

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：原子力発電と核燃料サイクルは揺籃から墓場まで
総説：放射線障害防止法の改正について
技術概説：研究炉「JRR-2」廃止措置
技術報告：コールドクレーシブルによる解体金属の熔融技術について(Ⅲ)
汚染コンクリート除染技術の開発
核燃料サイクル施設廃止措置へのシステムエンジニアリングの適用

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

No. **30** 2004

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た活動及びRI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行っています。

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。



RI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行います。



デコミッショニング及びRI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業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30号 (2004年9月)

目次

巻頭言

原子力発電と核燃料サイクルは揺籃から墓場まで	1
	宮崎 慶次

総説

放射線障害防止法の改正について	2
	坂本 義昭、妹尾 宗明

技術概説

研究炉「JRR-2」廃止措置	11
	中野 正弘、大川 浩、鈴木 武、 岸本 克己、照沼 章弘、矢野 政昭

技術報告

コールド・クルーシブルによる解体金属の溶融技術について(Ⅳ)	25
	宮尾 英彦、鈴木 正啓、榎戸 裕二、 田中 努、桑山 真二郎、内田 誠

汚染コンクリート除染技術の開発	42
	小栗 第一郎、鳥居 和敬、塚原 裕一

核燃料サイクル施設廃止措置へのシステムエンジニアリングの適用	53
	杉杖 典岳、田中 祥雄、時澤 孝之、安念 外典 米川 茂、仲倉 宏之、徳安 隆志、有富 忠彦

Journal of the RANDEC

No.30 Sep. 2004

CONTENTS

General Remarks

- Revise of the Law Concerning Prevention from Radiation Hazards due to Radioisotopes, etc. 2
Yoshiaki SAKAMOTO, Muneaki SENOO

Exposition

- Present Status of JRR-2 Decommissioning 11
Masahiro NAKANO, Hiroshi OHKAWA, Takeshi SUZUKI,
Katsumi KISHIMOTO, Akihiro TERUNUMA and Masaaki YANO

Technical Report

- Promising Technology for the Reuse of Dismantled Metal by an Induction Cold Crucible 25
Hidehiko MIYAO, Masahiro SUZUKI, Yuji ENOKIDO,
Tsutomu TANAKA, Shinjiro KUWAYAMA and Makoto UCHIDA
- Development of Enhanced Decontamination Technology for Concrete Surface 42
Daiichiro OGURI, Kazuyuki TORII and Yuichi TSUKAHARA
- Application of a System Engineering to Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities 53
Noritake SUGITSUE, Yoshio TANAKA, Takayuki TOKIZAWA,
Sotonori ANNEN, Shigeru YONEKAWA, Hiroyuki NAKAKURA,
Takashi TOKUYASU and Tadahiko ARITOMI

SUMMARIES

Revise of the Law Concerning Prevention from Radiation Hazards due to Radioisotopes, etc.

Yoshiaki SAKAMOTO, Muneaki SENOO
J.RANDEC, No30 (Sep. 2004) page 2 ~ 10, 4 Figures,

The Law Concerning Prevention from Radiation Hazards due to Radioisotopes, etc. was revised in 2004. The regulation about disposal of RI waste was fixed at this revise of the law. Regulation of an application about the disposal of the RI waste was added to former radioactive waste control business. And regulation of confirmation of waste disposal by a regulation body was added. By this law revision, a necessary system for the RI waste disposal is ready.

Furthermore, the Basic Safety Standard (BSS) and the following rationalization of related to regulation were introduced into the Law Concerning Prevention from Radiation Hazards due to Radioisotopes, etc. by this law revision. The regulation for a handling of radionuclides will be changed a lot due to the introduction of the BSS.

Present Status of JRR-2 Decommissioning

Masahiro NAKANO, Hiroshi OHKAWA,
Takeshi SUZUKI, Katsumi KISHIMOTO,
Akihiro TERUNUMA and Masaaki YANO
J.RANDEC, No30 (Sep. 2004) page 11 ~ 24, 4 Figures,
4 Tables, 9 Photos

Japan Research Reactor No. 2 (JRR-2), heavy water moderated and cooled tank type research reactor with maximum thermal power of 10MW, was operated for over 36 years, and was permanently shut down in December, 1996. In 1997, decommissioning plan was submitted to the STA, and dismantling began.

Decommissioning program of JRR-2 is divided into 4 phases. Phases 1 and 2 had already been completely finished without any trouble. Furthermore, the phase 3 was also finished in February, 2004 as planned. The worker exposure was achieved well under the estimate in the phase 1, 2 and 3.

The reactor will be removed in the phase 4 by one piece removal technique. The reactor building is planned to use effectively as hot experimental facilities after decommissioning.

In the original decommission program of JRR-2, the phase 4 was expected to start in 2004 and would finish at 2007, however, in order to reduce the quantity and activity level of radioactive waste in the phase 4, the decommissioning program was revised to maintaining the reactor in safe storage.

Promising Technology for the Reuse of Dismantled Metal by an Induction Cold Crucible

Hidehiko MIYAO, Masahiro SUZUKI,
Yuji ENOKIDO, Tsutomu TANAKA,
Shinjiro KUWAYAMA and Makoto UCHIDA
J.RANDEC, No30 (Sep. 2004) page 25 ~ 41, 15 Figures,
6 Tables

An induction cold crucible melting is one of the most promising technologies for the reuse of radioactively contaminated metals because it ensures a long life operation without generating secondary wastes under high temperature during the melting of dismantled metals.

After cold tests, hot tests on MERC (Melting and Recycling of Metals by Cold Crucible) process including partition test of uranium among slag, ingot and dust, and melting of real dismantled metals of stainless steel, copper and aluminum were carried out. In MERC, an induction cold crucible, which mainly consists of a melter, decontaminator and continuous caster is used for the melting and solidifying metals contaminated by uranium, together with the flux for decontamination, followed by cutting ingot and delamination of slag.

In partition tests of uranium, tracer UO_2F_2 was added to metals together with the flux in the form of oxide, fluoride and chloride for stainless steel, copper and aluminum, respectively. Decontamination factor for stainless steel and aluminum has increased up to 1800 and 1300, respectively, while for copper 20. Radioactivity of dismantled stainless steel, copper and aluminum was decreased below 0.3Bq/g after melting.

Cylindrical hollow ingots, useful for manufacturing to containers, were produced by casting metal with low melting temperature using annular type cold crucible. From the results, real annular type MERC which will be applied for melting stainless steel was designed aided by mathematical model.

This work was performed under the sponsorship of Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

Development of Enhanced Decontamination Technology for Concrete Surface

Daiichiro OGURI, Kazuyuki TORII
and Yuichi TSUKAHARA

J.RANDEC, No30 (Sep. 2004) page 42 ~ 52, 9 Figures,
5 Tables, 2 Photos

Decommissioning Tokai Power Station has started in 2001 and decontamination of concrete is expected in near future. In the past experience in decommissioning JPDR of Japan Atomic Energy Research Institute, several existing scheme such as scabblers, planers, shot-blasts, breakers, and so on were used and evaluated. However, the Tokai Power Station has far wider and deeper area of concrete that requires decontamination, therefore more effective scheme and less radioactive dose during the process is required. This document reports development of a new scheme of concrete surface removal using a multi-head spiky hammer, as well as combined air flow control system that prevents dust from spreading and collects removed concrete particles simultaneously. Performance of the new scheme is evaluated by practical tests using a concrete mockup that copies the actual contaminated concrete as same, strong and tough as possible. The test results has shown that the spiky hammer and the air flow control system are enough effective in

terms of speed, precision, and enough safe in terms of dust control and collection of removed particles.

Application of a System Engineering to Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities

Noritake SUGITSUE, Yoshio TANAKA,
Takayuki TOKIZAWA, Sotonori ANNEN,
Shigeru YONEKAWA, Hiroyuki NAKAKURA,
Takashi TOKUYASU and Tadahiko ARITOMI
J.RANDEC, No30 (Sep. 2004) page 53 ~ 67, 17 Figures,
2 Tables

In the Ningyo-Toge Environmental Engineering Center, we clarify a relation of all works about the decommissioning. And we have been developing a decommissioning engineering system. The decommissioning engineering system consists of functions of supporting the decommissioning works, gathering the experience data of the decommissioning technology and generally evaluating the decommissioning plan on the basis of facilities information collected by three-dimensional CAD. It takes a long period to accomplish a decommissioning of nuclear fuel cycle facility including its planning in comparison with general chemical plants due to the peculiarity to handle radioactive materials. In addition the decommissioning process composed of decontamination, dismantling, treatment and waste disposal is closely affected to each other. Then it is important to develop the system engineering in the decommissioning.

