

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

No. **19** 1998

巻頭言：原子力発展のためにデコミッショニング
技術開発の充実を

総 説：現行の政令濃度上限値を超える低レベル
放射性廃棄物処分の基本的考え方について

技術報告：デコミッショニング用プラズマジェットトーチの開発
アスファルト固化施設の火災・爆発事故と修復・除染作業
原子力施設廃止措置技術の開発状況－石川島播磨重工業の開発技術－

トピックス：トロージャン原子力発電所のデコミッショニングの現状

RANDEC

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

事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。



デコミッショニングに関する人材を養成します。



デコミッショニングに関する普及啓発活動を行います。

デコミッショニング技報

第19号 (1998年12月)

目次

巻頭言

- 原子力発展のためにデコミッショニング技術開発の充実を 1
古屋 廣高

総説

- 現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方について 2
森山 善範

技術報告

- デコミッショニング用プラズマジェットトーチの開発 13
福井 康太、谷本 健一

- アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故と修復・除染作業 23
上野 勤、伊波 慎一、青嶋 厚
石橋 隆、川口 昭夫

原子力施設廃止措置技術の開発状況

- ー石川島播磨重工業の開発技術ー 51
小林 博栄、伊藤 俊行、福井 寿樹、三尾 圭吾
大村 豊、小嶋 敏雄、渡部 和夫

トピックス

- トロージャン原子力発電所のデコミッショニングの現状 62
宮坂 靖彦

Journal of the RANDEC

No. 19 December 1998

CONTENTS

Exposition

Basic Approach to the Disposal of Low Level Radioactive Waste Generated from Nuclear Reactors Containing Comparatively	2
Yoshinori MORIYAMA	

Technical Report

Development of Plasma Jet Torch for Decommissioning	13
Yasutaka FUKUI, Ken-ichi TANIMOTO	
Restoration works of the Bituminization Demonstration Facility of JNC Tokai Works	23
Tsutomu UENO, Shinichi INAMI, Atsushi AOSHIMA, Takashi ISHIBASHI, Akio KAWAGUCHI	
Research and Development Activities for Nuclear Facilities Decommissioning -Developing Technology of IHI Co., Ltd. -	51
Hiroe KOBAYASHI, Toshiyuki ITO, Toshiki FUKUI, Keigo MIO Yutaka OMURA, Toshio KOJIMA, Kazuo WATANABE	

SUMMARIES

Basic Approach to the Disposal of Low Level Radioactive Waste Generated from Nuclear Reactors Containing Comparatively High Radioactivity

Yoshinori MORIYAMA

J.RANDEC, No.19 (Dec. 1998) page2 ~ 12, 6 Figures

Low level radioactive wastes(LLW) generated from nuclear reactors are classified into three categories: LLW containing comparatively highradioactivity; low level radioactive waste; very low level radioactivewaste. Spent control rods, part of ion exchange resin and parts of core internals are examples of LLW containing compratively high radioactivity.The Advisory Committee of Atomic Energy Commission published the report "Basic Approach to the Disposal of LLW from Nuclear Reactors Containing Comparatively High Radioactivity" in October 1998.The main points of the proposed concept of disposal are as follows:

- dispose of underground deep enough not to disturb common land use (e.g. 50 to 100m deep);
- dispose of underground where radionuclides migrate very slowly;
- dispose of with artificial engineered barrier which has the same function as the concrete pit;
- control human activities such as land use of disposal site for a few hundreds years.

Development of Plasma Jet Torch for Decommissioning

Yasutaka FUKUI, Ken-ichi TANIMOTO

J.RANDEC, No.19 (Dec. 1998) page 13 ~ 22, 12 Figures, 1 Table

The Plasma jet torch to cut both metal and non metal has been developed, as the cutting technique for the decommissioning of nuclear fuel cycle facilities. "The plasma fluid Analysis code" was developed to make clear the physical behavior of plasma fluid to influence the electromagnetic field, material constant of neuter gas, flow rate and fluid velocity, shape of torch nozzle such as. This code is applied for the design of smaller size plasma jet torch which has high endurance and cutting ability. The plasma fluid was analyzed by this code to investigate the influence of nozzle shape on the plasma. The most suitable nozzle shape of plasma jet torch was designed as the results of numerical analysis. The plasma jet torch of which practicality was confirmed by experiment was made according to this design. The cutting ability and endurance of this plasma jet torch were enough.

Restoration works of the Bituminization Demonstration Facility of JNC Tokai Works

Tsutomu UENO, Shinichi INAMI, Atsushi AOSHIMA, Takashi ISHIBASHI, Akio KAWAGUCHI

J.RANDEC, No.19 (Dec. 1998) page23 ~ 50, 21 Figures, 5 Tables

On March 11 1997, at the Bituminization Demonstration Facility (BDF), the fire/explosion incident occurred. We have taken restoration works to recover the confinement of the facility and decontamination works. Besides the restration works, sampling and investigation works had been carried out to identify the causes of the incident.

The restration works were proceeded by two phases : safety assurance works and safety control works. The first, safety assurance works were conducted to prevent radioactivity from releasing out of the facility. The second, safety control works were done to repair the existing ventilation system and to decontaminate the facility.

All these works were completed by the end of September 1998, and the confinement function of the facility was recovered.

Research and Development Activities for Nuclear Facilities Decommissioning

— Developing Technology of IHI Co., Ltd. —

Hiroe KOBAYASHI, Toshiyuki ITO, Toshiki FUKUI, Keigo MIO, Yutaka OMURA, Toshio KOJIMA, Kazuo WATANABE.

J.RANDEC, No.19 (Dec. 1998) page51 ~ 61, 11 Figures, 2 Tables

Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.(IHI) is conducting research and development of decommissioning technology for nuclear facilities, which includes not only key technology for de-contamination, dismantling, cutting, evaluation for radioactivity, remote operation and control, wastes discrimination, wastes treatment and disposal but also system engineering for such projects. IHI has taken a part of J-PDR decommissioning project and Involves in other decommissioning projects.This paper shows an outline of IHI's activities for research and development of decommissioning technology for nuclear facilities.

原子力発展のためにデコミッショニング技術開発の充実を



九州大学

環境システム科学研究センター長
教授 古屋 廣 高

「聞くは一時の恥、聞かぬは一生の恥」と言うことわざがある。きわめて意味深い人生訓であるが、なかなかことわざ通りにいかないのが現実である。時には無知が、時には虚栄心が邪魔をするものである。オイルショック後の不況下でも、原子力に対する期待がまだまだ高く、原子力の研究開発、原子力発電所の建設も順調に推移していた時期、大学に赴任した。間もなくして、数人で原子力の将来について話しているとき"Decommission"という言葉始めて聞いた。何のことだろうと思ったのだが、その場の雰囲気もあり訳も分からぬうちに、相づちを打ってしまっていた。

帰って早速辞書を引いてみたが、見当たらない。やむなく大英和辞典で調べてみると「就役を解く」とか「退役させる」という訳が並んでいた。原子力の開発研究が順調な時期に、まさか施設解体の研究開発が話題になるとは思わなかったので、組織のリストラか大人物が退職したのではないかとくらくらに思っていなかった。本当の意味を理解したのはそれから半年後の国際会議の折である。

大量生産、大量消費に慣れ、リサイクルは紙、アルミと言った単純な素材しか考えない現代人に"Decommissionとは"と聞いたら、まさしく20年前の私と同じ答えが返ってくるのかも知れない。しかし失望することはない。裏を返せばそれだけ新鮮で未知の領域が多く、これから研究開発すべき項目が非常に多く、研究者にとってはやり甲斐のある分野であるからである。

原子力の平和利用が始まって以来、効率の良く、大型の原子炉の開発が中心に進められてきた。しかし、これらの技術が成熟期に達するとともに、最近では再処理、プルトニウムリサイクルさらには放射性廃棄物の安全な処理処分にも大きな関心が払われるようになった。そして、原子力が地球環境と調和するためには、これに加えて施設のデコミッショニングが安全に実施できることが必要である。

デコミッショニング技術の研究開発は、世界中で年々活発になっているが、一般の人々から見ると、あの巨大で複雑な構造物を解体したら膨大な放射性廃棄物が発生し、それをどう処分するかが最も不安になるのではないのでしょうか。こうしたことを考えると、可能な限り解体発生物を再利用することが必要である。短期的に考えると多少経済性が犠牲になっても、金属構造材料等は再利用を進めるべきである。そして、デコミッショニング技術開発の最終目標は、この成果を原子力施設建設にも反映させるようにすることである。

マスコミ報道の影響が大きいためかと考えられるが、最近の原子力産業は孤独であるように思えてならない。いくらPA活動を強化しても、倫理、節度が崩壊した針小棒大な報道によって、痛めつけられることを繰り返している。しかし、将来デコミッショニング、放射性廃棄物処分の技術開発を成熟させ、どの産業よりも早く地球環境と調和することが解れば、"Decommission"という言葉も普及し、国民の原子力に対する正しい理解が一層深まるに違いない。

現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方について

森山 善範

Basic Approach to the Disposal of Low Level Radioactive Waste Generated from Nuclear Reactors Containing Comparatively High Radioactivity

Yoshinori MORIYAMA

Low level radioactive wastes (LLW) generated from nuclear reactors are classified into three categories: LLW containing comparatively high radioactivity; low level radioactive waste; very low level radioactive waste. Spent control rods, part of ion exchange resin and parts of core internals are examples of LLW containing comparatively high radioactivity. The Advisory Committee of Atomic Energy Commission published the report "Basic Approach to the Disposal of LLW from Nuclear Reactors Containing Comparatively High Radioactivity" in October 1998. The main points of the proposed concept of disposal are as follows:

- dispose of underground deep enough not to disturb common land use (e.g. 50 to 100m deep);
- dispose of underground where radionuclides migrate very slowly;
- dispose of with artificial engineered barrier which has the same function as the concrete pit;
- control human activities such as land use of disposal site for a few hundreds years.

原子力委員会は、バックエンド対策を推進していく具体的な方策について調査審議するため、平成7年9月に原子力バックエンド対策専門部会（以下「専門部会」）を設置した。専門部会は、平成9年5月に「低レベル放射性廃棄物（現行の政令濃度上限値を超えるもの）分科会」を設置し、原子炉施設から発生する放射性廃棄物のうち、現在、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以

下「原子炉等規制法」）施行令」第13条の9に規定された放射性核種の濃度を超える廃棄物（詳細後述）の処分方策について検討を行い、平成10年10月16日に報告書「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方について」を取りまとめた。報告書のとりまとめに当たっては、報告書案に対する国民の方々からの意見募集を行い、寄せられたご意見を参考とした。また、平成10年10

月20日に原子力委員会において、「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分への取組について」が決定された。

以下、報告書の順序に従って一部解説を加えながらその概要を述べる。

はじめに。

原子力発電所等の原子炉施設において発生する低レベル放射性廃棄物は、これに含まれる放射性核種の濃度に応じて

- ①放射性核種の濃度が比較的高いもの
- ②放射性核種の濃度が比較的低いもの
- ③放射性核種の濃度が極めて低いもの

の3種類に分類される。このうち、②は容器に固型化してコンクリートピット処分、③は素掘り処分、による埋設処分の許可申請を行うことができる廃棄物として、それぞれ原子炉等規制法施行令にその濃度上限値が規定されている。この濃度を本報告書では「現行の政令濃度上限値」と呼んでおり、「現行の政令濃度上限値を超える放射性廃棄物」とは、①の廃棄物である。

原子炉施設から発生する廃棄物の大部分は、現行の政令濃度上限値以下のものであり、既に、日本原燃(株)六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて浅地中の処分が開始されている。一方、原子炉施設の運転に伴って、使用済み制御棒など、その放射性核種濃度が現行の政令濃度上限値を上回る廃棄物が発生し、現在、原子炉施設内に保管されている。また、平成10年3月末に日本原子力発電(株)東海発電所が営業運転を終了し、その廃止措置が具体化されて行くが、今後実施される原子炉施設の解体に伴い炉内構造物などの一部から同様の廃棄物が発生することとなる。これらの廃棄物については、

これまでその処分方策は確立されておらず、制度は整備されていない。このため、専門部会は、現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物(以下「対象廃棄物」)について、既に実施されている低レベル放射性廃棄物処分の考え方を参考に、安全で合理的と考えられる処分方策について検討を行い、報告書を取りまとめた。

第1章 対象廃棄物処分に関する安全確保の考え方

1. 放射性廃棄物処分の基本的考え方

本報告書では、対象廃棄物の処分について検討するに当たって、まず、前提となる放射性廃棄物処分の基本的考え方を整理した。

放射性廃棄物の処分に当たっては、廃棄物に含まれる放射性核種が生活環境に対して及ぼす影響を未然に防止しなければならない。このため、処分方法に適した安定な形態に処理した後、その放射性核種の濃度が時間の経過に伴って減少して安全上問題がなくなるまでの間、生活環境から安全に隔離することが処分の基本となる。この処分の安全性は、廃棄物に含まれる放射性核種が放出する放射線の種類、放射性核種の半減期の長短、放射性核種が地中を移行する速さを左右する因子である土壌や岩石への核種の吸着性の大小などに影響される。したがって、廃棄物の生活環境からの隔離方法及び期間は、廃棄物の性状、特にそれに含まれる放射性核種の種類及び濃度を考慮して設定する必要がある。Fig.1に α 核種、 β γ 核種濃度による放射性廃棄物の分布範囲の概念図を示す。報告書には、この他、「処分方法を検討するうえで考慮すべき主な項目及び主な放射性廃棄物の特徴」等の参考資料を添付している。

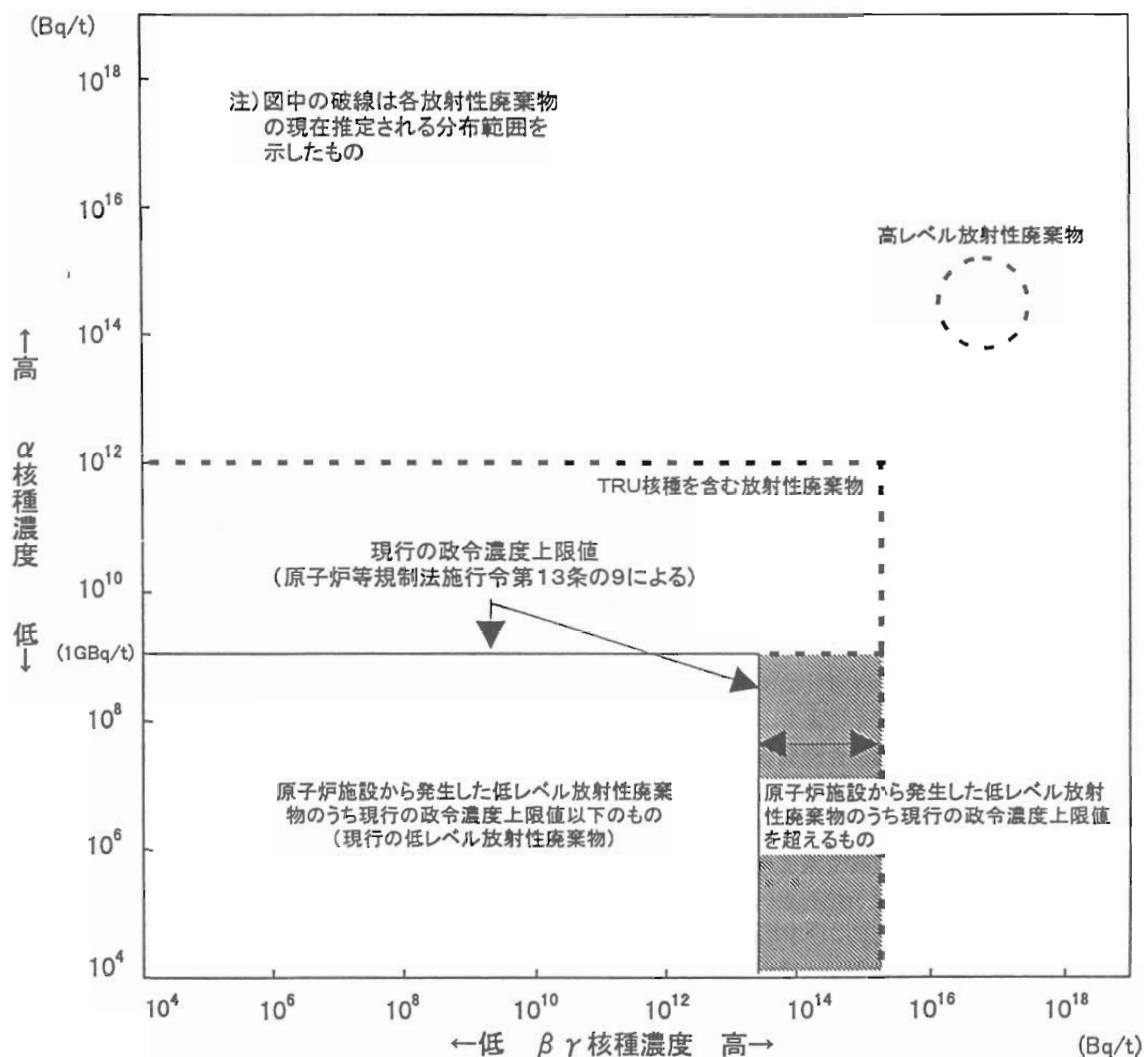


Fig.1 The range of α - emitting and $\beta \gamma$ - emitting nuclides concentration of each class of radioactive waste.

(出典) 「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書」 (動力炉・核燃料開発事業団、平成4年9月)

「海外から返還されるガラス固化体の受入れ概要」 (電気事業連合会他、平成7年3月)

通産省委託調査「放射性廃棄物処理処分経済性調査 (平成8年度)」 (財)原子力環境整備センター) などより作成

2. 対象廃棄物の特徴

対象廃棄物の大半は、ステンレス鋼などの金属が燃料近傍で中性子照射されて生じた放射化金属であり、この他、コンクリート、使用済みのイオン交換樹脂などが含まれる。原子炉施設でこれまでに約8千トン発生しており、一定の仮定のもとに2030年時点での累積発生量を試算すると、約2万トンと推定される。

この廃棄物に含まれる主要な放射性核種は、 ^3H 、

^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{94}Nb 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs などであり、現行の低レベル放射性廃棄物に含まれる核種と同様のものである。他方、その放射性核種の濃度は、廃棄物が発生した時点の値で整理すると、 $\beta\gamma$ 核種についてはその平均濃度がそれぞれ現行の政令濃度上限値をおよそ1～2桁、最大値がおよそ2～3桁上回り、 α 核種の濃度は、最大でも現行の政令濃度上限値を下回ると推定される。主な廃棄物の例をFig.2に、放射性廃棄物の放射性核種濃度の経時変化の試算例をFig.3に示す。

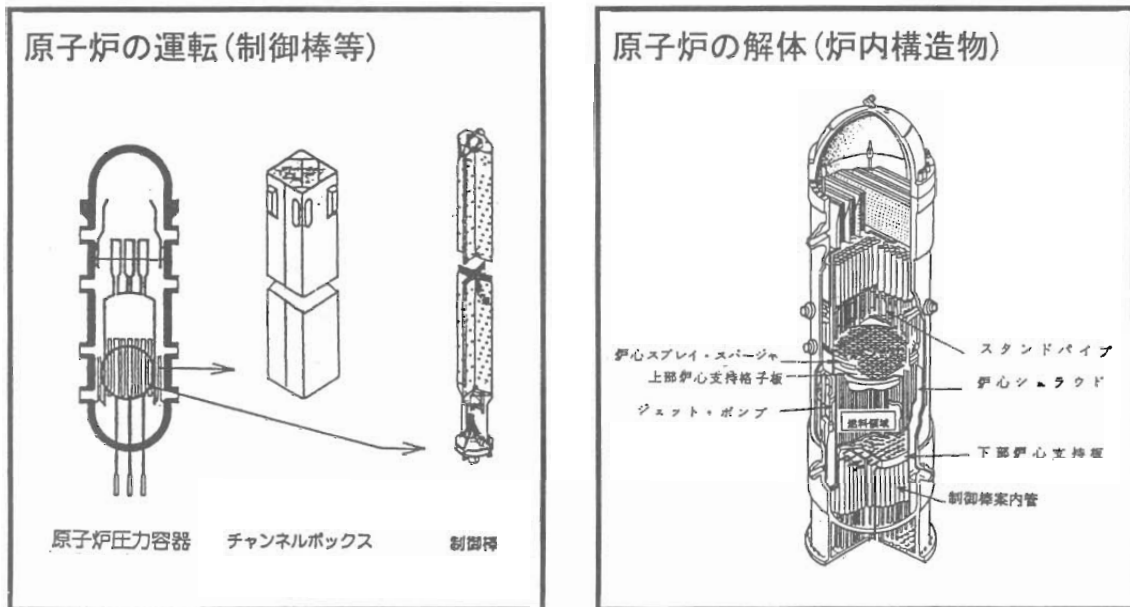


Fig.2 Examples of comparatively high radioactive LLW generated from the operation and the dismantling of the nuclear power plants.

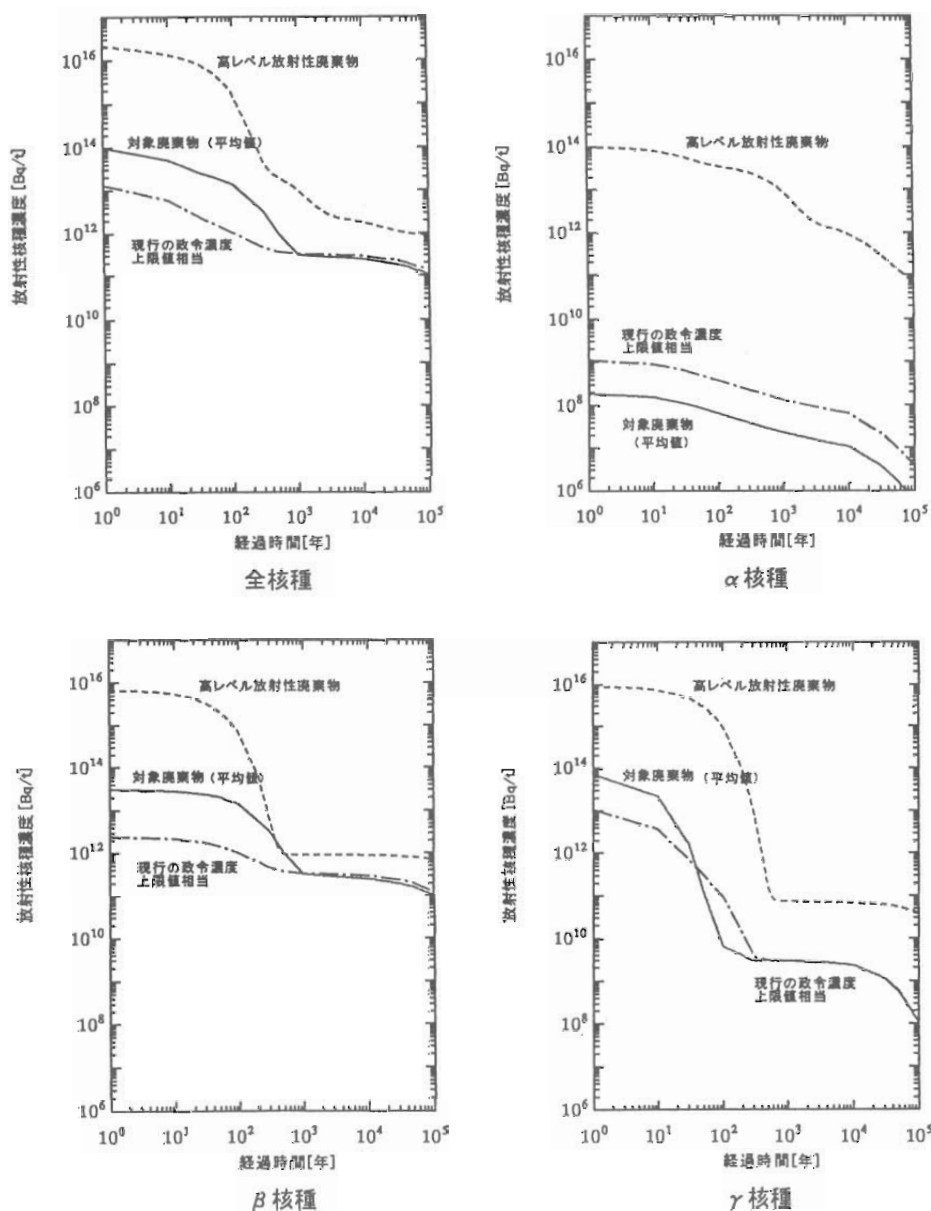


Fig.3 Decay curves of different radioactive wastes.

高レベル放射性廃棄物

対象廃棄物(平均値)

現行の政令濃度上限値相当

：動力炉・核燃料開発事業団による評価値。出典「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書」(平成4年9月)

：電気事業者などによる試算値。

：現行の政令濃度上限値は、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{83}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 α 核種を代表核種として選定し、規定されている。これら代表核種の他、対象廃棄物で評価した ^{69}Ni 、 ^{94}Nb 、 ^{99}Tc 、 ^{129}I についても現行政令濃度上限値を設定した処分のモデル、シナリオを用い、上限値相当の核種濃度を算定し、政令濃度上限値と合計して経時変化を示した。

3. 対象廃棄物処分の基本的考え方

対象廃棄物の処分方策を検討するに当たり、安全を確保すること、及び、将来世代に負担を残さないという観点も踏まえ処分場跡地については一般的であると考えられる利用が制約されないようにすること、を基本的な考え方とした。

検討では、まず、現行の政令濃度上限値を設定した際に用いられた評価シナリオを用いて試算を行った。即ち、廃棄物を地表面から深さ3 mより下に設けられたコンクリートピットに処分し、300年の管理期間経過後について、処分場跡地における住居の建設、住居への居住、放射性核種の地下水による生活環境への移行について被ばく評価を行った。その結果、これらのシナリオに対して、原子力安全委員会において示されている「被ばくの観点からは管理することを必要としない低い線量」である $10 \mu\text{Sv/y}$ (以下「目安線量」)を超過し、最大で数 mSv/y のオーダーとなった。

このため、対象廃棄物を安全に処分するためには、現行の低レベル放射性廃棄物処分と同様に、地中の処分施設に埋設処分し放射性核種の濃度の減少に応じて放射性核種の施設からの漏出の監視や土地利用制限などの管理を数百年間行うことに加え、管理期間経過後も、処分場跡地の利用に伴い人間と廃棄物が接触して安全上問題となるような被ばくが起きることがないようにしておくとともに放射性核種の地下水による移行が十分抑制されている必要がある。ここで、管理期間経過後については、一般的であると考えられる事象に対して「目安線量」である $10 \mu\text{Sv/y}$ を超えないようにすることを基本として検討した。具体的には、以下のような対策を講じることが必要であると考えられる。

(1) 管理期間中

- ① 廃棄物の埋設が完了するまでは、従事者や一般公衆の外部被ばくを考慮し、適切な放射線遮へいを設けることと一般公衆の接近を防止する管理を行う。
- ② 廃棄物が埋設された後も、 ^{60}Co などの濃度が十分減少するまで、処分施設に到達するボーリング調査など人間が廃棄物に接近する可能性のある行為を禁止する。
- ③ 所要の期間、処分施設からの放射性核種の地下水

への漏出と、生活環境への移行の監視なども行う。

(2) 管理期間経過後

廃棄物を埋設する時点で次の対策を講じておく必要がある。

① 人間の活動によって発生する被ばくについて

住居の建設や居住のような一般的であると考えられる人間活動に対しては、それぞれが処分場跡地で起こっても人間が廃棄物に接触することのないような処分深度を確保する。さらに、その他の事象についてもできるだけ起こることのない深度に処分することによって、人間が廃棄物に接触する可能性が十分小さく、かつ、万一人間が廃棄物に接触した場合でも安全上問題となるような被ばくが起きないようにする。

② 地下水による放射性核種の移行による被ばくについて

地下水による放射性核種の移行については、地下水流速が十分小さい地中に処分施設を設置し廃棄物を処分することや、地質条件などによっては処分施設の核種閉じこめ機能をより高くすることにより、放射性核種の処分施設からの漏出や地中での移行を抑制する。

上記(1)及び(2)のような対策は、後述するように

① 現行の低レベル放射性廃棄物が処分されているコンクリートピットと同等以上の放射性核種閉じこめ機能を持った施設を、

② 放射性核種の移行抑制機能の高い地中で、

③ 人間の活動によって人間が廃棄物に接触する可能性が十分小さいと考えられる地下数十m程度の深度に設置することによって

実現できるものと考えられる。

4. 処分施設概念

地下数十m程度の深度で考えられる処分施設としては、海外及び我が国の地下施設を参照すると、トンネル型あるいはサイロ型のような地下空洞の内部にコンクリート構造物を設置し、廃棄物を収納し埋め戻す施設が考えられる。なお、廃棄物の発熱が処分施設に与える影響については、今後、具体的な施設設計などが行われる際に考慮されることとなるが、対象廃棄物の放射性核種濃度を勘案すると、発熱に対する特別な対策は必要ないものと考えられる。

海外においては、対象廃棄物相当の廃棄物が実際に処分されている事例は多くないが、このような廃棄物を含む放射性廃棄物の処分施設についても検討が進められており、操業されているものもある。国ごとに、その立地条件などによって処分施設の形態は様々であるが、主に原子力発電所から発生する低

レベル放射性廃棄物処分を主たる目的として、対象廃棄物相当の廃棄物も処分しているスウェーデンのSFRとフィンランドのVJLは、60～100 m程度の深度に設置されている。処分施設の概念図を他の廃棄物処分施設と対比させたものをFig.4に示す。

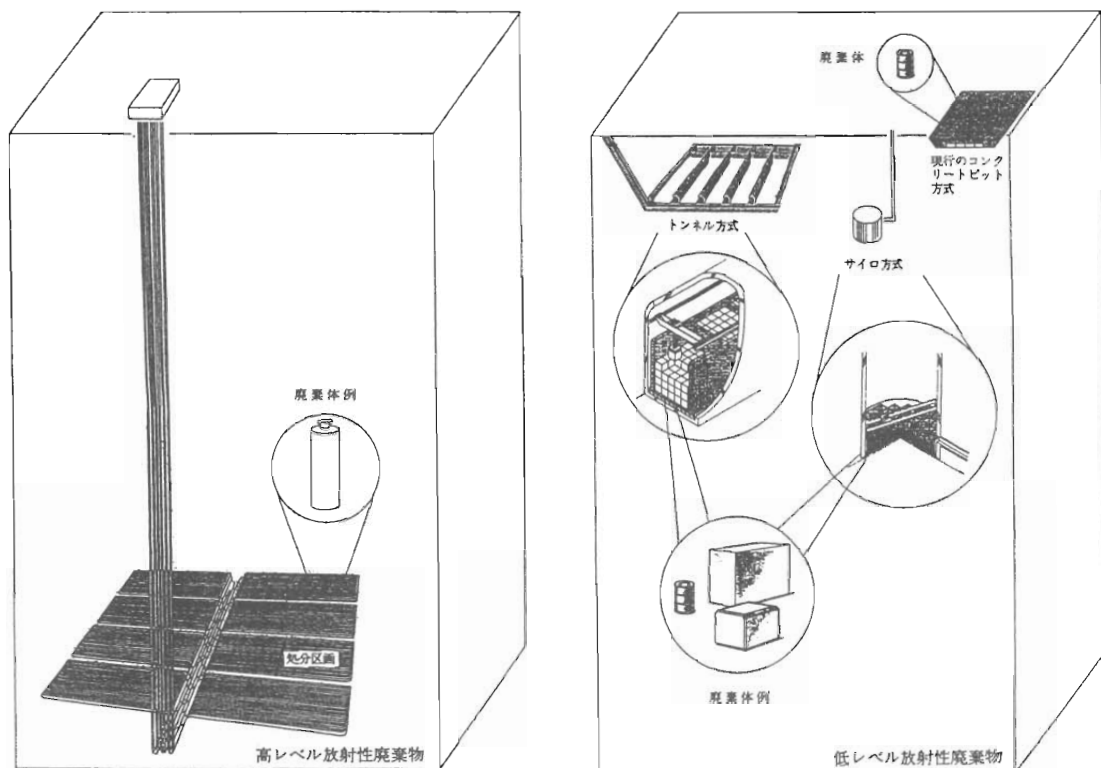


Fig.4 Concepts of radioactive waste disposals.

