

(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. 5 1992

- 総説
- 原子炉廃止措置技術の開発状況
—日立製作所の開発技術—
 - 動燃における核燃料施設
デコミッショニング技術開発の現状
 - OECD/NEA デコミッショニング政策
国際セミナー

デコミッショニング技報

第5号(1992年5月)

- 目 次 -

「核エネルギー利用システムの確立に向かって」 1

鈴木 弘茂

「総 説」

1. 「原子炉廃止措置技術の開発状況－日立製作所の開発技術－」 2

千野 耕一, 泉田 龍男

五月女裕夫

2. 「動燃における核燃料施設デコミッショニング技術開発の現状」 8

財津 知久, 飛田 祐夫

3. 「OECD/NEA デコミッショニング政策国際セミナー」 15

山内 勘

「技術報告」

4. 「JPDR 放射線遮蔽体コンクリート構造物の解体」 29

横田 光雄, 長谷川哲雄

5. 「原子力施設コンクリート解体技術の開発」 40

宮坂 駿一, 今野 孝昭

中村健次郎, 原田 実

西 謙治

6. 「RI 施設の改修, 解体」 48

山林 尚道

7. 「遮蔽窓の除曇」 60

菊池 輝男

DECOMMISSIONING GIHOU

(The Journal of the RANDEC)

Vol. 5

May 1992

CONTENTS

Exposition

Research and Development Activities for Commercial Reactor Decommissioning -Developing Technology of Hitachi Ltd-	2
---	---

Kooichi CHINO, Tatsuo IZUMIDA
Yoshio SOUTOME

Development of Decommissioning Technologies for Nuclear Fuel Cycle Facility in PNC	8
--	---

Tomihisa ZAITSU, Hiroo TOBITA
Tadashi MANO

An abstract of International Seminar of Decommissioning policies and it's related report of decommissioning cost estimates	15
--	----

Sadamu YAMANOUCHI

Technical Report

Decommissioning of the JPDR Biological Shield concrete wall	29
---	----

Mitsuo YOKOTA, Tetsuo HASEGAWA

Technology Development for Dismantling Reactor Building in Kajima Corporation	40
---	----

Shun-ichi MIYASAKA, Kyouichi TANAKA
Takaaki KON-NO, Kenjiro NAKAMURA
Ninoru HARADA, Kenji NISHI

Decommissioning and Repairing of Radioisotope Facility	48
--	----

Hisamichi YAMABAYASHI

Cleaning of Shielding Window of Hot Cell	60
--	----

Teruo KIKUCHI, Shirou KUROBANE
Tadaharu ITOU

核エネルギー利用システムの確立に向って



鈴木 弘茂

最近の不安定極まる世界情勢の中で、わが国の膨大なエネルギー需要をどうしたら安定確保出来るか、その方策に関心が集まっている。これなくして平和で豊かな社会は築きえないと思われるからである。太陽、風、地熱、バイオマス等さまざまな新エネルギーの活用が、省エネルギー技術と並行して盛に研究されているが、原子力発電を主とする核エネルギーに替り得るものは簡単には得られそうにない。

わが国における核利用研究は、最初やや遅れてスタートしたが、その後順調に進展し世界の先進グループに入るに至っていることは、真に幸でご同慶の至りである。しかし現状なお(1)核燃料サイクルの完結と(2)原子炉及び関連諸施設のデコミッショニングを含めて放射性廃棄物の処理・処分等、に或る程度の問題が残っているとみられ、これらの諸問題を、自然(地球)環境を保全しつつ、経済性を含めて解決するべく、海外諸国とも協力し、全力をあげて努力すべき段階にきていていると言えよう。

この方面のわが国の技術開発の現状はやはり国際的にみて高いレベルにあり、特に RANDEC がいち早く設立され活発な活動を行っていることは今世界中から注目され、評価されていることは欣こばしい。このような各方面の活動・努力が続けられ、増強されてゆけば、残された問題の技術的な解決は期して待つべきものがあると信じられる。

関心の一部は、ここで更に社会的なコンセンサスを得るために対応に向けることが必要と思う。社会の各層にはまだ、過大な不安をもって核エネルギー開発を眺め、それに反対を唱える人々もいる。随分前のことであるが、ある国立大学の理工系学部学生諸君に対し数日間集中講義をし条理を尽くして説明した後に私はこの問題の難しさを体験した。提出された彼等のレポートの中に「自分は生れながらに原子力は嫌であって……」あるいは「死の灰を垂れ流していると聞かされているが……」等、初めから“聞く耳を持っていない”という心理状態のものが幾人も居て驚いた。大学を出て社会人として周囲の仲間の意見をリードする知識人に成長してくれることを期待していた私は忽ち無力感に打ち撲滅がれていたことを記憶している。粘性とか摩擦力とかが、物理学や技術の面で、如何に単純な理論を歪曲し、それであって、それらが屡々、重要な役割を演ずることに当時まだ思い至らなかったわけである。

この社会への対応を慎重にかつ重点的に推めることが今必要と思われる。本誌が立派に成長し、この方面的専門家の貴重な情報源となっていることは慶ばしい。それとともに、社会の人々のもつ不安を払拭するのに役立つ企画や記事を時折考えて戴きたいと望むのは、格調を下げ、的はずれのお願いでしょうか？

原子炉廃止措置技術の開発状況

－日立製作所の開発技術－

千野 耕一¹⁾, 泉田 龍男²⁾, 五月女裕夫²⁾

*Research and Development Activities for Commercial Reactor Decommissioning
-Developing Technology of Hitachi Ltd.-*

By Kooichi CHINO, Tatsuo IZUMIDA, Yoshio SOUTOME

Hitachi Ltd. has been developing technology for commercial reactor decommissioning since 1980. Activities have included system engineering for decommissioning plans, cutting technologies for core internals and the reactor vessel, chemical decontamination for metal waste, radiation measurements for very low level waste, and radioactive waste disposal for the decommissioning waste. These technologies were applied to the decommissioning of JPDR (Japan Power Demonstration Reactor).

This paper outlines our activities.

1. はじめに

原子力発電所の廃止措置に対して、日立製作所及びパブコック日立、日立プラント建設は共同してFig. 1に示すような各種の要素技術と、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、研究開発を推進している。

この内容は、

- (1) 解体工法を選定するシステムエンジニアリング
- (2) 炉心周囲の放射化を求めるインベントリー評価
- (3) 炉内構造物を対象とした水中プラズマアーク
- (4) 原子炉圧力容器を対象とした“アークガウジング+ガス切断”
- (5) 金属廃材を除染する中性塩交番電界
- (6) 極低レベル放射性廃棄物の計測
- (7) 極低レベル廃棄物の処分方法の評価

からなり、電力各社や原子力工学試験センター等の指導を受けながら、実用発電用原子炉の廃止措置に向け開発と確証を進めている。

また、我国初の本格的原子炉解体工事として、

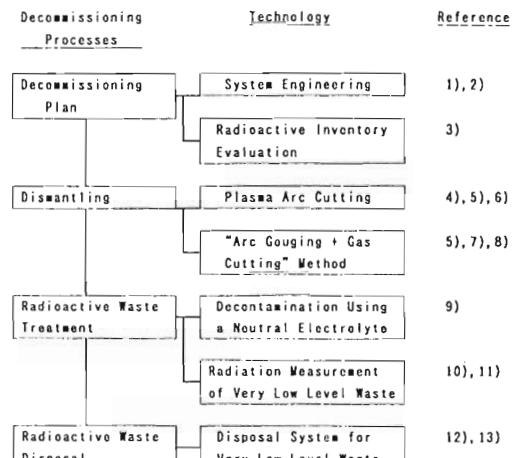


Fig. 1 Hitachi's Research Activity for Decommissioning

1986年度から日本原子力研究所が実施しているJPDR(電気出力12.5MW BWR)の解体実地試験にも技術開発当初から参画し、炉内構造物等の解体を実施した。

1) 日立製作所、エネルギー研究所

2) 日立製作所、日立工場

本稿において、各研究項目の概要を紹介する。

2. 各研究項目の概要

2.1 システムエンジニアリング

(1) 目的

廃止措置において、解体工法や解体手順、廃棄物の処理方法の選定と、必要な開発項目の抽出を目的に、システム評価コードの開発を進めている。本計算コードは解体工法や手順を決めるとき、以下の項目を評価する。

- a. 全体の解体期間とクリティカルパス
- b. 作業員の被曝線量
- c. 放射性廃棄物の発生量
- d. 解体費用

(2) 計算コードの概要

本計算コードの開発は、2段階で進めた。第1段階は原子力発電所を解体して、放射性廃棄物を容器に収納するまでの評価を実施した。計算コードは、評価に必要な情報を収納したデータベースと必要解体期間を求める工程管理プログラムから構成されている。

第2段階では機能を拡張して、Fig. 2に示すような放射性廃棄物の合理的な処理処分も含むた。包含したのは処理、輸送、処分の3工程で、各工程毎に設備規模、工数、費用等を算出する。この結果、廃棄物の除染、減溶処理や処分方法の効果が評価できるようになった。

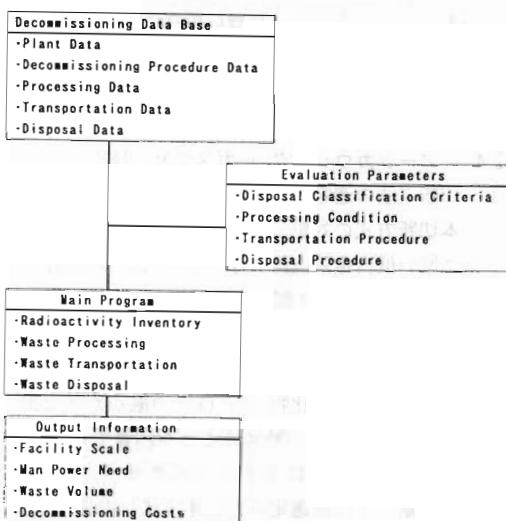


Fig. 2 Outline of System Engineering Code²⁾

2.2 放射能インベントリー評価

(1) 目的

放射化による原子炉周辺機器と生態遮蔽等の放射能レベルを正確に評価することは、解体工法の選定と放射性廃棄物量の予測に重要である。しかし、圧力容器（PCB）周辺は構造が複雑である上に、極低レベルまで精度良い評価が必要になるので、原子炉遮蔽壁（RSW）の配管貫通部やRSWとPCBの間隙の影響も評価する必要がある。そこで、中性子束分布を3次元で評価して、生体遮蔽壁（BSW）の放射能分布を求めた。

(2) 計算方法

PCV 内部及び BSW の中性子束分布は、RSW に漏洩部がない場合の中性子束分布を2次元で求め、それに3次元で評価したストリーミングによる中性子束を加算した。3次元計算はモンテカルロ法による計算コード MORSE-CG を用いた。

放射化量の計算には、中性子分布と BSW の元素組成を入力として、ORIGEN コードを用いた。

(3) 計算結果

Fig. 3 に RSW の貫通孔の影響を示す。貫通孔の無い場合と比較して、貫通孔出口近傍で中性子束は1.5倍に増加するが、BSW の表面の影響は1.1倍と少ない。

一方、RSW と PCB の間隙を透過する中性子の影響は大きく、Fig. 4 に示すように、炉心より距離は遠いが間隙に近い； BSW の上部が最も高い放射能レベルを示している。

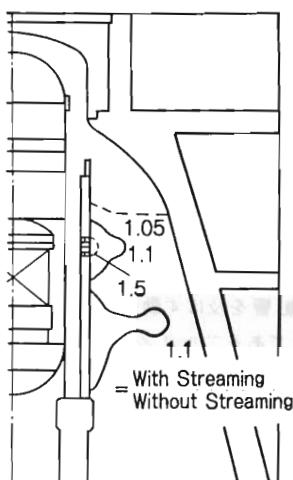


Fig. 3 Effect of Streaming³⁾ from Hole in RSW

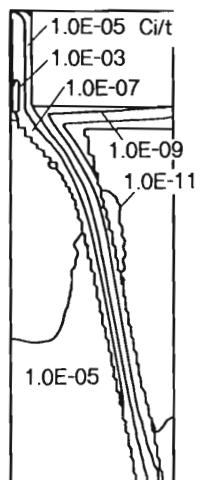


Fig. 4 Radioactivity Distribution³⁾ in BSW Concrete

2.3 プラズマアーク切断技術

(1) 目的

高度に放射化された炉内構造物と圧力容器の切断では、被曝線量を低減するために、水中での遠隔操作が必要である。日立は切断対象物の素材と肉厚に対応して、ステンレス製の炉内構造物にはプラズマアーク切断技術を、肉厚の低合金鋼の圧力容器には“アークガウジング+ガス切断”技術を開発している。

プラズマアーク切断では、炉内構造物で最大の板厚である 110 mm までのステンレス鋼を切断する条件の取得と、遠隔操作のためのトーチ位置決め技術の開発を行った。

(2) 切断技術の開発

プラズマ切断は、Fig. 5 に示すように電極とトーチの間にパイロットアークを発生させた後、電極と被切断物との間にプラズマアークを発生させて、被切断物を溶融切断する方法である。

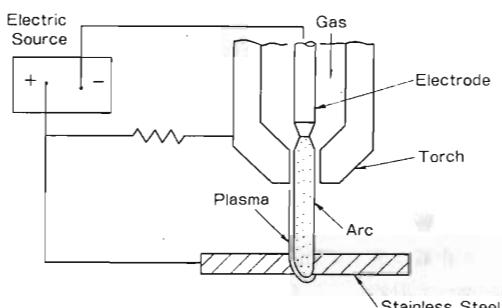


Fig. 5 Mechanism of Plasma Arc Cutting⁵⁾

実験結果を Fig. 6 に示すが、供給する切断電流が大きいほど、また切断速度が遅いほど、切断可能な板厚を大きくすることができた。1000A の切断電流を用いると、最大で 130 mm のステンレス鋼を切断できることを見出し、目標を達成できた。

また、切断性能に影響を及ぼす動作ガスの組成として、不活性ガスであるアルゴン (Ar) + 窒素 (N₂) と Ar + 水素 (H₂) の混合ガスを比較した。冷却能力に優れた H₂ のほうが良好な切断性能を示し、Ar と H₂ の混合比は、H₂ の割合が 40 % の点が最適であった。

(3) 遠隔操作技術の開発

プラズマアーク切断ではトーチと被切断物の距離（スタンドオフ）を一定にして、トーチを移動

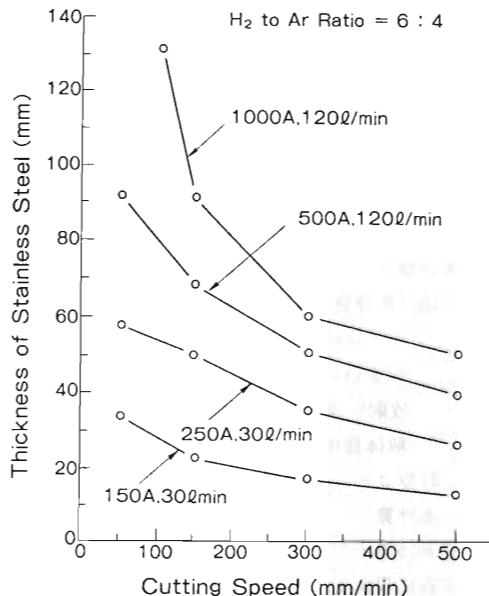


Fig. 6 Performance of Plasma Arc Cutting⁵⁾

させることが重要である。このため、超音波センサーによりスタンドオフとトーチの方向を検出して、トーチと被切断物の相対的な位置決めを行ない、これを基にトーチを移動させる方式を新たに開発した。試験の結果、要求精度の ± 5 mm 以内を十分に満足することを確認した。

また、この方法により被切断物との相対的な関係でトーチ位置を決められることから、座標の再計算が不要となり、位置決め作業の効率が向上できた。

2.4 “アークガウジング + ガス切断”技術

(1) 切断工法の選定

本切断方式の対象となる原子炉圧力容器は、非常に厚い低合金鋼（最大厚さ 420 mm）の内面に厚さ 10 mm ステンレス鋼を内張したものである。肉厚のためにプラズマアークでは切断できず、またガス切断を用いるとステンレス鋼との酸化反応で生じるクローム酸化物 (Cr₂O₃) の融点が約 2200 °C と高いために、切断することが困難であった。

そこで、Fig. 7 に示す“アークガウジング+ガス切断”工法を選定した。本工法は内張のステンレス鋼をアーク放電で溶融させ、これをジェット水により吹き飛ばした後、低合金鋼を酸素ガスにより溶断する工法である。この工法は、切断装

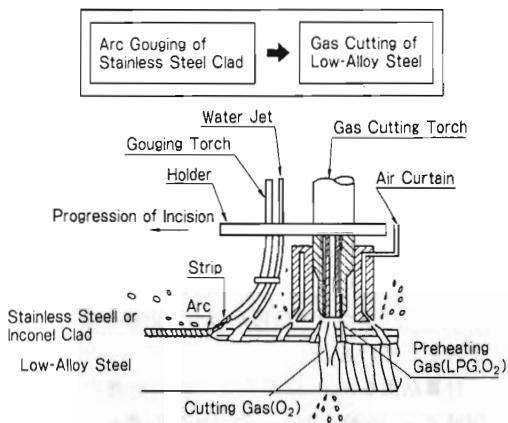
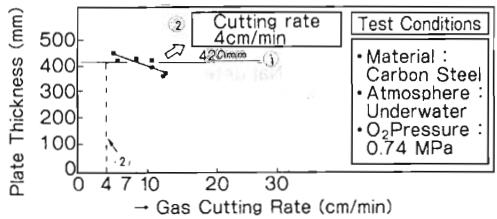


Fig. 7 Combination Torch System⁸⁾

置が単純かつ軽量であるため遠隔操作性に優れていること、さらに、切断トーチの交換頻度が少ないことが特徴である。

(2) 試験結果

Fig. 8 に示す水中での性能試験の結果から、切断条件を選定した。先ず、ガス切断において、切断速度が小さいほど低合金鋼の切断可能厚さが増加し、切断速度を 4 cm/min 以下にすれば、



(1) Relation between Plate Thickness and Gas Cutting Rate

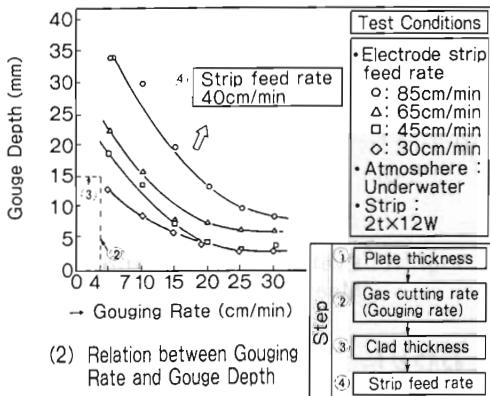


Fig. 8 Steps for Selecting Cutting⁸⁾ Conditions

420 mm の板厚を切断できることを見出しました。次に、ストリップの供給速度を 30, 45, 65, 85 cm/min と変化させて、ステンレス鋼の切断可能板厚を求めました。この結果、ストリップの供給速度を 40 cm/min にすると、4 cm/min で厚さ 15 mm のステンレス鋼を切断できることが分かった。

実際と同じ最大板厚 420 mm のフランジ部を持つ試験体を作成し、切断実験を実施した。この結果、解体手順計画に従って連続的に効率よく切断でき、周切断線から縦切断線への遠隔による移行も良好であった。また、試験体の全切断線長さ 26 m の切断を一つの切断トーチによって円滑に実施できることを確認できた。

2.5 中性塩交番電界

(1) 目的

放射性金属廃材の大部分は、放射能が表面に付着しているので、表面のみを除去すれば放射能レベルを大幅に低減できる。そこで、配管やバルブの内面という複雑な形状の表面を除染するために、化学除染技術の開発を進めている。

除染方法としては、Na₂SO₄ 水溶液を用いた中性塩交番電界法と硫酸を用いた化学除染の 2 通りを開発している。前者は、中性溶液を使用するために、除去した金属が不溶解成分として除染液中に存在するために、除染液と金属の分離が容易で、除染液を再利用できる。一方、硫酸による化学除染は、ステンレス鋼のように表面の酸化皮膜が強固に母材と結合している場合でも、短時間で除染が可能である。両者のうちで、中性塩交番電界の概要を以下に紹介する。

(2) 中性塩交番電界の概要

Fig. 9 に交番電界の効果を示す。除染液に中性溶液を使用すると、+ の電位でも - の電位でも金属表面の除去速度が小さい。しかし、30 秒おきに交互に + - の電界をかけると、除去速度が大幅に増加して、約 25 分で完全に表面の酸化皮膜を除去できた。これは、+ の電界条件で酸化皮膜の Fe₃O₄ が Fe まで還元され、これが - の電界条件で溶解することを、X 線回折の測定から明らかにした。

この中性塩交番電界の装置概要を、Fig. 10 に示す。金属廃材は酸化皮膜を除去した後、別容器に移送して洗浄する。除染液中に溶解した酸化皮膜は、凍結融解法により沈殿物として分離した後、除染液は再利用する。

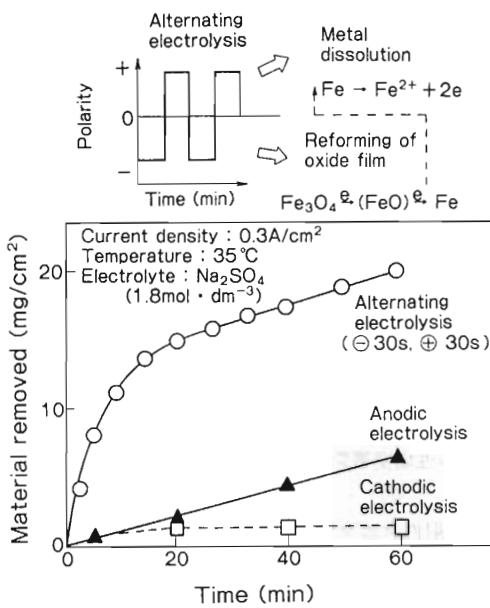


Fig. 9 Effect of Alternating Electrolysis⁸⁾

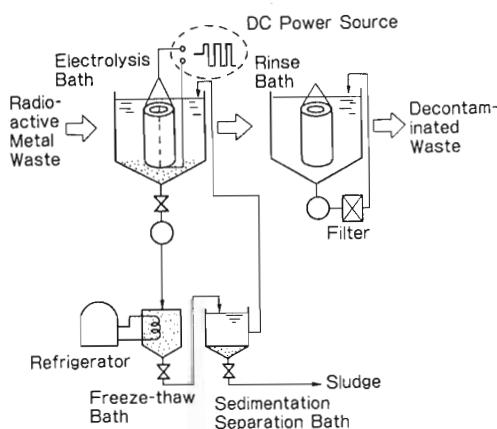


Fig. 10 Flow of Electrolysis Decontamination Process

2.6 極低レベルの計測

(1) 目的

廃止措置の計画では、配管や汚染コンクリート等の放射性物質を完全に除去してから、建屋の解体を実施する予定である。そこで、放射性物質が存在しないことを確認する必要がある。しかし、従来のサーベイメータでは極低レベルの測定が難しく、またスミヤやサンプリング法では測定時間が膨大になる。このため、広い平面を一度に極低

レベルまで測定できる計測システムの開発に着手した。

(2) 計算結果

システムの成立性を評価するために実施した一例として、5m角の床面が均一に⁶⁰Coで汚染された場合について、⁶⁰Co放射能濃度と必要な測定時間の関係を、シミュレーションにより計算評価した結果を示す。コンクリート中に含まれる⁴⁰K等の影響については、ANISNコードによりこれらバックグラウンド核種からの放射線束を計算して評価している。

計算結果をFig. 11に示す。放射能濃度が低い領域ではGe検出器が、逆に放射能濃度が高い領域ではNaI検出器の方が短時間で測定可能であることがわかった。Ge検出器は、NaI検出器に対して検出効率が半分程度であるが、スペクトル分解能が高く、バックグラウンドの影響を受けにくい。そのため、バックグラウンドの影響が大きくなる放射能濃度が低い領域で有利な結果となっている。

床面と検出器の距離については、近すぎると中心部と端の測定感度の差が顕著になり、遠いと全体の検出効率が低下し、1m前後が最適であることを見出した。

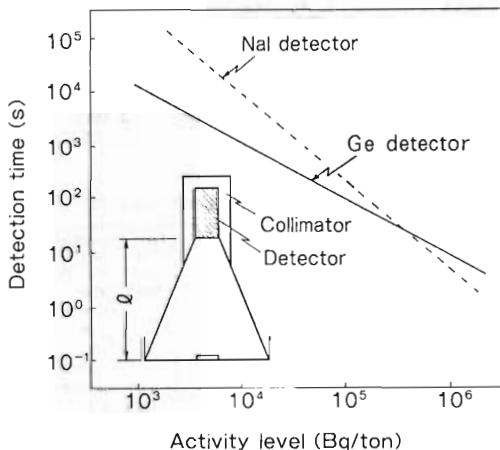


Fig. 11 Evaluation of Radiation Measurement¹¹⁾

3. おわりに

以上に述べたように、日立製作所及びパブコック日立、日立プラント建設は、実用発電用原子炉の廃止措置に向けて、長期間にわたり要素技術の開発及

び確証を推進してきた。システムエンジニアリングから解体、廃棄物処分迄の廃止措置全体を念頭において、信頼性・安全性を高めるために、今後更に研究を進めて行く所存である。

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團法人原子力工学試験センターでの実証試験、科学技術庁の補助事業、日本原子力研究所の JPDR 解体実証試験等で実施しました。

また、システムエンジニアリングや極低レベルの計測等に関する研究は、(株)東芝と共同して実施したものである。ここに、御協力頂いた多くの方々に、深く謝意を表します。

参考文献

- 1) S. Komura, T. Izumida et al., Trans. of 1990 Annual Meeting of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese) K31
- 2) H. Heki, T. Izumida et al., Trans. of ICONE 1 vol. 2, C-30 (1991)
- 3) Y. Fujita et al., Trans. of 1991 Winter Meeting of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese) E 11
- 4) T. Shimura et al., Trans. of 1988 Winter Meeting of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese), L 3
- 5) Y. Soutome et al., Hitachi Hyoron (in Japanese) vol. 72, No. 10 (1990)
- 6) T. Shimura et al., Trans. ICONE 1 vol. 2, C-37 (1991)
- 7) M. Hamasaki et al., Nuclear Technology vol. 59 (Oct. 1982)
- 8) W. Kawahara et al., Trans. of ICONE 1 vol. 2, C-40 (1991)
- 9) A. Tanaka, et al., Trans. of ICONE 1 vol. 2, E-40 (1991)
- 10) T. Izumida et al., Trans. of 1991 Winter Meeting of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese) E 12
- 11) T. Izumida et al., Trans. of 1991 Winter Meeting of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese) E 13
- 12) T. Izumida et al., Trans. of 1990 Annual Meeting of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese) K 32
- 13) H. Heki, T. Izumida et al., Trans. of 1990 Annual Meeting of At. Energy Soc. Jpn., (in Japanese) K 33

動燃における核燃料施設デコミッショニング技術開発の現状

財津 知久¹⁾, 飛田 裕夫¹⁾, 間野 正¹⁾

"Development of Decommissioning Technologies for Nuclear Fuel Cycle Facility in PNC"

By Tomohisa Zaitsu, Hiroo Tobita, Tadashi Mano

Decommissioning of nuclear fuel cycle facilities are characterized by the following:

- Equipments are Contaminated with TRU nuclides
- Radioactive material are various in chemical composition and properties,
- Equipments and facilities are also various in structure, configuration and materials
- Equipments are not irradiated

On the consideration of these factors, PNC (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) has been developing decommissioning techniques, such as decontamination, monitoring, cutting and remote handling. In this paper, decommissioning R&D activities in PNC are briefly introduced.

