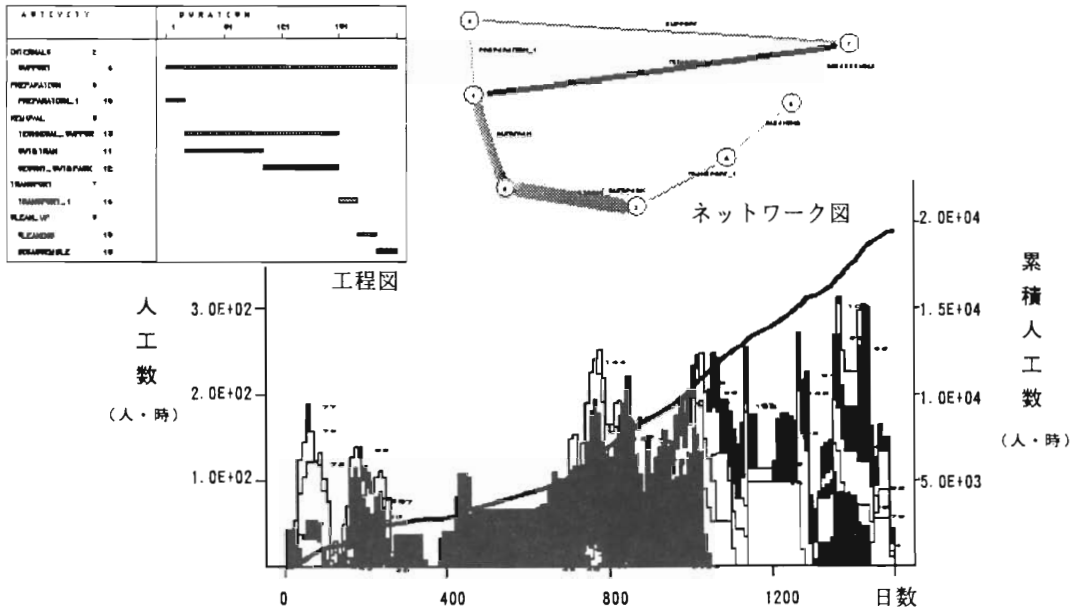
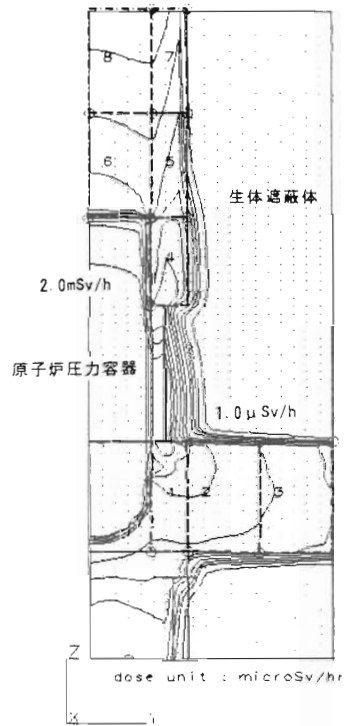


Fig.7 An Example of COSMARD Calculations (Manpower Need, Activity Network, and Scheduling Bar Chart)

ク図を別途表示してある。この例に示すように、作業の手順や条件を与えることにより、工程、ネットワーク、作業に必要な諸量の計算が可能である。本計算に必要な単位作業データベースは、機器の種類や作業種別毎に人工数等の基本量を集めたものである。これは JPDR 解体作業から得たデータにより検証・修正されたものであり、他の施設の解体にも適用可能である。

Fig.8 は作業者の線量当量を計算するために JPDR 原子炉压力容器周辺の線量当量率を図形表示システムによりコンピュータ画面に表示した結果である。この図上で、作業員が近づくと考えられる領域を指定すると、その領域の平均線量当量率が計算され、COSMARD の作業環境データベースに出力される。これにより、より精度良い線量当量を計算することが可能になる。

Fig.9 は、機器の解体手順を出力したものである。COSMARD で計算した工程に従って、機器の撤去の様子をより直感的に把握することが可能である。



(注) 図中の番号は作業領域の区分

Fig.8 An Example of Dose Rate Calculations (Around Reactor Pressure Vessel)

4.3 国際協力による情報収集

原研とカナダ原子力公社(AECL)双方で進めているデコミッション管理データ計算コードの開発を効果的に実施するために『原子力発電施設のデコミッションのための計算コードシステムに関する協力協定』を1986年12月に締結した。現在この協定に基づいて情報交換を行い、計算コードの開発を効率的に実施している。また、本協定を通して、カナダにおける発電用原子炉のデコミッションの現状、DECOM(AECLが開発した計算コードシステム)の概要等が明らかになった。

本協力では、JPDRとGentilly-1炉(CANDU型

発電炉)の解体作業領域より適当な作業エリアを選択して、双方の計算コードにより直接作業に関する人工数や費用の計算を行いその結果を比較した。この結果、双方の計算結果は比較的良く一致し、また、計算結果は実績とも一致することがわかった(Fig.10参照)。全く別々に開発したにも係わらずこのような結果が得られたことは、計算ロジックおよびデータベースが精度よく評価されていることを示すものである。

一方、日・英デコミッション協力では、除染、解体技術等とともに、放射能インベントリーの計算に関する協力を進めている。本協力において

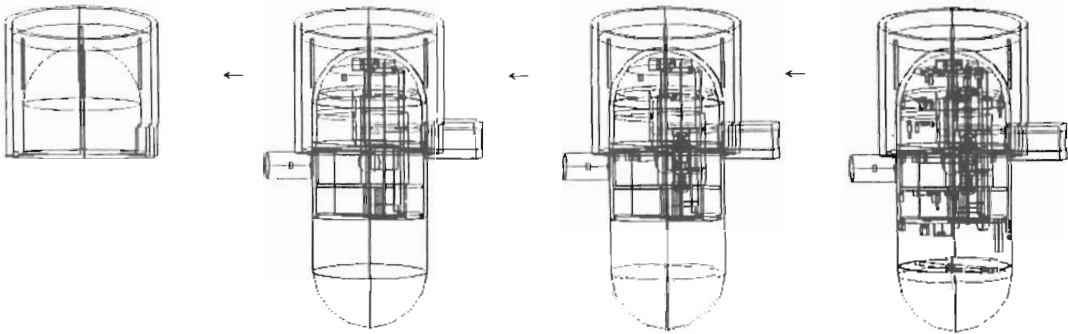


Fig.9 An example of Drawings of JPDR Dismantling Procedures

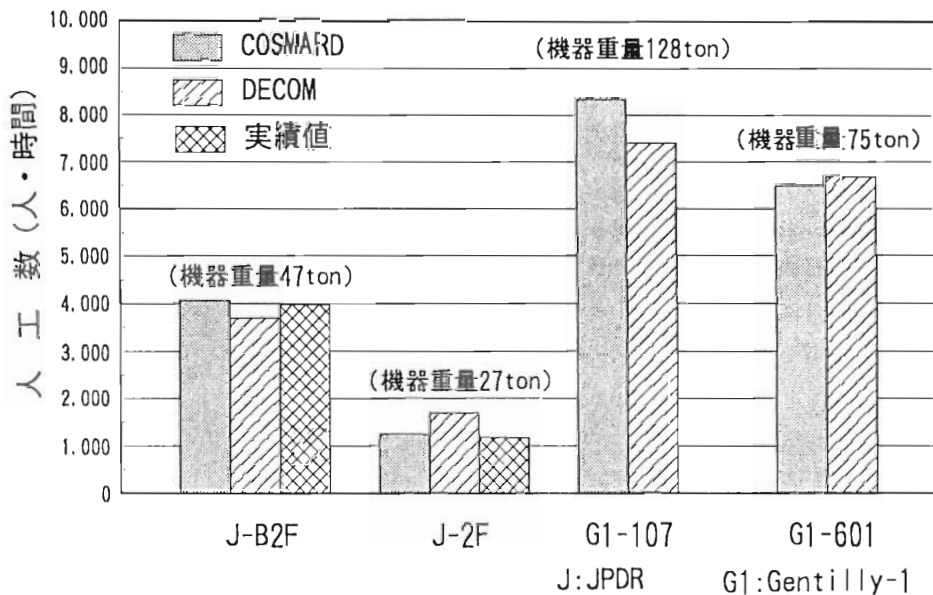


Fig.10 Comparison of Calculation Results Between DECOM and COSMARD

は、原研で開発した放射能インベントリ計算コードによる WAGR 生体遮蔽体中の放射化量の計算および WAGR 生体遮蔽体サンプルの放射化量測定を行い、双方が開発したコードシステムの比較・検証を進めている。

また、OECD/NEA デコミッショニング協力において収集した文献等の資料は、JPDR 関係のデータとともに、データベースに格納し、必要に応じて文献や画像データを迅速に取り出すことができるシステムを構築している。

5. 将来計画

JPDR 解体作業データを収集・整理し、また、データの分析を進め、将来の商業用発電炉デコミッショニングに必要となるデータベースを構築する予定である。計算コードシステムの開発に関しては、JPDR 解体作業から得られるデータの分析、国際協力から得られる情報等により開発した COSMARD を検証するとともに、データベースの充実を計る予定である。

他方、JPDR 解体作業データの分析が進むに従い、原子炉の解体計画を作成する上で重要な要件、安全上不可欠な作業手順等、種々の知見や経験が明らかになっている。これらの経験等を有効に利用するためには、エキスパートシステムを構築することが最適である。そこで、システム化された知識の構築、推論機構の開発等を行い、より取扱いが容易で詳細な評価が可能となる計画作成支援システムの技術開発を進めている。

また、上述したデータベースや計算コードシステムを用いて、デコミッショニング費用や作業者の線量当量等に関する解析を進め、我が国の原子力発電所における最適なデコミッショニングシナリオの検討も行う予定である。

6. まとめ

JPDR 解体作業は主要な機器の撤去を平成7年3月までに終了し、計画の最終段階にある。これまでに種々の作業データを収集し、その分析を進めた。この結果、JPDR 解体作業の特徴が明らかになりつつある。また、作業データの分析に基づいて COSMARD の検証を行うとともに、解体作業の経験を有効に商業用発電炉デコミッショニング計画に

反映させるため、エキスパートシステムを導入した計算機システムの開発を進めている。さらに、国際協力により各国のデコミッショニングプロジェクトに関する情報を収集し、データベースに蓄積するとともに、プロジェクト管理データの予測や放射化量計算に関する計算コードの比較・検討を進めた。

これらの結果は我が国の商用発電炉デコミッショニングの計画作成や作業管理に有効に生かされるものである。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、バックエンド技術部・技術開発室の諸氏には種々の助言や援助を頂きました。また、(株)原子力資料サービスの田森清美嬢には、図表の作成や報告書の整理など多くの協力を頂きました。ここに記して感謝の意を表します。

参考文献

- 1) Williams, D. H. and LaGuardia, T.S. : Cost Engineering, Vol.31, No.4, April 1989
- 2) Williams, J., Bishop A., Cross, M.T. and Jackson, R.T. : Proc. of Nuclear DECOM '92- Decommissioning of Radioactive Facilities, 17-19, February, 1992, London
- 3) Pratapagiri, G. : Proc of 1987 Inter. Decommissioning Symp., Pittsburgh, Pa, USA, 1987
- 4) S. Yanagihara, et. al., JSME International Journal, Series B, Vol.36, No.3, 1993
- 5) S. Yanagihara, J. Nucl. Sei. Tech., Vol.30, No.9, pp 890, September 1993
- 6) 柳原、日本原子力学会誌 Vol.33 No.5 pp.418 (1991)
- 7) World nuclear industry hand book, Nuclear Engineering International, 1993
- 8) 柳原敏, 荻原博仁: 原子炉デコミッショニング管理のための計算コードシステムの開発・I, JAERI-M94-005, 1994年2月
- 9) 柳原敏: デコミッショニング技報、第11号、pp.2-11, 1994年11月
- 10) G. Pratapagiri, S. Yanagihara, et. al., Proc. of Low and Intermediate Level Radioactive Waste Management, Vol.1 pp 615-623, Seoul, 1991

研究炉のデコミッションングに関する国際活動について
—「IAEAの研究炉デコミッションング技術報告書」を中心として—

大西 信秋

*International Activity for Decommissioning of Research Reactors
— Outline of IAEA Technical Report on Decommissioning
Techniques for Research Reactors —*

Nobuaki OHNISHI

To date, well over 650 research reactors, including critical assemblies have been built or are in the construction or planning phase throughout the world. Over 370 research reactors have already been shut down and decommissioned to different stages. By the turn of the century, about 220 research reactors operating today will have reached 30 years of age and will also become likely candidates for decommissioning.

The first publication of the IAEA on research reactor safety was early as 1960 and this subject has since received continuous attention. The basic principles and requirements for the safety of research reactors and critical assemblies have been compiled in two safety code—on design and on operation, as the 1984 edition of Safety Series No.35.

In addition, it has been recognized internationally that there would be advantages in harmonizing principles and rationalizing decommissioning standards on an international basis. The Safety Guide and Technical Report have been issued in response to the need as part of IAEA programme for decommissioning of research reactors and critical assemblies.

This paper describes the outline of the IAEA technical report on “Decommissioning Techniques for Research Reactors” which has been published recently.

1. はじめに

核分裂に関する研究が開始されて以来、研究炉(臨界実験装置を含む)は、その実験的研究の中核として広く世界各国に建設されてきた。これまでに建設された研究炉は650基を越え、先進国は勿論のこと、開発途上国にも広く分布し、かつ、その使用目的、炉型、運転形態等も多種多様である。そのうち約370

基はすでに原子炉停止または解体されており、その状況も様々である。また、現在、運転されている研究炉も、220基以上が今世紀末には30年を越えるか、または、それに近い運転年数となり、その多くが解体の対象となる。

世界的にみて研究炉が陳腐化または老朽化し、運転停止して解体するか、または改造、新設を行うために、既存の施設を解体し、その建物や敷地を再利

用しようとしている。また、原子力研究開発の停滞、低落傾向に連動して、研究炉の運転管理の資金獲得が困難になり、運転を停止して解体しなければならない状況にある研究炉も増加しつつある。

研究炉のデコミッショニングについて、最近、欧米諸国を始め世界各国で実際の解体工事が計画あるいは実施され、貴重な経験や各種の技術的データが得られつつある。しかしながら、これらについては、個々のプロジェクトとして評価、整理されているが、全体的な技術的考察、他の研究炉への適応性等について議論されることは殆どないという状況にあった。一方、最近、研究炉を有する発展途上国からデコミッショニング計画、実施方法、技術的知見等についてIAEAに対して支援要請してくることが多くなってきた。このような理由から、IAEAでは研究炉のデコミッショニングに関して、研究炉全般に共通に活用できる指針、技術報告書等の作成を計画し、欧米諸国を中心とした専門家による検討を進めてきた。本稿では、最近刊行された「研究炉のデコミッショニング技術」報告書についてその概要を紹介する。

2. 経緯

IAEAでは、研究炉の安全性に関するガイドラインの策定を進めている。ガイドラインは3段階に分かれており、最も上位にある基準(Safety Standard)、それに続く指針(Safety Guide)およびそれらをサポートする第3段階の技術報告書(Technical Report)である。デコミッショニングについては、1986年に「研究炉のデコミッショニングにおける安全」が指針(Safety Guide)¹⁾として刊行され、続いて1991年には専門家会合が開催され、「研究炉及び中小原子力施設のデコミッショニングのための計画作成と管理」が技術報告書(Technical Report)²⁾として纏められ、1993年に刊行された。さらに、研究炉デコミッショニング技術検討委員会(以下、委員会と略す)「Technical Committee on Decommissioning Techniques for Research Reactors」が1993年6月にオーストリア・ウィーンのIAEA本部において開催され、デコミッショニングに関するより具体的な技術的事項について吟味・検討が行われ、技術報告書「研究炉のデコミッショニング技術」³⁾(以下、報告書という)として1994年に纏められた。

3. 報告書の内容

3.1 目的と対象

上記、委員会では、予めIAEA事務局、英国原子力公社、独カールスルーエ原子力研究所、米国オークリッジ研究所等の専門家からなる準備会合において作成された「研究炉のデコミッショニング技術」(原案)に基づいて検討が行われた。技術的内容の検討に先立ち、以下のような基本的な事項について討議され、考え方の意見統一が図られた。

- ①事故を起こした原子炉施設の解体については、事故の規模や形態によって大きく異なることから適合対象としない
- ②国によって規制値が異なる放射性廃棄物の基準等については、参考データのみを明記するに止める
- ③研究炉に付属する放射化学研究施設、ホットセル、廃棄物処理・除染施設等のような小さな施設については対象として考慮する
- ④将来的にはIAEAで進めているRADWASS(Radioactive Waste Safety Standards)との整合を図る必要がある

本報告書は、研究炉のデコミッショニングの準備と実施に必要な技術的情報の提供を第一の目的としている。特に、デコミッショニングを実施する上で、従事者と一般公衆の安全および環境保護を確保するために必要な情報が整理されており、これらが効果的、かつ有効に役立つことが期待されている。また、これは、研究炉とそれに関連する補助的設備を対象としたものであるが、20~30MW以上の研究炉や研究炉の範疇に入れられることが多い比較的出力の小さい試験用動力炉等については、本報告書よりはむしろ、動力炉のデコミッショニング技術を参照すべきであるとしている。

3.2 研究炉の分類

現在、IAEAに登録されている研究炉はTable 1に示すように合計693基ある。このTable 1には、世界中の研究炉の運転および停止状況、原子炉出力による分類、運転年数等に関する最新のデータが示されている。多種多様な研究炉は、原子炉型式、原子炉出力、冷却材・減速材等による分類方法や、例えば、研究用、材料試験用、RI生産用といった使

Table 1 Statistics of Research Reactors

研究炉の基数		
IAEAデータ集		584
追加情報(データバンク)		109
	合計	693

現状		
運転中		290
停止中		373
建設中		11
計画中		17
不明		2
	合計	693

原子炉出力(P)		
$P \leq 1 \text{ kW}$		239
$1 \text{ kW} < P \leq 1 \text{ MW}$		211
$1 \text{ MW} < P \leq 5 \text{ MW}$		80
$5 \text{ MW} < P \leq 10 \text{ MW}$		46
$10 \text{ MW} < P$		100
不明		17
	合計	693

運転年数(A)		
$A < 20 \text{ 年}$		62
$20 \text{ 年} \leq A$		227
不明		1
	合計	290

停止した原子炉のデコミッションingの状況		
転用、改造又は移管された原子炉		14
デコミッションingの計画中の原子炉	ステージ 1	—
	ステージ 2	—
	ステージ 3	14
デコミッションing中の原子炉	ステージ 1	2
	ステージ 2	8
	ステージ 3	16
現状で完了した原子炉	ステージ 1	27
	ステージ 2	22
	ステージ 3	157
現状で不明の原子炉		113
	合計	373

用目的によって分類することもある。デコミッションing技術から見た研究炉の分類は、原子炉の構造的な違いを第1にして、放射能インベントリ、解体と除染技術、放射性廃棄物の放射線強度と容量等の観点から分類することが重要である。本報告書では、Table 2 に示すような分類方法が採用されている。このTable 2 に見られるように、研究炉はプール型炉とタンク型炉を合わせると全体の過半数を越える。研究炉の場合、熱出力の大きさは原子炉の構造的な違いに依存することが多い。プール型炉の場合、プールの深さの制約から、20MW までのものが多く、それ以上の出力を持つものは、炉心冷却の関係から一次系を加压できるタンク型炉が多くなる。したがって、原子炉の構造的な違いは熱出力に関係し、これはまた放射能インベントリ、デコミッションing方法にも関係してくるといったことにも

Table 2 Classification of Research Reactors

原子炉の形式	基数	小合計
I. プール型		225
トリガ型	66	
スローボーク型	10	
その他	149	
II. タンク型		144
重水型	42	
アルゴノート型	27	
その他	75	
III. 均質溶液型	40	40
IV. 高速型	30	30
V. 黒鉛型	27	27
VI. その他		227
臨界実験装置	90	
均質固体型	45	
不明	92	
合計		693

繋がっている。

3.3 デコミッションingの段階(ステージ)

研究炉のデコミッションingのステージについては、原子炉の炉型が多様であることから画一的に決めることが難しい。また、デコミッションingが実施され、その経験が増えるにつれて、異なった用語の使い方や実施方法を考える国が増加しつつある。しかしながら、本報告書では、IAEA が先に提案した3ステージの定義を用いている。

ステージ1(監視付き貯蔵)

第1汚染壁は運転中と同じ状態に保たれるが、機械的開口部については永久密封とする。封じ込め建家については閉鎖し、規定された管理下におかれる。残存施設については、健全性維持のため監視、モニタリングおよび検査が行われる。

ステージ2(制限付き敷地開放)

第1汚染壁は、簡単に撤去できる部分を取り除いて最小の範囲にする。障壁の密閉は物理的な方法によって強化し、もし必要ならば、障壁を完全に包囲するために生体遮蔽体を補強する。除染したのち放射能に対する安全対策の必要がない場合、封じ込め建家については改造あるいは撤去しても良い。建家への立ち入りは許可される。敷地内の非放射性建家は他の目的に使用可能である。

ステージ3 (制限なし敷地開放)

放射能をもつ機器、材料、部品等を含む全ての施設の撤去を行い、施設および敷地は制限のない利用に開放される。したがって、モニタリングや検査も必要がない。

研究炉のデコミッショニングではこの3段階を全て踏む必要がない。また、原子炉敷地が他の原子炉施設が制限を受けている状況下にあっても、制限のない使用を許可することが可能であるように、3ステージのそれぞれの過程においても色々なやり方があることを認識しておく必要がある。

3.4 デコミッショニングの計画と管理

原子炉を停止し、デコミッショニングすることが計画された段階で考慮すべき事項が以下のように整理されている。

- (1) 原子炉および関連施設の放射線学的特性
- (2) 原子炉および関連施設の物理的状态
- (3) 原子炉および関連施設の放射線のおよび産業的

危険性

- (4) 計画されたデコミッショニング活動と時間に係わる上記の変化
- (5) 放射線のおよび通常的な安全性に関する要求
- (6) 使用済み燃料要素の貯蔵、処分
- (7) 廃棄物管理
- (8) 機器、工具、建家、敷地の再利用
- (9) 新しい工具および工法の導入
- (10) 経費とその時間変動
- (11) 社会的、政治的、環境に対する影響
- (12) 規制および許認可事項
- (13) 経験者の活用

このうち、使用済み燃料と解体廃棄物の貯蔵、処分はデコミッショニングを完全に遂行する上で最も重要な問題である。

デコミッショニングの各ステージを直接実施する場合、予想される利点および欠点が Table 3 に整理されている。また、研究炉および小型原子力施設のデコミッショニングの計画および代表的な手順が、それぞれ Table 4 と Table 5 に示されている。

Table 3 Potential Advantages and Disadvantages of Immediately Achieving a Specified Decommissioning Stage

ステージ	利点	欠点
ステージ1	<ul style="list-style-type: none"> ・個人直接被ばく線量が低い ・燃料および原子炉構造物の放射性崩壊が解体まで進行する ・液体廃棄物の経路を作る時間がある ・燃料廃棄物の経路を作る時間がある ・解体技術の進歩(改良)が見込める ・主な解体費用を後回しにできる ・経験者の活用が図れる 	<ul style="list-style-type: none"> ・長期占有、監視と保守、そのための費用が必要である ・燃料と設備の構成材料が劣化する ・構造物や施設の再利用が図れない ・長期にわたる許可証の交付が必要である ・社会的、政治的立場が不利になる ・経験者がステージ2およびステージ3を実施する前に経験者がいなくなる
ステージ2	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料および原子炉構造物の放射性崩壊が解体まで進行する ・いくつかの設備の一部を再利用できる ・液体廃棄物の経路を作る時間ができる ・解体技術の進歩が見込める ・解体コストを後回しにできる ・経験者の活用が可能である 	<ul style="list-style-type: none"> ・長期間の占有、監視と保守、そのための費用が必要である ・燃料と設備の構成材料が劣化する ・長期にわたる許可証の交付が必要である ・当面の解体コストの増額が必要である ・経験者はステージ3以前にいなくなる
ステージ3	<ul style="list-style-type: none"> ・再使用のための早期敷地の開放ができる ・全体企画のために経験者を活用できる ・次世代に遺産(解体施設)を残さない 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料と廃棄物の経路が直ち必要である ・炉型及び出力レベルによる残留高放射性核種による高線量被ばくの危険性がある ・直ちに全体の解体経費が必要となる ・直ちに遠隔操作技術と工具が必要となる

Table 4 Typical Steps for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities

(1) 原子炉及び関連設備の建設時の図面の収集およびそれらの現状の確認	備
(2) 安全および環境理念の明確化	(12) 計画およびデコミッショニング許可取得のために規制当局への提出
(3) 施設内の放射性物質および有毒物質のインベントリの調査	(13) 計画について規制上の許可の取得
(4) 廃棄物管理手順の確立	(14) 許可されたデコミッショニング計画の履行
(5) 二者択一のデコミッショニングオプションの評価	(15) もしステージ3のデコミッショニングまで着手しない場合の、許可された監視/保守計画の履行
(6) 計画されたオプションの妥当性評価	(16) 解体作業の完了
(7) 必要とされる費用を含む詳細な作業計画の準備	(17) 必要なら、規制当局の最終的放射線監視計画の許可の取得
(8) 装備および要員の必要事項の明確化	(18) 最終的な敷地の整理と放射線サーベイの完了
(9) 安全および環境評価の実施	(19) 敷地に対する責任を解除するため、規制当局からの許可の取得
(10) 費用見積、資金源の決定および許可の取得	
(11) 上述データによるデコミッショニング計画の準備	

Table 5 Contents of a Decommissioning Plan

(1) 概要	・計画された放出基準
(2) 施設の概要	・業務上の被ばく線量の予測
・敷地および施設の物理的概要	・任務のための ALARA の実証
・デコミッショニングに影響を与える可能性のある重大な事故を含む施設の運転履歴	・放射線監視および防護システム
・系統および設備	・物理的安全および材料の管理
・放射性および他の危険物質の特性およびインベントリ(使用された方法を含む)	・緊急時の措置
(3) デコミッショニングの方策	・安全管理
・目標	・リスク管理
・デコミッショニングの選択	・運転規則および指示
・安全理念および基準	・従事者、公衆および環境に対する安全の確証
・廃棄物の種類、容量および輸送経路	(7) 環境への影響評価
・線量評価	(8) 品質保障計画
・費用見積	(9) 放射線防護および安全計画
・財政調整	(10) 連続監視/保守(デコミッショニングのステージの変更に対して)
・適切なオプションの選択およびその確認	(11) 最終的な放射線の調査計画
(4) 計画管理	(12) デコミッショニングの最終報告
・資源	・業務の要約
・組織および責任	・残存構造物の詳細
・再調査および監視組織	・デコミッショニング中に生じた重大な事故の詳細
・トレーニングおよび資格	・要求条項に対する遵守の証明
・報告と記録	・業務線量の結果
(5) デコミッショニングの活動	・最終的な調査結果
・段階および任務の記述および予定	・放射性廃棄物の量および特性
・除染業務	・再使用のために放出された物質および設備
・解体	・将来の敷地使用および制限
・監視/保守計画	・教訓
(6) 安全評価	(13) 将来のデコミッショニング活動(デコミッショニングのステージ変更のために)
・運転制限および条件	

