

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

No. **21** 2000

巻頭言：原子力の発展とデコミッショニング技術
開発

総 説：「ふげん」の廃止措置への取り組み
ドイツEWN社で実施中の廃止措置の紹介
米国の発電用原子炉デコミッショニングの最新動向
ドイツにおける原子炉施設解体で発生する解体物の取り扱い

技術報告：JPDR解体作業データの分析と原子力施設の廃止措置計画検討支援システムの開発
ファイバ導光レーザによる原子炉解体技術の研究開発(2)

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21号 (2000年3月)

目次

巻頭言

原子力の発展とデコミッショニング技術開発	1
有富 正憲	

総説

「ふげん」の廃止措置への取り組み	2
柳沢 務	

ドイツ EWN 社で実施中の廃止措置の紹介	12
藤田 昭、横山 公信	

米国の発電用原子炉デコミッショニングの最新動向	21
宮坂 靖彦	

ドイツにおける原子炉施設解体で発生する解体物の取り扱い	35
清水 義弘	

技術報告

JPDR 解体作業データの分析と原子力施設の廃止措置計画検討支援システムの開発	38
柳原 敏、白石 邦生 大島総一郎、助川 武則	

ファイバ導光レーザによる原子炉解体技術の研究開発 (2)	50
原 邦男、宮尾 英彦、中澤 正治 月野 徳之、和仁 郁雄、尾角 英毅 片岡 伸一、名倉 保身、斉木 秀男	

Journal of the RANDEC

No. 21 March 2000

CONTENTS

Exposition

.....	1
Preparatory Activities of Fugen Decommissioning Project	2
Tsutomu YANAGISAWA	
Introduction to Decommissioning Activities Implemented by FWN in Germany	14
Akira FUJITA, Kiminobu YOKOYAMA	
Recent Dekommissioning Status of Nuclear Power Plant in the United States	21
Yasuhiko MIYASAKA	
Treatment of wastes generated from nuclear power plants decommissioning in Germany	35
Yoshihiro SEIKI	

Technical Report

Data Analysis on Dismantling Japan Power Demonstration Reactor and Development of Computer Systems for Planning and Evaluation of Decommissioning Nuclear Facilities	38
Satoshi YANAGIHARA, Kunio SHIRAISHI, Soichiro OHSHIMA and Takenori SUKEGAWA	
Development of Remote Dismantling of Nuclear Reactor with Laser transmitted through Optical Fiber (2)	50
Kunio HARA, Hidehiko MIYAO, Masaharu NAKAZAWA, Noriyuki THUKINO, Ikuo WANI, Hideki OKADO, Sinichi KATAOKA, Yasumi NAGURA and Hideo SAIKI	

SUMMARIES

Preparatory Activities of Fugen Decommissioning Project

Tsutomu YANAGISAWA

J.RANDEC, No.21 (Mar. 2000) page 2 ~ 11, 18 Figures, 4 Tables

The operation of Fugen nuclear power station continues by 2003, and the decommissioning starts after the shut down. Fugen has been preparing for the project, and various evaluations and studies are going on, such as evaluation of radioactive waste inventory, study of dismantling method, and developments of radioactive waste treatment technology and decommissioning engineering support system, etc..

Introduction to Decommissioning Activities Implemented by EWN in Germany

Akira FUJITA, Kiminobu YOKOYAMA

J.RANDEC, No.21 (Mar. 2000) page 12 ~ 20, 6 Figures, 3 Tables

Germany stands among the front runners in the field of decommissioning of commercial nuclear power plants, from the standpoints of length of experience and scale of work. In Germany, EWN is now working on the decommissioning of six nuclear reactors. This is the largest decommissioning activity being performed in the world.

JGC concluded a collaboration agreement with EWN in February 1999 with the aim of utilizing all the decommissioning-related information and technologies accumulated by EWN since 1991.

This report introduces 1) the status of the decommissioning which EWN has implemented at the Greifswald NPP; 2) project management practices which are required for efficient work; and 3) remote techniques for the reactor dismantling, these being important from a schedule point of view.

Recent Decommissioning Status of Nuclear Power Plant in the United States

Yasuhiko MIYASAKA

J.RANDEC, No.21 (Mar. 2000) page 21 ~ 34, 5 Figures, 7 Tables

At the end of 1999, there were 104 commercial reactors licensed to operate in the U.S. A total of 28 power reactors have permanently ceased operation over the past 30 years. This trend is expected to continue in the near future for economic reasons.

Regulations require that decommissioning or the termination of license to be completed within 60 years of permanent cessation of operations. The U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) recognizes three alternate methods of decommissioning: DECON, SAFSOR, and ENTOB. Five reactors (Yankee Rowe, Trojan, Maine Yankee, Connecticut Yankee, Big Rock Point) are currently engaged in active decontamination and dismantlement (DECON). Also, four reactors have chosen safe storage (SAFSTOR).

This report provides an overview of the status of some of these DECON projects. And this report will be described in Section 3, the current decommissioning issues of nuclear power plant in the U.S., such as the regulatory process, funding and cost, environmental standards, and waste disposal.

The current decommissioning projects of DECON have employed existing state-of-the-art equipment and techniques to successfully remove systems, components and structures safely.

The activities accomplished at each of these reactor sites will be described in Section 4, such as Main Coolant System Chemical Decontamination, Reactor Vessel Package One-Piece Removal / disposal.

The technical lessons learned from these projects will help in the planning for future decommissioning projects.

SUMMARIES

Treatment of wastes generated from nuclear power plants decommissioning in Germany

Yoshihiro Seiki

J.RANDEC, No.21 (Mar. 2000) page 35 ~ 37, 1 Figure, 1 Table

In Germany, a law is established and promoted to recycle and reuse the wastes generated from all industries as much as possible.

In the nuclear industry, the recycling and reuse of radioactive wastes was given priority compared with the disposal of them. But, the German atomic law (AtG) was revised in 1994, and the recycling and reuse of radioactive wastes was not given priority. The treatment of radioactive wastes is decided in consideration of the economic efficiency. As the recycling and reuse of radioactive wastes is more advantageous than the disposal of them economically, now the recycling and reuse of radioactive wastes is selected. This paper describes the German release criteria of metal scraps generated from the nuclear power plants decommissioning.

Data Analysis on Dismantling Japan Power Demonstration Reactor and Development of Computer Systems for Planning and Evaluation of Decommissioning Nuclear Facilities

Satoshi YANAGIHARA, Kunio SHIRAISHI,
Soichiro OHSHIMA and Takenori SUKEGAWA

J.RANDEC, No.21 (Mar. 2000) page 38 ~ 49, 10 Figures, 1 Tables

The data on dismantling activities in the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Demonstration Project were analyzed to identify work structures and to evaluate unit productivity factors for different work activities. The computer models were then developed for the calculations of project management data including resources and radiation dose in decommissioning nuclear facilities. In addition, the computer systems for planning and evaluation on decommissioning nuclear facilities were developed; the computer models developed by the analysis are included in this system as a main part for calculations of project management data. The systems were designed to support planning and evaluation systematically for decommissioning nuclear facilities in such studies of radioactive inventory estimations, project planning, resource and risk evaluation and project optimization. In this system, the basic conditions for calculations of the project management data can be decided using expert systems including knowledge bases prepared by the past experience on decommissioning to set up work structures and scheduling. The system was applied to the calculations of the JPDR dismantling demonstration project to be verified by comparison with the actual data.

Development of Remote Dismantling of Nuclear Reactor with Laser transmitted through Optical Fiber (2)

Kunio HARA, hidehiko MIYAO,

Masaharu NAKAZAWA, Noriyuki THUKINO,

Ikuo WANI, Hidetake OTHUNO, Sinichi KATAOKA,

Yasumi NAGURA and Hideo SAIKI

J.RANDEC, No.21 (Mar. 2000) page 50 ~ 61, 14 Figures, 4 Tables

Technology of dismantling nuclear facilities has been developed in various fields for its evaluation and dismantling system. RANDEC has been developing a dismantling system of reactor internals with laser through optical fiber using Chemical Oxygen Iodine Laser (COIL).

COIL has the advantage to application for dismantling of thick metallic material and its smaller kerf width can expect reduction of the secondary waste.

Laser transmission through optical fiber and the cutting technology have been advanced mainly for reactor internals since 1994. This development has been highly effective through the phase of research, manufacturing trial objects and cutting test.

Furthermore, concerning the secondary waste arising from laser cutting, several tests for understanding of the characteristics and its removal have been carried out using YAG laser since 1998.

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

原子力の発展とデコミッショニング技術開発



東京工業大学
原子炉工学研究所
教授 有 富 正 憲

地球環境を維持しつつ、我が国の産業の発展と国民生活の向上を21世紀も持続して行くためには、エネルギーの安定供給、特に電力の安定供給の確保が、次の世代に対して我々の世代に課せられた大きな課題の一つであると考えます。オイルショック以来、化石燃料に変わる新エネルギー開発が模索されてきましたが、火力発電に代わって主力電源となりうる新エネルギー源は開発されていません。また、国際的な経済活動から生産コストの削減が叫ばれていますが、コスト削減のみが強調されれば、省エネや資源のリサイクルなどの地球環境を守る方策が埋没してしまう恐れがあります。地球上で生きて行くためには、地球環境を維持することは必須要件であり、多少のコスト高は甘受しなければならないでしょう。

一方、地球環境という観点から化石燃料の消費を抑えるために、それに代わる電源が出現するまでは原子力発電は不可欠なものであると考えますが、昨年9月末のJCOの臨界事故を受け、原発の意義と必要性を再検討しようという国民の声が持ち上がっていることも事実であります。これは、私を含めて原子力に携わる専門家が、原子力について一般国民に分かる言葉で語りかけてこなかったことも起因するのではないのでしょうか。

我が国の最初の商業用原子力発電炉である日本原子力発電(株)東海原子力発電所の1号炉は商業運転に終止符を打ち、現在、使用済燃料の取り出し作業が進められています。そして、使用済燃料をすべて抜き取り除染作業をした後に、放射能を減衰させるために密封管理され、解体作業に入ることが計画されています。国土が狭く人口密度が高い我が国では、原子力発電所の新しい立地を探すことは非常に困難であります。このような状況の下で環境問題に正面から取り組むためには、我が国の原子力の更なる発展が望まれます。そのためには、古い小型の軽水炉を廃止措置して解体撤去し、そこに効率の高い大型の軽水炉を建設することが必要になると考えますが、その政策を推進するためには、総合的なデコミッショニング技術を確立して、安全性を実証し、一般国民に分かりやすい言葉で説明して理解を得ることが重要な課題となるでしょう。総合的なデコミッショニング技術とは、除染など解体に直結する技術のみではなく、廃止措置の開始から解体や除染によってもたらされる放射性廃棄物の処分までの全体の工程に対する技術を意味します。

今日までのデコミッショニング技術開発は、解体技術開発に偏っていた帰来があると思います。今後は、解体廃棄物の再利用技術、処分方法、並びに、輸送方法等を総合的な視野に入れ、安全でかつ作業者の被曝を極力低減できるデコミッショニング技術を確立していく必要があると考えます。これらの検討には、裾野の広い分野の専門家の協力が不可欠でしょう。また、原子力発電所のデコミッショニングより前に、研究炉などの原子力関係施設のデコミッショニングが行われることが想定されます。この経験で培われた技術を原子力発電所のデコミッショニングに伝承することも重要な課題であります。原子力のデコミッショニング技術の確立に対するRANDECの果たす役割は非常に大きいと考えます。

「ふげん」の廃止措置への取り組み

柳澤 務

Preparatory Activities of Fugen Decommissioning Project

Tsutomu YANAGISAWA

The operation of Fugen nuclear power station continues by 2003, and the decommissioning starts after the shut down. Fugen has been preparing for the project, and various evaluations and studies are going on, such as evaluation of radioactive waste inventory, study of dismantling method, and developments of radioactive waste treatment technology and decommissioning engineering support system, etc..

1. はじめに

新型転換炉 (ATR: Advanced Thermal Reactor) 「ふげん」(電気出力16万5千kW)は、重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の自主開発動力炉として、昭和42年から動力炉・核燃料開発事業団により開発が進められ、昭和45年12月に建設に着手し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(MOX燃料)を本格的に利用する発電用熱中性子炉として、昭和54年3月に本格運転を開始した。平成12年1月末現在、「ふげん」の本格運転開始以来20年強の総発電電力量は約195億kWh、発電時間は約12万時間、平均設備利用率は約65%に達している。

この間、MOX燃料704体を使用し、熱中性子炉1基あたりのMOX燃料使用規模として世界最大の実績を得るに至っている。また、「ふげん」の使用済燃料から回収したプルトニウムを燃料として再使用して国内初の核燃料サイクルを一循させるなど、我が国におけるプルトニウム利用技術を先導的に牽引してきた。

「ふげん」の開発経緯をFig. 1、MOX燃料使用実績をFig. 2に示す。

平成10年2月の原子力委員会において、「プルトニ

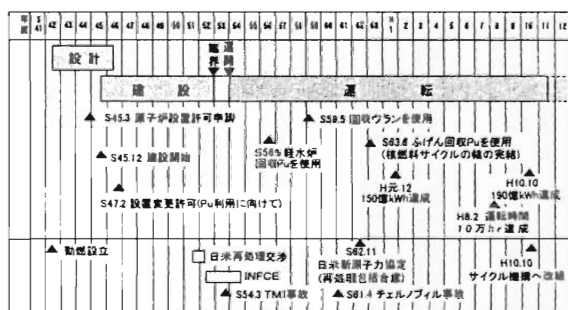


Fig. 1 Development History of Fugen NPS

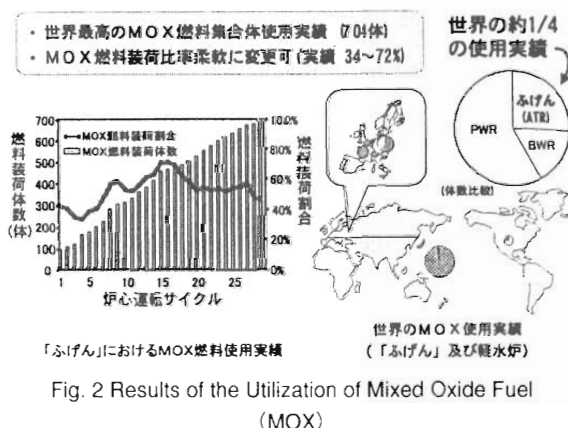


Fig. 2 Results of the Utilization of Mixed Oxide Fuel (MOX)

ウム利用技術やプラント管理技術について、研究開発成果の集大成を行い、かつ圧力管型炉の運転管理技術の取得の場として活用するとともに、運転停止後の廃止措置を円滑に行うため、「ふげん」固有の廃止措置技術の開発、研究等を実施する」旨の方針が示された。また、核燃料サイクル開発機構法において、平成10年10月1日から5年を超えない範囲内で、新型転換炉の開発等に関する業務を行うことが定められている。

「ふげん」は運転を継続しつつ、廃止措置に向けた諸準備を進めている。本報では、「ふげん」の廃止措置への取り組みについて紹介する。

2. 「ふげん」の廃止措置への取り組み

2.1 「ふげん」廃止措置の特徴

「ふげん」は重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉であり、減速材に重水を使用していること、原子炉の構造が圧力管型であることが軽水炉と異なる特徴である。一方、原子炉の冷却材に軽水を使用していることから、原子炉周りを除く原子炉冷却系等の構成は沸騰水型軽水炉(BWR)と類似している。「ふげん」の主要仕様を Table 1、概略系統図を Fig. 3 に示す。

廃止措置の観点からは、「ふげん」は以下の特徴を有している。

- 原子炉本体、重水系設備以外は軽水炉と同様のシステム構成
- 商業用原子力発電所並みの物量
- 商業用原子力発電所並みの内蔵放射能量
- 若狭地域で最初の計画

2.2 「ふげん」廃止措置の進め方

「ふげん」の廃止措置を進めていくうえで、既存技術の徹底活用等により安全かつ合理的な廃止措置を迫及し、地球環境との融合・調和を目指した地域の方々からも共感をいただける活動として、将来の原

Table 1 Main Specification of Fugen NPS

・炉型式: 重水減速沸騰軽水冷却圧力管型
・出力: 電気出力16.5万kW(熱出力55.7万kW)
・炉心: 炉心高さ3.7m 炉心直径4.05m
・原子炉冷却系: 冷却材(軽水)
蒸気ドラム温度284°C 圧力68kg/cm ²
再循環流量7,600t/h 蒸気流量910t/h
・減速材系: 減速材(重水)
炉心入口温度49°C 最高温度70°C
循環流量1,400m ³ /h

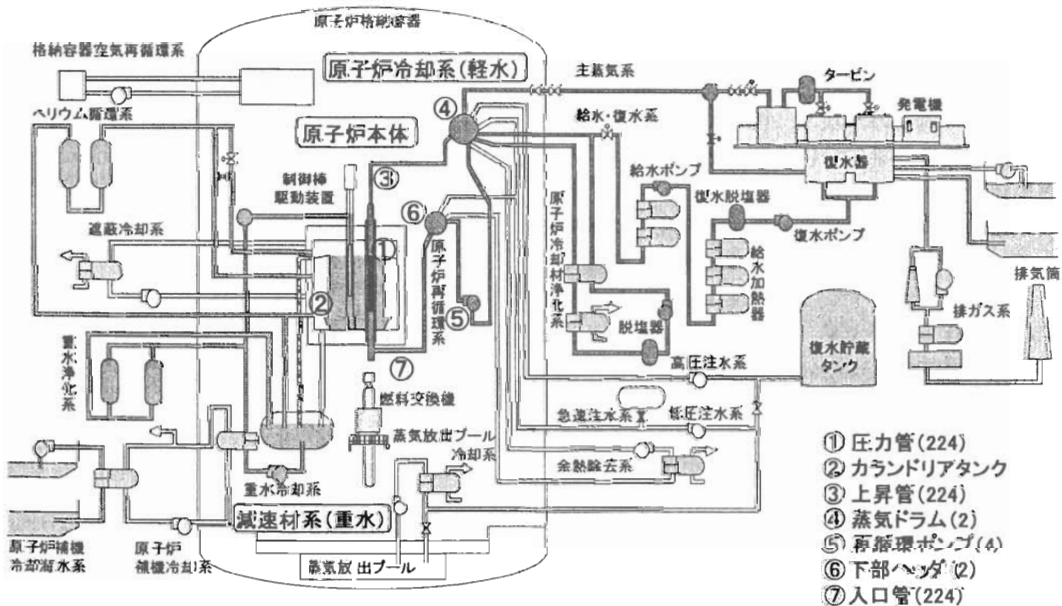


Fig. 3 Schematic Flow Diagram of Fugen NPS

子力施設の廃止措置に寄与し得る成果を得ていくことが重要と考えている。

このため、以下を「ふげん」廃止措置の基本方針として、プラント運転中から諸準備に積極的に取り組んでいる。

- 成果の共有化と情報公開を基本とした国内外に開かれたプロジェクトの推進
- 既存技術の徹底活用による廃止措置の合理化
- 解体対象物の徹底調査、分析評価による安全性、経済性の追求
- 資源の再利用による環境への負荷軽減
- 立地地域との共存

今後は、上記方針を踏まえ、廃止措置技術の開発・実証の場としてセンター的機能を果たすべく、

- 廃止措置の実証と技術の集約
- 廃止措置技術開発・実証試験の推進
- 廃止措置技術成果の公開及び継承

を目標として、国内外の研究機関等との協力・協調を図り、外部有識者等の意見等も十分反映しつつ、実施すべき内容、スケジュール、枠組み等、具体的な検討を進めていく。

3. 廃止措置に向けた取り組みの現状

現在「ふげん」では、廃止措置を円滑に進めていくために、その計画の具体化に資する諸準備を行っている。ここでは、放射能インベントリの評価、解体手法の検討、廃棄物処理技術の開発及び廃止措置支援システムの構築の現状と、併せて運転中に実施している系統化学除染について紹介する。

3.1 放射能インベントリ評価

廃止措置の全般的な計画を策定するうえで、放射能インベントリを評価しておくことは極めて重要である。放射能インベントリのデータは、廃止措置方式の決定、解体手順の立案、解体時の被ばく線量の推定、解体廃棄物の処理処分方法の決定、廃止措置費用の把握等のための基礎データとなる。

したがって、「ふげん」の放射能インベントリをできるだけ正確に把握するために、解析コードによる計算と各種の測定を行い、放射化量と汚染量を評価している。

(1) 放射化量の評価

① 放射化量計算コードの整備

原子炉本体周りの構造材の放射化量を評価するた

めに、「ふげん」用の解析データを整備し、精度向上を図っている。

放射化計算では、中性子束分布を輸送計算コード (ANISN, DOT-3.5) で求め、この結果に基づき燃焼計算コード (ORIGEN) を用いて放射化量を求めている。また、これらのコードによる計算結果と、中性子束の実測データやコンクリート試料等の放射化量の実測データとを比較して、その妥当性を検証している。これにより、炉心構造材等の放射化廃棄物の放射能量、発生量等を計算により評価している。放射化量の評価手順を Fig. 4 に示す。

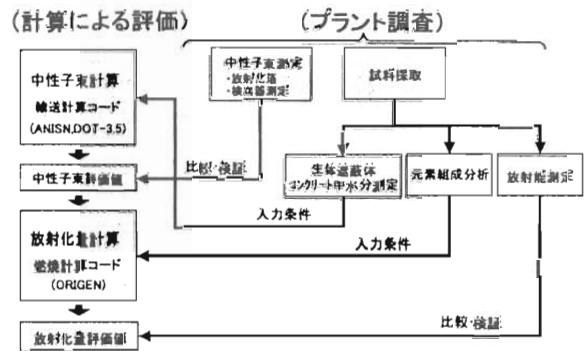


Fig. 4 Activation Inventory Evaluation Flow

② 中性子束測定及び評価¹⁾

炉心周りの中性子束分布解析の妥当性を評価することを目的として、平成10年度の計画停止 (平成10年6月) 及び第15回定期検査 (平成11年1月～8月) 時において、原子炉本体周りに放射化箔を取り付けて中性子束測定を行った。

放射化箔による中性子束測定については、主に3種類の放射化箔 (金、コバルト、ニッケル) を設置 (金、コバルトにはカドミウムのカバーを被せたものについても設置) し、約半年間の照射を行った後に回収してゲルマニウム検出器でγ線測定を行い、放射化量を評価した。

原子炉本体周りに設置した放射化箔の設置箇所及び設置数の詳細を Fig. 5 に示す。また、輸送計算コードで解析し、反応率で測定結果と比較したものを Fig. 6 に示す。

測定結果と解析結果を比較評価したところ、両者は良く一致しており、炉心周りまでの範囲で輸送計

算コードによる中性子束分布解析の妥当性が確認されている。

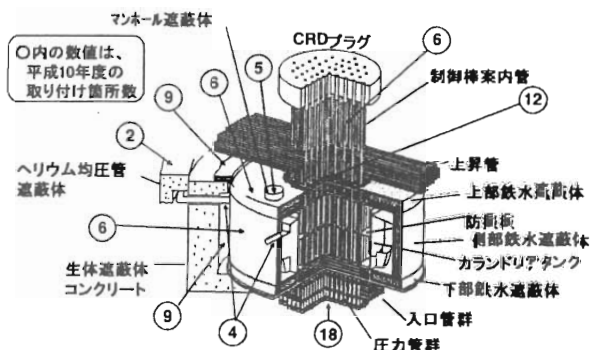


Fig. 5 Neutron Flux Measurement Points

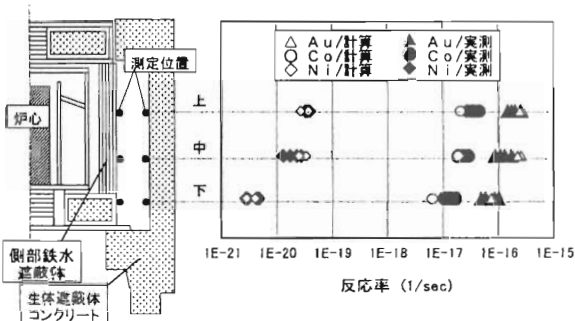


Fig. 6 Comparison of Reaction Rate

(2) 汚染量の評価

原子炉の周囲は放射化によって放射性核種が生成するが、それ以外の建屋、機器、配管等では、放射性物質の付着（汚染）による影響が大きい。

原子炉建屋内のコンクリートの汚染量について評価するために、代表的な場所数箇所からサンプルを採取し、β線、γ線の測定及び分析を行っている。特に「ふげん」は重水炉であることから、トリチウムの評価が重要と考えている。

これまでの原子炉建屋内コンクリートの調査結果によると、原子炉建屋内コンクリートの大部分はクリアランスレベル以下であると推定している。

機器及び配管内部に付着している放射性核種量を評価するために、主要な系統について外部からγ線測定を行うことで、機器及び配管内の汚染状

況を把握する作業を行っている。これまでの測定結果例を Table 2 に示す。

また、供用期間中に発生した低レベル放射性廃棄物に含まれる放射性核種をより正確に把握するために、一部の均一固化体及び雑固体廃棄物に対し、サンプリング調査を行い、含まれる放射性核種の状況を調査している。

(3) 放射性廃棄物の評価

炉心構造物等の放射化計算結果及びこれまでに行われた機器及び配管の汚染量の実測データをもとに、「ふげん」の廃止措置に伴って発生する放射性廃棄物のレベル区分を推定したものを Fig. 7 に示す。

また、各種の建屋、機器、配管等の重量データ等をもとに廃棄物量を推定した試算値を Table 3 に示す。現在のところ、全体重量約37万トンのうち、放射性廃棄物として処理処分が必要な廃棄物は約0.4

Table 2 Contamination Levels of Fugen NPS

系統	汚染密度レベル (Ba/cm ²)	測定方法	主要構成材料
原子炉冷却系	~ 10 ⁵	Ge 検出器	ステンレス鋼
冷却材浄化系	~ 10 ³	Ge 検出器, 電離箱	ステンレス鋼
重水冷却系	~ 10 ³	Ge 検出器	ステンレス鋼
重水浄化系	~ 10 ³	Ge 検出器, 電離箱	ステンレス鋼
ヘリウム系	~ 10 ¹	Ge 検出器	ステンレス鋼
低压注水系	~ 10 ²	NaI 検出器	ステンレス鋼, 炭素鋼
高压注水系	~ 10 ²	NaI 検出器	ステンレス鋼, 炭素鋼
余熱除去系	~ 10 ³	Ge 検出器, 電離箱	ステンレス鋼, 炭素鋼
主蒸気系	~ 10 ²	Ge 検出器	ステンレス鋼, 炭素鋼
燃料取扱系	~ 10 ³	Ge 検出器, 電離箱	ステンレス鋼

Table 3 Estimation of Radioactive Waste's Weight by Decommissioning

(単位: 万トン)

区分	「ふげん」			参考 (実用発電原子炉施設)		
	金属	コンクリート	合計	金属	コンクリート	合計
低レベル放射性廃棄物 (放射性物質の濃度上限値を超過しないもの)	0.02以下	0	0.02以下	0.01~0.02	0~0.3	0.01~0.3
低レベル放射性廃棄物	0.1	0	0.1	0.2	0.1以下~1.0	0.2~1.2
低レベル放射性廃棄物 (放射性物質の濃度の極めて低いもの)	0.2	0.1	0.3	0.2~1以下	0.1~1以下	0.3~1
放射性物質として扱う必要がない物	1.4 (1)	35 (32)	36.4 (33)	1以下~4 (1以下~3)	13~50 (12~49)	13~53 (12~50)
合計	2	35	37	1~4	14~50	16~55

○曝露処理のため合計は合わないことがある。
 ○レベル区分ごとの廃棄物の量は、政令温度上限値等を参考にして推定した。
 ○括弧内の数値は、放射性廃棄物でない廃棄物の量である。
 ○上記の数値は、今後の調査に伴い変更される可能性がある。

