

(財) 原子力施設デコミッショニング研究協会誌

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

No. 6, 1992

- 総説
- 原子炉廃止措置技術の開発状況
– 東芝の開発技術 –
 - 解体廃棄物の放射能レベル区分測定
技術の現状
 - アジア・太平洋地域の研究炉
– 過去, 現在, 将来 –

デコミッショニング技報

第6号(1992年11月)

－ 目 次 －

「デコミッショニングと解体資源」	1
松浦祥次郎	
「総 説」	
1. 「原子炉廃止措置技術の開発状況 一東芝の開発技術一」	2
日置 秀明, 蔦川 雅洋, 加藤 裕明	
2. 「解体廃棄物の放射能レベル区分測定技術の現状」	13
南 賢太郎	
3. 「アジア・太平洋地域の研究炉 一過去, 現在, 将来一」	20
青山 功	
「技術報告」	
4. 「原子力施設解体コンクリートの再生骨材への利用研究」	32
神山 行男, 後藤 太一, 藤野 統子, 山本 雄一	
5. 「ホットセル内の遠隔除染」	41
森本 靖之, 梶山 登司, 岩永 繁	
6. 「動力試験炉(JPDR)解体廃棄物の管理の実際」	50
安中 秀雄, 押川 茂男, 伊東 慎一	
7. 「再処理施設解体技術開発の現状 一再処理特別研究棟の解体計画について一」	61
三森 武男, 宮島 和俊	

Journal of the RANDEC

No. 6, November 1992

CONTENTS

Exposition

Research and Development Activities for Commercial Reactor Decommissioning —Developing Technology of Toshiba Corporation—	2
Hideaki HEKI, Masahiro TSUTAGAWA, Hiroaki KATO	
Present Status of the Technique for Activity Measurements on Low Level or Extremely Low Level Radioactive Solid Waste Arising from Decommissioning	13
Kentaro MINAMI	
Research Reactors in Asia and the Pacific Region —The Past, the Present, the Future—	20
Isao AOYAMA	

Technical Report

A Study on Recycling of Waste Concrete on Nuclear Power Plant	32
Yukio KAMIYAMA, Taichi GOTOH, Tuneo FUJINO, Yuichi YAMAMOTO	
Remote Control Decontamination in Hot Cell	41
Yasuyuki MORIMOTO, Takashi KAJIYAMA, Sigeru IWANAGA	
Actual Management of the JPDR Decommissioning Wastes	50
Hideo YASUNAKA, Shigeo OSHIKAWA, Shinichi ITO	
The Decommissioning Program for JAERI's Reprocessing Test Facility	61
Takeo MIMORI, Kazutoshi MIYAJIMA	

デコミッショニングと解体資源



日本原子力研究所

松浦 祥次郎

原研 JPDR を題材とした原子炉解体技術開発と解体実地試験は、ほぼ順調に進み、今後は放射能レベルが極めて低い構造体及びバックグラウンドレベル以上の放射能の認められない構造体の解体撤去を残すのみとなつた。小型炉とは言え、実炉に対する実際的な解体経験を通じて、軽水炉解体の基盤的技術・知見は相当に蓄積され得た。一方この計画を開始する当初から十分に予想され、計画の中間及び終盤においても再確認されている課題は解体廃棄物の処理・処分である。この課題の解決はデコミッショニングにとって不可避である。

近年、産業活動面においても、個人の生活面においても、廃棄物の発生・処分の先行きに関する懸念が深刻な問題として論じられており、廃棄物を資源として再利用する方途が真剣に考えられるようになって来ている。再利用が経済活動として非常に困難なものであることは、相当期間の経験実績のあるはずの故紙利用さえ中途スムーズに成立しないことから見てもよく理解される。しかし、世の中は確実に資源再利用を重視する方向に進みつつあることは疑い得ないように見える。

我国の江戸時代においては、驚く程徹底した再利用システムの中で生活が営まれていたらしいことが最近の研究で示されている。現代とは較べものにならぬくらい生産性の低い時代の事など参考にならないとの見方もあるだろうが、一方、数百年の間に培われた基本的心情や判断基準は相当にしっかりと長期間にわたってゆるがないものであることも、世界の歴史の多くの例が示している。このような立場から見ると、「使い捨て的生活」は、一時の仇花であり、再利用システムこそ我々のより本的な文化とも考えられる。

我々は、高度の技術で装備された効率的で、清潔で、快適な新しい再利用システム社会の入口にいるのではないか。むしろ、高度の再利用・資源リサイクルを基本理念とする社会、自然からの資源収奪を最小限にすると共に、自然への廃棄物の排出を最少にしつつ高度な生活を営み得る社会の構築を目指すべきように思える。

原子力の利用が、このような社会を支える最適の手段であることが、最近の評価研究で徐々に明らかにされつつあるが、原子力技術システムそのものと将来は再利用システムになるべきである。従来から核燃料利用についてのその方向で技術開発が進められつつある。原子力施設のデコミッショニングについても、将来の方向として、解体廃棄物をもて余すのではなく、それを解体資源、即ち解体から出て来る再利用資源として有効に活用し得る技術の開発を心に抱いておくべきように思う。

RANDEC のような法人組織は世界的にも稀有な存在であり、国際的視点をもって、再利用技術システムの一翼を荷うデコミッショニング技術の将来理念を醸成する弾力的な場として機能されることを期待したい。

原子炉廃止措置技術の開発状況

— 東芝の開発技術 —

日置 秀明^{*1}, 蔦川 雅洋^{*2}, 加藤 裕明^{*3}

*Research and Development Activities for Commercial Reactor Decommissioning
— Developing Technology of Toshiba Corporation —*

By Hideaki HEKI, Masahiro TSUTAGAWA, Hiroaki KATO

Toshiba is conducting decommissioning R&D for commercial reactor in the field of system engineering, radioactive evaluation, system decontamination, cutting technology, remote control, residual radioactivity evaluation, radioactivity measurement and discrimination, dismantling waste decontamination, waste treatment and disposal. These R&D have been performed mainly under contract of BWR utility companies and nuclear power corporation. Toshiba also has been participating JPDR decommissioning project from technology development stage, and has successfully dismantled the reactor pressure vessel of JPDR using arc-saw cutting.

This paper describes an outline of Toshiba's activities on decommissioning R&D.

1. はじめに

原子力発電所の廃止措置について、東芝およびそのグループは Fig. 1 に示す要素技術と、廃止措置全般にわたるシステムエンジニアリング技術について研究開発を進めている。具体的には、総合エネルギー調査会原子力部会報告書に述べられている、わが国の廃止措置の基本方針である、5年から10年の安全貯蔵期間の後に解体撤去する方式に関する研究開発が中心である。この内容は、

- (1) 廃止措置計画（シナリオ検討）および評価を行うシステムエンジニアリング
- (2) プラント内の放射化放射能および汚染放射能を求めるためのインベントリー評価
- (3) 解体作業によるひばく線量当量低減のための解体前除染技術
- (4) 炉内構造物、原子炉圧力容器（RPV）など鋼構造物解体のための、アーカソー切断などの厚

肉鋼材切断技術

- (5) 鋼構造物解体などのための遠隔操作技術
 - (6) 機器撤去後の建屋内の放射化・汚染コンクリートの残存放射能評価技術
 - (7) 極低レベルモニタ、放射能分布モニタ、汚染・放射化識別モニタ、ドラム缶モニタなどの計測・弁別技術
 - (8) 解体後除染システム技術
 - (9) 廃棄物処理・処分技術
- からなり、電力各社や（財）原子力発電技術機構などの指導を受けながら、商業炉の廃止措置に向けた研究開発および確証を進めている。また、運転中プラントの定期検査や改造工事に用いている各種技術や手法は、廃止措置の際に数多く利用できるものと考える。

さらに、1986年度より日本原子力研究所が実施中の動力試験炉（JPDR、電気出力 12.5 MWe,

*1 (株)東芝 原子力事業部 原子力技術研究所 (Toshiba Corp.)

*2 (株)東芝 磁子エンジニアリングセンター 原子力プラント技術部 (Toshiba Corp.)

*3 (株)東芝 磁子エンジニアリングセンター 原子力第二システム設計部 (Toshiba Corp.)

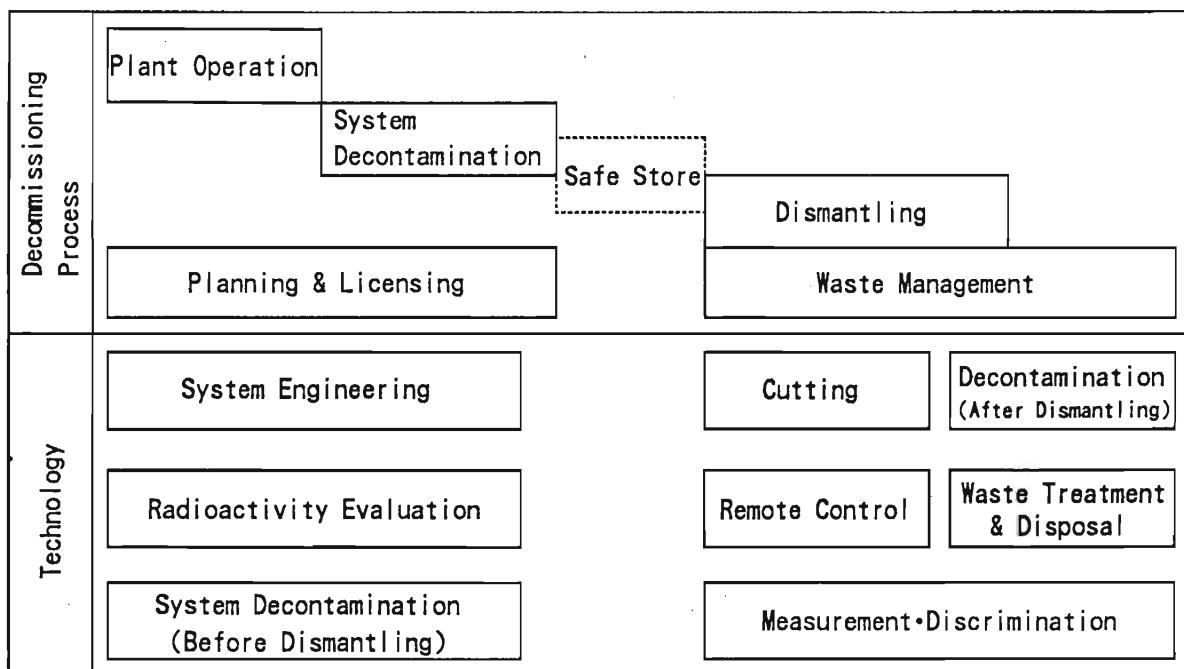


Fig. 1 Decommissioning Technology of Toshiba

BWR) の解体実地試験に技術開発の段階より参加し、RPV 等の解体を実施した。

最近の動向として、廃止措置に伴い大量に発生する解体廃棄物の処理・処分方策が注目を集める状況にある。これらに対応した放射性の範囲の評価、計測・弁別、除染などの研究開発を中心として、以下に研究開発の全体概要を紹介する。

2. 研究開発の概要

2.1 システムエンジニアリング

原子炉廃止措置の計画・評価を行うため、プラント建設や保守管理の蓄積技術を基に、システムエンジニアリング技術の開発を進めている。プラントの放射能、機器や配管の情報等のプラントデータベースなどを基に別途設定した解体手順により、必要工期、人工数、ひばく線量、費用等を算定する計画機能とプロジェクト遂行中の管理を行う機能を有する計算機による廃止措置計画支援ツールを開発した。評価の一例として、密閉管理方式での安全貯蔵期間を変化させたものを Fig. 2 に示す¹⁾。

また、廃止措置に伴い発生する解体廃棄物の処理・処分を合理的に行うため、処理・処分システム評価コード“COPAD”を構築し、パラメータ評価を行った²⁾。除染・減容等の処理を行わず低レベル処分する場合の費用割合の評価例を Fig. 3 に示す。この

評価例から解体廃棄物の処理処分費用の中で処分が占める割合が多いことがわかる。除染・減容等の処理を行う場合の比較例を Fig. 4 に示す。この評価結果から、除染・減容処理が有効であることがわかる。

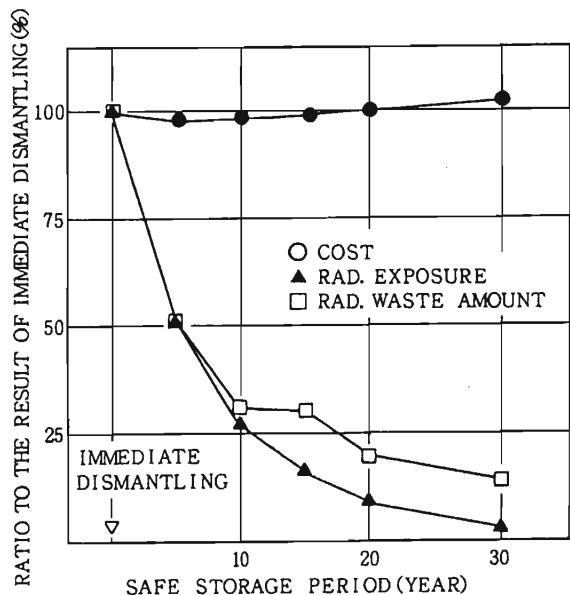


Fig. 2 Result of decommissioning study (example)

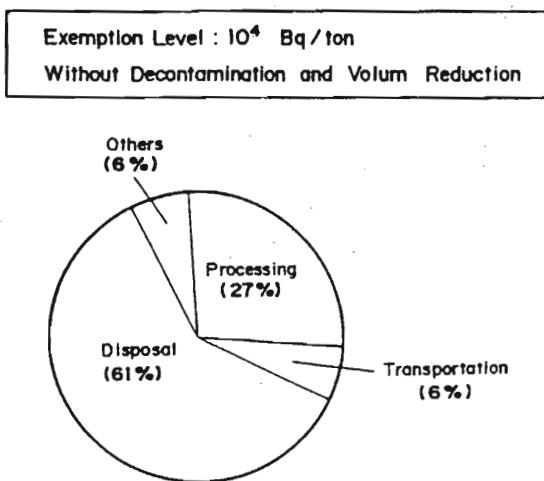


Fig. 3 Decommissioning waste processing and disposal costs

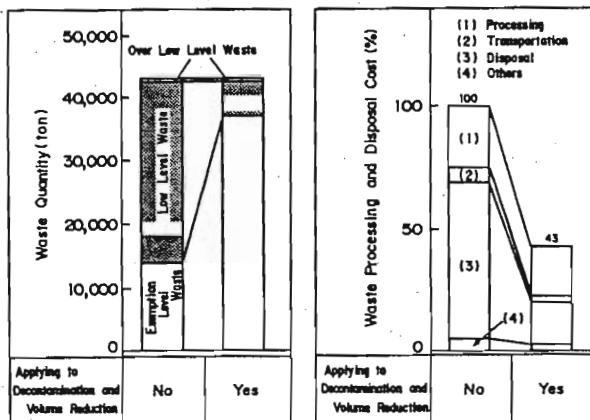


Fig. 4 Effect of decontamination and volume reduction process

2.2 放射能インベントリー

プラントの放射能インベントリーとしては、RPV、炉内構造物、生体遮蔽壁等の中性子照射による放射化放射能と、配管・機器等のクラッド付着による汚染放射能に大別される。これら放射能インベントリーについて、解析評価や定検・改造工事時などを利用した調査により評価している。

BWR では、炉内構造物、RPV および生体遮蔽壁の表層などの炉心近傍が放射化され、放射能インベントリーの 99 %以上が集中している。Fig. 5 に炉心シュラウドの放射化放射能の変化の評価例を示す³⁾。放射能は Co-60、Fe-55 などの比較的短半減期の核種の寄与が大きく、運転停止後 5 年で約 1/2、10 年で約 1/4 に減衰する。

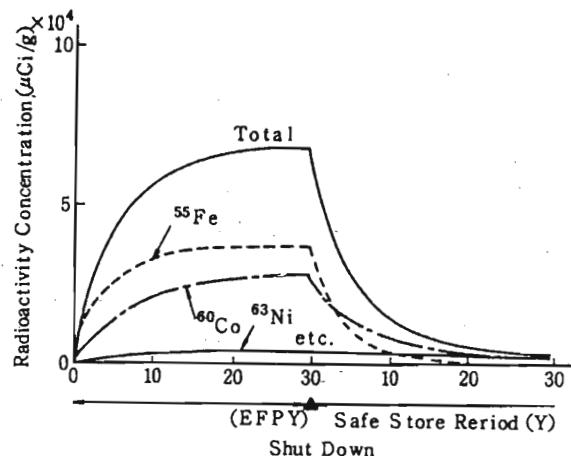


Fig. 5 Evaluation of activated radioactivities of core shroud

2.3 解体前除染

解体作業時の作業者のひばく線量当量を低減するため、解体前に系統や機器の除染を実施する。解体前除染に、運転中プラントの系統化学除染や水ジェット除染などの物理除染が適用可能と考えられるが、より除染係数 (DF) の向上と二次廃棄物の低減を目指した開発を行っている。最近、供用期間中の除染法として検証している CORD (Chemical Oxidizing Reducing Decontamination) は二次廃棄物発生が少なく、処分の容易な化学プロセスであり、解体前除染への活用も期待される。また、廃止措置に向けた大型機器用の除染技術として、電解ホーニング除染の開発を行った⁵⁾。

電解ホーニング除染法は、Fig. 6 に示すように被除染物を陽極とし、電解による金属溶出と機械研

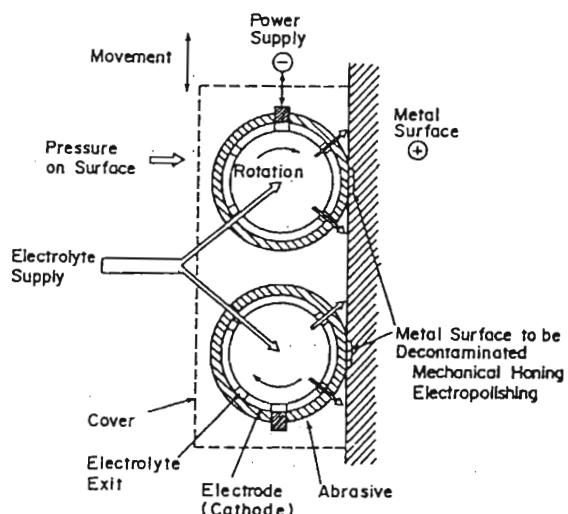


Fig. 6 Electro-Horning Decontamination

磨（ホーニング）とを組み合わせた複合除染法である。これにより燃料貯蔵プールや廃棄物処理系タンクなどの大型構造物の金属表面を現場で積極的に研削し、高い除染効果を得ることができる。また大型構造物解体時に作業者の受けるひばく線量当量を低減できることともに、放射性廃棄物を大幅に低減できる。本装置による除染試験の様子を Fig. 7 に示す。

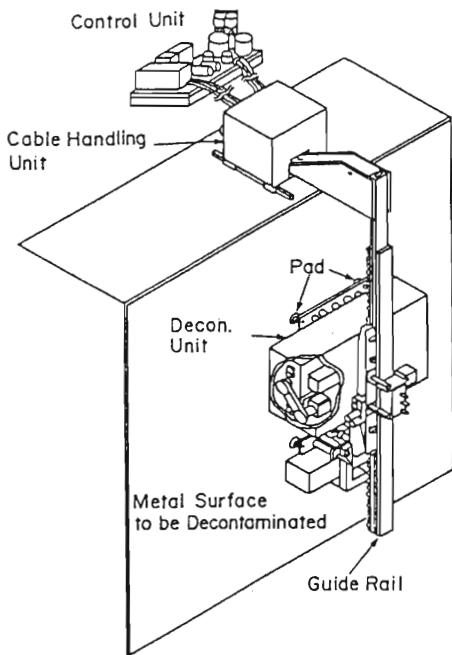


Fig. 7 Schematic of electro-horning decontamination test equipment

2.4 切断技術

原子炉廃止措置の際の特徴の一つとして、RPV 等の鋼構造物切断がある。1,100 MWe 級の BWR の場合の最大切断厚さは RPV の胴部で約 160 mm、フランジ部で約 350 mm である。RPV の材質は低合金鋼で内面に約 5 mm のステンレス材が肉盛りしている。これらの厚肉鋼材の切断法として Table 1 に示す切断法を開発してきた。また、最近では水ジェット切断やレーザー切断についても取り組んでいる。レーザー切断は鋼材への吸収率の高い短波長の YAG レーザーなどに期待している。開発例の一つとしてアーカソーカットの原理を Fig. 8 に示す⁶⁾。高速回転する円盤電極のソーソーと被切断部との間に直流の大電流 (50 V, 20000 A) を流してアーケットを発生させ、その熱で被切断物を溶解し、ドロスをソーソーに設けたスリットにより飛ばして切断する。その特徴と

Table 1 Cutting technology for steel structure

Cutting Technology	Cutting Capacity
Arc Saw	1. Cutting thickness; CS : 200mm SUS : 150mm CS : 270mm (MultiLayer) 2. Cutting Speed : 3-60cm/min 3. Cutting Object : All Metal 4. Cutting Atmosphere: Air, Water
Gas and Gauging	1. Cutting thickness; CS : 300mm 2. Cutting Speed : 15-20cm/min 3. Cutting Object : CS (Gas) SUS (Gauging) 4. Cutting Atmosphere: Water
Plasma Arc	1. Cutting thickness; SUS : 130mm 2. Cutting Speed : 15-20cm/min 3. Cutting Object : All Metal 4. Cutting Atmosphere: Water
Consumable Electrode Water Jet	1. Cutting thickness; SUS : 80mm 2. Cutting Speed : 20-25cm/min 3. Cutting Object : All Metal 4. Cutting Atmosphere: Water

して、すべての導電性金属を切断できる。（ステンレスクラッド鋼のような異種金属も一度で切断可能）、回転円盤を大きくすることにより厚肉のものを切断できる、水中においても水を排除するための補助手段（エアーカーテン）を必要としない、複雑な形状のものの切断が比較的容易であるなどがある。

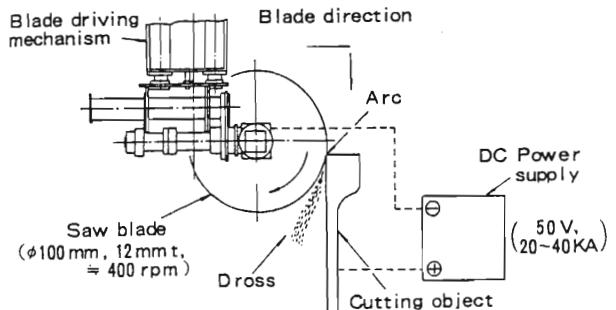


Fig. 8 Principle of Arc-Saw cutting

2.5 遠隔操作技術

原子炉廃止措置作業における作業者の受けるひばく線量当量の低減化を図るために、放射線環境下での作業を遠隔操作で行うことは重要である。現在プラ

ントの保守点検などのために開発している多機能作業ロボット、汎用知能ロボット、マニピュレータなどの遠隔操作技術は基本的には廃止措置作業上も有効である。さらに、RPVや炉内構造物などの高放射線下での作業を遠隔操作で行う解体作業用ロボットの開発は重要なテーマである。

炉内構造物を水中で解体するための重量物を扱うマニピュレータ⁷⁾を製作し、納入した¹⁾。この装置は、廃止措置のみでなく、原子力施設の保守・補修などの各種作業ロボットとしての活用も期待される。

2.6 建屋残存放射能評価

わが国の標準的な廃止措置工程上では、配管・機器等を撤去後に建屋解体に移る計画になっている。その際には、建屋解体の前に汚染や放射化された放射性コンクリートなどを除去し、放射性物質が残っていないことを確認する必要がある。

(1) 放射化コンクリート

生体遮蔽壁(BSW)コンクリートの放射化範囲は、中性子束分布とBSWの元素組成を基にORIGENコードにより評価できる。より詳細な中性子束分布は、原子炉遮蔽壁(RSW)に漏洩がない場合の中性子束分布を2次元で求め、これに3次元で評価したストリーミングによる中性子束を加えることにより、精度よく放射化されている範囲を求められる⁸⁾。

(2) 建屋汚染放射能

汚染コンクリートの評価は、プラントの履歴に基づいて行われる。プラントの汚染管理区域は、床・壁ともにエポキシ系の塗装が施され、万が一漏洩が生じた場合にも放射能の汚染浸透が防止される構造となっている。一方、塗装の経年劣化などによりコンクリートに汚染が浸透している例も報告⁹⁾されている。そこでこれらの事象に対応するべく、放射能汚染浸透のメカニズムの解明と残存放射能の測定評価概念の検討を行った。

(3) コンクリート汚染浸透評価

汚染浸透の実験は、代表的な核種としてCo-60(CP核種の代表)とCs-134(FP核種の代表)とを含む液をFig. 9に示すような試験片に接触させて、浸透挙動を調べた^{10), 11)}。実験は乾燥状態のコンクリート試験片とコンクリート平衡水で飽和状態のコンクリート試験片の両方を用いて行った。結果の一例をFig. 10に示す。この結

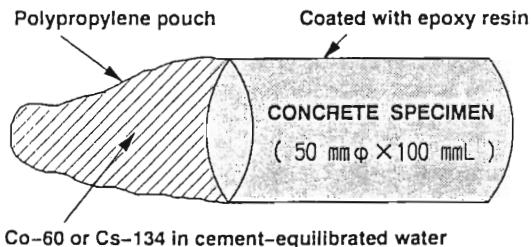


Fig. 9 Schematic diagram of the nuclide penetration experiment

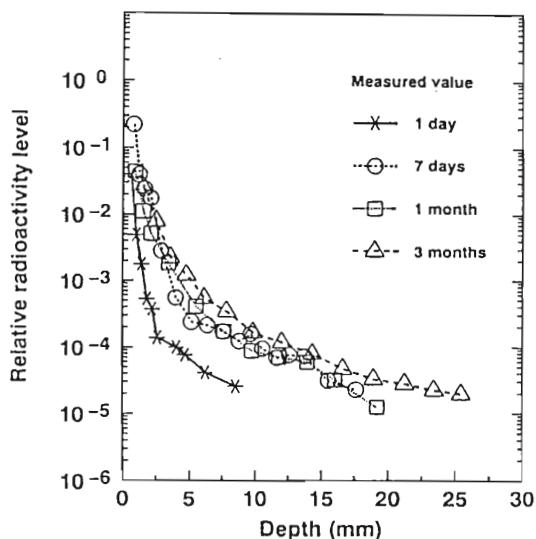


Fig. 10 Penetration profiles for Co-60 in the case of dry concrete specimens

果、コンクリートへの核種の浸透は、コンクリートへの吸水と拡散を考慮することで解釈できる。これらの試験結果を基に表面塗装がなく炉水相当のCo-60濃度で3ヶ月汚染した場合には、運転停止時に生じた汚染が最もきびしくなるが、最大でも約15 mmの浸透しかないことがわかった¹²⁾。

2.7 計測・弁別技術

廃止措置における放射能の計測・弁別技術としては、解体前の残存放射能の計測と解体廃棄物の放射能計測・弁別に大別できる。このうち据え付け状態の機器や配管の放射能計測は、基本的には運転中の放射線管理上の各種計測技術を活用できると考えられる。極低レベルの機器や配管は解体後に集中的に計測するのが合理的と考えられる。また、解体後除染を効率的に行う上で放射能分布や汚染／放射化識別を行うことは有効である。他方、膨大な量の建屋コンクリートは、解体前に残存放射能部分を計測評

価し除去する必要がある。

(1) 残存放射能の計測

建屋の床や壁面の放射性物質が残存する可能性のある部分は標準的な 1,100 MWe 級 BWR で数万平方メートルにも及ぶため、広い面積を迅速に計測する技術が必要となる。

迅速計測の一つの方法として、広い面積を一度に極低レベルまで測定できるシステム検討を行い、計算モデルによるシミュレーション評価を行った¹³⁾。コンクリート中に含まれる K-40などのバックグラウンド核種の影響は、ANISN コードによる放射線束に基づき評価した。評価の一例を Fig. 11 に示す。

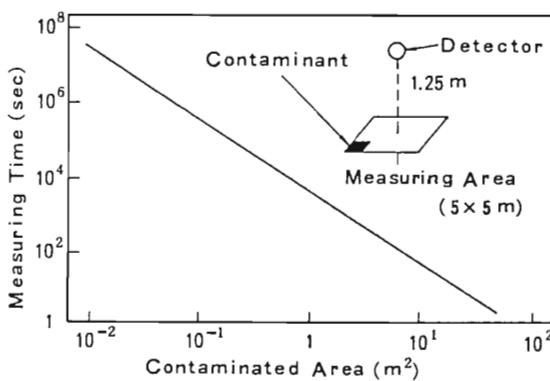


Fig. 11 Relation of Contaminated Area vs Measuring time

Detector

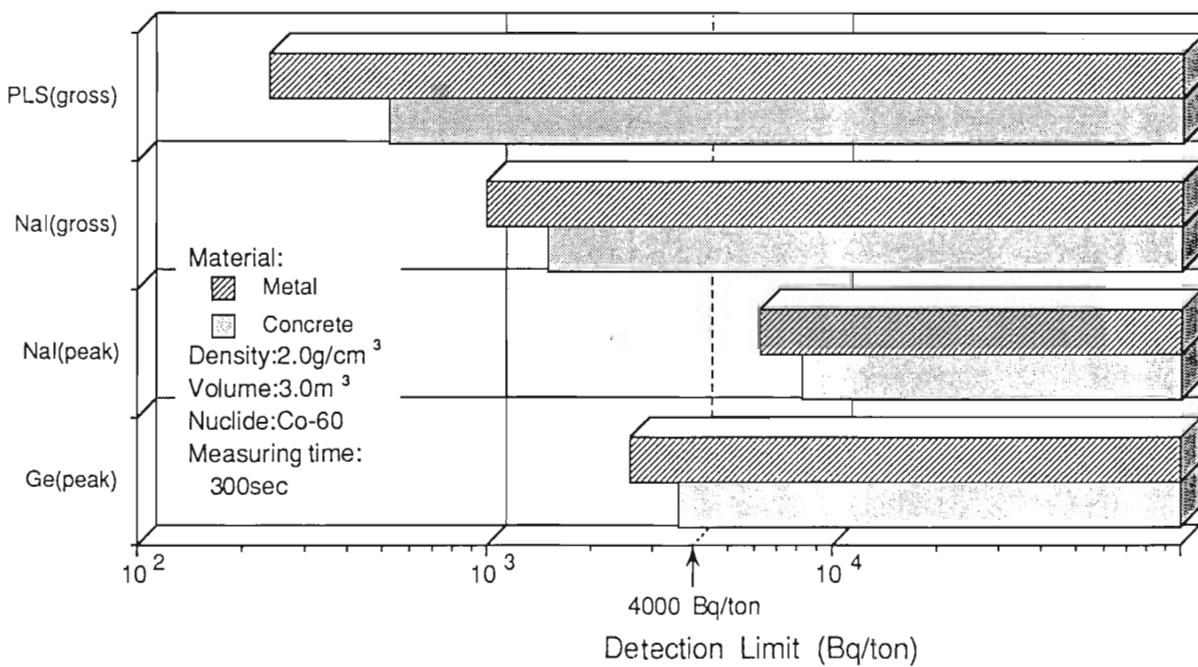


Fig. 12 Estimated detection limit for uniform sample

今後、これら極低レベル放射能の迅速計測システムとハード技術は具体的な検討をもとに確証試験を進めることが必要と考える。

(2) 極低レベルモニタ

既にドイツなどで実施されている再利用レベルや規制除外レベルの将来の設定に対応し、極低レベルの解体廃棄物を計測・弁別する技術は重要な開発テーマである。

極低レベルの解体廃棄物は、対象物量が多いため迅速に測定する必要があるため、高感度の検出器と遮蔽の最適化が必要となる。本装置の開発にあたり、Ge 検出器、NaI 検出器およびプラスチックシンチレータ (PLS) 検出器の比較評価を行い、均質試験体をベースにした結果の一例¹⁴⁾を Fig. 12 に示す。この結果から、Ge 検出器、NaI 検出器（グロス計数）、PLS 検出器のいずれもピークの 300 秒計測で 4 kBq/ton 以下の検出感度を有する極低レベルモニタとなる。

(3) 放射能分布モニタ

解体廃棄物の処理を効率的に行なうために、能分布を識別する装置を開発している。現在、水平方向、深さ方向に NaI 検出器を複数個設置した Fig. 13 に示す装置により、模擬試験を実施している¹⁵⁾。模擬廃棄物の密度分布は γ 線の散乱成分と直接成分の割合を用いて補正している。密度が均一の試験体の場合には、水平方向・長

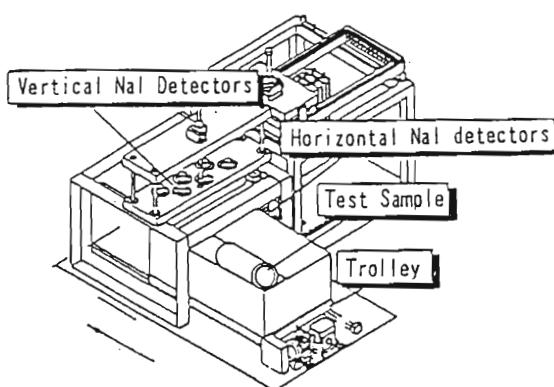


Fig. 13 Radioactive distribution measurement apparatus

さ方向で 10 cm、深さ方向で 5 cm の位置分解能を得ている。この場合、処理量 0.5 t/hr 換算で 3.7 MBq/t 以下の測定下限が得られている。

(4) 汚染・放射化識別モニタ

汚染・放射化識別を行うことにより、放射化金属を除染するような無駄を省くことができる。本識別技術の開発は、 β/γ 比相関方式と散乱線方式の 2 種類について行っている¹⁶⁾。 β/γ 比相関方式では β 線と γ 線の計数率比が、一方散乱線方式では γ 線スペクトルの散乱線領域と直接線領域の割合比が、試験体に対する検出器方向により変化することから、それぞれ表面汚染と放射化の識別を行っている。配管試験体を用いた汚染／放射化放射能の識別性の例を Fig. 14 に示す。この結果、両方式とも汚染層と放射化