3.5 規制の概要

IAEA 参加国においても、現在適用されている規制は、特別にデコミッションングを対象としたものではない。そのため、デコミッションングの計画を開始する前には、現状の規制体系が適用できるか否かを確認することが得策である。もしデコミッションングに係わる規制が無い場合は、原子炉設置者は早い時期において、規制当局と協議することが重要である。デコミッションングがより頻繁に行われるようになれば、参加国の中でもデコミッションングに関する独自の取扱手順書、規格基準を準備することになると考えられる。

規制当局は、通常、デコミッションングの計画やステージに関する意志決定に参画している。デコミッションングに対する規制は、原子炉の運転に対する規制とは異なっている。例えば、廃棄物の物量が増大することや独特な形態をした廃棄物が発生するために、その管理には特別な規制体系が必要になる。また、原子炉あるいは敷地から燃料を移動することに関しても、新しい基準の制定が必要になる。規制当局は、最終的には敷地の開放を許可することになる場合でも、当初は限られた許可範囲内でデコミッションングを実施することを要求することも考えられる。

特に考えておかなければならない事項の1つに機器や敷地の無制限使用に対する放射線レベルと汚染のレベルがある。これについては、以下に示すように、各国で色々な線量率が採用されている。1例を以下に示す。

表面	: バックグラウンド以上 10 μ R/h 以下
1 m 離れた場所で:	バックグラウンド以上 5 μ R/h 以下
規定なし	: $\leq 50\mu$ R/h

無制限使用に対する最大許容放射能レベルについては、代表的なものとして、以下のようなものがある。

比放射能:	0.37-3.7 Bq/g
β 汚染:	0.37-3.7 Bq/cm ²
α 汚染:	0.037-0.37 Bq/cm ²

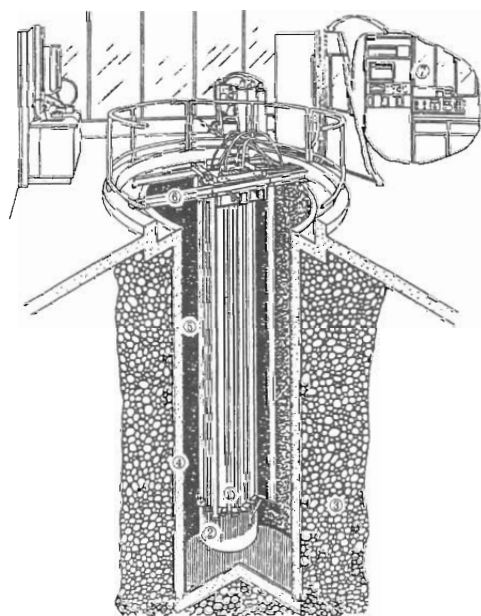
表面汚染について、これ以外にも異なった区分があるが、詳細は省略する。これらの基準値については、測定誤差や統計誤差として50%程度の許容範囲

を考慮すべきであるということが、原子炉設置者側と規制側の間で話し合われるのが一般的である。IAEA では、これらの規制値について国レベルで同調できる文書を用意しているところである。

3.6 炉型の違いと考慮すべき事項

- (1) プール型炉(トリガー炉、スローポーク炉を含む)

プール型炉は、通常、冷却材、減速材および遮蔽体に用いられるプール水の中に原子炉が設置されていることに特徴がある。熱出力は0 W から10MW を越えるものもある。炉心はプールにブリッジから吊り下げられるか、またはプールの底部に設置されている。プール型炉の実験設備には、プール壁を貫通するビーム実験用導管や照射用の導管、また、プール上部から挿入された照射設備、プール底部に置かれた各種の実験装置が含まれる。原子炉燃料としては、金属板状燃料、酸化物燃料、水素化ジルコニウム燃料(トリガー燃料)が用いられている。スローポーク型炉の概要を Fig.1 に示す。



- | | |
|----------------------------------|---------------------------------|
| ① REACTOR CORE | ⑥ POOL WATER |
| ② BERYLLIUM ANVIL | ⑤ REACTOR SUPPORT BEAM |
| ③ STAINLESS STEEL-LINED CONCRETE | ⑦ CONTROL INSTRUMENTATION PANEL |
| ④ REACTOR CONTAINER | |

Fig.1 SLOWPOKE Reactor

低出力のプール型炉のデコミッションは、プール水の遮蔽効果により放射線レベルを低減させることができるので、原子炉本体や付属構造物に容易に接近することができる。したがって、デコミッションは直接的な工法で行うことができる。炉心構造物や機器、配管等の切断、放射性廃棄物の輸送容器への収納等がプール水中で行うことができる。プール水は、作業中に発生する浮遊性の放射性粒子の拡散の抑制にも効果的な役割を果たす。

1 MW かそれ以上の出力で運転されたプール型炉では構造物等の放射化が問題になってくるが、これも比較的低い放射能レベルで工事ができることから、原子炉停止後早い時期に、ステージ2あるいはステージ3のデコミッションを行う計画に決まる傾向がある。また、長期冷却のためにプールの健全性、プール水の水質確保のために要する経費の点からも、この方策が妥当であろう。コンクリート遮蔽体からプールライナーを撤去する際に有害なガスが発生することがある。1例として、アルミニウムライナーをコンクリートに接着する際に使用したコルクとタール物質から一酸化炭素が発生したことがある。また、プール型炉では、プール内に放射性腐食生成物が蓄積していることが多い。放射性腐食生成物については、核種、形態、量等について注意深く調査しておくことが重要である。

(2) タンク型炉(重水炉、アルゴノート炉を含む)

タンク型炉は、一般にアルミニウムあるいはステンレス鋼によって造られた密閉容器内に炉心が設置されている。タンクは、通常、黒鉛や水の反射体、鉄や鉛の熱遮蔽体およびコンクリートの生体遮蔽体によって取り囲まれている。この形式の研究炉は、その大部分が熱出力が数10MW以上であり、1次冷却系は閉ループを形成している。実験設備としては、炉心部も貫通する照射用導管や生体遮蔽体壁を垂直方向、水平方向に貫通するビーム実験用導管等がある。特に重水炉の場合は、重水冷却設備や貯蔵設備が必要であり、これら取り扱うために必要な不活性のカバーガス設備も加わり、全体が大型で、かつ、複雑なものとなっている。

アルゴノート炉は、減速材として軽水と黒鉛を

用いた異質の非均質熱中性子炉である。原子炉はコンクリートで遮蔽されており、格子状の炉心は、冷却水が入ったアルミニウムタンクの中に置かれ、材料試験炉用の燃料要素と黒鉛の立方体から構成されている。黒鉛の減速材内部には実験用の照射孔や熱中性子柱がある。この炉型の熱出力は10kW から100kW の範囲である。

放射化された炉心容器や内部構造物を細分化するために大がかりな工事が必要である。この種の解体工事では、動力炉の圧力容器のような肉厚の鋼材を切断するための技術を開発する必要があったが、この技術はタンク型炉の容器の切断にも応用可能である。原子炉タンクは、通常、生体遮蔽体内に設置されている。炉心タンクは放射能が許容レベルに減衰するまで、特定の場所に置いておくことが望ましい。冷却させることで解体作業中の被曝線量を低減し、また、遠隔操作装置の必要性を軽減することができる。また、処理施設が利用できない場合は、原子炉停止後、早期に撤去を開始することは、例えば、分解して仮保管したのち、最終的処分をするといったように、撤去工事を2度もすることになる。このことから、冷却期間を置くことは、ALARA の考え方からみても最も適切な方法といえる。

重水炉の場合、運転中に一次系においてトリチウムが生成される。一次系内で生成されたトリチウムは、重水漏れ等の原因により、外部の系や原子炉建家に拡散する。除染作業或いは解体作業を開始する前に、系から重水を撤去しておかなければならないが、トリチウムの半減期を考慮して工事を先送りすることは、この同位体が極めて高い流動性があることから推奨することはできない。そのため、大量の重水の撤去は、原子炉停止処置の重要部分として取り扱わなければならない。仮に、解体工事において少量の残存重水を放置しておくということであってもである。

重水は他の原子力施設でも再使用される貴重な物質である。このため、輸送、貯蔵、再利用する前に、何らかの処置をして、重水から放射性生成物やトリチウムを取り除いておかなければならない。また、トリチウムで汚染された残存施設を最小限にするために、解体する前に系全体を除染しなければならない。排出できないようなところの

残存重水を取り除くためには特別な工具が必要である。重水を取り除くために、加熱ガスを用いて系全体を乾燥させ、ガスからトリチウムで汚染した重水を凝縮して処理する作業が必要になるかもしれない。ポリウレタンを膨張させて配管の中のトリチウムを密閉する方法もある。また、トリチウムの放散を最小限にするために、系や表面を密閉する屋根用タール、パテ状のテープ、シリコンゴム等の良い製品が報告されている。

解体期間中の空気中のトリチウム濃度を測定しておくことは重要なことである。特に、重水炉の場合、構造物の解体中に放出されることになるが、これを前もって検出することができないために測定は必要である。トリチウム被曝については作業区域の換気、モニタリングを確実に実施することにより管理することができる。多くの場合、全身プラスチック衣や換気系の付いたマスクを着用することが必要である。

高出力のタンク型炉の場合、独自の冷却系をもつ実験用ループ等の大型実験装置が設置されていることが多い。このような大型実験ループは複雑で解体が極めて難しいし、また、汚染も厳しい。多くの場合、色々な実験に使用するために、改造されていることが多く、このため、改造や汚染の記録も不確定である。このような大型実験装置については、解体中、予想外の放射性物質の放出を避けるために装置の特質を十分確認しておくことが重要である。

(3) 均質溶液炉

均質溶液炉は、燃料と減速材が溶液状混合体になっていることに特徴がある。溶液燃料が1次系を循環する過程で、熱交換器において外部の冷却材に熱を伝達する。運転中、溶液燃料が炉心および配管系を移動するために、デコミッションングにとって重大な汚染問題を引き起こすことになる。一般的には、ガス精製装置(再結合装置)が設置されているが、この汚染もまた重大な問題となる。Fig.2 に均質溶液型炉の概要を示す。

均質溶液炉については、デコミッションングにおいて特別な考慮が必要である。すなわち、溶液燃料を1次系から排出して貯蔵施設に移送しなければならないが、その設備については臨界事故を防ぐための適切な設計が必要である。一次系を溶

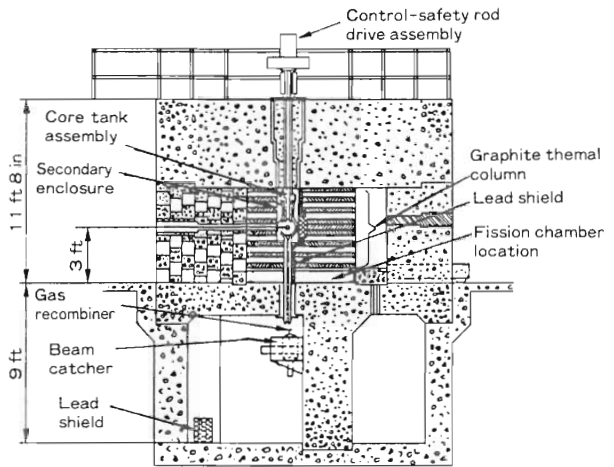


Fig.2 Homogeneous Liquid Reactor (Vertical Section)
(1 ft = 3.048 × 10⁻¹ m ; 1 in = 2.54 × 10¹ mm)

液燃料が循環するために、配管、容器等の内部が汚染する。核分裂生成物、放射性生成物に加えて、溶液燃料が系統全体に拡散する。このことがデコミッションングの工事をより複雑なものにし、安全性に大きな影響を及ぼすことになる。特に、解体工事中、アクチノイド汚染については、十分な監視と抑制を図るための特別な管理を必要とする。

(4) 高速炉

高速炉は減速材が無いことに特徴がある。燃料は主に酸化プルトニウムまたは酸化ウランである。冷却材は液体金属で、一般的には、ナトリウムか水銀が用いられる。これらは水と強く反応するので、デコミッションングにおいては非常に厄介な問題となる。しかしながら、一方では、炉心の熱中性子割合が熱中性子炉より低いので、熱中性子炉と比較すると放射能が低いことが考えられる。ナトリウム冷却高速炉の概要を Fig.3 に示す。

液体金属については、放射線の危険性に加えて、化学的な危険性に注意を払わなければならない。ナトリウムやカリウムといった冷却材は、火災を引き起こす危険性がある。また、水銀は中毒を起こす危険性が高い。したがって、冷却材を取り扱う上では独自の除染技術が必要となる。ナトリウムが残存する構造物の内部は苛性ソーダを用

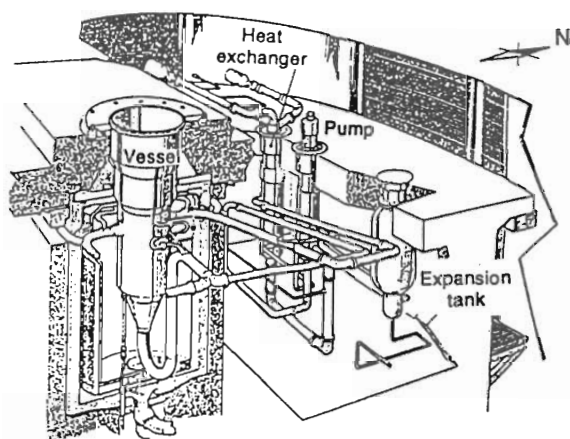


Fig.3 RAPSODIE Reactor (Primary Sodium Loop)

いて除染され、続いて純水やアルコールを用いて洗浄される。しかし、化学薬品を使用すると、例えば、水素の発生による爆発の可能性を生じさせることになるなど、他の問題を引き起こすことになるので十分な対策が必要である。

(5) 黒鉛炉

黒鉛炉は、原子炉圧力容器、炉心を構成する黒鉛ブロック燃料体と制御棒案内ブロック、反射体、制御棒駆動装置、炉内構造物等から構成される。冷却材は、一般的には、ガス(通常、空気)が用いられるが、中には水を用いる原子炉もある。

デコミッションングにおいては、可燃性である黒鉛ブロックの切断に、特に注意が必要である。この特質は、蓄積されたヴィグナエネルギーが存在する可能性に関係があり、それ故、制御できない温度上昇を引き起こすことがある。また、黒鉛要素の解体では、多量の放射性浮遊粒子や粉じんが生じる。そのような物質の拡散は、抑制、換気、濾過といった方法をとることによって抑制しなければならない。黒鉛ブロックの取扱は、設計や、建設段階から考えておかないと問題になる。特殊な遠隔取扱装置、例えばサンクションカップ等が必要になり、またピンで止められた黒鉛ブロックを取り外すためには特殊な工具が必要となる。このことは、他の原子炉の黒鉛ブロック反射体を撤去する際にも適用される。しかし、黒鉛減速材に較べて黒鉛反射体は、蓄積した放射能は低く、小

さな原子炉では殆ど問題にならない程度であろうと考えられる。

(6) その他の原子炉

その他の原子炉の中に含まれる臨界実験装置や固体均質炉は、一般的には、臨界か臨界未満で運転されることが多く、デコミッションングにおいて問題になることは殆ど無いといつてよいであろう。また、必要な場合でも、上記の他の原子炉のデコミッションングの技術が応用できるであろう。

3.7 研究炉全般に適應できる解体技術

種々の研究炉に共通して適應可能な解体技術として①解体工事の準備(使用済み燃料の移動等)、②除染技術、③解体技術(コンクリート、炉内構造物解体、特殊工具と機器)、④保守、監視、モニタリング(試験検査を含む保守管理、監視、モニタリング)が本技術資料において整理されている。しかし、これらについては、多くがこれまでに文献等で説明されたものと同じなので、ここで詳しく紹介することはしない。

3.8 廃棄物管理

デコミッションングでは、特にステージ3では大量の廃棄物が発生する。すなわち、

- (1) 国の放射性廃棄物管理基準に従って、処理、貯蔵、廃棄される放射性廃棄物；
- (2) 規制当局の要求に沿って、制限無し使用のために廃棄されるもの、または特定の使用に限定されるもの、または非放射性物質として廃棄されるもの；危険物質については特別な廃棄物管理協定が要求される可能性がある。

本質的には、デコミッションングでは、国の放射性廃棄物管理基準の範囲で実効的に管理できる類型および量の放射性廃棄物が出てくることが望まれている。しかしながら、デコミッションング計画を実行する上では、廃棄物の貯蔵や廃棄方策を前もって進めておくことが必要である。

研究炉の解体で発生する廃棄物については、取扱と輸送手順、廃棄方法等を明確にするために、区分および特徴づけが行われる。放射性廃棄物の区分については、多くの国で検討が進められている。また、IAEAのRADWASSプログラムにおいてもこ

の問題に取り組み、世界各国の統一化を目指して作業が進められている。本技術資料に整理された代表

的な国の固体放射性廃棄物区分の例を Table 6 に示す。

Table 6 Solid Waste Categories from Various Member States

廃棄物区分	放射能限界	廃棄方法	加盟国名
極低レベル廃棄物 (VLLW)	一般的に0.4MBq/t以下	規制管理から除外	英国
低レベル廃棄物 (LLW)	一般的に 0.4MBq/t～4GBq/t, α , または 12GBq/t, $\beta-\gamma$	浅地貯蔵; 0.4～4 MBq/t の範囲の廃棄物は許可され た廃棄物処理場に管理が委 託される; 許認可に対する 課題	
中レベル廃棄物 (ILW)	一般的に 4 GBq/t以上, α または12GBq/t, $\beta-\gamma$ (HLW以外)	工学的監視系が組み込まれ た貯蔵施設	
高レベル廃棄物 (HLW)	使用済燃料又は使用済燃料の 再処理からの廃棄物; デコミッショニングの対象外	デコミッショニングの対象 外	
クラス A	Co-60: 26TBq/m ³ ; Cs-137: 37GBq/m ³	浅地処分; 最低限の要求	米国 関連する放射 性同位元素
クラス B	Co-60: 具体的な制限なし; Cs-137: 1.6TBq/m ³	浅地処分; 最低限の要求と 安定性	
クラス C	Co-60: 具体的な制限なし; Cs-137: 170TBq/m ³	浅地処分; 侵入者に対して 防護するための附加的監視 系	
>クラス C		浅地処分に対して不適性	
区分 1	Co-60: 3.7Bq/g; Cs-137: 3.7Bq/g	一般廃棄(非核物質)	伊国 関連する放射 性同位元素
区分 2	Co-60: 37MBq/g; Cs-137: 3.7MBq/g	浅地処分, 最低限要求 (限定廃棄物)	
区分 3	Co-60: > 37MBq/g; Cs-137: > 3.7MBq/g	浅地処分に対して不適性	

5. 結言

最近、IAEA から刊行された技術資料について、その概要を要約して報告した。概略的にいって、原子力産業全般で用いられている解体技術が研究炉にも適応できるということが本技術資料に纏められている。しかし、炉型によって考慮すべきことが異なることから、構造、使用材料、履歴等を十分考慮して対応することが必要である。本稿では紹介できなかったが、実施された種々のデコミッショニングの経験から収集された広範囲のデータは、デコミッショニング計画を立案する上で大いに役立つものと思われる。また、これまでに実施された解体工事から、デコミッショニングに要する費用や工事の難易性が、原子炉出力、積分出力の増加に伴って増大することが示されている。

委員会には、欧米先進国の他にエジプト、インド、スペイン等も参加し、活発な討議が行われた。筆者も科学技術庁原子炉規制課等の要請を受けて委員会に参加し、作業を分担した。会議では、解体について問題の多い旧ソ連型研究炉を保有するロシアからの出席者がいないのは問題ではないかといった意見も聞かれた。また、廃棄物の管理区分についての考え方、デコミッショニングにおける品質管理といった課題については、議論が白熱して意見の一致を見る

までに多くの時間を要した。

我が国においては、現在、7基の研究炉が恒久停止中であり、このうちステージ3のデコミッショニングが実施されたのは数基にすぎない。今後、これら研究炉のデコミッショニング計画を立てる上で、本技術資料が活用されることがあれば幸いである。

参考文献

- 1) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety in Decommissioning of Research Reactors, Safety Series No.74, IAEA, Vienna (1986).
- 2) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Planning and Management for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities, Technical Reports Series, No.351, IAEA, Vienna (1993).
- 3) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning Techniques for Research Reactors, Technical Reports Series, No.373, IAEA, Vienna (1994).
- 4) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Research Reactors in the World, Reference Data Series No.3, December 1993 Edition, IAEA, Vienna (1993).

原子力発電所の蒸気発生器取替え作業について

百々 隆

Steam Generator Replacement Work in Nuclear Power Plant

Takashi DODO

Steam Generator (SG) Replacement is one of the biggest projects of Pressurized Water Reactor Power Plant. SG Replacements had ever been practiced in the United States, France, Germany and another countries, so nowadays SG Replacement has been fixed as a effective maintenane method of PWR. In Japan, SG Replacements has been also completed in Takahama-2, Mihama-2, Genkai-1, Ohi-1, and are planned in another 4 plants. The new steam generators are of the latest design and manufacturing process well based on the domestic and foreign operating experiences.

This report deals with outline of SG Replacing techniques in every steps of the work, decontamination and training for radiation exposure reduction, and radioactive wastes and the treatment.

1. 蒸気発生器取替工事の概要

蒸気発生器 (Steam Generator : SG、Fig.1) の取替は、これまでに類のない大型原子力機器の取替工事であるものの、現在では加圧水型原子力発電所 (PWR) の補修対策の一つとして定着しているものである。

海外においては、アメリカのサリー2号機で1979年2月に初めて行われたのを皮切りに、これまでアメリカ、ドイツ、フランス、ベルギー、スウェーデンなどの19プラントで取替工事の実績があり (Table 1)、わが国でも高浜2号機、美浜2号機、玄海1号機、大飯1号機の4プラントですでにSG取替工事を完了、さらに4プラントで工事実施中または計画中である (Table 2)。

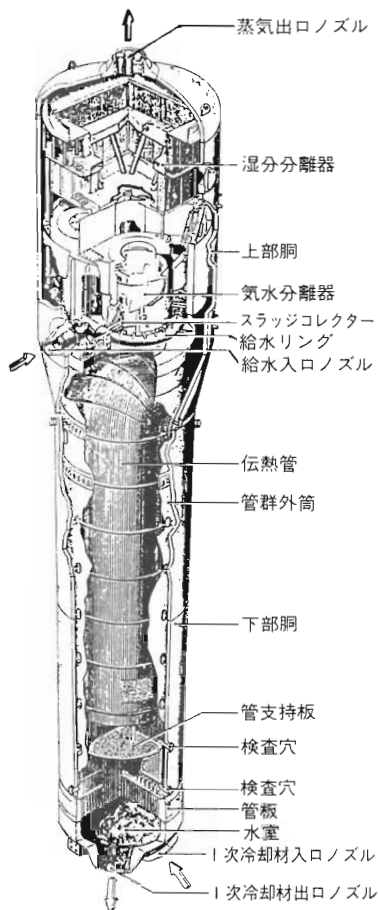
SGは原子炉、1次冷却材ポンプとを結ぶ1次冷却材配管、タービンとを結ぶ主蒸気管、主給水管の大口径配管ならびに計測用等の小口径配管に結合されている (Fig.2)。SGの取替えにあたっては、これら配管の切断、旧SG本体の搬出 (SG保管庫への搬入)、新SGの搬入、配管との位置決め・接合が基本的に必要となる。

実際の工事内容は、プラントのサイト条件、建屋配置等により、SG本体の搬出入ルートの設定がプラント間で異なるため、外見上で大きな特徴が表れる。また、工事に適用される技術・工法は、基本的に国内外で実績のある既存技術の組合せにより実施可能であるが、作業の確実性・安全性向上、被ばく低減等の観点から様々な工夫を凝らしている。

Table 1 Steam Generator Replacement in the World

プラント名	国名	取替開始時期	取替期間	
1	サリー2号機	アメリカ	1979年 2月	320日*
2	サリー1号機	アメリカ	1980年 9月	290日
3	ターキーポイント3号機	アメリカ	1981年 6月	280日
4	ターキーポイント4号機	アメリカ	1982年10月	250日
5	オブリヒハイム	ドイツ	1983年 6月	104日
6	ポイントビーチ1号機	アメリカ	1983年10月	103日
7	ロビンソン2号機	アメリカ	1984年 2月	240日
8	クック2号機	アメリカ	1988年 4月	210日*
9	インディアンポイント3号機	アメリカ	1989年 2月	140日
10	リンガル2号機	スウェーデン	1989年 5月	100日
11	ダンピュール1号機	フランス	1990年 2月	132日*
12	バリセード	アメリカ	1990年 9月	182日
13	ミルストン2号機	アメリカ	1992年 5月	228日
14	ノースアナ1号機	アメリカ	1993年 1月	96日
15	ベズナウ1号機	スイス	1993年 4月	99日
16	ドエル3号機	ベルギー	1993年 6月	97日
17	ピュジェイ5号機	フランス	1993年 8月	178日
18	グラブリーヌ1号機	フランス	1994年 2月	102日
19	V. C. サマー	アメリカ	1994年 9月	98日

(注1) 取替期間は原子炉を停止してから、再起動させるまでの日数
 (注2) *1日は蒸気発生器取替に合わせて実施された他の特別検査・工事の期間を除いて推定した日数



54F型基本仕様

胴部外径	約4.5m
上部	約3.4m
下部	
全高	約21m
伝熱管本数	3,382本/基
外径	約22.2mm
厚さ	約1.3mm
伝熱面積	約5,055m ² /基
重量	約330ton
伝熱管材料	TT690合金