1. 緒 言

再処理施設、燃料加工施設等の核燃料施設は、一般に30～40年の寿命といわれており、老朽化あるいは運転を停止した、これらの施設を安全に解体、撤去し、かつその際に発生した廃棄物を適切に管理することへの関心が最近とみに高まっている。

このような核燃料施設の解体撤去は、原子炉の解体撤去と共に多くの技術面も多いが、原子炉と比較して、次のような特徴がある。

- ① プルトニウム等超ウラン（TRU）核種により汚染されている。
- ② 機器、施設の構造、形状、材質等が多種多様である。
- ③ 放射性物質の化学形態、物理形態が多種多様である。
- ④ 施設、設備が放射化されていない。

従って、核燃料施設のデコミッショニングを実施するにあたっては、これらの特徴を踏まえて、汚染の拡大を防ぐための包蔵性の確保、被ばく低減等による安全性向上、工期短縮、コスト低減等による経済性向上及び廃棄物の発生量低減、測定・仕分けによる廃棄物管理を合理化的に進めていく必要がある。動燃事業団では過去の核燃料施設内装設備機器の解体撤去経験を踏まえて、当面は今後の核燃料施設の内装設備の解体撤去に向け、また将来的には核燃料施設そのもののデコミッショニングに向けて、核燃料施設に共通的な以下の要素技術の開発を進めてきているので、これらの概要について紹介する。

- ① 測定技術開発
- ② 除染技術開発
- ③ 解体技術開発
- ④ 遠隔技術開発

1) 動力炉・核燃料開発事業団
環境技術開発推進本部 処理・貯蔵研究グループ
2) 大洗工学センター管理部環境技術課

2. 核燃料施設のデコミッショニングに必要な技術

核燃料施設のデコミッショニングは、基本的には図-1に示すようにシステムエンジニアリングを中心とし、要素技術を組み合わせて行なわれる。核燃料施設のデコミッショニングの効率的な実施を現実にするためには、測定、除染、解体、遠隔等の要素技術開発を進め、他の技術情報も含めて充分な実施計画を練り、解体工法、被ばく評価、廃棄物発生予測、工期、コスト等を評価しておくことが重要である。また、デコミッショニングに伴う廃棄物については、施設運転上の制約から大型のまま撤去されることもあり得るため、その除染解体減容も含めて対策を練る必要がある。

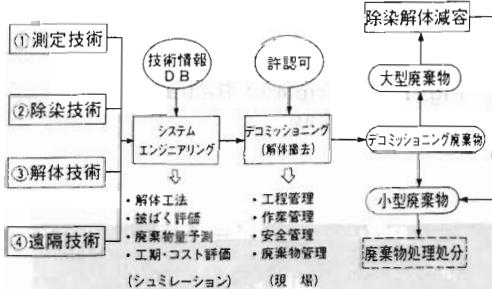


Fig. 1 Decommissioning technologies for Nuclear Fuel Cycle Facilities

以下に核燃料施設のデコミッショニングに必要な各要素技術の内容をまとめておく。

(1) 測定技術

放射性核種の測定技術、放射性物質の汚染状況を把握するための技術であり、効率的な除染・解体の実施、安全管理、廃棄物管理を行なうために必要な技術である。核燃料施設の場合、TRU核種の評価が重要であり、施設によってはその定量評価も必要になる。

(2) 除染技術

デコミッショニングにおいては、核燃料物質の回収、解体作業時の被ばく低減、放射性物質の飛散防止及び解体時に発生する廃棄物の低減の観点から、除染は必要不可欠な技術である。一般に、除染効果の高い方法は機器材質を腐食、損傷させる力が強いため、施設全体の解体撤去時と供用期間中の設備更新のための解体撤去時とでは、除染方法の選定に十分配慮する必要がある。また、二

次廃棄物の処理に当たって、既設廃棄物管理施設への影響を配慮することが必要である。

(3) 解体技術

解体対象物の材質、厚さ、形状等の多様化に応じた、適用範囲の広い解体技術が求められている。解体技術とダストヒューム回収技術、解体物のハンドリング技術及び遠隔操作技術の組み合わせが特に重要である。

(4) 遠隔技術

高線量環境下での解体撤去等を安全に、かつ効率的に行なうためには、ロボット技術等の遠隔走査技術の確立を図ることが必要であるが、セル、グローブボックス中に設置されているため、小型、軽量、可搬型であること、さらに小規模解体の繰り返しもあるため、再利用を考慮したものにしておく必要がある。

(5) デコミッショニング廃棄物対策技術

核燃料施設は種々の放射性核種で汚染されているため、TRU、 $\beta\gamma$ 、ウランの全ての放射性廃棄物が発生するが、放射性物質の濃度及び核種組成に応じた区分管理を行なうことが重要である。

また、廃棄物量の低減、資源の有効利用の観点から、解体物の再利用のための技術を整備していくことも重要である。

(6) システムエンジニアリング

デコミッショニングの計画に当たっては、測定、除染、解体等の各要素技術を組み合わせた解体撤去手順を検討して、それに伴う費用、必要な工期、作業者の放射性被ばく線量当量、発生する放射性廃棄物の種類、量等の廃棄物管理計画を立案・評価しておくことが必要である。

そのため、核燃料施設では解体撤去対象物の汚染形態、形状等が多種多様であることから、個々のケース毎に評価検討を加え、最適なシステムエンジニアリングとしてその手順、方法、作業量等を幅広く検討し、システム化を図っておくことが重要である。

3. 測定技術開発

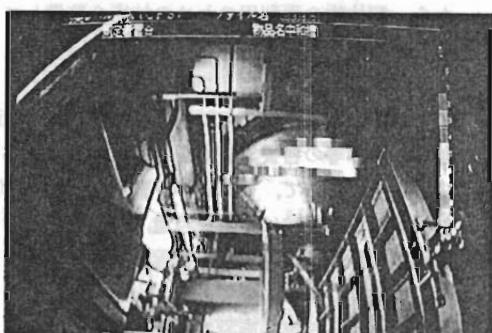
動燃では、通常のスミヤ法やダイレクトサーベイ法に変わる遠隔により迅速かつ高信頼性にて核種の汚染分布評価ができる放射性映像化装置（RID）の開発を実施している。¹³⁾ これは、デコミッショニング時における放射性物質の測定評価効率の向上、作業時の被ばく低減及び測定データの信頼性向上を

目的としたもので、放射性物質の汚染分布状況を円滑かつ自動的に映像化するものである。

本装置の測定原理は、指向性をもつα線検出器及び距離計を測定対象汚染物に対して走査させ、得られた放射線情報及び距離情報から、コンピュータにて10段階に色分割した1,500から9,000画素（プロット）で構成される放射性物質分布画像（評価画面）を作成し、それをTV画面上に合成映像化するものである。

図-2に測定原理図を示す。写真-1に実際の廃液タンクのTV画面、評価画面ならびに合成映像を示す。TV画面は測定範囲全体を表示し、評価画面は画面プロット中の最大計数値を上限に各プロットの計数値を10段階の色（赤～黄～緑～青～無色）で表している。両画面の合成画像により廃液タンク内底部に放射性物質が沈着している様子を認めることができる。

さらに、本装置の適用性を評価するため200ℓの廃液物ドラム缶を対象として各種試験を実施し、放射性物質の存在位置が本装置により明確にできることが分かっている。



Before decontamination

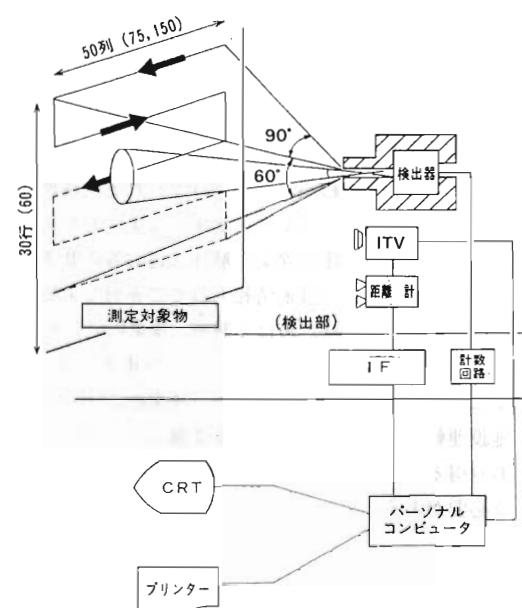
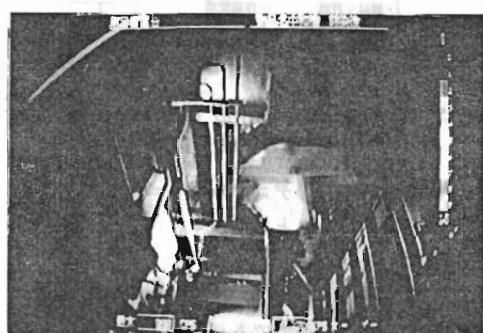


Fig. 2 Principle of Radiation image Display



After decontamination

Photo. 1 Evaluation of Liquid Waste Tank before and after Decontamination

4. 除染技術開発

除染技術は「一次除染」及び「二次除染」の二種類に分類している。前者は、ルーズな汚染を取り除き、取扱い時の被曝線量の低減及び核種の拡散を防止することを目的としているのに対して、後者はバックグラウンドレベルまでの絶対的な放射能量の低減を目的としている。

動燃では、一次除染方としてアイスblast除染法²⁾、徹底除染法として電解研磨除染法³⁾の開発を進めている。

(1) アイスblast除染

アイスblast除染法は、ペレタイザーにより製造した氷粒、ドライアイス粒又はそれらの混合粒子を圧縮空気等の運搬媒体を用いて被除染物に投射して、表面汚染を取り除く除染法である。

本法の特徴は、粒子投射時の衝撃力をを利用して核種及び塗膜、油分等を除去するところにあり、除染効果をより少ない二次廃棄物発生量で達成できるものである。図-3にアイスblast除染システム概念を、図-4に除染効果の一例を示す。

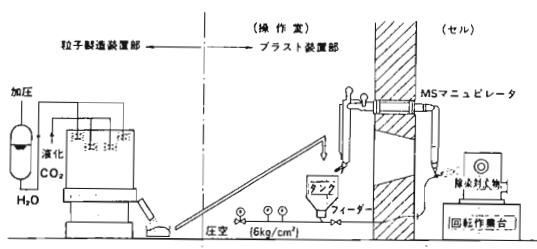


Fig. 3 Ice Blasting Decontamination System

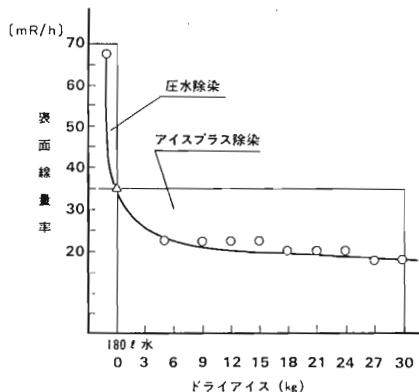


Fig. 4 Effect of Ice Blasting Decontamination after Hydrojet

今まで行なった試験では、プラスト時の衝撃力は、約 $200 \sim 700 \text{ kg/cm}^2$ に達し、圧水除染法と比較しても、数十分の一程度の廃棄物発生量で、より高い除染効果を達成できることが確認できている。

(2) 電解研磨除染

一般工業界で金属の表面処理に利用されている電解研磨技術を除染に応用したものである。

本除染法は、汚染金属の表面の溶解に伴い汚染核種を電解液中に移行させるもので、理論的には GB レベルまでの除染効果が期待できる技術である。

動燃では、研磨効率、均一溶解性等の電解特性及び劣化電解液の後処理の観点から電解液として 5% 硫酸を選定し、大洗工学センター WDF 内に実除染設備を設置した。電解研磨システムの基本的な概念を図 - 5 に示す。金属で構成される廃棄物に導電性を示す電解液中で正の電荷を加えると金属表面が、陽イオン形態で電解液中に移行し、除染される。又、電解研磨を継続して行なうことにより、電解液中の金属イオン濃度が上昇し、これが 30 kg/l 以上に達すると研磨効果が

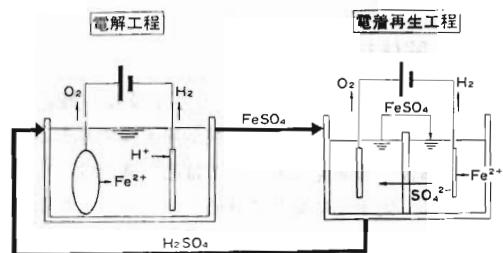


Fig. 5 Principle of Electropolishing

3 ~ 4 分の 1 に低下するとともに最終的には、劣化電解液が二次廃棄物となる。

そのため、劣化電解液の再利用技術として電解過程の逆のメカニズムを利用して劣化電解液中から金属イオンを回収し、電解液の再生、長寿命化を図る電着再生法の開発を実施している。本技術は、特に再生時の PH 制御が重要であり、再生が行われる陰極と陽極の間には硫酸イオン (SO_4^{2-}) を選択的に透過する電解膜を配している。

試験結果の一例を図 - 6 に示しておくが、除染試験結果からは、本除染法の高い除染効果が期待できるとともに、金属結晶粒界中にまで入り込んだ強固な汚染に対しても有効であることが明らかとなっている。

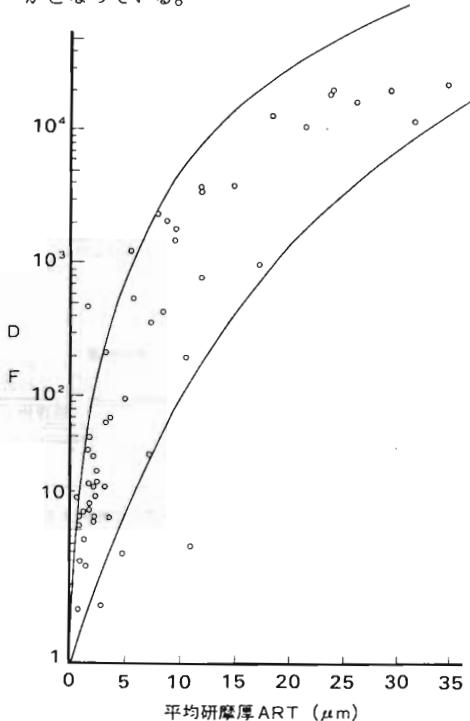


Fig. 6 Relationship between Average Removal Thickness and DF

5. 解体技術開発

核燃料サイクルを形成する各施設及び機器・設備は、構造・形状・材質等が多種多様であることから解体技術の開発にあたっては広い適用性ならびに安全性、効率性に関して評価していることが重要である。

動燃では、解体技術の手法として適用性の高いプラズマ切断技術、CO レーザー切断技術を中心に開発を実施している。

(1) プラズマ切断技術

核燃料施設のデコミッショニングを行なうに当たっては、金属類ばかりでなくセル等構造部材のコンクリート、焼却炉やガラス溶融炉等のセラミック性耐火物の切断をいかに効率良く行なうかも重要なってくる。

この為動燃では、金属、非金属の材質に関係なく切断可能な特徴を有しているプラズマジェット切断法に着目して、研究開発を進めてきている。⁴⁾

本切断装置のシステム概念を図-7に示しておくが、この装置を用いた各種耐火物の切断試験でば、ガラス溶融炉構成材料のうち、電鋸 AZS 系

の CS - 5, CS - 3 の 2 種類は容易にピアシング並びに切断が可能であり、電鋸クロム - アルミナ系の K - 3 もピアシング及び切断でクラックが発生し簡単に切断し細断できた。これらのことより、耐火物の解体、細断にこのプラズマジェット切断法が一手法として十分適用可能である見通しを得ている。

(2) CO レーザー切断技術

解体技術としてのレーザーの適用については、①遠隔操作性に優れている、②エネルギー密度が高いため、ヒューム等の二次生成物の発生が少ない。③汎用性が高い（適用可能な材料が多い）、等の多くの特徴を有しているので、プラズマ切断法等の従来技術に替わる新技術として注目されており⁵⁾、動燃においても技術開発に着手している。すなわち CO レーザーの優れた特徴、可能性に着目し、CO レーザーによる切断試験、ガラスファイバーによる高パワー伝送システムを構築するために必要となる種々の要素技術の開発を実施している。試験結果の一例を図-8 示しておく。

今後の開発目標としては、切断対象物の厚さ 100 mm 伝送出力 10 Kw をを目指している。

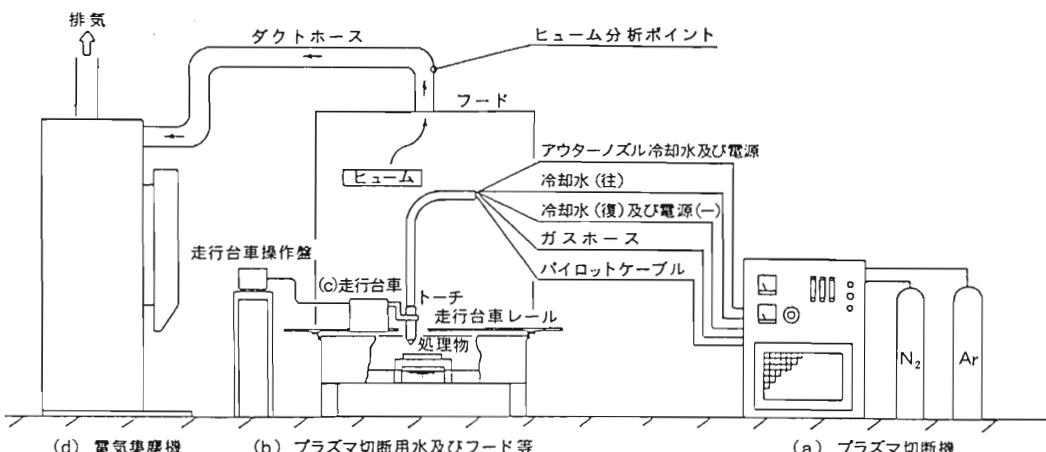


Fig. 7 Concept of Plasma Cutting Robot

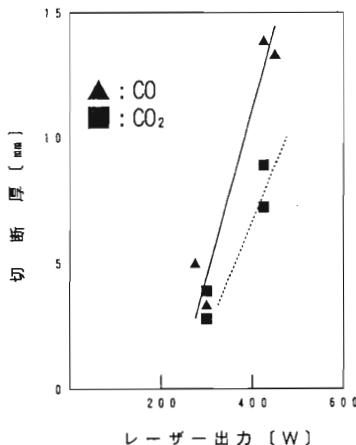
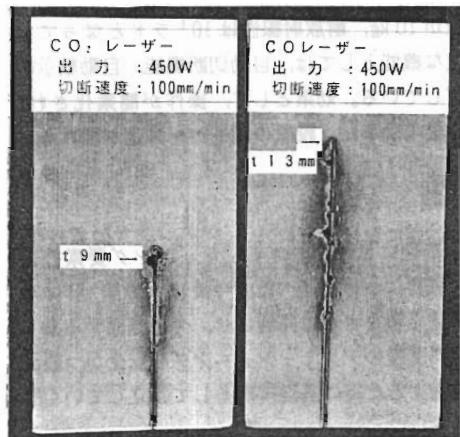


Fig. 8 Results of Laser Cutting



6. 遠隔技術開発(プラズマ解体ロボット)

高放射線、高汚染環境下に設置されている大型設備や複雑な形状の機器等を解体するためには、遠隔技術を利用して、自動的に効率良くかつ安全に解体撤去することが不可欠である。

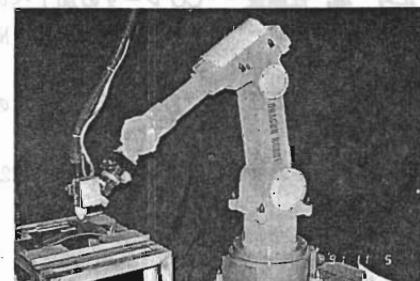
動燃では、遠隔技術開発の一環として産業用ロボット技術を改良したプラズマ解体ロボットをWDF内に設置し、実廃棄物の解体への適用において、技術の実証を図ってきた⁶⁾。この解体ロボットは、処理対象物の切断軌跡をあらかじめロボットに教示してから切断を行なうティーチングプレイバック方式を採用しているため、被処理物が複雑形状化するとそのティーチングに費やす時間が多大となり効率性の点が課題となつた。このため、切断時の電圧の変化をロボットにフィードバックして自動的に切断を行う電圧アーキセンサー及び非接触型のレーザー式距離センサー及びジョイスティック、マスター・アーム等をロボットに付加し、性能向上を図っている。

WDF設置のロボットにより解体手法、アルゴリズム及び多くの実績データを基にデコミッショニング用ドラゴン（多関節型）ロボットを製作した。写真-2にドラゴンロボットの外観を示す。

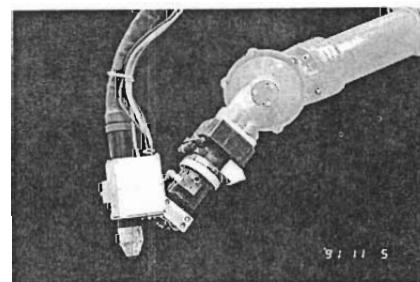
ドラゴンロボットは高線量環境下での被ばく低減化、作業の効率化を目的として製作したもので、ロボットの仕様は垂直多関節型によりプラズマトーチなどを遠隔操作するものである。軸数は6軸で、寸法は高さ120cm、下腕などをオフセットした状態の幅は50cmである。本体重量が130kg、腕先の取扱



Control device



Robot



Plasmatorch

Photo. 2 Dragon robot

い重量が10kg、耐放射線性は10⁸ラドとなっている。主な機能としては、自動切断機能、自動教示機能を有している。効果として、操作が簡素化され、遠隔作業の効率化、設置の省スペース化が図れる。

7. 結 言

以上動燃におけるデコミッショニング要素技術開発の概要について述べた。今後は、除染・解体等の技術開発等をさらに発展させ、今後直面する多くの核燃料施設のデコミッショニングを安全かつ経済的に実施するための基礎技術として確立していく計画である。

参 考 文 献

- 1) 塩月正雄、管谷敏克、"放射線映像化装置の開発"動燃技報 No.68, 1989
- 2) 山本正男、"アイスプラス解除染法" RANDECニュース No.1, P26~27, 1989
- 3) 山本正男、"電解研磨除染法" RANDECニュース No.1, P27~28, 1989
- 4) 飛田祐夫、菊池 豊、"プラズマジェット切断法による耐火物の切断技術" デコミッショニング技報 No.4, P45~50, 1991
- 5) 正野 進、佐藤俊一 "COレーザの加工への応用—厚板切断—" レーザ技術研究会報 No.45, P39~45, 1989
- 6) 菊池 豊、勾坂徳二郎 "自動溶断ロボットの開発" 日本原子力学会年会要旨集(第2分冊) K22, P164, 1990

OECD/NEAデコミッショニング政策の国際セミナー 及びコスト予測に関する報告書の概要

山内 勘

An abstract of Inter'l Seminar on decommissioning policies and it's related report of decommissioning cost estimates

Sadamu YAMANOUCHI

This abstract describes an abstract of the international seminar of decommissioning policies which was held in the period of 2nd to 4th of October, 1991 in Paris.

In this seminar was supported with OECD/NEA and IAEA and focused on the several items such as advanced technology for decontamination and dismantlement, financial and regulatory aspects of decommissioning policy. As topical reports regarding decommissioning costs and feasibility are also partially introduced in this report including recently issued special report by Expert Group of OECD/NEA.

1. はじめに

当協会は1991年9月下旬、かねて計画していたOECD/NEAとIAEA共催の「デコミッショニング政策に関するセミナー」への参加を科学技術庁の協力のもと調査団（団長、宮健三東大教授）として申込み手続きを行うと共に、欧州の中でも話題の多い原子力施設を訪問、デコミッショニング情報交換を目的として2週間の日程で18名の調査団を派遣した。このセミナーの開かれたパリでは前週からIAEAが主催する「低レベル放射性廃棄物の貯蔵、処分に関するセミナー」が開催されており、調査団員が分担して参加出席することができた。また両国際セミナー前の1週間、フィンランド（ロヴィーサ原発VVER 440/213）、ドイツ（ノルト原発VVER 440/230、カールスルーエ原子力研究センターMZFR及びWAK、グンドレミングンKRB[BWR]-A）、更に一部の団員はハンブルグ郊外のGKSS中央研究所のNSオットハーン原子力船並びにパリ

郊外のオーブ廃棄物貯蔵場を視察、デコミッショニングに関する技術開発、環境回復手段及び当該費用等今後の課題も含めた幅広い分野の情報、意見交換の場をもつことが出来た。施設訪問及びIAEA主催の前記セミナーは当協会が発行した「原子力施設デコミッショニング欧州調査団報告」をご覧いただくとして、本報告ではデコミッショニング政策セミナーの中でのコストに関するトピックスやセミナー開催中に刊行されたデコミッショニングに関するコスト解析報告に焦点をあてて紹介する。

NEA-IAEA主催のこのセミナーは会期が3日間であったが各国政府機関を含めた原子力関係者約150名が参加、OECD/NEAの非加盟国16カ国を含む30カ国が参加した国際色豊かなセミナーであった。3日間の期間にはパネルディスカッションも行われ、各国それぞれの事情を踏まえての原子力施設デコミッショニングに対する今後の見通し、技術開発、廃棄物処理処分を含めた経費の捻出、法規則の安全、基準及び政策等多岐にわたる内容を6

財 原子力施設デコミッショニング研究協会、情報管理部

Dept. of Information & International Affairs

Research Association for Nuclear Facility Decommissioning (RANDEC)

セッションに分けて行われた。限られた時間ではあったが8年後の2000年頃には250基の研究炉、60基余りの商業発電炉のデコミッショニングが計画あるいは実施に移される予定であり、また既に65基余りの原子炉施設が解体撤去又は実施中であることから、今後のデコミッショニング政策、殊に廃止に係わる費用について強い印象を受けたので、セミナーからの関連報告と参加各国の人達から聞いた話を含め紹介する。

2. 「デコミッショニング政策セミナー」の概要

(1) 各国の政策－コスト関係を中心に－

ブルガリアは東欧諸国を代表してチェコと旧ソ連との協同体制のもと、モスクワに本社のあるデコミ専門会社「DECOM」(原子力施設のデコミのみとは限定していない企業体)により、既に停止閉鎖している原子炉7施設について触れた。

その中で旧ソ連のNovovoronezhskaya NPPでは解体撤去処理に全費用の32～39%，放射性廃棄物処理、処分に43～57%が要るとしている

ものの30年経過後ではこの費用は約1/4～1/5の割合迄減少する見込みであると述べた。

チェコからは前述の「DECOM」が Bohunice A-1 NPP (HWGCR, 70 MWe) の停止後(1977年)遮蔽隔離方式により管理、1982年から一部旧西ドイツの解体技術を参考として解体を始めている。またNEAの場を通じ情報交換を期待しているとのことであった。

ベルギーからはECによる協力体制で1979年にデコミの5カ年計画を策定した報告。現在その計画の第3期目に入っている、その概要は

- ・第3期の5カ年計画は1993年に終了
- ・研究はEC各加盟国の研究機関、企業が分担して実施
- ・研究計画での費用は最高50%迄をECが負担
- ・成果(データ、経験)等は工業所有権を除きEC内全てが共同利用できる

となっている。D&D開発研究も盛んで機械式鋸、放電加工(EDM)切断、プラズマアークトーチ、アークソーの4方法を主体に開発WAGR、

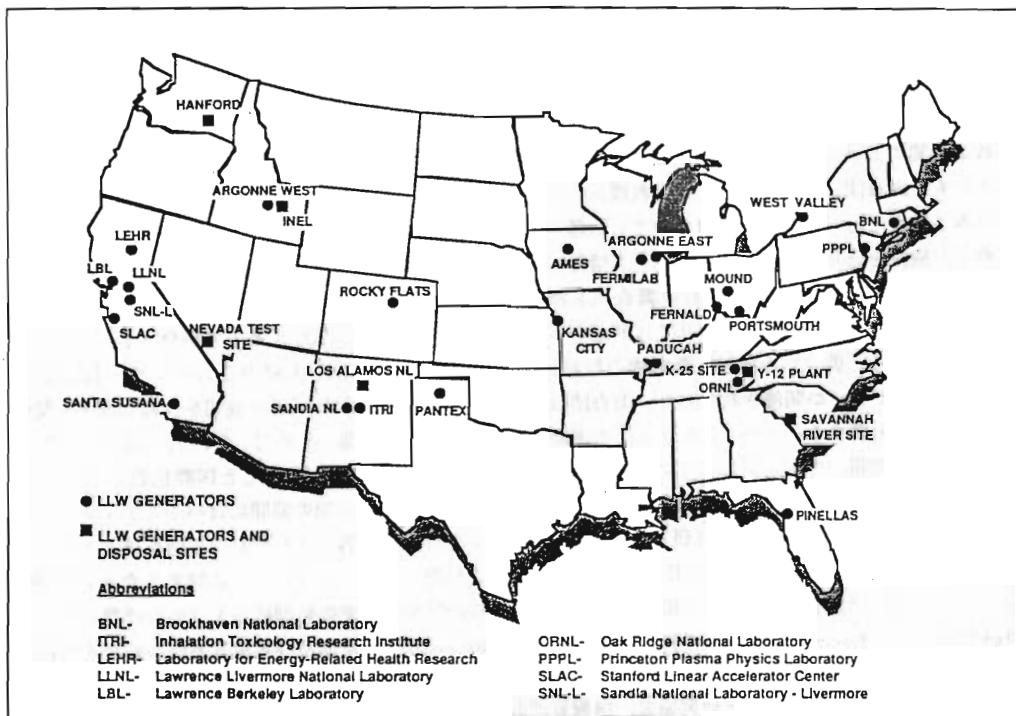


Fig.1 USDOE Low-Level Waste Generation and Disposal Sites

KRB - A, BR - 3, AT - 1 の施設を対象に実施している。

アメリカからは DOE がデコミプロジェクトの一環として進めている ORNL を中心とした各施設の現状と今後の計画について Martin Marietta Energy Systems / (MMES) からの説明があった。それによると 1943 年のマンハッタン計画によって設置された原子力施設のデコミッショニングの対象施設が ORNL にある 26 施設 (Y-12, K-25) 等を中心に Paducah, Portsmouth のガス拡散プラントの解体撤去を MMES が DOE の管理のもと実施中で延 70 建屋。オークリッジのガス拡散プラント (K-25 サイト) では約 30 MUS\$/Y の費用をかけて進めて来ている。

今後更に 27 施設が追加される見込みで、この中に U 濃縮工場も含まれる。一方 1950 年初めに Y-12 工場で軍事目的で使用した水銀汚染についても当該建屋の保安と監視に 0.8 MUS\$/Y 近くを要している。また Mr. Murphie の説明では K-25 サイトでは配管断熱材として使用したアスベストや PCB, 2 百万ガロンの潤滑油, 2 M³ に達するコンクリート汚染, 603 l のフレオン等有害廃棄物に対する D & D 対策として 57 MUS\$ (1991. 9 現在) を超える支出となっており、この 2/3 以上が閉鎖に伴う保安管理のための経費に費やされている。しかし今後 (1993-97) の 5 カ年計画では 100 ~ 175 MUS\$ をかけ Y-12 工場の水銀汚染と K-25 工場の有害廃棄物等の除去に向けられる予定で、軍事施設の後始末のために巨額の資金が必要となっている。また一方別のセッション (デコミの規制と財政面) では、NRC からのプレゼンテーションから Fort St. Vrain (HTGR) や TMI-2 (PWR) 等 12 基が密閉管理下にあり、PWR (3400 MWt) で 105 MUS\$, BWR で 135 MUS\$ (何れも 1986 年時点) で使用済燃料の処理処分は含まれていないので幾割かの増加が見込まれる旨の報告の他、DOE はガス拡散工場の解体廃棄物 (LLW) のチュムリ方式による処分費は 62 \$/ft³ で中間貯蔵として 88 \$/ft³ を予想している。

ORNL 以外での費用は解体施設から廃棄物処分場までの輸送費によって多少異なるものと考えられる。現在主な低レベル廃棄物の発生施設と廃棄物処分場とは Fig. 1 に示す如く必ずしも近い場所だけではない。この他原子炉施設に関するデ

