

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

No. **20** 1999

巻頭言：原子炉施設の廃止措置へのサイクル機構
の取り組み

技術報告：シュラウド等炉内構造物の取替工事

伊方発電所1号機の蒸気発生器取替工事

東芝の廃止措置関連技術開発

ワイヤーソーによるコンクリート構造物切断技術開発(その2)

水酸基ラジカルを利用した除染方法・基礎試験(2)

RANDEC

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

事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。



デコミッショニングに関する人材を養成します。



デコミッショニングに関する普及啓発活動を行います。

デコミッショニング技報

第20号 (1999年8月)

目次

巻頭言

原子力施設の廃止措置へのサイクル機構の取り組み	1
	相澤 清人

技術報告

シュラウド等炉内構造物の取替工事	2
	山下 裕宣

伊方発電所1号機の蒸気発生器取替工事	11
	山岡 克彰、岸 憲義

東芝の廃止措置関連技術開発	21
	樋江井 明、後藤 哲夫 夏井 和司、酒井 仁志

ワイヤーソーによるコンクリート構造物切断技術開発 (その2)	36
	宮尾 英彦、鈴木 正啓、富岡 秀夫、岩崎 行雄 久木野慶紀、山本 雄一、宮崎 貴志、神山 義則 板谷 俊郎、稲井 慎介、有富 正憲

水酸基ラジカルを利用した除染方法 基礎試験 (2)	49
	秋山 孝夫、宮尾 英彦、古屋 廣高 吉田 友之、平野 真孝、鳥谷部圭治

Journal of the RANDEC

No. 20 August 1999

CONTENTS

Exposition	
.....	1
Technical Report	
Replacement of Core Shroud and Other Internal Components	2
Hironobu YAMASHITA	
Steam Generator Replacement at Ikata Nuclear Power Plant Unit-1	11
Katsuaki YAMAOKA, Noriyoshi KISHI	
Research and Development Activities of Toshiba for Commercial Reactor Decommissioning	21
Akira HIEI, Tetsuo GOTOU, Kazushi NATHUI and Hitoshi SAKAI	
Development of Cutting Techniques of Reinforced Concrete by Wire Sawing (II)	36
Hidehiko MIYAO, Masahiro SUZUKI, Hideo TOMIOKA, Yukio IWASAKI, Yoshinori KUKINO, Yuichi YAMAMOTO, Takashi MIYAZAKI, Yoshinori KAMIYAMA, Toshiro ITATANI, Shinsuke INAI and Masanori ARITOMI	
Application of Hydroxyle Radical Method for Decontamination	
- Fundamental experiments (II) -	49
Takao AKIYAMA, Hidehiko MIYAO, Hirotaka FURUYA, Tomoyuki YOSHIDA, Masataka HIRANO and Keiji TOYABE	

SUMMARIES

Replacement of Core Shroud and Other Internal Components

Hironobu YAMASHITA

J.RANDEC, No.20 (Jul. 1999) page 2 ~ 10, 9 Figures

Since the core shroud cracking was found, the Japanese BWR owners and the plant manufacturers have developed and confirmed the replacement of core internal components. The core shroud and other internal components replacement had been carried out at Fukushima-Daiichi Unit #3(1F3) and Unit #2(1F2) of Tokyo Electric Power Company (TEPCO) in Japan. This project was the first experience of the replacement procedures developed for the welded core shroud. The outline and experience of this project is reported in this paper.

Steam Generator Replacement at Ikata Nuclear Power Plant Unit-1

Katsuaki YAMAOKA, Noriyoshi KISHI

J.RANDEC, No.20 (Jul. 1999) page 11 ~ 20, 7 Figures, 1 Table

Steam Generator is one of the most important components in PWR power plant. Since the heat transfer tube experienced degradation, Steam Generator Replacement has been performed in 9 units in Japan, as a result of comprehensive considerations including public confidence, maintainability and economic efficiency.

This report presents mainly the technical features specifically applied to SGR work of Ikata Unit-1, latest SGR project, in which we adopted ultra-heavy crawler crane to carry in and out SGs and 2 cut method to cut and weld Main Coolant Pipes.

Research and Development Activities of Toshiba for Commercial Reactor Decommissioning

Akira HIEI, Tetsuo GOTOU,

Kazushi NATHUI, Hitoshi SAKAI

J.RANDEC, No.20 (Jul. 1999) page 21 ~ 35, 30 Figures

During the next 10 years, the demand for decommissioning will grow steadily. We have gained experiences in decommissioning JPDR. Our research and development activities have been given to large-scale tests and demonstrations tasks. The main objective of these activities was to strengthen the technical basis of decommissioning with particular view to safety and environmental protection aspects, minimizing the occupational exposures and radioactive waste. We already have the technology to decommission, but we are carrying out more research and development into new procedures to reduce the costs and make the job easier and even safer. This paper describes an overview of current decommissioning technique of Toshiba.

Development of Cutting Techniques of Reinforced Concrete by Wire Sawing (II)

Hidehiko MIYAO, Masahiro SUZUKI, Hideo TOMIOKA,

Yukio IWASAKI, Yoshinori KUKINO, Yuichi YAMAMOTO,

Takashi MIYAZAKI, Yoshinori KAMIYAMA,

Toshiro ITATANI, Shinsuke INAI, Masanori ARITOMI

J.RANDEC, No.20 (Jul. 1999) page 36 ~ 48, 20 Figures, 6 Tables

Development of diamond wire saw cutting technique had been carried out from 1992 to 1998. Basic characterization data for wire sawing has been obtained and the pushing method and the rear cutting had been developed in this study. Cutting efficiency of both this cutting methods is about 1 m²/h and allows in dry condition. The normally used cutting method using cooling water brings about cross contamination due to penetration of radioactive nuclides into concrete. Other hand, dry cutting is able to avoid the penetration into concrete. On the dry cutting, dust collection is very important for prevention of scattering of the radioactive dust. Dust collection system that consists of bag-filter is able to collect the dust without affecting the life time of the following HEPA-filter. Collected dust has to be solidified for disposal of radioactive waste, and then the specification of dust solidification for requirement in low level radioactive waste disposal in Japan is 20% of cement content.

For the dismantling of the reactor biological shielding, cutting procedures have been summarized in 7 basic patterns according to shape of concrete structure, radioactivity level and work circumstances.

Application of Hydroxyle Radical Method for Decontamination

- Fundamental experiments (II) -

Takao AKIYAMA, Hidehiko MIYAO, Hirotaka FURUYA,

Tomoyuki YOSHIDA, Masataka HIRANO and Keiji TOYABE

J.RANDEC, No.20 (Jul. 1999) page 49 ~ 57, 21 Figures

Fundamental experiments were successfully finished for establishing the special decontamination technique using hydroxyl radical method for radioactive solid wastes.

This report describes the effect of impurities such as Fe, Cr, Ni and U to form Ag(II), removing technique of impurities, conditions of system decontamination, and anticorrosion materials of hydroxyl radical. etc.

This study is a part of the project of RANDEC under the sponsorship of the Science and Technology Agency of Japan.

原子力施設の廃止措置へのサイクル機構の取り組み



核燃料サイクル開発機構
理事 相澤 清人

核燃料サイクル開発機構（以降、サイクル機構と言う）では、本年3月に策定した中長期事業計画において、サイクル機構が保有する放射性廃棄物の処理、処分や原子力施設の廃止措置への今後の取り組みについてまとめました。この中で、保有する研究開発施設は、研究開発の進展に伴い計画的に更新・廃止措置を行うこととし、コストミニマムと再利用も考慮した環境保全の両面から、適切な方策を講ずることとしています。このため、クリアランスレベル等の適用の拡大に努め、放射性の解体廃棄物の発生量の低減化の促進を図ることを基本方針として示しています。サイクル機構全体の廃止措置計画について平成12年度末を目処に取りまとめを行うとともに、技術的課題の整理、要素技術の検討などを行い、廃止措置に向け準備を進めることとしています。

以下にサイクル機構の廃止措置に係る現在までの取り組みや今後の計画等の概要を紹介します。

東海事業所では、使用を終えた焼却設備の解体撤去を進めるとともに、クリプトン回収技術開発施設については、平成13年度を目処に固定化試験を終了し、施設の利活用方策の取りまとめを行うこととしています。

大洗工学センターでは、従来から廃止措置に関連する除染・解体・測定・システムエンジニアリング等の技術開発を行っています。除染技術はレーザ除染やドライアイスブラスト除染等、解体技術はプラズマジェット切断、測定技術は放射能を可視化して汚染分布を特定する放射能映像化装置、システムエンジニアリング技術は廃止措置計画の策定及び評価を効率的に行う解析コードの開発等が挙げられます。これらの技術開発成果は、設備の解体工事等に適用し、実証段階にあります。

人形峠環境技術センターでは、ウラン濃縮施設、製錬転換施設等の設備の廃止措置を行うこととしています。特に、ウラン濃縮施設については、ウラン系放射性廃棄物の発生量を減らすための技術開発を、パイロットプラントの遠心分離機を使用して進めています。原型プラントは、平成12年度末に運転を終了し、プラントの工程内に滞留しているウランの回収作業を行った後、平成15年度頃から、設備の廃止措置を行う計画です。一方、製錬転換施設については、今年度で運転が終了することから、ウランを回収するための技術開発及び転換試験装置の廃止措置を平成13年度から行う計画です。

新型転換炉「ふげん」については、平成12年度末を目処に廃止措置の基本計画を策定するとともに、「ふげん」固有の技術的課題について調査を行い、解体工法、解体設備等の概念を取りまとめることとしています。これまで、実施してきた主なものとして、放射能インベントリについては、原子炉本体廻りの中性子束を、放射化箔（金箔等）を用いて計測・評価を行い、構造物の放射能量の評価や、冷却材（軽水）や減速材（重水）、コンクリート試料等の核種分析を行い汚染による放射能量の評価を実施しています。また、合理的な廃止措置計画の立案及び効率的な運用を可能とするために、「廃止措置エンジニアリング支援システム」の開発を進めています。

今後、原子力施設の廃止措置を本格的に進めるに当たり、計画の円滑な遂行に向け、立案段階からRANDEC殿を始めとする関係機関の御支援、御協力を切にお願いする次第です。

以上

シュラウド等炉内構造物の取替工事

山下 裕宣

Replacement of Core Shroud and Other Internal Components

Hironobu YAMASHITA

Since the core shroud cracking was found, the Japanese BWR owners and the plant manufacturers have developed and confirmed the replacement of core internal components. The core shroud and other internal components replacement had been carried out at Fukushima-Daiichi Unit #3(1F3) and Unit #2(1F2) of Tokyo Electric Power Company (TEPCO) in Japan. This project was the first experience of the replacement procedures developed for the welded core shroud. The outline and experience of this project is reported in this paper.

1. はじめに

我が国のBWRの1号機は1970年に運転を開始しており、ほぼ30年を経過しようとしている。BWRの健全性を維持する上でSCC(応力腐食割れ)によるひび割れの克服は未だ大きな課題であり、原子炉再循環配管等に対してSCCの発生を防ぐために、低炭素ステンレス等への取り替えを行ったり、既存部材の溶接時に発生した引っ張り残留応力を緩和する等の対策が図られてきた。また、BWRの原子炉水に水素を注入し溶存酸素濃度を低減することにより、環境面からSCCの発生を防止する対策も近年採用されている。原子炉内の機器についても定期検査中に計画的な点検を行ってきたものの、原子炉内が高放射線環境下であり且つ狭隘であることからSCCの発生を防止する技術の適用が待たれていたが、国内外で炉心シュラウド等の炉内構造物にSCCによりひび割れる事例が発生したことから、BWRプラントの原子炉内の機器に対するSCC対

策技術の開発を行い、実機に適用してきた。

近年特に注目されているのは、炉心シュラウドを含めた原子炉内機器の取替技術である。Fig 1にシュラウド等炉内構造物の取替範囲を示す。比較的初期に建設されたBWRの炉内構造物は炭素含有量を低減していないステンレス鋼を材料としており、これらの機器に対して材料面からSCCの発生を防止する対策として低炭素ステンレス鋼への取替が挙げられる。溶接により据え付けられた機器を取り替える際には施工に対する高い信頼性を得るために気中にて溶接することが望ましいが、原子炉内は高放射線環境下であり水による遮へい効果がないと作業を行うことが難しい。そこで、化学除染により原子炉内に付着した放射性クラッドを取り除くとともに遮へいを設置し、原子炉内へ人がアクセス可能な環境とする。Fig. 2にシュラウド等炉内構造物の取替シーケンスを示す。その後、SCCの起こりにくい材料を用いた新しい機器の据付を行うものである。

また、取替を行う際には取り外したシュラウド等

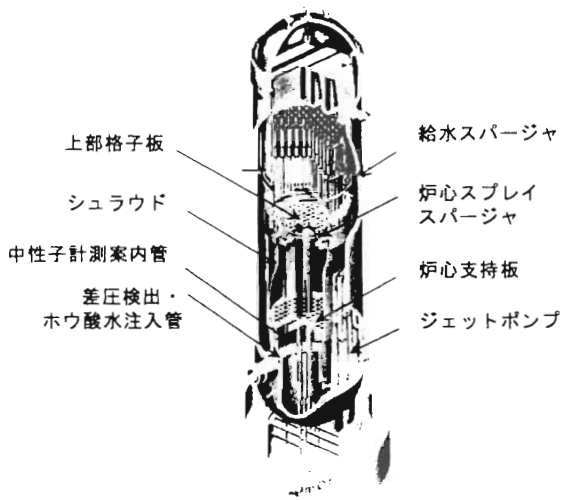


Fig.1 Replaced Components

の照射された炉内構造物を切断・除却する必要がある。シュラウド等の取替工事期間は長期間に及び、コスト面から可能な限り定期検査期間を短縮することが望まれる。炉内構造物の切断・除却は新しい機器の据付とともに取替工事期間を決定する作業であることから、短期間で確実に切断するよう切断工法の選定や作業シーケンスの策定を行った。

溶接により据え付けられた炉心シュラウドの取り替えは世界でも前例がなく、この技術開発はこれまでの日本の保全技術を結集するものである。シュラウド等取替工法においては、旧シュラウド等の照射された取替機器の除却や原子炉内での作業等、デコミに関する技術を取り扱った。本紙ではこれらの技術を中心に取替工法について紹介する。

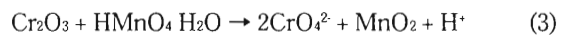
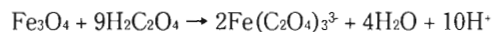
2. 原子炉内線量低減対策

シュラウド等炉内構造物取替工事において、新構造物の据付は溶接の信頼性等の観点から気中にて行われる。原子炉内は高放射線環境下であることから、被ばく線量を低減させるために遠隔自動装置を用いて原子炉内へ入域する時間を減らすと共に、原子炉内の線量当量率を低減することが重要となる。原子炉内の線量は、機器の表面に付着した放射性クラッドによるものと、放射化された压力容器等の機器か

ら発生するものに大別される。本取替工法における特徴は、第一に化学除染を行い炉内全域のクラッドを洗い流し、第二に遮へいを用いて压力容器内面を覆い、原子炉压力容器内を人が作業できる環境としたことである。

2.1 化学除染

原子炉内の機器表面に付着した放射性クラッドとして、外層に鉄酸化物、内層にクロム酸化物が蓄積しており、この金属酸化物中にコバルト60等の放射性核種が取り込まれている。化学除染とは、この金属酸化物を酸化及び還元することにより金属イオンとして原子炉水に溶解させて除去する方法である。酸化剤及び還元剤として用いる溶液の種類により様々な化学除染法が考えられるが、本取替工事においてはCORD/UV法を採用した。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。

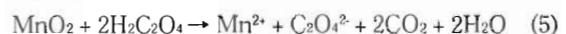


酸化剤及び還元剤に期待される機能とは、まず第一に酸化及び還元能力が優れていること、第二に構造物材料に悪影響を与えないこと、第三に廃棄物発生量が少ないことである。シュウ酸及び過マンガン酸が十分な酸化・還元能力を有することと、原子炉内構造物へ悪影響を及ぼさないことは、電力会社の実施した研究により確認されている。シュウ酸は炭素・酸素・水素により構成されており、シュウ酸に過酸化水を加えた水溶液に紫外線を照射すると二酸化炭素と水に分解する。シュウ酸の分解反応を(4)式に示す。



このように、還元反応では鉄酸化物が溶解・還元され、鉄の錯イオンはイオン交換樹脂により捕獲され、余剰還元剤は紫外線により分解される。

過マンガン酸はクロム酸化物を酸化し、余剰分は酸化ステップが終了した後にシュウ酸を加えることで分解する。過マンガン酸とシュウ酸の反応を(5)式に示す。



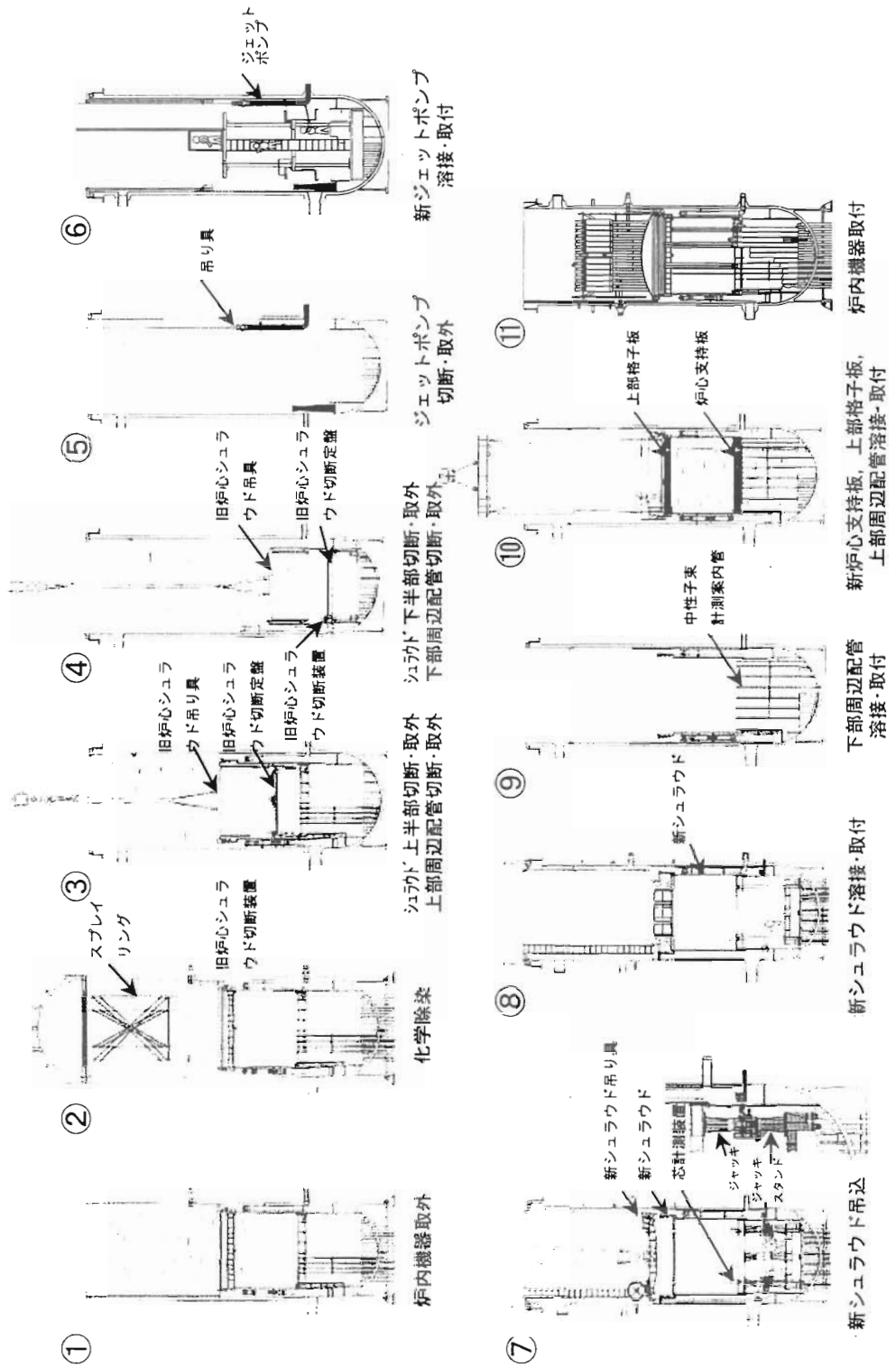


Fig.2 Core Internals Replacement Sequence

このように、酸化反応ではクロム酸化物が酸化され、クロム酸化物イオンはイオン交換樹脂により捕獲される。余剰酸化剤はシュウ酸と反応してマンガンイオン等が発生し、イオン交換樹脂に捕獲される。

以上の酸化剤及び還元剤による反応を交互に繰り返すことにより、原子炉内の機器表面に付着した金

属酸化物は溶解し、イオン交換樹脂により捕獲される。また、反応に使用された後の余剰酸化剤及び還元剤は、紫外線分解及び中和反応によりマンガンイオンが発生し、イオン交換樹脂に捕獲される。本取替工事における還元・酸化シーケンスを Fig. 3 に示す。

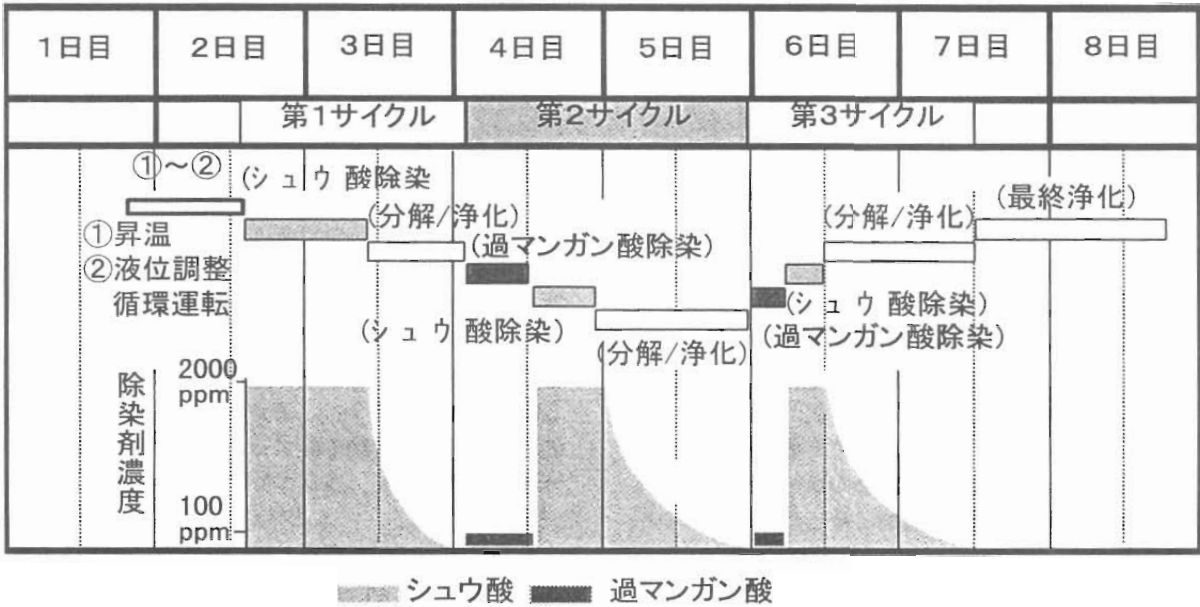


Fig.3 Chemical Decontamination Sequence

原子炉内のクラッドを効率よく除去するためには原子炉内の酸化剤及び還元剤を効率よく循環させる必要がある。そこで、原子炉再循環ポンプを運転して原子炉水を強制循環させた。また原子炉底部のCRDハウジングから原子炉水を吸引し、酸化剤や還元剤を添加・分解してから原子炉上部の仮設スプレーリングにて原子炉内へ噴射させた。化学除染実施時の系統図を Fig. 4 に示す。福島第一原子力発電所3号機で実施した取替工事においては、化学除染に7日間を費やし、約72kgの金属酸化物を取り除いた。これは約10TBqの放射能を除去したと評価される。除去された金属酸化物のほとんどが鉄であった。また、第一サイクルで90%以上の放射能が除去され、3サイクル繰り返すことでほとんどの放射性金属が取り除かれていることがわかった。

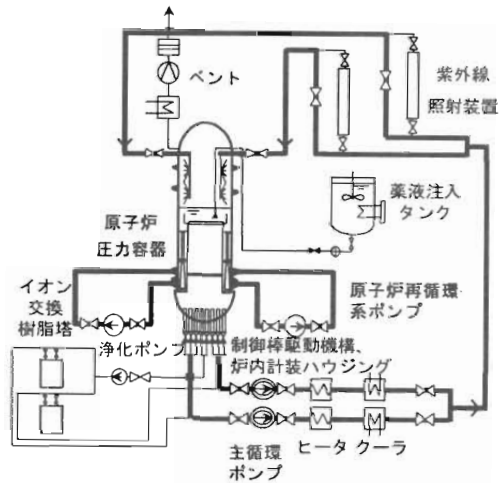


Fig.4 Chemical Decontamination Flow Diagram

2.2 原子炉内遮へい

原子炉内の線量当量率を下げるためには、原子炉内の機器表面に付着しているクラッドを取り除くとともに、中性子の照射により放射化している原子炉压力容器等からの線量を低減させる必要がある。原子炉内の機器の放射化量は、機器と炉心域との距離に影響される。本取替工事においては炉心域にある原子炉内機器はほとんど取り替えられることから、取替対象機器を取り外した後に原子炉内の空間線量当量率を最も上げる構造物は、炉心域の高さにある原子炉压力容器である。そこで、原子炉内で人が作業できる環境とするために、原子炉压力容器内壁に遮へいを設置することとした。この遮へいの概形をFig. 5に示す。

遮へいは原子炉压力容器の内壁に遠隔で据付・取り外しが可能な構造とするため、短冊形状を採用した。遮へいは中心が鉛板でその表面をステンレスで覆われており、約90mmの厚さを有している。化学除染の実施と遮へいの設置により、原子炉内は気中雰囲気となっても概ね1mSv/h以下の環境となった。これは人が原子炉内へ直接アクセスして作業できる環境であり、シュラウド等の原子炉内機器を取り替えることが技術的に可能となった要因の一つと言える。