原子力発電と核燃料サイクルは揺籃から墓場まで



近畿職業能力開発大学校々長
大阪大学名誉教授 宮崎 慶次

2000年原子力開発利用長期計画(長計)の改定作業の際に、第3分科会では高速炉を巡る議論がなされ、「もんじゅ」の再起動が問題となった。ある委員が「もんじゅ」は廃棄して記念博物館にすべきだと主張した。私は「もんじゅ」はお釈迦様にするには未だ早い、もっと長く修養を積んでからでないと「成仏」させるべきではないと切り返した。だが、その比喩がそのまま議事録となるのは適切でないかもしれないと考え、6000億円近くものお金をかけた装置を、大した事故でもないのに長期に止めるとは無駄使いも甚だしい。早期に運転を再開し、当初の使命を果たすのが本筋であろうと、付け加えた。

その後、RANDECから旧ロシア(カザフスタン)の高速炉BN-350の廃炉関連で「高速炉冷却材ナトリウム」の除染技術に関する調査委員会の主査の依頼があったとき、一瞬ためらった。「常陽」のことが念頭から消えていて、日本で高速炉の廃炉なんてとんでもないとの思いからである。思えば「常陽」の臨界は1977年のことで、当時、私がシカゴ郊外のアルゴンヌ研究所に留学していて、周りの人々から祝福の言葉を受け、日本人として誇らしく感じた覚えがある。福井テレビ深夜の討論で、故高木仁三郎氏に「常陽の順調な稼働がナトリウムは漏れないとの過信を生み、もんじゅ事故を招いた」と批判されたが、同感の思いもある。「常陽」はずいぶん順調に稼働したものだ。あらためて、関係者の努力に敬意を表します。

だが、その「常陽」も稼働後四半世紀を経たとあれば、やはり将来に備えて、BN-350の廃炉を教材に調査・検討しておくことは有意義だと思ひ、また、ナトリウム、NaK、リチウムなどの液体金属取り扱い経験者として、参加し勉強させていただくつもりでお引き受けした。大阪大学の現役時代は、とかく専門性にこだわりがあり、原子炉工学の中でも液体金属の電磁流体や熱工学関連の実験研究で独自の成果を出すことに追われ、心の余裕もなかったが、研究現場の現役引退近い時期から、核燃料サイクル全体としての完結が重要なことを再認識し、再処理や廃棄物関連施設も積極的に見学するように心掛けている。

現在、新しい長計の策定会議が開かれ、核燃料サイクルを巡る議論が中心議題となっている。「直接処分か再処理か」である。一般のゴミ処理も同様だが、使用済燃料についても、価格的には多少は割高でも、資源小国日本にとっては、核燃料資源の有効利用、環境負荷の低減、エネルギー・セキュリティなどの観点から「再処理」が必要なことは明白であろう。ましてや、高速増殖炉と核燃料再処理を抜きにしては、核エネルギー利用の未来は語れない。

トイレなきマンションと悪口もたたかれたが、今では原子力はFrom the cradle to the grave(揺籃から墓場まで)の標語通りに実行しようとしている。だが、一般の理解が十分に得られているとは言い難い。私自身は初心に帰って、勉強しながら説法者の役割を果たすのが原子力専門家としての終の棲家と自覚しながら、委員長として仕事をさせていただいている。

放射線障害防止法の改正について

坂本義昭*、妹尾宗明*

Revise of the Law Concerning Prevention from Radiation Hazards due to Radioisotopes, etc.

Yoshiaki SAKAMOTO, Muneaki SENOO

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（以下、放射線障害防止法）が、平成16年に改正された。本改正では、RI廃棄物の埋設処分に関する規定が整備された。この整備では、従来の廃棄の業に埋設処分に係る申請を追加するとともに、埋設時の確認を行う規定が追加された。この改正により、RI廃棄物の埋設処分事業を進めるために必要な制度が整ったこととなる。

また、本改正では、国際免除レベル導入により、放射性同位元素の規制が従来とは大きく異なることから、これに合わせた規制の合理化が行われた。

The Law Concerning Prevention from Radiation Hazards due to Radioisotopes, etc. was revised in 2004. The regulation about disposal of RI waste was fixed at this revise of the law. Regulation of an application about the disposal of the RI waste was added to former radioactive waste control business. And regulation of confirmation of waste disposal by a regulation body was added. By this law revision, a necessary system for the RI waste disposal is ready.

Furthermore, the Basic Safety Standard (BSS) and the following rationalization of related to regulation were introduced into the Law Concerning Prevention from Radiation Hazards due to Radioisotopes, etc. by this law revision. The regulation for a handling of radionuclides will be changed a lot due to the introduction of the BSS.

1. はじめに

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（以下、放射線障害防止法）は、放射線利用に伴う放射線障害の防止のため、放射性物質の取扱いについて基準を定め、放射線障害を防止するための規制を行う必要性から、1957年6月に制定・公布、翌1958年4月1日から施行された法律である。これまでに、国際放射線防護委員会（ICRP）の種々の勧告の趣旨の採り入れに対応した改正を行い、その運用がなされてきた。

しかし、近年の放射性同位元素等の使用形態の多様化、国際原子力機関（IAEA）による国際安全基準（Basic Safety Standard：BSS）で規定されている免除レベルの勧告等が行われていること、更に放射線障害防止法の規制下で発生する放射性廃棄物（RI廃棄物）の埋設処分事業の進展等の国内状況の変化を反映して、平成16年に放射線障害防止法の大規模な改正が行われた。今回の改正は、規制の合理化の観点から以下の主な点について実施されたものである（Fig.1 参照）。

1) 放射性同位元素の装備機器について設計認証

*：(財) 原子力研究バックエンド推進センター (RANDEC)

- を受けたものに対しての規制合理化
- 2) 放射性同位元素の販売及び賃貸の業を許可制から届出制に変更
 - 3) 廃棄物埋設の規定の整備
 - 4) 施設検査・定期検査の合理化、放射線測定記録等の定期確認制度、第三種放射線取扱主任者の制定と放射線取扱主任者の定期講習制度の創設

これらの放射線障害防止法改正は、第159回国会において審議・可決・成立（2004年5月25日）し、同年6月2日に公布された。

この改正の中で放射性廃棄物に関わる事項としては、RI廃棄物の埋設処分について制度が整備された。これにより、原子炉等規制法と合わせて法律レベルでは、RI・研究所等廃棄物の処分に関して法整備が終了したこととなる。今後は、具体

的な埋設処分に係る規定として、廃棄体の基準や埋設施設の基準並びに埋設確認等の詳細を定める政省令の改正が1年以内に行われる予定である。

本報では、今回の放射線障害防止法の改正の概要、特にRI廃棄物の規制の概要について報告するものである。

2. RI 廃棄物の埋設の規定

2.1 背景

RI廃棄物は、放射性同位元素の利用に伴い発生しており、主に放射性同位元素で汚染した衣類や手袋、ガラスビンやプラスチック、また機器類等である。その大半は、(社)日本アイソトープ協会が集荷・処理・保管を行っているとともに、日本原子力研究所等の事業所は自ら処理・保管を行っているところである。このようなRI廃棄物は、平

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律の改正案(概要)