コミコストの話も 2 ~ 3 あったが RANDEC ニュース及び当協会の調査団報告等で個別に紹介されているので省略する。

イギリスの AEA-Tech, は Windscale の改良型ガス冷却炉 AGR での遠隔操作による原子炉圧力容器 (RPV) 切断技術、特に高汚染領域でのプラズマーアーク切断や細管 (3.7 cm ID 位) までのものを円周方向で切断する方法や、切断中の監視に立体 TV システムの導入によるより効率的で正確に行うことができた旨の報告があった。BNFL の 1989-90 のデコミ費用の試算では約 4.6 B £, Sellafield サイトだけでも今後の 15 年間解体廃棄物管理を含めて 390 M £ を要するとしている。その中で Table 1 に示した 22 施設のデコミッショニング・プロジェクトが進行中または作業開始の準備等で既に 35 M £ を費している。この中には 120 m 高さのスタック内部の遠隔除染、解体を始め多くの遠隔操作技術開発を行ってきており、今後も ALARP の基本原則を満足させるべく努めるとしている。

また別のセッションではかつての UKAEA が建設した原子力開発施設が 40 年以上も経過老朽化してきている報告がなされた。これらサイトの主たるもの概略を Table 2 にまとめた。

会場最後のセッションでも CEGB 社から事業を受けている Nuclear Electric 社の原子炉解体戦略と費用との関連について Berkeley NPP を例に紹介。そのシナリオでは

- ① 原子炉停止後最大 5 年間密閉管理 (燃料撤去)
- ② 更に数年間を監視準備期間として設定
- ③ 監視期間はその後 6 ~ 35 年間を予定
- ④ 以後 135 年迄は保安上の補修を行い乍ら監視期間として設定
- ⑤ 135 年経過後原子炉の解体撤去の開始

を前提条件としてコストを考えた場合 2100 M £

でその費用の約 47 % は監視に当てられている。

しかし従来法 (100 年監視でその後 10 年間にて解体) の 3500 M £ に比し 40 % 低くなると試算している。

フランス Framatome 社は原子炉供用期間中の除染機器から更に改良設計開発を行った解体除染のための装置機器類について紹介。特に被曝低減化と作業の困難な部分には遠隔装置やロボットと各種解体機器を組み合せた方法で成功しており、

Table 1 Status Summary Sellafield's Major Decommissioning Projects

PROJECT	START	COMPLETE	STATUS
1 B29 Storage Pond Initial Decommissioning	1985	2001	Demolition of contaminated concrete bulges due for completion Oct '91. Dismantling of out of pond redundant equipment ongoing. Desludging Scoping Studies ongoing. Building and civil refurbishment work due to start Oct '91.
2 B6/B16 Pile Chimney Top Sections Dismantling and Demolition	1987 (Stage 1)	1992	1990 - B16 Stage 1 complete Upper Section and Concentrator removed. B6 Upper Section insulation strip and demolition due for completion April 1992.
3 B31 Sludge Settling Tank Dismantling and Demolition	1989	1998	Design completed for Stage 2 removal of Filter Gallery and Diffuser both Chimneys. Design in progress.
4 B209 Plutonium Plant Dismantling	1989	1997	Design and safety studies and preparatory work in progress.
5 B203 Plutonium Plant Dismantling	1989	1999	Design and safety studies and preparatory work in progress.
6 B204 Reprocessing Plant Dismantling	1989	2004	Design and safety studies and preparatory work in progress.
7 B205 Repro-processing Plant Plutonium Equipment Dismantling	1989	1994	Practical work in progress.
8 B212 Caesium Plant Dismantling	1989	1999	First phase of design complete. Further design ongoing.
9 B41 Silo Emptying Feasibility and Safety Studies	1989	1992	Feasibility Study complete. Safety Studies in progress.
10 B206 Reprocessing Plant Initial Decommissioning (parts)	1990	1997	Option/Feasibility Studies in progress.
11 B277 PFR Plant Dismantling	1990	1999	Scoping Study complete. Design studies and data collection work in progress.
12 B2095 PFR Dry Granule Production Plant Dismantling	1990	1996	Scoping Studies complete. Design, safety studies and preparatory work in progress.
13 B2095 Dry Recovery Plant Dismantling	1990	1992	Design and safety studies complete. Preparatory work in progress.
14 B205 Slag Dissolvers Dismantling	1990	1994	Design and safety studies in progress.
15 B204 Evaporator Dismantling	1990	1994	Design and safety studies in progress.
16 Ancillary Plants Dismantling in B209 Pu Building	1990	1993	Design studies in progress.
17 B207 Uranium Neptunium Plant Dismantling	1990	1997	Design studies in progress.
18 Reactor Studies	1990	1996	Option Studies in progress.
19 B205 Pilot Reprocessing Plant Dismantling	1990	1996	Dismantling of ancillaries in progress. Main design studies in progress.
20 B229 R&D various facilities	1991	2005	Design studies in progress.
21 B30 Pond Decommissioning	1991	2006	Initial design start late 1991.
22 Residual Plants North Group Dismantling	1994	1995	

Table 2 Decommissioning (incl. expected) Various Radioactive Plant in England

Site	Facilities	Status
Harwell	BEPO Reactor	5.4 MWt 黒船減速実験炉
	GLEEP "	50 KWt "
	DIDO "	25 MWt 重水型堆積炉
	PLUTO "	—"
	LIDO "	200 KWt スイミング型
	HAHB "	高放射性物質取扱施設 デコミ計画中
	PIEB "	放射後試験施設
	Chemi. Bldy.	α , β , γ 取扱 デコミ計画中
	Chemi. Eng. Bldy.	化学処理施設 "
	U-Th Lab.	実験用燃料製造施設
Winfrith	VEC	実験用ホットセル, 閉鎖
	Fuel Storage P.	燃料ボンド, 使用中
	WTSF	廃棄物処理 貯蔵施設, 使用中
	SGHWR	292 MWt 重水/軽水減速実験炉 1990年停止
	DRAGON	20 MWt 黒船減速高温ガス実験炉 1976年停止
Windscale	NESTOR	30 KWt 軽水型実験装置, デコミ計画中
	DIMPLE	100 Wt 低エネルギー不均一熱中性子実験装置
	HAHB "	高放射性物質取扱施設, デコミ計画中
	α Mat. Lab	Pu 燃料研究室, デコミ考慮中
	WAGR	124 MWt プロトタイプ改良型 ガス冷却炉, 1981年停止
Dounreay	Pile-1	1957年火災事故停止
	Pile-2	1985年停止
	PIEB	照射後試験施設 一部使用中
	Ad. Fuels Lab.	Pu 取扱ホットラボ, "
	Pile Cap Fuel. Store.	試験燃素堆積施設 デコミ計画中
Culham	DFR	61 MWt 高速実験炉, 1977年停止
	PFR	600 MWt 高速実験炉, 1994年停止予定
	DMTR	DIDO/PLUTO に類似 1969年停止
	Storage Shaft	高レベル廃棄物汚染, デコミ計画中
	Criticality Bldg	Pu 汚染, デコミ作業中
	Decommi. Bldg.	施設更新のためのデコミ
Culham	JET	核融合実験施設, 1980年閉鎖 デコミ計画進行中(CEC プロジェクト)

基本的には次の3通りの考え方によるとしている。

- ・遮蔽体等には機械的な切断方式
- ・放射化又は汚染鋼材は水中又は大気中アーケープラズマ法による切断
- ・作業者が直接切断に関与する部分には適切な遠隔除染を用いて被曝低減化を図る。

除染方法では、フランス国内の原子炉施設(900～1300 MWe) 54基での機器交換等の経験から得たものが基本となっている。例えばスイス Muhleberg NPP での除染システムに化学的方法による再循環ユニット(移動型)と放射化学測定器を組み合せたものを Framatome 社が改良開発したものを Dampierre 1号機の SG 交換に適用、極めて良好な除染効果を發揮した例や電解除染法についても EDF, SIMI と Framatome が協力して開発している現況報告がなされた。

日本からは通産省、桜田氏より商業発電炉のデコミッショニングは 2000 年頃と予想、2010 年頃になると 1970 年代に稼働を開始した原子炉の寿命からみてデコミ対象の原子炉が次第に増加していくと考えそのコストを解析した。基本的な構想として原子炉停止後、5～10 年密閉管理後解体撤去した場合の解体費用は PWR, BWR 共大差ないと考えている。但し放射性廃棄物量は当然 10 年の方が相対的にも少なくなるが、放射性廃棄物管理費を除いた 1.1 GWe 級 PWR/BWR の解体費用として約 300 億円を見込んでいる。この金額は 1984 年時点における予測で解体廃棄量は 50～55 万トンでその中約 2 % が $>10^{-4}$ Ci/t の放射性廃棄物と推定している。今後 JPDR の解体経験を参考に解体廃棄物処分を含めた原子炉廃止措置規制をはじめ安全規則等の見直しの必要性を述べた。

続いて東大、石博教授からは原子力工学試験センター(現在、原子力発電機構)が商業発電炉のデコミッショニングのための確証試験のうち解体、除染及び放射能測定技術等 6 項目の技術開発の説明があり主にガウジング・ガス(G & G)切断工法について紹介。この切断工法では 8 cm/min. の速度で鋼材を切断することが出来、1100 MWe 級 BWR の RPV を概ね 130 時間 PWR では 110 時間で切断可能と推定。解体費が廃止措置の多くを占めることから考えると大幅な解体コスト低減化が期待できるのではないかと感じた。更に CO レーザと CO₂ レーザについての実験結果につい

ての紹介がなされ今後 CO レーザの大出力化(20 KW)を予定、原子炉解体技術での新しい工法として注目を受けた。

また後のセッションでは原研、藤木氏から現在実施している JPDR の D & D 技術、動燃が、開発した放射能汚染分布を自動計測、表示する RID 法や電解除染技術を中心に紹介すると共に、研究炉や核燃施設のデコミッショニング技術の高度化のためのプログラムを原研、動燃、RANDEC において開始した。これらの結果はデコミッショニング技術の経済性、安全性を高めると共に、廃棄物管理政策同様国際協力の場で進めていくことが必要であると述べ多くの共鳴を得た。

NEA のタスクグループからの報告ではデコミッショニング費用予測解析、評価についての検討を行うため変動する原因についての報告に触れた。そして何故デコミ費用が各国間で大きく変化するのか技術面、経済上の項目として拾い上げ調査した内容について述べた。このため原子炉施設及び核燃料サイクル施設の経験者から構成されたタスクグループでは 1989 年はじめからこの作業に着手した。その調査対象として 3 つのモデルに分類、原子炉施設は IAEA-Stage-III に相当するものとして日本の JPDR の他 5 施設、同じく原子炉施設の Stage 1 及び 2 に相当するものとしての原子炉 2 施設(Rapsodie, Garigliano)、核燃料施設として再処理施設(3)と燃料加工施設(BNFL)の計 12 施設の調査、それらのコスト解析が行われた。その評価結果を Table 3 に紹介する。この表から各国の通貨レートの補正を行って全費用に占める各項目毎の比率でみると原子炉施設では大きなばらつきがあるものの全経費の 1/3～2/5 が解体撤去、施工管理等の直接費にまた約 2割が廃棄物管理や除染費用で核燃料施設の方が除染、廃棄物費用が掛る傾向にある。

フィンランド Loviisa NPP (Imatran Voima Oy) 社での原子炉解体計画では 2010～2020 年に解体を実施するとしてどの位の費用がかかるかの報告に关心があったので Table 4 に示した。この表によるとサイト内で Fig. 2 の如く 60～100 m 地下に収納するための解体費用が全費用(約 280 億円)の約 1/3 を占めている。またこの経費には 10 % の予備費を含めており作業計画と共に 3 年毎の見通し、修正を行っているとのことであった。

Table 3 Results of Second Order Analysis for Projected Groups Models 1, 3 and 4
Ref. 9)

COST GROUPS	Range of Total Costs (%)			Tentative Overall Mean Values for Project Groups Models 1, 2 and 4 (%)		
	Model 1	Model 3	Model 4	Reactors Stage 3 Model 1	Fuel Facilities Model 3	All Projects Model 4
1 Pre-Decommissioning Operations	1.1 - 6.3	3.0 - 6.8	1.1 - 14.0	3.0	5.0	5.0
2 Facility Shutdown Activities	3.1 - 14.2	5.3 - 6.6	3.1 - 14.3	7.0	6.0	8.0
3 Procurement of Equipment and Material	2.1 - 24.9	0.0 - 21.8	0.0 - 24.3	11.0	10.0	9.0
4 Dismantling Activities	15.7 - 41.8	15.0 - 29.3	12.5 - 42.9	33.0	19.0	25.5
5 Waste Management and Disposal	5.9 - 13.7	2.7 - 16.2	1.6 - 16.0	9.5	10.5	9.5
6 Security, Surveillance and Maintenance	2.8 - 7.2	0.7 - 22.7	0.7 - 30.6	5.0	10.5	10.0
7 Site Clean-Up and Landscaping	0.5 - 4.6	1.6 - 2.7	0.5 - 5.3	2.5	2.0	2.5
8 Project Management, Engineering and Site Support	4.9 - 18.8	16.0 - 22.2	4.5 - 22.0	13.5	19.0	15.0
9 Research and Development	0.8 - 10.5	1.1 - 9.8	0.8 - 10.3	7.0	6.0	5.0
10 Fuel	0.0 - 0.0	0.0 - 0.0	0.0 - 0.0	0.0	0.0	0.0
11 Other Costs	0.7 - 15.1	8.6 - 13.8	0.2 - 15.2	8.5	12.0	10.5
TOTAL				100.0	100.0	100.0

Model 1 ; Reactor Model 3 ; Fuel Cycle Facility Model 4 ; Overall Mean Values

Table 4 Estimated Decommissioning Costs
(4.9 FIM is about 1 ECU)

Object	MFIM
Project administration and planning	11.3
Preparatory stage	84.6
Handling activated material	44.3
Handling contaminated material	334.7
Handling maintenance waste	0.6
Waste packages	10.6
Repository	52.3
Operating cost in decommissioning phase	312.4
Sub-total cost	850.8
Provision for unspecified cost 10%	85.1
Total cost	935.9

CEC からはフランスとドイツの原子力施設の解体費用の相互比較について紹介。解体計画立案からサイト回復を含めた9項目の作業分類を行った結果、Table 5 に示す如く原子炉では解体器材、装置に全経費の約 23 ~ 26 %、再処理 (AT-1) で約 33 % 次いで原子炉施設では解体廃棄物管理で 20 % 前後、再処理施設では解体のための除染、撤去に 31 % と施設の状況、規模による差が現れてきているが実施例が少いこともあり、今後この

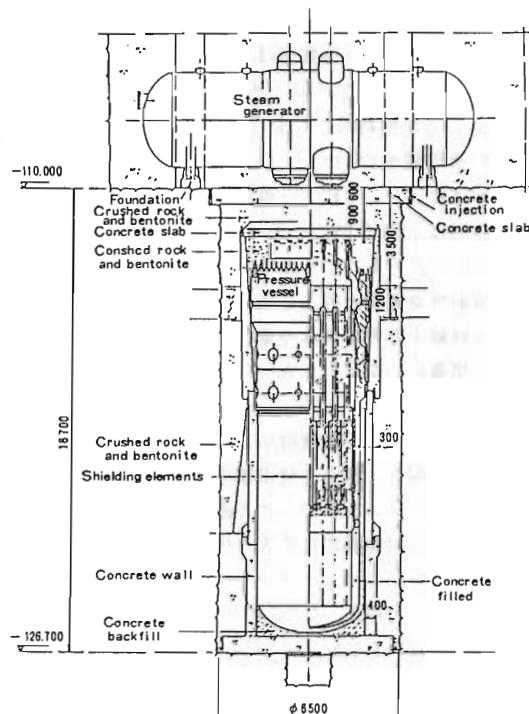


Fig. 2 Reactor Vessel in its Silo About 100 m Below Ground Level at Loviisa Site

Table 5 Decommissioning Costs in France and Germany (Ref. date, Dec. 1989)

Number of Work Packages	AT-1 Stage 3		Rapsodic Stage 2		PWR 1300 MWe Stage 3 after 30 years		BWR 900 MWe Stage 3 after 30 years	
	MFF	MECU ¹⁾	MFF	MECU ¹⁾	MDM	MECU ²⁾	MDM	MECU ²⁾
1	33.98	4.89	12.78	1.84	74.65	36.41	79.23	38.65
2	1.98	0.29	6.45	0.93	18.79	9.17	24.04	11.73
3	73.04	10.50	34.37	4.95	104.49 (incl. 25.70 oper. safe storage per.)	50.97	120.81 (incl. 28.90 oper. safe storage per.)	58.93
4	-	-	-	-	30.48	14.87	42.69	20.82
5	68.42	9.85	47.41	6.82	35.42	17.28	48.38	23.60
6	20.46	2.94	14.49	2.08	85.36	41.64	112.80	55.02
7	16.06	2.31	14.36	2.07	57.86	28.22	60.00	29.27
8	3.08	0.44	0	0	30.02	14.64	35.56	17.35
9	1.98	0.29	1.84	0.26	not applic.		not applic.	
TOTAL	219.00	31.51	131.70	18.95	437.07	213.20	523.51	255.37

1) Approx. 1 ECU = 6.95 FF

2) Approx. 1 ECU = 2.05 DM

Ref. 12)

費用は変動するものと見られ 1994 年中には報告書として刊行される予定とのことである。この調査データの数値に幅があるのは調査施設の対象数の少ないことや、評価項目数・施設の特異性に原因があるものと考えられる。

NEA と Teollisuuden Voima 社 (TVO) の発表では解体廃棄物の単価が廃棄物レベル区分、形態によって変動するのは当然のこととしても廃棄物の発生源（炉型）や国によっても大きな違いのあることを指摘 (Table 6 ~ Table 7)。廃棄物管理費はデコミッショニング費用の 20 % 前後を占めることから、Table 6 の国別による単位体積当りの解体廃棄物処分費では同一レベルでもカナダが最も安くイギリスが桁外れに高くドイツも高いのは輸送含めた結果と考える。また Table 7 の炉型別による解体廃棄物の処分費予測では倍位の開きが見込まれ、キロ当り約 1800 円～約 4000 円となっている。また同じ国でもフィンランドの如く炉型によって倍近い差があるのは旧ソ連型 PWR の特異性によるものである。フィンランドの場合 IVO, TVO 両社共サイト内に最終貯蔵場を設けることで設計を進めており IVO は 2008 年頃 TVO は 2020 年頃迄運転、停止後 30 年を経過してからの解体撤去開始の場合の費用を TVO で

は現在の見積りで 840 MFIM / 2 基（約 285 億円）と見込んでいる。

(2) その他のトピックス

今回のデコミッショニング政策に関する国際セミナーは実質 3 日間であったが全体から受けたものとしては

- ・現在原子力開発を行っている国を含めて 60 基

Table 6 Estimated Costs for Disposal of Radioactive Waste from Decommissioning

Ref. 10)

COUNTRY	WASTE CLASS	ESTIMATED COSTS (\$ / m³)
Canada	Category 1	603
	Category 2	603
	Category 3	3871
Finland	average	1371-1633
	average	17 405-19 874 1)
Germany	average	3900 1)
Spain	average	1014
Sweden	ILW	1240-7851 1)
	LLW	826-2479 1)
UK	activated	6289
	contaminated	1664
US		

1) Including costs for handling, packaging and transportation

Table 7 Comparison of Modified Cost Estimates with Waste Arisings

Ref. 10)

REACTOR TYPE	COUNTRY	MODIFIED COST ESTIMATE (M\$)	MODIFIED COSTS PER AMOUNT OF WASTE (\$ / kg)
PWR	Finland	237	30.8
PWR 1)	Germany	174	16.9
PWR 2)	Germany	164	15.9
PWR	Japan	216	18.3
PWR	Sweden	104	25.4
PWR	UK	334	26.8
PWR	US	120	14.1
BWR	Finland	198	17.7
BWR	Japan	225	19.9
BWR	Sweden	122	22.1
GCR	Spain	394	27.5
GCR 3)	UK	1071	13.2
GCR 4)	UK	755	20.0
AGR	UK	715	30.0
HWR	Canada	190	22.9

- 1) Immediate Stage 3 decommissioning
- 2) Stage 3 decommissioning after 30 year delay
- 3) 8 × 60 MWe
- 4) 2 × 219 MWe

以上の原子炉、250基の研究炉が廃止措置される見込みであること

- ・既に原子力施設として65以上の施設が解体撤去され、その経験をベースに今後の戦略に反映させること
- ・更に政策上密接な関連をもつ安全性規制上の対策を考慮したより効率的で経済性の高い技術開発

に焦点があてられた。従って、各国のデコミ政策、例えば解体廃棄物の処理処分、廃棄物のレベル基準、規制面更にはコストと各セッション毎にメインテーマが設定されておりながらも講演者の中味はこれらの内容を関連づけたものが多く、筆者としての理解を深めるにはなお時間が必要であることを感じた。

またフィンランドでは既に触れた如くBWR(TVO)とPWR(IVO)がそれぞれ2010～2020年を目標に炉内構造物を解体しRPV内に収納、サイト内地下100m程にRPV毎埋設貯蔵する構想で設計計画を進める一方、定常的に発生する汚染廃棄物で処理の難しいイオン交換樹脂を従来セメント固化等で行っていた代りに微生物により

汚染核種の除去に成功、実用化に成功して廃棄物の減容に多大の効果を発揮している。

またカナダのAECLが計画しているNPD(Candu PHWR)では1987年圧力管の脆化により系統閉鎖を行い密閉管理状況下にあるが、その解体費用は今後の技術開発によって変動している。またChalk River Lab.のNRXスタック内部は事故でPu汚染除去のため外側全域をテントで囲み特殊な装置で機械的方法と化学除染法の併用で除去が終了の予定でその経費は1.4MCA\$と推定されている。

その他全般的な話題として複数の人と会談して得た情報から

- ・スウェーデン、フィンランドの様に地質が花崗岩の厚い地盤ではサイト内地下深く埋設場所を設けられるがMo1(ベルギー)やLeningrad(旧ソ連)の如き粘土層の地質では解体廃棄物の処理処分にも工夫が必要
- ・解体廃棄物のレベル基準のとり方で発生量も変動、特に規制免除レベル基準、再利用基準で解体廃棄物費も変りデコミ費用に少からぬ影響を与えることから国際的な場においての調整が急がれる
- ・先進国では原子力施設から発生する放射性廃棄物量が東欧、工業発展途上国に比較して多い原因の一つにレベル基準の差が影響しているようで廃棄物発生源の取扱い基準、実態を把握する必要がある。
- ・EC内でもロボット技術、遠隔操作装置を駆使して解体能率を向上させコスト低減化を目指している反面、ドイツは既存の基盤技術を最大限利用し、できる限り遠隔、自動化による複雑さを避けたい傾向等の印象を受けた。何れの場合も原子力施設の解体工法や解体廃棄物の処理、除染による廃棄物の再利用とデコミコスト低減化に焦点を絞っての技術開発であり、今後この面での開発研究が更に進展するものと期待される。

3. OECD/NEAの技術・経済専門家グループによるコスト評価報告書のあらまし

NEAは昨年10月、パリのOECD本部で開催した「デミッシュニング政策に関するセミナー」の席上、デコミ・コストの変動に係わる解析報告書の

紹介を行った。ここでは当該報告書のトピカルな部分を紹介する。この報告書の作成に当っては NEA 加盟国のうち 11 カ国から選ばれた経済・技術専門家と 2 国際機関の協力のもとで行われた。この報告書の背景には 1986 年に NEA のエキスパート・グループが作成した原子力施設デコミッショニングに関する費用の予測で商用発電炉の発電料金に占める割合については幾らでもないと考えていたものを更に見直し取りまとめたものである。NEA 専門家グループではこれらデコミ・コストの発電料金に占める割合が当初 2 ~ 3 % を上回るケースが見当らず、また NEA と IEA (International Energy Agency)との共同作業報告書でも多くても 1.1 % までであるとしている。今回の報告書ではデコミ・コストは Table 8 に示す如く様々な要因に基づいており、これら原子炉の解体費用の変動の項目としては

- ・原子炉施設の特異性（炉型、規模、運転出力履歴）と廃止措置の方式
- ・廃止措置計画（計画策定の緻密度、リスク裕度）及び技術的戦術
- ・経済的要因（資金調達方法及び為替、物価の変動率）
- ・政策上の相違（廃止措置に係わる法規制、基準及び品質管理）
- ・技術的要素（使用器材、解体機器の研究開発レベルとその範囲）
- ・発生解体廃棄物の取扱レベルと考え方（デコミ・コストに含めていない国もある）

等にその原因があると考えられるとしている。この Table 8 からも明らかな如くデコミッショニングの費用予測では、国別、原子炉の炉型別だけみても明らかな差を生じており、このまま商業発電炉のデコミ費用として取り扱うのは危険であるとしている。この Table のデコミ費用予測値を 1990 年 1 月時点での各國通貨から US\$ に換算したデコミ・コストで比較すると、イギリスのガス冷却炉 (GCR) が PWR や BWR に比較して最も高い。また Table 8 の算出根拠として主な項目の一つとして挙げられる解体廃棄物について着目した Table 9 では GCR が PWR や BWR に比較して発電量当たりのデコミ・コストは桁違いに大きく、解体廃棄物発生量も小型炉（出力）の割に廃棄物量が PWR や BWR に比較し相対的にみて多い。この他次のような廃棄物に係わる項目もデコミッショニング費用予測値の変動

幅を大きくする要因として挙げられている。

- ・解体廃棄物 (ILW と LLW) の処分場への当該サイトからの梱包、輸送費等を含むものと含まない場合
- ・使用済燃料処理費の計上の有無
- ・解体廃棄物の処理と除染技術の程度
- ・廃棄物処理のための作業に携る作業者の労働費用、人工数の算入範囲
- ・廃棄物の再利用、無拘束限界等の基準
- ・解体廃棄物の除染等二次的に発生する廃棄物の処理に係わる包括範囲

等であるが、これら廃棄物量は施設の種類（原子炉施設、核燃料サイクル施設）等でも異ってくる。この点についても NEA は再処理施設 (Eurochemic, AT-1, B-30, B-205) 等は原子炉施設とは別に取り扱っており、同一レベルでの比較、評価には異なる工夫が求められているとしている。今回のセミナーでも話題となった ORNL の K-25 等で発生している有害廃棄物の処理等は今後の実績データの積み重ねと共にコスト評価上どのような位置づけがなされるのか等個人的には疑問は残る。しかし原子炉施設では今回の NEA 報告で今後のコスト評価システム指針が得られたと考えたい。

原子炉施設における原子炉出力と当該施設を解体することによって発生する解体廃棄物量から予測したコストを比較したものが Table 10 である。この表からも明らかな如くやはり原子炉出力当たりのデコミ・コストは GCR が最も高い。しかし解体廃棄物量（解体時に発生する原子炉を構成する諸材料から算出した廃棄物量）からのデコミ・コストは原子炉の構造上の違いや使用材料からの重量差が影響する部分が大きい。同じ出力の PWR と BWR では、PWR の方がデコミ単価は高く構造上の差が影響している。このことは、既によく知られていることであり、報告でも紹介されているので詳細は省略させていただくが、極端な表現をするならば炉容器サイズ炉内構造物量の違いが主要原因であると考えられる。また BWR では 1 次冷却系が容器外まで延びている構造であることから発電機タービンまでを放射性廃棄物の対象として構造上考慮されているようである。しかし Table 8 に示したスウェーデンの場合にはこの考え方は当てはまらず逆に BWR の方が PWR より 20 % 程要る結果を示している。この原因は既に 1986 年の NEA レポートでも紹介されており、解体方式の違いに基づく相異であると説明さ

Table 8 Recent Decommissioning Cost Estimates

REACTOR TYPE	COUNTRY	ESTIMATE CODE	FACILITY DESCRIPTION				NSSS* SUPPLIER
			Capaci- ty (1) (MWe)	Start of construct- ion	Start of commercial operation	Assumed operating lifetime (years)	
PWR (5)	FINLAND	FI-1	2 x 465	1970, 71	1977, 78	30	AEE
PWR (6)	GERMANY	GER-1	1204	1970	1974	40	KWU
PWR (6)		GER-2	1204	1970	1974	40	KWU
PWR	JAPAN	J-1	1160	1980s	1980s	40	MHI
PWR	SWEDEN	SW-2	920	1968	1975	40	WH
PWR	UK	UK-4	1155	1988	1995	40	PPC
PWR (6)	US	US-1	1175	1960s	1960s	40	WH
BWR (7)	FINLAND	FI-2	2 x 735	1974, 75	1979, 81	40	ASEA
BWR (8)	ITALY	ITA	160	1959	1964	18	GE
BWR	JAPAN	J-2	1100	1980s	1980s	40	TO or HIT
BWR	SWEDEN	SW-1	780	1968	1976	40	ASEA
GCR	SPAIN	SPA	500	1962	1972	17	CEA
GCR (9)	UK	UK-1	8 x 60	~1954	~1956	40	UKAEA
GCR (10)	UK	UK-2	2 x 219	1957-63	1962-72	30	APC, BNDC NNC, TNPG
AGR	UK	UK-3	2 x 660	1966-80	1977-88	25	APC, BNDC NNC, TNPG
HWR	CANADA	CAN	600	1973	1979	30	AECL

- (1) Design gross capacity.
- (2) Costs for all facilities in the fourth column.
- (3) The number in parenthesis is the base year for the money value.
- (4) Calculated as x/y x = the national consumer price index (CPI) for January 1990,
y = the national consumer price index (CPI) for January of the base year of the
money value.

* NSSS: Nuclear Steam Supply System.