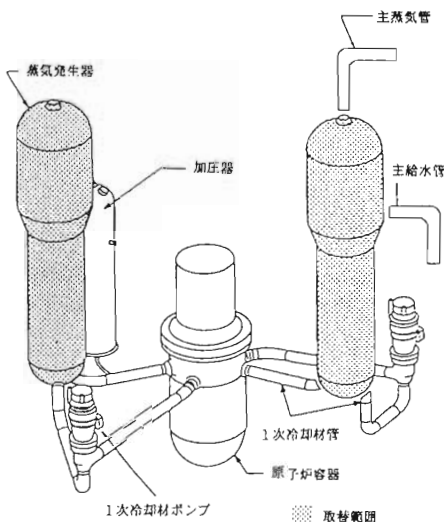


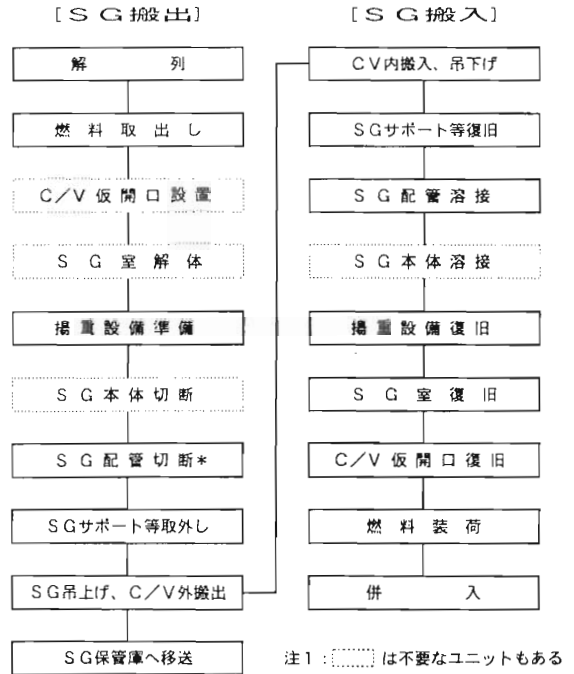
Fig.1 Steam Generator (54 F Model)

Fig.2 A Bird's-eye View of PWR Plant (2 Loops)

Table 2 SG Replacement & SG Storage Building Construction Schedule in Japan

年度	3	4	5	6	7	8	9	
第1期	高浜2号炉							
		5/1	保管庫設置 6/1	取替工事 6/1	6/8			
	美浜2号炉							
		5/3	保管庫設置 6/2	取替工事 5/7	6/10			
第2期	安海1号炉							
		5/4	保管庫設置 6/5	取替工事 6/5	6/11			
第3期	大飯1号炉							
		5/2	保管庫設置 6/4	取替工事 6/9	7/5			
第4期	美浜1号炉							
				取替工事(1号炉) 6/11	8/4			
			保管庫設置 6/8	7/6		取替工事(3号炉) 8/8	9/4	
	美浜3号炉							
第5期	高浜1号炉							
			保管庫設置 6/12	7/12	取替工事 8/1	8/8		
第6期	大飯2号炉							
				保管庫設置 7/11	9/1		取替工事 9/1	9/9

Table 3 SGR Basic Procedure



2. 蒸気発生器取替工事における取替技術

SG 取替工事の一般的な工事手順ならびに代表例として高浜2号機の工事工程表を Table 3 に示す。また、SG 搬出手順を美浜2号機、高浜2号機、大飯1号機について各々 Fig.3、4、5 に示す。以下では、Table 3 の各ステップにしたがって、当社の工事実績を基に工事内容について説明することとする。

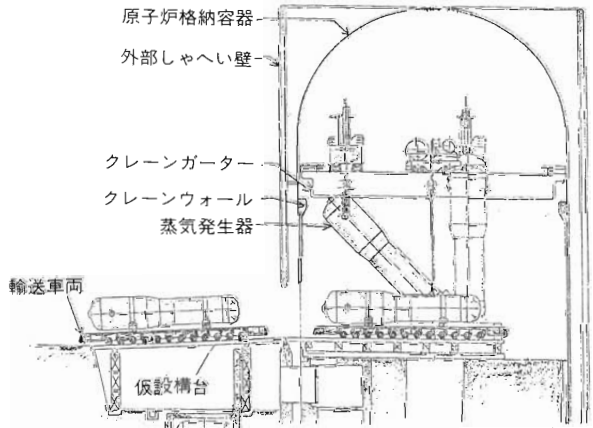


Fig.3 Rigging of Steam Generators (Mihama-2)

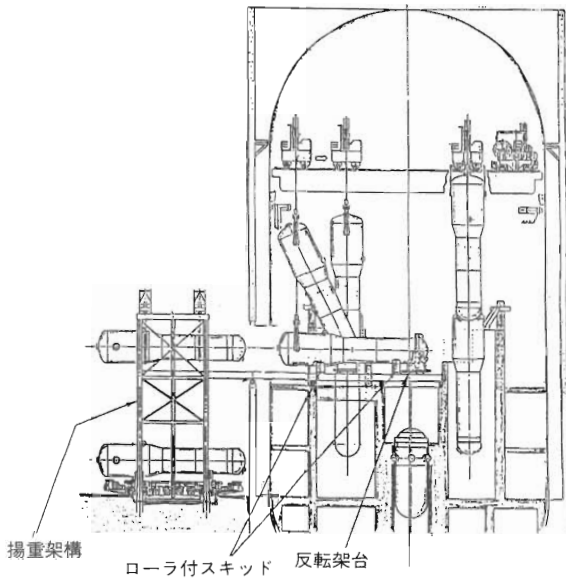


Fig.4 Rigging of Steam Generators (Takahama-2)

(1) プラント解列・燃料取出し

プラントの解列・停止後、工事実施前に原子炉内のすべての原子燃料を使用済燃料プールへ移送する。

(2) 格納容器仮開口設置

定期検査時に使用する既設の機器搬入口の大きさがSG搬出入に不十分な場合は、格納容器に仮開口部を設置する必要がある(美浜2号機、高浜2号機)。具体的には、外部遮へい壁(コンクリート)と格納容器本体(鋼板)の切断が必要となる。またプラントによっては、クレーンウォール(格納容器内クレーンを支持するコンクリート壁)の切断も必要となる。

コンクリートの切断には、ワイヤーソー工法、カッター工法、コアボーリング工法があり、作業性等の観点から適切な組合せを選択している(Fig.6)。

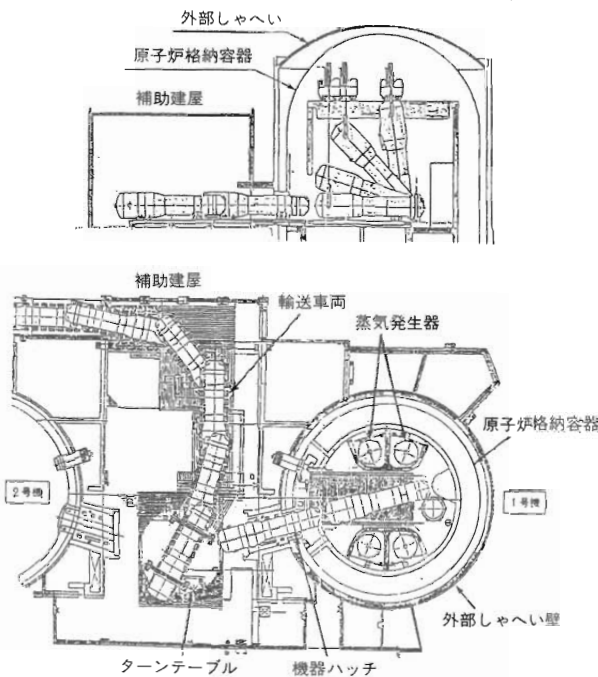


Fig.5 Rigging of Steam Generators (Ohi-1)

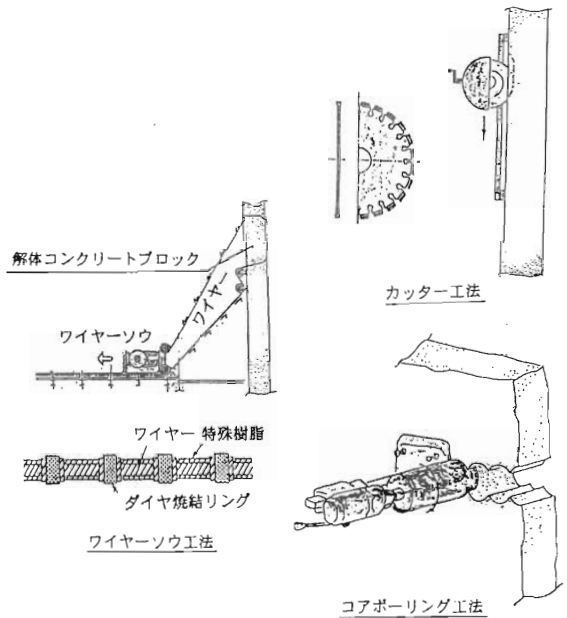


Fig.6 Cutting Methods of Concrete Wall

格納容器に仮開口部を設置する場合は、開口部と地上面とに高低差がある場合が多い。このため格納容器外部にエレベータ方式の揚重構台を設けたり(高浜2号機、Fig.7)、構内道路と開口部間に鋼板とH型鋼による仮設構台を設ける必要(美浜2号機)がある。

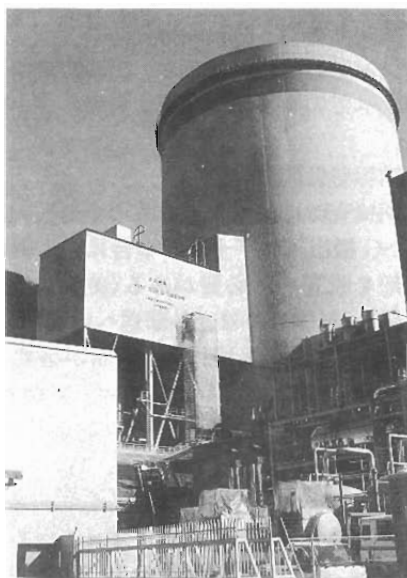


Fig.7 The SG Lifting Structure
(Takahama-2)

また、機器搬入口を利用できる場合でも、大飯1号機では、機器搬入口が補助建屋内にあるため、補助建屋内でSGを旋回させるための大型ターンテーブルの設置、補助建屋シャッターの拡幅などの準備工事が必要となる。

なお念のため、仮開口部等から放射性物質が拡散することを防止するため、換気空調装置により格納容器内を常に負圧に保っている。

(3) SG室解体

SG周辺には、コンクリートの側壁が設けられており、その形状・取替工法によって一部を切断撤去する必要がある。

アイスコンデンサー型プラントである大飯1号機では、SGを完全に上から覆うSG室を有しており、このコンクリート壁天井を切断撤去しなければならない(Fig.8)。

(4) 揚重設備準備

SG1体は約300トン、全長約20mの大型重量物であり、吊上げを行う格納容器内クレーンでは、一部のプラントを除き容量・揚程不足となる。このため、必要に応じ、以下のようなクレーンの増強等を行う。

①既設トロリーの容量増

②大容量補助トロリー(ワイヤージャッキ、チ

ェーンジャッキ等)の追設

③既設ブリッジの補強

④仮設フレームの追設

また格納容器内における他の準備としては、

⑤反転架台の準備(SG横倒し・立起こし用)

⑥運転床の増強(横倒し時の強度確保)

等を行う。

大飯1号機では、チェーンジャッキの追設によりクレーンの揚程を上げ、SG室の解体量を減らすことによりコンクリート廃棄物の低減を図っている。

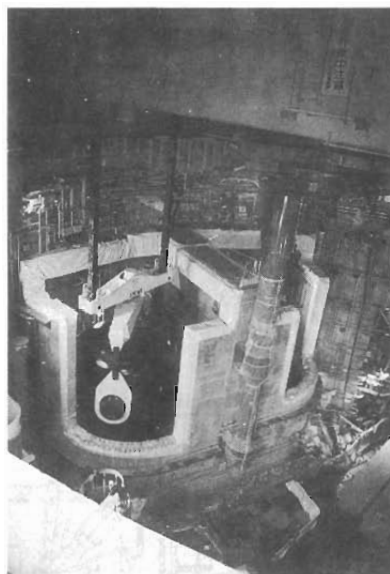


Fig.8 SG Compartment Concrete Cut Out
(Ice Condenser Type Plant of Ohi-1)

(5) SG本体切断

SGを分割して取替える場合に必要となる。分割取替は一部分を再利用、取扱い寸法・重量を小さくできる利点はあるものの、現場作業が煩雑化するため、作業性・被ばく低減等の観点から国内プラントではすべて一体取替を採用している。

海外では分割取替工法により、上部胴・下部水室の再利用を行っているプラントもある。

(6) SG配管切断

a. 1次冷却材配管切断・除染

1次冷却材配管の切断箇所数は、新SG据え付け時の作業性、溶接後の配管残留応力量に大きな影響を与える。1SGあたりの切断箇所数

はそのまま工法名として、2カット(入口・出口配管各1箇所)、3カット(2カット+入口もしくは出口1箇所)、4カット(入口・出口各2箇所)工法が基本となる。作業量としては切断数が少ない2カット工法が最も有利であるが、残留応力を低減でき、施工性にも優る3カット工法を国内プラントでは採用している。

切断方法としては、異物混入防止が容易で工作精度の高い機械式切断を採用している(Fig.9)。

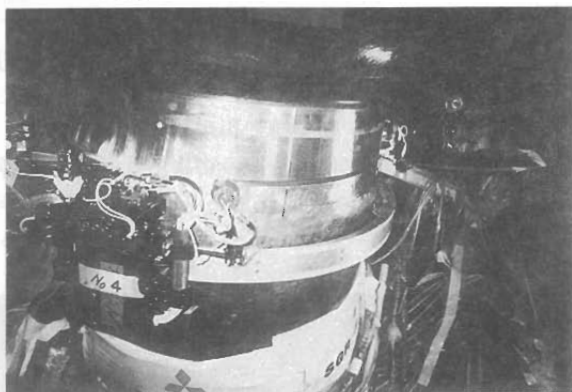


Fig.9 Cutting of Main Coolant Piping

b. 主蒸気管・主給水管切断

主蒸気管・主給水管切断には機械式切断およびプラズマアークによるガス切断を用いる。新SGとの接合箇所となる部分には、精度の高い機械式切断を用いている。

(7) 旧SG吊上げ・搬出、保管庫への搬入

SGの吊上げ、格納容器外搬出、保管庫搬入は1体に2~3日をかけ、慎重に実施する。格納容器から保管庫までは専用の自走式の大型トレーラーであるユニットキャリア等を使用する(Fig.10、11、12、13)。

構内運搬および保管にあたっては、汚染物質の拡大防止を図るため、切断による開口部等を鋼板で溶接・密閉している。また、SG表面を全面塗装しているが、旧SGの表面線量当量率は1mSv/h程度であるため特別な遮へいは不要である。

SG保管庫は、耐震Cクラスで遮へい機能を十分に有する鉄筋コンクリート製の建屋である。



Fig.10 Hoisting SG from its Cubicle (Mihama-2)

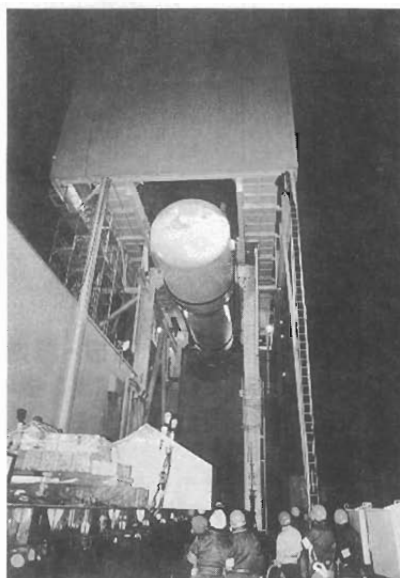


Fig.11 Bringing Down of SG (Takahama-2)

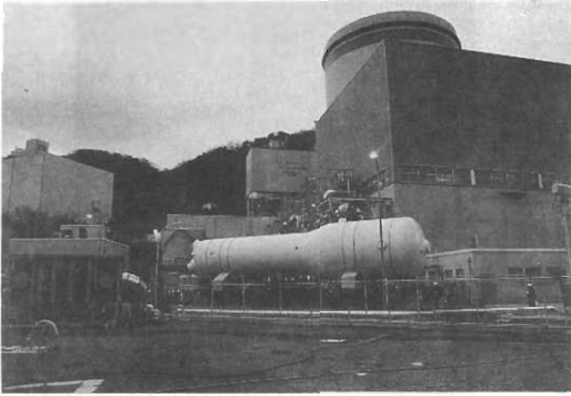


Fig.12 Transporting SG by the Unit Carrier (Takahama-2)

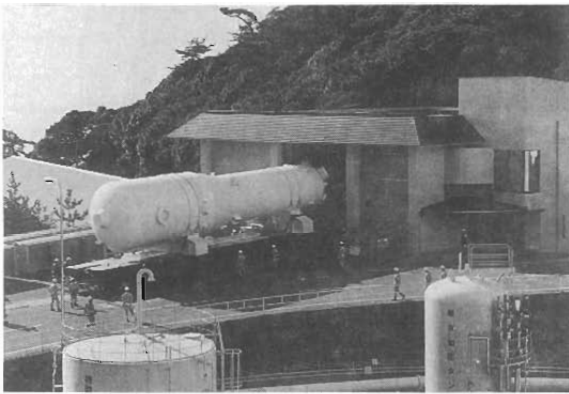


Fig.13 Carrying SG in the Storage Building (Mihama-2)

(8) 新SGの搬入

新SGは海上輸送により運搬・陸揚げする (Fig.14)。陸揚げ後、新SGは搬出と逆の手順で構内を運搬、格納容器内に搬入する。

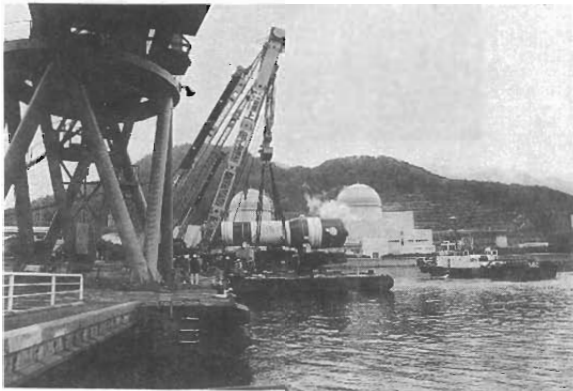


Fig.14 Unloading of New SG (Takahama-2)

(9) SG 配管復旧

a. 1次冷却材配管復旧

新SGの復旧位置を決める方法には、機械式テンプレート法と光学式テンプレート法がある。

機械式テンプレート法は、新SGノズル部位置を原寸大寸法で計測・記憶可能な大型の治具であり高浜2号機、美浜2号機で採用しているものの、狭隘なSG室内での作業性、治具の汚染などの取り扱い上の問題等を考慮し、大飯1号機以降は海外で高い実績のあった光学式テンプレート法を採用している。これは三角測量と同じ方法で位置測定したデータをコンピュータにより3次元の空間座標で再現するものである。

配管接合部には溶接縮みによる配管への影響を低減するため狭開先加工を施し、遠隔操作可能な自動溶接機による溶接を行っている (Fig.15)。

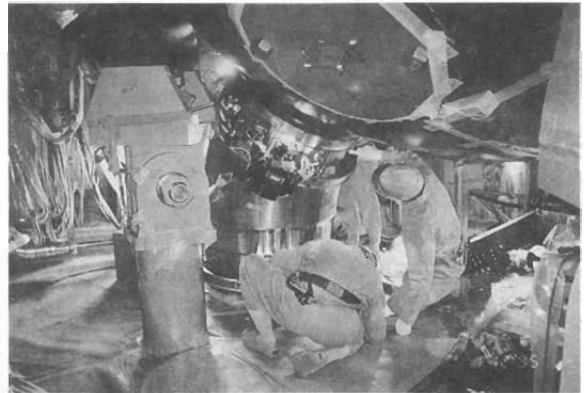


Fig.15 Welding of Main Coolant Piping

b. 主蒸気管・主給水管

各配管を被膜アーク溶接により復旧している。

(10) SG室、仮開口部の復旧

コンクリート部の復旧は、エンクローズドアーク溶接法、機械式継手法などで鉄筋部を溶接し (Fig.16)、無収縮コンクリートにより復旧する (Fig.17)。格納容器鋼板は再使用し、開先加工を行ったのち溶接・復旧する。

以上でSG取替の実工事は完了である。仮開口復旧部、配管復旧部等には、復旧部位に応じて、耐圧検査、浸透探傷検査等を実施し、その健全性を確認している。



Fig.16 Welding Rein Bar (Ohi-1)

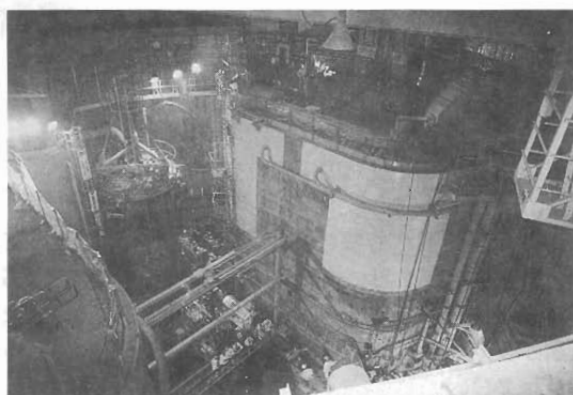


Fig.17 Restoration of the SG Compartment Concrete (Ohi-1)

3. 被ばく低減対策と実績

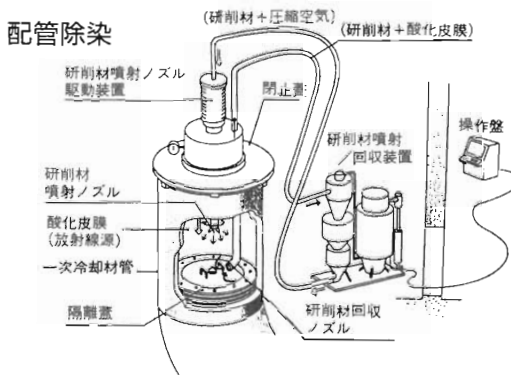
SG 取替工事あたっては、種々の被ばく低減対策を講じている。

(1) 1次冷却材管の除染

1次冷却材配管周りは、比較的高い線量下での作業となることから、被ばく低減を図るため、配管切断後、切断面から50~100cmの範囲を除染している。手法としては物理除染、電解除染、化学除染などがあるが、当社では物理除染を採用し、さらに除染後、配管内に鋼製の遮へい板を取り付けることにより、線量当量率を1/20~1/50にするなど十分な効果を得ている (Fig.18)。

(2) 1次冷却材管等の遮へい

通常定期検査時にも行っているが、遮へい効果の高い鉛金属板が入った鉛遮へいを作業場所周辺



除染の範囲

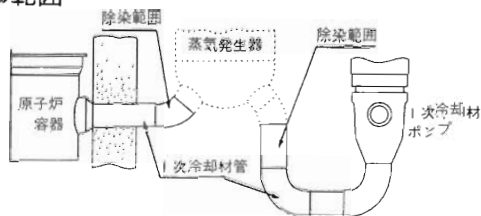


Fig.18 The Decontaminating Equipment

で線源となる1次冷却材配管等に設置している。

(3) 事前モックアップ訓練

1次冷却材管周りの現地作業の確実な遂行、作業時間の短縮を図るため、実機相当のモックアップ装置を作り、事前訓練を入念に行っている (Fig.19)。

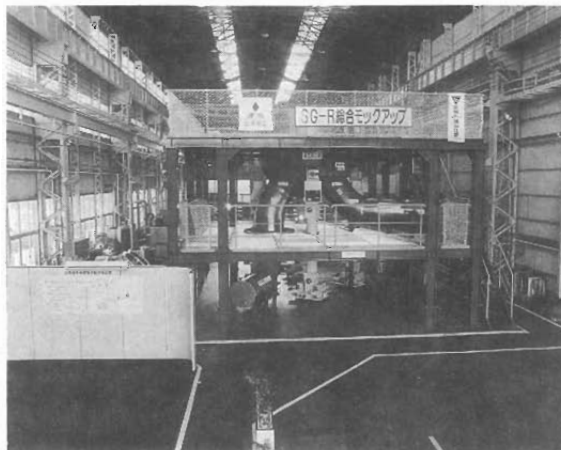


Fig.19 SG Mock-up for SGR Training

(4) 作業の自動化

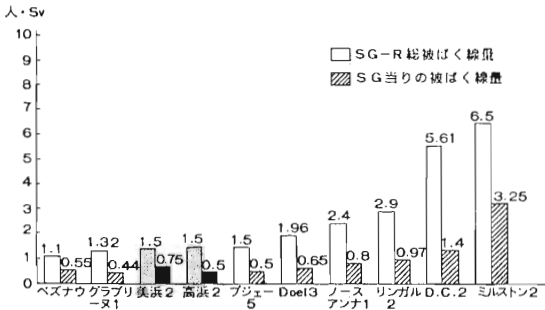
取替技術の項でも述べているが、1次冷却材管の切断・溶接には遠隔操作が可能な機械式切断機・自動溶接機を導入し、作業を自動化することで作業者の省力化・少人数化を図っている。

これら被ばく低減対策を講じることにより、Table 4 に示すとおり、当社実績で計画値をいずれも下回る結果を得ている。これは世界的に見ても最小のグループに属している (Table 5)。

Table 4 Results of Radiation Exposure

	計画値 (人・Sv)	実績 (人・Sv)
美浜2号機	約 2.8	約 1.5
高浜2号機	約 3.9	約 1.5
大飯1号機	約 4.4	約 2.9

Table 5 Radiation Exposure Comparison of the World



4. 廃棄物の発生量・処分方法

SG 取替工事で発生する廃棄物は以下の通りである。

- a. 放射性廃棄物
 - ①旧 SG 本体 (約300トン×基数)
 - ②配管・支持構造物等
 - ③原子炉格納容器内コンクリート (SG 室、クレーンウォール等)
 - ④工事資材等の可燃物
 - ⑤液体廃棄物 (手洗い水等)
- b. その他廃棄物
 - ①コンクリート (外部遮へい壁等)

旧 SG 本体はそのまま、配管・支持構造物、放射性コンクリートは専用の保管容器に収め、SG 保管庫に保管している (Fig.20)。

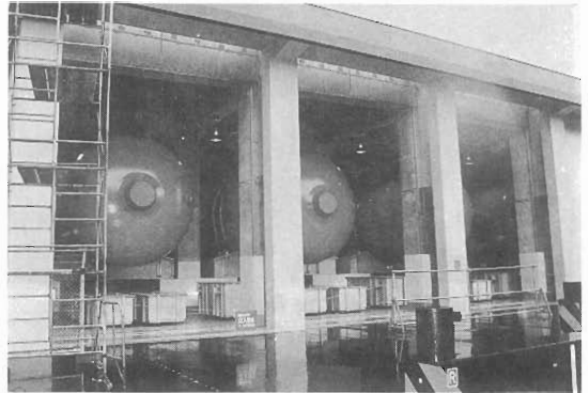


Fig.20 SG Storage Building (Ohi-1)

その他放射性廃棄物は通常の定期検査時と同様にドラム詰めの上固体廃棄物貯蔵庫に保管している。

なお、美浜2号機の蒸気発生器保管庫については、平成3年2月に細管破断事故を起こしたA-SGの細管部分が見学できるよう鉛ガラスで遮へいした展示室を設け、一般の方々にも広く開放している (Fig.21)。

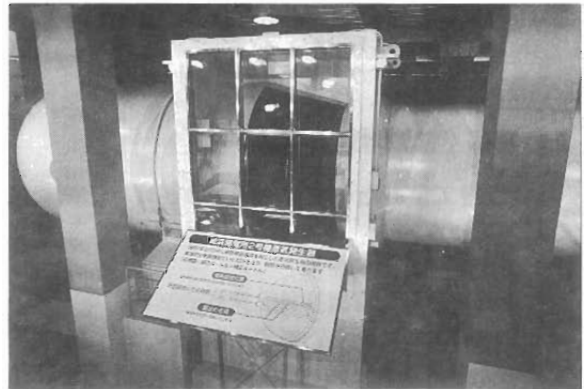


Fig.21 Mihama-2 SG Display at the Storage Building

SG 取替工事では仮開口を設置する機会が多いことから、コンクリートの廃棄物が大量に発生する。このうち格納容器内で発生するものは、上述のとおり専用の保管容器に詰め、SG 保管庫に保管しているが、格納容器外にある外部遮へい壁は、管理区域

内で発生しているとはいえ汚染はなく、放射化も天然レベル以下であることから一般産業廃棄物としてそれぞれの発電所構内に埋設処分している (Fig.22)。



Fig.22 Burying of Outer Shield Concrete Blocks (Takahama-2)

当社の廃棄物発生量を Table 6 に示す。搬出入工法の工夫によりコンクリート切断量をできるかぎり抑えたこと、その他きめ細かい工事管理により、計

画値を十分下回る実績を得られた。

Table 6 Amount of Radio Active Waste

(200ℓドラム換算本)

	計画値 (本)	実績 (本)
美浜2号機	約1,100	約 780
高浜2号機	約1,200	約 990
大飯1号機	約1,600	約1,550

*ただし、旧SG本体およびコンクリート壁ブロックを除く。

5. 結言

SG取替を終えた国内4プラントは現在順調に稼働している。現在取替工事中の美浜1号機を含めた残る4プラントも計画どおり取替を行う予定であり、これまでの経験を十二分に生かしながらさらにスパイラルアップを図り、工事遂行に万全を期していきたいと考えている。

ウインズケール改良型ガス冷却炉(WAGR)の解体

石川 広範

Decommissioning of the Windscale Advanced Gas-cooled Reactor

Hironori ISHIKAWA

The WAGR ceased operation in 1981 after 18 years of successful operation as a development reactor for the AGR nuclear power stations. Dismantling the WAGR is the UK's lead power reactor decommissioning project. Decommissioning began in 1982 with the removal of fuels from the reactor core. The wide variety of data and the experiences have been obtained in the course of the WAGR decommissioning Project. In this paper, the activities of the WAGR decommissioning Project are summarized.