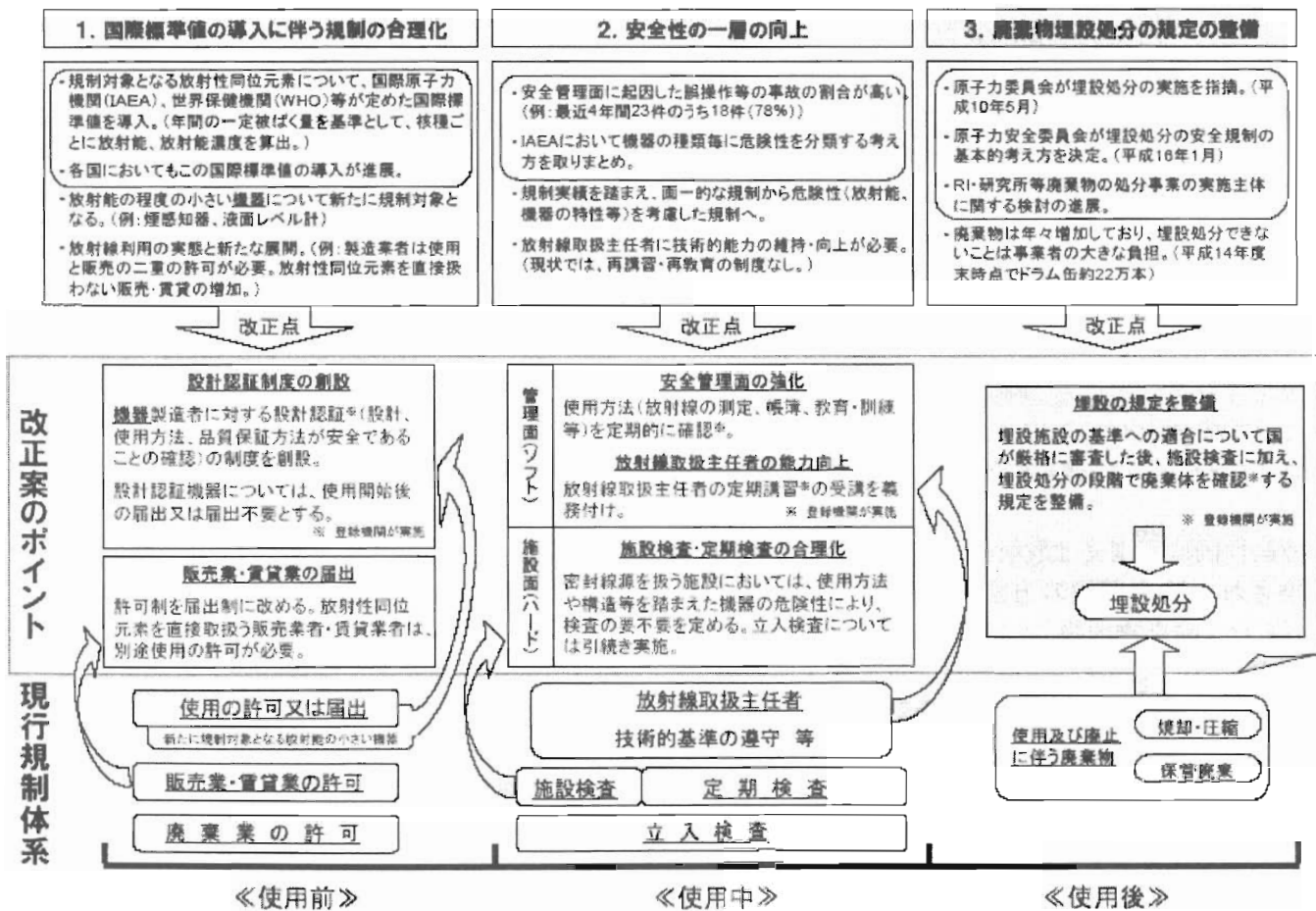


Fig.1 Outline of Revise of the Law Concerning Prevention from Radiation Hazards due to Radioisotopes, etc. ²⁾

成14年度末現在で約21.6万本(200Lドラム缶換算)が保管され、年々保管量が増加しているところである³⁾。このため、2004年1月には、原子力安全委員会がRI廃棄物の埋設処分の安全規制に関する報告書「放射性同位元素使用施設等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方」を取りまとめた³⁾。この中で、RI廃棄物の埋設処分は基本的に既に埋設処分が実施されている原子炉廃棄物の浅地中処分と同様の考え方が適用できると考えられる、とされている。このような安全規制の検討結果を受けて、放射線障害防止法において、最終処分場への埋設の規制に必要な規定が整備されたものである。

また、RI廃棄物の埋設処分に係る事業の推進に関しては、1998年に原子力委員会 原子力バックエンド対策専門部会では「RI・研究所等廃棄物の処理処分の基本的考え方について」⁴⁾を取りまとめるとともに、2004年3月に文部科学省研究振興局によるRI・研究所等廃棄物の処分事業に関する懇談会で報告書が取りまとめられ⁵⁾、今後の埋設処分についての方針が示されたところである。

したがって、埋設処分事業の推進と安全規制の両者について制度整備が進行しているところである。

2.2 埋設処分に係る規定の改正

放射線障害防止法では、基本的に廃棄の業が既に規定されていること、廃棄施設や廃棄の基準も既に法律条項として規定されていることから、埋設処分に 대해서는、既存の廃棄の業の規制に対して、

- 1) 放射性同位元素又は放射性同位元素によって汚染された物の埋設の方法による最終的な処分(以下、「廃棄物埋設」という)を行う場合は、許可申請書に埋設を行う放射性同位元素又は放射性同位元素によって汚染された物の性状等についても記載すること。
- 2) 廃棄物埋設をしようとする許可廃棄業者は、当該廃棄物埋設において講じる措置が技術上の基準に適合することについて文部科学大臣又は登録埋設確認機関の確認を受けなければならないこととすること。

を追加する形で主な規定が整備された。また、制度上の条項として、廃棄業者の合併、相続、埋設地の譲受け等の規定も併せて整備された。

具体的な法律条項としては、以下のとおりである。下線部が埋設の取り入れに関して改正された条文を示す。

(廃棄の業の許可)

第4条の2 放射性同位元素又は放射性同位元素によって汚染された物を業として廃棄しようとする者は、政令で定めるところにより、文部科学大臣の許可を受けなければならない。

2 前項の許可を受けようとする者は、次の事項を記載した申請書を文部科学大臣に提出しなければならない。

一～六 (略)

七 放射性同位元素又は放射性同位元素によって汚染された物の埋設の方法による最終的な処分(以下「廃棄物埋設」という)を行う場合にあっては、次に掲げる事項

- イ 廃棄物埋設を行う放射性同位元素又は放射性同位元素によって汚染された物の性状及び量
- ロ 放射能の減衰に応じて放射線障害の防止のために講ずる措置

(許可証)

第9条 文部科学大臣は、第三条第一項又は第四条の二第一項の許可をしたときは、許可証を交付する。

2 (略)

3 第4条の2第1項の許可をした場合において交付する許可証には、次の事項を記載しなければならない。

一～五 (略)

六 廃棄物埋設に係る許可証にあっては、埋設を行う放射性同位元素及び放射性同位元素によって汚染された物の量

(廃棄に関する確認)

第十九条の二

(略)

2 放射性同位元素又は放射性同位元素によって汚染された物を廃棄物埋設地に埋設しようとする

廃棄業者は、その都度、当該廃棄物埋設において講ずる措置が前条第一項の技術上の基準に適合することについて、文部科学省令で定めるところにより、文部科学大臣又は文部科学大臣の登録を受けた者（以下「登録埋設確認機関」という。）の確認（以下「埋設確認」という。）を受けなければならない。

(合併等)

第二十六条の二

(略)

2 廃棄業者である法人の合併の場合（廃棄業者である法人と廃棄業者でない法人が合併する場合において、廃棄業者である法人が存続するときを除く。）又は分割の場合（当該許可に係るすべての放射性同位元素及び放射性同位元素によって汚染された物並びに廃棄物詰替施設等を一体として承継させる場合に限る。）において当該合併又は分割について文部科学大臣の認可を受けたときは、合併後存続する法人若しくは合併により設立された法人又は分割により当該放射性同位元素及び当該放射性同位元素によって汚染された物並びに廃棄物詰替施設等を一体として承継した法人は、廃棄業者の地位を承継する。

(廃棄業者の相続)

第二十六条の三 廃棄業者（廃棄物埋設を行う者に限る。次項において同じ。）について相続があつたときは、相続人は、廃棄業者の地位を承継する。

2 前項の規定により廃棄業者の地位を承継した相続人は、相続の日から三十日以内に、文部科学省令で定めるところにより、その旨を文部科学大臣に届け出なければならない。

(廃棄物埋設地の譲り受け等)

第二十六条の四 廃棄物埋設を行う廃棄業者からその設置した廃棄物埋設地又は廃棄物埋設地を含む一体としての廃棄物詰替施設等を譲り受けようとする者は、政令で定めるところにより、文部科学大臣の許可を受けなければならない。

2 第五条、第七条から第九条までの規定は、前項の許可について準用する。

3 第一項の許可を受けて当該廃棄業者からその

設置した廃棄物埋設地又は廃棄物埋設地を含む一体としての廃棄物詰替施設等を譲り受けた者は、当該廃棄物埋設地に係る廃棄業者の地位を承継する。

(登録埋設確認機関の登録)

第四十一条の二十三 第十九条の二第二項の登録は、埋設確認に関する業務（以下「埋設確認業務」という。）を行おうとする者の申請により行う。

(準用)

第四十一条の二十四 第四十条から第四十一条の十四までの規定は、第十九条の二第二項の登録について準用する。この場合において、これらの規定中「設計認証員」とあるのは「埋設確認員」と、「設計認証等のための審査」とあるのは「埋設確認」と、「主任設計認証員」とあるのは「主任埋設確認員」と、「設計認証業務」とあるのは「埋設確認業務」と、「登録認証機関」とあるのは「登録埋設確認機関」と、「設計認証業務規程」とあるのは「埋設確認業務規程」と、「設計認証員等」とあるのは「埋設確認員等」と、第四十一条第二項中「登録認証機関登録簿」とあるのは「登録埋設確認機関登録簿」と、第四十一条の三第二項中「第十二条の三第一項の技術上の基準に適合する方法その他文部科学省令で定める方法」とあるのは「文部科学省令で定める方法」と読み替えるほか、これらの規定に関し必要な技術的読替えは、政令で定める。

なお、手数料、報告徴収、立入検査、聴聞の特例、不服申立て等、公示、罰則、については省略した。

2.3 原子力安全委員会との関わり

放射線障害防止法の規制においては原子力安全委員会による審査は法律上規定がない。しかしながら、RI廃棄物の埋設処分事業が実際に行われることとなった際は、埋設処分が長期的に行われることを踏まえ、その安全確保には特に万全を期して対応することが必要である、との理由から、2004年6月14日第41回原子力安全委員会において、原子力安全委員会決定「放射性同位元素等に