(HLW, comparatively high radioactive LLW and comparatively low radioactive LLW)

5. 管理期間中の管理のあり方

対象廃棄物に含まれる放射性核種濃度の減少を考慮した数百年間の廃棄物処分場の管理については、①廃棄物を処分する地下空洞の埋め戻しが終わるまでは、廃棄物からの直接γ線などを防ぐ被ばく管理を行うとともに、放射性核種が処分施設から外に漏出しないことを監視する必要がある。また処分空洞の埋め戻し後は②放射性核種が処分施設から生活環境へ移行することが抑制されていることを所要の期間監視するとともに、③一般公衆が廃棄物に接触することを防止するため、当該区域での特定行為の制

約又は禁止などを行う必要がある。また、この管理期間は、④管理期間経過後の安全が確保できることを確認するための、地下水流動状況など処分場に関するデータを蓄積する期間でもある。このような対象廃棄物に含まれる放射性核種濃度の減少を考慮した数百年間の管理を行ったうえで、この間に蓄積された地下水の流動状況、放射性核種の移行状況などの処分場に関するデータに基づき、被ばく管理の観点からは処分場を管理することを必要としないことを国によって確認した後、管理が終了されることとなる。時間の経過に伴う管理の流れの概要をFig.5に示す。

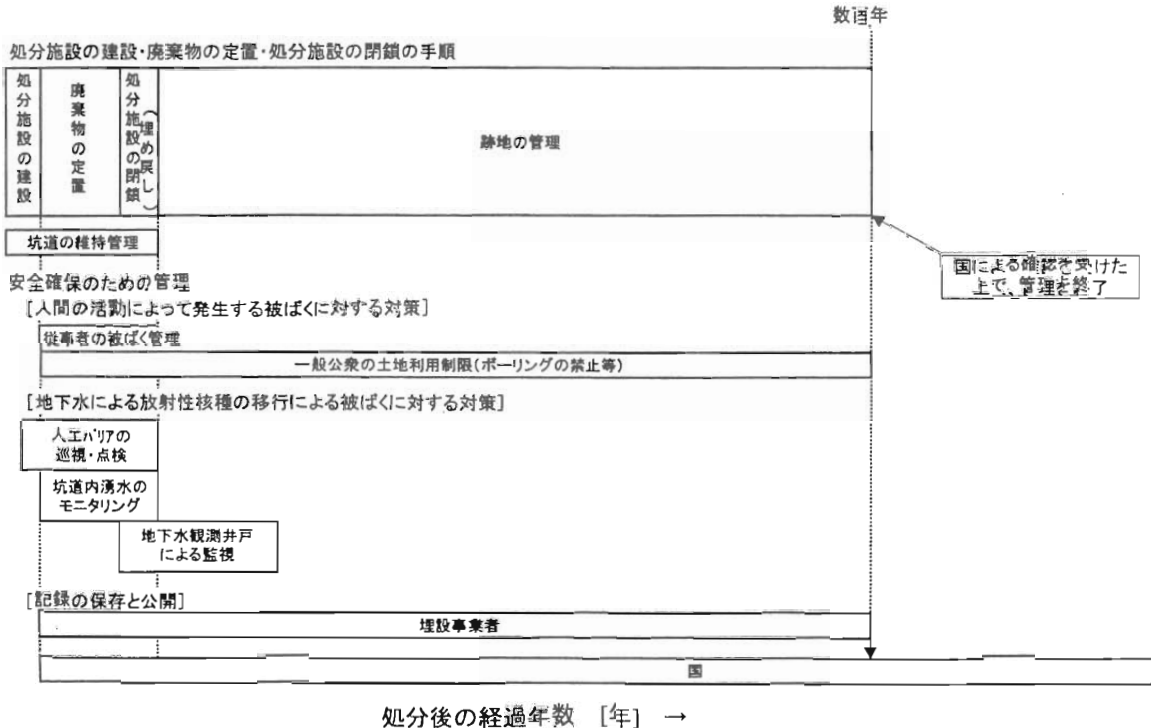


Fig.5 Step-by-step control during the operational period and the post - closure period.

6. 管理期間経過後の安全確保

特別な管理を必要とする管理期間が終了した後に想定される一般公衆の被ばくは、

- ①様々な人間の活動によって、処分された廃棄物に人間が直接接触する事象
- ②処分された廃棄物に含まれる放射性核種が地下水によって生活環境まで移行する事象に起因して生じる。

6.1 管理期間経過後の人間の活動に対する安全確保

6.1.1 一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕を持った深度への処分

人間の活動については、現行の政令濃度上限値を定めた際に想定している地下数m程度の浅地中処分施設に対象廃棄物を処分した場合を想定すると、一般的と考えられる土地利用として住居の建設工事などが行われると、目安線量を超える被ばくが生じる可能性がある。したがって、このような被ばくを防

ぐためには、一般的であると考えられる地下利用に対して、十分な余裕を持った深度に処分することが必要である。また、これにより、一般的であると考えられる地下利用が制約されないようにすることも重要である。

一般的であると考えられる地下利用（建築物の基礎など、地表を利用するために付随する地下の利用を含む）は、大部分が地下数mの範囲にある。この他に、必ずしも一般的であるとは考えられないが、大都市部を中心に、高層建築物の基礎や深い地下室によってこれよりも深い深度までの利用が行われている。将来、このような地下利用を制約しなくても人間が廃棄物と接触せず地下利用に伴う被ばくが起きないように、処分施設はこのような地下利用をも避ける深度に設置されるべきである。

具体的な処分深度は立地場所の地質条件などにより異なると考えられるが、現在の大都市における地下利用の状況を踏まえても、高層建築物の基礎が設置される支持層の上面よりも深く、これに基礎とな

る地盤の強度などを損なわないための離隔距離を確保し、例えば地表から50～100m程度の地下に処分することにより、一般的であると考えられる地下利用によっては、被ばくは生じず、将来の人間の活動によって人間が廃棄物に接触して被ばくする可能性は十分小さくなると考えられる。

6.1.2 処分施設に達する地下利用の回避

前項で検討した対象廃棄物を処分する深度の地下空間について、都市部においては地下鉄、共同溝などへの利用の可能性が現在検討されており、また都市部以外においては、既に山岳トンネル、地下発電所、地下石油備蓄基地などの利用例がある。

実際の処分場跡地の地下利用の可能性については、その立地場所によっても異なり、また、このような深度に達する地下利用が計画されるか否かについては処分を行う時点で明確に見通すことは難しい面もあるが、このような深度の地下利用を計画する場合には、通常、「立地条件調査」、「支障物件調査」、「地盤調査」などの様々な調査が事前に行われることなどから、仮にそのような地下利用が計画されたとしても、処分施設の使用は十分認知されるものと考えられる。

加えて、処分に関する記録が適切に保存、公開されることにより、被ばくに至る地下利用が行われる前に計画が変更され、廃棄物と人間の接触の可能性が一層低減されることが考えられる。また、対象廃棄物処分の安全性に関して社会的に安心を得るという観点からも記録の保存と公開は重要であると考えられるので、記録の効果的な保存と公開の在り方について検討を行うことが必要である。

6.1.3 その他の地下利用に対する対策

この他に、地下の天然資源を採取することを目的とした地下利用も考えられるため、あらかじめ将来利用が可能と考えられる地下の天然資源が存在しない場所を処分場に選定することによって、このような地下利用による人間と廃棄物の接触を避けるべきである。

6.1.4 人間と廃棄物の接触を想定した場合の被ばく線量の試算例

処分施設を含む地下の利用が計画された際に、処

分の記録が入手されなかったなどの理由で処分施設の使用が初期段階で認知されず、調査が進行し、処分施設に到達するボーリング調査などが行われ、ボーリングコアなどを通じて人間が廃棄物に接触するような場合を仮定して被ばく線量を試算した。その結果は、管理期間経過時点（試算においては300年を仮定）における地質調査によるボーリングコアを観察することに伴う被ばくは、一定の仮定を置いて試算すると数十 μ Svのオーダーであり、このような行為によって安全上問題となるような被ばくが起きることはないと考えられる。

6.2 管理期間経過後の放射性核種の地下水移行に対する安全確保

対象廃棄物は β 、 γ 核種の濃度が現行の政令濃度上限値より高いので、現行の低レベル放射性廃棄物と同様の処分を行った場合には ^{14}C などを含む地下水が河川などに流入した場合に、その河川水などの利用によって、一般公衆に対し目安線量を超える被ばくが生じる可能性がある。したがって、このような被ばくを十分抑制するためには、現行の低レベル放射性廃棄物と比べ、放射性核種の生活環境への移行をより一層抑制する対策をとる必要がある。処分施設を、より放射性核種の移行抑制機能の高い地中に設置することを基本として考えることが適切である。放射性核種の移行抑制としては、処分施設周辺の土壌などによる移行抑制を基本に、処分施設周辺に難透水性材料を設置するなどの対策が考えられる。被ばく線量の試算結果によれば、天然の土壌などの機能によって十分小さい地下水流速が確保される場合には、天然の土壌などのみによって、また、天然の土壌などの機能だけでは不十分な場合においても難透水性材料などによる核種閉じこめ機能の向上によって、または、これらの組み合わせによって、放射性核種の処分施設からの漏出と生活環境への移行が抑制され、一般公衆の安全が確保できると考えられる。

7. その他の安全対策

本報告書においては、対象廃棄物の特徴を踏まえ、処分の安全確保を図る上で特に重要と考えられる事項として、管理期間中の管理のあり方と、管理期間経過後の、人間活動と放射性核種の地下水移行に対

する安全確保について検討を行った。この他、現行の低レベル放射性廃棄物処分に対して、地震、津波、地すべりなどの自然現象などや、社会環境を考慮することなどが求められている。対象廃棄物についても、処分深度などが異なることを踏まえつつ、このような事項に対する安全対策を行うことが必要であると考えられる。

以上、今回提案した処分概念を、Fig.6に示す。

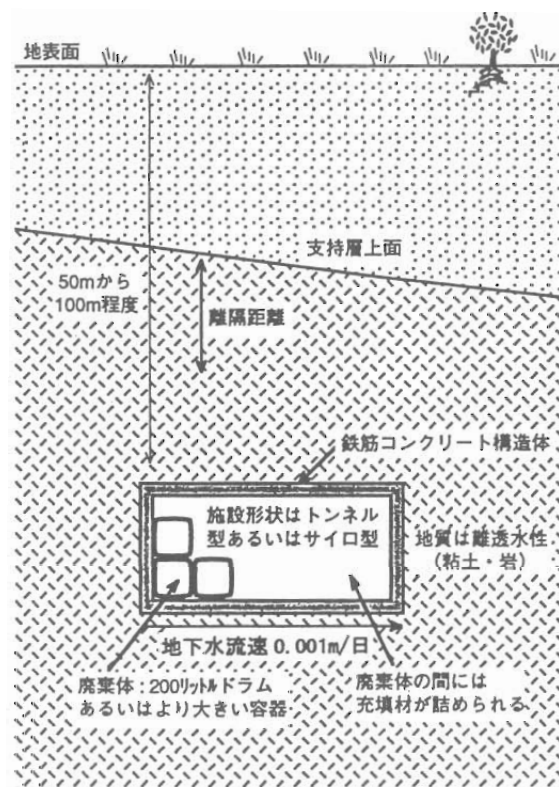


Fig.6 Proposed concept of comparatively high radioactive LLW disposal.

第2章 処分事業の責任分担のあり方、諸制度の整備などについて

1. 責任分担のあり方と実施体制

対象廃棄物はその発生者の責任において安全かつ合理的な処分が実施されることが原則であり、原子炉設置者は、その責任を踏まえ、処分計画の作成、処分費用の確保などに適切に取り組むとともに、実施体制の確立を図る必要がある。なお、試験研究用原

子炉などから発生する対象廃棄物については、R I・研究所等廃棄物事業推進準備会は、関係機関とも十分連携し、確実に処分が実施できる体制を構築することが必要である。国は、対象廃棄物の処分に係る安全基準・指針の整備などを図り、これに基づく厳正な規制などを行う。

2. 処分費用の確保

原子炉設置者は対象廃棄物の処分に必要となる適正な費用を確保しなければならない。特に、原子力発電所の解体に伴う廃棄物処分の費用は、施設を廃止した後に発生するが、これは発電に伴う費用であり、今後、合理的積算を行った上で費用の確保を図っていく必要がある。

3. 安全確保に係わる関係法令の整備

対象廃棄物についても、その処分概念を踏まえ、現行の低レベル放射性廃棄物と同様に、安全規制に関する基本的考え方、政令濃度上限値などについて検討し、これらを踏まえ関係法令の整備を行う必要がある。

4. 実施スケジュール

今後の原子力発電所の廃止措置に関するスケジュールも踏まえ、2000年頃を目途に、原子炉設置者は、実施体制を含めて対象廃棄物の処分計画の明確化を図るよう取り組むとともに、国は、安全確保に係わる関係法令の整備を行うことが重要である。

5. 積極的な情報公開、情報提供

放射性廃棄物処分事業の実施に当たっては、安全が確保されるとともに、処分事業に対する国民の理解が得られ、国民はもちろん立地地域に受け入れられなければならない。このためには、諸制度の整備や実施体制の確立などの一連の取組とともに、対象廃棄物処分に関する的確かつわかりやすい情報を積極的に提供していくことが不可欠である。その際、求められている情報が何であるかに十分留意し、受け手にとって必要でわかりやすい情報が伝わるよう、誠実な対応に心がける必要があり、また、情報提供が的確に行われるよう、情報伝達の手段や体制などについても改善を図っていくことが重要である。また、処分に関する記録や処分の実施状況が、適切な

方法を用い、かつ国民に分かりやすい形で公開されることも重要である。

第3章 R I 廃棄物について

放射性同位元素 (R I) の利用形態の一つである線源などが放射性廃棄物として処分される場合に、現行の政令濃度上限値を超える廃棄物に相当する廃棄物が発生している。このような廃棄物も、前章まで検討してきたような対象廃棄物と同様な処分を行うことが適当である。

おわりに。

原子炉設置者及び R I ・研究所等廃棄物事業推進準備会などは、処分が着実に行われるよう、実施体

制の整備や処分費用の確保など、処分事業の具体化に向けた諸準備に早急に着手することが必要である。また、本報告書で示した処分方法に対して適用される安全規制についての基本的考え方、処分できる放射性廃棄物の濃度上限値などについて、今後原子力安全委員会において検討が行われることを期待する。この結果を踏まえつつ、国は、遅滞なく必要な制度の整備を図ることが重要である。

本稿においては、報告書の主要な点については出来る限り詳しく記述することを心がけたが、紙面の制約もあり参考資料も含め割愛した部分も多い。報告書をご一読頂ければ幸いである。

デコミッショニング用プラズマジェット torch の開発

福井康太、谷本健一

Development of Plasma Jet Torch for Decommissioning

Yasutaka FUKUI, Ken-ichi TANIMOTO

The Plasma jet torch to cut both metal and non metal has been developed, as the cutting technique for the decommissioning of nuclear fuel cycle facilities. "The plasma fluid Analysis code" was developed to make clear the physical behavior of plasma fluid to influence the electromagnetic field, material constant of neuter gas, flow rate and fluid velocity, shape of torch nozzle such as. This code is applied for the design of smaller size plasma jet torch which has high endurance and cutting ability. The plasma fluid was analyzed by this code to investigate the influence of nozzle shape on the plasma. The most suitable nozzle shape of plasma jet torch was designed as the results of numerical analysis. The plasma jet torch of which practicality was confirmed by experiment was made according to this design. The cutting ability and endurance of this plasma jet torch were enough.

1. はじめに

デコミッショニングに適用する切断技術は、剪断や切削等による機械的切断法と、ガスやプラズマアーク等による熱的切断法の二種類に大別される。一般に熱的切断法は機械的切断法に比べ、切断性能が高く、自在性に優れる等の特徴を有する。しかし、ガス切断のように炭素鋼には適するがステンレス鋼には適さないものや、プラズマアーク切断のように導電性の材質のみに適用可能など、材質により適用する機種が異なる。

これらの切断法は、主に金属を対象とした切断技術であるが、デコミッショニングを考えた場合、焼却設備や溶融減容設備等に使用されている耐火レンガ、建屋構造材の鉄筋コンクリートや重コンクリートのような非金属の切断についても技術を確立する

必要がある。核燃料サイクル施設等の設備機器の材料厚さを考慮すると、金属に対して 20mm、非金属に対して 100mm 程度の切断性能が要求される¹⁾。

金属、非金属同時に切断可能な技術として、ユーティリティ等の付帯設備のコンパクト化が図れ、既設の施設にも容易に導入できるプラズマジェット切断技術の開発を進めている^{2,3)}。プラズマジェット切断法は、Fig. 1 に示すように、電極と切断対象物(陽極)との間で放電を行う従来のプラズマアーク切断法とは異なり、電極とノズル部(陽極)との間で放電を行い、作動ガスをプラズマ化させ、ノズルから出射した高温、高速のプラズマで対象物を熱的に切断する技術である。プラズマアーク切断法は、切断対象物が導電性のある金属のみに限られるが、ノズル部を陽極としたプラズマジェット切断法は、金属のみならず導電性のない非金属でも切断できる特

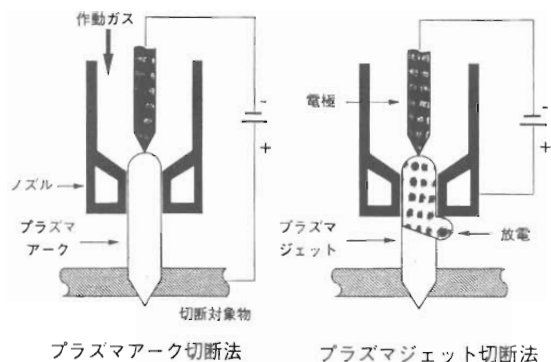


Fig.1 Theory of plasma cutting

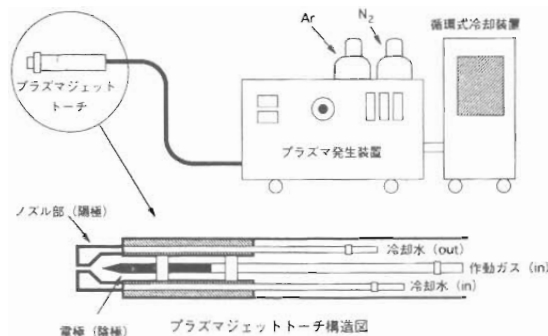


Fig.2 Equipment of plasma jet cutting

微がある。またピアッシング（トーチを対象物上に数十秒間待機させ、孔開けする方法）による熱衝撃作用により耐火物を破碎できる特徴もある。

今までに開発したプラズマジェットトーチは、ノズル先端でプラズマ流が拡散し、3,000K～8,000Kの高温プラズマがノズル先端部に接触し、接触した部分が30分程度で溶融して出射できなくなる等、耐久性の面で課題を有していた。またセル内等の遠隔操作機器を用いた切断作業には、溶融したノズルを頻繁に交換する作業が強いられ、適用できない現状にあった。

このため、電磁場や作動ガスの物性、流量、ノズル形状の影響により変化するプラズマ流の物理的挙動の明確化、プラズマジェットトーチの耐久性の向上、切断性能の向上とトーチの小型化を目指したプラズマジェットトーチの設計に反映することを目的に、「プラズマ流解析コード」を開発した。

本報では、本コードを用い、ノズル形状をパラメータにシミュレーションを行い、この結果をもとに試作したプラズマジェットトーチが、緊縮したプラズマ流（拡散しない）を出射でき、十分な耐久性と切断性能を有し、実用化に至ったので報告する。

2. プラズマ流の物理モデル

プラズマジェット切断におけるプラズマの発生および流動をシミュレートするには、電極の先端からノズル部出口付近までの物理現象をモデル化する必要がある。

プラズマジェット切断装置は、Fig. 2に示すように、作動ガス（Ar:N₂=2:1の混合ガス）をプラズマ化させ切断対象物に出射するプラズマジェットトーチ、

本トーチに電源および作動ガスを供給するプラズマ発生装置、トーチのノズル部に冷却水を供給する循環式冷却装置で構成される。プラズマジェットトーチは、電極（陰極）部、プラズマ流を拘束し陽極の役目をするノズル部、作動ガス供給部、ノズル部に冷却水を循環させる冷却部から成る。

電極部の先端からノズル部出口付近までの間で起きるプラズマの形成過程をFig. 3の二次元円筒モデルに示す。まず、プラズマジェットトーチ内部の電極から熱電子が発生し、陽極であるノズル部に向かって加速する際、上部から流れてきた作動ガスの中性原子と衝突し電離反応を起こす。電離反応により、中性原子からはイオンと二次電子が発生する。二次電子が連鎖的に中性原子と衝突を繰り返し、電離反応を起こすことにより、イオンと電子の数が増加し高温のプラズマが形成される。

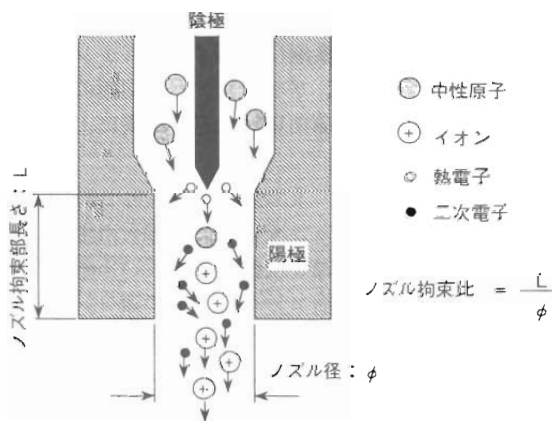


Fig.3 Physical model of plasma fluid generation

プラズマはノズル部で加速され、高速のプラズマ流として出射される（幾つかの電子は陽極に吸収される）。

従って、プラズマの形成過程における物理現象を以下の①～⑥の通りモデル化する。

- ① 電極での熱電子の発生量は、電流値から計算し既値として与えることができ、熱電子の発生箇所は、電極間距離が最短となる電極の先端部で起きる。
- ② 電子と中性原子との衝突は、電子の速度に応じたある定まった確率で起き、確率はマクスウェル分布に従う。
- ③ 中性原子のイオン化は、第一イオン化のみとする。発生したイオンと電子の衝突により第二イオン化は生じないものとする。
- ④ イオンと中性原子の衝突、イオンと陽極との衝突は生じないものとする。
- ⑤ 陽極に吸収される電子の数は、プラズマ出射中のプラズマ発生装置の電流値が一定であることから、電極で発生した熱電子と同数である。
- ⑥ ノズル内の作動ガスは乱流として取り扱う。

3. シミュレーションコードの開発

3.1 プラズマ流の流体方程式

イオン、電子、中性原子の3つの粒子からなるプラズマ流の流体方程式は、気体または液体の流体方程式と同様に、以下の(1)～(3)式に示す運動量保存の法則、質量保存の法則、状態方程式からなる⁹⁾。

・運動量保存の法則（運動法定式）

$$m_j n_j \left[\frac{\partial v_j}{\partial t} + (v_j \cdot \nabla) v_j \right] = q_j n_j (E + v_j \cdot B) - \nabla p_j - m_j n_j v_j (v_j \cdot v_j) \quad (1)$$

・質量保存の法則（連続の式）

$$\frac{\partial n_j}{\partial t} + \nabla(n_j v_j) = v_g n_j \quad (2)$$

・状態方程式

$$p_j (m_j n_j)^{\gamma_j} = \text{const} \\ p_j = n k_B T_j \quad (3) \\ \gamma_j = (2+N)/N$$

m: 質量、n: 密度、v: 速度、t: 時間、q: 電荷
E: 電場、B: 磁場、p: 圧力、 ν : 衝突周波数
 ν_g : 電離周波数、 k_B : ボルツマン定数、T: 温度
 γ : 状態変数、N: 自由度
添字 j: 粒子、i: イオン、g: ガス

運動量保存の法則は、Fig. 4 に示す粒子 j が単位時間に微小な距離を移動する運動量、粒子の電荷 q、電磁場の強度 E と B、圧力差 ΔP 、移動途中で他の粒子と衝突周波数 ν の確率で衝突し減少する速度変化の項で表される。

質量保存の法則は、Fig. 4 に示すように電離反応で粒子 j の密度変化が生じることから、電離周波数 ν_g という確率で変化するものとする。

状態方程式は、プラズマ流を圧縮性の流体と考え、この時のパラメータは温度のみとなり、圧力と密度の関数となる。

また (1) ~ (3) 式は、荷電粒子を取り扱うことから、電場および磁場を計算するため、マクスウェルの方程式 (4) 式および (5) 式を加えて差分化する。

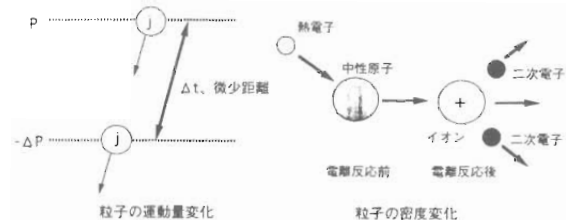


Fig.4 Particle momentum and density variation

・マクスウェルの方程式

$$\nabla \times \mathbf{E} = -\frac{\partial \mathbf{B}}{\partial t} \quad (4)$$

$$\nabla \times \mathbf{B} = \mu_0 \mathbf{j} + \frac{1}{c^2} \frac{\partial \mathbf{E}}{\partial t} \quad (5)$$

μ_0 : 真空の透磁率、 \mathbf{j} : 電流密度、 c : 光速

3.2 シミュレーションコードの構成

粒子の運動をシミュレートするには、陽解法流体粒子法⁹⁾を用いた。陽解法流体粒子法とは、流体を流体要素に分割し、流体要素の動きにより流体の運動をシミュレートする方法である。

陽解法流体粒子法は、Fig. 5 に示すように、まずプラズマジェットノズル部の形状をX、Zの円筒二次元モデルで近似し、メッシュ分割する。次にメッシュ上の運動量を流体要素に割り振り、各々の運動量に従い流体要素を移動させる。移動後は、逆

に流体要素から物理量をメッシュ上に割り振る。メッシュ上の新たな電荷密度で電磁場の計算を行い、運動方程式で流体速度を計算する。このような過程を時間ステップにより繰り返し計算を行い、プラズマ流の運動をシミュレートする。

本プラズマ流解析コードからは、最終的な計算結果として、中性原子、イオン、電子の密度および速度分布、プラズマ流の温度分布が求められる。

3.3 流体方程式の差分化

(1) ~ (5) 式に示すプラズマの流体方程式を陽解法流体粒子法により差分化すると以下の(6) ~ (13)式になる。

$$\frac{X_{(i)}^{(n+1)} - X_{(i)}^{(n)}}{\Delta t} = v_{(i)}^{(n+1/2)} \quad (6)$$

$$m_j n_{j(i)} \frac{v_{j(i)}^{(n+3/2)} - v_{j(i)}^{(n+1/2)}}{\Delta t} = q_j n_{j(i)} \left\{ E_{(i)}^{(n+1)}(x_{(i)}^{(n+1)}) + v_{j(i)}^{(n+1)} \times B_{(i)}^{(n+1)}(x_{(i)}^{(n+1)}) \right\} - \frac{\nabla p_{j(i)}^{(n+1)}}{\Delta x_{(i)}} - m_j n_{j(i)} v_j (v_{j(i)}^{(n+1/2)} - v_{i(i)}^{(n+1/2)}) \quad (7)$$

$$\frac{n_{j(i)}^{(n+1)} - n_{j(i)}^{(n)}}{\Delta t} + \nabla \cdot (n_{j(i)}^{(n)} v_{j(i)}^{(n+1/2)}) = v_g n_{j(i)}^{(n)} \quad (8)$$

$$j_{(i)}^{(n+1/2)} = n_{(i)}^{(n)} q_i v_{i(i)}^{(n+1/2)} + n_{e(i)}^{(n)} q_e v_{e(i)}^{(n+1/2)} \quad (9)$$

$$\frac{B_{(i)}^{(n+3/2)} - B_{(i)}^{(n+1/2)}}{\Delta t} = -\nabla \times E_{(i)}^{(n+1)} \quad (10)$$

$$\frac{1}{c^2} \frac{E_{(i)}^{(n+1)} - E_{(i)}^{(n)}}{\Delta t} = \nabla \times B_{(i)}^{(n+1/2)} - \mu_0 j_{(i)}^{(n+1/2)} \quad (11)$$

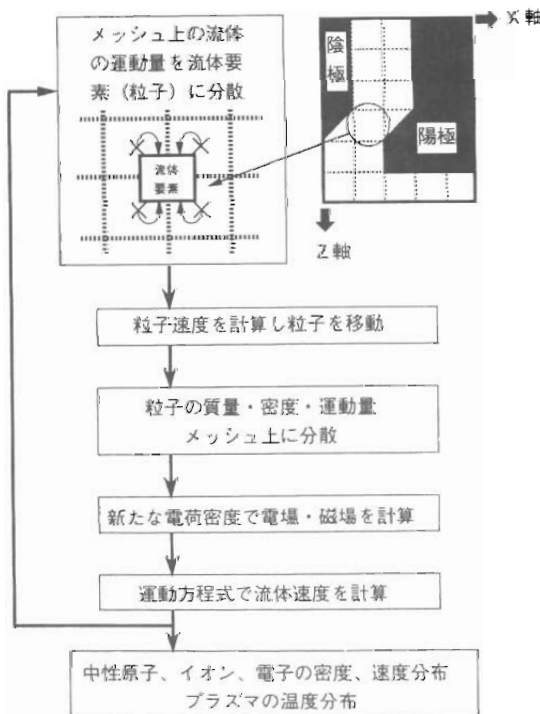


Fig. 5 Calculation flow diagram

$$\nabla \cdot E^{(n)} = \frac{\rho^{(n)}}{\epsilon} \quad (12)$$

$$\nabla \cdot B^{(n+1/2)} = 0 \quad (13)$$

x: 流体要素、 ρ : 微視的電荷密度、 ϵ : 誘電率
 上付添字 (n): メッシュ番号
 下付添字 (j): 計算のタイムステップ、e: 電子

ここで、(12) 式と (13) 式はシミュレーションを進めていく上で、電磁場の初期条件を求める際に用いる式である。

(6) ~ (13) 式において、中央差分スキームでは物理量 X, E, n は整数時刻、 v, B, j は半整数時刻で定義する⁹⁾。また (6) ~ (13) 式は閉じられた系であり、初期条件としてすべての位置での流体密度、速度、電磁場に初期値が設定されれば、時間ステップに従い解くことができる。

Fig. 5 に基づく差分式の解法手順は以下の①~④の通りとなる。

① (6) 式において速度 $v_{(i)}^{(n+1/2)}$ を用いて流体要素

の位置を $x_{(i)}^{(n)}$ から $x_{(i)}^{(n+1/2)}$ に進める。

② (9) 式において $x_{(i)}^{(n+1/2)}$ 、 $v_{(i)}^{(n+1/2)}$ より電流

密度 $j_{(i)}^{(n+1/2)}$ を求める。

③ (10) 式および (12) 式を用い、電磁場を $E^{(n)}$

から $E^{(n+1)}$ 、 $B^{(n+1/2)}$ から $B^{(n+3/2)}$ に進める。

④ 流体要素を $x_{(i)}^{(n+1/2)}$ から $x_{(i)}^{(n+1)}$ に進め、(7)