1. WAGR の概要

WAGR(Windscale Advanced Gas-cooled Reactor)は英国原子力公社(UKAEA)のウインズケール原子力研究所(WNL)が所有する出力32MWeの改良型ガス冷却原子炉で商業用原型炉として、1963年から1981年までの18年間運転された。同炉は英国のスコットランドに近い西海岸側にあり、英国原子燃料公社(BNFL)のセラフィールド再処理工場と同じ敷地内にある。

WAGRは主にマグノックス炉の燃料エレメントを改良したものであり、それにより冷却ガスの出口温度を400°Cから600°Cに高めたものである。WAGRの運転経験が改良ガス冷却炉の商業用発電炉へ反映され、1981年にその役目を終了して原子炉が停止された。WAGRの主要諸元をTable 1に示す。さらに、商業用発電炉の廃止措置に備えて、解体技術の開発と経験を取得するため、廃止措置の先行ケースとして扱うことを決定し、予備的な調査研究を1975年から開始すると共に、1982年からは下記の項目を

Table 1 Major Specifications of WAGR

原子炉形式	: 改良型ガス冷却炉 ・冷却 CO ₂ ガス ・減速材 黒鉛
原子炉熱出力	: 1 0 0 MWth
電気出力	: 3 2 MWe
平均熱中性子束	: $2.7 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
燃料	: 種類 2.5%濃縮 UO ₂ 装荷量 11.5トン
炉心寸法	: 直径 15ft・高さ 14ft
原子炉圧力容器	: 鋼製: 厚さ 2.875in 直径 21ft・高さ 53.5ft
格納容器	: 鋼製: 厚さ 0.5in~1.94in 直径 135ft・高さ 134ft
生体遮蔽体	: コンクリート: 厚さ 9ft

目的として解体が進められている。

- ① 原子炉を安全かつ妥当なコストで解体できることの実証

- ② 解体機器の適合性についての確認、解体技術の開発、解体のためのエンジニアリングに関する知見の取得
- ③ 廃棄物処分のための適切な許認可処置と法規制の整備
- ④ ガス冷却炉の解体から得られるデータ、知見等の情報の取得と記録

WAGRの全景をFig.1に示す。また、原子炉の断面をFig.2に示す。



Fig. 1 View of WAGR Complex.

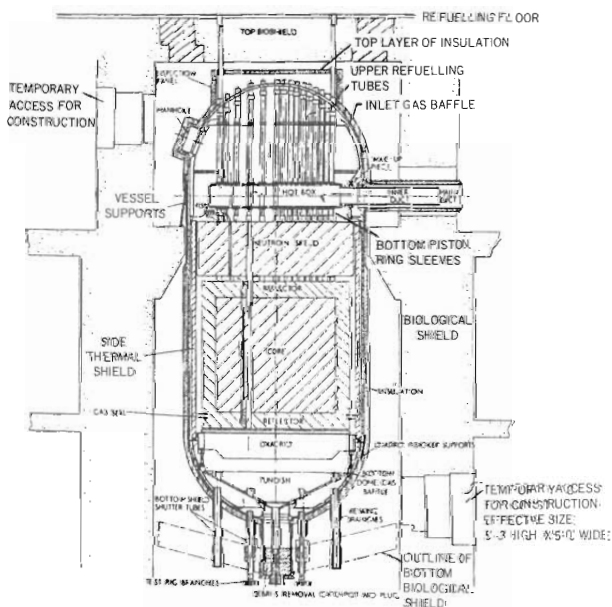


Fig.2 View of Reactor Pressure Vessel Showing Top Dome.

2. 解体スケジュール

WAGRのデコミッショニング計画は、1979年から1980年にかけて、その解体についてのフィージビリティ・スタディとコスト・スタディが実施され、1981年の後期にUKAEAのマネージメント・ボードの承認を得た。解体は運転終了直後の1982年から開始され、当初は、燃料搬出に2年間、中性子シールド・プラグや制御棒等の処置に2.5年間、施設の解体撤去に9年間の約13年間で1994年に完了する予定であった。しかしながら、国際的な海洋投棄の禁止による熱交換器等の処理計画の変更、資金計画の変更、解体プロジェクト組織の変更等による情勢変化により計画は遅延している。現在までに原子炉圧力容器上部(原子炉圧力容器上部のTop domeおよび炉内構造物のHot boxより上部: Fig.2 参照)まで解体が終了しており、今後、蒸気発生器の撤去、原子炉の高放射化部の解体、放射化コンクリートの解体、建家解体等の工事が行われる。

3. 放射能インベントリ

WAGRの解体で発生する解体物の内蔵放射能評価は、モデル計算コードを使用しての評価と原子炉を構成する構造物のサンプル採取による放射化解析等の結果を比較しながら進めている。

放射能評価の目的は、

- ① 放射性廃棄物の評価とILW・LLW・VLLWに従った分類
 - ② 放射性廃棄物として分類するための境界値データの提供
 - ③ 遠隔操作にするか、手作業にするか等の作業方法の決定
 - ④ 解体放射性廃棄物中の核種同定
- 等を行うためである。

WAGRの運転停止時における放射能インベントリは約20万Ciと評価されている。各材料別の放射能インベントリは、ステンレス鋼が最も多く、次にマイルドスチール、グラファイト、コンクリートの順になっている。WAGRは燃料破損が生じたことがあり核分裂生成物(FP)が冷却ガスの中に漏れ、熱交換器(蒸気発生器)がセシウムによってかなり汚染されているという特殊な条件を持っている。熱出力80MWで18年間運転し、停止後12年間経過

したものと計算した材料別の放射エネルギーを Table 2 に、またその核種別の放射エネルギーを Table 3 に示す。

Table 2 Summary of WAGR Waste Quantities at 1993

Material	Waste Category at 12 yr decay	Mass (te)	Mean specific activity GBq/te	Total Activity TBq
Mild Steel	LLW	200	4.00E-1	7.99E-2
	ILW	533	3.19E3	1.70E3
Stainless Steel	LLW	18	5.23E-2	9.41E-4
	ILW	29	5.38E4	1.56E3
Graphite	LLW	73	5.92E-1	4.32E-2
	ILW	210	1.94E 2	4.07E1
Insulation	LLW	10	1.81E0	1.81E-2
	ILW	9	2.16E 1	1.94E-1
Concrete	de minimis	1911	2.46E-5	4.71E-5
	LLW	1297	1.10E0	1.43E0
	ILW	302	3.66E1	1.11E1
TOTAL				3.30E3TBq

Table 3 Nuclide Activities Summed Over All Components at 1993

Nuclide	Activity TBq
H-3	44
C-14	4.7
Cl-36	0.088
Ca-41	0.121
Mn-54	0.004
Fe-55	1858
Ni-59	6.8
Co-60	692
Ni-63	698
Nb-93m	0.168
Nb-94	0.042
Eu-152	1.12
Eu-154	1.39
Eu-155	0.37
TOTAL	3306TBq

Note: Tables 2 and 3 assume WAGR operated over 18 years at an average power level of 80 MW thermal followed by 12 years decay.

4. 解体工法および切断機器

WAGR の解体においては、解体対象となる機器、構造物の特徴や放射能レベル等に応じた切断工法を適用する計画である。改良ガス冷却炉はその運転システム上、水処理システムを有していないため WAGR では、解体のための切断作業は全て気中で行われる。

WAGR の格納容器内の解体作業のうち、放射線下の作業として留意すべきものは、次の三つに分けられる。

- ① 切断せずに炉内から取り出すことができる構造物の撤去

減速材、熱遮蔽体および制御棒を専用の機器や装置を用いて炉外に取り出し、必要に応じて切断、減容し、廃棄物コンテナに収納する

- ② 炉内での切断作業が必要となる構造物および原子炉圧力容器の撤去

炉内構造物および原子炉圧力容器本体はガス切断、プラズマ・アーク切断等により粗断・細断し、解体撤去する

- ③ 放射化遮蔽コンクリートの撤去

遠隔操作の油圧ブレイカーによる機械的工法、サーマルランシングバー工法等により解体する

5. 解体工事

WAGR の解体の基本的方針は、できる限り既存の技術を用いて作業を行うことであり、ガス切断、プラズマアーク切断等が主流となっている。原子炉圧力容器の炉心領域の線量当量率は、数10mSv/h から数Sv/h と見込まれている。解体作業は、線量当量率の低い領域についてはなるべく手作業で行い、原子炉圧力容器、炉内構造物(グラファイトを含む)、生体遮蔽コンクリート等の放射化して線量当量率の高い領域についてはマニピュレータ等を用いた遠隔操作機器によって行う計画である。

遠隔解体装置で解体された廃棄物は、遠隔操作で新設の廃棄物処理建家に搬送され、遮蔽容器に収納されて、同じく新設の廃棄物保管建家に保管される。

以下に WAGR における主要作業について、その解体工法や解体機器について紹介する。

(1) 廃棄物処理建家の建設

放射性廃棄物を遮蔽容器に収納し、固化処理するための建家で、格納容器に接続して新設された。廃棄物処理建家へ廃棄物を移送するルートおよびホイストと把持機の保守点検用のスペース利用のため、2台の熱交換器が12.4m 上方にジャッキアップされた。廃棄物の搬出ルートおよび建設された廃棄物処理建家の断面を Fig.3 に示す。

(2) タービンホールの撤去

WAGR のタービンホールは非放射性であるため、従来の一般解体工法が適用された。解体に要した期間は9ヶ月で、1984年12月に終了した。解体廃棄物の一部はスクラップとして売却された。

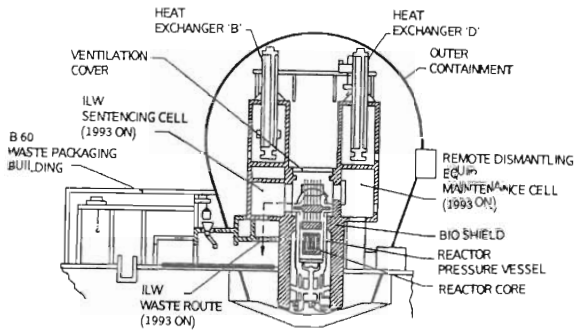


Fig.3 Cross-section Through WAGR and Waste Packaging Building

(3) 冷却ガス主配管(Main duct)の撤去

4基の熱交換器のうち2基をジャッキアップするため、その先行作業として、冷却ガス主配管が撤去された。冷却ガス主配管は外側直径約600mm、長さ約4mで、原子炉圧力容器と熱交換器を結ぶ同軸2重ダクトであり、運転中の燃料破損により放射能汚染されている(Fig.2の原子炉断面図参照)。

切断には、酸素/アセチレン・ガス切断機を用いた。作業は、両ダクトとも、作業員が直接ガス・トーチを持って行ったが、汚染レベルの高いD側ダクトについては、ダクト円周部に磁石で固定したレールを設置し、その上をガス・トーチを走行させて切断する半自動切断機を組み合わせて行った。汚染レベルの低いB側のダクトから先に切断作業を実施し、作業手順の妥当性、安全性等を確認した後、汚染レベルの高いD側ダクトを切断した。その結果、D側ダクトの切断費用をB側ダクトの約70%に押さえることができた。作業員の被曝線量当量は、B側ダクトで11.8man-mSv、Dダクト側で22.3man-mSvであった。

(4) 頂部生体遮蔽(Top biological shield)の撤去

頂部生体遮蔽は厚さ1.3m、全重量60トン(コンクリート50%、スティール50%の比率)で直径5mの構造物である。この頂部生体遮蔽は汚染レベルが極めて低いためサーマルランシングバー工法を用いて切断した。

サーマルランシングバー工法とは、軟鋼パイプの中に鉄、マグネシウム等の合金の細線を挿入し、細線の空隙から酸素を供給して先端で燃焼させ鉄、マグネシウムの酸化還元反応熱によってコンクリー

ト、岩石、鋼材等を溶断する工法である。発生熱は、2,000°Cから4,000°Cにもなる。一般的に使用されている長さは、約3MのバーであるがWAGRでは約7Mのバーを使用し頂部生体遮蔽を切断した。切断の様子をFig.4に示す。



Fig.4 Top Biological Shield During Thermic Lance Process

この切断工法は多量のヒュームを発生する恐れがある。したがって、切断中のヒュームを除去するため、最初0.5m³/s容量の換気装置が設置された。しかしながらこの換気容量では不充分であったため、1m³/sに容量アップされた。

(5) 燃料交換用案内管(Standpipes)の撤去

RPV 頂部生体遮蔽からホットボックスまでのスタンドパイプ(内径143mm)の解体撤去はプラズマアーク装置を使って行われた。この装置はマスト型で、その先端部にプラズマアーク・トーチが取り付けられている。プラズマアーク装置による切断方法は、炉上部の生体遮蔽上部からノズル回転子式のプラズマアーク・トーチをスタンド・パイプ内に挿入して管の内側から水平切断する方法である(Fig.5参照)。切断箇所は、1本のパイプに対して5箇所(Fig.6参照)行われた。また、トーチの開発のみでなく、トーチを支持するマスト部、監視装置、スタンドオフ・センサー等についても開発がなされた。切断されたパイプの回収は、マストにパイプを内側から把握する治具を取り付け、切断後も把握したまま炉上部の作業床まで引き揚げられるような工夫がなされた。

圧力容器上部(Top dome)の解体に引続き行われたスタンド・パイプの切断(切断箇所: 5、Fig.6

参照)におけるスタンドパイプ内部へのプラズマ・トーチの取付け等は、作業員の被曝を低減するため、5つのビデオ・カメラを備えた遠隔操作監視装置を用いて行われた。



Fig.5 Stadpipe Cutting

(6) 原子炉圧力容器上部(Top dome)の切断

Top dome は直径6.4m、厚さ73mmのスティール製の圧力容器で、線量当量率は圧力容器外側で0.03 mSv/h から5.2mSv/h である。Top dome の切断では、作業者の隔離エリア中での作業時間を最少限に抑えるため、Top dome の円周部に磁石で固定したレールを設置し、その上をガス切断装置を走行させて切断する半自動方式で行われた。これらの作業はモックアップテストにより、安全性、性能等を確認した後に実施された。この切断にはスタンドオフの距離を一定に保つためのセンサーを装備した酸素プロパントーチが使用された。Top dome の切断および吊上げの様子を Fig.7および Fig.8 に示す。切

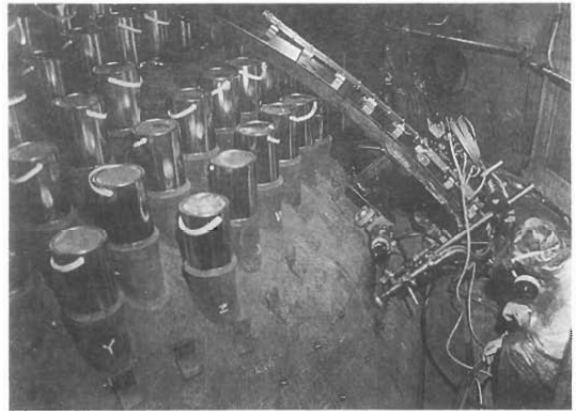


Fig.7 Making the Top Dome Circumferential Cut.

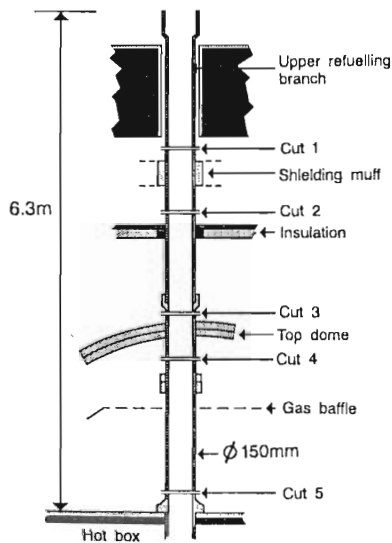


Fig.6 Locations for Standpipe Cutting

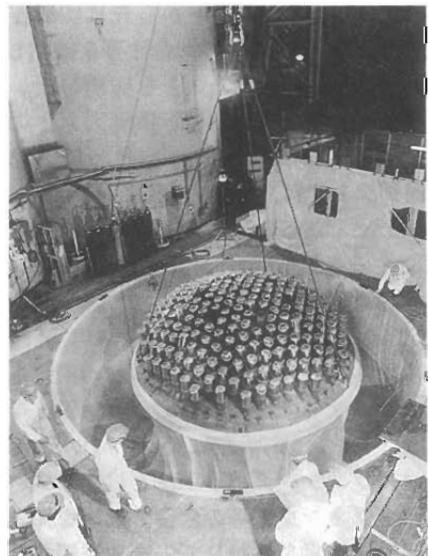


Fig.8 Crown Section of the Top Dome Removal

断後、Top dome を燃料交換フローに吊上げ、グリーン・ハウスの中で8分割に細断した。

(7) 実験孔(Loop tubes)の撤去

WAGRの原子炉には高圧用、大口径および小口径の6本のLoop tubes(Fig.9参照)が縦に貫通している。このLoop tubesの材質はステンレスで、非常に放射線量が高く遠隔解体機器を用いて行う必要がある。Large loop tubesおよびHigh pressure tubesは、Standpipesの切断に使用したプラズマ切断装置を一部改良してパイプ内側から、Small tubes

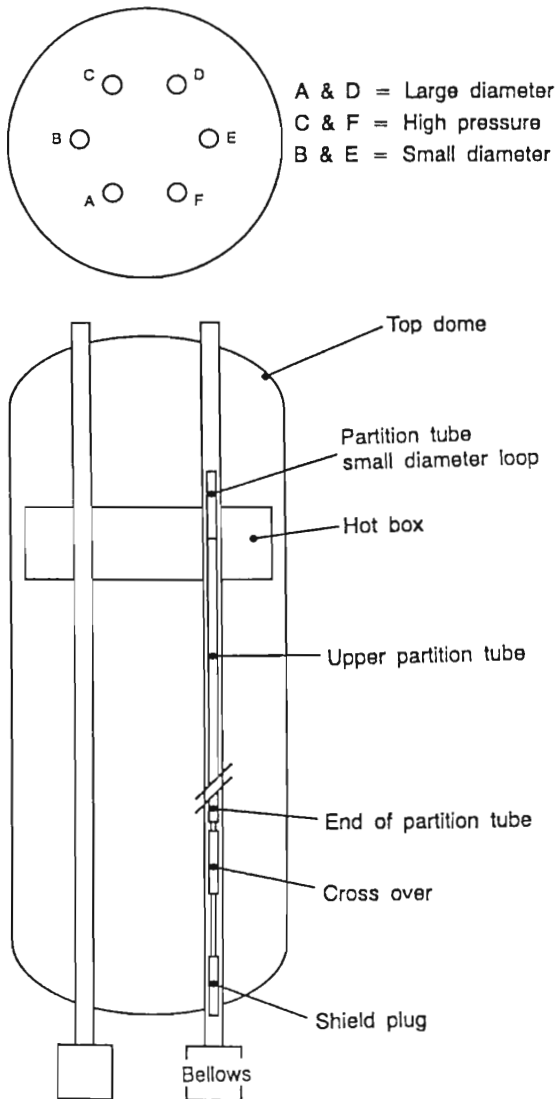


Fig.9 Position of Loops in Reactor

は外側からプラズマトーチで、それぞれ遠隔操作で切断された。

現在、Loop tubesは、Hot boxの約200mm上部まで撤去されており、下部はBellowsが撤去され、かわりにショックアブソーバーが置かれている。すでに、Loop tubesの吊上げ試験を行い、垂直方向に吊上げできることが確認されている。

マニピュレータを使用し解体された廃棄物は、特殊な把持装置を備えたホイストを使用して廃棄物処理室に移送される。そこで廃棄物処理および検査を行った後、Upper loading cellに移し、最終チェックを行ってからLower loading cell内で遮蔽付き容器に収納される(Fig.10参照)。原子炉压力容器内での作業および廃棄物の移送は、遠隔解体機器に備え付けのカメラや廃棄物処理室に取り付けられたカメラで監視しながら遠隔操作で行われる。

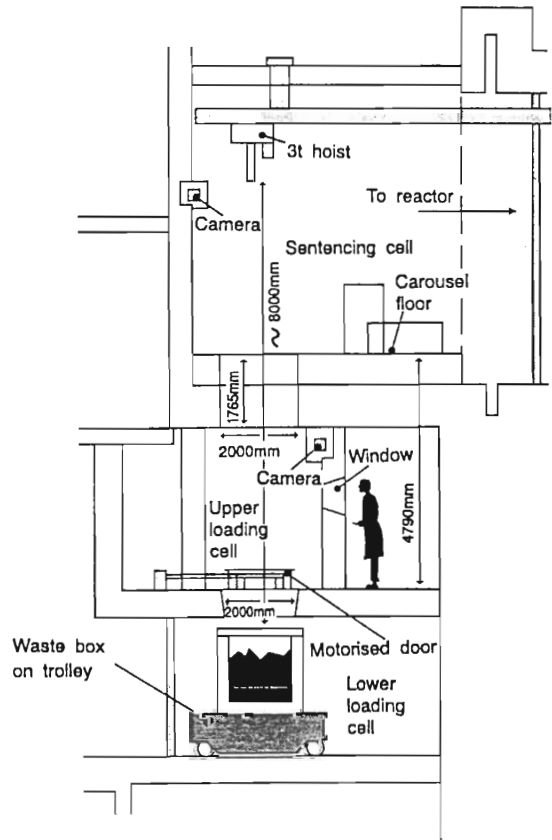


Fig.10 Diagram of Wagr Waste Packaging Route

Loop tubes の撤去工法は、操作が簡単で素早く行うことができ、しかも2次発生廃棄物の量を最少限におさえることのできる工法が望ましい。これらの点を考慮して、デスクカッター、気中プラズマトーチおよびハイドロリックシヤアについての検討・開発が行われている。

(8) 熱交換器の撤去

1991年における熱交換器撤去に関する調査では、熱交換器内部の一部を除染した後、細断しコンテナに収納して、Drigg 廃棄物処分場に移送する方法が最良と考えられていた。しかしながら、熱交換器の分析評価の結果、放射能レベルが低レベル放射性廃棄物の浅地中処分基準値よりも低くなり、熱交換器を一括で埋設処分できることが判明した。

一括撤去を行うため、熱交換器の開口部のシーリング、吊上げ方法、輸送方法等について、1993年の3月から4月にかけて調査が行われ、一括撤去は、細断して撤去する方法よりも、放射線被曝、工事期間およびコストの面でも有利であると評価された。熱交換器を細断し処分する場合(Method 1)と一括撤去し処分する場合(Method 2)の比較結果をTable 4に示す。現在、大型クレーンを使用し、熱交換器を一体で吊上げ、撤去するための準備が行われている。この後、熱交換器はDrigg 廃棄物処分場へ陸路輸送される。

Table 4 Heat Exchanger Disposal Methodology Comparison

	Method 1	Method 2
Dose Uptake	1600 man.mSv	384 man.mSv
Duration	6 years	3 years
Cost ratio	3	1

6. 遠隔解体機器の開発

(1) 遠隔解体機器の概要

WAGR では、炉内構造物や圧力容器等の高放射化された部分を遠隔で解体するための遠隔解体機器の開発を進めている。このシステムはマニピュレータを含む解体装置と廃棄物ハンドリング・システムおよび解体に使用する各種の工具等から成っている。解体工法の一つとしてマニピュレータを採用したのは、①解体作業にはグラフィットの撤去や圧力

容器の切断のような幾つかの繰返し作業があり、これらの作業を専用装置で実施しようとした場合には、色々な種類の特殊作業用装置が必要になる。②ホット・ボックス、中性子遮蔽、ダイアグリッド等の切断や撤去作業に対する特殊作業用機械を設計できるほど、詳細な解体手法が定まっていない。③解体作業の途中において、予め特定し得ない作業の発生が考えられる等の理由によるものである。