よる放射線障害の防止に関する法律の一部を改正する法律に基づく文部科学省の規制活動に対する原子力安全委員会の対応について」(原安委決第19号)が決定された⁶⁾。本決定では、放射線障害防止法に基づく省令等について制定の前に事前に報告を求め、必要に応じ、意見や見解を示すとともに、今後、放射線障害防止法で規定する廃棄の業のうち、放射性廃棄物の埋設処分に関して下記の事項の規制行為が行われた際には、原子力安全委員会に報告を求め、埋設処分に対する安全確保が適切に行われたかを確認することとする、としている。

- ①第4条の2第1項の規定による許可
- ②第12条の8第2項の規定による施設検査
- ③第12条の9第2項の規定による定期検査
- ④第12条の10第1項の規定による定期確認
- ⑤第42条第1項の規定による報告徴収(放射線障害が発生したとき又は発生するおそれのあるときのその状況及びそれに対する処置に関するものに限る。)
- ⑥第43条の2第1項及び第2項の規定による立入検査

したがって、今後、RI廃棄物の埋設処分の実施に際しては、行政庁による審査や検査・確認とともに、その結果について原子力安全委員会による確認も行われることとなる。

2.4 RI 廃棄物の埋設処分の流れと埋設に係る基準等

改正された放射線障害防止法に基づく、RI廃棄物の埋設処分に際しては、次のような流れになると考えられる。すなわち、

- 1) 廃棄業者が文部科学大臣に廃棄の業の許可申請書を提出
- 2) 文部科学省による審査
- 3) 許可及び許可証の交付、原子力安全委員会への許可の報告
- 4) 埋設施設の完成
- 5) 埋設施設の検査合格及び合格証の交付、原子力安全委員会への報告
- 6) 放射線予防規定の届出
- 7) 放射線取扱主任者選任届出
- 8) 廃棄体の埋設

- 9) 埋設の都度、埋設確認
- 10) 施設の定期検査、記録の定期確認、原子力安全委員会への報告
- 11) 適宜、立入検査、原子力安全委員会への報告
- 12) 廃棄物埋設終了時に埋設確認
- 13) 放射線予防規定の変更届出、段階管理による管理
- 14) 記録の定期確認
- 15) 段階管理の終了、廃棄の業の廃止届となる。

これらの流れについては、法律に示されたものであり、具体的に事業を実施するにあたって必要となる各項目に関する規制事項、例えば、申請書への記載内容、廃棄施設の基準、廃棄体の基準等については、今後、政省令において規定されることとなる。政省令、特に廃棄施設や廃棄体の基準は、既に先行事例として原子炉等規制法において原子力発電所から発生した低レベル放射性廃棄物について規定された基準があるため、これらの基準を参考として検討されるものと考えられる。

3. 国際標準値(規制対象下限値)の取り入れ

3.1 国際免除レベルについて

[国際免除レベルは、通常時では実効線量を年間 $10 \mu \text{ Sv}$ 、事故時では実効線量を年間 1 mSv 、かつ、線源の1年間の使用による集団線量が $1 \text{ man} \cdot \text{ Sv}$ を超えないとする線量規準を定めた^上で、一定の被ばくシナリオに基づく被ばく計算により核種ごとに設定された規制を免除する具体的な数値基準であり、核種ごとの放射能(Bq)、放射能濃度(Bq/g)からなる⁷⁾。このような国際免除レベルについては、IAEAが1996年に「電離放射線に対する防護と放射線源の安全のための国際基本安全基準」において具体的な基準である国際基本安全基準免除レベルを提示した⁸⁾。また、英国放射線防護庁(NRPB)が1999年に刊行した免除レベルに関する報告書(以下「NRPB-R306」という⁹⁾)において、BSSの295核種以外の核種の免除レベルを計算し、合計765核種分の免除レベルが示されている⁷⁾。

これらを踏まえて、放射線審議会では「規制免除について —国際基本安全基準における規制免除レベルの国内法令への取り入れ検討結果—」を

2002年10月に取りまとめるとともに¹⁰⁾、原子力安全委員会では「国際基本安全基準(BSS)の規制免除レベルの国内規制体系への取り入れ等に当たって」(2003年3月)¹¹⁾、文部科学省放射線安全規制検討会では中間報告書「国際免除レベルの法令への取り入れの基本的考え方について」(2003年6月)¹²⁾をそれぞれ取りまとめた。これら報告書により、国際免除レベルの取り入れに対する方針や基本的な考え方、規制の在り方についての検討が取りまとめられ、今回の放射線障害防止法の改正の基礎となっているものである。

これらを受けて、従来の放射線障害防止法では、放射性物質の定義数量が告示において、密封線源では核種に拘らず一律3.7 MBqであり、非密封線源では核種を3.7 kBq, 37 kBq, 370 kBq, 3.7 MBqの4群に分類し、濃度については密封線源、非密封線源に拘らず、一律74 Bq/g(自然に存在する放射性物質で固体状のものについては370 Bq/g)としていたものに対して、国際規制免除レベルの取り入れにより、従来のように核種に拘らず一律の定義数量を定めるのではなく、BSSに示されている295核種にNRPB-R306に示されている

核種を加えた合計765核種についてそれぞれ定義数量を定める予定である⁷⁾。さらに、国際免除レベルは核種ごとにリスクを評価して設定されていることから、核種ごとの国際免除レベルの一定倍数を許可と届出の区別のレベルとすることとしている⁷⁾。例えば、Fig.2に示すようにその放射能に応じて取り扱いが変更となるとされている。

3.2 国際免除レベル導入に係る規制の合理化

(1) 販売及び賃貸の業の届出

従来は自ら放射性同位元素を取り扱う販売業、賃貸業を想定した規制であったが、昨今の状況においては、直接放射性物質を取り扱わないリース契約のニーズがあることから、取扱いの実態に即した合理的な規制を行うため、販売及び賃貸の業について許可制を届出制に改めることとしている。

(2) 表示付認証機器

3.1に示したような国際免除レベルを導入した場合、ガスクロマトグラフ用ECD等の放射性同位元素の数量、濃度の小さい機器が新たに規制対象

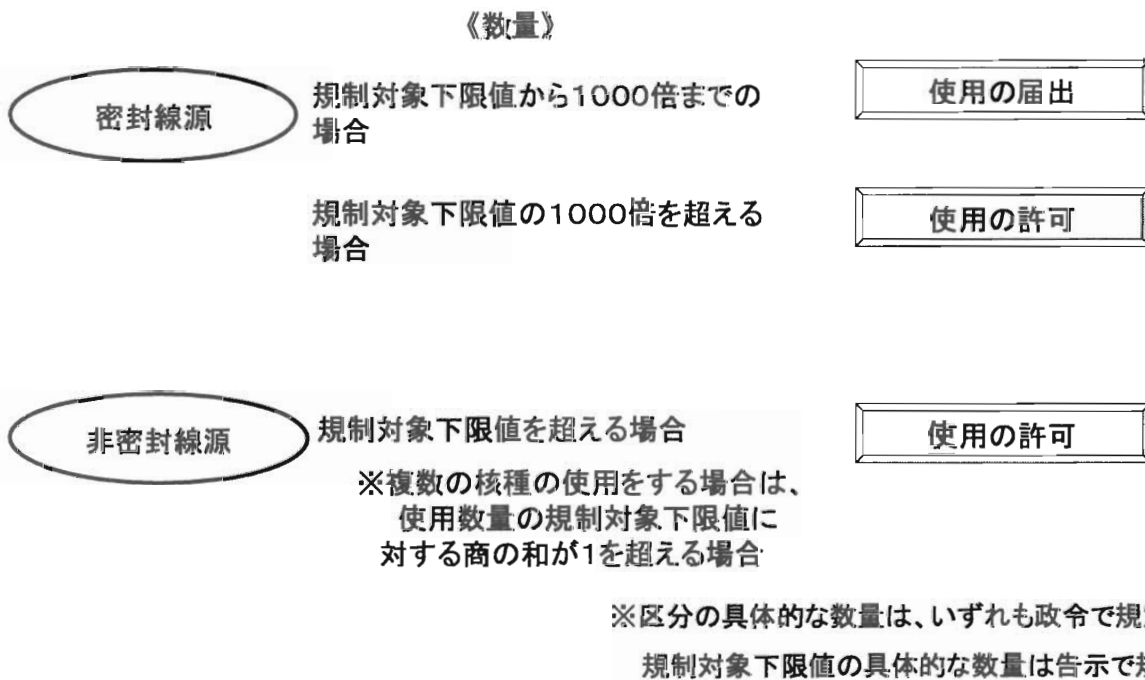


Fig.2 Classification for Handling of Sealed and Unsealed Radioisotopes ¹²⁾

となってしまうものがある。このような機器については、線源の放射能が小さく、また、線源を組み込んだ装備機器としてその外部への放射線の漏えいがほとんどなく、通常の使用状況では、特別の放射線防護の対応が必要でないことから、そのような機器については製造者が装備機器の設計上の安全性などについて国に申請し、国又は登録機関が設計承認の審査を行うことにより、使用者は使用開始後の届出で利用できることとしている。国又は登録機関は、通常の使用状況で使用者の被ばく線量が裕度を持って1 mSv/年を超えない設計となっていること、製造者の品質保証の体制を確認し、さらに、設計承認においては、廃止の際の製造者引取りなどの手順、使用に係る注意事項などの取扱説明の添付や表示を義務づけることとなる (Fig.3 参照)。