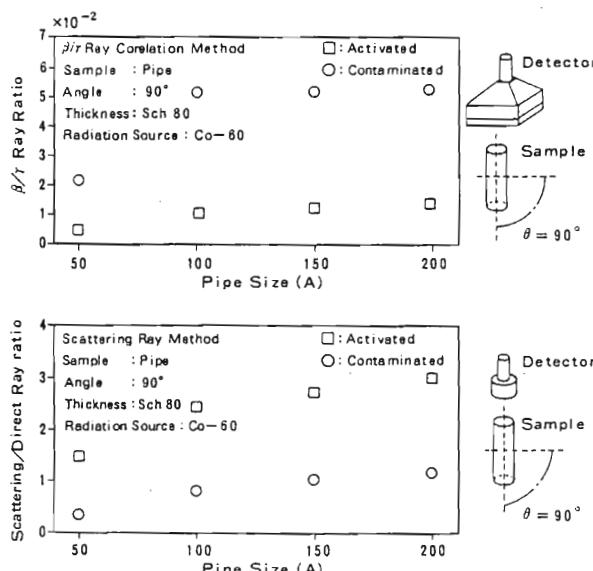


Fig. 14 Discrimination result between contamination and activation

層の放射能強度比が約 10 倍以上であれば、識別が可能であることを確認した。

(5) ドラム缶モニタ

廃止措置に伴い発生する液体廃棄物や雑固体廃棄物の固化体を低レベル廃棄物貯蔵センタに搬出することが可能である検査が必要となる。これを搬出検査する場合、従来は運転中に発生する廃棄物を収納したドラム缶検査装置の技術を活用できる。この貯蔵センタは、セメント、プラスチック等の均質固化体を 1992 年 12 月末より受入が開始され、次の段階では雑固体ドラム缶の搬出が行われる計画である。ドラム缶搬出検査装置¹⁷⁾の一例を Fig. 15 に示す。この装置は雑固体を測定するもので均質固化体に較べ、密度の不均一さ、放射能の不均一さの補正などを行うことにより放射能量を求めるシステムとなっている。

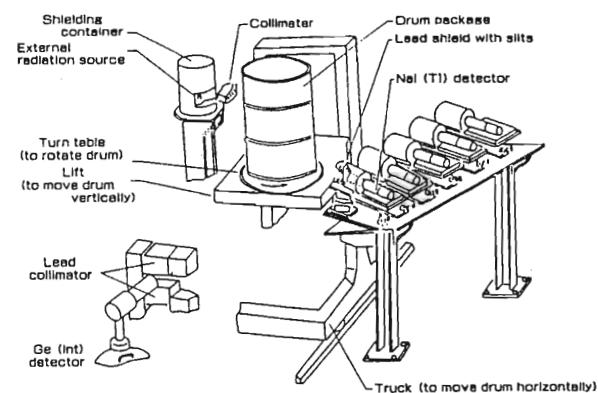


Fig. 15 Nondestructive measurement apparatus for miscellaneous solid wastes

2.8 解体後除染技術

解体後除染は、放射性金属廃棄物の低減および再利用を目的に行われる。解体後除染は運転プラント用の除染技術も活用できるが、より強力に母材まで除去する強力な除染技術を使えることや対象物量が多いなどの違いがある。機械除染、化学除染、電気化学除染など各種の除染技術を開発中であり、より有効な方法としてこれらを組み合わせた除染システムも開発試験中である。ここでは、代表例として、硫酸電解研磨除染¹⁸⁾とレドックス除染^{19), 20), 21)}を紹介する。

(1) 硫酸電解研磨除染

硫酸電解研磨除染法は、5 % の硫酸を電解液

に用いることにより、従来のりん酸電解液法などに較べ二次廃棄物が少なく、研磨速度を速くすることができる。試験の一例を Fig. 16 に示す²²⁾。この例でも放射能をバックグラウンドレベル

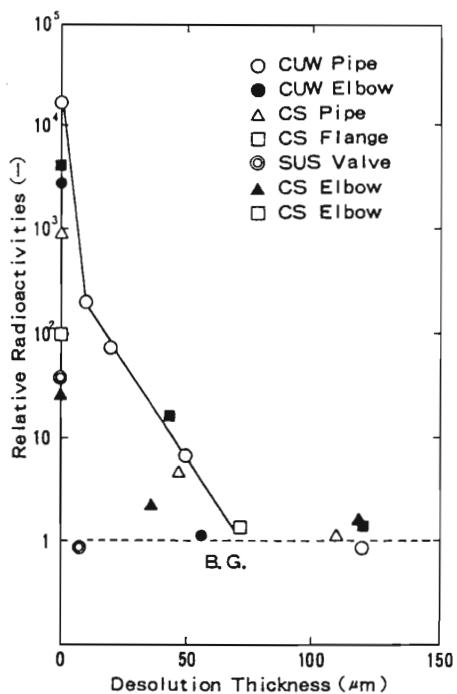


Fig. 16 Result of desolution thickness vs radioactivity

まで約4桁低減している。また、Fig. 17 に示すような消費した硫酸を補給した場合の除染速度や電流効率の変化を調べ、大量の廃棄物を処理する場合の最適操作条件についても開発を進めている²³⁾。

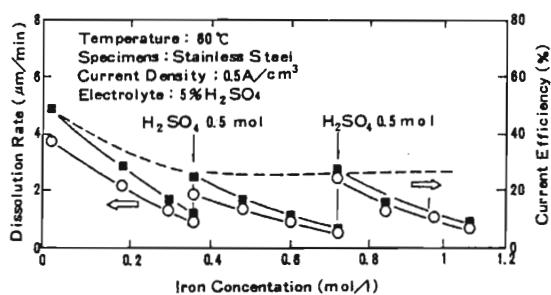


Fig. 17 Dissolved iron effect in electrolytic decontamination

(2) レドックス除染

レドックス除染 (REDOX) は、Fig. 18 に示すように、強い酸化力を持つ4価のセリウム(Ce)により、汚染対象物を酸化溶解し、除染後に3

価となったCeを電気化学的に4価のCeに再生する、酸化-還元反応 (Reduction-Oxidation) を用いる除染法である。基本的には強力な化学除染法であるため、除染液が接していれば除染が可能なため複雑な形状の対象物にも適用できる。また、Ceを再生(3価→4価)し繰り返し用いることができるため、二次廃棄物を低減できる。

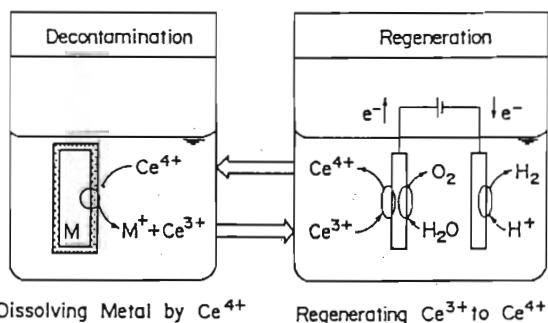


Fig. 18 REDOX decontamination system principle

実際の汚染物を用いた試験の一例を Fig. 19 に示す²⁴⁾。この例では汚染物の放射能を30分でバックグラウンドレベル以下まで約3桁低減できている。また、大量の廃止措置廃棄物に対応するべく Fig. 20 に示す大型の試験装置を用い、スケールアップ効果などの試験を実施中である。

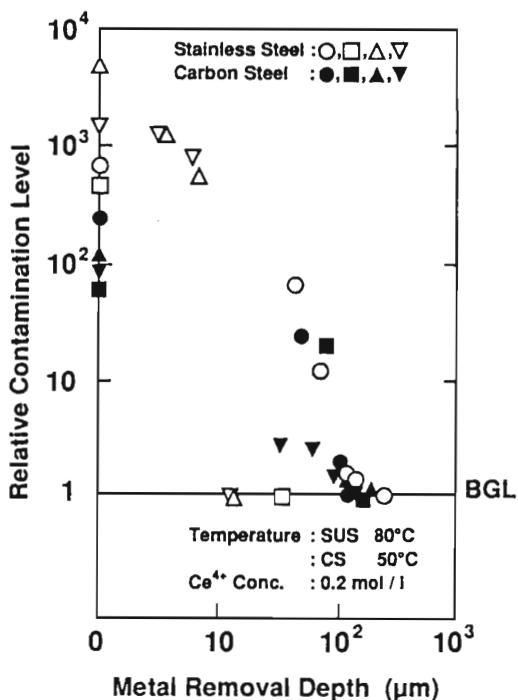


Fig. 19 Surface activity reduction by REDOX decontamination

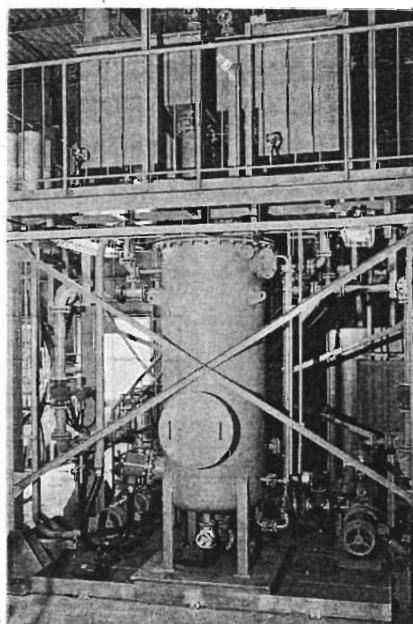


Fig. 20 Decontamination test equipment

2.9 廃棄物処理・処分技術

除染時に発生する廃液や解体に伴う廃液などは、基本的には運転プラントの廃棄物処理システムを活用し均質固化体としてドラム缶詰めされる。切断時に発生するドロスや除染不能金属などの雑固体廃棄物は充填材により安定固化し廃液の固化体とともに前述のドラム缶モニタなどにより検査後、低レベル廃棄物貯蔵センタに送られる。

最終的には廃棄物処理系も解体撤去されるため、解体廃棄物処理システムは、別途に廃止措置用の処理システムを考える必要がある。低・極低レベルの

解体廃棄物を対象とした計測と除染をシステム化した解体廃棄物処理システムの確証試験²⁰⁾を進めている。本システムの一例を Fig. 21 に示す。

最近、放射性のコンクリート廃棄物や金属製の大機器等の陸地処分に関し、放射性廃棄物安全基準専門部会より容器に固型化しない場合の放射能濃度の上限値等について原子力委員会に報告された。本報告の放射能濃度の上限値、処分方法や管理期間が従来とは異なるため、対応を検討中である。

3. おわりに

以上述べたように、東芝およびそのグループは、商用原子力発電所の廃止措置にむけて、要素技術の研究開発および確証試験を実施してきた。計画から解体、廃棄物処理・処分までの廃止措置全体に関する技術について、信頼性・安全性を高めるために、今後もさらに研究開発を進めていく所存である。

4. 謝 辞

原子力発電所の廃止措置に関する研究は、BWR 6 電力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での確証試験、科学技術庁の補助事業、日本原子力研究所の JPDR 解体実地試験などで実施しました。

また、システムエンジニアリングや残存放射能評価などに関する研究は、(株)日立製作所と共同して実施しました。ここに、御協力いただいた多くの方々に深く謝意を表します。

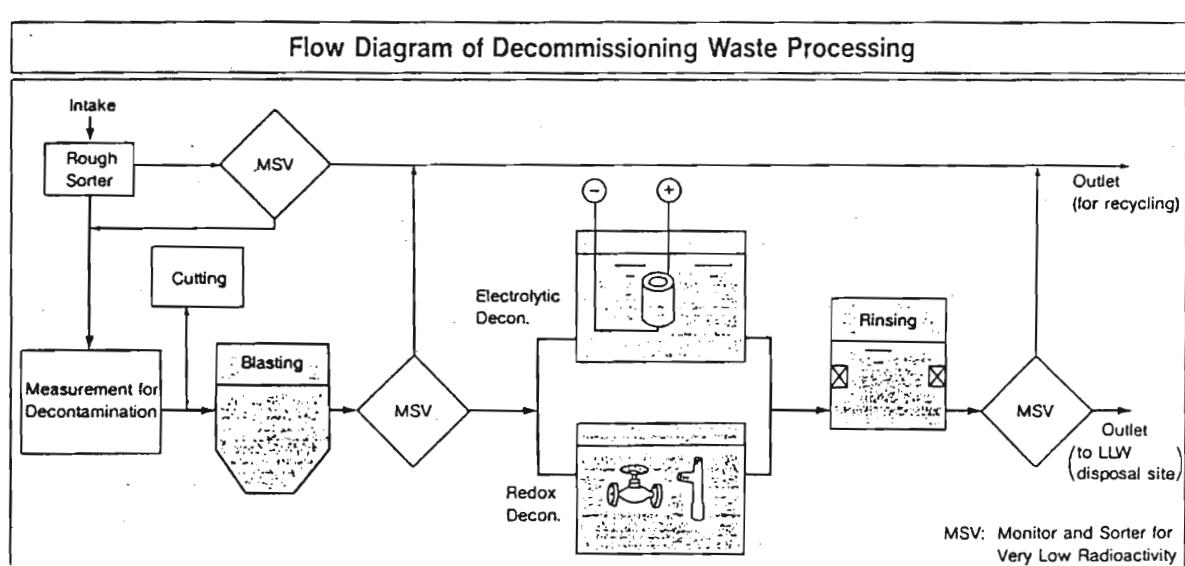


Fig. 21 Flow diagram of decontamination waste processing

参考文献

- 1) 天羽健三, 北川宏治: 原子炉の廃止措置技術, 東芝レビュー, 41巻1号, 1986
- 2) H. Heki et al., Trans. of ICONE-1 vol. 2, C-30 (1991)
- 3) 北川宏治: 沸騰水型原子力発電所の廃止措置, 原子力工業, PP 32-36, 31巻11号, 1985
- 4) H. Takiguchi, Y. Sato et al., "The study of chemical decontamination", 6th International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Oct. 1992
- 5) S. Sakamoto et al., Trans. of International Waste Management Conference, 1, 233 (1989)
- 6) 打越忠昭, 志賀重範ら, "アークソー切断装置による原子炉圧力容器の解体", 火力原子力発電, (1992) (発行予定)
- 7) Hozumi et al., Nucl. Sci. Tech., 28(8), pp767-776, Aug. (1991)
- 8) Y. Fujita, K. Ochiai et al., Trans. of 1991 Winter Mtg. of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese) Ell
- 9) M. Lasch et al., "Estimation of Radioactive Waste Quantities Arising During Decommissioning", Proceeding of International Conference on the Decommissioning of Nuclear Installation, vol. 1, pp 75-88, 1984
- 10) A. Deguchi, J. Sakurai et al., "Study on Migration Behavior of Radioactive Nuclide in Concrete" Trans. of SPEC-TRUM' 92. Idaho, Aug. 1992
- 11) A. Deguchi, J. Sakurai et al., "Study of Radioactivity Evaluation on Decommissioning(4)" Trans. of 1992 Winter Mtg. of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese)
- 12) A. Deguchi, J. Sakurai et al., "Study of Radioactivity Evaluation on Decommissioning(5)" Trans. of 1992 Winter Mtg. of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese)
- 13) T. Izumida, J. Sakurai et al., "Study of Residual Radioactivity Evaluation on Decommissioning (2)" Trans. of 1991 Winter Mtg. of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese)
- 14) T. Goto et al., Trans. of ICONE-1, vol. 2, C-33 (1991)
- 15) T. Goto et al., "Verification Test for Decommissioning Waste Processing System (2)" Trans. of 1991 Winter Mtg. of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese)
- 16) T. Goto et al., "Verification Test for Decommissioning Waste Processing System(3)" Trans. of 1991 Winter Mtg. of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese)
- 17) T. Yamanaka et al., "Nondestructive Measurement of Density and Radioactivity Distributions in Miscellaneous Solid Wastes Packed in a Drum Package", Trans. of 1991 joint International Waste Management Conference, vol. 1, pp 297-303
- 18) M. Miyakawa, Y. Hasegawa, et al., "Development of an Electrolytic Decontamination Technique Using a Dilute Sulfuric Acid Electrolyte" Trans. of ANS Summer Mtg. Detroit, June. 1983
- 19) R. Fujita, et al., "REDOX Decontamination Technique Development (1)", Journal of Nucl. Sci. Technol., vol. 26, No. 3, pp339-349, March 1989
- 20) R. Fujita, et al., "REDOX Decontamination Technique Development(21)" Journal of Nucl. Sci. Technol., vol. 26, No. 4, pp449-458, April 1989
- 21) T. Ishibe, R. Fujita, et al., "REDOX Decontamination Technique Development Using Sulfuric Acid)", Trans. of 1989 International Waste Management Conference, vol. 1, pp431-436 (1989)
- 22) T. Mizutani, S. Sakamoto et al., "Electrolytic Decontamination Technique Using Sulfuric Acid ", Trans. of 1986 Winter Mtg. of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese)
- 23) K. Hosaka, H. Heki et al., "Decontamination Techniques for Decommissioning Waste", Trans. of 1991 JAIF International Conference on Water Chemistry in Nuclear

- Power Plants, J6, April (1991)
- 24) T. Miwa et al., "Progress of Verification Tests on Decommissioning Technology for Commercial Nuclear Power Plants in Japan", Trans. of SPECTRUM'92, Idaho, Aug. (1992)
 - 25) Pamphlet of NUCLEAR POWER ENGINEERING CENTER (NUPEC)
 - 26) H. Heki et al., "Decommissioning Waste Processing System", Trans. of SPECTRUM'90, Knoxville, Sep-Oct. (1990)
 - 27) "低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について" 原子力安全委員会, 平成4年4月23日

解体廃棄物の放射能レベル区分測定技術の現状

南 賢太郎*

*Present Status of the Technique for Activity Measurements on
Low Level or Extremely Low Level Radioactive Solid Waste
Arising from Decommissioning*

By Kentaro MINAMI

Primarily major nuclear installations for electricity production, research reactors etc. may be over thirty years old and therefore reaching the end of their scheduled lifetime. Accordingly, decommissioning of the above facilities has become important subjects today. Of them, activity measurements for classification of contaminated materials is an interesting problem because a lot of low level radioactive solid waste is produced by the dismantling of it.

This paper describes on present status of the technique for activity measurements of materials to be released for disposal as low level radioactive waste or non-radioactive waste arising from the decommissioning of nuclear facilities.

1. はじめに

原子力施設を解体する場合、解体廃棄物の放射能レベルの測定は、放射線管理の重要な項目の一つである。

1986年5月に廃棄の事業に係わる原子炉等規制法が改正され、翌年3月、廃棄物埋設事業の許可申請を行うことのできる放射性廃棄物の放射能濃度上限値に係る法令が公布施行された。その結果、低レベル放射性廃棄物を埋設処分するときは、これを容器に入れて固化し、原子炉等規制法施行令第13条の九に示される上限値（放射能濃度限度）を下まわる値で、埋設の事業に関する規則により廃棄物埋設確認申請を行うことが出来るようになった。しかし、この法令では原子炉の解体等で発生する多量の放射性コンクリートのような低レベルの解体固化廃棄物をそのまま簡易処分（浅地中処分）する場合には適用されない。このような低レベル固体廃棄物の放射能レベルについて検討が行われていたが、本年4月に、放射性廃棄物安全基準専門部会が、この件に関

する中間報告を行った。

廃棄体の内均一固化体の放射能濃度確認技術として、有効な手法の一つに破壊分析法がある。この破壊分析法は精度が高いが分析に時間を要するとともに専門的技術者を要する。このような事情から、より簡単で能率化が図れる非破壊分析手法の開発が（不均一固化体についても）鋭意進められている。非破壊分析法の主流は対象核種の崩壊に伴う γ 線を利用するのもので、通称パッシブ分析法とも呼ばれている。

以下、パッシブ分析法に基づく放射能レベル確認装置の現状について述べる。

2. 放射能濃度規制値と測定の考え方

中間報告によると、「原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち容器に固型化していないもの」の浅地中処分に係わる低レベル放射性廃棄物の放射能濃度の上限値がTable 1のようにトン当たりの放射能で与えられている。この数値を求めるための計算は、サイトで処分される

* 日本原子力研究所 保健物理部 (Japan Atomic Energy Research Institute)

Table 1 Upper limits of activity concentration for concrete waste which is not solidified in container.

Nuclides	Activity concentration (Bq/l)	(Bq/g)
³ H	3.1×10^9	3.1×10^3
¹⁴ C	1.1×10^8	1.1×10^2
* ⁴¹ Ca	1.5×10^8	1.5×10^2
⁶⁰ Co	8.1×10^8	8.1×10^3
⁶³ Ni	7.2×10^8	7.2×10^3
⁸⁹ Sr	4.7×10^8	4.7
¹³⁷ Cs	1.0×10^8	1.0×10^2
* ¹⁵² Eu	3.6×10^8	3.6×10^2
Alpha emitters	1.7×10^7	1.7×10^1

* Activity concentration of these muclied is applied only to activated concreete waste by neutron in the reactor building.

放射性コンクリート廃棄物全体の放射能の平均値を基に算出されたものである。このため、放射能濃度の規制方法としては、実際に処分される放射性コンクリート廃棄物の濃度分布の変動を考慮して、計算結果よりも1桁高い値が平均値を維持するための上限値として示されている。

なお、法的に無拘束とされるような「放射性廃棄物でない廃棄物」、即ち、極低レベル固体廃棄物については、放射能濃度レベルが与えられていない。

以上のように、固体廃棄物の放射能濃度規制は、濃度の上限値として与えられ、トン当たりの放射能で示されているので、実際的な測定は計測試料容器（ドラム缶など）当たりの全放射能を廃棄体の重量で除すことにより求められる平均放射能濃度と解釈してもよい。

この場合、均一化体であれば、均一固化体の標準線源を用いて装置を校正し、平均濃度を求めることが可能。しかし、不均一固化体の場合は簡単ではない。現実的な方法として均一固化体の標準線源から求められる放射能濃度換算係数（校正定数）を用いて合理的に平均放射能濃度の測定を行えれば経済的に有効である。これについて以下のように考察する。まず、放射能濃度規制値より求められる廃棄体の全放射能を点線源と考え、廃棄体の放射能レベル確認装置は、この放射能が計測試料容器内のどこに分布（中心に分布したときが最もきびしい）しても誤差1桁以内で測定評価できる性能を有するこ

ととする。このため、本装置の試料容器は、放射能濃度規制値に対応する放射能を1桁の測定誤差（過小評価の最大値）で測定できるような大きさに設計しなければならない。当然のことながら、本放射能レベル確認装置の放射能濃度検出限界は規制値の1/10以下でなければならない。このような考え方によって廃棄体の計測処理能力を高めることが本装置設計のポイントとなる。

3. 装置に用いる検出器の特徴

放射性核種の崩壊に伴い放出される γ 線の測定に有効な検出器はNaI(Tl)とGeである。両者とも γ 線のエネルギー分析が可能であり核種分析を行なうことができる。NaI(Tl)(3"Φ×3")検出器の γ 線エネルギー分解能は¹³⁷Csに対して10%程度であり、核種分析能力は悪い。これに対してGe検出器の γ 線エネルギー分解能は非常に優れており、核種分析を詳細に行なうことが可能である。

NaI(Tl)(3"Φ×3")検出器の平行入射 γ 線に対する光電ピーク効率は非常に高く、¹³⁷Csの γ 線(662 keV)に対して約50%である。しかし、エネルギー分解能が悪いため、分析すべき光電ピークのチャンネル幅を広く取る必要がある。チャンネル幅を広く取るとバックグラウンドも増加するので検出限度が低下する。相対効率20~25%程度のGe検出器の光電ピーク効率は10%で、これはNaI(Tl)検出器よりも悪いが、Ge検出器の分解能が優れているので分析すべき光電ピークのチャンネル幅を非常に狭くすることができる。そこで、光電ピーク領域のバックグラウンドが極めて少なくなるので検出限界は改善される。

以上の理由により、3"Φ×3"NaI(Tl)検出器と相対効率20~25%のGe検出器の検出感度を比較すると両者はほぼ等しくなる。但し、NaI(Tl)検出器は、核種分析能力が悪いので、長期間保管された廃棄物で核種がある程度限定されていることが必要である。これに対し、Ge検出器のエネルギー分解能は良好であり、核種が多く含まれる短期保管廃棄物の分析測定にも有効である。

維持管理面より両者を比較するとNaI(Tl)検出器は利得変化の防止のため、検出温度を一定(35°C程度)に保つ必要がある。このため検出器に恒温槽を付加する必要である。これに対し、Ge検出器は液体窒素で冷却する必要がある。

4. 廃棄体の放射性核種

原子力発電所の廃棄体中に含まれる放射性核種は主に原子炉構成材の腐食生成物及び燃料被覆管の不純物ウランと燃料破損部などに起因する核分裂生成物である。廃棄体を10年間保管した場合、前者に係る主な放射性核種は⁵⁵Fe, ⁶⁰Co 及び ⁶³Ni 程度であると推定される。また、後者に係る主な放射性核種は⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr-⁹⁰Y, ¹³⁴Cs 及び ¹³⁷Cs で、その他として¹⁰⁶Ru-¹⁰⁶Rh, ¹²⁵Sb, ¹⁴⁷Pm, ¹⁵¹Sm, ¹⁵⁴Eu 及びアクチノイド核種などが僅かに含まれていると推定される。以上に加え、冷却材の中性子照射により生成した³H 及び¹⁴C なども僅かに含まれている。なお、解体廃棄物としての原子炉生体遮蔽コンクリート中には⁶⁰Co, ¹³⁴Cs, ¹⁵²Eu, ¹⁵⁴Eu 及び³H, ¹⁴C, ³⁶Cl, ⁶³Ni 等が含まれる。このように、10年経過した廃棄体中に含まれる放射性核種は非常に限定されており廃棄体のγ線エネルギースペクトルを調べた場合、⁶⁰Co, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁵²Eu, ¹⁵⁴Eu 等が顕著に現れると思われる。⁵⁵Fe, ⁶³Ni, ⁸⁹Sr 及び ⁹⁰Sr-⁹⁰Y は軌道電子捕獲やβ線放出核種でありγ線測定で放射能を測定できないが前者の⁶⁰Co や¹³⁷Cs と随伴関係にある。従って廃棄体製作に先立って廃液等の分析（又は破壊分析等）を行っておけば⁶⁰Co や¹³⁷Cs の放射能よりこれらの核種の放射能は評価できるものである。³H や¹⁴C は、⁶⁰Co や¹³⁷Cs と随伴関係はないが、発電プラントの運転履歴や廃棄体製作時に廃棄体に含まれる放射能を分析しておくことにより評価が行える。

5. 廃棄体の測定に及ぼす問題点

廃棄体には均一固化体と不均一固化体（雑固体）がある。均一固化体は主に廃液処理時に製作される廃棄体でありマトリックス材としてセメント、ビチューメン及びプラスチックが使用されている。廃棄体の密度は1.2～2.0程度である。また、廃棄体の容積は200ℓで型状はドラム缶である。

均一固化体は放射能分布も廃棄体全体に渡って均一であると推定される。そこで、均一固化体の放射能濃度は廃棄体の放射能、重量を測定できれば容易に確認できる。これに対して不均一固化体の放射能濃度を測定評価することは多少困難である。雑固体で圧縮減容処理された廃棄体であれば重量測定と容積により仮想密度を求めることができる。放射能分布は不均一であっても廃棄体を回転させて測定することにより放射能測定の精度を向上させることができる。

Fig. 1にドラム缶を試料容器とする廃棄物測定装置の例を示す。本装置は、廃棄体中に不均一分散する放射能の位置による測定時の幾何学的効率の均一化を図るために、測定時間中に廃棄体を回転させている。

廃棄体ドラム缶に水を満たし、点線源を入れ、これをドラム缶の中心より内壁へ移動させたとき、本装置のGe検出器で得られた測定値の変化を調べた結果をFig. 2及びFig. 3に示す。これらの図で、横軸はFig. 1に示すように点線源をドラム缶の中心より75mmピッチで内壁へ移動させて測定した各点の距離である。縦軸はドラム缶の中央面及び下端面において、点線源をドラム缶の中心（各0位置）にセットしたときに得られたGe検出器の計数値を規格化し、その他の位置における計数値の比として示したものである。Fig. 2の⁶⁰Coの場合、線源がドラム缶の中央面内壁にある場合は中心にある場合よりも約3.5倍くなり、また、Fig. 3より¹³⁷Csの場合はこの感度差は⁶⁰Coの場合よりも更に大きく約5.5倍となる。このような実験により雑固体の放射能は、⁶⁰Co及び¹³⁷Cs線源の場合、均一固化体の計数効率を用いて評価を行うと、ドラム缶の中心部に分布する放射能をファクター1/3程度で過少評価し、ドラム缶内壁部に分布する放射能をファクター1.4程度で過大評価することが分かっている。

本装置は、セメント固化体を想定して7に示す方

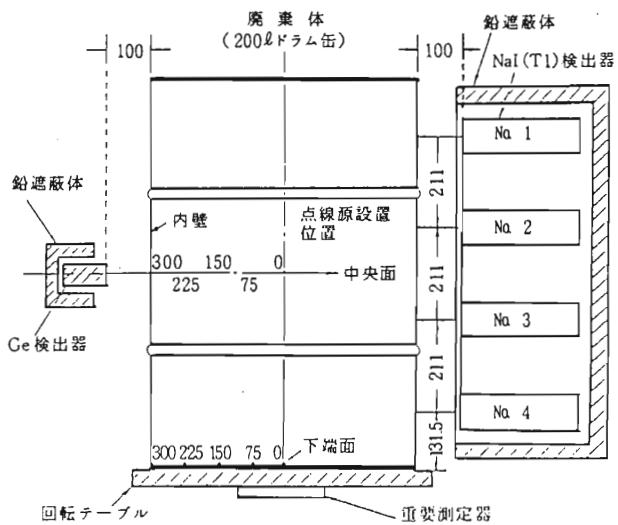


Fig. 1 Configuration of detectors for activity measurement of a drum can waste.

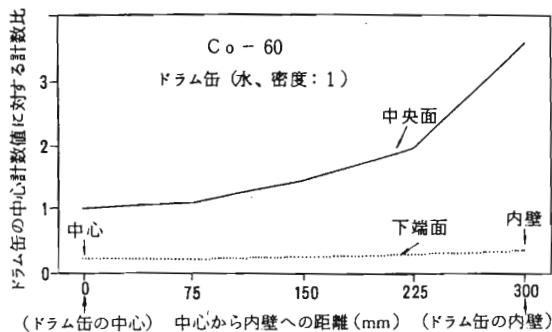


Fig. 2 The ratio of counts obtained by a point source at the center position in a drum can to the counts of other positions.

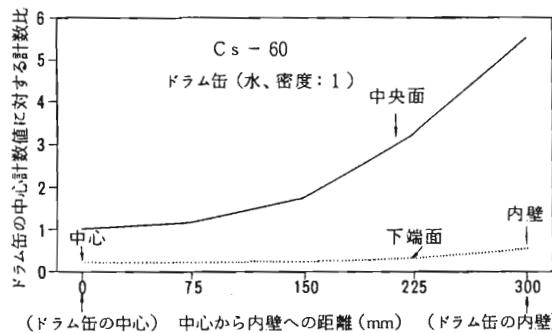


Fig. 3 The ratio of counts obtained by a point source at the center position in a drum can to the counts of other positions.

法で密度 1.89 の放射能均一固化体標準線源、即ち、体積線源により校正定数が求められている。そこで、この校正定数を用いて、密度約 1.8 のセメント雑固体（セメント碎石）中に放射性碎石がドラム缶の中心又はドラム缶内壁等に極端な状態で分散しているとき、これを均一固化体標準線源を用いて求めた校正定数で評価した場合にどの程度の誤差が生ずるか、次のような方法で評価した。即ち、ドラム缶に水と砂を入れ密度 1.78 のドラム缶を作り、Fig. 1 に示す各位置へ遂次点線源（基準線源）を入れ体積線源の校正定数で点線源の放射能を測定したときの誤差を体積線源を分母とする比として求めた。これを Fig. 4 に示す。図の横軸は点線源をドラム缶の中心から内壁へ移動した距離を示す。また、縦軸は評価誤差を比で示す。これによると密度 1.78 の不均一廃棄体の場合、体積線源で校正された本装置で ^{60}Co の点線源を測定すると図より 200 l ドラム缶の場合、中心位置では約 10 分の 1 に評価され、表面では 4.5 倍程度大きく評価される。同程度に評価されるのは、ドラム缶の中心より 3 分の 2 位 (200

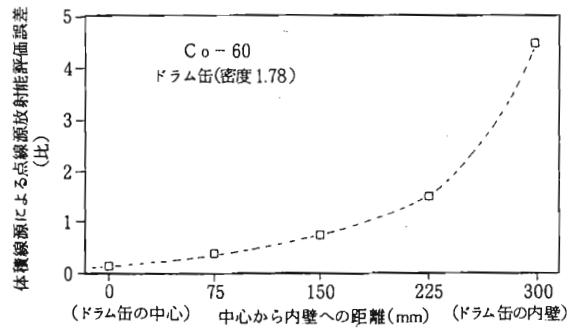


Fig. 4 Estimation error of activity for point sources in a drum can waste that is evaluated by a calibration constant of a standard volume source.

mm) 外側にある点線源であることがわかる。

ドラム缶の下端面に点線源をセットして測定した場合には、検出器と線源の距離が遠くなるので回転しても幾何学的効率は大きく変わることはないが、計数効率は非常に低下する。したがって、放射能レベル確認装置の設計にあっては以上のこと考慮し、測定廃棄体を回転させて測定し、かつ、上下へ移動させて測定する。または、検出器をドラム缶側面に縦一列に並べるなどの工夫を行うことが重要な問題点となる。

6. 放射能レベル確認装置の設計条件

解体廃棄体（雑固体）の放射能レベルの確認は前章で述べたように主にそれに含まれる核種の γ 線測定により実施できる。したがって、放射能レベル確認装置の設計における第 1 の条件はこれらの γ 線エネルギースペクトルが分析できることである。この場合、核種がほぼ限定されているので NaI (Tl) 検出器も有効に活用できる。なお、Ge 検出器は NaI (Tl) 検出器の補助として詳細な核種分析の必要が発生したときのために本装置に付加する（経済的に可能ならば全て Ge 検出器としてもよい）。第 2 は廃棄体の検査能力である。廃棄体 (200 l ドラム缶の場合) の重量は 250 ~ 450 kg あり、重量物である。この大型で重量物の廃棄体を能率的に測定するためには、廃棄体の縦又は横方面を一度に測定できるように検出器の感度面を大きくすることである。このことにより、廃棄体を複雑に動かして測定する手間が省けるので検査能力の向上が図られる。第 3 は均一化体の放射能濃度の均一性の確認及び不均一固化体の検出効率の平均化を図るために、測定中の廃棄体を回転させることである。第 4 は測定中

に他の廃棄体（測定待機中の廃棄体又は測定終了廃棄体）からの γ 線の影響を受けないように測定中の廃棄体を遮蔽すると共に、測定前廃棄体及び測定済み廃棄体は本装置より自動的に離れるようにしておくことである。第5は検出限界の計算である。NaI(Tl) (3"Φ × 3") 検出器4個をFig. 1のように200ℓ廃棄体上部より下方に向か縦1列にNo. 1, No. 2, No. 3及びNo. 4のように配置した放射能レベル確認装置の検出限界計算例をFig. 5に示す。密度2のコンクリート均一固化体で300 keV以上の γ 線を放出している廃棄体であれば600秒測定で約 1.1×10^{-2} Bq/g (3×10^{-7} μCi/g) の放射能密度が測定できることが分かる。第6は、2でのべた条件を満足させるため計測試料容器を内径60 cm以内の円筒形とすること。第7は本装置の校正方法を設計段階より明らかにしておくことである。

放射能レベル確認装置の設計製作に当たっては以上の点を考慮して事業者が行った廃棄体の放射能濃度決定法及び評価手法を明らかにすることが大切である。

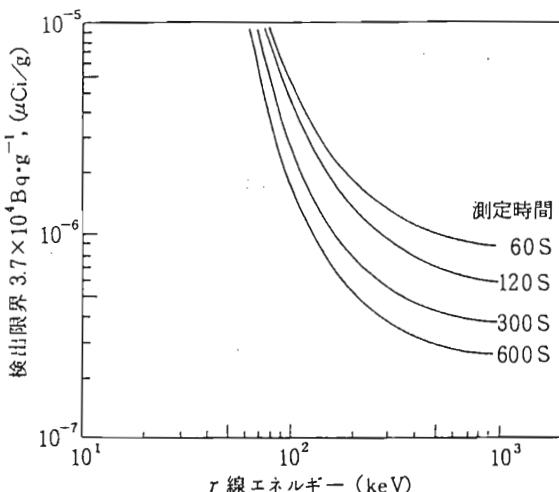


Fig. 5 Calculated minimum detectable limits of activity concentration for a drum can waste.