AECL : Atomic Energy of Canada Ltd. (Canada)

AEE : Atomenergoexport (USSR)

APC : Atomic Power Company (UK)

ASEA : ASEA-ATOM (Sweden)

BNDC : British Nuclear Design and Construction (UK)

CEA : Commissariat à l'Energie Atomique (France)

MODE OF DECOMMISSIONING	ESTIMATED DECOMMISSIONING COSTS (2)		YEAR OF ORIGINAL ESTIMATE	CPI ESCALATOR APPLIED (4)	EXCHANGE RATE AS OF JANUARY 1990 (NCUs per USD)
	as given in the response to the questionnaire (3)	in millions of US dollars of January 1990			
STAGE 3	882 M FIM (1989)	237	1987	1.076	4.003
STAGE 3	346 M DM (1985)	218	1985	1.067	1.692
30 years + STAGE 3	325 M DM (1985)	205	1985	1.067	1.692
STAGE 1 +(5~10 years) + STAGE 3	30.2 b yen (1984)	225	1984	1.084	145.2
STAGE 3	805 M SEK (1990)	130	1986	1.000	6.171
STAGE 3	253 M £ (1990)	418	1990	1.000	0.605
STAGE 3	103.5 M USD (1986)	120	1986	1.162	1.000
STAGE 1 +(30 years) + STAGE 3	793 M FIM (1990)	198	1989	1.000	4.003
STAGE 1	65000 M Lira (1989)	54.8	1989	1.064	1262
STAGE 1 +(5~10 years) + STAGE 3	31.4 b yen (1984)	234	1984	1.084	145.2
STAGE 3	940 M SEK (1990)	152	1986	1.000	6.171
STAGE 1 + STAGE 2 +(25 years) + STAGE 3	45 b peseta (1990)	410	1990	1.000	109.68
STAGE 1 + STAGE 2 +(60~90 years)+STAGE 3	836 M £ (1989)	1488	1988	1.077	0.605
STAGE 1 + STAGE 2 +(90 years) + STAGE 3	634 M £ (1990)	1048	1990	1.000	0.605
STAGE 1 + STAGE 2 +(90 years) + STAGE 3	601 M £ (1990)	993	1990	1.000	0.605
STAGE 1 +(32 years) + STAGE 3	264 M CAD (1989)	238	1989	1.055	1.172

- (5) Basic design in Soviet VVER-440. Equipped with a Westinghouse type containment with ice condenser.
 (6) With cooling tower.
 (7) Equipped with internal main recirculation pump.
 (8) Dual cycle.
 (9) Each plant has 4 external boilers and cooling tower.
 (10) Average of 8 stations. First 6 have steel pressure vessels with external boilers. Last 2 have concrete pressure vessels with internal boilers.

GE : General Electric (US)

PPC : PWR Power Co. Ltd. (UK)

HIT : Hitachi Ltd. (Japan)

TNPG : The Nuclear Power Company (UK)

KWU : KraftWerk Union (Germany)

TO : Toshiba Corp. (Japan)

MHI : Mitsubishi Heavy Industry (Japan)

UKAEA : United Kingdom Atomic Energy Authority (UK)

NNC : National Nuclear Corporation (UK)

WH : Westinghouse Electric Corp. (US)

Table 9 Estimated Amounts of Radioactive Waste

Ref. 14)

ESTIMATE	REFERENCE PLANT(s) (A) (reactor type, number of units and capacity)	AMOUNTS OF RADIOACTIVE WASTE FROM DECOMMISSIONING ACTIVITIES*		VOLUMES OF RADIOACTIVE WASTE TO BE DISPOSED OF (m ³)	WASTE AMOUNTS PER UNIT CAPACITY (B/A) (ton/MWe)
		(B) (ton)	(m ³)		
CAN	HWR 1 x 600 MWe	8 342 (a)	17 500	13.9 (a)	
FI-1	PWR 2 x 465 MWe	7 700	13 000	8.3	
FI-2	BWR 2 x 735 MWe	11 200	29 300	7.6	
GER-1	PWR 1 x 1204 MWe	10 300	3 300 (b)	8.6	
GER-2	PWR 1 x 1204 MWe	10 300	2 500 (b)	8.6	
ITA	BWR 1 x 160 MWe	—	—	—	
J-1	PWR 1 x 1160 MWe	11 800	—	10.2	
J-2	BWR 1 x 1100 MWe	11 300	—	10.3	
SPA	GCR 1 x 500 MWe	14 250	17 000	26.5	
SW-1	BWR 1 x 780 MWe	5 540	10 000	7.1	
SW-2	PWR 1 x 920 MWe	4 065	7 500	4.4	
UK-1	GCR 8 x 60 MWe	81 372	125 146	169.5	
UK-2	GCR 2 x 219 MWe	37 786	52 000	86.3	
UK-3	AGR 2 x 660 MWe	23 800	36 619	18.0	
UK-4	PWR 1 x 1155 MWe	12 500	—	10.8	
US-1	PWR 1 x 1175 MWe	8 500 (a)	17 830	7.2 (a)	

Before any treatment.

Volume of radioactive waste to be disposed of was provided in terms of cubic-meters including packaging. The weight of raw radioactive waste was calculated by the Secretariat using the ratio between the raw weight and volume to be disposed of, which is obtained from information in FI-1, FI-2, SW-1 and SW-2.

Thorough volume reduction was applied.

れている。カナダ (HWR) の場合では同じ原子炉出力のもので PWR や BWR と比較して大きな炉心、炉内構造物で構成される結果格納容器が大きく、また配管の数も多いことから PWR や BWR より更にコスト高を招く結果であるとしている。一般に云えることは原子炉出力によるコストのばらつきより廃棄物量（重量）当りでみたコストの方が変動が少ない。イギリスの場合、GCR の電気出力当たりのコストは PWR に比較し 1 衡近くも高いが廃棄物量当りのコストでは逆に約半分近く安くなっている。この原因は解体廃棄物の種類（材質）や汚染性状等複雑な因子が含まれるので一概には断定できない。しかしデコミ・コストは施設が大型化すれば当然増えるものであるし、原子炉出力単独のコスト単

価だけよりも解体廃棄物量との関係も見ながら評価することが必要であることを提言している。

今回は紙面の都合もあって発電原価や廃棄物量とデコミ・コストとの関係に主眼をおいて紹介した。しかし最近の世界情勢の急速な変化からみて、原子燃料コストが化石燃料コストより更に廉価で安定したエネルギー源になる傾向にあり、1989年にNEA-IEAが共同で作成したレポートでの原子燃料やデコミ・コストの比較データもこれら間接的な因子と共に、また発電炉の運転寿命の延長等とも無関係ではなく更にデコミ・コストが発電料金に占める割合は変わるものと考えたい。また既存の技術より更に新しい解体工法によって変る可能性もある。しかしそのような新技術によるデコミッショ

Table10 Decommissioning Costs in Proportion to Power Capacities and Radioactive Waste Amounts

ESTIMATE	REACTOR TYPE	DECOMMISSIONING COST/CAPACITY (a) (\$/We)	DECOMMISSIONING COST/WASTE AMOUNT (b) (\$/kg)
CAN	HWR	0.40	28.5 (c)
FI-1	PWR	0.25	30.8
FI-2	BWR	0.13	17.7
GER-1	PWR	0.18	21.2
GER-2	PWR	0.17	19.9
ITA	BWR	0.34	(d)
J-1	PWR	0.19	19.1
J-2	BWR	0.21	20.7
SPA	GCR	0.82	28.8
SW-1	BWR	0.19	27.4
SW-2	PWR	0.14	32.0
UK-1	GCR	3.10	18.3
UK-2	GCR	2.39	27.7
UK-3	AGR	0.75	41.7
UK-4	PWR	0.36	33.4
US-1	PWR	0.10	14.1 (c)

(a) Design gross capacity.

Ref. 14)

(b) Weight of radioactive waste before any treatment.

(c) Weight of radioactive waste calculated by the Secretariat from the volume of radioactive waste to be disposed of.

(d) The radioactive waste data is not available. The plant will be decommissioned up to Stage-1.

ニングの実績データによって更に適切なデコミ・コストの予測をすることは各国の当該政策によっても変化するので一言で結論を出すことはできない。この他に本レポートにはNEA加盟国からのデコミ・プロジェクトを中心としたデコミ資金調達、各国のデコミ経費の見積りに関する情報を約130頁の半分以上に図表を用いて手際よく纏められ、判り易い報告書なので関心のある方は是非ご一読されることをお奨めする。

4. あとがき

OECD/NEAのデコミッショニング政策セミナーは当初のプログラムで予想した以上に講演者はじめ参加者のコストに関する意識の強いことを感じた。セミナーを終り、持ち帰った講演概要の資料やNEAの経済、技術の専門家グループの解析レポート(1991年10月刊の報告)を読んで、NEAはじめ関係者の苦心の深さを伺い知ることができた。コスト問題は以前から多くの場で報告されてきた。特に最

近は将来の商業発電炉デコミッショニングの予想コストを正しく行うための項目内容等についてOECD/NEA、IEAのレポート、学会誌及び当協会の発行する技報、RANDECニュース等にも個々の例として取り上げられている。それらを国際的な土俵の場で論議するには、相互比較のためのレベル合せ(規則、規格基準の共通点)を見い出して調整し、データの網羅性を高めると共に、発生廃棄物の取扱い基準による廃棄物コスト解析結果も含めた総合評価が必要であろう。それらと共にデコミッショニング費用の大半を占める現場での解体費用や廃止措置方式の組合せの最適化を廃棄物量、人工数と被曝線量、費用捻出等夫々の特異性を勘案しながら解体方式、解体時期を定め、如何にしてデコミッショニングを安全で確実にすすめ得るかの技術開発とデコミ費用の低減化を目標としたサイトの環境回復を図るかが今後の課題であろう。そのためには今後どう工夫して解決していくか政府関係者を含めた国際間での技術情報交換の場を踏まえ、各種のケースに当て

はめていくか等の戦略がますます重要な役目を果たすものと期待される。このような視点でNEAの原子力施設デコミッショニングのコスト予測報告はタイミングであったと感じた。本報告は限られた紙面のため全てについて総括的に紹介できない点ご容赦いただきたい。

終わりに、本稿に掲載したNEAのデコミコストに関するレポートの引用をご快諾いただいたOECD／NEA-NDDの安井正也氏に感謝の意を表します。

参考文献

1. T. Delcheva, (DECOM) Perspective of Decommissioning in East European Countries.
2. R. Simon, B. Huber (CEC), R & D for decommissioning in the European Communities.
3. M. F. P. DeLozier (MMES), Decommissioning of nuclear facilities by the United States DOE Oak Ridge Field Office.
4. W. E. Murphie (U. S. DOE), Decommissioning program experience in the U. S. DOE with selected examples from relevant projects of current technology and environmental compliance developments.
5. M. Sakurada (MITI), Japanese policy of decommissioning.
6. K. Ishigure (Tokyo Univ.) T. Miwa & T. Onozawa (NUPEC), Develop. of decommissioning technology for commercial N. P. P. in Japan
7. K. Fujiki (JAERI), Develop. programs on decommissioning technology for reactor and fuel cycle facilities in Japan
8. M. Dubourg and O. Salhi (Framatome), The spin-off of LWR maintenance tech. and applicability to reactor decommissioning
9. NEA Task Group, An analysis of decommissioning costs.
10. J. Vira (TVO) and M. Yasui (NEA), International comparisons of decommissioning cost estimates
11. V. Ryhanen (TVO), Policy, technical plan and cost estimate for the decommissioning of the Olkiluoto BWR Units.
12. K. Pflugrad (CEC), P. Petrasch (NIS) and J. Roger (CEA), CEC studies on decommissioning costs
13. W. M. Joubert, F. E. Par'e and G. Pratapagiri (AECL) AECL's strategy for decommissioning Canadian nuclear facilities
14. OECD/NEA, Decommissioning of Nuclear Facilities, Paris. 1991
15. OECD/NEA-IEA, Projected costs of generating electricity from power stations for commissioning in the period 1995-2000 Paris. 1989
16. OECD/NEA, Decommissioning of Nuclear Facilities : Feasibility, needs and costs, Paris. 1986
17. 学会誌としては例えば「デコミッショニング技術の現状と課題」原子力誌 Vol. 33, No. 5 (1991)
当協会技報、ニュースでコストに触れたものとしては例えば
18. 石川広範, 三保紀生, 「シッピングポート原子力発電所の解体」デコミ技報 No. 4 (1991)
19. 財津和久, 飛田祐夫, 「ウエストバレー再処理工場のデコミッショニング」デコミ技報 No. 4 (1991)
20. 石川広範「ユーロケミック再処理施設のデコミッショニング」RANDEC ニュース No. 10 (1991)
21. 原子力施設デコミッショニング欧州調査団報告書, 1992. 1, RANDEC

JPDR放射線遮蔽体コンクリート構造物の解体

*¹ 横田 光雄, *² 長谷川哲雄

"Decommissioning of the JPDR Biological Shield concrete wall"

By Mitsuo YOKOTA, Tetsuo HASEGAWA

The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) is the first power generation plant in Japan.

JPDR decommissioning program was initiated in 1981 by Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) under contract from the Science and Technology Agency (STA).

This program consists of not only the development various techniques for the reactor dismantlement of just JPDR plant.

The JPDR biological shield concrete was dismantled followed by the dismantling of the reactor pressure vessel from October 1990 to March 1991.

So, this paper describes the concrete cutting machine which has been developed in this program and JPDR actual dismantling test by this machine.

With this remote controlled cutting system, we could cut reinforced concrete into blocks and took out.

1. はじめに

1966年に日本で初めての商業用原子力発電所が運転を開始してから現在までに42基の原子炉が建設され、稼働している。

原子力発電所の建設は、我が国のエネルギー供給の重要な柱として今後、更に推進されていくであろうが、このためには核燃料サイクル技術や稼働期間を経過した原子炉の廃止措置等の技術の確立が必要である。

原子炉の稼働時間は30年から40年と見込まれており、21世紀に入ると稼働期間を経過した原子炉の数が急激に増えることが予想されている。原子力発電所の立地に恵まれない我が国では、このような原子炉を運転停止後出来るだけ早い時期に解体撤去し、敷地を有効に利用していく必要があると言われている。

原子炉の解体は、一般建築構造物の解体と異なり解体対象物が放射化されているために作業員が近くすることが困難である。そこで、これらの解体作業を機械化、自動化することにより省力化と作業員の被曝低減を図る必要がある。

本稿では、JPDR 放射線遮蔽体コンクリート構造物を解体するための切断装置とこれを用いて行われた実地解体試験について紹介する。この切断装置は、ダイヤモンドブレードを用いたカッター式切断機と、ダイヤモンドビットを用いたコアボーリング式切断機を同時に搭載し、遠隔操作によって放射線遮蔽体コンクリート構造物をブロック状に切断解体することができる。

原子炉解体技術開発及び、JPDR 解体実験試験の全体スケジュール Fig. 1 に示す。

*¹ 日本原子力研究所東海研究所 動力試験炉部

*² 清水建設株式会社 原子力本部技術部

年 度 段 階	1981	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	1992以降
Development of Reactor Dismantling Techniques			各技術の開発									
(「遮蔽コンクリート解体工法・機器の開発」を含む)												

解体撤去準備作業
 原子炉周辺機器撤去
 廉内構造物解体撤去
 圧力容器接続配管切断撤去
 圧力容器解体撤去
 遮蔽コンクリート解体撤去
 格納容器解体撤去
 ソイコングリート建家解体撤去(設備機器)
 燃料貯蔵建家、タービン建家等解体撤去(設備機器)
 (建家)
 (建家)
 (建家)
 登地

Fig. 1 JPDR Decommissioning Schedule

2. 機械的切断装置開発の経緯

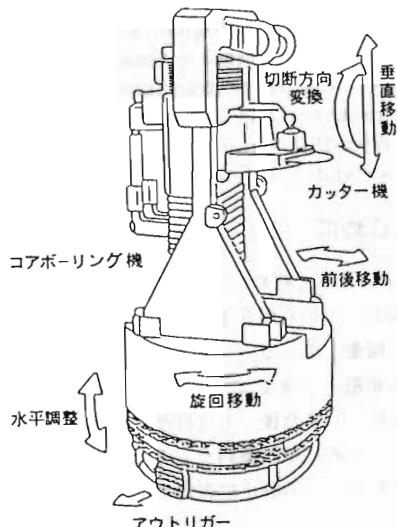
日本原子力研究所は科学技術庁の委託のもとに、1981年からJPDR放射線遮蔽体コンクリート構造物の遠隔切断解体のための装置の一つとしてダイヤモンドブレードとコアビットを用いた機械的切断工法の開発を清水建設に発注して進め、1989年10月よりJPDRの解体実地試験に適用した。

最初のコンクリート構造物の機械的切断試験は1982年度から83年度にかけて、装置の開発を目的として行われた。当試験では、JPDR放射線遮蔽体コンクリート構造物を模擬した半円筒状の試験体を製作し、コンクリートカッター機及びコアボーリング機による切断試験を行った。試験は、切断性能、切断時の機械的特性、装置の操作性、制御特性等多岐の項目に渡って行われた。

その結果コンクリートカッター機とコンクリートボーリング機による機械的切断解体工法の基礎的データを得ることができ、本工法による放射線遮蔽体解体の見通しを得ることができた。

また、これらのデータを基に新たにカッター式切断機とコアボーリング式切断機を併用した切断装置を作成し、切断用の試験体も実物大の円筒状として放射線遮蔽体の解体システム設計に供するためのデータを得る目的で切断試験を実施した。

その結果、カッター式切断機とコアボーリング式



Height	5.0 m
Diameter	2.25 m
Weight	15 t
Range of movement	Axial 1.050 mm
	Radial 945~ -485 mm
	Circumferential 380°

Fig. 2 Concept of the concrete cutting machine and principal specification

切断機を組み合わせて使用することにより円筒状のコンクリート構造物を内側からブロック状に解体できることが実証された。

これらの試験結果をもとに遮蔽コンクリート解体システム設計を行い、これによって切断装置本体と切断片の回収に要する周辺機器の設計製作を行った。

この時、切断装置本体は、カッター式切断機とコアボーリング式切断機を同時に搭載する型式をとり、それぞれの切断機を途中で交換することなくブロック状に解体できる装置に改良した。

これらの機器を用いて、1987年から1988年にかけて、遮蔽コンクリートの実物大模型を使って切断試験を実施し、各装置の遠隔操作に必要な機能の確認試験を行った。そしてこれらの装置が1989年から実施されるJPDRの解体実地試験に適用できることを確認し、装置の開発を完了した。

3. JPDR 放射線遮蔽体コンクリート壁

原子炉圧力容器を取り囲む遮蔽コンクリート壁は、 γ 線や中性子線の遮蔽を目的としているため、分厚く、鉄筋や鉄管が高密度で埋設され表面が鋼板で覆われた鉄筋コンクリート構造物である。構造物の壁厚は1.8~3.0mで内壁表面には13mm程度の炭素鋼製のライニングが施しており、コンクリート内部には、直径29mmの主筋が縦横150mmのピッチで、直径25mmのせん断補強筋がそれに直交するように縦方向に300mm、横方向に450mmのピッチで配筋されている。また、冷却水配管(25mm ϕ 約100本)

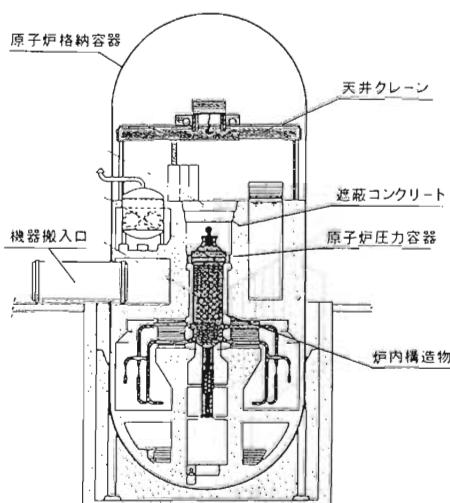


Fig. 3 Schematics of JPDR reactor building

や中性子検出管(SUS 150mm ϕ 7本)がコンクリートに埋設されており、通常のコンクリートに比べて鋼材比の高い構造体となっている。

遠隔解体が必要となる放射線遮蔽体コンクリート構造物の対象部分は、運転中の中性子により最も放射化されている炉芯に近い突出部で機械的切断工法による解体部分をFig. 4に示す。下部はアブレッシュ材を用いた水ジェット切断工法、他の放射化部は制御爆破等の工法を用いることになっている。

突出部の詳細をFig. 5に示す。

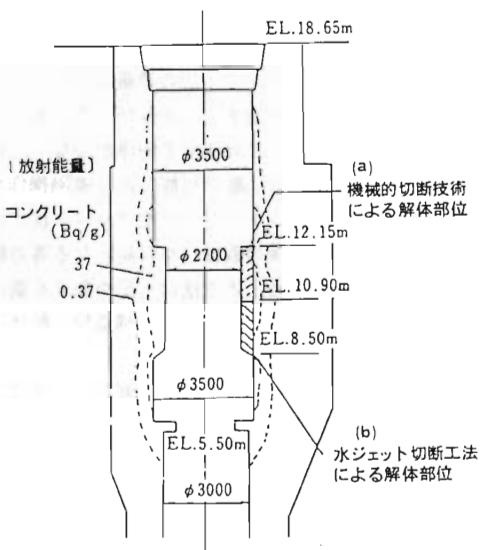


Fig. 4 Vertical cross-section and estimated activated area of JPDR biological shield wall

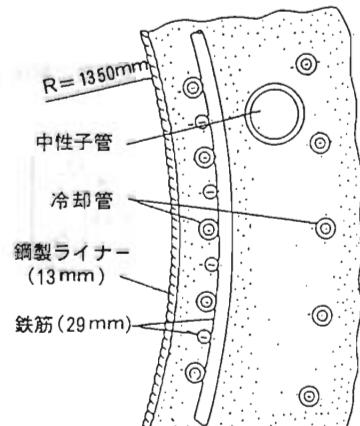


Fig. 5 Horizontal cross-section of the dismantling part

4. 解体工法

一般建屋構造物の解体と異なり、原子炉の解体作業では、放射能を帯びた構造物を取扱うのであるから、公衆は勿論のこと、作業従事者に対する安全管理を充分に行う必要がある。

即ち、1) 解体時に放射能を拡散させない 2) 作業員の被曝低減を図る 3) 二次生成物を含めた放射性廃棄物を極力少なくする、等に適した工法を採用し、また、それぞれの対策を講じることが必要である。

本切断装置は、ダイヤモンドブレードを用いたカッター式切断機とダイヤモンドビットを用いたコアボーリング式切断機により、原子炉の遮蔽コンクリート壁をブロック状に切り出す工法を採用している。この工法は、解体によって発生する粉塵が少なく、計画した切断線に沿った切断が可能であり遠隔操作が容易である。また、コンクリートをブロック状に切り出せるため、その後の取扱いが容易となる等の特徴を有する。このため、本工法は上記の条件を満足しており、放射化したコンクリート構造物の解体に適した工法であると言える。

ダイヤモンドブレードは、円板（鋼板）の外周に一定間隔で切れき溝を設け、各切れき溝の外周部にダイヤモンド砥粒をメタルボンドで固めたセグメントを鐵付けしたものである。切断の進行と共にダイヤモンド砥粒は摩耗していくが、メタルボンドも同時に消耗していくため、ダイヤモンド砥粒の突出が一定に保たれ、切断性能が維持される。また、切断時には刃先に水を使用し、刃先の冷却と切り屑の排出を行う。

Fig. 6 にダイヤモンドブレードとダイヤモンドビットを用いたコンクリート構造物の解体手順の一例を示し、以下に説明する。

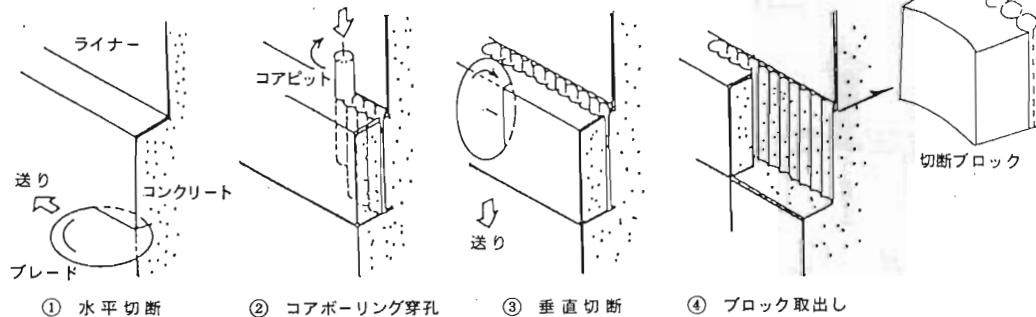


Fig. 6 Concrete removal sequence

① 水平切断

切断装置のカッター式切断機切断刃を水平にして切断予定ブロックの下部を切断する。

② コアボーリング

切断装置本体を 180° 施回させてコアボーリング式切断機で切断予定ブロックの背面を連続垂直穿孔する。

③ 垂直切断

カッター式切断機の切断刃を垂直に変換して、切断予定ブロックの側面を垂直に切断する。

④ ブロック取り出し

切断されたブロックは、専用のブロック把持機によって把持し作業床に配置された格納容器（コンテナ）に収納される。

5. 切断装置及び解体システム

本切断装置は、クレーンで吊り下げられて切断予定位置へ移動し支持脚により円筒形の遮蔽コンクリート壁内に固定することができ、円筒座標系の可動範囲内でカッター式切断機による切断とコアボーリング式切断機による穿孔を組み合せて、遮蔽コンクリート壁をブロック状に切り出すことができるものである。

本切断装置は、切断装置本体、操作卓、制御盤、電源装置、油圧ユニット、冷却水供給装置から構成されている。

5.1 切断装置本体

切断装置本体は、切断機と、これを搭載して可動範囲内の任意の位置へ移動するための駆動装置、装置の固定や水平調整等の機能を備えた固定装置および切断穿孔時に必要な付帯装置から構成される（Photo 1）。

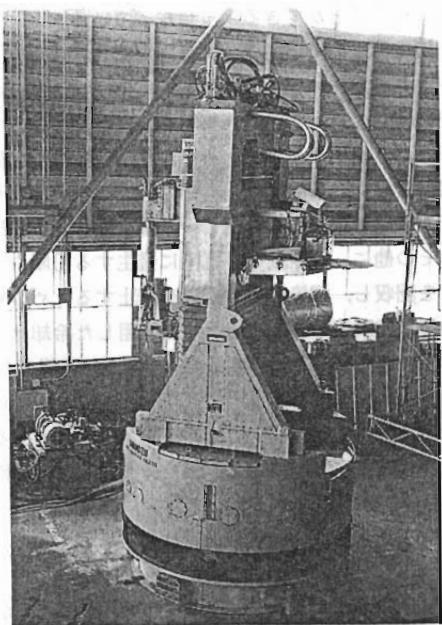


Photo 1 Actual dismantling machine

カッター式切断機は、直径 42 インチのダイヤモンドブレードを、コアボーリング式切断機は直径 6 インチのダイヤモンドビットをそれぞれ高周波モータ（周波数 400 Hz）で駆動している。電源にはインバータを使用しており、その出力周波数を変化させることにより切断刃の回転数を調整することができる。

本切断装置では、カッター式切断機とコアボーリング式切断機を同時搭載しており、切断機の交換作業を省略することができる。

駆動装置は、切断機を上下に移動させる昇降移動機、昇降移動機を前後に移動させる前後移動機及びそれらを旋回させる旋回移動機、カッター式切断機の方向を水平及び垂直の 2 方向に 90° 変換させる方向変換機から構成される。駆動装置は、切断穿孔時に刃先に加わる押し付け力（最大 300 kgf）に対して十分な駆動力と剛性をもった構造になっている。前後、昇降、旋回の各移動機は、駆動のアクチュエータとして電気-油圧ステッピングモータを使用している。これはステッピングモータの出力トルクを油圧モータで増力するものであり、出力軸はステッピングモータに追従した回転をする。これとボールスクリューや旋回歫車等を組み合わせて、駆動力が大きく応答性が良い駆動系を構成している。

固定装置は、駆動装置の下に取り付けられ、クレーンで吊られた切断装置本体を遮蔽コンクリート壁に固定させるための支持脚、駆動装置の水平度を調整するための水平調整機から構成される。

支持脚は、120° 間隔で配置された 3 本の油圧シリンダであり、これを遮蔽コンクリートの壁面に押しつけることにより、切断穿孔時に刃先に生じる押し付け力に対して切断装置本体を固定することができる。なお、切断装置本体の重量の支持はクレーンが受け持つ。

水平調整機は、支持脚により切断装置を遮蔽コンクリート壁に固定する時、壁面の凹凸や重心のズレ等により生じる駆動装置の傾斜を調整するためのものである。直交する 2 方向の傾斜を調整するために 2 台のスクリュージャッキとスクリュージャッキのガタを除去するための油圧シリンダで構成されている。

5.2 付帯装置

本切断装置は付帯装置として、冷却水飛散防止カバー、振れ止めを搭載している。

冷却水飛散防止カバーは、カッター式切断機による切断時に使用する刃先冷却水の飛散防止と回収のためにダイヤモンドブレードを包むようにして取り付けられたカバーである。

振れ止めは、穿孔開始時のコアビットの振れを抑えるための装置であり、コアビット軸に対して 120° 間隔で配置された 3 個のローラによりコアビットの振れを拘束する機構になっている。振れ止めは、鋼板面への穿孔時に必要不可欠な装置である。

5.3 操作卓、制御盤

操作卓には、切断装置本体を遠隔操作するためのパネルが整備されている。操作卓内には切断装置本体の自動制御と各種データの処理を行うコンピュータが内蔵されている。制御盤には、駆動装置のドライバーやシーケンサが内蔵されている。

5.4 電源装置

切断装置の高周波モータの電源装置としてインバータを使用している。インバータは、200 V, 400 Hz の電力を切断機制御盤を介して高周波モータへ供給している。インバータの出力周波数を変化させて切断機の回転数を変えることができる。

5.5 油圧ユニット

固定装置用と駆動装置用の 2 台の油圧ユニットで切断装置へ油圧を供給している。

5.6 冷却水供給装置

冷却水供給装置は、切断穿孔時にダイヤモンドブレードやコアピットの刃先冷却水を供給するためのものである。通常、流量を切断時には 4 l/min 、穿孔時には 3 l/min に設定している。