4. 安全管理面

4.1 定期確認と施設検査

安全管理面に関しては、ソフト面の管理として被ばく管理、教育訓練の実施状況等の安全管理面

の記録・記帳について定期的に確認する制度を新設するとともに、ハード面の管理としては施設検査及び定期検査について潜在的危険性の低い機器を指定して除外することにより、ソフトとハードの両面から適切な規制を行う形となる。

4.2 放射線取扱主任者

従来の放射線取扱主任者は、第1種と第2種が規定されていた。しかし、規制免除レベルの導入に伴い、数量及び濃度の小さい放射性同位元素の使用に関する規制の合理化及び販売・賃貸の業に関する規制の合理化に伴い、届出使用者、届出販売業者、届出賃貸業者については、放射線の取扱いや法令に関する基本的な知識を有すればよいことから、従来の国家試験を課さず、講習の終了のみで与える免状の区分として第3種の資格を新設した (Fig.4 参照)。

また、放射線取扱主任者については、資格取得後、講習や更新の義務がなかったが、新たな科学的な知見、法令改正等の変化に対応するため、施設ごとを選任されている主任者に定期的な講習を

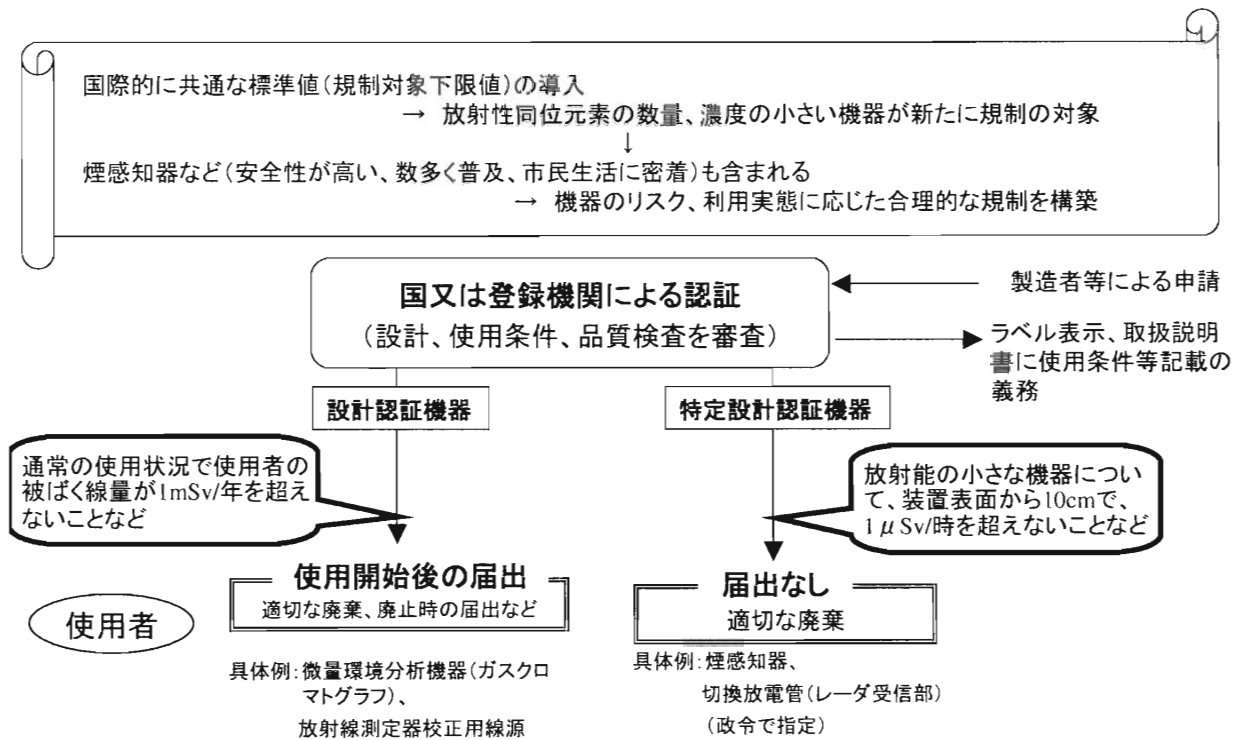


Fig.3 Certification System for Radioisotope-equipped Devices ¹²⁾

(1)数量及び濃度の小さい放射性同位元素の使用に関する規制の合理化
 (2)販売及び賃貸の業に関する規制の合理化(放射線源を直接取り扱わない場合)
 → 放射線の取扱いや法令に関する基本的な知識を有するものが行えば足りる
 ↓
 国家試験を課さず、講習の修了のみで与えられる免状(第3種)を新設
 (届出使用者、届出版売業者、届出賃貸業者の主任者の資格)

現行

密封線源の使用者	その他の事業者	主任者
370GBq～ (許可使用者)	非密封線源の使用者 非密封線源の販売業者 放射線発生装置の使用者 廃業者	1種
3.7MBq～ (許可・届出使用者)	密封線源の販売業者 密封線源の賃貸業者	2種
表示付放射性同位元素 装備機器 (届出使用者)		不要

改正後

密封線源の使用者	その他の事業者	主任者
施設検査等の対象(特 定許可使用者)	非密封線源の使用者 放射線発生装置の使用者 許可廃業者	1種
許可使用者		2種
規制対象下限値の 1000倍まで (届出使用者)	届出版売業者 届出賃貸業者	3種
表示付認証機器 表示付特定認証機器		不要

Fig.4 Revise of License for Supervisor of Radiation Protection¹²⁾

義務付けた。

5. その他改正内容

5.1 合併等

許可使用者である法人等について、合併、分割等の場合における地位の承継ができることとするとともに、廃棄物処理を行う許可廃業者から廃棄物処理施設等を譲り受けようとする者は、文部科学大臣の許可を受けることが規定された。

5.2 登録認証機関等

従来は、法律関係業務の一部を国以外の機関で実施するため、指定法人の規定があった。しかし、外部機関の活用にあたっては、公益法人改革の主旨を踏まえ、登録機関制度を活用することに改正された。このため、登録認証機関、登録検査機関、登録定期確認機関、登録運搬方法確認機関、登録運搬物確認機関、登録埋設確認機関、登録試験機関、登録資格講習機関及び登録定期講習機関の登録の要件等これらの機関が業務を行うに当たり必

要な規定の整備がなされた。

6. おわりに

今回の放射線障害防止法の改正は、放射性同位元素の定義数量の大幅な改正、埋設に係る規定の追加、従来の指定機関から登録認証機関等への変更、放射線取扱主任者の追加等、全面的な法律改正となったものである。

今後、放射線障害防止法の政省令改正で具体的な基準等が整備されることにより、RI・研究所等廃棄物の埋設処分に係る安全規制のうち、RI廃棄物、研究炉から発生する低レベル放射性廃棄物については制度整備が終了することとなる。したがって、今回の放射線障害防止法の改正は、RI・研究所等廃棄物の埋設処分の具体化に向けた大きな一歩であり、今後の処分事業の進展へ期待されるものである。

参考文献

1) 社団法人 日本アイソトープ協会、アイソ

- トープ法令集、社団法人 日本アイソトープ協会 (2002).
- 2) 文部科学省ホームページ、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律の一部を改正する法律案 http://www.mext.go.jp/b_menu/houan/an/04021801.htm
 - 3) 原子力安全委員会、放射性同位元素使用施設等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方、(2004).
 - 4) 原子力委員会 原子力バックエンド対策専門部会、RI・研究所等廃棄物の処理処分に関する基本的考え方について、(1998).
 - 5) 文部科学省 RI・研究所等廃棄物の処分事業に関する懇談会、RI・研究所等廃棄物の処分事業に関する懇談会報告書、(2004).
 - 6) 原子力安全委員会、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律の一部を改正する法律に基づく文部科学省の規制活動に対する原子力安全委員会の対応について、(2004).
 - 7) 放射線安全規制検討会 文部科学省 科学技術・学術政策局、国際免除レベル法令への取り入れの基本的考え方について 中間報告書、(2003).
 - 8) IAEA, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No.115, IAEA Vienna (1996).
 - 9) NRPB, Exemption Concentration and Quantities for Radionuclides not Included in the European Basic Safety Standards Directive, NRPB, (1999).
 - 10) 放射線審議会、規制免除について 一国際基本安全基準における規制免除レベルの国内法令への取り入れ検討結果一、(2002).
 - 11) 原子力安全委員会、国際基本安全基準 (BSS) の規制免除レベルの国内規制体系への取り入れ等に当たって、(2003).
 - 12) 放射線審議会第87回総会配布資料 (2004).