解体装置は、Fig.11の遠隔解体機器配置図に示すように、回転式床遮蔽(Rotating floor shield)、マスト、マニピュレータ、視覚システム等により構成されており、原子炉内のあらゆる部分へのアプローチができるように圧力容器の上部に設置される。

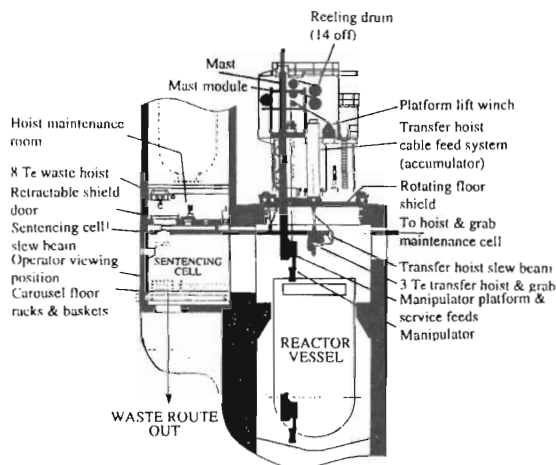


Fig.11 WAGR Remote Dismantling Machine

これらの機器の設計や配置については、コスト、遮蔽、保守、操作の柔軟性、さらに将来生じる可能性のある解体装置自身の廃棄等についても十分検討がなされている。

(2) 遠隔解体機器システム構成

このシステムの主要な構成機器の概要を以下に示す(Fig.11 参照)。

① 回転式床遮蔽

これは生体遮蔽効果を有する回転式の床であり、マニピュレータを取付けるためのマストの支持機構やマニピュレータを上下させるプラットフォーム昇降装置等を備えている。回転機能によってマストを原子炉の座標軸を中心に回転移動することができる。

② マスト

マニピュレータを取り付けるためのプラットホームを備えた中空の四角柱構造物のマストであり、回転式床遮蔽に設置される。このマストは炉心内に下降させることができるようになっており、その上下移動には原子炉建家クレーンが使用される。回転式遮蔽の旋回、マスト長の調節およびマニピュレータ・プラットホームの上下機能によってマニピュレータの作業位置を設定する。

③ マニピュレータ・プラットホーム

マニピュレータを取付けてマストの側面のローラ・アセンブリのガイドに沿って上下移動するものであり、ワイヤ・リフトとウインチ・ドラムを備えたプラットホーム昇降装置によって巻上げが行われる。通常はマストの先端位置においてマニピュレータの操作が行われる。

④ マニピュレータ

マニピュレータは可搬重量35kgで7つの自由関節を持ち、手動および自動の2つのモードで運転することができる。Fig.12 にマニピュレータの概念図を示す。アウトリーチは約2.5m、自重は約500kgで工具先端の再現精度は約0.5mmを達成することが期待されている。マニピュレータ先端部

の工具アタッチメントは簡単に脱着ができるグリッパ等の使用を予定している。工具の交換は基本的には回転式床遮蔽の上で行う考えであるが、頻繁に工具の交換が必要になるようであれば、マニピュレータ・プラットホーム上に工具のラックを備えることも考えている。解体作業時は、アーム先端に取付けた工具を作業面に対し正しい姿勢や距離に保ち、決められた速度のもとに動作させる必要があるため、TV システムと結合したマイクロプロセッサの使用を考えている。

⑤ 廃棄物ハンドリング・システム

廃棄物ハンドリング・システムは大型の廃棄物取扱い用ホイスト、移送用ホイスト、各部の回転式ビームおよび処分セル内の回転式床 (Carousel floor) 等により構成されており、廃棄物の移送、コンテナへの収納作業等を行うことを目的としている (Fig.10 参照)。原子炉の上部に配置されているホイスト用回転ビームの位置を処分セル側のビームと一直線になるように合わせることにより、圧力容器から取り出した廃棄物をこのビームに沿って処分セル内に移送し、廃棄物の分析試験や収納作業を行うことができるようになっている。

(3) 遠隔操作機器の操作訓練

遠隔解体機器の操作訓練を行うため、燃料交換フロアに解体機器試験用装置 (Machine Test Facility : MTF) を据付け実際の解体を模擬し、切断作業、解体廃棄物の移送等も含めた一連の解体作業についての訓練が行われた。この訓練には、遠隔操作機器の安全性や性能の確認も含まれていたため、不具合個所の改良も必要になり、36週間を要した。現在、遠隔操作機器の性能試験や操作訓練も終了し、同装置は炉内構造物および原子炉圧力容器の解体のため MTF から回転遮蔽フロア上に移されている。

7. 放射線管理

WAGR の原子炉建家は管理区域に指定されており、同エリアの入域者は全てセラフィールド発行のフィルム・バッジを着用する必要がある。原子炉建家内の100 μ Sv/h を超える区域 (熱交換器遮蔽壁内、コーベル室内等) は、制限区域に指定され、本区域への立入には WNL (WINDSCALE NUCLEAR LABORATORIES) の入域手続と許可が必

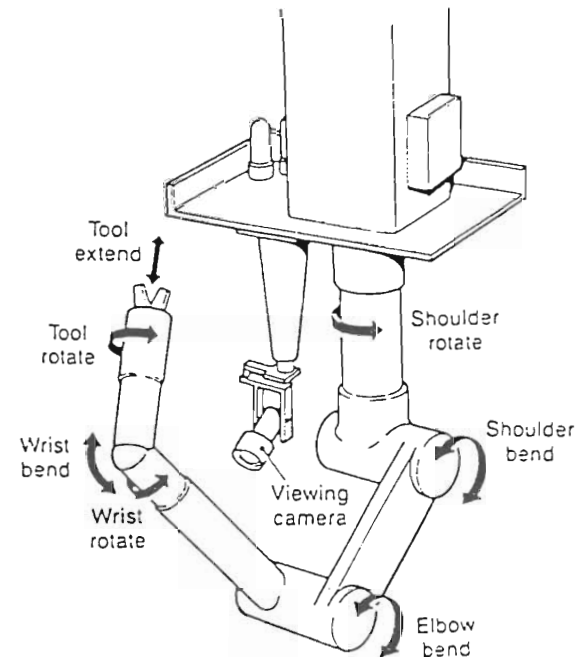


Fig.12 The Manipulator Configuration

要である。一般作業場所については定期的に放射線管理者によるサーベイが実施される。

作業者の放射線管理については、全身被曝管理をフィルム・バッジにより月単位で実施すると共に、TLD(熱蛍光線量計)により局部被曝管理を実施している。また特殊作業の被曝管理は、個人被曝測定器(通常直読式ポケット線量計か個人用線量警報器)を併用して実施している。

管理区域内の衣服は、作業種別により異なり、ビジターに対しては研究衣とオーバーシューズ、管理区域内作業員に対しては、基本装備(カバーオール、放射線エリア用の靴、ズボン、シャツなど)の着用を義務づけている。

汚染区域の拡大防止策としては、衣服の着替えとモニタリング機器で実施している。高度に汚染管理が必要な作業については、グリーンハウスを設置し、局所換気を行い、WNLの規定による保護衣、呼吸具を着用する。Table 5 に年度別の作業員の被曝状況を示す。

Table 5 Dose Uptake of WAGR Project Workforce

Item	Year						
	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991
Number of personnel	30	29	29	28	32	26	24
Total dose (man mSv)	87.3	98.28	51.39	110.91	105.06	71.0	62.5
Highest individual dose (mSv)	11.9	11.69	4.33	13.29	12.92	6.6	7.1
Average dose (mSv)	2.9	3.4	1.8	4.0	3.28	2.9	2.6

8. 解体廃棄物管理

放射性廃棄物の中レベル廃棄物(ILW)と低レベル廃棄物(LLW)に分けられ、1993年の放射能インベントリ評価には、重量はそれぞれ約1,100トンおよび1,600トンと推定されている。

中レベル廃棄物は廃棄物処理建家で遠隔操作で遮蔽容器に収納される。収納後の遮蔽容器は、廃棄物保管建家を建設し保管する計画である。中レベル廃棄物を入れる遮蔽容器はコンクリート製で2,438mm×2,210mm×220mm(高さ)のほぼ立方体である。遮蔽容器は列車で運べることおよび取扱い上から重量が50t以下になるように設計された。低レベル廃棄物は2～3マイル離れたところにある Drigg 廃棄物

処分場へ列車で運ばれ、15～20mの深さの地中へ容器から出して埋設されている。放射性廃棄物の発生量と処分方法を Fig.13 に示す。

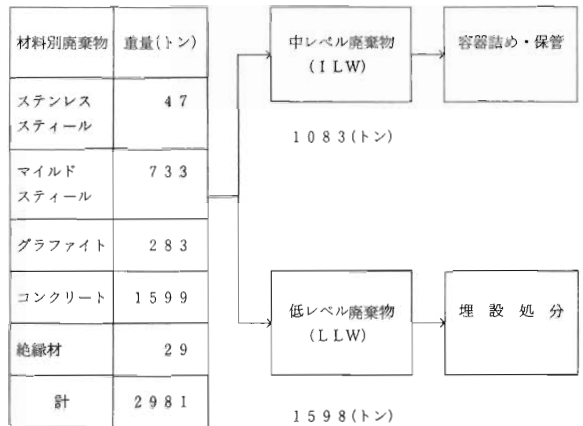


Fig.13 WAGR Radioactive Waste Quantities at 1993 and Waste Handling

9. むすび

WAGRの解体では、解体遠隔操作技術、解体工法、解体機器等の開発を行い、それら技術の安全性、性能等をモックアップ試験等で確認した後、WAGRの解体に適用している。同プロジェクトは、ヨーロッパ連合の原子力施設解体R&D計画におけるパイロットプロジェクトの1つに指定され、資金援助を受けるなど、ガス炉解体で世界的に注目されている。今後、熱交換器の一括撤去、高放射化された炉内構造物、原子炉圧力容器、生体遮蔽体等の遠隔操作による解体が予定されており、今後もガス炉解体における有効な情報を提供してくれることであろう。

参考文献

- 1) Third International Conference on Decommissioning of Nuclear Installations, Luxembourg, 26-30, September, 1994
- 2) Nuclear Decom 92, Decommissioning of Radioactive Facilities, International Conference, 17-19, Feb., 1992, Royal Lancaster Hotel London
- 3) Decommissioning and Demolition, Third International Conference, Decommissioning Off-

shore, Onshore Demolition and Nuclear Works held 25-26 th March, 1992, University of Manchester Institute of Sci. and Technol.

4) The 3rd JSME/ASME Joint International

Conference on Nuclear Engineering, April 23-27, 1995, Kyoto International Conference Hall, Kyoto, Japan

韓国研究炉 1, 2 号の廃炉計画

徐 斗 煥

Decommissioning Plan for the TRIGA Mark-II / III

Doo-Hwan SUH

KRR-1 (Korea Research Reactor-1; TRIGA Mark-II, 250 kW) and KRR-2 (TRIGA Mark-III, 2 MW) have been operated for 33 and 23 years respectively.

These two reactors are planning to be shut down in December 1995, for the reasons of uneconomical operation, technical obsolescence and political change. After then KRR-1 would be in Stage-2 in order to reconstruct for a memorial building, and KRR-2 would be in Stage-3.

In this paper, decommissioning plans for KRR-1 and KRR-2 are described as follows; 1) Background, 2) Facility description, 3) Decommissioning options, 4) Schedule of the plan, 5) Cost estimates, 6) Results of preliminary examination for decommissioning study.

1. 廃炉計画の経緯

廃炉すべき研究炉 1号 (TRIGA Mark-II, 250 kW) と研究炉 2号 (TRIGA Mark-III, 2 MW) は韓国ソウル特別市蘆原区孔陵洞170-2番地に位置している。研究炉 1号は1962年3月30日に運転を開始し現在まで33年間、研究炉 2号は1972年5月26日に運転を開始して23年間共用している。原子炉施設の全景を Photo 1 に示す。写真左側の建屋が炉 1号、右側の建屋が炉 2号、手前の建屋は韓国電力公社ソウル研修院の本館である。

一般的に、研究炉の寿命は25から30年とみており、実際に、現在まで廃炉された TRIGA 炉は13基あるが、その約65%が15から20年までの間に停止している。研究炉 1、2号 (以下、炉 1、2号と略記) は20年間以上運転され老朽している。新しい研究炉である HANARO (KMRR, 韓国多目的研究炉; 30 MW) が、今年の4月に竣工する。現在の研究炉がある敷地と建家は韓国電力公社の所有物であるとの

理由等で、その間、炉 1、2号に対して向後の管理方案が挙論されていた。

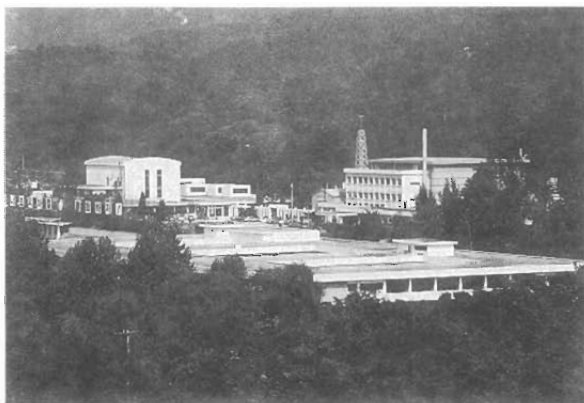


Photo 1 KAERI Reactor Site (Seoul Site)

1994年10月、科学技術處で開かれた科学技術處、大学、学会、韓国電力公社、韓国原子力安全技術院および韓国原研の関係者が参加した「研究炉の向後

対策関連会議」で、炉1、2号は暫定的に閉鎖することに決まった。

2. 研究炉1、2号の概要

炉1、2号である TRIGA Mark-II/III は米国のGA社(General Atomic)が建造した教育訓練(Training)、研究(Research)およびRI生産(Isotope production)に利用される低出力の小型原子炉である。燃料は濃縮U-水素化Zr合金で、水素が減速材の役目をしている固体均質型炉である。炉心はプールの底にあり、炉本体の使用材料は大部分がアルミニウムである。

その間、炉1号は韓国最初の原子炉として炉特性研究、炉材料試験、物質構造研究、育種改良、RI生産、放射化分析、学生教育と人力養成等に、炉2号はその外に中性子非破壊検査(NDT)等の分野で多くの業績を挙げている。

Table 1 に炉1、2号の諸元を示す。また、炉1号の俯瞰図を Fig.1 に外観を Photo 2 に示す。また、炉2号の俯瞰図と垂直断面を Fig.2 と Fig.3 に、外観を Photo 3 にそれぞれ示す。

Table 1 Parameters of the TRIGA Reactors

原子炉名	TRIGA Mark-II	TRIGA Mark-III
原子炉型	プール型	プール型
正常出力 (熱出力)	250kW	2 MW パルスシグ: 2GW/2.8ms
最大中性子束 (nv)	1×10^{13}	6.5×10^{13} パルスシグ: 2.0×10^{16}
燃料 U-235濃縮度 被覆材 化学組成	20% Al U-ZrH _{1.6} 金属合金	70% SUS-304 Er-U-ZrH _{1.6}
減速材	ZrH, H ₂ O	ZrH _{1.6} , H ₂ O
冷却材	H ₂ O	H ₂ O
制御棒	B ₄ C	B ₄ C
核燃料量 (U-235)	2.96kg	12.6kg

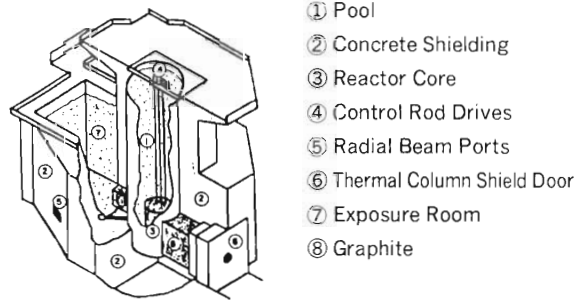


Fig.1 TRIGA Mark-II Reactor

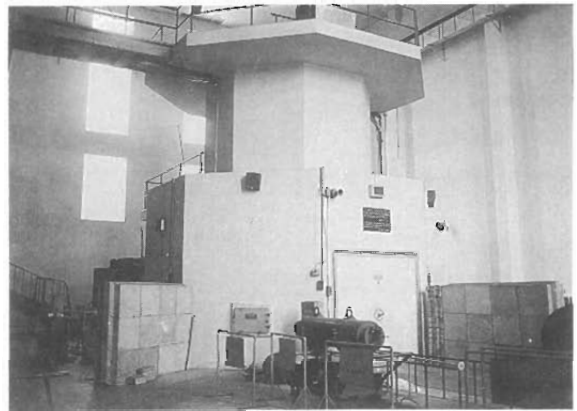


Photo 2 Research Reactor 1 (TRIGA Mark-II Reactor)

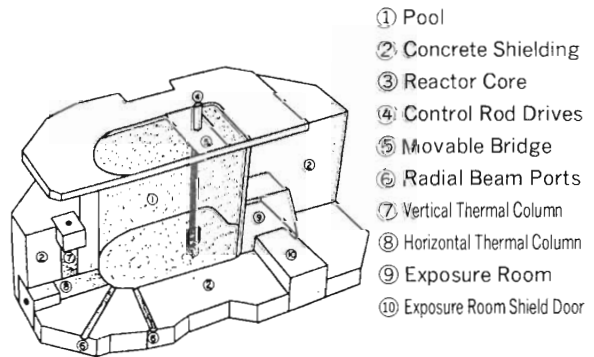


Fig.2 TRIGA Mark-III Reactor

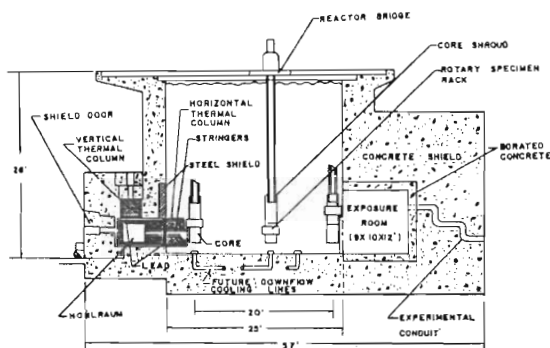


Fig.3 Vertical Cross-Section of Movable Core of Korea's TRIGA Mark III

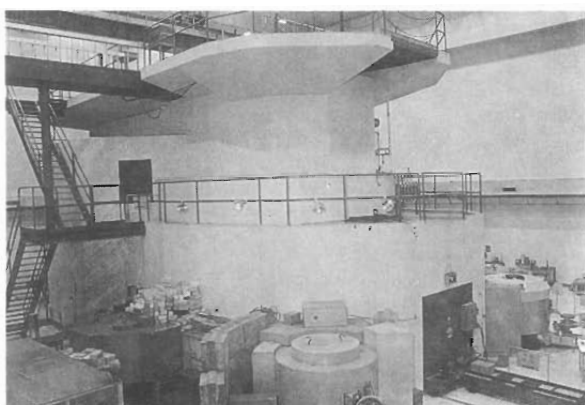


Photo 3 Research Reactor 2 (TRIGA Mark-III Reactor)

と試みたいと考えている。解体撤去の期間は NUREG/CR-1756 の資料によって20ヶ月とした。考えられる解体手順は、

- 1) 燃料の取り出し、搬出
- 2) 炉心構造物の解体、撤去
- 3) 炉プールの解体
- 4) 冷却系の撤去
- 5) 試験・実験装置の撤去
- 6) 炉建家の解体

等である。Fig.4 にプロジェクト組織を、Table 2 に主要なプロジェクトの活動とその工程を示す。

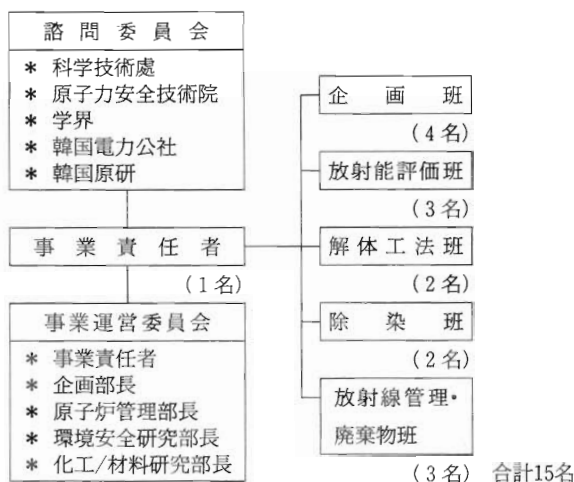


Fig.4 Project Organization

3. 廃炉計画

計画している廃炉の時期と方式は、今年の年末頃に炉1、2号の運転を停止して、使用済み燃料は3箇月位の冷却期間を置いて本所(大徳研究団地内；大田所在)の放射性廃棄物施設に移管した後、原子炉は密閉管理する。その後、廃炉プロジェクトを組織し廃炉計画を立て、原子力委員会の了解を得て廃炉プロジェクトを遂行する。

今の計画は、炉1号は除染、汚染物撤去して記念展示館とし、炉2号は完全に解体撤去することになっている。廃止措置の具体的な方法および採用すべき解体工法については、現在検討中であるが、韓国における最初の経験でもあるので、廃炉技術開発のモデル・ケースとして各種の主要な既知工法を色々

Table 2 Project Summary Schedule

内容	年度	1995	1996	1997	1998	1999	2000
・1, 2号運転 ・燃料移管 ・1, 2号密閉管理 - 廃炉計画/準備 - 廃炉技術開発 ・1号解体 - 記念館開設 ・2号解体撤去 - 廃炉後措置			(停止)				
			Stage 1				
			(プロジェクトチーム: 15名)				
						Stage 2	
						Stage 3	
							(解体作業チーム: 23名)

廃炉費用は一般的に原子炉建設費の10%であり、経費推定資料の誤差は約25%であると知られている。炉1号の建設費は約100万ドル(1960年)、炉2号は約250万ドル(1970年)である。現在の時価で見

れば、炉1号の廃炉費用は160万ドル、炉2号は640万ドル、合計800万ドルと推定している。

参考までに、幾つかのTRIGA 炉の廃炉費用の事例を示す。

- 1) TRIGA Mark-F, Northrop(1 MW) ; 100万ドル(1985)、密閉管理
- 2) BRR UC Berkeley, TRIGA Mark-III(1 MW) ; 235万ドル(1990)、解体撤去
- 3) UT TRIGA U Texas(250kW) ; 75万ドル(1985)、解体撤去
- 4) NUREG/CR-1756 の資料, TRIGA 炉(1 MW) の推定廃炉費用 ; 120万ドル(1982)

4. 廃炉の予備調査研究

TRIGA 炉は1994年現在、世界の13個国で51基が共用中であり、建設中のもの3基、廃炉したもの13基である。しかし、共用中の約70%が20年を経過しており、遠からず閉鎖が必要になると見込まれている。韓国原研ではその状況を見越して、1987年に米国のBechtel社と"Decommissioning Study for KAERI TRIGA Mark-II Reactor"を共同研究し、1990年には"TRIGA Mark-II/III 管理方案樹立研究"を、1993年から2年間"研究用原子炉の廃炉研究"を行った。炉1、2号に対して現在まで行った廃炉予備調査研究の結果を簡単に紹介する。

炉1号の33年間の積算出力は156MWD、全出力換算日数は1,137EFPD、炉2号の23年間の積算出力は2,738MWD、全出力換算日数は2,090EFPDである。現在保有している燃料棒数は炉1号に共用中の76本、炉2号に109本、新燃料12本、使用済み燃料113本、合計310本である。

1) 研究炉関連資料の収集、整理

- (1) 炉1、2号原子炉本体、付帯施設の設計図再作成 (A-2 サイズ ; 1,100件)
- (2) 運転日誌(1号 ; 51巻、2号 ; 70巻)
- (3) その他 : 保修日誌、運転節次書、運転技術指針書、運転/保修指針書、放射線非常計画書、運営報告書(年度別)、各種安全性分析報告書等
- (4) 関連参考資料(本文の参考資料参照)

2) 放射能インベントリーの評価(炉1号)

(1) 中性子束分布の計算

① 炉構造材等の元素組成

原子炉構造物材および遮蔽コンクリートの元

素組成を Table 3 に示す。

Table 3 Composition of the Reactor Structure (TRIGA Mark-II)

material	element	atomic density (atoms/barn-cm)
core	H	5.434×10^{-2}
	O	1.205×10^{-2}
	Al	2.114×10^{-3}
	Zr	3.047×10^{-2}
	U-235 U-238	2.074×10^{-4} 8.192×10^{-4}
top and bottom reflector ($\rho=1.842\text{g/cm}^3$)	H	2.339×10^{-2}
	C	6.811×10^{-2}
	O	1.170×10^{-2}
	Al	3.012×10^{-3}
core graphite ($\rho=1.752\text{g/cm}^3$)	H	2.774×10^{-2}
	C	6.276×10^{-2}
	O	1.387×10^{-2}
	Al	1.940×10^{-3}
core tank and liner ($\rho=2.699\text{g/cm}^3$)	Al	6.024×10^{-2}
carbon reflector ($\rho=2.262\text{g/cm}^3$)	C	1.135×10^{-1}
air ($\rho=1.293 \times 10^{-3}\text{g/cm}^3$)	N	4.042×10^{-5}
	O	1.327×10^{-5}
H ₂ O reflector ($\rho=1.0\text{g/cm}^3$)	H	6.684×10^{-2}
	O	3.342×10^{-2}
bottom grid plate ($\rho=2.105\text{g/cm}^3$)	H	2.339×10^{-2}
	O	1.170×10^{-2}
	Al	3.916×10^{-2}
concrete ($\rho=2.3\text{g/cm}^3$)	H	5.717×10^{-3}
	O	4.394×10^{-2}
	Mg	6.554×10^{-5}
	Al	2.290×10^{-4}
	Si	1.904×10^{-2}
	S	3.024×10^{-5}
	Ca	1.274×10^{-2}
	Fe	6.791×10^{-4}

② 幾何学的計算モデル確立

遮蔽計算のための原子炉体系は、炉心中心を通るR-Z円柱モデルで近似した。

③ 中性子輸送計算

中性子輸送計算は、モンテカルロ・コードMCNP¹⁴⁾を用いて行った。

(2) 誘導放射能蓄積量評価

① Al liner の元素分析 :

Al liner の元素組成は以下の通り。

Si(0.25w/o), Fe(0.40), Cu(0.10), Mn(0.10), Mg(2.5), Cr(0.35), Zn(0.10), Trace elements(0.15), Al(96.05)