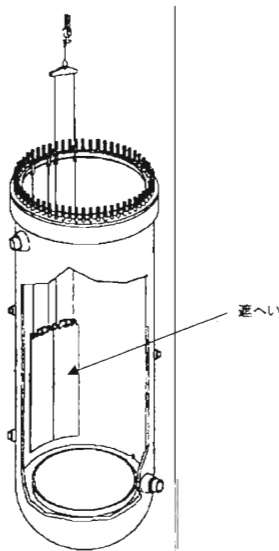


Fig.5 Shield Panel in RPV

3. 原子炉内機器の切断

3.1 福島第一・3号機における切断技術

シュラウド等の炉内構造物を取り替える際には、溶接により据え付けられた構造物を切断して取り外す必要がある。シュラウド等を切断する工法は、以下の条件を念頭に選定された。(1)シュラウド等の大型機器を切断可能であること。(2)既設機器や作業環境に悪影響を及ぼさないこと。(3)切断期間が短いこと。(4)環境への放出を発生させないこと。シュラウド等の取替工事は、廃炉工事とは異なり運転中の原子炉の定期検査期間中に実施され、工事期間が長期化すると設備稼働率の低下を招き発電コストを上昇させてしまうため、工事期間の短縮は本工事の主要な課題の一つであった。

以上を勘案し、初めてシュラウド取替工事が実施された福島第一原子力発電所・3号機では、原子炉内でシュラウド等の大型機器を切断する工法として、国内である程度の実績のある工法として放電加工(EDM)が採用された。また同様に、原子炉内で切断された機器を隣接するプール内で保管のために細断する工法として、プラズマアーク切断が採用された。

EDM切断は切断電極と被切断物間に高電圧を付加し、電極を被切断物に近接させることによりパルス性アーク放電を繰り返し、この時発生する熱により被切断物を溶融除去するものである。シュラウドは厚さ38mmの円筒型ステンレス構造物であり、これを切断するために回転円盤電極を用いた装置を開発・使用した。シュラウド用EDM切断装置の概形をFig. 6に示す。放射化されたシュラウド等の被切断物は放電により溶融・剥離した後に再度凝固し、

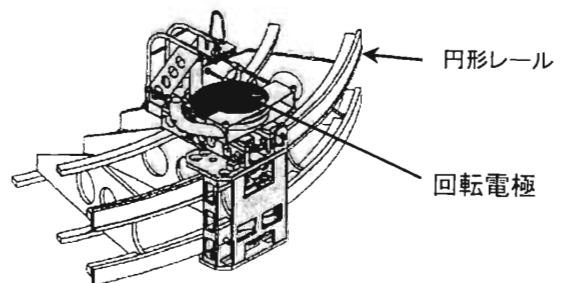


Fig.6 EDM Machine for Shroud Cutting

水中を浮遊する。また、切断時に高熱を発生することから、放射性微粒子を含む気泡も同時に発生する。これらは作業環境を悪化させる要因となることから、回転円盤電極を覆う回収フードを設け、放電と同時に剥離した切断物や気泡の吸引回収・処理を行った。

プラズマアーク切断は、切断トーチと被切断物間にパルス状の電圧を付加しプラズマアークを発生させ、ノズル中を流れる作動ガスがノズル内面近くでアークに対して流体的さとなりアークを凝縮して、電流密度を非常に大きくする。放射化されたシュラウド等の被切断物はアークにより熔融・剥離した後再度凝固し、その多くが塊（ドロス）となり水底へ落下する。また、切断時に高熱を発生することから、放射性微粒子を含む気泡も同時に発生し、動作ガスとともに水面から拡散する。ドロス及び気泡は作業環境を悪化させる要因となることから、プラズマアーク切断を行っているプール上を全面覆うクリーンハウスを設置し、作業エリアの環境悪化を防止した。

3.2 工事経験

福島第一・3号機のシュラウド取替工事では、当初300日程度の停止期間で工実施可能と想定していたが、実際には420日程費やした。これは、初めての作業であることから慎重に工事を行ったことや、原子炉内にある中性子計測配管にひび割れが発見されるという想定外の事象が発生したことによるものであるが、シュラウド等の機器切断に想定より長期間を要したことも原因に挙げられる。

EDM切断装置によるシュラウド切断において、切断時に発生する気泡は回収フードにより切断と同時に回収するものの、一部回収されない気泡が拡散することを防ぐために水面上に覆いを設けて切断を実施した。当初、切断箇所の上面にのみ覆いを設ける計画であったが、水中での気泡の滞留や拡散を懸念して実作業においては水面上に全て覆いを設けて切断を実施した。切断エリア内の空気に含まれる放射性微粒子を含む気泡は、Fig. 7に示す様に覆いの中から吸引され、各種フィルタにより吸着処理される。シュラウドの様な大型機器を切断する際に、EDM切断装置の電極が途中で消耗することから交換が必要となる。電極を交換するに当たり、切断後に水中で滞留している気泡の上昇を待ち、覆いを取り外し、

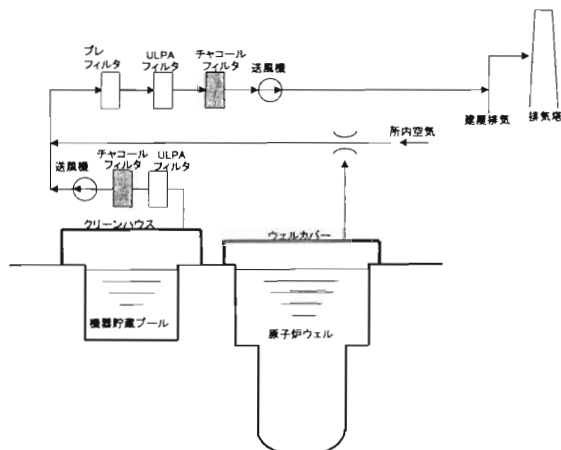


Fig.7 Cutting Area Air Flow Diagram

部品交換した後再度覆いを設置して切断を再開する手順となる。このように、純粹に切断する以外の作業が切断工程に占める割合が当初想定より多くなり、切断工程の長期化を招いた。

また、原子炉内から取り外した機器をプールで細断する作業についても同様であり、切断中はプール全体をクリーンハウスにより覆っているが、細断された機器を容器に収納する時や部品を交換する時にはクリーンハウス内を換気してからクリーンハウスを取り除き作業を行った。このため、切断と切断の間に実施する作業時間が想定より長くなり、切断工程が長期化した。

このように、原子炉内の機器を切断する際には、切断能力や切断速度の他にガスの発生有無を検討し、気泡の取扱に伴う作業時間を考慮して工程を見積もる必要がある。定期検査期間中に実施する工事は、工事期間が発電コストに直接影響することから極力短期間に施工できるように工法を選定することが肝要であり、これが廃炉における切断と決定的に異なる点となる。

3.3 ロールカッター

シュラウド取替工事は福島第一・3号機に続いて福島第一・2号機でも実施された。2号機の工事を行うに当たり、3号機の経験を反映し、工事期間を短縮させるために様々な対策を行った。切断工法についても、切断に要する工期を短縮できる工法の選定を行った。

シュラウド等の切断期間を短縮できる新しい工法を選定するに当たり、(1)シュラウド等を切断可能であること、(2)切断時に気泡の発生がないこと、(3)原子炉内へ多量の切断粉をまき散らさないこと、(4)切断速度が早いこと、以上を勘案した。この中で工法選定上最も大きなポイントとなるのは(2)である。3号機では熱的切断であるEDM切断やプラズマアーク切断を採用したため、放射性微粒子を含む気泡の発生が不可避となり、この処理に手間と時間を要した。そこで、2号機では切断時に被切断物へ与える入熱量を極力減らすべく、機械的切断法の中から絞り込みを行った。

原子炉内でシュラウドを切断する工法として、上記(2)に続いて重要なポイントと考えたのは、(3)である。機械的切断として一般的なバイトを用いた切削は、水中でも厚板の機器を切断することは可能である。しかし、切削された被切断物がすべて切りくずとなり、これが回収しきれない場合には水中を浮遊もしくは沈降し、原子炉内の作業環境を悪化させる要因となる可能性がある。そこで機械的切断法の中で切りくずの発生が少ない工法として、ロールカッター法の適用を検討した。ロールカッター法とは円盤状のカッターを被切断物に押し当て、被切断物表面を往復することにより徐々に開口を押し広げ、残存リガメントが少なくなった所で破断するものである。ロールカッターによる切断の概念図をFig. 8に示す。実機プラントでも口径の小さい配管の切断工法として採用されている。

ロールカッター工法の長所として、(a)被切断物が高温とならず気泡を発生しないこと、(b)切りくずをほとんど発生しないこと、(c)切断速度が他の工法と

比べて遜色ないことが挙げられる。また、この工法の短所としては、(d)円筒形構造物以外への適用が難しいこと、(e)カッターの押付力が大きく切断部が塑性変形すること、(f)カッターの押付力により切断面近傍が硬化することが挙げられる。

ロールカッター工法の特筆すべき特徴は、切断時に気泡の発生と切りくずの発生を同時に抑えることである。これは放射化した材料の切断工法として非常に望ましいことであるが、一方材料の変形や硬化を伴うことから、取替対象と非取替対象との境界を切断する場合には十分注意する必要がある。シュラウド取替工事においては、取替対象であるシュラウドの中間部を切断する工法としてロールカッター工法の適否を検討した。

ロールカッター工法によりシュラウドの様な大型かつ厚板の機器を切断した実績がないことから、シュラウドを切断可能な装置の開発及び切断モックアップ試験を行い切断性能を評価した。切断装置は軸を中心に10個のカッターを搭載しており、この装置が軸を中心にシュラウド内で回転(時計回り及び反時計回り)を繰り返す。この装置を用いたモックアップ試験を実施した結果、部品交換などを行わずに30時間以内で切断可能であり、切断時に気泡は発生せず、極く微量の膜状切りくずが発生したが、このほとんどがカッター表面の潤滑剤に付着して散乱しなかった。

モックアップ試験の結果実機に適用しても問題ないことが明かとなり、2号機のシュラウド取替工事でシュラウド中間部の切断工法としてローラーカッターを適用した。2号機の工事で使用したロールカッター装置写真をPhoto 1に示す。この装置を使用した結果、装置の準備から後片付けまで含めて8日間で作業を完了させ、このうち切断自体は約30時間であり、装置の吊り込みや吊り出しを含めシュラウド取替工事工程のクリティカルとなったのは約80時間であった。このように3号機の実績より格段に短くなったのは、ロールカッター工法の切断量力の高さとともに、放射性微粒子を含む気泡の取扱が不要であったことが要因となったと考える。

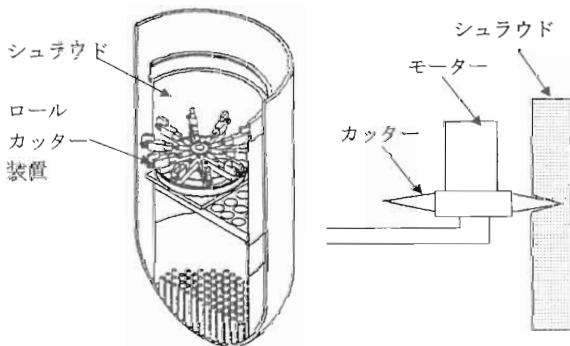


Fig.8 Roll Cutter Outline

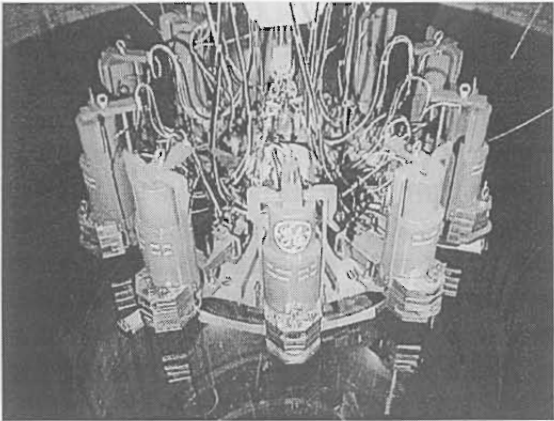


Photo 1 Roll Cutter on RPV

3.4 UHP切断工法

シュラウド等の大型機器は、原子炉内から取り出された後保管容器へ収納するためさらに細断される。3号機のシュラウド取替工事においては、プラズマアーク工法を用いて切断を行ったが、当初予定より工期が長期化したことから、2号機のシュラウド取替工事では工期を短縮可能な新しい切断工法を選定した。

原子炉内から取り外された機器を隣接する機器貯蔵プールで更に細断する工法に要求される事項として、(1) シュラウド等の大型機器を切断できること、(2) ジェットポンプ等の複雑な形状の機器を切断可能であること、(3) 装置は狭隘な機器貯蔵プールで切断可能な大きさであること、(4) 切断時に放射性微粒子を含むガスの発生がほとんどないことである。3号機の経験から、(4) の対応として機械的切断の中から選定することとし、(1) 及び(2) の条件を満足する工法を調査した結果、UHP(AWJ)切断工法(Ultra High Pressure-Abrasive Water Jet)が選定された。この工法は、小径のスチール製研磨材を含む高圧水を被切断物に照射し、機械的に被切断物表面を剥離させることにより切断するものである。UHP切断工法概念図をFig. 9に示す。この工法の長所としては、(1) 最大約140mmの板厚となるシュラウドを1パスにて切断可能であること、(2) 高圧水を吐出するノズルの方向を変えること及びノズルを搭載した4軸マストを制御することにより複雑な形状の構造物を切断可能であること、(3) 被切断物が高熱とならず放射性微粒子を含む気泡を

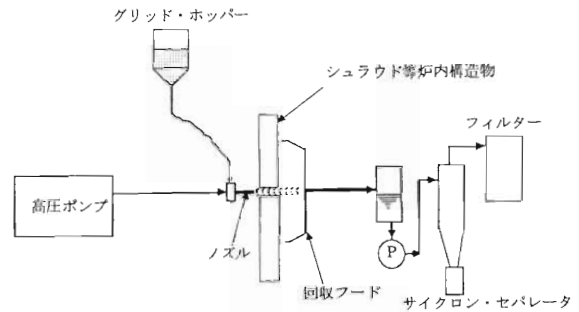


Fig.9 UHP System Outline

ほとんど発生しないことが挙げられる。一方、この工法の短所としては、(4) 切断時に切りくずが発生すること、(5) 微細な粒径の切りくずが捕集しにくいこと、(6) 微粒子状の切りくずによりプールに濁りが発生することが挙げられる。

UHP切断工法の最大の利点は、高圧水を吐出するノズルの方向を変えることにより様々な形状の機器を切断可能なことである。シュラウド取替工事においては、機器貯蔵プール上をプラットホームが移動し、このプラットホームから吊り下げされた伸縮マストの先端に高圧水吐出ノズルが据え付けられており、これらを制御することによりシュラウドのような厚板の構造物からジェットポンプのような複雑形状の構造物までを同一装置により切断した。2号機で使用したUHP切断装置の伸縮マスト写真をPhoto 2に示す。

一方切断時に発生する切りくずは、捕集装置により吸引回収され、フィルターにて濾過された清浄な

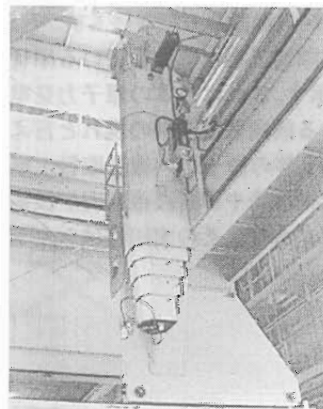


Photo 2 Mast of UHP System

水がプールに戻る。また、捕集されなかった切りくずについても、プール水を浄化する装置により吸引・濾過される。ただし、フィルターの捕集容量や粒径の小さい切りくずなどの影響により切断中にプール水が十分清浄とはならない事を考慮し、原子炉内から機器貯蔵プールへ切断物の移動が完了した後は、機器貯蔵プールと原子炉ウェルとの間に仕切り（プールゲート）を設け、貯蔵プール水と原子炉側を隔離して切断を行った。

2号機のシュラウド取替工事では、UHP工法による切断は気泡の発生がほとんどないことから、切断時に機器貯蔵プールを覆う必要がなく作業の簡略化が可能となった。機器貯蔵プール内での切断は原子炉内の作業と並行して行われることから取替工事のクリティカル作業ではないものの、3号機と比べて短縮された原子炉内の作業工程に影響することなく切断を完了することができた。

4. 結言

我が国の原子力発電所保守管理の基本的な考え方は、計画に基づく安全かつ信頼度の高い運転を維持し、電力安定供給の責任を果たすこと、及び事故・故障の未然防止を図ることを目的として、機器の不具合及び故障が顕在化する前に徹底した予防保全を行うことにある。日本のBWR所有電力は30年近くに亘る原子力発電所の運転・保守経験を蓄積しており、その間様々な予防保全活動を実施してきた。原子炉内の機器については抜本的な予防保全工事が難しく聖域として扱われてきたが、これまで電力共通研究等により蓄積してきた保全技術を結集することにより原子炉内機器の大型取替工事が可能となった。シュラウド取替工事を実施している原子炉内写真をPhoto 3に示す。これは日本の原子力発電所の健全性維持に対する前向きな姿勢の現れと言える。

シュラウド等の原子炉内機器取替工事において採用された除染技術や切断技術は廃炉技術としても活用する価値があり、その実用性はシュラウド取替工

事において実証されたとと言える。特にCORD法による化学除染は、適用範囲の広さとその効果から廃炉技術として採用可能な候補技術であると考えられる。

切断技術については、シュラウド取替工事において切断に要する工期の短縮を目的として熱的切断から機械的切断へと変更している。しかしこれ以外にも切断技術は多数存在し、今後も切断技術として何が最適であるか検証する必要がある。保全工事と廃炉工事を比較した場合、工事期間や切断対象などの要求機能が異なることから、最適な切断技術の選定には広範な検証が不可欠と思われる。3号機の取替工事で採用されたEDM及びプラズマアーク工法、並びに2号機で採用されたロールカッター並びにUHPは、何れも切断可能であるという実績を残したことから、今後の切断技術選定の参考となれば幸いである。

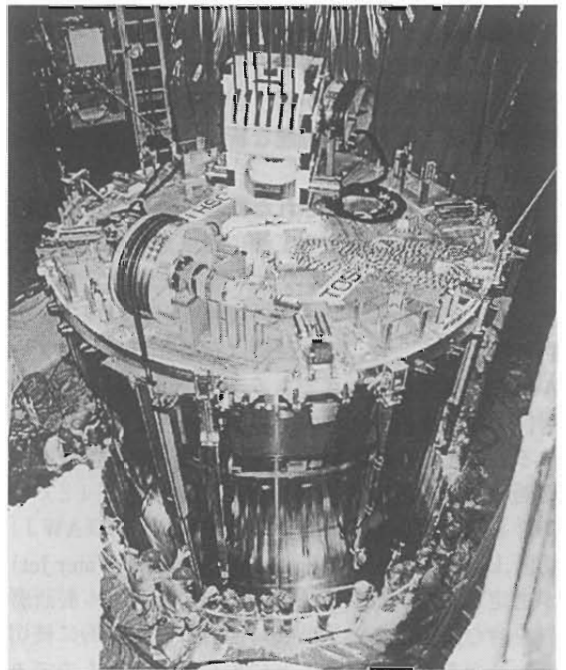


Photo 3 New Shroud Installed in RPV

伊方発電所 1号機の蒸気発生器取替工事

山岡克彰*, 岸憲義**

Steam Generator Replacement at Ikata Nuclear Power Plant Unit-1

Katsuaki YAMAOKA, Noriyoshi KISHI

Steam Generator is one of the most important components in PWR power plant. Since the heat transfer tube experienced degradation, Steam Generator Replacement has been performed in 9 units in Japan, as a result of comprehensive considerations including public confidence, maintainability and economic efficiency.

This report presents mainly the technical features specifically applied to SGR work of Ikata Unit-1, latest SGR project, in which we adopted ultra-heavy crawler crane to carry in and out SGs and 2 cut method to cut and weld Main Coolant Pipes.

1. はじめに

加圧水型軽水炉 (PWR) における蒸気発生器 (Steam Generator: SG) は、たて置き逆U字型管を有するシェルアンドチューブ型の熱交換器で、その機能は原子炉で加熱された1次冷却水の熱を2次冷却水に伝達してタービンの駆動に必要な蒸気を発生するとともに、1次冷却水を閉じこめる原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成することである。

運転プラントのSGの伝熱管は定期検査時に検査し、有意な損傷が検出された伝熱管には施栓等の補修を行って来たが、最近の新設プラントにおいては運転経験を踏まえて、種々の改善を施したSGが採用されていることから、SG補修対策の1つとしてSG取替 (SG Replacement: SGR) が行われるようになった。これ迄に海外では約40基のプラントでSGRが実施され、わが国においても平成6年以

降9基のプラントで実施されている。わが国でのSGRの実績をTable 1に示す。

海外のSGRではSGは分割して取替えた事例もあるが、わが国においては全てのプラントでSGは一体取替で実施されている。SGの搬出入口として、原子炉格納容器の機器搬入口が利用できるプラントでは、そこから搬出入したが、その他のプラントでは仮開口を設けている。また、SGを吊り上げる為にポーラクレーンの容量が不足するプラントでは仮設の揚重設備を設置した。SGと1次冷却材管との合わせを容易にする為に、殆どのプラントではエルボを含め3ヶ所切断する工法で実施したが、その経験から最新の伊方1号機では、2ヶ所切断する工法を採用した。

本稿では、最も新しく実施された四国電力(株)伊方発電所1号機について、新SGの改良点およびSGR工事の概要を以下に紹介する。

* 四国電力(株)伊方発電所 (Shikoku Electric Power Company)

** 三菱重工業(株)神戸造船所 (Mitsubishi Heavy Industries, LTD)

Table 1 Steam Generator Replacement

プラント名	実施年	搬出入口	揚重設備	配管切断数	備考
高浜2号	H6年	仮開口(胴部)	仮設(ワイヤジャッキ)	3	
美浜2号	H6年	仮開口(胴部)	仮設(ワイヤジャッキ)	3	
玄界1号	H6年	仮開口(胴部)	仮設(ワイヤジャッキ)	3	
大飯1号	H7年	機器搬入口	仮設(チェーンジャッキ)	3	
美浜1号	H8年	仮開口(胴部)	仮設(チェーンジャッキ)	3	
高浜1号	H8年	仮開口(胴部)	仮設(ワイヤジャッキ)	3	
美浜3号	H9年	機器搬入口	ポーラクレーン	3	
大飯2号	H9年	機器搬入口	仮設(チェーンジャッキ)	3	
伊方1号	H10年	仮開口部(頂部)	移動式大型クレーン	2	

2. 新蒸気発生器

伊方1号機旧SG伝熱管の主要な損傷原因は、工場製作時に管板に伝熱管を押し広げて密着させる際、工具にローラを用いていたことから残留応力が大きくなり、更に運転中の内圧が重畳して、伝熱管内面から発生した応力腐食割れによるものであった。

新SGは上記1号機の損傷経験だけでなく国内外他プラントの損傷経験(減肉、粒界腐食割れ、ピッチング等)をも反映して、次のような改良を施している。(Fig. 1)

- ① 伝熱管の材質をインコネル600合金から、より耐食性に優れた特殊熱処理を施したインコネル690合金に変更した。
- ② 伝熱管のU字部の振止め金具の本数を従来の2本組から3本組に変更し、蒸気・水2相流による振動抑制の点でより一層余裕のある構造とした。また、材料をクロムメッキされたインコネル600合金から、耐摩耗性のよいステンレス鋼に変更した。
- ③ 管支持板の管穴形状を丸穴形から四つ葉型に変更して流動状況を改善することにより管支持板の管穴部分での不純物濃縮を抑制するとともに、材質も炭素鋼から耐食性に優れたステンレス鋼に変更した。
- ④ 伝熱管を拡張により管板に密着させる際に管内面に発生する残留応力を低減し、これによる応力腐食割れを防止するため、従来の機械式拡張法から液圧式拡張法に変更した。

3. 取替工事の概要

伊方1号機SGRは平成10年1月21日から5月10日までの第17回定検中に実施した。その実績工程をFig. 2に示す。

SGは、放射能を含んだ1次側は1次冷却材管(Main Coolant Pipe. 以下、「MCP」と言う。)と、2次側は主蒸気・主給水管の大口徑配管のほかブローダウン配管等の小口径配管と接続されている。工事は、これらの配管を切断して旧SGを搬出し、新SGの搬入後再びこれらの配管を接続したものである。

国内の先行SGRプラントと敷地の状況・建家配置等が異なることや技術的な改良を考慮して、SGの搬出入工法およびMCPの切断箇所数等については、新しい工法を採用して作業の合理化をはかった。

なお、当該定検工程を短くして発電停止期間を少なくするため、事前に移動式大型クレーン設置用地盤の調査および補強等の先行工事を実施するとともに、当該定検では各工事を担当する業者間の調整を綿密に行い作業に待ち時間が生じないようにした結果、非常に効率的な工程を組むことができた。

3.1 SG取替工事の流れ

以下に、伊方1号機のSGR工事の概要を示す。

3.1.1 先行工事

(1) 準備作業

SG取替作業に先立ち、国内外の取替実績調査および作業要領の確認のためのウォークスルーを含む入念な事前検討の他、国の許認可を取得する

新蒸気発生器概略図	主要な改良点	変更前	変更後
	① 伝熱管材料をより耐食性の優れたものに変更	インコネル600合金	インコネル690合金
	② 振止め金具数を増やし、伝熱管の振動や摩耗を防止	振止め金具(2本組) 	振止め金具(3本組)
	③ 管支持板の形状を変え、水あかなどの堆積を防止	 1次冷却水 伝熱管 2次冷却水 丸穴 管支持板 (材料:炭素鋼)	 1次冷却水 伝熱管 2次冷却水 四つ葉型穴 管支持板 (材料:ステンレス鋼)
	④ 伝熱管に負担の少ない方法で管の根本を固定	 伝熱管 管板 ローラのみによる 拡張法	 管板拡張部の 残留応力の低減 伝熱管 管板 水圧 液圧とローラ(最下段) を組み合わせた拡張法

Fig.1 Major improvements of the new SG

年度	平成9年度			平成10年度		
	1	2	3	4	5	6
工 程	解列			併列 性能検査		
	1号機17回定検 110日					
	燃料取出 54日			燃料装荷		
	CV仮開口 設置	CV仮開口 復旧	CV耐圧・ 漏洩検査			
	62日					
	配管切断	耐圧・漏洩検査				
	蒸気発生器搬出	(2次側) (1次側)				
	蒸気発生器据付	渦流探傷検査				
	配管復旧					

Fig.2 Record of SGR schedule

とともに旧SGを保管するためのSG保管庫の設置、屋外干渉物の事前移設、移動式大型クレーン用の地盤補強等を実施した。

(2) 移動式大型クレーンの組立

平成9年10月に国内の原子力建設所から輸送した移動式大型クレーンを約2ヶ月かけて組立、荷重試験を実施し異常のないことを確認した。(主要仕様は Fig. 3)

3.1.2 当該定検作業

(1) 燃料取出し

原子炉格納容器 (Reactor Containment Vessel.以下、「CV」と言う。)内のSG搬出作業に先立ち、原子炉内の全ての燃料を原子炉補助建家内の使用済燃料ピットに移送保管した。