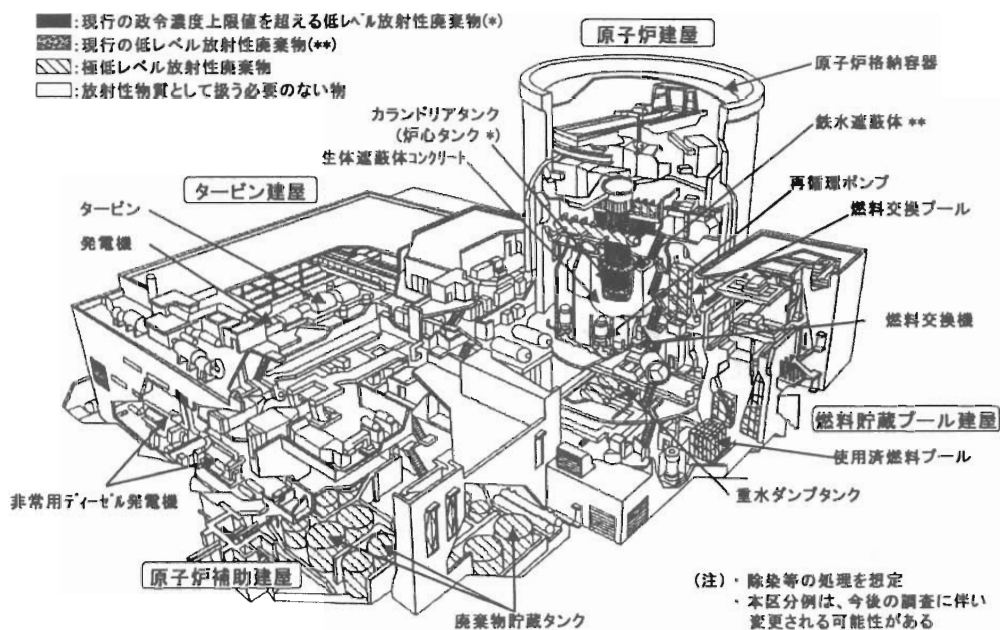


Fig. 7 Radioactive Waste Categorization Example

万トンになるものと推定している。

(4) 今後の予定

放射化量の評価については、放射化箔等による中性子束測定を引き続き継続していることから、これらのデータをもとに、原子炉本体周りの配管貫通部等についても解析を行う予定である。また、汚染評価については、現在発電所内に保管されている廃棄物等の調査、機器及び配管内に付着している放射エネルギーの調査をさらに進めるなど、より精度の高い評価を行っていく予定である。

3.2 解体手法の検討

「ふげん」の原子炉建屋の構造をFig. 8に示す。「ふげん」の原子炉建屋は、原子炉本体下部に燃料交換機、上部に制御棒とその交換装置の設置スペース及び横置き型の蒸気ドラムが配置されている。

解体手法の検討にあたっては、「ふげん」特有の重水系設備と原子炉本体に関して独自の解体手法の検討を進めている。なお、特有設備を含めた解体手法については、安全で経済的な解体手法の採用、積極的な既存技術の利用や組合せを基本方針として検討

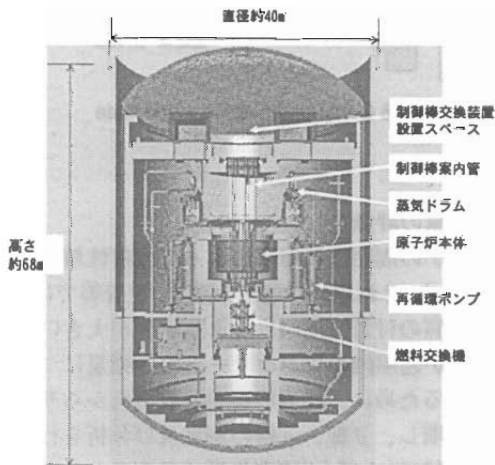


Fig. 8 Cut View of the Reactor Building

を進めている。

(1) 重水系設備の解体手法の検討

重水系設備の解体手法を検討するために、現在、トリチウムの機器・配管等の構造材への汚染程度

及び重水系設備が配置されている密閉室の建屋コンクリートの汚染程度を実際に試料をサンプリングして調査している。さらに、重水の系統内からの抜き出しと回収方法の検討にも着手しており、今後これらの調査検討結果を踏まえて解体工法とその手順を総合的に検討していく。

(2) 原子炉本体の解体手法の検討

Fig. 9に示している原子炉本体とその周りの構造物の解体手法については、放射能インベントリ評価の結果を踏まえ、燃料が装荷される圧力管集合体が1本ごとに交換できるように設計で配慮されていることなども念頭に置いて検討を進めている。

(3) 除染法の検討

解体時の被ばく低減や解体廃棄物の放射能レベ

ルの低減を目的として、除染技術の適用検討を行っている。

「ふげん」の系統除染実績をTable 4に示す。「ふげん」は、平成元年8月に定期検査時の被ばく低減策として、供用中の原子力発電プラントとしては我が国で初めて、原子炉本体(圧力管集合体)を含めた原子炉冷却系全体の化学除染を実施した²⁾³⁾。その後も適宜実施しており、これらの実績や経験を踏まえて解体に伴う除染方法についても検討を進めている。

3.3 廃棄物処理・処分に向けた技術開発

「ふげん」には、重水浄化系、原子炉冷却材浄化系、また化学除染等で使用されたイオン交換樹脂が貯蔵保管されている。イオン交換樹脂は、直接セメント

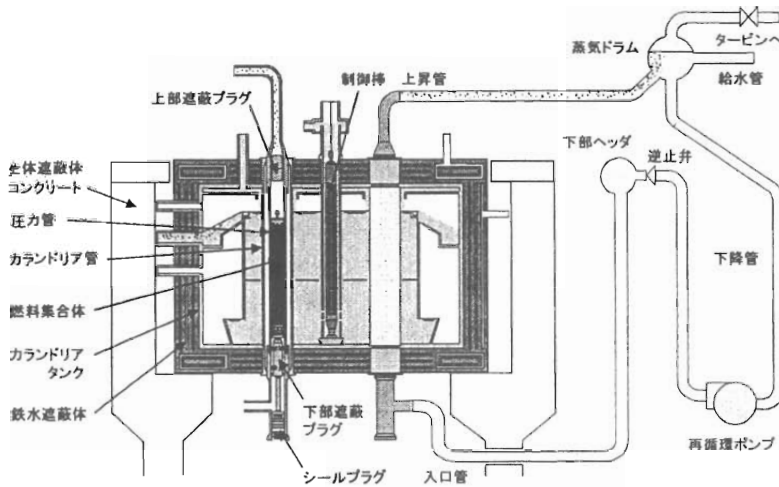


Fig. 9 Conceptual Cut View of the Fugen Reactor

Table 4 Results of System Decontamination at Fugen

実施時期	除染対象	除染方法
1989年8月 (平成元年)	原子炉冷却系Aループ	<ul style="list-style-type: none"> 除染方法: 希薄液法(クリテコン 203) 概略方法: 化学的に付着クラッドを溶解除去・加温(120℃)、循環運転
1991年1月 (平成3年)	原子炉冷却系Bループ	<ul style="list-style-type: none"> 溶解原理: 還元溶解 除染剤主成分: EDTA
1999年2月 (平成11年)	原子炉冷却系Bループ	<ul style="list-style-type: none"> 除染方法: 酸化還元法(HOP) 概略方法: 化学的に付着クラッドを溶解除去・加温(90℃)、循環運転 除染液分解処理: 還元溶解 除染剤主成分: 酸化剤-過マンガン酸カリウム、還元剤-シュウ酸

で多量に固化する場合には、水分を吸収して膨潤し固化体を破壊する可能性があることや、化学除染剤として用いられるキレート剤を吸着している場合には、放射性物質の保持性能が低下することから、固化体とする前に適当な安定化処理を施す必要がある。

このため、「ふげん」では、これらの使用済みイオン交換樹脂の処理技術開発を行っており、処理方法として、安定減容化が図れる「熱分解法」及び「減圧酸素プラズマ法」の開発を進めている。

現在、両処理方法について、大型の試験装置によ

る処理試験を実施しており、これらの成果を総合的に比較評価し、「ふげん」で発生する使用済みイオン交換樹脂の安定減容化に最適な処理プロセスを選定していく予定である。

以下、両方法の検討状況等の概要を示す。

(1) 熱分解法

Fig. 10に熱分解法による使用済みイオン交換樹脂の処理概念図を、Fig. 11に熱分解前後のイオン交換樹脂の顕微鏡写真を示す。

熱分解法は、使用済みイオン交換樹脂を窒素ガス雰囲気下で400～500℃の温度で加熱減容処理する方法であり、処理プロセスが比較的簡単で、安定減容化が図れる。

「ふげん」で発生し貯蔵している実際の使用済みイオン交換樹脂を用いた小規模のホット試験の結果

果、熱分解後の樹脂残渣への核種保持率は、99.95%以上得られることを、また、体積は処理前を100%とした場合、おおよそ10～30%まで減容化することを確認した⁴⁾。

熱分解法では、連続的に処理できるロータリーキルン方式の検討を進めている⁵⁾。

現在、熱分解性、タールの燃焼性等の実機処理装置への適合性を確認するため、Fig. 12に示す実機の1/3規模の大型試験装置による実証試験を行っている。

(2) 減圧酸素プラズマ法

Fig. 13に減圧酸素プラズマ法による使用済みイオン交換樹脂の処理概念図を示す。

減圧酸素プラズマ法は、高周波コイルで発生する誘導電磁界の作用で酸素プラズマを発生させ、使用済みイオン交換樹脂を炭酸ガスや水等に分解する方法であり、熱分解法に比べ使用済みイオン交換樹脂のハンドリング設備等がやや複雑となるが、タールをほとんど発生させずに安定減容化が図れる。

「ふげん」で発生し貯蔵している実際の使用済みイオン交換樹脂を用いた小規模のホット試験の結果、熱分解法とほぼ同様の核種保持性能を有することを確認した。また、体積は処理前を100%とした場合、おおよそ10%まで減容化できることを確認した⁶⁾。

現在、Fig. 14に示す大型試験装置にて、処理性能や、イオン交換樹脂のハンドリング方法の確認

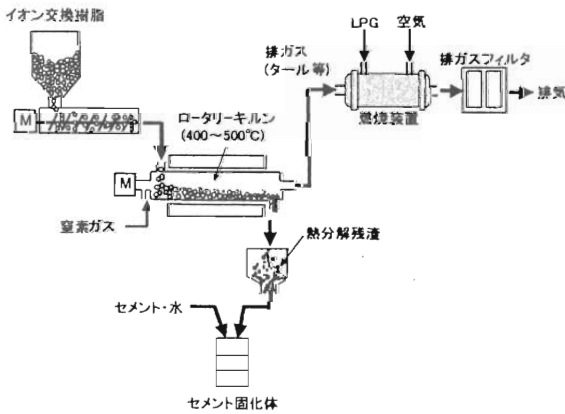


Fig. 10 Outline of Spent Resin Treatment by Pyrolysis

原子炉冷却材 浄化系相当品	陽イオン交換樹脂	陰イオン交換樹脂
熱分解前		
熱分解後		

Fig. 11 Example of Spent Resin Appearance after Pyrolysis (Basic Experiment on Cold Lab.)

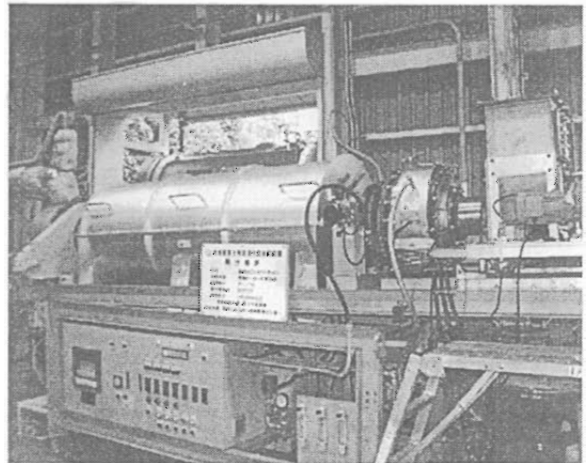


Fig. 12 Demonstration Test Facility for Pyrolysis

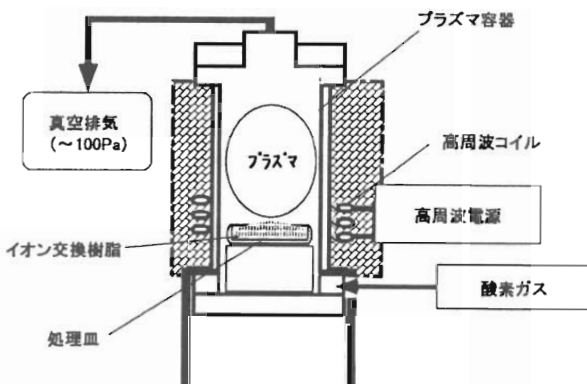


Fig. 13 Outline of Spent Resin Treatment by Depressurized Oxygen Plasma

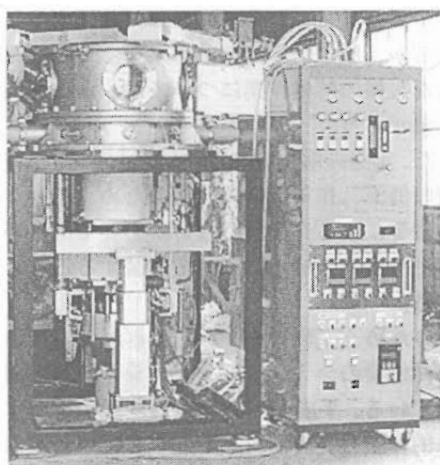


Fig. 14 Demonstration Test Facility for Depressurized Oxygen Plasma

等を主眼においた試験が実施されている。

3.4 廃止措置エンジニアリング支援システムの構築

廃止措置の作業は、経済的かつ合理的に進める必要がある。したがって、廃止措置計画の策定にあたり、解体に関する作業工数、被ばく線量、廃棄物発生量、廃止措置費用等を考慮して、手順や工法を選定し、最適化を図るシステムエンジニアリングが重要である。特に、原子炉施設のように膨大な物量の機器や構造物の解体については、事前の評価作業を効率的かつ精度よく実施する必要がある。

この目的でFig.15に示すように3次元形状(CAD)

データ及び仮想現実 (VR: Virtual Reality)・可視化技術を利用した、「ふげん」の廃止措置エンジニアリング支援システムの構築を進めている^{*)}。

CADデータの利用によって、「ふげん」の構造や放射化量の可視化、解体時の干渉検討などの高度なシミュレーションが可能となり、検討作業の詳細化、高度化が行える。また、最新のVR技術を用いれば、作業員の動作シミュレーション等によって、作業量評価の精度向上や、作業時の安全性向上が期待できる。

本システムについては、平成10年度より検討を開始し、CADデータの構築をはじめとして、物量や放射能インベントリのデータ等の整備、解体計画の検討に基づく解体作業シミュレーションシステムの構築などを順次進めている。第1段階として、平成15年度までに、廃止措置の計画策定段階における評価を対象とした支援システムを構築する予定である。

以下、現在進めている各作業の概要を示す。

(1) CADデータ整備及び物量データベースの構築

「ふげん」の原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋等、建屋ごとの機器、配管等のCADデータを作成するとともに、廃棄物の物量、性状等の評価に使用するために、主要機器の重量、材質等の設備情報、放射化量、汚染放射能量、線量当量率などをデータベースとして整備している。また、形状データの3次元表示を行うCADソフトを整備した。その表示の一例をFig. 16に示す。

また、本システムでは、Fig. 17に示すように、

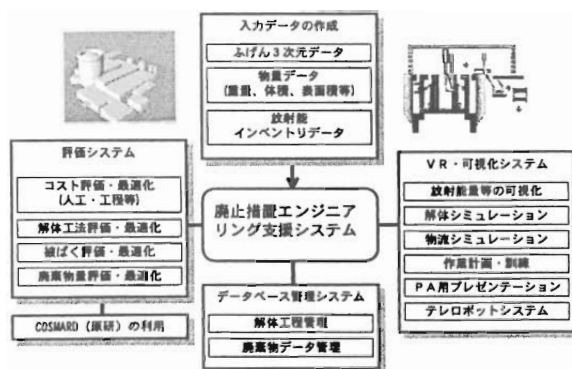


Fig. 15 Conceptual Design of Decommissioning Engineering Support System

CADデータと物量データを接続することにより、CAD表示からデータベースの内容を画面上に表示させたり、放射化放射能濃度に応じて、CAD上で色分けを行ったりといった、機能を整備している。

さらに、スケジュール機能やアニメーション機能を用いることによって、原子炉本体等の解体工程を計算機上で可視化するシステムの構築を進めている。

(2) 解体計画評価システムの構築

合理的な解体計画立案に資するシステムとして J P D R の解体経験をもとに開発された COSMARD⁹⁾ (Code System for Management of Reactor Decommissioning) を、核燃料サイクル開発機構と日本原子力研究所との共同研究として「ふげん」に導入した。

COSMARDは、解体作業における、作業工

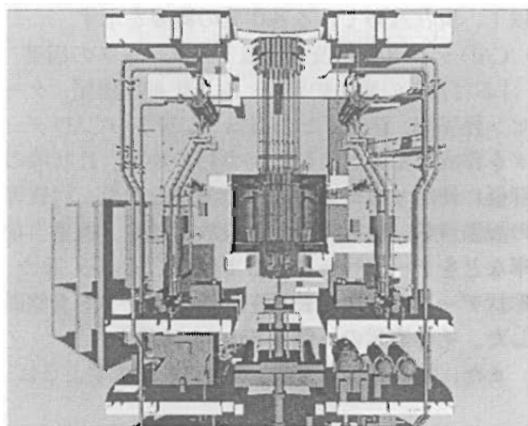
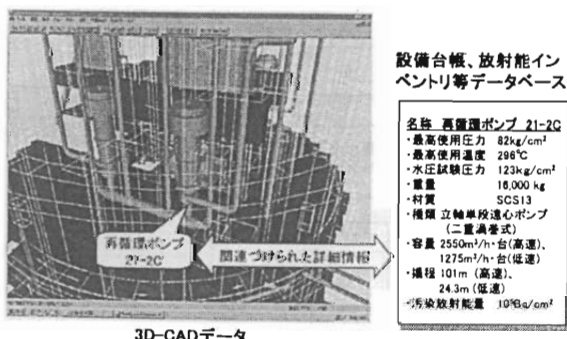


Fig. 16 Visualized Equipment of the Reactor Building



3D-CADデータ

Fig. 17 Data Base Connection from CAD Data

数、被ばく線量、廃棄物の発生量、解体工程などを評価するものである。入力データとしては、上記の物量データベースの評価結果、放射性物質濃度及び放射線量率等のデータを用いて評価を進める。また、他のシステムとも連携し、最終的には解体コストを評価して、効率的かつ合理的な計画を策定できるようにする予定である。

なお、現在は、試験的にシステムを稼働させて基本的な機能を確認する作業を進めている。

(3) 解体作業シミュレーションシステム開発

解体作業においては、合理的な工法を採用し、効率的な手順を作成するための事前の詳細検討が必要とされる。一般の機器についての作業量等の評価については、国内外の廃止措置の経験を用いることによって、COSMARDで評価することができるが、原子炉本体や重水系など「ふげん」に特有な設備の解体作業については、別途評価を行う必要がある。

また、実際の解体時には、安全性の向上、被ばく線量の低減、作業量の合理化のため、モックアップ施設等による作業員の教育が必要であるが、これを計算機システムによって代替することも考えられる。

このため、CADデータを応用した、VR技術による解体作業のシミュレーションシステムの開発を進めている。平成11年度は、放射線環境下における人的作業のシミュレーションを行い、被ばく線量、作業工数を評価するシステムを構築中である。

これは、3次元CADデータを交換したVR空間上で、人間の動きとしての作業シナリオを作成し、同時に、作業空間内に線量当量率のデータを持たせることによって、作業時間及び被ばく線量を算出し、作業の妥当性を評価するものである。Fig. 18にシステムの概念図を示す。

このシミュレーションシステムの開発によって、COSMARDで計算する作業量の評価について精度向上が図れるとともに、解体作業に関するモックアップの省略、解体作業員の事前訓練による作業量や被ばくの低減など、解体作業の合理化に大きな効果が期待できる。

なお、本システムについては、原子力施設のマンマシンシステムについて先進的な研究を行っている、ノルウェーの国立エネルギー研究所 (ハル

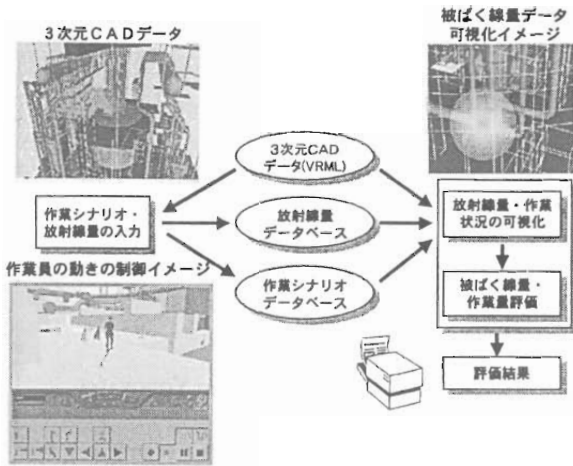


Fig. 18 Dismantling Simulation System by Virtual Reality Technique

デン炉プロジェクト) と連携した開発を行っている。

(4) 今後の予定

当面は、データベースの整備に努めるとともに、評価システムによる解体計画の評価、VR・可視化システムによるシミュレーション評価を実施していく予定である。

また、将来は、計画策定段階のシステムにとどまらず、作業訓練設備での利用、遠隔解体装置との結合、実際の解体や廃止措置工程全体を管理するデータベースシステムの開発等の検討に発展させていく。

なお、本システムの主目的は、「ふげん」の廃止措置計画の合理的な遂行であるが、併せて廃止措置計画のビジュアル化によって、廃止措置業務に対する、関係者はもとより一般の方々への理解の促進にも役立てていく。

4. おわりに

「ふげん」の廃止措置を進めていくうえで、原子力発電所を技術的に高いレベルに創り上げるのとは逆の方向の新しいアプローチを狙うことを基本的考え方として、安全かつ合理的な廃止措置を追及し、将

来の原子力施設の廃止措置が効率よく確実に実施できるように成果を得ていくことが重要と考えている。このため、国内外の関係機関等との幅広い協調・協力を図りつつ、「ふげん」は廃止措置技術を開発・実証していくセンター的な役割を果たしていく。

参考文献

- 1) 白鳥 他, 「ふげん」放射能インベントリ評価, 日本原子力学会「2000春の年会」, 要旨集
- 2) 小池 他, 新型転換炉ふげん発電所における系統化学除染技術の開発経緯 構成材料健全性確認試験・評価, 原子力学会誌 Vol.38, No.5 (1996)
- 3) 直井 他, 新型転換炉ふげん発電所における系統化学除染技術の開発経緯 系統化学除染の結果, 原子力学会誌 Vol.38, No.6 (1996)
- 4) Norikazu Higashiura and Takuya Kitabata, Spent Bead Resin Pyrolysis for Volume Reduction and Disposal Radioactive Waste Management and Environmental Remediation -ASME1997, pp.481-484 (1997)
- 5) A.Kidoguchi and N.Kanda, Bench-Scale Continuous Pyrolysis Test of Spent Ion-Exchange Resin Radioactive Waste Management and Environmental Remediation -ASME1999
- 6) Genichi Katagiri and Kou Shimizu, Volume Reduction Technique for Ion Exchange Resin Using Non-Thermal Inductively Coupled Plasma Radioactive Waste Management and Environmental Remediation -ASME1999
- 7) 東浦 他, 「ふげん」における使用済みイオン交換樹脂処理技術の開発, 日本原子力学会「2000春の年会」, 要旨集
- 8) 井口 他, 「ふげん」における廃止措置システムエンジニアリング (I), 日本原子力学会「2000春の年会」, 要旨集,
- 9) S. Yanagihara, "COSMARD": Code System for Management of JPDR Decommissioning J. Nucl. Sci. Technol., 30(9), 890 (1993)

ドイツ EWN 社で実施中の廃止措置の紹介

藤田 昭、横山 公信

Introduction to Decommissioning Activities Implemented by EWN in Germany

Akira FUJITA, Kiminobu YOKOYAMA

Germany stands among the front runners in the field of old decommissioning of commercial nuclear power plants, from the standpoints of length of experience and scale of work. In Germany, EWN is now working on the decommissioning of six nuclear reactors. This is the largest decommissioning activity being performed in the world.

JGC concluded a collaboration agreement with EWN in February 1999 with the aim of utilizing all the decommissioning-related information and technologies accumulated by EWN since 1991.

This report introduces 1) the status of the decommissioning which EWN has implemented at the Greifswald NPP; 2) project management practices which are required for efficient work; and 3) remote techniques for the reactor dismantling, these being important from a schedule point of view.