7. 校正方法

廃棄体の放射能評価は、国の放射能標準とトレーサビリティを保つ必要がある。このため、標準放射能を注入した校正用模擬ドラム缶標準線源が製作される。これには、標準放射能をセメント、ビチューメン及びプラスチックなどの固化材と共に練り込み製作される。また、実際の廃棄体に近似させて製作

した容器に密度調整のためガラスピーズやプラスチックペレット等を充填し、これに放射性溶液を注入して製作する模擬廃棄体標準線源（均一固化体標準線源）もある。この模擬廃棄体標準線源製作手法では、放射性溶液を交換することによりいろいろな核種の模擬廃棄体標準線源の製作が可能である。このようにして製作された模擬廃棄体標準線源を用いて放射能レベル確認装置の校正が行われる。

Fig. 6に模擬ドラム缶標準線源による校正手法を示す。本校正装置は模擬ドラム缶、マイクアップタンク、マイクアップタンクハンドリング装置及び模擬ドラム缶ハンドリング装置並びに重量計量装置より構成される。

模擬ドラム缶は固体廃棄物の密度を模擬するため、ガラスピーズを充填し図に示すように模擬ドラム缶ハンドリング装置に取り付ける。

マイクアップタンクも図に示すようにマイクアップタンクハンドリング装置へ取り付ける。

模擬ドラム缶にバルブと塩化ビニールホースを取り付け、これをマイクアップタンクへ接続する。

放射性溶液等をマイクアップタンクで調整し、これを上昇させることにより、模擬ドラム缶へ注入する。

完成した模擬ドラム缶標準線源を管理区域より搬出し、放射能レベル確認装置へセットして校正を行う。

校正作業終了後、模擬ドラム缶標準線源を再度管理区域へ搬入し溶液線源の交換作業を行い、別の放射性核種を注入して模擬ドラム缶標準線源を製作する。

Fig. 7及びFig. 8に校正装置を用いて校正した結果を示す。

8. おわりに

これまでに開発された放射能レベル確認装置（試料容積（ドラム缶）200ℓ、密度2の廃棄体）の⁶⁰Coに対する検出限界は、10分間測定で0.04 Bq/g ~ 0.02 Bq/g (10^{-6} ~ 5×10^{-7} μCi/g) 程度である。校正は均一固化体標準線源によって実施されており、この校正定数を用いて不均一固化体を測定すると最大1/10の過小評価と最大4.5倍の過大評価を伴う。

しかし、解体建屋から発生するコンクリート廃棄物で容器に固定されない低レベル放射性廃棄物を200ℓドラム缶に入れて高エネルギー γ 線を検出す

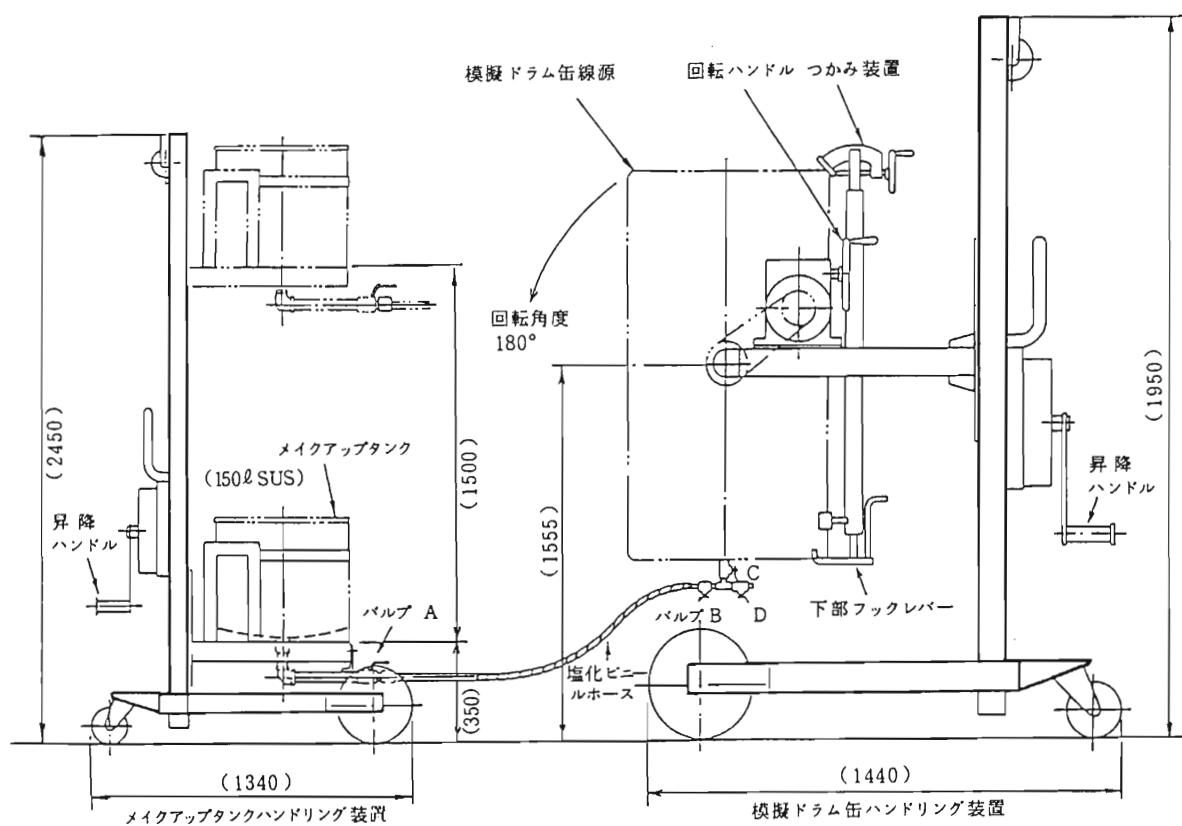


Fig. 6 Injection method of liquid activity into a dram can in order to use as a standard calibration source.³⁾

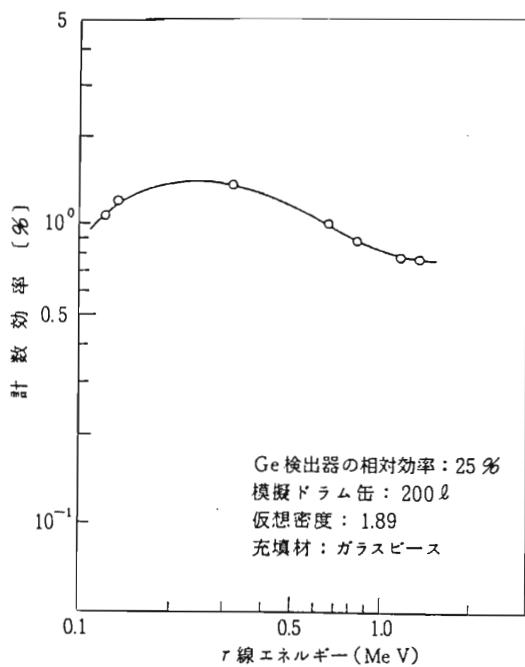


Fig. 7 Counting efficiency of Ge detector obtained by drum can standard sources.

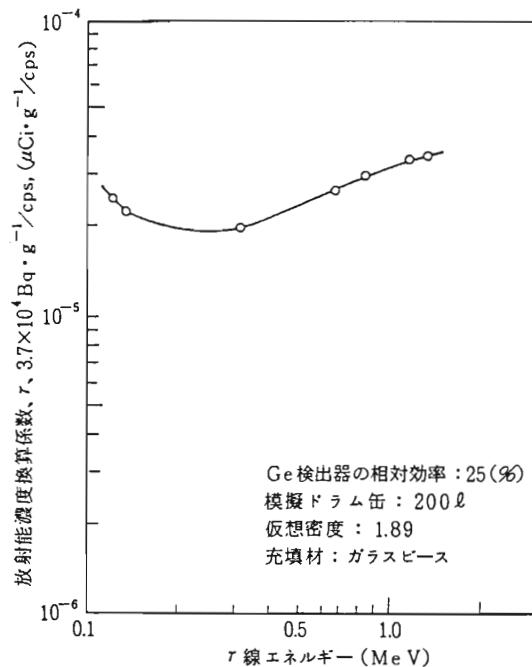


Fig. 8 Calibration constant of Ge detector obtained by drum can standard sources.

れば Table 1 の上限値を保証するような測定は十分に可能である。極低レベル固体廃棄物に係わる放射能レベルも上記の検出限界レベル以内に定まれば、ドラム缶を試料容器とする、現状の計測は実用に供しうる技術段階に達しているものと期待している。

以上このように廃棄物管理に係わる放射線管理計測は、測定の精度や方法の厳密さをどこまでも追求することではなく、廃棄体の放射能測定に伴う誤差を明確にして、放射能濃度規制値に対応する管理を合理的に進めることが大切である。

参考文献

- 1) 松田泰彦, 村田 徹, 田村俊幸, 佐野 明 : 核燃料非破壊分析装置の現状, 日本原子力学会誌 Vol. 19, No.1, (1977).
- 2) 篠原伸夫, 岡下 宏 : 使用済燃料放射能及び放出熱の経年変化(1), JAERI-memo 9409, 1981.
- 3) 公開特許公報 (平2-284100) : 模擬ドラム缶標準線源.
- 4) 富井格三 : 原子炉施設デコミッショニングの動向, RANDECニュース No.1 (1989)

アジア・太平洋地域の研究炉 — 過去、現在、将来 —

青山 功*

*Research Reactors in Asia and the Pacific Region
— The Past, the Present, the Future —*

Isao AOYAMA

Research reactors have been working for the fundamental research and for the applied and developmental research to the nuclear field and to the industrial field in Asia and the Pacific region since 1956. Fifty-two research reactors are operational and eleven ones have been shutdown permanently in 12 countries in this region excluding 6 countries. Ageing, decommissioning and/or refurbishment issues are common to the former ones because nearly half of them have the age of more than 20 years old.

This reviews the issues in country by country, i.e. Australia, Bangladesh, China, India, Indonesia, Korea RP, Malaysia, Pakistan, Philippines, Thailand, Vietnam, and Japan, in reference to, mainly, the papers presented at IAEA Seminar for this region on the issues described above at Bangkok, Thailand, 18–22 May 1992, in addition to national circumstances in each country which have affected the operation and utilization of the research reactors.

1992年5月、IAEA主催のアジア・太平洋地域セミナー「研究炉の老齢化、デコミッショニング及び改造」がタイのバンコクで開催され、17か国の代表及び1国際機関から26名（他にオブザーバーとして4か国9名）が参加した。このセミナーは、研究炉の老齢化、デコミッショニング及び改造について8セッションに分けて構成され、合計31件の発表があった（Table 1参照）。

アジア・太平洋地域12か国[†]には、現在、研究用原子炉が運転中のもの52基、恒久停止したものの11基がある。運転中研究炉の年齢は20才以上のが半数を超えており、老齢化、デコミッショニング及び改造はアジア・太平洋地域の各国にとって大変関心がある問題である。これらの問題を考えるうえで、研究炉の炉型の違いは重要な因子であり、IAEAの現在の分類10種類のすべてにアジア・太

平洋地域の研究炉は分布している。炉型のうち多いのは、プール型及びトリガ型であり、これは世界の研究炉と同じ傾向を示している。アジア・太平洋地域の国々が赤道をはさみ南北に広く分布していることから多様な気象環境の下にあり、さらに各国情や研究炉の立地条件の相違が各報告を理解するうえで重要なことを痛感した。そのため、アジア・太平洋地域の研究炉について国別に次の順序で、

- (1) オーストラリア、(2) バングラデシュ、
- (3) 中国、(4) インド、(5) インドネシア、
- (6) 韓国、(7) マレーシア、(8) パキスタン、
- (9) フィリピン、(10) タイ、(11) ベトナム、
- 及び(12) 日本

以下に纏めてみることにしたい（Table 2, Table 3, Fig. 1～Fig. 5参照）。

* (財)原子力施設デコミッショニング研究協会、研究開発部 (Research Association for Nuclear Facility Decommissioning)

† 北朝鮮及び台湾（東アジア）、イラン、イラク、イスラエル、及びトルコ（西南アジア）の6か国を除く

Table 1 Numbers of Presentations and Participants at IAEA Seminar for Asia and the Pacific on Ageing, Decommissioning and/or Major Refurbishment of Research Reactors, Bangkok, Thailand, 18-22 May 1992

No.	Country	No. of Presentations	No. of Participants
1	IAEA	4	3
2	Australia	5	2
3	Bangladesh	1	1
4	China	1	1
5	France	1	1
6	Germany	1	1
7	India	3	2
8	Indonesia	1	1
9	Japan	3	2
10	Korea RP	1	1
11	Malaysia	1	1
12	Pakistan	1	1
13	Philippines	1	1
14	Sweden	1	1
15	Thailand	2	3
16	UK	1	1
17	USA	1	1
18	Vietnam	2	2
19	OBSERVERS (Egypt, Israel, Thailand, UK)	—	(9)
Total		31	26 (9)

Table 2 Number of Operational Research Reactors in Asia and the Pacific *¹

Country	Reactor Type * ²										Years operated			
	PL	TN	AR	HS	TR	HW	SP	HL	CA	OT	0 y	10 y	20 y	≥
											~ 9 y	~ 19 y	~ 29 y	30 y
Australia														2
Bangladesh														2
China	4	1			1	1	3		1	2	1	5	4	2
India	1					2		1	2	4				1
Indonesia	1				2						1	1	1	2
Japan	4	2	1	1	3	1		6	2	2	1	3	11	3
Korea RP					2						1	1		
Malaysia					1						1			
Pakistan	1						1				1			1
Philippines					1									1
Thailand					1									1
Vietnam	1													1
Total	12	3	2	1	11	5	4	1	7	6	16	9	19	8

*1 Twelve countries excluding 6 countries (refer to the footnote of p.20)

*2 Acronyms of Reactor Type

PL : Pool

HW : Heavy water

TN : Tank

SP : Slowpoke

AR : Argonaut

HL : Homogeneous(1)

HS : Homogeneous(s)

CA : Critical assembly

TR : TRIGA

OT : Others

Table 3 Number of Research Reactors Shutdown in Asia and the Pacific^{*1}

Country	Reactor Name	Reactor Type ^{*2}	Operator /Owner	Date of Initial Critic.	Date Shutdown	Years Operated
Australia	CF	CA	ANSTO	73-03	75-09	2
China	Zero Power Reactor	CA	SW Inst.	66	83	17
India	PURNIMA ZERLINA	CA	BARC BARC	72-05 61-01	83 84	11 23
Japan	AHCF MCF OCF SCF JRR-1 HTR JRR-3	CA CA CA CA HL PL HW	JAERI MAPI Hitachi SAI JAERI Hitachi JAERI	61-06 69-08 62-10 66-08 57-08 61-12 62-09	67-03 73-08 73-06 70-12 68-09 75-02 83-03	6 4 11 4 11 13 20

*1 Twelve countries excluding 6 countries (refer to the footnote of p.20)

*2 Acronyms of Reactor Type

PL : Pool	HW : Heavy water
TN : Tank	SP : Slowpoke
AR : Argonaut	HL : Homogeneous(l)
HS : Homogeneous(s)	CA : Critical assembly
TR : TRIGA	OT : Others



Fig. 1 Research Reactor Owned Countries in Asia and the Pacific, esp. on the Lands of Australia and China Locations of Research Reactor(s) added

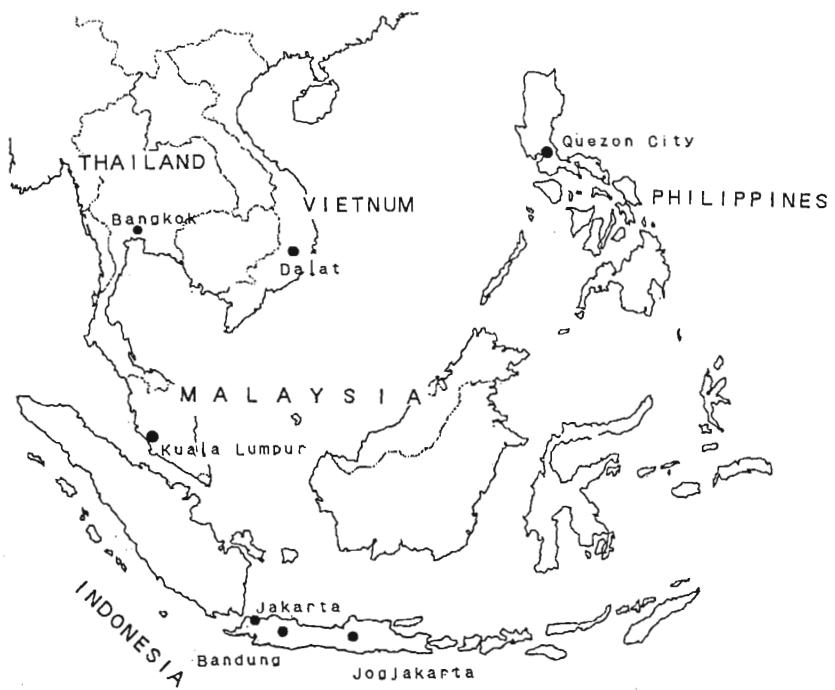


Fig. 2 Locations of Research Reactor(s) in Indonesia, Malaysia, Philippines, Thailand, and Vietnam included in Southeast Asia



Fig. 3 Locations of Research Reactor(s) in Bangladesh, India, and Pakistan included in South Asia

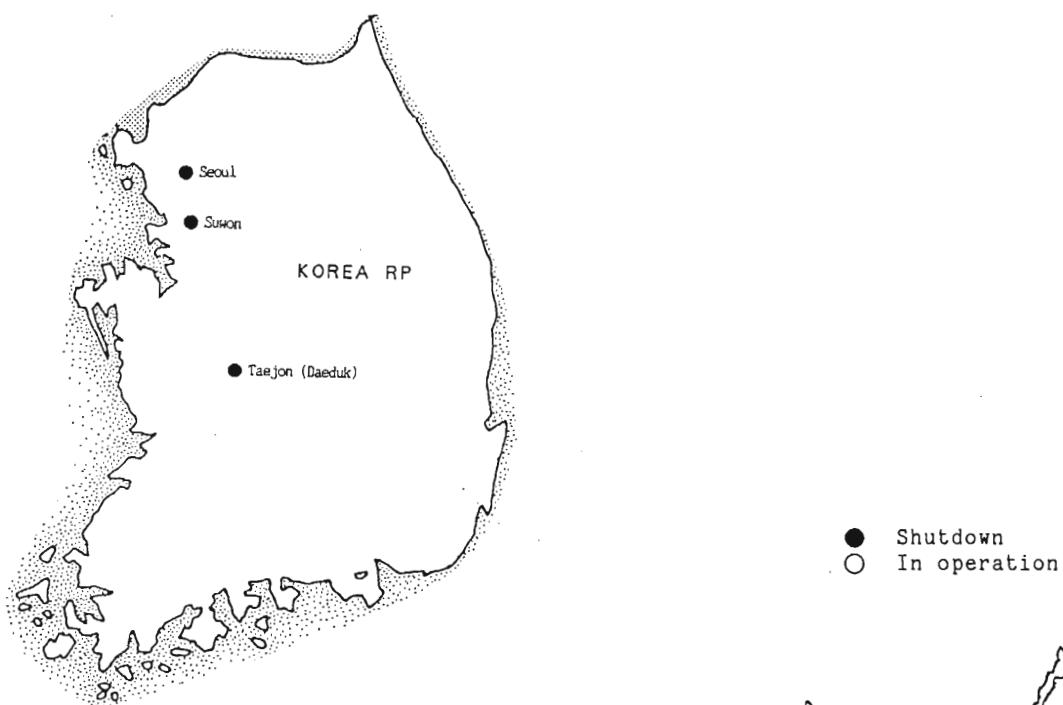


Fig. 4 Locations of Research Reactors in Korea RP

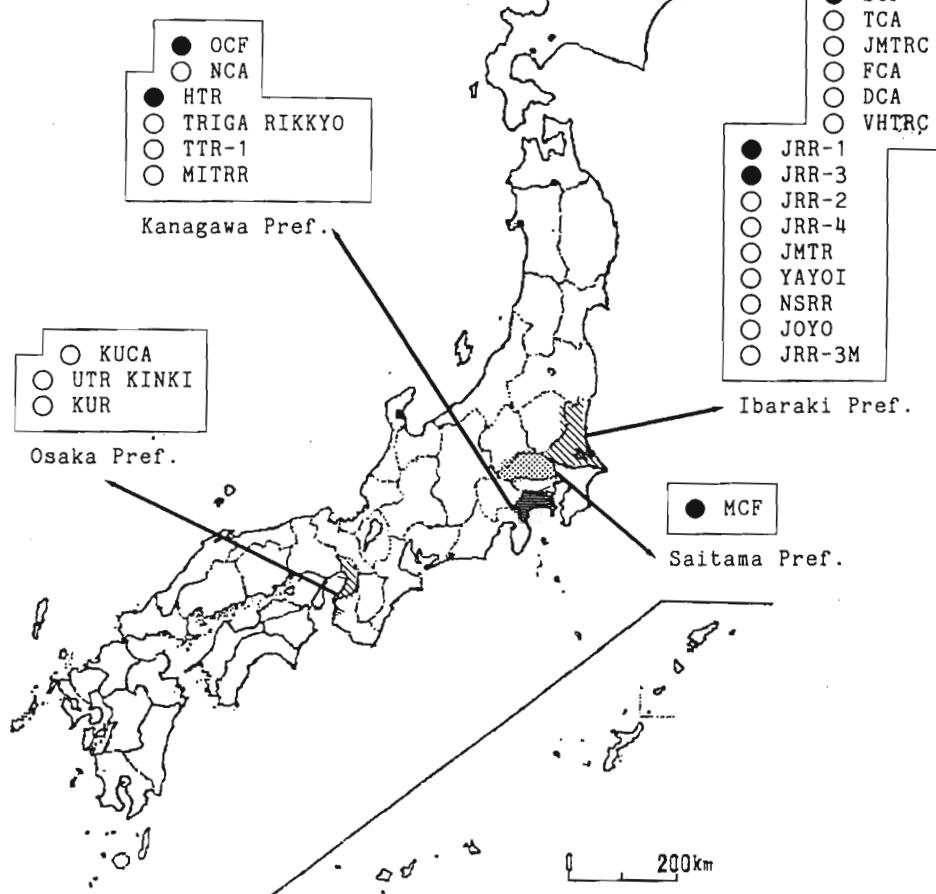


Fig. 5 Research Reactors in Japan

1. オーストラリア

石炭資源に恵まれ人口密度が小さいことから原子力発電所はないが、確認ウラン資源埋蔵量が世界一であることから毎年のウラン生産量、放射性廃棄物のセラミック固化技術「Synroc」法の研究開発が最近の原子力分野で話題に昇っている。

オーストラリアでは、現在までに1基の臨界実験装置が恒久停止しているが、1基のアルゴノート炉（原子炉名 MOATA、炉出力 100 kW）と1基の重水炉（原子炉名 HIFAR、炉出力 10 MW）が共に30年以上にわたりオーストラリア原子力科学技術機構（ANSTO）によって運転されている。MOATAは一日6時間ずつ年間48週運転され、HIFARは24時間連続の年間40週の運転でアイソトープ製造、中性子散乱実験など多分野にわたり活発に利用されている。

HIFARは1958年に初臨界、1960年に定格出力運転を開始し30年以上の運転実績を有している。この間安全性向上のため、1972年と1982年以降に大改造又は検査を伴う評価を次の系統に実施した。

- i 非常用炉心冷却系統 (ECCS)
- ii 原子炉格納容器系統
- iii 電力供給系統 (EPPS)
- iv 原子炉制御・防護系統
- v 地震対策
- vi 原子炉一次冷却回路
- vii その他の施設

上記第vi項に関する興味ある報告として、アルミニウム製重水タンク（RAT）の老齢化を調べるために行った検査、及びクラックの臨界寸法推定のための破壊力学的方法論の適用の結果、RAT表面の現在までの最高照射量 (10^{27} n/m^2 … 熱中性子, 10^{28} n/m^2 … 0.1 MeV 以上の高速中性子) の3~4倍まで大きな問題もなく使えると結論している。一次冷却回路には、ステンレス製とアルミニウム製の機器・配管があるが、リーク・ビフォー・ブレイクの原則をもとに、今後も重水の化学的管理を重視し、定期的な検査を実施して行きたいとのことであった^{1)~5)}。

同型炉としての英国の DIDO 及び PLUTO が、1990年3月に33及び32年の供用期間を終え恒久停止していることを考えると、今後の成り行きが注目されるところである。

2. バングラデシュ

バングラデシュは、1971年パキスタンから独立した南アジアの新興国である。独立後10年間は、親インド、反インド分子間の反目が社会混乱の一つの原因で、動乱の歴史であった。

研究炉は、ダッカの原子力研究所に米国の GA 社からトリガ MK-II 炉を導入し、1986年に同炉は初臨界に達した。その後供用開始までに、二つの機器据え付け上の問題が発生したが、GA 社のコンサルテーションを受けながらバングラデシュ原子力局が自力で問題を解決した。この炉を利用して、アイソトープ製造、研究開発及び教育訓練を実施するため、原子炉の安定運転が現在の政策である。核不拡散条約に加盟しており、米国 NRC と IAEA の規制を基に作成した規則に準拠して運転を行う。将来計画としては、ラビットの追加設置と現在 500 kW の定常運転を 1.5 MW まで昇昇できるようにすべく検討を行っている⁶⁾。

3. 中 国

1985年着工の泰山原子力発電所1号機（PWR, 300 MW）が1991年12月に中国初の送電に成功したのが、最近のニュースである。1984年1月の IAEA 加盟、1985年10月の日-中原子力協力協定の締結及び1988年2月の日-中試験・研究炉シンポジウムの開催と1980年代中葉から日本と中国との交流が開始された。

研究炉の設置が原子力研究の先兵となったのは各国共通であるが、この国ほど過去の時点、時点の國の方策や国情が密接に研究炉に関係しているのは少ないうに思われる。（即ち、第2次世界大戦後の中国共産党による国内統一解放、中ソ蜜月時代、自主独立の鎖国時代、文化大革命、経済の自由化、天安門事件及びその後）。しかし残念ながら、そのような観点からの文献を見いだせていない。

中国の研究炉は現在、1基の臨界実験装置が恒久停止しており、12基の研究炉が運転中である。最も早く運転を開始した原子炉は、中国原子能科学研究院にあるソ連製の重水炉（原子炉名 HWRR、炉出力 10 MW）で、1958年に初臨界に達した。最も高出力の原子炉は、中国核動力研究設計院にあるタンク型炉（原子炉名 HFETR、炉出力 125 MW、熱中性子束 $6.2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、高速中性子束 1.7

$\times 10^{15} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$) で、付設の臨界実験装置と共に 1979 年から運転されている。

セミナーでは、1978 年から 1982 年にかけ実施した HWRR の再建設（改造又はデコミッショニング）についての報告があった⁷⁾。この炉は 1958 年の初臨界後、アイソトープ製造や物理学実験に利用されたが、アルミニウム製原子炉容器が寿命に達したものと判断し、1978 年から 1982 年にかけて旧い原子炉容器と炉内構造物を取り外して地中埋設し、中性子束の増加や照射スペース増を図れるよう改良を加えた新しい原子炉容器と炉内構造物を設置した。また、一次系及び二次系熱交換器を新品と交換もした。改造後、新しい流速条件で炉出力を 15 MW まで上昇させて 2 年間運転したが、燃料破損が発生した。このため種々検討の結果、従来のアルミニウム被覆のウラン金属燃料を、Zry-2 被覆の二酸化ウランサーメット燃料に変更することにし、Zry-2 被覆管の動的腐食や水素吸収試験、及び 2 体の燃料要素による炉内照射試験を実施し、満足なことを確認した。1983 年 4 月以降、全要素を新しいものに変えて高出力で運転して来たが、一体の燃料破損も生じていない。現在この原子炉は、HWRR-II と呼ばれ、炉出力は 15 MW である。

4. インド

アジアで最も早くから原子力開発の重要性に気づき、現在のバーバ原子力研究センター（BARC）設立の立役者となったのは故・バーバ博士である。ウランやトリウムを産出する広大な国土を持ち、トリウム-233 サイクルの FBR を最終目標に独自の原子力開発政策を推進してきている。しかし、イギリスからの独立以降未だに南アジアの緊張関係が続いており、国内は旧藩及び多宗教・多分派に基づく言語問題を抱え小学校の就学児童が英語で教育を受けている。

インドの研究炉は、現在、1 基の臨界実験装置が恒久停止・デコミッショニングが終了しており、6 基の研究炉が運転中である。この運転中のうちに、アジア初の原子炉 APSARA（プール型、炉出力 1 MW）があり、1956 年 8 月初臨界で現在 35.8 歳になるが、プールのライニング補修をこれまで行った以外は何の問題もない。あと 17 年間は運転を継続する積もりとの由である。重水炉の CIRUS は 31.9 歳であるが、徹底した検査で老化機器・部品の交換を行い残っているのは放射化している原子

炉容器の検討のみ、との報告がセミナーでなされた。DHRUVA は 1985 年初臨界の 100 MW 重水炉であるが、当初の冷却材流による振動問題への対策を 2 年弱で済ませ、以後 5 年間の高出力運転をノートラブルで乗り切り、燃料長 3 m を生かした照射試験などへの活用を図る。他に 1 基の臨界実験装置が BARC にはあるが、既に改造と称する 1 回のデコミッショニングを済ませ、現在は硝酸ウラニル水均質系の実験も終了し、2 度目のデコミッショニング準備中である⁸⁾⁻¹⁰⁾。残り 2 基の研究炉は、マドラス近傍の IG 原子炉研究センターにあり、FBR 開発用の原子炉である。

発電用原子炉は 8 基が操業中で、内訳は 2 基が BWR、6 基が PHWR であり、政府機関の NPC（インド原子力発電公社）が運営している。BWR には濃縮ウラン燃料を使用するので、外国にその供給を仰がねばならぬのが問題で、NPT への全面加盟をしていない現状を今後どう対処するのかが、いま注目されている。

5. インドネシア

1980 年代中葉からインドネシア原子力庁（BATAN）との関係が日本原子力研究所との間に始まり、研究炉分野では 1988 年に協力取決めを締結し、ジャカルタ市郊外スルボンに建設中であった同国第 3 番目の原子炉（原子炉名 GA SIWABESSY MPR、炉型プール型、炉出力 30 MW）の出力上昇試験、利用設備中性子散乱実験装置の設置等の技術協力を実行して来ている。

インドネシアでは、米国の援助を受けて第 1 番目の研究炉（原子炉名 TRIGA II、BANDUNG、炉出力 250 kW、臨界 1964 年）をバンドンに作った。この炉は、アイソトープ製造、研究及び教育訓練に活用されたがアイソトープの需要増と研究上から中性子束を上昇させよと言う要望に答えて、1971 年にこの原子炉を性能向上させることになった。セミナーでは、この性能向上のために行った改造工事についての報告があった¹¹⁾。改造計画は GA 系列会社が作成し、炉出力を 1 MW にするため次のような機器の交換又は新設を要するものであった。

- i 燃料の被覆をアルミニウムからステンレス鋼に変える。
- ii 炉心のグリッド板を変え、大口径試料の照射ができるようにする。
- iii 制御棒を 3 本から 4 本に増やす。

- iv 反射材を新しいものにする。
- v 新しい冷却塔をつくり、冷却材の流量増にあつた冷却系にする。
- vi 原子炉制御系を新しくする。

工事は、GA 系列会社が作成した手順書に基づき同年9月から11月までにわたり実施したが、原子炉タンク内の部分で 3000 mRem/h ある箇所のベローの交換工事を人がアクセスして実施する方法で行つたため、5000 mRem 以上の放射線被曝者が 8 名出たが、以後現在までに健康障害は発生していない。工事終了後、臨界、高出力運転の結果は満足すべきもので、⁹⁹Mo の製造が実施できるようになった。以降の運転は週 5 日の 24 時間連続運転で年間 2000 MWh 利用している。老齢化に対しては、細かい点検プログラムを作成し、半年毎に検査しているが今後 25 年はこの炉の運転を継続したい。

インドネシアには、現在、原子力発電所はないが、2015 年までに 700 万 kW 程度原子力発電に頼らざるを得ないとして、発電計画の準備が進められている。

6. 韓 国

韓国には、現在、2 基の研究炉が韓国原子力研究所のソウル支所にあり、1 基の研究炉が慶熙大学にある。これらはトリガ炉及び固体均質炉で炉出力 2 MW 以下のものである。これらの原子炉を使って、アイソトープ製造、炉物理実験や教育訓練に活用してきている。

韓国原子力研究所では、大田の大徳工業団地に炉出力 30 MW の多目的研究炉 KMRR を建設中で、同国の原子力安全研究に役立てることのできるループ照射試験装置を備えようと計画している。既に、KMRR 敷地に隣接してホットラボラトリーを完成させており、KMRR の照射済試料のみならず、発電炉の使用済み燃料集合体も受け入れて照射後試験できるように作られている。

同国には、現在、11 基の発電用原子炉 (PWR 10 基、CANDU 1 基) が稼働しており、合計 961.5 万 kW の電気出力である。セミナーでは、1990 年 1 月から新しくスタートした韓国原子力安全技術院 (KINS) から、韓国における原子力プラントの老齢化管理のための活動の報告があった¹²⁾。古里 1 号発電用原子炉を 1992 年 1 月から 12 月までの予定で老齢化の観点から検査していること、最近の寿命延長論議は設計時点の例えば 25 % 設計裕度を 10 %

に縮めることだけだ、と論じた。

7. マレーシア

マレーシアの原子力開発への着手は、1972 年クアランプール郊外に原子力研究センター (PUSPATI) が設立されたことに始まり、研究炉 (原子炉名 RTP、炉型トリガ MK-II、炉出力 1 MW) は 1982 年 6 月に初臨界に達した。セミナーでは、この研究炉のこれまで 9 年間の運転 (1991 年 12 月末までに運転時間 12327 h、積算出力 8007 MW・h) に伴う改造及び将来の改造計画についての報告があった¹³⁾。同炉の利用は、主に中性子放射化分析及びラジオアイソトープの製造であった。利用開始後、インコア照射管、気送照射設備、中性子ラジオグラフィー装置、中性子小角散乱装置等の追加や照射試料取り出し時の安全性改善のための装置追加を行つた。これにより例えば、モナサイト、ジルコン及び錫鉱石中のウラン・トリウムの遅発中性子分析ができるようになった。