式により速度を $v_{(i)}^{(n+1/2)}$ から $v_{(i)}^{(n+3/2)}$ に進める。

シミュレーションでは、計算の簡略化のため円柱対象なプラズマジェットトーチを2次元円筒モデルで近似する。(1) ~ (5) 式を円柱座標系に書換え、(6) ~ (10) 式の差分を当てはめ計算を行う。

4. 計算条件

プラズマ流の挙動は、電流、電圧、作動ガスの流量と物性およびプラズマジェットトーチノズル部の形状(ノズル径と拘束部長さの比:ノズル拘束比)等の各パラメータに依存する。プラズマジェットトーチの最適化を図るためには、各々のパラメータとプラズマ流の挙動との相関を明確にしておく必要がある。しかし、初期段階からすべてのパラメータについて条件を設定し、計算を行うことは解析作業を煩雑化させることになる。これまでに実施した開発試験の成果では3)、プラズマジェットトーチノズル部の溶融は、ノズル拘束比に大きく影響すると考えられる。解析作業の煩雑化を避けるため、計算条件はTable. 1 に示す通り、可変パラメータをノズル拘束比のみとし1.0 ~ 5.0 まで変化させた。メッシュ径はノズル屈曲部での流動を精密にシミュレートできるようX、Z軸方向ともに0.1mm に設定し、他の条件は現状の装置に合致させた。

5. 計算結果

5.1 プラズマ流の温度分布

ノズル拘束比が1.0、3.0、5.0 の場合のプラズマ流の温度分布をFig. 6 に示す。

ノズル拘束比が1.0 の場合、ノズル出口付近のプラズマ流の中心温度は、8,000K 程度と非常に高温となる。また4,000K 以上の高温部がノズル径よりも広く分布し、プラズマ流が拡散する傾向にあり、ノズル先端部に大きな熱負荷を与えている。

ノズル拘束比が3.0 の場合は、ノズル出口付近のプラズマ流の中心温度が5,000K 程度と低くなる。しかし4,000K 以上の高温部が、ノズル径と同程度の幅で分布しており、プラズマ流は緊縮したシャープな形状となり、ノズル先端部への熱負荷が軽減されるようになる。

ノズル拘束比が5.0 の場合は、ノズル出口付近で高温のプラズマ流が拡散する傾向は全く見られなくなる。しかしプラズマ流は、ノズル出口付近に達するまでに温度が低下し4,000K 程度になる。

Table 1 Numerical condition

ノズル拘束比	: 1.0 ~ 5.0 (at 1.0)
メッシュサイズ	: X軸方向 = 0.1mm Z軸方向 = 0.1mm
作動ガス成分	: Ar:N ₂ = 2:1
作動ガス圧力	: 圧力 = 3.5kg/cm ²
プラズマ発生	: 電流 = 250A
装置電源	: 電圧 = 65V

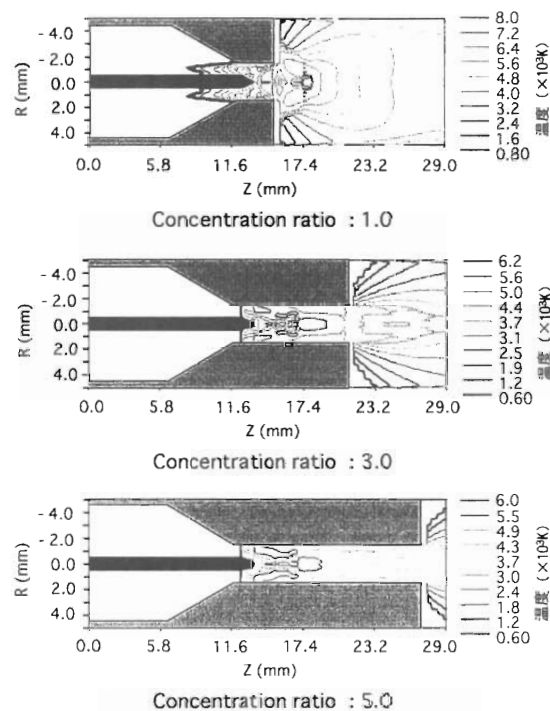


Fig.6 Temp. distribution of plasma fluid

5.2 電子密度の分布

ノズル拘束比が1.0、3.0、5.0の場合の電子の密度分布をFig. 7に示す。

ノズル拘束比が1.0の場合、 $Z=13$ mm付近のノズル内壁部に電子密度が $7.0 \times 10^{20} \text{mm}^{-3}$ 程度の大きい部分があり、放電箇所が一部分に集中し、放電負荷が大きいことを示している。

ノズル拘束比が3.0の場合は、ノズル内壁部に電子密度が極端に大きい部分は見られなくなり、 $9.0 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ 程度に均一分布し、放電箇所が分散されるよ

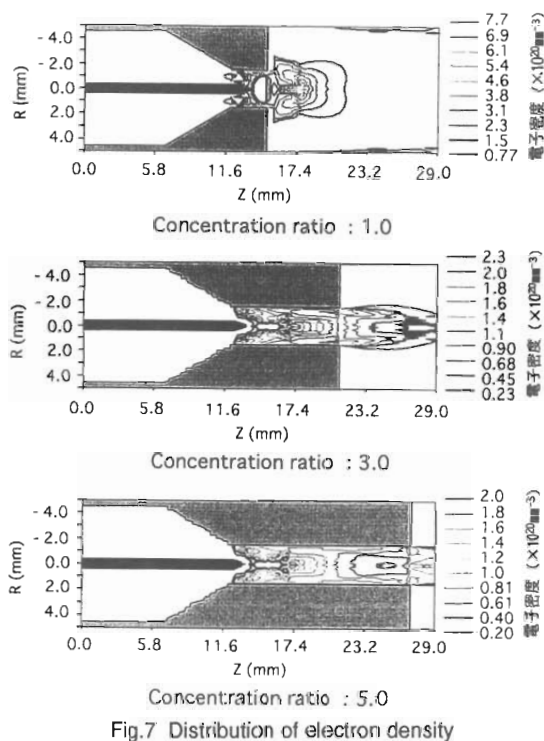


Fig.7 Distribution of electron density

うになる。

ノズル拘束比が5.0の場合でも、ノズル内壁部に電子密度が極端に大きい部分は見られず、放電箇所が分散され、放電負荷が小さいことを示している。また、 $Z=23$ mm付近の中心部に、電子密度が極端に小さい箇所が存在している。

5.3 ノズル拘束比とプラズマ温度

ノズル拘束比とノズル先端部における径方向のプラズマの温度との関係をFig. 8に示す。 $R=0$ の位置におけるプラズマ流の中心温度は、ノズル拘束比の増加にともない低下する傾向が見られる。同様に

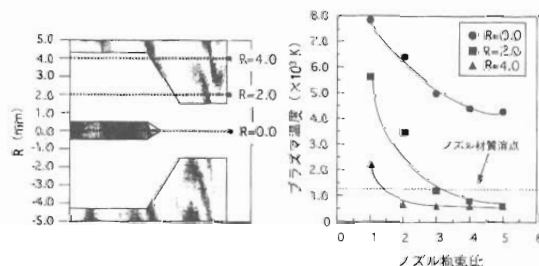


Fig.8 Temp. of plasma fluid at nozzle tip

R=2.0、4.0の位置におけるプラズマ温度も低下する。

このことから、ノズル拘束比が小さいほど、プラズマ流の中心温度は高く、切断性能も高くなる。しかし、同様にノズル先端部に接触するプラズマ温度も高くなる。

6. 考察および検証試験

6.1 プラズマ流の温度低下

ノズル先端部のプラズマ流の温度は、ノズル拘束比の増加に伴い低温化する。これは、Fig. 6に示すノズル拘束比が3.0および5.0の場合のプラズマ流の温度分布において、プラズマ流の中心部(R=0付近)の温度が、R=0、Z=23.0～25.0mm付近で1,000K程度低下するためである。プラズマ流の温度低下は、流体中のプラズマ密度(イオン密度および電子密度)が減少することを示す。プラズマ密度の減少は、Fig. 7に示すノズル拘束比が3.0および5.0の場合の電子密度の分布において、電子密度がZ=23.0～25.0mm付近で $2.0 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ 程度低下していることから裏付けられる。

このようなプラズマ流の温度低下が生じる理由としては、イオンと電子の再結合によるプラズマ密度の減少が考えられる。プラズマの形成過程は、Fig. 3に示すように電極から発生した熱電子が陽極に向かって加速する際、中性原子と電離反応を起こし、電離反応により生じた二次電子が連鎖的に中性原子を電離し、プラズマが発生する。発生したプラズマがノズル内を移動する間に、電子は陽極に吸収され、イオンは陽極の電場によりノズル中心部に拘束される。電子速度が十分に大きい場合、電子は陽極の吸収から逃れ、ノズル内を移動する途中で、ノズル中心部に拘束されたイオンに引き寄せられ、イオンと再結合する。電子とイオンの再結合により、プラズマの密度が減少し、プラズマ流の温度低下が生じる。

6.2 ノズル拘束の選定

ノズル拘束比の選定にあたっては、ノズル先端部への熱負荷と放電負荷の軽減、プラズマ流の温度低下を考慮する必要がある。計算結果から、ノズル拘束比が小さい場合、プラズマ流は高温となり、切断性能が向上する。しかし、ノズル先端部での拡散と放電箇所集中により、ノズル先端部が溶融し耐久性が悪くなる。逆にノズル拘束比が大きい場合、プ

ラズマ流の緊縮と放電箇所の分散によりノズル先端部への熱負荷が軽減され、耐久性は向上するが、プラズマ流の温度が低下し、切断性能が劣化する。切断性能を劣化させず、かつノズルの耐久性を向上させるために、ノズル拘束比は、Fig. 8においてノズル先端部のプラズマ流の温度がノズル材質(Cu-Zr合金)の溶融温度(1,253K)を下回る3.0に選定した。

6.3 検証試験

シミュレーションにおけるノズル拘束比とプラズマ流の緊縮性、ノズルの耐久性および切断性能の関係を裏付けるため、Fig. 2に示すプラズマ切断装置を用い、実際にプラズマジェットトーチのノズル拘束比を変化させ、プラズマ流の出射および切断試験を実施した。作動ガスの成分、圧力、流速、プラズマ発生装置の電流、電圧は、Table. 1に示す通りである。

(1) プラズマ流の観察

ノズル拘束比を変化させた際の、プラズマ流の発生状況をFig. 9に示す。ノズル拘束比が1.0の場合は、ノズル先端でプラズマ流が拡散する傾向にある。



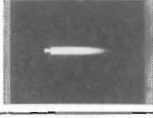


ノズル拘束比	ノズル径 (mm)	拘束部長さ (mm)	プラズマ流形状
1.0	3.0	3.0	
2.0	3.0	6.0	
3.0	3.0	9.0	
4.0	3.0	12.0	
5.0	3.0	15.0	

Fig.9 State of plasma fluid

ノズル拘束比の増加にともない、緊縮効果が現れ、プラズマ流は槍のようにシャープな形状となる。このようなプラズマ流の発生状況からもシミュレーションによるノズル拘束比とプラズマ流の緊縮性の関係を裏付けることができた。

(2) ノズルの消耗量

プラズマ流の出射時間経過とノズルの消耗量との関係をFig.10に示す。ノズル拘束比が1.0の場合、時間経過とともにノズルの消耗は増加し、30分で2,000mgに達し、出射できなくなった。ノズル拘束比が3.0および5.0の場合は、5時間以上出射してもノズルの消耗量は2 mg程度である。

プラズマアークトーチのノズルの消耗量も2 mg程度であり³⁾、ノズル拘束比が3.0以上のプラズマジェットトーチは実用上十分な耐久性を有していることを確認した。

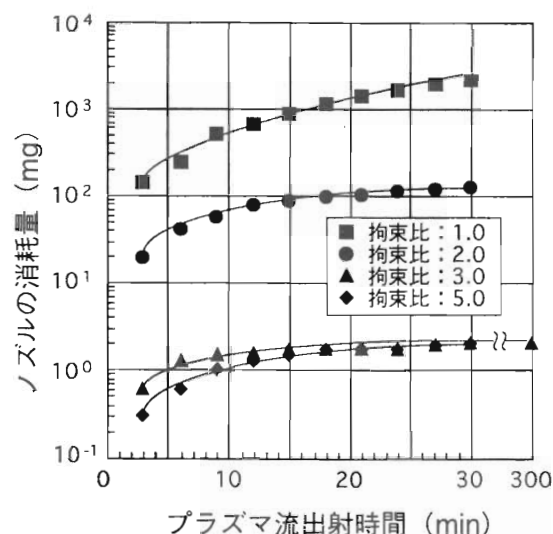


Fig. 10 Consumption of nozzle

(3) 切断性能

切断性能を確認する試験には、Fig.11に示すように切断対象物にSUS304のテーパ材（0～50mm厚）を用いた。ノズル拘束比が1.0～5.0のプラズマジェットトーチをスタンドオフ（トーチと切断対象物との距離）10mmに保ち、4 mm/secの速度で移動させ、その際の切断性能を比較した。試験結果はFig.12に示すように、シミュレーションによるノズル拘束比と切断性能の関係と同様に、ノズル拘束比が小さいほど切断性能が向上する傾向を示した。シミュレーション結果に基づき選定したノズル拘束比が3.0のプラズマジェットトーチは、20mm厚のSUS板を切断することができ、設備機器の切断に十分な性能を有することを確認した。また、Photo.1は板厚45mmのSUS板と重コンクリートを同時に切断した状況であり、ノズル拘束比が3.0のプラズマジェットトーチは、重コンクリートのような遮蔽材に対しても金属と同程度の切断性能を有することを確認した。

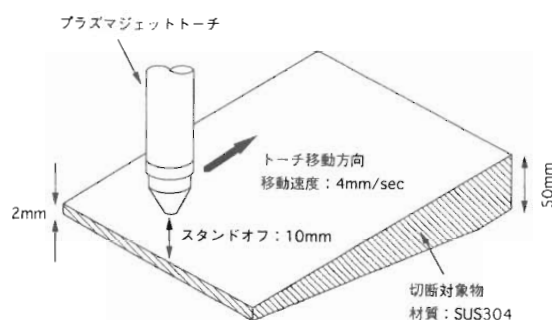


Fig. 11 Examination of cutting ability

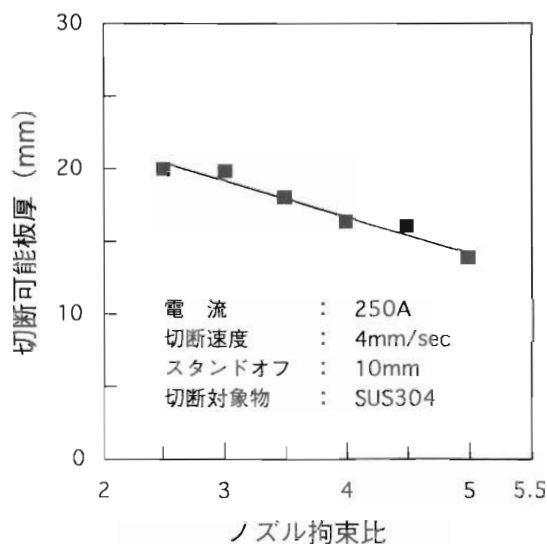


Fig. 12 Cutting ability of plasma jet

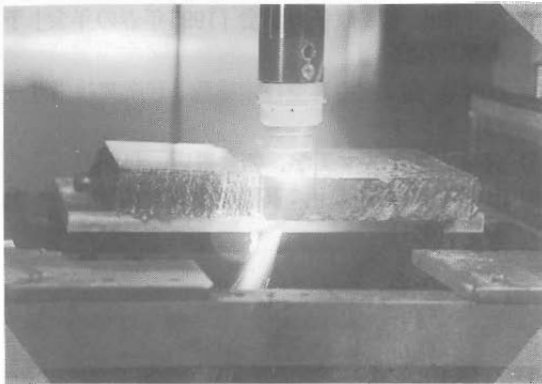


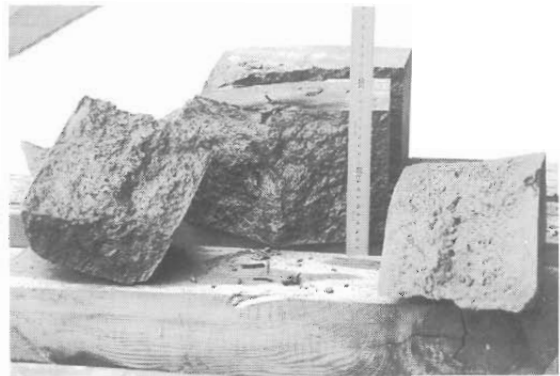
Photo 1 Cutting metal and heavy concrete



Effect of thermal shock

(4) 耐火物の破砕性能

プラズマジェットトーチの非金属に対する切断性能の目標は100mm以上である。シミュレーションにより選定したノズル拘束比3.0のプラズマジェットトーチにより、耐火レンガに対する破砕性能を確認した。試験では、ガラス溶融炉の構成材料で最も硬い150mm厚のK-3電鍍レンガを試験片に用い、ピアッシングによる熱衝撃作用での破砕を試みた。Photo.2に示す通り、30秒程度のピアッシングにより150mm厚の電鍍レンガを破砕することができ、ノズル拘束比3.0のプラズマジェットトーチが耐火物に対して十分な破砕性能を有することを確認した。



Broken firebrick

Photo 2 Breakage of firebrick

7. まとめ

電磁場や作動ガスの物性、流量、ノズル形状の影響により変化するプラズマ流の物理的挙動の明確化、プラズマジェットトーチの耐久性の向上、切断性能の向上とトーチの小型化を目指したプラズマジェットトーチの設計に反映することを目的に、プラズマ流解析コードを開発し、プラズマジェットトーチノズル部の形状をパラメータにシミュレーションを行った結果、ノズル拘束比を3.0に選定することで、ノズルの溶融を低減させ、かつノズル先端で拡散しない（緊縮した）プラズマ流が得られることを見いだした。このシミュレーション結果に基づき、実際にプラズマジェットトーチのノズル拘束比を変化させ、プラズマジェットの出射および切断試験を実施した。この結果、選定したノズル拘束比3.0のプラズマジェットトーチは、核燃料サイクル施設内の設備機器の切断を行うために、十分な耐久性と切断性能

等を有することを確認した。

今後、プラズマ流解析コードは、物理モデルにおける境界条件をさらに詳しく整備するとともに、プラズマ流とノズル壁面との熱伝達、ノズル壁面と冷却水との熱伝達についてもコード化し、シミュレーションコードとしての充実を図る。またプラズマジェットトーチは、本解析コードにより電流、電圧、作動ガスの流量および物性等の各パラメータに対するプラズマ流の物理的挙動を更に明確にし、プラズマジェットトーチの性能向上と、狭隘部を有する設備機器の解体にも適用が可能なようトーチの小型化を図る予定である。

参考文献

- (1) 谷本健一, 照沼誠一: 核燃料サイクル施設のデコミッションング技術に関する研究開発(動燃大洗工学センターの技術開発)、デコミッションング技報 11号、(1994)、P37
- (2) 菅谷敏克 他: 原子力学会「1992年秋の大会」予稿集、H-46
- (3) 福井康太 他: 原子力学会「1995年春の年会」予稿集、L-25
- (4) 塙輝雄 他: 実用真空技術総覧、⑭産業技術サービスセンター
- (5) 林泉: プラズマ工学、朝倉書店、(1989)
- (6) 田中基彦, 西川恭治: 高温プラズマの物理学、丸善、(1991)

アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故と修復・除染作業

上野 勤, 伊波 慎一,
青嶋 厚, 石橋 隆, 川口 昭夫

Restoration works of the Bituminization Demonstration Facility of JNC Tokai Works

Tsutomu UENO, Shinichi INAMI,
Atsushi AOSHIMA, Takashi ISHIBASHI, Akio KAWAGUCHI

On March 11 1997, at the Bituminization Demonstration Facility (BDF), the fire/explosion incident occurred. We have taken restoration works to recover the confinement of the facility and decontamination works. Besides the restoration works, sampling and investigation works had been carried out to identify the causes of the incident.

The restoration works were proceeded by two phases: safety assurance works and safety control works. The first, safety assurance works were conducted to prevent radioactivity from releasing out of the facility. The second, safety control works were done to repair the existing ventilation system and to decontaminate the facility.

All these works were completed by the end of September 1998, and the confinement function of the facility was recovered.

1. はじめに

平成9年3月11日10時6分頃東海事業所アスファルト固化処理施設において火災が発生し、更に、同日20時4分頃爆発が発生した。この爆発により建具類(扉、窓、シャッター、ハッチ等)、換気設備等が破損すると共に、施設内全域が汚染した。施設内の破損の程度は、アスファルト充てん室(R152)、エクストルーダ室(R151)及びこれらセルに近接するエリアが激しかった。

このため、まず、施設内からの放射性物質の漏洩防止のための作業を行った上で施設の放射性物質の閉じ込め機能を復旧させるための作業を実施した。また、これらの作業と並行して事故原因究明に必要なサンプリング作業を実施した。

修復作業は、(1) 安全確保に係わる作業、(2) 安全管理に係わる作業及び(3) 事故原因究明に係わる作業に大別される。このうち、(1) は建家からの放射性物質の漏洩を防止するため破損窓等の建家開口部の閉鎖、仮設換気設備(1系統)による換気等を行った。なお、本作業は、平成9年4月の仮設換気設備(1系統)の運転開始を以て終了した。また、(2) は、建家内への放射性物質の閉じ込め機能の修復を目的として行ない、まず、仮設換気設備を2系統換気とした上で(平成9年5月運転開始)、グリーン、アンバー区域の除染作業を行い、平成9年9月末には既設換気設備による換気運転を開始した。さらに、平成9年10月からは、セル(R151/R152)を含むエリアの清掃・除染作業を行い、平成10年9月末をもって修復作業を終了した。また、これらの作業の進捗に

合わせ、火災・爆発事故の原因究明に係わる作業として、廃液、アスファルト固化体等のサンプリング作業を行った。

修復・除染作業スケジュールをTable1に、修復・除染作業フローをFig.1に示す。

2. 概要

2.1 アスファルト処理施設の概要

アスファルト固化処理施設は、地下2階、地上4階の鉄筋コンクリート造で、建家面積は約850m²である。アスファルト固化処理施設の概要をFig.2に示す。地下には廃液受入貯槽が設置されている廃液受入貯蔵セル等が、1階にはエクストルーダ等が設置されているエクストルーダ室(R151)、混合物がドラムに充填されるアスファルト充てん室(R152)等が、2階には反応槽および供給槽が設置されている給液調

整セル等が、3階にはサンプリング室、排気フィルタ室等が、4階には排風機室等が配置されている。

アスファルト固化処理の対象となる低放射性廃液は、再処理の各施設から発生する低レベル放射性廃液や廃溶媒を受け入れ、処理を行う廃棄物処理場(Auxiliary Active waste Facility、以下、AAF)の低放射性廃液第一蒸発缶で処理した濃縮液、AAFの化学処理系で処理した化学沈殿スラッジ、AAFから低レベル放射性廃液を受け入れ、海洋放出する前に蒸発処理等を行う第三低放射性廃液蒸発処理施設(以下、Z施設)の蒸発缶で処理した濃縮液、及びAAFから廃溶媒を受け入れ、TBPとドデカンを分離し、処理を行う廃溶媒処理技術開発施設(Solvent waste Treatment demonstration facility 以下、ST施設)の蒸発缶で処理した濃縮液である。

Table 1 Schedule of Restroration works of the BDF

項目		1997												1998							
		3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	
I	安全確保に係わる作業	<div>1.破損窓等の閉鎖</div> <div>2.仮設換気設備（1系統）による換気</div> <div>3.R152内の監視</div>																			
II	安全管理に係わる作業	<div>1.仮設換気設備（2系統）による換気</div> <div>2.既設換気設備仮修理</div> <div>3.建具類及び安全管理設備の仮修理</div> <div>4.グリーン/アンバー区域片付け・清掃・除染</div> <div>5.セル（R151/R152）等片付け・清掃・除染</div>												<div>5/15 仮設換気設備（2系統）供用開始</div> <div>9/30 換気設備の復旧</div>							
III	施設被害状況調査																				
IV	事故原因究明に係わる作業																				

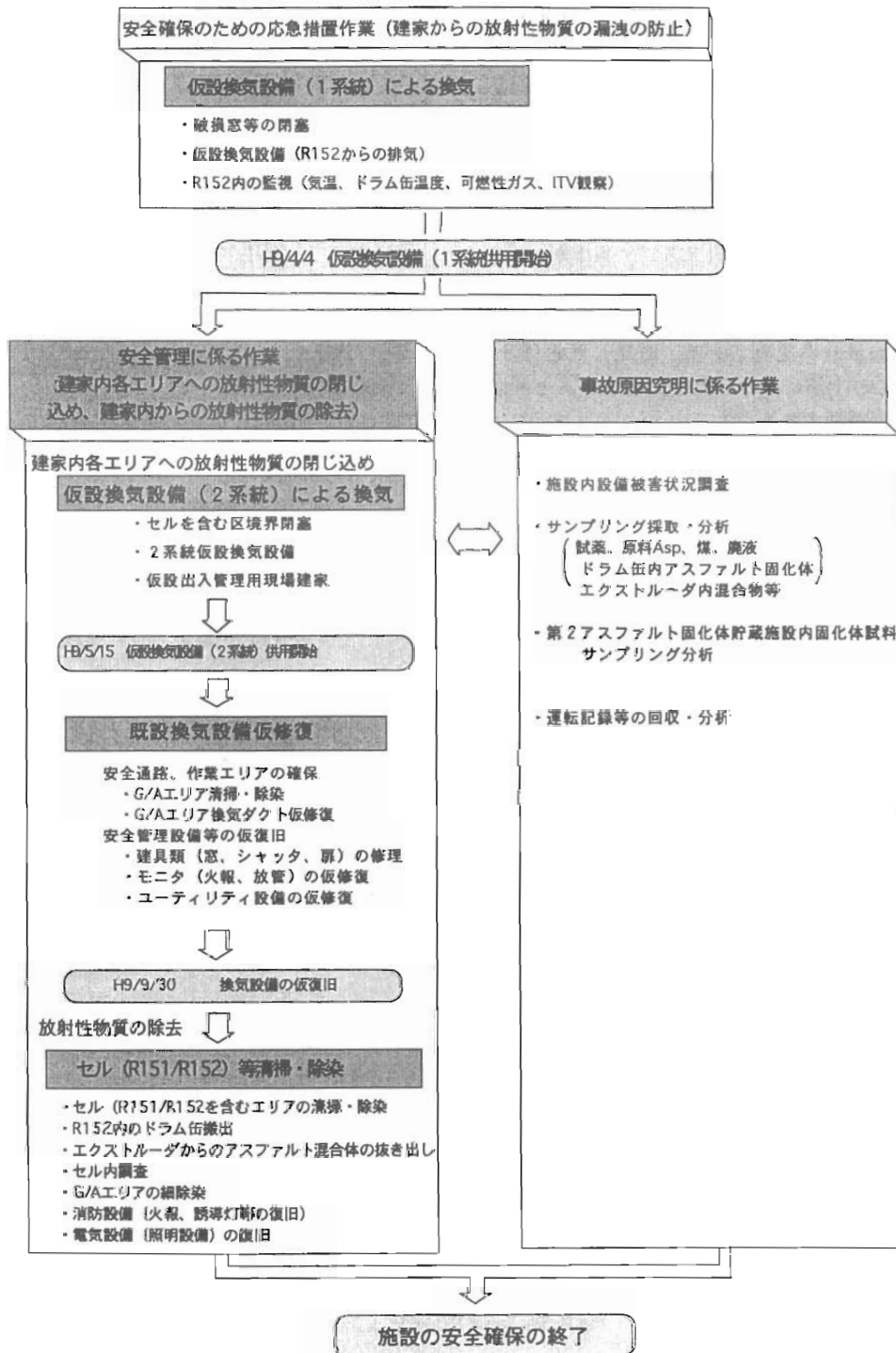


Fig.1 Basic flow sheet of Restrator works in BDF

これらの低放射性廃液は、各施設から廃液受入貯槽に受け入れ、反応槽へ送られる。反応槽では、約3m³の廃液を受け入れ、水素イオン濃度の調整など必要な給液調整が行われた後、供給槽を経てエクストルーダへ送られ、エクストルーダで原料アスファルトとともに脱水混合される。

エクストルーダはゾーンと呼ばれる8区画に分割されており、ゾーン1には原料アスファルトが、ゾーン2には廃液が供給され、ゾーン3からゾーン7にかけて原料アスファルトと廃液を加熱混合することにより廃液中の水分を蒸発させる。蒸発した水分は、ゾーン4～6の上部に設けられているドームと呼ばれる凝縮器で凝縮される。

エクストルーダで脱水混合された混合物は、ターンテーブル上の空ドラムに充填され、固化体として安定な形態に減容固化される。アスファルト固化処理工程及びエクストルーダの概要をFig.3に示す。

なお、今回の運転において処理していた廃液は、AAFおよびST施設からの濃縮液である。

アスファルト固化処理施設は、1982年(昭和57年)3月に竣工し、同年10月に試験運転を開始し、1985年(昭和60年)5月10日付で使用前検査に合格し、開発運転を開始した。これまでの処理実績は、処理廃液量約7,400m³、アスファルト固化体(以下、固化体)約30,000本である。