5.7 解体システム

放射線遮蔽体コンクリート壁解体システムは、切断装置の他に、把持機、把持機搬送装置、油圧ホース・ケーブル移動機、集塵装置、集水パン及び水処理装置から構成される。

JPDR 遮蔽壁の解体システムの概念を Fig. 7 に示す。

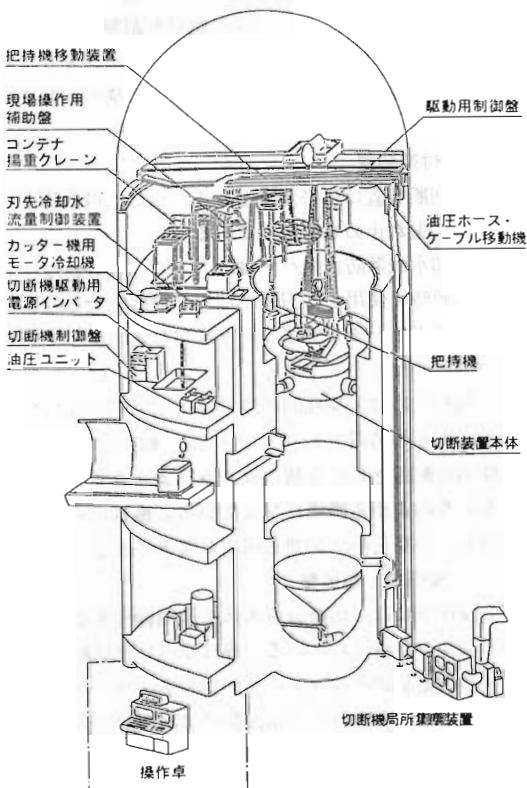


Fig. 7 Arrangement of the mechanical dismantlement system

本切断装置の操作は、原子炉建屋外から遠隔操作によって行われる。操作盤は、監視用テレビカメラの画像や、切断装置に搭載されている各種センサーからの信号表示器によって装置の状況を常に監視しながら装置位置決め等の操作を行う。なお切断、穿孔等の操作は全てコンピュータ制御により、自動運

転で行うことができるようになっている。

把持機、把持機搬送装置は、切断装置によって切り出されたブロックやコアを把んでコンテナの所まで移動し、コンテナ内へ収納するための装置である。

また、油圧ホース・ケーブル移動機は切断装置に接続されている油圧ホースや動力ケーブル、信号ケーブルの巻き取りや繰り出しの調整を行う装置である。

その他に、切断及び穿孔時に発生する粉塵やミストを回収し、汚染物質の拡散を防止するための集塵装置、切断刃を冷却するために使用した冷却水とスラリー等を回収し処理するための水処理装置がある。

現場操作用補助盤は、JPDR のサービスフロアに設置して把持機や把持機搬送装置を操作するためのもので、切断装置を手動で操作する機能を備えており、装置のメンテナンス時等に使用した。

6. 制御システム

本切断装置は、原子炉建屋外にある操作室から遠隔操作される。オペレーターは、監視用テレビカメラの画像や、切断装置に搭載されている各種センサーからの信号表示器によって切断装置の状態を常に監視しながら操作を行う必要がある。多量の鉄筋や鋼板を切断するため切断穿孔は長時間作業となり、オペレーターの負担が大きくなる。この負担を軽減するためにも制御装置にコンピュータを使用して、切断穿孔を自動運転で行う機能を設けてある。

個々の機能について以下に説明する。

6.1 切断プログラム

自動運転は、動作の手順、方向、移動量、動作条件を設定して作成したプログラムに従って動作が順次実行される方式を探っている。切断プログラムの作成にあたり、可動範囲を越える値や装置の破損につながるような動作順序を設定することができないように、チェック機能が設けられている。

切断プログラムの例を Fig. 8 に示す。これは、深さ 100 mm の垂直切断を 3 回繰返し、深さ 300 mm の切断を行おうとするものである。

6.2 切断制御

鋼材の切断は、コンクリートの切断に比べて切断負荷は大きい。切断刃と鋼材の接触長が大きい程切断負荷は大きくなる。本切断装置で切断する部位は、均一なコンクリートではなく、鋼板や鉄筋を多量に含んでいる。このような部位を切断穿孔する場合、切断穿孔が進むにつれて切断負荷は大きく変動する。高速でコンクリートだけを切断している切断刃が鉄

作成	* * * 切断プログラム * * *			
PG. NO.	H02	装置位置:	8410 mm	
TX. NO.	01	前後初期位置:	539 mm	
切断刃	ブレード	昇降初期位置:	14 mm	
切断回転数	788rpm	施回初期位置:	132.00 度	
		施回原点補正:	182.22 度	
チェック済		データログ:	YES	
動作部	方向	距離	速度	FB 時間
1 方向変換機	垂直			IS
2 切断機	運転			IS
3 昇降移動機	下降切断	940 mm	20 mm/m	電流 IS
4 前後移動機	後退	535 mm	100 mm/m	IS
5 昇降移動機	上昇	14 mm	200 mm/m	IS
6 前後移動機	切断	639 mm	30 mm/m	電流 IS
7 昇降移動機	下降切断	940 mm	20 mm/m	電流 IS
8 前後移動機	後退	635 mm	100 mm/m	IS
9 昇降移動機	上昇	14 mm	200 mm/m	IS
10 前後移動機	切断	739 mm	30 mm/m	電流 IS
11 昇降移動機	下降切断	940 mm	20 mm/m	電流 IS
12 前後移動機	後退	30 mm	200 mm/m	IS
13 切断機	停止			IS
14 E N D				

○の中の数字は、切断プログラムの動作番号を示す

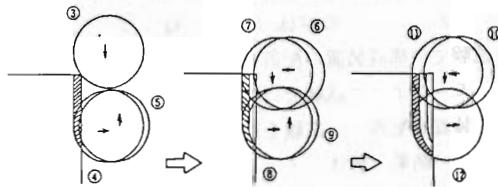


Fig. 8 Cutting program

筋と接触するような場合には急激な負荷変動が生じ、刃先や切断機に負担をかけることになる。従って、コンクリートを切断しているのか、鉄筋や鋼板部を切断しているのかといった切断状況を的確に把握して、切断機の送り速度を調整することが必要である。本装置では、切断機モータの負荷電流値が設定値と等しくなるように速度を制御することによりこれを実現している。Fig. 9 に切断制御のブロック図を示す。切断負荷変動を切断機モータの電流値を検出することによりとらえ、これを制御量とし、駆動装置の速度指令を操作量とするフィードバック制御系

をコンピュータを用いた PI 制御法則により構成している。

Fig. 10 に鉄筋コンクリートの穿孔結果の一例を示す。

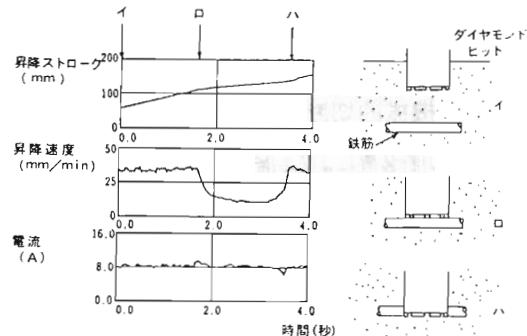


Fig. 10 Reinforced concrete cutting

6.3 表示装置

本装置では、切断動作は自動運転で行い、それ以外（装置の固定や位置決め）の作業はオペレータによる判断と、それに基づく遠隔操作で行うようしている。このため、表示装置はオペレータが使いやすい構成になっている。装置に取り付けられた ITV カメラや遮蔽壁内へ吊り下げられた ITV カメラのモニタや駆動装置の速度や移動量、切断機の電流等を表示する CRT が備えられている。

また、切断装置本体にはブレード先端監視用テレビカメラが搭載されている。

これは、主に、位置決め用に使用される。また、サービスフロア上からキャビティー内にテレビカメラを吊り降ろし切断装置全体の状況を監視する。

この 2 台のテレビカメラと切断機と駆動装置の間に取り付けられた荷重計により幅 5.5 mm の切断溝に厚さ 5 mm ブレードを再位置決めすることが可能である。

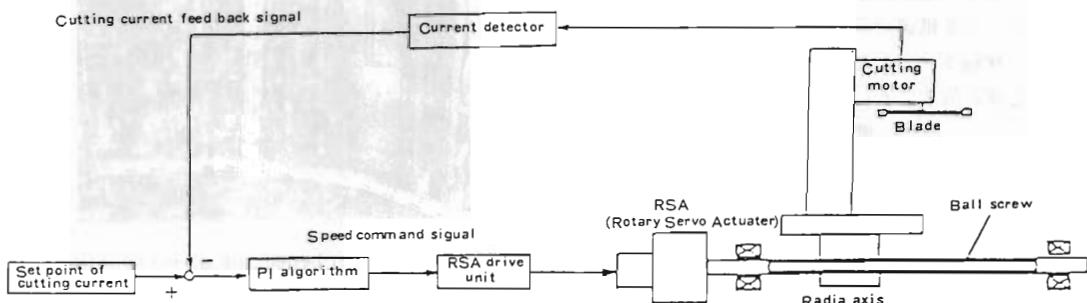


Fig. 9 Schematic diagram of cutting control system

6.4 保護機能

切断穿孔中の支持脚の押付力低下や切断機モータ過電流等の異常に対し、切断装置故障や事故を防止するため、異常の有無を監視し、異常が発生した場合には、警報を発信するとともに装置を停止する機能を設けてある。

7. 機械的切断工法による切断手順

本切断装置による切断手順を以下に示す。

① 切断装置の吊り込み

高さ測定機器の表示値を見ながら、クレーンで切断装置を切断予定高さまで吊り下げる。

② 切断装置の固定

3本の支持脚を各々のストロークが等しくなるように張出し、遮蔽コンクリート壁内に固定する。JPDRでは、支持脚を張出す位置に開口や中性子検出用配管が存在した。そこで支持脚監視用テレビカメラを設置し、固定装置を支持脚の張れる位置まで施回させた後に固定を行った。

③ 水平調整

互いに直行する方向の傾斜を調整するための2台のスクリュージャッキを操作し、ブレード面の水平をだす。(傾斜量は2台の傾斜計により測定され、CRTに表示される。)

④ 原点出し

遮蔽壁内に吊り下げられたテレビカメラや、切断装置に搭載されたブレード先端を監視するテレビカメラの画面を見ながら、切断装置を施回し、ブレードを遮蔽コンクリート壁の開口の縁や、既に切断された垂直切断溝に一致させ、切断装置と遮蔽コンクリート壁の位置関係を求める。

⑤ 位置決め

切断予定位置までブレードを移動した後、ブレードを低速で前進させ、遮蔽コンクリート壁に接触させ、この時の前後移動機のストロークを読み取ることにより、仕込み深さの設定を行う。ブレードと壁面との接触は、切断機と駆動装置の間に取り付けられた荷重計により測定される。

⑥ 切断プログラム作成

動作順序や制御定数等を設定して切断プログラムを作成し、チェック機能を用いてエラーがないことを確認する。

⑦ 自動運転の開始

自動運転開始押釦を押すことにより、切断機が起動し、切断プログラムに従って動作が実行される。

8. モックアップ試験

本モックアップ試験は、実際の解体にさきだって解体システムの性能を確認するために1987年から1988年にかけて実施された。JPDRの遮蔽体の解体部位を模擬した実物大の試験体が仮設試験施設の中に建造された。この円筒状のコンクリート構造物は、高さ約7m、外径4.5m、内径が2.7m～3.5mで、解体部位には、鉄筋、配管等が実物を模擬して埋設された。Photo 2にコンクリート中に埋設した鋼板、鉄筋、配管等を示す。

また、Fig. 7の解体システム概念図で実地解体試験での構成装置の配置計画を示す。

モックアップ試験では、この配置計画に基づいて各装置を配置し、試験を行った。

その結果、解体システム全体の解体効率、各機器の操作性及び解体手順等について、安全、確実に機能する事を確認した。

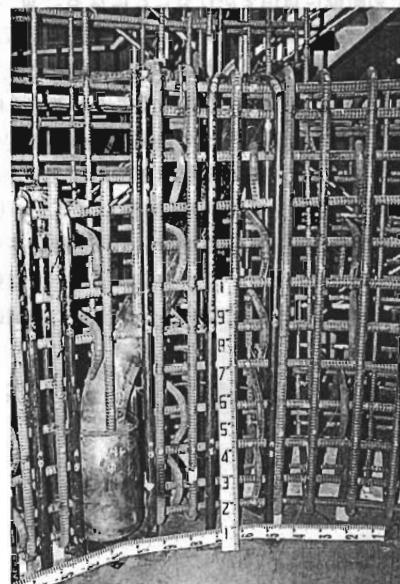


Photo 2 Embedded metal materials

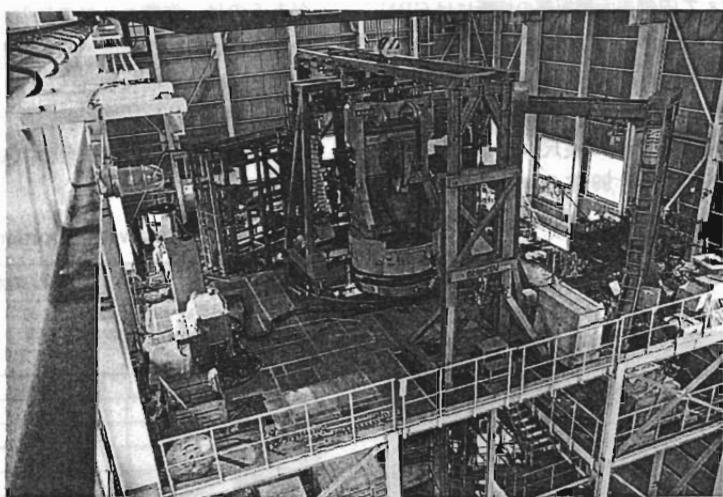


Photo 3 Mock-up test in the working building

9. 実地解体試験

放射線遮蔽体の解体実地試験は、原子炉圧力容器の解体に統いて行われた。機械的切断工法の準備作業は1990年9月に始まった。準備作業に引き続いて装置の搬入・組立を行い、解体工事は、11月後半から1991年1月末迄に実施された。実地解体試験では、これまでの切断試験で用いたダイヤモンド

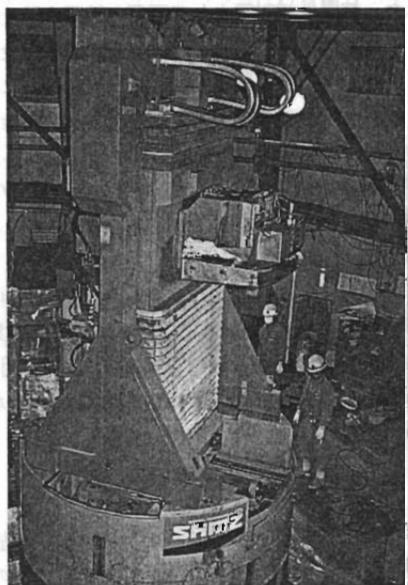


Photo 4 Cutting machine during assembly on the third floor



Photo 5 Remote controlling the cutting machine from the exterior room of the reactor building

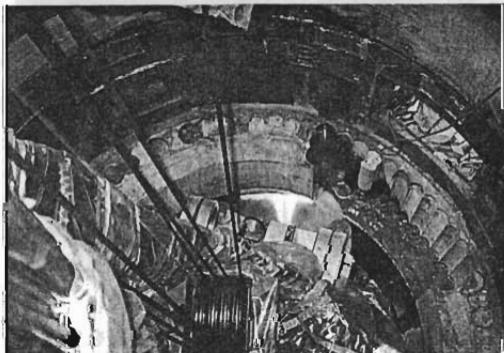


Photo 6 Horizontal cutting of the biological shield wall by the cutting machine

入り切断刃に加えて内側表面鋼板部の切断にはCBN (Cubic Boron Nitride) 入り切断刃を用いた。この切断刃を用いることにより、従来のダイヤモンド入り切断刃に比べて約3倍の切断速度が得られた。コア穿孔作業は、約8.0 m の長尺コアポーリング専用機を併用して行い、計99本のコアを取り出した。また、コンクリートブロック [最大で約1.2 m × 1.2 m × 0.4 m (約1.0 t)] は、計9個取り出した。



Photo 7 Inspecting by engineers after a removed block hung by the block clamp

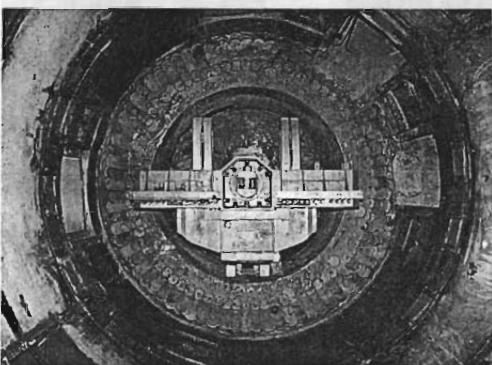


Photo 8 Top of projecting part after the cut concrete demolished and removed

10. 放射線管理

作業に当たっては、作業従事者の放射線被曝を防護するために設備及び作業手順等も含めて各種の対策がとられた。

作業エリアごとの防護装備及び防護対策をTable 1に示す。

作業開始に先立ち、まず第一に確認しておく必要

があるのは、作業エリアの放射線レベルであり、このために放射線管理区域内作業となる主なエリアの線量当量率を事前に測定した。測定結果をTable 2に示す。これは、作業着工前に得られた予測線量とほぼ同じ値であり、安全に作業を進める見込みを得た。

Table 1 Protective equipments and measures

項目	解体、切削片収納					
	1階 エリア	2階 エリア	3階 解体 エリア	3階 操作 エリア	キャビ ティ内	1階 エリア *
特殊作業衣	○	○	○	○	○	○
PVCスーツ			○		○	
手袋	○	○	○	○	○	○
アームカバー			☆		☆	
R1作業靴			○		☆	○
半面マスク			☆		☆	
全面マスク					☆	
バリア設定 / 脚 はきかえ		○	○	○	○	○
フィルムバッジ	○	○	○	○	○	○
アラームメータ	○	○	○	○	○	○

(○: 使用する、☆: 状況に応じて使用する)

*: 詰め替えエリア

Table 2 Dose-equivalent Rate at the working area

作業エリア (原子炉建屋)	3階	2階	1階	地下 1階	地下 2階	地下 3階	キャビ ティ内
線量当量率 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	0.3	0.3	0.6	0.3	0.4	0.3	12.0

また、被曝低減対策として不要な被曝を防止するため、作業員全員に放射線環境の周知徹底を企るとともに各エリアに線量当量率の表示等を行った。また、放射性粉塵の飛散を防止するため、切削作業エリアでは常に集塵装置の運転を行い負圧維持を確保して汚染拡大防止に努めた。また、解体されたブロックの取扱い等については必要に応じてグリーンハウスを設置して作業を行った。

その結果、Table 3に示す通り、当作業期間中の被曝線量は、[個人最大被曝線量約1.4 mSv、集団被曝線量7.3人mSv(延作業人数2,323人日)]と許容値より十分低い状況で作業を完了することができた。

11. 解体廃棄物

解体撤去したコアやコンクリートブロックは放射性廃棄物として日本原子力研究所の標準型3 m³の鋼製容器に収納し、屋外に設置された廃棄物保管庫に運ばれて、保管、管理された。

Table 3 Radiation exposure to workers during JPDR shield concrete demolishing

		Actual working days	Manpower	Collective dose	Maximum individual dose
※1 Carring in and assembling of dismantling system	II. 2. 10. 15 ~II. 11. 22	29日	533人日	1.3mSv (134人ミリレム)	0.39mSv (39人ミリレム)
※2 Dismantling work	II. 2. 11. 26 ~II. 3. 1. 28	40日	966人日	5.4mSv (542人ミリレム)	0.9mSv (97人ミリレム)
※3 Disassembling and carring out of dismantling system	II. 3. 1. 29 ~3. 28	42日	824人日	0.6mSv (62人ミリレム)	0.16mSv (16人ミリレム)

12. おわりに

今回の実地試験により、カッター式切断機とコアボーリング式切断機の組合せによる機械的切断工法が放射線遮蔽体コンクリート構造物の解体に有効であることが実証された。

実地試験適用の経験から、将来の原子力発電所の解体における作業性の向上のためには、装置の軽量化、遠隔操作性の向上、切断位置決めの容易性、切断性能の向上等装置の改良及び高度化をさらに進めることが重要であろう。

参考文献

1. 横田光雄、長谷川哲雄、光山和徳 “放射化コンクリート解体用機械的切断装置の開発” 「FAPIG」 第116号、1987-7
2. 富井格：“原子炉施設デコミッショニングの動向” 「RANDI EC ニュース」 第1号、1989-3
3. 清木義弘、高橋周男 “放射化コンクリート構造物切断装置” 「ロボット」 第67号、1989-3
4. 日本原子力研究所動力炉試験炉部編 “JPDR 解体実地試験の現状” 「原子力工学」 第37巻2号、1991-2
5. 石村顯吉 特集 “デコミッショニング技術の現状と課題” 「日本原子力学会誌」 第33巻5号、1991-5
6. 横田光雄 “JPDR解体実地試験の状況” 原子力デコミッショニング研究協会 第3回報告と講演の会 1991-11

7. 尾篠雄、打越忠昭、長谷川哲雄、渡辺俊郎、山下義孝、斎藤正直、高橋周男、在田浩徳 “JPDR 放射線遮蔽体の機械的切断工法による解体” 「FAPIG」 第129号、1991-11

原子力施設コンクリート解体技術の開発

宮坂 駿一¹⁾ 田中 協一²⁾ 今野 孝昭³⁾
中村健次郎⁴⁾ 原田 実⁵⁾ 西 謙治⁶⁾

*"Technology Development Dismantling Reactor Reactor Building
in Kajima Corporation."*

By Shunichi MIYASAKA, Kyoichi TANAKA, Takaaki KONNO,
Kenjirou NAKAMURA, Minoru HARADA, Kenji NISHI

In order to cope with near future decommissioning of commercial nuclear power plants, we have been operating the technology development since early 1980s in Kajima Corporation corporation taking advantage of the many construction and maintenance experience and know-how in nuclear power plants, for dismantling concrete structure of nuclear power plants.

From our developed techniques, we applied abrasive water jet cutting technique for dismantlement of biological shield concrete and hydrostatic tube technique for dismantlement of thick RC radiation barrier wall in JPDR Decommissioning Program.

These techniques are confirmed having ability to be able to dismantle reactor building of commercial nuclear power plant.

We describe the developed techniques and the applied experiences on dismantlement in this paper.

1. まえがき

原子力発電所の廃止措置については、我国では跡地の有効利用という観点から施設を解体・撤去し新たな発電所用地として確保することが基本とされている。

従って、現在運転している原子力発電所は近い将来解体撤去されることとなるため、十数年前より国内外の各原子力機関並びに民間企業が種々の調査研究活動を行っており、鹿島も建家構築物の解体・撤去を中心としたエンジニアリング技術及び解体技術の整備に取り組んでいる。

原子力施設の解体・撤去における建設会社の役割は原子力発電所1基当たり約50万tと見積られる膨

大な建家構築物の中から放射化部・汚染部を分別解体・撤去して管理区域を解除し、その後一般構築物を合理的に解体・撤去するとともに、発生廃棄物を処分形態に適合する形状に処理することにある。

鹿島は解体時に要求される技術的課題について、原子力発電所の建設及び維持管理等の実績から得られたノウハウや、総合建設会社として保有している最新技術をベースに総合エンジニアリング体制を組んで、調査・研究・技術開発を行っている。ここでは、原子力発電所建家の解体に関する当社の技術開発の現況を述べるとともに、現在科学技術庁の委託を受け日本原子力研究所（原研）で進められている動力試験炉（JPDR）解体実地試験に適用した水ジェット切断と液圧チューブ破碎の実施例について

- 1) 鹿島 顧問
- 2) 鹿島 原子力室 副部長
- 3) 鹿島 原子力設計部 副部長
- 4) 鹿島 関東支店 工事課長
- 5) 鹿島 技術研究所 主管研究員
- 6) 鹿島 技術研究所 主任研究員

紹介する。

2. 建家解体技術の開発状況

原子力発電所建家構築物の解体は、

(1) 原子炉からの放射線照射を受けて放射化した放射線遮蔽コンクリートの解体撤去・

(2) 放射能汚染物の接触等により汚染された表層コンクリートの除去

(3) 管理区域解除後の巨大・剛強コンクリート構造物の解体・撤去

に分類されるが、特に(1), (2)については、

④ 作業従事者の放射線被曝の低減

・遠隔装置化

⑤ 環境への放射能拡散防止

・閉じ込めシステムの確立

⑥ 二次廃棄物を含めた発生廃棄物量の低減と処理・処分方法

・放射能レベル区分に応じた分別解体工法の採用

・副次生成物を極力抑えた解体システムの立案

・廃棄物性状や放射能レベル区分に応じた減容化・安定化・処理システムの確立

等が重要な課題となっている。

一般建家構築物の解体技術としては、カッターやソーアイング等の切断工法とブレーカーや爆破等の破碎工法があるが、原子力分野で用いる場合には、上記(1), (2), (3)の対象構造物の特徴を踏まえた上で、④, ⑤, ⑥をいかに合理的に達成し得るかがポイントとなるため、単一の工法では対応できない。

鹿島は解体工法の研究開発テーマとしては、水ジェット切断技術、制御爆破技術、ソーアイング技術、コンクリート表層研削技術及びロボット技術等を抽出し、上記④, ⑤, ⑥の課題を克服するためのシステム化に取り組むとともに、これら開発技術を適用する際の事前評価を行う上で必要となる解体エンジニアリング技術、遮蔽評価技術、廃棄物再利用を含む処理・処分技術等の基盤整備に力を注いでいる。

原子力発電所建家解体技術のシステム化に当たっては、各々の要素技術を実際の原子力施設の解体に適用し、その経験をフィードバックして最適なシステム化を図っていくことが大切である。

JPDR 解体実地試験において、鹿島が実際に適用した解体技術及び今後適用する予定の技術を記すと以下のようになる。

◎解体技術

◦機器解体時軸体変更工事

(壁、床開口設置、干渉機械基礎等撤去、埋設管等撤去等)

◦コンクリート切断技術（コアドリル、カッター、ワイヤーソー）

◦コンクリート破碎技術（エアブレーカ、モータ駆動油圧ブレーカ、液圧チューブ）

◦放射線遮蔽体解体工事

◦ブロック切断技術（水ジェット）

◦破碎解体前処理技術（水ジェット、カッター、ガウジング）

◦破碎解体技術（制御爆破、ブレーカ）

◦コンクリート表層剥離技術（スキャブラ、ブレーナ、ブラスト）

◦マスコンクリート解体技術（制御爆破、大型圧碎機、ワイヤーソー）

◦放射性流体等の閉じ込め技術

◦配管等閉止技術（高流動化無収縮グラウト、端末閉止プラグ）

◦作業環境維持技術（グリーンハウス、各種除染・排気装置、各種バリア）

◦水処理・固化処理技術

◦スラリー回収・処理技術（自然・強制沈殿、薬液調整、フィルタリング）

◦スラッシュ固化処理技術（強制練りミキサによる強度・比重管理）

◦使用機器汚染防止技術（養生シート、耐摩耗ゴム、ストリッパブルペイント）

◦サーベイ技術（直接法、サンプリング法）

3. 建家解体技術の実施例

3.1 水ジェットによる切断解体

(1) 概要

鹿島は原研の委託を受け、コンクリート構造物解体について技術開発並びにJPDR解体実地試験を担当してきたが、このたび開発技術の一つである水ジェット切断システム装置を用いて、JPDR原子炉放射線遮蔽体を実際に切断撤去した。

放射線遮蔽体は、原子炉圧力容器を取り囲むように設置された最大厚さ約3m、高さ約21mの鉄筋コンクリート壁で、内部にはφ34mmの冷却水配管やφ165mmの中性子束検出器案内管（厚さ50mmの鉛管で遮蔽）等が埋設されており、内面は厚さ13mmの鉄板で覆われてい

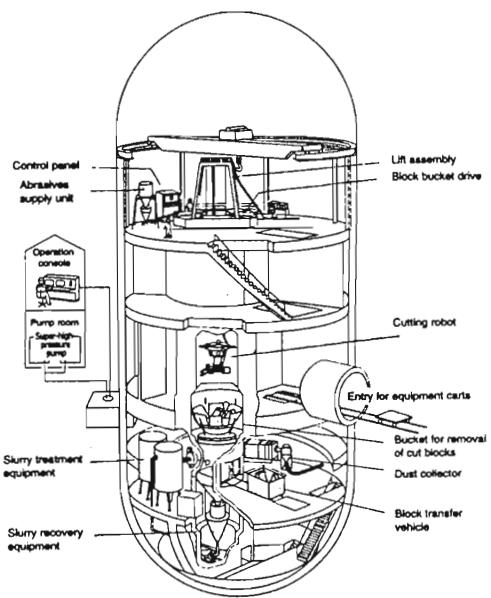


Fig. 1 General View of Water-Jet Cutting System Installed in JPDR.

る。また、原子炉の運転中の中性子照射により遮蔽体は放射化しており、特に原子炉の炉心に近い突出部の放射線量当量率は、最大値が約 2.2 mSv/h であり、作業者の長時間の立入りが制限されるため、解体作業は基本的に遠隔操作で行った。

(2) 水ジェット切断システム

Fig. 1 に解体実地試験時の水ジェット切断システム装置の配置を示す。水ジェット切断システムは、高圧ポンプ（水圧 2000 kg f/cm^2 、水量 50 l/min ）と研磨材供給装置（供給量 5 kg/min ）から成る水ジェット発生装置、水ジェットを噴射するノズルを含む切断ロボット（Photo. 1 参照）、切断ロボットを所定の位置へ移動・設置する昇降装置、切断状況度を観察する各種観察装置（Fig. 2 参照）、切断されたコンクリートブロックを回収する搬出パケット装置、切断時に発生するスラリーや粉塵を回収・処理する装置及びこれらの各装置の作動状況を監視し、切断ロボット等を遠隔操作する制御装置から構成されている。

(3) 解体実地試験

a) 試験方法

放射線遮蔽体突出部の切断は、Fig. 3 に

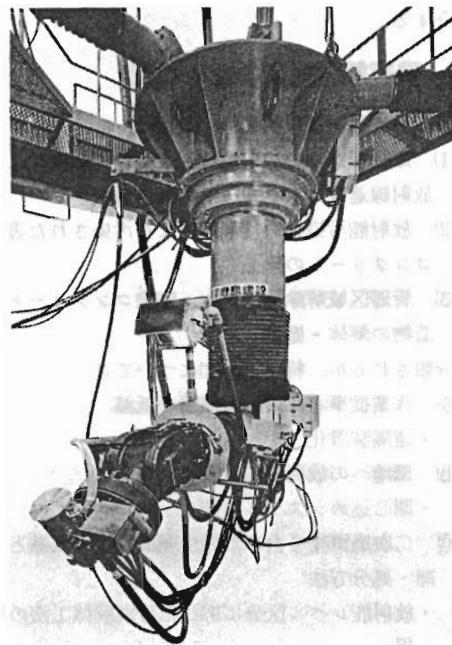


Photo. 1 Cutting Robot and Observation Instruments.