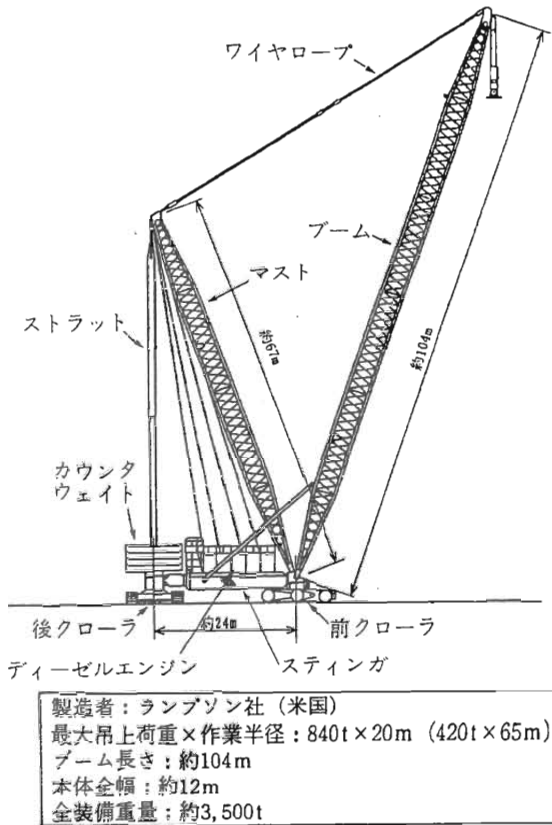


Fig.3 Main specifications of Super-heavy crawler crane

大型クレーンで吊り上げ、固定式反転装置を用いて屋外に配置した自走式大型トレーラ (以下、「ユニットドーリ」と言う。) 上に乗せ、SG保管庫に輸送・保管した。

(3) 新SG搬入・据付

① 工場発送・発電所到着

三菱重工業(株)神戸造船所で製作した新SGを、発電所の荷揚げ岸壁から陸揚げ後、発電所敷地内に一時保管した。

② 新SG搬入

一時保管場所からユニットドーリでCV前まで輸送し、固定式反転装置を用いて立起し後、移動式大型クレーンでCV内に吊り込んだ。

③ 新SG据付

移動式大型クレーンで所定の位置に据付けし、支持構造物およびMCP等各種配管を溶接復旧し、各種非破壊検査で異常のないことを確認した。

④ CV仮開口の復旧

仮蓋を撤去後、仮開口を溶接で元通り復旧し、各種非破壊検査で異常のないことを確認した。

⑤ CV内吊り足場の撤去

(4) 燃料装荷

仮開口を溶接復旧後、燃料を原子炉に装荷した。

(5) 性能検査

耐圧漏えい検査、ヒートバランス試験等を実施し異常のないことを確認した。

(6) 後片付け作業

移動式大型クレーンを約2ヶ月かけ、組立と逆手順で解体した。

4. 工法の特長

SGRの検討にあたっては、工程短縮をはかることを主眼に国内および欧米各国の最新のSGR技術等について調査検討を進め、これらに基づき新しい工法を採用して作業の合理化・効率化をはかった結果、大幅な工程短縮が可能となった。

以下にその詳細について示す。

(2) 旧SG搬出・保管

① 移動式大型クレーンの設置

SG搬出入用の移動式大型クレーンを屋外CV前に設置した。

② CV内吊り足場の設置

CV仮開口のための鋼板切断・復旧用の吊り足場をCV内頂部に設置した。

③ CV仮開口の設置

既設のCV機器搬入口内径ではSGの搬出入が不可能なため、CV頂部に雨天等を考慮した仮蓋付きの仮開口を2箇所設置した。

④ 主蒸気・主給水管、MCPの切断

旧SGに接続されている配管を全て切断した。

⑤ 支持構造物取り外し

支持構造物を取り外し旧SGの吊り上げを可能にした。

⑥ 旧SG吊り上げ・搬出

旧SGに表面汚染がないことを確認後移動式

4.1 SGの搬出入

4.1.1 クレーン工法採用の経緯

従来のCVと外部遮へい壁の各々の側面に仮開口を設け、SGを搬出入する工法(従来工法)では、外部遮へい壁の開口により、多くのコンクリート廃棄物が発生する。

そこで、伊方1号機の外部遮へい壁にトップドームがないことを利用して、CV頂部に仮開口を設け、屋外に設置した移動式大型クレーンでSGを搬出入するクレーン工法の検討を開始するとともに海外のSGR技術を調査した。その結果、同工法を計画しているプラントが米国(ギネー発電所)にあることが判明した。

このクレーン工法を伊方1号機に適用することを前提に、さらに検討を進めた結果、

- ① CV前の堅固な岩盤上に移動式大型クレーンを設置できるスペースが確保できること、
- ② 国内の原子力発電所建設工事で、原子炉容器据付等で使用実績のある移動式大型クレーンが使用可能であること、

等伊方1号機に適用可能な工法であることがわかった。

さらに、クレーン工法は国内の従来工法に比べて、

- ① 外部遮へい壁仮開口の設置・復旧および容量不足のポーラクレーンの改造・復旧が省略できること、
- ② 狭隘なCV内でSGの横倒し等を行う際に必要な作業床の設置・復旧およびその際に干渉する諸設備の移設・復旧等が大幅に省略できること、
- ③ 工期を大幅に短縮し、工事に従って発生する廃棄物を抑え、更に作業員の被ばく線量を低減できること、

等伊方1号機のように条件がそろったプラントには非常にメリットのある工法であることが判明した。

また、本工法の適用に当たっては、予め次のような工夫をした。

- (1) 屋外作業のため風雨による作業遅延で工程が錯綜すると予想されたことから、予め伊方サイトの天候予測システムを構築し、当該定検ではこれを活用して週間および翌日の天気を予測するなど早め早めの工程調整を実施した。
- (2) 従来のポーラクレーンでSGを横倒ししたり据

え付けたりする場合は、常に吊りワイヤの真下に荷重を持ってこることができたが、移動式大型クレーンで荷重を吊る場合には、ブーム起伏用ワイヤの伸びによるブームの倒れで荷重が吊りワイヤの真下からずれるため、事前にSG相当のテスト荷重を用いて倒れによる荷重移動量を把握した上で工事を実施した。

4.1.2 詳細工法

(1) CV仮開口用吊り足場の設置(および復旧)

CV仮開口部の鋼板切断は、建設時の仮開口設置時と同様に外部からのガス切断方式を採用した。切断時の火の粉養生と復旧時の溶接作業のためCV内頂部に近接する手段が必要となるが、ポーラクレーン上へのパイプ足場の設置は、

- ① 設置中はポーラクレーンの使用が制約されること、
- ② 高所に位置するポーラクレーン上での大がかりな足場組立は、危険を伴うこと、
- ③ 大量の資材の上げ下げ、狭い箇所での組立作業等に長時間を要すること、

から採用せず、比較的短時間で設置が可能な方法として、当該定検時に地上で足場を仮組し、予めCV内頂部に取り付けられた溝車を利用して、引き上げるだけで使用が可能な吊り足場方式を採用した。(Fig. 4)

(2) CV仮開口の設置(および復旧)

CV仮開口は、旧SGを移動式大型クレーンでCVから直接搬出できるよう既設SG据付位置の直上部に、投影で約6m直径のものを前記吊り足場を用いて2箇所設置した。

なお、仮開口にはCV内作業時に風雨等が入らないよう開閉可能な仮蓋を設けた。(Fig. 4)

(3) SGの搬出(および搬入)(Fig. 5, Photo 1)

- ① 旧SGのCVからの搬出は、
 - 放射線量当量率が上昇すると予想された屋外CV前と旧SG輸送道路を一時管理区域に設定し、
 - 移動式大型クレーンによりCV内から1~2m/分のスピードで徐々に吊り上げ、CV外に同スピードで吊り下ろした。

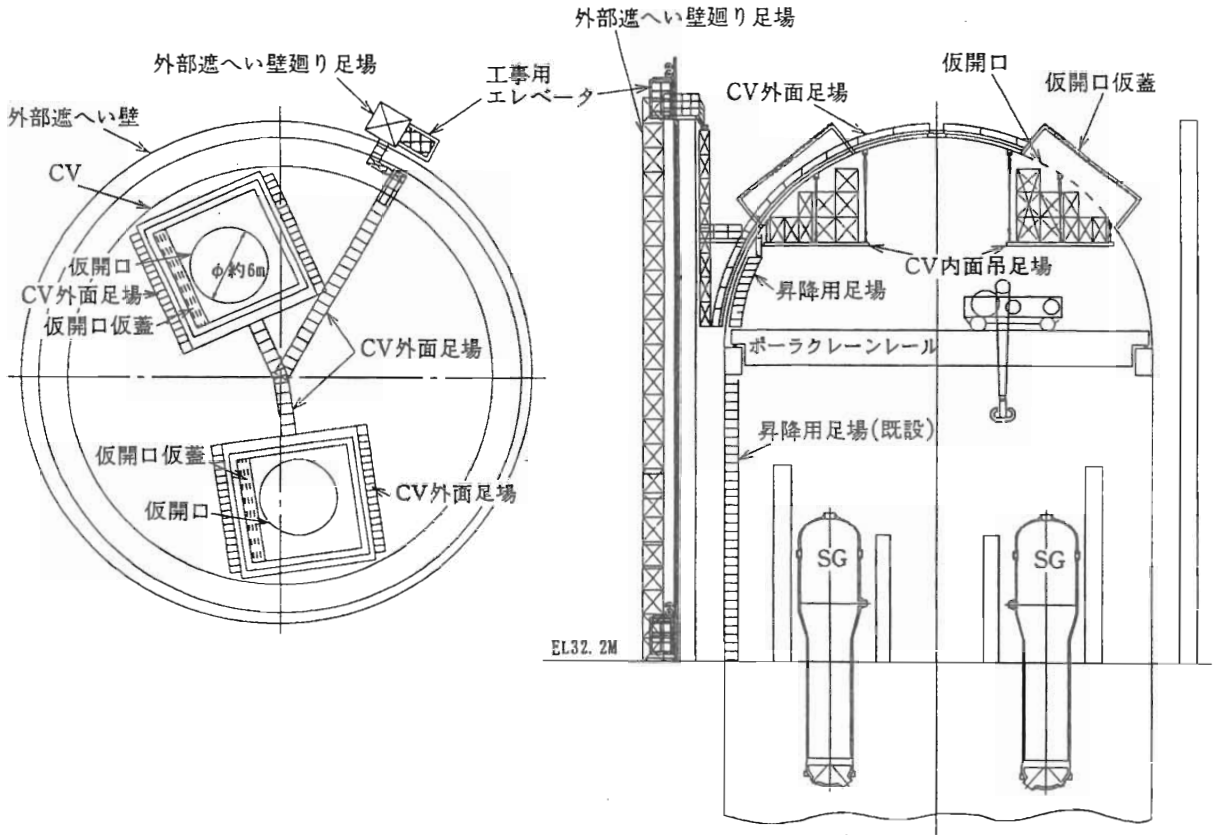
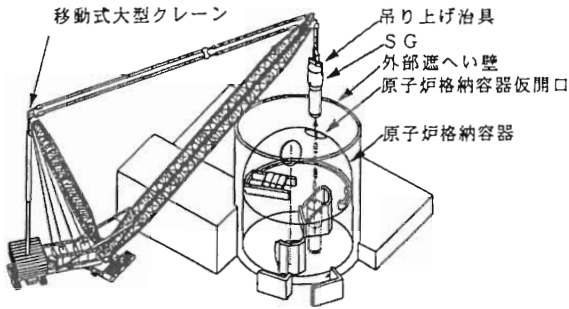


Fig. 4 Suspended scaffolding and cover for temporary CV opening

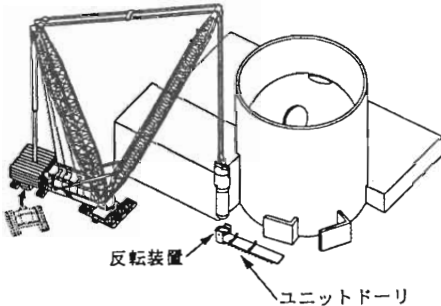


Photo 1 Carrying out of the old SG

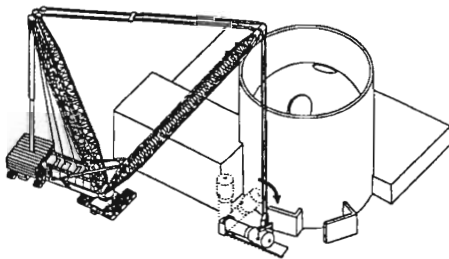
- ② ユニットドーリへの積み付けは、
 - 吊り下ろした旧SGを固定式反転装置上にSG支持脚取り付け用ボルトを利用して固定し、
 - 固定式反転装置を移動式大型クレーンのブームにかかる荷重を均等に保ちながら約45°まで横倒した。
 - その時点で、ユニットドーリを旧SGの真下に移動させ、引き続き旧SGを徐々に倒してユニットドーリ上への積み付けを完了させた。
- ③ その後ユニットドーリに固縛してSG保管庫へ輸送した。なお、旧SGのCVからの搬出、SG保管庫への輸送は、輸送路近辺、敷地境界等に放射線モニタ等を配置して厳格に測定しつつ実施した。
- ④ 一方、新SGは旧SGと逆の手順でCV内に搬入・据付けた。



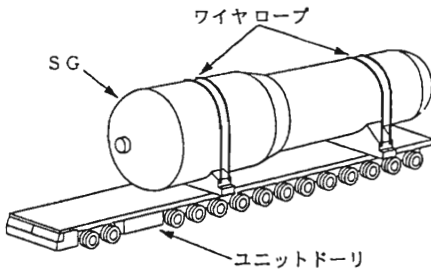
① SG吊上げ
屋外に設置した移動式大型クレーンでSGを吊り上げる。



② 原子炉格納容器外へ搬出
原子炉格納容器の仮開口を通り、屋外の横倒し場所へSGを搬出する。



③ SG横倒し
反転装置を用いてSGをユニットドリー上に横倒しする。



④ 覆込み
SGをワイヤロープでユニットドリーに固定し、SG保管庫へ移送する。

Fig.5 Lifting and Transportation of SGR

4.2 MCPの切断・復旧

4.2.1 2カット工法採用の経緯

従来MCPの切断は、復旧の容易さを考慮して3箇所を切断する3カット工法が国内では一般的であった。

これは、2カット工法は3カット工法に比べFig.6に示すとおり寸法調整用エルボがないため新SGとMCPの開先合わせ裕度が少なく、無理に溶接した場合、MCPに大きな残留応力が残ったり、併列後の1次冷却材ポンプ (Reactor Coolant Pump, 以下、「RCP」と言う。)の振動が大きくなったりする可能性があるためであった。

しかし、これらの懸案事項が次のとおり解決したことから国内で初めて2カット工法を採用した。

- ① 光学精密測定法を活用して精度よく既設MCPと新SGノズル部の開先加工ができること。
- ② 先行SGR工事の実績から、MCP切断後の配管移動量が十分小さいため容易に開先合わせができること。
- ③ 溶接縮みの小さい狭開先溶接法が適用でき、配管に小さな残留応力しか残らないこと。
- ④ 上記施工により、RCPの振動に影響を与えるフランジ面の水平度が設計要求値を満足すること。

本工法の適用により、MCPの切断、復旧箇所数が2箇所に削減され、大幅な被ばく低減および工程

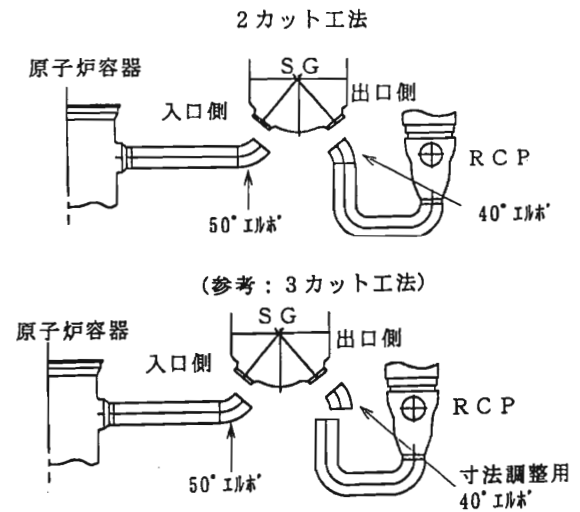


Fig.6 2-cut method

短縮が可能となった。

4.2.2 詳細工法

(1) MCPの切断

切断によるMCPの不測の移動を防止するため、切断前に拘束治具でMCPを固定した。また切削くず等の異物混入防止のため閉止栓をMCP内部に取り付けた。

切断は被ばく線量低減のため遠隔操作可能なものとし、MCPの肉厚が残り数ミリになるまで切削した後、以降は切削くずがMCPの中に入らないようローラカッターで押し切る機械式切断方式を用いた。

なお、切断後、一旦MCPの残留応力を解放させるため拘束治具を緩めたが、配管変位は当初の予想どおり小さく、2カット工法が十分適用できる量であった。

(2) MCPの溶接復旧

溶接復旧に当たっては、新SGノズル部と開先合わせするためのMCP切削加工代の決め方が2カット工法正否の大きなポイントとなる。

このため、MCPの切断前および開先加工前に新SGノズル部およびMCP切断部の位置を正確に計測する必要があり、その計測に精度の良い光学精密測定法を適用した。2カット工法適用に伴うMCPの切断・復旧に関する主要作業をFig. 7に示す。

なお、MCPの残留応力を低減させるため、MCPと新SGの入口側および出口側の溶接は、溶接縮みの小さい狭開先溶接法とした。その溶接状況をPhoto 2に示す。



Photo 2 MCP welding

また、溶接終了後、浸透探傷検査、放射線透過検査、超音波探傷検査および耐圧・漏えい検査を実施し健全性を確認した。

5. 放射線管理と作業環境

SGRにともなう被ばく低減対策については、ALARA (As low as reasonably achievable: 合理的に達成可能な限り低く) の精神に基づき、適切な作業管理体制を確保するとともに、下記に述べる被ばく低減対策や作業環境保全対策を実施した。

- ① MCPの切断箇所を決めるための測定法として、機械式測定法よりも作業量の少ない光学精密測定法を採用
- ② 切断・復旧装置として自動遠隔操作工具を採用
- ③ MCP切断・復旧等被ばくの多い作業については事前に工場でもックアップトレーニングを実施
- ④ MCPの内面除染の実施および遮へいプラグを設置
- ⑤ MCP外表面および周辺の高線量当量率配管への仮設鉛遮へいを強化

その結果、計画線量当量1.0人・Svに対し約0.92人・Svと約1割近く低い値で完了することができた。

6. 廃棄物処理

SGRで発生する廃棄物量を極力抑制するため、干渉物撤去範囲の縮小、積極的な圧縮減容等を実施した。その結果、放射性廃棄物の種類および保管量は、

- ① 旧SG
開口部に閉止蓋をし、横置き状態で2基をSG保管庫に保管
- ② 配管・支持構造物
主蒸気管、主給水管およびSG支持構造物を専用容器19個に入れSG保管庫に保管
- ③ 撤去した干渉物
SG搬出入の際に干渉するため撤去し復旧時再使用しないもの等を325本のドラム缶に入れ固体廃棄物貯蔵庫に保管

となり、旧SGを除く廃棄物量はドラム缶換算で、計画値1,000本に対して約770本と2割以上削減できた。

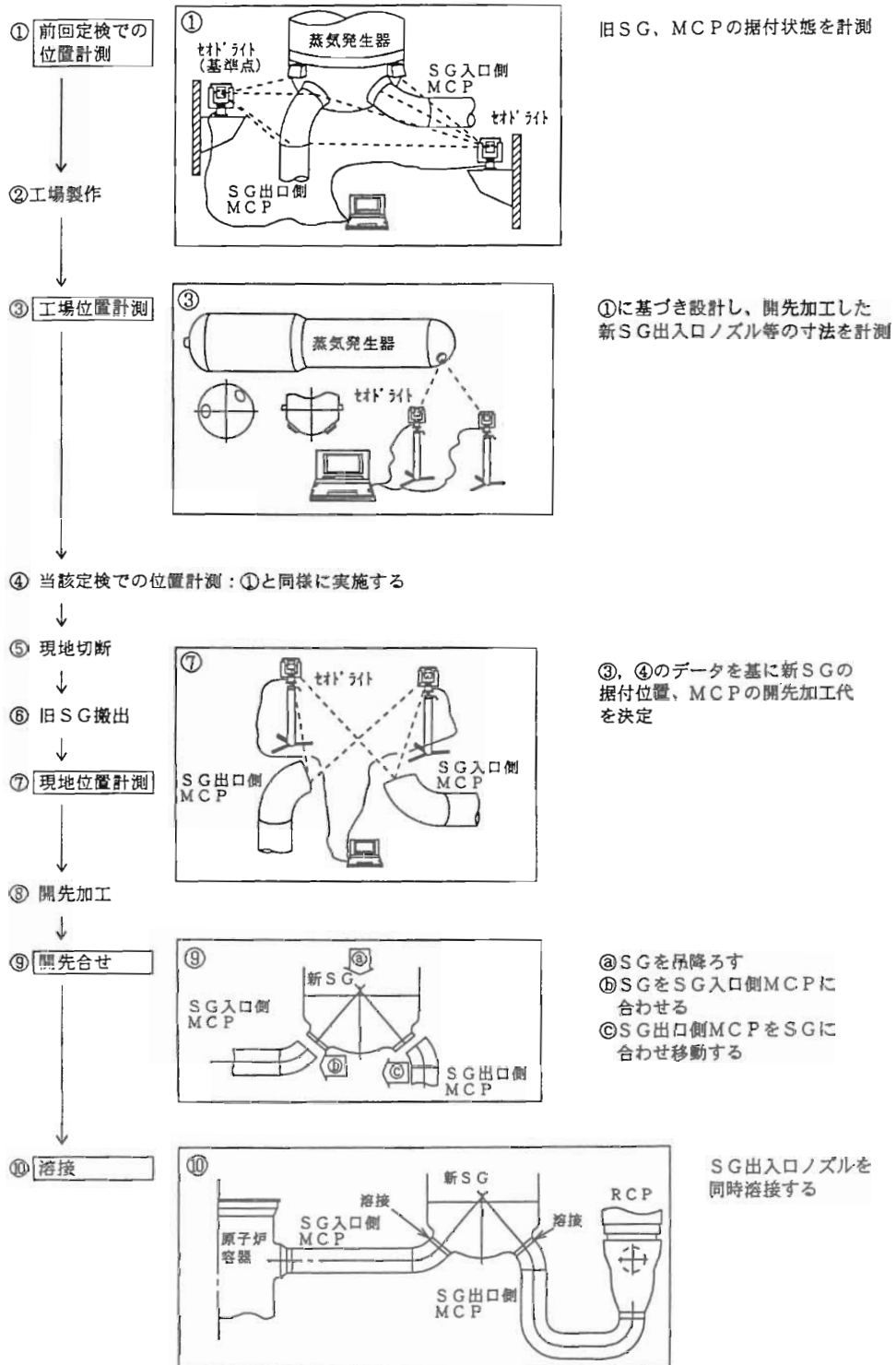


Fig.7 Detail process of 2-cut method

おわりに

以上のように、クレーン工法、MCP2カット工法等国内初の工法を採用することにより、燃料取り出しから装荷までの期間(全ブロー期間)54日、発電停止期間110日の国内最短工程でSGR工事を

実施することができ、当初計画どおり平成10年6月4日に通常運転に復帰させることができた。

また、SGのような大型重量機器を移動式大型クレーンで直接吊り上げて取替える工法は、プラントデコミッショニング工事にも適用可能な技術として、貴重な経験を得ることができた。

東芝の廃止措置関連技術開発

樋江井 明*1、後藤 哲夫*1、夏井 和司*1、酒井 仁志*2

Research and Development Activities of Toshiba for Commercial Reactor Decommissioning

Akira HIEI, Tetsuo GOTOU, Kazushi NATSUI, Hitoshi SAKAI

During the next 10 years, the demand for decommissioning will grow steadily. We have gained experiences in decommissioning JPDR. Our research and development activities have been given to large-scale tests and demonstrations tasks. The main objective of these activities was to strengthen the technical basis of decommissioning with particular view to safety and environmental protection aspects, minimizing the occupational exposures and radioactive waste. We already have the technology to decommission, but we are carrying out more research and development into new procedures to reduce the costs and make the job easier and even safer. This paper describes an overview of current decommissioning technique of Toshiba.