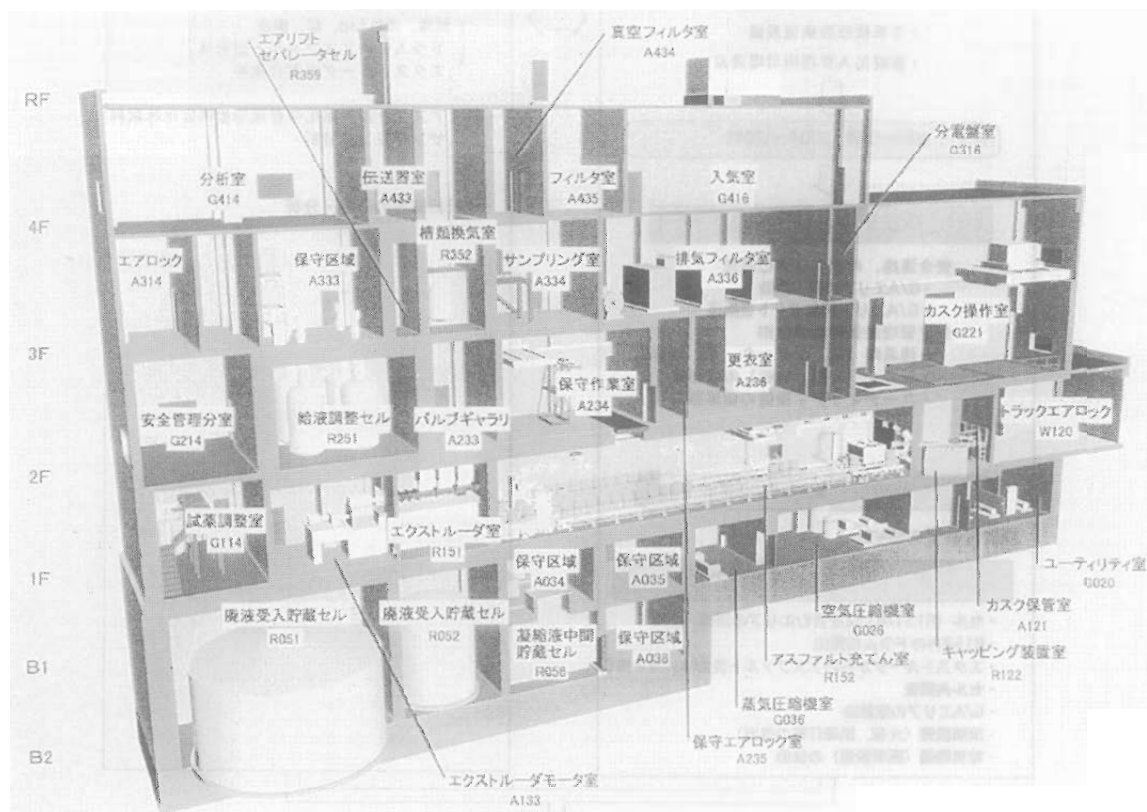


Fig.2 Sectional Drawing of the BDF

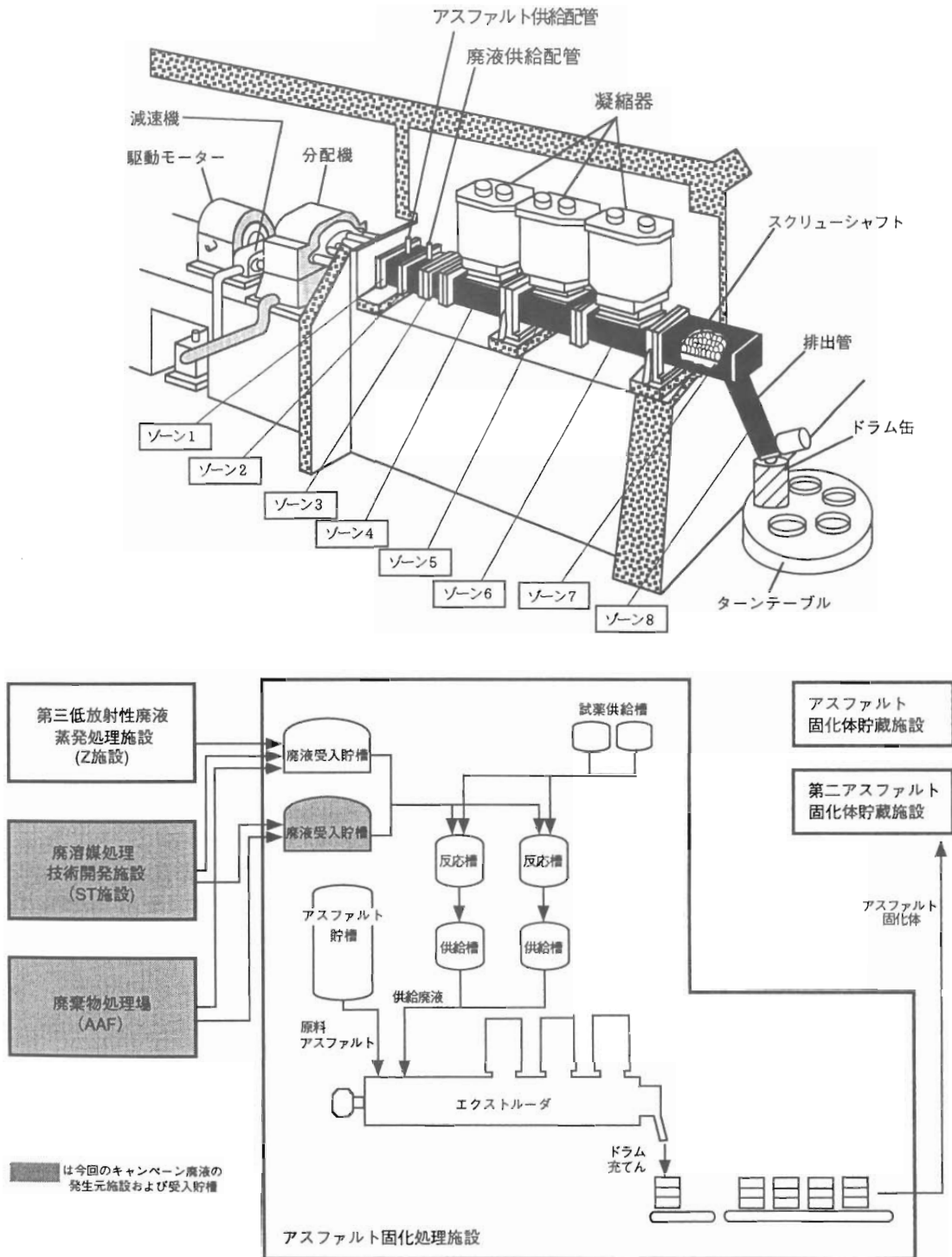


Fig.3 Basic Process Flow Diagram and Appearance of Extruder

2.2 事故の概略経緯

1997年(平成9年)3月11日10時6分頃、アスファルト充てん室(以下、充てん室)内の固化体に火災が発生した。10時12分頃から約1分間の水噴霧による消火作業を行った。その直後の10時13分頃、セル換気系排気フィルタの詰まりによると考えられる換気系異常警報が吹鳴し、建家換気系は送風機及び排風機おのおの1基のみを運転する制限運転状態(通常は2台ずつ運転)となった。10時23分頃、建家内負圧バランスの乱れによる汚染拡大の恐れがあるため、セル換気系および建家換気系は全停止された。その後、すべての作業員は現場から退避した。この間、汚染した煙がアスファルト固化処理施設内、さらに連結されたZ施設に拡がった。

20時4分頃、爆発が発生し、アスファルト固化処理施設の窓、シャッター等が破損して開口部ができ、施設の閉じ込め機能が失われた。同時に火災が発生し、2～3時間程度燃焼した後に自然鎮火した模様である。この間、開口部から放射性物質が外部へ放出され、一部は第1付属排気筒からも放出された。

2.3 施設の被害状況

爆発発生直後は、アスファルト充てん室(R152)を中心に施設の1階及び2階の破損状況が特に著しく、建家外壁の窓等の建具類の破損及び換気設備の停止により建家の閉じ込め機能が喪失した。さらに、建家内外の放射性物質による汚染が発生するとともに、放射線管理モニタ、自動火災報知設備、照明設備等が損傷し、これらの機能が喪失した。以下に特に被害の大きかった箇所について示す。

アスファルト充てん室(R152)については、アスファルト充てん室(R152)とエクストルーダ室(R151)との境に設置されていたシールディングウォールや保守作業室(A234)境界のリムーバブルーフ5枚のうち2枚がアスファルト充てん室(R152)に落下していること等を確認した。

アスファルト充てん室(R152)以外の施設の状況については、更衣室(A236)で全体に煤の付着が見られ、天井板が破損するとともに、保守エアロック(A235)との壁が全体に大きく膨らみ、壁周辺の鉄筋の一部

が露出していた。また、室内の物品棚等が破壊され、部屋全体に散乱していた。

2.4 施設内の汚染状況及び除染結果の概要

(1) 施設内の汚染状況

火災・爆発事故による施設内の汚染状況を確認するため、施設内の各部屋毎に表面密度、空気中放射性物質濃度の測定を実施した。

測定の結果、施設内の汚染状況はセルを除く区域では、1階のアスファルト充てん室(R152)の上にある保守作業室(A234)の床面で、 β γ 放射性物質で最大32Bq/cm²が測定された。また、 α 放射性物質は10⁻²Bq/cm²の有意な値が測定された。これ以外の区域では、施設内全体に β γ 放射性物質で10⁻²～5Bq/cm²の汚染が見られた。この結果から、火災・爆発の影響が施設内全体に及び、また、汚染は給排気ダクト、照明等の機器、設備の内部までに及んでいることを確認した。

(2) 除染作業の結果

爆発後に施設内に設定した立入り制限区域を最終的に解除し、通常の管理区域レベルに戻すことを目標に施設内全域の除染を行った。この除染にあたって、重要となる除染剤は、除染効率、汚染の封じ込め性、剥がしやすさ、大量に扱うための供給しやすさ、火災等の安全性の観点から水性の塗膜型剥離剤(商品名:アララデコン)を選定し、仕上げに拭き取りを行うこととした。作業は、

- ① 破損物、飛散物の片づけ。
- ② 粗除染(床、壁、天井等に付着した煤や油分の拭き取り清掃。アララデコンの塗布、乾燥。)
- ③ 細除染(塗膜型剥離剤の剥離及び拭き取り除染)

の順序で実施した。なお、これらの除染は、アララデコンの吹き付けのみ電動ポンプを用いたが、その他はすべて人力で行った。

除染の結果、ほとんどのエリアにおいて、検出下限値未満まで表面密度を低減化することができた。

また、除染が困難な照明設備、放送設備及び回転機器類のモータについては交換を行った。他の制御盤や電気盤などの内部、計装機器類等は、ビニール養生等により隔離の措置を行った。

3. 施設内の汚染状況

3.1 レッド区域の汚染状況

① アスファルト充てん室(R152)

火災・爆発時、アスファルト充てん室(R152)内には充てんドラム:31本、空ドラム:12本があり、その表面は、灰、煤又は焼け焦げ等のため番号識別のできたものは少なかった。また、爆発によりエクストルーダ室(R151)とアスファルト充てん室(R152)間の壁開口部に設けてあった鉄製仕切板(シールディングウォール)は、固定ボルトが破断してアスファルト充てん室側に吹き飛び、アスファルト充てん室の天井(A234床)に設けていた5枚のハッチのうち、2枚がアスファルト充てん室内に落下していた。この衝撃で、一部の充てんドラムと空ドラムが変形又は破損し、コンベアの一部が破損していた。アスファルト充てん室内の状況をPhoto1に示す。

灰状物質は、アスファルト充てん室中央の床からターンテーブル周辺にかけて5～10mmの厚さで堆積し、アスファルト充てん室中央付近の床には油分の多い付着物が確認された。また、カスク

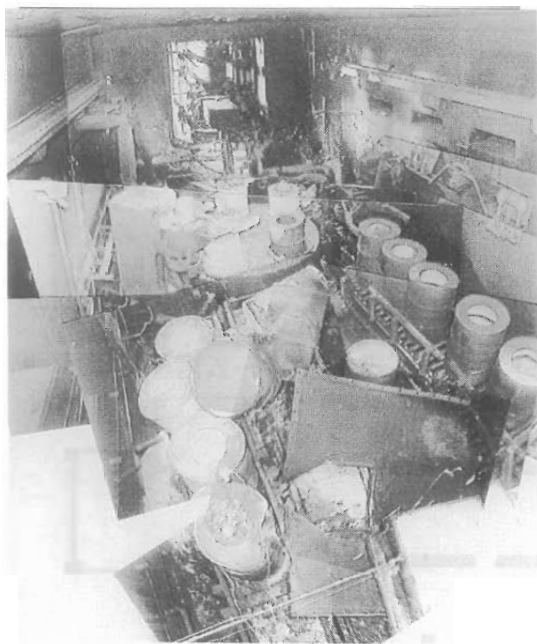


Photo 1 Circumstances of the Bitumen Filling Room
(Before Decon.)

保管室(A121)に近い東側には灰状物質の堆積はなかったが、壁面及び天井については、エクストルーダ室に近い西側で煤等の付着が多く見られるのに対し、カスク保管室に近い東側では煤等の付着が少なかった。

② エクストルーダ室(R151)

エクストルーダ室(R151)は高さ約3mのダクト開口部を境にして様子が異なっており、3mよりも下側では変化はないものの、上側では煤が壁面や天井の全面に付着していた。エクストルーダ室(R151)の状況をFig.4に示す。

③ その他のセル内の状況

他の廃液受入貯蔵セル(R057)、溶媒回収セル(R055)等のセルでは、貯槽、配管、配管サポートの上面や、床面のドリフトトレイに煤の付着が見られた。

3.2 アンバー区域、グリーン区域等の汚染状況

1, 2階における状況をまとめてFig.5に示す。

① エクストルーダモータ室(A133)

エクストルーダモータ室(A133)ではエクストルーダ室に通じる遮へい扉が破損し落下しており、部屋全体に煤が付着堆積していた。

② カスク保管室(A121)

カスク保管室(A121)は最も被害の大きい部屋の一つであり、室内全面に濃い煤の付着が見られ、一部塗装が焼け焦げて剥がれていたり、アクリル製表示板が溶け落ちていた。また、充てん室に通じる両開き遮へい扉が破損し落下していた他、天井ハッチが跳ね上げられ、換気ダクトも大きく破損しており、床には多くの散乱物が見られた。

③ 安全管理分室(A118)

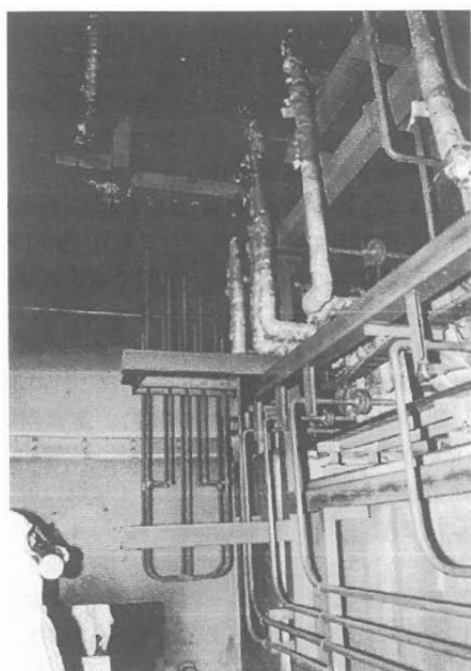
安全管理分室(A118)は高さ1.5mより上方に濃い煤の付着が見られた。

④ カスク操作室(G221)

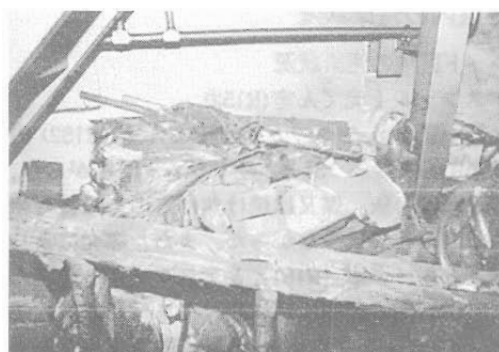
カスク操作室(G221)は部屋全体に煤の付着が見られ、1階のカスク保管室(A121)に通じる油圧式ハッチカバーが開かれていた。

⑤ 保守作業室(A234)

保守作業室(A234)は全体に濃い煤の付着が見られ、充てん室に通じるリムーバブルルーフのうち2枚が充てん室に落下していた。



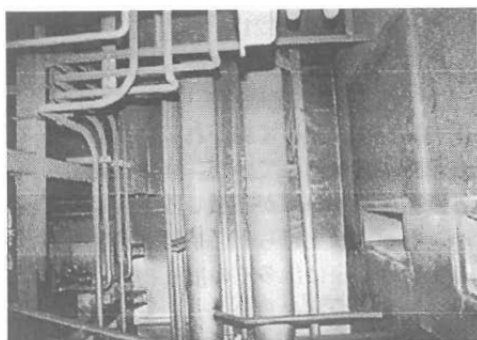
① エクストルーダ室 (R151)



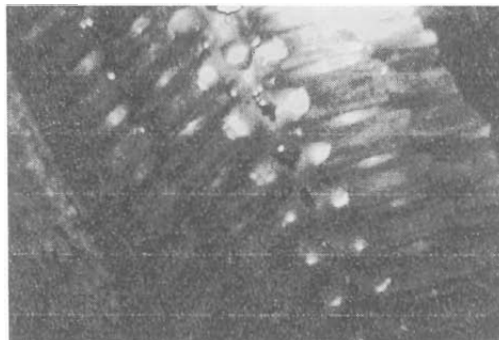
② 保管資材の焼け焦げ



③ シールディングドア (M503)



④ 排気口



⑤ エクストルーダ ドーム内部

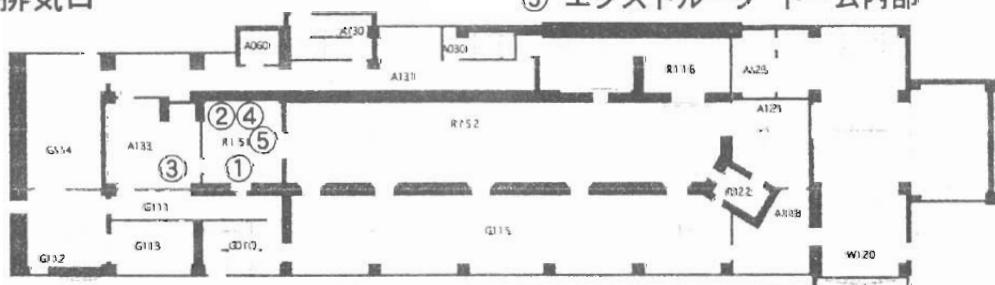


Fig. 4 Circumstances of the Extruder room

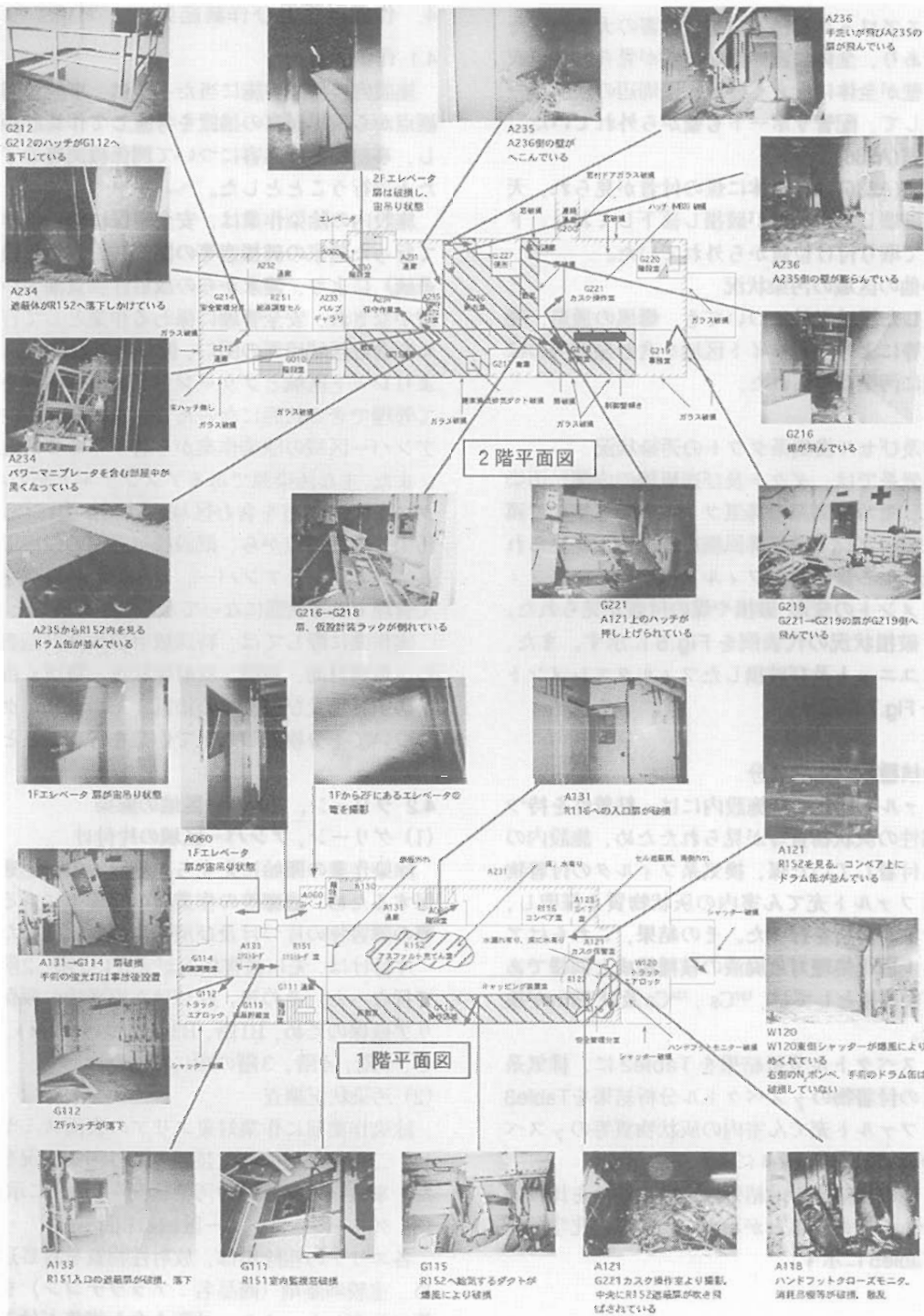


Fig. 5 Circumstances of the BDF (Before Decon.)

⑥ 保守エアロック室(A235)

保守エアロック室(A235)室も被害の大きかった部屋であり、全体に濃い煤の付着が見られ、更衣室との壁が全体に大きく窪み、壁周辺の鉄筋が一部露出して、配管サポートも壁から外れていた。

⑦ 更衣室(A236)

更衣室(A236)は、全体に煤の付着が見られ、天井板が破壊して蛍光灯が破損し落下しており、ドアは全て取り付け位置から外れていた。

⑧ その他の区域の汚染状況

上述した区域以外についても、爆風の通過、煙の拡散等により、ホワイト区域を含む施設内のほぼ全域に汚染が見られた。

3.3 建家及びセル換気系ダクトの汚染状況

建家換気系では、ダクト及び送風機の内部に汚染が見られ、セル換気系の排気フィルタから第1付属排気筒までのダクト及び排風機内にも汚染が見られた。また、セル排気系のフィルタについては、フィルタエレメントの変形、破損や煤の付着が見られた。

ダクト破損状況の代表例を Fig.6 に示す。また、フィルタユニット及び破損したフィルタエレメントの状況を Fig.7 に示す。

3.4 汚染核種及び化学成分

アスファルト固化処理施設内には、粘着性を持つ煤、粉塵性の灰状物質等が見られたため、施設内の各所から付着していた煤、換気系フィルタの付着物及びアスファルト充てん室内の灰状物質を採取し、 γ スペクトル分析を行った。その結果、これらはアスファルト固化処理対象廃液の核種組成と同様であり、主要な核種としては、 ^{137}Cs 、 ^{134}Cs 及び ^{106}Ru が検出された。

煤の γ スペクトル分析結果を Table2 に、排気系フィルタの付着物の γ スペクトル分析結果を Table3 に、アスファルト充てん室内の灰状物質等の γ スペクトル分析結果を Table4 にそれぞれ示す。

また、煤の化学分析の結果からは、油分を比較的多く含むものであることがわかった。煤の化学分析結果を Table5 に示す。

4. 作業計画及び作業結果

4.1 作業計画

施設内の作業実施に当たっては、事故原因究明の観点から現場保存の措置を考慮して作業計画を立案し、事前にその内容について関係機関等の了解を得た上で行うこととした。

施設内の除染作業は、安全確保に係わる作業として行った建家の破損窓等の閉口、仮設換気設備(1系統)により、建家からの放射性物質漏えい防止処置がなされ、安全管理に係わる作業として行ったセルを含む区域境界の閉口、仮設換気設備(2系統)によりレッド区域とグリーン、アンバー区域を区分して管理できる状態になったことを確認後、グリーン、アンバー区域の除染作業から着手することとした。

また、主な汚染源であるアスファルト充てん室、エクストルーダ室を含む区域の除染作業については、汚染管理の観点から、既設換気設備の仮復旧が終了し、グリーン、アンバー、レッドの各区域を区分して管理できる状態になってから着手することとした。

実作業に際しては、特殊放射線作業計画書を立案し、作業目的、手順、放射線状況、被ばく推定、放射線防護上及び保安上の措置、モニタリング計画等について十分検討した上で作業を行うこととした。

4.2 グリーン、アンバー区域の除染

(1) グリーン、アンバー区域の片付け

除染作業の開始に先立ち、施設内の安全通路を確保するため、通廊等の作業員の動線上にある破損物等の障害物の片づけ及び清掃作業を実施した。

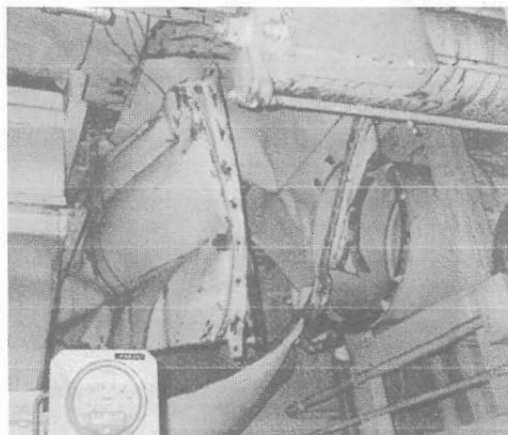
片付けは、先に被害状況が大きい1階、2階について行なった。その後、片づけた廃棄物の仮保管のエリア確保のため、B1階、B2階について行い、引き続き、5階、4階、3階の順に行った。

(2) 汚染状況調査

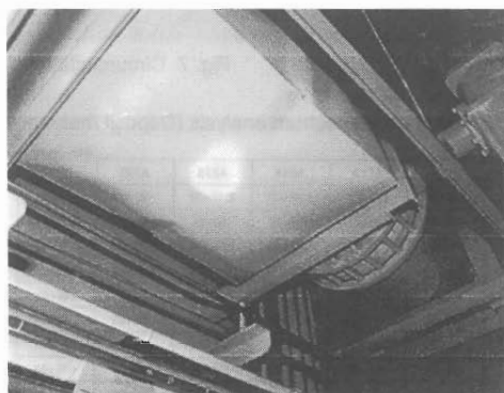
除染作業前に作業対象エリアの表面スミヤを採取し、二系統放射能測定装置により汚染状況を調査した。事故後の施設内の汚染状況を Fig.8 に示す。

(3) グリーン、アンバー区域の粗除染

各エリアの粗除染は、放射性物質を封じ込めるため、塗膜剥離剤(商品名:アララデコン)を床、壁等に塗布した。また、油脂を含む煤等が付着した部分については、剥離剤の塗布前に洗剤及び溶剤を使



② 操作区域 (G115)



④ 通廊 (A131)

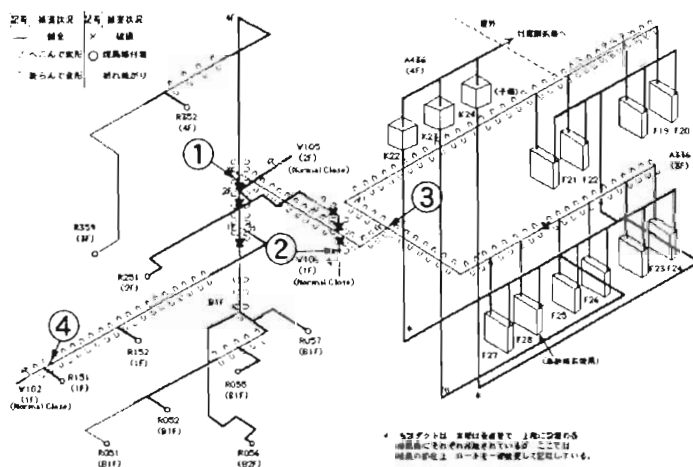


Fig. 6 Damaged duct of Before Restriction

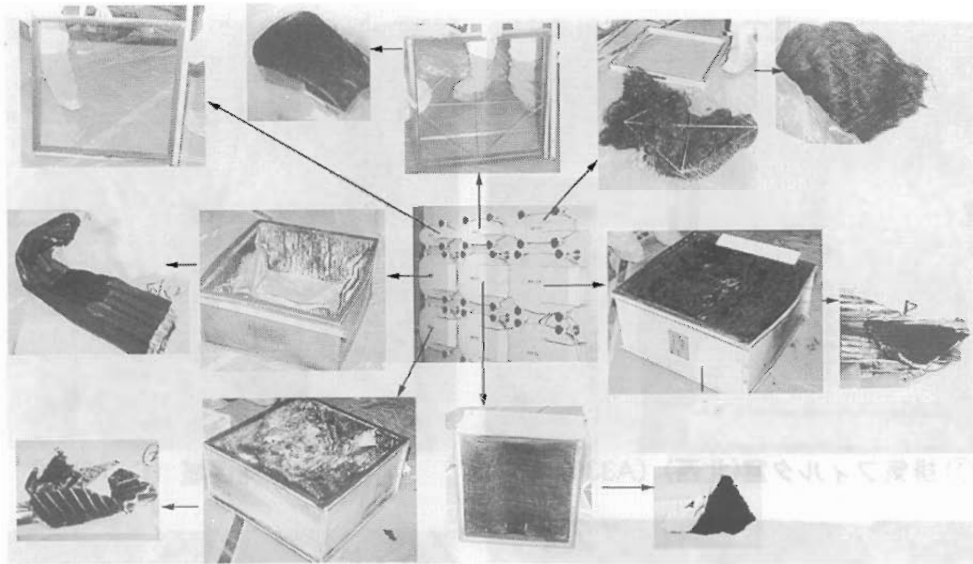


Fig. 7 Circumstances of Filter unit and Filter Element

Table 2 Result of γ spectrum analysis (Deposit material)

核種\試料採取箇所	A121	A118	A234	A235	A333	G311
単位 (Bq/g)						
241Am	<4E+01	<2E+01	3.5E+02	2.1E+02	<6E+01	<7E+01
144Ce	<4E+01	<2E+01	<3E+02	<6E+01	<6E+01	<6E+01
137Cs	2.1E+03	1.7E+03	1.4E+05	6.2E+04	2.5E+04	1.8E+04
134Cs	2.0E+02	1.5E+02	1.3E+04	5.5E+03	2.3E+03	1.6E+03
125Sb	<2E+01	<1E+01	4.4E+02	2.0E+02	<5E+01	<6E+01
106Ru	5.7E+01	2.9E+01	4.9E+03	2.3E+03	2.0E+02	1.8E+02
103Ru	<7E+00	<4E+00	<8E+01	<2E+01	<2E+01	<2E+01
95Zr	<7E+00	<3E+00	<3E+01	<2E+01	<1E+01	<1E+01
95Nb	<4E+00	<2E+00	<2E+01	<7E+00	<5E+00	<7E+00
60Co	<4E+00	1.7E+00	2.4E+02	1.2E+02	1.9E+01	1.8E+01

Table 3 Result of γ spectrum analysis (Filter element)

核種\No.*	1(HEPA)	2(HEPA)	3(7 μ)	4(HEPA)	5(7 μ)	6(HEPA)
単位 (Bq/cm ²)						
241Am	<2E+00	<4E-01	<4E+01	<8E-01	<6E+00	<8E-01
144Ce	<2E+00	<3E-01	<4E+01	<7E-01	<5E+00	<7E-01
137Cs	2.5E+02	4.3E+01	4.7E+03	1.3E+02	5.9E+03	2.0E+02
134Cs	2.3E+01	3.6E+00	3.5E+02	1.2E+01	5.0E+02	1.8E+01
125Sb	<2E+00	<3E-01	<3E+01	<7E-01	<5E+00	<7E-01
106Ru	3.2E+00	1.0E+00	1.9E+02	1.4E+00	1.3E+02	2.2E+00
103Ru	<4E-01	<8E-02	<1E+01	<3E-01	<2E+00	<3E-01
95Zr	<3E-01	<5E-02	<5E+00	<2E-01	<9E+00	<2E-01
95Nb	<2E-01	<3E-02	<3E+00	<6E-02	<5E+00	<7E-02
60Co	2.6E-01	5.2E-02	1.1E+01	<6E-02	1.1E+01	2.2E-01

Table 4 Result of γ spectrum analysis (Deposit material in the R152)