計測・制御関係の改造は、米国 G.A. 社設計の原子炉自動制御系のバックアップとして新たにデジタル自動制御系を製作した。また、計算機データ集録システムを開発して取りつけたが、将来原子炉の運転、監視、診断及び制御を計算機で一括処理できるシステムを開発したい。原子炉制御盤の中のプリント回路板のような計装品の大分部について、故障時にスペア部品が入手しにくかったり、時代遅れなものもあるので、現地で調達しやすい部品を使った回路を再設計するプログラムを開始している。非常用電源系にも部品の劣化や時代遅れのものがあり、しばしば誤動作が生じたので、新たに非常用電源系を製作した。その後給電系統の機器については、定期点検を毎月、半年毎、及び毎年実施している。電気・電子機器のチェックも、各原子炉起動前に行っている。

一次冷却系の改造は、一次系回路に 2 台のポンプを追加した。一次精製系に同様 2 台のポンプを追加し、塩化ビニール配管をステンレス鋼配管に変更した。原子炉タンク洗浄用として、ポンプとバスケットフィルターを新たに用意して、タンク内観察前に使用している。

将来の改造計画として、原子炉建屋内への圧縮空気供給システムの設置、建屋内の換気系及び冷却塔の更新がある。このうち冷却塔については、これまでの約 10 年間の使用に伴い老朽化の徵候が見つかっ

ていること、及びG.A.社はこの塔を原子炉一次系回路より低い高さ位置に設置し、原子炉からずっと離れた所に据えつけている。また、将来は原子炉出力を2MWにグレードアップさせたい。

この報告は、欧米先進国が開発途上国へプラントを提供するに際しての教訓を示しており、非常に考えさせられるものであった。

マレーシアは、天然ガスや水力など天然資源に恵まれているが、2000年以降を考えると天然資源のみではエネルギー確保ができなくなる、と予測しており、原子力発電導入のための検討を行っている。

8. パキスタン

パキスタンは、1947年にインドと分かれ、1956年に共和国になった大部分が回教徒の国であり、インドとの関係が南アジアの緊張状態に常に影響してきており、核不拡散条約に加盟していない。

現在、研究炉が2基あり、1965年に初臨界に達したPARR-1(炉型プール炉、炉出力5MW)及び1989年に初臨界に達したPARR-2(炉型MNSR、炉出力27kW)である。

セミナーでは、PARR-1の改造について報告された¹⁴⁾。同炉は米国のAMF社から購入したが、計装トラブルのため原子炉運転に大いに影響を受けた。悪いことにAMF社は同炉の完成後2~3年で原子力業務をしなくなった。完成図書の記載も不備だらけであり、トラブル修理に手を焼いた。計装設計も不具合点があったので、炉スクラムにつながるトラブルが多発した。1976年の最後の燃料購入以降、核不拡散条約のために米国から購入できなくなった。このため、炉心周りにグラファイト反射材を加えたり、燃料の利用できる期間を長引かせるため、炉の利用を削減した。この燃料の問題の他に、計装の不具合、プールからの漏水、格納容器の劣化、換気系の不調などが重なり、原子炉運転には大変な苦労をした。まず計装を自分達で設計検討し最新のものに変え、1986年2月に原子炉を再スタートさせた結果、1987~1990年のスクラム率は1974年以来の最低値になった。次にECCSのような工学的安全系も加え、プールもステンレス鋼でライニングし、除熱能力も2倍にし、換気系も更新したうえで、低濃縮ウラン(LEU)炉心にして1991年10月に臨界になった。なお、IAEAから1991年に発行され、最近利用できるようになった研究炉の安全規格に照らしてみたが、ここで実施した更新はこの規格を満

足していることを確認した。

この報告も、先進国原子炉提供者の設計、完成図書、アフターサービスの問題や国情と研究炉運転の関係など、大変考えさせられるものであった。

パキスタンの原子力発電は、137MWのPHWR 1基が1971年以来運転されているが、カナダの原子力協定改定の申し入れをパキスタンが拒否したため、カナダから燃料とスペアパーツの供給を受けられなくなり、また核不拡散条約にも加盟していないため先進国からの協力も得られず、発電炉の稼働率も低い。

9. フィリピン

フィリピンにある研究炉は、フィリピン原子力研究所にある1基のみであり、その原子炉名はPRR-1と呼ばれる。セミナーでは、このPRR-1でのプール水漏洩について報告があった¹⁵⁾。PRR-1は、米国のGE社設計の炉出力1MWのプール型炉として1963年に初臨界に達し、20年間にわたりラジオアイソトープ製造や放射化分析等に利用された。この原子炉をトリガ型に変え、炉出力を3MWに上昇させるため、1984年から1988年に改造(燃料を米国のGA社から供給されるLEUのトリガ型とし、計装システムと冷却系を性能向上させる)を行った。この改造の終了間際に、新炉心での臨界到達後の1988年4月18日、プール水漏洩が発生した。

漏洩量は初期60ℓ/hで、それまでプール水質管理が満足に行われていたこと、臨界試験のための原子炉運転時間も少なかったことから、漏洩水の放射能は殆ど問題になるレベルではなかった。プールは3領域に分かれており、自由表面16.1m²、平均深さ約8.9mであり、保有水量は143m³である。このプールは1963年に漏洩したことがあり、プールから水を抜き、アルミニウム製ライニングの溶接し直しをやったが、サーマルコラムとプールライニング溶接部に再溶接が出来ない箇所があり、エポキシ樹脂を充填してプール漏洩を止めたことがあった。しかし、今度の場合はプール内に使用済み燃料とコバルト-60が貯蔵してあることから、放射線遮蔽の対策を講じない限り、プールからの水抜きはできない。そのため、使用済み燃料ラックを入れるホールディング・タンクの製作、プールからの水抜き、ライニング表面のフェノール樹脂コーティング剥がし、アルミニウム・ライニングの検査及び不具合箇

所の補修と言う手順で実施しているが、1992年5月現在未だ補修作業が進行中である。

フィリッピンの原子力発電については、同国初の発電用原子炉 PNPP-1（炉出力 620 MW, 炉型 PWR）を米国の WH 社と契約し、1976年からルソン島バターン半島での建設に着手したが、工事の一時中断、再開の後、マルコス政権下の 1985 年にほぼ完成した。しかし、アキノ政権は同炉に安全性と経済性の問題があるとして、運転認可を与えないと言う決定を下していた。1992年6月発足のラモス政権は、同炉について外国人専門家調査団が「質的向上を図れば、安全操業は可能である。」との調査結果を出したことを明らかにしており、今後の進展が注目される。

10. タイ

タイには現在 1 基の研究炉がバンコクのタイ原子力庁 (OAE) にあり、設置後現在までの改造経験及び研究所の敷地移転に伴うデコミッショニング計画がセミナーで報告された^{16),17)}。

この研究炉 (TRR-1) は、HEU U₃O₈-A1 燃料を使用した、炉型はプール型、炉出力 1 MW であり、米国の Curtiss Wright corporation によって建設されたもので、1962 年 10 月に初臨界に到達した。以来、アイソトープ製造や研究に利用されたが 1975 年 6 月に停止し、最初の改造を行った。この改造では、燃料を米国 GA 社の LEU のトリガ MK-3 に変更するために、炉心を更新したのみで、プール冷却系、照射設備はそのまま変更しなかった。1977 年 11 月に臨界とし、原子炉名を "TRR-1/M1" に変えた。現在までに初臨界以降 30 年経つので、8 ~ 9 年前から冷却系、照射施設及び計装系を徐々に更新してきた。このうち冷却系については、アイソトープ製造面からの要求に応えて炉出力をグレードアップするための改造で、一次系及び二次系のポンプ交換、熱交換器の追加などを行った後、炉出力を 1.5 ~ 2 MW に上昇した運転をできるようにした。1991 年 1 月に第 2 回目の改造のために停止した。劣化してきたプールコンクリート壁のエポキシ樹脂塗装を剥がして再塗装すること、及びビームチューブやボイドタンクの更新であり、1992 年 10 月までには終了させる予定で、以降新サイトの新研究炉の稼働開始時期 (2000 年頃) までこの研究炉を活用して行く積もりである。

TRR-1/M1 原子炉サイトは、バンコク国際

空港に 8 km しか離れていない。10 年前からタイがアジア・太平洋地域の国際航空連絡センターになって来ており、航空機がバンコク空港の上空で混雑してきた。このため、原子炉サイト近くでの航空機事故の可能性が高まって来ている。また、現在の原子炉サイト敷地は限られているため、今後の研究活動の発展に対処できるように拡張できない。1989 年 12 月の閣議決定で、安全な別の場所へ移ることを早急に検討せよ、となった。これに応えて、OAE では、新原子力研究センターのための作業計画を作成し、新しいサイトはバンコクの北東 80 km の地にすることにした。並行して OAE 内に TRR-1/M1 デコミッショニング・プロジェクトを設けた。そこでのデコミッショニング計画は、基本的に次のような考え方とすることになった。

「TRR-1/M1 はステージ 3 までデコミッショニングする。」

ただし、原子炉建屋は解体せずに残し、原子力科学技術博物館にし、青少年を含む一般に公開する。」

デコミッショニング廃棄物の処分法、タイムスケジュール、デコミッショニング人材の養成など概念計画の作成が終わったところであるが、1997 年に原子炉を恒久停止し、デコミッショニングの現場作業を始め、2000 年に作業終了する予定になっている。

タイの原子力発電については、建設中、運転中の発電用原子炉はない。しかし、フィージビリティ・スタディを実施中の模様である。

11. ベトナム

ベトナムには、1 基の研究炉が Dalat の原子力研究所にある。この炉の原子炉名は Dalat NRR であり、この国の 1960 年代以降の歴史に大いに影響された。セミナーでは、同炉の現状と制御系の更新計画についての報告があった^{18),19)}。

Dalat NRR は、30 年前に米国 GA 社から提供を受け、据え付けられたもので、トリガ MK-2 原子炉 (炉出力 250 kW) として 1963 年 1 月に初臨界に達した。1968 年から運転が停止となり、1975 年 3 月には全燃料がタンクから取り出して運び出され、完全に使用不能となった。1982 年 3 月に旧ソ連設計の原子炉 (炉出力 500 kW) にする為の再建設作業を開始し、1983 年 11 月に新炉は初臨界に達し、1984 年 3 月に運転を開始した。その後現在

(1992年)まで公称出力で11,000 h運転を行った。アイソトープ製造、中性子放射化分析、中性子ビーム実験、シリコン・ドーピング、及び炉物理実験に利用されている。

再建設にあたり、旧ソ連の設計者は次の系統には新たに設計したものを使ったが、その他は前のトリガ原子炉の部品を再利用した。

炉心(Be反射材追加)、計測・制御系、冷却系(一次、二次、その他の水系)、換気系、タンク上部取付け補助遮蔽板、遮蔽コンクリートの厚み増強

燃料は、36%濃縮ウランのVVR-M2型を89要素使用したが、旧ソ連の科学者の説明によれば、この燃料は「燃焼度が20%まで健全である」とのことであった。これまで8年間の運転による燃焼度は、炉心平均で約11%，ピーク位置で30%であり、冷却水を分析しながら厳重注意で運転している。

アルミニウム製の炉タンクは、前のトリガ炉のを再利用しているが、30年経っているので、腐食孔の貫通による冷却水の漏洩に注意している。IAEAの技術援助により、1989年にハンガリイの専門家が水中望遠鏡で炉タンク等を検査し、厳しい注意をレポートに述べた。計測・制御系は、旧ソ連の設計で新たにしたものであったが交換用の予備品が入手困難なこと、及び設計が時代遅れのため、度々炉スクラムの原因になった。このためプロセス計装、核計装、及び制御ロジック別にスクラムの統計を整理して分析した。

このデータを基に計測・制御系更新計画を作成し、IAEAの技術協力を1989年から得ながら、1991年～1993年の3か年計画で更新を実施している。この計画の目的は、更新の実施後15年間の安全で信頼性ある運転の実施、及び予備品が購入できないと言う問題の解消である。

12. 日本

セミナーには、日本原子力研究所からJRR-3の改造及びJPDRのデコミッショニングに関連したわが国の規制についての報告があった^{20),21)}。また、RANDECからわが国の恒久停止研究炉(AHCF, MCF, OCF, SCF, JRR-1, HTR及びJRR-3)のデコミッショニング経験について報告した²²⁾。また、運転中の研究炉19基のうち四分の三が20歳以上であり、今こそデコミッショニング対応を検討すべき時期である、と強調した。

日本には稼働中の発電用原子炉が41基(GCR1基、PWR19基、BWR21基)あるが、20歳を越えているのは4基に過ぎない。概ね2000年以降にデコミッショニング作業が実施されるものとして、デコミッショニング政策、コスト評価及びR&Dが1982年から行われている。

アジア・太平洋地域の研究炉は、運転面及びデコミッショニング対応面でも国毎に大いに異なっている。しかし、IAEAで今後採り上げるテーマとして、この地域に多く存在する原子炉についてのデコミッショニング方法、コスト評価等を実施しておくのが良い、との提案があった。この提案は1991年7月に開催されたIAEA技術委員会で日本から提案されていることから、再度IAEA内部で検討したい、とセミナー事務局からの答弁があった。



Photo. The Participants, going to visit TRR-1/M1

参考文献

- IAEA the Seminar for Asia and the Pacific on Ageing, Decommissioning and/or Major Refurbishment of Research Reactors, Bangkok, Thailand, 18–22 May 1992.
- 1) N.R.McDonald et al., "Policy and Regulation for Major Refurbishment of Research Reactors : The Safety Case of HIFAR" IAEA-SR-179/23I
 - 2) N.R. McDonald et al., "The Ageing of the HIFAR Aluminium Reactor Tank and Stainless Steel Primary Circuit: A Case Study", IAEA-SR-179/2C
 - 3) C.J.Moss et al., "Generic Guidelines for Research Reactor Component Life Assessment", IAEA-SR-179/3C
 - 4) N.R. McDonald et al., "HIFAR Safety Upgrading and Refurbishment: The Engineering Program", IAEA-SR-179/1C
 - 5) E. Corren et al., "Seismic Issues at ANSTO's Lucas Heights Research Laboratories", IAEA-SR-179/4C
 - 6) K. Ahmed, "Operation and Maintenance Experience at Triga Mk-II Reactor of Bangladesh", IAEA-SR-179/25C
 - 7) Wang Yuling, "Major Technological Improvement of HWRR", IAEA-SR-179/5C
 - 8) R.C. Pant, "Studies Related to Ageing of Structural Components and Process Equipment in CIRUS", IAEA-SR-179/6C
 - 9) M.G. Khadilkar, "Assessment of Refurbishing Requirements for Life Extension of CIRUS", IAEA-SR-179/18I
 - 10) R.C. Pant, "Decommissioning of the Research Reactor Zerlina", IAEA-SR-179/31C
 - 11) Arlina Kusnowo, "The Present Status of Triga Mark II Bandung after Upgrading from 250 kW to 1000kW", IAEA-SR-179/7C
 - 12) Soon Shik Jang, "Recent Research on Ageing Degradation in Korea", IAEA-SR-179/26C
 - 13) A. Bokhari et al., "Upgrading Activities for the Puspati Triga Reactor" IAEA-SR-179/24C
 - 14) Ajaz Karim, "Instrumentation for Upgraded PARR-1", IAEA-SR-179/10C
 - 15) L.S. Leopando, "The Pool Leak in the Philippine Research Reactor", IAEA-SR-179/11C
 - 16) Y. Busamongkol et al., "Modification of TRR-1/M1" IAEA-SR-179/13C
 - 17) R. Kanyukt et al., "Conceptual Decommissioning Plan for TRR/M1", IAEA-SR-179/12C
 - 18) Pham Xuy Hien et al., "Control of the Integrity of the Fuel Elements and the 30 Year Old Reactor Tank at the Dalat Nuclear Research Reactor", IAEA-SR-179/14C
 - 19) Tran Ha Anh et al., "Renovation of Control and Information system of the Dalat Nuclear Research Reactor", IAEA-SR-179/15C
 - 20) M. Isshiki, "Completion of Reconstruction of JRR-3", IAEA-SR-179/8C
 - 21) T. Hoshi, "Policy and Regulation for the Decommissioning Research Reactors in Japan", IAEA-SR-179/19I
 - 22) I. Aoyama, "Experience of Research Reactor Decommissioning in Japan", IAEA-SR-179/9C

原子力施設解体コンクリートの再生骨材への利用研究

神山 行男^{*1}, 後藤 太一^{*1}, 藤野 統子^{*2}
山本 雄一^{*2}

A Study on the Recycling of Waste Concrete on Nuclear Power Plant

By Yukio KAMIYAMA, Taichi GOTOH
Tuneo FUJINO, Yuichi YAMAMOTO

This study was conducted as part of the technical development for the decommissioning of nuclear power facilities with the aim of investigating the possibility for the reuse of recycled concrete aggregate. In the first place, the recycled concrete aggregate was confirmed to be of a sufficient quality to be used in actual structures through the carrying out of both physical property tests for recycled concrete aggregate and property tests for the final mixture of recycled concrete.

At this point, by means of conducting a test for the recycled concrete for the accelerated carbonation and for the freezing and thawing action, it was verified that the recycled concrete possesses a sufficiently high durability and that there is no problem in using it practically.

要 旨

本研究は、原子力関連施設のデコミッショニングに関する技術開発の一環として、解体コンクリートのコンクリート用骨材への再利用の可能性について検討したものである。まず、再生骨材の物性試験ならびに再生コンクリートの性状試験を行って、再生骨材が十分実構造物に適用できる品質レベルにあることを確認した。

次に、再生コンクリートの促進中性化、凍結融解等の試験を行って、再生コンクリートは十分な耐久性能を有し、実用上特に問題がないことを実証した。

キーワード

Recycled Aggregate

Recycled Concrete

Recycling of Waste Concrete

Waste Concrete Disposal

Character of Recycled Concrete

Durability of Recycled Concrete

1. はじめに

商業用原子力発電所の運転期間は約40年といわれておらず、現在我が国で運転中の商業用原子力発電所(41基、出力約3300万kW)も2000年代初頭から、順次廃止措置が開始される予定である。

この商業用原子力発電所の解体に伴い発生するコンクリート廃棄物は110万kW級1基当たり約40～50万トンと試算されており、発生する膨大なコンクリート廃棄物の処理、処分技術の開発が必要となってくる。

当社では、原子力関連施設のデコミッショニングに関する技術開発の一環として、解体コンクリートをコンクリート用骨材として再利用できれば、省資源のみならず環境保全の見地からも極めて有効であると考え、再利用技術の開発を進めてきた。

すなわち、1989年から1990年にかけてはその第1ステップとして、2種類の破碎方法で作製した再生骨材の物性試験及びこれを用いた再生コンクリー

*1 竹中技術研究所 (Takenaka Corporation)

*2 (株)竹中工務店 原子力・エネルギー・エンジニアリング本部 (Takenaka Corporation)

トの性状試験を行い、再生骨材及び再生コンクリートの基礎物性を把握した。

また、1991年から1992年にかけては第2ステップとして、再生コンクリートの中性化促進、凍結融解等の試験を行って、再生コンクリートを実用に供する上で最も問題となる耐久性について評価した。

本報告は、当社が実施した再生コンクリートに関する一連の実験、検討結果をとりまとめたものである。

2. 再生骨材及び再生コンクリートの基礎物性試験

2.1 再生骨材の作製

本実験では、セメントは普通ポルトランドセメント、細粗骨材は陸砂利と山砂、混和剤はAE減水剤とし、コンクリートの品質条件は既設原子力発電所の工事例を参考にして、水セメント比50%，スランプ12cm、空気量4%とした。コンクリートの練りまぜは、コンクリートプラント（可傾式ミキサ容量2m³）を用いて1バッチの量を1.5m³として連続的に行い、ベニヤ板で組立てた15×15×30cm直方体型枠900個（約6m³）に詰め、入念に締固めて成形した。

成形した試験体は、ビニールシートで覆い材令28日まで湿潤養生した後脱型し、材令31日で次に述べる破碎工程で破碎した。

コンクリートの破碎は、まず、ジョークラッシャーを用いて一次破碎した後、二次破碎は圧縮力で破碎する機構の一般的なコーンクラッシャーとPhoto. 1に示す遠心力と摩擦力で破碎する機構のスーパースパイダークラッシャー（以後SSクラッシャーと記す）を用いて、それぞれ半量ずつ破碎し、さらにそれを5mmふるいでふるって再生細粗骨材を作製した。（Photo. 2）

なお、試し練りにより所要の品質条件を満足したコンクリートの配合、フレッシュ及び硬化コンクリートの試験結果をTable 1に示す。

Table 1 Mix proportions and testing effects of original concrete

水セメント比 (%)	細骨材率 (%)	単位量 (kg/m ³)					スランプ (cm)	空気量 (%)	圧縮強度 (MPa)	
		水	セメント	細骨材	粗骨材	混和剤			標準養生 28日	現場養生 破碎時31日
50	43	156	312	790	1040	0.78	13.5	3.6	32.5 33.1 30.4	28.3 32.0 30.7

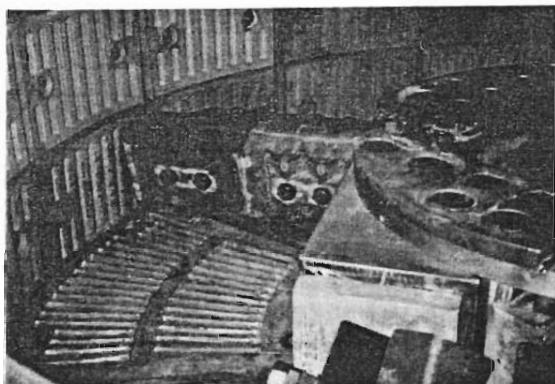


Photo. 1 Super Spider Cursher



Photo. 2 Recycled aggregate

2.2 試験方法

再生細粗骨材の発生割合は、それぞれ作製した再生細粗骨材から1種類当たり2試料計8試料を採取してふるい分け試験を行い、破碎機への投入量とふるい分け試験結果から、発生割合を算出した。

再生骨材の物性試験は、コーンクラッシャー及びSSクラッシャーで二次破碎して作製した2種類の再生細粗骨材と比較のための天然細粗骨材1種類を加えた3種類の細粗骨材について実施した。試験項目及び方法をTable 2に示す。

Table 2 Mechanical testing items and methods of aggregate

試験項目	試験方法
ふるい分け試験	JIS A 1102
比重及び吸水率試験	JIS A 1109 及び 1110
単位容積質量及び実積率試験	JIS A 1104

再生コンクリートの物性試験の内、基礎物性を把握する試験は、細粗骨材を2種類の再生細粗骨材と比較のための天然細粗骨材1種類の計3種類とし、水セメント比を40, 50及び60%の3水準として、これを組合せた9種類のコンクリートについて実施した。

また、粗骨材の置換率の影響に関する試験は、粗骨材のみを0, 20, 30, 50及び100%の割合で天然粗骨材を再生粗骨材と置換し、水セメント比は50%のみの1水準として、同じく9種類のコンクリートについて実施した。

なお、いずれの実験においてもコンクリートの品質条件はスランプ12cm、空気量4%と一定とした。試験項目及び方法をTable 3に示す。

Table 3 Testing items and methods of recycled concrete

種別	試験項目	試験方法
フレンクリーシュート	スランプ	JIS A 1101
	空気量	JIS A 1128
	単位容積質量	JIS A 1116
	コンクリート温度	棒状温度計
硬化コンクリート	圧縮強度	JIS A 1100
	ヤング係数	差動トランス法
	引張強度	JIS A 1113

2.3 試験結果及び考察

(1) 発生割合

ジョークラッシャーで一次破碎、2種類の破碎機で二次破碎を行った時の破碎片の発生割合はTable 4に示すようであって、コーンクラッシャーで二次破碎した場合に比べてSSクラッシャーで二次破碎した場合の方が破碎片の発生割合は若干全体的に細かい方に移行するがその割合は小さく、破碎機による差異は認められなかった。この発生割合から20mm以上の破碎片の再破碎時の発生割合が今回と同じであると仮定して算出した再生細粗骨材の製品割合は同じくTable 4に示すようであった。

さらに、既設原子力発電所建設時のコンクリー

Table 4 Crushing rate of recycled aggregate

破碎機種別	発生割合 (%)			製品割合 (%)	
	20mm以上	20~5mm	5~0mm	粗骨材(20~5mm)	細骨材(5~0mm)
コーンクラッシャ	3.6	66.2	30.2	68.7	31.3
S.Sクラッシャ	2.8	64.7	32.5	66.6	33.4

トの品質条件、本実験における再生骨材の物性試験結果を考慮して、破碎時の細粗骨材の発生比率を算出すると約48.3%対51.7%となつた。

出力110万kW級商業用原子力発電所1基の解体廃棄物発生推定量はFig. 1¹⁾に示すようであり、このコンクリート廃棄物を今回の破碎工程で破碎し、発生割合が上述のようであるとすれば再生細骨材約243,000トン、再生粗骨材約260,000トンが製造できることになる。

既設の出力110万kW級商業用原子力発電所

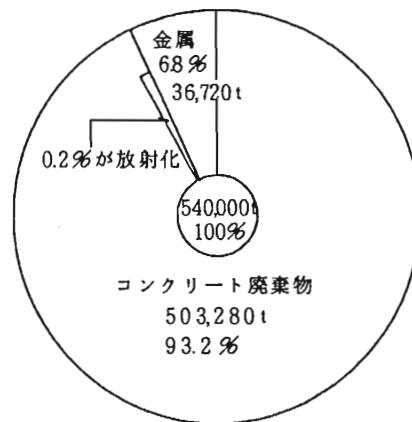


Fig. 1 Wastes volume of decommissioning of the nuclear power plants

を解体し、発生したコンクリート廃棄物から製造した再生細粗骨材をそのまま新設時に使用できると仮定し、新設時のコンクリート材料の必要量をFig. 2²⁾ のようであるとして計算すると、細骨材は約 80,000 トン、粗骨材は 21,000 トンそれぞれ余り、新設時に必要な細粗骨材を十分賄えることになる。

(2) 再生骨材の物性

作製した 2 種類の再生細粗骨材及び比較のため天然細粗骨材の物性試験結果を Table 5 に示す。Table 5において、いずれの再生細粗骨材も天然細粗骨材に比較して、セメント分が付着しているため比重は若干小さく、吸水率は細骨材で約 7 倍、粗骨材で約 2.5 倍と大幅に増加し、品質の低下が認められ、この低下の程度は粗骨材よりも細骨材において著しかった。しかし、この再生細粗骨材の物性値は Table 5 に示すように一部を除いて JIS の碎石、碎砂の品質基準^{3), 4)} は満足しなかったが建設省総合技術開発プロジェクトの再生骨材の品質基準(案)⁵⁾ は十分満足していた。

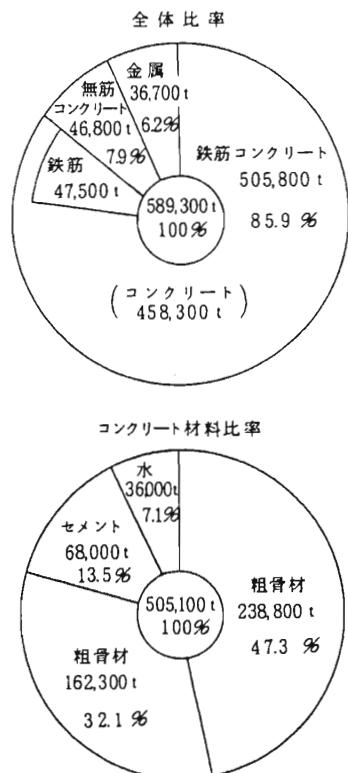


Fig. 2 Necessary volume of materials for the nuclear power plants

Table 5 Mechanical properties of recycled aggregate

破碎方法	骨材種別	比 重		吸水率 (%)	単位容積質量 (kg/m ³)	実績率 (%)	粗粒率 F.M
		絶乾比重	表乾比重				
天然骨材	粗骨材	2.53	2.59	2.20	1695	66.9	6.96
	細骨材	2.57	2.61	1.52	1712	66.6	2.16
コーンクラッシャー	粗骨材	2.14	2.26	5.85	1420	66.5	6.26
	細骨材	2.03	2.26	11.40	1440	71.0	3.58
SS クラッシャー	粗骨材	2.40	2.51	4.70	1430	59.6	7.01
	細骨材	2.09	2.30	10.30	1478	70.9	3.51
JIS 品質基準	粗骨材	—	2.5	3.0 以下	—	—	—
	細骨材	—	2.5	3.0 以下	—	—	—
総プロ 品質基準	粗骨材	2.2	—	7.0 以下	—	53.0 以上	—
	細骨材	1.9	—	13.0 以下	—	—	—

(3) 再生コンクリートの物性

所要の品質条件を満足したコンクリートの配合は Table 6 に示すようであって、骨材の粒形、粒度が悪いため、いずれの再生骨材を用いたコンクリートも同一スランプを得るに必要な

単位水量は、天然骨材を用いたコンクリートに比べ 30 ~ 35 kg/m³ 増加した。

再生骨材を用いたコンクリートの圧縮強度は、いずれの水セメント比においても Fig. 3 に一例を示すように材令 28 日で頭打ち現象が認め

Table 6 Mix proportions of recycled concrete and control concrete

骨材種類		水セメント比 (%)	細骨材率	単位量 (kg/m ³)				
粗骨材	細骨材			水	セメント	細骨材	粗骨材	混和剤
陸砂利	山砂	40	32.6	188	470	526	1088	1.175
		50	42.0	183	366	719	993	0.915
		60	44.0	183	305	775	987	0.773
コーンクラッシャー	コーンクラッシャー	40	49.9	215	538	848	688	1.345
		50	51.9	215	430	714	700	1.075
		60	53.9	215	358	769	814	0.895
SSクラッシャー	SSクラッシャー	40	49.5	216	540	652	726	1.013
		50	51.5	213	426	725	745	1.065
		60	53.5	213	355	781	741	0.888

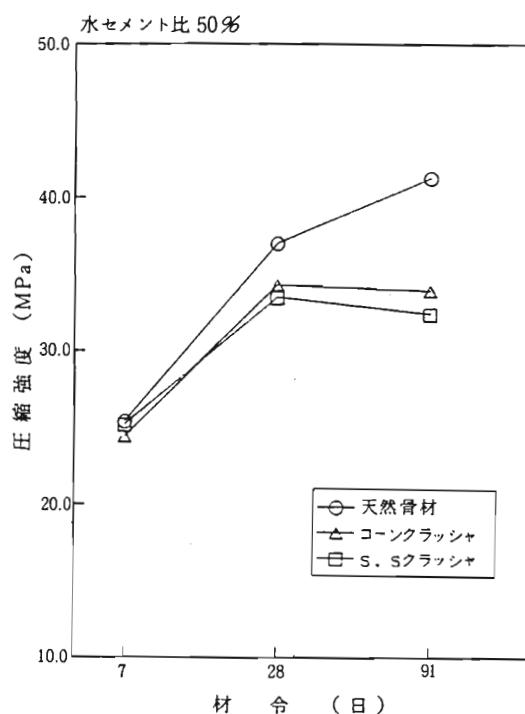


Fig. 3 Relationships between compressive strength and ages

られ、それ以降の材令では強度の伸びは認められなかった。水セメント比と圧縮強度の関係は、いずれの再生細粗骨材を用いたコンクリートも天然骨材を用いたコンクリートに比べ、水セメント比の増加に伴う強度低下割合は大となり、この強度低下割合は材令の経過と共に拡大する傾向が認められた。(Fig. 4)

再生骨材を用いたコンクリートのヤング係数

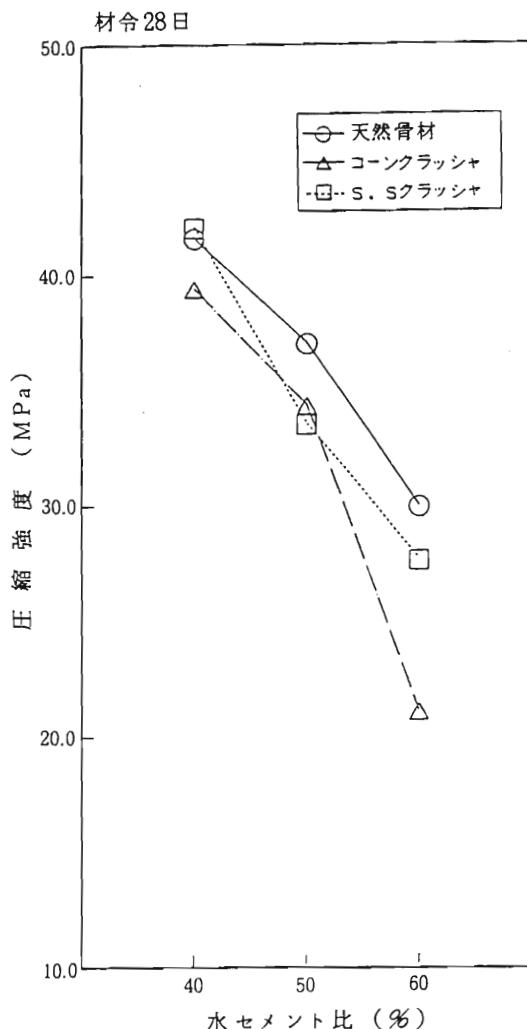


Fig. 4 Relationships between compressive strength and water cement ratio

は、セメント分の付着により骨材自身のヤング係数が小さいため、Fig. 5 に一例を示すように天然骨材を用いたコンクリートのヤング係数に比べていずれも著しく小さな値を示した。また、引張強度の試験結果は Fig. 6 に示すように SS クラッシャーで破碎した再生骨材を用いたコンクリートは、天然骨材を用いたコンクリートとほぼ同等であったのに対して、コーンクラッシャーで破碎した再生骨材を用いたコンクリートは、圧縮強度が小さい領域では大幅な低下を示した。

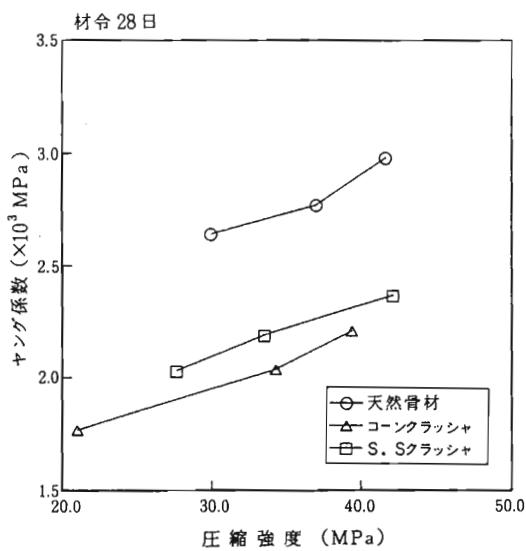


Fig. 5 Relationships between modulus of elasticity and compressive strength

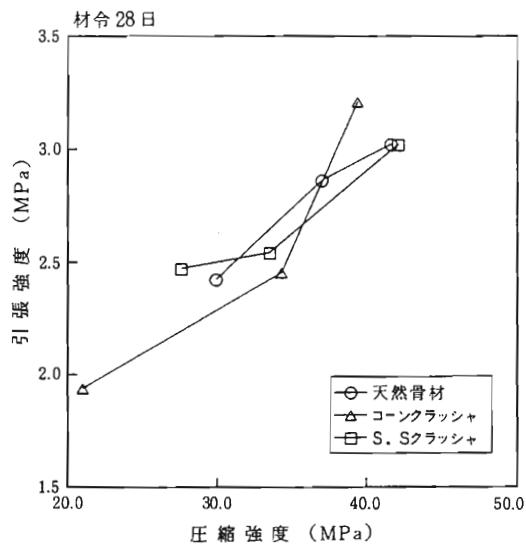


Fig. 6 Relationships between tensile strength and compressive strength

(4) 粗骨材の置換率の影響

天然粗骨材を再生粗骨材で置換していくと、いずれの再生粗骨材を用いたコンクリートも、Fig. 7 に示すように置換率が増す程、同一スランプを得るに必要な単位水量は増加し、その増加の程度はいずれの再生骨材で置換えた場合も置換率 30 % 以上において著しかった。また、再生粗骨材の種類の影響はコーンクラッシャーで破碎した再生骨材を用いた場合に比べて SS クラッシャーで破碎した再生粗骨材を用いた場合の方が、いずれの置換率においても単位水量は若干小となった。圧縮強度試験の結果は、Fig. 8 に一例を示すように、SS クラッシャーで破碎した再生粗骨材で置換えた場合に