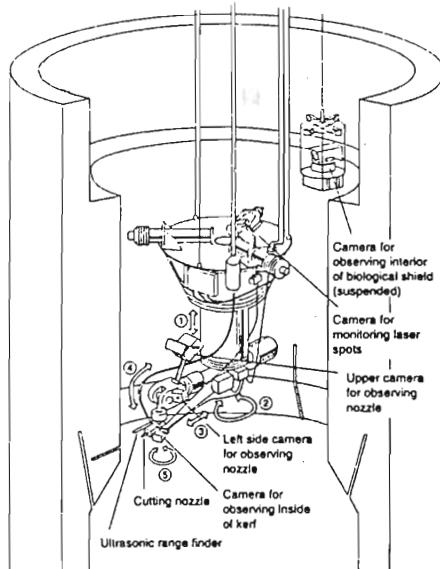


Fig. 2 Cutting Robot and Monitoring system Units.

示すブロック単位に分割し、基本的に①ブロックの背面上向き切断、②側面垂直切断、及び③上面水平切断、の順に行った。切断は計画切断と部分追加切断に分け、計画切断ではコンクリート部分と表面ライナーに近い埋設物

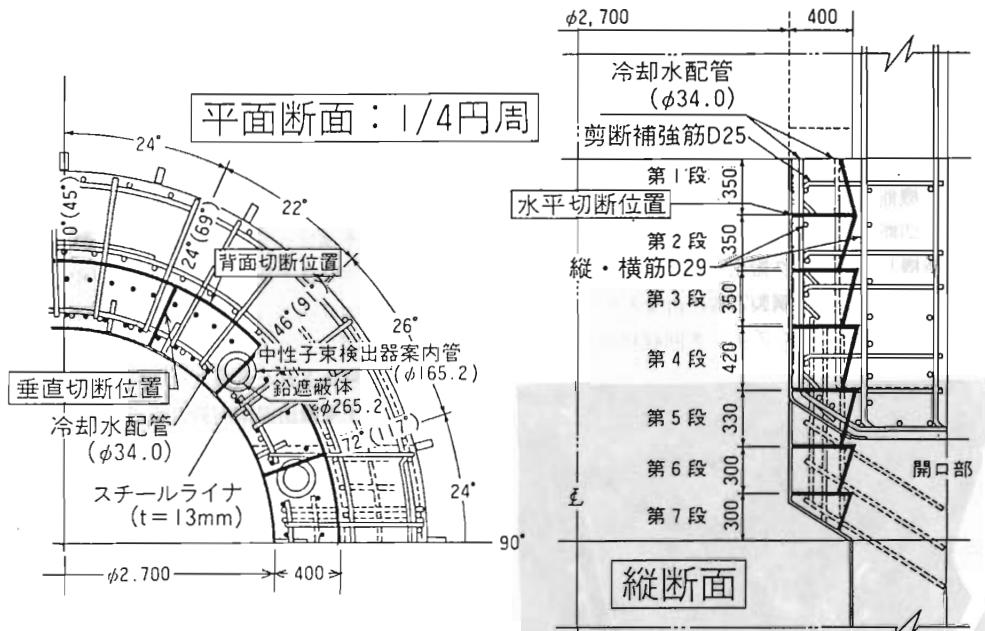


Fig. 3 Structure of Radiation Shield and Planned Cutting Lines.

を対象とし、切れ残った未切断物は位置と材質を観察装置で確認して、ノズル移動範囲を最小で追加切断する方法を行った。

切断時に飛散する放射能を含んだスラリーによって汚染された装置は、保守点検を行う作業者の汚染と被曝の原因となるため、切断開始前に装置をゴムシート、酢ビシートで覆い、切断終了後装置全体を水で洗浄した。また、装置の整備・点検を行う原子炉格納容器建家3階、切断されたコンクリートブロックや回収された研磨材を取扱う地下2階等は床及び壁を覆うとともに、作業者の汚染と周辺への汚染拡散を防止するためエリアを区分し、汚染作業エリアにはグリーンハウスを設置した。

解体作業に伴って発生する廃棄物は、切断ブロック、研磨材、スラッジ、廃水・排気系のフィルター類、汚染防護資材、及び汚染した解体装置である。切断ブロックは1m³鋼製容器及び3m³鋼製容器に収納し、その空隙にセメント固化処理した研磨材及びスラッジの一部を充填した。残りの研磨材とスラッジはドラム缶に収納した。廃水・排気系のフィルター類、汚染防護資材等はカートンボックスに収納した。また、解体装置は非汚染物を

除き1m³鋼製容器に収納した。なお、廃水、排気の最終処理は原研の既設処理系統で行った。

b) 試験結果

遮蔽体突出部切断に要した純切断時間は約100時間であり、計画値に対して4.5%の増加であった。1日の切断作業時間は、前半の85分／日から後半の109分／日へと増加している。1ブロック当たりの切断時間はブロック個数97個として計算すると約62分であり、モックアップ試験時の80分に対して20%強の向上が認められる。Photo. 2に放射線遮蔽体突出部切断時の状況を示す。



Photo. 2 Cutting of Radiation Shield by Abrasive Water Jet.

部分追加切断を行うために、切れ残った部分の位置と材質を確認する装置として用いた切断溝内観察カメラは、カラー化と焦点距離の調整機構を設けたことで、深さと材質を鮮明に捉えることができ、確認装置として有効に機能した。

切断されたブロックは、切断部位の直下に待機したブロック搬出パケットに投下し、パケットから 3 m³ 鋼製容器に再投入して回収した。Photo. 3 にブロック回収状況を示す。



Photo. 3 Recovery of Cutoff Concrete Blocks.

ブロック重量は、標準形状のブロックで 100 kg ~ 270 kg (鉛遮蔽付き) であった。

スラリー回収処理装置により発生したスラリーの内、固体分は研磨材回収タンクで 78 %、第 1 沈殿槽で 6 %、第 2 沈殿槽で 1.2 % が回収されており、フィルター装置を通過した廃水中に含まれる量は 0.01 % (全放出量は 3.7 kg) という微量であった。固体分濃度は、第 1 沈殿槽入口で 6985 mg / l あったものが、送水槽では 1 / 935 の 7.47 mg / l になっている。放射能濃度も第 1 沈殿槽入口と送水槽では 1 / 97 に減少している。

切断機局所集塵装置の総運転時間は 652 時間であり、平均風量は 90.2 m³ / min であったので、全処理風量は約 353 万 m³ となる。切断中はキャビティ内の負圧を管理基準である 20 mm Aq 以上になるように管理した結果、負圧は 20 mm Aq 以上 44 mm Aq 以下の範囲で保たれた。切断終了時の圧力損失は中性能フィルター 14 mm Aq、高性能フィルター 20 mm Aq であり、交換の必要な圧力損失 (中性能 30 mm Aq、高性能 50 mm Aq) には至らなかった。キャビティ内の粉塵濃度は、平均で 0.15

mg / m³ であった。また、放射能濃度は切断部位のコンクリート比放射能が大きい 4 ~ 2 段目切断に大きな値となっており、最大値は 37 Bq / cm³ であった。

固化処理の結果は、全てのドラム缶で収納条件である重量 600 kg 以下、充填率 97 % 以上を満足させることができ、圧縮強度はスラッジ固化体で約 50 kg f / cm²、研磨材固化体で約 280 kg f / cm² であった (所要強度は 30 kg f / cm²)。

解体された遮蔽コンクリートは約 25 t、中性子束検出器案内管と原子炉圧力容器支持架台はそれぞれ約 0.03 t 及び 4 t である。また、沈殿槽から回収したスラッジの量は約 1.5 t であったが、研磨材に混じって回収されたものもあり、これらを合計するとスラッジ回収量は約 7.5 t となる。全期間の集団被曝線量当量は 18.64 人・mSv、一人当たりの平均被曝線量当量は 0.0028 mSv であった。

3.2 液圧チューブによる解体

(1) 概 要

JPDR 解体実地試験において、タービン建家の汚染した機器 (吸水ポンプ、レジン再生器、復水脱塩器) を建屋外へ撤去するのに必要な開口を確保するため、各機器搬出の障害となる遮蔽壁を解体撤去した。解体工事は、作業空間の制限から液圧チューブを用いて行った。液圧チューブによる解体工法は、予め遮蔽壁に穿孔を行い、液圧チューブを挿入して、水圧を加え、膨脹圧を発生させてコンクリート構造物を引張破壊させる緩性破碎法である (Fig. 4 参照)。

(2) 液圧チューブの基本特性

液圧チューブとは、鹿島で開発した破碎機で、穿孔した孔内に液圧チューブを挿入し、液圧によりチューブを加圧・膨脹させてコンクリート構造物や岩盤を破碎する機械である。

液圧チューブが発生する破碎力の基本となる、加圧時の側圧特性は、ゴム部の長さ 80 cm、水圧 700 kg f / cm² を与えた場合、Fig. 5 に示す特性を示す。Fig. 5 より、孔壁に作用する側圧は、与えられた水圧の 72 % に相当する 507 kg f / cm² を示し、孔軸方向に作用する側圧の長さは、ゴム部の長さの約 80 % に相当する 63 cm であった。

従って、ゴム部の長さ 80 cm の液圧チューブ

の場合、加圧時の最大破碎力は約 200 t となる。同様にゴム部の長さ 40 cm 及び 20 cm の液圧チューブの最大破碎力は、それぞれ 100 t 及び 50 t となる。

(3) 液圧チューブによる破碎手順

液圧チューブは最大外径 53 mm で、ゴム部の長さ 80 cm, 40 cm, 20 cm の 3 種類を標準品として準備している。

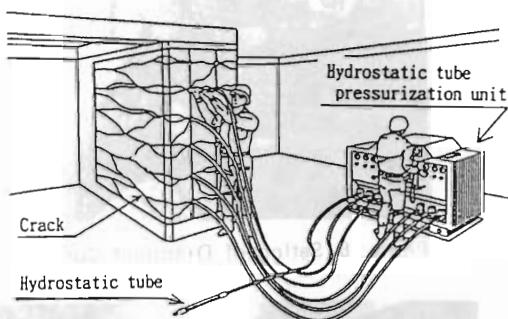


Fig. 4 Conceptional View of Crushing Method by Hydrostatic Tube for Thick Wall.

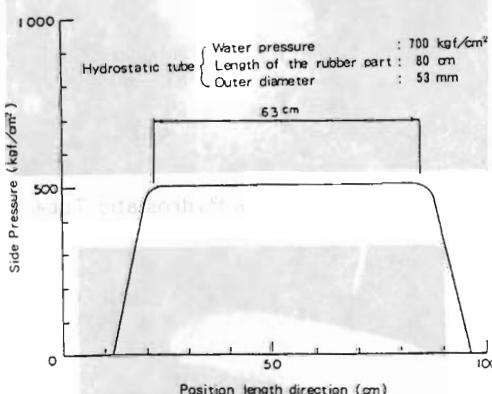


Fig. 5 Lateral Pressure by Hydrostatic Tube.

加圧装置は液圧チューブを 6 本まで同時に使用でき、作業時には 2 t クラスの作業台車に搭載できる重量と大きさである。

液圧チューブによるコンクリート構造物の破碎は、Fig. 6 に示すように下記の手順で行われる。

- ① 穿孔パターンの設計に基づいて、孔径 55 ~ 57 mm の穿孔を所定の破碎深さまで穿孔する。

② 液圧チューブを穿孔内の所定の位置に挿入する。

③ 液圧チューブを加圧・膨脹させてコンクリートを破碎する。

④ 液圧チューブを減圧し、孔内から引抜く。上記①～④の手順で破碎を繰返す。

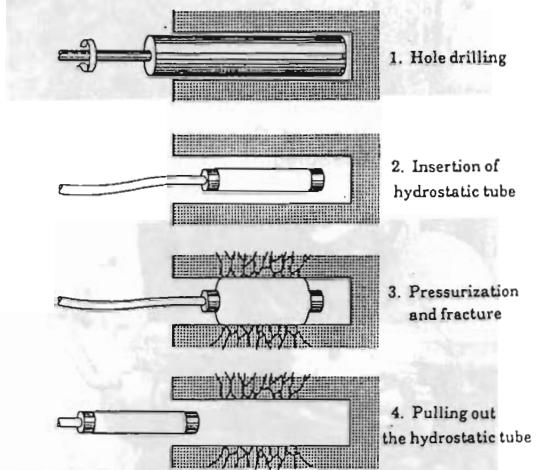


Fig. 6 Operation Steps of Crushing by Hydrostatic Tube.

(4) 施工結果

工事は、汚染区域の拡散防止を図るために、解体作業前に作業エリアの放射線サーベイを行い、作業エリアの床面をビニールシートで養生し、バリケードにて作業エリアの区分、グリーンハウスの設置、RI シューズの履き換え場所設定、局所集塵装置の設置等を行った。

解体撤去作業では、壁表面の汚染の恐れのある部分をハンドスキャブラ（ビシャン）で表層剥離し（Photo. 4 参照），発生した粉塵を集塵機と掃除用具で回収し、黄色ドラム缶に収納して搬出・保管した。

液圧チューブの挿入に必要な穿孔は、壁の小口側から外径 57 mm のダイヤモンドコアドリルを用いて穿孔し、刃先の冷却水はコアドリル機に付属の冷却水回収カバーと、床上に設置した冷却水受け皿で回収し、その後、バーキュームポンプで黄色ドラム缶に移載した（Photo. 5 参照）。

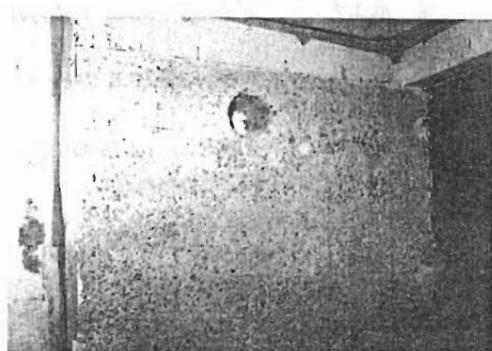


Photo. 4 View of Concrete Surface after Scabbled.

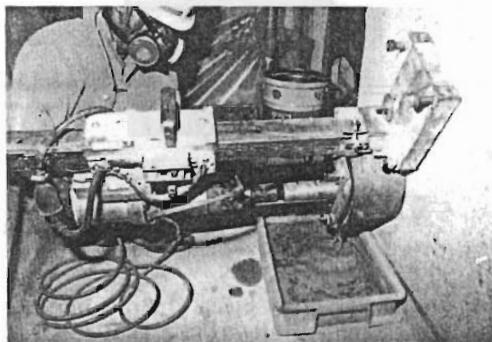


Photo. 5 Boring Operation.

壁内の鉄筋は、ダイヤモンドカッタで解体撤去範囲の外周を、深さ 10 cm まで縁切りし (Photo. 6 参照)，この時発生した冷却水は、穿孔時と同様の方法で全量回収した。

液圧チューブによる破碎は、まず穿孔内の一一番奥から破碎を開始し、順次液圧チューブを小口手前側に引き戻しながら破碎を繰返す方法とし、破碎後の孔壁に液圧チューブがはさまれない様にした (Photo. 7 参照)。

破碎後の壁は、液圧チューブで発させたクラックをハンドブレーカで拡げる方法で小割・解体し、発生したコンクリートガラと鉄筋類は非汚染物としてドラム缶に仮詰めして非汚染物置場に搬出・廃棄した。

破碎部撤去後の状況を Photo. 8 に示す。

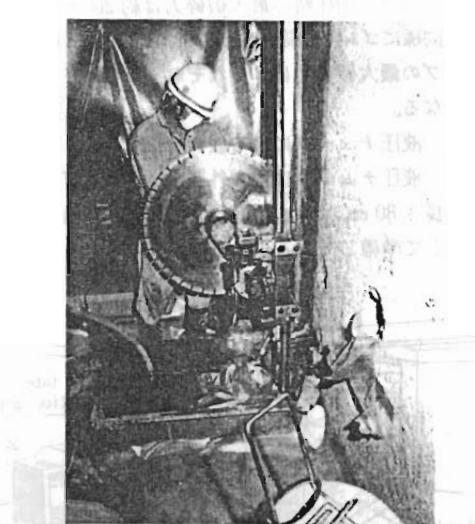


Photo. 6 Setting of Diamond Cutter.



Photo. 7 Crushing by Hydrostatic Tube.

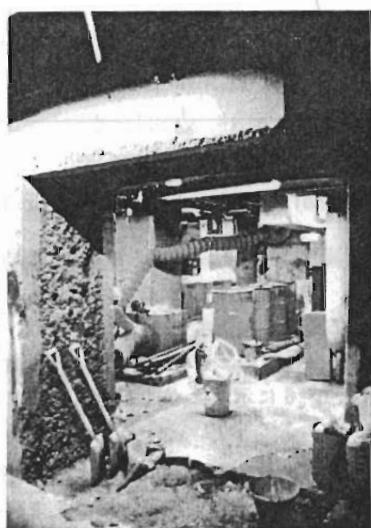


Photo. 8 After Crushed Parts were Removed.

4. あとがき

鹿島が開発を行っている解体技術のうち、水ジェット切断技術及び液圧チューブ解体技術を実際の原子力施設 JPDR の解体実地試験に適用する機会を得、コンクリート解体工法をはじめ、解体エンジニアリング、放射線管理、解体廃棄物の処理などの周辺技術について貴重なデータを収集することができた。JPDR の解体実地試験では更に、制御爆破技術も適用することにしている。制御爆破技術については、今回は紙面の都合で紹介を省いたが、Photo. 9 及び Photo. 10 に示すように、放射線遮蔽体を対象とした爆破解体実験を行い、技術開発を行ったものである。

これらの解体経験から得られる貴重なデータとともに、将来の商用炉解体に向けて、更に解体技術の高度化を進めるつもりである。

日本原子力研究所並びに関係各位に対し、これらの開発技術の適用の機会が与えられたことをここに感謝いたします。

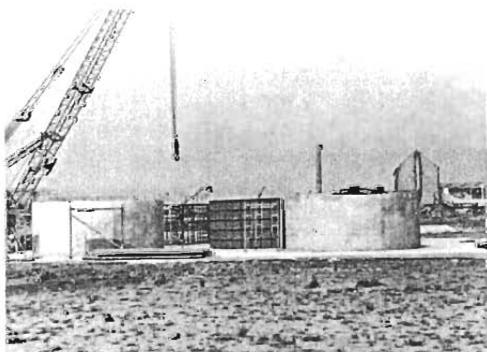


Photo. 9 Mock-up Sample for Controlled Blasting.

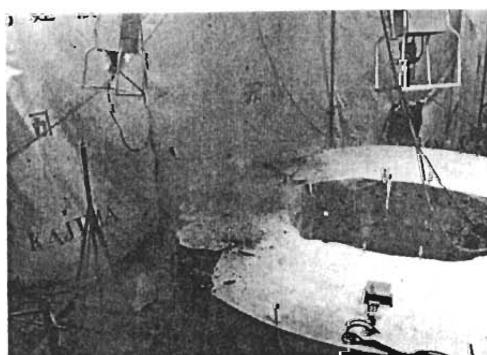


Photo. 10 Test of Controlled Blasting.

RI施設の改修、解体

山林 尚道

"Decommissioning and Repairing of Radioisotope Facility"

By Hisamichi YAMABAYASHI

Radioisotopes used in a facility are ranged from a few to a large kind and amount in accordance with its purposes. It is, often, connected to nuclear reactors, medical clinics, and industrial factories, and radioisotopes are being used in a variety of fashion in such facilities.

In the repairing and decommissioning of the facilities, decontaminations and decompositions can be done by the methods and technologies suitable for the chemical and physical properties of the radionuclides involved, which are usually known based on the records of uses. Although radioisotopes have been used for long, there has been very rare precedents in performing the decommissioning of a whole facility but partial renewal or removal. Principal considerations for the decommissioning of radioisotope facilities and those to be cosidered at the designing and construction stages of the facilities are described with some examples.

[要　旨]

RI使用施設は、取扱核種及び数量に大きな幅があり、また、その使用目的によって原子炉に附帯した生産設備、病院、診療所等の医学利用施設、工場のラインへの組み込みや各種研究施設での利用等多種多様な分野で利用されている。一般に使用核種が明確であることから、その物理的、化学的性質に応じた除染、解体が行われている。RIの使用の歴史は古いが、施設全体を解体した例は少なく、部分的な撤去、更新が行われている。いくつかの例を紹介し、RI施設のデコミッショニングの原則的な考え方と施設設計段階での配慮を述べた。

1. まえがき

ラジオアイソトープ（RI）は、原子炉内中性子や加速器粒子などによる放射化及び原子炉照射された核燃料物質から核分裂生成物（FP）を分離、精製することにより得られる。熱を利用する電力プラ

ントと異なり、放射線を利用することを目的とするRIはその物理的、化学的特性を生かして、医学、理工学、生化学、農学部門などに多用され、溶接部の非破壊欠陥検査、がんの診断、骨粗鬆症の診断、心、肝、腎機能の診断、血流測定、DNA関連生体機能解明、農作物への適正施肥量の研究など、様々な形態で我々の身の周りで使用されている。

我が国の放射線発生装置を含むRI取扱事業所数は、1991年3月末で4,900箇所を超えていた¹⁾。また、1989年に販売されたRIの量は、コバルト-60など密封線源で60 PBq、テクネチウム-99m、プロメチウム-147など非密封で200 TBqを超えている。

RI取扱事業所の大半は、非密封状態のRIを取り扱うため、それぞれの使用目的に応じ、経済性を勘案し、施設の閉じ込め機能を強化し、RIによる汚染拡大、内外、局部被曝防止策を講じているのが現状である。

* 日本原子力研究所東海研究所 アイソトープ部 製造課

SEPT. 1ST, 1991

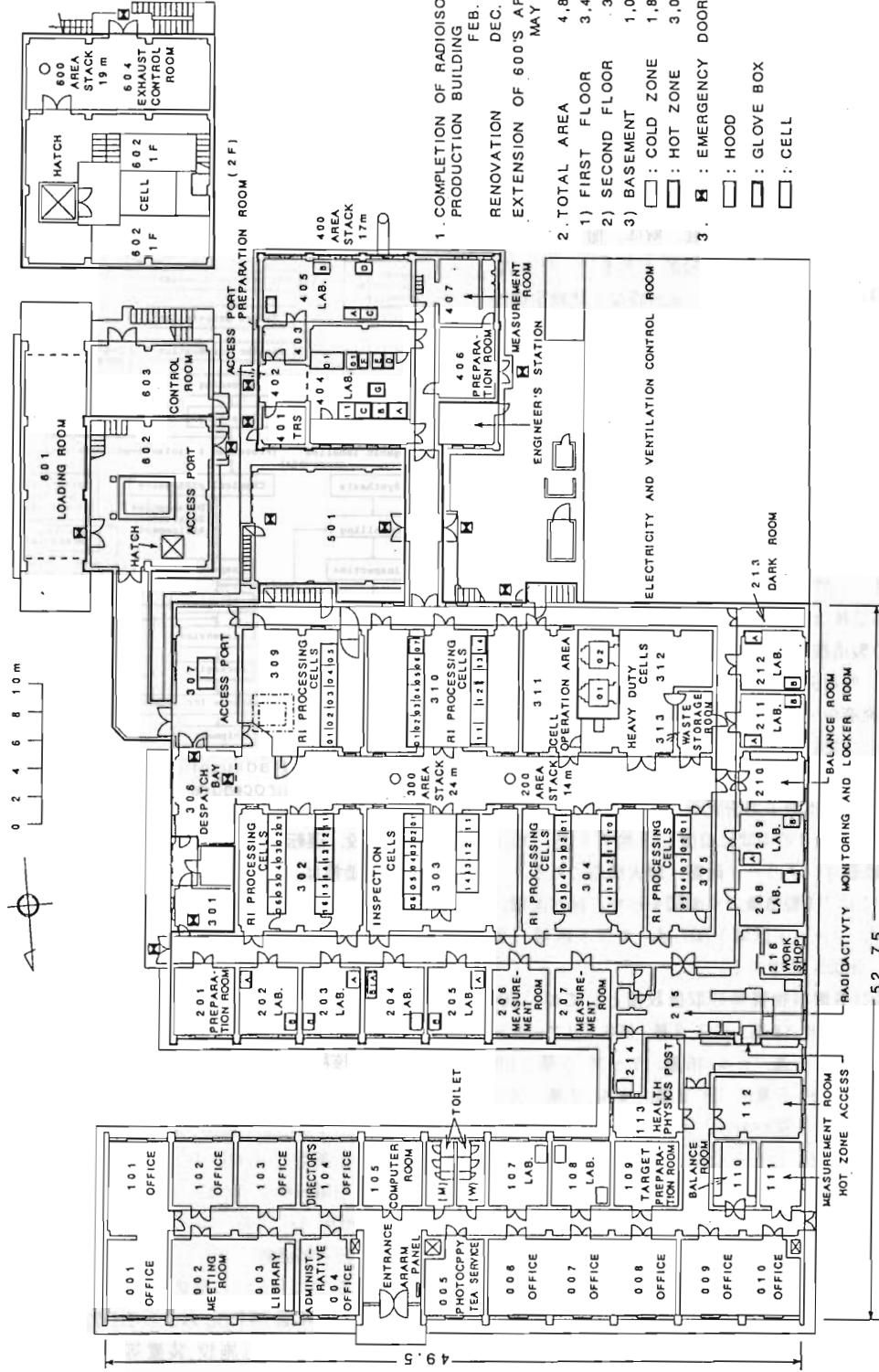


Fig. 1 Planview of the radioisotope production building

一般に、同一施設内で、H-3, C-14, P-32, S-35, Cr-51, I-125, Ir-192, Au-198 等多種多様な RI を同時に扱うことが多く、揮発性、飛散性や相互汚染などを考慮して、それぞれ区画したセル、ケーブ、フード、グローブボックス (GB) で使用されている。従って、施設を建設後 20~30 年経過し、建設当時と扱う核種が異なったり、経年劣化が激しくなっても、建物全体を解体撤去することは殆ど無く、部分的な改修、解体、撤去、更新で取扱業務を継続するのが一般的である²⁾。その点、再処理特別研究施設や Pu 研究施設など建物全体を单一目的で運転している核燃料使用施設等とは異質な状況にある。

ここでは、日本原子力研究所東海研究所のラジオアイソトープ製造棟 (RI 製造棟) を例にとり、建設後 29 年間の改修、解体工事の内容を紹介し、RI 施設の解体、撤去の在り方と今後の課題を述べる。

2. RI 製造棟の概要

2.1 目的

RI 製造棟は、精製 RI、工業用及び医療用の線源 RI 等の製造技術の開発及び定常製造・供給を行うと共に、照射済核燃料物質からの有用 RI の精製や再処理廃液からの群分離の研究及びトリチウム製造研究を行う施設である。

2.2 施設の概要

建屋は、日本原子力研究所東海研究所内の JRR-2 及び JRR-3 の中間に位置し、地下 1 階、地上 2 階の鉄筋コンクリート耐震、耐火構造である。

Fig. 1 に RI 製造棟の平面図を示す。延べ面積は 4,832 m²、コールド区域 1,807 m²、ホット区域（管理区域）3,025 m² である。

RI 及び核燃料物質等の取扱設備としては、200 エリア フード 14 基、GB 3 基；300 エリア フード 3 基、GB 5 基、セル 46 基、ケーブ 3 基；400 エリア フード 5 基、GB 8 基、セル 2 基；600 エリア セル 1 基があり、エリアごとに排気スタックを有している。

これらの施設は、精製 RI、線源 RI を定常的に製造・出荷するための原子炉からの照射済試料の搬入、キャップセル開封、化学処理、測定、検定、貯蔵、小分け、梱包、輸送の一連の作業及び高レベル廃棄物搬出作業のできる各種セル、ケーブ等とトリチウム製造 (37 TBq/バッチ)・研究用セル、GB 及び再処理廃液を群分離する α - γ ケーブ (312 室 02

ケーブ) から構成されている。Fig. 2 に RI の定常製造工程を示す。

附帯施設として、非常用電源設備を含む電気設備、給、排気設、給、排水設備及び廃液一時貯留タンク等を備えている。

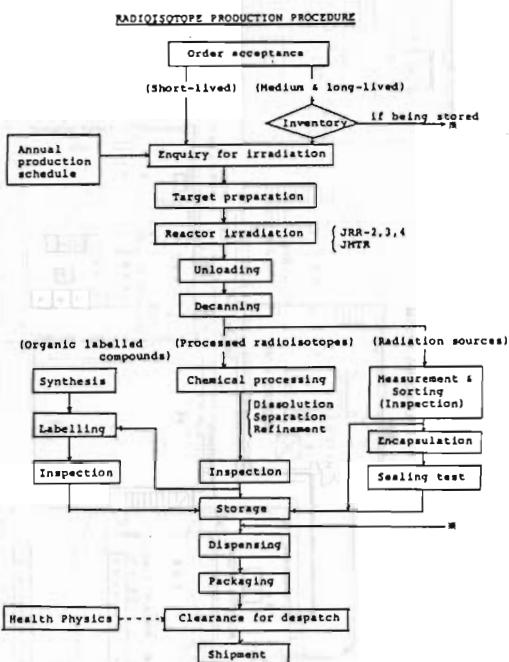


Fig. 2 Radioisotope production procedure

2.3 建設、運転の経緯

RI 製造棟は、1961 年に RI 試験工場（現 400 エリア）が完成し、JRR-1 により Na-24 等 25 核種の試験製造を開始し、6 核種を翌年から有償配布した。1965 年には 600 エリアを除く建屋が完成し、1990 年の JRR-3 M の稼働とあいまって 600 エリアを増設した。この間照射に利用した原子炉と製造してきた核種の状況を Table. 1 に示す。