核種\試料名	ドラムNo.8内灰状物質*	ドラムNo.9内灰状物質*	セル南壁1**	セル南壁2**	ドラムNo.8銅表面**	ドラムNo.9銅表面**	コンベア上**
単位 (Bq/g)							
241Am	1.3E+03	2.6E+03	1.0E+02	1.1E+02	<6.0E+01	<2.0E+01	<2.0E+01
144Ce	2.6E+02	5.5E+02	<7.0E+01	<5.0E+01	<7.0E+01	<3.0E+01	<2.0E+01
137Cs	1.7E+05	2.1E+05	3.0E+04	1.5E+04	2.5E+04	2.4E+03	1.3E+03
134Cs	1.5E+04	1.8E+04	3.0E+03	1.5E+03	2.4E+03	2.4E+02	1.3E+02
125Sb	1.7E+03	3.6E+03	2.1E+02	1.4E+02	5.6E+01	2.3E+01	1.3E+01
106Ru	1.6E+04	4.9E+04	2.1E+03	1.5E+03	1.8E+03	2.4E+02	1.0E+02
103Ru	<7.0E+00	<7.0E+00	<2.0E+01	<2.0E+01	<2.0E+01	<4.0E+00	<3.0E+00
95Zr	<5.0E+00	<6.0E+00	<9.0E+00	<7.0E+00	<8.0E+00	<2.0E+00	<2.0E+00
95Nb	<3.0E+00	<3.0E+00	<5.0E+00	<4.0E+00	<4.0E+00	<2.0E+00	<9.0E+00
60Co	5.7E+02	1.3E+03	5.5E+01	3.7E+01	2.6E+01	5.8E+00	2.7E+00

用して拭き取りを行った。

アララデコン塗布による放射性物質の封じ込めの結果、塗膜表面上での表面密度が検出限界未満又は

立入規制区域の設定基準未満となり、施設内の粗除染が9月27日に終了した。粗除染後の状況をFig.9に示す。

Table 5 Chemical composition of Deposit material

項目\試料採取箇所	A118	A121	A234	A235	A333	G311
CO_3^{2-}	<0.05	<0.05	4.2	<0.05	0.092	<0.05
NO_2^-	<0.05	<0.05	3.5	2.2	<0.05	<0.05
NO_3^-	0.12	0.066	2.1	<0.05	1.7	2.5
SO_4^{2-}	1.1	0.44	65	48	0.57	3.8
PO_4^{3-}	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05
NH_4^+	1.2	2.5	0.09	<0.01	0.1	0.54
Total Salt	27	16	170	280	7.2	33
全油分	730	730	370	25	570	190

単位(mg/g)

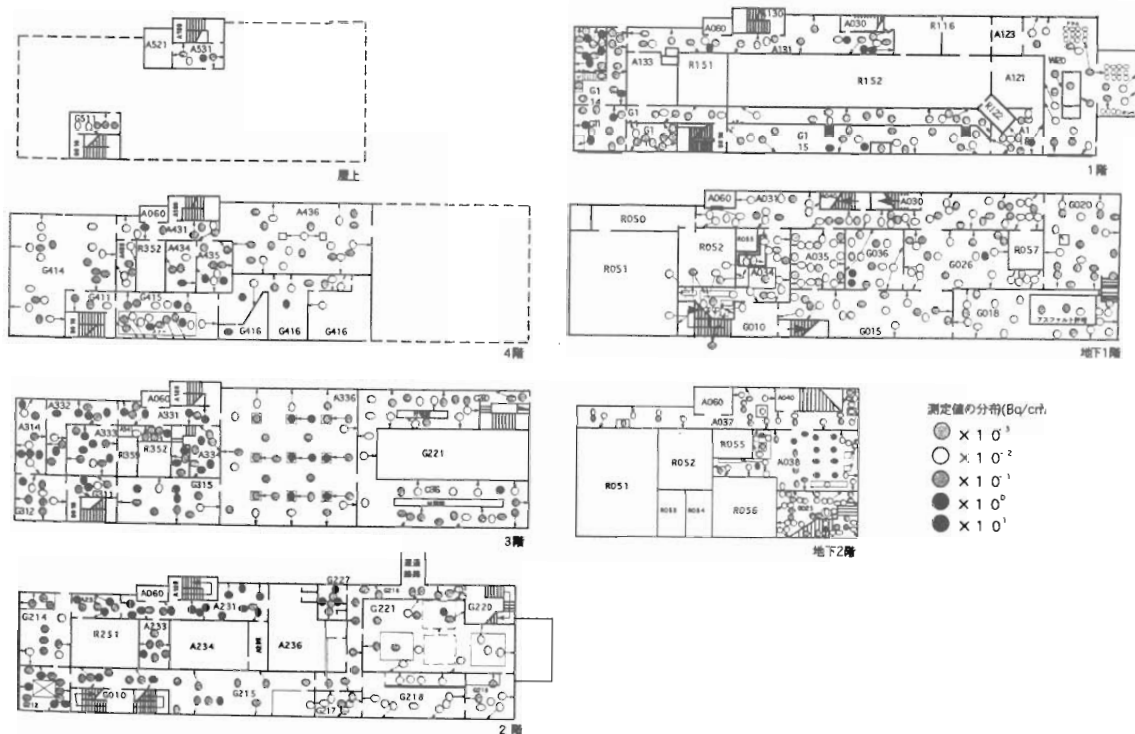


Fig. 8 Surface Dnsity of the BDF

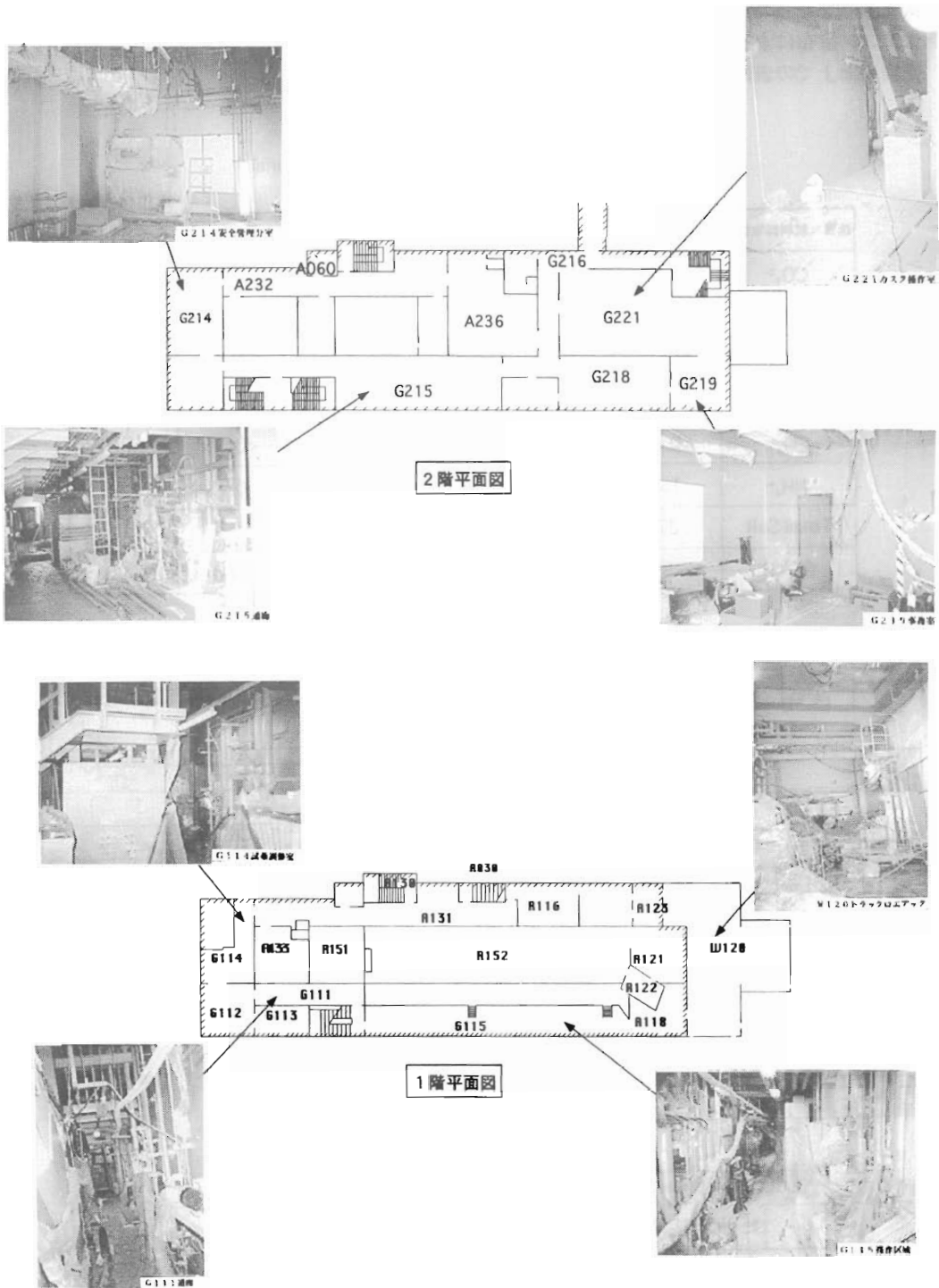


Fig. 9 Decontamination by Removal paint

(4) グリーン、アンバー区域の細除染

グリーン、アンバー区域の細除染は、粗除染で塗布したアララデコンを剥離し、必要に応じて拭き取り除染を行い、表面密度が検出下限値未満 ($\beta \gamma$; <

4 × 10² Bq/cm²) となるまで実施した。作業ルートは、地下階と5階からの2つのルートに分けて同時進行で実施した。細除染の状況を Fig.10 に示す。

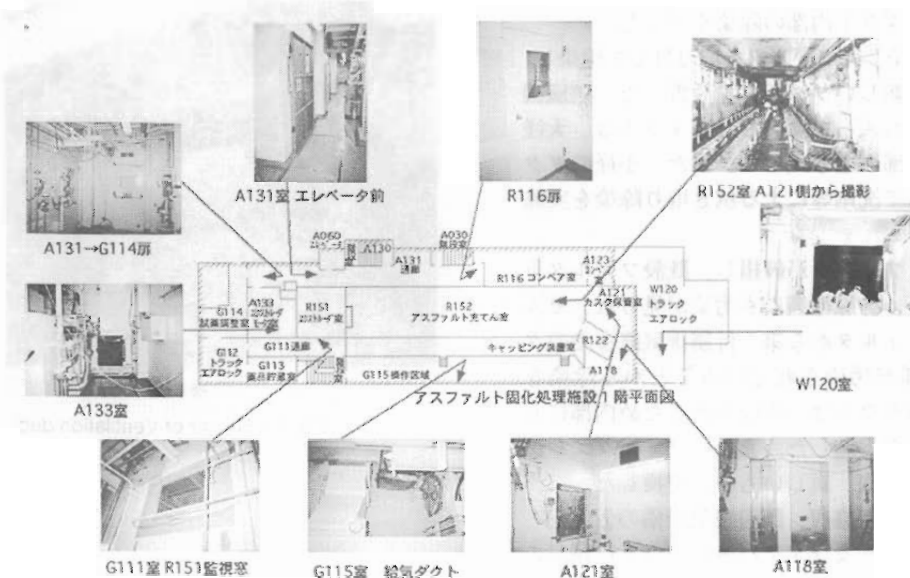
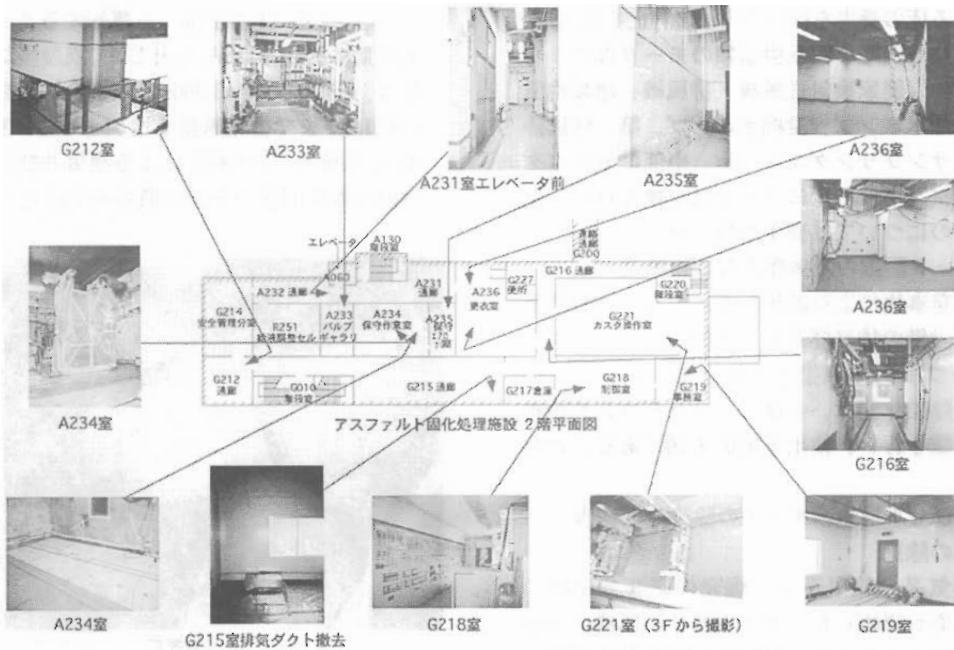


Fig. 10 Circumstances of the BDF (after decon.)

なお、保守作業室 (A234) については、他のグリーン、アンバー区域に比べ最大 $32\text{Bq}/\text{cm}^2$ と汚染の程度が高く、室内に機器類等が多いことから細除染による表面密度の程度を $4 \times 10^{-1} \text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満とした。検出下限値未満となったエリアについては、ビニルシートによる床の養生を行い再汚染の防止を図った。

また、除染が困難な回転機器類のモータ部のうち使用するもの (建家換気送風機・排風機、槽類換気排風機、冷却水ポンプ、凝縮水ポンプ、第一付属排気筒モニタサンプリグユニット、中間排気モニタサンプリグユニット) については交換を行い、使用しないものについては養生を施した。

(5) エレベータ設備の解体撤去及び粗除染

火災・爆発事故により破損したエレベータ設備及び仮設換気設備の排気経路として使用していたエレベータシャフト内の除染を実施した。エレベータシャフトの除染作業は、全域にアララデコンを塗布した後に剥離を行い、検出下限値未満であることを確認した。

(6) 建家及びセル換気系ダクトの除染、仮修復

① ダクトの除染

建家換気系の給気系は、爆発の影響で全域に渡って汚染が認められ、ダクト及び送風機に汚染が認められたことから、換気系の再起動時に施設内が汚染拡大することを防止するため、入気室、送風機及び給気ダクト内部の除染を行った。

入気室は汚染したフィルタを取り外して除染し、除染終了後に新しいフィルタを設置した。送風機は、内部に立ち入って除染した。ダクトは、大径のダクトは内部へ立ち入って、また、小径のダクトは取り外して洗剤等による拭き取り除染を実施した。

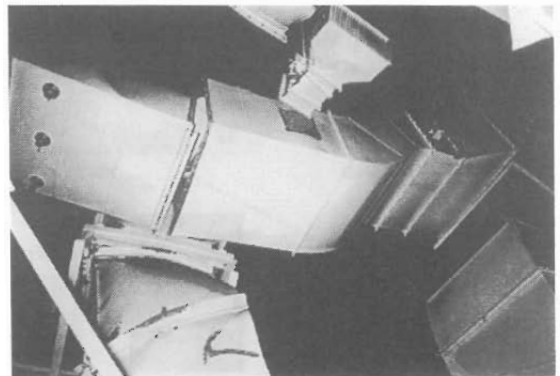
排気系は、フィルタが破損し、既設フィルタ下流側のダクト、排風機等にも汚染が見られ、セル換気系排気フィルタから第1付属排気筒までのダクトは、内部が汚染されていることから除染を行った。このダクトは、大径であるため内部に立ち入って除染を実施した。また、フィルタエレメントは除染終了後、新しいものに交換した。

② 破損ダクトの仮修復、既設換気設備の仮復旧

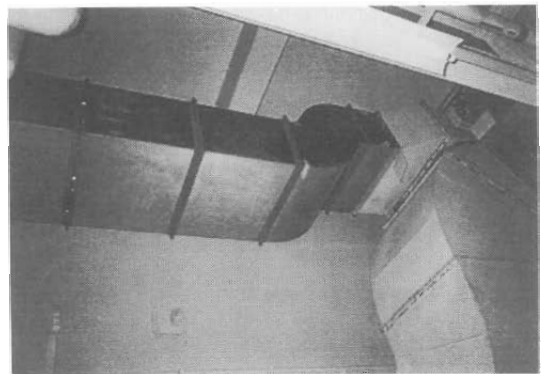
破損したダクト及びダンパ等のダクト付属品の撤去は、除染作業でアララデコンを塗付した状態で行った。撤去後、当該部分の寸法を測定し、仮

設ダクトを製作して取り付けした。ダクトの補修状況を Fig.11 に示す。

これら換気設備の仮修復とともに、既設換気設備の送風機2台のうち1台 (1台予備)、建家換気系排風機とセル換気系排風機は3台設置されているうち、1台 (1台予備) を運転することとし、排気風量は約 $40,000\text{m}^3/\text{h}$ とした。既設換気設備の運転は、最終的に約 $43,000\text{m}^3/\text{h}$ (火災爆発事故以前の約1/2) まで排気風量を増加させた。仮設換気設備 (1系統及び2系統) による換気並びに既設換気設備の仮復旧後の系統の概略を Fig.12 に示す。



補修前



補修後

Fig. 11 Repair of Ventilation duct

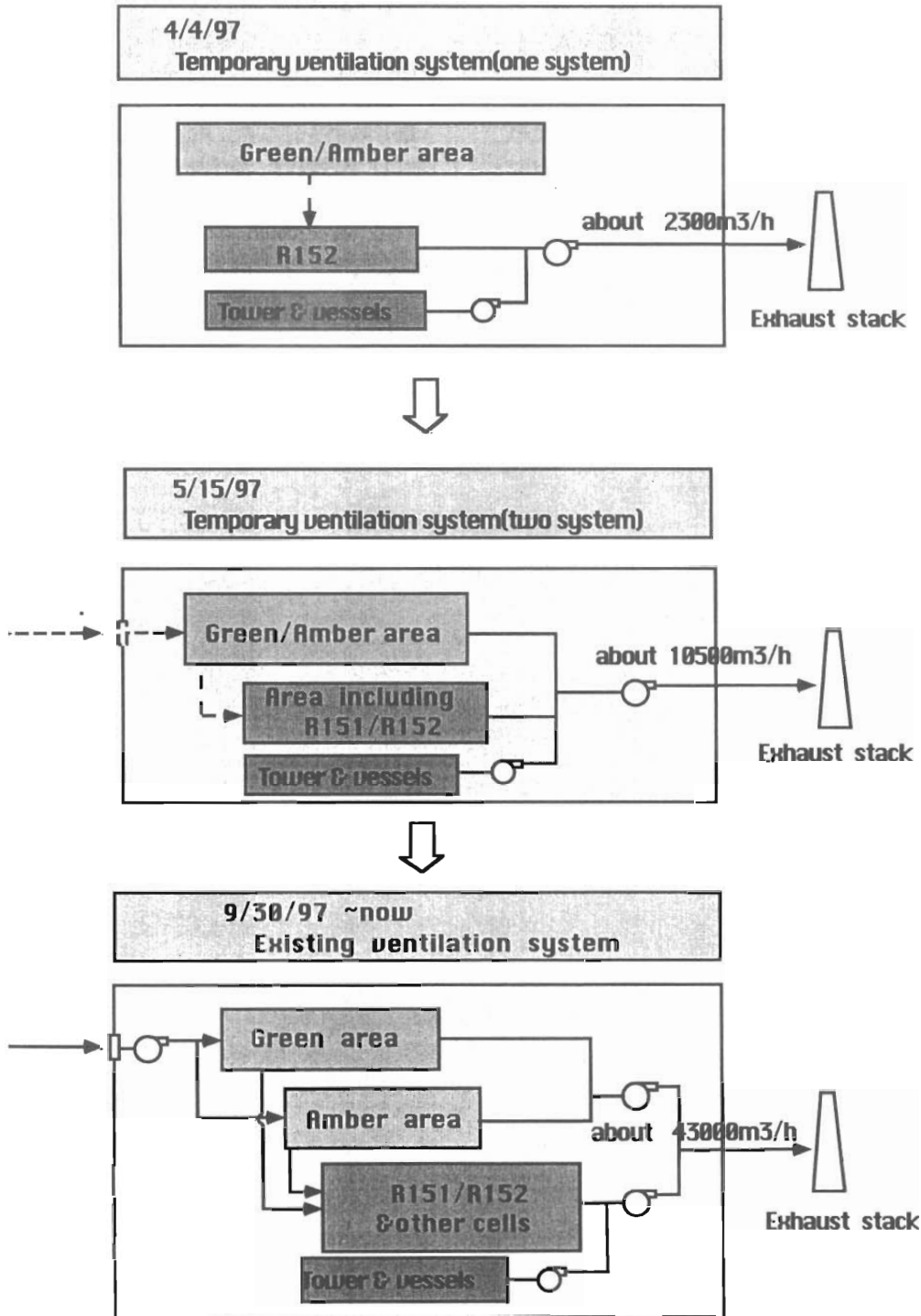


Fig. 12 Restoration of the ventilation System in BDF

4.3 レッド区域の除染

(1) エクストルーダ室 (R151), アスファルト充てん室 (R152) 等の片付け, 除染

エクストルーダ室 (R151) については, 平成10年2月23日より, アスファルト充てん室 (R152) については4月14日より順次片付け, 除染を行い, R152については7月23日に, R151については7月24日

にそれぞれ終了した。

エクストルーダ室 (R151) は, エクストルーダの高線量部分 (ドーム) に鉛板による遮へい措置を施し, 被ばくの低減化を図ったうえで, 洗剤による拭き取り除染を行った。Fig.13 にエクストルーダ室 (R151) 内片付け・除染作業状況を示す。

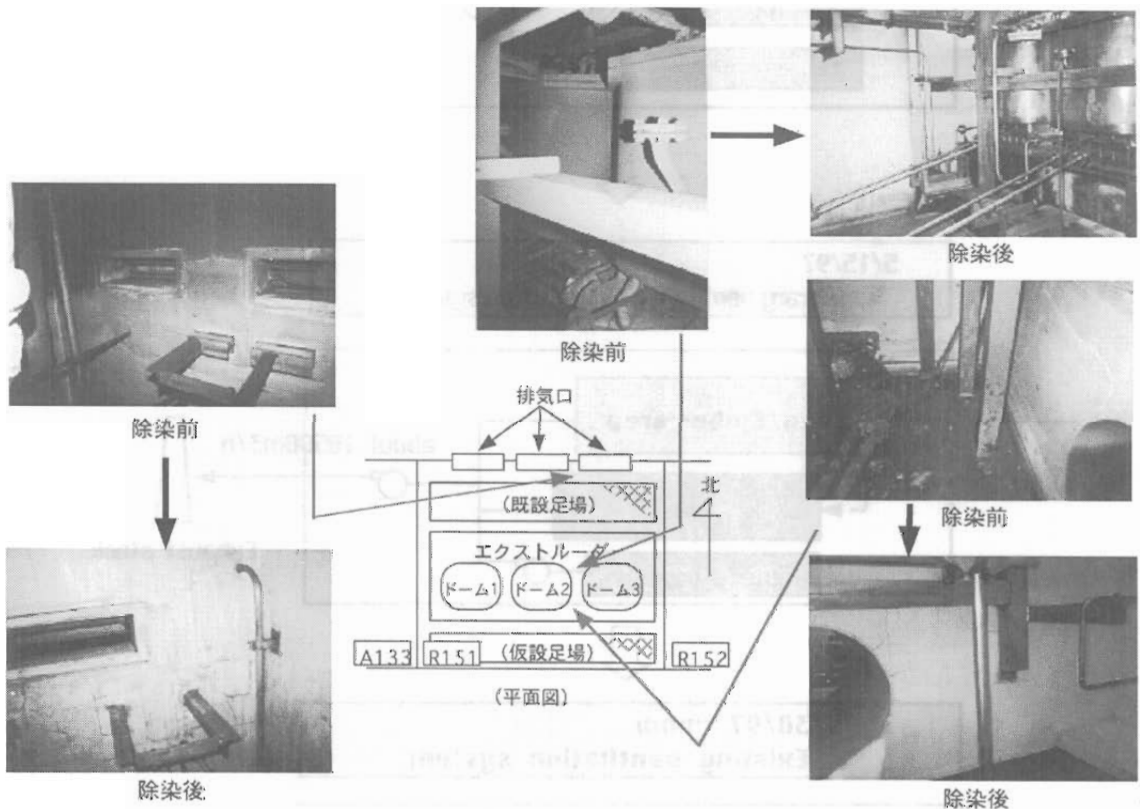


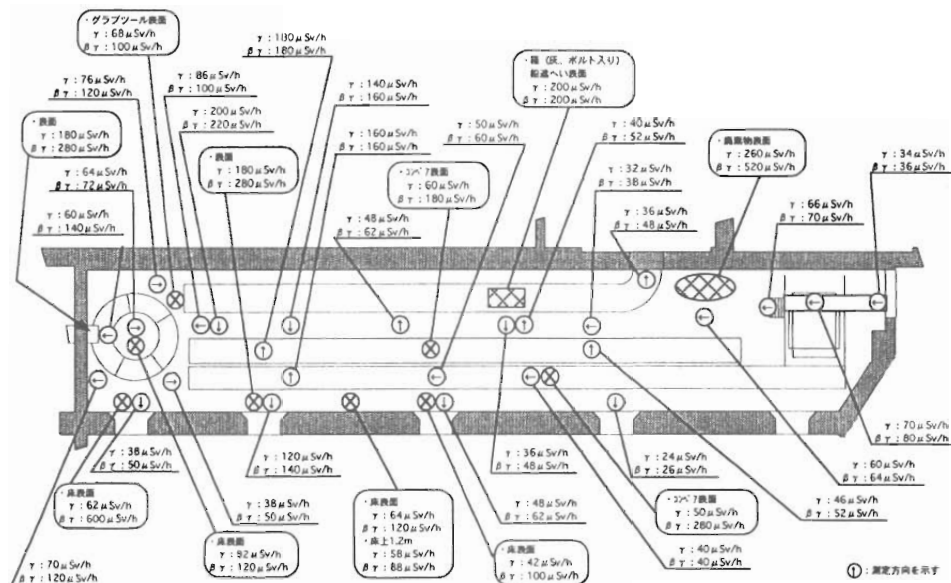
Fig. 13 Decontamination of the Extruder room

アスファルト充てん室 (R152) については, 充てんドラムを搬出し, セル内の空間線量当量率を低下させたうえで床, 壁及び散乱物品等の片付け・除染を開始した。

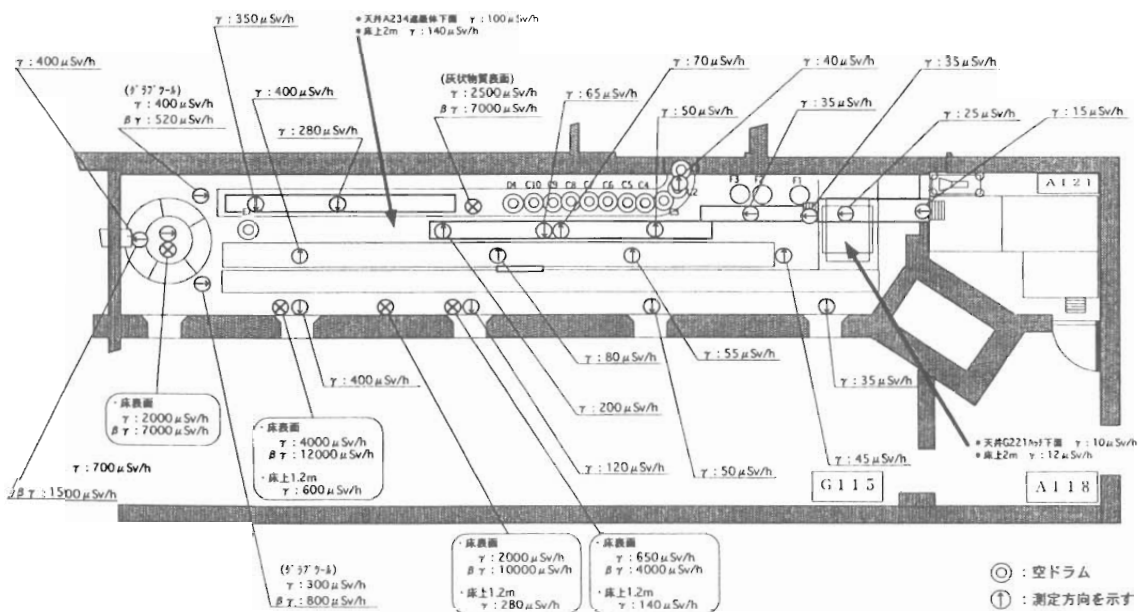
アスファルト充てん室 (R152) 中央部からターンテーブル周辺に堆積していた灰状物質はスコップで回収し, 固着した灰状物質はスクレーパ等で剥離し回収した。回収した灰状物質は, 廃棄物容器に収納したのち, 約20本のドラム缶に収納し第二アスファルト固化体貯蔵施設へ搬出した。

除染作業は, 対象部に洗剤を噴霧し, 紙タオル等で拭き取りを行った。高所の壁, 機器及び天井については, 焼却処理が可能な仮設の木製足場を設置して行った。

除染作業が終了し, セル内作業で発生した廃棄物等を施設外に搬出した結果, セル内の空間線量当量率を $0.03 \sim 0.2 \text{ mSv/h}$ 程度まで低下させることができた。アスファルト充てん室 (R152) 内における除染前及び除染後の放射線状況を Fig.14 に示すとともに, 片付け・除染終了後の状況を Photo2 に示す。

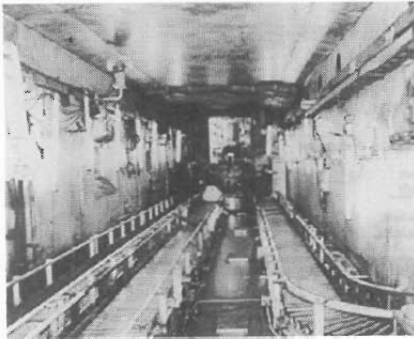


(After Decon.)

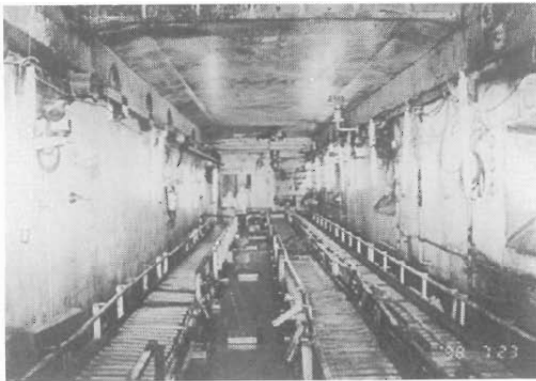


(Before Decon.)

Fig. 14 Result of Radiation Measurement in R152



R151 from the center of R152



A121 from the center of R152

Photo 2 Inside of Bitumen Filling Room (after decon.)