1. はじめに

EWN 社 (Energiewerke Nord GmbH) は、Greifswald 原子力発電所 (以下、KGR) および Rheinsberg 原子力発電所 (以下、KKR) の所有者であり、現在両発電所において廃炉作業を実施中である。KGR はドイツ北東部のバルト海に面したポーランドとの国境に接する Mecklenburg-Vorpommern 州に、KKR は同州南の州境近傍の Brandenburg 州に位置し、原子炉はすべて VVER と称する旧ソ連型の PWR である。1990 年 10 月の東西ドイツの統合に伴い、全ての炉は西側の基準に適合しないとの理由で同年 12 月に廃炉の決定が下され、EWN は世界最大規模の廃炉プロジェクトに直面することとなった。KGR の 8 基の原子炉のうち、5 号機は試運転段階、6～8 号機は建設途中段階での廃炉決定であった。したがって、6～8 号機については放射能による汚

染のないものとして取り扱われる。各炉の出力、運転実績を Table 1 に示す。

本報告では、炉数および発電規模の大きい KGR (Photo 1) での廃炉に関し、推定廃棄物量、作業の進捗状況、採られているプロジェクト管理の手法、原子炉圧力容器の遠隔解体について紹介する。

2. 推定廃棄物量

廃炉決定後、放射能のインベントリ評価等の廃炉に必要な準備が進められた。KGR ではロシア型の原子炉であるが故に西側諸国の基準に従った資料が不足していたために、特に、解体物の重量と種類の登録、汚染カタログの準備、プラントの部屋及び機器からの被ばく線量率について綿密な調査がなされた。これら調査結果を基に廃炉により発生する廃棄物量を Fig. 1 のとおり予測し、廃炉プロジェクト全体の計画が策定された。

Table 1 Basic data on the reactor units in Greifswald (KGR) and Rheinsberg (KKR)

号機	型式	出力 [MWe]	運転開始	運転停止	発電量 [GWh]
1 KGR	VVER 230	440	1973	18.12.90	41321
2 KGR	"	"	1974	15.02.90	40040
3 KGR	"	"	1978	28.02.90	36028
4 KGR	"	"	1979	02.06.90	32077
5 KGR	VVER 213	440	1989 (試運転)	29.11.89	240
6 KGR	"	"	試運転準備段階 建屋完成、主要機器設置 建屋完成、主要機器設置		
7 KGR	"	"			
8 KGR	"	"			
KKR	VVER 2	70	1966	01.06.90	8127



Photo 1 Overall view of Greifswald NPP site

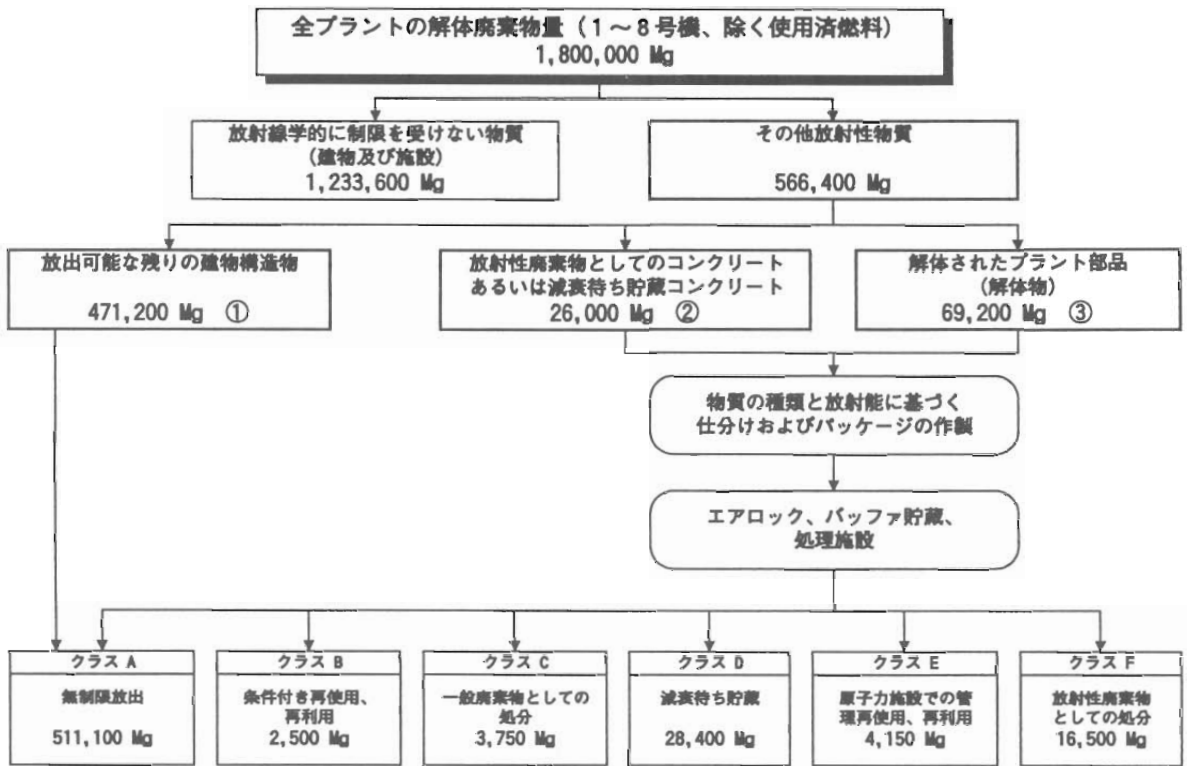


Fig. 1 Mass Flow at KGR

廃炉により発生する廃棄物の総量はKGR全体で合計で180万トン(除く、使用済燃料)と見積もられている。図中①の「放出可能な残りの建物構造物」は管理区域解除後の建物であり、図中②は管理区域解除により発生する汚染のあるコンクリート構造物である。図中③はプラント部品の解体物である。

②と③の合計は廃棄物の種類、物理的な寸法(直径、壁厚、幾何形状)、放射線学的特性(表面汚染、放射化)に応じてより細かく分類された。分類を行う過程で、要求される処理(切断、化学除染、分離、崩壊貯蔵後の解体等)が決定され、最終的に放射能レベルと用途に応じてクラスA~Fの6つの処分経路に分類された。

解体物にのみ注目すると、クラスA~Cの合計から①を除いた約46,000トンが、即時放出を対象としたものであり、解体物③全体の約2/3である。クラスAは放出後に制限を受けずに再使用、再利用ができるもの、クラスBは条件付きで再使用、再利用

が認められるもの、クラスCは一般廃棄物として処分されるものである。

クラスD~Fの廃棄物および使用済燃料の貯蔵エリア、また廃炉期間中の廃棄物の仮置きエリアとして、貯蔵容量約200,000m³、貯蔵期間40年の中間貯蔵施設(ISN: Interim Storage North)の建設が計画され、1994年11月に着工、1998年2月に完成した。(使用済燃料貯蔵の認可は1999年11月に取得。)クラスEに分類される放射性廃棄物の貯蔵容器などに利用される廃棄物は即時放出が可能であるが当面はISNに貯蔵されている。将来はKKRで発生する廃棄物も貯蔵する計画である。また、ISNは廃棄物の処理設備(廃液処理、高圧縮、切断等)を有しており、他発電所で発生した廃棄物の処理にも利用されている。

このような処理設備を備えた大規模な中間貯蔵施設は、現在最終処分場が閉鎖されているドイツの現状を考えると廃炉を行う上で非常に重要な役割を果たしている。

Table 2 Basic Time Schedule

項目	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012
5号炉機器の解体	■	■	■														
5号炉での圧力容器のモデル遠隔解体		■	■	■	■												
1号炉放射化物の解体					■	■											
2号炉放射化物の解体						■	■										
3号炉放射化物の解体								■	■								
4号炉放射化物の解体									■	■							
サイト運転システムの解体											■	■	■				
部屋被覆の解体							■	■	■	■	■	■	■				
放射化及び汚染コンクリート建造物の解体												■	■	■			
建物の解体																	■

3. 進捗状況

1991年から廃炉計画に必要な放射能、物量データの採取が始められ、許認可に必要な準備が進められた後、1994年6月17日に廃炉の申請が規制当局に対してなされた。1995年6月30日にプラント全体の廃炉および機器に関する解体の認可を取得し、同年10月より解体作業が開始された。その後、現在に至るまで必要な許認可を段階的に取得し、Table 2に示すスケジュールに従って解体が進められている。

解体は汚染の度合いの少ない5号機の機器から始められ、順次汚染の高いものへと移行している。クリティカルパスはTable 2の色の濃い部分であり、放射能の約9割を占める原子炉圧力容器（以下、RPV）および炉内構造物（以下、コアバスケット）の解体が全体のスケジュールにおいて重要な位置を占める。現在、放射能レベルの低い5号機の原子炉建屋において、建設中であったコールドのRPVおよびコアバスケットを利用して、フルスケールの遠隔によるモックアップテストが実施されており、これについては詳細を後述する。当テストを通して解体工法の妥当性を検証し、許認可を取得した上で1～4号機の原子炉の解体を実施する計画である。原子炉の解

体後は、発電所の運転に必要なシステム機器を順次解体し、最後に建物の解体を行い、許認可取得から17年後の2012年に廃炉の全工程を終了する計画である。

解体作業は計画通り順調に進められており、1999年6月末の時点でクラスA～Cに分類され、クリアランスされた解体物は約8,800トンである。

4. プロジェクト管理

EWNにとって廃炉プロジェクトを実行するに当たり、次の3つの条件が課せられた。

- ①可能な限り自身で行うこと。つまり外部に委託しない。
- ②最小コストで行う。
- ③可能な限り早急に行う。

これらに加えて、跡地修復利用も重要なテーマであった。

4.1 プロジェクト構造

プロジェクトの構造をFig. 2に示す。KKRを含めた廃炉プロジェクト全体（メガプロジェクト）は6つのプロジェクトから構成される。プロジェクト全体と入算計画が徹底的に分析され、これをもとに技



Fig. 2 Project structure

術的概念が作り上げられ、6つのプロジェクトは以下に示す階層に順次分割された。

- ・パートプロジェクト
- ・プログラム
- ・ワーキングパッケージ
- ・アクティビティ

- ・アクション
- ・タスク

全ての計画と管理活動はワーキングパッケージのレベルで行われる。このレベルにおいて上層からの推定と下層からの計算に基づく推定が照らし合わされると同時に、上層からの管理と下層からの管理が共有される。プロジェクトの階層構造を Fig. 3 に示す。

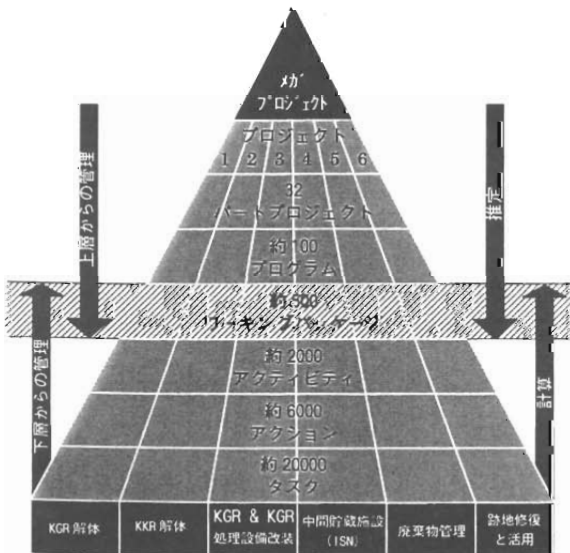


Fig. 3 Project hierarchic structure

4.2 プロジェクト遂行のための情報技術タスク

管理をサポートするために高性能のソフトウェアが全データを処理できる中央関連データベースシステムの形をとって開発された。データベースの決定の過程で次の事項が重要視され、最終的に全ての要求に満足する ORACLE データベースが選定された。

- ・プロジェクト構造が複雑であること
- ・数多くのデータが同時にアクセスされること
- ・関連プロジェクトからのデータベースに関する種々様々な要求に対応できること
- ・原子力分野の特別な状況としてデータの安全性が最重要であること
- ・プロセスデータに関して無限の容量を確保できること

ORACLE データベースは、標準のソフトウェアプログラムはもちろん、次に示す主要な項目をカバー

するために特別に開発されたソフトウェアプログラムも使用できる。

- ・日付、時間スケジュール
- ・人員、全従業員
- ・コスト
- ・廃棄物の物流監視
- ・プロジェクトの進捗監視
- ・図書、報告書の作成

ソフトウェアプログラムがこれらの要求に応じられるように、次の3つのツールが開発され、導入された。

- ①プロジェクト管理システムツール
- ②計算と計画のツール
- ③監視ツール

各ツールの説明を以下に示す。

(1) プロジェクト管理システムツール

プロジェクト管理システム (PMS) は時間とコストスケジュールはもちろんデータベースの容量計画および各プロジェクト/パートプロジェクトのクリティカルパスの確認のためにも用いられる。また、PMSは関連するプロジェクトデータの分析と解釈のためにも用いられ、管理のために必要な決定ツールである。データは中央データベースから受け取られ、計算後戻される。計算と計画のツールとの間では、PMSは様々な条件下でプロジェクトに関する種々のシミュレーションを行うことができる。

(2) 計算と計画のツール

計算と計画のツールは次の4つのモジュールから構成される。

- ・インベントリ・データベース
- ・線量率カタログ
- ・解体計画とコスト計算
- ・解体作業準備

a) インベントリ・データベース

計画段階でプラントの実状記録することは不可欠である。インベントリ・データベースは質量、物質に関する以下のデータで構成される。

- ・名称
- ・位置 (ユニット、部屋)
- ・機器 (例えば、蒸気発生器、容器)
- ・物質 (例えば、炭素鋼、保温材、コンクリート)
- ・質量

- ・形状 (寸法)

b) 線量率カタログ

放射線防護計画ではすべての機器の線量率データがベースとなる。線量率カタログから線量率を見積り、線量率低減方策を決定する。また、これによって生じる追加コストを見積もることも可能である。線量率は以下について記録される。

- ・部屋と作業環境
- ・機器

このように線量率カタログは廃炉計画にALARAの原則を適用するための重要なものである。

c) 解体計画とコスト計算

上記モジュールのデータを取り込んで、またPMSツールと組み合わせることにより、このツールは解体作業の全体計画およびそれに伴うコスト計算のために使用される。本ツールは以下で構成される。

- ・プロジェクト構造の設定と修正
- ・従業員能力の計算
- ・コストの計算
- ・責任構造の設定
- ・報告と様式
- ・解体作業の指示書
- ・就労許可の発行

d) 解体作業準備

このツールはKKR特有の条件を考慮して安全で継続的な解体作業が行えるように開発されたものである。このツールにより解体活動の全ての段階が準備され、必要な図書を作成することができる。機能としては以下が挙げられる。

- ・解体物の編集と対応する解体リストの印刷
- ・物質と処分経路による解体物のクラス分け
- ・放射能あるいは形状による解体物のクラス分け

(3) 監視ツール

監視ツールは次のモジュールで構成される。

- ・廃棄物の物流監視
 - ・プロジェクトの進捗監視
- a) 廃棄物の物流監視

特に原子力分野では質量と放射能の流れを注意深く、確実に監視することが非常に重要である。解体後、解体物は輸送とそれに続く取扱い

のために準備が必要である。解体物は処分経路に従いバンドル(取扱いの最小単位のこと、廃棄物は工業用標準パッケージに収納されるか、パッケージに収納できない大型のものはそのまま取り扱われる)という単位で取り扱われ、すべての必要なデータがIDカードに記録される。輸送とその後の取扱いについてのこれらのデータとすべての情報はデータベースシステムに入力され、廃棄物の物流監視ツールにより取り扱われる。管理項目には以下のようなものがある。

- ・バンドルとパッケージの発生
- ・輸送
- ・処理(除染、切断)
- ・バンドルとパッケージの記録
- ・物質の放出
- ・文書化に必要なデータのサポート
- ・検認装置からのデータの取り込みと評価
- ・様々な報告書

廃棄物の物流監視ツールは、ISTec社により開発されたものであり、これにより、ドイツの法と規制の要求に従って、処分されるまでの廃棄物のデータ管理と文書化が行われる。

b) プロジェクトの進捗監視

プロジェクトの進捗監視はすべての廃炉活動を所定の期限内に納めるために非常に重要である。このツールによりすべての必要なデータを集め、取り扱うことができる。プロジェクトの進捗は計画データと実績データで比較され、継続的に監視される。他のモジュール(インベントリ・データベース、廃棄物の物流監視、解体計画とコスト計算)との必要なインターフェイスは開発され、実行されている。このように本ツールによって常に特定の計画データのアップデートを図れるよう広範囲にわたるデータのフィードバックが可能である。

以上のようにEWNで採用されている情報技術システムはモジュール構造であり、各々のモジュールが独立しており、単独で用いることができる。したがって、他の廃炉プロジェクトにも容易に適用できることが大きな特徴である。

5. 原子炉圧力容器の遠隔解体

廃炉工程のクリティカルパスはRPVおよびコアバ

スケットの解体であり、KGRではこれを行うために廃炉の認可の取得と同時に5号機原子炉建屋の炉周りで解体に必要な準備作業が始められた。まず、RPVおよびコアバスケットの解体に必要なエリアを確保するために蒸気発生器(SG)等の機器が撤去され、ISNに搬入された。当時ISNは建設途上であったが、SGの貯蔵に必要なエリアだけは先行して建設が進められ、1996年3月に必要な認可が得られた。

VVER型の炉の構造をFig. 4に示す。解体は基本的にRPV等の放射能が比較的低いものについては乾式で、コアバケット等の高いものについては湿式で行われる。湿式の後、乾式で切断されるものも存在する。切断装置をTable 3にまとめた。

RPVの解体フローをFig. 5に、コアバスケットの解体フローをFig. 6に示す。解体物はコンクリート

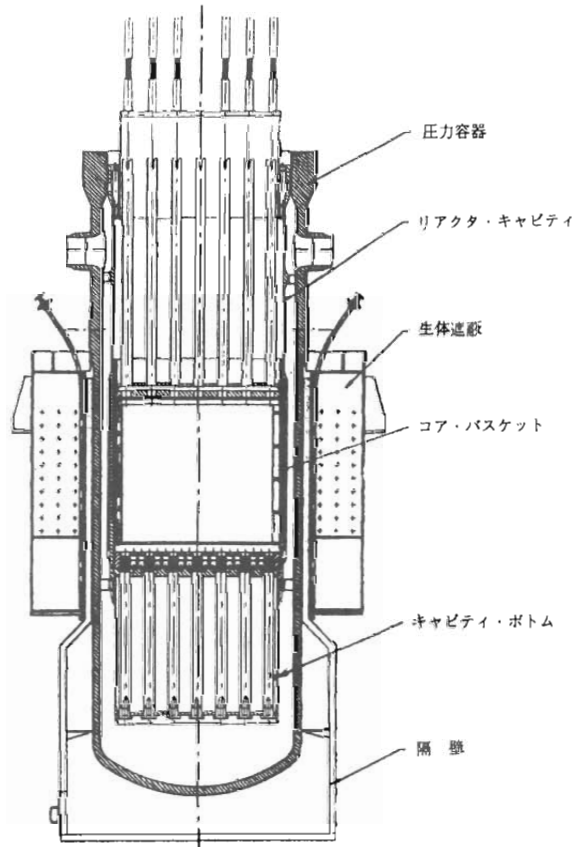


Fig. 4 Reactor pressure vessel

Table 3 Cutting devices

<p>乾式切断装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・バンドソー (水平、垂直用各 1 機) ・せん断機 ・ディスクカッター ・プラズマアーク ・アセチレンバーナー 	<p>切断対象物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RPV ・保護管ユニット上部 ・リアクターキャビティー上部
<p>湿式切断装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・バンドソー (水平、垂直兼用 1 機) ・ディスクカッター ・せん断機 ・ミリング (フライス削り) ・プラズマアーク ・CAMC (Contact Arc Metal Cutting) 	<p>切断対象物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・コアバスケット ・リアクターキャビティー下部 ・保護管ユニット下部 ・キャビティーボトム

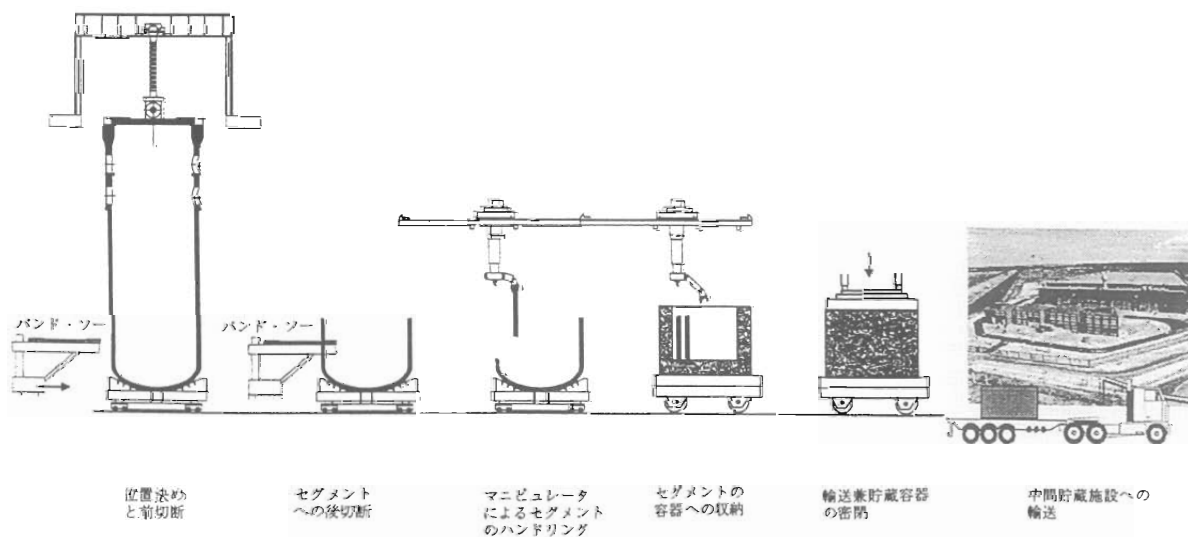


Fig. 5 Cutting and packaging of the reactor pressure vessel (Dry cutting)

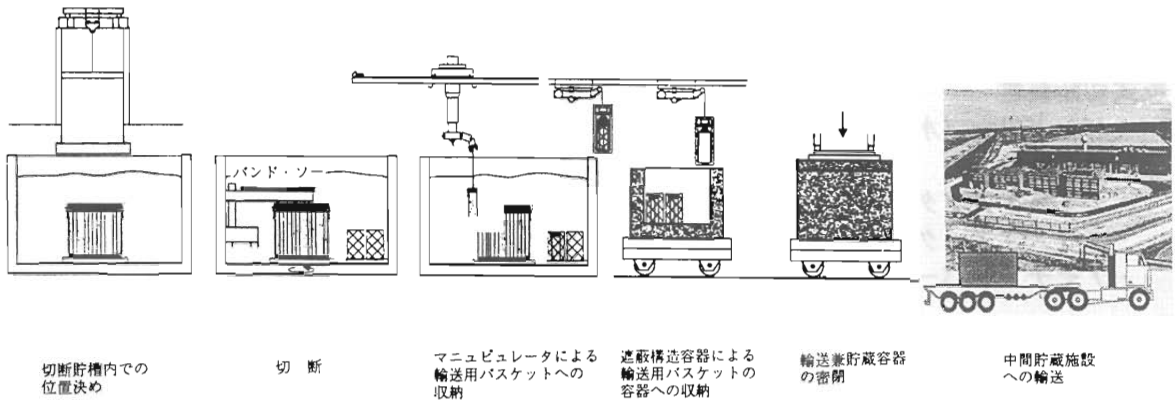


Fig. 6 Cutting and packaging of core basket (Wet cutting)

容器に収納後、中間貯蔵施設 (ISN) にて保管される。解体時に発生する切断粉、切削くずは回収され、専用の容器に収納された後、コンクリート容器に収納される。作業エリアには監視カメラ、マイクロホンが設置されており、原子炉建屋の外にあるコントロールルームでの遠隔操作が可能である。

実規模モックアップで得られたデータを基に遠隔解体に関する許認可を取得し、放射化物である1～

4号機の解体が行われる。

6. おわりに

EWNは自社で得た廃炉技術のノウハウを用いてEU主導の旧東側諸国での廃止措置へ貢献することに意欲的であり、我々はEWN社のノウハウを日本に適用し、安全かつ効率的な廃止措置が実現できるよう貢献したいと考えます。

米国の発電用原子炉デコミッショニングの最新動向

宮坂 靖彦

Recent Decommissioning Status of Nuclear Power Plant in the United States

Yasuhiko MIYASAKA

At the end of 1999, there were 104 commercial reactors licensed to operate in the U.S.A. Total of 28 power reactors have permanently ceased operation over the past 30 years. This trend is expected to continue in the near future for economic reasons.

Regulations require that decommissioning or the termination of license shall be completed within 60 years of permanent cessation of operations. The U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) recognizes three alternate methods of decommissioning: DECON, SAFSTOR, and ENTOMB. Five reactors (Yankee Rowe, Trojan, Maine Yankee, Connecticut Yankee, Big Rock Point) are currently engaged in active decontamination and dismantlement (DECON). The current decommissioning projects of DECON have employed existing state-of-the-art equipment and techniques to successfully remove systems, components and structures safely. Also, four reactors have chosen safe storage (SAFSTOR).

This report provides an overview of the status of some of these DECON projects. The current decommissioning issues of nuclear power plant in the U.S., will be described in section 3, such as the regulatory process, funding and cost, environmental standards, and waste disposal.

The activities accomplished at each of these reactor sites will be described in Section 4, such as Main Coolant System Chemical Decontamination, Reactor Vessel Package One-Piece Removal / disposal.

The technical lessons learned from these projects will help in the planning for future decommissioning projects.

1. 概 説

米国の電力工業界は、規制緩和により電力の自由市場化が進み、原子力発電事業も競争の真っ只中にある。米国は、現在世界の原子力発電所の約4分の1,104基を維持する原子力発電大国である。また、これまでにパイロットプラントを含め28基の発電炉が閉鎖され、現在、十数基のデコミッショニング・プロジェクト活動が行われている。

米国の原子力発電所の設備利用率は、運転、保守技術の改善、大型機器の交換などにより年々向上している。設備利用率は1980年当時55%であったが、86年60%台、92年70%台、98年80%台、さらに99年には84.5%と高い利用率を誇るまでになった^{1),2)}。1995年6月の原子力規制委員会(NRC)の規制改正により運転期間の延長を申請する動きが活発化し、すでに3社、合計6基の延長が申請されている³⁾。さらに数社が申請準備を進めている。これらは、い

(財)原子力施設デコミッショニング研究協会(RANDEC)

れも原子炉運転パフォーマンスの良い原子炉を有している電力会社である。このことは、1954年に策定された原子力法では、原子力発電所の運転、認可は40年と明記されていたが、1995年の改正でプラス20年間の延長が認められるようになったためである。

一方、機器故障等により稼働率が低下し、蒸気発生器などの大型機器の補修又は交換などを必要とする発電炉は、結果として競争力がなく閉鎖に追い込まれた。1990年代に認可期間内であって閉鎖されたものは、1999年末までに9基であり、そのうち5基が解体中である。発電単価が2セントを超えるものが3割近くある。これらの発電炉が経済性で競争力を失う恐れがあり、今後も「早期閉鎖」の道を選ぶ可能性がある。また、40年の運転認可を迎えるプラントは、2010年で約10基、2020年には約60基に達する。

従って、米国の原子力発電所は、優良プラントの延命化、または40年の運転認可までの運転での閉鎖あるいは早期閉鎖の2分化することが予想される。

2. デコミッショニングの方式の選択

米国の廃止措置方式は、即時解体 (DECON)、安全貯蔵 (SAFSTOR)、および遮へい隔離 (ENTOMB) の中から設置者が合理的なものを選択し、原則として60年以内に廃止措置が完了することとしている。このことからNRCは、現在ENTOMBの選択を原則として認めない方針である⁴⁾。

商業用原子力発電所の廃止措置は、これまでに10基がDECONを選択、うち5基(エルクリバー、シッピングポート、パスフィンダー、ショーハム、フォートセントブレイン)が解体完了、5基が解体中である。また、15基がSAFSTORを選択し、安全貯蔵中または安全貯蔵のための工事中である。これらのうち数基については、処分施設の確保ができること、コストが変わらないことなどの理由で解体を早める検討が進められており、フンボルトベイ炉は安全貯蔵を中止し、昨年からの解体が開始された。

ENTOMBを選択した原子炉は、ボーナス、ピッカー、ハラムの3基のみで、これらは小型パイロ

Table 1 Recent Decommissioning of Light Water Nuclear Power Plants in the U.S. (1990~1999)

	炉型	電気出力 (万kW)	運転許可 (年)	閉鎖年	閉鎖理由	廃止措置方法	廃止措置費用 (百万ドル)	備 考
ヤンキーロー	PWR	18.5	1961	1992	経済性	DECON	306 (1995年)	使用済燃料管理 86.1M\$及びサイト修復(除染済建家解体) 8.5M\$を含む
サン オノオノフレ1号	PWR	45.6	1968	1992	経済性	SAFSTOR (2013年まで)	*	*1~3号合わせてのコスト 1B\$
トロージャン	PWR	117.5	1976	1993	経済性	DECON	415 (1993年)	使用済燃料管理費 170M\$及びサイト修復 42M\$を含む
ハダムネック(コネチカットヤンキー)	PWR	61.6	1968	1996	経済性	DECON	426.7 (1996年)	使用済燃料管理費 82.3M\$を含む
メインヤンキー	PWR	92	1972	1996	経済性	DECON	508 (1997年)	使用済燃料管理費 128M\$及びサイト修復(建家解体、土壌回収) 25M\$を含む 1997.8 閉鎖決定
ビッグロックポイント	BWR	7.5	1963	1997	使命達成	DECON	290 (1994年)	使用済燃料管理費 27M\$を含む
ザイオン1,2号	PWR	108.5	1973	1998	経済性	SAFSTOR	900 (2基)	使用済燃料DOE引取後に解体を開始する。
ミルストーン1号	BWR	68.9	1971	1998	経済性	改良型SAFSTOR又はDECON検討中	692	デコミッショニング作業及びLLW埋設費に532M\$、使用済燃料管理費160M\$

DECON: 即時解体撤去 SAFSTOR: 安全貯蔵

トプラントで長期間の遮へい隔離、またはオンサイト内に埋設することで放射能の減衰が期待できることから認められた。しかし、今後の商業炉では特別な条件が無い限り認められないだろう。

1990年代に入って、主に経済的理由により閉鎖された商業用発電炉は、Table 1に示すように9基であり、そのうち5基「ヤンキーロー、トロージャン、コネチカットヤンキー（ハダムネックとも呼ぶ）、メインヤンキー及びピックロックポイント」はDECONを選択している。

ザイオン1号及び2号は、使用済燃料をDOEが引取るまで（2014年）安全貯蔵される。また、ミルストン1号では、2号及び3号炉が運転中であるため、これらの炉の解体を同時期にする方が得策であるとの判断からSAFSTORが選択された。最新の情報によるとミルストン1号では、改良型SAFSTORを採用することが検討されている。この方法は、炉内構造物を先行撤去するが、原子炉压力容器自体は撤去せず安全貯蔵するものである。さらに即時解体を再考するかもしれないとの情報もあり、現在の計画準備業務の中で比較検討される。