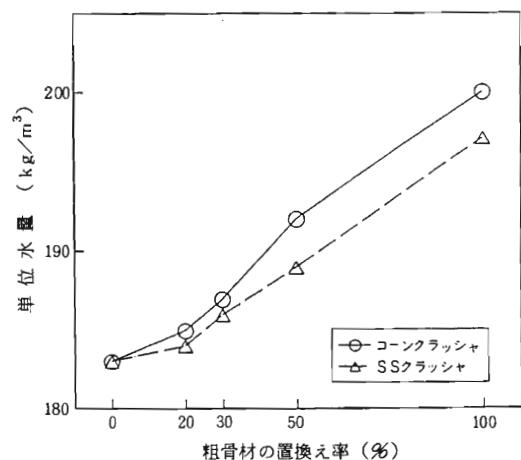


Fig. 7 Relationships between water content per unit volume of concrete and replacement rate of coarse aggregate

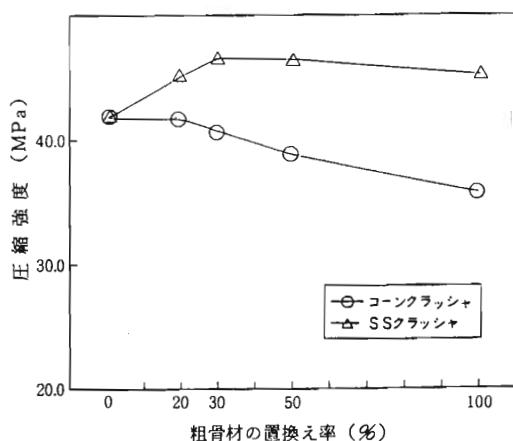


Fig. 8 Relationships between compressive strength and replacement rate of coarse aggregate

は置換率が増しても圧縮強度は同等か若干大きくなる傾向を示したが、コーンクラッシャーで破碎した再生粗骨材で置換えた場合には、逆に置換率が増す程圧縮強度は低下した。

3. 再生コンクリートの耐久性試験

3.1 再生骨材の作製

本実験の使用材料、コンクリートの品質条件、コンクリートの製造及び試験体の成形方法は2の実験と同様とした。しかし破碎工程は2の実験で結果が良好であった一次破碎ジョークラッシャー、二次破碎SSクラッシャーの組合せ1種類のみとして再生細粗骨材を作製した。作製した再生細粗骨材及び比較のための天然細粗骨材の物性試験結果をTable 7に示す。

3.2 試験方法

細粗骨材を天然骨材及び再生骨材の2種類とし、水セメント比を40, 50及び60%の3水準とし、コンクリートの種類はこれらの要因及び水準を組合せた6種類とした。コンクリートの品質条件はいずれもスランプ12cm, 空気量4%と一定とした。試験項目及び方法をTable 8に示す。

Table 8 Testing items and methods of recycled concrete

種別	試験項目	試験方法
フレッシュコンクリート	スランプ	JIS A 1101
	空気量	JIS A 1128
	単位容積重量	JIS A 1116
硬化コンクリート	圧縮強度	JIS A 1108
	ヤング係数	差動トランス法
	乾燥収縮	JIS A 1129
	促進中性化	暴露6ヶ月
	透水	インピット法
	凍結融解	JIS A 6204

3.3 試験結果及び考察

所要の品質条件を満足したコンクリートの配合、フレッシュ及び硬化コンクリートの試験結果をTable 9に示す。再生骨材を用いたコンクリートは骨材の粒形、粒度が悪いため、天然骨材を用いたコンクリートに比べて同一スランプを得るに必要な単位水量は約30kg/m³増加した。圧縮強度はいず

Table 7 Mechanical properties of recycled aggregate and control aggregate

骨材種別		表乾比重	吸水率 (%)	洗い試験損失量 (%)	安定性損失量 (%)	単位容積質量 (kg/m ³)	実積率 (%)	粗粒率 F.M.
天然	細骨材	2.62	0.81	1.5	3.4	1766	67.5	2.71
	粗骨材	2.62	1.80	0.5	15.5	1508	58.6	7.64
再生	細骨材	2.38	6.24	4.2	8.7	1443	64.5	3.08
	粗骨材	2.51	4.20	0.8	16.9	1490	60.5	6.48

Table 9 Testing effects of recycled concrete and control concrete

骨材種別	水セメント比 (%)	細骨材率 (%)	単位量 (kg/m ³)		スランプ (cm)	空気量 (%)	圧縮強度 $\sigma_{2.8}$ (MPa)	ヤング係数 $\times 10^3$ (MPa)	中性化深さ (mm)	相対動弾性係数 300sy (%)
			水	セメント						
天然	40	39	153	383	12.5	5.2	43.6	3.65	5.8	-
	50	41	150	300	12.5	5.5	35.7	3.37	8.5	85.0
	60	43	149	248	12.0	5.3	30.7	3.40	19.8	-
再生	40	39	183	463	10.5	5.1	42.1	2.93	7.2	-
	50	41	182	364	11.5	5.1	38.4	2.56	12.6	80.5
	60	43	182	303	11.0	5.2	32.0	2.55	22.2	-

れの水セメント比においても使用骨材による大きな差は認められなかつたがヤング係数はセメント分の付着により骨材自身のヤング係数が小さいため、再生骨材を用いたコンクリートは天然骨材を用いたコンクリートに比べて20～25%小さな値を示した。

乾燥収縮試験の結果はFig. 9に示すようであつて、再生骨材を用いたコンクリートは、骨材自身の吸水量が多く、かつ同一スランプを得るための単位水量も多いため、天然骨材を用いたコンクリートに比べて乾燥収縮量は1.7～2倍程度大となつた。したがつて、再生骨材を用いたコンクリートを実構造物に使用する場合には膨張材の混入、塗膜層を設けるあるいは使用部位を限定する等の対策を講ずる必要が認められた。次に、炭酸ガス濃度5%，暴露期間6ヶ月の試験条件で行った促進中性化試験の結果はTable 9に示すようであり、さらに、この試験結果から岸谷式⁶⁾を用いて推定した材令50年までの中性化深さはFig. 10に示すようであつた。この試験結果から再生骨材を用いたコンクリートの中性化深さは、天然骨材を用いたコンクリートに比べていずれの水セメント比でも若干大となるが、材令50年においても、最大約3cmであり、水セメント比

を55%以下程度に抑えれば再生骨材を使用しても鉄筋に発錆のおそれのないことが明らかになつた。

試験水圧1.96 MPa、加圧時間48時間の試験条件で行ったインプット法による透水試験結果から、作用水圧を0.29 MPaと仮定し、村田が提案している推定式⁷⁾から算出した経過年数と平均浸透深さの関係はFig. 11に示すようであつた。Fig. 11において再生骨材を用いたコンクリートの平均浸透深さは天然骨材に用いたコンクリートに比べて、中性化の試験結果と同様にいずれの水セメント比においても若干大となつた。しかし、水セメント比60%のコンクリートの場合でも材令50年における平均浸透深さは、約20cmであり、土木学会標準示方書で水密性を要求される構造物の水セメント比の上限値が55%であること、一般に土木分野のコンクリート構造部の物材厚が約40cm程度であることを考慮すると、水密性に関して、再生骨材を使用することは特に大きな支障にならないと判断された。

また、水セメント比50%のコンクリートの凍結融解試験の結果はTable 9及びFig. 12に示すようであつて、再生骨材を用いたコンクリートの300サイクルにおける相対動弾性係数は80.5%と天然

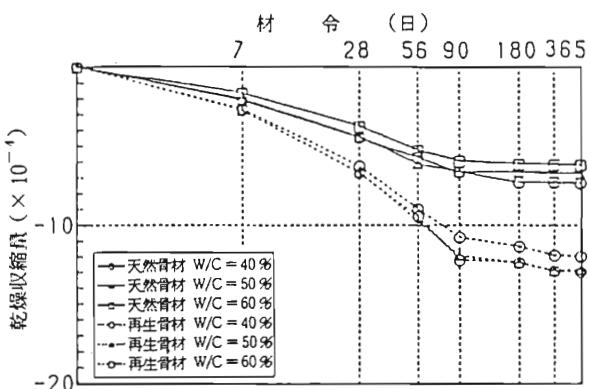


Fig. 9 Drying shrinkage testing effects

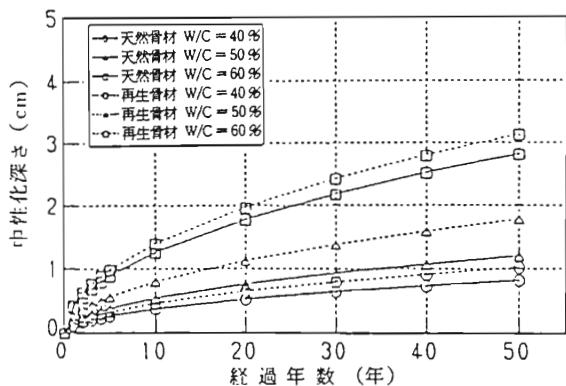


Fig. 10 Neutralization testing effects

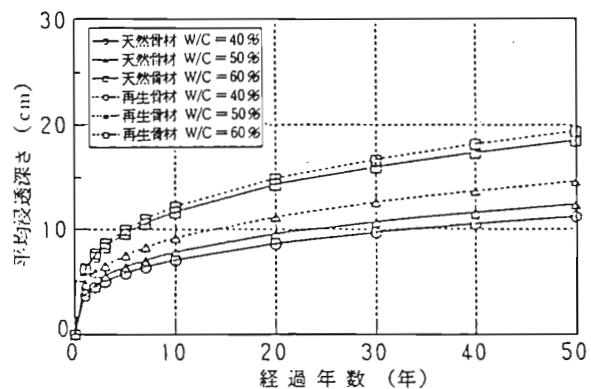


Fig. 11 Permeability testing effects

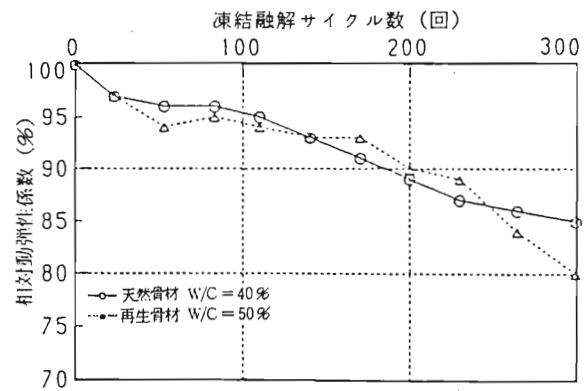


Fig. 12 Freezing and thawing testing effects

骨材を用いたコンクリートの85.0%に比べ若干低下したが、一つの目安である300サイクル60%を大幅に上回っており北海道等の特に環境条件の厳しい地域を除けば再生骨材を用いたコンクリートの使用は可能と考えられる。

4. まとめ

解体コンクリートのコンクリート用骨材へ再利用を目的として、再生骨材及び再生コンクリートに関する基礎的な実験、検討を行った。

今回の実験結果を要約すると以下に述べるようである。

- ① 再生細粗骨材はセメント分の付着により天然骨材に比べて品質は低下するが建設省総プロの再生骨材の品質基準（案）は十分満足し実構造物に適用できる品質レベルであることが確認された。
- ② 本実験の破碎時の破碎割合に基づいて、既設原子力発電所の解体コンクリートから製造した再生細粗骨材をそのまま新設時に使用すると仮定して試算すると、新設時に必要な細粗骨材は十分賄えることが明らかとなった。
- ③ 再生骨材を用いたコンクリートは天然骨材を用いたコンクリートに比べて、同一スラブを得るための単位水量が増加し、圧縮強度、ヤング係数も低下するため、実用に当たっては、用途、使用部位によって使い分ける必要が認められた。
- ④ 再生骨材を用いたコンクリートの実構造物への適用性について耐久性の面から評価した結果、天然骨材を用いたコンクリートに比べて若干品質は低下するが、その使用には特に問題のないことを確認した。

参考文献

- 1) 太田邦弘「原子炉廃止措置に伴う廃棄物の処理・処分」原子力工業 Vol. 31, 1985年
- 2) 正岡勇夫、斎藤昌弘、「福島第2原子力発電所におけるコンクリート工事」、コンクリート工学, Vol. 20, No. 7, 1982年2月
- 3) JIS A 5004 「コンクリート用砂利」
- 4) JIS A 5005 「コンクリート用碎砂」
- 5) 建設省、「建設事業への廃棄物利用技術の開発報告書（建設省総合技術開発プロジェクト）」昭和61年3月
- 6) 日本建築学会、「建築工事標準仕様書・同解説（JASS 5 鉄筋コンクリート工事）」1991年
- 7) 村田二郎、「コンクリートの水密性の研究」コンクリートライブラリー第7号、土木学会、1963年6月

ホットセル内の遠隔除染

* 森本 靖之, 梶山 登司, 岩永 繁 *

Remote Control Decontamination in Hot Cell

By Yasuyuki MORIMOTO, Takashi KAJIYAMA
Shigeru IWANAGA

In a cell, even an accident of an apparatus brings about some problems both the driving of cell and the process of post irradiation examinations (PIE). So it needs to fix it rapidly. In case of the fixing of the apparatus that went wrong in the FMF cell, it is decontaminated and then it is carried to hot repair room. The decontamination is performed by utilizing frogman and grove station for decreasing of exposure of workers. These works require many workers help and time. So that it is important to know contamination level regularly and to keep contamination level as low as possible. Those enable to perform the fixing of apparatus smoothly.

In decontamination work at FMF cell, it is impossible to enter a person into the examination cell because of nitrogen atmosphere and furthermore high radioactivity. And it is also difficult to enter a person into the decontamination cell which is filled with air because of high radioactivity. For that reason, from the starting up of this facility remote control decontamination work has been done by remote control instruments (M/S manipulator, power manipulator).

This report introduces remote control decontamination work which has been done almost every year from 1979 in the examination cell and the decontamination cell of the FMF.

ホットセル内の遠隔除染作業

1. はじめに

照射燃料集合体試験施設（以下 FMF）は、主に高速実験炉「常陽」で照射された炉心構成要素の照射後試験を行うための施設で、主要セルは試験セル、除染セル、クリーンセルの3つに区分されている。

試験セルでは、「常陽」より受け入れた照射済の炉心構成要素の非破壊試験、破壊試験（ピンパンクチャ試験）及び燃料ピン、材料試験片の切断を実施している。セル内にはこの非破壊試験から試験片の切断までの一連の試験を1つのセルで実施するため、セル内には多数の試験機器とパワーマニプレータ、

インセルクレーン、M/S マニプレータ、集合体グリッパ等の取扱機器が配置されている。これらの機器及びセル内床等は、同一セルで行われる MOX 燃料ピンの切断及び放射化された部材の切断のため、高レベルの α 及び $\beta \cdot \gamma$ で汚染されている。

除染セルは、側面のポート及び床下のトランスファトンネルで試験セルとつながり、試験セル内の機器のメンテナンスを行うための除染、試験セルで切断した試験試料を他の施設へ搬出する前の洗浄、照射後試験済燃料ピンを「常陽」使用済燃料貯蔵プールへ返却するための封入缶への収納と溶接等を実施している。この除染セルの機器、床等についても、試験セルで α 及び $\beta \gamma$ で汚染された前述の機器、試

* 動力炉・核燃料開発事業団 燃料材料開発部 照射燃料集合体試験室 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

験試料を取り扱うため同様に α 及び $\beta \cdot \gamma$ で汚染されている。しかし、レベルは試験セルに比べ、 $1/10 \sim 1/100$ 程度である。

クリーンセルは、 $\beta \cdot \gamma$ セルで試料及び廃棄物の搬出入並びに「常陽」で再照射するための集合体の再組立作業に使用し、通常は汚染のない状態で管理している。

ホットラボ施設においては、1つの装置が故障してもセル全体の運転及び照射後試験工程に大きな影響を与える。このため早急な修理が望まれるが、FMF のセル内で故障した装置類の修理作業を実施する場合には、除染セルで除染後、セル内よりホットリペア室に搬出し、フロッグマン設備及びグローブステーション設備を利用して、作業者の被ばく低減を考慮しながら作業を進める必要があり、このような作業には、多くの人手と時間を必要とする。そのため日頃からセル内の汚染レベルを把握しておくとともに、可能な限り汚染レベルを低く押さえるこ

とが機器等の修理作業を円滑に行う上で重要である。

FMF におけるセル内の除染作業は、試験セルではセル内が窒素ガス雰囲気及び高線量当量であるため、人間による立入り除染等は不可能である。また、除染セルにおいても空気雰囲気ではあるものの、高線量当量であることから立入り除染作業は難しい。このため、操業開始以来今回まで、遠隔操作機器(M/S マニプレータ、パワーマニプレータ)による遠隔除染作業を行っている。

ここでは FMF の試験セル及びの除染セルにおいて操業開始(昭和 53 年 11 月)以来、昭和 54 年からほぼ毎年実施している遠隔による除染作業を紹介する。

2. セルの概要

試験セル、除染セル及びクリーンセルは、1階にあり周囲を操作室に囲まれている。一階平面図及び断面図を Fig. 1 及び Fig. 2 に示す。

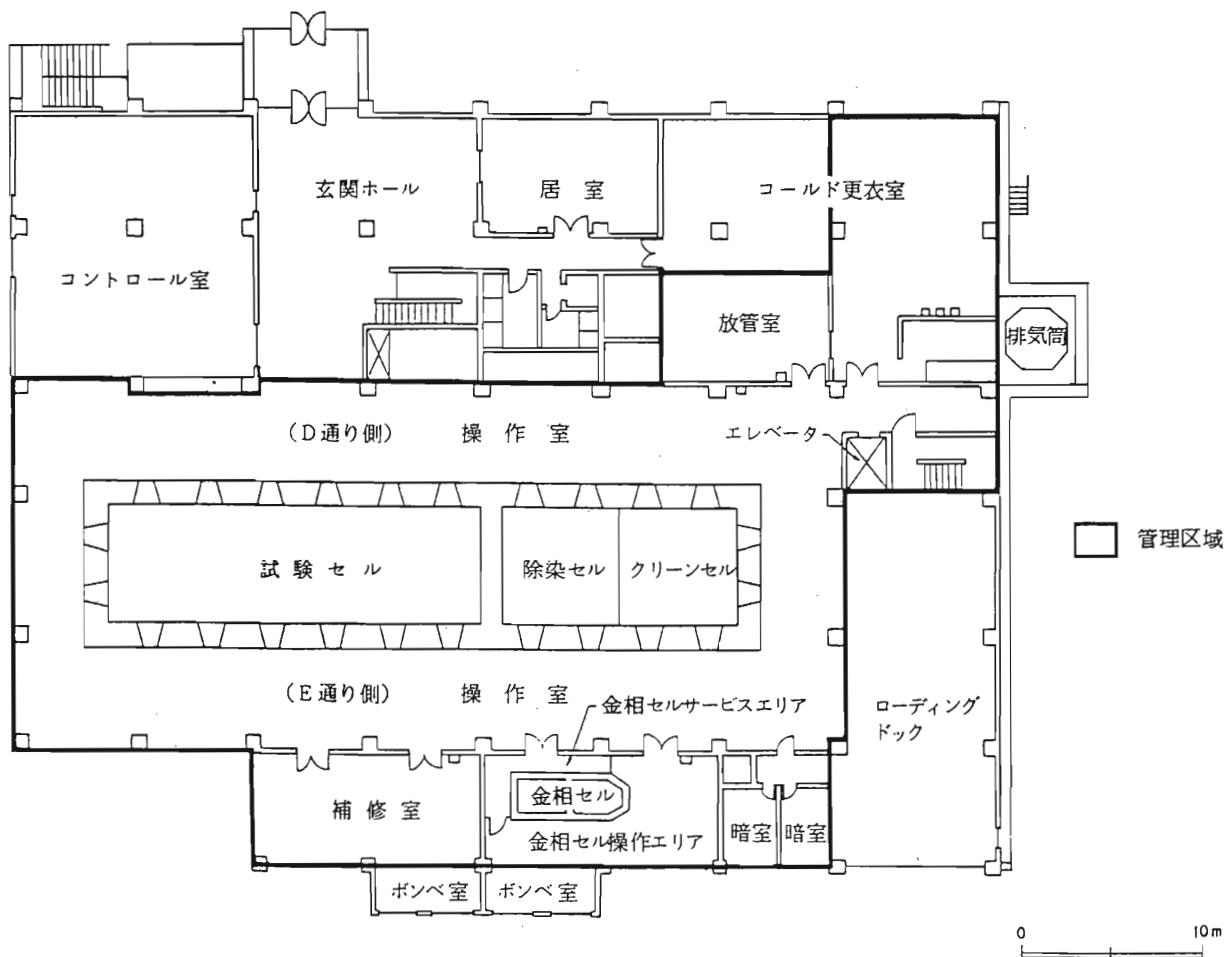


Fig. 1 FMF First Floor Plan

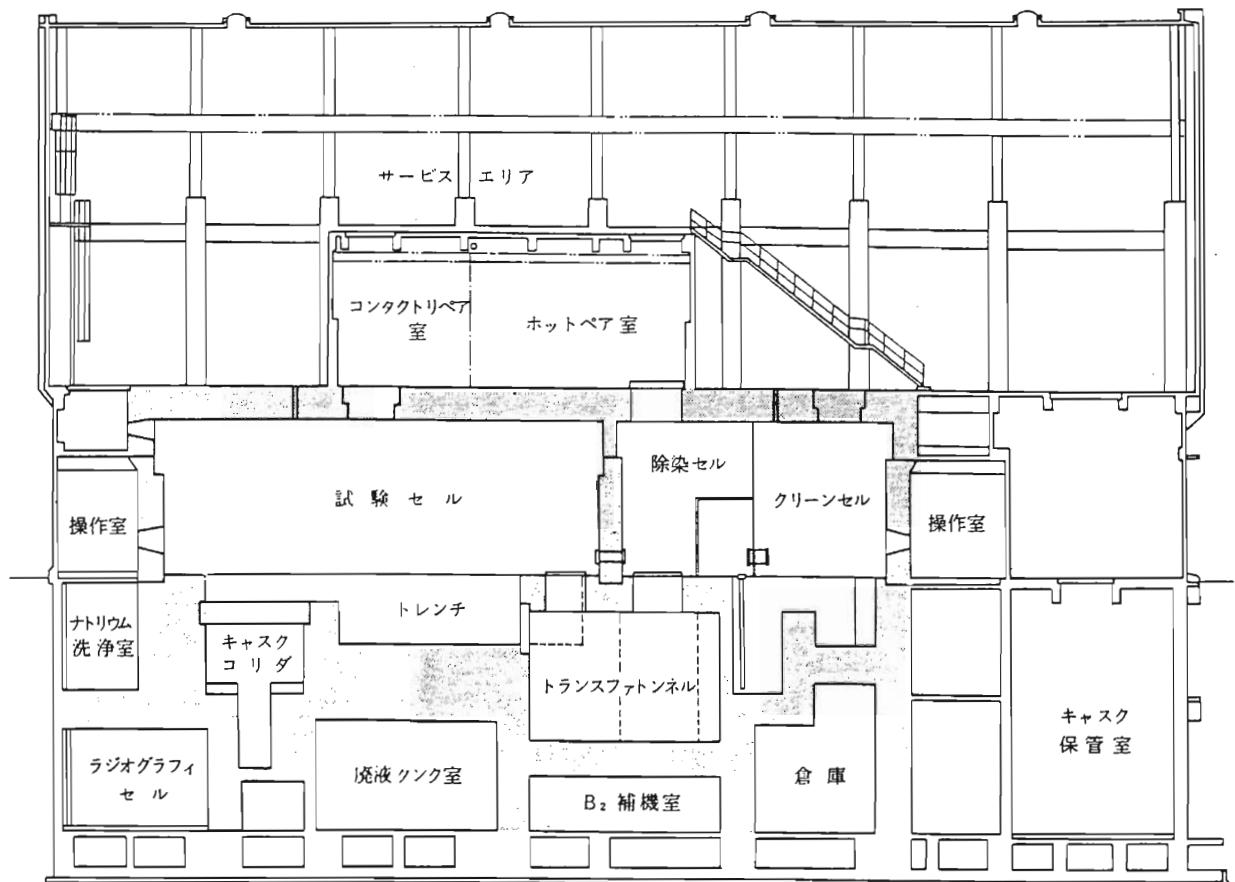


Fig. 2 FMF Section

各セル内の設備及び試験機器の配置を Fig. 3 に示す。試験セル内の機器の配置は、D通り側に集合体の試験装置と主な α 汚染源であるピン切断機が配置され、E通り側にピン試験を行う装置と主な β ・ γ 汚染源である部材切断機が設置されている。また、セルの床面には、集合体及び燃料ピンを保管するピットと排気フィルターが配置されている。

試験セルは、プルトニウム燃料を扱うため密閉型 (α - γ タイプ) であり、セル内は不活性な窒素雰囲気で、調整換気を行っている。窒素ガス雰囲気にする理由は、「常陽」が冷却材として金属ナトリウムを使用しているため、セル内に搬入される燃料集合体に化学的に活性なナトリウムが付着しており、このナトリウムの反応を抑えるため窒素ガスを使用している。また、セル内の空調設備は、窒素ガスをD通り側の天井付近のセル側面のダクトより供給し、セル床面の排気フィルターを通して循環排気するシステムである。

除染セルは試験セルと同様に密閉型 (α - γ タイプ) であり、超音波洗浄装置、封入缶の溶接装置及びセル内の機器等の除染を行うためのスプレーチェンバー装置が設置されている。セル内は空気雰囲気で空調はD通り側の天井付近のセル側面のダクトより供給し、セル床面に設置してある排気フィルターを通して排気するシステムである。

試験セル及び除染セルの床並びに壁はステンレスでライニングされ除染が容易にできるよう考慮されている。Table 1 にセルの主な仕様を示す。

除染作業で使用する内装機器の状況としては、試験セルには、パワーマニプレータ 2基、インセルクレーン 2基、それと各遮へい窓毎に 2 本ずつ計 28 本の M/S マニプレータが設置されている。除染セルにはパワーマニプレータ 1基、インセルクレーン 1基及び試験セルと同様に各遮へい窓に 2 本ずつ計 8 本ずつの M/S マニプレータが設置されている。

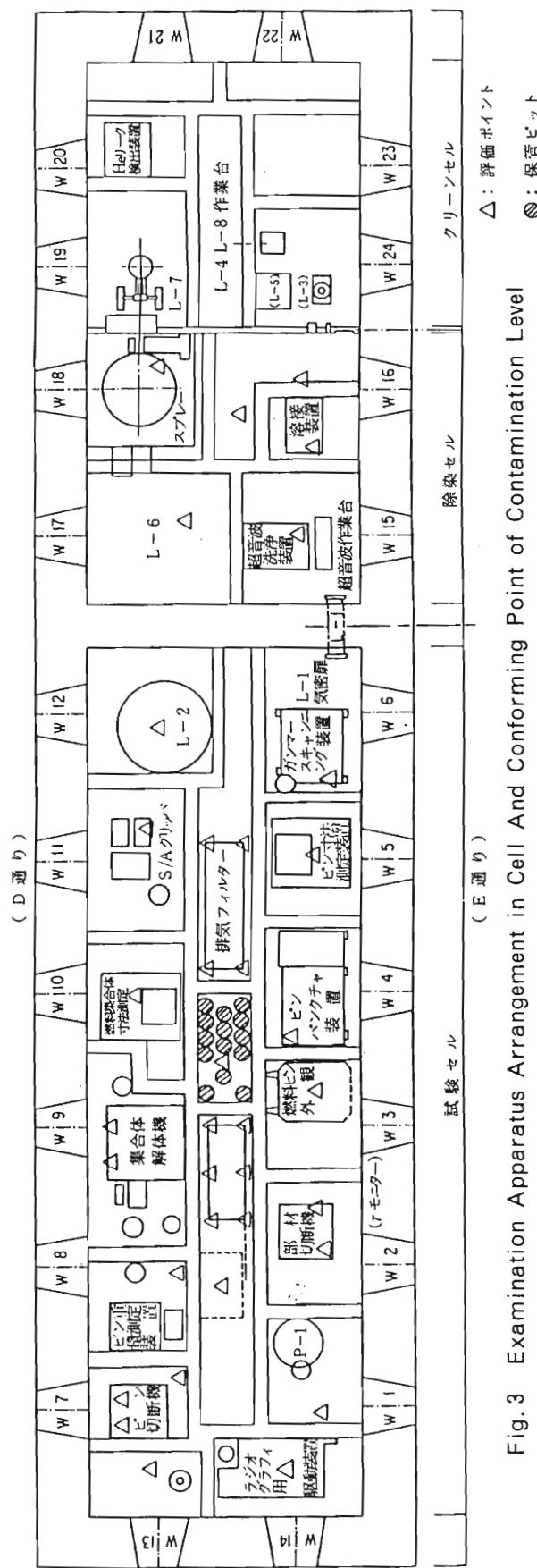


Fig. 3 Examination Apparatus Arrangement in Cell And Conforming Point of Contamination Level

四二〇

Table 1 Main Summary of Cell

	セル内寸法 (cm)	壁遮蔽厚 (cm)	天井遮蔽厚 (cm)	床遮蔽厚 (cm)	内 装	セル内気密度	セル内雰囲気
試験セル	長さ 幅 高さ 1950×600×700	重コン ^{*1} 110	普通コン ^{*2} 140	重コン 100	ステンレス鋼ライ ニング SUS304 (6 mm厚)	0.1 vol % / h	N ₂ ガス
除染セル	600×600×700	重コン ^{*1} 110	重コン ^{*1} 140	150	同 上	0.1 vol % / h	空 気
クリーンセル	600×600×700	重コン ^{*1} 110	重コン ^{*1} 140	150	一部ステンレス鋼 ライニング SUS 304 (5 mm厚) — 一部ペイント塗装	— ^{*3}	“

- *1 重コンクリート(比重3.46), 普通コンクリート(比重2.25)
- *2 普通コンクリート。ただし3cmのモルタル仕上げ(天井)および10mmのシングダーコンクリート(床)を含む。
- *3 各圧30mm水柱相当

3. 遠隔除染作業

3.1 遠隔除染作業手順

遠隔によるセル内除染は下記の手順で実施される。

- 1) 作業計画の立案
 - (1) 工程調整
 - (2) スミヤポイントエリア別工程作成及び人員配置
 - (3) 除染資材使用量検討
 - 2) 資材準備
 - (1) 除染用資材の作製分配
 - 3) 除染前スミヤ採取・測定
 - (1) 3.2 参照

4) 遠隔除染

(1) 3.3 参照

5) 除染後スミヤ採取・測定

(1) 3.2 参照

6) 廃棄物管理

(1) 3.4 参照

3.2 スミヤ採取方法

1) スミヤ採取場所

試験セル及び除染セルにおける各除染毎の表面汚染密度を比較するため Fig. 3 に示すような位置を設定している。スミヤポイントは局所的な汚染レベル評価とセル全体の汚染レベル評価を行うポイントに分けている。前者はセル内の汚染発生源と考えられる切断機周辺、解体機周辺及び廃棄フィルター周辺でスミヤポイントエリア当たり 2 ~ 4 箇所設定している。後者は各遮へい窓エリアに対して 1 箇所ずつ設定している。

2) スミヤ採取方法

各スミヤポイントのスミヤ採取は、Photo. 1 に示すようなスミヤ濾紙を加工したものを使用し、また、排気フィルター周辺のスミヤ採取は、パワーマニプレータを使用することから Photo. 2 に示すようなスミヤペーパーホルダーを製作し、使用している。

これらのスミヤ濾紙及びスミヤペーパーホルダーを M/S マニプレータ及びパワーマニプレータを使用し、あらかじめ定めてあるスミヤ

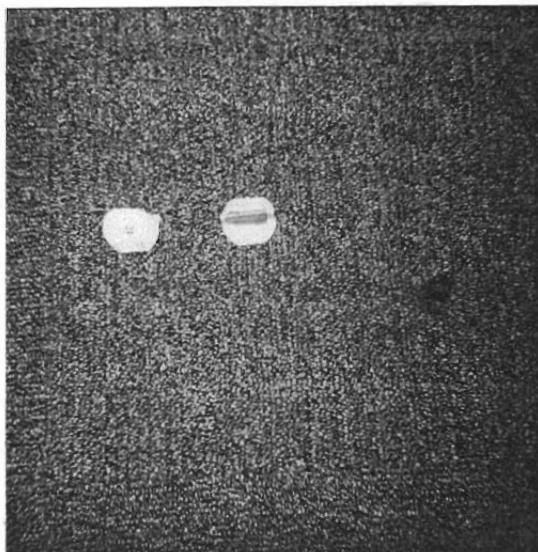


Photo. 1 Filtering Paper of Smear Method

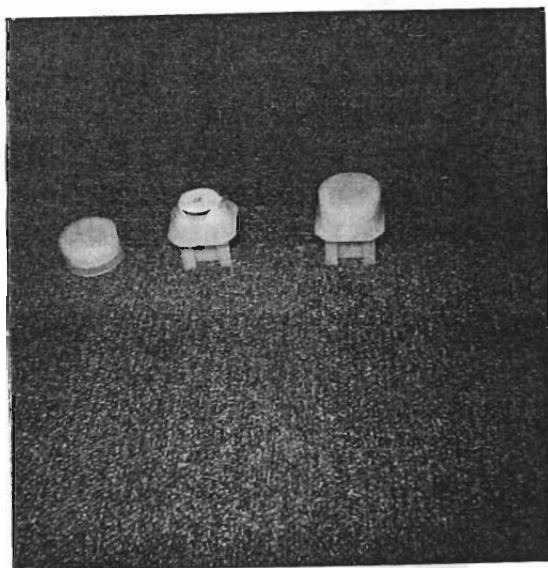


Photo. 2 Smear Paper Holder

採取場所をふきとり面積が約 100 cm² になるよう除染作業前後において採取する。

3) スミヤ試料の搬出

採取したスミヤ試料は、セル内で 1 つにまとめられ、試験セル → 除染セル → ホットリペア室 → コンタクトリペア室を経て搬出する。

この搬出経路においてホットリペア室まで搬出されたスミヤ試料は容器から取り出し、スミヤ濾紙だけを 1 つ 1 つビニール袋に入れ汚染が外に出ないようにしてコンタクトリペア室へ搬出する。コンタクトリペア室からの搬出時は更に全体をビニール袋に詰め、ビニール袋表面に汚染のないことを確認する。