1. はじめに

前回の報告から約7年が経過した。この7年の間に日本原子力研究所の動力試験炉 (JPDR, 電気出力 1.25 万 kW, BWR) の解体実地試験が終了し (1996 年)、日本原子力発電 (株) の東海発電所 (電気出力 16.6 万 kW, GCR) が当初の目的を達成し運転を永久停止した (1998 年)。東海発電所は 1966 年に運転を開始した商業用原子力発電所の初号機であり、かつ高業炉としてはじめて廃止措置を経験することになる。

一方、近年運転中 BWR の予防保全対策として、シュラウド取替工事等、大型保全工事が実施されている。これらの工事では炉内一括除染や炉内構造物の切断・解体を実施している。

廃止措置技術は除染技術、構造物の切断・解体技術、廃棄物の処理・処分技術および放射能測定技術

などの要素技術を組み合わせた総合技術といわれるが、個々の技術は運転中原子力発電所の保全技術と共通する。特に大型保全工事で適用された技術は廃止措置技術として参考になる部分が多い。

本稿では保全技術あるいは他分野の技術からの転用という観点もふまえ、当社の廃止措置技術開発の状況を以下の項目に分けて概説する。

- (1) 廃止措置計画およびシステムエンジニアリング
- (2) 残存放射能インベントリ評価技術
- (3) 除染技術
- (4) 切断・解体・遠隔操作技術
- (5) 放射能測定技術
- (6) 解体廃棄物処理・処分技術

Fig.1 に本稿で紹介する工事、技術と廃止措置要素技術との関連を示す。

* 1 (株) 東芝磯子エンジニアリングセンター原子力システム設計部 (Toshiba Corporation)

* 2 (株) 東芝磯子エンジニアリングセンター原子力機器設計部 (Toshiba Corporation)

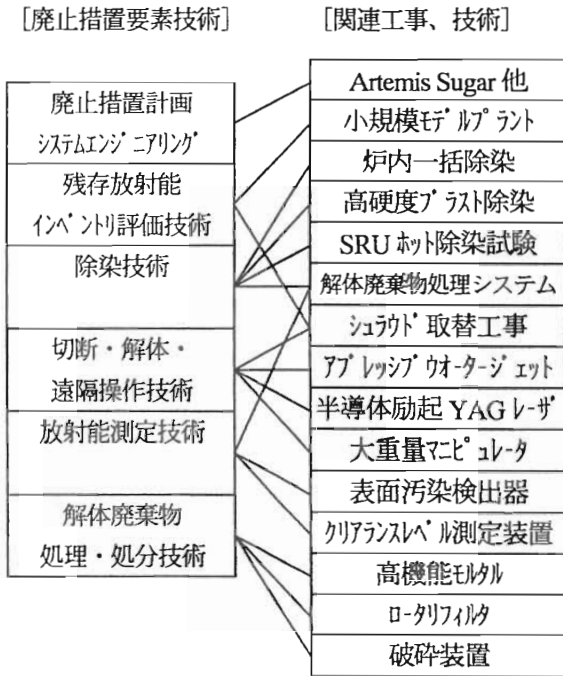


Fig.1 Several Techniques relation to Decommissioning

2. 研究開発の概要

2.1 廃止措置計画およびシステムエンジニアリング技術

原子力発電所の廃止措置においては大量の機器、構造物を解体し、廃棄物として処理、処分する。解体作業には非常に多くの工程と作業者を必要とするため、効率的な作業計画の立案が重要となる。

当社は原子力プラントで種々の CAE、CAD ツールを活用しており、これらのツールに改良を加え、廃止措置の作業計画立案を支援するシステム (Fig.2) の構築を図っている。

廃止措置総合データ管理システムは廃棄物量および放射能インベントリ等に関するデータベースやそれらにアクセスしてプラント物量等を表示するプラント物量データ管理ツールが含まれる。Fig.3 にその表示画面の一例を示す。画面上に任意の系統設備の物量と放射化および汚染放射エネルギーを表示することができる。

解体手順検討システムは解体工法を選択や解体手順の検討を支援するためのものである。廃止措置総合データ管理システムの工法、工事データベースに

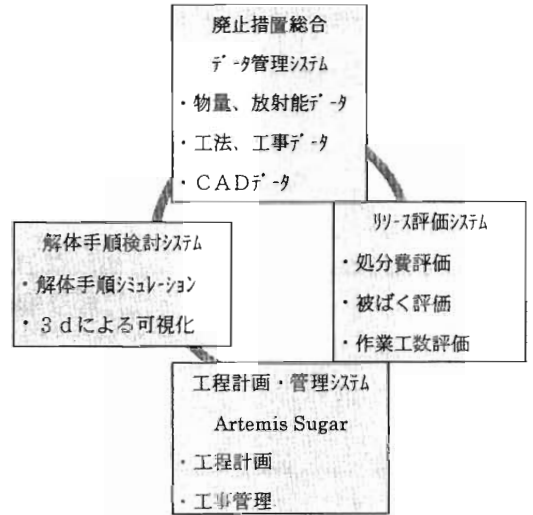
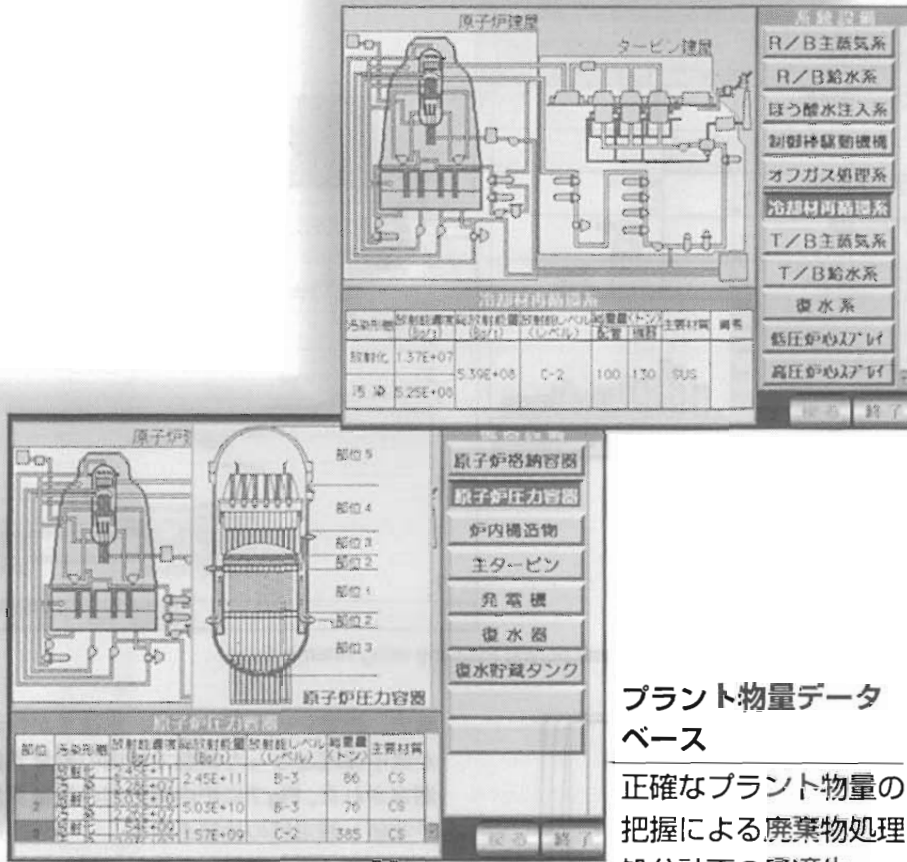


Fig.2 Diagram of Decommissioning Engineering System

基づき、3D表示による可視化を行いながら、解体手順のシミュレーションを行う。

また、リソース評価システムは解体手順検討システムと後に述べる工程計画・管理システムとリンクし、作業被ばく線量評価、作業工数評価さらには廃止措置コストの評価等を行う。Fig.4は原子力プラントの定検工事において実績を積んできた被ばく線量管理ツールを廃止措置用に改良を加えたものである。作業環境の線量率分布の可視化を図るとともに、解体手順や解体工法を選択することにより、作業被ばく線量をシミュレーションできるものを目指している。

工程計画・管理システムとしては原子力プラントの工事管理に実績のあるツールである Artemis Sugar を廃止措置用に改良を加え開発中である。Fig.5 に Sugar で計画した東海 GCR の SRU (蒸気発生器) 解体工程計画例を示す。Sugar は膨大な作業データを管理するため、工程を4階層 (トップグループ、メイングループ、サブグループ、作業バー) に分けて取り扱う。すべての工程データを作業とリソースの双方向から同時に編集、調整が可能であり、時間軸上での工程の流れを正確にシミュレーション、コントロールすることができる。



プラント物量データベース

正確なプラント物量の把握による廃棄物処理処分計画の最適化

Fig.3 Plant Data Management Tool

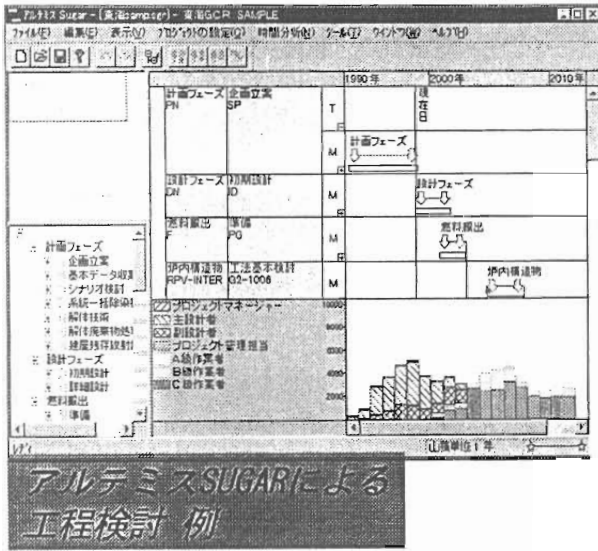


Fig.4 Dose Rate Evaluation Tool

2.2 残存放射能インベントリ評価技術

廃止措置の計画を立てる上で、燃料を取り除いた後の残存放射能量を正しく算定することは非常に重要である。評価結果は前述のデータベースのデータとなり、廃棄物量や作業時の被ばく量の評価、さらには廃止措置コストの評価に使われる。当社はFig.5に示すように電力共研でBWR小規模モデルプラント等の放射能インベントリ評価を実施し、放射化計算モデルを構築した。これをベースに精度向上を目指して改良を図っている。

また、実工事ではシュラウド取替工事において放射化放射能評価を実施し、炉内一括除染の除染効果や除染後の作業環境の評価を行った。線量当量率評価は中性子束分布の計算、それに基づく放射化計算、放射化物質から放出されるガンマ線による線量当量率計算の3ステップで行った。工事では炉内構造物の



アルテミスSUGARによる
SRU解体工事適用検討 例

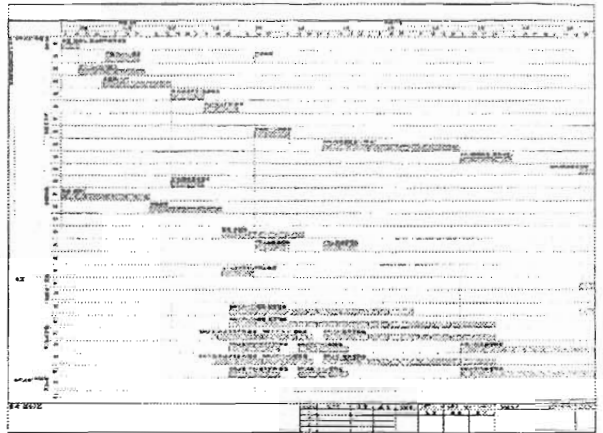


Fig.5 Decommissioning Planning using Artemis Sugar

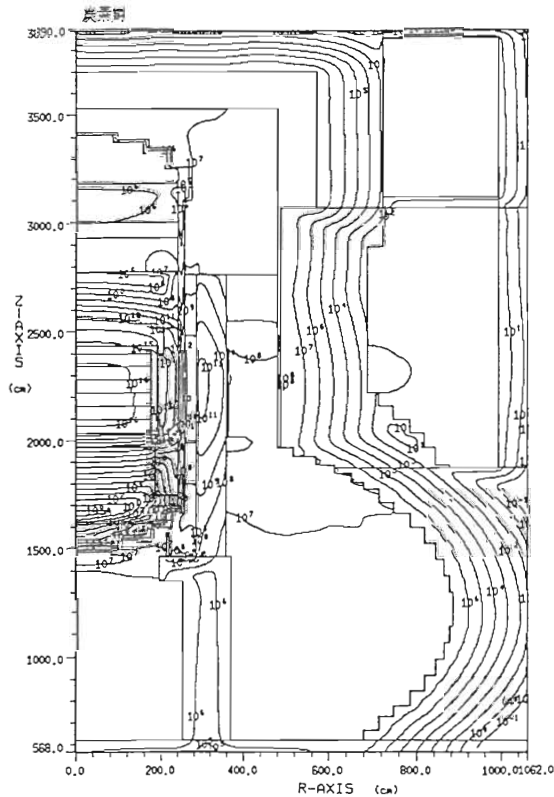


Fig.6 Radioactivity Evaluation of 500MWe class BWR

撤去、炉壁シールドの設置、水抜きが行われ、炉内が気中環境となった状態で炉内の線量当量率分布が測定された。Fig.7に炉内軸方向の線量当量率分布の予測値と測定値の比較を示す。

RPV (圧力容器) の放射線源が寄与する高さ方向中心部では解析による予測値と測定値は線量率分布傾向、絶対値ともよく一致した。炉底部においては予想以上に化学除染の効果があり実績線量当量率は予測値を下回った。

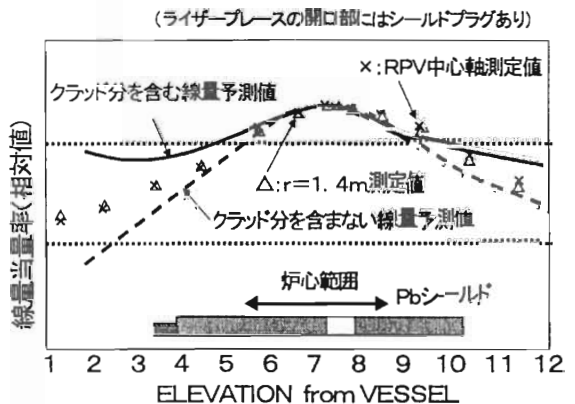


Fig.7 Evaluation of Dose Rate for Shroud Replacement

2.3 除染技術

当社は放射線被ばくを低減する目的で系統や機器などの除染を通常点検や改造工事において実施している。除染対象により化学除染、物理除染など種々の除染法を選択あるいは組み合わせている。廃止措置における除染には解体前除染と解体後除染があるが、供用中除染と目的が同じである解体前除染については、C O R D法 (Chemical Oxidation Reducing Decontamination process) で適用できると考えている。(Fig.8)

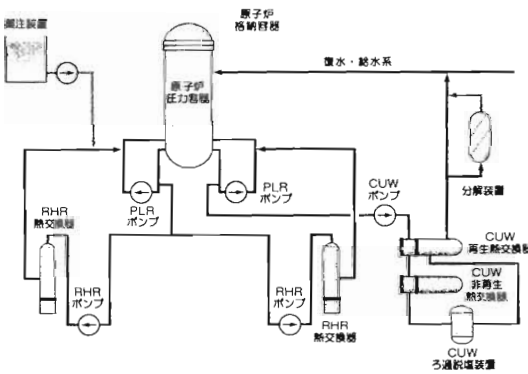


Fig.8 CORD System Chemical Decontamination

解体後除染については除染対象に応じて、最適な除染法を選択できるような種々の除染法を開発している。比較的汚染濃度の高い廃棄物には非接触電解除染や強力化学除染等の化学除染法を適用し、比較的汚染の低い廃棄物にはブラスト除染でクリアランス化を図ることを考えている。

東海発電所のSRU (蒸気発生器) は除染によるクリアランス化を目指しているが、除染対象が炭素鋼であることと除染廃液の処理を考慮して、高硬度ブラスト除染および有機酸による化学除染の開発を進めている。両除染法ともにSRUのホットサンプルを使った除染試験で良好な結果を得ている。

(1) 解体前除染

解体前除染は燃料取り出し後、安全貯蔵期間に入る前に一次系機器、配管の高線量率部を除染するもので、解体作業時の作業員の被ばく低減が目的である。当社は以下の理由により炉内を含めた一次系一括除染を推奨している。

- ・ 本設の再循環ポンプの運転により、高い除染効果が得られる。
- ・ 本設機器を利用することにより仮設備が軽減できる。
- ・ 一括除染により、除染期間を短縮できる。また系統ごとの取合い部の切断、加工がない。

当社は一昨年よりシュラウド取替工事において、炉内および再循環系をCORD法により一括除染し、高い除染係数を達成した。*) (Fig.9)

CORD法は酸化(過マンガン酸)と還元(シュウ酸)を繰り返すため除染効果が高く、除染後には除染剤を炭酸ガス、水、マンガンイオンに分解できるために二次廃棄物を少なくできるのが特長である。当社はCORD法について、機器単品の除染(10件)、系統除染(9件)、炉内除染(2件)と段階的に実績を積み重ねてきており、廃止措置時の炉内一次系一括除染に十分適用可能と考えている。

(2) 解体後除染

解体金属廃棄物を徹底除染してクリアランスレベル以下に落とせば、廃棄物処分費を低減し、資源として再利用を図ることができる。このためには高い除染係数と除染に伴ない発生する除染廃液や二次廃棄物の量が少なく、処理しやすい除染法が望まれる。当社は原子力発電技術機構殿の確証試験で非接触電解除染技術、強力化学除染技術を開発した。

非接触電解除染技術は配管、平板などの単純形状の廃棄物に対して電極の取り付け、取り外しの必要がなく、短時間で除染できるという特長をもつ。バルブなどの複雑形状の廃棄物については強力化学除染を適用する。

これらの除染装置の性能を解体廃棄物の受け入れから払い出しまでを半自動で行う解体廃棄物処理システム (Fig.10) を製作し確認した。

また、東海発電所のSRU (蒸気発生器) のクリアランス化を目指して、当社は粒子ブラスト除染とギ酸による化学除染を組み合わせた徹底除染法を開発中である。粒子ブラスト除染では繰り返し使用できるプラスタ材を採用することにより、二次廃棄物の発生を抑え、かつ除染効果を高めている。また化学除染に用いるギ酸はシュウ酸と同種の有機酸であり、紫外線照射で炭酸ガスと水に分解され、これも二次廃棄物の発生量を最小限にしている。

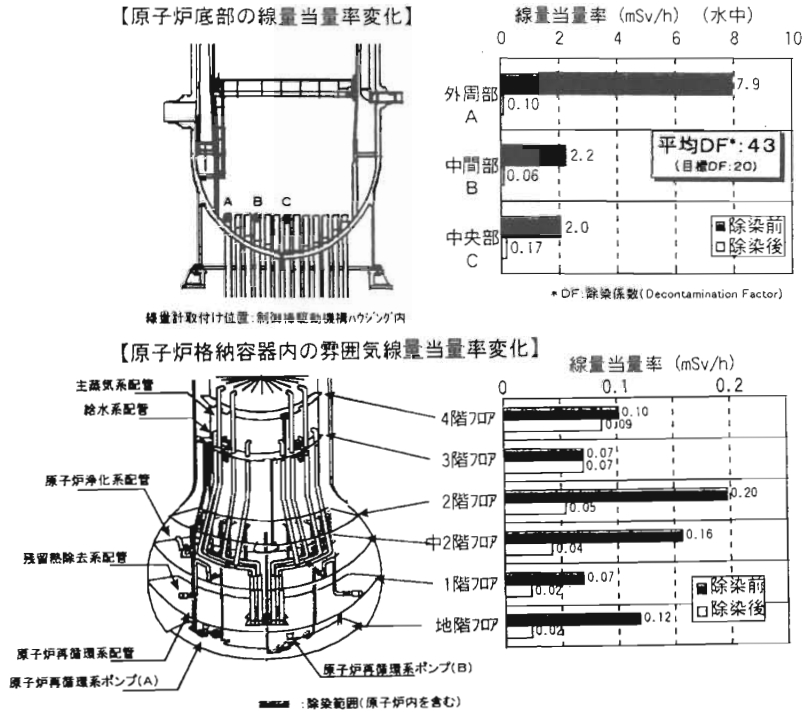


Fig.9 Results of CORD System Decontamination

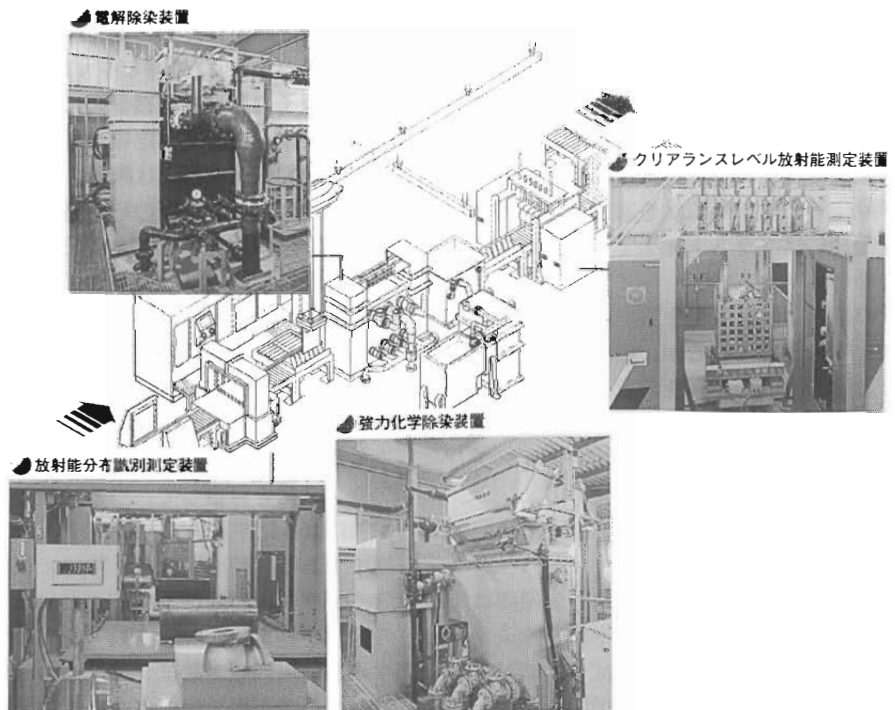


Fig.10 Decommissioning Waste Processing System

粒子ブラスト除染³⁾は機械式除染の一種でブラスト材として高強度のセラミックス粒子を使用するものである。セラミックス粒子は通常のブラスト材（鋳鉄等）に比べ硬度が高く、母材の表面の酸化皮膜中に取り込まれた強固な汚染物を効率よく除去することができる。またブラストの変形、摩耗が少ないため何回も再使用することができ、二次廃棄物量の低減を図ることができる。Fig.11に使用前後のセラミックス粒子の粒形分布を示す。300回の使用後も粒形分布はほとんど変化が無い。さらに、研削材と研磨材（セラミックス粒子）の粒径をみると100 μ mを境に分れているため、サイクロンセパレータで容易に分離できる。

この粒子ブラスト除染とギ酸による化学除染を併用して東海発電所のSRU（蒸気発生器）の伝熱管サンプルの除染に適用した。その結果をFig.12に示す。除染対象によって粒子ブラスト除染だけでも短時間でクリアランスレベル以下に除染することができた。

さらに、ギ酸による化学除染を組み合わせることにより、ほとんどをクリアランスレベル以下に除染できた。

2.4 切断・解体・遠隔操作技術

廃止措置時にはプラント全体が切断、解体の対象であり、形状、設置位置、環境がさまざまである。これまでの改造工事等では、プラズマアーク切断やバンドソー等が万能的に使用されているが、解体の効率を上げるためには、種々の切断技術を適材適所に使用していく必要がある。また、切断装置を切断箇所アクセスさせる遠隔操作技術も重要である。

機械式切断技術は一般に切断反力が大きくそれを装置で受ける必要があるため装置が大きくなる傾向にある。また、高線量物の水中切断においては燃料交換機のマスト等の長尺の治工具によるハンドリングが必要となることから、切断反力をほとんど受けない熱的切断が有効である。しかし、水中の機械式切断が可能となれば、気中の空気浄化系が軽減でき、

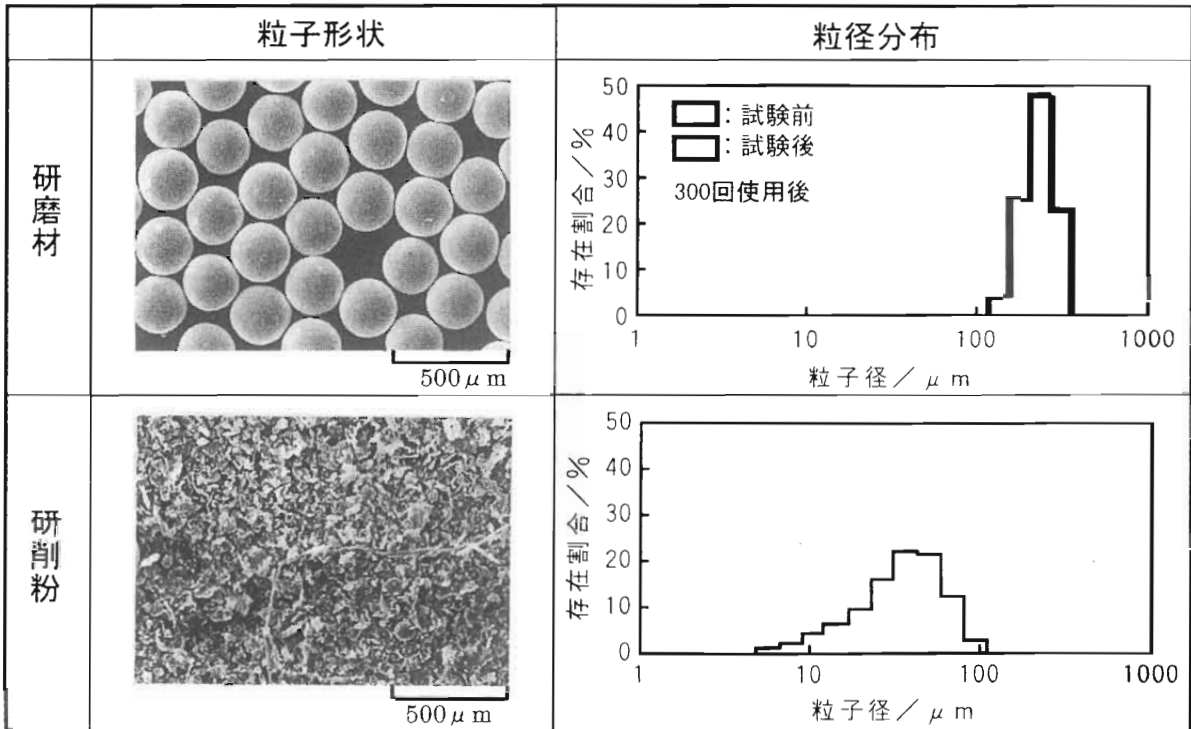


Fig.11 Ceramics Blast Decontamination

作業性が良くなることからアブレッシブ・ウォータージェット切断 (以下AWJ切断という) に着目し開発を進めている。(Fig.13)

本稿では切断技術開発として二次廃棄物低減を目指したAWJ切断技術開発と溶断の中では比較的ヒューム発生が少ないYAGレーザー切断について概説する。また遠隔操作技術開発として大重量マニピュレータ技術を取り上げる。

なお、現在さらなる合理化の観点から、炉内構造物と压力容器の一体搬出処分の可能性検討も進めている。

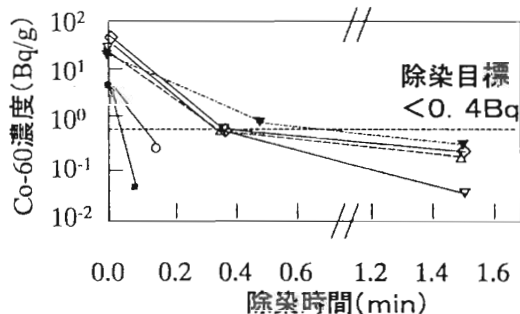
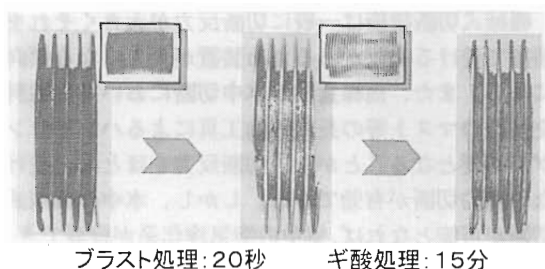


Fig.12 Results of SRU Decontamination Test

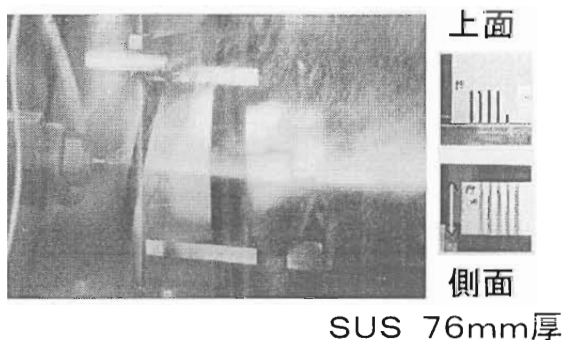


Fig.13 Abrasive Water Jet Cutting

(1) アブレッシブ・ウォータージェット切断

当社はこの切断工法を廃止措置時にも適用するため、さらに高度化を図っている。AWJは研磨材を混入したジェット水流により金属、板、コンクリート等を切断するもので精密切断の分野で使用されている。切断反力が少ないこと、水中での遠隔操作が可能であることから、シュラウド取替工事に採用された。