3. デコミッシング規制、コスト等

米国では、十数基の原子力発電所でデコミッシングまたはデコミッシングに向けた準備作業が実施されている。

米原子力学会（ANS）のトピカル・ミーティング「原子力発電所のデコミッシング・除染・再利用」1997年9月での、米原子力エネルギー協会（NEI）副理事長の報告によるとフォートセントブレイン原子力発電所や小出力原子炉のデコミッシングの実地経験から技術的な問題は、ほぼ解決済みであるが、まだ規制、コスト等が課題であるとしている⁵⁾。

原子力発電所のデコミッシングにあたり、電力会社が直面している問題は、「規制プロセス」、「環境基準」、「資金（基金）の確保」及び「放射性廃棄物の処分」の4つであることを指摘している。次にこれらの課題について述べる。

3.1 規制プロセス

米原子力規制委員会（NRC）は、デコミッシング規制（10CFR）Part 50（1988年6月）をより効果的かつ整合性のとれるプロセスに1996年8月改定

した。改定のきっかけは、運転認可期間（40年）前の早期閉鎖に不整合が生じたことにある。

まず原子炉のデコミッシングとは「施設を運転状態から安全に解放し、無制限使用ができるレベルまで残留放射能を減少させ、認可を終結させること」と定義され、そのためには原子炉は設計段階において将来のデコミッシング計画を考慮しておくこと、さらに、運転中はデコミッシングに必要な各種の記録や計画を作成することが求められている。

改正のポイントは①規制プロセスの明確化②従来、ケース・バイ・ケースで適用されていた実施規程の成文化③デコミッシング計画に公衆が参加する機会の増加の3つが骨子である。

改定後のデコミッシング規制プロセスは、Fig. 1に示すように次のようになっている。

原子炉認可取得者は、運転停止を決定した日から

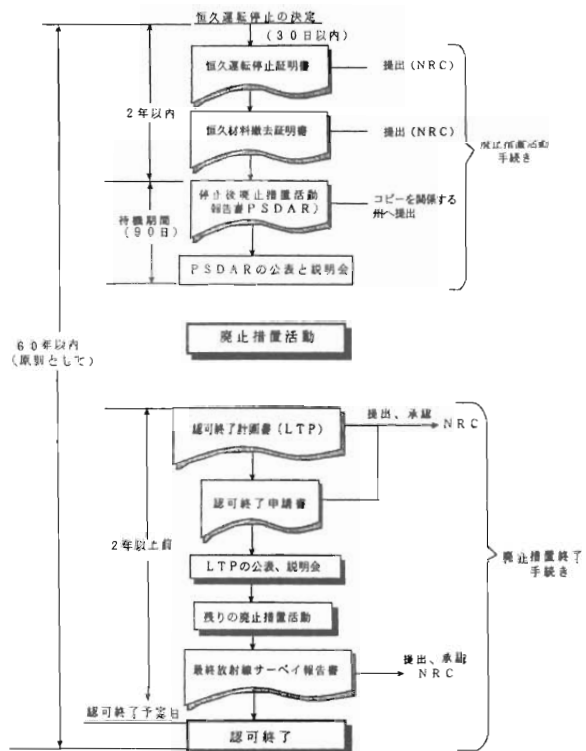


Fig. 1 Current Decommissioning Regulatory Process

30日以内にNRCに対し恒久運転停止証明書(停止日または停止予定日を明記)を提出することが要求されている。また、原子炉から全ての燃料を撤去した際には、NRCに対し恒久燃料撤去証明書(燃料取出し完了日と処分方法を明記)を提出する。

さらに閉鎖決定2年以内に、原子炉設置者は、デコミッショニング方式を選択し、詳細なデコミッショニング・スケジュール、コスト評価、安全性評価を盛り込んだ「停止後廃止措置活動報告書(Post-shutdown Decommissioning Activities Report: PSDAR)をNRCに提出しなければならない。

NRCは、90日間の待機期間にPSDARのレビューを行い、この間に公聴会も開催される。この手続が完了するまでに電力会社は、蒸気発生器、炉内構造物、原子炉容器等の主要な機器の撤去といったデコミッショニング作業を行うことはできない。

90日間の経過し、NRCにより何も指摘されなかった場合、初めて設置者はデコミッショニング作業を行うことができる。

デコミッショニング活動の終了段階では、認可終了計画書(License Termination Plan: LTP)と許可終了申請書の二つの文書をNRCへ提出し受理された時点から始まる。これらの文書は認可終了予定日の2年以上前に提出することになっており、次の情報が含まれる。

- ・サイト特性
- ・残っているデコミッショニング活動及び費用の見積り
- ・制限付き解放の場合、サイトの最終利用に関する説明
- ・認可終了活動等に関する環境報告書の補遺

NRCは、残りのデコミッショニング活動をレビューするとともに、LTPを一般に公開し、公衆に対して公聴会開催の機会を提供する。残りのデコミッショニング活動後、最終放射線サーベイ報告書をNRCに提出し、サイト解放が適当であると認められた時点で運転認可を終了することとなる。

3.2 環境基準

デコミッショニング終了サイトは、どの程度クリーンにすれば十分なのか。従来、NRCはサイト解放の適否の判断を個々の事例ごとに審査し認可終了に係る規制指針(RG1.86)を適用または準用(RI施

設など)していたがこの部分の環境基準が不明確であった。これがデコミッショニングの期間とコストを不明確にしていた。

NRCは、Fig. 2に示すように新基準「許可終了のための放射線防護基準」(10CFR Part 20E)を1997年7月公布した⁶⁾。この結果、残留放射能による汚染は、可能な限り低く、かつ年間25ミリレム(0.25mSv/年)を下回っていなければならない。また、同規制には、サイトの制限付解放基準も盛り込まれた。これに対して、環境保護局(EPA)は0.15mSv/年であり、かつ地下水については別に0.04mSv/年という基準を定めている。このため現在、この問題について合意に達すべく協議がまだ続いている。

このような状況下で解体中のメイン Yankee 炉では、これらの基準を考慮してコンクリート廃棄物をサイト内に埋設処分することが検討されている⁷⁾。当初の提案では原子炉建屋など汚染された建屋表面を1/4インチ除去し、地上部分を取り壊し、コンクリート破片を構造物の地下部分に埋設する。さらに約3フィート(1m)の土盛りして、敷地の表面を覆い、勾配をつけてならす。これでNRCの解放基準を満足できるとしていた。これに対して州の技術諮問委員会の勧告に対応してこの提案は改訂された。改訂計画によれば、破片にグラウトを加え、1つの塊にすることで0.1mSv/年、かつ地下水の経路で0.04mSv/年以下と評価している⁸⁾。米国の商業炉として初のケースとなることから、今後の実施計画が注目される。

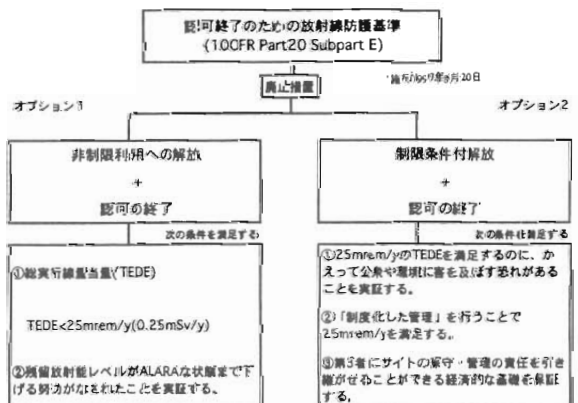


Fig. 2 NRC Dose-based Radiological Criteria (Residual Contamination at the site) for Licence Termination

なお、NRCでは、現在、2000年6月を目標にデコミッショニング終了サイトを評価する最終のスタンダード・レビュー・プラン (SRP) に関する草案を準備している。DOEは環境評価コードRESRADを開発しており、NRCでは、このコードの使用を認めサイトの解放、建屋の再利用、解体物の再利用評価に用いるための準備が進められている。また、「原子力施設からの装置と放射性物質のクリアランスのための放射能評価」と題するNUREG-1640を発表しており、クリアランスレベルの設定が検討されている。

3.3 デコミッショニング資金 (基金) とコスト

NRCは、原子力発電所のデコミッショニング基金 (NRC規制部分) として、1986年にドル価格で最低でもPWR型で105M\$, BWR型で135M\$が必要であるとしている。Table 2に示すように廃止措置資金評価は①労働・材料等②エネルギー・廃棄物輸送コスト③放射性廃棄物の埋設/処分等に区分し行っている⁹⁾。

NRCは、1998年低レベル廃棄物処分費用のコスト上昇を考慮して、プラント位置と処分場所を変えた代表シナリオの4ケースの評価コストをTable 3のよ

うになると公表している¹⁰⁾。これによるとエネルギー等のコストがほとんど変わらないが、労働等のコストが約1.5倍、また処分コスト等が3倍から16倍に増加する。その結果、出力3,400MWtのPWR型炉の場合で188M\$ (シナリオ1) から490M\$ (シナリオ2) となっている。これらのコスト見積りには使用済燃料のDOEの引取計画の見通しがなく、乾式貯蔵のための費用及びサイト修復費用は含まれていない。これに対して、現在解体中の廃止措置費用は、Table 1に示すようにNRC規制部分 (解体、解体廃

Table 2 NRC Minimum Funding Amounts for PWR and BWR*

PWR	>3,400MWt=\$105million(1986年) >1,200MWt,<3,400MWt=\$75million+0.0088P
BWR	>3,400MWt=\$135million(1986年) >1,200MWt,<3,400MWt=\$104million+0.009P
P:出力レベル(MWt) ただし1,200MWt以下の場合P=1,200	
評価コスト (×年) = 1986年コスト・インフレーション係数 インフレーション係数=0.65L+0.13E+0.22B	
L:労働、材料及びサービスコストの補正係数 E:エネルギーと廃棄物輸送コストの補正係数 B:放射性廃棄物の埋設/処分及び追加コストの補正係数	

*NRC/NUREGS/SR1307/Rev.8

Table 3 Decommissioning Cost of Typical Scenario*

		シナリオ1	シナリオ2	シナリオ3	シナリオ4
炉型		PWR	PWR	PWR	BWR
出力 (MWt)		3,400	3,400	3,400	3,400
プラント位置		西部	北部	北部	中央部
処分		直接処分	直接処分	廃棄物処理契約	廃棄物処理契約
処分位置		ワシントン州	サウスカロライナ州	サウスカロライナ州	サウスカロライナ州
1986年コストM\$		105	105	105	135
補正係数	L	1.486	1.609	1.609	1.543
	E	0.955	0.955	0.955	0.939
	B	3.165	15.886	7.173	6.963
1998年コストM\$		188	490	289	359

*NRC/NUREGS/SR1307/Rev.8

棄物処理処分)、使用済燃料管理、サイト修復を含めて300M\$から700M\$の範囲となっている^{11), 12), 13), 14), 15)}。

このように、デコミッショニング費用の増加からデコミッショニング基金の確保について、検討が行われているが、まだ解決されていない。

3.4 放射性廃棄物の処分

電力会社が、どのデコミッショニング・オプションを採用するかは、低レベル廃棄物処分場が利用可能かどうかで変わってくる。ピックロックポイント原子力発電所は、当初、SAFSTOR方式を採用することが検討されたが、バーンウェル処分場が利用可能になったことからDECON方式に変更された。

安全貯蔵中の保守コスト90M\$の節約が可能であるとしている。また、メインヤンキー炉もバーンウェル処分場を利用することでDECON方式が採用され、この炉の解体作業は1999年初めから本格化している。

米国の民間廃棄物は、連邦規制10CFR61によって、放射性廃棄物の陸地処分に関する許可要件が決められており、廃棄物中に含まれる核種を長寿命核種と短寿命核種に2分した上で、代表的な核種について、その濃度により低い方から、クラスA、クラスB、クラスCに分類している。なお、軽水炉の炉内構造物(シュラウド)のように濃度の高いものについては、クラスCを超えるもの(GTCC)に区分している。

米国の民間の処分場は、ネバダ州のベティー処分場が1992年に閉鎖され、現在、ワシントン州のハンフォード処分場、サウスカロライナ州のバーンウェル処分場及びユタ州のクライブ処分場の3施設のみである。

ハンフォード処分場は、北西部州連合に属する州以外からの廃棄物の受入れを1993年1月1日より停止している。また、クライブ処分場はクラスA廃棄物のみを受入れている。さらに、バーンウェル処分場は、最近、サウスカロライナ州以外からの受入れを制限することが当局により検討されている。

処分コストは、クラスAの廃棄物に対してハンフォード及びクライブ処分場が約80\$/ft³に対して、バーンウェル処分場は、1996年320\$/ft³(内235\$/ft³サウスカロライナ州税)であったが、最近の情報によると約500\$/ft³と高騰している。

1980年低レベル廃棄物政策法(Low-Level Radioac-

tive Waste Policy Act)は、国としての低レベル廃棄物政策を打ち出している。まず、各州は、州内で発生した商業用の低レベル廃棄物を処分する施設の認可を取得する責任を負う。次にコンパクトと呼ばれる州間協定を設立し処分場を作る。このような方針が示されているが、実際には、まだ、前述の3施設以外に具体化していないのが現状で、処分費用の高騰と処分場の確保が課題となっている。

4. 米国の発電炉解体の現状

現在、米国で活発に解体撤去作業を進めているデコミッショニング・プロジェクト(ヤンキーロー、トロージャン、コネチカットヤンキー、メインヤンキー及びピックロックポイント)について、工程、除染、解体、廃棄物処理等の観点から次に紹介する。

4.1 プロジェクト工程

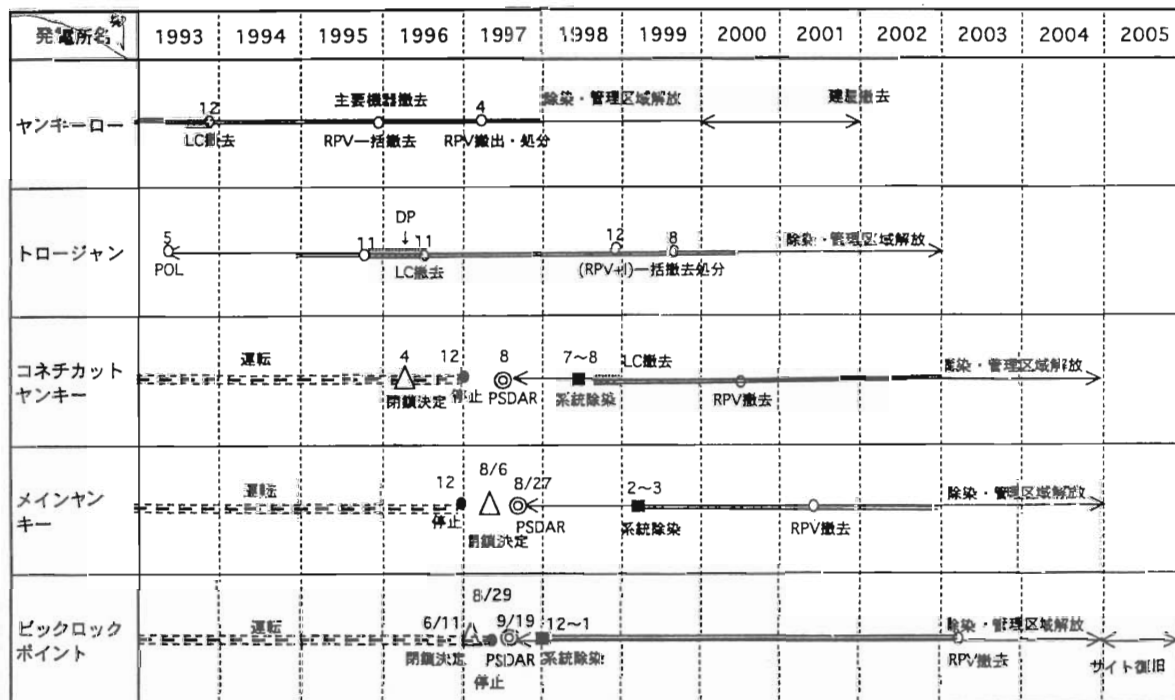
各デコミッショニング・プロジェクトの工程を比較してTable 4に示す^{12), 14), 15), 16), 20)}。

すでに、ヤンキーロー及びトロージャンでは、規制手続き等でNRCの行政措置に対して原子力反対派市民グループから訴えられ、途中で中断することもあったが、約6~7年間で主要工事が終了し、遅くとも2002年までにNRCの認可終了する予定である。この間、ヤンキーローでは原子炉圧力容器の一括撤去・処分(バーンウェル処分場)、トロージャンでは炉内構造物を含む一括撤去・処分を、それぞれ世界で最初の工事として実現している。

コネチカットヤンキー、メインヤンキー及びピックロックポイントのデコミッショニング手続は、1996年8月のNRC規制プロセスが改定されたことから、対応が明確になり、順調に行われた。これらのプロジェクトでは解体除染を停止後半年~2年の間に実施し、即時解体を可能にしている。また、原子炉圧力容器の一括撤去がヤンキーローと同様に行われる計画である。このようなことから、主要工事は2002年頃までに終え、2004年までにNRCの認可が終了するものと予想される。

なお、使用済燃料は、これら5つのいずれのプロジェクトともサイト内に設ける独立使用済燃料貯蔵施設(ISFSI)でDQFが引取り可能な時期まで保管される。

Table 4 Decommissioning Schedule of Recent DECON Projects in the U.S.



LC : 大型機器、RPV : 原子炉圧力容器、I : 炉内構造物、PSDAR : 停止後廃止措置計画書

4.2 機器・系統除染

各デコミッションング・プロジェクトでは、Table 5 に示すように、原位置での機器、配管又は系統除染が行われ、良好な成果を得ている。また、これらのプロジェクトに用いられた除染法の原理、除染プロセスをTable 6に示す。

ヤンキーローでは、蒸気発生器（4基）、加圧器を撤去後、主冷却系の系統及び再熱交換器の化学除染を4ステップNP/CITROX/NP/LOMI法で行い、計画値のDF5を達成している¹⁷⁾。

トロージャンでは、原位置で解体撤去前にDFD法を用いて浄化系熱交換器の除染を行い、DF66を得ている。ただし、クリーンホールドタンクの除染では、期待された除染効果は得られなかった。

メインヤンキーでは燃料破損を経験しているため原子炉圧力容器及び蒸気発生器伝熱管をバイパスし、解体前の系統除染をDFD法で行ない、DF31を得ている¹⁸⁾。これに対してピックロックポイントは、DFD法による完全な系統除染を行ない、DF27を得ている

19)、20)。

コネチカットヤンキーでは、第1フェーズの除染にCORD UV法を用いて系統除染を行ない、DF15.9を得ている。なお、この炉の第2フェーズの除染では、HP / CORD D UV法を適用する計画であったが、除染中に漏れがあったために第2フェーズを中止している^{21)、22)}。

DFD法は、英国のBradtec社と米国電力研究所(EPR)が開発したものであるが、PNサービス社が除染作業を行っている。PNサービス社は各種のモバイル型の除染装置を既に所有している。

HP / CORD D UV法はドイツのシーメンス社が開発したもので、供用中除染CORD法をデコミッションング用に改良したものである²³⁾。これまでにドイツの原子炉(MZR、KWW)の系統除染の経験を有し、これらの経験に基づいて計画された。

このような蓄積から欧米ではデコミッションング用の系統除染は、DFD法とCORD法の2つの方法に絞られるかもしれない。

Table 5 Results of Large Component and Main Coolant System Chemical Decontamination

施設名	除染方法	対象物	除染結果				備考
			DF	DFR	除去量(Ci)	回収レジン (m ³)	
ヤンキーロー	NP/CITROX/NP/LOMI	一次系 (大型機器撤去後実施)	5	-	30	-	コスト\$1.2M
トロージャン	DFD	浄化系熱交換器	66	33	1.3	0.54	
		クリーン・ホールドタンク (3基)	-	3.6	0.5	1.35	
メインヤンキー	DFD	一次系 (RPV、SGを除く)	31	15	100	15.0	
ピックロックポイント	DFD	一次系	27	10	420	15.7	コスト\$1.5M
コネチカットヤンキー	HP/CORD UV	一次系	15.9	10	129	12.6	

Table 6 Decontamination Methods for Decommissioning

除染法	NP/CITROX/NP/LOMI法	DFD法	CORD UV法
原理 (特徴)	4工程を組合せた除染法	Fe系酸化物、母材をHB ₄ で溶解し、(KMnO ₄)でCr系酸化物を溶解することで高いDFを得る。	Cr系酸化膜の酸化溶解 (HMnO ₄)、Fe系酸化皮膜の還元溶解 (シュウ酸)により高いDFが得られる。
除染プロセス	NP (過マンガン酸カリ) ↓ CITROX (クエン酸とシュウ酸) ↓ NP ↓ LOMI (ギ酸、バチル酸、ヒコリン酸等)	希薄HF ₄ (~80℃) ↓ 浄化*/HF ₄ 再生 ↓ 過マンガン酸カリ添加 ↓ シュウ酸添加 ↓ 浄化* ↓ イオン交換 (混床) ↓ ドレン	シュウ酸/浄化* ↓ 過酸化水素添加 (UV) **/浄化* ↓ 過マンガン酸添加 ↓ シュウ酸添加 ↓ 過酸化水素添加/浄化* (UV) ** ↓ イオン交換 (混床) ↓ ドレン
適用例	ヤンキーロー (PWR)	・ピックロックポイント (BWR) ・メインヤンキー (PWR)	・コネチカットヤンキー (PWR) ・ヴェルガッセン (BWR) ・MZFR (重水炉: PHWR)

*カチオン樹脂による浄化 **UV: 紫外線照射によるシュウ酸分解

4.3 解体技術

(1) 大型機器の一括撤去・処分又は解体・再利用

ヤンキーロー及びトロージャン発電所では、既に蒸気発生器や加圧器のような大型機器について、内部に軽量モルタルを充填して一括して輸送し、処分を行っている。

この処分方法は、供用中の交換した旧蒸気発生器にも行われている。しかし、処分コストの高騰のため除染・細断・溶融後に、遮へい材にすることがメインヤンキー発電所の蒸気発生器について検討されている。

米国には、現在保管中の蒸気発生器が約64基あり、今後、取換え等で発生するものを含めると相当数に達するため、廃棄物処理・リサイクルする集中センターで除染・解体すると再利用が経済的に成立つ可能性あるとして検討されている²⁴⁾。

(2) 炉内構造物及び原子炉圧力容器の解体・撤去処分

各炉の炉内構造物及び原子炉圧力容器の撤去・処分の実績等を Table 7 に示す。

Table 7 Removal & Disposal of Reactor Internal and Pressure Vessel

施設名	炉内構造物	原子炉圧力容器
ヤンキーロー	水中プラズマ切断/GTCC廃棄物保管中	一括撤去・処分 (365トン) (バーンウェル処分場)
トロージャン	炉内構造物を含む原子炉パッケージ一括撤去・処分 (約1,000トン) (ハンフォード処分場)	
コネチカットヤンキー	工法不明/GTCC廃棄物保管予定	一括撤去・処分予定 (バーンウェル処分場)
メインヤンキー	ウォータージェット切断計画 /GTCC廃棄物保管予定	一括撤去・処分予定 (バーンウェル処分場)
ピックロックポイント	工法不明/GTCC廃棄物保管予定	一括撤去・処分予定 (バーンウェル処分場)

(注) GTCC: クラスCを超える廃棄物として使用済燃料と同様DOEに引き渡す。

(a) 炉内構造物の解体撤去・処分

ヤンキーロー原子力発電所では、炉内構造物は原子炉圧力容器からプラズマアークを用いて水中切断で取り出され、使用済燃料貯蔵プールで細断後、使用済燃料相当の容器に詰められた。放射能の特に高い部分はクラスCを超えるもの(GTCC)に区分され、使用済燃料と同様に保管され、最終的にはDOEに引き渡され処分される

ことになっている。

メインヤンキーでは、炉内構造物の切断法に超高压アグレッシブルウォータージェット工法の採用が計画され、モックアップ試験後に2000年末までには解体撤去する予定である。

(b) 原子炉圧力容器の一括撤去・処分

ヤンキーローの原子炉圧力容器(165トン)には、一括撤去・処分方法が適用された^{25), 26)}。これは原子炉圧力容器を一次系から切離し、キャスク(100トン)に収納後、原子炉圧力容器の内部とキャスクとの間に低密度コンクリート(100トン)を充填し、Fig. 3に示すような輸送兼廃棄体、即ち原子炉圧力容器パッケージ(約365トン)を作り、これを特殊トレーラ及び列車(Photo 1、2参照)により処分場まで輸送(1997年4月~5月)し、バーンウェル処分場に埋設された

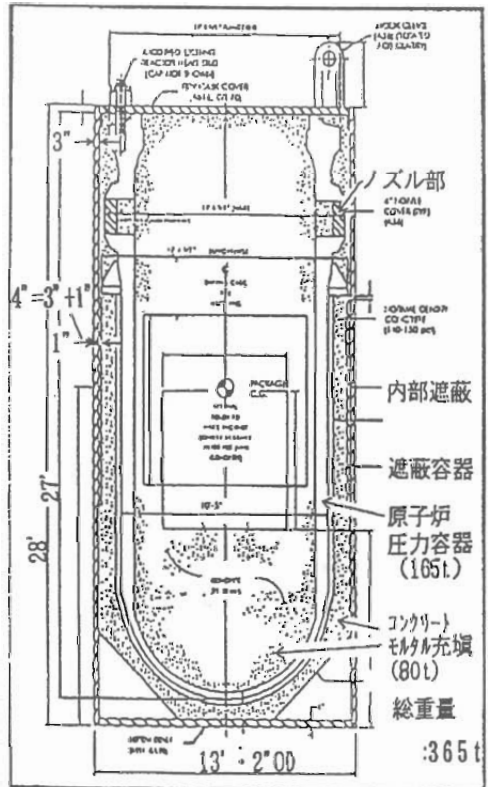


Fig. 3 Reactor Pressure Vessel Package for Yankee Rowe

(Photo 3 参照)。

この方法はコネチカットヤンキー、メインヤンキー及びピックロックポイントの各炉の解体に適用することが検討されている。

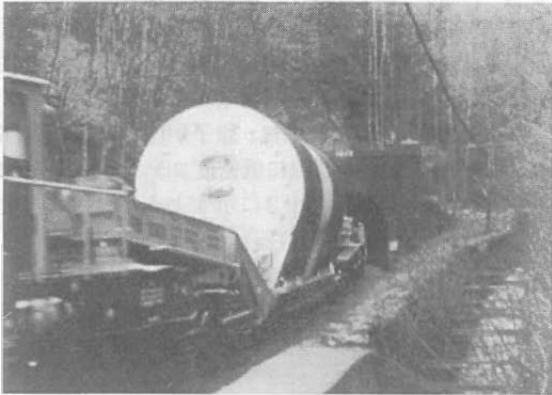


Photo 1 (Yankee Rowe) Transportation of Reactor Pressure Vessel Package by Trailer



Photo 2 (Yankee Rowe) Transportation of Reactor Pressure Vessel Package by Train



Photo 3 (Yankee Rowe) Unloading Work of Reactor Pressure Vessel Package at Barnwell, SC for Disposal

(c) 炉内構造物を含む原子炉圧力容器の一括撤去・処分^{12), 27), 28), 29)}

トロージャン原子力発電所は、炉内構造物を含む原子炉圧力容器をパッケージ化し、一括撤去処分が行われた。原子炉圧力容器パッケージ(約950トン)は、Fig. 4に示すように、外周部に5インチの鉄板を取付け、内部に低密度コンクリート(0.7~1.0g/cm³)を充填し取り出され

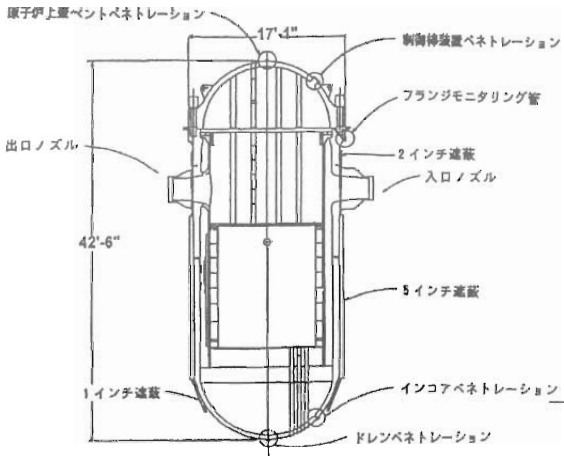


Fig. 4 Reactor Pressure Vessel and Internals Package for Trojan

た (Photo 4 参照)。輸送時には、緩衝材を取り付けることで総重量1,020トンになり、陸路を特殊トレーラで、またコロンビア河はバージ (Photo 5 参照) を用いて、ハンフォード処分場に輸送され、地下約45フィートに埋設された (Photo 6, 7 参照)。