その後、スミヤ試料はフード内で開封されマイラーと呼ばれる箔膜で覆い汚染防止対策を施す。

4) スミヤ試料測定

マイラーで覆ったスミヤ試料は、 β ・ γ は GM 計数管を使用し、 α はガスフロー型比例計数管により測定を行う。

3.3 遠隔除染作業

FMF における遠隔除染作業は除染作業全体で約 2 週間、照射後試験を停止して実施され、その内各窓毎の除染日数は 1 ~ 3 日である。

除染の目標値としては過去の実績を基に管理目標値を定め、その値（試験セル 1.7×10^3 Bq / 100 cm²、除染セル 1.7×10^2 Bq / 100 cm²）を満足しない場合は除染工程の許容できる範囲で再除染を行うことと

している。

除染作業の方法としては、第1回から第6回まではPhoto. 3に示す除染用タンポに適当に水をふくませたものを除染資材として用い、M/Sマニプレータ及びパワーマニプレータにより拭き取り除染を実施してきた。第7回以降は従来よりさらに除染効率を高めるため、より除染係数の高い除染剤を導

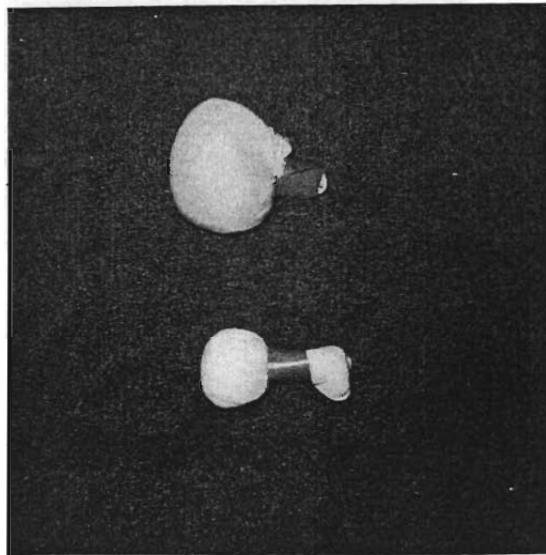


Photo. 3 Cloth Pouch for Decontamination

入するための選定試験を実施した。

選定試験は

- ① 従来から実施している水を含ませたタンポ
- ② アルコールを含ませたタンポ
- ③ 塗膜はくり剤
- ④ DLハンド・クリーナー

を対象として実施した。

その結果、DLハンド・クリーナーが最も除染効果があり、水タンポ除染に比べ約3倍の除染係数が得られたこと及びDLハンド・クリーナーによる除染は比較的労力が少ないとからDLハンド・クリーナー(DL/BANITEINC., U.S.A. 社製)を使用することとし、現在もこの除染剤を使用した拭き取り除染を実施している。

さらに除染作業による廃棄物量を減少させるため、除染用タンポを各窓用については第6回からPhoto. 4に示すような体積の少ないベンコットンを4つ折りにしてホッチキスで固定したものに変更した。またセル床面については第13回よりFig. 4に示すような治具を製作し、これにガーゼを巻付けて除染を

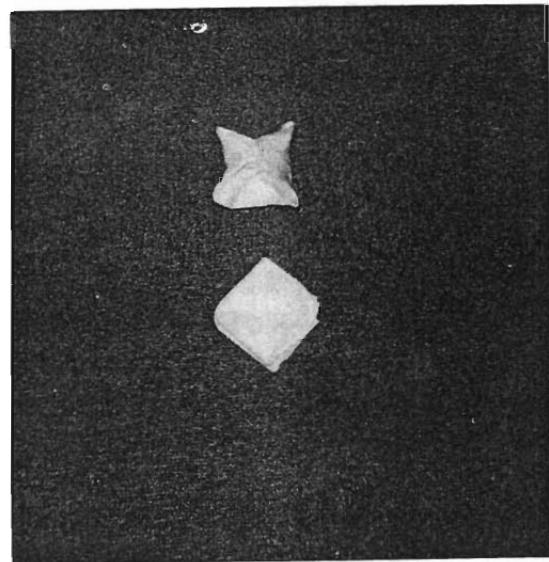


Photo. 4 Decontamination Materials

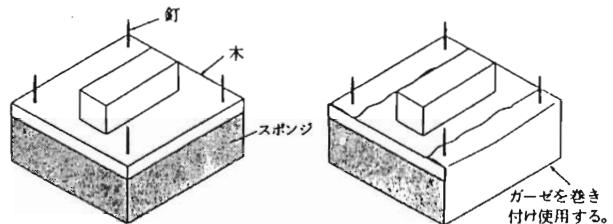


Fig. 4 Cell Floor Decontamination Tool

行っている。以上の方針により実施した除染作業の結果を以下に示す。

- ① 各スマヤポイントにおける除染前後の表面汚染密度

平成3年度実施した第14回のセル内除染作業における各スマヤポイントの除染前後の表面汚染密度をTable 2に示す。

この結果では、ほぼ管理目標値をクリヤーしているが遠隔除染であるため、燃料ピン切断機及び部材切断機の近傍しかもM/Sマニプレータによる作業製の悪いW-8, W-13, W-14については十分な除染係数が得られなかった。また、床面についても通常2基のパワーマニプレータを使用して除染しているが、今回についてはパワーマニプレータの更新作業に伴い1基が取り外しとなっていたため作業効率が悪く、多くのスマヤポイントで十分な除染係数が得られなかった。

動力試験炉（JPDR）解体廃棄物の管理の実際

安中 秀雄^{*} 押川 茂男^{*} 伊東 慎一^{*}

Actual Management of the JPDR Decommissioning Wastes

By Hideo YASUNAKA, Shigeo OSHIKAWA, Shinichi ITO

On the occasion of decommissioning of nuclear power facility, a great deal of decommissioning wastes yields in a short term(a few years).

As the decommissioning wastes yields in large quantities by the same quality of material respectively, it has a special feature to be recycled.

Therefore in actual dismantling of the JPDR, for the purpose of making it easy to recycle and to manage these storage wastes in near future, we classify decommissioning wastes into each same material, activated and non activated waste, radioactive contaminated and non contaminated waste, and into each radioactive concentration level, and storage them all.

This report describes in full detail about actual management and handling of the decommissioning wastes of the JPDR.

1. はじめに

原子力発電施設を解体すると膨大な量の解体廃棄物を生ずる。その解体廃棄物量は、その施設がおよそ40年間に亘り運転供用した場合、運転維持管理のために排出される廃棄物の総量にほぼ匹敵するもので、これが僅か数年の短期間に発生する。

解体廃棄物は、施設の運転維持管理に伴い生ずる廃棄物と異なり、材質別に大量の廃棄物がまとまって発生する特徴がある。この特徴は、大量の解体廃棄物を資源に再利用するなどの処理に適するもので、解体現場で材質別、性状別、放射能レベル別に的確に区分けし保管管理することが、その後における保管廃棄物の資源再利用化や合理的な処理処分が行い易くなるものである。

そこで、商用原子力発電施設の解体に先がけて実施している日本原子力研究所のJPDRの解体実地試験で発生する大量の解体廃棄物の管理では、今後の資源再利用化などの合理的な処理や処分に対応で

きることを念頭において、解体廃棄物をどのように分類し、区分け整理し、保管管理しているか等、解体現場における解体廃棄物の具体的な取り扱いの実際について以下に紹介する。

2. 原子炉解体廃棄物

2.1 解体廃棄物の特徴

原子炉施設を解体すると、多量の固体廃棄物が発生する。この廃棄物は放射性廃棄物と非放射性廃棄物（放射性廃棄物でない廃棄物）に分けることができる。さらに、放射性廃棄物は原子炉運転中に中性子照射により放射化した放射化廃棄物と放射性物質が付着した汚染廃棄物に分けることができる。

(1) 放射化廃棄物は、運転中に構造材が中性子の照射により放射化した炉心シラウド・ポイズンカーテン・制御棒等の炉内構造物、原子炉圧力容器及びこれを取り囲んでいる放射線しゃへいコンクリート等である。

本成果は、科技庁より受託により実施している「原子炉解体技術開発の解体実地試験」の一部である。

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

このため、3.3 項で述べたような除染資材の変更等による改善を行った。

その結果、除染作業で発生する廃棄物を除染開始当時、廃棄物収納缶（456.8 φ × 683.4）で約 4 缶発生していたものを現在は約 2 缶に減少させることができた。

おわりに

FMF における遠隔除染は、昭和 53 年 11 月に第 1 回の遠隔除染を実施して以来、平成 4 年 1 月まで約 1 年に 1 回の頻度で計 14 回実施してきた。

この間、除染方法及び資材の改善を実施してきたおり、セル内の表面汚染密度上昇の抑制及び廃棄物量の低減を図ってきた。

これら改善により、廃棄物発生量は除染作業開始当時と比較して約 1/2 に低減している。

近年、燃料の高燃焼度化及び切断試料の増加に伴いセル内の汚染レベルも高くなっている。このため、今後も、より有効な除染剤の調査・導入及び床用除染治具の改良等を行い、短期間で効率のよい除染作業が実施できるよう検討を進めていく。

② 除染材 DL ハンド・クリーナーの使用による効果

代表的な例として β ・ γ の汚染源となっている窓 W-2 部材切断機と α の汚染源となっている窓 W-7 ピン切断機の除染効果のグラフをそれぞれ Fig. 5 と Fig. 6 に示す。

このグラフからも分かるように第6回までに比べ DL ハンド・クリーナーを使用した第7回以降の方が除染後の表面汚染密度が低くなっている。

また、除染係数についても第6回の試験セルにおける平均除染係数が 28.7 であるのに対し第7回の平均除染係数が 74.7 と約 2.6 倍の効果が得られている。

図 No.W-2 (部材切断機)

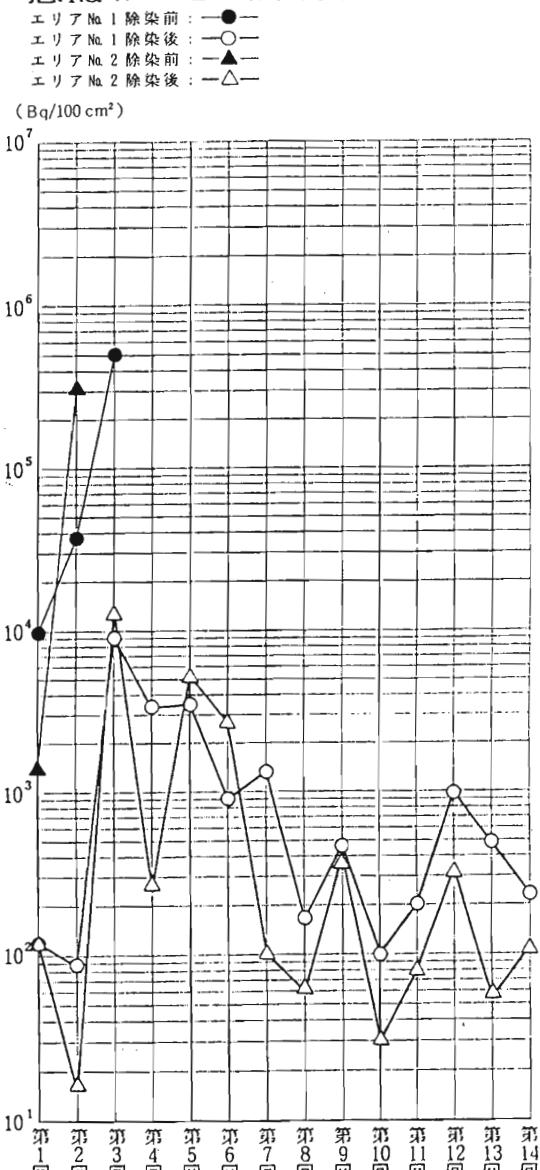


Fig. 5 Cutting Machine Decontamination Graph at W-2 Window

図 No.W-7 (ピン切断機)

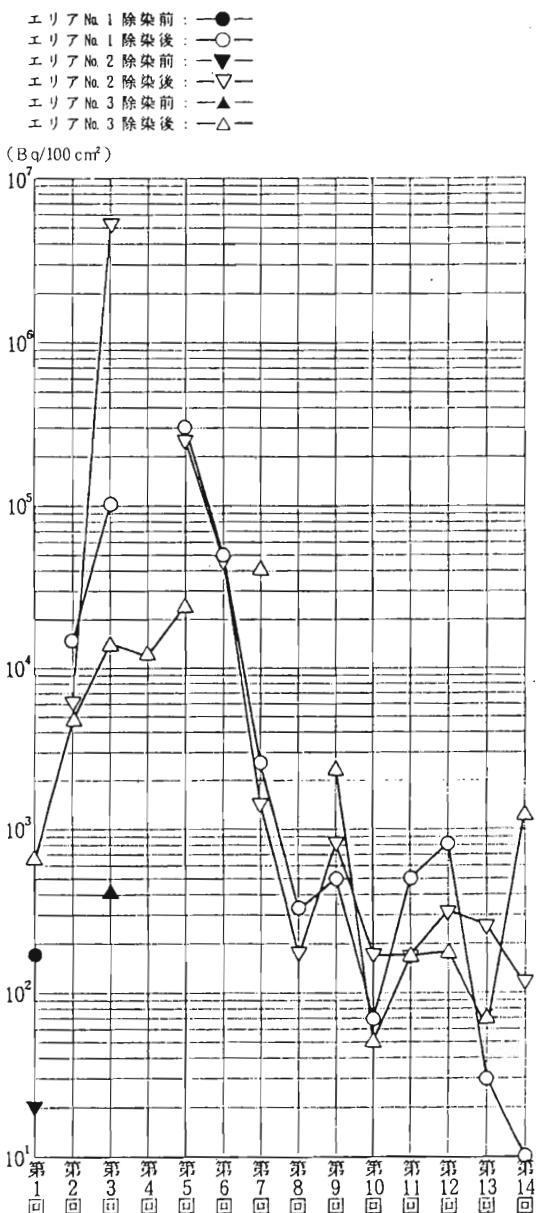


Fig. 6 Cutting Machine Decontamination Graph at W-7 Window

③ セル内における汚染核種

スミヤ採取試料の γ スペクトル分析の結果、検出された核種は、構造材の放射化に伴う ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{58}Co 等と燃料からの ^{137}Cs , $^{106}\text{Ru} \cdot \text{Rh}$, ^{95}Zr , ^{95}Nb の核種であった。

3.4 廃棄物整理

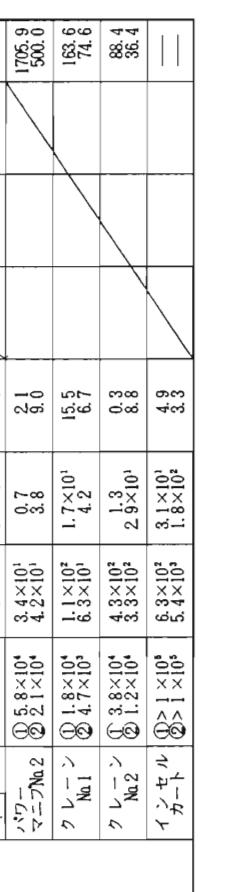
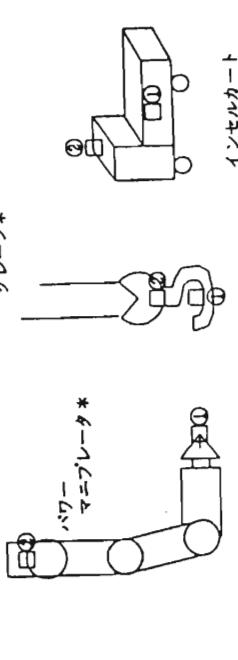
除染作業において試験セル及び除染セルで発生する廃棄物は全て高レベル α 固体廃棄物となる。

このため、除染作業で発生する廃棄物については、その発生量をできるだけ低くおさえる必要がある。

Table 2 Surface Contamination Density of each Smear Point before and after at The 14'th Decontamination

セル名	スミヤ 採取場所 ($\beta/\text{100cm}^2$)	汚染密度				汚染密度				汚染密度			
		1回目		2回目		1回目		2回目		1回目		2回目	
		$(\beta/\text{100cm}^2)$	$(\beta/\text{100cm}^2)$	$a/\beta \times 10^7$	$(\beta/\text{100cm}^2)$	$(\beta/\text{100cm}^2)$	$(\beta/\text{100cm}^2)$	$a/\beta \times 10^7$	$(\beta/\text{100cm}^2)$	$(\beta/\text{100cm}^2)$	$a/\beta \times 10^7$	$(\beta/\text{100cm}^2)$	$a/\beta \times 10^7$
W-1	7.9×10 ⁻²	1.9×10 ¹	1.9×10 ¹	10.0	—	W-15	4.7×10 ⁴	1.6×10 ³	1.7	1.1	1.3	0.1	7.7
W-2	①>1×10 ⁵ ②>1×10 ⁵	2.3×10 ² 1.1×10 ²	2.8×10 ¹ 1.3×10 ¹	12.2 11.8	—	W-16	5.1×10 ⁴	2.3	0	0.0	—	—	18.9
W-3	>1×10 ⁵	2.1×10 ³	1.7×10 ²	8.1	9.1×10 ²	2.8×10 ¹	3.1	—	W-17	6.9×10 ³	—	—	360000
W-4	>1×10 ⁵	8.4×10 ¹	1.4×10 ¹	16.7	—	W-18	5.9×10 ²	4.1×10 ¹	2.1	5.1	—	—	3000
W-5	5.3×10 ⁴	2.6×10 ¹	2.7	10.4	—	床	1	6.3×10 ¹	7.8	0.4	5.1	—	14.4
W-6	1.1×10 ⁴	3.8×10 ²	1.3	0.3	—	2088.5	—	2.4×10 ²	4.5×10 ¹	0.4	0.9	—	8.1
W-7	①>1×10 ⁵ ③>1×10 ⁵	1.1×10 ¹ 1.3×10 ³	0.8 1.4×10 ²	0.0 3.1	—	28.9	—	>1×10 ³	6.4×10 ¹	5.4	8.4	—	5.3
W-8	>1×10 ⁴	1.4×10 ³	1.1×10 ²	7.9	1.1×10 ⁴	8.7×10 ²	79.1	—	トランシス ツアカート	②5.7×10 ⁴ ③2.3×10 ³	2.0×10 ¹ 3.3×10 ²	0.4 9.0	2.9
W-9	①4.6×10 ³ ②4.6×10 ³	3.9×10 ¹ 7.6×10 ¹	4.6 0.2	11.8	—	ワゴン	②5.1×10 ³ ③1.4×10 ³	4.0×10 ¹ 3.1×10 ¹	0.8 1.5	2.0	—	—	25
W-10	5.1×10 ⁴	7.8×10 ¹	9.4	12.1	—	クレーン	②6.6×10 ³ ③1.4×10 ³	1.1×10 ¹ 1.7×10 ¹	0.1 0.7	4.8	—	—	17.4
W-11	>1×10 ⁵	2.6×10 ²	8.1	3.1	—	—	—	—	—	0.9	—	—	600
W-12	>1×10 ⁵	1.2×10 ²	1.8×10 ¹	15.0	—	—	—	—	—	4.1	—	—	82.4
W-13	>1×10 ⁵	1.6×10 ⁴	9.4×10 ²	5.9	—	—	—	—	—	—	—	—	—
W-14	>1×10 ⁵	3.6×10 ³	1.4×10 ²	3.9	—	—	—	—	—	—	—	—	—
北	1	>1×10 ⁵	9.2×10 ²	7.1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
北	2	>1×10 ⁵	3.0×10 ²	1.7	0.6	—	—	—	—	—	—	—	—
北	3	>1×10 ⁵	4.3×10 ⁴	5.8	—	—	—	—	—	—	—	—	—
北	4	>1×10 ⁵	3.7×10 ⁴	18.1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
北	5	>1×10 ⁵	1.7×10 ⁴	8.8	—	—	—	—	—	—	—	—	—
北	6	>1×10 ⁵	9.2×10 ²	5.8	—	—	—	—	—	—	—	—	—
北	7	>1×10 ⁵	3.4×10 ³	79.4	—	—	—	—	—	—	—	—	—
北	8	4.3×10 ⁴	1.2×10 ⁴	8.3	—	—	—	—	—	—	—	—	—
北	9	>1×10 ⁵	1.2×10 ⁴	9.1×10 ²	7.6	—	—	—	—	—	—	—	—
北	10	>1×10 ⁵	1.9×10 ³	1.8×10 ¹	0.9	—	—	—	—	—	—	—	—
北	11	>1×10 ⁵	3.0×10 ⁴	2.2×10 ²	7.3	—	—	—	—	—	—	—	—
北	12	>1×10 ⁵	1.2×10 ²	1.0×10 ¹	8.3	—	—	—	—	—	—	—	—
マニピュレーター	①5.8×10 ⁴ ②2.1×10 ⁴	3.4×10 ¹ 4.2×10 ¹	0.7 3.8	2.1 9.0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
マニピュレーター	①1.8×10 ⁴ ②4.7×10 ³	1.1×10 ² 6.3×10 ¹	1.7×10 ¹	15.5 6.7	—	—	—	—	—	—	—	—	—
マニピュレーター	①3.8×10 ⁴ ②1.2×10 ⁴	3.3×10 ²	2.9×10 ¹	0.3 8.8	—	—	—	—	—	—	—	—	—
マニピュレーター	②1×10 ⁵	6.3×10 ² 5.4×10 ²	3.1×10 ¹ 1.8×10 ²	4.9 3.3	—	—	—	—	—	—	—	—	—

□: スミヤボイント
□: 床スミヤボイント
*: パワーマニピュレーター
*: リニア・ミキシング・ミセラブル全て同じ。



インセルカート

(2) 汚染廃棄物は、放射性流体（水、蒸気、ガス）に接触した配管・機器、放射性塵埃により汚染した機器、放射性流体・塵埃により汚染した建物の床や壁の塗膜あるいはコンクリート表層部、解体作業で使用したマスク・手袋・ビニールシート等の放射線防護器材および解体に使用した機器・工具等の解体付隨廃棄物である。

(3) 非放射性廃棄物（放射性廃棄物でない廃棄物）は、使用履歴上から明らかに汚染することがなかった物及び汚染している部分を確実に分離除去した物で、明らかに汚染の無いことが確認された設備、機器やコンクリート等である。

解体廃棄物は、原子力発電施設の場合その供用期間中に生ずる廃棄物に比べてその種類、形状、寸法、材質等が多種・多様で、解体で発生する廃棄物量は、約40年間の運転供用期間中に生ずる廃棄物量にはほぼ匹敵するものであり、これが約3～5年位の期間に生ずることになる。

2.2 解体廃棄物量

解体計画の作成にあたって、解体対象設備・機器類の物量を把握し、解体廃棄物の取り扱い方法を決める必要がある。

近い将来解体が予想される実用発電炉の廃棄物の発生量は、110万kWeの場合50～55万トンと推定されている。(Table 1参照)

JPDRの解体物量は約28,000トンと推定されている。

このうち放射性固体廃棄物は約4,100トンで、そ

の内訳は放射性金属廃棄物が約1,800トン（放射化金属約200トン、汚染金属約1,600トン）、放射性コンクリートが約2,100トン（放射化コンクリート約1,300トン、汚染コンクリート約800トン）、放射性解体付隨廃棄物が約200トンである。

非放射性廃棄物は約24,000トンで、このうち金属類廃棄物が約1,500トン、コンクリート類廃棄物が約22,500トンである。このように放射性でないコンクリート廃棄物が大半を占めている。(Fig. 1参照)

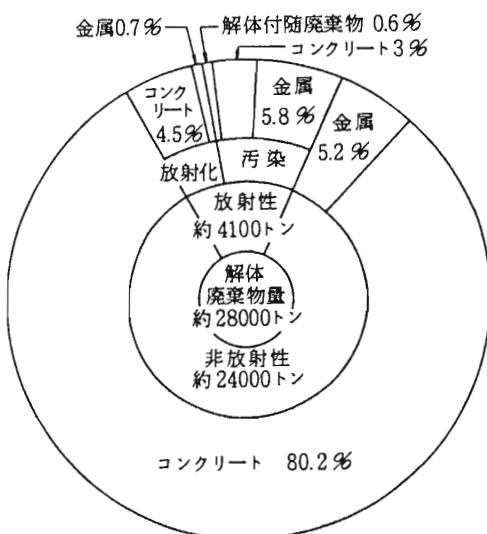


Fig. 1 Weight and Material of Solid Waste from JPDR Decommissioning

Table 1 Radioactive Waste Estimate from Decommissioning of Commercial Power Reactor¹⁾

材料別 放射能レベル区分	BWR 約54万トン			PWR 約50万トン		
	金属	コンクリート	Total	金属	コンクリート	Total
4×10 ⁻¹ Bq/g 以上のもの	0.5 % (0.27)	0.1 % (0.05)	0.6 % (0.32)	0.3 % (0.15)	0.2 % (0.1)	0.5 % (0.25)
4×10 ⁻¹ Bq/g 未満	0.6 % (0.33)	0.1 % (0.05)	0.7 % (0.38)	1.9 % (0.95)	0 % (0)	1.9 % (0.95)
4×10 ⁰ Bq/g 以上のもの						
4×10 ⁻¹ Bq/g 未満のもの	5.7 % (3.08)	93 % (50.22)	98.7 % (53.30)	6.1 % (3.05)	91.5 % (45.75)	97.6 % (48.80)
Total	6.8 % (3.68)	93.2 % (50.32)	100 % (54)	8.3 % (4.15)	91.7 % (45.85)	100 % (50)

注：110万kWe 発電炉の試算

() 内は重量：単位万トン

3. 解体廃棄物の区分

JPDRでは、多量の放射性廃棄物を安全かつ効率的に容器詰めするとともに、将来、極低レベル及び無拘束限界値以下の放射性固体廃棄物等のレベル区分が確立した時点で適切な処理・処分の対応が可能となるように、保管管理するために材質別、性状別に放射能レベル毎の区分を行った。

3.1 材質による区分

材質別には、次に示すような金属類、コンクリート類及び解体付隨廃棄物に区分した。

(1) 金属類

金属類、ケーブル類、ダクト類、保温材等の廃棄物

(2) コンクリート類

コンクリート、モルタル等のコンクリート類廃棄物で、ブロック状のコンクリート廃棄物には鉄筋も含まれる。

(3) 解体付隨廃棄物

- ・可燃物（紙ウェス、布類、酢酸ビニールシート、手袋等）
- ・不燃物（塩化ビニールシート、ガラス、フィルターエレメント、針金等）
- ・解体に使用した機器・工具等で、汚染して管理区域外へ持ち出しできない物
- ・解体作業に付随して発生する使用済みイオン交換樹脂、スラッジ等

3.2 性状による区分

性状別には、放射性固体廃棄物を放射化物と汚染物にそれぞれ次のように区分した。

(1) 放射化金属類

中性子により照射されて放射化した炉内構造物、原子炉圧力容器等

(2) 放射化コンクリート

中性子により照射されて放射化した放射線しゃへいコンクリート

(3) 汚染金属類

放射性腐食生成物が内面に堆積した配管、機器、放射性塵埃により汚染した機器及び解体に使用した機器等

(4) 汚染コンクリート類

放射性流体・塵埃により汚染した建物の床や壁の塗膜及びコンクリート表層部等の汚染廃棄物

3.3 放射能レベルによる区分

放射化金属、放射化コンクリート及び汚染コンクリートについては、単位重量当たりの放射能(Bq/g)で、汚染金属については、単位面積当たりの放射能(Bq/cm^2)で区分した。(Table 2参照)

4. 解体廃棄物の取り扱いの実際

4.1 解体廃棄物の管理の基本事項

JPDR解体に先だって監督官庁に届け出する解体届には、解体の方法、工事工程表、核燃料物質の処分の方法、核燃料物質によって汚染された物の処分の方法等について記載している。

解体工事については、工事方法等明細書を工事件名、工事区分毎に作成し、監督官庁に提出している。これには工事の対象施設・設備・装置及び機器の名称、工事の方法（解体撤去の方法、既存設備の維持管理のために必要な措置、工事に係る一般安全管理）、工事に係る被ばく管理、核燃料物質の処分の方法、放射性廃棄物の処分の方法、（放射性廃棄物の発生量、放射性廃棄物の放射能、放射性廃棄物の取り扱い方法）、解体に係る品質保証計画等について記載している。

Table 2 Radioactive Concentration Level Division of Waste

放射能レベルの区分 放射能レベルの単位	I	II	III	IV	
放射化金属・ コンクリート 汚染コンクリート	Bq/g	4×10^3 以上 4×10^3 未満	4×10^1 以上 4×10^1 未満	4×10^{-1} 以上 4×10^{-1} 未満	4×10^{-1} 未満
汚染金属	Bq/cm^2	4×10^5 以上 4×10^5 未満	4×10^3 以上 4×10^3 未満	4×10^1 以上 4×10^1 未満	4×10^1 未満

注：JPDR解体現場では将来極低レベル、無拘束限界値レベルが決められた時対応できるように、材質別にⅡ、Ⅲ、Ⅳをさらに細かく区分している。

これをもとに、解体開始前に廃棄物の具体的な取り扱い方法を定めた廃棄物管理についての要領を作成している。つまり固体廃棄物の材質、放射能レベルの区分、収納容器等の区分及び廃棄物の発生から保管廃棄に至る解体廃棄物管理ルートと各段階に於ける廃棄物管理用記録様式、ならびに解体廃棄物管理に関わる基本的な事項を定めている。

また、解体廃棄物の処理及び保管を円滑にかつ的確に行うために各年度の当初に解体廃棄物処理計画書を作成している。この計画書には、解体対象機器の設置場所の状況、汚染、非汚染の区分、放射能レベルの区分、収納容器、保管場所等について記載している。

解体現場ではこれをもとに汚染、非汚染の区分及び放射能レベル区分の識別マーキング、容器の準備等を行っている。

4.2 放射能レベル測定評価

JPDR の放射性廃棄物量の評価及び作業従事者の被曝線量評価を的確に行うために、解体対象機器及び建家コンクリートの放射能レベルを把握する必要がある。また、将来、放射性廃棄物の処理・処分のための放射能レベル区分値が確立した時点で適切な対応ができるようにするため、解体廃棄物については、可能な限り詳細に放射能レベル区分をしておくことが望ましい。さらに、放射能レベル区分は、解体後の機器除染あるいは解体廃棄物の再利用技術開発のための基礎データとしても重要である。そのため、原子炉圧力容器、炉内構造物及び放射線しゃへいコンクリート等の放射化放射能量の評価は、運転履歴、構造材の組成及び原子炉運転中の中性子束分布に基づく放射化計算、表面線量の直接測定、試料採取による分析測定の結果をもとに行った。汚染放射能量については、機器、配管、建家の壁、床面等について汚染状況を表面汚染計で直接測定あるいは、試料を採取測定して評価した。試料は、各系統毎に 2 ~ 3 箇所、また温度、流速が変動する箇所は、その前後より採取した。

4.3 識別マーキング

解体撤去の対象となる機器類について、放射能レベル毎の区分・収納作業を容易にするために、解体撤去作業前に所定の放射能レベル区分毎に識別できる色分け表示あるいは張り紙による表示（以下「マーキング」という）を行った。マーキングの種類は、放射能レベル区分マーキング、撤去後除染対象物及び溶融・減容対象物のマーキング、試料切り出し部

位マーキングなどがある。放射能レベル区分マーキングは、廃棄物処理計画書の放射能レベル区分に従って解体対象機器毎に行う。方法は、レベル区分毎にペイントで色分けを行った。例外として、解体範囲が限定されていて放射能レベルの高い圧力容器、炉内構造物等は、放射能レベル区分マーキングを行わなかった。撤去後除染対象物及び溶融・減容対象物のマーキングは、系統名称を記載したラベルを貼付した。試料切り出し部位マーキングは、放射能レベル区分のための測定に供する試料の切り出し箇所について、試料番号、系統名称を記載したラベルを貼付した。また、解体現場では、解体作業が容易に行えるように、ペイントで切断する位置がわかるよう表示する切断マーキングを行った。

4.4 解体廃棄物量の実績

JPDR の解体計画に伴って発生する解体廃棄物の総量は、約 28,000 トンと推定されている。このうち、放射性固体廃棄物は約 4,100 トン、その内訳は、放射化廃棄物が約 1,500 トン、汚染廃棄物が約 2,400 トン、解体に付随して発生する付随廃棄物が約 200 トンとされている。Fig. 1 に JPDR 解体に伴って発生する固体廃棄物の種類別推定発生割合を示す。

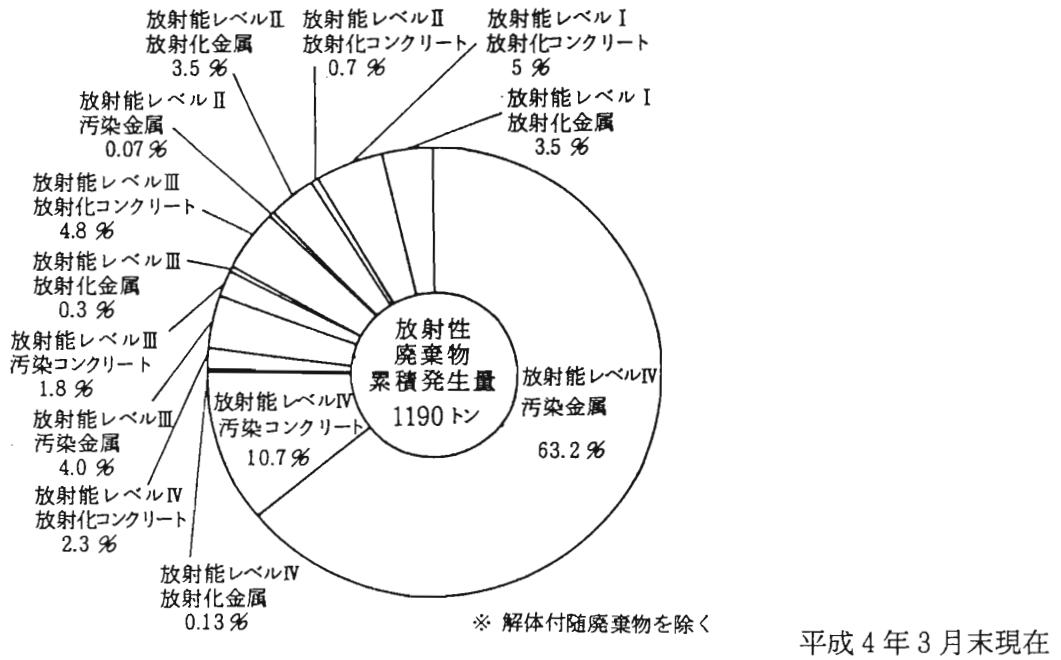
現在（平成 3 年度末まで）解体廃棄物は、約 2,230 トンで、放射性固体廃棄物が約 37 %、非放射性廃棄物が約 3 % 発生している。Fig. 2 に JPDR 施設の解体における放射性廃棄物の放射能レベル毎の発生割合を示す。比較的放射能レベルの高い廃棄物は、原子炉圧力容器、炉内構造物及び放射線しゃへい体の解体作業で発生している。その他の解体作業では、大部分が極めて低い放射能レベルの廃棄物で占められている。