AWJの唯一の欠点は使用したアブレッシブ材が大量の二次廃棄物となることであり、これを解決するために、アブレッシブ材として粒子プラスト除染に用いたプラスト材と同じセラミックス粒子を用い、繰り返し再利用による二次廃棄物の低減できるシステムを開発している。アブレッシブ材をn回繰り返し使用することができれば二次廃棄物は1/nとなる。さらに、二次廃棄物の低減だけでなく、アブレッシブ材の強度向上により、切断性能が約30%向上したことを確認した。

(2) YAGレーザー切断

レーザー切断工法は自動車産業など工業生産分野では既実用化されている。一般的にレーザー切断工法は他の溶断工法と比較して、切断幅が相対的に狭くヒューム等の発生量が少ない、遠隔操作性に優れ各種材料の切断が可能である等の特長がある。

中でもYAGレーザーは光ファイバ導光により狭陰部の切断、溶接が可能になることから保全工事や原子炉解体の汎用技術として期待される。当社はさらに工事現場に容易に搬入据え付けができることなどの条件から、小型化が可能な半導体励起YAGレーザーに着目し、各種の試験を行っている。

なお、発振器本体は通産省の「フォトン計測・加工技術」研究開発プロジェクトで平成13年を目標に高出力(10kW)、高効率(20%)を目指して開発中である。現状では効率19%、出力3kWを達成している。(Fig.14)

半導体励起YAGレーザーはレーザー発振を効率的に行えるため、発振器、電源、冷却器を大幅に小型化(ランプ励起式の1/5)することができる。いわゆるデスクトップタイプのレーザーシステムが実現する。発振器の寿命も飛躍的に増し、工事現場で手軽に使用できるシステムになると期待している。

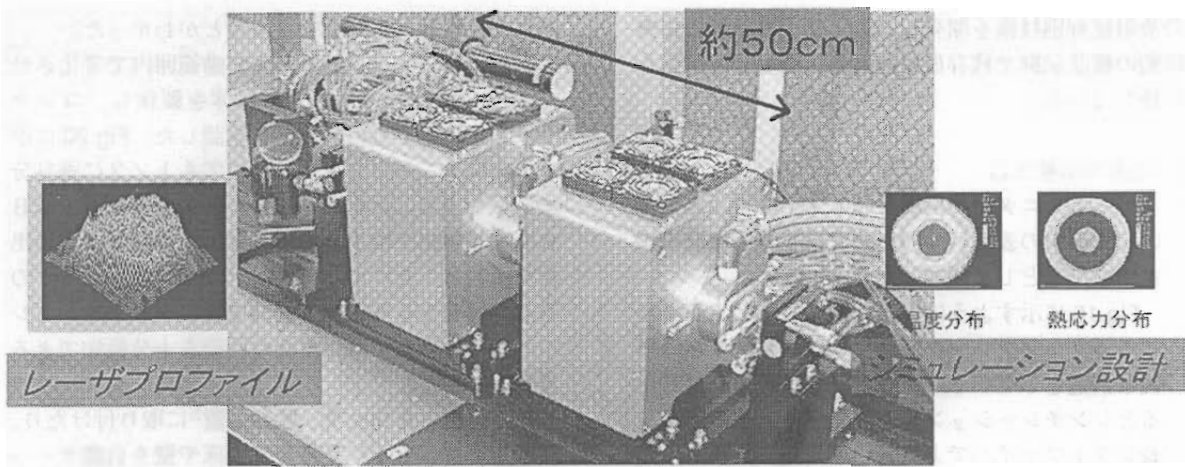


Fig.14 High-power diode-pumped all-solid-state laser system

当社はこのYAGレーザを次項で述べる大重量マニピュレータと組み合わせ、東海GCRの压力容器、炉内構造物などを切断・解体することを提案している。現在、より切断幅の狭い切断を目指し切断条件の最適化試験を行っている。

(4) 大重量マニピュレータ

東海発電所の压力容器は直径1.8mの球形でありこれを合理的に解体するためにいくつかの解体工法が提案されている。合理化の一例として、解体切断片の大型化がある。压力容器等の切断片をなるべく大きくすることにより切断長を短くし、さらに運び出しの回数を少なくすることができる。そのためには数トンの重量の切断片を取り扱うマニピュレータが必要となる。

当社は国際熱核融合実験炉ITERのブランケット補修用マニピュレータとして5トンマニピュレータを開発済みであり、これを東海GCRの压力容器解体に適用することを検討している。Fig.15にITERマニピュレータの写真を示す。このマニピュレータは補修時にITER内部に遠隔操作で挿入されるため、大重量を取り扱う割には軽量でコンパクトな設計になっている。この軽量、コンパクトさは廃止措置に適用する際には重要な要素と考えている。

このマニピュレータとJPDR解体実地試験で開発したプラットフォーム、クランプ式の把持装置、

および半導体励起YAGレーザ切断システムを組み合わせ、東海発電所の原子炉解体システムを検討中である。

2.5 放射能測定技術

機器解体に伴ない発生する解体廃棄物を放射能濃度レベル区分に応じ弁別する技術、機器撤去後、床、壁等の表面に残存する汚染放射能を測定する技術など、廃止措置の各ステージで放射能を合理的に測定する技術が必要とされている。

廃止措置における放射能測定の特長は測定対象が一時期に大量に発生すること、そのほとんどが自然放射能レベルであることである。当社は床、壁等の汚染放射能や解体廃棄物のクリアランスレベル相当

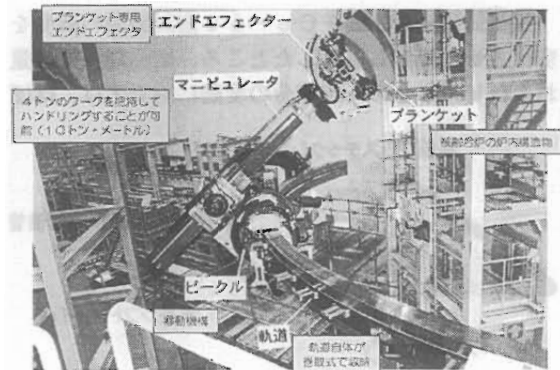


Fig.15 ITER Manipulator

の放射能弁別技術を開発し、(財)原子力発電技術機構の確証試験で残存放射能評価技術として試験を実施している。

(1)表面汚染検出器

ゲートモニタ用検出器としてすでに実用化している大面積の表面汚染検出器を建屋残存放射能測定用検出器として開発した。^{4),5)}

Fig.16に示すようにβ線を検出対象とするプラスチックシンチレータと波長シフトファイバの単純な構造をしている。β線がプラスチックにあたるとシンチレーション光を発生する。その光を波長シフトファイバでより長い波長へと変換し、光検出器で検出するものである。この検出器の特長は検出面積を大きくできることで、1m×1mサイズの大面積検出器を試作し、1kBq/m²を約10秒で検出できることを確認した。

もう一つの特長は検出器を2層にしてバックグラウンド(以下BGという)の補償ができることである。床、壁等のクリアランスレベルを測定する際には、場所によってBGが30%程度も変動する。

汚染放射能のβ線は1層目で大部分が検出され、2層目ではほとんど検出されない。一方、透過力の強いBGγ線は感度が低いものの1層目と2層目でほぼ同じ感度で検出される。従って2層目の計数をBG成分として1層目の計数から差し引くことによりBG変動を抑えることができる。厚さ1mm、30cm角のプラスチックシンチレータ2層構造の検出器(Fig.17)を試作し、バックグラウンド補償機能が正しく機能することを確認した。⁶⁾ 雰囲気線量の変動をCo-60密封線源の強度を変化させて模擬し試験したところ、周囲雰囲気線量およびK-40のγ線成分の変動に対しては、ほぼ

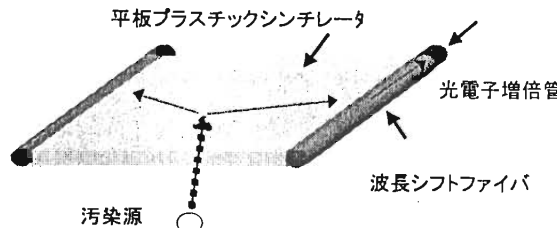


Fig.16 Principle of Surface Contamination Detector

無視できる程度に補償できることがわかった。

さらにK-40を天然濃度変動範囲内で変化させて添加したコンクリート試験体を製作し、コンクリートからのBGの依存性を確認した。Fig.20に示すように、このBG成分についても1/3に寄与分を低減できることがわかった。従来の検出器ではBG変動が検出下限上昇の阻害要因であったが本検出器を用いることにより実環境下でもコンクリートのBG変動を10%程度に軽減でき、クリアランスレベル相当の極めて低い濃度の汚染を十分検知できる見通しを得た。

この検出器をワイヤー駆動装置⁷⁾に取り付けたり、自動走行ロボットに搭載して、床や壁を自動サーベイすることも可能であり、このような測定の自動化の開発もいくつか進めている。また、測定箇所や測定結果の記録管理を効率的に行うため、建屋内のレ

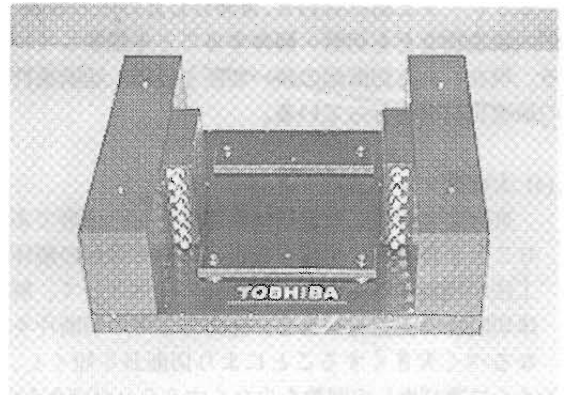


Fig.17 Background Compensation Surface Contamination Detector

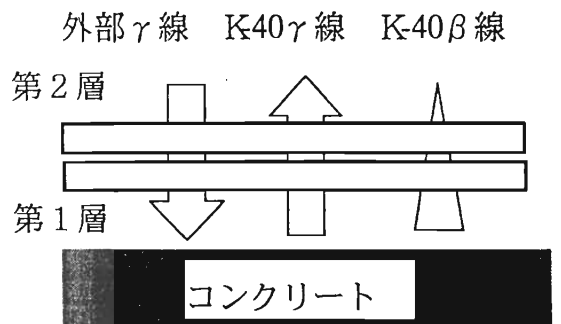


Fig.18 Principle of 2 Layers Surface Contamination Detector

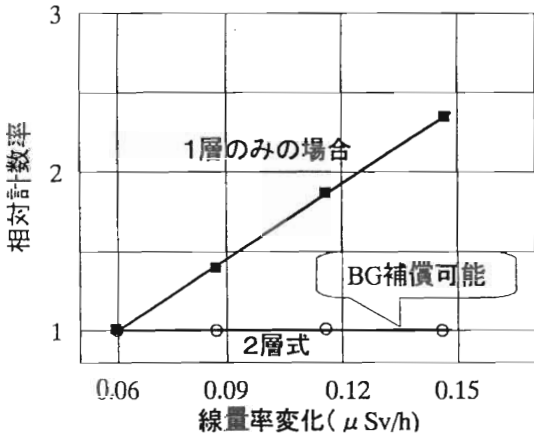


Fig.19 BG Compensation with Co-60 Source

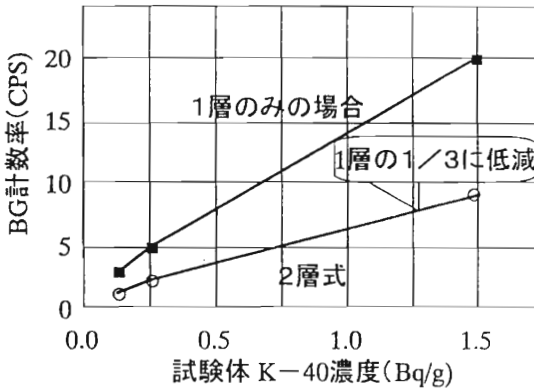


Fig.20 BG Compensation Test with Concrete Sample

アウトを簡単に入力できる図形入力装置、測定箇所を指示するレーザーポインタ装置、測定結果を記録するとともに放射能分布を表示するデータ管理装置等を開発した。

Fig.21 は建屋残存放射能を測定する目的で開発中の各装置を示す概念図である。Fig.22 に実際に開発された装置を示す。^{8),9)}

これらの装置は無線LANで接続され、リアルタイムでデータのやり取りが行えるようになっており、測定準備作業、測定作業そして測定結果の記録などの一連の作業を効率的に行えるように設計されている。

(2) クリアランスレベル測定装置

かご詰めした解体廃棄物を10トン/時間の処



Fig.21 Image of Residual Radioactivity Measurement



Fig.22 Residual Radioactivity Measurement

理能力でクリアランスレベル相当を判定できる測定装置を開発済みである。検出器構成はGe検出器4台、プラスチック検出器2台そしてNaI検出器7台で、厚さ10cmの鉛遮蔽体を備えて、一度に1m³のかごに詰めた廃棄物を測定できる。

データ処理機能として散乱性補正機能、放射能分布補正機能を有しており、放射能濃度40kBq/トン(0.04Bq/g)を10トン/時間の処理能力で判定する。(Fig.10) 現在、さらに処理

能力を高めるための開発や実サンプルを使用した試験を計画中である。

2.6 解体廃棄物処理・処分技術

解体廃棄物の大部分(90%以上)は一般廃棄物として取り扱われる。そのうちのごく一部が放射性廃棄物として処分されるが、ここでは廃棄体固定化に必要なモルタル固化技術とコンクリート切断廃液の処理技術および破碎装置による減容処理について取り上げる。なお、これらの技術は運転中廃棄物の処理技術として確認されたものである。

(1) 高性能モルタル

充てん性、核種閉じ込め性、長期安定性および耐熱性など廃棄物固定化の要求に応じ、種々のモルタルを開発している。(Fig.23) この中で核種閉じ込め性は廃棄体を固定化する際の重要なパラ

メータである。当社はFig.24に示すように、通常の高機能モルタルと比べて高い閉じ込め性能をもつ高機能モルタルを開発した。^{10),11)}このモルタルは廃棄体固定化だけでなく、処分場の人工バリア材として使用することにより、施設を増加させず受け入れ容量を高めることができ、廃棄物処分コストを削減できると考えている。

また、タンク類やポンプなどの大型金属廃棄物を容器として利用することが検討されているが、この充填材として高流動性を長時間保持できるモルタルが有効である。Fig.23に示すように3時間程度を経過しても流動性を保ち、その後すみやかに凝結する特性を示す高流動性モルタルを開発した。¹²⁾

なおモルタルの混練機としては攪拌性能が高く保守の容易な新型攪拌機を開発済みである。

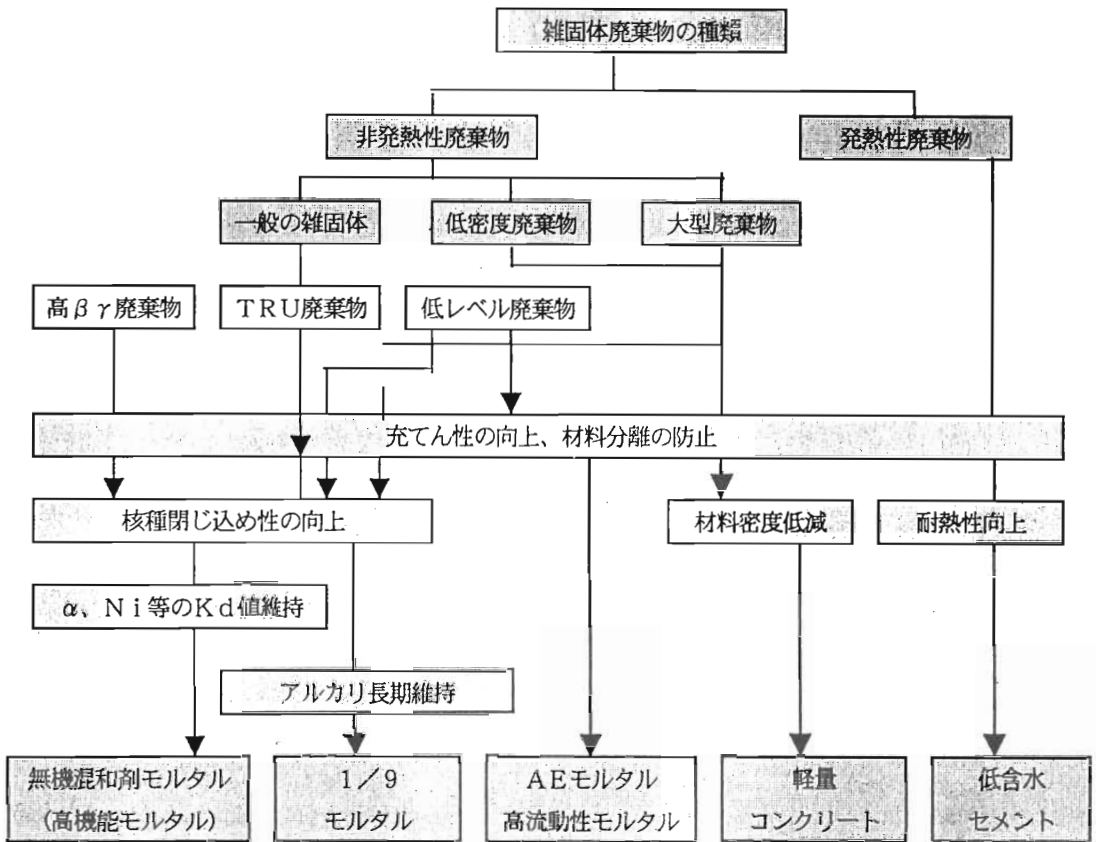


Fig. 23 Development Diagram of Advanced Cement

Nuclide	Cement for Process Waste	Filling Mortar	Concrete Disposal Facility	Toshiba Cement
Co-60	100	700	100	1000
Ni-63	300	400	80	900
Sr-90	30	10	10	30
Tc-99	0.5	0.3	0	4
I-129	2	0	0	50
Cs-137	3	30	30	100
Eu-152	—	—	—	10000
Pu-239	10000	10000	10000	100000

Fig.24 Distribution Coefficient

(2) ロータリーフィルタ

原子力発電所で発生する洗濯廃液やシャワー水などはそのまま過処理すると、洗剤、石鹼成分は通りぬけてしまう。しかも廃液はフィルタの目詰まりの原因となる。ロータリーフィルタ(Fig.27)はこのような問題を解決するために開発された洗濯廃液処理用のフィルタであるが、廃止措置時のコンクリートワイヤーソー切断で発生する切断廃液の処理にも適していることが分かった。

コンクリート切断廃液をロータリーフィルタでろ過すると、不溶性の懸濁物を高効率で除去することができる。実際のコンクリート切断廃液を使い、濃縮・減容処理できることを電力共研で確認し、Fig.26に示すデータを得た。

回転する攪拌板の掃流効果でスラッジ層は常に一定の厚さに保たれるようかきとられる。このため、ろ過の抵抗も一定になり、安定した処理流量が確保できる。攪拌板は処理流量を一定にするだけでなく、最終的にスラッジをモルタルと混合し廃棄体を製作する際の混合比調整機能として働く。

(3) 破碎装置

廃止措置時の解体廃棄物のうち、ダクトやケーブルトレイ等の大部分は汚染をほとんど考慮する必要の無いものと考えられるが、中空構造であるために、クリアランス化したとしても一時保管スペースが必要となったり、搬出効率が悪くなったりする。このため、これらの廃棄物の減容を目的

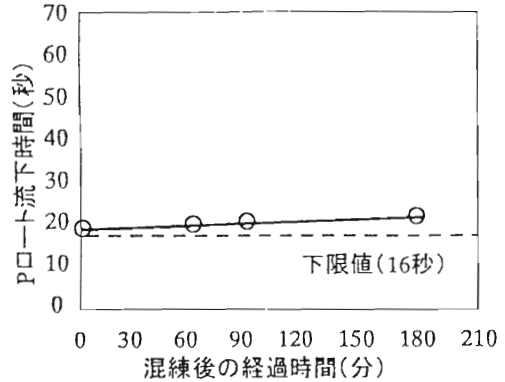


Fig.25 P-funnel Results

装置	ロータリーフィルタ
出口処理水固形分濃度	1 ppm 以下
処理除染係数	2500~1.8×10 ⁶
200リットドラム缶当たり投入量	130kg

Fig.26 Characteristics of Rotary Filter

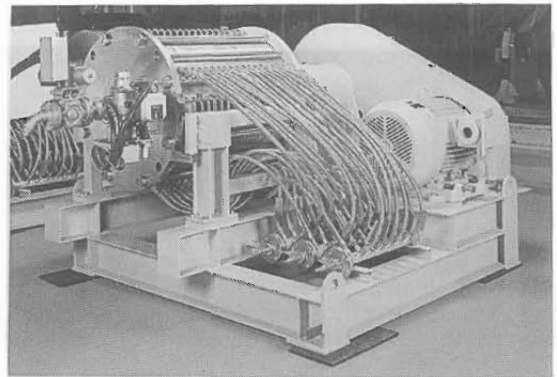


Fig.27 Rotary filter

として、大型の破碎装置の適用を検討している。

また、チャンネルボックスについては将来的に埋設処分が検討されており、そのための前処理あるいは保管時のスペース効率向上に破碎装置の適用が有効と考えている。

Fig.28に破碎時の刃の状況を示す。また Fig.29

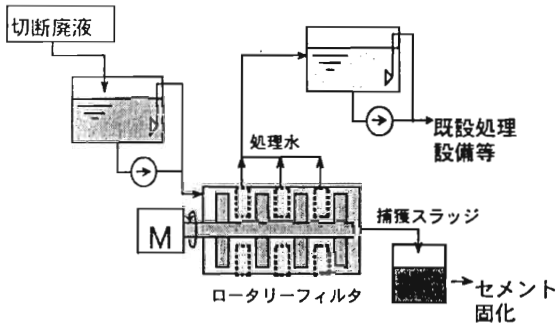


Fig.28 System Composition of Rotary Filter

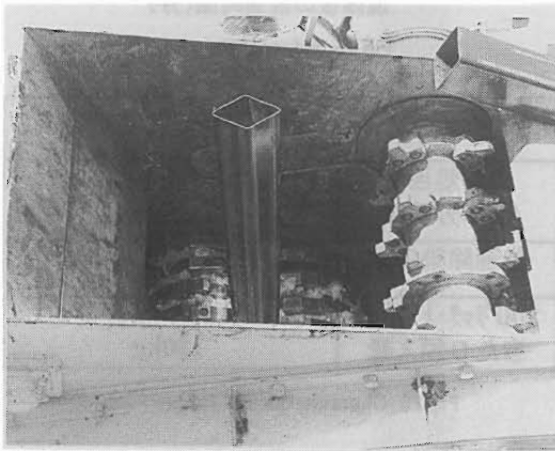


Fig.29 Shredder Machine



Fig.30 Shreddered Channel Box

には破碎装置で減容した状態を示す。破碎に要する時間は極めて短時間(10秒程度)で、減容率も1/5程度になることを確認した。

今後も処分容量低減、一時保管スペースの低減、取り扱い効率の向上などをポイントとして適用範囲の拡大を図っていく。

3. おわりに

東芝はプラントメーカーとして運転中BWRの保全工事のなかで、廃止措置にも適用できる種々の要素技術を開発、実用化している。合理的な廃止措置を行う際にはこうした技術の蓄積が必要不可欠である。今後の課題は「多くの要素技術の組み合わせの中から、いかに合理的、経済的に廃止措置を行うかという技術の最適化」の問題であると言われている。東芝は今後もより安全でより合理的な廃止措置技術を目指して研究開発を継続し、技術の最適化を図っていく所存である。

4. 謝辞

廃止措置の研究開発は電力会社殿との共同研究や通商産業省の委託を受けた(財)原子力発電技術機構殿の確証試験などで実施しました。ここに、ご協力頂いた多くの方々へ深く謝意を表します。

参考文献

- 1) BWR プントの炉内化学除染 火力原子力発電技術協会 第24会新技術発表会 1998. 11
- 2) ギ酸 遠田 他, 日本原子力学会「1996春の年会」, N29,1996
- 3) セラミクスプラスト除染 遠田 他, 日本原子力学会「1998春の年会」, J9,1998
- 4) 前川, Radioisotopes, 46, p33-44(1997)
- 5) T.Maekawa, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 35[12] 886(1998)
- 6) S.Makino, et al., ICONE-7, ASME/JSME, 1999, No.70868
- 7) 島村 他, 日本原子力学会「1999春の年会」要旨集 M48
- 8) Makino, et al., ANS/ENS 1996 International Conference and Embedded Topical Meeting
- 9) Y. Yoshimura, et al., ICONE-4, ASME/JSME, 1996, vol.5, p137-143
- 10) 低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体製作技術について (各種雑固体状廃棄物) (財) 原子力環境

整備センター、国会図書館寄贈図書、1996

- 11) G.A.Faihall ,etal. A JOINT BEFL/TOSHIBA APPROACH FOR THE OPTIMISATION OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT 11Pacific Basin Nuclear Conference Banff, Canada May3-

7,1998

- 12) 豊原他、無機流動性剤を用いたセメント系充填剤の開発、放射性廃棄物研究 Vol.3、No.2、pp.35-43(1997)

ワイヤーソーによるコンクリート構造物切断技術開発 (その2)

宮尾 英彦*¹、鈴木 正啓*¹、富岡 秀夫*¹、岩崎 行雄*¹
久木野慶紀*²、山本 雄一*²、宮崎 貴志*²
神山 義則*³、板谷 俊郎*³、稲井 慎介*³、有富 正憲*⁴

Development of Cutting Techniques of Reinforced Concrete by Wire Sawing

Hidehiko MIYAO, Masahiro SUZUKI, Hideo TOMIOKA, Yukio IWASAKI,
Yoshinori KUKINO, Yuichi YAMAMOTO, Takashi MIYAZAKI,
Yoshinori KAMIYAMA, Toshiro ITATANI, Shinsuke INAI, Masanori ARITOMI

Development of diamond wire saw cutting technique had been carried out from 1992 to 1998. Basic characterization data for wire sawing has been obtained and the pushing method and the rear cutting had been developed in this study. Cutting efficiency of both this cutting methods is about 1 m²/h and allows in dry condition. The normally used cutting method using cooling water brings about cross contamination due to penetration of radioactive nuclides into concrete. Other hand, dry cutting is able to avoid the penetration into concrete. On the dry cutting, dust collection is very important for prevention of scattering of the radioactive dust. Dust collection system that consists of bag-filter is able to collect the dust without affecting the life time of the following HEPA-filter. Collected dust has to be solidified for disposal of radioactive waste, and then the specification of dust solidification for requirement in low level radioactive waste disposal in Japan is 20% of cement content.