当初NRCはこの方法を認めていなかったが、設置者であるポートランド電力会社の安全性評価を1998年10月NRCが認め、さらにオレゴン州及びワシントン州の了解を得て、実施された。

このパッケージは、内部の炉内構造物が約200万キュリーの放射能を持っているが、体積平均することにより低レベル廃棄物クラスCと分類され、輸送基準としてはクラスB相当のものとして輸送された³⁰⁾。

原子炉圧力容器及び炉内構造物を小さく切断するのではなく、そのまま運んで埋めるという方式を、ポートランド電力会社は安全性とコストを考慮して決定した。

一括撤去処分の場合、クラスCの廃棄物8,341ft³(236m³)に対し、細断処分した場合18,320ft³(518m³)の低レベル廃棄物とクラスCを超える廃棄物が発生し、一括撤去の1回の輸送に対し、細断では最低45回の輸送が必要であ



Photo 4 (Trojan) Loading Work of Reactor Pressure Vessel and Internal Package for Transport

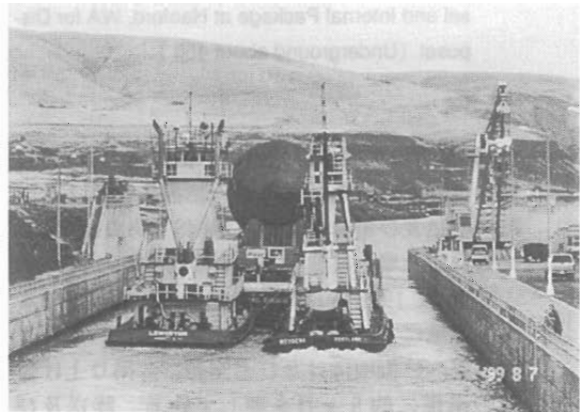


Photo 5 (Trojan) Shipping of Reactor Pressure Vessel and Internal Package by Barge, through a Dam of the Columbia River



Photo 6 (Trojan) Unloading Work of Reactor Vessel and Internal Package at U.S. Ecology Disposal Site, Hanford

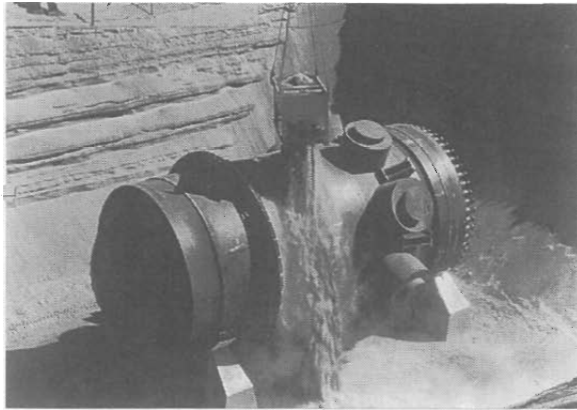


Photo 7 (Trojan) Burial Work of Reactor Pressure Vessel and Internal Package at Hanford, WA for Disposal (Underground about 45ft)

り、作業者の被ばく評価値は一括撤去の方が50%低いと評価された。また、一括撤去のコストは撤去輸送及び処分を含めて24M\$であり、細断して処分した場合に比べ15M\$節約された。

工事は、1998年11月から始まり、低密度モルタル充填に4日間、大型パイプ切断に約1ヶ月間、遮へい板取付け及び密閉並びに吊り上げ装置の準備に約5ヶ月を要している。陸送及びバージ輸送には3日間で1998年8月8日終了した^{31), 32)}。

4.4 デコミッショニングプロジェクト管理

米国では、発電会社自らがプロジェクト管理を行うところと、ターンキー方式を採用しているところとに分れる。

トロージャン及びピックロックポイントでは自社でプロジェクト管理を行うとともに、運転保守要員による解体作業を行うことで、できるだけ雇用の継続を図っている。しかし、大型機器撤去のような特別な工事は専門会社と契約を行ない、目標達成に応じて見返りを支払うシステムで費用低減を図っている。

一方、メインヤンキー、コネチカットヤンキー発電所では、ターンキー方式をとり、プロジェクト管理及び解体作業を委託している。

メインヤンキーでは、現在、ストーン・ウェブスター社と250M\$で契約し、デコミッショニングマネージャー以下300人が現地入りし、1999年初めから本格的な解体を開始している。

また、放射性廃棄物処理、処分に係る管理及び処理業務は廃棄物専門会社に委託する方向にある。解体で発生する放射性廃棄物の処理は、サイト内処理またはサイト内処理に加え、サイト外処理で行われている。後者のサイト外処理についてピックロックポイント、メインヤンキー、コネチカットヤンキーの各炉では放射性廃棄物処理専門業者であるGTS Duratec社と契約し、放射性廃棄物を各サイトからオークリッジにある処理センター等に輸送し、廃棄物の区分、処理、さらに金属については溶融し遮へ

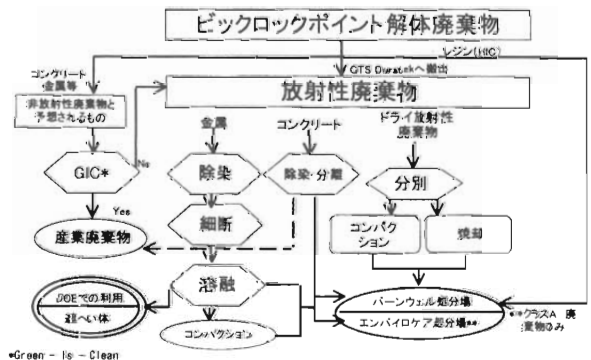


Fig. 5 Integrated Waste Treatment Process Flow Diagram for Big Rock Point Decommissioning

い廃棄物容器などによる再利用を行っている³³⁾。
ビックロックポイントの廃棄物処理プロセスをFig. 5
に示す³⁴⁾。

このように、電力会社サイトの状況に応じて目標
を定め、コスト低減に努力が図られている。

5. まとめ

我が国では、原子炉の運転終了後できるだけ早い
時期に解体撤去し、サイトの再利用を図ることとし
ている。

これに対して、米国では、従来50年以内の安全貯
蔵後に解体する方が経済的であるとしてきたが、こ
こにきて、即時解体を選択する機会が多くなってき
ている。また、安全貯蔵期間を短縮して解体準備を
始めたところもある。これらの理由は、まず系統除
染が開発されたこと、次に、炉内構造物の遠隔解体
撤去、原子炉圧力容器等の一括撤去技術の採用によ
り、作業者の被ばく低減、及びコスト低減が期待で
きるためである。また、処分コストの上昇が予想さ
れ、さらに処分場を確保できるうちにNRCの認可を
終了させることが挙げられる。

原子炉デコミッショニングに関する計画、管理及
び技術は、発電炉では長期でコストが高い大型プロ
ジェクトとなることから、経験から学ぶことが最も
有効であると考えられる。今後とも、米国で解体が
活発に行われているプロジェクトについて、大型機
器の一括撤去、廃棄物の処理処分、コスト低減等の
観点から注目する必要がある。

参考文献

- 1) アメリカ原子力事情：競争ある原子力産業へ原
子力 eye Vol. 45、No. 9 (1999年9月)
- 2) U.S. Capacity Factor Leaps to 84.5% in Banner 1999
Nucleonics Week-2000.2.10
- 3) Entergy Becomes Third Utility to Apply for U.S.
License Renewal Nucleonics Week-2000.2.3
- 4) Experience with the 1996 rule for decommission-
ing U.S. Power Reactors By M T MASNIK, R F
DUDLEY (U.S. NRC) IMechE 1998 C539 / 008
- 5) Decommissioning Nuclear Power Plants in a
Changing Marketplace : Ralph E. Beedle / ANS
DD&R Sep. 8. 1997
- 6) 10 CFR Part 20, et al, Radiological Criteria for Li-
cense termination; Final Rule 6239058 (1997)
- 7) Maine Yankee Decommissioning Plan Would Bury
Reactor Building on Site, Nucleonics Week Jul. 15,
1999
- 8) Maine Yankee Plants to Exceed State, Federal
Cleanup Standards Nucleonics Week Feb. 3, 2000
- 9) Recent development in U.S. policy, strategy, and
funding of commercial nuclear decommissioning
TMechE 1998 C539 / 050
- 10) Report on Waste Disposal charges : Changes in
Decommissioning Waste Cost Low-Level Waste
Burial Facilities NUREG-1307, Rev. 8 (Dec. 1998)
- 11) "Bench marking Decommissioning Costs at Yan-
kee Nuclear Power Station"
by Leo P. Lessard Nov. 1996
- 12) トロージャン原子力発電所のデコミッショニン
グ・デコミッショニング技報第19号 (1998.12)
宮坂靖彦
- 13) Decommissioning Cost Recovery in the United
States : Lessons Learned from Connecticut Yan-
kee NPP by James Joosten ICON 7 Apr. 1999
- 14) Maine Yankee Atomic Power Company (PSDAR)
by TLG Services, Inc. Oct. 1997
- 15) Cost and Schedule Strategies at Big Rock Point
Restratement Project. DD&R Sep. 1999
- 16) Connecticut Yankee Atomic Power Company
Haddam Neck Plant (PADAR) 1997.8.22
- 17) Main Coolant System Decontamination at the Yan-
kee Nuclear Power Station, by Edward T. Metcalf
DD&R Nov. 10-14 1996
- 18) The Application of EPRI DFD process for full re-
actor system decontamination post operation shut
down by GR ELDER ImechE 1998 C539 / 016
- 19) Chemical Decontamination, Big Rock Point by
Grey Withrow, 1998 TLG Decommissioning Con-
ference
- 20) DFD at Big Rock Point, Decommissioned Plant.
Finds Success with Chemical Decontamination by
Jane Dunshee, March / April 1999 Radwaste Maga-
zine
- 21) Full System Chemical Decommissioning Experi-
ence Connecticut Yankee, Oct. 1998 TLG Decom-
missioning Conference

- 22) Stiking the Right CORD : Decontamination for Decommissioning at Connecticut Yankee, by Scott Watson, March / April 1999 Radwaste Magazine
- 23) HP / CORD D UV A New Decontamination Process for Decommissioning of Nuclear Stations, SPECTRUM '98
- 24) Companies Plan to Reap Profits from Old U.S. Steam Generators, Nucleonic Week Aug. 5, 1999
- 25) Reactor Vessel Shipment Completed, Safe from Start to Finish, Yankee Atomic 1997
- 26) 原子力施設の廃止措置と環境修復に関する北米調査団報告 RANDEC、1997年2月
- 27) Trojan Reactor Vessel and Internals A One-Piece Removal, ANS DD&R Knoxville '99 Conference
- 28) Trojan's prompt approach to decommissioning, Nuclear Engineering International, Feb. 1998
- 29) Trojan Reactor Vessel and Internals, MICHAEL B. Lacky, P. E., 1996 Decommissioning Conference Oct. 13 - 16 Florida
- 30) Docket 50 - 344 Trojan Decommissioning Plan
- 31) Cruisin' Up the River : The Final Journey of the Trojan Reactor vessel, Nov. / Dec. 1999
- 32) Rollin' up the river : Trojan's last voyage, Nuclear News Oct. 1999
- 33) The Workings of a Waste Processor, Radwaste Magazine Nov. / Dec. 1999
- 34) An Update on the D&D of Big Rock Point Nuclear Plant, DD&R Sep. 1999

ドイツにおける原子炉施設解体で発生する解体物の取り扱い

清木 義弘

Treatment of wastes generated from nuclear power plants decommissioning in Germany

Yoshihiro SEIKI

In Germany, the law is established and promoted to recycle and reuse the wastes generated from all industries as much as possible.

In the nuclear industry, the recycling and reuse of radioactive wastes was given priority compared with the disposal of them. The German atomic law (AtG) was revised in 1994, but the recycling and reuse of radioactive wastes was not given priority. The treatment of radioactive wastes is decided in consideration of the economic efficiency. As the recycling and reuse of radioactive wastes are considered more economical advantage than the disposal of them, possible recycling and reuse of radioactive wastes are selected today. This paper describes the German criteria for release of metal scraps generated from the nuclear power plants decommissioning.

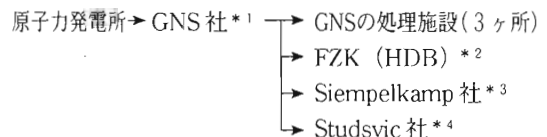
今回、ドイツの原子力発電所および廃棄物処理施設を訪問し、クリアランスされる金属解体物の取り扱いについての知見を得たので紹介する。

ドイツでは、原子力法第9a条により施設の運転やデコミッショニングで発生する物質 (materials) は放射性廃棄物として処分するより再利用することが優先されていたが、1994年の法改正により再利用の優先性がなくなり経済性で処分あるいは再利用が判断されるようになった。しかし、放射性廃棄物として処分するより、再利用の方が経済的なことから可能な限り除染が行われている。

1. 原子力発電所の解体で発生した金属解体物の流れ
原子炉発電所の解体で発生した金属解体物は次の2ルートで放出される。

ルート1. 原子力発電所でクリアランスし民間会社 (スクラップ事業者) に放出

ルート2. 原子力発電所から発生する廃棄物の管理責任を有するGNS社を経由して、処理・処分施設に搬入しクリアランスまたは製品化されて放出



*1: ドイツの全原子力発電所から発生する廃棄物の管理責任を有する会社

*2: カールスルーエ研究センターの除染部門

*3: ドイツで唯一の放射性スクラップの溶融処理ライセンスを有する溶融処理会社

*4: 大型汚染機器の切断、溶融を行うSwedenの処理会社

2. 解放基準

前述したように、運転で発生した物質やデコミッ

ショニング解体物の再利用を勧めているものの、その基準値はドイツの原子力法および放射線防護規則でも明確に述べられていない。

原子力法では、無視できる放射能 (negligible activity) についてのみ記されており、放射線防護規則の Annex IX, Column 4 に記載されている制限値を超えない表面汚染物質は再使用が可能である。

浸透汚染については、表面汚染の制限に加えて比放射能の制限値が適用されるが、国の比放射能の制限値は明確にされておらず、原子力発電所を除く原子力施設では、州法による規則を適用し、原子力法による運転ライセンスの中でその値を定めている。

一方、原子力発電所では、“Radiation Protection Principles for harmless reutilization and reuse of low radioactive C-steel and stainless steel from nuclear power plants” (放射線防護委員会 (SSK) 勧告 (1987)) に基づいた値を適用し、デコミッショニングのライセンスの中にその値を記述している。

このような状況から統一した解放基準をドイツ連邦放射線防護局 (BfS) が中心となつて検討し、“Release of material, building structures and ground areas with low radioactivity out of license requiring and notifiable handling” 放射線防護委員会 (SSK) 勧告 (1998.2.12) が定められた。

しかし、すでに運転あるいはデコミッショニングのライセンスの中で解放基準を定めて運用してきているため、この勧告が全てのライセンスに適用されるには数年から5年程度の期間が必要であろうとの見解が多くの原子力関係者から聞かれた。

代表的な処理処分施設と原子力発電所における解放基準値を Fig. 1 及び Table 1 に示す。

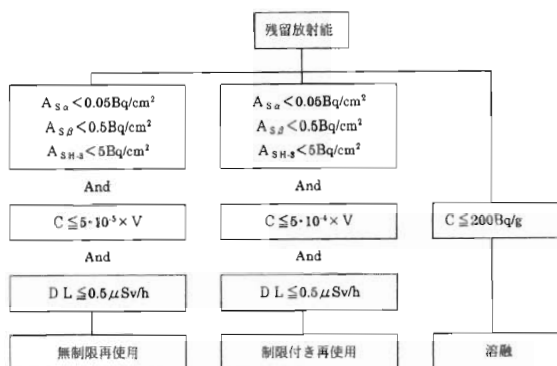


Fig. 1 Transfer paths of radioactive residues (As=surface activity, C=mass specific activity, DL=dose rate, v=activity values specified in annex IV Table IV column 4 of the Radiation Protection Regulations)

Table 1 Licensed limit values for the release of material in Greifswald Power Station

解放区分	放射能区分	基準値	対象核種	取扱制限量
A 1	表面汚染 比放射能	<0.1 Bq/g <0.5 Bq/cm²	全核種 例えば Co-60	10,000 Mg/y
A 2	表面汚染 比放射能	<0.2 Bq/g <0.5 Bq/cm²	Co-60 相当 例えば Co-60	100 Mg/w
B 1	表面汚染 比放射能	<1.0 Bq/g <0.5 Bq/cm²	全核種 例えば Co-60	10,000 Mg/y
B 2	比放射能	<0.2 Bq/g	Co-60 相当	100 Mg/w
C	比放射能	<2.0 Bq/g	例えば Co-60	100 Mg/w

- A1 : 金属に対する無制限解放
- A2 : 金属以外の物品に対する無制限解放
- B1 : 制限付解放(金属スクラップの溶融利用)
- B2 : Release of building debris for further utilization
- C : 一般廃棄物として処分

測定する。測定方法は、

- ① ゆっくりとスキャンしながら数カ所でサーベイメータを停止して精密測定を行う方法。
- ② 表面を窓面積と同じ格子状に区画しながら5秒測定を行う方法で、検出感度は0.22Bq/cm² (⁶⁰Co相当)、バックグラウンドの影響等で検出限界が満足されない場合には自動的に10秒測定に切り替わる。(Photo 1 参照)
- ③ 1ポイントについて10秒測定を行う方法、検出感度は0.01Bq/cm² (⁶⁰Co相当) 等さまざまである。
表面サーベイを終了した物品に対しては、適当な頻度でサンプルを採取し (例えば、1 tonにつき任意の場所から5個のサンプルを採取し、100ml

3. クリアランス検認測定

解体物を処理処分する施設においては、搬入された機器等のうちクリアランス対象物の全量を、原子力発電所においては、管理区域で発生したクリアランス対象物の全量を検認測定する。検認測定は、直接表面サーベイが可能な物品と不可能な物品に区分して実施する。

(1) 直接表面サーベイが可能な物品の測定

直接表面サーベイが可能な物品は、約80cm (or100cm) 角に切断してキセノンガスフロー比例計数管サーベイメータ (窓面積200cm²) で全面を



Photo 1 Clearance measurements for unrestricted reuse in Gundremmingen Power Station

ポリビンに収納) γ 線核種について測定を行う。

(2) 直接表面サーベイが不可能な物品の測定

直接表面サーベイが不可能な物品は、ユーロ規格パレット上に長さ80cm (or 100cm) のパイプを設置したステーキ・ラックに収納しクリアランスレベル測定装置で測定する。

クリアランスレベル測定装置は、検出器を周囲に配置した箱状 (or トンネル状) の測定室、プロセッサ・ユニット付測定キャビネット及びキーボード付モニターで構成されている。

測定室は、内側がステンレス鋼でライニングされ、外側には厚さ30mm～50mmの鉛シールド及

び扉がある。その内面には検出器類が各側面 (左右面、頂部、床部の4面 or 全6面) に設置されている。

測定室は、容積が約2m×1m×1mで、前面開放タイプと密閉タイプがある。

測定対象物により γ 線エネルギーが異なるため200keV以下の γ 線に対してはキセノンガスフロー検出器を、200keVを超える γ 線に対してはプラスチック・シンチレーション検出器を使用している (原子力発電所ではプラスチック・シンチレーション検出器のみの場合が多い)。

密閉タイプの測定室では、全面 (6面) に合計16台のプラスチック・シンチレーション検出器が装備され、この測定装置における検出限界値は、測定時間60秒で0.001Bq/g (^{60}Co 相当) であり、計数率を数学的に処理することにより汚染分布を27分割で示すことができるとのことである。

測定装置は規制当局の認定機器になっていて、認可された校正マニュアルにしたがって校正される。このマニュアルでは、クリアランス対象物を材質、形状等から幾何学的に6分類した模擬解体物標準線源の使用も含まれている。

クリアランス検認においては、技術検査協会 (TÜV) がその妥当性を判定するが、自身で測定を行うことは少なく記録の確認のみである。しかし、測定値の正確さを確認するために定期的に測定装置の校正検査を実施している。

我が国においては、クリアランスレベルの具体的な数値が示され、「放射性物質として扱う必要がない物」の法制化が進められている。今後も諸外国の情報を調査し紹介したいと考えている。

JPDR 解体作業データの分析と原子力施設の廃止措置計画 検討支援システムの開発

柳原 敏、白石 邦生、大島総一郎、助川 武則

Data Analysis on Dismantling Japan Power Demonstration Reactor and Development of Computer Systems for Planning and Evaluation of Decommissioning Nuclear Facilities

Satoshi YANAGIHARA, Kunio SHIRAISHI, Soichiro OHSHIMA and Takenori SUKEGAWA

The data on dismantling activities in the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Demonstration Project were analyzed to identify work structures and to evaluate unit productivity factors for different work activities. The computer models were then developed for the calculations of project management data including resources and radiation dose in decommissioning nuclear facilities. In addition, the computer systems for planning and evaluation on decommissioning nuclear facilities were developed; the computer models developed by the analysis are included in this system as a main part for calculations of project management data. The systems were designed to support planning and evaluation systematically for decommissioning nuclear facilities in such studies of radioactive inventory estimations, project planning, resource and risk evaluation and project optimization. In this system, the basic conditions for calculations of the project management data can be decided using expert systems including knowledge bases prepared by the past experience on decommissioning to set up work structures and scheduling. The system was applied to the calculations of the JPDR dismantling demonstration project to be verified by comparison with the actual data.

1. はじめに

老朽化したり目的を終了した施設の廃止措置は原子力先進国の主要な課題である。米国やドイツでは政策上や経済的な理由から商業用あるいは試験用の原子力施設を早期に停止して廃止措置を進める傾向にある。我が国においては商業用として初めて原子力発電を行った東海発電所が30年間の使命を終えてその解体計画の検討が進められている⁽¹⁾。また日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構においても

原子力施設の廃止措置は現実的な問題であり、より経済的かつ安全に作業を実施するための検討は不可欠である。

廃止措置に関する解体作業や除染作業は、基本的には作業員が直接工具等を用いて行うものであり、人間の作業能力に負うところが大きい。ただし、遠隔解体作業や広域の除染作業については装置を使用するため、その装置の性能によって作業性が決められることになる。作業にどの程度の人員や時間が必要になるのか、また、作業員の被ばくはどの程度に

なるのかといった計画の作成に関する問題は、過去の経験に基づいて決められる要素が大きいため、実際に行われた廃止措置に関するデータや経験は貴重であり、これらをどのような形態で蓄積するのか、あるいはその蓄積されたデータをどう将来の廃止措置に活かすのかを十分に検討しておく必要がある。

原研では、我が国で初めて原子力発電に成功した動力試験炉 (JPDR: Japan Power Demonstration Reactor) を昭和61年から平成8年までに解体撤去したが、このJPDRの解体作業 (解体実地試験⁽²⁾) では、それまでに開発した各種技術を適用してその実証を図るとともに、解体作業に投入された人工数、作業員の被ばく線量、廃棄物の発生量、各種装置の性能等に関するデータを収集し、その分析を実施した⁽³⁾。また、これまでに蓄積されたデータや経験を将来の廃止措置に反映する方法に関して検討を進め、これまでの成果を集約することにより、廃止措置に関する計画検討支援システムを開発した。現在本システムを用いて各種施設について廃止措置シナリオの評価を進めている⁽⁴⁾⁻⁽⁶⁾。

本報では、JPDR解体作業データの分析結果、原研で開発を進めている計画検討支援システムの考え方、その概要、適用例等について報告する。

2. 解体作業データの分析

2.1 JPDRの解体作業

JPDRの解体実地試験は我が国で初めての原子力発電所の解体作業であるため、作業の内容、それに要した時間、人工数、適用した装置の性能等、多くのデータや経験を体系的に収集するとともに、これらを計算機上に蓄積してデータベースとした。また、解体作業が終了した後もデータを分析し、作業の内容、人工数、廃棄物発生量、被ばく線量等、プロジェクト管理データに関する多くの知見をまとめた⁽⁷⁾、⁽⁸⁾。さらに、これらの結果に基づいて、大型の原子力発電所を解体撤去する場合に必要な人工数や費用を予測するための方法を検討し、計算の基本となる単位作業係数 (unit productivity factor) や主要な作業項目をまとめた⁽⁹⁾。以下にJPDRの解体作業の特徴と、作業に要した人工数の分析結果について述べる。

2.2 作業の特徴

原子力施設における機器及び構造物の解体は、その対象となる機器の種類・数量・重量、作業領域の大きさ、作業期間等に応じて、まとまった作業として実施されるものである。その作業は、機器及び構造物を安全で効率的に解体撤去するために必要となる準備作業、解体対象となる機器の取り外し、切断及び容器への収納作業 (切断・収納作業)、機器及び構造物の撤去が終了したあとの後処理作業から構成される。このうち、準備作業と後処理作業は作業内容に多少の相違はあるものの、全ての作業に対して類似した基本的な作業 (単位作業) から構成されていた。切断・収納作業では解体対象機器または作業の特性に応じて各種工法が用いられるため、作業の内容が異なるものの、基本的には、作業員が手足を動かして簡単な工具により解体作業を行う在来工法による解体作業と、作業員が主に装置の運転を行う遠隔解体作業とに分類することができる。原子力施設の解体作業に必要なと考えられる基本的な作業項目をTable 1に示す。なお、機器を撤去したあとに建家表面の放射能を取り除く除染とその後の放射能測定作業は上記した解体作業とは異なるものであった。以下に各作業の特徴を示す。

在来工法による解体作業

配管、弁、ポンプ等の比較的放射能レベルが低い機器を作業員がバンドソー、セーバーソー、高速切断機、ガス切断機、エアープラズマ切断機等の小型の工具類を用いて据え付け現場で粗断し、さらに、別の作業場所で細断して容器に収納する作業である。解体作業中は汚染の程度に応じてグリーンハウス (ビニールテント)、手元換気装置等により汚染の拡大を防止した。これらの作業では、必要な人工数は解体対象となる機器の種類毎に、解体物重量に応じて増加する傾向にあった。

遠隔解体作業

炉心部に存在する炉内構造物、原子炉压力容器、生体遮へい体のように比較的放射能密度の高い機器を遠隔切断装置により解体する作業である。解体対象機器毎に、プラズマアーク工法 (炉内構造物)、アークソー工法 (原子炉压力容器)、ディスクカッター及び成型爆薬工法 (原子炉压力容器接続配管)、水

Table 1 Categorization of basic work activities

準備	切断・収納	後処理
1 エリア養生 2 グリーンハウス設置 3 放射線サーベイ 4 マーキング 5 資材・機器搬入 6 廃棄物収納容器搬入 7 足場の設置 8 設備停止措置 9 遮へい板の設置 10 切断装置設置 11 切断装置動作テスト 12 水封用円筒設置 13 排水処理装置設置 14 付属設備設置 15 その他(事前調査等)	在来工法 1 ポンプの解体 2 配管・弁の解体 3 保温材の解体 4 タンクの解体 5 熱交換器の解体 6 ダクト・空調機器の解体 7 ケーブル・電線管の解体 8 制御盤・計器ラックの解体 9 架台・サポートの解体 10 壁・基礎コンクリートの解体 遠隔工法(使用装置毎) 1. 装置準備 2. 切断 3. 容器収納 4. 切断装置点検・整備 5. 水処理 6. 切断ドロスの回収	1 グリーンハウス撤去 2 足場撤去 3 資材・機器搬出 4 収納容器搬出・保管 5 切断装置撤去 6 水抜き, 除染作業 7 水封用円筒撤去 8 排水処理装置撤去 9 スラッジ固化処理 10 整理・片付け 11 放射線サーベイ
		遠隔工法(使用装置毎) A. アークソー切断装置 B. プラズマアーク切断装置 C. ディスクカッター切断装置 D. 成型爆薬 E. 水ジェット切断装置 F. 機械的切断装置