4.5 収納容器

4.5.1 容器の種類

解体計画を立てる際に、解体廃棄物を収納する容器の仕様を検討することは非常に重要である。仕様によっては容器の運搬や取扱い方法が変わってくるばかりか、収納できる廃棄物の大きさが変わるため、切断時の作業効率に大きな影響を及ぼす。このため、JPDR の解体に使用されている収納容器は、放射性固体廃棄物のそれぞれの放射能レベル、形状、寸法、充填率等を考慮して選択した。

JPDR の解体で発生した汚染金属、汚染コンクリート、使用済樹脂等の大部分は、黄色ドラム缶、ステンレス鋼ドラム缶に収納して保管している。ま



放射能レベルの区分 放射能レベルの単位	I	II	III	IV	
A ⁽¹⁾ Bq/g (μ Ci/g)	4×10^3 以上 (10^{-1})	4×10^1 以上 (10^{-3})	4×10^3 未満 (10^{-1})	4×10^{-1} 以上 (10^{-5})	4×10^1 未満 (10^{-3})
B ⁽²⁾ Bq/cm ² (μ Ci/cm ²)	4×10^5 以上 (10^1)	4×10^3 以上 (10^{-1})	4×10^5 未満 (10^1)	4×10^1 以上 (10^{-3})	4×10^3 未満 (10^{-1})

注(1)放射化金属及びコンクリート廃棄物

注(2)汚染金属類

Fig.2 Weight percent and Radioactive Concentration Level of JPDR Decommissioning Waste

た、大型のポンプやコンクリートブロックあるいはスラッジ等の水分を含む廃棄物を収納するための容器には、角型鋼製容器（内容積約1m³及び3m³）と多重構造容器（鋼纖維補強ポリマー含浸コンクリート内張りドラム缶）を製作・使用している。この多重構造容器は、200ℓ鋼製ドラム缶に33mm厚の鋼纖維入りコンクリートを内張りし、脱気処理後ポリマーを含浸させ、さらに熱重合させて強度、密封性能等の向上を図るなどの技術開発を行ったものである。さらに、比較的高い放射能を持つ廃棄物である炉内構造物及び原子炉圧力容器の一部を安全かつ効率的に収納し、輸送・保管するのに用いる厚肉鉄製のしゃへい容器を製作した。しゃへい容器は、収納する炉内構造物等の放射線の強さ、形状、寸法に合わせてしゃへい厚さ、収納容積、大きさが異なる

6種類を製作し、合計34個を用いた。Table 3にしゃへい容器の概略仕様と主な収納対象物を示す。

4.5.2 しゃへい容器の製作²⁾

これらのしゃへい容器は次のような考えに基づいて製作した。

- (1) しゃへい容器に収納した放射線の強い解体廃棄物を保管施設で入れ替え作業を行わないで輸送・保管するために、運搬容器兼用であること。
- (2) 使用数量が多いので量産性があり、製作コストを低くできること。
- (3) しゃへい容器は廃棄物の保管容器であるが、「核燃料物質等の工場または事業所の外における運搬に関する規則」（総理府令第57号）に定められているBM型に準じたものとして、原研構内輸送規則及び原研の周辺監視区域内核燃料物質

等運搬容器技術基準に合致するものであること。
 (4) しゃへい容器の重量及び寸法は概設クレーン設備の容量、原子炉格納容器の機器搬出入口の大きさ、作業場所の広さ、輸送・保管上の制約等を考慮して決める。

(5) しゃへい容器の形状は解体物の充填率及び保管施設での保管配置効率を高めるため角型とする。このような考え方と合わせて構造強度、耐食性、しゃへい性能、経済性等を検討した結果、球状黒鉛鋳鉄（JIS FCD-37相当品）製容器を選択した。これは、加工工程が簡単で、金属製鋳型は繰り返し使用ができることから低コストで大量生産が可能という長所を有している。一方、一般の鋳鉄は、厚肉鋳造が難しく、脆くて欠陥が多いという欠点があったが、球状黒鉛鋳鉄を用いて成分や冷却温度管理を十分注意して行うことで、厚肉鋳造でも内外表面に近い部分及び中心部分における黒鉛の球状化率にあまり差がなく、球状黒鉛の大きさと形状が一様で均一に分散し、しかも生地のフェライト化が進んだ状態が得られることで、延性、韌性に富み、鋳込み冷却時の収縮による引け巣等の欠陥の発生も少なくなり厚肉鋳造に適したものとなることがわかった。このことから加工しやすく安上がりに量産できる鋳鉄は、しゃへい容器に適した材料であると言える。

製作過程のしゃへい容器母材からは検査用試料片を採取し、黒鉛の球状化率や球状黒鉛の形状、大きさ、分散の状況及びフェライト率、さらに機械的強度等について試験検査を実施し、その条件が満足されていることを確認した。

4.5.3 容器への収納

放射性固体廃棄物は、それぞれの放射能レベル、形状、充填率、及び適切な処理処分を考慮して適宜容器を選定し、収納している。収納方法としては、材質別による区分（金属類廃棄物、コンクリート類廃棄物、解体付隨廃棄物）、性状による区分（放射化廃棄物、汚染廃棄物）、放射能レベル毎に収納することを原則としている。解体付隨廃棄物に該当する物としては、解体作業に付隨して発生する消耗器材（放射線防護器材、養生材、治具・工具等）、解体に使用した機器等（炉内構造物、原子炉圧力容器及び放射線しゃへい体等の切断に使用した切断装置、使用済みイオン交換樹脂、コンクリートスラッジ、フィルタースラッジ等）である。原子炉施設の通常運転時の低レベル放射性固体廃棄物同様に、JPDRの解体においても、放射性固体廃棄物はド

ラム缶に大部分を収納している。また、大型の機器やコンクリートブロックは、1 m³ 及び 3 m³ 角型鋼製容器に収納している。また、タンク類は、大型機器として開口部を密封して、そのままの形態で保管している。さらに比較的放射能の強い炉内構造物及び原子炉圧力容器の一部は、鋳鉄製のしゃへい容器に収納した。しゃへい容器の種類は 6 種類あり、収納する廃棄物の放射能量、形状、寸法に合わせて設計・製作したものである。（Table 3 参照）。A 容器には放射線強度の大きい炉心シュラウド、インコアモニタチューブ等を収納し、B 容器には放射線強度が中間の原子炉圧力容器中央部分の解体片、ホールドダウン枠、燃料チャンネルボックス等を、C 容器には放射線強度の小さい炉内構造物、原子炉圧力容器の上、下端部分の解体物等を収納している。また、CR 容器には長尺の制御棒を 2 分割して収納し、PL 容器及び PC 容器には、放射線の強い炉心プラグ、中性子源及びポイズンカーテンを切断せずにそのまま収納している。解体物を廃棄物収納容器に収納した大半の容器表面線量当量率は大部分が 0.1 m Sv/h 以下、放射能量は $10^4 \sim 10^6$ Bq 程度であるが、炉内構造物の炉心シュラウド等については、放射能量が $10^{10} \sim 10^{13}$ Bq で解体廃棄物片の表面線量当量率は最大 10 Sv/h もあるため、しゃへい容器への収納作業は作業者の放射線被ばく防止を図って、水中において実施した（Photo. 1 参照）。しかし、水中から引き上げたしゃへい容器の表面線量当量率は高いものでも 0.6 mSv/h 程度以下であって、容器表面の除染、運搬・保管作業時の被ばく線量を大きく抑えることができた。

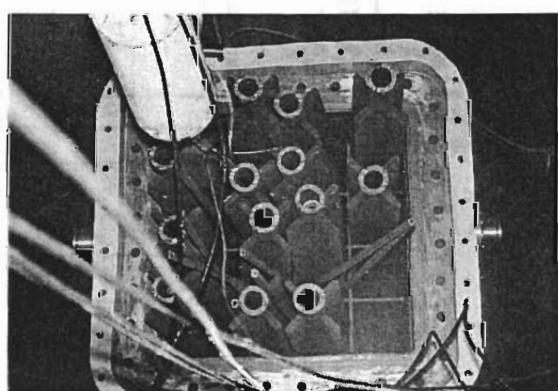


Photo. 1 Control Rod Guide Tubes under Water Package in Shielded Containers

Table 3 Designs and Specifications of Radiation Shielding Containers for Decommissioning Wastes

	遮蔽容器 A	遮蔽容器 B	遮蔽容器 C	遮蔽容器 CR	遮蔽容器 PL	遮蔽容器 PC
概略図						
収容物 等	炉心シュラウド インコアモニターチューブ等	圧力容器(中央部) ホールドダウン栓 チャンネルボックス等	圧力容器(上、下端部) 放射能レベルの低い炉内 構造物	制御棒	プラグ 中性子源	ポイズンカーテン
内容積	0.36 m³	0.73 m³	1.33 m³	0.40 m³	0.18 m³	0.34 m³
材質	球状黒鉛鉄(FCD-37)	球状黒鉛鉄(FCD-37)	球状黒鉛鉄(FCD-37)	球状黒鉛鉄(FCD-37)	球状黒鉛鉄(FCD-37)	球状黒鉛鉄(FCD-37)
容器重量	15.0トン	13.4トン	4.7トン	16.4トン	17.7トン	17.0トン
壁厚さ	330mm	235mm	70mm	305mm	375mm	325mm
放射能量	$A_V \cdot 7.8 \times 10^{12}$ Bq	$A_V \cdot 4.2 \times 10^{11}$ Bq	$A_V \cdot 3.3 \times 10^{10}$ Bq	$A_V \cdot 2.8 \times 10^{12}$ Bq	$A_V \cdot 2.6 \times 10^{13}$ Bq	$A_V \cdot 2.4 \times 10^{12}$ Bq
線量率 等	Max 10^{-10} Sv/h	Max 200 mSv/h	Max 20 mSv/h	Max 10 Sv/h	Max 10 Sv/h	Max 10 Sv/h
取扱数	5	16	5	4	2	2

JPDR 解体実施試験に伴う放射性廃棄物の平成3年末までの容器別充填率を考えると、金属類を収納した 200 ℥ ドラム缶で平均重量約 180kg、充填率約13%（比重7として）、コンクリート類を収納した場合、平均重量約 230 kg で充填率約 48 %（比重2.4として）であった。また、大型機器類を収納した 1 m³ 及び 3 m³ 角形鋼製容器の充填率は、各々金属で約 15 %と約 10 %。コンクリートで約 54 %と約 35 %であった。これらの結果では、あまり差はないが、1 m³ 角形鋼製容器が一番充填率が良いことがわかる。しかし、実際には容器の価格、容器の扱い易さ等を考慮すると、ドラム缶の使用量が多くならざるを得ないことが理解できる。Table 4 に放射性固体廃棄物の発生実績を示す。

4.5.4 保管廃棄方法

(1) 放射性固体廃棄物の保管

JPDR の解体で発生する放射性固体廃棄物は、「低レベル放射性固体廃物の陸地処分の安全性規制に関する基本的な考え方について」（昭和60年10月24日、原子炉安全委員会決定）に留意して低レベル放射性固体廃棄物、極低レベル放射性固体廃棄物、及び無拘束限界以下の放射性固体廃棄物に区分するものとし、これらの区分値等が確立された時点で適切な処理・処分が可能となるよう、種類別、性状別毎に、詳細なレベルに仕分けして容器毎に収納保管している。この容器の一時保管場所は、JPDR 施設の建家の搬出入口の大きさ、クレーン設備の有無、床の耐荷重等を考慮して決めている。さらに、容器の保管管理が効率よく行えるように解体作業場所と共に存させながら保管管理し、長期保管場所である東海研究所廃棄物処理場の保管廃棄施設に運搬計画に合わせて搬出している。保管廃棄施設は、東海研究所敷地内

の北側に位置し、JPDR から約 3 km にあり建屋型とピット型がある。建屋型は、地下1階、地上3階の鉄筋コンクリート構造で、ここには 200 ℥ ドラム缶及び 1 m³ 角形鋼製容器を主体に保管している。保管能力は 200 ℥ ドラム缶換算で 18,000 本／棟である。ピット型は、250 m³ / 基 × 20 基の保管能力を有しており、大型機器や 3 m³ 角型鋼製容器、しゃへい容器等を収納している（Photo. 2 参照）。輸送手段は、しゃへい容器等の重量物（約 20 トン／容器）はトレーラで運搬し、100 トンクラスのクレーンで保管ピット内に収納している。また、200 ℥ ドラム缶及び 1 m³ 角型鋼製容器等は、10 トンクラスのトラックで運搬し、ホークリフトで収納している（Photo. 3 参照）。

(2) 非放射性廃棄物と管理区域外廃棄物の保管

我が国において、放射性廃棄物は「核燃料物質又は（及び）核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」（原子炉等規制法関係）

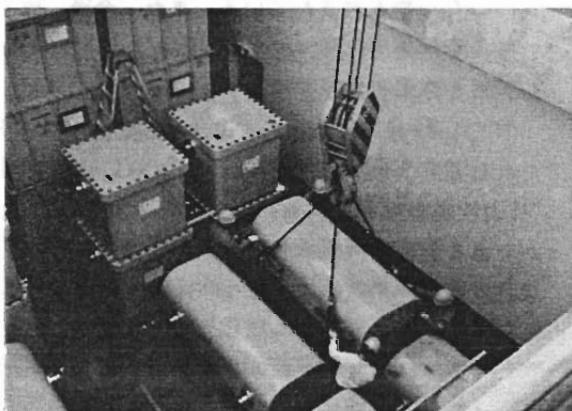


Photo. 2 Storage of Shielded Containers (PL type)

Table 4 Produced Solid Radioactive Waste

材質	重量	発 生 個 数				
		遮蔽容器	3 m ³ 角型鋼製容器	1 m ³ 角型鋼製容器	200 ℥ ドラム缶	梱包
金属	889	34	26	271	1,982	728
コンクリート	301	0	16	9	778	224
付随廃棄物	319	0	1	111	477	0
合計	1,509	34	43	391	3,237	952

平成4年3月末現在



Photo. 3 View of Drums in Radioactive Waste Storage Building

と定義づけられている。これに関し、原子炉施設の現場における実際の運用としては、管理区域から発生する固体廃棄物で、廃棄しようとするもの全てを一括して汚染された物とみなし、放射性廃棄物として取扱い（保管廃棄等）を行っているのが現状である。しかしながら、これらの中には汚染されていない物すなわち元来、放射性廃棄物でない物も含まれている。また、今後、原子炉施設の解体等に伴って、管理区域からこうした廃棄物が大量に発生することが見込まれている。

JPDRでは、このため実用炉の解体に先がけ、これら固体状の廃棄物について、非放射性廃棄物（放射性廃棄物でない廃棄物）として取扱うことができる廃棄物の基本的な考え方を基に区分し、適宜東海研究所敷地内の非放射性廃棄物置場の所定の場所へ搬出し管理を行っている。放射性廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」を区分するに当たっての基本的な考えを以下に述べる。

1) 二次的な汚染を考慮した場合

① 使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染がないことが明らかであるもの

② 使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が分離されたもの

2) 放射化の汚染を考慮したコンクリート廃棄物（一体的に含まれる鉄筋類を含む。）の場合

① 十分なしゃへい体によりしゃへいされた等、施設の構造上、中性子線による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかであるもの

② 計算等により、中性子線による放射化の影響が、一般的に存在するコンクリート（一体的に含まれる鉄筋類を含む。以下同じ。）との間に有意な差を生じさせていないと評価されたもの

③ 計算等により、中性子線による放射化の影響を評価し、一般的に存在するコンクリートとの間に有意な差がある部分が分離されたもの

3) 放射化の汚染を考慮した金属廃棄物の場合
原子炉施設の解体等に伴って発生する金属廃棄物のうち、中性子線による放射化の汚染を考慮した場合については、上記2)と同様の考え方方が適用できる。

管理区域外廃棄物は、JPDR施設の解体の一部であるが、元々管理区域の外にあるため、一般廃棄物と同じ扱いで処理を行っている。

(3) 埋設処分

JPDR解体に伴って発生する放射性廃棄物の処理処分として、極めて放射能レベルの低いコンクリート廃棄物については「簡易な処分」として埋設処分（浅地中処分）を行うことが計画されている。原子炉安全委員会では放射性廃棄物安全規制専門部会並びに放射性廃棄物安全基準専門部会において原子炉施設の解体に伴って発生する低レベル放射性固体廃棄物の合理的処分に係わる検討が行われてきた。現在、この部会報告を受けて原子炉安全委員会により決定され、原子炉等規制法の政令の改正作業が行われている。以下に浅地中処分の対象にすべき低レベル放射性固体廃棄物を示す。³⁾

1) 原子炉施設において発生する濃縮廃液、使用済樹脂等をセメント、アスファルト等の固型化材料を用いて、容器に固型化したもの

2) 原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の固型化材料を用いて、容器に固型化したもの

3) 原子炉施設の解体等に伴って発生する金属製の大型機械等で、容器に固型化することが困難なもの

4) 原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物（一体的に含まれる鉄筋類を含む。）

この処分を行うには、「廃棄物埋設事業」の事業許可を取得して実施することとなる。

5. 解体廃棄物対策・今後の課題

デコミッショニングにおける最も重要で未解決の課題は、大量に発生する解体廃棄物の処理・処分対策であると言える。

ここでは、JPDR の解体廃棄物を取り扱ってきた経験から、特に強く感じた 2~3 の技術的課題について述べる。

(1) 解体廃棄物の保管場所の確保

解体現場において、解体された廃棄物を直ちに処分場に搬出することは、極めて難しいことである。

解体廃棄物としての手続き関係帳票記録の作成、放射能量等の測定あるいは計算による評価、解体工事に対応する解体廃棄物の確認などの作業に要する時間のみならず、長期保管場あるいは処分場への運搬を効率的に行うのに一定量を解体現場近くに一時保管し、一括運搬するために解体現場(サイト)に一定量の一時保管場所を確保する必要がある。また、解体廃棄物は、短期間に大量に発生するため、解体作業工程に合わせた処理・処分等を図ることは、非常に困難であるので、長期的な保管場所の確保が必要となる。これにより、除染や処理を限られた設備能力でもマイペースで対処できることになる。

(2) 処理設備の増強を必要とするもの

解体作業で用いた汚染防護器材等は解体付隨廃棄物としておびただしい量が発生する。これらの中の大半が、可燃性廃棄物である。可燃性廃棄物は、防火の観点から、あまり現場に保管貯蔵したくないものの一つである。このために、既存の通常時の焼却設備だけでは十分処理しきれないでストック量が増大する。これを防ぐためには、仮設的な焼却設備の増強が望まれる。

また、解体作業で用いる汚染防護作業服等の洗濯除染も同様に、通常時のランドリー処理量をはるかに超えるため、洗濯設備に十分な余力が無い場合は、設備の仮設増強を図る必要がある。汗で湿っている使用済み作業服のストックは、カビが発生し易いため一週間以上の保管は禁物である。

(3) 再利用及び合理的処分

解体廃棄物の大部分は、極めて低い放射能レベルの廃棄物で占められていることから、除染、金属溶融等を行って有用な資源として再生あるいは再利用を積極的に図ることが必要であり、また、

再利用等ができないものについては、その極めて低い放射能レベルに合わせた、合理的な処分方法を確立することが重要な課題である。

JPDR に例をとれば、保管廃棄物の再処理を図ることが必要である。

解体廃棄物を容器に収納するためできるだけ細かく切断して収納しても、収納充填率には限度があり、金属廃棄物でせいぜい平均的に 10~15% (比重 7 を 100% として) にすぎない。コンクリート廃棄物でも 35~54% (比重 2.4 を 100% として) にとどまっている。

この金属廃棄物を全て溶融できたと仮定すれば、金属廃棄物量は、容器数にして少なくとも 1/6 以下に減容できる余地を残している。保管廃棄物の再処理を徹底的に行うこと前提にして処理技術を考えるならば、例えば、保管廃棄物再処理センターに必要となる設備・技術としての主なものとしては、

- 金属溶融・成形加工設備／技術
- 雑固体の高温焼却・溶融・成形加工設備／技術
- プラスチック溶融・成形加工設備／技術
- 可圧縮物用超高压縮設備
- 切断設備、細断／破碎設備
- 除染設備

等があげられる。

これらの設備・技術を駆使することで放射能レベルの低い金属は材質別に溶融し、鑄造成形加工して再利用を図る。

放射能レベルの低い金属以外の雑固体は、高温焼却・溶融を行い鋳型に流して成形し(建築用資材)として再利用を図る。

プラスチックは溶融・成形加工して土木建築用材として再利用を図るなど。

再利用は、放射能を殆ど含まない無拘束レベルのものにあっては、一般建築物等に利用し、放射能を含むものについては、そのレベルに応じて安全に使用出来る条件付き再利用を考える。例えば廃棄物収納容器やしゃへい体、あるいは、処分場施設建設用材としての利用を図る。

再利用化が図れない廃棄物については細断、破碎あるいは超高压縮して減容し安定なブロック化を図る、などの再処理を行えば、現在保管している廃棄物総量のうち、処分場に最終処分しなければならない廃棄物量は少なくとも 1/5 以下に

最小化できるものと考えられるものである。これにより、限りある処分場の無駄のない利用と現有の長期保管施設の有効利用が図れることになる。

一般廃棄物のリサイクル資源活用が叫ばれているように、放射性廃棄物も、再処理可能なものについては、分類仕分けと適切な処理を行って、できるだけ管理区域の中で用いる条件付き再利用等を図っていくことが必要である。

限りある最終処分場を大事に無駄なく使えるよう、保管廃棄物の再処理計画とそれに必要な技術開発及び安全性実証試験等の計画の策定が望まれるところである。

参考文献

- 1) 太田邦弘：原子炉廃止措置に伴う廃棄物の処理・処分、原子力工業第13巻、第11号、1985年、30頁
- 2) 安中秀雄 他：Part II 解体除染及び廃棄物の管理、原子力工業第37巻 第2号(1991)
- 3) 低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準について（第2次中間報告）
平成4年2月14日：原子力安全委員会 放射性廃棄物安全基準専門部会

再処理施設解体技術開発の現状 —再処理特別研究棟の解体計画について—

三森 武男^{*}, 宮島 和俊^{*}

The Decommissioning Program for JAERI's Reprocessing Test Facility

By Takeo MIMORI, Kazutoshi MIYAJIMA

JRTF, JAERI's Reprocessing Test Facility, established to study reprocessing process using metal uranium fuel from JRR-3 for research purpose. The facility was operated for 1 years and shut down in 1970. The total amount of liquid waste during the operation became about 70 M³ and has been stored in JRTF.

In 1989, the research and development work for the decommissioning of nuclear fuel facility started in JAERI using JRTF. The program consists of basic concept for decommissioning of nuclear fuel facility, treatment of the stored liquid wastes and development of techniques required for the decommissioning of reprocessing plant.

This paper introduces the summary of JRTF, the decommissioning program and the present work for treatment of the liquid waste in JRTF.

1. はじめに

原子力の進展にともない、初期段階に建設されその使命を終了し、耐用年数のきた原子力施設等に対し、デコミッショニングを安全、円滑かつ経済的に実施することは、原子力に関する各国の共通の重要な課題となってきた。原子炉施設については各国でデコミッショニングが行なわれており、我が国においてもJRR-3の改造、JPDRの解体実験等において実規模の研究開発が行なわれている。

一方、核燃料物質の使用施設、再処理施設等の核燃料施設については構成機器等の撤去・更新は行なわれているが、施設全体の解体については実施されていないのが現状である。しかしながら、近い将来、核燃料施設の改造、解体は必須の課題であり、これらに係わる技術開発を早急に実施する必要があり、欧米を中心に原子炉施設と同様核燃料施設のデコミッ

ショニングが計画または実施されている。これらデコミッショニングの計画・実施から得られる経験及び技術等の各種情報を相互に交換し、それぞれの原子力技術開発、あるいはデコミッショニング技術の向上等に役立てることを目的に、昭和60年度にOECD/NEAにおいて「原子力施設デコミッショニングプロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画」が発足し、我が国ではこれまでにJPDRがこれに参画し各種国際協力を進めてきた。

このような状況の中で、平成2年度より、日本原子力研究所東海研究所再処理特別研究棟を対象に我が国最初の核燃料施設に係るデコミッショニングとして「再処理施設解体技術開発」事業が開始され、本事業を円滑かつ効率的に実施する上で各国の同様施設で行なわれているデコミッショニング技術との情報交換が必須であることから、本協力計画への参

本成果は、科技庁より受託により実施している「原子炉解体技術開発の解体実地試験」の一部である。

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

画準備を進めてきた。その結果、平成3年4月に加入プロジェクトとして承認された。これに伴い、現時点での参画プロジェクトは合計20プロジェクトでこのうち核燃料施設に係るプロジェクトとしては、Eurochemic再処理プラント(ベルギー)、AT-1(フランス)、BNFL Co-precipitationプラント及び同Primary Separationプラント(イギリス)、West Valley再処理施設(アメリカ)並びにAECL Tunney's Pasture Facility RI取扱施設(カナダ)の7プロジェクトである。

以下に、再処理施設解体技術開発の概要について述べる。

2. 再処理特研の概要とデコミッショニングの特徴

2.1 再処理特研の概要

原研東海研究所にある再処理特別研究棟(以下「再処理特研」と言う)は、約30年前の昭和36年度より建設が開始され、我が国最初の工学規模(50kg/日)の再処理研究施設(Purexプロセス)が設置され、昭和43年～44年にかけて、JRR-3の使用済燃料(アルミニウム被覆、金属ウラン、燃焼度600MWD/T)を使った湿式再処理試験をFig.1に示すブロックダイヤグラムに従って3Runを実施し、我が国最初の再処理試験に成功するとともに、高純度プルトニウム約200gを回収する成果を得た。その試験の概要をTable 1に示す。

Table 1 Reprocessing Test Runs in JRTF

回数 項目	第1回	第2回	第3回
試験期間	43年3月 ～43年5月	43年6月 ～43年8月	43年12月 ～43年3月
使用済燃料 ・燃焼度	約400MWD/T	約500 ～600MWD/T	約550 ～650MWD/T
・冷却期間	360日	120日～285日	86日～405日
・使用量	2バッチ(11本)	6バッチ(36本)	4バッチ(24本)
・ウラン量	90.7kg (+150kg)	297.0kg	198.1kg
・F.P.量 (τ)	24TBq (330日冷却後の値)	830TBq (43.2.27の値)	420TBq (43.12.11の値)
抽出された プルトニウム量	18g	105g	88.5g

もに、高純度プルトニウム約200gを回収する成果を得た。その試験の概要をTable 1に示す。

試験の実施にあたっては、準備期間も含め昭和36年度より試験終了までに、原子燃料会社(現動力炉・核燃料開発事業団;以下「動燃」と言う)より“再処理試験施設による試験(訓練を含む)”及び基礎試験装置による研究”に関する共同研究の契約に基づき、装置運転、施設整備、化学工程試験等に短期派遣も含め88人・年(最大30人/年)が派遣され設計、製作及び試験に従事した。その後、44名の動燃職員が1年間本施設を使用して動燃再処理工場の運転要員訓練を実施した後、昭和45年に本試験装置をシャットダウンし、その後再処理残存施

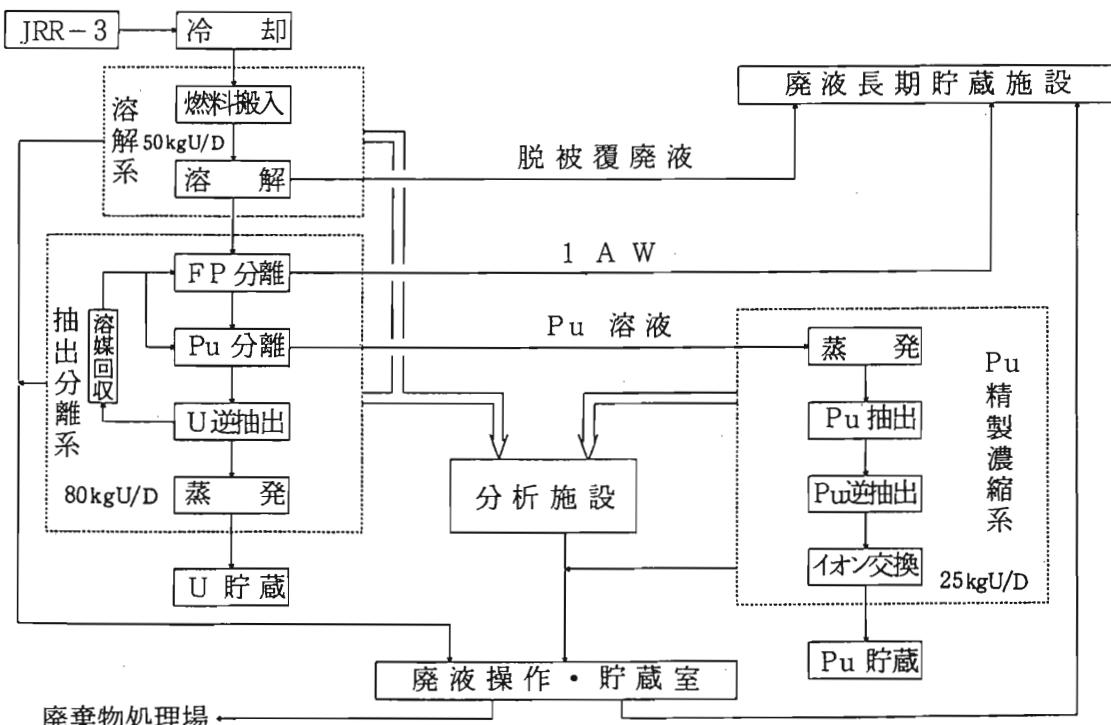


Fig. 1 Block Diagram of JAERI Reprocessing Test Facility (JRTF)

設として保管管理され、現在に至っている。

再処理特研は、再処理試験装置が据付けられている本体施設（床面積約 3000 m²）と再処理試験によって発生する各種廃液を貯留する設備が設置されている廃液操作・貯蔵室（床面積約 160 m²）及び廃液長期貯蔵施設（床面積 400 m²）の 3 つの施設より構成され、それらは、ダクト等により接続されている。これら施設の配置を Fig. 2 に、また、概略断面の一例を Fig. 3 に示す。

(1) 本体施設

本体施設は、地下 1 階、地下 3 階の建物でこれらは、I 棟～IV 棟に分けられている。

I 棟は主として居室及びコールド実験室等で、II 棟は再処理の主工程である燃料搬入装置、溶解槽、共除染等を行うパルスカラム 3 本を主体とする抽出装置を収納する主ケーブ（燃料搬入用ウォ-

ターピットを含む）、傾斜管型抽出装置、デカンター型溶媒洗浄装置等を収納する溶媒回収セル、原液を調整・貯蔵するサブケーブ及びポンプ等が据付けられているポンプセル等より構成されている。Photo. 1 に主ケーブ内の状況を示す。

III 棟は、再処理試験における工程分析及び品質管理等を行うための 10 基の小型 α 、 γ セル、グローブボックス並びに化学フード等が設置されている。

IV 棟は、主ケーブのパルスカラムで分離した未精製プルトニウムを精製するための蒸発缶、ミキサーセトラ 2 基の抽出装置を収納するマニュプレーター付 Pu セル及びプルトニウムを最終的に精製・濃縮するイオン交換装置を収納するグローブボックスより構成されている。

(2) 廃液操作・貯蔵室

廃液操作・貯蔵室は、地下 1 階、地下 2 階で、地下 2 階には、2 m³；6 基、4 m³；6 基の計 12 基のステンレス製貯槽が据付けられ、再処理試験によって発生する各種廃液のうち比較的濃度の低い Pu 含有廃液を貯蔵する。このうち、2 基（4 m³）の貯槽は、本体施設管理区域内の手洗水、床排水等を一時貯留するためのものである。