② 熱中性子束分布

炉心中心から半径方向および軸方向(下方)の熱中性子束の空間分布の計算結果を Fig.5 に示す。

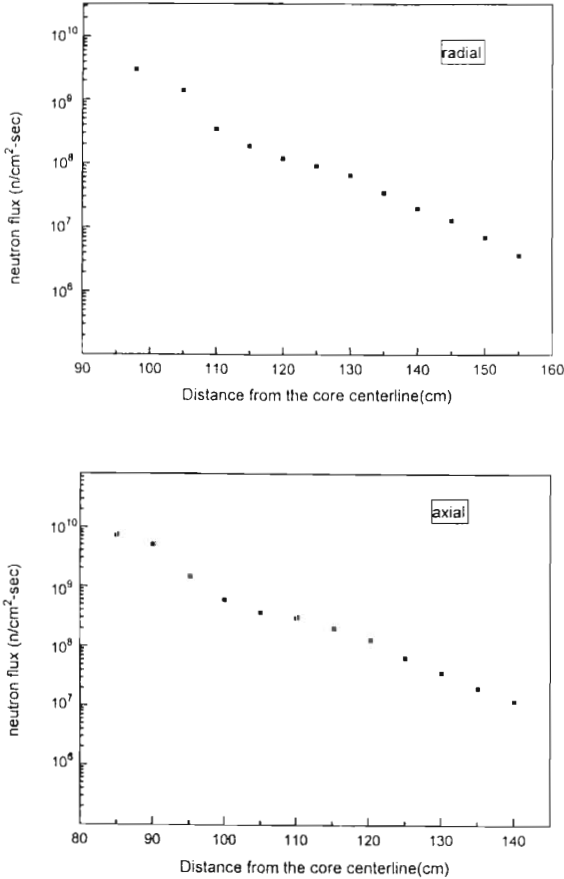


Fig.5 Calculated Thermal Neutron Flux

③放射能生成方程式による誘導放射能計算

プール側面および底面の Al liner の放射化核種の放射能濃度を Table 4 に、遮蔽コンクリート側壁および底面の放射化核種の放射能濃度を Table 5 と Table 6 にそれぞれ示す。

Table 4 Inventory of Radionuclide in Al Liner (Ci/cm²)

radionuclide	side	floor
Mn-54	6.48E-10	1.49E-09
Fe-55	4.60E-08	1.04E-07
Co-60	2.27E-11	5.19E-11
Ni-63	5.64E-12	1.30E-11
Zn-65	4.73E-08	1.10E-07

Table 5 Inventory of Concrete Shielding (Wall) (Ci/cm²)

radionuclide	concrete thickness (cm)					
	5	15	25	35	45	55
Ar-39	2.06E-09	2.39E-10	1.25E-10	4.97E-11	1.57E-11	5.38E-12
Ca-41	3.75E-10	4.34E-11	2.28E-11	9.01E-12	2.89E-12	9.79E-13
Ca-45	1.87E-07	2.17E-08	1.14E-08	4.51E-09	1.45E-09	4.89E-10
Mn-54	9.01E-09	1.04E-09	5.47E-10	2.17E-10	6.94E-11	2.35E-11
Fe-55	1.61E-06	1.87E-07	9.79E-08	3.88E-08	1.24E-08	4.21E-09
Co-60	3.56E-08	4.13E-09	2.17E-09	8.56E-10	2.75E-10	9.27E-11
Ni-59	6.37E-11	7.39E-12	3.87E-12	1.54E-12	4.92E-13	1.66E-13
Ni-63	7.57E-09	8.69E-10	4.56E-10	1.81E-10	5.78E-11	1.96E-11
Eu-152	1.73E-08	2.01E-09	1.05E-09	4.17E-10	1.34E-10	4.52E-11

Table 6 Inventory of Concrete Shielding (Bottom) (Ci/cm²)

radionuclide	concrete thickness (cm)					
	5	15	25	35	45	55
Ar-39	4.62E-09	7.07E-10	3.73E-10	1.27E-10	4.47E-11	1.24E-11
Ca-41	8.43E-10	1.28E-10	6.81E-11	2.31E-11	8.10E-12	2.25E-12
Ca-45	4.20E-07	6.41E-08	3.40E-08	1.15E-08	4.07E-09	1.13E-09
Mn-54	2.02E-08	3.08E-09	1.63E-09	5.55E-10	1.95E-10	5.40E-11
Fe-55	3.61E-06	5.52E-07	2.92E-07	9.92E-08	3.50E-08	9.66E-09
Co-60	7.97E-08	1.22E-08	6.45E-09	2.20E-09	7.72E-10	2.14E-10
Ni-59	1.43E-10	2.18E-11	1.15E-11	3.93E-12	1.38E-12	3.83E-13
Ni-63	1.68E-08	2.57E-09	1.36E-09	4.62E-10	1.63E-10	4.51E-11
Eu-152	3.88E-08	5.93E-09	3.14E-09	1.07E-09	3.76E-10	1.04E-10

3) 除染方法分析(炉1号)

(1)除染対象物の調査

- ①原子炉容器および liner
- ②コンクリート類遮蔽物
- ③炉心容器内の構造物

にわけて除染対象物の汚染状況、除染方法等に関して調査を行った。

(2)物理・化学的除染方法の比較分析および適用性の検討

種々の物理除染方法および化学除染方法について比較検討を行った。以下に検討結果の概略を示す。

①物理的除染方法

- 高圧 Hydrojet 法：汚染拡散の危険がある
- 電解研磨除染法：核燃料隣接部の除染
- コンクリート表面切削法：底、壁等の部分的汚染の除染

コンクリート表面破砕法：水槽の壁体に適用

②化学的除染方法

- H₃PO₄法：炭素鋼材質の機器の除染
- HOSO₂NH₂法：Al liner 等の除染
- HNO₃法：一番適切な方法であると推定
- H₂SO₄, H₂(COO), C₆H₅NHCSNH₂法：

liner および炭素鋼材質の機器の除染

CAN-DECON 法：一次冷却系循環洗浄に適用

4) 放射性廃棄物管理方策提示(炉1号)

(1) プール水の放射能分析

① 冷却水の比放射能分析

冷却水等の放射能は、サンプル採取、乾燥後、Ge(Li) スペクトロメータで測定した。その結果、冷却水は $2.99 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ 、プール底のスラッジは $1.28 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ であった。

② スラッジ内の放射性核種

スラッジ内の放射性核種は、以下の通りであった。

Cr-51(1.2%), Co-60(63.3), Se-75(0.7), Cs-137(23.3), Eu-152(11.5)

(2) 固体廃棄物の発生量

発生する放射性廃棄物の推定量を Table 7 に示す。

Table 7 Waste Summary (TRIGA Mark-II)

廃棄物質	体積(m ³)	重量(ton)	包装数(3,5m ³)
Al Liner	1.86	5.0	1
コンクリート	102.4	235.5	30
汚染付帯装置*	76.82	53.8	23
原子炉容器		0.9	1
計	181.08 (870ドラム)	295.2	55

*：換気系、放射能廃棄系、材料取扱装置・道具、補助材料および衣類等

(3) 放射性廃棄物の管理

放射性廃棄物の管理方を Table 8 に示す。

Table 8 Radiowaste Management

区分	管理方策
プール水	○冷却水は廃棄物処理室に移送・処理 ○プール底の sludge はセメント固化後、包装して、B施設に移送、貯蔵(處分前まで)
プール liner 除染廃液	○吸収材に吸収させ、固化し包装の後、B施設に移送、貯蔵(處分前まで)
原子炉部品	○放射性/非放射性に分類(免除基準に従って分類) ○放射性廃棄物は固化、包装してB施設に移送、貯蔵(處分前まで)
付帯設備(熱交換器、換気設備等)	○同上

5. まとめ

本文に提示したように、研究炉1,2号の廃炉を実行するためには、原子力委員会で政策的に決めなければならないと思う。韓国原研は、いち早く付設原子力環境管理センターに廃炉プロジェクト組織を構成して明確な廃炉計画を立案し、韓国原子力安全技術院、韓国電力公社との協力下で廃炉プロジェクトを推進すべきである。さらに、その予算確保と共に廃炉技術開発の研究、関連法規・基準等の制定および整備が必要であろう。

参考文献

- 1) Planning and Management for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities; Technical Reports Series No.351, IAEA (1993)
- 2) Technology, Safety and Cost of Decommissioning Reference Nuclear Research and Test Reactors; NUREG/CR-1756 (1982)
- 3) American National Standard for Decommissioning of Research Reactors; ANSI/ANS-15.10 (1981)
- 4) Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities; 10 CFR 50.
- 5) Termination of Operating License for Nuclear Reactors; Reg. Guide 1.86.
- 6) Decommissioning of TRIGA Mark-III; Docket No.50-227, GA.
- 7) Decommissioning Final Report and Termination Radiations Survey Results (BRR); Docket No. 50-24, Univ. of Ca.
- 8) Decommissioning Plan for the Univ. of Texas TRIGA Reactor; Docket No. 50-192
- 9) Decommissioning Study for KAERI Mark-II Reactor; Bechtel (1987)
- 10) 研究炉施設の廃止措置に関する認許可節次および技術基準; KAERI/NSC-315/88
- 11) 原子炉除染/解体技術開発; KAERI/RR-576/86
- 12) TRIGA Mark-II/III 管理方策樹立研究; KAERI/RR-904/90
- 13) 研究用原子炉の廃炉研究; KAERI/RR-1286

/93および KAERI/RR-1473/94
14) "Monte Carlo N-Particle Transport Code

System, Version 4 A, RSIC Code Package CCC
-200, LANL, Los Alamos, New Mexico (1993)

原研再処理特別研究棟の解体計画

三森 武男、宮島 和俊

Decommissioning Program for JAERI's Reprocessing Test Facility

Takeo MIMORI, Kazutoshi MIYAJIMA

JAERI's Reprocessing Test Facility for short JRTF, is the first facility constructed in 1966 for fundamental fuel reprocessing tests in Japan. The JRTF decommissioning program consist of treatment of liquid waste generated from reprocessing tests, research and development on dismantling techniques and actual dismantling. This program started in 1990 under a contract with the Science and Technology Agency, and will be completed in 2001. This paper introduce the outline of JRTF and the summary of decommissioning program for JRTF.

1. はじめに

原子力施設の解体技術開発のうち、原子炉施設の解体技術開発については、昭和56年度より、電源特会による科学技術庁からの受託研究として、原子炉解体に必要な各種要素技術を開発し、これらを体系化した総合システムとしての解体技術の確立を図ることを目的に日本原子力研究所(以下「原研」と称す)において開始した。その開発した成果を利用して昭和61年度より JPDR を使用した解体実地試験に着手し、平成7年度にその試験を終了する予定である。

一方、施設・設備は放射化されてはいないものの、線量が高く、かつプルトニウム等の α 核種に汚染され、さらに取扱っている核燃料物質および核分裂生成物(Fp)の性状の多様性等原子炉施設と異なる特質を持つ核燃料施設に関する解体技術開発については、動力炉核燃料開発事業団(動燃)および原研等において、老朽化等による一部機器類の撤去・更

新等はこれまでに相当数実施されてきた。

しかし、核燃料物質の使用施設、再処理施設等を解体するための体系的な技術開発は十分行われていない。近い将来、核燃料物質使用施設等の改造および解体は必須であり、既に、アメリカのウエストバレー再処理施設、イギリスの B-204再処理施設、フランスの AT-1 再処理施設、ドイツの WAK 再処理施設、ベルギーのユーロケミック再処理施設等各国においても、その使命を果たした核燃料施設のデコミッションングが着々と進められている。我が国においても、JPDR を使った原子炉施設のデコミッションングに引き続き、核燃料施設を対象とした解体技術開発を実施することとし、平成2年度より科学技術庁の特会事業として、我が国最初の再処理施設で、その使命を果たし、シャットダウン後20数年を経た原研再処理特別研究棟を対象としたデコミッションング事業が開始され、これまでに各種の調査、技術開発および貯留廃液の処理等を実施し、平成8年度に、解体実地試験に着手する計画である。

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

本成果は、科学技術庁より受託により実施している「再処理施設解体技術開発および TRU 廃棄物処理安全性実証試験」の一部である。

本報告では、これまでに実施してきた各種の調査、技術開発および廃液処理の現状と計画について述べる。

2. 再処理特別研究棟の概要

原研東海研究所再処理特別研究棟(以下「再処理特研」と称す)は、昭和41年に日本で最初のピューレックス法による再処理試験施設として建設されたものである。再処理特研では昭和43年~44年に、JRR-3の使用済燃料(アルミニウム被覆、金属ウラン、燃焼度約600MWD/T)を使用した試験を行い、我が国最初の再処理試験に成功するとともに、200gのプルトニウムを回収する成果を得た。その後、昭和45年に本試験装置をシャットダウンし、再処理特研は、再処理高度化研究、軽水炉燃料等の燃焼率測定および再処理廃液の処理技術開発等を行う核燃料物質使用施設として使用され、現在に至っている。

再処理特研は、再処理試験装置が据付けられている本体施設および再処理試験によって発生した廃液を貯留する廃液操作・貯蔵室並びに廃液長期貯蔵施設の2つの付属施設より構成され、これらはダクト等により接続されている。

Fig.1に再処理特研の配置を、Fig.2に施設の鳥瞰図を示す。

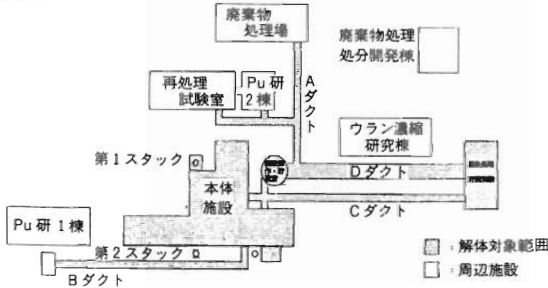


Fig.1 Layout of the JRTF

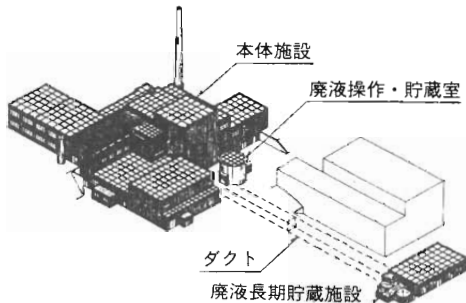


Fig.2 Overview of the JRTF

(1) 本体施設

本体施設は、地上3階、地下1階、延床面積約3,000m²の建屋で、溶解槽、パルスカラム等が据え付けられているホットケープ(約5 mL×5 m W×10mH、壁厚1.7m)、蒸発缶、ミキサセトラ等が据え付けられているプルトニウムセル(約5 mL×3 mW×6 mH、壁厚0.4m)、デカンタ型洗浄器が据え付けられている溶媒回収セル(約4 mL×4 mW×4 mH、壁厚0.5m)および約1m³の鉛セル11基が据え付けられている分析室等より構成される。

(2) 廃液操作・貯蔵室

廃液操作・貯蔵室は、地上1階、地下2階、延床面積約160m²の円筒形の建屋で、ステンレス製の約4 m²および約2 m²各6基の計12基の貯槽が地下2階に据え付けられ、再処理試験によって発生したPuを含む放射能濃度の低い廃液を貯蔵している。Fig.3に本体施設及び廃液操作・貯蔵室の概観を示す。

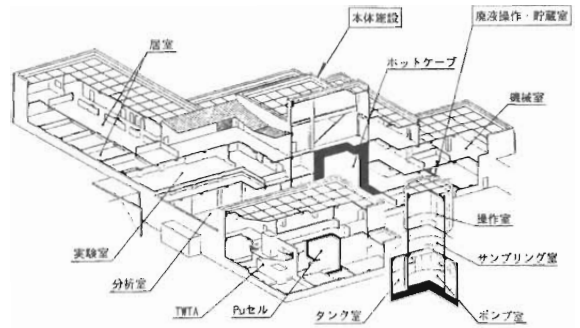


Fig.3 Conceptual Section of the Main Building and the Annex Building A

(3) 廃液長期貯蔵施設

廃液長期貯蔵施設は、地上1階、地下1階、延床面積約400m²の建屋で、ステンレス製および炭素鋼製の約10~20m²の6基の貯槽が地下1階に据え付けられ、再処理試験によって発生した高レベル廃液およびアルミニウム脱被覆廃液等のプルトニウムを含み、かつ、比較的放射能濃度の高い廃液を貯留している。Fig.4に廃液長期貯蔵施設の概観を示す。

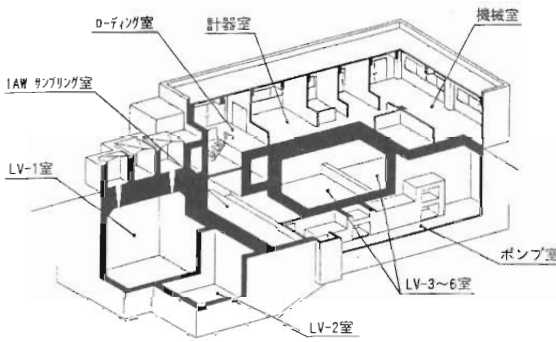


Fig.4 Conceptual Section of the Annex Building B

3. 再処理残存廃液の処理

再処理特研内には、昭和43~44年に実施した再処理試験において発生した廃液約70m³がTable 1に示す5種類に分けられ、前述の廃液貯槽に保管管理されてきた。これら廃液のうち、昭和61年度に処理を終了したアルミ廃液を除く、プロセス廃液、廃溶媒、極低レベル廃液および低レベル廃液を使用して減容及び安定化等を目的とした処理技術開発および処理実証試験等を進めている。

廃液処理の概要をFig.5に示す。

Table 1 Radioactivity and Volume of Liquid Waste

	液量 (m ³)	酸濃度 (N)	放射能濃度	
			α (Bq/ℓ)	β (γ)(Bq/ℓ)
アルミ廃液	0.8	2.8(OH ⁻)	2.2×10^6	2.0×10^8
プロセス廃液	56.5	0.05~3.7 (0.6~0.04)	3.7×10^6 ~ 1.1×10^7	7.4×10^8 ~ 3.3×10^7
廃溶媒	1.7	0.05	4.8×10^6 ~ 1.4×10^7	3.7×10^8
極低レベル廃液	1.7	1.2	1.4×10^7	8.1×10^8
低レベル廃液	13.0	1.6	3.6×10^6	7.4×10^8

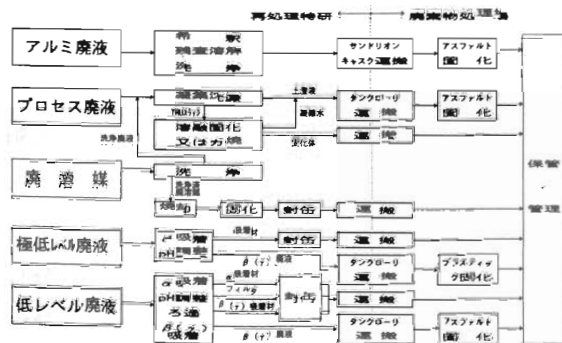


Fig.5 Summary of Liquid Waste Treatment

(1) アルミ廃液

本アルミ廃液は、アルミニウム被覆燃料体を化学的脱被覆法により苛性ソーダを使って処理した際に発生したものである。本廃液の処理方法は、廃液貯槽より減圧吸引法によってサンドリオンキャスク(フランス製、LR-13)に汲み出し、京研東海研究所廃棄物処理場(以下「廃棄物処理場」と称す)に輸送してアスファルト固化したのち保管廃棄している。また、廃液を搬出したのち、残留スラッジの溶解、貯槽内の洗浄を行い、同様の方法で処理し、昭和61年にその処理を終了している。

(2) プロセス廃液

再処理残存廃液のうち、最大量(約60m³)を占めるプロセス廃液の処理にあたっては、廃棄物処理場の受入れ条件である $\alpha \leq 3.7 \times 10^6 \text{ Bq/cm}^3$ 、かつ $\alpha/\beta(\gamma) \leq 1/10$ に適合させる必要がある。このため、プロセス廃液中から凝集沈殿法によりプルトニウムをスラッジに取り込むことで除去し、上澄液を $\beta(\gamma)$ 廃棄物として廃棄物処理場に搬出するプロセス廃液前処理装置(TWTA)を昭和61年度に製作し、昭和62年度より処理試験を進めている。

処理プロセスは、廃液に苛性ソーダを添加してpHを11に調整し、凝集剤として硝酸第2鉄、さらに、凝集効果を高めるため高分子凝集剤を添加し、凝集沈殿物と上澄液とに分離する。重力沈降後、上澄液は $\beta(\gamma)$ 廃液として廃棄物処理場に送られ、アスファルト固化される。また、凝集沈殿物である TRU スラッジは以下に述べる TRU スラッジ固化装置にて安定な固化体に処理される。なお、廃液中に含まれる溶媒は、事前にデカンテーションにより取り除かれる。

一方、凝集沈殿処理に伴って発生した凝集沈殿物の TRU スラッジは、硝酸ソーダおよび鉄分を主成分とした流動性を有したもので、本 α 廃棄物を廃棄物処理場にて保管廃棄するためには安定な固化体にする必要がある。このため、マイクロ波および電気ヒータ加熱により安定な固化体とする TRU スラッジ固化装置(TRUSSAR)を昭和63年度に製作し、平成元年より固化処理試験を進めている。

固化処理プロセスは、Fig.6に示す溶融炉に設置したレトルト容器内にスラッジおよび酸化ホウ

素(B_2O_3)を主成分とするガラス形成剤を供給し、マイクロ波(2450Mz, 5 kw)および電気ヒータ加熱により蒸発・溶融しつつ凝集物をガラス化し、同容器内に積層するものである。

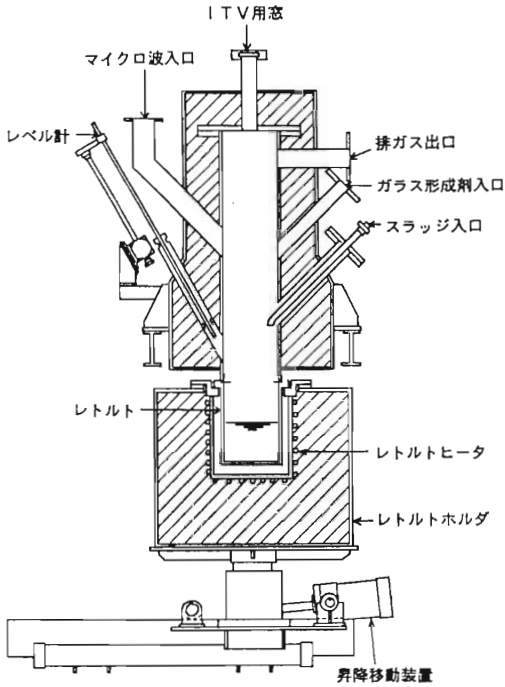


Fig.6 Construction of the Melting Furnace

(3) 廃溶媒

廃溶媒(30%TBP-ドデカン)は、Purex プロセスの抽出・分離系より発生したもので、炭酸ソーダとの攪拌混合による洗浄処理によって廃溶媒中のプルトニウムを除去したのち、焼却処理される。また、洗浄廃液は前述の TWTA を用いて処理される。

焼却処理においては、廃溶媒中の TBP の燃焼により発生したリン酸が、装置の閉塞や腐食およびフィルタの目詰まり等を引き起こす可能性が考えられる。このため、燃焼時の反応において TBP を安定なカルシウム塩として固定させるため、オクチル酸カルシウムを添加して焼却処理する。また、焼却灰はセメント固化したのち封缶し、廃棄物処理場に保管廃棄される。本廃溶媒の処理装置は平成5年度に完成し、現在、その処理を進めている。

(4) 極低レベル廃液

本廃液は、湿式再処理においてウラン精製工程を経ていないため発生したもので、本廃液を安定な廃棄物として処理するため、本廃液中に含まれるプルトニウムを除去する必要がある。このため、廃液の処理にあたっては、化学的および物理的に安定な無機系吸着材を用いることとし、その検討を進めてきた。その結果、廃液中の α 放射能濃度を保管廃棄が可能なレベルまで吸着除去できる無機系吸着材として、繊維状吸着材(FAC)を開発し、同吸着材を用いた吸着除去プロセスにより本廃液を処理することとした。本廃液は、繊維状吸着材を充填した吸着塔に供給され、プルトニウムを吸着除去したのち、廃棄物処理場に運搬し、プラスチック固化される。また、使用済吸着材はセメント固化したのち封缶し、廃棄物処理場にて保管廃棄される。

本廃液処理装置は、平成6年度より製作を進めており、平成8年度よりその処理を開始する予定である。

(5) 低レベル廃液

本廃液は、原研東海研究所で最大の放射能インベントリーを有する共除染工程で発生した廃液で、保管廃棄するためには、含有する主要な $\beta(\gamma)$ 核種であるセシウム、ストロンチウムおよび α 核種のプルトニウムを除去する必要がある。このため、本廃液を処理するにあたり、安定でかつ減容効果の期待される無機系吸着材を用いた吸着除去プロセスにより処理することとし、各種無機系吸着材の検討を進めてきた。その結果、セシウム用吸着材としてヘキサシアノフェラート、ストロンチウム用吸着材として酸化チタンおよびプルトニウム用吸着材としては極低レベル廃液処理と同様に繊維状吸着材を用いることとした。

本処理装置については、平成6年度に詳細設計を終了し、平成7年度より処理装置の製作を開始する予定である。

4. 再処理特別研究棟の解体計画

再処理特別研究棟の解体計画は、3段階に区分して実施することとしている。第1段階においては、核燃料物質使用施設の解体に係る技術調査を行うとともに、解体の基本計画策定を行う。さらに、TRU

含有廃液処理技術の開発を進め、再処理残存廃液の処理を行う。第2段階においては、大型槽類遠隔解体装置等の解体技術開発を行い、第3段階の解体実地試験に備える。第3段階においては、第1段階で策定した基本計画、第2段階において開発した解体技術、さらに国内の原子力施設の改造・解体等で得られた知見、経験並びに海外各国との情報交換で入手した技術情報等を活用して解体実地試験(設備・機器類および建屋の解体、跡地の更地化)を行うこととしている。

4.1 解体技術調査

再処理特研のデコミショニングの基本計画を策定するにあたっては、以下に述べる各種技術調査を平成2年度より実施し、その成果を踏まえて平成5年度に再処理特研の解体基本計画の策定を行った。現在、本基本計画に基づき、再処理特研のデコミショニングに向けて、前述した貯留管理されてきた廃液の処理、各種技術調査および解体技術開発等の諸準備を行っている。

技術調査としては、①再処理特研の機器・設備および施設についての建設時から現在までの各種データの収集を中心とする施設の健全性調査、②現時点で考えられる解体機器を考慮した解体工法と施設全体で約50室よりなる再処理特研棟の解体手順等の検討を行う解体工法および解体手順の調査・検討、③解体に伴う廃棄物発生量の調査、④核燃料物質使用施設で、かつ核物質防護施設である再処理特研のデコミショニングに伴う法律上の手続き等に関する予備調査、⑤放射性廃棄物量の推算および解体に伴う法的手続きに必要な各種安全性の評価に資するためのインベントリ測定等を実施している。