ジェット工法、機械的工法及び制御爆破工法(生体遮へい体)等の異なる工法が用いられた。これらの工法では、遠隔切断装置や水処理装置等の準備・後処理、切断で生じたドロスの処理等の作業が必要となること、また、切断作業に必要な人工数(作業時間)は、切断装置の性能に大きく依存することが特徴であった。

建家の除染・測定作業

施設内に存在する機器を撤去した後の建家表面の放射能汚染を除去する作業、並びに、除染後に有意な放射能が存在しないことを確認するための測定作業である。これらの作業では、在来の各種工具、解体用機器及び放射線測定機器が用いられ、除染面積及び測定面積に応じて人工数が増加する傾向にあった。

建家の解体・整地作業

建家内に有意な汚染が存在しないことを確認した後、建家を解体し、跡地の埋め戻し・整地を行う作業である。建家構造物の解体には、ニブラ、ブレーカ等の解体用機器を用い、建家解体で発生したコンクリートガラの一部を跡地埋め戻しに利用し、その

後、土砂で埋め戻しを行って整地した。これらの作業では、人工数は建家重量や埋め戻し面積に応じて増加する傾向にあった。

準備及び後処理作業

準備及び後処理作業には、解体作業を安全で効率よく行うための各種作業項目が含まれる。準備作業には、作業領域のビニール養生、グリーンハウス設置、放射線測定、切断装置や収納容器の準備等があり、後処理作業には、切断・収納作業後に行う装置・機器・資材等の搬出、廃棄物の搬出、作業領域の整理、等がある。これらの作業は作業領域の面積、解体対象となる機器・構造物の特性、適用工法毎に作業の内容、条件等が異なるため、必要な人工数を支配する適切な指標がみつからなかった。しかし、人工数のデータを整理すると特殊な条件下での作業を除いて、作業の程度・内容等により多少の相違があるものの適当な範囲で標準的な人工数の値を整理できることが明らかになった。

2.3 基本人工数の導出

上述した各作業の特徴に応じて、人工数を予測する上で必要となる基本量(単位作業係数)を評価し

た。評価の基本となるデータは全てJPDRの解体実地試験から収集したものである。以下にそれらの代表例について記す。

Fig. 1はポンプやタンクのように比較的汚染の少ない一般機器を在来工法により解体する場合について、機器の種別毎に解体機器の単位重量に対する人工数を整理した結果である。原子力施設の中に多数存在する配管・弁については38.9人・時/tonであり、1トンの配管・弁の解体には5人の作業員で約8時間が必要になることが分かる。また、断熱材の解体作業では、単位重量に対する断熱材の容積が大きく、解体作業に手間が掛かるため単位重量当たりの人工数は大きな値を示した。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。狭隘部での配管の解体作業では、人工数が増加した。作業場所が狭く（作業員が両手をいっぱいひろ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には約1.5倍の人工

数を必要とした。

遠隔装置を用いた解体作業に関しては、装置毎に人工数の所要量を評価した。Fig. 2は遠隔解体作業における単位作業（切断と収納）に要する時間を評価したものである。切断に関する単位作業とは、切断装置を運転させて所定の切断パスが得られることの確認、切断装置へのデータ入力作業、一回の切断作業である。また、収納作業とは、切断した機器を容器に収納する作業である。原子炉圧力容器のように比較的単純な形状の切断では、作業時間が短いことが分かる。

以上は切断・収納に関する人工数や時間を整理したものであるが、切断・収納作業の終了後は後処理が必要になる。そこで、準備と後処理に要する各種作業に関して人工数を整理した。Fig. 3はJPDRの解体作業において準備・後処理の平均人工数を整理した結果である。作業項目により必要な人工数は異なり5～28人・時間を要していることが分かる。

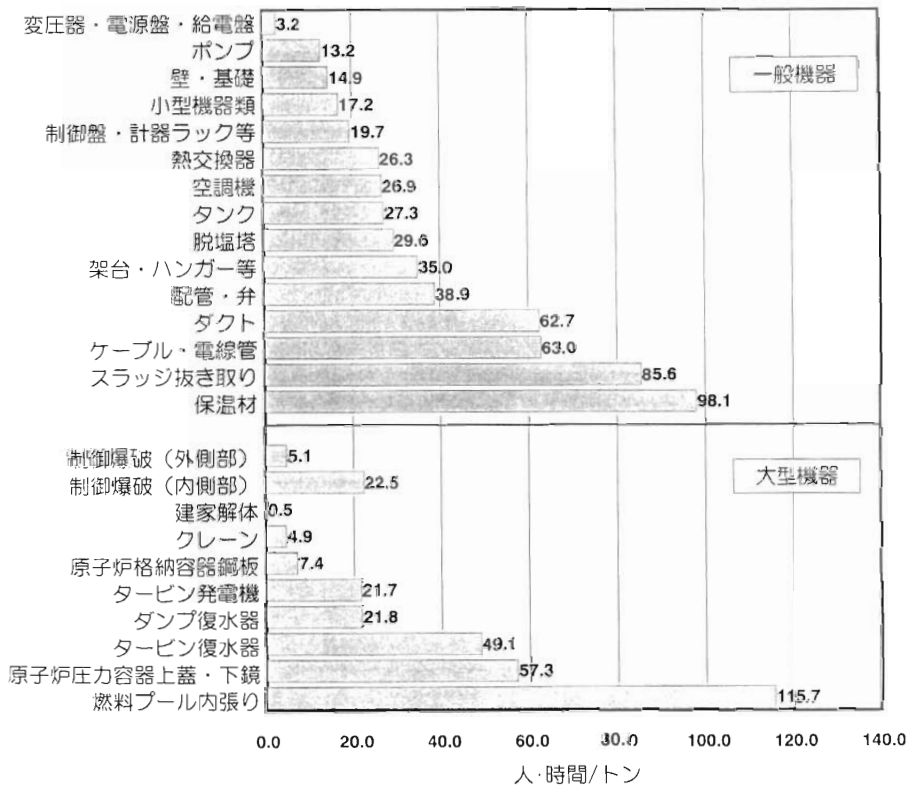
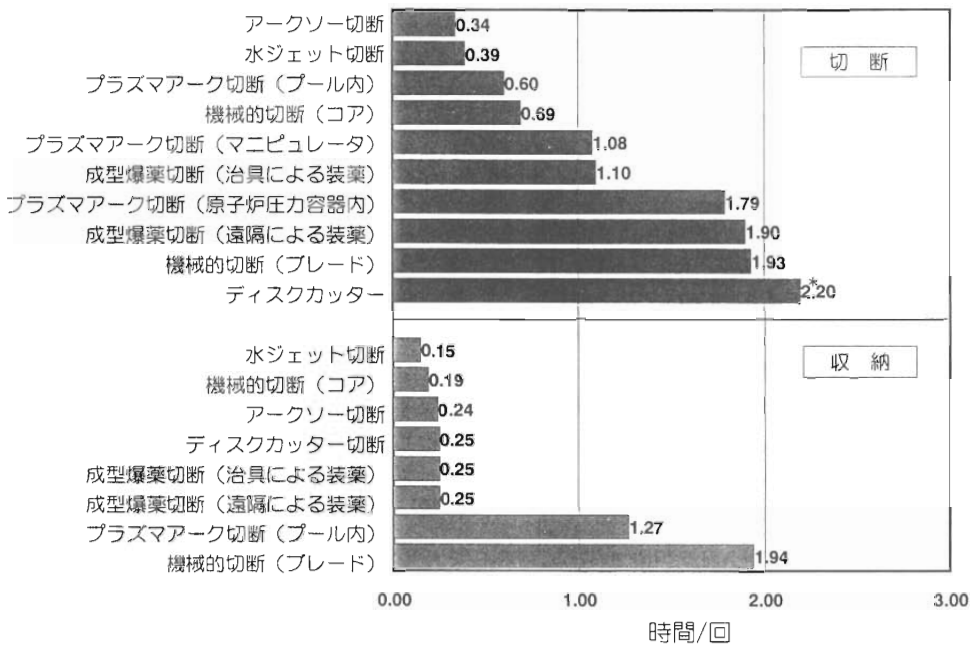


Fig.1 Unit productivity factors derived from JPDR dismantling activities (hands-on activities)



* : 1回の切断試験から得られた結果、本作業には切断以外にディスクの摩耗量の測定、切断片の外観検査等が含まれる。

Fig.2 Unit productivity factors derived from JPDR dismantling activities (remote activities)

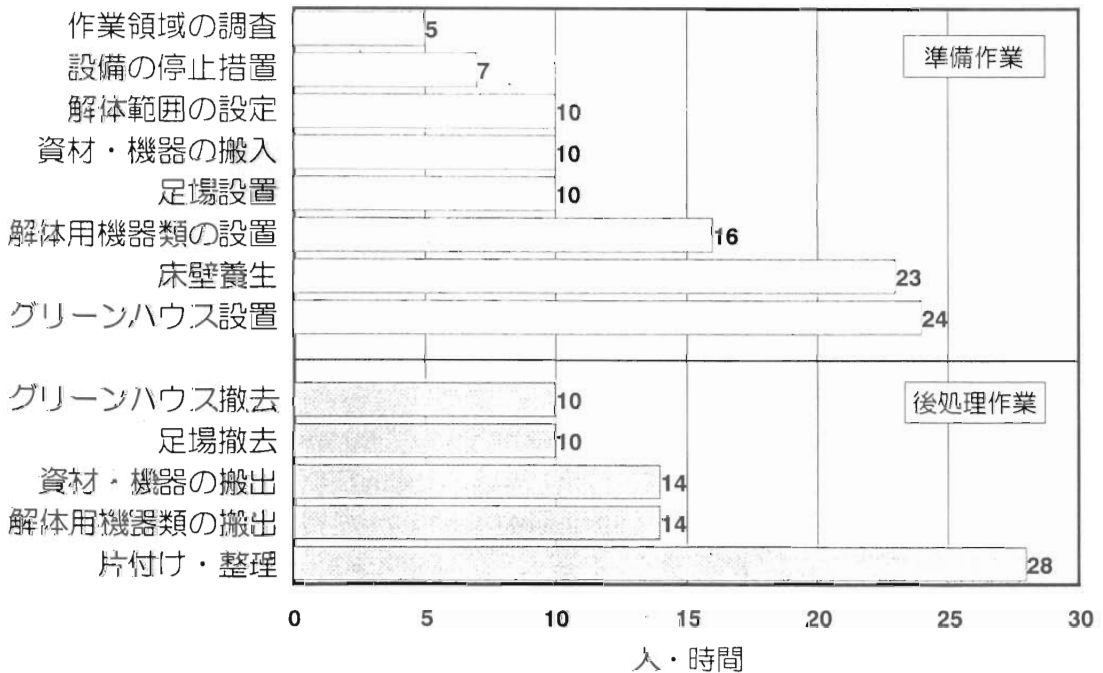


Fig.3 Manpower expenditure in preparation and post-dismantling clean-up activities.

上述したように、在来工法による解体作業に関しては、解体する機器の種類毎に、解体物重量と人工数の関係を、また、遠隔解体装置を用いた解体作業に関しては、解体装置の特性、すなわち、切断・収納回数と人工数の関係を評価しておくことにより、解体作業に必要な人工数を予測することが可能になった。

3. 計画検討支援システム

3.1 システムの概要

Fig. 4に原子力施設の廃止措置計画を検討・立案する過程、そのための各種検討項目、本システムのサブプログラム毎の役割、に関する概念を示す。原子炉施設の解体においては、まず、炉心部に存在する機器・構造物の放射化量を評価、また、現場測定や計算による施設内の線量当量率の評価が必要になる。これらの結果に基づいて、作業の計画が立案されるが、その過程で、人工数や被ばく線量等のプロジェクト管理データを予測し作業計画をより具体化することが求められる。最終的には、様々な計画の選択

肢に対して各種要素を考慮した上で最適な計画を選定することになる。本システムは、上述した検討を統合化して支援するため、放射能インベントリ計算、線量当量率の計算、プロジェクト管理データの計算、最適性評価、等の計算プログラムから構成されている。以下に各プログラムの概要を記す。

Rado：原子炉の炉心部の放射化量を計算するプログラムである。原子炉の運転履歴、炉心部の幾何形状等から運転中の中性子束を計算し、それに基づいて各種機器の放射化量を推定する。本システムでは、DOT3.5、ORIGEN等を用いて機器・構造物毎の放射化量を計算する。

Dose：解体・除染の作業現場における線量当量率の分布を計算し（2次元）、その結果をプロジェクト管理データ計算用のデータベースに格納する。本システムではQAD-CGGPを用いて作業領域の線量当量率を計算し、この結果をデータベースに格納する。

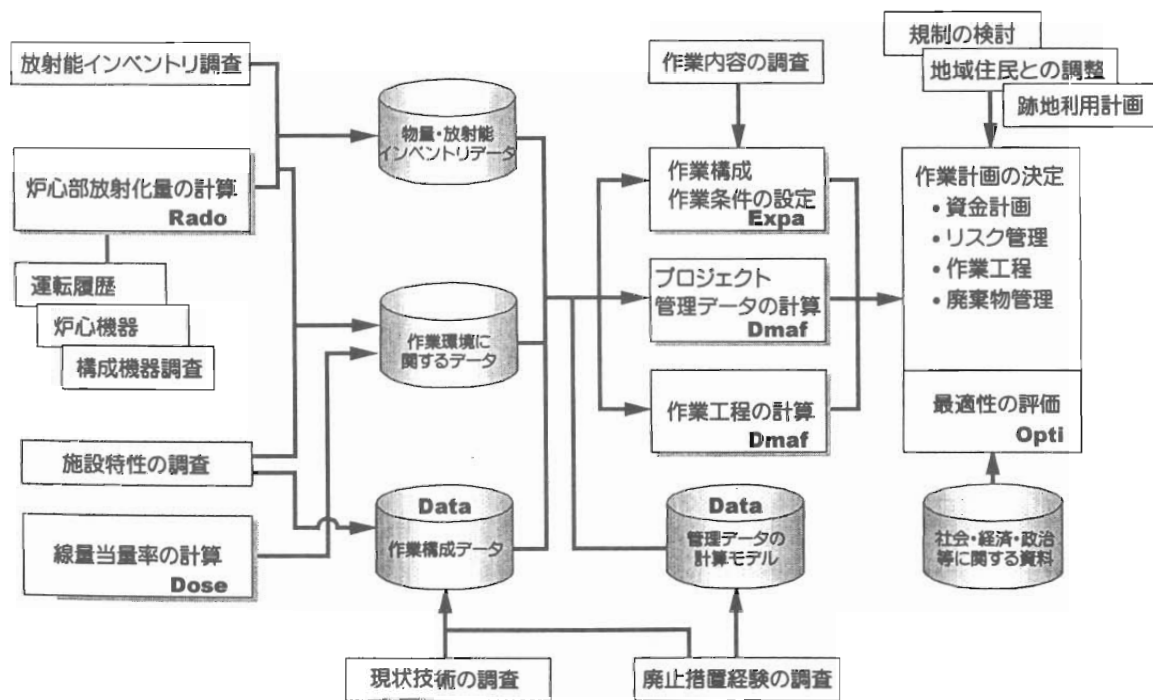


Fig.4 Procedures for evaluation of decommissioning project plan.

Dmaf: 作業者の被ばく線量、人工数、廃棄物の発生量等のプロジェクト管理データを計算する。また、予め設定した工程に基づいて、プロジェクト管理データの山積図など、工程計算を行う。

Expa: プロジェクト管理データの計算に必要な作業の構成、作業の条件、適用する工法に対する作業内容などを、予め準備したデータベース(知識ベース)に基づいて設定し、Dmaf計算に必要な入力データを作成する。

Opti: 工程、工法等を変更してDmafによるプロジェクト管理データの計算を行い、最適な作業工程、工法等を評価する計算プログラムである。

Data: JPDR解体作業、各国廃止措置の結果等に関するデータをまとめてデータベースとしたものである。解体工法毎の作業内容・所要人工数、切断機能をまとめた解体工法データベース、作業階層を設定するための知識ベース等がある。

3.2 プロジェクト管理データの計算

廃止措置の計画を検討する上で、作業計画の立案とプロジェクト管理データの計算は非常に重要である。そこで、これらの計算を実施する計算プログラム(ExpaとDmaf)の概要を以下に記す。

プロジェクト管理データの計算では、まず、作業構成の設定に関する構想を明確にする必要がある。本システムでは、独自に開発したコマンド体系を用いて作業構成を階層状に設定する。基本的には作業構成の設定は、その内容を良く知る専門家によって行われるものであるが、ユーザーが作業内容に精通していなくても、過去の事例からその構成を設定できるよう、エキスパートシステムを採用した。すなわち、いくつかの作業構成(全体の一部)を予め知識ベースとして用意し、ユーザーが必要とする条件に従って知識ベースの中から、計算に必要な作業構成や作業内容を選択する事ができる。例えば、水中プラズマによる炉内構造物解体、を選択すると、それに必要となる作業条件や作業構成が自動的に設定されることになる。ただし、作業条件は様々な選択

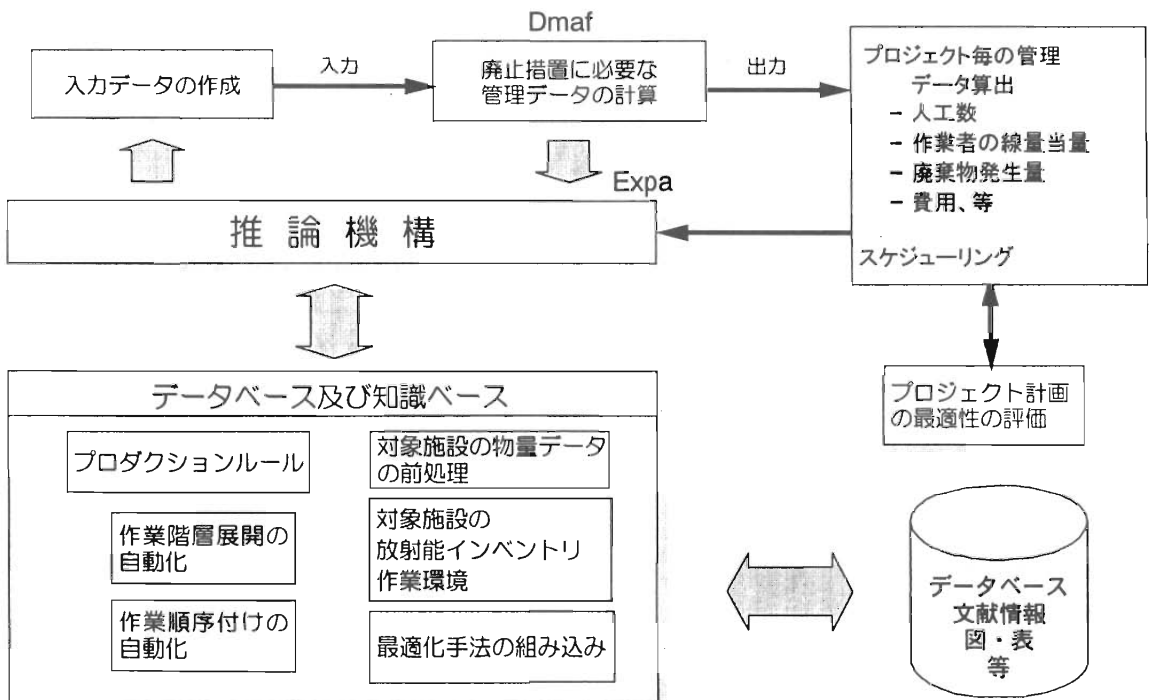


Fig.5 Concept of project management data evaluation by Dmaf and Expa systems.

肢が可能であるため、ユーザーはいくつかのオプションからユーザーが求めるものを選択するが、この選択は、画面表示される条件に基づいて実施される。推論機構にはIJSPを用いている。

作業構成と作業条件が設定されると、各種の計算モデルを用いてプロジェクト管理データが計算される。この計算はあらかじめ作成した単位作業係数や、簡単な数式「if...then else」等により行われる。これらの計算モデルはテキストファイルに記述されており、その内容を見ることが出来、また、必要に応じて変更することも可能である。工程条件をあらかじめ設定しておくことにより、PERT (Program Evaluation and Review Technique) 計算により作業の順序関係を設定して、工程図、資源量の山積図、ネットワーク図等を作成することも可能である。Fig. 5に

ExpaとDmafの計算概念を示す。

他方、上記計算をより効率的に実行するため、グラフィカルユーザーインターフェイス (GUI) を整備した。Fig. 6はDmafによる人工数の計算に関するGUIである。設定した作業の階層構造、プロジェクト管理データの計算結果、工程等は図形表示により容易に認識が可能である。また、GUIを用いて作業構成の変更、追加、消去等が可能である。

3.3 最適性の評価

廃止措置の計画検討においては、様々な選択肢があり得る。すなわち、作業を開始する時期、工法の選択、密閉管理の期間、等様々な点を考慮してその検討が進められることになる。そこで、幾つかのシナリオを用意し、そのシナリオに対してプロジェク

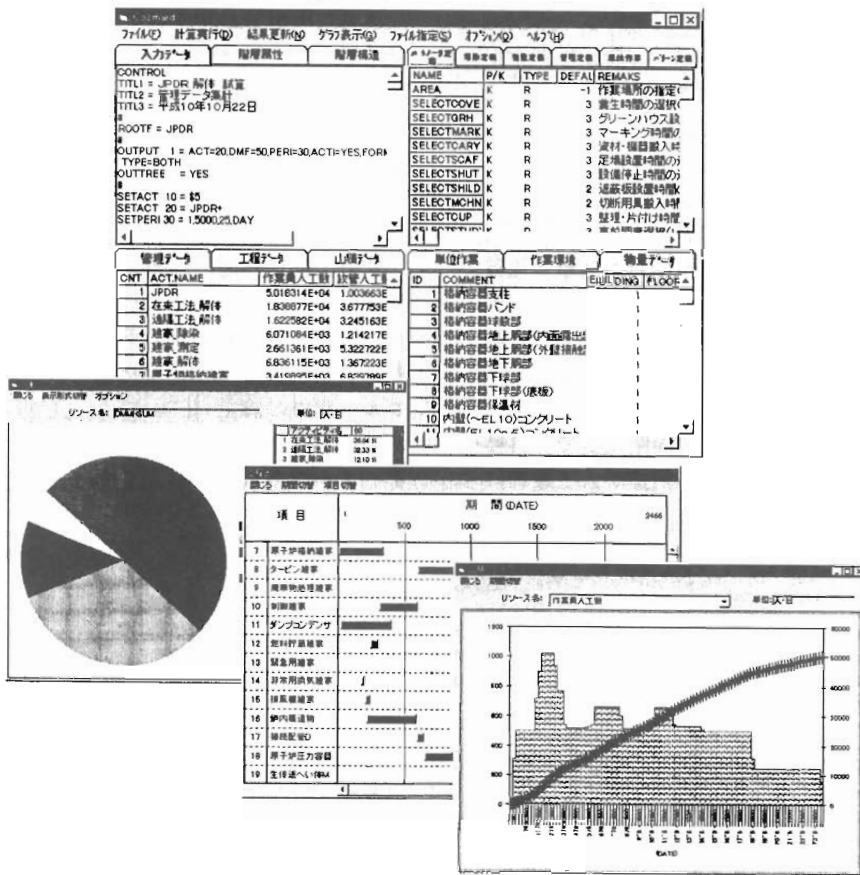


Fig.6 Examples of Dmaf graphical user interface.

ト管理データを計算するとともに、その結果を比較して、最適な計画を選択することが重要となる。そこで、予め設定した幾つかのシナリオ(入力データ)に対してプロジェクト管理データを計算するとともに、各項目毎にその結果を比較して、最適シナリオを選択するプログラムを開発した。シナリオの最適性を評価する指標は、人工数、費用、被ばく線量、廃棄物量などであるが、これらを直接比較することができないため、重み付けをして同等の単位量とした上で比較するものである。また、プロジェクト管理データ以外にも、例えば、従業員の雇用問題、地方の産業界への影響、国の政策との整合性など、必ずしも数値で評価できない要素もあり得る。そこでAHP(階層分析法)⁽¹⁰⁾を用いた評価手法の開発を進めている。

4. 解体作業の解析

4.1 計算条件

本システムの主要な目的は、原子力施設を廃止措置(解体撤去)する場合に必要な作業を出来る限り現実に近い条件でモデル化し、プロジェクト管理データを精度良く計算することである。そこで、JPDRの解体作業に関して、その構成を再現できるようにモデル化し、それに基づいてプロジェクト管理データを計算するとともに、その結果を実績と比較してシステムの実用性を検討した。他方、廃止措置計画を立案する時点では、主要な工程や作業内容の概略を決めるとともに、工法や工程を変更してそれらが計画に及ぼす影響を評価しておくことが必要になる。そこで、設定条件を比較的簡略化して、各種パラメータを変更し、各種条件の相違が人工数等に及ぼす影響を評価した。

4.2 計算結果と検討

JPDR解体作業に関するプロジェクト管理データの計算では、作業構成や作業工程は出来る限り実績と同等とするよう入力データを設定した。実際の作業では、同一の部屋の機器を数回に分けて解体している等、より作業が複雑であったが、本計算では領域毎(部屋毎)に作業が実施されるものとして、作業構成や工程は単純化を計った。また、実際の工程も、非常に細分化され、領域毎に各々異なるスケジュールが組まれていたが、計算では建家毎の作業を基本にして順序関係を設定した。Fig. 7はJPDRの解体作業を再現し(工程は単純化したもの)、それに要する人工数等の計算結果である。また、人工数の計算結果を作業毎に分類すると、遠隔解体32%、一般機器の解体37%、建家表面の除染14%、確認測定4%、建家解体13%であった。これらの結果はJPDR解体作業の実績と概ね同等であることが分かった。

さらに、計算結果を検証するため、実績値との比較を試みた。Fig. 8は主要な作業分類に対して実績と計算結果を比較したものである。部分的に多少の変動はあるが、両者はほぼ類似していることが分かる。また、単純化した工程に基づく計算から得られた人工数と被ばく線量の山積図は、実績と類似したものとなった。

他方、解体装置の性能を評価するために実施した試験等、技術開発的要素を除いて、より現実的と考えられる作業条件を設定すると、人工数、被ばく線量は約20%減少する結果になった。特に、作業者のクルー構成の設定(JPDR解体作業ではデータ取得のための技術要員や作業の観察者等が含まれているケースが存在した)が人工数に大きく影響した。

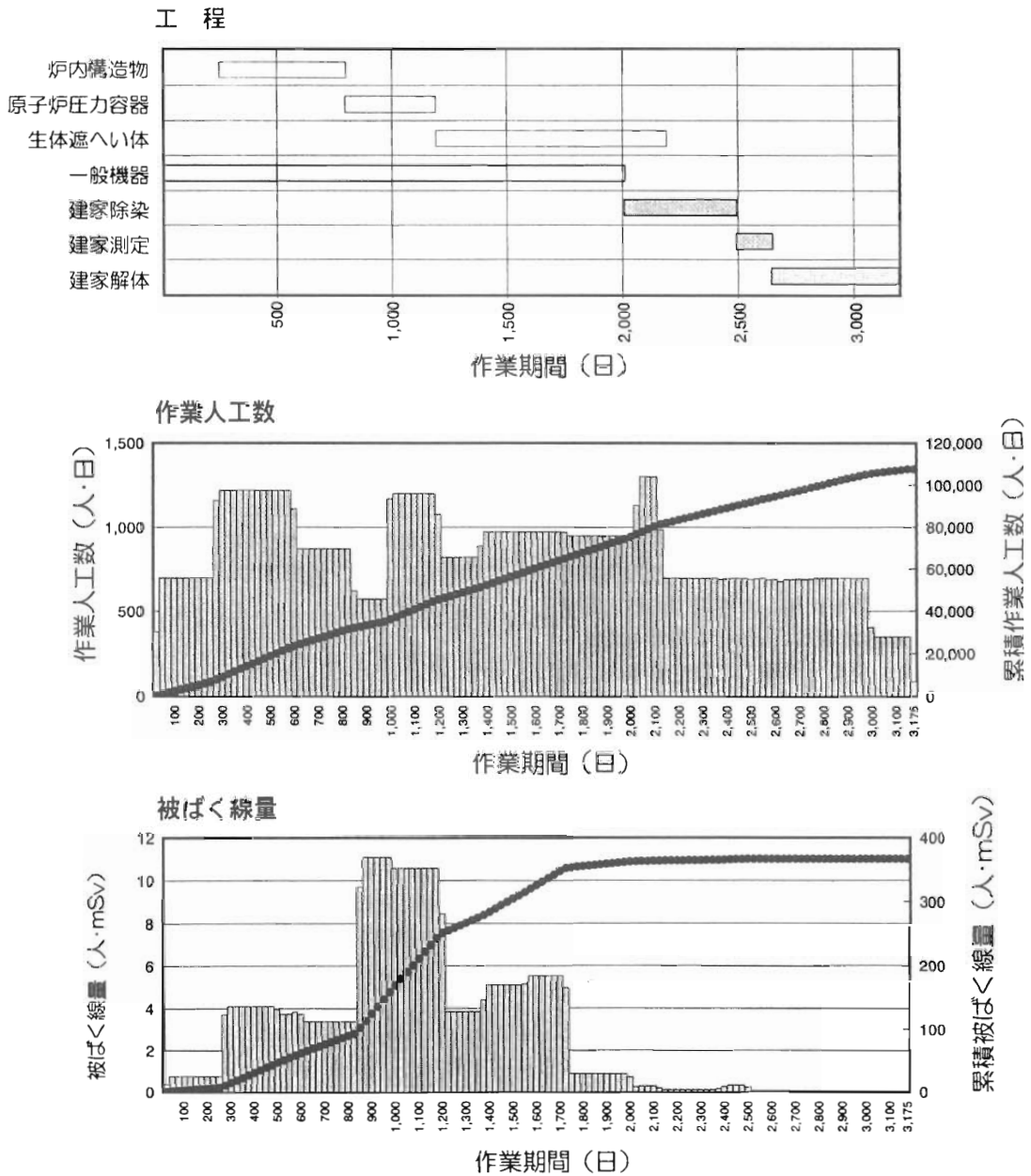


Fig.7 Manpower expenditure and radiation exposure to workers in JPDR dismantling activities calculated by Dmaf.