For the dismantling of the reactor biological shielding, cutting procedures have been summarized in 7 basic patterns according to shape of concrete structure, radioactivity level and work circumstances.

1. はじめに

原子力施設のデコミッションングにおいてコンクリート構造物は、解体対象物として最大のものであり、解体廃棄物としても最大の容積を占める。特に、原子炉生体遮へい体は、耐震、耐荷重の観点から太

径の鉄筋が高密度に配筋された堅固な構造物であり、放射化されている。放射化は生体遮へい体全体で同じではなく、炉心側は放射化レベルが高く、外側の部分は放射化されていない。したがって、放射化部と非放射化部とを分けて解体することにより、解体物を合理的に処理・処分することができる。さらに

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

※1 (財) 原子力施設デコミッションング研究協会(RANDEC)

※2 (株)竹中工務店 (TAKENAKA CORPORATION)

※3 戸田建設(株) (TODA CORPORATION)

※4 東京工業大学教授 (PROFESSOR TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY)

は、放射能レベルによって処分基準が異なるので、放射化レベルに応じて区分解体することも合理的な処理・処分につながる。このようなコンクリート構造物の解体工法には、次のような性能、機能が要求される。

- ・高い解体効率
- ・解体物が処理・処分の容易な形状をしている
- ・二次廃棄物の発生量が少なく、処理が容易
- ・放射化レベルおよび非放射化部との区分解体が可能
- ・解体作業の遠隔操作化が可能

ワイヤーソー工法は、切断対象物の形状や大きさを問わず切断可能であり、振動、騒音が少なく、人や機械が近づきにくい場所での切断ができる等の特徴がある。したがって、ワイヤーソー工法による区分解体を可能にすれば、放射能レベルに応じて大きなブロックで区分解体することにより、解体効率の向上と解体コンクリート廃棄物の処理・処分の合理化が図れると期待される。

本技術開発は、平成4年度に開始し平成10年度で終了した。本技術開発の中で、押切り切断法、背面切断法を開発し、区分解体の可能なことを確認した。また、押切り切断法、背面切断法では乾式切断も可能なこと、乾式切断で発生する粉塵はバグフィルタにより十分に回収除去できることも確認した。さらに、回収した粉塵のセメント固化条件を明らかにした。原子炉生体遮蔽体は炉型によって構造が全く異なるため、解体システムも炉型によって異なる。しかし、解体対象部位の形状、放射化レベルによる人の接近の難易度等により分類すると、基本パターンは7種類にまとめられる。

本報では、前報¹⁾以後に実施した押切り切断、背面切断、削孔、粉塵回収、粉塵のセメント固化および解体システム等を中心に報告する。

2. ワイヤーソー切断試験

ワイヤーソー切断工法は通常引張り切断法で用いられているが、原子力施設のコンクリート構造物の解体では、放射線環境および物理的形状等のためワイヤーソーを切断対象物に巻き付ける作業が困難な場合が多い。これに対応するため押切り切断法を考案し、押切り切断法を用いたワイヤーソー切断装置を設計・製作し、切断確認試験を実施し、安定した

切断が可能なることを実証するとともに、乾式切断でもワイヤーソーの温度上昇に問題ないことを確認した。

ワイヤーソー工法の安定運転、切断能率に関するパラメータには、循環速度、張力、鋼材率および押切り切断の場合の円弧比等がある。平成4年度から実施してきた引張り切断、押切り切断および背面

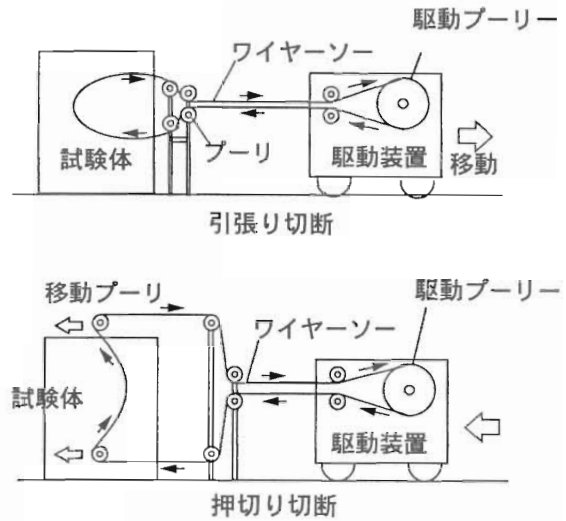


Fig.1 Concept of pulling and pushing method

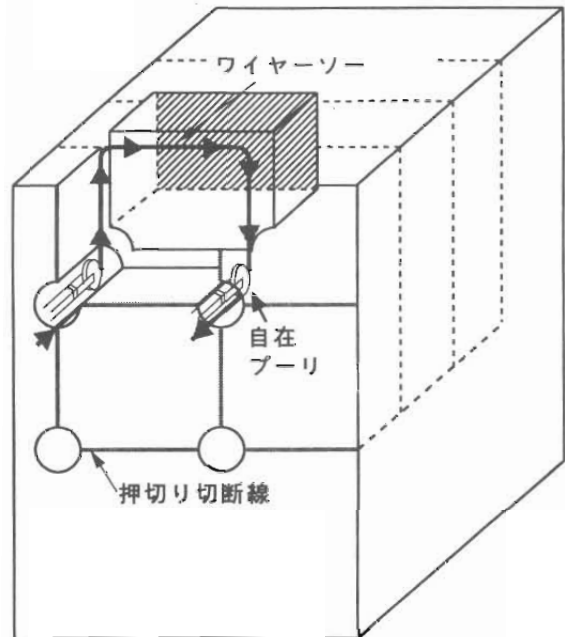


Fig.2 Concept of rear cutting

切断について、取得データを整理し、工法による切断の特徴と各パラメータによる切断能率への影響を定量的にまとめるとともにワイヤーソーの損耗について整理した。Fig. 1に引張り切断および押切り切断の概念、Fig. 2に背面切断の概念を示す。

2.1 引張り切断

一般の土木建築業界で用いられている引張り切断法は、切断対象物にワイヤーソーを巻き付けてワイヤーソーの端部同士を接続してリング状にする必要がある。生体遮へい体のような大きな構造物をブロック状に解体するためには、コンクリート構造物に対してはコアボーリングによりワイヤーソー敷設用の通路を設けて、ボーリング孔にワイヤーソーを敷設する。また、原子炉施設のように太い鉄筋が用いられているコンクリート構造物の場合、コンクリートよりも切断しにくい鉄筋部でワイヤーソーが鋭角に成りやすく、安定した切断を行うためにはガイドプーリをこまめに盛り替える必要がある。

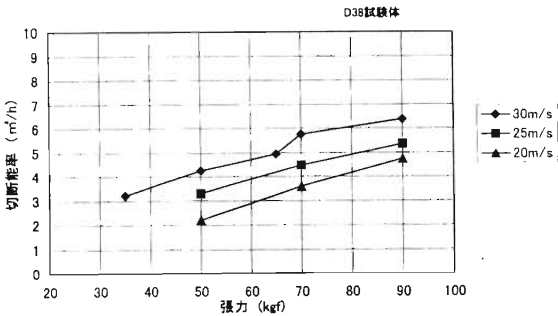


Fig.3 Effect on cutting efficiency by circulation speed and tension of wire saw

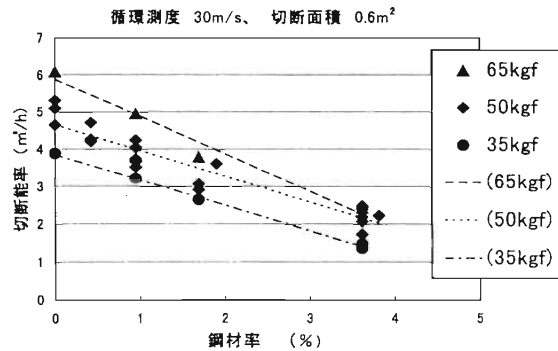


Fig.4 Relationship between steel content and cutting efficiency

引張り切断で切断能率に影響を及ぼすパラメータは、循環速度、張力、鋼材率である。循環速度と張力による切断能率への影響を Fig. 3 に示す。循環速度、張力はいずれも大きいほど切断能率も大きくなるが、ワイヤーソーのプーリからの外れや破断等の観点から安定した運転条件としては、循環速度30m/sec、張力50kgfである。また、Fig. 4 に示す鋼材率と切断能率の関係から、切断対象物中の鋼材の量から切断能率を推定することができる。鋼材率2%程度での切断能率は約3 m²/hである。

2.2 押切り切断

押切り切断法は、原子力施設の管理区域内で切断対象物にワイヤーソーを巻き付けることが困難な場合、予めコアボーリングにより削孔を行い、前面から削孔内にワイヤーソー案内用プーリを取り付けたアームを挿入しながら切断を行う。ワイヤーソーが2個のプーリ間で一定の配置状況にあるため安定した切断ができる。削孔径はプーリが挿入されるため250mmφのコアボーリングが必要となる。押切り切断では、引張り切断のように切断毎にワイヤーソーの接続部を切り離して切断対象物に巻き付けてから再び接続する必要がない。

押切り切断の安定した運転条件は、引張り切断よりも循環速度が少し小さく、20m/sec、張力は50kgfである。押切り切断では、切断条件としてのパラメータに円弧比が加わる。Fig. 5 に示すように、押切り切断では円弧比が切断能率に影響し、円弧比の大きい方が切断能率も大きくなる。円弧比は小さい方が安定した運転を維持できるが、切断能率の観点から推奨できる円弧比は1.1～1.2である。押切り切

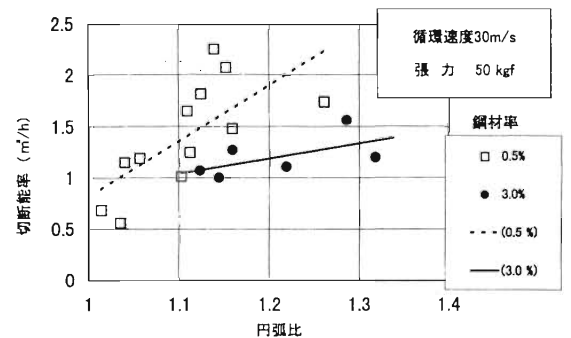


Fig.5 Relationship between arc ratio and cutting efficiency

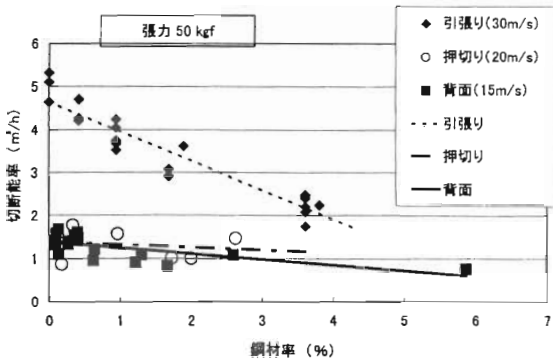


Fig. 6 Relationship between steel content and cutting efficiency for pushing and rear cutting

断と後述する背面切断の鋼材率と切断能率の関係を Fig. 6 に示す。押切り切断の切断能率は約 1 m³/h であり、鋼材率の影響が引張り切断ほど顕著ではない。

ワイヤーソーはコンクリート構造物の切削に伴って発生する熱により温度が上昇する。通常ワイヤーソー切断では、切断部に冷却水を流し、切断粉の除去とワイヤーソーの冷却を行っている。原子炉施設の生体遮へい体の解体にワイヤーソー工法を利用する場合には、冷却水に放射性物質が混入するため、コンクリート中への汚染浸透と回収が課題となる。水以外の各種冷却媒体について、コンクリート構造物切断時のワイヤーソーの温度上昇を計測した結果を Fig. 7 に示す。冷却なしの乾式切断でもワイヤーソーは 60℃ (気温約 12℃) 以下の温度であり問題ないことを確認した。押切り切断法は引張り切断と比べて切断能率は小さいが、乾式切断が可能であり、乾式切断ではコンクリート内部に汚染浸透する恐れがなく、発生粉塵を吸引回収できる。

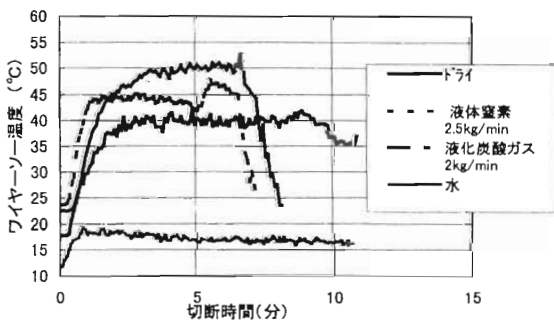


Fig. 7 Temperature of wire saw on pushing method

2.3 背面切断

背面切断は、原子炉生体遮へい体等の放射化部と非放射化部とを区分解体する技術として開発したもので、押切り切断用に製作したワイヤーソー切断装置を改造して背面切断試験を行った。

Fig. 2 に示した背面切断の概念のように、背面切断では自在プーリの機能が重要である。自在プーリの動きを Fig. 8 に、その構造を Fig. 9 に示す。切断の進行に伴って自在プーリが追従して角度を変えて行くように次の 2 つの工夫を行った。

- ・首振り回転軸をプーリの中心から約 30mm 偏心させる
 - ・アーム先端の首振り軸受けに摩擦抵抗を与えるため、スプリングを追加
- これにより、自在プーリを切断の進行に追従させることができた。

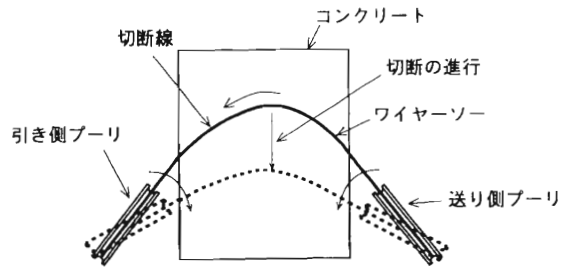


Fig. 8 Movement of unrestricted pulley on rear cutting

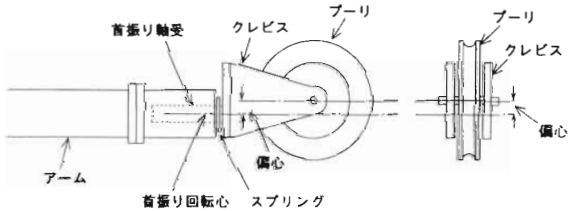


Fig. 9 Structure of unrestricted pulley

背面切断を行うためには、押切り切断で側面、上面、底面を切断した 12～13mm 程度の切断溝に外径 10.5mm のワイヤーソーを挿入・敷設しなければならない。このため、Fig. 10 に示すように、ワイヤーソー切断装置に補助アームを取り付け、その先端に補助プーリを付けた。補助アーム、補助プーリを用いて削孔と切断溝にワイヤーソーを敷設する様子を Photo. 1 に示す。ワイヤーソーの押し込みが完了したら、補助プーリの固定ロックを外し、ワイヤー

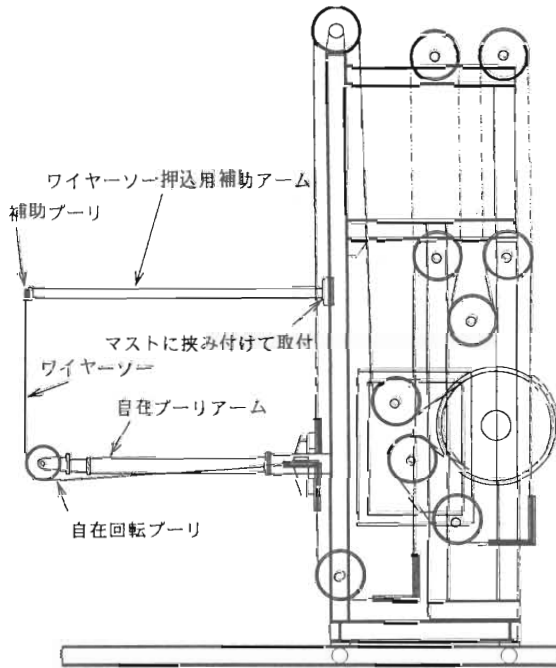


Fig. 10 Outline of the wire sawing equipment for rear cutting

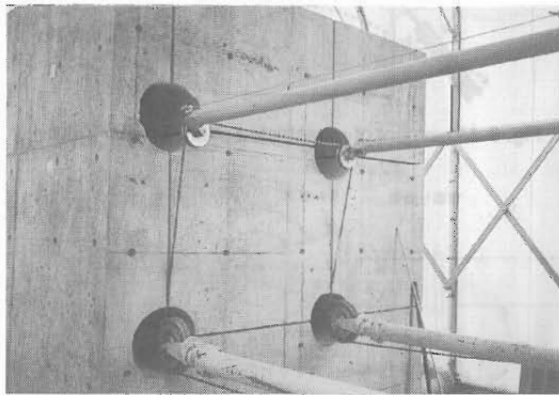


Photo 1 Situation of wire saw setting using assistant arm and pulley

ソーを補助プーリから外して敷設が完了する。

背面切断は、自在プーリの追従性が重要であるため、滑らかにワイヤソーを走行させる必要がある。したがって、安定運転のためにワイヤソーの循環速度を 15m/sec に下げる必要があった。背面切断の鋼材率と切断能率の関係は、Fig. 6 に示したように、鋼材率に影響されず押し切り切断とほぼ同じ約 1 m²/分である。



Photo 2 Section of wire saw cutting

生体遮へい体中には太径鉄筋が配筋されており、切断位置によって鉄筋を縦および横切断することになるが、問題無く切断可能である。径 51mm φ の鉄筋を背面切断で縦方向に切断した断面を Photo. 2 に示す。

2.4 ワイヤソーの寿命

ワイヤソーの寿命は、スパーサやビーズのずれ、割れ、欠け、あるいはワイヤロープの破断などの部分的な機械的破壊によるものと切削材部分であるビーズのダイヤモンド層が摩耗して切削能力を失うものがある。前者の損耗は使用条件、特に過大な張力や速い循環速度、循環駆動システムの慣性力、また切断対象物の鋼材等の埋め込み状態、切断対象物へのワイヤソーの小さな巻き付け半径などの条件が組合わさって発生する。後者の摩耗は、ワイヤソーの切断によってビーズが摩耗していく現象である。通常ワイヤソーの初期の直径は 10.5mm であり、ビーズのダイヤモンド層の厚さ 1.25mm、直径にして 2.5mm が摩耗するとダイヤモンド層がなくなって研削できなくなる。摩耗速度はダイヤモンドを埋め込んでいる母材の軟らかさにも影響され、母材が軟らかいと新しいダイヤモンド砥粒が切削により表面に出てくるため切断能率は高くなるが、寿命が短くなる。ワイヤソーは比較的高価な消耗品であるため、ワイヤソーの寿命がワイヤソー工法の経済性に大きな影響を与える。

ワイヤソーの機械的破壊を防止するための運転パラメータの選定は、駆動機構の動力源 (油圧、モータ、エンジン)、駆動プーリのサイズや重量等によっ

て異なるため、使用するワイヤーソー切断装置毎に決める必要がある。本技術開発で製作した油圧駆動方式のワイヤーソー切断装置における引張り切断、押切り切断および背面切断の安定運転パラメータをTable 1に示す。

Table 1 Stable operation condition for wire saw cutting

項目	循環速度	張力	円弧比
引張り切断	30m/sec	50kgf	—
押切り切断	20m/sec	50kgf	1.1~1.2
背面切断	15m/sec	50kgf	—

ワイヤーソーの摩耗量は運転パラメータ、鋼材率、切断方法によって影響される。本技術開発におけるワイヤーソー切断試験では、同一条件での切断面積がワイヤーソーの寿命と比べて小さいため、正確なワイヤーソーの寿命を予測することは困難であるが、運転パラメータと切断方法が同一に近いものの平均値をとって平均的摩耗量としてFig.11に示す。ワイヤーソーの摩耗の程度を示す指標として摩耗率を次のように表す。

摩耗率 = ビーズの直径摩耗量 (mm) × ワイヤーソー長さ (m) ÷ 累計切断面積 (m²)

この摩耗率は、長さ1mのワイヤーソーで1m²切断したとするときのビーズの摩耗量を表す。摩耗率から、ワイヤーソーの寿命として1m当たりの切断可能面積を求めることができる。Table 2に押切り切断、背面切断および3種類の張力毎の引張り切断における摩耗率 (mm・m/m²) と切断可能面積 (m²/m) を示す。この表から、押切り切断の摩耗率は引張

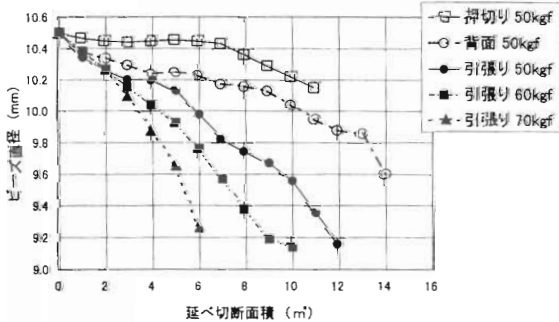


Fig.11 Averaged wear amount with cutting method and condition

Table 2 Wear rate and cutting ability of wire saw

切断条件	摩耗率 (mm・m/m ²)	切断可能面積 (m ² /m)
		ダイヤモンド層摩耗限度*1 2.0mm
押切り切断 50kgf	0.63	3.17
背面切断 50kgf	0.99	2.02
引張り切断 50kgf	2.23	0.90
引張り切断 58kgf	2.91	0.67
引張り切断 68kgf	4.11	0.49

*1: ビーズのダイヤモンド層厚さ2.5mmのうち2mmを摩耗するまで使用と仮定

り切断のほぼ1/3、背面切断はほぼ1/2であり、引張り切断におけるワイヤーソーの切断可能面積は、おおよそ1m²/m、押切り切断で3m²/m、背面切断で2m²/mと予測される。すなわち、引張り切断では、1mのワイヤーソーで1m²、押切り切断で3m²、背面切断で2m²の面積を切断できる。したがって、押切り切断および背面切断は、切断速度は遅いが高価なワイヤーソーの寿命が長くなるため、総合的に見ると経済的な切断方法であると言える。

3. 削孔試験

ワイヤーソー切断工法では、引張り切断、押切り切断および背面切断の切断方法にかかわらず、ワイヤーソーを敷設するための削孔作業が必須である。引張り切断では50~100mmφ程度の小口径、押切り切断や背面切断では250mmφの削孔が必要である。したがって、削孔径と削孔能率の関係を削孔試験により求めた。

削孔作業能率の削孔径による変化をFig.12に示す。削孔径75mmφ、110mmφの削孔能率は1~2m/hであり、250mmφでは0.5m/h程度である。

通常、削孔装置では冷却水を用いて切粉の回収とダイヤモンドチップの冷却、目立てを行っている。冷却廃液の回収は容易であるが、廃液による汚染拡大の恐れがある。最近、乾式削孔装置が開発され、ダ

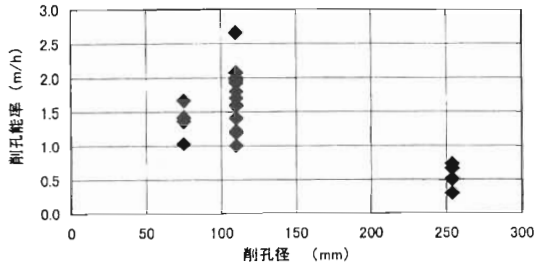


Fig.12 Relationship between boring diameter and boring efficiency

イヤモンドチップの目立て用に目立て材を供給しながら集塵機で切粉を回収するシステムを採用している。大口径の実績は少ないようであるが、押し切り切断や背面切断の削孔に利用することも考えられる。

4. 粉塵回収試験

一般土木建築業界では、ワイヤーソー工法を湿式で利用しているが、原子力施設内で利用する場合には、二次廃棄物の回収・処理が容易でないこと、および放射性核種のコンクリート内部への汚染拡大などの観点から、乾式切断が好ましい。乾式切断では、冷却廃液のかわりに粉塵が発生するため、この粉塵を、HEPA フィルタに負担をかけずに回収できるシステムが必要である。

乾式切断で発生する粉塵を効率よく回収する方法を選定するため、発生する粉塵の粒径分布を測定し、バグフィルタにより十分回収可能な粒径分布であることが確認された。簡易なバグフィルタ装置を用いて切断試験と並行して回収試験を実施し、バグフィルタの後段に設置した HEPA フィルタの圧力損失が上昇しないことを確認した。これらの試験結果に基づいて粉塵回収装置の設計・製作を行った。バグフィルタに捕捉された粉塵によりバグフィルタの圧力損失が一方的に上昇しないよう、粉塵吸入と同時に圧縮空気をバグフィルタの反対側からパルス状に逆噴射することにより粉塵を払い落とす方式を採用した粉塵回収装置を製作し、バグフィルタの回収性能を測定した。

Fig.13 に回収した粉塵の粒径分布を比較のためセメントの粒径分布とともに示す。湿式切断における冷却水中の粒径分布もほとんど同じであった。製作した粉塵回収装置のバグフィルタのワイヤーソー切断中における圧力損失の時間経過の一例を Fig.14 に

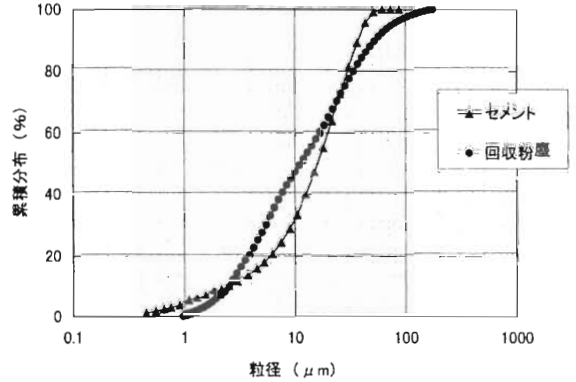


Fig.13 Distribution of particle size generated on dry cutting

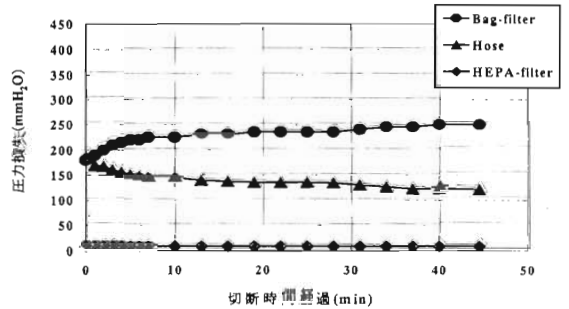


Fig.14 Example of pressure loss of bag-filter on the rear cutting

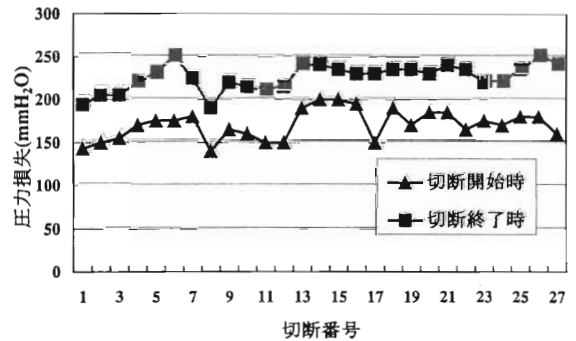


Fig.15 Pressure loss of bag-filter on start and equilibrium of every cutting

示す。バグフィルタの圧力損失は一方的に上昇することなく約 250mmH₂O で平衡状態となり、HEPA フィルタの圧力損失は全く上昇しないことを確認した。また、平成9年度に実施した 27 切断の切断開始時と終了時におけるバグフィルタの圧力損失の変化を Fig.15 に示す。各切断の終了後にバグフィルタの