研究炉「JRR-2」廃止措置

中野正弘^{*}、大川 浩^{*}、鈴木 武^{*}、岸本克己^{*}、照沼章弘^{*}、矢野政昭^{*}

Present Status of JRR-2 Decommissioning

Masahiro NAKANO, Hiroshi OHKAWA, Takeshi SUZUKI, Katsumi KISHIMOTO
Akihiro TERUNUMA and Masaaki YANO

JRR-2は熱出力10MW、重水減速・冷却、タンクタイプの研究炉として約36年間運転され1996年12月に永久停止された。その後、1997年原子炉解体届を科学技術庁に提出し、解体工事を開始した。

JRR-2の解体は、4段階に分け行われ、第1段階、第2段階はトラブルもなくすでに終了しており、さらに第3段階の解体工事についても、計画どおり2004年2月に終了した。第1段階から第3段階までの解体工事における放射線業務従事者の被ばくは予測よりも充分少なく管理することが出来た。

原子炉本体は第4段階において一括撤去工法により解体し、残存する原子炉建屋は、実験設備等他の施設に有効利用する計画である。

当初の解体計画では、第4段階は2004年に開始し、2007年終了する予定であったが、第4段階で発生する放射性廃棄物を低減するため、計画の見直しを行い、解体届の変更届を提出して、第4段階開始までの間原子炉本体を安全に貯蔵することとした。

Japan Research Reactor No. 2 (JRR-2), heavy water moderated and cooled tank type research reactor with maximum thermal power of 10MW, was operated for over 36 years, and was permanently shut down in December, 1996. In 1997, decommissioning plan was submitted to the STA, and dismantling began.

Decommissioning program of JRR-2 is divided into 4 phases. Phases 1 and 2 had already been completely finished without any trouble. Furthermore, the phase 3 was also finished in February, 2004 as planned. The worker exposure was achieved well under the estimate in the phase 1, 2 and 3.

The reactor will be removed in the phase 4 by one piece removal technique. The reactor building is planned to use effectively as hot experimental facilities after decommissioning.

In the original decommission program of JRR-2, the phase 4 was expected to start in 2004 and would finish at 2007, however, in order to reduce the quantity and activity level of radioactive waste in the phase 4, the decommissioning program was revised to maintaining the reactor in safe storage.

^{*} : 日本原子力研究所 (Japan Atomic Energy Research Institute, Department of Decommissioning and Waste Management)

1. はじめに

JRR-2は我が国最初の汎用研究炉として、昭和35年10月の初臨界以来長期間、原子力の研究・開発に利用されてきたが、その使命を達成したことから、平成8年12月に原子炉を永久停止し、平成9年5月原子炉の解体届を提出した。解体工事は、平成9年度から平成19年度までの11年間を、①機能停止措置及び冷却材の抜き取り等、②原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉等、③原子炉冷却系統施設等の機器類撤去、④原子炉本体の撤去等の4段階に分けて行うこととし、平成9年8月第1段階の解体工事を開始した。その後、計画どおり解体工事を進め、平成16年2月第3段階の解体工事を予定どおり終了した。引続き平成16年度に最終第4段階の解体工事を開始し、平成19年度完了することとしていたが、第4段階の解体工事で発生する放射性廃棄物量の低減を図るなどのため計画の見直しを行い、密閉した原子炉本体を安全貯蔵する期間を設けることとし平成16年3月31日解体届の変更を行った。今後第4段階開始までの間、原子炉本体を安全貯蔵するとともに、第4段階の工事方法等の検討を行うつつ残存する原子炉施設の維持管理を行うこととした。

本報では、原子炉本体を除く解体予定のすべての機器類撤去工事が終了した第3段階完了までの解体工事について報告する。

2. JRR-2の概要

JRR-2は、最高出力10MWの濃縮ウラン燃料を使用した重水減速・冷却の非均質型原子炉で、米国のCP-5型原子炉が原型炉である。

昭和35年10月1日に臨界となり、以来約36年間にわたり原子炉用燃料・材料の照射試験、RIの生産、中性子ビームを利用した中性子回折実験等原子力の研究・開発の広範な分野に利用されてきた。また、平成2年からは医療照射(BNCT)にも利用されてきた。しかし、JRR-3の改造の完了により、ビーム実験等多くの利用がJRR-3に移行したこと、また、BNCTについては改造後のJRR-4に移行できることなどにより、JRR-2が担ってきた使命が達成されたこ

と及び燃料を全て使い切ることから、平成8年12月19日、永久停止された。永久停止までの積算運転時間は約81,300時間、また積算運転出力は約726,500MWHであった。解体前のJRR-2原子炉施設外観をPhoto 1に、また、原子炉施設の概要をFig.1にそれぞれ示す。

3. 廃止措置の概要

3.1 廃止措置の基本方針¹⁾

解体にあたっては、「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方—JPDRの解体に当たって—」(昭和60年12月19日、原子力安全委員会決定)を参考にしつつ、安全かつ合理的に行うこととし、以下の9項目からなる基本的な考え方に従って解体を進めた。

1) 解体工事

解体工事は4段階に分けて行い、第1段階から第2段階までの工事を平成9年度から平成11年度の3年間で行う。次の第3段階の数年間においては、配管、機器の汚染除去試験を行ってトリチウム等の除染・処理技術を確立し、その成果を応用して原子炉冷却系統施設等の機器類撤去を行う。最終段階の第4段階では、原子炉本体の一括撤去等を行い解体を完了させ、残存する原子炉建屋等は大型ホット実験等を行うための施設に転用し有効利用する。

2) 安全の確保

炉内構造物、配管及び機器の汚染及び放射化放射能(残存放射性物質)並びに重水中のトリチウム濃度を考慮した安全対策を立案し、汚染拡大防止と放射線被ばくの低減に努める。放射性廃棄物の処理処分、その他解体に必要な機器の整備、解体中の施設の維持管理を適切に行うとともに、解体工事の実施体制に万全を期し、安全確保の徹底を図る。

3) 放射線被ばくの低減

ALARAの考え方に基づき被ばくの低減に努める。このため、作業環境のモニタリングを実施するとともに、残存放射性物質の量及び放射性廃棄物の放射能を評価し、作業計画の立案に資する。特に炉心直下の高線量部における作業等にあたっては、必要に応じ遮蔽体の設置、遠隔操作等の措置を講ずるなど作業方法、手順等を十分に検討する。ま



Photo 1 Overview of JRR-2

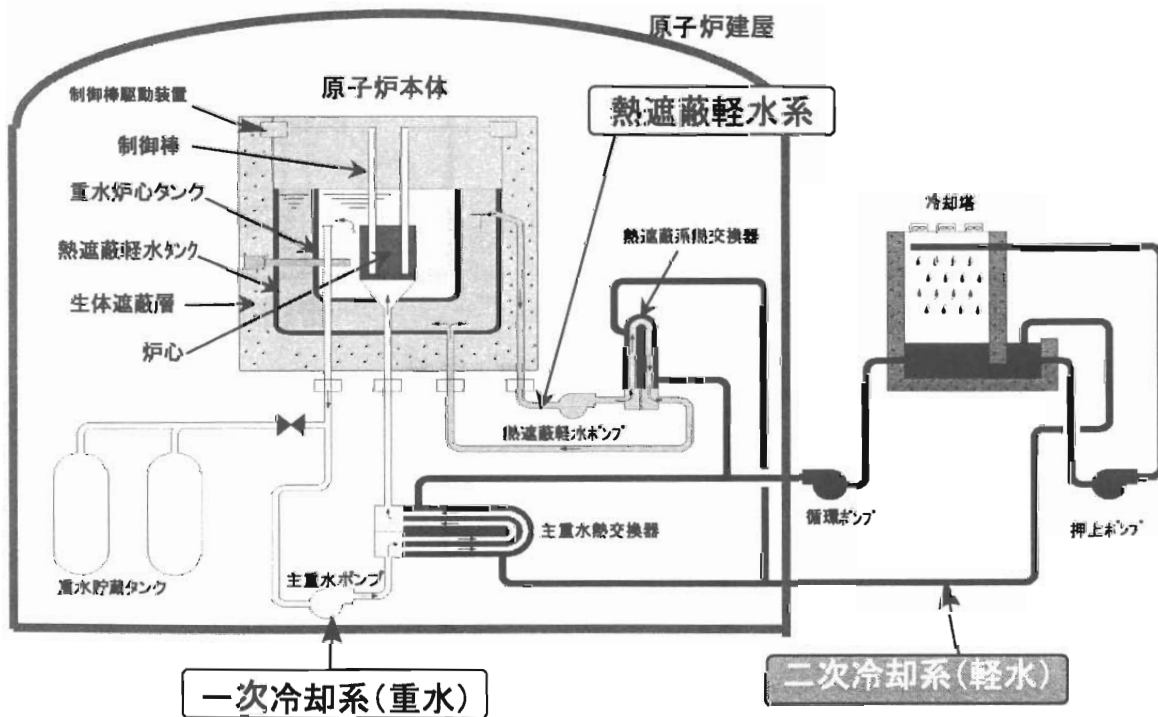


Fig.1 JRR-2 Schematic Figure

た、周辺公衆の平常時及び解体に伴う事故時の実効線量を評価し、リスクが小さいことを確認する。

4) 汚染拡大の防止

一次冷却系統等の高汚染部の解体工事に当たっては、必要に応じてあらかじめ汚染除去を行ったうえ、汚染拡大防止囲い及び局所排気装置の設置等汚染の拡大防止措置を講ずる。

5) 作業の安全対策

解体工事においては、あらかじめ事故の誘因となる人為事象及び自然事象に留意して、労働災害に対する防止対策及び作業計画を立案し、安全確保に必要な措置を行う。重水等の抜き取り、運搬・移動にあたっては、漏えい防止対策を講ずるとともに、作業員の立合、漏えい検出器等による監視を行いながら実施する。