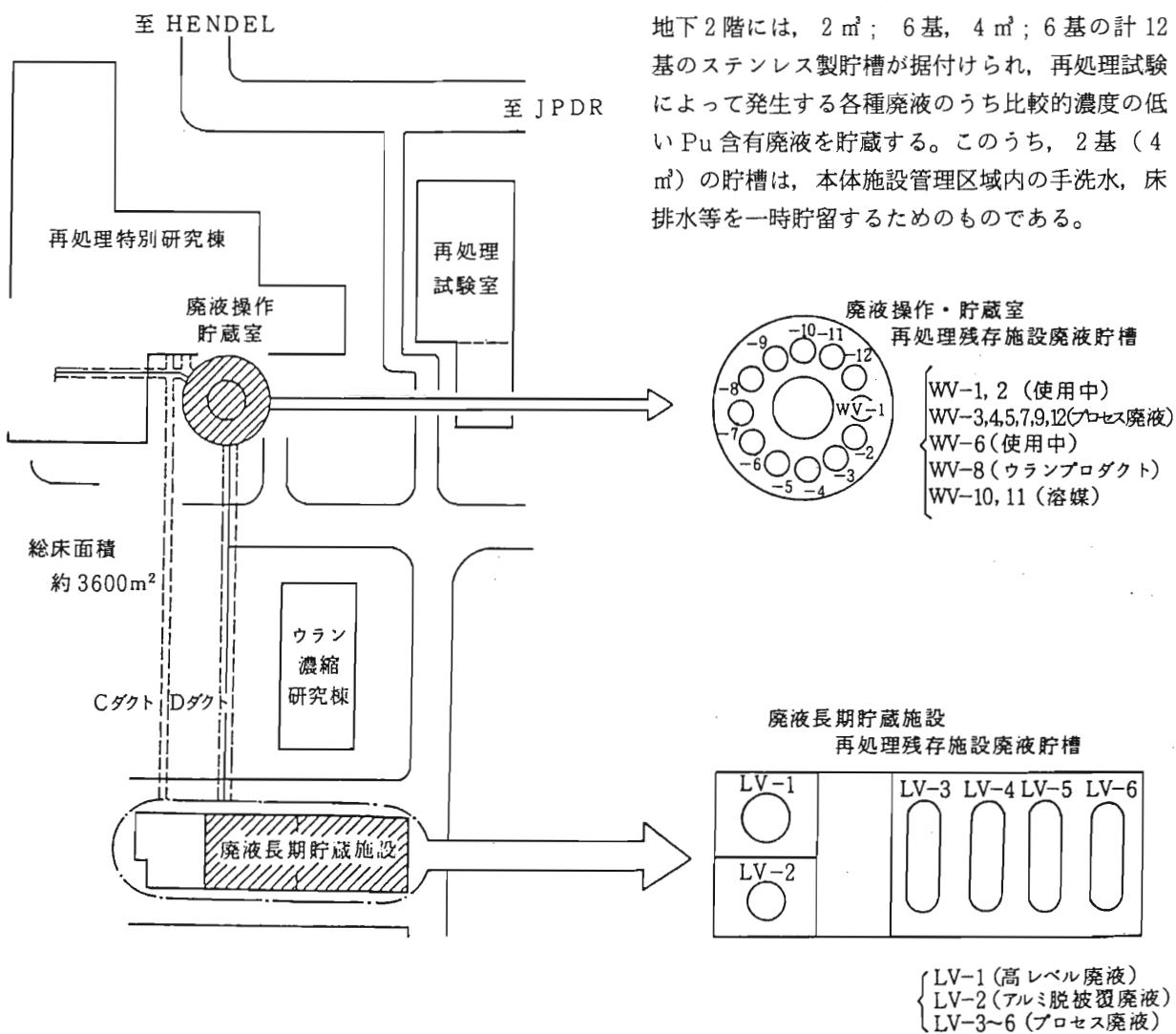


Fig. 2 Layout of JRTF

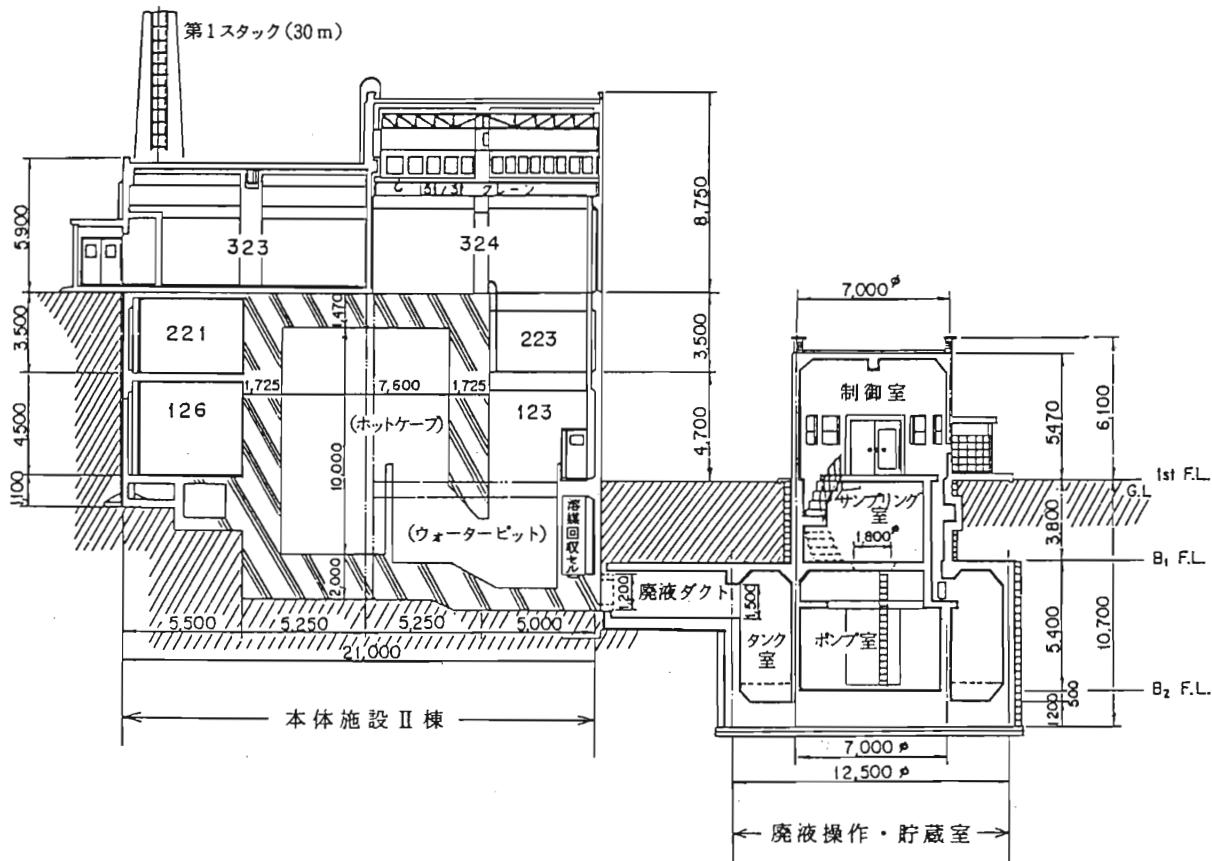


Fig. 3 Cross-Section of JRTF

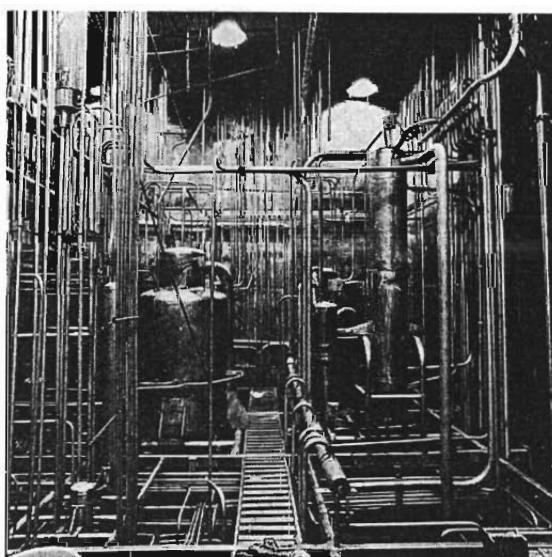


Photo. 1 View of the Main Cave Inside

(3) 廃液長期貯蔵施設

廃液長期貯蔵施設は、地上1階、地下1階の建物で、本体施設より約100m海側に設置され、地下ダクトを介して本体施設と接続されている。地

下1階には、 $8.5\text{ m}^3 \sim 22\text{ m}^3$ の貯槽6基が据付けられ、それらは高レベル廃液($22\text{ m}^3 \times 1$ 基)、アルミ廃液($12\text{ m}^3 \times 1$ 基)及びプロセス廃液($8.5\text{ m}^3 \times 2$ 基、 $15\text{ m}^3 \times 2$ 基)の3区画に分けられている。

本再処理特研において、昭和43年～44年にかけて行った湿式再処理試験及び動燃の訓練等において発生した廃液は約 70 m^3 で、これらはTable 2に示す5種類に分けられ、前述の廃液貯槽15基に貯留管理している。

以上述べたように、我が国最初の工学規模で、その使命を達成した再処理特研は、

- イ) 建設後30年、シャットダウン後20年を経て老朽化が著しくかつ安全確保の観点から解体撤去する必要に迫られている。
- ロ) 溶解装置、抽出装置、溶媒回収装置及び蒸発濃縮装置等を収納する主ケーブ、Puセル、溶媒回収セル並びに廃液貯留設備等、核燃料施設の主となる再処理施設のすべてが工学規模で存在している。

Table 2 Radioactivity and Volume of Generated Liquid Waste

区分	量 (m³)	放射能濃度		貯留場所	貯槽名
		α(Bq/l)	β(γ)(Bq/l)		
プロセス廃液	56.5	3.7×10^1 ～ 1.1×10^7	7.4×10^4 ～ 3.3×10^7	廃液操作・貯蔵室	WV-3～5, 7, 9, 12
				廃液長期貯蔵施設	LV-3～6
ウランプロダクト液	1.7	1.4×10^7	8.1×10^6	廃液操作・貯蔵室	WV-8
廃溶媒	1.7	4.8×10^4 ～ 1.4×10^6	3.7×10^4	廃液操作・貯蔵室	WV-10, 11
高レベル廃液	11.0	1.9×10^5	7.4×10^9	廃液長期貯蔵施設	LV-1
アルミ廃液	0.8	2.2×10^6	2.0×10^8	廃液長期貯蔵施設	LV-2

ハ) 試験に供した使用済燃料が低燃焼度であるため実用再処理施設と比較した場合、核種の生成はほぼ同じであるが、放射線及び放射能濃度は比較的低く取扱い易い。

などの特徴を有している。

この結果、核燃料施設のかなめである再処理施設を解体撤去するにあたり、その対象施設として本再処理特研を活用し、解体技術開発及び解体実地試験を実施し核燃料施設の解体撤去の技術確立を図ることとした。

2.2 再処理施設のデコミッショニングの特徴

再処理施設は、使用済燃料を切断等により、開放状態にして核燃料物質及び核分裂生成物等を取扱う施設であり、燃料を燃料体の中に密封した状態で取扱う原子炉施設と比較して

イ) 硝酸、TBP、ドデカン等の化学薬品を使用する化学プラントである。

ロ) 設備・機器等がプルトニウムなどのTRU元素(α 核種)や核分裂生成物($\beta-\gamma$ 核種)によって汚染されている。

ハ) 設備・機器がステンレス鋼、炭素鋼、プラスチック、ゴムなどの多種類の材料で構成されている。

ニ) 機器類の構造が複雑で、取扱う核燃料物質等の形態が溶液、粉粒、有機物などである。

ホ) 主要機器は分厚い重コンクリート遮蔽壁で囲まれた中にあり、それらを継ぐ各種配管がコンクリート中に埋め込まれている。

などの特徴を有している。このため、再処理施設の解体撤去にあたっては、原子炉施設と異なる解体技術開発、廃棄物処理処分技術開発等が要求される。原

子炉施設及び再処理施設におけるデコミッショニングの特徴の詳細をTable 3に示す。

また、再処理施設のデコミッショニングにあたっては、第1段階として機器・配管内の残留廃液、除染廃液及び貯留管理されている廃液の処理が必須となる。このため、以下に再処理特研で現在進めている廃液処理の現状について述べる。

3 廃液処理

再処理特研で行なわれた湿式再処理試験で発生した約70 m³の廃液は、前述した如く再処理残存廃液として貯留管理されている。

これら残存廃液については、昭和57年度よりアルミ廃液を皮切りにその処理を開始している。

以下にその処理の現状について述べる。

3.1 アルミ廃液の処理

アルミ廃液と呼ぶJRR-3のアルミニウム被覆燃料体の脱被覆廃液については、昭和57年度よりその処理を開始し、昭和61年度に不溶解残渣を除去してその処理を終了した。

その処理方法は、アルミ廃液貯槽より廃液をFig. 4に示すように減圧吸引法により液体輸送キャスクであるフランス製のサンドリオンキャスクへ汲み出し、これを東海研第2廃棄物処理棟へ搬出し、アスファルト固化体とするものである。本処理では実廃液800 l及び槽内洗浄廃液1 m³の計1.8 m³を処理した、その結果、発生した固化体封入パッケージ(遮蔽体付200 lドラム缶)総数は54体で約6倍の增量となった。このことは、アルミ廃液中の塩濃度が475 g/lと高いことに加えて塩の主体が硝酸塩であるため、安全面からアスファルト内に取込む塩

Table 3 Comparative Table of Nuclear Reactor and Fuel Reprocessing Plant on Decommissioning

項目	原 子 炉 施 設	再 处 理 施 設
構成機器	原子炉圧力容器、炉内構造物、タービン、発電機、蒸気発生器、復水器、再循環ポンプ、給水ポンプ、復水ポンプ、熱交換器、脱塩器、濾過器、燃料貯蔵プール、廃液貯蔵タンク等 大型の機器、大口径配管	燃料せん断機、燃料溶解槽、抽出器、蒸発缶、燃料貯蔵プール、高放射性液体廃棄物貯槽、高放射性固体廃棄物(ハル)貯槽、廃ガス一時貯槽、グローブボックス、セル、ケーブ等 比較的小口径配管、小型の機器、系統が複雑で多様化
プラントの特徴	高温、高圧(280~300°C, 60~150kg/cm²)蒸気発電プラント	TBP、ドекアン、硝酸を使用する化学プラント、大部分の工程が溶液の沸点以下、常圧で運転。蒸発缶内部温度約110°C。
核燃料物質の取扱い	燃料集合体(U, Pu, FP密封状態)	U, Pu, FPの化学溶液(非密封状態)
汚染状況	放射化及びβ-γ汚染(⁶⁰ Coなど)。放射化は原子炉圧力容器及び炉内構造物に集中、比較的半減期の短い核種が多く、時間の経過とともに崩壊による減衰が期待できる。 再循環系配管表面線量当量率:数~10mSv/h 蒸気発生器水室の線量当量率:数10~100mSv/h	α , β - γ 汚染(TRU及びFP)。施設全体に汚染が分布している。半減期の長い核種が多く、崩壊による減衰はほとんど期待できない。 酸回収セル内の線量当量率:数~10mSv/h
放射線防護	主として外部被曝管理、ガゼマスク半面マスク、特殊作業衣、ゴム手袋等着用。グリーンハウス、局所換気要。	内部被曝管理及び外部被曝管理、完全密閉型防護衣着用。グリーンハウス、局所換気要。
保障措置上の管理		U, Puの計量管理 廃棄物中のU, Pu濃度の測定管理
安全管理		化学物質の管理
除染	金属腐食生成物の放射化による汚染機器、廃液は ⁶⁰ Coなどのβ-γ核種を含む。	U, Pu及び化学的挙動の複雑なRu, Zr, Nb等による汚染機器、保証措置上、廃液中のU, Puの濃度測定が必要。β-γ廃液に比し、廃液処理が困難。遠隔操作による廃液の減容、安定化処理が必要。
解体工法	熱的切断工法、機械的切断工法のいずれも使用可。厚肉鋼構造物及び堅牢な鉄筋コンクリートの切断、解体に優れた大型切断装置が必要。	有機物による汚染のため、熱的切断工法の使用制限。グローブボックス、セル等が分散設置されており、小規模解体のくり返しとなるため、切断装置等は小型軽量、可搬型が必要。
廃棄物の処理	放射能レベル及び性状別に区分して容器に収納し、あるいは酢酸ビニルシート等で梱包。	α 廃棄物とβ-γ廃棄物の区分が必要。化学的性状の異なる多様な廃棄物を放射能レベル及び性状別に区分して、容器に収納。

量が制限されたことに起因するもので廃棄物処理の問題点であろう。

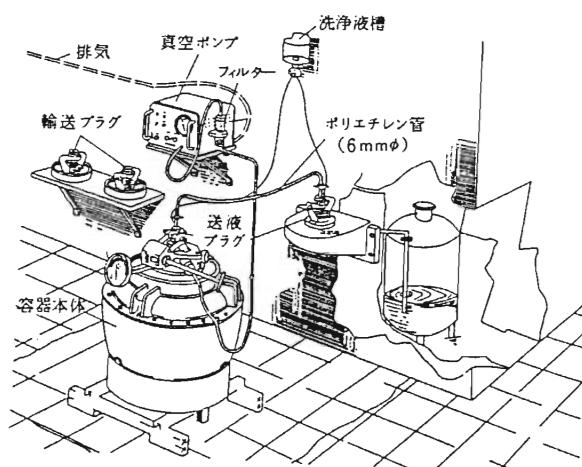
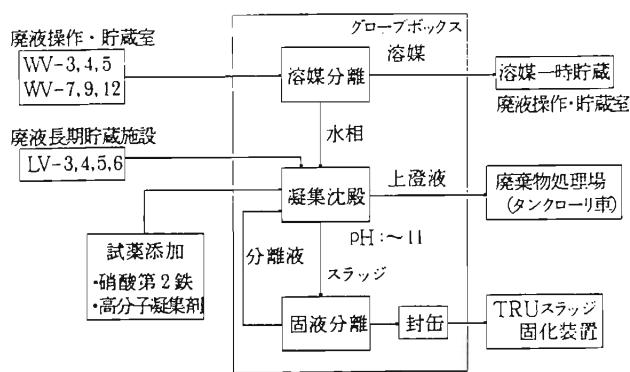


Fig. 4 Pumping up Method of Aluminium Decladding Waste

3.2 プロセス廃液の前処理

残存廃液のうち、その大半を占めるプルトニウムを含むプロセス廃液の処理については、実験的検討も含め種々の検討結果に基づき、再処理特研内に凝集沈殿法によるプロセス廃液前処理装置(TRU Waste Treatment Apparatus; 以下「TWTA」と言う)を設置し、昭和61年度よりその処理を進めている。

処理プロセスは、Fig. 5に示すように湿式再処理廃液特有の硝酸水溶液に、苛性ソーダを添加し、pH ≈ 11とし、さらに硝酸第2鉄及び高分子凝集剤を微量加えて凝集効果を高め、これを静置して凝集沈殿部分と上澄液に分離する。上澄液は、東海研第2廃棄物処理棟の受入れ条件 $\alpha \leq 0.37 \text{ kBq/cm}^3$ 、かつ $\alpha/\beta(\gamma) \leq 1/10$ に適合するものについて、同棟にタンクローリにより移送後、アスファルト固

Fig. 5 Treatment Process Flow for α -Contaminated Waste

化される。また、 α 核種を取込んだTRUスラッジについては、ステンレス容器に一時封入したのち、後述のTRUスラッジ固化装置にて安定な固化体に処理する。装置の処理能力は $0.5\text{ m}^3/\text{バッチ}$ で、その主要部は上下に連結されたグローブボックス（約 20 m^3 ）内に、そして処理済廃液等の一時貯槽類はステンレスライニングを施した地下ピット内にそれぞれ収納されている。また、廃液は既設貯槽より空気駆動ダイヤフラムポンプにて地下ダクトに敷設した配管により本装置に送られ処理される。

凝集沈殿の主条件は以下のとおりである。

- pH ; ~11
- 凝集剤添加量；処理液量に対し 50 PPM
(鉄として)
- 高分子凝集剤添加量；処理液量に対し 1 PPM
- 静置時間；Max. 4 時間

一方、一部の廃液中には溶媒が混入していることから、送液等においては安全性を考慮し可能な限り空気駆動ポンプを用いている。

これまでにTWTAを使ってプロセス廃液の、約65%を前処理し、この結果、約 1.2 m^3 の流動性を

有したTRUスラッジが発生している。プロセス廃液の前処理によって得られたデータの一例をTable 4に示す。この結果、 α 核種についての除染係数(DF)は 10^3 以上が得られており、第2廃棄物処理棟への受入れ条件を十分満し、かつ装置設計のための予備試験及び設計条件である $DF = 10^2$ を満足する結果が得られている。さらに前処理段階における平均の減容比は約30であり、含水率が高い割には、減容効果は大きいものと判断される。

3.3 TRUスラッジの固化処理

プロセス廃液の前処理に伴って発生する凝集沈殿物のTRUスラッジは、硝酸ソーダ、鉄等を主成分とする流動性を有したものである。本スラッジは、プロセス廃液中に存在したほとんどのPuを含んでいるため、東海研内において安全に保管管理するためには固化処理を施し安定固化体にする必要がある。そのため、本スラッジを対象とした固化プロセスとして、マイクロ波加熱によるインキャノメルト融解方式で固化体とするプロセスを採用することとし、昭和63年度にマイクロ波発生装置を主体とするTRUスラッジ固化装置(TRU Sludge Solidification Apparatus; 以下「TRUSSAR」と言う)を製作し、平成2年度よりその処理を進めている。

処理プロセスはFig. 6に示すように、スラッジ中にガラス助剤として酸化ホウ素(B_2O_3)を添加し、レトルト容器にスラッジ及びガラス形成剤を投入し、マイクロ波加熱により蒸発・溶融しつつ同容器内に積層して安定固化体とするものである。本装置における設計溶融温度は $1100^\circ C$ 、その処理能力は安全率を見て含水率97%のTRUスラッジを約 $5\ell/H$ で処理し、1バッチあたり約 50ℓ のスラッジを処理しレトルト(3ℓ容量)内に積層する方式で、装置の主要部は約 9 m^3 のグローブボックス内に収納されている。

Table 4 Results of TWTA Test Operation

No.	原 液			上 澄 液		D F
	酸濃度 (N)	放射能濃度(Bq/l)		放射能濃度(Bq/l)	塩濃度 (g/l)	
		α	β (γ)	α	β (γ)	
1	0.2[OH]	5.2×10^2	3.7×10^6	3.3×10^3	3.7×10^6	87.5
2	0.5[OH]	1.9×10^3	2.0×10^5	1.1×10^3	1.4×10^6	39.3
3	5.0[H]	3.0×10^6	1.9×10^8	2.7×10^2	1.7×10^4	67.7
4	0.9[H]	3.7×10^2	1.8×10^3	2.0×10^{-1}	3.7×10^2	1.1×10^4
5	0.6[H]	7.4×10^2	1.9×10^3	3.0×10^{-1}	6.7×10^2	65.2
						2.5×10^3

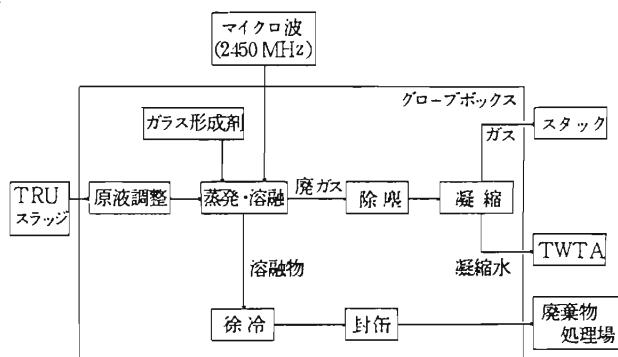


Fig. 6 Treatment Process Flow for TRU-Sludge (TRUSSAR)

これまでに TRUSSAR を使って約 500 ℓ のスラッジを処理し、技術開発として一定の成果を得ている。

しかし、本処理にあたっては、事前の模擬スラッジを用いた試験においては認められなかった発泡、溶融物の非流動化等の現象が生じ、かつ、グローブボックス内での 1000 °C 運転という安全面での対策において時間的制約が大きく影響し、当初の処理能力を大幅に下回っている現状にある。このため、以下に示す TRU スラッジ処理能力向上の方策を検討し、その一部について処理試験を実施し、処理能力向上にその見通しを得る段階に至った。

1) TRU 核種の分離・除去

無機系吸着剤を用い、プロセス廃液中の α 核種を選択的に吸着・除去し廃液中の α 放射能濃度を低減する。処理された廃液は TWTA の上澄液と同様第 2 廃棄物処理棟にて β(γ) 廃棄物として処理可能にし、TRU スラッジの発生量を低減する。

2) スラッジの脱水

神奈川県工業試験所において開発された泥水凝固剤を応用し、TWTA で生成した TRU スラッジにさらに同凝固剤を添加することにより粒径を大きくして脱水し、TRUSSAR におけるカ焼能力の向上(カ焼熱量の低減及び高密度積層)を図る。

3) カ焼処理

TRUSSAR のカ焼能力に注目し、レトルト内に TRU スラッジをカ焼し、最終的にセメントにて固化するプロセスを検討中である。現在まで得られたデータにより 300 °C で処理運転し、8 時間/日の運転により処理能力としても TRU スラッジを約 5 ℓ / 日が恒常に得られることが判明し、溶融固化方式以外の固化方法として実際的な処理技術として有効なプロセスと考えられる。

3.4 廃溶媒の処理

廃溶媒(30 % TBP-ドデカン)には、α 核種が含まれているのに加え、化学的性質(リン酸による腐食性等)から、その処理技術は種々あるものの、未だ十分に技術確立されていない現状である。

このため、溶媒洗浄及び燃焼というプロセスにより、当該廃溶媒を処理するための基本設計を平成 3 年度に行い、平成 4 年度より装置の設計・製作を開始し、平成 7 年度よりその処理を実施する計画である。

処理プロセスとしては、Fig. 7 に示すように、洗浄処理系にてアルカリ洗浄(炭酸ソーダ)により、廃溶媒中の α 核種を可能な限り除去し、洗浄された有機相は燃焼処理系にて焼却処理する。その際発生する焼却残渣はセメント固化する。また、アルカリ洗浄処理において発生した洗浄廃液は前述の TWTA にて処理するものである。装置の設計処理能力は洗浄処理系で 8 ℓ / バッチ、燃焼処理系で 3.1 ℓ / H である。

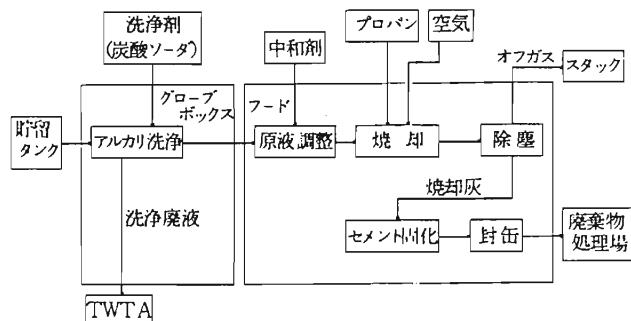


Fig. 7 Treatment Process Flow for Spent Solvent

なお、処理プロセスは以下の検討結果に基づいて選定した。

1) 洗浄処理プロセス

炭酸ソーダ洗浄による α 核種の DF は基礎試験結果に基づき 10^3 とする。

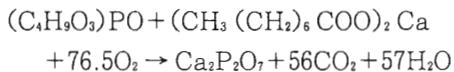
2) 燃焼処理プロセス

イ) 燃焼反応

TBP を含有する有機廃液を直接燃焼すると、燃焼自体は良好であるが、以下の問題がある。

- TBP 中のリンが P_2O_5 となり、灰分と反応してガラス状物質を生成しフィルタ詰まり、装置の閉塞が生じる恐れがある。
- リン酸が生成し金属及び耐火物の腐食、損傷が生じる恐れがある。

これらの問題を解消するため、中和剤を添加し燃焼させ TBP 中のリンを安定なリン酸カルシウム塩とすることとし、中和剤としては実績があり、また、取扱い及び混合が容易なオクチル酸カルシウムを使用することとした。本中和処理における反応式は以下のとおりである。



なお、中和剤の添加量は実験により Ca/P (モル比) = 1.1 とした。

ロ) 焼却炉型式

有機廃液と中和剤の混合物は燃焼性に問題は無く、一般的な炉型式で対応可能であることから、廃油焼却に広く用いられている噴霧燃焼方式と蒸発燃焼方式について実験等で比較検討した、その結果、焼却残渣が粉体状となり、その後の取り出し、固化操作が容易となる噴霧燃焼方式を採用した。

3.5 ウランプロダクト廃液の処理

ウランプロダクト廃液は、本湿式再処理試験においてウラン精製工程を経ていないため、 β (α) 及び α の核種を含んでいる。したがって、再利用、廃棄いずれの場合でも精製が必要となる。本廃液の処理プロセスは、ウランプロダクト廃液中の Pu 及び Cs に対する 2 種類の無機系吸着剤の開発を行い、ピーカスケールで実験的検討を進め、本廃液の処理の可能性について見通しが得られたものを採用することとした。

この結果に基づき、当該ウランプロダクト廃液を処理するための基本設計を平成 3 年度に行い、平成 6 年度より処理装置の設計・製作を開始し、平成 8 年度よりその処理を実施する計画である。

処理プロセスは、Fig. 8 に示すように、吸着に最適な pH 調整を行った後、廃液を所定濃度以下になるまで循環流通させる。処理済廃液は第 2 廃棄物処理棟へ移送し処理する。また、使用済吸着剤はセメント固化後廃棄物処理場にて保管管理する。装置の処理能力は 22 l / バッチ (循環流量 ; 16 l / H) で主要部はグローブボックス内に収納する。

なお、本処理プロセスにおける無機系吸着剤の性能は、Pu 吸着用及び Cs 吸着用いずれも DF を 20 とした。

3.6 高レベル廃液の処理

原研東海研最大の放射能インベントリーを有する再処理共除染工程で発生した廃液約 11 m³ について

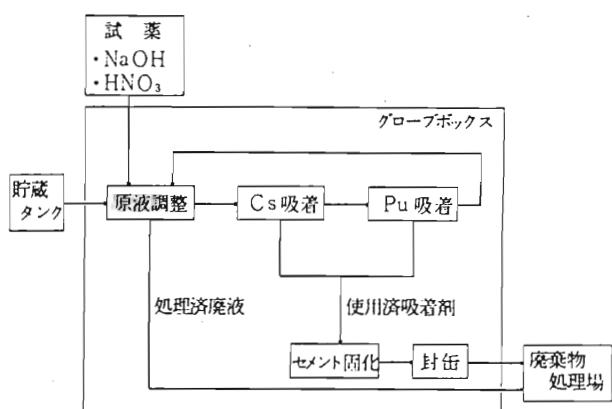


Fig. 8 Treatment Process Flow for Unpurified Uranium Solution

は、再処理特研内廃液長期貯蔵施設に保管管理している。同施設は、建設後 30 年、廃液貯留後 20 数年を経過して、その老朽化が進んでいる。このため、東海研内に「高レベル廃液処理アドホック検討会」を設置し、その処理方策について検討を行った。

その結果、処理プロセスとしては、同廃液中の主要核種である Pu, Cs 及び Sr を無機系吸着剤により、吸着分離し、廃液を低レベル化したのち、廃棄物処理場へ運搬し処理し、さらに、使用済吸着剤はセメント固化等の処理を施したのち廃棄物処理場へ搬出し保管廃棄することで設計・検討を進めているところである。本廃液の性状を Table 5 に示す。

Table 5 Composition of HLW Produced by JRTF

	分析方法	組成
γ 放射能濃度 (¹³⁷ Cs)	γ スペクトル分析	7.4×10^9 Bq / l
α 放射能濃度 (グロス)	α 線計数法	3.6×10^6 Bq / l
プルトニウム含有率 (²³⁹ Pu)	α スペクトル分析	1.36 mg / l
ウラン含有率	MIBK 抽出分離 アルセナゾ ^{III} 分光光度法	1.32 g / l
酸 濃 度 (HNO ₃)	アルカリ滴定法	1.74 N
塩 濃 度	重 量 法	7.6 mg / ml

4. 再処理特研解体技術開発とデコミッショニング全体計画

4.1 再処理特研解体技術開発

再処理特研の解体にあたっては、2章で述べた再処理施設の特徴を考慮しつつ、技術開発に留意する必要がある。技術開発にあたり留意点を以下に示す。

1) 熱的切断工法の制限

機器類の内部が有機物により汚染しているために作業安全上熱的工法による切断には細心の注意が必要である。

2) 使用水の制限

α 核種を含む廃液の処理が困難なため、冷却水等の廃液を発生する切断法や除染法は制限される。

3) 切断機の大きさの制限

グローブボックスやグリーンハウス内の切断作業に使用可能な小型軽量、可搬型切断機が必要である。

4) 保障措置上の管理

ウラン、プルトニウムの計量管理及び廃棄物に含まれるウラン、プルトニウム濃度の測定管理が必要である。

5) 化学物質の管理

硝酸、TBP、ドデカンあるいはこれら分解生成物等による発火、爆発などの災害及び健康障害の防止のため、機器、配管内からこれらを排除し、作業環境の保全を図る必要がある。

6) 密閉式防護衣の着用

内部被曝防止のために、切断解体作業に適切な放射能防護衣を着用する。

再処理特研の特徴及び上述の留意点に基づく技術開発を概略解体手順とともにFig. 9に示す。これ

より、各解体手順における技術開発要素としては次の項目が挙げられる。

イ) 放射能量評価

汚染分布図の作成及び系内残留廃液量評価等に資するTRU放射能測定技術の開発。

ロ) 除 染

廃液発生量の少ない除染技術開発。

ハ) 解 体

系内残留廃液の抜出し、塔槽類の切断、ライニング類の剥離及び汚染拡大防止等を考慮した解体技術の開発。

二) 廃棄物

保障措置対策としてのTRU放射能測定技術並びに処理形態を考慮した減容及び保管容器の技術開発。

ホ) 除染廃液処理

TRUを含有する有機廃液及び無機廃液を処理する技術開発。

これらの要素技術を各項目毎に評価し最適化を図るものとする。

4.2 再処理特研デコミッショニング全体計画

再処理特研のデコミッショニングを実施するにあたっては、前述の各種解体要素技術を各々の場合に適用させながら再処理施設の総合解体技術として体系的な技術開発及び再処理特研の解体実地試験を行

- (1) 遠隔操作技術
 - ・ 放射能測定技術
 - ・ 解体技術
 - ・ 梱包及び運搬技術
- (2) 安全評価
 - ・ 環境への影響評価
- (3) コスト評価
- (4) システムエンジニアリング
 - ・ 3D-CAD支援システム

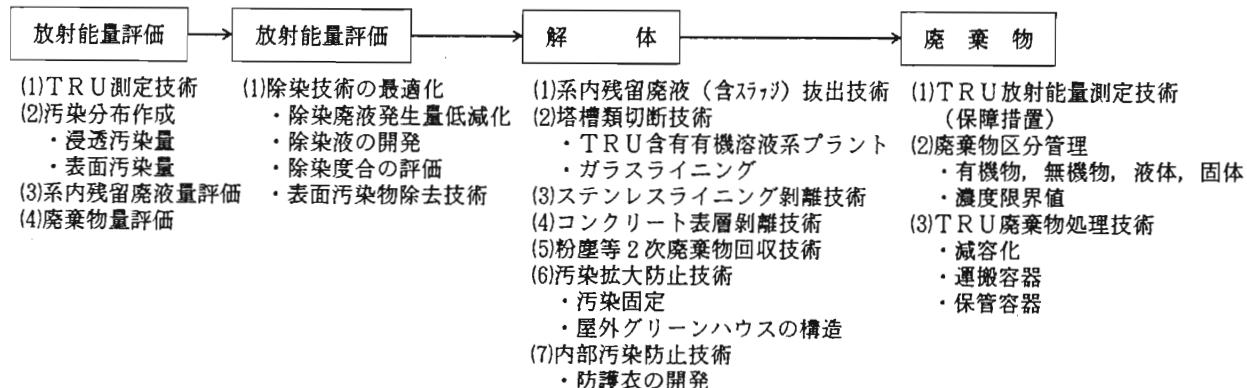


Fig. 9 R&D Tasks in JRTF Decommissioning Program

い、得られた成果を、今後の核燃料施設の改造・更新及び解体へ反映させることを目的に実施するものである。本計画は、平成2年度を初年度とし、9年間の事業として平成10年度に終了させる計画である。その年次計画をTable 6に示す。

Table 6 Decommissioning Schedule for JRTF

年度 項目	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1.解体技術調査									
	調査及び基本計画策定								
		解体技術設計							
2.解体技術開発 (1) 解体技術 (2) 廃液処理技術									
	設計	装置製作及びR&D実施							
3.解体実地試験						許認可			
							解体		

その骨子は、第1段階として平成5年度に基本計画を策定することを目標として、各種技術調査を実施する。併せて、TRU含有廃液の処理技術開発を進め、さらにアルミ廃液を除く残存廃液の処理を進める。第2段階としては、平成4年度より解体技術設計の開始及び基本計画に基づく各種の技術開発を実施し、第3段階の解体実地試験に備える。

これら、第1～3段階の基本計画、解体技術設計及び解体技術を駆使して、再処理特研を更地化する解体実地試験を平成7年度より開始し、平成10年度にはその計画を終了する予定である。

5. おわりに

以上、再処理特研のデコミッショニング計画の概要について述べた。今後、再処理特研の解体にあたっては、JPDRにおける技術開発及び解体実地試験並びに動燃での設備更新等で得られた知識、技術、経験を活用するとともに、DECD/NEAの協力計画に基づく各国との情報交換を図りつつ進めていくたい。

財団法人 原子力施設デコミッショニング研究協会誌

© デコミッショニング技報 第6号

発行日：平成4年11月14日

発 行：(財)原子力施設デコミッショニング研究協会

住 所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100

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