粉塵払い落としを十分に実施すれば、バグフィルタの長期使用が可能であることを示している。

バグフィルタによる粉塵回収率をFig.16に示す。切断中の回収と切断後の人手作業による回収を合わせると、全体としてほぼ100%回収可能である。しかしながら、粉塵飛散防止と人手による回収に工夫が必要である。

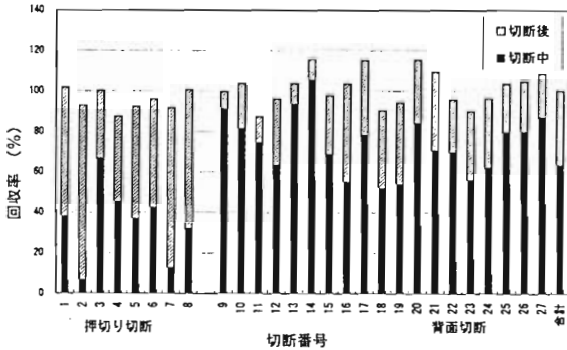


Fig. 16 Dust recovery with bag-filter

5. 粉塵固化試験

回収した粉塵は放射性廃棄物となるため、安定な固化体とする必要があり、セメント固化試験を行った。低レベル放射性廃棄物の処分基準として、炉規法の告示²⁾に定められている圧縮強度 15kgf/cm²を満足させるために、セメント添加率と圧縮強度との関係を測定するとともに簡易な混練方法の検討を行った。

Fig.17にモルタルミキサーを用いて十分混練を行った場合のセメント添加率と圧縮強度の関係を示す。これから、圧縮強度 15kgf/cm²を満足させるた

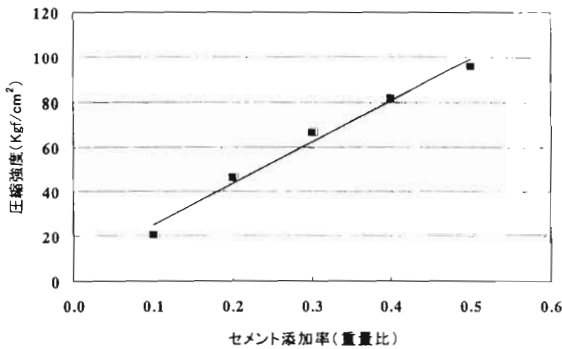


Fig. 17 Result of uniaxial compression strength on cementation of dust

めに必要なセメント添加率は、圧縮強度のパラッキを考慮に入れて重量比で約20%必要である。

大量に粉塵が発生する場合にはセメント固化装置を設置する必要があるが、少量の発生に対して有効な簡易固化法を検討した。50リットルの容器を用いて、各種方法を検討した結果、内部に羽根を付けた容器内に粉塵と所定量のセメントを入れて容器ごと回転して混合し、次に水を加えてさらに容器ごと回転・混練することによりモルタルミキサーと同程度の圧縮強度を得られることを確認した。Photo. 3に羽根の付いた容器を示す。また、羽根無しの容器を使用した場合でも多少圧縮強度は低下するが、所定の圧縮強度が得られることを確認した。50リットル容器を用いてセメント添加率20%の場合の混練時間と圧縮強度の関係をFig.18に示す。50リットル容器にセメント混合率20%で混練する場合、混練時間は20分程度で十分である。



Photo 3 Container with obstacle for mixing

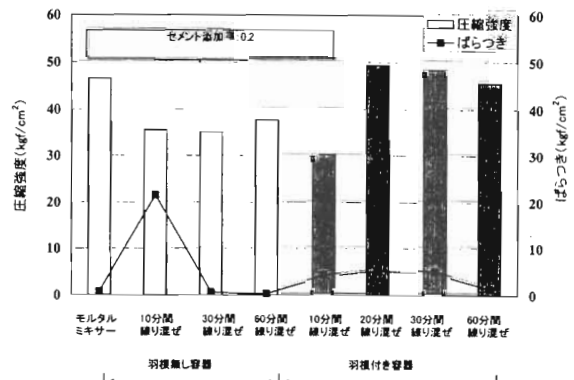


Fig. 18 Relationship between mixing period and compression strength

6. ワイヤソー切断装置

ワイヤソー切断装置の製作に当たっては、切断試験結果を基に、原研再処理特研でのセル壁に開口部を設ける計画に対応できるように、押切り方式を採用して設計・製作を行った。本装置は改造によって押切り切断だけでなく、引張り切断および背面切断が可能な構造とした。製作したワイヤソー切断装置を Photo. 4 に、主要な仕様を Table 3 に示す。

Table 3 Specification of wire sawing equipment

項目	仕様	
ア ム 部	ワイヤソー循環速度	0~30m/sec
	最大張力	75kgf
	鉛直切断長、水平切断幅	800mm、900mm
	使用ワイヤソー長さ	約20m
	押し込み移動量	1,200mm
	押し込み速度	0~200mm/min、2,000mm/min
	移動方式	チェーン、スプロケット方式
余 長	余長調整長さ	2,000mm
	移動方式	チェーン、スプロケット方式
駆 動 機	駆動プーリー径	600φmm
	回転数	0~1,000rpm
	最大出力トルク	23kgm
	駆動方式	油圧モータ直結
装 置	全長×全幅×全高	2,715×1,156×3,365mm
	全重量	約1,100kg
油 圧 ユ ニ ッ ト	最大吐出圧力	180kgf/cm ²
	吐出量	0~110L/min
	油圧ポンプ	可変吐出量ピストンポンプ
	制御方式	電気-油圧遠隔操作
	電動機	3φ、200V、37kw
	長さ×幅×高さ	1,500×850×1,530mm
重量	1,200kg	

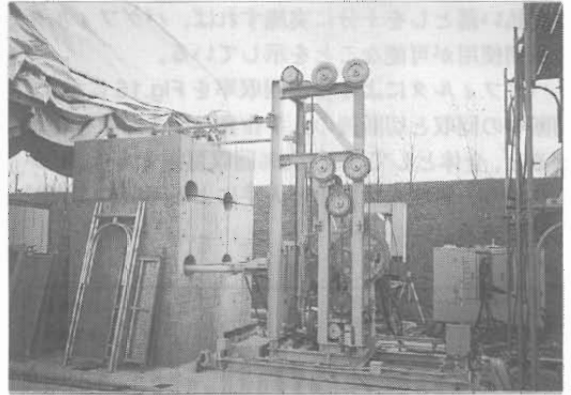


Photo 4 Wire saw equipment under rear cutting

設計・製作およびその後の改造で留意した点を下記に示す。

- ①小型軽量で遠隔操作の容易な油圧駆動方式とした。
- ②ワイヤソーのプーリーからの外れ防止策として、バックテンションの計測と表示。
- ③管理区域内の狭い通路を経由して搬出入が可能なよう解体・組立を可能とした。
- ④押切り切断用プーリーの径の最小化（実験により180mmφに決定した）。
- ⑤背面切断用の自在プーリー偏心量と摩擦の大きさを予備試験で決定。

7. 粉塵回収装置

粉塵の粒径分布の測定結果から回収方法としてバグフィルタを選定し、汎用品を用いて回収試験を実施した結果、HEPAフィルタの寿命に影響することなく回収できることを確認した。その結果を踏まえて、装置を設計・製作した。バグフィルタに捕捉された粉塵を回収してバグフィルタを長期にわたって使用できるように、粉塵を回収しながら圧縮空気をパルス状に逆噴射してバグフィルタを再生することにより、繰り返し使用出来ることを確認した。バグフィルタはカセット式としてビニールバグアウト方式により容易に交換できる構造とした。また、パルスエアの逆噴射を8系統に分割し、それぞれの噴射ノズルの数を26とし、パルス噴射時間、パルス間隔は可変できるようにした。

粉塵回収装置のバグフィルタを再生するための圧縮空逆噴射は、5 kgf/cm²の圧縮空気をを用いてパルス

間隔と噴射時間を約5秒と0.1秒で行った。しかしながら、本装置では、長時間切断を継続する場合に、払い落とし能力がやや不足している。したがって、逆噴射による払い落とし効果を高めるため、圧力損失が上昇した場合に吸引ブロワーの回転数を下げて、バグフィルタの差圧を一時的に小さくすることにより、払い落とし効果を高めることができた。粉塵回収装置の主要な仕様を Table 4 に示す。

Table 4 Specification of dust recovery equipment

項目	主要な仕様
処理方式	パルス式バグフィルタ
処理風量	20m³w/min (Max.25m³w/min)
フィルタ	ポリエステル繊維硬質フェルト
フィルタ構造	カセット式
カセット数	2
ろ過面積	3.3m²/カセット 6.6m²/1基
パルスエア	5kg/cm²
パルス間隔	0~60sec
パルス時間	0.01~1sec
系統数	8
ノズル数/系統	26
フィルタ交換	カセットを交換、 ビニールバッグ封入式
重量	820kg
粉塵収納容器	
形式	鋼製ドラム (JIS Z-1600) 直接封入方式
回収量	45kg以上 (40kg)
ドラム取り付け	マニュアル

8. 解体システムの検討

ワイヤーソー工法によるコンクリート構造物の解体対象としては、原子炉生体遮へい体が最大であり、特徴を最も有効に活用できる対象物である。原子炉生体遮へい体の構造、形状、放射化レベル等は炉型によって異なる。したがって、PWR、BWR、GCRの各炉型毎に解体システムの検討を行った。PWR、BWRは、同じ炉型でも炉の出力アップや改良によって構造が大幅に変わってきているので110万kW級

の標準型炉を対象とした。

押し切り切断・背面切断技術を反映させて、コンクリート構造物の形状、放射線環境、作業環境等により基本的な解体パターンを整理した。具体的な解体対象物に対しては、基本解体パターンとその類似の解体パターンを組み合わせることにより解体システムを構築することができる。

8.1 解体パターン

解体対象物の形状、放射線環境、エリア環境などに応じて、引張り切断、押し切り切断、背面切断を使い分けて、放射化レベルによって区分解体を行う場合と一体解体を行う場合とに分けて、基本パターンを7種類にまとめた。Fig.19およびFig.20に7つの基本解体パターンを示す。図中で底面、側面、上面と称する面は、見る角度によって側面にも底面にもなりうるので、見る角度を変えただけの解体パターンは同じと見なした。7つの基本パターンの長所、短所、特徴を Table 5 に示す。ただし、長所、短所は一般的なもので、対象となる解体部位の形状や周囲の状況等によって変わる。

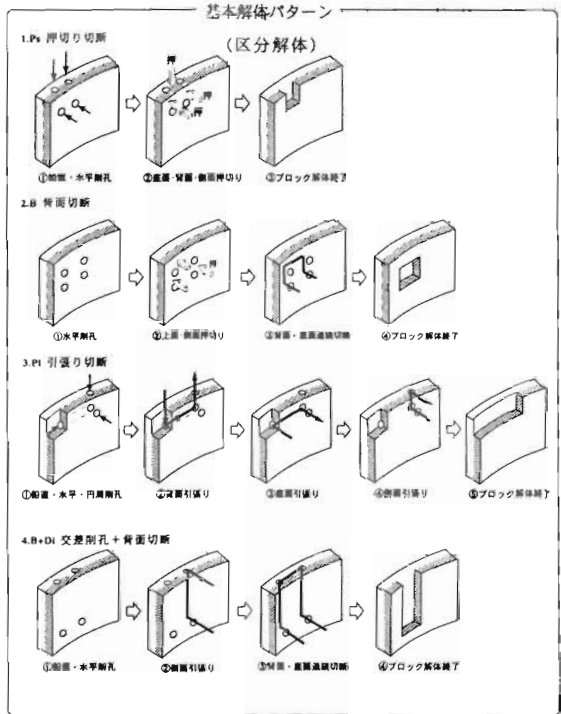


Fig.19 Basic dismantling pattern (No.1)

Table 5 Valuation of basic cutting pattern

解体方法	ワイヤリング	被ばく防止	粉塵養生	プーリ盛替	遠隔操作性	大断面	切断能率	適用部位			適用部位	特徴
								高レベル	低レベル	非放射性		
Ps 押切り切断	◎	◎	◎	不要	◎	△	○	◎	○	△	1 面 開 放	<ul style="list-style-type: none"> ・粉塵飛散防止が容易 ・アーム幅に制限有り ・遠隔操作性が良い ・高放射化部に適する
B 背面切断	○	○	◎	不要	○	○	○	○	○	○	4 周 閉 塞	<ul style="list-style-type: none"> ・上部からの鉛直削孔が不要 ・4周閉塞でも区分解体が可能 ・ワイヤリングが多少困難 ・放射化レベルに関係なく適用可
PI 引張り切断	△	△	△	要	△	◎	◎	△	◎	◎	2 面 開 放	<ul style="list-style-type: none"> ・自由な形状で大ブロック切断可能 ・切断能率が高い ・ワイヤリング、粉塵飛散防止、プーリの盛替が 難点
B+Di 交差削孔+ 背面	△	○	◎	不要	○	○	○	△	○	○	1 面 開 放	<ul style="list-style-type: none"> ・長尺の交差削孔に精度が必要 ・ワイヤリングに入力作業が必要 ・粉塵の飛散防止養生が容易
Ps (U) 一体押切り 切断	◎	○	△	不要	◎	△	○	○	○	○	4 周 閉 塞	<ul style="list-style-type: none"> ・アーム幅の制約により大ブロック切断に適さない
PI (U) 一体引張り 切断	△	△	△	要	△	◎	◎	×	○	◎	4 周 閉 塞	<ul style="list-style-type: none"> ・自由な形状に切断が可能 ・ワイヤリング、粉塵飛散防止に難点 ・切断途中でプーリの盛替が必要
R 輪切り切断	△	△	△	要	△	◎	◎	×	○	◎	周 囲 開 放	<ul style="list-style-type: none"> ・大ブロック切断が可能 ・切断能率が高い ・ワイヤリング、粉塵飛散防止、プーリの盛替等 に難点有り

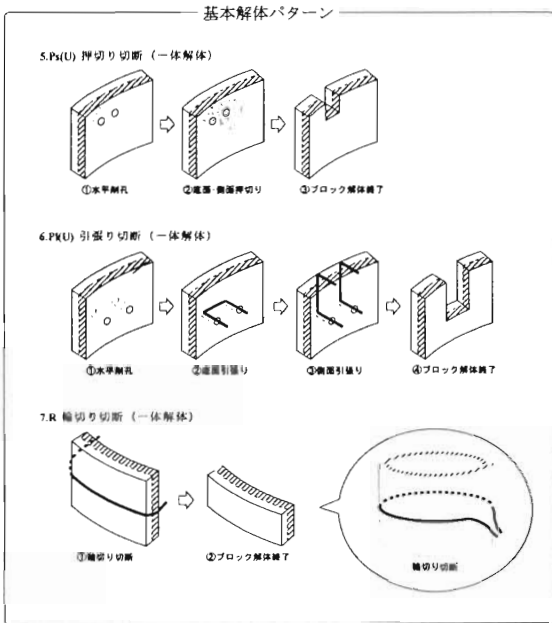


Fig.20 Basic dismantling pattern (No.2)

1つのブロックを解体撤去するにも複数の解体パターンが適用できるが、解体能率、削孔作業の低減、ブロックの大きさ等を考慮して最適パターンを選定することになる。

8.2 炉型毎の解体方法と解体作業量

PWR、BWR、GCRの各炉型について、本技術開発で考案した押切り切断法、背面切断法を取り入れ、また平成11年3月に原子力安全委員会により承認された「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」³⁾を参考に放射化範囲の類推、見直しを行い、基本解体パターンの組み合わせにより、解体システムの見直しを行った。

PWRとBWRの標準型炉およびGCRの各炉型毎に生体遮へい体を解体するのに必要な削孔長さおよびワイヤーソー切断面積を算出した結果をTable 6に示す。この作業量の試算は、いずれもブロックの大きさを約2m×2mとして検討したものである。ブロックの寸法を大きくすることができれば、作業量は減少する。

Table 6 Example of trial calculation of dismantle works for reactor type

炉型	切断面積 (m ²)				削孔長さ (m)		
	押切り	引張り	背面	合計	φ00	φ250	合計
GCR	1,512	7,625	1,609	10,746	1,299	515	1,814
PWR	236	665	532	1,433	37	188	225
BWR	1,048	477	2,812	4,337	100	922	1,022

切断ブロックの大きさは、いずれも2m×2mとした。

9. おわりに

ワイヤーソー工法は、コンクリート構造物の切断技術として、大断面切断に適した工法であることから、原子炉施設生体遮へい体の解体技術として実用化を図るべく、平成4年度からワイヤーソー切断技術開発を実施してきた。今までの技術開発で次のような成果が得られた。

- ① 運転特性の定量的データを整備し、引張り切断、押切り切断、背面切断の安定運転条件を把握した。
- ② ワイヤーソーの敷設作業が必要ない、押切り切断法を開発した。
- ③ 生体遮へい体のように厚壁のコンクリート構造物の放射化部と非放射化部と区分解体するための背面切断法を開発した。
- ④ 押切り切断法および背面切断法では乾式切断が可能なことを確認した。
- ⑤ 乾式切断で発生する粉塵は、バグフィルタを用いた粉塵回収装置により回収可能であることを確認した。
- ⑥ 回収した粉塵のセメント固化条件を把握した。
- ⑦ 各炉型に対して解体システム検討を行い、概略的な解体方法、解体手順等を構築し、解体作業量を試算し、ワイヤーソー切断工法が実用的な工法である見通しを得た。
- ⑧ 解体方法、手順を7種類の基本パターンに集約した。この基本パターンおよび類似パターンを組み合わせるにより解体システム構築の見通しを得た。

ワイヤーソー工法においては、引張り切断、押切

り切断、背面切断のいずれにおいても削孔作業が必要となる。この削孔作業量がワイヤーソー切断作業量と比べて無視出来ないものである。したがって、原子炉施設建設段階からワイヤーソー敷設経路を考慮しておくことにより解体作業が容易になることを、アメリカのフォートセントブレイン炉の解体実績が示している。また、海外では鋼構造物の切断にワイヤーソーを利用する例も見られることから、適用範囲の拡大も今後の課題である。

ワイヤーソー工法は、原電東海炉の解体撤去でも生体遮へい体の解体工法として採用が検討されているので、本技術開発成果が有効に利用されることを

期待している。また、この技術開発成果は、一般土木建築業界においても有効に利用できるものである。

参考文献

- (1) デコミッショニング技報 No.10 (1994.6)
- (2) 原子力規制関係法令集「核燃料物質等の埋設に関する措置等に係わる技術的細目を定める告示」第4条、第2項一三
- (3) 原子力安全委員会、放射性廃棄物安全基準専門部会「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」、平成11年3月18日

水酸基ラジカルを利用した除染方法 基礎試験 (2)

秋山 孝夫*¹、宮尾 英彦*¹、古屋 廣高*²
吉田 友之*³、平野 真孝*³、鳥谷部圭治*³

Application of Hydroxyl Radical Method for Decontamination - Fundamental experiments (II) -

Takao AKIYAMA *¹, Hidehiko MIYAO *¹, Hiroataka FURUYA *²,
Tomoyuki YOSHIDA *³, Masataka HIRANO *³ and Keiji TOYABE *³

Fundamental experiments were successfully finished for establishing the special decontamination technique using hydroxyl radical method for radioactive solid wastes.

This report describes the effect of impurities such as Fe, Cr, Ni and U to form Ag(II), removing technique of impurities, conditions of system decontamination, and anticorrosion materials of hydroxyl radical, etc.

This study is a part of the project of RANDEC under the sponsorship of the Science and Technology Agency of Japan.

1. はじめに

我が国の原子力施設の廃止措置としては、日本原子力研究所における動力試験炉「JPDR」の実績があり、全体スケジュールをはじめとして、解体、除染、廃棄物処理処分等の要素技術を実証して多くの知見を得た。一方、日本原子力発電(株)の「東海発電所」は我が国初の商用発電炉としての廃止措置が決まり、準備作業としての燃料取出作業を行う傍ら、安全確保を大前提とした合理的な廃止措置に向けての調査・研究が進められている。

欧米諸国は廃止措置の豊富な経験と実績を有している。しかしながら、最近では解体廃棄物の処分問

題の課題もあり、廃止措置に係わる資金を如何に合理化できるかとの経済性向上への取組が行われている。処分量を減少するためには、放射性廃棄物の新たな除染技術の開発を含めて、クリアランスレベル以下まで除染して処分量低減策が進められている。

日本の現状としては、原子力発電所から発生する放射性廃棄物以外の放射性廃棄物の処分の問題や処分するまでに保管しておく貯蔵設備の問題がある。一方では、わが国の軽水炉およびガス炉についてのクリアランスレベルの導出は、すでに終了し法制化待ちの段階にある。その他の炉や核燃料施設等から発生する廃棄物のクリアランスレベルについては、審議されてここ数年の間に導出が終了するものと考

※1 財団法人 原子力施設デコミッションング研究協会 (RANDEC)

※2 九州大学 (Kyushu University)

※3 住友金属鉱山株式会社 (Sumitomo Metal Mining Co.,Ltd.)

本成果は科学技術庁の委託で実施したものである。

える。

このような情勢を踏まえ、今後の対応策として放射性固体廃棄物を十分に除染してクリアランスレベル以下にすることが可能であれば、原子力施設で発生する放射性固体廃棄物を低減できるので、その後の工程である保管管理および処分への負担を軽減できるものとする。具体的には、処分対象となる放射性廃棄物を可能な限り低減化することを目標に、①解体前除染で出来る限り除染を行い、解体時の被ばく低減、装備等の軽減を図ること、②汚染固体廃棄物は徹底的に除染して規制除外レベル以下とすること、③解体廃棄物の再利用を図り、かつ④除染に使用する除染剤はリサイクルを図り、二次廃棄物の発生をできる限り抑制することが重要と考える。

本題のラジカル除染法は、陽極酸化して銀の一価イオン [Ag(I)] を銀の二価イオン [Ag(II)] として連続的に生成させ、Ag(II)と水との反応で生成する水酸基ラジカル (OH·) 固有の強酸化力を利用して、放射性固体廃棄物表面の汚染物を酸化溶解する方法であり、除染区分上では複合除染法に分類できる。本法は、上述した①～④の事項を達成するための除染技術を確立することを目的とする。

基礎試験(I)¹⁾では本法の基本的な特性を把握するため、Ag(II)生成条件、溶解試験、有機物分解試験、銀回収条件等の諸試験を行ってきた。本試験は基礎試験(II)として、Ag(II)生成に係わる妨害元素、温度依存性および電極面積等を検討するとともに、工学規模試験装置の設計に必要な妨害元素除去法、系統除染条件、雑固体廃棄物への適用性、装置材料の選定等の試験を行ったので報告する。

2. 試験結果と考察

本試験で使用した電解装置概念を Fig.1 に示す。

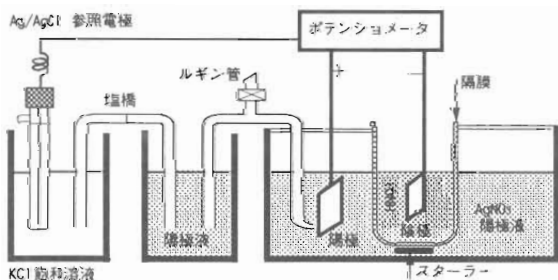


Fig.1 Schematic diagram of electrolytic cell

2.1 Ag(II)生成に係わる検討

本法では、Ag(I)を陽極酸化してAg(II)を生成するが、陽極液中の不純物元素、不純物濃度、陽極液温度等をパラメータにしてAg(II)生成および溶解速度の挙動について検討した。

(1) 不純物元素による Ag(II)生成への影響

原子力施設で使用されている材料は、その大部分がステンレス鋼から構成されている。したがって、本法によりこれら構成材料に付着する汚染物を除去すると、母材であるステンレス鋼の成分も溶解して、除染液中に移行する。

そこで、SUS溶解成分がAg-II生成にどれほど影響を及ぼすか、SUS成分と核燃料物質を代表してウラン(U)を除染液に溶解添加して検討した。その結果を Fig.2 に示す。

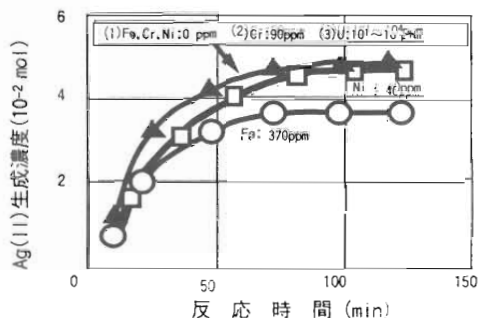


Fig.2 Ag (II) formation depending impurities in anolyte

- ① SUS成分のうちFeとNiは、Ag(II)生成に影響することおよびAg(II)生成量は、これら濃度に強く依存することがわかった。
- ② UおよびCrは、濃度に関係なくAg(II)生成に影響しないことが確認できた。
- ③ FeとNiが妨害元素となるが、FeはSUS材の主成分であることから、除染液中への溶解量がNiより多くなるので、Ag(II)生成に与える影響は顕著となる。
- ④ これらのことから、Feのみを妨害元素の指標として考えて検討する。