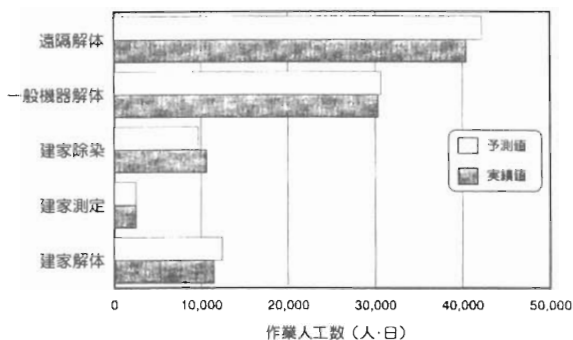


Fig.8 Comparison between calculated and actual manpower expenditure in JPDR dismantling project.

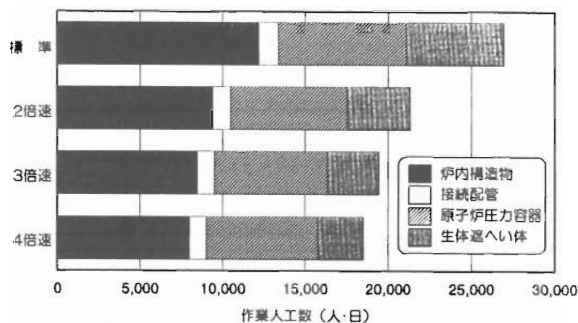


Fig.10 Manpower expenditure calculated by changing cutting speed (JPDR remote dismantling activities).

4.3 作業条件の検討

人工数の計算では、作業場所によって準備・後処理作業の難易度を3段階に分類した。これらは、作業現場の状況を観察して決定されるものであるが、作業条件が人工数に及ぼす影響を評価することを目的にして、全作業領域に対して同一の条件を設定した。Fig. 9は「困難」、「標準」、「容易」の各条件を設定した場合の人工数を比較した結果である。基本ケース（各作業現場の実状に合わせて条件を設定した場合）に対して、全て「困難」と設定すると、約30%増加し、「標準」の設定では20%減少、「容易」の設定では約30%減少する結果になった。特に、一般機器の解体作業では作業場所が多く存在するため、準備・後処理の人工数が大きな割合を占めることか

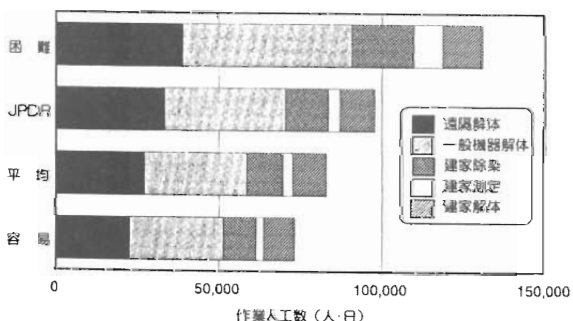


Fig.9 Manpower expenditure calculated by changing work difficulty factors in preparation and post-dismantling clean-up activities (JPDR dismantling project)

ら、これらの設定に対する影響が大きかった。

他方、切断作業に関しては、切断速度を変更することによりその人工数に及ぼす影響を評価した。Fig. 10は、遠隔解体作業において切断速度を変更して人工数を計算した結果を比較したものである。切断速度が2倍になると、人工数は約20%減少することが分かる。また、切断速度が4倍になると人工数は約30%減少した。

5. まとめ

原子力施設を廃止措置する場合、様々な選択肢があるが、人工数、費用、作業者の被ばく線量、廃棄物発生量等プロジェクト管理に関する各種データを予測して最適な廃止措置計画を立案することが重要である。プロジェクト管理データを予測するためには、プロジェクト(作業)の内容を正しく理解し、その内容に基づいて人工数等を計算するが、これらは過去の経験に基づくものであるため、JPDRの解体作業を分析し、作業の構成、作業の内容を明らかにするとともに、人工数、廃棄物の発生量等を予測する上で必要な基本データをまとめた。これらの結果に基づき、放射能インベントリ、領域毎の線量当量率等の計算、作業構成の設定、プロジェクト管理データの計算等を統合化して、廃止措置計画の検討を支援する計算コードシステムを開発した。また、本システムを用いてJPDR解体作業を再現し、プロジェクト管理データを計算するとともに、その結果を実績と比較することにより、本システムを検証した。

本システムは、今後我が国においても重要な課題

となる原子力施設の廃止措置にとって役立つものと考えられる。

謝 辞

本研究は科学技術庁からの受託研究として原研が平成7年から平成10年までに実施したものです。また、本報の作成においては日本原子力研究所バックエンド技術部の関係者の方々のご協力を賜りました。ここに心より謝意を表します。

参考文献

- 1) 佐藤忠通：東海発電所の廃止措置、日本原子力学会誌、Vol.40, No.11 (1998)
- 2) 宮坂靖彦、他：JPDR解体実地試験の概要と成果、日本原子力学会誌、Vol.38, No.7 (1996)
- 3) S. Yanagihara, et al., : Systems Engineering for Decommissioning the Japan Power Demonstration Reactor, JSME International Journal, Series B, Vol.36, No.3, 1993
- 4) S. Yanagihara : COSMARD : The Code System for Management of JPDR Decommissioning, J. Nucl. Sci. Tech, Vol.30, No.9, pp890 ~ 899, sep.1993
- 5) 柳原敏、他：原子炉デコミッション管理のための計算コードシステムの開発・I ー管理データ計算プログラムの概要と取扱説明ー、JAERI-M97-005, 1994年2月
- 6) S. Yanagihara, et al., : Systems Engineering Approach to Planning of Nuclear Power Plant Decommissioning Application of JPDR Dismantling Data to Tokai Power Station Decommissioning, Proceedings of SPECTRUM 98, pp269 ~ 274, Denver, Colorado, Spetember 13-18, 1998
- 7) 白石邦生、他：動力試験炉 (JPDR) の解体における作業データの分析 (受託研究)、JAERI-Data/Code 98-010, 1998年3月
- 8) 白石邦生、他：動力試験炉 (JPDR) の解体廃棄物データの分析 (受託研究)、JAERI-Data/Code 99-050, 2000年1月
- 9) 助川武則、他：原子力施設の解体作業に関する管理データ計算モデルの開発、JAERI-Data/Code 99-005, 1999年2月
- 10) 刀根薫、真鍋竜太郎編：“AHP 事例集”、同科技連出版 (1990)

ファイバ導光レーザによる原子炉解体技術の研究開発(2)

原 邦男*、宮尾 英彦*、中澤 正治****
月野 徳之**、和仁 郁雄**、尾角 英毅**
片岡 伸一***、名倉 保身***、斉木 秀男***

Development of Remote Dismantling of Nuclear Reactor with Laser transmitted through Optical Fiber (2)

Kunio HARA, Hidehiko MIYAO, Masaharu NAKAZAWA,
Noriyuki TSUKINO, Fumio WANI, Hideki OKADO,
Shinichi KATAOKA, Yasumi NAGURA, Hideo SAIKI

Technology of dismantling nuclear facilities has been developed in various fields for its evaluation and dismantling system.

RANDEC has been developing a dismantling system of reactor internals with laser through optical fiber using Chemical Oxygen Iodine Laser (COIL).

COIL has the advantage to application for dismantling of thick metallic material and its smaller kerf width can expect reduction of the secondary waste.

Laser transmission through optical fiber and the cutting technology have been advanced mainly for reactor internals since 1994. This development has been highly effective through the phase of research, manufacturing trial objects and cutting test.

Furthermore, concerning the secondary waste arising from laser cutting, several tests for understanding of the characteristics and its removal have been carried out using YAG laser since 1998.

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

1. はじめに

原子炉圧力容器、炉内構造物等原子炉施設の解体作業は、高放射線下の狭隘な作業環境下で安全に行

わなければならない。このためには、解体機器の遠隔操作化を図り、小型・軽量化して狭隘な場所で効率よく解体ができ、かつ汎用性の高い技術確立する必要がある。また、解体にともなって発生する二

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

- * (財) 原子力施設デコミッションング研究協会 (RANDEC)
- ** 川崎重工業 (株) (Kawasaki Heavy Industries, LTD.)
- *** 三菱重工業 (株) (Mitsubishi Heavy Industries, LTD.)
- **** 東京大学 (University of Tokyo)

次生成物を低減できる解体工法が必要である。

高密度の光エネルギーを光ファイバで伝送するレーザーを用いた切断技術は、解体機器のハンドリング容易性、二次生成物発生量の観点から原子炉施設の解体技術の有効な方法である。ファイバ導光レーザーの中でも、化学励起酸素ヨウ素レーザー (Chemical Oxygen Iodine Laser : COIL。以下「ヨウ素レーザー」) は、大出力化が可能のため、厚板鋼材の切断に適している。また、同レーザーは安定した質の良いレーザービームを発生することから細径ファイバ伝送が可能のため、切断幅を小さくすることで二次生成物を低減させることができる。

当協会は、このような特徴を有するヨウ素レーザーを用いた遠隔解体技術開発および光ファイバ伝送 YAG レーザを用いた、二次生成物回収処理技術開発

を進めている。本報告は、これまでの試験結果の概要である。

(1) レーザ遠隔解体技術開発

- ① 原子炉解体システムに必要な試験機器の製作と性能確認
 - ② ヨウ素レーザーを用いた切断試験
- (2) 二次生成物回収処理技術試験

2. レーザ遠隔解体技術開発

2.1 ヨウ素レーザーのファイバ導光による原子炉解体システム

ヨウ素レーザーのファイバ伝送による原子炉解体システムの基本構成例を Fig. 1 に示す。原子炉解体システムは、レーザー発生装置、レーザー導光・伝送系、切断 (加工) 系、モニタリング系、ハンドリング系、

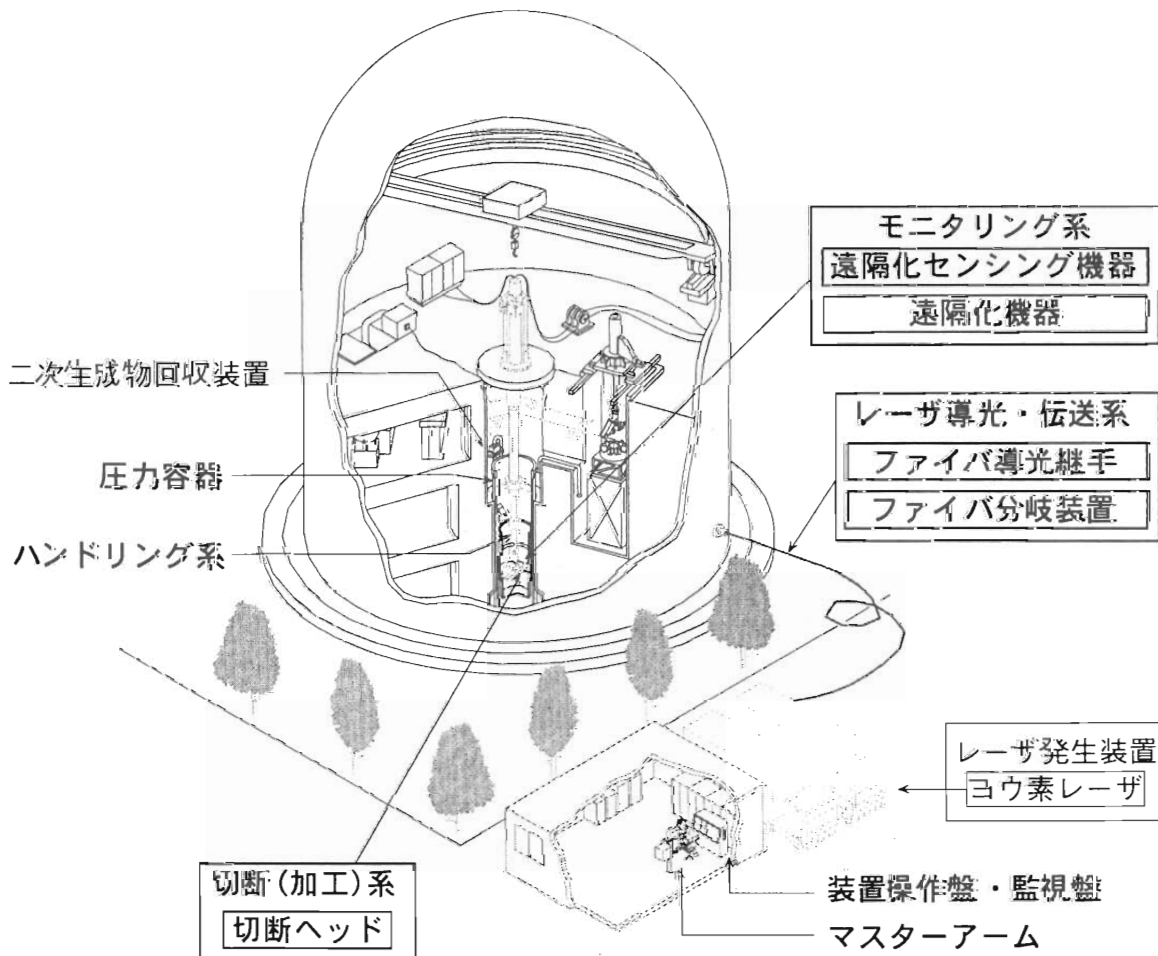


Fig. 1 Reactor decommissioning system

次生成物回収処理装置等から構成され、遠隔操作で解体作業を行う。

2.2 試験機器の製作と性能試験

ヨウ素レーザーのファイバ伝送による原子力炉解体システムを構築するため、各構成機器の開発課題を確認し、実機への適用性確認が必要な機器については試験機器を製作し、性能試験を行った。これまでに製作した試験機器の概要と性能試験の結果を以下に述べる。

2.2.1 ヨウ素レーザー

ヨウ素レーザーは、化学反応により励起酸素を発生させ、そのエネルギー移乗反応により生成した励起ヨウ素から波長 $1.3 \mu\text{m}$ のレーザービームを発振させる化学レーザーである。鋼材の切断機器として用いる場合、以下のような特徴がある。

- ① 波長は $1.3 \mu\text{m}$ で、石英ファイバ中における伝送損失が低く、金属による吸収率が比較的高い。
- ② 化学レーザーであることからスケール則が適用でき、高出力化が期待できる。
- ③ 低圧ガスレーザーであることから、光質が良く、微小スポット集光および細径ファイバ伝送が可能であり、高エネルギー密度のレーザービームを達成できる。

このような特徴から、レーザー遠隔解体技術開発の切断試験には高出力のヨウ素レーザーを使用している。ヨウ素レーザーの発生装置は、原料供給部、励起酸素発生部、レーザー発振器、排ガス処理部とこれらの装置に係わる制御装置から構成され、波長 $1.3 \mu\text{m}$ のレーザービームを発生させる。

切断試験に用いたヨウ素レーザー発生装置は、川崎重工業社製の最大出力が5kW (5kW型) および10kW (10kW型) の装置である。5kW ヨウ素レーザー発生装置の外観を Fig. 2 に示す。

2.2.2 レーザ導光・伝送系

(1) ファイバ導光継手

ファイバ同士を効率良く接続する機器である。本システムにおける高出力レーザー伝送用ファイバの長さは100m程度かそれ以上になることが予想され、途中のファイバが損傷を受けた場合でも、容易に交換できる構造にする必要がある。ファイバ

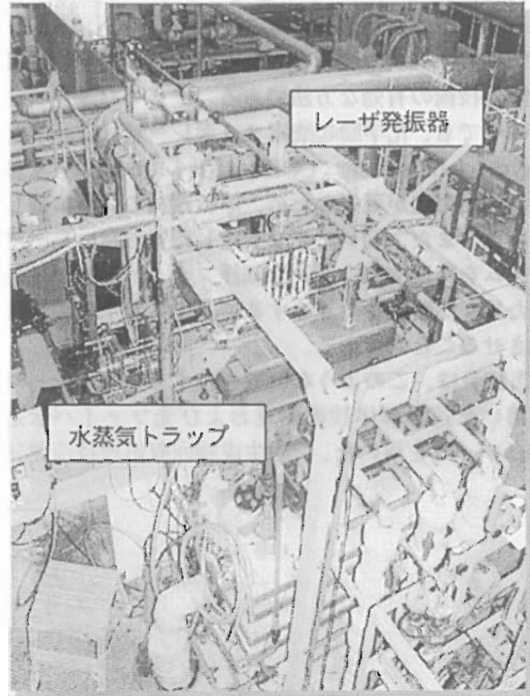


Fig. 2 5kW COIL

導光継手は、ファイバ同士を直接結合してレーザービームを伝送する突き合わせ方式と、2本のファイバ間にレンズを設置し、このレンズにより一方のファイバから出射したレーザービームを他方のファイバのコアに集光するレンズ結合方式の2種類を製作した。2種類のファイバ導光継手を Fig. 3 に示す。

導光試験は、以下の手順で、ファイバ導光継手の導光効率と、結合部コネクタの温度上昇を計測した。

- ① レーザービーム入力側にコア径0.6mm、出力側にコア径0.6mm および0.8mmのファイバを設置
- ② 入力側ファイバに5kWのヨウ素レーザービームを入力
- ③ 出力側ファイバからのエネルギーと結合部コネクタの温度を計測

その結果、突き合わせ方式では、コア径0.6mm同士の導光の場合、導光率93.5%、温度上昇3.3℃、コア径0.6mmから0.8mmの導光の場合、導光率96.2%、温度上昇は1.5℃であった。

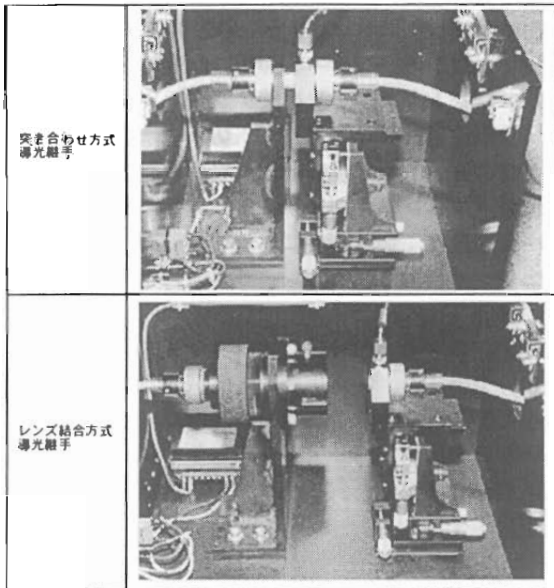


Fig. 3 Fiber coupling device

レンズ結合方式では、コア径0.6mm同士の導光の場合、導光率80.1%、約105秒で温度上昇が約60℃になり、ファイバは焼損した。コア径0.6mmから0.8mmの導光の場合、導光率92.9%、温度上昇は18.2℃であった。突き合わせ方式の方が、機械的精度の確保が容易で、導光率も高いことがわかった。

(2) ファイバ分岐装置

ファイバ分岐装置は、レーザ発生装置からのレーザビームを安定にコア径1mm以下の細径ファイバに伝送するとともに、必要に応じて複数に分岐・伝送する装置である。

分岐試験は、5kWのヨウ素レーザビームを2分岐させ、コア径0.6mmの2本のファイバに入力した。その結果、分岐出力に使用したビームスプリッタ（ビームを分割する光学部品）の分岐比（50%）に応じたレーザ出力が確認できた。

2.2.3 切断（加工）系：切断ヘッド

切断ヘッドは、ファイバで伝送されたヨウ素レーザビームを切断対象物に集光照射する機器である。切断試験では、二次生成物のドロス除去および切断能力向上にアシストガスに酸素を用いるため、切断

ヘッドのノズルからヨウ素レーザビームを出射し、アシストガス（酸素）を噴出する。

これまでの切断試験から切断能力は、レーザ出力の増大に伴い結像比の大きい切断ヘッドの方が高くなることが確認された。また、スタンドオフや焦点位置を多少変化させても、切断能力への影響は少なかった。したがって、焦点距離の長いレンズを用いて、結像比の大きな切断ヘッドタイプD（結像比1:2.8）およびタイプE（結像比1:5）を製作した。切断ヘッドの概略図をFig. 4に示す。

今後は、ヨウ素レーザの高出力化に伴い、より厚板鋼材の切断が可能になることが期待され、厚板鋼材を切断する場合は、ヨウ素レーザビームの収束角が小さく、焦点から離れた位置においても、ヨウ素レーザビームのサイズが大きく広がらない、結像比の大きい切断ヘッドを用いることが有効である。

2.2.4 モニタリング系

ファイバ伝送レーザによる遠隔切断は、切断ヘッドの切断軌道をあらかじめ設定・教示し、再生時にこの軌道に従う切断方式を計画した。この切断方式のモニタリング系試験機器として、遠隔化センシング機器および遠隔化機器を製作した。

(1) 遠隔化センシング機器

遠隔化センシング機器は、切断ヘッドと切断対象物間の距離（スタンドオフ）および切断ヘッドの姿勢を計測し、切断軌道を設定・教示する機器である。計測は半導体レーザを切断対象物に照射

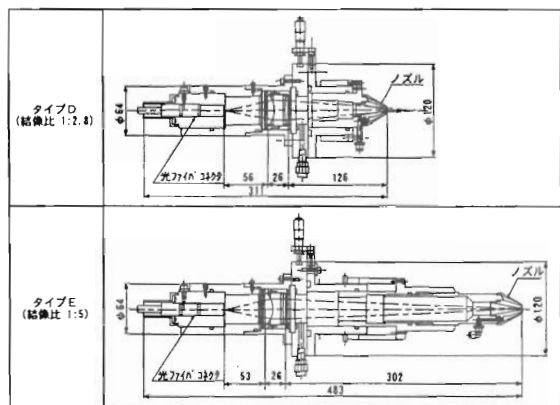


Fig. 4 Laser cutting head

し、その反射光を計測して距離と姿勢を算出する。遠隔化センシング機器の性能試験は、水中切断と同時並行してスタンドオフの計測を行った。その結果、スタンドオフの計測誤差は±0.2mm程度であった。しかし、この計測誤差を確保するためには、アシストガスによる気泡がビームに影響を与えないように除去する必要がある。

(2) 遠隔化機器

遠隔化機器は、切断中に切断ヘッドのスタンドオフを一定に制御する機器である。制御は渦電流式ハイトセンサで切断対象物までの距離を計測し、遠隔化機器を垂直方向に駆動させてスタンドオフを一定に維持する。遠隔化機器の概略図と性能試験の配置図を Fig. 5 に示す。

性能試験は、遠隔化機器を固定し、4度の傾斜部材と半径500mmの円筒部材を100mm/minの速度で移動させ、スタンドオフ制御の追従性能を確認した。その結果、傾斜部材の場合は、スタンドオフ6～10mmの設定に対し、制御誤差は±0.3mm以内、円筒部材の場合は、スタンドオフ5～9mmに対し、制御誤差は±0.7mm以内であった。

スタンドオフを制御誤差程度変化させても、切断能力に影響はなかったことから、実機への適用が確認できた。

2.3 レーザ切断試験

レーザ切断試験に係わる要素技術について、切断性能を評価し、今後の開発計画に資するため切断試験

を実施している。切断試験は、実際の切断雰囲気考慮して水中（水深約0.5m）で行っている。切断能力の評価は、ステンレス鋼（SUS304）の試験片を用いて、以下のパラメータの切断試験を行った。

- ① アシストガス圧：最適なアシストガス圧の評価
- ② 焦点位置、スタンドオフ：切断中に焦点位置およびスタンドオフが変動した場合の影響評価焦点位置、スタンドオフは Fig. 6 のように定めた。
- ③ 切断速度：切断速度による切断能力の評価
- ④ レーザ出力：異なるレーザ出力による切断能力の評価
- ⑤ アシストガスの種類：アシストガスには酸素を用いているが、二次生成物を低減するために窒素を混合した場合の切断能力の評価

切断能力は、各パラメータに対して試験片の最大切断板厚で評価した。これまでの試験結果の概要を以下に示す。

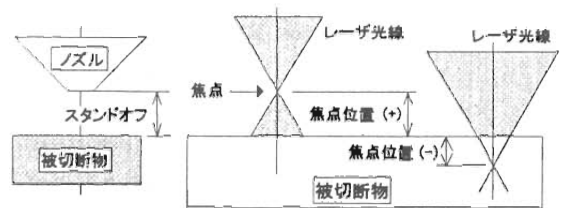


Fig. 6 Parameter of laser cutting

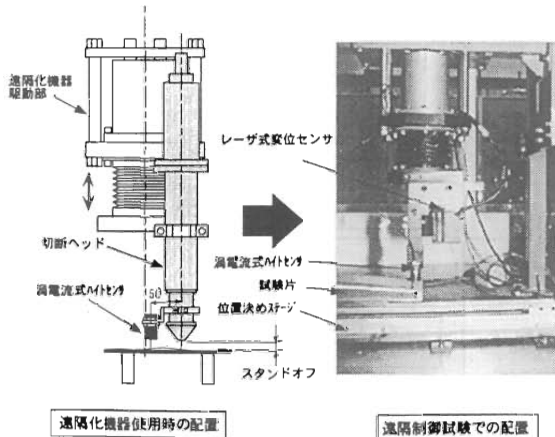


Fig. 5 Stand-off control system

2.3.1 アシストガス圧と最大切断板厚の関係

アシストガス圧と最大切断板厚の関係および試験条件を Fig. 7 に示す。

切断能力は、切断ヘッドタイプEの方が高いが、これは結像比が大きくなるとレーザのスポット径が大きくなり、切断幅も広がる。このため、アシストガスの流入量が多くなって切断能力が向上したものである。

また、タイプEの切断能力は、アシストガスの圧力が5kg/cm²と10kg/cm²の場合で同等であったが、このことは切断能力を落とさずに、アシストガスの供給量を低く押さえることが出来るため、二次生成物発生量の低減につながることを示している。