(2) アスファルト固化体及びエクストルーダ内混合物の施設外への搬出

- ① アスファルト充てん室 (R152) 内のドラム搬出
アスファルト充てん室 (R152) 内の充てんドラム (31 本) の搬出作業については、準備作業として、被ばく低減を目的とした充てんドラムへの鉛しゃへい措置、照度確保のための仮設照明の設置、充てんドラム搬出のための仮設搬出設備の設置、充てんドラム缶の受け入れ先である第二アスファルト貯蔵施設貯蔵セル (R251) への監視カメラ設置等を行ってきた。その後、平成10年2月23日に科学技術庁から原子力安全委員会へ報告があり、3月3日から充てんドラムの搬出を開始した。搬出は1日1回 (原則として4本) のペースで行い、平成10年3月26日に終了した。

充てんドラム搬出作業の経過を Fig.15 に、充てんドラムの搬出・保管の状況を Photo3 に示す。

② エクストルーダ内アスファルト混合体の抜き出し、搬出

アスファルト固化処理施設の残存物の措置としてエクストルーダ内に残っていたアスファルト混合体の抜き出し作業については、平成10年4月13日から抜き出し作業に必要な設備の点検 (エクストルーダ本体、蒸気等のユーティリティ設備等) を開始し、その後、排出管やセル温度警報の仮復旧を行うとともに、抜き出し作業に必要な仮設監視設備の設置 (温度計、ITV、ピュアアスファルト供給装置等) を行った。

以上の準備作業を7月7日までに終了させ、7月8日には、エクストルーダを可能な限り低い温度 (140℃) に加熱しスクリュージャフトを回転させることにより、回収容器に混合体を約25ℓ抜き出した。

抜き出し時のエクストルーダ内の状況等を Fig.16 に、抜き出したアスファルト混合体の状況を Fig.17 に示す。

引き続き、同様の方法で、残りの混合体約21ℓを別に用意した200ℓドラムに抜き出し、7月9日までにピュアアスファルト (放射性物質を含まないアスファルト原料) の供給によるエクストルーダ内の洗浄運転及びエクストルーダの運転温度データ等の取得を行った。

これらの抜き出したアスファルト混合体の回収容器及びドラムは、充てんドラムの搬出と同様な方法で、アスファルト固化処理施設から第二アスファルト固化体貯蔵施設へ搬出した。

(3) 廃液貯蔵セル等の除染

廃液が貯蔵されている貯槽等を含むセルについては、セル内の状況調査を実施し、この結果をもとにセル内塔槽類等の健全性の確認を実施した。セル内の状況調査は、放射性配管分岐室 (R050)、溶媒回収セル (R055)、凝縮液中間貯蔵セル (R056)、廃液受入貯蔵セル (R057)、給液調整セル (R251)、槽類換気室 (R352)、エアリフトセパレータセル (R359) の7セルについては入域して目視確認、写真撮影等を行い、廃液受入貯蔵セル (R051、R052) の2セルはインターベンションチューブ、低放射性廃液中間貯蔵セル (R053、R054) の2セルは天井ハッチ開口部か

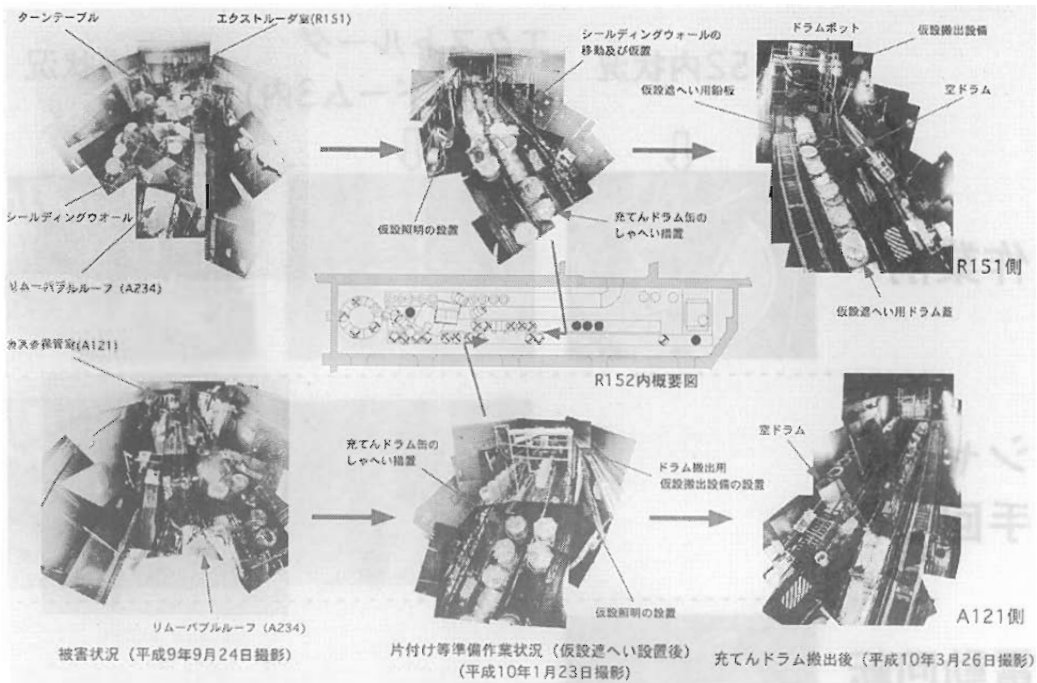
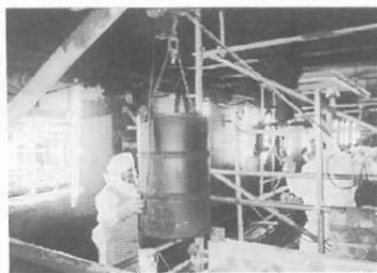
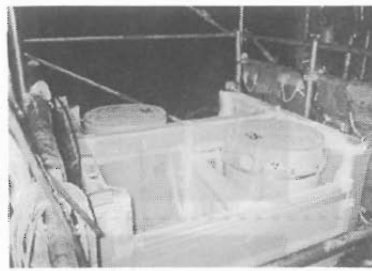


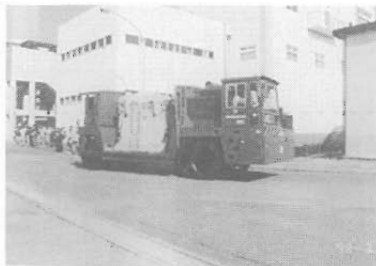
Fig. 15 Progres of Carryingout of the Burned Drums



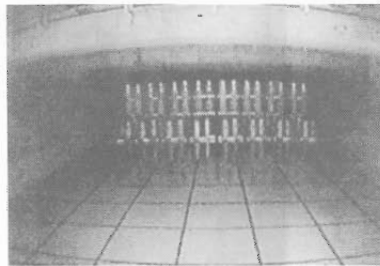
仮設用重機による充てんドラムの移動



フレーム内への充てんドラム収納



カストトラックによる充てんドラム搬出



充てんドラム保管状況
(第2アスファルト固化体貯蔵施設)

Photo 3 Carrying out of Burned Drums



Fig. 16 Removal of remaining Bitumen/LALW mixture

らそれぞれカメラを挿入しセル内の状況を確認した。この結果、ほとんどのセルにおいて塔槽、配管類の上部や床のドリフトレイ等に煤の堆積が見られた

ため、これらの塔槽類の上部や床について可能な範囲で拭き取り清掃した。

各セルの状況調査結果の代表例を Fig.18 に示す。

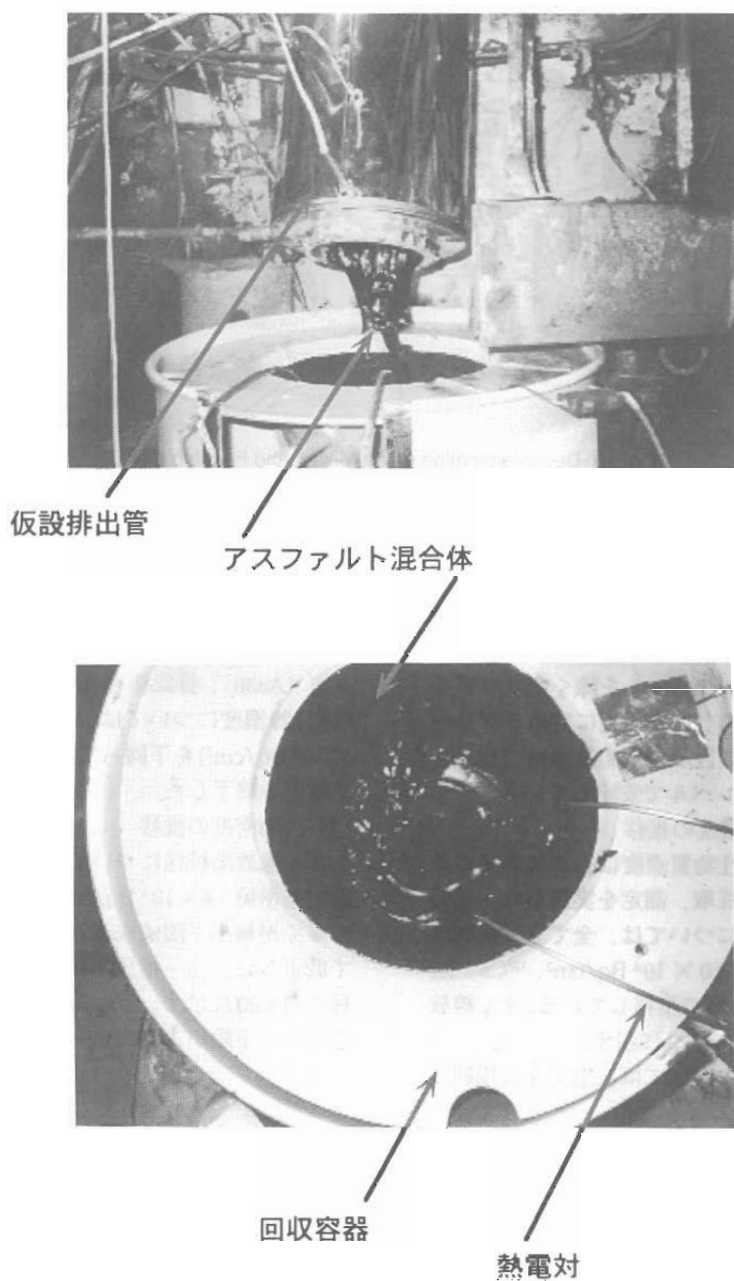


Fig. 17 Recovery of the Bituminized Waste from Extruder

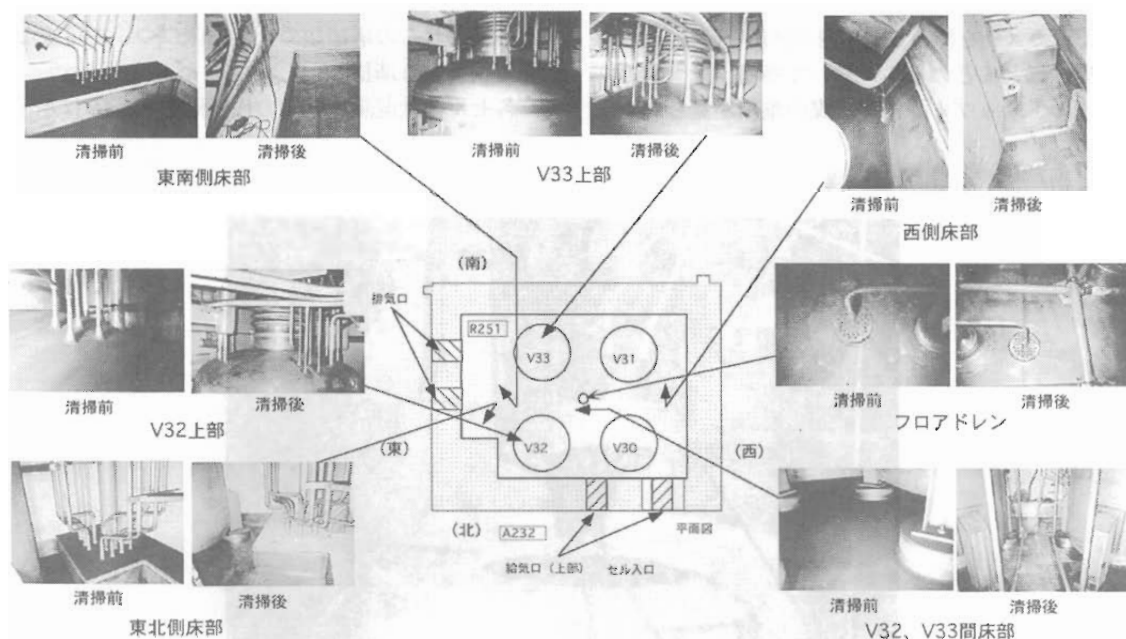


Fig. 18 Decontamination of the Mixing and Feeding Cell

4.4 施設内の放射線状況

(1) 線量当量率の推移

施設内の線量当量率は、連続測定ポイントのほかサーベイメータや連続モニタによる測定を実施した。その結果、最大で $6 \mu\text{Sv/h}$ （セルを除く全フロアで約 $2 \mu\text{Sv/h}$ 前後）であり、保安規定に定めるグリーン区域における立入規制区域の設定基準値（ $12.5 \mu\text{Sv/h}$ ）を大きく下回るレベルで安定している。

(2) 空气中放射性物質濃度の推移

施設内の空气中放射性物質濃度は、ダストモニタやエアスニファによる採取、測定を実施した。その結果、 $\beta\gamma$ 線放出核種については、全て立入規制区域の設定基準値（ $^{90}\text{Sr}: 3.0 \times 10^6 \text{Bq/cm}^3$, $^{137}\text{Cs}: 1.2 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ ）を下回る値で推移している。 $\beta\gamma$ 線放出核種の最大値推移をFig.19に示す。

また、 α 線放出核種については、全て立入規制区

域の設定基準値（ $\text{Pu-239}: 2.4 \times 10^8 \text{Bq/cm}^3$ ）を下回る値であり、ほとんどが検出下限値未満（ $4 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ ）にまで低下した。

なお、施設内の3点（操作室（G115）、排気フィルタ室（A336）、排風機室（A436））で測定していたヨウ素129濃度については、10月以降、検出下限値（ $1.9 \times 10^9 \text{Bq/cm}^3$ ）を下回っており、平成10年3月31日で測定を終了した。

(3) 表面密度の推移

$\beta\gamma$ 線放出核種については、全て立入規制区域の設定基準値（ $4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$ ）を下回る値であり、その多くが検出下限値未満（ $< 4 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ ）にまで低下した。 $\beta\gamma$ 線放出核種の表面密度の最大値推移をFig.20に示す。なお、 α 線放出核種については、全て検出下限値未満であった。

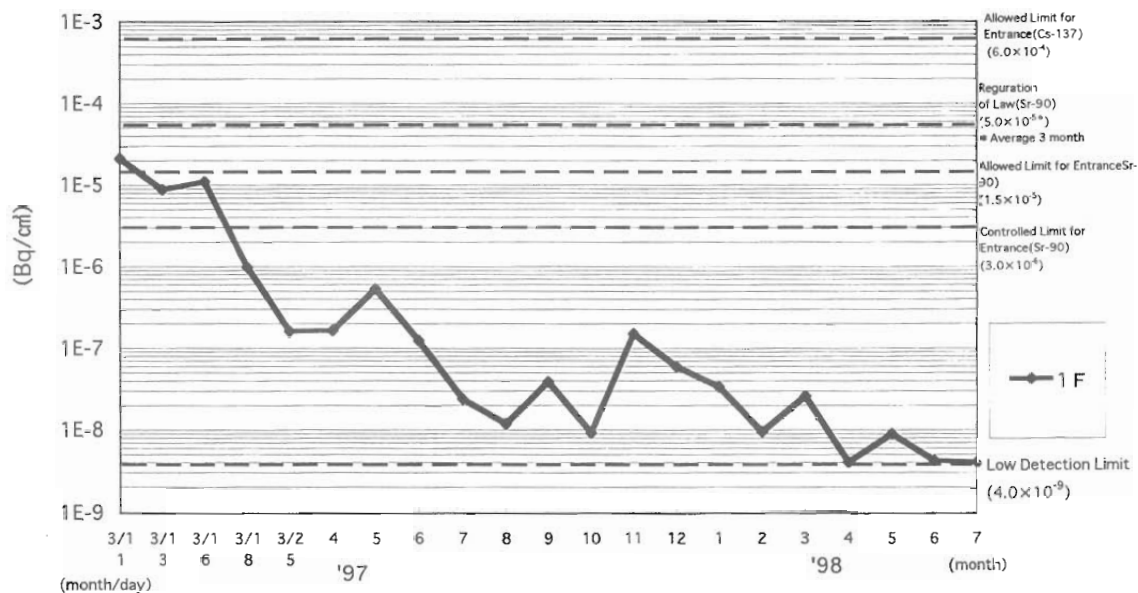


Fig. 19 Radioactive Material concentration ($\beta \gamma$) in air (1997.3 ~ 1998.7)

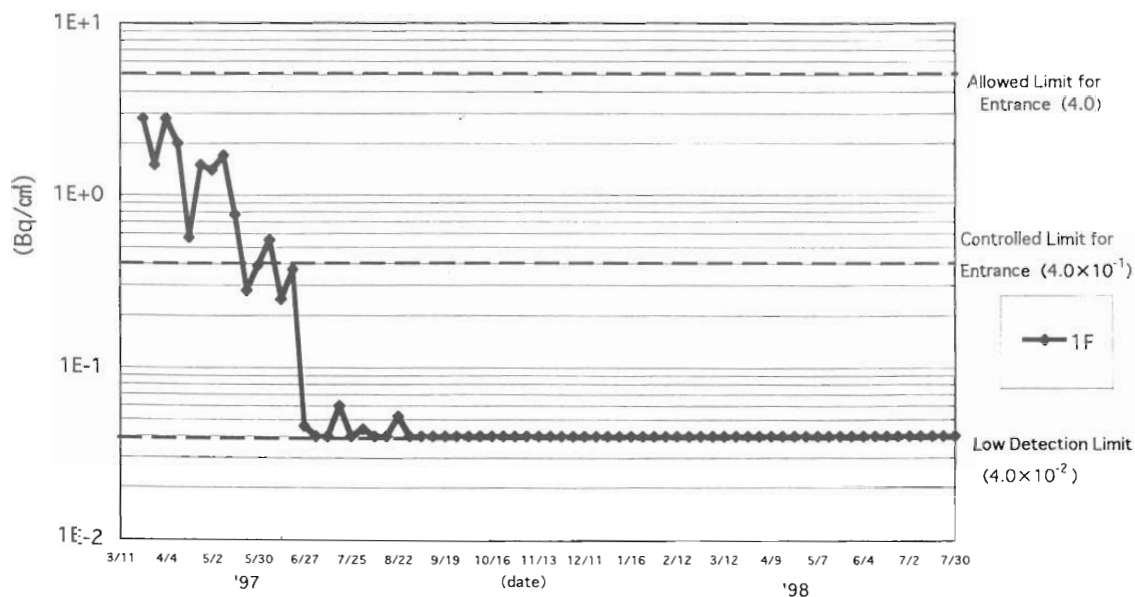


Fig. 20 The Surface Density ($\beta \gamma$) (1997.3 ~ 1998.7)

4.5 廃棄物の措置

約1年5ヵ月に及ぶ施設内の除染・片付け作業により発生した廃棄物については、第二アスファルト固化体貯蔵施設及び第二高放射性固体廃棄物貯蔵場で一時保管し、一部の可燃性廃棄物については第二アスファルト固化体貯蔵施設の貯蔵セルでドラムへの詰め替え作業を実施し、同施設内に貯蔵している。

施設内から搬出した廃棄物(平成10年7月末現在)は袋詰め可燃性廃棄物が約19,000個、難燃性廃棄物約4,000個、不燃性廃棄物約6,500個であり、これ

に加え、不定型容器51個、ドラム缶20缶であった。なお、可燃性廃棄物の大多数は作業に用いた防護装備、除染資材等であった。廃棄物発生量の推移をFig.21に示す。

不燃性廃棄物及び難燃性廃棄物については、第二高放射性固体廃棄物貯蔵場で貯蔵容器に収納後、第二低放射性固体廃棄物貯蔵場で保管廃棄した。

また、可燃性廃棄物については、第二アスファルト固化体貯蔵施設に貯蔵し、順次焼却施設で焼却処理する予定である。

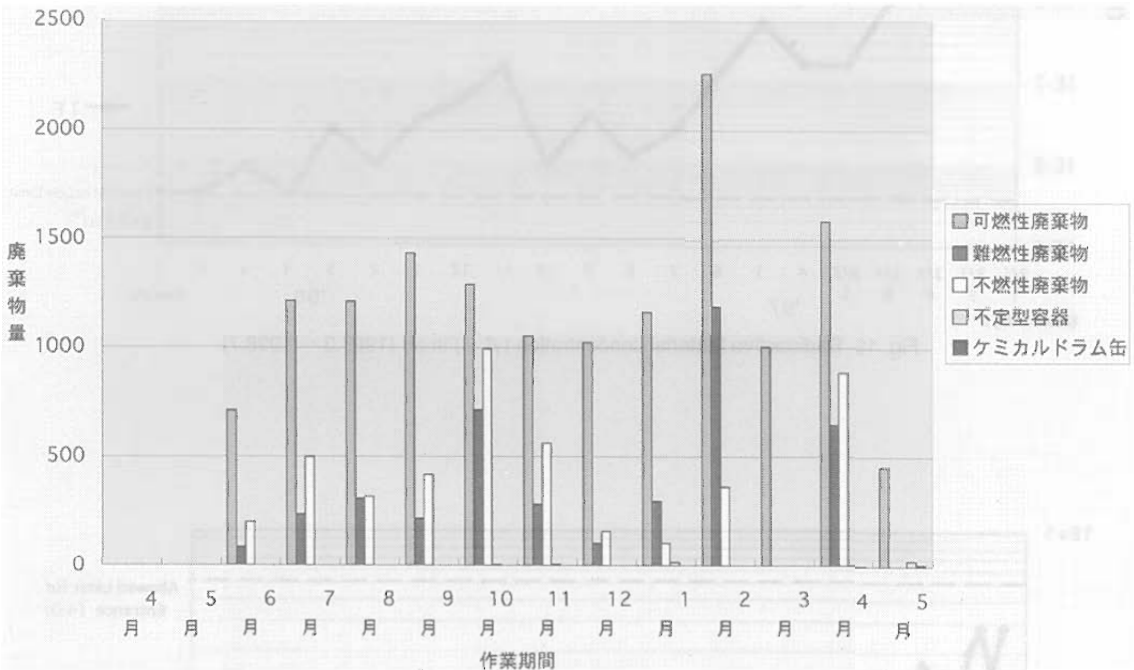


Fig. 21 Carrying out of Low level solid Waste from the BDF

4.6 作業の安全管理

修復・除染作業は、施設内の全域にわたったため、作業量の増加に対応するため、通常の出入り口以外に仮設の出入管理用の現場建家を設置し、作業員の入退域管理、放射線防護装備の着装、入域時の安全管理を一括して行った。作業員の入域者数は、1日当たり最大で約300名であった。

施設内の作業には、重量物の取扱作業、高所作業、照明が十分でない場所での作業、クレーン及び仮設揚重機の操作等があり、一般安全にも対策を講じ作業を進めた。

放射線被ばく管理では、定常の3か月管理用個人被ばく線量計以外に作業員全員に作業入域毎の管理用として警報付き個人線量計を使用した。また、個人最大実効線量当量で0.5 mSv以上の被ばくが推定された場合には、非定常個人被ばく線量計を追加し、手部の被ばくが3 mSv以上と推定された場合には、非定常指リング線量計を使用した。

被ばく低減化対策としては、グリーン、アンバー区域における作業時には内部被ばくの防護に重点をおいた。作業開始当初には施設内全域で全面マスク、タイベックスーツ2重等の重装備を装着していたが、

修復・除染作業が進むにつれて順次装備の軽減を行った。

また、アスファルト充てん室等の線量当量率が高い作業区域では、外部被ばくの防護にも重点をおき、鉛板による遮へい、治具を使用しての作業、モックアップ試験による時間の短縮、鉛エプロンの装着等による外部被ばくの低減化対策を図った。

その結果、事故発生後の平成9年3月から平成10年7月末までの作業員の入域者数は延べ約72,000人であり、集団線量当量は約0.27人・Svであった。最大個人被ばく線量は、1.5mSvであり計画値とほぼ一致していた。

5. 修復・除染作業のまとめ及び今後の措置計画

5.1 修復・除染作業のまとめ

アスファルト固化処理施設は、事故発生以来、応急の措置として汚染の除去と放射性物質の閉じ込め機能の復旧を目的に修復・除染作業を行ってきたが、平成10年7月までに1年5か月をかけた作業を終え、本格的な復旧作業が開始できる状態になった。7月末までにこの作業に要した作業員は、延べ約72,000人にも及んだ。施設内はこの措置により、事故発生後、嚴重な放射線防護装備で入域していたものが、通常の管理区域内装備での入域が可能となった。また、この期間内に発生したトラブルは、一般安全、放射線安全とも、休業を伴う事故及びスケジュールに影響を与えたもの並びに計画を超える放射線被ばくは皆無であり、安全に管理された状態のもとで修復・除染作業を遂行できた。

作業を進める上で困難であった事例としては、スケジュール管理の難しさ、作業に伴って発生した可燃性の低放射性固体廃棄物の措置等があった。

スケジュール管理については、作業の大部分を占めた除染作業のほとんどを人力で行ってきたことにより作業量の把握が難しかったため、除染作業と他の修復作業との進捗の調整を毎日の調整会議等で密に行いながら作業を進めた。

また、可燃性の低放射性固体廃棄物については、発生量が多かったため必要な手続きを行ったうえで、第二アスファルト固化体貯蔵施設を貯蔵場所とすることにより対応した。

(2) 施設の状況

修復・除染作業の結果、施設内はエリア区分、換気設備の修復による閉じ込め機能の確保、放射線監視機能及び消防設備の復旧、除染並びに放射線源の撤去、施設の維持管理に必要な蒸気等のユーティリティの復旧を図ることができた。これにより、施設内の貯槽に残っている廃液を安全に管理できる状態となった。

5.2 今後の予定

(1) 施設の管理

アスファルト固化処理施設への出入管理は、平成10年7月30日から通常のルートに戻り、第三低放射性廃液蒸発処理施設（Z施設）の更衣室（W215）を経由して行っている。

運転設備の監視については、セル及び建家換気設備の制御盤が第三低放射性廃液蒸発処理施設（Z施設）の事務室（W213）に設置されていることから、監視員を第三低放射性廃液蒸発処理施設（Z施設）の事務室（W213）に常駐させて監視させることとし、施設内の異常の有無はZ施設に設置した監視システムのテレビカメラにより監視することとしている。

(2) 応急措置後の作業

応急の措置で行ってきた修復作業は、施設を安全に管理できる状態とするためにその機能回復と汚染除去を優先に行ってきた。これにより換気設備を始めとする閉じ込め機能及び放射線状況の監視機能が確保された状態となり、また、セル内の貯槽に残存している廃液が安全に管理できる状態となった。

今後は、この濃縮廃液を安全に保持管理すると同時に、施設の維持に必要な設備等について必要な許可手続きを行い復旧作業を行う考えであり、初めに仮復旧により監視機能を確保した放射線管理設備について更新を行う予定である。その他の設備、換気設備等については、今後の施設の運用状況等に応じた更新を検討していく予定である。

6. おわりに

本資料では、アスファルト固化処理施設の火災・爆発後に応急の措置として行った作業のうち、施設内の除染作業を中心に報告した。これまでに述べたように、火災・爆発事故により全域が汚染された施設内を修復作業で仮復旧するという作業は過去に例が

なく、事故原因究明の観点から現場保存の措置を優先して作業計画を立案し作業を進めた。このような状況のなかで約1年半の修復作業を無事に終了することができたが、今回の事故は、我が国の核燃料サイクルで初めての大規模な事故であり、社会的な影響は極めて大きなものとなった。本報告をまとめるにあたり、今回の教訓を生かすとともに、更なる安全性向上を誓うものである。

また、作業の計画、実施等にあたり数々の御指導を頂いた方々、実作業等に多大な御協力を頂いた関係各位に対して改めて感謝致します。

[参考文献]

- 1) 青嶋 厚, 他: 動燃技報, '98,9, No.107, (1998).
- 2) 小山 智造, 他: 日本原子力学会, '98, Vol.40, No.10, (1998).
- 3) 鈴木 弘, 他: 日本原子力学会「春の年会要旨集」, M29, (1998).
- 4) Shinichi, I., et al: SPECTRUM'98, Denver, Colorado, U.S.A. September 13-18, (1998).
- 5) 科学技術庁 東海再処理施設アスファルト固化処理施設における火災爆発事故調査委員会資料 (動燃事業団作成成分).
- 6) 青嶋 厚, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L32, (1998).
- 7) 小坂 哲生, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L33, (1998).
- 8) 高橋 政富, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L37, (1998).
- 9) 川野辺俊夫, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L41, (1998).
- 10) 坂田 智明, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L40, (1998).
- 11) 上野 勤, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L38, (1998).
- 12) 高橋 敏, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L39, (1998).
- 13) 竹林 浩幸, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L35, (1998).
- 14) 神 和美, 他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L37, (1998).
- 15) 児玉 浩一他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L47, (1998).
- 16) 伊波 慎一他: 日本原子力学会「秋の大会要旨集」, L50, (1998).

原子力施設廃止措置技術の開発状況 — 石川島播磨重工業の開発技術 —

小林 博栄*¹, 伊藤 俊行*¹, 福井 寿樹*²
三尾 圭吾*³, 大村 豊*³, 小嶋 敏雄*⁴, 渡部 和夫*¹

Research and Development Activities for Nuclear Facilities Decommissioning — Developing Technology of IHI Co., Ltd. —

Hiroe KOBAYASHI, Toshiyuki ITO, Toshiki FUKUI,
Keigo MIO, Yutaka OMURA, Toshio KOJIMA, Kazuo WATANABE.

Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd. (IHI) is conducting research and development of decommissioning technology for nuclear facilities, which includes not only key technology for decontamination, dismantling, cutting, evaluation for radioactivity, remote operation and control, wastes discrimination, wastes treatment and disposal but also system engineering for such projects. IHI has taken a part of JPDR decommissioning project and Involves in other decommissioning projects.

This paper shows an outline of IHI's activities for research and development of decommissioning technology for nuclear facilities.

1. はじめに

石川島播磨重工業株式会社（以下、IHI）は、原子力施設の建設、機器の設計製作、定期検査、補修作業等で実績を重ねてきた。原子力施設の廃止措置について、日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）の廃止措置や原子力船（むつ）の解役に参画し経験を重ねるとともに、以下にあげる要素技術について、研究開発を進めている。

①安全評価技術

- ・放射能インベントリ評価
- ・遮へい解析

②解体・除染技術

- ・切断技術（レーザー）
- ・除染技術（レーザー、氷粒ブラスト）

③遠隔技術

- ・デジタルモックアップ技術と遠隔操作

支援技術

- ・水中検査測定ロボット（AIRIS 21™）

④解体廃棄物再利用技術

- * 1 石川島播磨重工業（株） 原子力事業部 総合設計部 (Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.)
- * 2 石川島播磨重工業（株） 原子力事業部 原燃技術部 (Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.)
- * 3 石川島播磨重工業（株） 原子力事業部 原燃プラント設計部 (Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.)
- * 4 石川島播磨重工業（株） 原子力事業部 保守技術部 (Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.)