6) 核燃料物質の処分

核燃料物質(使用済燃料要素)は、JRR-2及びJRR-3原子炉施設の核燃料物質の貯蔵施設において保管後、米国に再処理のため引き渡

す。

7) 重水の処分

JRR-2の重水保管設備及び一部についてはJRR-3重水保管設備で保管後、原研の他の施設又は海外に搬出する。

8) 放射性廃棄物の処理処分

解体により発生する放射性廃棄物については、発生量の低減に努める。気体及び液体廃棄物の処理処分は、原子炉運転中と同様の取り扱いにより行う。放射性個体廃棄物については、放射能レベルに応じ区分するとともに、減容処理等を考慮して適切に保管する。

9) 施設の維持管理

解体中にあっても機器ごとに要求される機能を維持することが必要なものは、それを満足するよう管理する。

3.2 解体工事の計画と進捗の概要

JRR-2の解体工事の概念図をFig.2に、ま

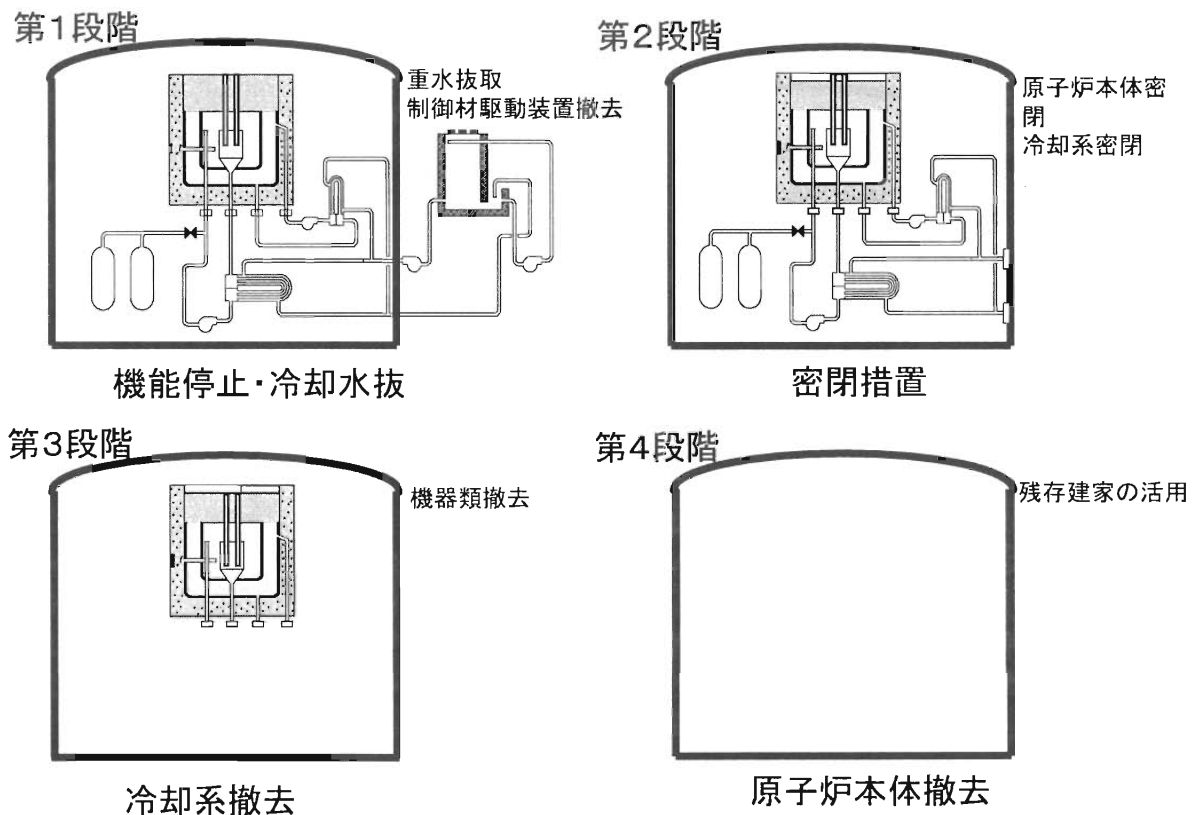


Fig.2 Concept of JRR-2 Decommissioning Step

た、各段階及び各年度ごとの解体工事の予定を Table 1 に示す。

第1段階の解体工事を、平成9年8月に開始して以降、工事計画に従い工事を進め、平成16年2月計画どおりに第3段階の解体工事を終了した。

この結果、密閉措置された原子炉本体を除き撤去対象機器類の撤去はすべて終了した。それぞれの解体工事においては、解体届及び工事方法等明細書に従い、火災・爆発防止、停電対策等の一般安全対策及びそれぞれの解体工事固有の安全対策を講じ、トラブルもなく計画どおり実施された。特にトリチウムで高度に汚染した重水系機器類の取り扱いに当たっては、汚染拡大防止囲いの設置、送風マスクの着用等により内部被ばくの防止に努めた。その結果、トリチウム等による内部被ばくは発生しなかった。

また、第3段階で実施した、重水系機器類解体時のトリチウム除染についても、解体工事の前年までに行った汚染除去試験を反映し良好な結果が得られた。

Table 1 Decommissioning Work Plan

主な準備、評価等	(1) 炉心燃料取り出し (平成9年1月) (2) 原子炉本体密閉措置遮蔽評価 (平成10年度) (3) 重水配管の遮蔽評価 (平成10年度) (4) トリチウム除染基礎試験 (平成10年度、平成11年度) (5) インベントリ評価 (平成8年度、平成10年度)
解体工事	第1段階 (平成9年度)
	(1) 原子炉の機能停止措置 (2) 熱遮蔽軽水の抜取り (3) 重水の抜取り及び運搬作業 (4) 重水保管設備の整備工事
	第2段階 (平成10年度、11年度)
	(1) 残存放射性物質の試料採取 (2) 燃料交換キャスク等の撤去 (3) 原子炉冷却系統施設の系統隔離 (4) 実験設備等の撤去 (5) 二次冷却設備等の撤去 (6) 重水のカナダへの搬出 (7) 原子炉本体の密閉措置
	第3段階 (平成12年度から平成15年度)
	(1) 機器類の汚染除去試験 (2) 使用済燃料貯蔵プール水の抜取り及び機器類撤去 (3) 原子炉冷却系統施設等の機器類撤去 (4) 未使用燃料収納ラックの撤去 (5) 計測制御系統施設の撤去等 (6) コンクリート等の放射性物質の測定試料採取

4. 解体工事の経過

解体工事に先立ち、原子炉運転終了後の平成9年1月に炉心に装荷されていた燃料要素の使用済燃料貯蔵プールへの取り出しを行った。これらの使用済燃料要素については、解体工事と並行して貯蔵施設であるJRR-2使用済燃料貯蔵プール及びJRR-3使用済燃料貯蔵プールから、輸送容器に収納し順次米国へ搬出し、平成13年6月21日、JRR-3使用済燃料貯蔵プールに保管中であった最後の使用済燃料要素6体の米国への搬出を終了した。

今までに実施してきた解体工事の実績を Table 2 に示す。またその主な内容を以下に述べる。

4.1 第1段階の解体工事 (平成9年度)

(1) 原子炉の機能停止措置

炉心燃料の抜取りは平成9年1月に終了しており、追加の原子炉機能停止措置として、制御材駆動装置 (6式) 及び駆動用の水平軸 (6式) を撤去した。

制御材駆動装置及び水平軸の撤去後、燃料要素の再装荷及び制御材の引き抜きができないように、炉心上面の燃料孔及び制御材孔に封印蓋を設置し施錠した。

(2) 熱遮蔽軽水の抜取り

熱遮蔽軽水系の冷却材として使用していた約9 m³の軽水を系内から抜き取った。抜き取りに当たっては既設の軽水フィルタ及び軽水樹脂塔でろ過・精製した後、廃棄液用タンクに移送した。廃棄液用タンクに移送した軽水は、廃液運搬車により放射性廃棄物処理場に運搬し処理した。