(1) 施設の健全性調査

再処理特研を解体撤去するに際し、設備、建屋および付帯設備の健全性を確認し、その機能を維持しつつ解体を進めることが重要である。このため、設備に関しては、ホットケーブルを中心として設計データ、機器配置図等のデータを収集するとともに、3D-CADを使って一部機器配管の再現性調査を実施した。その結果、機器配管等については現存するデータが30数年前の青焼きのため不鮮明で今後なんらかの方法で再現する必要があることが判明した。

一方、建屋および付帯設備について、健全性に関する現状調査を実施し、その健全性を確認することができた。さらに、建屋の放射能閉じ込め機能および付帯設備の機能維持に関する事項を調査し解体手順策定のため考慮すべき要件を抽出するとともに、コンクリート浸透汚染部のサンプリング手段であるドライコーポリング法の有効性を確認しつつコンクリート浸透汚染部の汚染状況を把握し、放射性廃棄物の発生量の算定に必要な情報を取得した。

(2) 解体工法および解体手順の調査・検討

再処理特研は、既に述べたように本体施設、廃液操作・貯蔵室、廃液長期貯蔵施設の3施設およびこれらを結ぶダクト並びに付帯設備等から構成され、複雑な構造となっている。このため、再処理特研を安全かつ効率的に解体を進める上で解体工法および解体手順を明らかにしておくことが必要である。このような観点から、再処理特研解体にあたっての解体対象物毎の解体工法の選定および再処理特研全体の解体手順の検討を行った。

再処理特研全体の解体手順については、ユーティリティ設備の機能維持および保管廃液の処理計画等の施設に関する要因、解体中に発生する廃棄物の管理、施設・設備の健全性および各部屋毎の放射能レベル等の環境に関する要因、共用設備の状況並びに作業性の向上等の各種因子について検討を行った。これより、施設毎の連続解体作業より並行作業が望ましいとの結果が得られ、これに基づく合理的な作業工程の検討を進めている。

(3) 廃棄物発生量の調査

再処理特研の解体を計画する場合、施設内に内包する放射能に関する情報、すなわち、どの程度の放射線量がどの様な場所に存在しているか、廃棄物量としてどの程度が解体時に発生するか等を把握することは、工事方法の選定、作業手順の検討、作業員の被曝評価あるいは解体廃棄物の保管計画を立てる際の不可欠な要素である。以上の観点から、再処理特研の解体に際して発生する廃棄物発生量の調査を実施した。なお、放射線量の調査については、詳細データを得るため、現在、後述するインベントリ測定において実施しており、本調査においては表面汚染密度測定およびコンクリート浸透汚染度のデータより放射性廃棄物量の

推算を行った。

その結果、解体廃棄物量の推定では、再処理特研関連図面等の図書を基に調査し、全体のコンクリート解体廃棄物量は約16,000トン、金属類は約1,400トンが発生すると予測された。また、建屋のコンクリート中への放射能汚染浸透度についてはドライコアボーリング法により11本を採取し、放射能濃度を測定した。その結果、最大汚染浸透深さは約15mmであることより汚染コンクリート表面部について20mmの深さまでが放射能汚染部と仮定した場合、コンクリート放射性廃棄物量は、約60トン、金属類についてはその履歴、表面汚染密度等のデータにより放射性廃棄物量を約360トンと推定した。

(4) インベントリ測定

再処理特研の解体作業の安全を確保し、効率的に行うための解体作業計画作成および廃棄物の区分管理等に資するために、解体対象設備・機器類の汚染状況(汚染核種、線量当量率、汚染面積、汚染汚浸透深さ等)の調査および評価が必要であり、これらの評価結果は、除染工法の選定、解体工法の選定と解体作業計画、解体廃棄物の区分管理、放射線管理等の基礎データとして重要である。このため、平成6年度より、逐次、当該施設内のインベントリ測定を進めている。その際の評価対象核種は7元素11同位体(^{60}Co , ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{235,238}\text{U}$, ^{237}Np , $^{238-241}\text{Pu}$, ^{241}Am)を測定することとしている。

(5) 基本計画の策定

再処理特研の解体は、平成8年度より解体実施試験を開始する計画で進めており、上述した各種調査に基づき、以下に示す基本計画を作成した。

平成8年度に解体実施試験を開始する場合、現在、貯留管理している再処理残存廃液の処理作業と設備・機器類の解体作業を並行して行う必要がある。このため、再処理残存廃液の処理工程と設備・機器類の解体工程との整合を図り、かつ、再処理残存廃液の処理終了後の解体作業期間を可能な限り短縮した解体工程を検討し、Table 2 に示す基本計画を策定した。その結果、廃液処理、各種技術開発等が予定通り進捗した場合、再処理特研のデコミッショニングは平成13年度に終了する予定である。

すなわち、本体施設の解体では平成8年度に解体廃棄物一時保管場所の確保から着手し、その整備が終了したのち、既に使用を終了しているホットケープおよび溶媒回収セルの解体を開始する。

また、廃液操作・貯蔵室には12基の廃液貯槽が設置されているので、これらの貯槽内の廃液の処理が全て終了する時期を考慮して平成10年度に解体を開始する。一方、廃液長期貯蔵施設は平成8年度に解体を開始し、制御室の一部、サンプリング室、コンデンサー室の機器類およびアルミ廃液貯槽を解体する。そして平成9～10年度には、低レベル廃液の処理作業とプロセス廃液貯槽の解体を並行して行う。

これら建屋内の設備・機器類の解体に続いて、各施設のコンクリート除染、管理区域の解除および建屋の解体を行う。

本基本計画は、平成8年度に解体を開始し、平成9年度までは再処理残存廃液の処理作業とすでにその使用を終了した設備・機器類の解体作業を並行して実施し、再処理残存廃液の処理の終了を待って廃液処理関連機器類の解体そして建屋コンクリート除染および建屋の解体を行うこととした。なお、この間に、大型槽類遠隔解体装置、レーザによるコンクリート表層はく離技術等、各種調査で摘出され基本計画に示された以下に示す各種技術開発を実施する。

4.2 解体技術開発

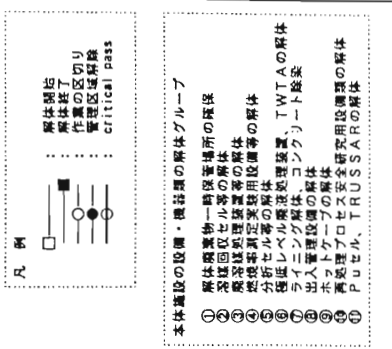
(1) 大型槽類遠隔解体装置

再処理施設内には、多数の大型槽類があり、これら大型槽類は、放射線および放射能対策を施した遮へいコンクリート等で囲まれて人の立ち入りの困難な狭隘なセル内等に設置されている。これらは、いずれも TRU 核種によって汚染されているのに加え、配管類が密集した状態で複雑に接続されている。これら大型槽類を解体するにあたっては、その特徴に適合した解体装置を開発し、作業者の内外被曝の低減および作業の安全かつ効率化を図る必要がある。

このため、再処理施設解体技術開発の一環として、再処理特研内の狭隘なセル内等に設置されている大型槽類の代表である、廃液長期貯蔵施設の貯槽室に設置されている LV-3～6 貯槽を対象

Table 2 Schedule for the JRTF Decommissioning

項目	～5年度	6年度	7年度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度	13年度
1. 本体建設									
解体作業									
2. 廃液操作・貯蔵室									
3. 廃液長期貯蔵施設									
4. 連絡ダクト									
1. 本体建設									
2. 廃液操作・貯蔵室									
3. 廃液長期貯蔵施設									
4. 連絡ダクト									
1. 本体建設									
2. 廃液操作・貯蔵室									
3. 廃液長期貯蔵施設									
4. 連絡ダクト									
1. 本体建設									
2. 廃液操作・貯蔵室									
3. 廃液長期貯蔵施設									
4. 連絡ダクト									
1. 本体建設									
2. 廃液操作・貯蔵室									
3. 廃液長期貯蔵施設									
4. 連絡ダクト									



に、切断、切断片の回収および搬出等の複数の機能を備えた小型の遠隔解体装置を製作し、各種実証試験を行い、再処理施設の遠隔解体技術の確立に資することを目的として、本開発を実施することとした。大型槽類遠隔解体装置の全体構成をFig.7に示す。本装置は、以下に示す機構から構成される。

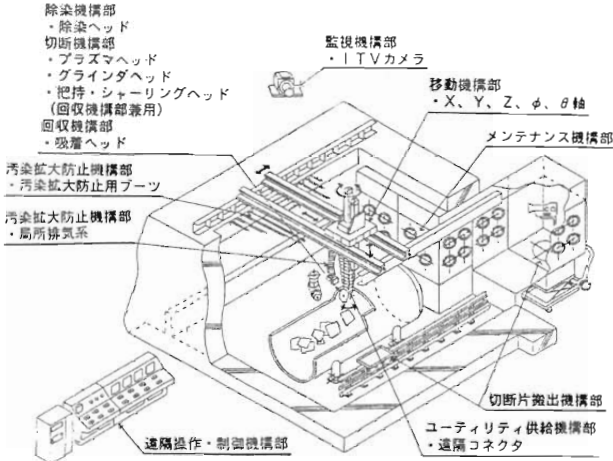


Fig.7 Remote Controlled Dismantling Apparatus for Large-Sized Vessels

イ. 移動機構

除染機構、切断機構および回収機構を必要位置に移動可能とする機構であり、横行、縦行、昇降、旋回、仰角の振りの5軸の移動を可能とする。貯槽室上部の床に開口部を設け設置し、移動機構部先端に遠隔コネクタを介して、除染機構、切断機構、回収機構を接続する。

ロ. 除染機構

高圧水を噴射する3次元ノズルを大型槽上部のハンドホールから挿入し、貯槽内に付着している有機物やスラッジ等を切断前に除去する。

ハ. 切断機構

貯槽切断用のプラズマヘッド、配管切断用の把持・シャーリングヘッド、貯槽および配管切断兼用のグラインダヘッドからなる。

ニ. 回収機構

貯槽切断片回収用の吸着ヘッド、配管切断片回収用で配管切断と兼用する把持・シャーリングヘッドからなる。

ホ. 切断片搬出機構

回収された切断片を移送する機構と廃棄物容器へ搬出する機構からなり、搬出ボックスは貯槽室壁に開口部を設け設置する。

ヘ. ユーティリティ供給機構

除染機構、切断機構および回収機構と移動機構の接続時にユーティリティの供給が可能で遠隔着脱が可能な遠隔コネクタからなる。

ト. メンテナンス機構

主に切断機構の消耗品の交換等のための機構で、貯槽室壁に開口部を設け設置し、グローブ操作によってメンテナンスを行うものである。

チ. 遠隔操作・制御機構

除染、切断、回収および切断片の移送等の作業を、自動あるいは手動運転によって貯槽室外部から操作盤、監視盤を使って遠隔操作を行うものとする。

リ. 監視機構

遠隔操作・制御機構の助成および全体を監視するため、タンク室内にITVカメラを設置するとともに、除染機構、切断機構および回収機構の先端を監視する小型ITVカメラを設置する。

ヌ. 汚染拡大防止機構

貯槽および配管の切断時に発生する粉塵やヒューム等を効率的に回収するため、切断機構近くに局所排気を設置する。また、移動機構にはブーツを設置し汚染拡大防止を図るとともに、開口部周囲にはグリーンハウスを設ける。

現在、各機構の製作を進めており、平成8年度にこれを完成させ、モックアップ試験を経て、実証試験を行う予定である。

(2) 3D-CADシステムによる解体技術設計

再処理特研の設備・機器類は、プルトニウム等のTRU核種で汚染されているとともに、多種類の材質で構成され、複雑な構造、形状を有している。したがって、再処理特研の解体技術設計に当たっては、電算機を利用して設備情報の集計整理、解体シミュレーション等を行い適切な解体手順を設定することが重要である。

また、再処理特研の設備・機器類は、湿式再処理試験実施段階およびその後の種々の試験等で改造あるいは部分的な撤去等が行われており、4.1の(1)項で判明したごとく現有図書類による情報だけでは内容を十分に把握できない状況である。このため、解

体技術設計に先立ち、設備・機器類の大きさ、形状、配置状況等の現状について正確な情報を取得しておくことが必要である。

以上の観点から、本設計では原子力発電所等の設計用3D-CADシステムを基に、再処理特研の解体技術設計に必要な機能の追加を図った解体用3D-CADシステムの開発を行い、解体技術設計を総合的かつ効率的に実施するための整備を図っている。

本解体技術設計におけるプログラムは、解体手順確認機能、解体手順作成・変更機能等を備えた解体シミュレーションプログラム、廃棄物等の搬出ルート確認機能、解体用機器動作の確認機能等を備えた動線マッププログラムおよび解体廃棄物集計機能、解体廃棄物集計結果の図表出力機能等を備えた廃棄物管理プログラムより構成されている。3D-CADシステムの構成をFig.8に示す。なお、本システムを実証するため、ホットケープを対象としたデータベースを作成し、現在その機能確認を行っている。

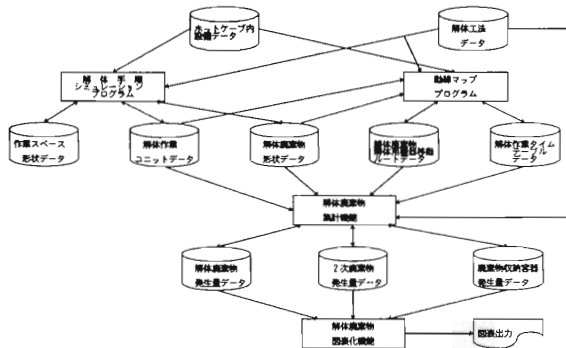


Fig.8 System Configuration of 3D-CAD System for JRTF

(3) レーザによるコンクリート表層はく離技術

再処理特研のセル内等のコンクリートは、表面が α 核種を含む放射性物質によって汚染されている。これらコンクリートの汚染浸透深さは、すでに述べたコアボーリングによる測定結果から、最大15mm程度である。これらのコンクリート表層をはく離するにあたり、廃棄物発生量の低減および汚染拡大防止が図れ、効率的に表層をはく離でき、かつ、装置の遠隔化・小型軽量化の可能な工法を検討した結果、レーザによるはく離工法を選定した。

レーザによるコンクリート表層はく離工法の原理をFig.9に示す。これより、エネルギー密度の

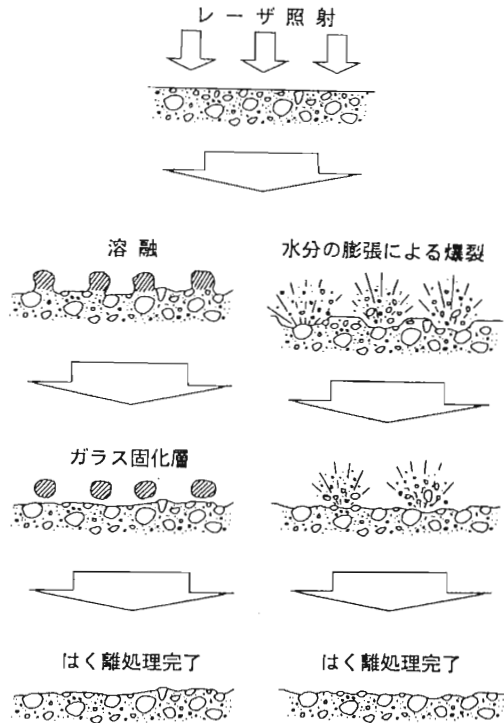


Fig.9 Decontamination of Concrete Surface Layer by Laser Treatment

高いレーザ光をコンクリート面に照射すると、照射条件により、ガラス化あるいは爆裂破砕が起こる。ガラス化では、コンクリート表層を高温加熱しコンクリート成分中のシリカ、アルミナ、カルシウム等を溶解し、表面の汚染物質を取り込んでガラス層を生成するもので、ガラス層を除去することにより汚染を除くものである。また、爆裂破砕では、コンクリート内の水分を瞬時に気化膨張させることにより表層部を破砕し、汚染を除去するものである。

本開発は、平成6年度より開始したところであり、レーザの出力、走査速度、走査回数等の最適条件の検討を実施している。

(4) 解体作業用 α 防護具の開発

再処理特研は核燃料物質等の使用施設であるために、設備・機器類の多くはTRU核種で汚染されている。このような設備・機器類の解体では、

配管等を切断しあるいは分解して開放することから、内蔵している放射性物質の作業区域への飛散は避けられないものと考えられる。

TRU核種を含むこのような雰囲気のもとで作業者の安全を守るためには、放射性物質に対する防護性能の高い防護具を着用する必要がある。また、作業空間の狭いセルやグローブボックス等の内装機器類の解体では、防護具を着用したうえに複雑な姿勢での作業を強いられることが多い。このため、現在、これらの作業においてエアラインスーツ等の防護具が使用されている。しかし、これらの防護具は、着用時の快適さや作業性の良いものでなければならない。これまでの調査の結果、設備・機器類の解体作業の特長を踏まえて、既存の防護具について、安全性の面から、①放射性物質に対する防護性能の向上、②鋭利な切断面等に対する接触時の強度を大きくする等、また、作業性の面から、①着用時の発汗、疲労の軽減を図る、②視野の広い面体を開発、③通話時の雑音を低減、通話内容伝達の信頼性の向上を図るなどの必要性が指摘された。これら既存防護具に対する指摘に基づき、各種要素技術の開発を行い、安全性および作業性に優れた防護衣を試作し、実証試験を行う予定である。

(5) 設備情報遠隔収集装置

原子力施設の廃止措置では、解体対象物についての情報を把握し、これに基づき解体計画を作成する必要がある。このため、人の立ち入り困難な場所に設置されている解体対象物についての形状、寸法、配置状況等の設備情報を人力に代わり、遠隔により収集する設備情報遠隔収集装置の開発を進めている。設備情報遠隔収集装置の概要をFig.10に示す。本装置は、情報を収集するため、階段および傾斜面の昇降、配管の跨ぎ越え、平面の走行・旋回等の機能を有する走行部、対象物の情報を収集する普通および局所映像カメラ、対象物の位置を測定するレーザ式距離測定器を備えた視覚部ならびに走行部および視覚部を操作する操作部より構成されている。走行部は、中央に一对の走行輪、その前後に股および膝関節を備えた歩行脚二対(先端には補助輪配置)有している。また、普通および局所映像カメラ、レーザ式距離測定器を搭載した部分はパンチルド機構により任意

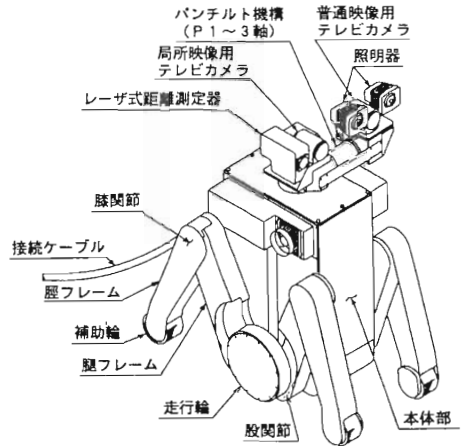


Fig.10 Remote Controlled Data Acquisition System

の方向に動作することができる。レーザ式距離測定器は、普通および局所映像カメラに映し出されている測定対象箇所的位置を赤色レーザのポインターにより表示するとともに、走行部からレーザスポット光の照射されている点までの距離を測定するもので、その計測性能は、計測範囲0.5～5 m、計測精度は±10mmである。

設備情報遠隔収集装置によって収集された実際の解体対象物の画像・距離データは、前述の3D-CADシステムを活用して作成した画像と比較・照合し、3D-CADシステムのデータベースの精度を高めるとともに、解体技術設計に有効な情報を提供するものである。本装置については、その製作を終了し、各種機能確認試験を行っており、機能の向上を図ったのち、解体実証試験において、その有効性を確認する予定である。

5. おわりに

以上、再処理特研における廃液処理の現状および解体計画について述べた。

再処理特研の解体については、その基本となる基本計画の策定を行い、現在、同計画に基づき、解体技術設計及び解体技術開発等を進めており、平成8年度より開始予定の解体実地試験においては、開発した技術の実証試験を行い、その有効性を確認するとともに、国内外で得られた技術および知見等を活用しながら平成13年度の解体終了に向けて本計画を進めていきたい。

LRAD 技術による α 線の測定技術開発に関して

片山 敬朗

Advanced Measuring Technique named Long Range Alpha Detection (LRAD) Method for Alpha Rays.

Yoshiro KATAYAMA

Los Alamos National Laboratory is developing a series of instrumentation based on the Long Range Alpha Detection (LRAD) Method. Historically, alpha detectors have been limited by the very short range (about 3cm for alpha of 5 MeV) of the alpha source in the air.

This revolutionary detection technique, LRAD permits monitoring of alpha rays up to several meters from their origination point. In LRAD method, alpha particles interact with the ambient air, producing ionization in the air about over 140,000 ion pairs at 5 MeV of alpha energy. These charges can be transported in the moving current of air generated by fans. An ion chamber located in the front of fans measures the current carried by moving ions. Several patents have been awarded regarding LRAD Methods. Exclusive license granted to Eberline Instruments from Los Alamos National Laboratory and Model LRAD-1 is the first product by Eberline Instruments Corp. located Santa Fe, NM.

1. はじめに

従来からの α 表面汚染測定器には、ZnS(Ag) シンチレータやガスフロー比例計数管あるいはシリコン半導体を検出器とする表面汚染サーベイメータ/モニタがあり、[cps]や[cpm]の単位の計数率で表示するものが多い。

これらの測定器を利用する汚染検査には、スミヤ法と直接サーベイ法の2つがあげられる。前者は、まず被測定物の表面をスミアろ紙で拭取り、ろ紙に付着したものを測定する間接方法、後者は、測定器の検出面を被測定面に、直接押し当てて測定する方法である。

これらの方法は、

1) 拭取り面積

2) 拭取り効率

3) 検出面と被測定面との距離

4) 検出面の汚染防止

など考慮、注意すべき点が多々ある。

いずれの方法においても測定器を使用する場合、 α 線の空気中での飛程は約3.5cm(5 MeV の α 線)で、検出器の遮光膜や検出膜などの厚みを考慮すれば、その飛程はさらに短くなり、測定器の検出面と被測定物表面との距離の影響は多大で、測定に困難を生ずることもあり、注意する必要がある。さらに、被測定物の形状に凹凸や亀裂があるもの、パイプやダクトの内壁、あるいはゴム手袋などの不安定な形状のものなどは、拭取りも直接サーベイもできないため、管理区域内から搬出されないまま保管されていることが多く、廃棄物の量が増大する一つの要因

にもなっており、保管場所の確保や廃棄物処理コストにも問題が生じてくる。

このような実態は日本国内だけでなくアメリカでも同様で、エネルギー省(USDOE)は、ロス・アラモス研究所に α 検出法改善の研究と実用化を要請し、共同で開発に着手し、 α 線の存在する場所から距離が数メートル離れていてもこれを検出できるLRAD技術(Long Range Alpha Detection Method)を確立した。LRAD技術に関する論文、あるいはNORM(Naturally Occurring Radiation Materials)での応用例やGJPO(Grand Junction Projects Office)におけるLRAD技術を応用した結果は、本技術の考案者(代表)であるD. W. MachArthur(ロス・アラモス研究所)らから多数発表されている。

2. LRAD 技術コンセプト

この技術のコンセプトをFig.1に示す。比較するうえで、従来からの方法をFig.2に示す。LRAD技術は、従来からの α 線計測法の概念とは全く異なり、簡単に説明すれば、 α 線イオンチャンバである。5 MeVのエネルギーをもつ α 線がその飛程に

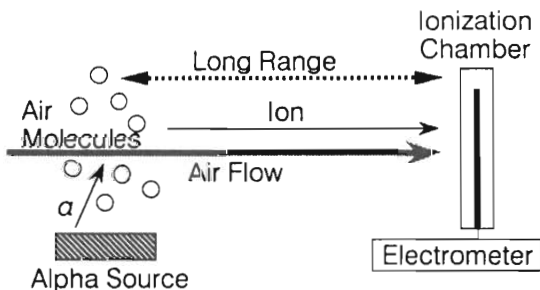


Fig.1 LRAD Method Concept

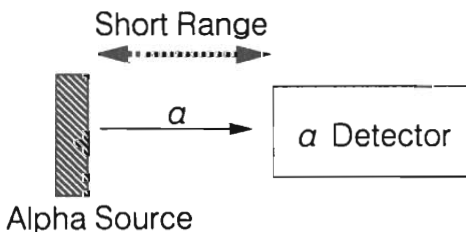


Fig.2 Traditional Method Concept

沿って生成する電子とイオンの対の量は、空気中で1対の電子とイオンを生成するに要するエネルギー(W値; 35eV)から、14万個以上にもなる。LRAD技術では、生成されたイオン量を空気流に乗せてイオンチャンバまで到達させ、ここでイオン量を検知し α 線の量に変換する間接計測法である。したがってLRAD技術においての α 線を検知する最大の条件は、 α 放射体に空気が接しており、そこでイオン化された空気を検出器まで移動することである。

3. 試作品によるリニアリティと検出下限

ロス・アラモス研究所の報告によると、LRAD技術を使用した試作品を製作し、放射エネルギーが異なる9個の ^{239}Pu 標準線源(1.7Bq~18Bq)を利用して放射エネルギーと感度との相関リニアリティ確認試験を実施し、Fig.3に示すように、リニアリティが確認された。

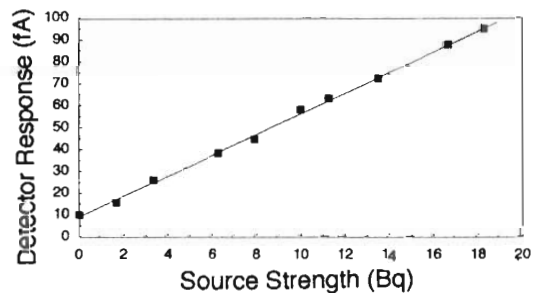


Fig.3 Source Response (IEEE, vol.39, No.4, 1992)

また、実際の現場で遭遇するような物品を用いてのモックアップ試験(Fig.4)では、測定物の形状によって多少の幅のあることがわかった。(いずれも通常のBGレベルにおいて、検出確率99.9%)

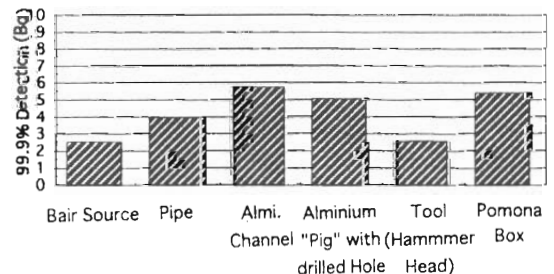


Fig.4 Minimum Detectable Strengths in Each of Five Mockups (IEEE, vol.39, No.4, 1992)