- ・高温溶媒抽出法
- ・鋼板製造システム
- ⑤廃棄物保管及び使用済燃料貯蔵
 - 廃棄物保管施設
 - 使用済燃料貯蔵施設

以下にこれらの研究開発の概要を記す。

2. 研究開発の概要

2.1 安全評価技術

安全評価技術として、放射能インベントリ評価及び遮へい解析について紹介する。

(1) 放射能インベントリ評価

放射能インベントリ評価は、解体工法の選定や将来発生する放射性廃棄物の物量の予測の観点から重要な技術である。

これまで、IHI は解体廃棄物や使用済燃料乾式貯蔵施設等のインベントリ評価を実施している。

一例としてコンクリートキャスク方式（後述）による使用済燃料乾式貯蔵施設の放射能インベントリ評価¹¹⁾を示す。DORTコードにより算出した各計算メッシュごとの中性子束及び物質組成をORIGENコードに接続し放射化計算を行い放射化分布を算出した。結果の一例をTable. 1に示す。使用済燃料乾式貯蔵施設の廃止措置の場合、解体時に発生する放射性廃棄物は使用済燃料からの中性子照射に起因する放射化によるものである。将来制定されるクリアランスレベルを考慮すると、コンクリートキャスクのコンクリート材質は放射性廃棄物として扱う必要がない可能性が高いという知見を得ている。

(2) 遮へい解析

廃止措置中の原子力施設の安全確保において、遮へい解析は作業員の被ばくの低減及び発生する放射性廃棄物の適切な管理に重要であると考えられる。IHIでは日本原燃株式会社 高レベル廃棄物貯蔵管理センターや核燃料サイクル開発機構 ガラス固化技術開発施設の遮へい解析実績を活かし、日本原子力研究所 JRR-2の廃止措置に関して原子炉全体の空間線量当量率解析を実施した。

Fig. 1に放射能インベントリ評価結果を基に線源を設定し、空間の線量当量率分布を算出した一例を示

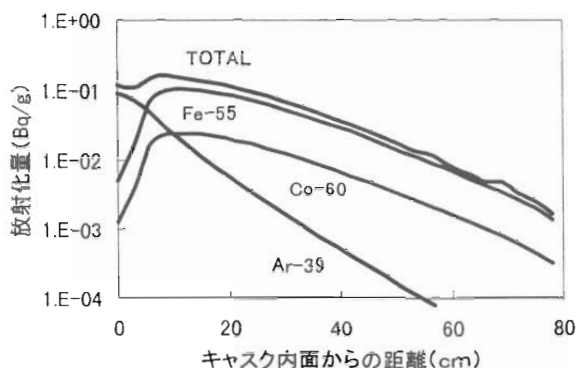


Table 1 Activation distribution of concrete cask

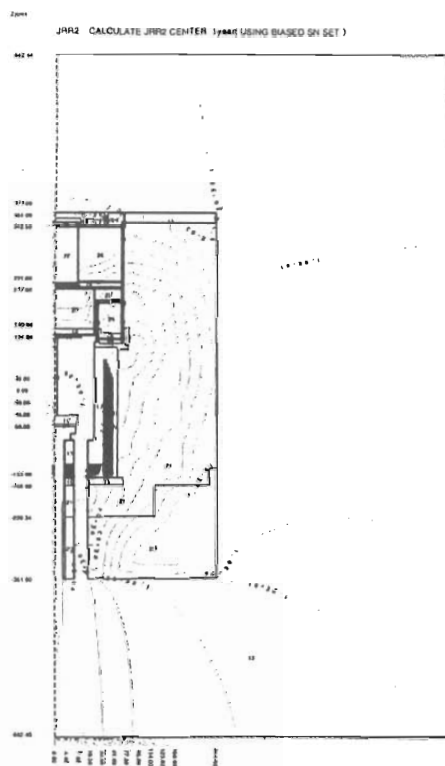


Fig. 1 Gamma-ray Dose distribution of reactor

す。¹²⁾使用した計算コードは2次元輸送計算コードDOT3.5である。原子炉下部を貫通する重水配管での放射線漏洩を適切に評価するため、下方偏向の角度分点を用いている。

2.2 解体・除染技術

原子力施設の廃止措置における解体・除染技術には、金属とコンクリート構造物を対象とした技術があるが、IHIにおいては、主に金属を対象とした解体・除染技術の研究開発を行っている。

切断技術に関しては一般産業で広く用いられているガス切断やプラズマ切断等さまざまな技術があるが、ここでは比較的新しい技術としてレーザー切断法を紹介する。

除染技術に関しては原子力施設の廃止措置における作業員被ばく低減と放射性廃棄物発生低減を目的として行われ、化学的方法によるものと物理的方法によるものに大別される。ここでは、後者のレーザー除染法と氷粒ブラスト法について紹介する。

(1) 切断技術（レーザー）

レーザーによる切断としては、炭酸ガスによる気中切断が一般的であり、YAG レーザに関しては、薄板の精密切断の分野への適用に限られていた。しかし近年、高出力のYAG レーザが開発され、厚板の切断に対する適用が検討され始めている。YAG レーザは光ファイバにて容易に伝送することができるだけでなく、切断トーチを小型化することもできる。また、水に対して透過性があるために、水中での切断も可能である。特にYAG レーザによる水中切断技術は、狭隘箇所への適用のみならず、工事工程の短縮化、作業員の被ばく量の低減などが期待できる。廃止措置においても、水がある状態での切断作業を実施することにより、作業員の被ばく量はかなり低減させることが可能である。

大気中及び水中におけるSUS304 板材に対する切断試験結果をTable. 2示す。大気中、水中における最大切断可能板厚は、それぞれ40mm、30mmであり、レーザー出力が向上することにより、この値をさらに大きくすることは可能である。実際に、2台のYAG レーザ発振器及び切断トーチを用いた試験を行ったところ、SUS304の50mmの板材の切断が可能であった。配管材に対して実施した切断試験での切断面の状況をPhoto 1に示す。

廃止措置においては、雰囲気線量を低下させることに對し、水中での切断作業が非常に有効である。現在、水中でのYAG レーザによる切断能力、最大板厚で30mm程度であるが、大口徑配管を含めたほと

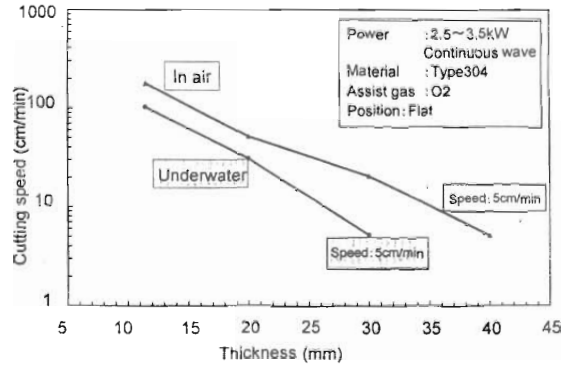


Table 2 Laser Cutting Test Results for Type 304 Stainless Steel Plate

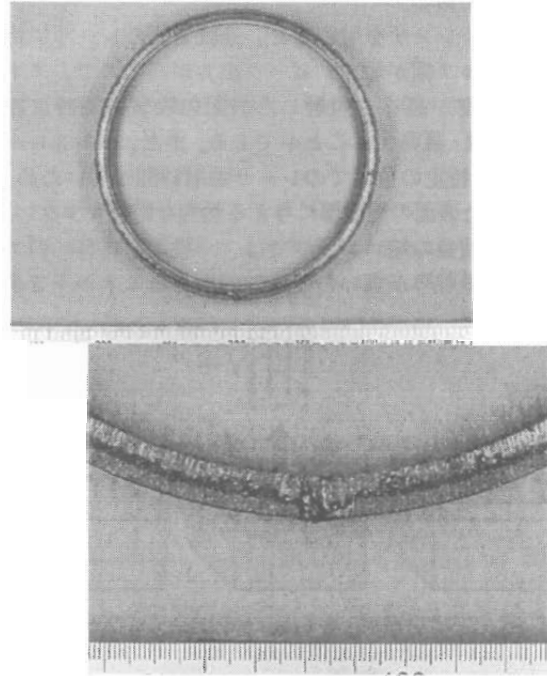


Photo 1 Laser Cutting Surface of Type 304 Stainless Steel Pipe

んどの配管へ適用が可能と考えられるほか、鉄筋等への適用も可能と考えられる。

(2) 除染技術（レーザー、氷粒ブラスト）

a. レーザ除染法^[3]

レーザー除染法は、レーザーアブレーションを表面汚染の除染に応用した技術である。原子力施設にお

る除染技術としては、これまでに化学的方法や機械・物理的方法等が開発されているが、二次的に発生する廃棄物などの副次的問題がある。レーザー除染法は、遠隔操作性に優れ、部分的かつ選択的な除去が可能で、二次廃棄物の発生が比較的少ないなどの多くの利点と可能性を備えている。

レーザー除染法は、対象物の表面にレーザー光を集光し、アブレーションにより、表面物質と汚染物質をプラズマ状に分離し、飛散した表面物質と汚染物質を、回収装置によって回収するものである。

アブレーションとは、レーザー光を材料表面に照射したとき、エネルギー吸収によって、温度が急激に上昇し、溶融温度を越えて材料の一部が蒸発・飛散する現象である。

パルスレーザーを用いると、連続発振のレーザーに比べてパルス幅が短く、ピーク出力が高いため、エネルギー密度が高く、照射した表面の物質を瞬時に加熱・溶融・蒸発することができる。また、パルスレーザーでは、特定の位置でのレーザー照射時間が短いため、照射した表面の周辺部に与える熱的な影響が少ない。また、波長の短いレーザーでは、一般的に材料へのエネルギー吸収率が高いため比較的小さなエネルギーで表

面を溶融させることができる。

Fig. 2にレーザーアブレーションによる除染の原理図を模式的に示す。レーザー除染法では、レーザー照射面のみを選択的に除去することができ、除去された分解物は、吸引ブロア等で吸引しフィルタなどで回収することが可能である。Fig. 3にレーザー除染装置の概念図を示す。

また、特徴として、遠隔操作性に優れ、照射条件を選ぶことによって、除去面積、深さ、処理速度を制御することがあげられる。熱的な影響が小さく母材の物理的・機械的性質を損なうことがない。さらに、乾式プロセスであることから、廃液などの副次的な生成物が発生しないことから、二次廃棄物の発生の大幅な軽減が期待できる。

b. 氷粒ブラスト法^{[4][5]}

氷粒（アイス）ブラスト法は、機器配管に氷粒を圧縮空気で搬送し、連続的に投射することにより、

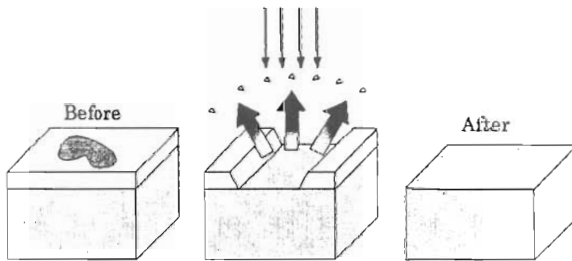


Fig. 2 Laser ablation

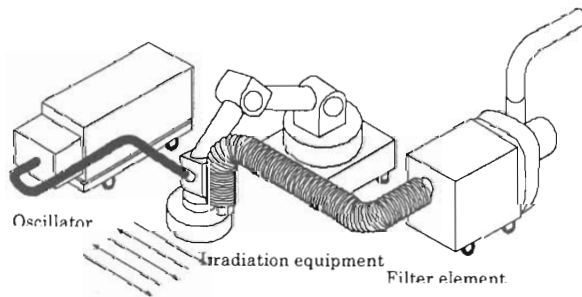


Fig. 3 Schematic configuration of Laser decontamination system

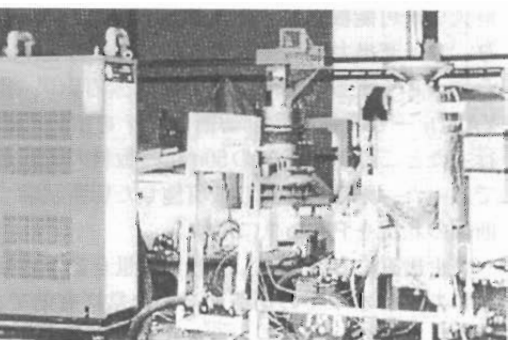
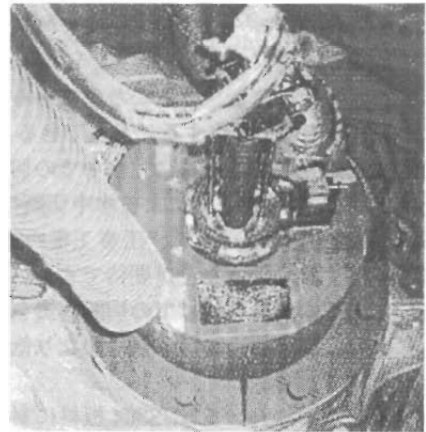


Photo 2 Ice blasting decontamination system

表面に付着、堆積した汚染物を除去する機械的除染方法である。

原子力施設の定期検査、補修作業において、原子炉一次系配管、ポンプ、弁等の除染で良好な結果を得ており、廃棄物処理系機器や汚染廃棄物等にも適した除染法である。また、氷粒子、ドライアイス粒子又はその混合粒子が適用でき、除染対象物や作業環境の条件によって粒子を選択することが可能である。

氷粒ブラスト除染装置は、ブラスト粒子製造装置とブラスト粒子供給装置、投射装置からなり、圧縮空気により、粒径およそ2～7mmの粒子を、1～3kg/minで搬送することができる。氷粒ブラスト除染装置の外観写真をPhoto 2に示す。

氷粒ブラスト法は、二次廃棄物発生量が比較的小さい、表面付着物の除去／研掃能力が高い、低圧搬送のため操作性、安全性が高い、母材に与える影響が少ないなどの特徴があり、弁内面等の狭隘部で複雑な形状の機器表面の除染に有効である。

2.3 遠隔技術

解体作業における作業員の被ばく低減と作業の効率化のため、遠隔技術は不可欠である。また、原子炉解体作業を計画立案・評価する際に作業をシミュレーションすることは、解体作業を安全に且つ円滑に進めるため重要である。

IHIではこれまで高レベル廃液ガラス固化技術開発の一環として、作業員が立入れない環境エリア内に設置された機器・機械装置類の完全遠隔保守や作業シミュレーション等の技術を開発している。また、原子力発電所における保守定期検査に用いる水中検査ロボット等を開発している。

ここでは、これら技術から、デジタルモックアップ技術、遠隔操作支援技術及び水中検査ロボット(AIRIS 21™)について紹介する。

(1) デジタルモックアップ技術と遠隔操作支援技術

a. デジタルモックアップ技術

原子炉解体作業を計画立案・評価する際に有効な手段として、作業のシミュレーションに基づくデジタルモックアップシステム(以下、本システムと略す)を紹介する^{[6][7]}。解体作業を安全に円滑に進める

ためには、①作業に適した機器を選定すること、②段取りから廃棄物処理を含めた一連の作業手順が妥当であること、③作業監視方法が適していること、④作業員が作業を実施するために十分な知識技量を有すること等が不可欠である。計算機上で本システムを用いてモックアップを実行することにより、前述の課題を検証・評価することが可能である。Fig. 4は、放射線環境下で行ったクレーン補修作業に適用した事例^[8]の検討画面を示す。補修作業に必要な作業足場の形状やその設置撤去手順、監視カメラの設置場所等について、シミュレーションに基づき、種々の案を検討評価し、最適な工法を選定した。また、シミュレーション結果を作業員の教育に活用した。その結果、安全で効率的な補修作業を実現し、当初計画に比べて被ばく量を1/10に低減できた。

本システムでは、作業員、ロボット、解体装置を問わず、動的な干渉の検出や任意の視点からの視界表示、作業時間の計算等ができる。なお、作業員の直接作業では、運動量や作業の安全評価等も可能である。

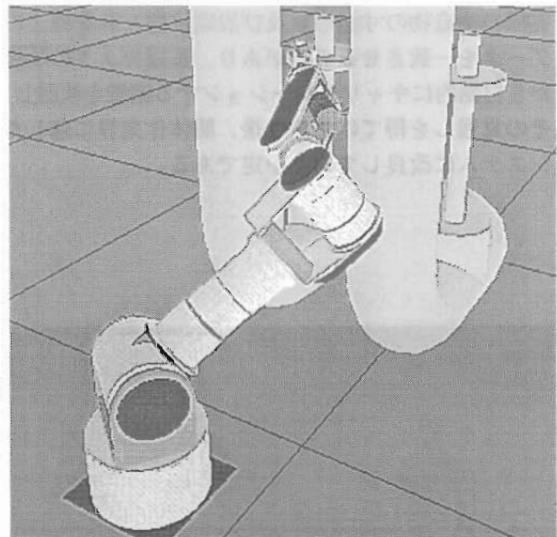


Fig. 4 Digital Mock-Up for Crane Maintenance

b. 遠隔操作支援技術

デジタルモックアップ技術は、解体ロボットの遠隔操作支援システムへ転用が可能である。特に、狭隘な環境で運転されるロボットでは、リアルタイムに干渉・ニアミスの検出が要求される。一般的に、3

次元CADデータに基づく干渉計算では、計算量の増大のためにリアルタイム性が犠牲になることが多い。本システムでは、もともと、高速な干渉計算を実現できるモデルを用いており、リアルタイム性に優れているが、シミュレーションモデルが大規模になっても性能低下が起らないよう、ハードウェアに依存しない並列分散処理を検討し、その見通しを得ている。この機能をさらに発展させ、得られた干渉距離から、ロボットアームの干渉回避経路を自動生成する機能を開発した。

Fig. 5はその実行画面の一例を示す。この図では、2本の垂直配管の隙間にアームを伸ばし、配管背後にある弁ハンドルに手先を移動するための軌道を生成しているものである。この際、ロボットアームに冗長自由度がある場合、手先のみならず肘等も障害物と干渉しないように、アームのポーズを調整することができる。

操作支援システムに具備すべき情報提供機能や、ロボットを制御する上で使いやすく操作員に負担の少ないユーザインタフェースについては既に開発している。CADデータに基づく操作支援システムでは実際の構造物の寸法形状及び設置位置と計算機上のデータを一致させる必要があり、監視カメラの映像から自動的にキャリブレーションする機能を検討し、その見通しを得ている。今後、解体作業等に適したシステムに改良していく予定である。

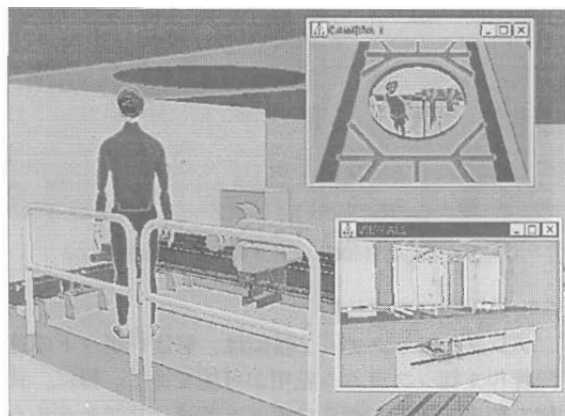


Fig. 5 Collision Avoidance Path Generation using Robot

(2) 水中検査測定ロボット (AIRIS 21™)

原子炉解体に伴うさまざまな作業における作業員の被ばく量やアクセス性等の問題を解決する手段の一つとして水中検査測定ロボット (AIRIS 21™) を紹介する。

IHI では、原子力発電所の保守定期検査における同様の問題を解決する手段の一つとして、水中で検査測定を行えるロボット (AIRIS 21™) を開発した。このロボットは、RPVの胴部溶接部の非破壊検査を内側から行うために開発され、作業の大幅な短縮、作業員の放射線被ばく量の低減、および範囲の拡大が可能となった。非破壊検査では、超音波探傷装置を取り付けているが、アタッチメントを交換することで他の用途にも適用可能である。

この装置は、ロボット本体とコントローラ、ケーブル取扱装置、周辺機器 (原子炉圧力容器の非破壊検査では探傷装置、データ採取・処理装置) から構成される。本体は、狭隙部へのアクセスを可能にするため、高さは55mmで、負圧で原子炉の壁面へ吸着するためのスカートと壁面を移動する車輪、水中を自由遊泳するためのスラスタが取り付けられている。このため、任意の場所へ正確かつ安定に移動可能である。装置の外観写真を Photo 3 に示す。

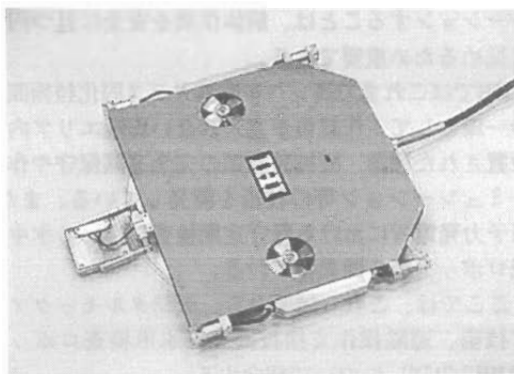


Photo 3 Under Water Inspection Robot (AIRIS 21™)

2.4 解体廃棄物再利用技術

将来の原子力発電施設や再処理施設の廃止措置に伴って大量発生する金属及びコンクリート廃棄物には、Fig. 6に示すように①減容処理による処分シナリオと②溶融処理による再利用シナリオが考えらる。IHIでは再利用シナリオへの適用技術として溶融除染

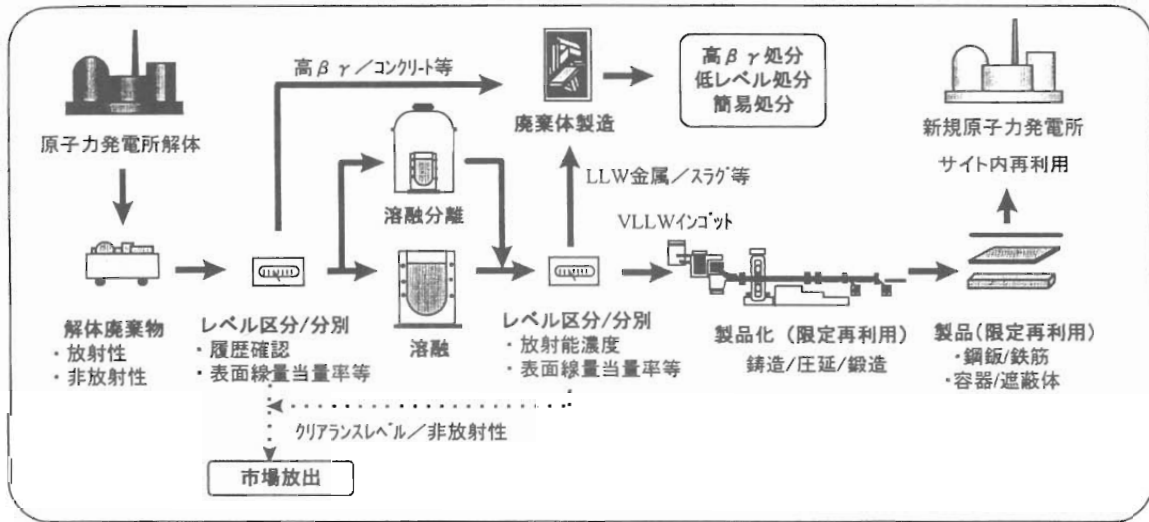


Fig. 6 Treatment concept of dismantling waste

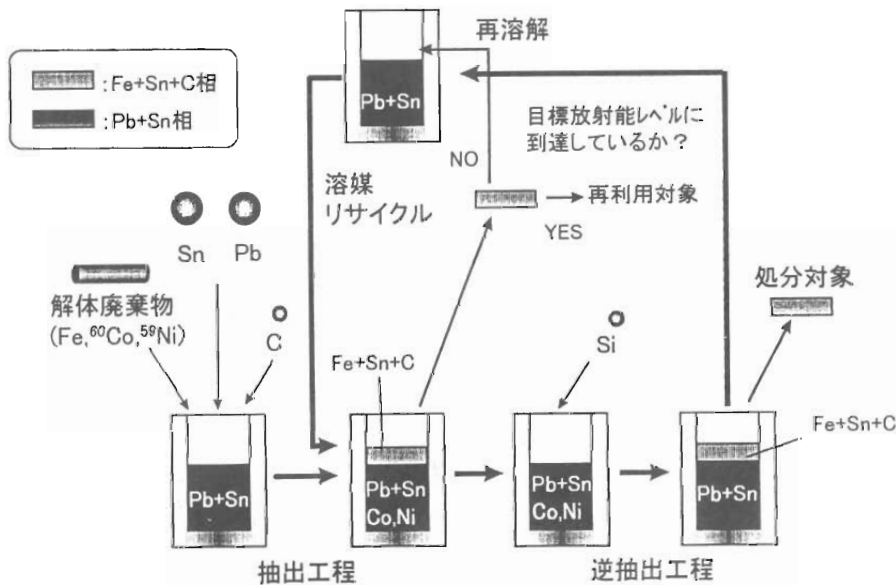


Fig. 7 Conceptual process flow diagram of metal-metal extraction method

技術（高温溶媒抽出法）と製品化技術（鋼板製造システム）の開発を実施している。

(1) 高温溶媒抽出法^{[9][10][11][12][13][14]}

金属廃棄物を再利用を考えた場合、表面除染後に製品化するのが一般的であるが、放射化金属を対象

とした場合、一般的な化学除染や電解除染では除染することは不可能である。放射能レベルをさらに低減するためには解体廃棄物中の主要な放射化同位体として考えられる⁶⁰Co、⁶³Ni及び⁵⁹Ni等を除去する必要がある。

そこで、IHIでは解体金属廃棄物（Fe）から上記放

放射性同位体を含むCo及びNiを分離する技術として、東北大学と共同で高温溶媒抽出法を開発した。現在では(財)原子力発電技術機構にて実施されている「解体廃棄物処理高度化技術確証試験」の一環としてプロセス成立性について検討を実施している。

高温溶媒抽出法は解体廃棄物をSn-Pb溶媒に溶解することにより、Sn-Pb相とFe-C-Sn相の二相に分離させ、Fe、Co及びNiの二相への分配係数の違いを利用して分離技術である。概念プロセスダイアグラムをFig. 7に示す。

本技術はこれまで高周波誘導溶解炉を用いて、工学的にCo及びNiの分配挙動確認を実施し、熔融温度、添加物量(Sn、Pb及びC等)及び金属組成(ステンレス鋼及び炭素鋼)等の分離性能への影響を確認している。結果として、炭素鋼からのCo分離に関しては $DF_{Co} > 10$ 、Fe回収率 $> 66\%$ 、ステンレス鋼からのNi分離に関しては $DF_{Ni} > 166$ 、Fe回収率 $> 67\%$ の分離性能を確認している。ここで、DFとは処理前後の対象元素濃度比を示し、Fe回収率とは処理前に対する処理後のFe回収重量を示す。本技術の適用により放射化金属や除染限界の汚染金属の放射能濃度の低減に役立つと考えられる。

(2) 鋼板製造システム^[15]

金属廃棄物の再利用先を拡大するためには薄板に加工し、廃棄物容器等に利用することが考えられる。現在、一般産業における薄板製造は連続鋳造+圧延システムが採用されているが、設備が大規模なため、解体廃棄物への適用を考えた場合、設備のコンパクトが必要とされる。IHIでは高温溶媒抽出法同様に(財)原子力発電技術機構にて実施されている「解体廃棄物処理高度化技術確証試験」の一環として、小規模圧延設備の概念設計を実施している。

小規模圧延設備には現在、鉄鋼ハード業界において開発中であるストリップキャストを採用している。このストリップキャストは双ロールにより薄板を鋳造するシステムで、連続鋳造+圧延システムに比べ大幅な設備のコンパクト化が期待される。

Fig. 8に小規模圧延システムの鳥瞰図を示す。本設備は炭素鋼を対象とした薄板(板厚:1~2mm、板幅:1m)の製造設備である。

また、再利用施設を解体サイトに設置した場合、同一サイトで複数の原子炉解体が行われることはほとんどないものと考えられ、処理対象金属の物量では再利用施設の稼働率が低下し、経済性が悪化する。

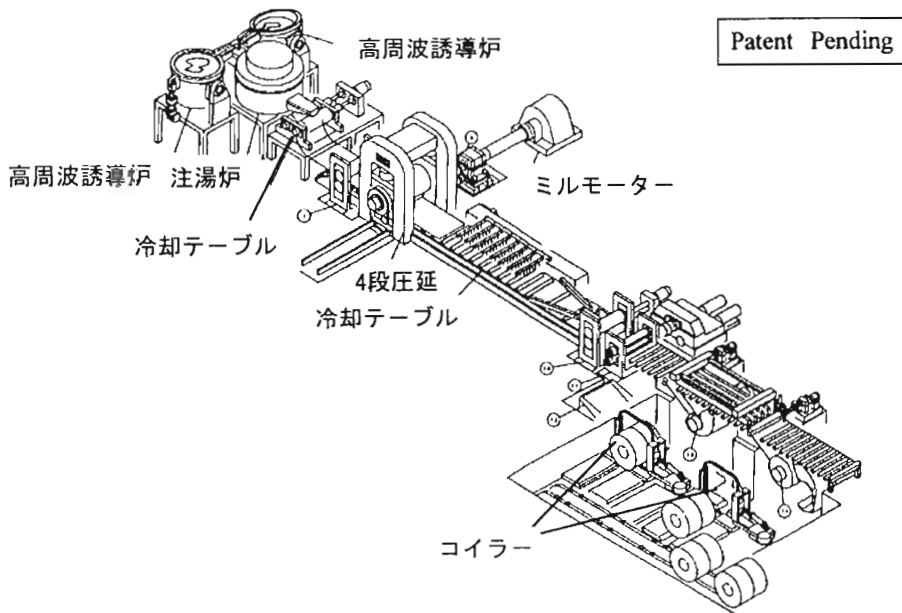


Fig. 8 Bird view of Steel sheet making facility

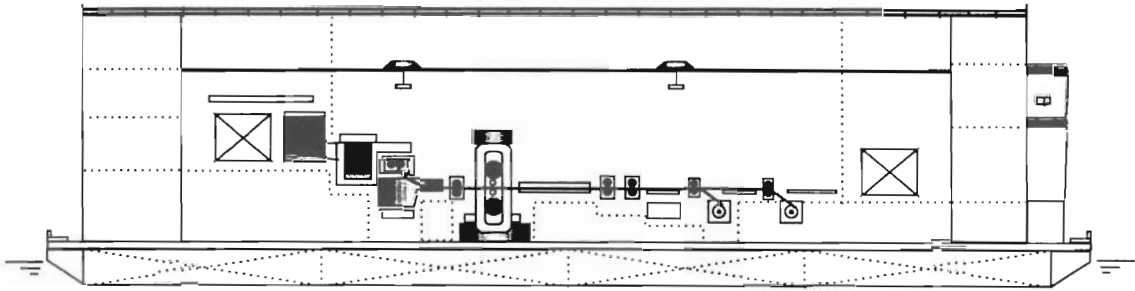


Fig. 9 Schematic configuration of mobile steel sheet making facility (barge type)

経済性を向上するためには建設費低減及び稼働率確保が必要となる。

そこで、IHIでは建設費低減に対しては簡素化小規模圧延システム、稼働率確保向上に対してはバージ式鋼板製造施設 (Fig. 9 参照) の概念検討を行っている。

2.5 廃棄物保管及び使用済燃料貯蔵

原子力発電所の廃止措置を行う場合、使用済燃料は原子炉建屋内に付設されたプールから全て払い出され、再処理工場もしくはその他の貯蔵施設にて貯蔵されることが考えられる。この際、通常の使用済燃料払い出しとは異なり、短時間で多量の使用済燃料が払い出されることが想定され、バッファとなるサイト内中間貯蔵施設の増設等が必要となることも

考えられる。

また、解体に伴い発生する高 β γ 廃棄物 (現行低レベル廃棄物濃度上限を越える廃棄物) は減衰保管により低レベル廃棄物として処分することも考えられることから、高線量廃棄物に対する保管技術も必要と考えられる。このような観点から貯蔵・保管技術は廃止措置を行う上で重要な技術として考えられる。

(1) 廃棄物保管施設の開発^{[16][17][18][19][20][21]}

IHIでは、海外再処理委託で生じた返還高レベル廃棄物 (ガラス固化体) を保管する施設である高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの建設を行い、現在、運転が開始されている。Fig. 10 に高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの外観を示す。本施設で