1960 年代は短寿命核種 Na-24 等や需要の多い P-32, S-35 等を年間約 200 回、150 TBq 扱い、1970 年代では工業用 Co-60, Ir-192 線源、ソーダ工業界の水銀電解槽中の水銀インベントリー用 Hg-197 や医療用 Au-198 コロイド原料や金グレイン、さらに、照射済濃縮ウランから Mo-99, I-131 等を回収する $^{235}\text{U}(\text{n}, \text{f})$ 反応により Mo-99 製造法等により、年間 10 PBq 以上の RI 製品を生産した。1980 年代以降も施設、装置等の改修、改造を実施しながら、ほぼ同じ規模の工業用及びがん治

Table 1 Development of Radioisotope Production in JAERI

Fiscal Year	61	1965	1970	1975	1980	1985	1990
Production Laboratory							
	Test Production Facilities (400 Area 325 m ²)						
		Main Production Facilities (100, 200, 300, 500 Areas 2,876 m ²)					
						Receiving Facilities from Reactor ⇒ (600 Area 545 m ²)	(JRR-3)
Reactor							
• JRR-1 (50kW)							
• JRR-2 (10MW)							
• JRR-3 (10 ~ 20MW)							
• JRR-4 (3.5MW)							
• JMTR (50MW)							
Processed RI	^{24}Na , ^{42}K , ^{64}Cu , ^{82}Br , ^{198}Au etc.	^{35}S , ^{32}P , ^{51}Cr		$(n, f) ^{99}\text{Mo}$	^{197}Hg	$(n, \gamma) ^{99}\text{Mo}$	
		^{48}Ca , ^{65}Co , ^{85}Zn , ^{124}Sb , ^{204}Tl etc.			^{14}C	$^{3\text{H}}$	
		^{131}I					$\text{Eu} \rightarrow ^{153}\text{Gd}$
			^{198}Au (for Colloid)				
Radiation Sources	^{60}Co (Needle)				^{192}Ir (Medical use)		
		^{192}Ir (Industrial use) (^{170}Tm)				^{153}Gd (Medical use)	
				^{198}Au , Grain (Medical use)			
Labelled Compounds		^{14}C , $^{3\text{H}}$ Labelled Compounds				^{32}P -DNA Probe	→

療用線源や精製 RI, H-3, C-14 及び P-32 標識 DNA 等の製造、頒布を継続している。

一部 (400 エリア) の建屋は既に、30 年を経過し、運転を継続しながらデコミッショニングを開始する時期が到来している。

2.4 関連法規

RI 製造棟には、広範囲な種類の製品を扱うことから、放射性同位元素等による放射線障害防止に関する法律に基づく「使用」の許可及び「販売の業」の許可を取得し、核燃料物質、核原料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく「核燃料物質使用」の許可を受け、毒物及び劇物取締り法に基づく「毒物劇物製造業」の登録を受け、さらに薬事法に基づく「医療用具製造承認」の許可を得ている。その上、大量の RI 及び再処理廃液を輸送するため、「放射性物質輸送」に係わる関連法規の規制を受けている。

非密封の使用許可量は、Sr-90 など一群換算で 66 核種、400 TBq；密封 RI, 16 核種；核燃料物質の年間使用予定量は、天然ウラン 5 kg, 劣化ウラン 400 kg, 照射済ウラン 150 kg 等である。

デコミッショニングに当たってはこれら関連法規と齟齬をきたさないように実施する必要がある。

3. RI 製造棟の改修工事

RI の需要、供給の動向と新しい製造技術の研究開発のため、設立当初より放射性ヨウ素の大量製造装置の撤去、施設の改修、照射済みウランから Mo-99 を分離、精製する製造施設の解体、撤去ならびに、20 年以上経過後の廃液排水管の全面更新、部分的排気設備の更新などの他、床、天井、屋根、壁と多種多様な改修工事を実施してきた。

これらのうち、Mo-99 製造施設の解体、撤去及び 3 年間にわたって実施した排水管更新工事について述べると共に、30 年以上を経過した 400, 500 番建屋の解体計画検討結果についてもふれる事とする。

3.1 Mo-99 製造施設の解体、撤去

(目的)

照射済 UO₂ (FP 200 TBq) から Mo-99 (>740 GBq) を毎週製造する製造技術の開発は 1977 年に所期の目的を達成したので、製造セル、ケーブル内の装置³⁾及び機器類を撤去、廃棄し、同施設の転用を図ることとした。

(施設の使用履歴)

本施設は 1977 ~ 1979 年の間、照射済ウランの受

入回数 55 回、照射済燃料ビン 64 本を化学処理し、43 回の Mo-99 製造作業を実施した。Mo-99 の製品量は 17.5 TBq、出荷量は 14 TBq であった。

(撤去施設の範囲)

Fig. 3 に示す 309 号室のケーブル及びセル内装置を撤去廃棄することとし、排気系、排水系、警報系及び操作盤は現状維持とした。

また、高レベル硝酸廃液 (U, FP 溶解) 80 ℥、溶媒抽出用有機廃液 60 ℥、及び中レベル廃液 1,500 ℥ の化学処理、固化化及び配管類の洗浄作業並びに Kr-85, I-129 等の排ガストラップの処理は事業者側で実施するので含めない^{④-6)}。

(工事期間)

- 1983. 8. 8 ~ 8. 31

(主な許認可)

- 核燃料物質使用変更許可 (1983. 6. 3)

- 設計工事図書 (1983. 8. 2)

(基本方針)

- RI 製造棟は定常生産、颁布を行っている施設であり、本撤去工事で製品出荷に影響を及ぼさないこと。

- 工事現場は、仮設間仕切り等で保安対策を講じ、汚染、災害の拡大を防止する。

- 作業者の内外被曝低減化に努め、特に、適切な防護器材の使用に留意する。

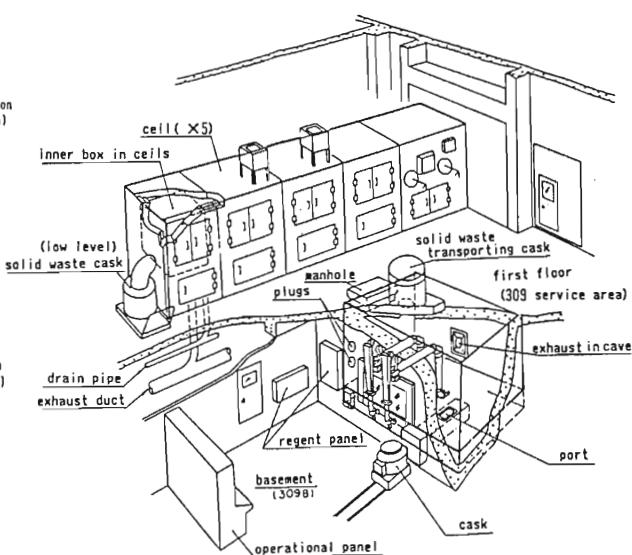
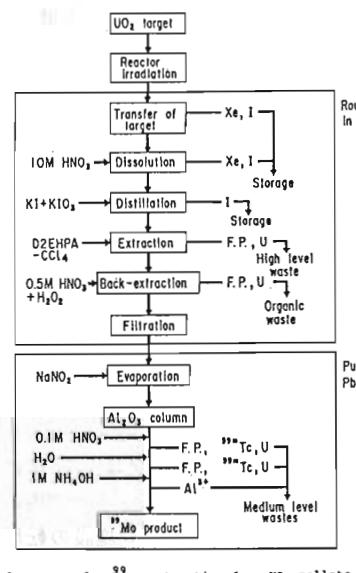
- 工事は事業者側の監督下で、保安教育を実施すると共に、関連法規を遵守する。

(放射線管理)

- フィルムバッヂ、ポケットドジメータによる被曝線量測定を行った。
- 必要に応じ、立ち入り制限区域を設定する。
- 1 日の作業時間は 5 時間とした。
- 作業場所の線量当量率は 0.02 mSv/h 以下とする。
- 内部被曝の管理のため、作業開始前、及び作業中の空気中放射能濃度を測定する。ウェット作業を強化し、必要に応じ防護マスク、エアラインマスクを着用した。
- 内部被曝防止対策の基準として、セル内、床、壁面が 17 Bq/cm² 以上でエアラインマスク及びエアラインスーツを、1.7 Bq/cm² 以下で全面マスク及び PVC スーツを、そして 0.17 Bq/cm² 以下で半面マスク及び PVC スーツを着用することとした。
- 出入り管理はサーベイメータ等によった。
- 工事場所に注意事項等を掲示した。

(前処理)

製作業に伴うキャプセル残材（照射済ステンレス鋼製切断片）等の高レベル廃棄物の搬出、Fig. 4 に示すユニット化した装置の遠隔一括切り離し作業及びマニプレーター等による遠隔操作による除染を済ませた。



受取へまぐる換版

Fig. 3 Cave and cell for ⁹⁹Mo production

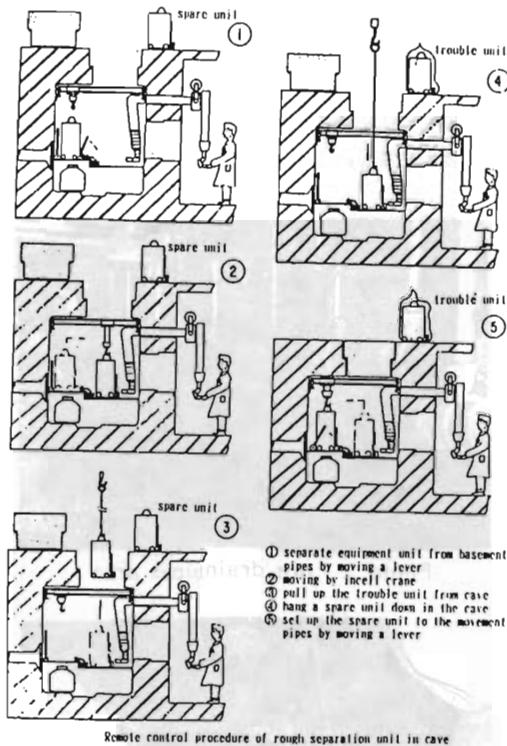


Fig. 4 Remote control procedure of rough separation unit in cave

(撤去の手順)

- (1) 作業計画を作成し、施設面、放射線管理面からチェックを行う。
- (2) 工事区域内の放射線量率やスミヤ法による表面汚染密度の測定及び空気中放射能濃度の測定を行う。
- (3) 工事に使用する材料等は管理区域外で梱包を解き、必要最小限の物品しか持ち込まない。
- (4) 汚染拡大防止策として、工事区域床面をビニルシート等で覆う。
- (5) 工事区域への出入り口には、バリヤを設け、靴の履き替え等を行う。
- (6) ケーブ、セル内、床、装置等の表面の除染をマニブレータ、トング等で濡れウェスを使用し、可能な限り遠隔除染する。
- (7) 除染、装置類の解体は、汚染度の低いエリアから開始する。
- (8) ケーブ、セル等の換気は、停止することなく、連続換気とする。
- (9) 遠隔除染後、内部の汚染状況を、再測定してケーブ、セル内への人の立ち入りの可否を決める。

(10) 撤去、廃棄する製造装置や小型機器類はケーブ、セル外に取り出す前にはビニールシート等で包む。

(11) 取り出した廃棄物は、金属又はガラス等の不燃物はドラム缶に、除染に使用した濡れウェス等は可燃物としてカートンボックスに封入し、廃棄物処理場に引き渡す。

(12) 撤去終了後の工事現場の汚染検査を行い、スミヤ法で $0.37 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ 以下となるよう除染を行う。(使用機材及び資材等)

ステンレス配管等切断工具、グリーンハウス、廃棄物収納容器、フォークリフト等の他、防護機材及び除染資材。

(撤去後の確認)

- ・解体撤去を目視確認する。
- ・解体廃棄物が処理場に引き渡されたことを確認する。
- ・スミヤ法による表面汚染密度が $0.37 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ 以下であることを確認する。

(実作業従事者)

- ・解体撤去作業員：7人
- ・事業者側作業員：5人

(被曝線量当量)

1人当たり65時間、計画被曝線量 0.8 mSv に対して、作業従事者のポケット線量計による値は $0.11 \sim 0.24 \text{ mSv}$ であり、フィルムバッチの値も全員 0.2 mSv 以下であった。

(作業場の放射線量当量率等)

- ・ケーブ内放射線量当量率は最大 $15 \text{ mSv}/\text{h}$ で、空間平均線量当量率は $0.4 \sim 0.5 \text{ mSv}/\text{h}$ で、表面汚染密度は $17 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ 以上であった。
- ・空気中放射能濃度はグリーンハウス内で $7.0 \times 10^{-8} \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 、作業室内では $2.0 \times 10^{-9} \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 以下であった。

(搬出放射性廃棄物)

- | | |
|--|--|
| ・可燃カートンボックス (20ℓ低レベル) | 111個 |
| ・不燃カートンボックス (20ℓ低レベル) | 32個 |
| ・HEPA フィルタ (局所排気) | 2個 |
| ・プレフィルタ (局所排気) | 1個 |
| ・ドラム缶 (200ℓ) (中レベル表面 $150 \text{ mR}/\text{h}$) | 1本 |
| ・ドラム缶 (200ℓ) (低レベル表面 $20 \text{ mR}/\text{h}$) | 2本 |
| ・B型金属容器 ($1.75 \times 1.95 \times 1.43 \text{ H}, \text{m}$) | 1個
[内容積 3.5 m^3 , 重量 2.2 ton , 表面 $5.5 \text{ mR}/\text{h}$] |
| ・不燃カートンボックス (20ℓ高レベル)
[表面 $100 \text{ mR}/\text{h}$, $200 \text{ mR}/\text{h}$] | 2個 |
| ・高レベルステンレス製容器 (30ℓ) | |

[表面 1.5 R/h , 0.7 R/h] 2 個

但し, $1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$

(再利用除染物品)

- ・ケーブル内基盤 (SUS), ポンプ, パイプカッタ等多数の物品につき除染後、再利用を図った。

3.2 排水管更新工事

(目的)

液体廃棄施設の一部ホット及びセミホット排水管は、22年以上の使用を経て老朽化が進んだので撤去、新設する。(Photo. 1)



Photo. 1 Drainpipes with corroded

(工事の範囲)

RI 製造棟において発生する液体放射性廃棄物は、セミホット系（極低レベル）、ホット系（低レベル）に分けて、屋外タンクに集め、放射性物質濃度を測定後、廃液輸送車で廃棄の業を持つ廃棄物処理場に送る。工事の範囲は、Fig. 5 に示す廃液排水管及びトラップ、支持金具等全てを3年間で撤去、新設する更新工事。

(工事期間)

- ・1984～1986年度（各年度3ヶ月）

第1期：301～305号室排水管

第2期：307～312, 208～212, 216号室排水管

第3期：201～207, 214, 215号室排水管等

(主な許認可)

- ・核燃料物質使用変更許可（1985. 8. 10）
- ・設計工事図書（1985, 1986, 1977）
- ・放射性同位元素等の許可使用及び販売の業に係る施設検査（1986. 12）
- ・放射性同位元素等の許可使用及び販売の業に係る変更許可（1987. 2）

(基本方針)

- ・RI 製造棟は定常生産、頒布を行っている施設であり、製造、出荷を停止することは出来ないので、既設配管に平行して新設配管を設け、短時間で切り替え作業を行う。(Photo. 2, 3)

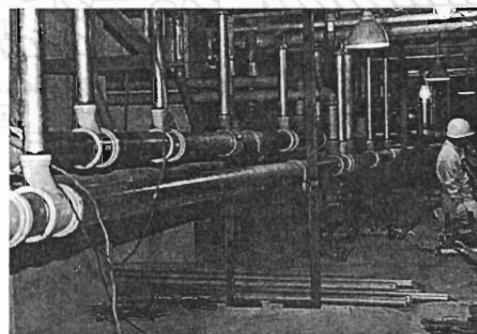


Photo. 2 Hot drainpipes area



Photo. 3 Cutting a pipe

- ・上流側から撤去し、グリーンハウス内で切断、解体を行い、隣接するグリーンハウスでビニール桶包及びグラム缶に詰め、汚染の拡大防止を図る。(Photo. 4)



Photo. 4 Cutting the pipes in greenhouse

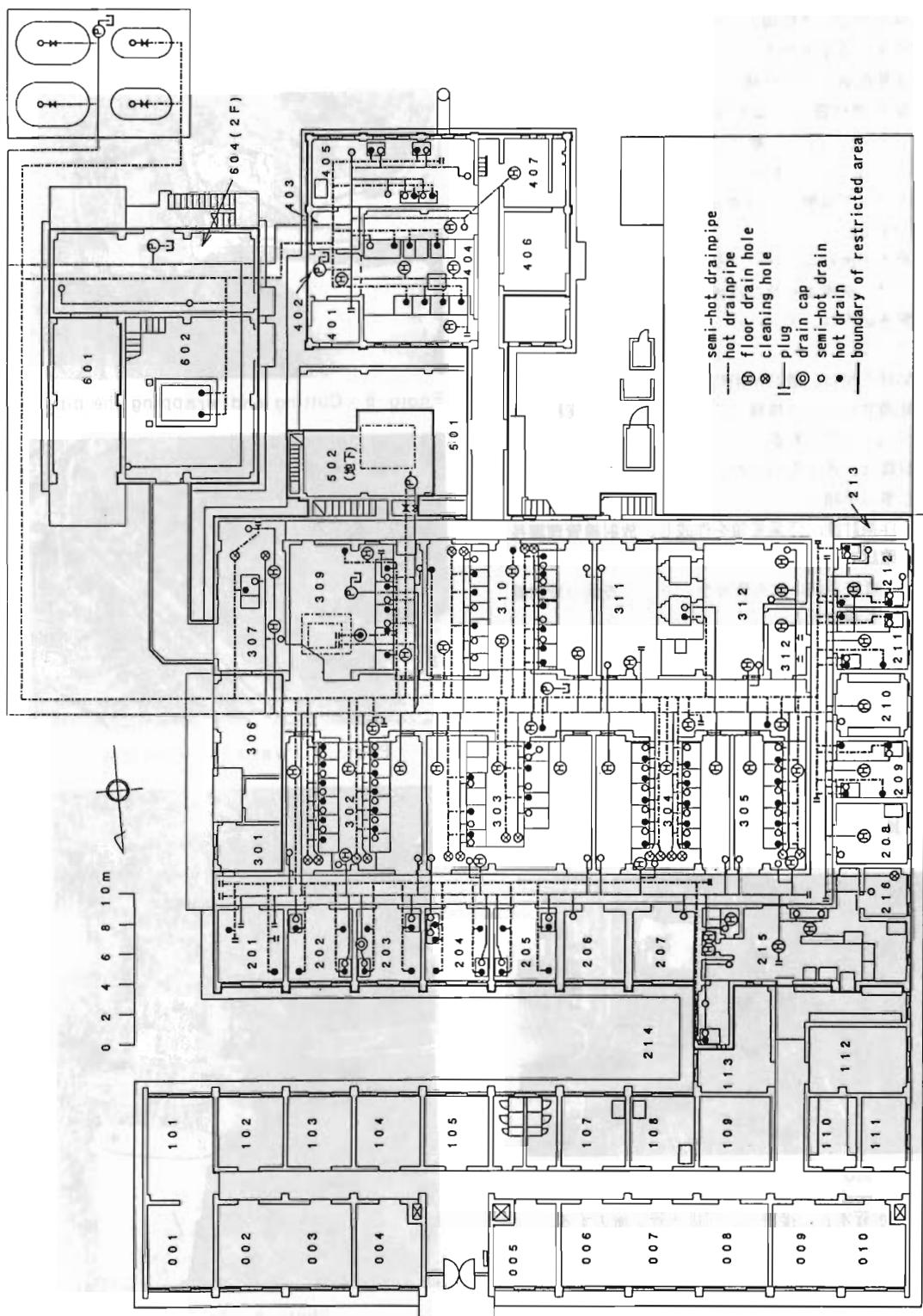


Fig. 5 Facilities of hot drain in RI production laboratory

- ・狭所作業、重量物作業で汚染スラッジを扱うため、保安規定、予防規定に基づく保安教育を重視し、作業の安全を計る。

(更新配管の主な仕様)

- ・排水管材質は、塩ビライニング管 JIS G 3442 (SGP-VP)、継手 JIS B 2303, JIS B 2211, JIS B 2212 とする。
- ・トラップは酸、アルカリに強い磁性トラップに統一する。
- ・廃水の流れは、タンク側に流れるよう自然勾配をつけ、液溜まり及び逆流のないようにする。
- ・繋ぎ込みは、ネジ込み、フランジ等により、溶接はしない。
- ・処理水量は、最高使用時で 10 l/min で、放射能濃度は、 $\beta\gamma$ 核種 (37 Bq/cm^3)、 α 核種 (約 2 Bq/cm^3) である。
- ・耐震は、水平方向に対する設計地震力 0.36 G

(工事の手順)

- (1) 作業計画、作業要領を作成し、放射線管理課長の確認をとる。
- (2) 工事着手前に排水管及びトラップ表面の放射線量率を測定する。
- (3) 必要により、非管理区域に一時管理区域を設定する。
- (4) ビニールシート、間仕切り等により、工事区域を区画化し、靴の履き替え等により、汚染拡大防止対策をとる。
- (5) 新設排水管を敷設し、トラップを接続後、支持金具に固定する。 (Photo. 5)

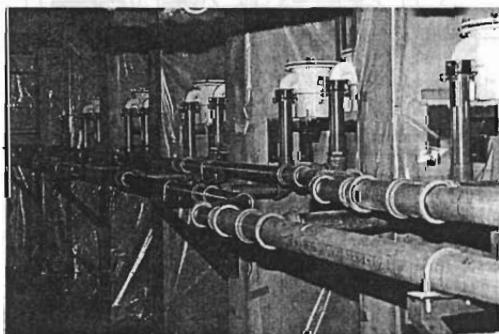


Photo. 5 Hot drainpipes and trap

- (6) 排水管本管に接続し、旧排水管を撤去する。
- (7) 新設排水管表面に、ホット、セミホットの標示及び流れの方向を明示する。
- (8) 撤去配管は切断し、水切り後、切り口にウエス

をつめ、ビニールをかぶせテープングする。トラップも同様に処理し、放射性廃棄物容器に収納する。

(Photo. 6, 7, 8, 9)



Photo. 6 Cutting and wrapping the pipes

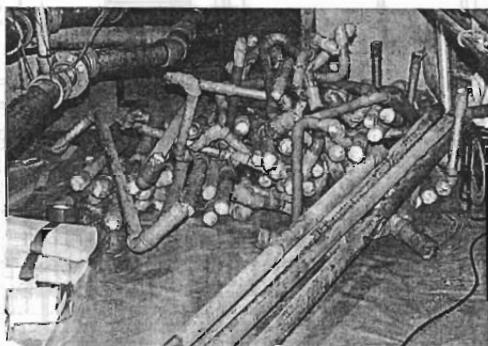


Photo. 7 Waste of drainpipes



Photo. 8 Traps

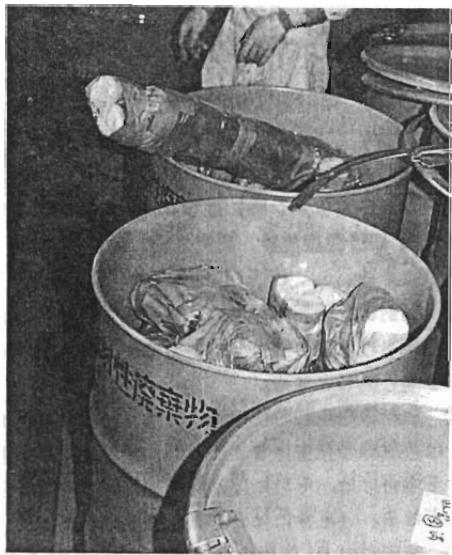


Photo. 9 Waste of drums

(放射線管理)

- 外部被曝については、作業場所の空間線量当量率が実測値で $2 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下であり、3ヶ月（実働450時間）の工事で、 $2 \mu\text{Sv}/\text{h} \times 450 \text{ h} = 900 \mu\text{Sv}$ 以下である。

実測値は全員 0.2 mSv 以下であった。

- 内部被曝については、作業着手前に空気中の放射性物質濃度を測定し、浮遊性放射能汚染の無いことを確認し、作業を開始する。又、必要により作業時にダストモニターにより空気汚染をチェックし、防護マスク等を着用し内部被曝の防止を図る。
- 作業者には、常時フィルムバッヂ等を着用させ作業期間中の被曝線量当量を測定した。
- サーベイメータ等により、作業場の放射線量当量率を測定し、放射線被曝の低減を計るために、必要に応じ立ち入り制限を行った。
- 表面汚染の拡大防止のため、撤去工事作業中は周辺をビニール等で覆い、隨時汚染検査を行い、異常の無いことを確認した。

(実作業従事者)

- 撤去、新設作業員（1日）9人
- 事業者側作業員 4人
- (搬出放射性廃棄物) (3年間集計)

・可燃カートンボックス (20ℓ 低レベル)	374 個
・不燃カートンボックス (20ℓ 低レベル)	152 個
・ドラム缶 (200ℓ, 低レベル)	45 本

(Photo. 10, 11)



Photo. 10 Solid waste

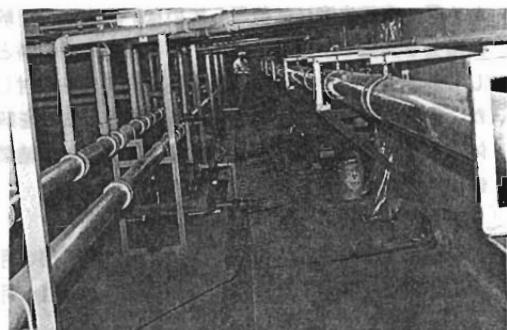


Photo. 11 Renewal drainpipes

(新設配管検査)

外観、材質、寸法、通水、満水（漏洩）、耐震の各検査を実施した。

(特記事項)

- 22年以上経過した排水管は、 50ϕ , 80ϕ 等曲がり部分、接続部分等に、鉄錆や土埃などのスラッジが断面の 20 ~ 60 % 堆積していて、 ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs 等の核種が滞留していた。
- 一度排出した核種は、管内に 4 ~ 5 年程度滞留している。（タンクまで排出されない）
- 塩ビ管、鉛管、鉄製管等異質配管接続部は、汚染も多く、ネジ込み部分等は肉厚が少ないので、解体時、よく折れるので注意が必要。
- 液体が残留する場合、気、液境界の腐蝕は強い傾向がある。
- 土中埋設配管等は、新設時は埋設を避けるが、建家強度等の関係で、更新時に撤去出来ない場合は、後日、判るように突出した状態で盲処理をし記録を残す。

3.3 その他の改修工事

自主検査や監督官庁の指導により、老朽化した RI 製造棟では、排気施設の一部更新、フードの更

新、壁亀裂の補修、天井材の張替え、給水配管の更新、雨漏り改修工事などここ数年継続して管理区域内の改修工事を実施して来ている。

何れ、建家全体の解体、撤去が必要となるが、現在迄の廃液配管をループ除染した経験等が充分生かされると思われる。

3.4 RI 製造棟の部分的解体について

RI 製造棟 400, 500 番施設では、現在、再処理廃液の群分離の研究及び 37TBq (1,000Ci)／バッチのトリチウム試験製造の研究を実施している。この 2 つの建家は、建設後、30 年を経過し、劣化が激しく又、定常生産には使用していないことから、解体撤去を実施し、将来予想される核融合炉用燃料としての大量トリチウム製造研究施設の建設を検討した。予算の面から未だ実施はされないが、ここを解体撤去して、さら地にするまでの調査を行った結果は、次のとおりである。

(撤去工事期間)

- | | |
|------------------|------|
| ・手続き (所内審査、許認可) | 18ヶ月 |
| ・工事期間 (準備 1 月含む) | 11ヶ月 |

(作業人工)

- | | |
|-----------------------|----------|
| ・直接、間接工事合わせ
(主要機材) | 6,000 人工 |
|-----------------------|----------|

- | |
|--|
| ・仮設グリーンハウス、局部排気設備、プラスチック製、酸洗浄装置、水洗水切機、プラズマ切断機、ロータバンドソー、高速カッター、セーバーソー、ガス溶断器、チーンブロック、台車等 |
|--|

(廃棄物減容対策)

圧縮減容法、粉碎減容法、焼却法等

(汚染拡大防止対策)

密閉型仮囲方式により、300 エリアと区割り

(300 エリア境界強度補強)

(廃棄物発生予想量)

設備解体 (給排気、給排水、GB、セル等)

- | | |
|------------------------|-------|
| ・放射性廃棄物 (200 ℥ ドラム缶換算) | 220 本 |
| ・非放射性廃棄物 | 47 トン |

処物解体 (鉄筋、軽量コンクリート)

- | | |
|------------------------|----------------------|
| ・放射性廃棄物 (200 ℥ ドラム缶換算) | 630 本 |
| | 約 100 m ³ |

- | | |
|--------|----------------------|
| ・一般廃棄物 | 約 390 m ³ |
|--------|----------------------|

(放射線被曝予想)

- | |
|-------------|
| ・約 23.1 mSv |
|-------------|

- | |
|--------------------|
| ・内部被曝 0.001 mSv 以下 |
|--------------------|

5. RI 施設の解体撤去の考え方

RI 施設には、① 密封線源使用施設（医療用、工業用⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ¹⁹²Ir 等）及び② 放射線発生装置使用施設（X 線、リニアック、タンデム、サイクロトロン等）並びに③ 非密封の RI 使用施設（RI 生産施設、研究施設、医療施設等）に大別できる。