2.3.2 焦点位置と最大切断板厚の関係

焦点位置と最大切断板厚の関係および試験条件を

Fig. 8 に示す。

焦点位置が10～30mmの切断試験は、切断能力に大きな変化はなかった（スタンドオフ10mmの条件を除く）。スタンドオフが10mmの試験条件では、焦

点位置が10～20mmの範囲で、スタンドオフ20mmおよび30mmの場合と同程度であった。

遠隔操作機器は、スタンドオフと焦点位置が同時に変化する機構のため、ノズルの損傷防止を考慮すると、スタンドオフをできるだけ大きくする必要がある。また、二次生成物発生量の低減には、ノズルの径を小さくし切断幅を小さくする必要があることから、焦点位置を10mmに設定しても、スタンドオフの裕度が10mm確保され、遠隔操作機器への負担を小さく出来ることが確認された。

2.3.3 切断速度と最大切断板厚の関係

切断速度と最大切断板厚の関係および試験条件をFig. 9 に示す。

切断ヘッドタイプD、Eとも切断速度の低下に従って、切断能力は増加する傾向がある。ただし、ファイバコア径0.8mmの切断能力は、切断速度が50mm/minのときに100mm/minの場合より低下している。これは、アシストガスに酸素を使用した場合、切断速度を遅くすると酸素が過剰に供給されて不安定な燃焼となり、切断部材の横方向に燃焼が広がって、切断能力が低下するものと考えられる。

2.3.4 レーザ出力と最大切断板厚の関係

レーザ出力と最大切断板厚の関係および試験条件をFig. 10 に示す。

レーザ出力の増加にしたがって切断能力は向上している。ただし、タイプDの場合は、5kWから7kWにレーザ出力を増加させても、切断能力はほぼ同等であった。これはタイプDの場合、ビームスポット径が小さく切断幅が狭いため、酸素ガスの供給が不足し、切断能力が低下するためである。また、試験片下部ではビームが広がって、燃焼エネルギーが切断に有効に作用しないためとみている。したがってレーザ出力が大きい場合には、ビームスポット径が大きく、試験片下部でもビームの広がりが小さくなる結像比の大きい切断ヘッドを用いることが適当である。

2.3.5 アシストガスに窒素を混入した場合の切断速度と最大切断板厚の関係

アシストガスに窒素を混入した場合の切断速度と最大切断板厚の関係および試験条件をFig. 11 に示す。

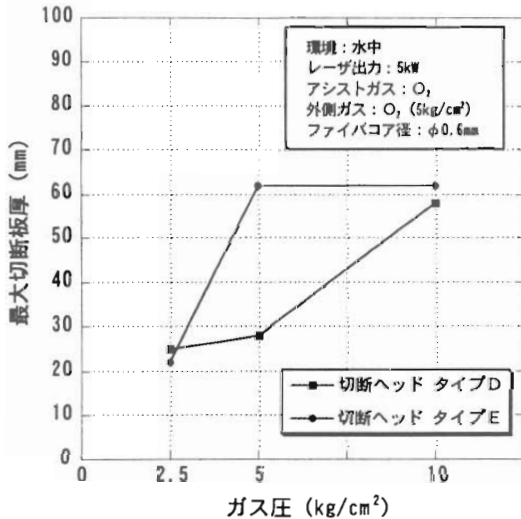


Fig. 7 Relation between gas pressure and cut plate thickness

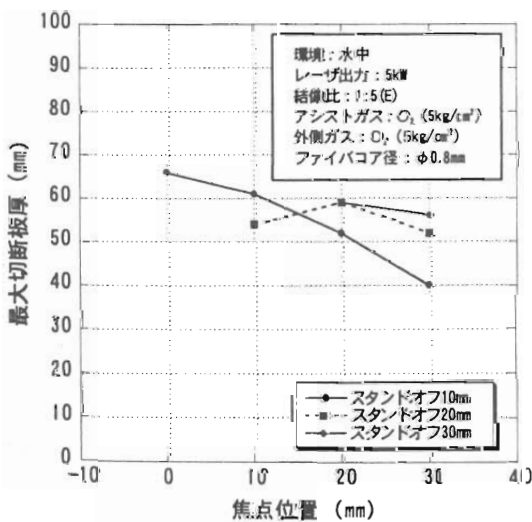


Fig. 8 Relation between focus point and cut plate thickness

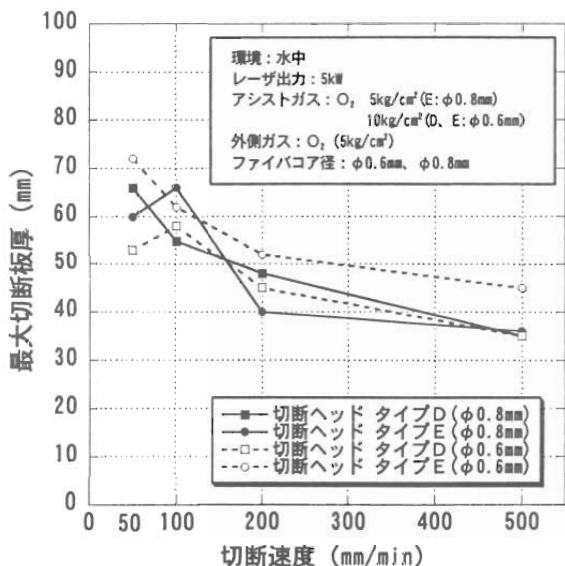


Fig. 9 Relation between cutting speed and cut plate thickness

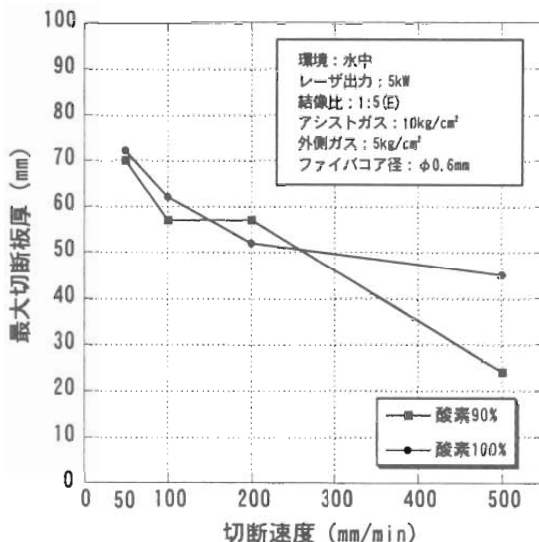


Fig. 11 Relation between cutting speed and cut plate thickness at mixing of N₂ gas

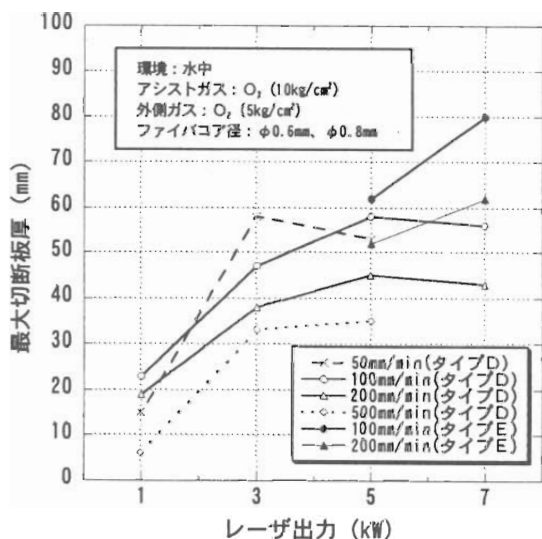


Fig. 10 Relation between laser energy and cut plate thickness

アシストガスに窒素を10%混合した場合は、切断速度が遅い場合は酸素100%とほぼ同等の切断能力が確保されることが明らかになった。このことにより、二次生成物発生量の低減が期待できる。

3. 二次生成物回収処理技術試験

原子力施設の廃止措置に関わる炉内構造物の解体では、切断時に二次生成物として高汚染あるいは高放射物質を含む気体状、粒子状の浮遊物あるいは沈殿物が発生する。これらの物質は、作業員の被ばくや環境、放射性気体・液体廃棄物処理設備等に大きく影響する。このため、切断効率の優れた切断技術を選定するとともに、二次生成物の特性を明らかにし、二次生成物の効率的な回収・処理・減容技術を確立して、作業員や環境への影響を低減させ、放射性廃棄物を合理的に処理する必要がある。

これまでに、ヨウ素レーザーを用いた切断試験で二次生成物の発生量等を評価した。さらに、技術進展が著しく高出力化が可能になったYAGレーザーを用いた切断試験を行い、化学的性状等を詳細に評価するとともに、回収処理する設備の効率を評価する必要がある。このため、化学レーザーで連続発振するヨウ素レーザーより波長が小さく、発振原理の異なる(固体レーザー)パルス状YAGレーザーを用いて二次生成物回収処理設備の性能評価を行った。

以下に、二次生成物特性データ取得試験および二次生成物回収処理技術特性確認試験にYAGレーザーを用いた気中切断に関する試験結果の概要を示す。

3.1 開発成果

YAGレーザーを発振器から先端集光光学系に光ファイバーを用いて伝送し、SUS304ステンレス鋼板材を切断材として気中でレーザービーム切断試験を行い、気中浮遊物および固形物について、以下の知見を得た。切断条件をTable 1に、二次生成物の回収状況をFig. 12に示す。

3.2 二次生成物特性データ取得試験

気中でのレーザービーム切断時に発生する二次生成物の特性を分析し、二次生成物回収処理技術特性確認試験に資する目的で実施した。

物の特性を分析し、二次生成物回収処理技術特性確認試験に資する目的で実施した。

(1) 気中浮遊物

- ① 気中浮遊物の測定結果をTable 2に示す。気中浮遊物の生成率は切断に伴う切断材質量損の0.6から1%を占めた。その単位切断長、単位厚さ当たりの生成量は切断条件特にアシストガスに影響され、酸素ガスの場合で1.57、模擬空気で0.88 g/m/cmであった。単位厚さ当たりの生成速度は、酸素ガスで0.4、模擬空気で0.21 g/min/cmが得

Table 1 The conditions of laser cutting

試験番号	アシストガス	供試材料※板厚 (cm)	切断速度 (mm/min)	レーザー出力 (kW)	入熱 (kJ/cm)
1	酸素 (100%O ₂)	2	250	1.4	3.36
2	酸素 (100%O ₂)	2	200	1.4	4.2
3	模擬空気 (21%O ₂ -N ₂)	0.6	250	1.4	3.36
4	模擬空気 (21%O ₂ -N ₂)	0.6	100	1.4	8.4

※ 供試材料 ; SUS304

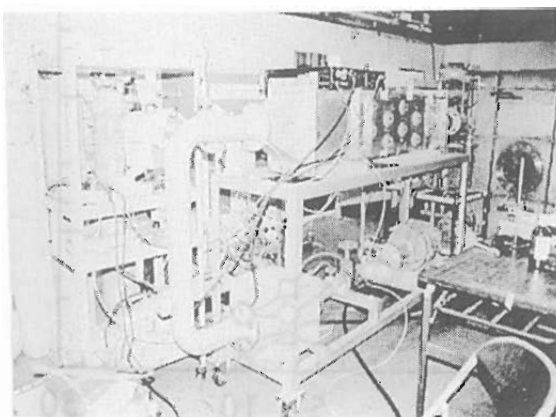


Fig. 12 The filtration system for secondary emission (electrostatic precipitator and HEPA filter)

られた。(但し、切断速度は250 mm/min)

- ② 気中浮遊物の粒径はFig. 13に示すように0.01 μm以下のものから10 μmを越えるものまで幅広く分布している。平均粒径は重量平均径にして0.4から0.5 μmの範囲にあった。粒径が1 μm以下の粒子は重量にして全体の70から80%で、気中浮遊物の大部分を占めた。
- ③ 切断環境から回収したガスの組成はTable 3に示すように、O₂が20%強、N₂が80%弱でほぼ空気の組成に近く、アシストガスが酸素の場合、COが2.9 ppm、NO_xが1.1 ppm (NOとしては0.9 ppm) 検出された。
- なお、模擬空気の場合はCOのみが0.4 ppm 検

Table 2 The result of aerosal measurement

試験番号	切断条件				測定結果						
	切断アースガス組成	切断材板厚 (cm)	レーザー出力 (kW)	切断速度 (mm/min)	処理ガス量 (m3/min)	気中浮遊物			切断材質量損 (g)	気中浮遊物	
						濃度 (mg/m3)	生成量 (g) (g/m/cm)			生成率 (%)	生成速度 (g/min/cm)
1	100% O2	2	1.4	250	2.9	271.0	4.97	1.57	0.59×10^3	0.84	0.39
2	100% O2	2	1.4	200	2.9	155.0	3.60	1.12	0.57×10^3	0.63	0.22
3	20%O2 +80%N2	0.6	1.4	250	2.9	45.4	0.83	0.88	0.11×10^3	0.76	0.22
4	20%O2 +80%N2	0.6	1.4	100	2.9	21.0	0.49	1.02	0.05×10^3	0.96	0.10

注記)

- 切断材 : SUS304ステンレス鋼 板材
- 気中浮遊物生成量は、単位切断長、単位厚さ当たり (g/m/cm) と試験時の全重量 (g) を示す。
- 切断材質量損は、切断材の切断前後の質量変化を示す。
- 生成率は切断材質量損に対する気中浮遊物生成量の割合を示す。

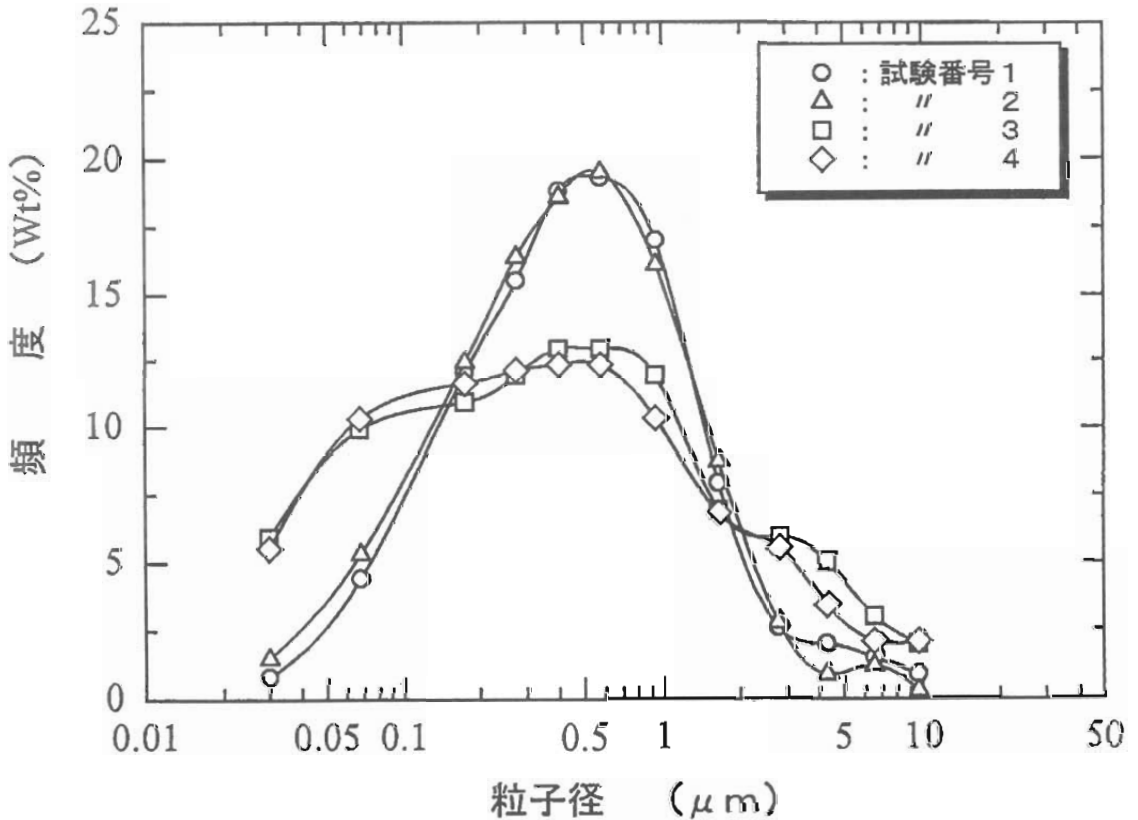


Fig. 13 The filtration system for secondary emission (electrostatic precipitator and HEPA filter)

Table 3 The ingredients of gas

	試験番号1 (酸素)	試験番号3 (模擬空気)	備考
H ₂ (vol%)	< 0.1	< 0.1	爆発下限濃度 4%
O ₂ (vol%)	22	21	—
N ₂ (vol%)	75	78	—
CO ₂ (vol%)	< 0.1	< 0.1	作業環境許容濃度* 0.5%
CO (ppm)	2.9	0.4	作業環境許容濃度* 50ppm
NO _x (ppm)	1.1	< 0.1	大気環境汚染防止法** NO ₂ として0.04~0.06ppm
NO (ppm)	0.9	< 0.1	

* 日本産業衛生学会編 中央労働災害防止協会 許容濃度提案理由書 1997年

** 二酸化窒素に係る環境基準について 環境庁告示 第38号

昭和53年7月11日(平成8年改正)

出されNO_xは0.1 ppm以下であり、この理由として切断時の酸素濃度が21%と低いことが考えられる。

(2) 固形物(ドロス、スパッタ)

- ① 発生量は切断条件、特にアシストガスの種類により影響され、単位切断長・単位板厚当たりの発生量は100%酸素の場合で200、模擬空気の場合で125 g/m/cmの値が得られた。
- ② 充填密度は2.4から3.0であったが、真密度はアシストガスが酸素の場合は5.71でありFe₃O₄の真密度5.2に近く、模擬空気の場合は7.24でFeの真密度7.86に近い結果であった。
- ③ 粒径測定結果をFig. 14に示す。粒径が10 μm以下の、固形回収物の95 wt%以上は63 μm以上の粒径であり、アシストガスの影響は少ない。

3.3 二次生成物回収処理技術特性確認試験

二次生成物特性データ取得試験結果を基に、二次生成物回収処理装置の設計・製作に必要な、粗粒子捕集プレダスタ、微粒子捕集フィルタの選定、処理

特性の把握を目的に試験を行った。

試験結果をTable 4に示す。

- (1) 粗粒子捕集用プレダスタとして電気集じん機を選定し、通常用いられているエアフィルタと性能比較した結果、単体捕集効率率は93から98%で

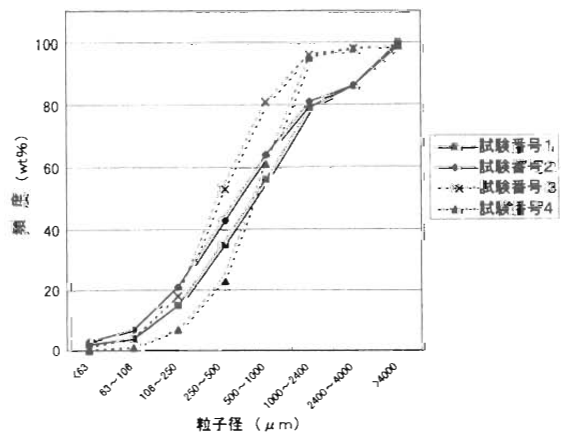


Fig. 14 The distribution of the wall deposits with diameter

Table 4 The result of filtration test

試験番号	切断条件				処理ガス量 (m ³ /min)	EPガス流速 (m/s)	EP荷電条件			気中浮遊物濃度 (mg/m ³)			捕集効率 (%)			
	アシストガス	切断材料板厚 (cm)	切断速度 (mm/min)	レーザー出力 (kW)			電圧 (kV)	電流 (mA)	電流密度 (mA/m ²)	プレダスタ E P / I771A ²		微粒子 HEPA	単体			総合
										入口	出口	出口	EP	I771A ²	HEPA	
										E P						
1	酸素	2.0	250	1.4	2.9	0.9	7.0	3.6	0.69	271.5	3.6	<0.001	98.7	—	>99.972	>99.9996
2		2.0	200	1.4	2.9	0.9	7.0	4.5	0.86	155.0	7.9	<0.001	94.9	—	>99.987	>99.9994
3	模擬空気	0.6	250	1.4	2.9	0.9	7.0	2.0	0.38	45.4	1.2	<0.001	97.4	—	>99.917	>99.9978
4		0.6	100	1.4	2.9	0.9	7.0	1.3	0.25	21.0	1.5	<0.001	92.9	—	>99.933	>99.9952
										I771A ²						
5	酸素	2.0	250	1.4	2.9	—	—	—	—	267.2	22.7	<0.001	—	91.5	>99.996	>99.9996

エアフィルタの92%より優れる成績が得られた。また、エアフィルタは短時間で目詰まりが生じ、圧損が上昇するが、電気集じん機は殆ど圧損の上昇が認められなかった。

- (2) 供試微粒子捕集用 HEPA フィルタから排出された気中浮遊物濃度は、光散乱式粉じん濃度計の検出下限値 (0.001mg/m³) 以下であった。また、単体捕集効率は 99.917 から 99.996% であった。
- (3) 粗粒子捕集用電気集じん機と HEPA フィルタを組合わせた総合捕集効率は 99.9952 から 99.9996% 以上と極めて高い値が得られた。

4. まとめ

4.1 レーザ遠隔解体技術開発

原子炉等原子力施設の解体作業に、ファイバで伝送したレーザーによる切断技術の確立を目指して、レーザー遠隔解体技術の開発を進めている。平成9年度および10年度に最大出力5kWおよび10kWのヨウ素レーザー発生装置を用いて実施した性能試験や切断試験から、以下のような成果と課題が得られた。

(1) 試験機器の製作と性能試験

- ① レーザ導光・伝送系の試験機器として、ファイバ導光継手とファイバ分岐装置を製作し、5kWのレーザーを伝送、分岐できることを確認した。
- ② 結像比が1:2.8 (タイプD) と1:5 (タイプE) の切断ヘッドを製作し、結像比の大きい切断ヘッドタイプEの方がタイプDより切断能力が高いことを確認した。
- ③ モニタリング系は、切断ヘッドと切断対象物間の距離と切断ヘッドの姿勢を計測し、切断軌道を設定・教示する遠隔化センシング機器とスタ

ンドオフを一定にならない制御する遠隔化機器を製作し、計測誤差と制御誤差は切断能力に影響がないことを確認した。

(2) レーザ切断試験

- ① 切断試験の結果、スタンドオフと焦点位置の両パラメータとも10~20mmの範囲では、切断能力に大きな変化はみられなかった。
- ② 切断ヘッドタイプD、Eとも切断速度が速くなるにつれて、切断能力は低下する傾向があった。
- ③ 切断ヘッドは、最大の切断能力を引き出すために、レーザー出力に対応した適正な結像比が存在する。
- ④ レーザ出力7kWで、最大80mmのステンレス板の切断能力を確認した。
- (3) 今後の課題
 - ① データのバラツキを確認するために、再現性試験の実施
 - ② 濁った水中における切断状況確認方法 (モニタリング) の確立

今後は、課題に示した試験の実施と結像比の増大にしたがって大きくなる切断ヘッドの小型化を行う。また、配管部材の切断やモニタリング系の試験機器 (遠隔化センシング機器と遠隔化機器) を使用して、切断ヘッドを切断対象物に対してならない制御させながら切断する試験を行う予定である。

4.2 二次生成物回収処理技術試験

平成10年度から開始した、二次生成物回収処理技術試験は、まず気中でSUS304の試験片をYAGレーザービームで切断試験を行い、以下の結果が得られた。

(1) 二次生成物特性データ取得試験

- ① 気中でのレーザービーム切断における気中浮遊物の発生量、粒径分布の目安を把握した。
 - ② 切断環境はほぼ空気の組成に近いが、アシストガスが酸素の場合に CO、NO_x、NO が、模擬空気の場合には CO のみが検出された。
 - ③ 固形物（ドロス、スパッタ）の発生量は単位切断長・単位板厚当たりの発生量は 100 %酸素の場合で 200、模擬空気の場合で 125 g/m/cm の値が得られた。充填密度は 2.4 から 3.0 であった。
- (2) 二次生成物回収処理技術特性確認試験
- ① 粗粒子捕集用プレダスタとしての電気集じん機は、単体捕集効率で 93 から 98% であり、通常用いられるエアフィルタの 92% より優れた結果が得られた。
 - ② 微粒子捕集用 HEPA フィルタから排出された気中浮遊物濃度は、光散乱式粉じん濃度計の検出下限値 (0.001mg/m³) 以下であった。
 - ③ 粗粒子捕集用電気集塵装置と HEPA フィルタを組合わせた総合捕集効率は 99.9952 から 99.9996 % 以上と極めて高い値が得られた。

今後は、二次生成物回収処理装置を用いた水中切断試験の長期運転を行い、フィルタ寿命、交換時間、

処理ガス性状・処理水の水質等のデータを取得して、装置の性能を評価する。

参考文献

- 1) 鶴巻邦輔、他、“ファイバ導光レーザーによる原子炉解体技術の開発”
デコミッションング技報第 17 号、1997 年 12 月
- 2) H.Okado, et al., “Underwater cutting of stainless steel with laser transmitted through optical fiber”
International Forum on Advanced High-Power Lasers and Applications (1999), SPIE., 3887-13
- 3) 松本敏史、他、“よう素レーザーのファイバ導光・加工性能について”
川崎重工技報 121 号、1994 年 4 月
- 4) 藤井洋郎、他、“世界初産業用よう素レーザー装置の開発”
川崎重工技報 131 号、1996 年 10 月
- 5) 日本産業衛生学会編 中央労働災害防止協会 許容濃度提案理由書 1997 年
- 6) 二酸化窒素に係る環境基準について 環境庁告示第 38 号
昭和 53 年 7 月 11 日 (平成 8 年改正)

訂正のお知らせ

前号発行のデコミッションング技報第20号で訂正がありましたので、お知らせするとともにお詫び致します。

誤	正
<p>- 3 - ページ右段、16桁目～23桁目</p> <p>ここでは酸化剤としてシュウ酸、還元剤として過マンガン酸を用いている。シュウ酸による溶解・還元反応を(1)(2)式に、過マンガン酸による還元反応を(3)式に示す。</p> $\text{Fe}_2\text{O}_3 + 6\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4 \rightarrow 2\text{Fe}(\text{C}_2\text{O}_4)_3^{3-} + 3\text{H}_2\text{O} + 6\text{H}^+ \quad (1)$ $\text{Fe}_3\text{O}_4 + 9\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4 \rightarrow 2\text{Fe}(\text{C}_2\text{O}_4)_3^{3-} + 4\text{H}_2\text{O} + 10\text{H}^+ \quad (2)$ $\text{Cr}_2\text{O}_3 + \text{HMnO}_4 \cdot \text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{CrO}_4^{2-} + \text{MnO}_2 + \text{H}^+ \quad (3)$	<p>ここでは還元剤としてシュウ酸、酸化剤として過マンガン酸を用いている。シュウ酸による溶解・還元反応を(1)(2)式に、過マンガン酸による酸化反応を(3)式に示す。</p> $\text{Fe}_2\text{O}_3 + 6\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4 \rightarrow 2\text{Fe}(\text{C}_2\text{O}_4)_3^{3-} + 3\text{H}_2\text{O} + 6\text{H}^+ \quad (1)$ $\text{Fe}_3\text{O}_4 + 9\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4 \rightarrow 2\text{Fe}(\text{C}_2\text{O}_4)_3^{3-} + 4\text{H}_2\text{O} + 10\text{H}^+ \quad (2)$ $\text{Cr}_2\text{O}_3 + \text{HMnO}_4 + \text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{CrO}_4^{2-} + \text{MnO}_2 + \text{H}^+ \quad (3)$

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21号 発行日：平成12年3月28日

編集発行者 (財)原子力施設デコミッションング研究協会

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100

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

RANDEC's Capability

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

The capability and service of RANDEC are to ;

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

Provide technical information on decommissioning.

Train for decommissioning.

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

財団法人

原子力施設デコミッションング研究協会

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821番100東海外材ビル

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

E-mail : randec@olive.ocn.ne.jp

URL : <http://www1.sphere.ne.jp/randec/>