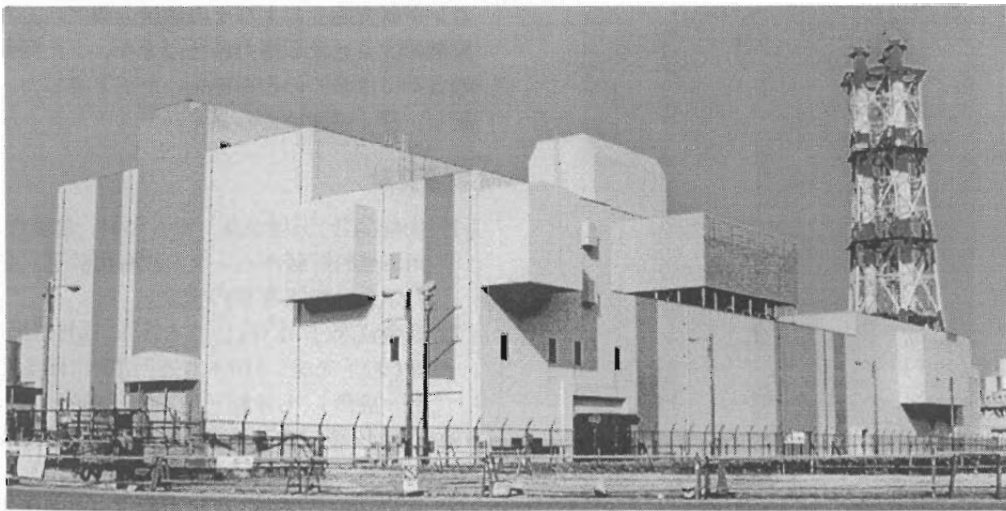


Fig. 10 Rokkasho Radioactive Waste Management Facility

はガラス固化体は収納管内に多段積みで保管する。建屋の側面に設けた冷却空気入口シャフトから冷却空気を貯蔵区域内に導入し、冷却空気出口シャフトから排気するまでの冷却空気風路を形成する。ガラス固化体の発熱は自然冷却により除去するので、冷却のための動力源は不要である。高線量廃棄物に対する保管技術として適用可能と考えられる。

(2) 使用済燃料貯蔵施設^[22]

IHIでは高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの実績に基づき、使用済燃料乾式貯蔵施設の技術開発を行ってきた。使用済燃料乾式貯蔵方式としては、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターと同様の除熱構造であるボルト貯蔵方式の開発を行っている。さらに米国ウェスチングハウス社からコンクリートキャスク貯蔵方式の技術を導入し、国内で適用可能となるように設計検討を行っている。Fig. 11 にコンクリートキャスク貯蔵方式の施設概念を示す。本方式では使用済燃料を収納したキャニスタを貯蔵キャスク内に収納して貯蔵を行う。貯蔵キャスクは安価

なコンクリート製であり、放射線の遮へい体およびキャニスタの支持構造物として機能する。貯蔵キャスクの上下部には給排気口を設け、自然通風により使用済燃料の崩壊熱を除去する。このため、貯蔵中における冷却のための動力源は不要であり、メンテナンスもほとんど不要である。使用済燃料を収納するキャニスタは、ボルト方式とコンクリートキャスク方式でほぼ共通であり、放射性物質を閉じ込める密封境界を形成する。

コンクリートキャスク貯蔵方式は、国内で実績のある金属キャスク貯蔵方式と同様に貯蔵容量の増大に対して基数を増設することで柔軟に対応が可能である。原子力発電所の廃止措置における使用済燃料の中間貯蔵技術として有用と考えられる。

3. おわりに

以上述べたように、IHIは、原子力施設の廃止措置にむけて、要素技術の研究開発を実施してきた。廃止措置の計画から解体、放射性廃棄物の処理、処分までの全般にわたる技術について、信頼性・安全性を高めるために今後もさらに研究開発を進めていく所存である。

4. 謝辞

原子力施設の廃止措置に関する研究開発に際し、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、(財)原子力発電技術機構、(財)原子力施設デコミッショニング研究協会およびその他研究機関の方々、日本原燃株式会社及び電力各社の方々、また関係各機関の方々には多くのご指導をいただきました。ここに記し、深く感謝いたします。

参考文献

- 1) 山崎晶登, 三尾圭吾, 酒谷忠嗣, 倉重哲雄: 「使用済燃料貯蔵キャスクの放射化計算」, 日本原子力学会「1998年秋の大会」
- 2) 有金賢次, 岸本克己, 清水義弘, 福村信男, 三尾圭吾, 岩下充成: 「JRR-2廃止措置に係る遮へい設計・評価」, 日本原子力学会「1998年秋の大会」
- 3) 上原実, 金沢佑考: パルスレーザによる皮膜除去加工, レーザ熱加工研究会誌, Vol.4, NO.2 (1997).
- 4) 木室, 宮原, 岡島: 連続氷粒プロセスおよび氷粒プラストの研究, 石川島播磨技報, Vol.24, NO.3

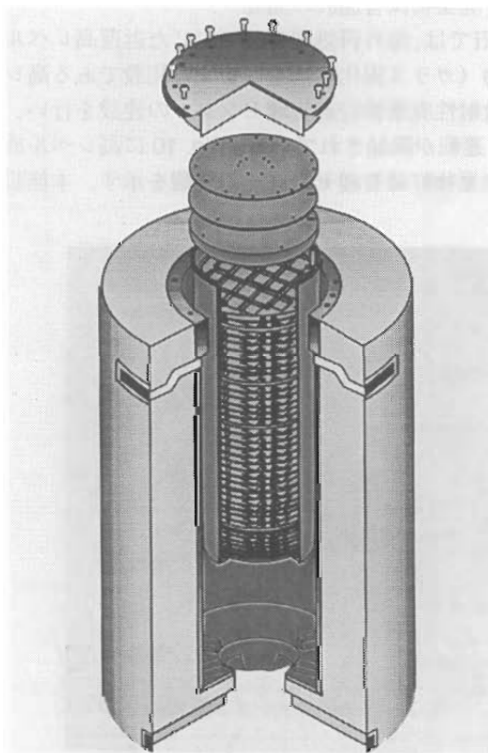


Fig. 11 Concrete cask storage

- (1984)
- 5) 木室晴視, 鈴木洋二: 「氷粒プラスト法による原子力発電プラント用機器の除染」, 石川島播磨技報, Vol.27, NO.2 (1987)
 - 6) 大村豊, 坂井彰, 和栗利春: 遠隔保守設計支援システム野開発, 第45回応用力学講演会, 日本学会会議, 1996年1月, pp211-212
 - 7) Y.Ohmura, A.Sakai, T.Waguri.: Robot Simulator Aided Design System for Remote Handling and Maintenance, Proc.Int.Conf. on Remote Techniques for Hazardous Environments BNES (1996,4)
 - 8) 大村豊, 菅沼隆: ロボットシミュレータを用いたクレーン補修計画のバーチャルプロトタイプング JSME 第7回設計工学システム部門講演会論文集, 1997年11月
 - 9) 特許公報「合金からニッケル, コバルト等を分離する方法」, 平5-9496
 - 10) 菊池英幸, 日野光久, 福井寿樹, 松田謙治, 板垣乙未生: 「溶融錫を溶媒として用いたステンレス鋼中のニッケル, コバルトの分離」, 資源と素材, Vol.113 (1997)
 - 11) 特許公報「鉄合金から放射性金属等を分離する方法」, 平5-1159
 - 12) 荒井和浩, 福井寿樹, 八田昌久: 「放射性廃棄物処理技術の開発」, 石川島播磨技報, Vol.37, NO.4 (1997)
 - 13) (財) 原子力発電技術機構: 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験等に関する調査報告書 平成8年度 (1/3), pp428-pp.442 (1997)
 - 14) (財) 原子力発電技術機構: 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験等に関する調査報告書 平成9年度 (1/5), pp338-pp.386 (1998)
 - 15) (財) 原子力発電技術機構: 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験等に関する調査報告書 平成9年度 (1/5), pp231-pp.271 (1998)
 - 16) S.Namiki and Y.Tani: "Development of Vitrified Waste Storage System", Proceeding of the 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, Prague, Czech Republic(1993)
 - 17) 酒谷忠嗣, 藤原寛明, 倉重哲雄: 「使用済燃料ボールト貯蔵方式の除熱検討」, 火力原子力発電, 第46号第9号 (1995)
 - 18) 今井良二, 岡利春, 矢野歳和, 小泉治徳, 酒谷忠嗣, 倉重哲雄: 「使用済燃料貯蔵施設の熱的最適設計技術の検討」, 日本原子力学会秋の大会 (1994)
 - 19) 今井良二ほか: 「使用済燃料貯蔵施設における除熱性能に関する研究」, 石川島播磨技報, Vol.36, NO.5 (1996)
 - 20) 酒谷忠嗣, 藤原寛明, 岡利春: 「使用済燃料貯蔵技術の研究開発」, 石川島播磨技報, Vol.37, NO.4 (1997)
 - 21) 藤原寛明, 酒谷忠嗣, 岡利春: 「使用済燃料乾式貯蔵施設の除熱特性評価」, 日本原子力学会「1998年秋の大会」
 - 22) 倉重哲雄: 「IHIの乾式貯蔵システム」, 原子力eye, Vol.44, No.4 (1998.4)

トピックス

トロージャン原子力発電所のデコミッショニング ー大型機器及び炉内構造物を含む原子炉压力容器の一括撤去・処分ー

宮坂 靖彦

1. 概略

米国のポートランド・ゼネラル・エレクトリック (PGE) 社所有のトロージャン原子力発電所 (Trojan Nuclear Plant: PWR型、電気出力117万kW) は、オレゴン州、ポートランド市の中心から車で約1時間のコロンビア河に沿った敷地にあり、現在、解体撤去工事中である。この炉は、17年間の運転後、蒸気発生器の故障をきっかけに、経済性が他の原発に比べて悪いとの評価に基づき、1993年1月永久停止された。すでに蒸気発生器が一括撤去方式で撤去、処分されている。

次の主要工事は、炉内構造物を含む原子炉压力容器パッケージの一括撤去・処分である。この一括撤去方式 (One-Piece Removal) の設計はすでに終了し、

NRCにこの工法採用のための認可申請中であったが、1998年10月30日パッケージ輸送に関する認可が得られた。運輸省 (DOT) の認可が得られれば、同12月より工事が開始され、1999年8月までに、輸送処分が行われる見込みである。

この工法は、蒸気発生器の撤去・処分と同様に軽量モルタルを压力容器内に充填し、さらに压力容器の胴外周部に鉄板による遮蔽を取り付け一体化して、一括撤去し、そのまま処分場へ送る方法である。

このデコミッショニング計画は、表1のようなスケジュールで進められており、2002年頃までにNRCの規制を受ける原子炉の解体撤去を終了し、その後、2018～2019年頃に建家解体を予定している。ただし、使用済燃料は、DOEが最終的に引き取り処分することになっているが、DOEの計画が遅れているた

表1 トロージャン原子炉のデコミッショニング/サイト修復スケジュール

(1998年10月現在案)

	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019
大型機器撤去プロジェクト外		←→																								
燃料貯蔵施設の建設と 燃料保管作業		←→																								
原子炉圧力容器撤去プロジェクト*				←→																						
除染と解体							←→																			
最終放射線レベル							←→																			
建家の解体（汚染なし）																								←→		

*注 このプロジェクトには、原子炉容器と炉内構造物を一体化した原子炉容器パッケージの製作、撤去、処分場までの輸送を含む。

(財) 原子力施設デコミッショニング研究協会 (RANDEC)

め、サイト内にドライキャスク保管する施設を現在建設中であり、DOE引き取りまでサイト内に保管される計画である。

本報告は、施設訪問、及び参考文献等に基づいてまとめたものである。

2. プラント情報

トロージャン原子力発電所の一般情報、技術データ、廃止措置情報、許認可状況等をそれぞれ表2～5に示す。

表2 トロージャン原子力発電所一般情報

所有者	ポートランド電力会社
所在地	71760 Columbia River Rainier Oregon 97048 USA
建設主契約	WH社
着工	1971年 2月
初臨界	1975年 12月
運転開始	1976年 5月
最終停止	1992年 11月

表3 トロージャン原子力発電所技術情報

熱出力	3411MWt
電気出力	117.8万kWe/113万kWe(Net)
原子炉圧力容器	12.9m(高さ)×4.39m (内径)×0.202m (肉厚)材質 SA533B
原子炉圧力系	ループ数 4 流量 15,100t/h 入口温度 289℃ 出口温度 324℃ 出口圧力 158kg/cm ² G
燃料装荷数	193体
蒸気発生器	4基
タービン	1基
使用済燃料	781体

表4 廃止措置情報

閉鎖決定	1993年 1月 4日
閉鎖理由	経済性
デコミッショニング方式	大型機器撤去プロジェクト+ 解体撤去 (DECON)
コスト (見積)	425百万米ドル (1997年ドル価値)

表5 許認可状況と工事経過

1993年 4月24日	使用済燃料取り出し
1993年 5月 5日	所有のみライセンス NRC承認
1994年 7月11日	大型機器輸送(LCR)案を州政府へ提出
1994年 1月～	SG(4基)、加圧器等ハンフォードLLW 処分場へ搬出
1995年11月 1日	DECON方式のデコミッショニング計画書(PGE-106)提出
1995年 1月26日	OREGON方式のデコミッショニング計画書(PGE-106)提出
1996年 3月 7日	オレゴン州承認
1996年 4月15日	NRC承認
1997年 1月	PGE-106変更計画案提出 (炉内構造物を含む圧力容器の一括 撤去・処分計画案、NRCに提出)
1998年10月30日	NRC一括撤去・処分計画認可

3. 大型機器撤去、処分 (LCR 計画)

トロージャン原子力発電所の大型機器 (蒸気発生器4基、加圧器) を撤去し、ハンフォード処分場へ輸送する作業は、1994年11月から開始し、途中、反原子力グループの介入による作業中断はあったが、1995年11月成功裏に終了した。

蒸気発生器は、165トンのポーラクレーンを500t用補強処置を行い、格納容器の一部に開口部を設け、搬出している。この蒸気発生器は、内部に軽量コンクリート (Low-density cellular concrete) を充填、密封溶接し、廃棄体用のパッケージとしている。蒸気発生器と加熱器の重量、寸法及び放射能を、表6に示す。なお、蒸気発生器1基のパッケージ化された総重量は、約450トンである。

この軽量コンクリートの充填は、輸送上の安全性及び処分基準に基づくものであり、クレーン吊上げ及び輸送荷重を減らすため、充填するコンクリートには空気バブルを混入させ、その密度を0.3～0.4g/ccと極めて低くしてある。

充填作業は、格納容器内にある蒸気発生器の上部にペントタンクを取付け、一次側及び二次側の下の

表6 大型機器の諸元

機器類	蒸気発生器	加熱器
重量 (t)	331	98
寸法: 直径 (ft)	14.5	8.5
長さ (ft)	68	53
放射能 (Ci)	308	45

方から、格納容器の外に設けられた充填装置のポンプで圧入された。(図1参照)

この作業は装置の設置、充填及び装置の撤去に24時間を要したが、充填実時間は約6時間であり、その間30分毎にサンプル採取しながら行っている。

この蒸気発生器パッケージは、浅地処分基準10CFR61によりクラスA廃棄物に分類される。また、輸送基準ではタイプAに分類され、DOTの40FCR173(トラックANSI N14.2、バージANSI N14.24)が適用され、パッケージ化の溶接と応力解析には、ASMEコードSection VIIIが適用された。

蒸気発生器パッケージの撤去は、格納容器の開口作業から行われ、ワイヤーソーで12ブロック(15t×12)に切断して開口部が設けられた。さらに、その外側にフレームを組み650トンの油圧ジャッキを使用して蒸気発生器パッケージが搬出された。(写真1参照)

輸送は、全体で5週間を要し、陸上31マイルを特殊トレーラー、コロンビア河270マイルをバージ(180ft長さ、50ft幅、14ft深さ)で行っている。(写真2参照)



写真1 蒸気発生器の取出し状況
(Radwaste Magazine Jan. 1997)

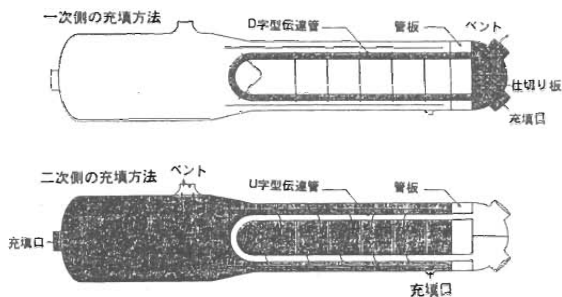


図1 蒸気発生器の軽量コンクリート充填法



写真2 蒸気発生器のバージによる輸送
(Nuclear Engineering International, Feb., 1998)

4. 炉内構造物を含む原子炉压力容器の一括撤去・処分計画

デコミッショニング計画を1995年にNRCに提出した時点では、炉内構造物は別に解体撤去し、 Yankee 原子力発電所の原子炉压力容器の撤去(1997年5月完了)例と同様に压力容器だけ一括撤去する予定であった。その後、さらに検討した結果、炉内構造物と一緒に一括撤去することが技術的に可能であり、コスト低減、工期の短縮、廃棄物の発生量の低減など利点が多いことから、この方法で実施すべく、1997年1月NRCにライセンスの変更申請を行い、1998年10月認可された。現在は撤去、輸送の準備中である。

トロージャン原子炉の放射能インベントリの大部分は、炉内構造物であり、原子炉停止1年後で $4.2 \times 10^6 \text{Ci}$ 、5年後で $2 \times 10^6 \text{Ci}$ である。その主要核種はFe-55、Co-60、Ni-63である。このうち原子炉圧力容

器、クラッド、断熱材、コンクリート等の放射能インベントリは、5年後で $3.1 \times 10^4 \text{Ci}$ である。

このように炉内構造物の放射能インベントリが高いため、低レベル廃棄物 (LLW) として処分することは、現行のNRCの基準の低レベル廃棄物基準Cクラスを超えるため、認められなかった。これに対し、PGE社は原子炉容器と炉内構造物を一緒にし内部に軽量コンクリートを充填すれば、平均放射能密度は10CFR61のLLW Cクラスに相当するとの申請を行ない、最終的にはNRCはこの考え方を認めた。

原子炉圧力容器パッケージは、図2に示すように原子炉圧力容器内に炉内構造物を入れたまま、軽量コンクリートを充填し、炉心領域を中心とする胴部を5インチ、ノズル部周辺を2インチ、下部胴部を1インチとそれぞれ鉄板で追加遮蔽した輸送容器兼廃棄体である。

このパッケージ製作の具体的な工法は、まず、原子炉圧力容器の水を抜き取り、この容器の最上部にベントを設け、生体遮蔽の外側のノズル部からコンクリートモルタルを充填する。モルタル充填中に、空気バブルを混入させることにより、 $0.7 \sim 1 \text{g/cc}$ の低密度コンクリートにする。次に、圧力容器ノズル部を切断し、圧力容器周りに遮蔽板を溶接で取付ける。最終的に溶接による完全な密封処置を行い、表面を除染し塗装を行う。

このパッケージは、総重量950t、体積 226.5m^3 となり、表面線量率 200mR/h 以下、表面から2mの位置で、 10mR/h 以下の輸送基準を満足することができ

る。また、廃棄物輸送容器の場合、落下試験が要求されるが、NRCは輸送パッケージの全重量が10,000トンを超える特殊な条件では不必要であると判断した。さらに安全解析については放射性物質を多量に含むパッケージについては30フィートからの落下に耐えることが要求されるが、輸送ルート上の条件等から11フィートとする解析が認められた。この解析は、ASMEコードSection XIにより行われた。

撤去には、図3および図4に示すように特殊フレームを原子炉キャビティの上に組立、ジャッキで吊上げる。次に、水平に転位させ、蒸気発生器搬出に用いた格納容器開口部より外部にジャッキダウンさせる。

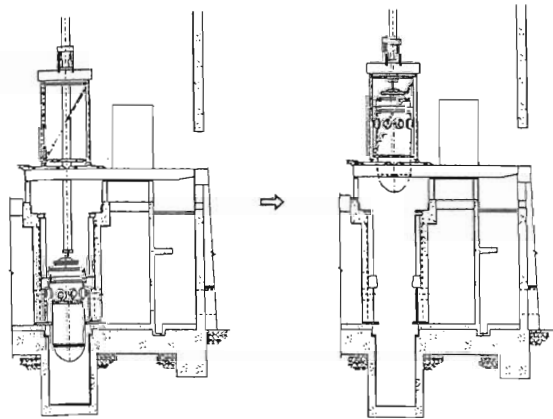


図3 原子炉圧力容器パッケージ吊り上げ手順

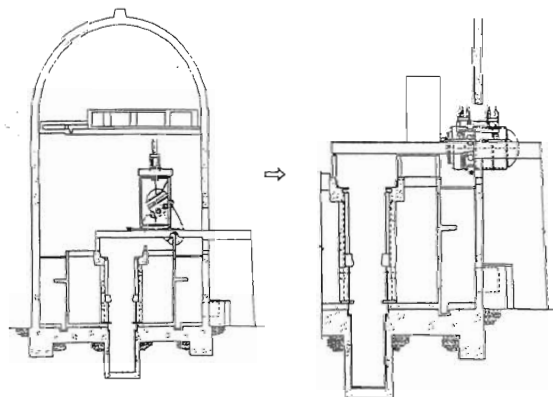


図4 原子炉圧力容器パッケージ横転及び水平移動

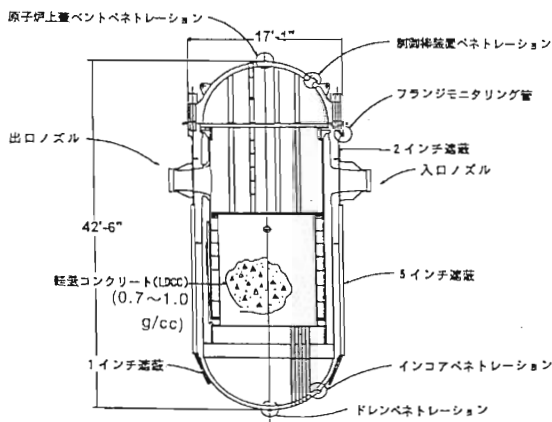


図2 原子炉圧力容器パッケージ (炉内構造物を含む)

輸送時には安全上の緩衝材を取付け、パッケージは約1,020トンに達する。パッケージは図5に示す特殊トレーラでトロージャンの仮設の港（バージスリップ）まで輸送され、コロンビア河を蒸気発生器の場合と同様に、バージに積み込みベントンまで運ばれ、さらにハンフォード処分場まで再度陸送される（図6、図7参照）。最後に、処分場のトレンチに埋設される。

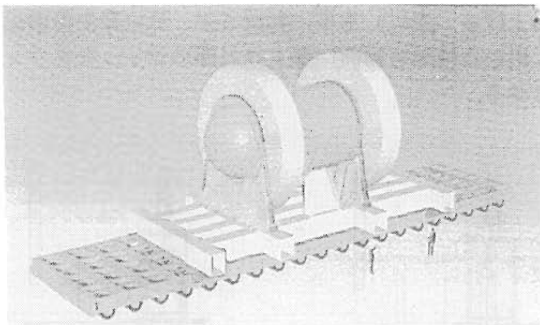


図5 原子炉圧力容器パッケージ輸送時概念図

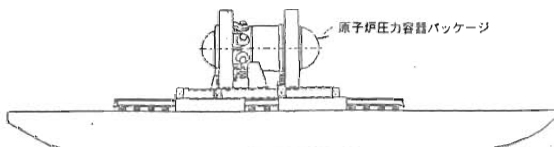


図6 輸送バージ

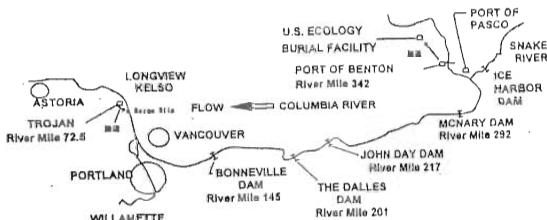


図7 トロージャン原子炉圧力容器パッケージの輸送ルート
(Trojan → Benton → 処分場)

5. 燃料貯蔵施設 (ISFSI)

PGE社は使用済燃料を、ドライキャスクに入れ、燃料貯蔵施設で長期保管する計画が1996年3月、NRCから認可された。

使用済燃料乾式貯蔵キャスクは図8に示すように、燃料集合体24体及びバスケット等から構成され、下部の空気入口から上部の空気出口への自然通風により崩壊熱を除去する方式である。また、使用済燃料の輸送には燃料を含む45tのバスケットのみを105t (16ft × 9.5ft) の輸送キャスクによって行う。ISFSI (約50m × 30m) の貯蔵パットの建設の様子を写真3に示す。

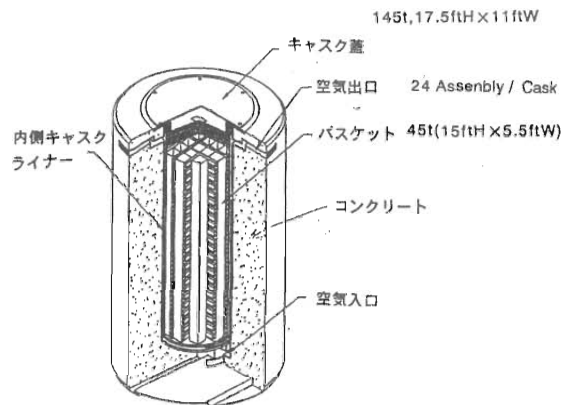


図8 使用済燃料乾式貯蔵キャスク

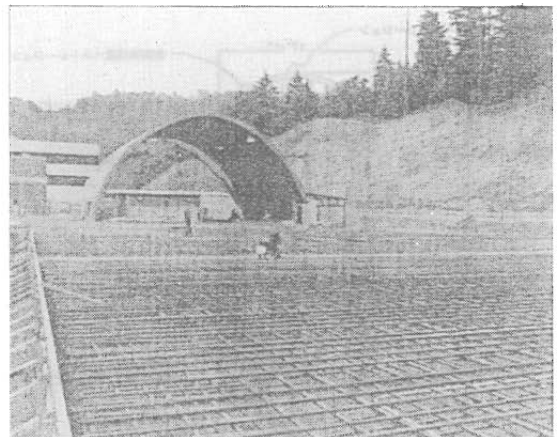


写真3 建設中のISFSI

(Nuclear Engineering International, Feb., 1998)

6. コスト評価等

デコミッションングコストは、DOE のデコミッションングハンドブック及び AIF/NESP-036 のガイドラインを参考に、TIG サービス社により 1994 年 5 月評価された。その結果、総コストは 416 百万米ドルで、その内訳を表 7 に示す。そのコスト内訳は、NRC 規制部分（原子炉の解体、除染及び処分費）197 百万ドル、使用済燃料管理 168.6 百万ドル、サイト修復 42.2 百万ドル等である。

1997 年の見直しにより、総コストは 425 百万ドル（1993 年米ドル価格）と評価されている。

これまでの実績のうち大型機器の一括撤去及び処分に対するコストは、予算 18.5 百万ドルに対して、実績計 16.9 百万ドルであり、その内訳は、主契約の約 8.0 百万ドル、埋設費 2.1 百万ドル（処分体積 1,585m³）、PGE 社分 4.2 百万ドル、その他 2.6 百万ドルである。

また、原子炉圧力容器パッケージ一括撤去方式を採用すると、そのコストは 17.5 百万ドルと見積もられ、細断工法を採用した場合との差による節約分は、15 百万ドルと評価している。

なお、トロージャンサイトの従業員は、運転終了時点で約 1,000 人であったが、4 ヶ月後に半分に減り、さらに徐々に減少し、1997 年現在約 170 人となっている。

表 7 デコミッションングコスト

（1993 年ドル価格）単位：百万米ドル

NRC 規制部分のデコミッションングコスト	197.0
大型機器撤去	18.5 (16.9) *1
DECON 計画/DECON/ライセンス変更	178.5
非規制部分のデコミッションングコスト （サイト修復コスト）	42.2
使用済燃料管理コスト	168.6
使用済燃料プール運転保守	66.3
ISFSI* の建設及びデコミッションング	36.7
ISFSI 運転保守	65.6
* Independent Spent Fuel Storage Installation	
保険、ローン等のコスト	8.2
合計	416 (425) *2

*1 実績値 *2 1997 年見積り

7. 作業者の被ばく線量評価

プロジェクト全体での総被ばく線量評価値は、約 600 人・レムであり、その内訳を表 8 に示す。

これまでの実績で大型機器撤去作業の被ばく量は、計画値 115 人・レムに対し、実績値 54 人・レムであった。

また、炉内構造物を細断し、圧力容器だけ一括撤去する場合の作業者の被ばく量は、約 90 人・レムと評価したが、炉内構造物を含む原子炉圧力容器と一緒に一括撤去すると、50 人・レムになると評価している。さらに、廃棄物輸送の回数も 54 回に代わり 1 回の輸送で終了することから、もともと被ばく量は少ないが、輸送、埋設等の作業の被ばく低減率は 90 % 以上と評価している。

表 8 作業者の計画被ばく線量（1995 年評価値）

作業項目	累積放射線被ばく量 (人・レム)
蒸気発生と加熱器の撤去	138 *1 (54) *2
炉内構造物の撤去	50 *3
解体撤去作業	
原子炉容器	35 *3
原子炉冷却系統設備	51
使用済燃料ラック	19
プラント補助系統設備	165
構造物	46
その他	20
小計	336
運転保守	9
使用済燃料貯蔵施設への移動	58
合計	591

*1 作業直前の予測値 115 人・レム

*2 実績値

*3 原子炉容器と炉内構造物を一体化し、一括撤去する場合の
予測値 50 人・レム

8. むすび

PGE 社の炉内構造物を含む原子炉圧力容器の一括撤去処分計画は、米国の商業炉のデコミッションングの最初のケースとして、NRC から認可された。

この計画は、廃棄物の合理的な処分、作業者の被ばく低減及びコスト節約の観点から有効であると評

価されている。認可に当たっては、NRCの公聴会に加え、オレゴン州及びワシントン州による公聴会が開かれ、細断方法と一括撤去方法を比較して説明し、理解が得られたとのことである。

原子炉压力容器だけの一括撤去・処分は、すでにヤンキーロー炉で実施済であるが、今後、トロージャン炉の実績が出るとこの方法を採用するデコミッショニング方式も多くなることが予想される。

我が国でも将来のデコミッショニングオプションの一つとして十分に研究調査を進めることは、重要であると考えている。

[参考文献]

(1) Trojan ~~4~~ prompt approach to decommissioning,

Nuclear Engineering International, Feb. 1998

(2) Trojan Reactor Vessel and Internals, MICHAEL B. Lacky, P. E., Decommissioning Conference Oct. 13 - 16, 1996, Florida

(3) The Trojan Large Component Removal Project ANS Topical Meeting April, 1996 Chicago

(4) Steam Generator & Pressurizer Radwaste Package Design Features ANS Topical Meeting April, 1996 Chicago

(5) Low Density Cellular Concrete (LDCC) Injection ANS Topical Meeting April, 1996 Chicago

(6) Docket 50 - 344 Trojan Decommissioning Plan

(7) The Trojan Large - Component Removal Project

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19号 発行日：平成10年12月10日

編集発行者 (財)原子力施設デコミッショニング研究協会

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100

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

印刷所 ニッセイエブプロ(株) TEL 029-282-7321

RANDEC's Capability

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

The capability and service of RANDEC are to;

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



Provide technical information on decommissioning.



Train for decommissioning.



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

財団法人

原子力施設デコミッショニング研究協会

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821番100東海外材ビル
TEL. 029-283-3010 FAX. 029-287-0022