- ① 密封線源使用施設では、線源さえ収納すれば放射線も放射能も残留しないので、一般施設の解体手順と同じとなる。
- ② 放射線発生装置使用施設では、運転を停止すれば放射線の発生はなくなるが、放射化物を発生する場合には、それに伴う汚染物質への対応が必要となる。（ときには、排気、廃液も含めて）
- ③ 非密封の RI 使用施設では、いかに RI を閉じ込めて扱うかがポイントであり、その閉じ込め方式により施設は多種多様である。フード、GB は内部被曝を重視し、セル、ケーブルの解体撤去はさらに外部被曝及び重量物の解体を考えなければならない。

大量の RI を扱う場合、内部に組み込む装置類は遠隔操作で分割し、交換及び解体ができるか、充分洗浄ができるように設計段階から考えておく必要がある。

一般に扱う核種の物理、化学的性質（放出エネルギー、半減期、飛散性、化学形、液性、浸透性等）により、当然デコミッショニングの方法及び経済性は異なってくる。トリチウムやカーボン (¹⁴C) を扱う場所は限定し、使用履歴を明らかにしておく事が重要である。一方、⁹⁹Mo-^{99m}Tc など大量に使うが、半減期の短い医療用の RI は、数ヶ月で放射能は無くなるが、わずかな長半減期の不純物を含むことに注意をするべきである。

何れにしても、RI 使用施設は数が多く、30 年近く経過した施設も多く、改修だけでは対応できず解体撤去が検討される時期に至っている。そこで、そそ切りの基準と医療用、研究用放射性廃棄物の処理、処分の方法が早期に制定され、デコミシショニングの方策が立てられるようになることを望みたい。

RI 使用施設は、がんの診断、治療などのため病院に安定かつ定期的に医療用線源や放射性薬剤を供給し続けると共に、溶接部の非破壊検査などの工業用線源や³²P, ³³S, ⁵¹Cr, ¹³¹I などで

標識した化合物により、DNA の研究や薬学、農学などの分野の研究を支え、利用を継続する使命を担っている。

デコミッショニングに当たっては、生産供給または研究を中断することが出来ないので、同じ用地に建て替えるのであれば、先ず、EG を含む電源供給設備を建て替え、使用施設を分割して解体撤去し、更新を図る方法がある。

新しい用地が入手できれば、新施設が稼働した段階で、旧施設を解体撤去することになる。

新しく RI 生産施設を建設する場合には、生産炉（研究炉、試験炉）及び RI 製品を 2 次加工し医薬品とする製薬会社、医療用具、医薬品を使用して診断、治療に役立てる病、医院及び使用後の廃棄物を回収する廃棄物処理場を一連のサイクルとして捉え、放射性物質の移動を最小限にし、かつ、短寿命 RI を効率よく利用するよう集中して建設することが望ましい。こうした施設集団が、国内数箇所にでき、それぞれ地域の医療を中心として、工業、研究に役立てる必要があると思われる。

参考文献

- 1) 科学技術庁原子力安全局、社団法人日本アイソトープ協会発行「放射線利用統計」（1991）
- 2) 山林尚道、放射線取扱主任者部会、社団法人日本アイソトープ協会「RI 施設の補修等について」第 32 回主任者研修会（部会総会）要旨集 P.64 ~ 67 (1991)
- 3) 出雲三四六、小野間克行、本木良藏、山林尚道、「 ^{99}Mo 大量製造装置の開発」JAERI-memo 8174 (1979)
- 4) 出雲三四六、小野間克行、本木良藏、本石章司、井口明、川上泰、鈴木恭平、中村治人、佐藤淳和、「 ^{235}U (n, γ) ^{99}Mo 製造廃液の処理技術 - II (中レベル廃液処理結果) JAERI-M 83-197 (1983)
- 5) 出雲三四六、小野間克行、本木良藏、本石章司、井口明、川上泰、鈴木恭平、中村治人、佐藤淳和、「 ^{235}U (n, γ) ^{99}Mo 製造廃液の処理技術 - III (高レベル廃液の処理) JAERI-M 84-015 (1983)
- 6) 出雲三四六、小野間克行、本木良藏、本石章司、井口明、川上泰、鈴木恭平、中村治人、佐藤淳和、「 ^{235}U (n, γ) ^{99}Mo 製造廃液の処理技術 - I

(高放射性有機廃液の処理技術) JAERI-M 84-024 (1984)

遮蔽窓の除曇

菊池 輝男¹⁾, 黒羽根史朗¹⁾, 伊藤 忠春¹⁾

"Cleaning of Shielding Window of Hot Cell"

By Teruo KIKUCHI, Shirou KUROBANE, Tadaharu ITOU

More than 25 years have passed since the Tokai hot laboratory started its operation. Some of the shielding windows of the hot cells present less viewing capability because of stain and cloud generated by deposition of dust on the glass surface and by chemical reaction of humidity and alkaline components of glass. So the cleaning of three sets of shielding windows in Tokai hot laboratory were carried out. This paper describes the structure of shielding windows, the properties of shielding glass and the work involved in the cleaning process for recovering light transmission of the shielding windows. The processes include extraction, decontamination, cleaning, polishing and assembling.

1. はじめに

ホットセル内の機器を操作して、照射後試験を確実に、効率よく実施するためには、ホットセル内を透視しなければならないが、この目的のために設置されているのが、遮蔽窓である。遮蔽窓は、同時に作業者を放射線からまもるための機能も持たされている。マニブレータにより、内部に設置されているホットセルの内装機器を操作し、また、セル内の試料の状況を詳細に観察するためには、これらの遮蔽窓は透明度が高く、光の吸収の少ないものでなければならない。遮蔽窓それ自身、放射線に対する遮蔽能力をもつために、密度が大きく、厚さも厚いのが普通である。ガラスは厚くなるほど、光の吸収量が多くなるために、それを通してホットセル内部を見るのと、それを通さずにみる場合とでは、窓を通した方が暗くなる。これに放射線による着色が加わると、ホットセルの内部はさらに暗く見えるようになる。

これに加えて、遮蔽窓の視界を遮る要因に、長時間の使用によるガラスの表面に発生するヤケやくも

りがある。くもりは大気中のごみやほこり、油脂成分等が物理的に付着する現象であり、ヤケは、ガラスの成分であるアルカリイオンが、空気中の水分の介在において、ガラス表面で空気中の二酸化炭素と反応し、炭酸水素塩や炭酸塩を生成する結果とされている。ホットセルの遮蔽窓の放射線による着色については、着色の除去に特殊な装置や技術を必要とするために、行わないのが普通である。ガラス表面のくもりについては、有機溶剤でクリーニングすることにより、ほぼ元の状態に回復させることができるが、ヤケについては、表面を研磨しなければならないために、表面の処理層を一部除去することになり、遮蔽窓としての性能が若干低下する。

東海研ホットラボは、ホットセルの建設以来27年以上経過しているために、ホットセルの遮蔽窓のくもりやヤケが部分的に進行し、照射後試験業務の進捗にも影響があらわれてきているため、一昨年に統いて二度目の遮蔽窓の除曇を実施した。本報告は、その除曇作業についてまとめたものである。なお、これらの除曇作業は、(株)ニコンに発注し、同社により実施された。

1) 日本原子力研究所東海研究所 ホット試験室ホットラボ課

2. 遮蔽窓の構造及びガラスの性質

ホットラボの大型セルは、通常コンクリート製で、セル壁の遮蔽厚も1mを越え、セルの内部の容積も大きく、大きな寸法の試料や線量率の高い試料を、大量に取り扱うことが出来る。従って、この様なホットセル内では、大きな試料を解体せずにそのまま観察出来るように、遮蔽窓の面積を大きくとっているのが普通である。このようなコンクリートセルの遮蔽窓の設計については、詳しい報告^{3),4),5),8),9),10),11),12),13)}があるので、参照されたい。

大型セルの遮蔽窓は、密度の異なる大型のガラスブロックの多層構造が一般的である。Fig. 1は、最近のコンクリートセルに使用されている遮蔽窓の例で、ショット社製のものである³⁾。ガラスブロック3枚構成で、ホット側及び中間のガラスブロックRS323G15は、酸化セリウムを含有する密度3.23g/cm³のガラスであり、(ここでGはセリウムの

含有を示し、15はその含有率の10倍を示す。)、コールド側のガラスブロックRS520は、密度5.20g/cm³のガラスである。その外に、カバーガラスとして、ホット側では、セリウムを含有する密度2.53g/cm³のRS253G18ガラスを、コールド側では、セリウムを含有しないRS253ガラスを使用している。

ショット社製のコンクリートセル用遮蔽窓の例では、鉄製外枠をコンクリートの遮蔽壁に埋め込み、これにガラスブロック3個とカバーガラス2個を組み込んだ一体構造の鉄製内枠を挿入したものである。ガラスブロックと鉄製内枠との間の隙間には、鉛毛を充填し、ガラスブロックの固定と放射線のリークの防止の機能を持たせている。遮蔽窓のホット側とコールド側の両側面には、カバーガラスを配置し、ガスケットを間に挟んで縁棒をボルトで締めつけ固定し、気密を保つ構造を探っている。ガラスブロック相互の境界や内枠との境界等の空間には、乾燥窒素ガスを封入し、ガラスのヤケやくもりが生ずるのを防止している。遮蔽窓は、ホット側にいくにしたがって面積を大きくとり、ホットセルの内部を出来るだけ広く見渡せるようしている。さらに、メンテナンスし易いように、コールド側に引き抜ける構造になっている。

この他に、鉛セルや鉄セル用の遮蔽窓があるが、これらのセルは遮蔽も薄く、セルが小さくなつた分だけ窓の寸法も小さくてよく、また、ガラスブロックの構成枚数も一枚にカバーガラスをつけた程度の、簡単な構成が主である。この他、臭化亜鉛溶液を充填した遮蔽窓もあるが省略する。

ホットラボに設置されている遮蔽窓は、ホットラボの建設が27年以上前と古いくることもある。Fig. 2に示すようにホット側に引き抜くタイプである。なお、この様なタイプの遮蔽窓は、最近のコンクリートセルにはほとんど用いられていない。このタイプだと、遮蔽窓の取り外し作業等において、必ずホットセルの内部に入らなければならず、このために作業者の放射線被曝量が多くなるだけでなく、作業の能率も悪い。そのため、新しく建設されるホットセルでは、ホット側に引き抜くこのタイプの遮蔽窓は、ほとんど使用されていない。

ホットセルの遮蔽窓は、作業者をガンマ線の被曝から守るという目的以外に、ホットセルの内部の状況を正確に観察出来るようでなければならない。照射後試験においては、単なる物体の存在の確認だけ

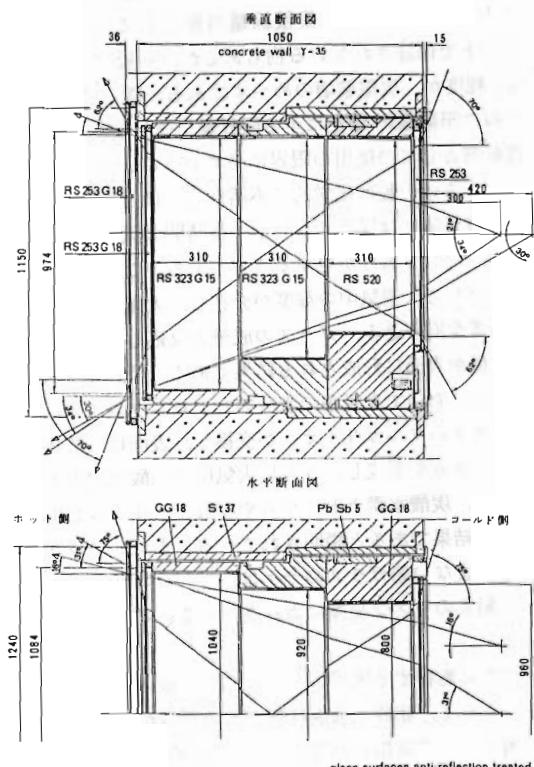


Fig. 1 Radiation shielding window for concrete hot cell

No	Glass type	Density g/cm ³	Refractive index (D 線)	Transmittance %	Weight kg	Density x Thickness g/cm ²
G 1	C - N	2.7	1.53	99	63.3	6.8
G 2	F36-N	3.6	1.63	"	428.4	61.2
G 3	"	"	"	"	427.3	77.4
G 4	"	"	"	"	317.3	"
G5-1	F62-R	6.2	1.97	"	182.3	62.0
G5-2	"	"	"	"	"	"
G5-3	"	"	"	"	"	"
G 6	C	2.5	1.52	99.9	25.8	6.2
				46.7	1809.0	415.0

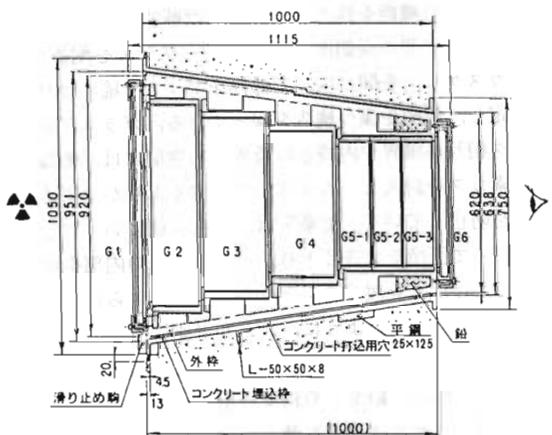


Fig. 2 Radiation shielding window installed in the Tokai hot laboratory

でなく、試験物の微妙な変色の度合いや、小さな傷等の確認もする必要がある。さらに、ホットセル内の物体の写真撮影も、遮蔽窓を通して行わなければならぬ。遮蔽ガラスの厚さが厚くなればなるほど光の吸収が多くなり、ホットセルの内部は暗く見えるようになる。ガラスによる光の吸収は、ホットセルの内部の照明を明るくすることで、ある程度解決することが出来る。しかし、あまり明るくしきると、照明器具の熱によりホットセル内の温度が上昇し、ガラス内に熱応力が生ずるため、これにも限度がある。

ガラスの表面処理をし、反射率を下げる、ガラス中の光の透過量を多くする処理方法がある。この処理を増透処理という。増透処理とは、ガラスの表面を酸により処理して、組成の異なる表面層を形成させるか、又は、他の物質により表面をコーティングし、反射率を改善する方法である。遮蔽窓の増透処理に

は、通常前者が用いられている⁷⁾。

放射線による着色を防止するために、遮蔽ガラスには通常セリウムが添加されている。セリウムは、放射線による発色を褪色させる効果がある。酸化セリウムの添加の無い場合には、通常 10^4 Gy 程度で着色が顕著になり、使用限界に達するが、これを 1 % 添加したガラスは、 10^6 Gy 程度まで照射しても、透過率の減少は極く僅かである^{3), 4), 5), 8)}。英國ピルキントン社製酸化セリウムの添加率 2.5 % の RS 25 ガラスの使用限界は 1×10^8 Gy 以上が、酸化セリウム添加率 1.7 %、酸化鉛添加率 34 % の RS32 ガラスで 5×10^6 Gy 以上が保証されている⁴⁾。放射線によるガラスの着色は、この他集積線量当量だけでなく、線量当量率や照射の繰り返しの時間間隔の影響も受ける。

この他、ガラス寿命を決定する因子に、電荷の蓄積がある。ガラス中に蓄積された電荷は放電し、ガラスが破壊される。英國ペルキントン社製遮蔽ガラス RS25 のような、集積線量当量として 1×10^6 Gy まで保証されている物もあるが、一般には 10^4 Gy 程度が、放電破壊のめやすである。従って、放射線の照射量が着色に至る限界量に達しなくとも、遮蔽窓としての使用の限界に来ていることもある。

ガラスは一般に化学的に不活性で、ほとんどの液体及び気体とは反応しないが、長時間大気に曝した場合、白いくもりが生ずることがある。これがいわゆるヤケで、空気中の湿度が介在し、大気中の二酸化炭素を取り込み、ガラスの成分と反応して、これらの塩が表面に形成される結果である^{1), 2)}。ガラスの表面において大気中の水分のヒドロニウムイオンとガラスのアルカリイオンが交換し、表面に水酸化ナトリウムを形成し、さらに大気中の二酸化炭素と反応し、炭酸水素ナトリウムや炭酸ナトリウムを生成した結果であると説明されている。また、アルカリを含まない鉛ガラスのヤケは、ヒドロニウムイオンと鉛とのイオン交換により進行すると考えられている²⁾。

ヤケに影響する因子のうち、ガラス側に起因するものとして、組成、表面状態、熱履歴等が、環境側の因子として気相の状態、その化学的組成、pH、温度等が挙げられる。遮蔽ガラスの組成は、各メーカーとも公表していないが、カバーガラスに使用される密度 2.5 g/cm^3 のセリウム入りガラスの成分として、 SiO_2 、 Na_2O 、 CeO_2 、 Al_2O_3 、 CaO が、ホット側に使用される密度 3.2 g/cm^3 のセリウム入りガ

ラスの成分として、 SiO_2 、 Na_2O 、 K_2O 、 CeO_2 、 PbO が、コールド側に使用される密度 5.2 g/cm^3 のガラスの成分として、 SiO_2 、 K_2O 、 PbO が公表されている¹⁾。ガラスに酸化カルシウムを添加すると、耐水性が改善されるが⁶⁾、遮蔽窓に使用されるガラスは、カバーガラスを除いて、酸化カルシウムを含まない。従って、遮蔽窓ガラスは、一般の窓ガラス等に比べて、表面の化学的耐久性は弱いと考えられる。Fig. 2 に示した G2 ガラスブロックの F36N と G1 のカバーガラスの CN を比較すると、耐酸性で 6 倍、耐侯性で三倍程度の開きがある⁷⁾。そのため、窓を気密構造にして、ガラスとガラスの境界面等の隙間に、乾燥窒素ガスを充填し、大気中の湿気が直接ガラスの表面に接触するのを防止する。

3. 遮蔽窓の除曇作業

今回除塵を実施したホットラボのホットセルの遮蔽窓は、冶金Cケーブ、クリーンケーブ1及びストレージケーブ2に設置されているものである。東海ホットラボのホットセルの配置をFig. 3に示す。東海ホットラボは、2期に分けて建設され、第1期は昭和34年建設開始、昭和36年利用開始、第2期は昭和38年建設開始、昭和40年利用開始というスケジュールで進められた。このホットラボは、日本の原子力研究の開始の初期に建設されたもので、その後の日本のホットラボの建設の先導的役割を果してきたものである。

冶金Cケーブは、燃料試料の外観検査及び寸法検査等の非破壊検査に、ストレージケーブは試料の貯蔵等に、クリーンケーブは比較的長尺物の燃料試料の外観検査、X線検査、寸法検査等の非破壊検査に使用している。これらの3基のホットセルでは、キャブセル等の解体等は実施していないので、放射性物質による汚染の程度は比較的少ない。

遮蔽窓の除塵に先立ち、ホットセル内部の除染を実施した。除染は最初マニプレータによる拭き取り除染、いわゆる遠隔除染を実施し、ホットセル内の線量率を数 $100 \mu\text{Sv}$ 程度まで下げた。続いて、エアーラインスーツ、自給式スーツによる立ち入り除染を実施し、ルーズ汚染を除去し、全面マスクを着用して、ホットセル内への立ち入り作業が出来るまでのレベルに、汚染のレベルを下げる。

今回除曇を実施した3基の遮蔽窓は、いずれもFig. 2に示したものと全く同じ構造である。各ガラスブロックは、一体構造の鉄製の内枠に収められ

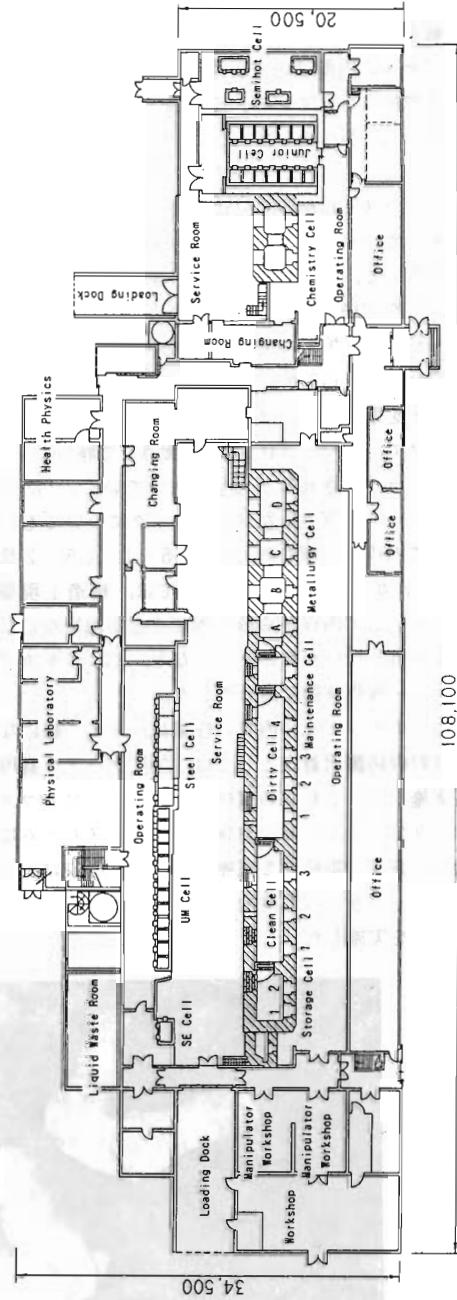


Fig. 3 Floor layout of the Tokai hot laboratory

て、鉄製外枠に挿入されている。各ガラスブロックは、鉄製のブロック用枠に入れられている。ガラスブロックとブロック用枠との間の隙間には鉛毛を充填して、ブロックを鉄枠へ固定し、同時に、隙間からの放射線リークを防止している。遮蔽窓のオーバーホールにおいては、各ガラスブロックは、鉄製ブロック枠毎引き出した。

遮蔽窓のガラスブロックは、Fig. 2 に示す通り、ホットセルの内側ほど大きくなっている。それぞれ段付きで挿入されている。その最内側には、カバーガラスの G1 が、続いて G2, G3, G4, G5-1, G5-2, G5-3 のガラスブロックが、最外側にはカバーガラス G6 が取り付けられている。

まず、カバーガラス G1 の縁枠を固定しているボルトを外して、カバーガラスを外す。次に、ガラスブロックを窓枠から引き出すための鋼鉄製のガイドレールを、G2 ガラスブロックの底面に水準を合わせて取り付け、G2 ガラスブロックのボルト孔にアイボルトを取り付け、これにレバーブロックのフックを掛けて、レバーブロックを作動させて静かにレール上をスライドさせながら引き抜いていく。G3 ガラスブロック及び G4 ガラスブロックについても同様にして内枠から取り外した。G5-1, G5-2 及び G5-3 ガラスブロックについては、構造上現場作業において、内枠から取り外すことが出来ないため、取り外しは行わなかった。なお、G6 ガラスブロックは、操作室側に取り外した。

これらのホットセル内の作業は、2名一組になり、放射線防護用着衣としては、加圧フードを着用して実施した。これらの窓枠から取り外したガラスブロックは、ホットセルの背後のサービスルームに移動し、表面汚染検査を実施した。表面汚染は、内側のカバーガラス以外検出されなかった。続いて、除塵作業を実施した。

遮蔽窓のよごれの程度は、ストレージケーブ 2 については、G1, G2, G3 及び G4 のガラスブロック全体にくもりがひどかった。G5 には、部分的にヤケが見られた。クリーンケーブ 1 については、G3 及び G4 にくもりがひどかった。冶金ケーブ C については、全体的に (G2, G3, G4, G5-1 及び G5-3) くもりやヤケがひどかったが、特に、G2 においては湿気によるヤケがひどかった。

除塵作業の内容は、G1, G2, G3, G4 及び G5 については両面の研磨及びクリーニングを、G5-1 及び G5-3 については片面のみのクリーニングを行った。研磨は酸化セリウムのペーストを、ガラスブロックの表面に塗布して、柔らかい布により注意深くこする手研磨により行った。研磨作業は、こまめな往復直線運動が効果的であり、円運動は汚れを残す可能性が大きい。なお、鉛を含まないカバーガラスは、増透処理が施されていないので、可搬型のパフ研磨機により行った。研磨作業の実施状況を Fig. 4 に示す。

表面に増透処理が施されている遮蔽ガラスの場合、増透処理層を取り去らないように、細心の注意を払った。特に、鉛を含有しているガラスは、比較的柔らかく、引っ掻き傷が生じやすい。しかし、研磨により表面処理層が、ごく僅か取り去られることは止むを得ないとした。研磨作業の終了後、アルコールとエーテルの混合液により表面を洗浄した。

ガラス表面のクリーニング液として、中性洗剤の



Fig. 4 Polishing work of glass slab

水溶液とエチルアルコールの混合液、及び水酸化アソニウム 20 % とエチルアルコール 80 % (Vol %) の混合溶液が、推薦されている¹⁴⁾。なお、後者の溶液は、ガラスブロックの表面のヤケに対して有効であるが、処理後をエチルアルコールにより拭き取る必要がある。しかし、この溶液については使用実績がないため、使用しなかった。

除塵作業の終了後、ガラス表面のよごれの検査を行った。検査は、窓に対して斜光線を当て、この反射光線を、肉眼で観察することにより行った。この方法により、ガラス表面の汚れの有無を、かなり確実に識別することが出来た。検査の結果、除塵の実施前に見られた、くもりやヤケはほぼ完全に除去され、透明度を回復することが出来た。この他、放射線によるガラスの着色は、26 年以上使用しているにもかかわらず、いずれの遮蔽窓においても極僅かで、今後 30 年程度の使用は、十分に可能であると考えられる。

ガラスブロックの窓枠への取り付けは、取り外しの逆の工程である。組み立てに際しては、折角きれいにしたガラスブロックに、汚れが付かないように、細心の注意を払った。なお、ガスケット等の劣化した部品は、組み立ての際交換した。ガスケット材には、ブチルゴムを使用した。

組み立て終了後、乾燥窒素ガスを充填し、漏れないことを確認し、作業を終了した。除塵後のガラス表面の汚れは、ホットセル内の照明を消し、セル外からスポット照明を斜方向から当て、汚れを再度チェックした。なお、窓のヤケを軽減するためには、1 年に 1 回程度の窒素ガスの入替えを行う必要がある。今回の遮蔽窓の除塵作業の主な工程は、遮蔽窓の取り外し、研磨及びクリーニング、組み立て、調整及び検査で、これらの作業に要した日数の合計は 10 日であった。

4. まとめ

ホットラボは第 1 期の建設以来 30 年が、第 2 期の建設以来 27 年が経過しているので、遮蔽窓は程度の差こそあれ、全般的にくもりやヤケが生じている。この度、一昨年に除塵を仕残した遮蔽窓の除塵を実施した。これらの遮蔽窓は、27 年以上も前に製作されたこともあって、気泡や異物等の混入も多く、また、最新の遮蔽窓ほどメンテナンスに対する考慮が成されていない。しかし、除塵は経験済であることもあって、比較的スムーズに作業を進める

ことが出来た。除塵後の遮蔽窓は、実施前のそれと比較し、透明度は明らかに改善されており、照射後試験を実施するうえで、セル内の作業が非常にやり易くなつた。

遮蔽窓にくもりやヤケがあると、照射後試験を効率よく実施出来ないだけでなく、外観検査や外観写真の質も悪くなる。どの程度ヤケやくもりが生ずると、除塵処理が必要になるかは、多分に感覚的なところもあり、一概に言えないところがあるが、ホットラボの照射後試験技術を維持し、質の高い試験データを得ていくためにも、遮蔽窓の除塵は今後とも計画的に実施していく必要がある。

初期の遮蔽窓の設計では、ガラスブロックの寿命が来る前に、メンテナンスが悪いために、使用不能にしてしまうようなケースもあったが、最近の遮蔽窓は、メンテナンスや修理に対する考慮が十分になされている¹⁵⁾ため、近年建設されたホットラボでは、このようなことは全く起こっていない。また、最近の技術では、表面に傷の生じたガラスブロックの再生や遮蔽窓枠の改造まで試みられている¹⁶⁾。設計時において、遮蔽窓のメンテナンスに対する考慮が払われているからといって、除塵が全く必要無くなつたわけではない。遮蔽窓を長持ちさせるためにも、良い条件に保つ必要があり、遮蔽窓の維持管理には常に心掛けていなければならない。

参考文献

1. 作花清夫、境野照雄、高橋和明編集、ガラスハンドブック、朝倉書店 (1975)
2. N. P. Bansal, R. H. Doremus, Handbook of glass properties, Academic press, Inc., (1986)
3. Handbook of radiation shielding glass, Jenaer Glaswerk Schott and Gem. (1975)
4. Window design calculations procedures manual, British Shielding Windows Ltd. (1986)
5. 遠隔操作技術研究専門委員会編、高放射性物質取扱施設設計マニュアル、日本原子力学会 (1985)
6. G. W. Morey, The properties of glass, Second editin, Reinhold Publishing Corporation (1954)
7. 覧村和夫、株式会社ニコン、私信 (1991)
8. D. R. Doman, Design guide for radioactive material handling facilities and equip-

- ment, American Nuclear Society (1988)
9. Hot Fuel Examination Facility/North,
Basic Facility System Design Description,
Argonne National Laboratory, W-001-0400-
00 (1974)
10. K. R. Ferguson, J. C. Courtney, Proc.
31st Conf. Remote Syst. Technol., vol. 2
(1983)
11. G. F. Bogar, Proc. 31st Conf. Remote
Syst. Technol., vol. 2 (1983)
12. H. E. Hoffmann, W. G. Wash, Proc.
31st Conf. Remote Syst. Technol., vol. 2
(1983)
13. J. P. Fleck, A. F. Malbert, Proc. 31st
Conf. Remote Syst. Technol., vol. 2 (1983)
14. D. A. Tobias, Proc. 31st Conf. Remote
Syst. Technol., vol. 2 (1983)
15. R. A. Campbell, A. F. Malbert, Proc.
31st Conf. Remote Syst. Technol., vol. 2
(1983)
16. C. D. Kalkwarf. Proc. 31st Conf. Remote
Syst. Technol., vol. 2 (1983)

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 第五号

発行年月日：平成4年6月1日 1/6/1992
発行：(財)原子力施設デコミッショニング研究協会
住所：茨城県那珂郡東海村舟石川821-100
TEL 0292-83-3010, 3011 FAX 0292-87-0022