(2) Fe濃度とAg(II)生成量の関係

妨害元素の指標であるFe濃度とAg(II)生成量の関係を Fig.3 に示す。

- ① Ag(II)生成量は、Fe濃度に依存して約60%まで減少する。これは酸化還元電位の低いFe(II)がFe(III)になる酸化反応が優先して進行し、酸化

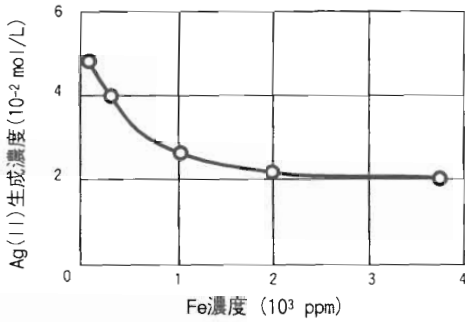


Fig.3 Relation between Ag(II) formation and iron concentration

還元電位の高いAg(II)への酸化反応が抑制されるためと考える。

② 一方、Fe濃度が2,000ppm以上になるとAg(II)生成量は約60%減少し0.02mol/Lでほぼ平衡状態に到達することがわかった。

(3) Fe濃度とAg(II)減衰率の関係

既知濃度のFeを含むAg(I)電解液を電解酸化し、Ag(II)が平衡になってからそのまま放置したときの経過時間とAg(II)濃度の減少傾向をFig.4に示す。

① Feが存在しない場合でもAg(II)と水の反応で水酸基ラジカルを生成するのでAg(II)は消費されるが、不純物としてのFe含有量が多いほどAg(II)減衰率が顕著である。

② Fe濃度が0ppmと100ppmにおけるAg(II)減衰率は、ほぼ同等と見なせる。しかし、Fe濃度1,000ppmでのAg(II)は急激な減衰を示し、濃度半減時間は約40minである。これに較べて、0~100ppmの濃度半減時間は約110~120minであり、Ag(II)の寿命が約3倍長いことになる。

③ Ag(II)の減衰は、Ag(II)と水との反応以外の不純物との反応がその要因となり、不純物が多いほど反応にあずかるAg(II)が加速して消費されるものと考えられる。

(4) Fe濃度による溶解速度の影響

Fe濃度をパラメータとして、Ag(II)を電解平衡にしたときのFe濃度とSUS304の溶解速度の関係をFig.5に示す。

① Fe濃度が0~300ppmの範囲で、ほぼ一定の溶解速度であるが、300ppm~1,000ppmの間では、直線的に溶解速度の減少が認められる。それ以上の濃度では、溶解速度の減少傾向はある

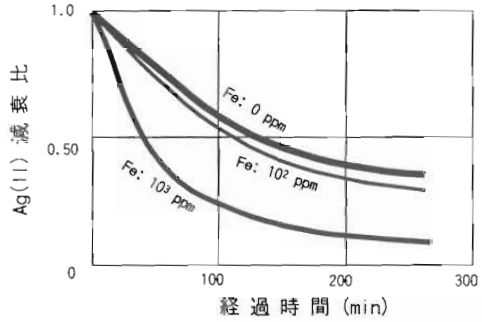


Fig.4 Attenuation curves of Ag(II) in iron solution

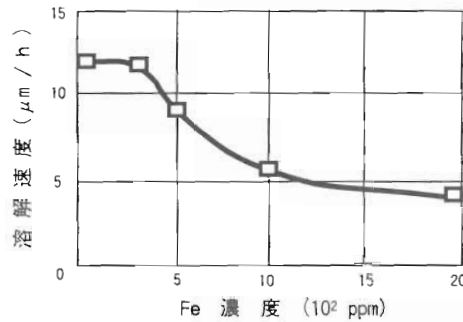


Fig.5 Dissolution velocity depending iron concentration

ものの、ほぼ一定と見なしてよい。

② Fe濃度と溶解速度の関係は、Fig.3のFe濃度とAg(II)と相関関係にあるのが当然と考える。一部異なる点は、Fe濃度300ppmのAg(II)生成量が、初期濃度の20%低い値であるにもかかわらず、溶解速度はほとんど変わらないことである。

(5) Ag(II)濃度・溶解速度の温度による影響

陽極液温度と生成Ag(II)平衡濃度および溶解速度との関係をFig.6およびFig.7に示す。

① Ag(II)濃度は、温度が高くなるにしたがって急激な減少がみられ、温度75℃のAg(II)濃度は、12℃のそれに較べて1/30以下となる(Fig.6)。これは温度が高くなると、Ag(II)と水との反応が加速されて、生成するAg(II)が水との反応に寄与する量が増加し、見かけ上のAg(II)が低下して測定されるものと推定される。

② 溶解速度は温度が高いほど増加傾向を示すのが一般的である。Fig.7で見られるように、本試験では溶解温度が40℃近傍で溶解速度のピークトップが認められる。

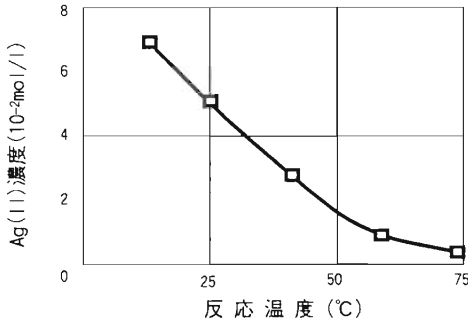


Fig. 6 Ag (II) formation depending temperature

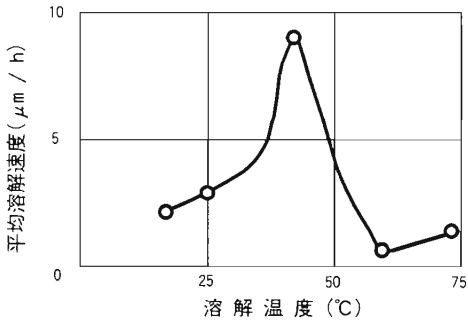


Fig. 7 Dissolution velocity of SUS304 depending temperature

- ③ これらの現象は、40°C近傍でのAg(II)生成濃度が見かけ上少ないが、Ag(II)と水とが最も激しくの反応する温度領域とすると、この温度で測定されるAg(II)は少ないが、逆に酸化還元電位の最も高い水酸基ラジカルが、最も多く存在することにより溶解がより促進したものと推定する。

2.2 不純物除去法の検討

上述のように、不純物の中でもFeはAg(II)生成量減少、Ag(II)の減衰、溶解速度の低下および金属Ag回収率の低下など影響があるばかりでなく、除染剤の再利用を可能にするためにも、除染液からFeを抽出除去する方法およびFeの脱離法について、既製の抽出剤（商品呼称：DP-8R、DP-10R、DPS-8およびTR-83）を用いて検討した。

(1) リン酸系溶媒抽出・脱離

リン酸系の抽出剤4種類について、FeおよびAgの抽出率と硝酸濃度との関係をFig.8に示す。

- ① 抽出剤DP-8RおよびDP-10Rは、硝酸濃度に依存せずFeの抽出率は95%以上あり、Agの抽出率

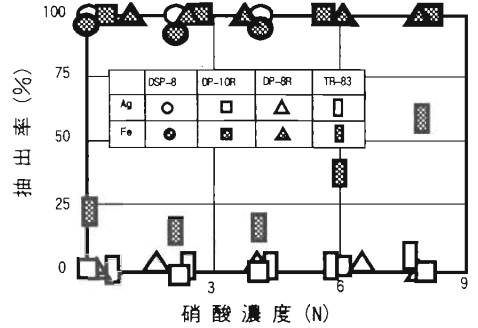


Fig. 8 Extraction of Iron and Silver in decontamination solution

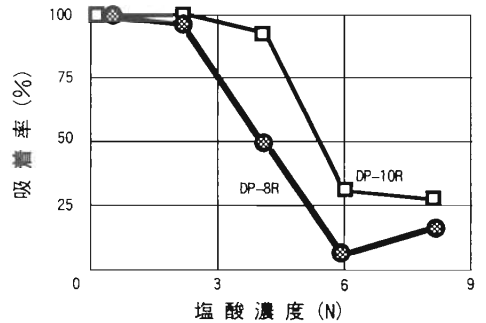


Fig. 9 Back extraction of adsorpted Iron on the bed

は1%未満であることを確認した。

- ② 抽出剤TR-83は、硝酸濃度範囲0.1～8mol/LにおいてFeの抽出率は20～60%範囲であり、本法には適用できないことがわかった。これはTR-83がDP-8RやDP-10Rと比較して弱酸性抽出剤のためと思われる。
- ③ Agを選択的に抽出できるものと期待したDSP-8は、Agを効率よく抽出するものの、Feも同時に抽出するため、適用できない。Jyoら³⁾によれば巨大網状スチレン-ジビニルベンゼン共重合体系メチレンホスホン酸樹脂は強硝酸性溶液からFeおよびUを吸着することが報告されており、この樹脂を用いれば除染廃液からFeおよびUを同時除去の可能性はある。
- ④ Fe除去に有効な抽出剤DP-8RおよびDP-10Rを用い、Feの逆抽出検討結果をFig.9に示す。硝酸による脱離はFig.8より不可能なので、塩酸による脱離を行った。これら抽出剤は、塩酸濃度が低いと脱離せず、高濃度ほど脱離し易い傾向がある。DP-8Rは、DP-10Rより脱離効果が高く、6N塩酸で約95%のFeを脱離できることを確認

した。

(2) イオン交換樹脂による吸着・脱離

リン酸を配位したイオン交換樹脂(UR-3300)について、硝酸および塩酸濃度をパラメータとし、これにFe(III),Cr(VI),Ni(II)およびAg(I)を調製した溶液に一定量のUR-3300を投入して静的吸着量を測定した結果をFig.10～11に示す。

- ① 硝酸系における1～8N濃度の吸着率は、Fe ≥ 95%、Cr ≥ 80%、Ni ≤ 10%、Ag=20～40%であり、FeおよびCrは抽出法と同様に除去できる。
- ② 塩酸系での吸着率は、Fe ≥ 90%、Ni ≤ 10%であり、Crは1N塩酸で約90%で濃度の増加に伴い吸着率は8Nで約30%に減少する。
- ③ 硝酸系の吸着Crは8N-塩酸で溶離できるが、Feは塩酸濃度に関係なく溶離できないことが確認できた。

以上、二種類の方法につきFe等の除去法を検討したが、除染液中に蓄積したFeは、溶媒抽出、イオン交換法いずれによっても除去できる。しかし、装置の規模や2次廃棄物について考慮すると、イオン交換法は抽出法に比べCrも除去でき、かつ樹

脂の焼却可能なことから有利と考えられる。

2.3 系統除染条件の検討

原子力施設の廃止措置を行う場合、従事者の被ばく低減を目的に解体前除染(系統除染)を行う。本来、除染前と除染後の除染係数をもって評価するのが理想的であるが、試料の溶解量と除染液の流速から系統除染条件を検討した。装置は直管およびU字管を用いて試験を行った。

(1) 直管方式による試験

直管試験ユニットの概略をFig.12に示す。除染液の線速度をパラメータに直管試験部の入口からの距離とそれらの溶解量の関係をFig.13に示す。

- ① 線速度0.07～1.1m/secで管内に流通した場合、その溶解量は3～0.5 μmであり、直管入口部が線速度に関係なく2.9～3.2 μmであった。
- ② 線速度が速いほど直管長手方向の均一な溶解が得られ、いずれも乱流領域にある(レイノルズ数Re:2,200および8,960)ことがわかった。
- ③ 一方、層流領域にある2点(Re:540～1,060)は溶解量も低く、均一な除染や効率的な除染には不向きと考える。

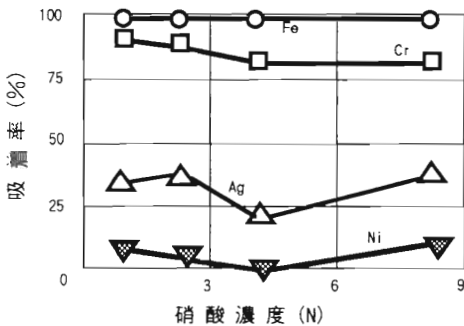


Fig. 10 Adsorption rate of the metallic elements in nitric acid

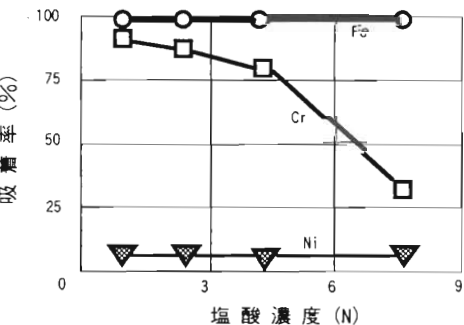


Fig. 11 Adsorption rate of the metallic elements in hydrochloric acid

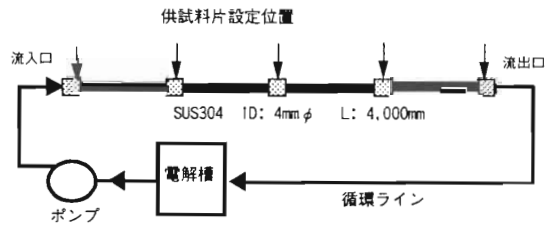


Fig. 12 Test unit-1 for decontamination effect

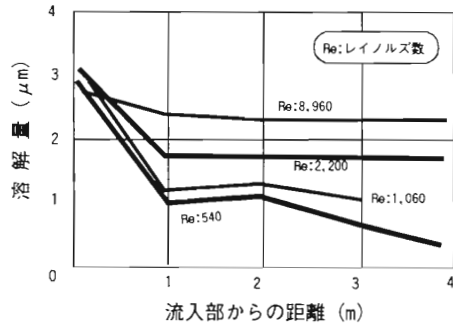


Fig. 13 Effect of flow velocity using unit-1

(2) U字管方式による試験

U字管試験ユニットの概略を Fig.14 に示す。除染液の線速度を 0.07m/sec に一定として除染液を流通し、設定した供試料の溶解量と流入部からの距離の関係を Fig.15 に示す。

- ① 流入部(No.1)とU端部出口(No.3)の溶解量は、層流にもかかわらず各々約 $3 \mu\text{m}$ である。一方、U端部手前(No.2)と流出部(No.4)の溶解量は $1.2 \sim 1.7 \mu\text{m}$ であった。
- ② 溶解量の大きい No.1 は、上記 (1) 項の直管方式による入口部の溶解と同様である。No.3 の U 端部出口は、層流領域ではあるが U の曲がりて流体が乱れ、部分的に乱流状態が造られ溶解量が多くなったものと考えられる。

このような事象は、管内での流速により乱流と層流が発生し、乱流では管内の壁面に対し垂直方向の物質移動が速やかに行われる。一方、層流では配管内での流体層はお互いに滑りあって流れ、壁面近傍の物質移動は濃度勾配による拡散によるものとなる。

これらの結果から、系統除染条件は、除染液が除染対象物の中で乱流領域になるよう線速度を設定する必要がある。または、流体を乱す障害物を設置することが可能であれば、層流領域での除染も効果をあげられると考える。

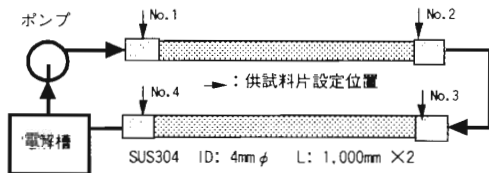


Fig.14 Test unit-2 for decontamination effect

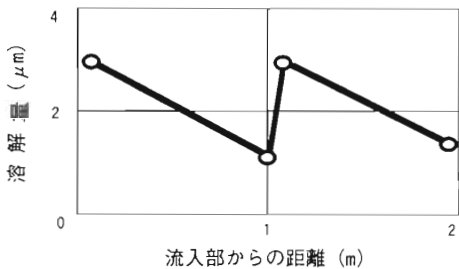


Fig.15 Effect of flow velocity using unit-2

2.4 除染の適用性検討

(1) ウラン模擬除染

SUSの表面にヤスリで傷をつけ、 UO_2 粉末を強制的に擦り込んだ後、3Nの硝酸に12時間浸漬し、これを模擬試料とした。この試験片を最適条件の下に生成したAg(II)除染液で浸漬除染した結果を Fig.16 に示す。

- ① 浸漬除染前における模擬試料の放射能は平均 $1.6\text{Bq}/\text{cm}^2$ であり、放射能は $2 \times 10^{-3}\text{Bq}/\text{cm}^2$ 程度に除染でき、除染係数(DF)は 10^3 を得た。
- ② 浸漬してから4時間経過後も、浸漬30分後に測定した放射エネルギーに変化は見られなかった。したがって、Uで汚染された対象物は、30分前後の浸漬時間で除染でき、U系の除染へ適用可能であることが確認できた。
- ③ DFとして 10^3 を得たが、浸漬槽を実験用のスターラー(Fig.1)で攪拌した程度であるので、その攪拌による試料周辺の流動状況が不明である。今後、この点について解析し定量的に条件を明らかにする必要がある。
- ④ 模擬試料の調製では、試料片へのU溶液付着・加熱乾固やU電着を試みたが、いずれも3N硝酸への浸漬だけで溶解してしまい、強固な汚染物の調製には本試験のヤスリを利用した方法が良好であった。

(2) 雑固体の除染検討

一般に雑固体廃棄物は、除染なしで減容後にセメント固化体として処分対象する考えもあるが、代表的な雑固体廃棄物としてメカニカルポンプと核燃料施設等で使用されるグローブボックスのグローブを選び、除染の可能性について検討した。

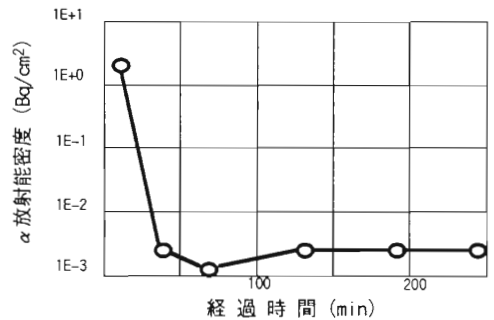


Fig.16 Decontamination of contaminated UO_2 test piece

① 金属雑固体

ポンプを駆動しながら、除染液をポンプの吸入側から排気側に流入循環して、複雑なポンプヘッド部の溶解状況を観察した。電子顕微鏡による表面観察結果を Fig.17 に、粗さ測定結果を Fig.18 に示す。

除染液接触前と比較して表面の粒界が深く溶出し、溶解していることが確認できた(Fig.17)。一方、ポンプヘッド接液部の表面粗さ測定結果では、240分で約50 μm 溶解しており、約12 μm

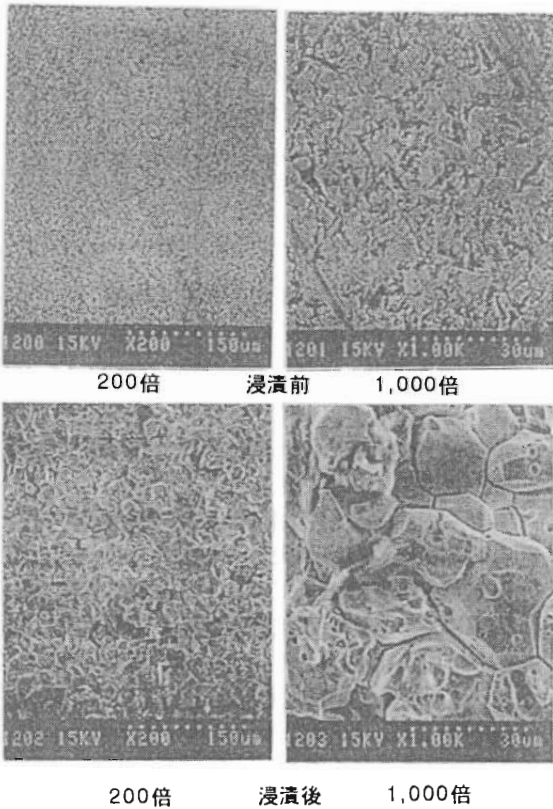


Fig. 17 Inner-surface of the pump head by EPMA

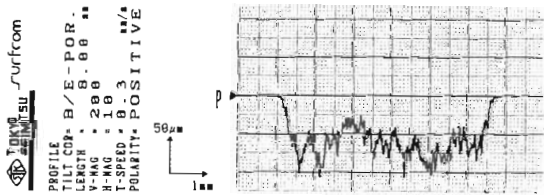


Fig. 18 Surface roughness of the pump head

m/hの溶解速度となる(Fig.18)。この値は平板試験片と同等の溶解速度であるので、複雑形状の廃棄物に対して本法の除染が適用可能と考える。

② 有機雑固体

グローブボックスに使用されるネオプレンゴムや一般的なハイパロイゴム、ブチルゴムおよび天然ゴムについて、除染液への浸漬前後の観察を行った。

これら4種類のゴムは、共通して浸漬前の表面が疎水性であったものが、浸漬後は親水性に変化していることがわかった。このような表面変化があったことは、これらゴムを構成する高分子の分子鎖が切断されて親水性基に変化したことによるものと推定される。

浸漬前後のこれら試料表面を赤外分光光度計で測定した。その結果、ネオプレンゴム以外は浸漬前後の吸収スペクトルに吸光度の変化は認められなかった。

ネオプレンゴムの浸漬前後の赤外吸収スペクトルによる波長と吸光度の関係をFig.19に示す。ネオプレンゴムは浸漬前後の波長約1000 cm^{-1} 付近(斜線部分)の無機物に起因すると考えられる吸光度の低下がみられた。

以上の観察・測定結果から定量的に確認できたものはないが、これらゴムが疎水性から親水

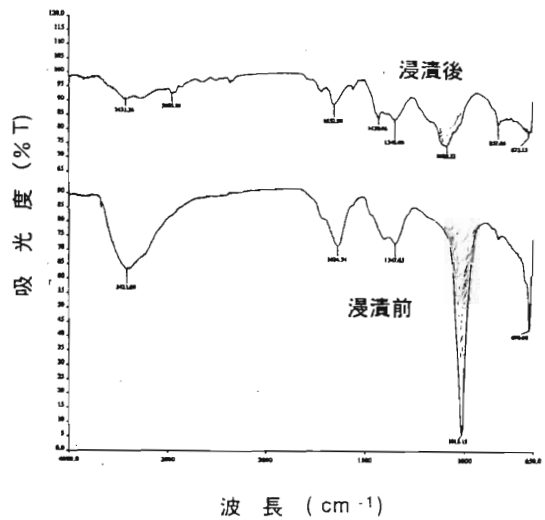


Fig. 19 Spectra of neoprene rubber by infrared spectrophotometer

性への変化およびイオン交換樹脂やEDTAの有機物分解実績¹⁾から、本ラジカル除染が有機物への化学的变化を生じさせていることは確かである。したがって、有機固体廃棄物表面汚染物への除染適用性はあるものと考えられる。

2.5 装置材料および電極表面積の検討

(1) 装置材料の検討

今後、工学規模の試験装置を設計製作するにあたり、Ag(II)および水酸基ラジカルが接液する電解槽、配管、塔槽類等の耐食性が重要である。各種材料候補としての試験片を除染液に100時間浸漬した際の重量変化をFig.20に示す。

- ① テフロンおよびアルミナについては重量変化は認められず、十分な耐食性を有することがわかった。
- ② ポリプロピレンは重量変化は少ないものの直線的な減少傾向を示し、その溶解速度は約0.1 μm/hであった。これは溶解性はあるものの使用時間や接液面積等によっては配管系統接続フランジや塔槽類本体と蓋のシール材に使用可能と考える。
- ③ バイトンゴムは重量増加の傾向を示した。これはバイトンゴムの分解に伴い、除染液成分が含浸して膨潤したためと推定する。これをを装置材料として使用する場合、塔槽類のガス空間部の接液面積が全体積と比較して非常に小さいパッキンとして使用可能であろう。

(2) 電極表面積の検討

Ag(II)生成用の電極は白金を使用し、これを装置設計データとするため適切な電極表面積を検討することが必要がある。陰極面積を一定として陽極面積をパラメータに陽極の電流密度、極間電流およびAg(II)平衡濃度の挙動について検討した結果をFig.21に示す。

- ① 陽極液中のAg(II)の挙動から、Ag(II)の生成速度は陽極/陰極の面積比が1以上で平衡状態になる。極間電流値は、面積比が大きくなるとともに上昇するが、面積比2以上で飽和状態を示し、陽極電流密度はこれとは逆に降下傾向を示した。
- ② 上記について、電解による反応速度は、電流密度、電極面積および電流効率の積で表わされ

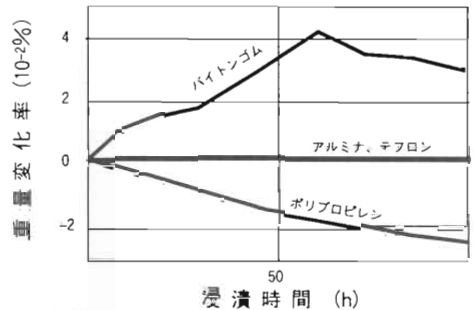


Fig.20 The anticorrosion materials in Ag(II) solution

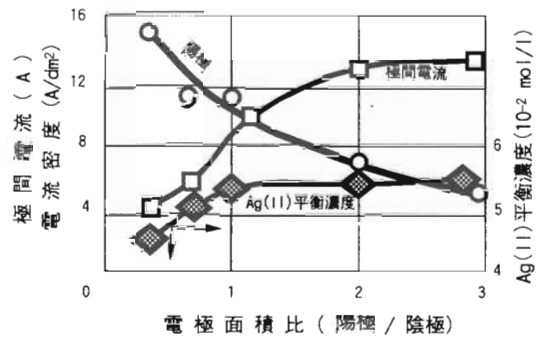


Fig.21 Comparison of Ag(II) formation among electrodes surface area

る。電流密度および電流効率が一定の条件下で電極面積を大きくすれば、これに比例して反応速度は増大する筈である。

しかし、この結果では陽極/陰極の面積比が1以上では極間電流値が大きく変わらないため、陽極電流密度が低下している。これは陰極側での反応律速か、または拡散律速かのいずれかに起因して電流密度が上がらなかったものと考えられる。

- ③ 一方、陽極/陰極の面積比が1以下では陽極電流密度は高いものの、極間電流は低下するため、Ag(II)生成速度も遅くなったと考える。
- ④ 電極面積、極間電流値および陽極電流密度を少なくし、かつAg(II)平衡濃度を高くする条件は、陽極/陰極の面積比を約1とすることが適切と考える。

3. おわりに

今回の基礎試験 Phase-II をもってすべての基礎試験を完了した。今後、これまでの知見に基づいて、工学規模試験装置の設計・製作を行い、工学試験データを蓄積し実機を想定した設計概念を構築する予定

である。

4. 参考文献

- (1) 秋山孝夫、古屋廣高、吉田友之他、「水酸基ラジカルを利用した除染方法」(基礎試験)、デコミッショニング技報, No.16, 1997
- (2) Po. H. N. et al., " The kinetics and mechanism of the oxidation of the oxidation of water by silver (II) in concentrated nitric acid solution Inorg. Chem., 7, 2, 244-249 (1968)
- (3) Jyo A. et al., " Metal Ion Selectivity of a Macroreticular Styrene-Divinylbenzene Copolymer-Based Methylene phosphonic Acid Resin ", Sep. Sci Technol, 32, 6, 1099 - 1105 (1997)

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 20 号 発行日：平成 11 年 8 月 10 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

印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 029-282-7321

RANDEC's Capability

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

The capability and service of RANDEC are to;

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



Provide technical information on decommissioning.



Train for decommissioning.



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

財団法人

原子力施設デコミッションング研究協会

〒319-1111 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/>