4. LRAD 技術のバックグラウンドと妨害要因

4.1 ラドンとその娘核種

LRAD 技術は、空気とともに検出器へ流入するイオンを検知しているが、流入する外気あるいは室内空気には自然界のイオンやラドン(^{222}Rn およびラドン娘核種)が含まれており、LRAD における BG 計数はこれらの影響を受けて、イオン量やラドン濃度に相関して変動する。したがって、これらの流入をフィルタやイオン捕集装置などで低減除去することが必要になる。

4.2 γ 線や β 線による影響

γ 線や β 線の飛跡の単位長さ当たり生成されるイオン量はエネルギーに依存するが、 α 線に比べるとはるかに少なく、 α 線に対して β 線では約1/100、 γ 線では約1/10,000であり、影響は小さい。

4.3 電位と帯電物質

一般的にイオンは正の電荷をもっており、測定室内の壁面・床面の電位と、測定物の電位が等しくなれば、イオンは不安定になり、いずれかに吸着し、測定効率に影響を与えるので注意を要する。また、プラスチックに代表される不導体材質は、同電位になりにくく、さらに帯電しているような材質はイオンを吸着してしまい、ときには計数がゼロになることもあるので、測定前に排除するなどの事前対策が必要である。

4.4 イオンの再結合(寿命)と空気流速

電離し生成されたイオンは、時間経過とともに電子と再度結合する。また結合する速度は、イオン密度に依存するが、いずれにしても再結合する前にイオンを検知することが肝要である。LRAD 技術に関連する論文によると、アルミパイプ(2.4m長、内径3.4cm径)内を27cm/秒の通風速度で空気を送り込み、パイプ内に4,000 Bqの線源を30cm間隔で順次移動してエレクトロメータまでのイオンの到達距離(時間)を変化させて試験した結果、距離が約68cm離れていても、密着状態と比較すると約30%の低下であった(距離68cmは通風速度から約2.5秒のイオンの移動時間)。また本試験におけるイオンの半減期は計算によると5.2秒とのこと。D. W. MacArthur(ロ

ス・アラモス研究所)らによると、イオンの到達距離はパイプの径と長さに依存するが、理論的にイオンは数10m先まで到達すること。実証のためロス・アラモス研究所では更に実験を継続している様子。

5. Model LRAD-1

ロス・アラモス研究所とエバーライン社(所在地; New Mexico, Santa Fe)は、LRAD 技術の独占使用許諾を締結し、1993年に LRAD 技術を採用した α 汚染モニタ Model LRAD-1を製品化しこれを発表した(Fig.5)。

このモニタ全体の形状は、一体化した横長の長方形である。

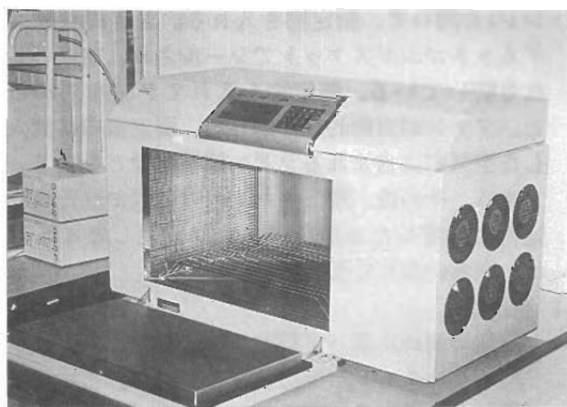
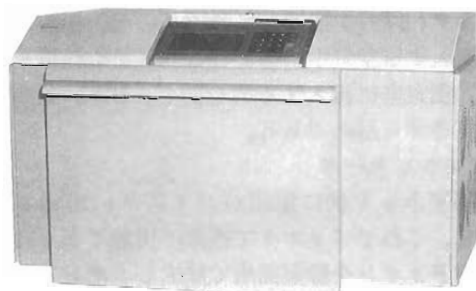


Fig.5 Model LRAD-1 (General and Measuring Chamber)

LRAD-1 モニタの概要構成を Fig.6 に示す。概略的に次の機構で構成し機能する。

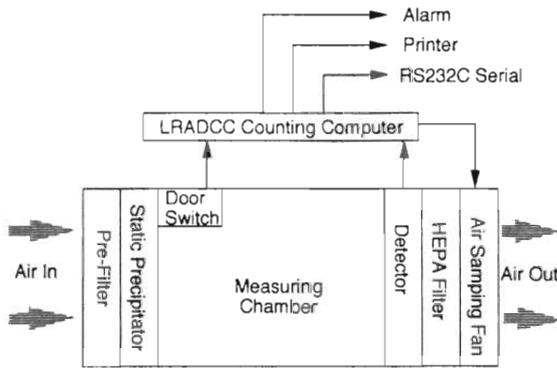


Fig.6 LRAD-1 Diagram

1)プレフィルタ

空気取入部の最前部には、グラスファイバ製フィルタ(3層)を設置し、微粒子の流入を防ぐ。特に流入する空気中に含まれるラドン娘核種を除去し、測定室に流入するのを防ぎ、BG計数を低下安定させる目的である。

2)プレシピテータ

格子ネット状に電圧がバイアス(-90V)されており、これでフィルタで捕集不可能であった極微小粒子イオンを静電捕集で除去し、サンプルエアとする。ネットの外側には保護格子がある。

3)測定室

測定室には、片手で上下に開くドア(床側がヒンジ)を開いて、測定物を入れる。ドア周りはマグネットゴムガスケットでシールされ、空気の漏れを防いでいる。測定物を入れてドアを閉めると、ファンが自動的に作動して、測定室内に流入した空気中に含まれるラドン娘核種などをスイープする。その後、空気チャンバ内に置かれた被測定物に付着した α 放射体により発生したイオンは、空気の流れに乗って移動する。

4)検出器

空気の流れに乗って移動したイオンは、グリッド型イオンチャンバ検出器まで到達し、イオン量が検知され電気量に変換される。専用に開発した表示器や制御器を兼ねたコンピュータではそれを演算処理してデジタル表示する。

5)HEPA フィルタ

検出器を通過した空気に混在している微粒子の

拡散を防止する。

6)吸引排気ファン

空気吸引ファンでモニタの外に排気する。

6. LRAD-1の性能確認

試作モデルの報告とは別途に、商品としてリリースされた Model LRAD-1 が国内に入荷した際に、リニアリティ試験をはじめ種々の試験を実施した。本試験に使用する基準線源の選択にあたりモニタの原理(W値と関係)を考慮し、基準線源は Table 1 に示す U_3O_8 (1 mm² の SUS 板に焼き付け) に決定した。

Table 1 Standard Source for Test

Nuclide ; Natural Uranium					
Source No.	1781	1782	1725	1636	1444
Total Activity ; Bq	8.42	12.4	50.7	137	346
Density ; Bq/cm ²	5.47	2.52	4.03	3.80	3.46
Effective Area ; cm ²	1.54	4.91	12.6	36	100

6.1 リニアリティ試験

試験の要領として、あらかじめ全ての測定時間を45秒に設定した。LRAD-1の測定室と線源位置の関係を Fig.7-1 と Fig.7-2 に示す。また、単位を同一系列の [Hz] で比較した。BG 計数値を5回繰り返してこの平均値と、LRAD-1の測定室中央に基準線源の放射面を上向きに位置し、基準線源による計数値を5回求めてこの平均値と、さらに測定後のBG計数値を5回繰り返した平均値から、基準線源による正味計数値を求めた。試験結果を Fig.8 に示す。試験に使用した核種は異なっても、Fig.3 と同様に Fig.8 でも充分な直線性を示している。なお、通常の測定における LRAD-1 の測定値は、BGを減算しその後換算係数で処理して、直接 [Bq] 単位で表示した。

LRAD-1 Measuring Chamber; Horizontal

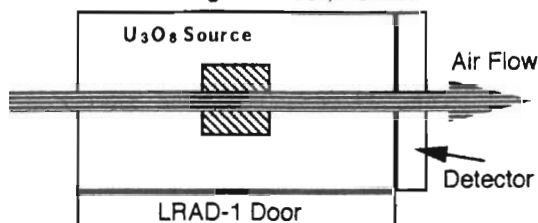


Fig.7-1 Measuring Position of LRAD-1 (Horizontal)

LRAD-1 Measuring Chamber; Vertical

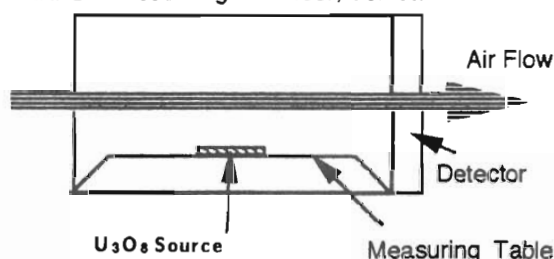


Fig.7-2 Measuring Position of LRAD-1 (Vertical)

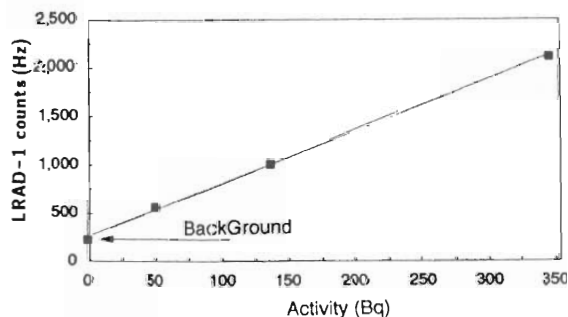


Fig.8 Linearity Response of LRAD-1

6.2 追加フィルタによるBG減少試験

ラドン娘核種の除去効果をさらに向上させるため、3M製の帯電エアフィルタ3種(Filtrate; G-100, G-200, G-300)を個別に標準プレフィルタの下流側に追加した。BG測定時間は全て35秒に設定し、標準プレフィルタ状態から順次始めた。BG計数測定を24回ずつ継続し、追加フィルタによるBG計数の減少量を調べた。試験した室内環境条件は、換気を停止したため、ラドン濃度は時間とともに上

昇している。なお、追加フィルタの特性条件として、 $0.3\mu\text{m}$ までの粒子の捕集効率が高く、かつLRAD-1の測定室流速を確保するため圧損が極力小さいことである。試験結果をFig.9に示す。その結果、3種のフィルタに有意差は無く、各々約20%程度のBG計数減少効果があることが判断できる。

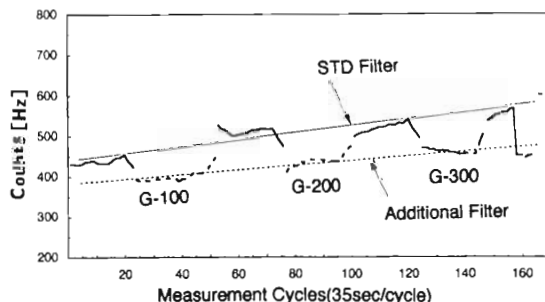


Fig.9 Comparison of Additional Pre-filters

6.3 円筒形状内側の測定

Table 1に示す線源のうちの一つを使用した。線源の設置条件は：

- ①線源(50.7Bq)を円筒に入れずにLRAD-1測定室中央に置いた状態で測定した計数值(Layout 1)。
- ②円筒形状(約7cmφ, 8cmLong)内にアルミ板を挟み込み、線源をアルミ板上で円筒の中央に位置し、これをLRAD-1測定室中央に置いた状態の計数值。円筒の向きは、風向に対して平行(0°、Layout 2)。
- ③前項と同様で、円筒の向きは、風向に対して、(45°、Layout 3)。
- ④前項と同様で、円筒の向きは、風向に対して、垂直(90°、Layout 4)

の内容で試験した(Fig.10~13)。その試験結果をFig.14に示す。Fig.14から基本的には円筒の向きに依存し、空気の通風が少ないと当然感度は低下するが、円筒の向きが風向に対して[45°]までは平行風向き状態および線源を円筒に入れない状態とほとんど変わらないこと、そして、通風の無いLayout 4でも、効率の低下はあるが十分に検出可能であることがわかった。

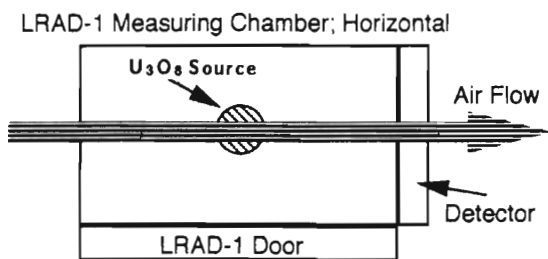


Fig.10-1 Measuring Position Layout 1 (Horizontal)

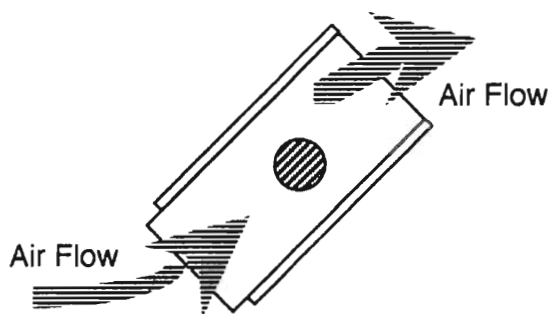


Fig.12 Source in Pipe Layout 3

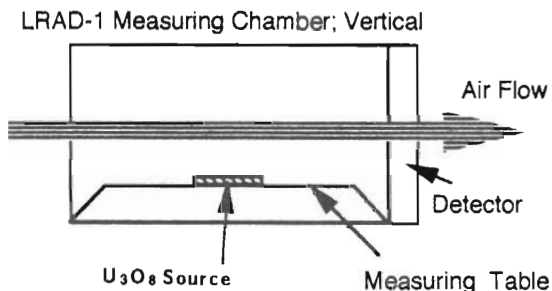


Fig.10-2 Measuring Position Layout (Vertical)

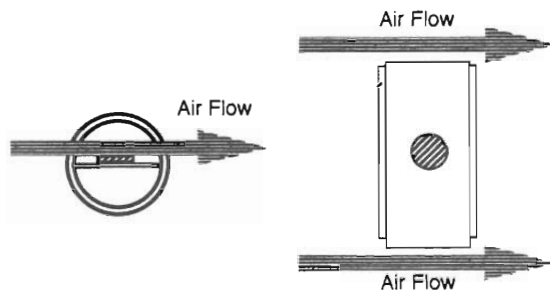


Fig.13 Source in Pipe Layout 4

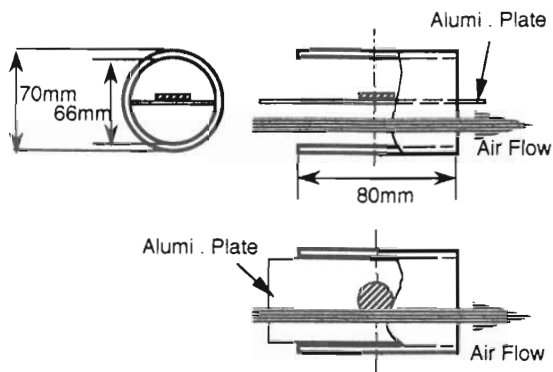


Fig.11 Source in Pipe Layout 2

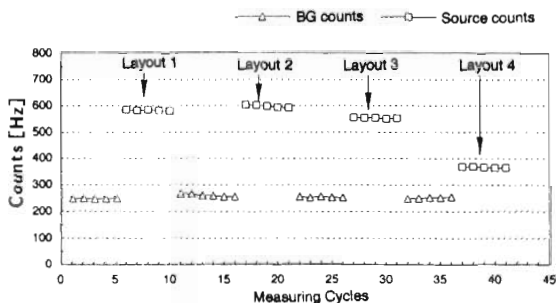


Fig.14 Comparison of Source in Pipe

6.4 検出下限値

試験結果から検出下限値は以下の計算式で求めた；

$$\text{検出下限値} = \text{換算係数} \times \text{限界計数率}(N)$$

換算係数 = 0.185Bq/Hz (リニアリティ試験より)

限界計数率 [Hz] は、次式により計算される；

$$N = (k/2) \times \{ (k/ts) + \text{SQRT}\{ (k/ts)^2 + (8 Nb/ts) \}$$

ここで、

k ; 3 (標準偏差の倍率)

ts; 45(秒; 測定時間で BG 測定時間も同一)

Nb; 250(Hz; 実測の BG 計数率)

各々を代入し計算すると、検出下限値は、
[1.9Bq; トータル α ; U_3O_8]であった。

7. 測定可能な物品および測定時間

LRAD-1における測定室の寸法は、高さ33cm、奥行き42cm、幅56cmで、この寸法までの物品であれば、従来の α プローブ法(直接サーベイ法やスミヤ法)ではモニタできなかったパイプやダクトの内壁、測定物の深い亀裂や隙間など不規則な形状でも、LRAD-1では物品の全ての表面をくまなく一括して、同時に速やかに、効果的にスクリーニングが可能になり、放射線管理区域から搬出する際の α 線による汚染の有無を、素早く確実にモニタリングができる。

測定操作は、測定室内に被測定物を入れてドアを閉じるだけで、特別な操作は無用である。LRAD専用の表示器兼用コントローラコンピュータLRADCCは、ドアスイッチ信号を基点に、吸引ファンを作動させて空気状態が安定するまで35秒間待機する(スweepタイム)。その後LRADCCは、諸条件(常時アップデートしているBG計数率、シグマファクタ、警報レベルなど)を加味して算出決定した測定時間(20~30秒間)で測定し、濃度や汚染の有無を表示して判定し、外部出力する。これらの一連の動作は、すべてLRADCC内のマイクロプロセッサがコントロールし、被測定物を測定室に入れてから最短1分程度で、測定は完了する。

8. LRAD-1 アップグレード

種々の試験結果から、モデルLRAD-1は十分な性能を有していることが判明した。さらに高い性能を発揮させるために、次のような機能を追加したアップグレード型 Model LRAD-JM がリリースされることとなった。概要を Fig.15 に示す。

①さらに効率の高いプレフィルタの設置

これによってBG要因であるラドン娘核種をより確実にトラップする。また、帯電フィルタでもイオンを除去する。

②イオン除去器の増設

LRAD-1ではイオンの静電捕集格子は単層であるが、副層にしてより確実にイオンを捕集する。

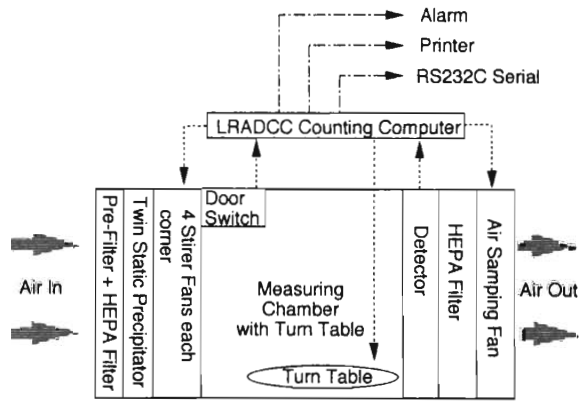


Fig.15 LRAD-JM Diagram

③測定室内の空気を攪拌するファン増設

凹凸のある測定物周りに乱気流を発生させ、デッドな空間を極力小さくする。

④測定物用のターンテーブル増設

前項と関連し乱気流発生と風向条件を均一化する。

⑤吸引ファンの強力化など

プレフィルタによる空気流速の減速防止以上に流速を増速して、イオンを素早く検出器まで送り込み、再結合する要因を小さくする。

9. モニタの応用性の検討

9.1 大型物品用自動搬出モニタ

LRAD-1は小型物品用汚染モニタとして開発されたが、測定室寸法を拡大し、さらに大きな物品の測定を行い、かつ物品の搬出を自動化するようなモニタの製作が可能である。

9.2 特殊形状内部モニタ

従来、コップや壺形状の物品の内側の測定は切断加工など前処理してから測定しなければならなかったが、LRAD技術では、切断加工など必要なく次のような方法で測定可能になる。Fig.4において、壺形状の物品を測定室内に置き、外部に設置したポンプなどを周辺補器として応用してプレシピテータ直後から空気をサンプリングし、これを壺形状の内部底面に送風すれば、空気はオーバーフローする。

この空気を測定することによって、LRAD 技術では従来には全く測定が不可能であった形状の内側まででも測定する。

この方法は曲がりくねったパイプ形状の内側測定にも応用できる。

10. 今後の開発課題

以上のようにModel LRAD-1 およびLRAD-JM は小型物品用汚染モニタとしているが、以下のような発展性を含んでいる。

10.1 手および腕モニタ

従来からのハンドフットクロスモニタでの手の測定は、手掌と手甲を測定したが、腕とくに肘の測定はクロス用プローブで別途に行う必要があった。LRAD 技術をグローブボックス構造に応用すれば、両手、両肘、両腕を一括して測定できる (Fig.16)。

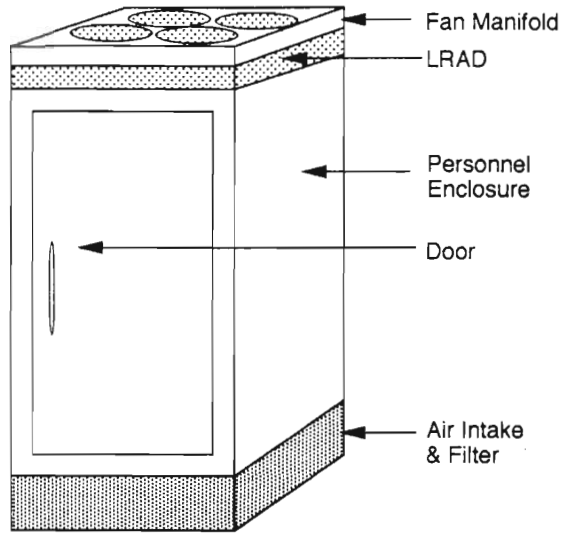


Fig.17 Diagram of Personal Hole Body Monitor¹⁾

カバーシートのすき間から空気をサンプリングすることにより、機械装置の汚染レベルをスクリーニングし、作業レベルを設定し放射線管理的にも機械装置の除染作業が効果的にできるように利用する。

10.4 土および地表面モニタ

土壌をサンプリングしたり、あるいはトラクタ/フォークリフトにパレットを乗せるようなシステムを試作して地表面を直接に測定し、天然核種のラドンやラジウムの含有量をスクリーニングするようなモニタ (Fig.18、Fig.19)。

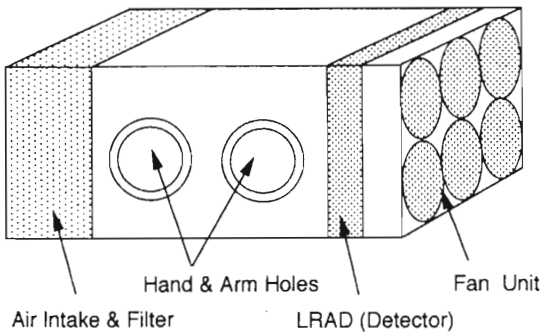


Fig.16 Diagram of Hand and Arm Monitor¹⁾

10.2 体表面モニタと作業着モニタ

電話ボックス構造のモニタ形状で、作業者が管理区域から退出する際に、体表面の α 線による汚染の有無を一括して測定する。また、管理区域内で使用了作業着の汚染の確認検査にも利用可能で、有効な測定方法となる (Fig.17)。

10.3 機械装置モニタ

大型機械装置の更新や移設時は、装置全体を大きなカバーシートなどで養生し覆っている。この機械装置の汚染検査や除染は大変な作業になるが、LRAD を応用したピストル形状の小型モニタで、

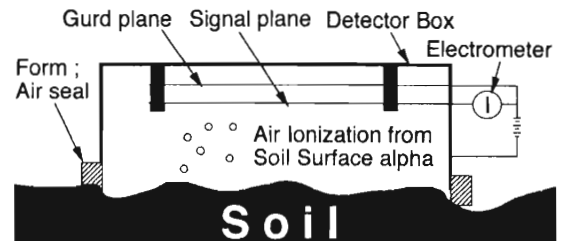


Fig.18 Diagram of LRAD Soil Surface Monitor⁵⁾



Fig.19 Large Soil-Surface (1m²) Monitor⁶⁾

10.5 ラドンモニタ

ラドン/ラドン娘核種をモニタリングする。

10.6 液体廃棄物モニタ

密閉系容器内の液体廃棄物に空気をバブリングし、この空気を LRAD 技術を利用した機器で測定すると、リアルタイムモニタできる。

11. まとめ

以上のように LRAD 技術は今後、原子力施設の解体時に発生する極低レベルの廃棄物および管理区域からの持ち出し物品に対して、有効な確認測定手段として大いに期待されるものと考えられる。LRAD 技術は常に意欲的に開発を進められているが、この技術を応用するユーザーの意見やニーズも、開発アイデアのためきわめて必要なことである。

参考文献

1) D.W. MacArthur, K.S. Allander, J.A.

- Bounds, M.M. Catlett, and J.L. MacAtee, "Long-Range Alpha Detector (LRAD) for Contamination Monitoring" IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE, VOL.39, No.4, 1992, pp 952~957.
- 2) D.W. MacArthur, K.S. Allander, J.A. Bounds and J.L. MacAtee etc. "Long Range Alpha Detector" Health Physics, September 1992, Vol.63, No.3, pp.324~330
- 3) DOE/EM-0156 T, Characterization, Monitoring, and Sensor Technology Integrated Program, Technology Summary, April 1994
- 4) Alpha Contamination Monitors for NORM, Krag S. Allande, Los Alamos, Spectrum '94, Atlanta, Aug. 14-19, 1994
- 5) LRAD Radon Test Results, J.P. Johnson etc. Midyear Health Physics Society Meeting, Albany, NY, Feb. 13-16, 1994
- 6) LRAD, Paper, Los Alamos, D. MacArthur
- 7) DOE/EM-0148 P, Uranium in Soils Integrated Demonstration, Technology Summary, March 1994
- 8) C. FV. Mason, etc., Technology and Program for Radioactive Waste Management and Environmental Restoration, Vol.2, pp.887~890
- 9) Application of LRAD Detector for SITE-Characterization Technology, K.S. Allander, etc., Technology and Program for Radioactive Waste Management and Environmental Restoration, Vol.2, pp.891~894
- 10) RANDEC News, No.24, Feb. 1995
- 11) LRAD-1 Instruction Manual & Catalog, Eberline
- 12) Isotope News, Tracer, Dec. '93 No.474 etc.

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12号** 発行日：平成7年7月20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 松元章

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100

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

印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 029-282-7321

RANDEC's Capability

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

The capability and service of RANDEC are to ;

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



Provide technical information on decommissioning.



Train for decommissioning.



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

財団法人

原子力施設デコミッションング研究協会

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川1821番100東海外材ビル
TEL.0292-83-3010 FAX.0292-87-0022