(3) 重水の抜取り及び運搬作業

重水炉心タンク等からの重水の抜取り及び抜き取った重水の一部のJRR-3への運搬作業を実施した。一次冷却材及び減速材として使われていた重水の総量は、炉心タンクに約3 m³、重水系内に約6 m³、非常用冷却設備内に約6 m³の合計約15 m³であり、このうち炉心タンク及び一次冷却系内から抜き取った約5 m³をJRR-3重水保管設備に運搬し保管した。残りの約10 m³は、重水貯蔵タンク及び非常用重水貯蔵タンクに一時抜き取り、次の(4)で述べる重水保管設備の整備工事で整備した同時貯蔵タンクに保管した。

Table 2 Results of Dismantling Work

年 度		8	9	10	11	12	13	14	15	16~
原 子 炉		運転	残存施設の管理							
第1段階	機 能 停 止 及び 冷 却 材 抜 き 取 り 等		□ 原子炉の機能停止 □ 重水・軽水抜き取り							
第2段階	原子炉冷却系統 施設の系統隔離 及び 原子炉本体の密閉 等			□ 残存放射性物質の試料採取 □ 系統隔離 □ 燃料交換キャスク等の撤去 □ 実験設備等撤去 □ 二次冷却設備等の撤去 □ 原子炉本体の密閉 □ 重水カナダ搬出						
第3段階	冷却系統施設等の 撤去 及び 計測制御系統施設 の撤去等							トリチウム除染試験 □ SFプール水抜き及び機器類撤去 □ 冷却系統施設等の撤去 □ スタックガスモニタの撤去 □ 未使用燃料収納ラックの撤去 □ 計測制御系統の撤去 □ 原子炉建屋汚染調査		

(4) 重水保管設備の整備工事

上記重水約10 m³をJRR-2で安全に保管・管理するため、既設の重水貯蔵タンク、非常用重水貯蔵タンク及び熱遮蔽軽水貯蔵タンクを原子炉冷却系から切り離し、重水保管設備として整備した。

1) 配管及び機器類の撤去

重水保管設備の整備のため、各タンクに接続している不要な配管・機器類及び新設の配管敷設に支障をきたす配管機器類を撤去した。

このうち重水系の配管・機器類はトリチウム汚染があるため密封内容器付きのドラム缶に収納した。

2) 既設タンクの健全性の確認

既設タンクが重水保管設備としての健全性を有していることを確認するため、浸透探傷試験等必要な試験・検査・評価を実施した。その結果、各タンクともそれぞれの検査基準を満足しており、重水保管設備として十分使用できるものと判断された。

3) 配管・機器類の更新

重水貯蔵タンクと熱遮蔽軽水貯蔵タンクを接続する配管、エジェクタ、ドレン管等の新設及び重水補助ポンプの更新を行った。これらの作業に当たっては「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令」に準じて設計、製作、据付けを行った。

重水保管設備の整備終了後、JRR-2保有の重水約10 m³を重水貯蔵タンク及び非常用重水貯蔵タンクに保管した。なお、熱遮蔽軽水貯蔵タンクは予備タンクとして使用することとした。

4.2 第2段階の解体工事(平成10年度、11年度)

(1) 残存放射性物質の試料採取^{2), 3)}

計算等により評価した残存放射性物質の量(インベントリ)を実測データに基づき再評価するため、生体遮蔽層、中央実験孔及び原子炉冷却系統施設等から測定試料を採取した。

1) 放射化放射性物質の試料採取工事

放射化放射性物質の量を実測するため、生体遮

蔽層及び中央実験孔から測定試料を採取した。生体遮蔽層からの試料採取は、炉壁面#11の生体遮蔽重コンクリートを原子炉本体表面から水平方向に長さ約1.5 mコアボーリングし、重コンクリートを放射能測定試料として採取した。

試料採取後の開口部については、コンクリートで埋め戻した。また、中央実験孔(VT-1)のシンプル上部から、シンプルの一部を切断し、アルミニウムを組成分析用試料として採取した。試料採取後のシンプルは中央実験孔に再挿入した。

2) 汚染放射性物質の試料採取工事

一次冷却設備、非常用冷却設備及び気体廃棄物廃棄施設の配管、弁並びに⁴¹Ar減衰ダクトから、配管、弁等の一部取り外し又は一部切断により汚染放射性物質の測定試料を採取した。試料採取後の配管等の開口部については、閉止蓋で密閉した。

(2) 燃料交換キャスク等の撤去

燃料交換キャスク、スぺーサ取扱いキャスク、燃料交換キャスク用台座等を解体・撤去した。燃料交換キャスク、スぺーサ取扱いキャスクについては付属品を取り外したうえ開口部を密閉蓋で密閉した。

(3) 原子炉冷却系統施設の系統隔離⁴⁾

原子炉本体の密閉措置に先立ち、重水ポンプ室から原子炉本体に接続している一次冷却系、熱遮蔽系、ヘリウム系、被照射空気系の配管及び炉室換気系の換気ダクトを切り離し、原子炉本体と原子炉冷却系統施設等を隔離した。

1) 重水配管の系統隔離

炉心重水タンクに接続している入口管、出口管、オーバーフロー管、ダンプ管については、アルミニウムで遮蔽措置を行い、閉止蓋で密閉し、その外側に鉛遮蔽付密閉蓋を取り付けた。アルミニウム遮蔽材の遮蔽効果については事前に評価を行い、線量が十分低いレベルまで低減できることを確認して、厚さ120cmの遮蔽材を挿入した。遮蔽材挿入後の線量測定の結果、事前評価どおりの遮蔽効果が得られ、20 μ Sv/h以下に低減できたことを確認した⁵⁾。

なお、本作業中の作業環境の放射線レベルを低減するため、重水タンク内に挿入されていた全制御棒については工事期間中一時引き上げ、工事終

了後再挿入した。

2) 熱遮蔽軽水系配管等の系統隔離

炉体に接続されている重水配管以外の熱遮蔽軽水系、ヘリウム系、被照射空気系の配管及び炉室換気系の換気ダクトについては、切り離し後、開口部を溶接密閉し、さらにアルミニウム製の保護カバーを取り付けた。

(4) 実験設備等の撤去

原子炉本体の密閉措置に先立ち、水平実験孔、熱中性子柱、気送管に設置されていた実験設備等の遮蔽体及びBNC T用照射室を撤去した。遮蔽体撤去後、放射線レベルを確認し、遮蔽が必要な水平実験孔及び熱中性子柱については、既設の鉛シャッター又は遮蔽材を取り付け、遮蔽措置をした。その結果、全ての箇所において常時立ち入り可能な線量当量率である20 μ Sv/h以下となった。

(5) 二次冷却設備等の撤去

管理区域外に設置してある二次冷却塔及びポンプ室、高架水槽及びポンプ室、水槽、非常用室を重機等により撤去し、跡地を土砂で埋め戻した。

(6) 重水のカナダへの搬出

第1段階の解体工事で重水保管設備に保管した重水約9.9トン及びJRR-3重水保管設備に保管した重水約5.3トン並びにJRR-3の回収重水約1.6トンカナダの民間会社へ搬出するため、運搬容器(ステンレス製200リットルドラム缶92本)に詰め替えた後、運搬容器を6本ずつ密閉容器(16基)に収納し、平成11年11月19日運搬車(コンテナ2基)で東京港へ運搬した。その後、輸送船により米国オークランド港へ輸送し、陸上輸送を経て平成11年12月13日カナダの民間会社に引き渡した。

(7) 原子炉本体の密閉措置⁶⁾

原子炉本体を密閉し安全に維持管理するため、原子炉本体上部、原子炉本体側面及び接続配管撤去部の開口部を溶接密閉した。また、原子炉内の放射線レベルを監視するため、中央実験孔(VT-1)及び垂直実験孔(VT-9)に線量測定用案内管を設置した。なお、原子炉内の放射線レベルの測定は、年1回程度定期的に行っている。

1) 原子炉本体上部の密閉措置

第1段階の解体工事における原子炉の機能停止措置により、燃料孔、制御棒孔、垂直実験孔及び

炉体シール部に取り付けられた封印蓋を撤去後、炉頂密閉蓋及び炉頂閉止蓋を取り付け、炉頂部を一括して溶接密閉した。また、新たに設置した線量測定用案内管上部には遮蔽蓋を設けた。

2) 原子炉本体側面の密閉措置

水平実験孔、気送管、アイソトープトレイン、計測孔、換気口等の開口部について、配管、電線等を撤去した後、閉止蓋で覆い個々に溶接密閉した。

3) 接続配管等の密閉措置

原子炉本体側面等に接続する熱遮蔽系配管、被照射空気系配管、圧縮空気配管、重水タンク及び熱遮蔽タンク水位計配管、電線管等を撤去し、開口部を閉止蓋で密閉した。

4.3 第3段階の解体工事 (平成12年度から平成15年度)

(1) 機器類の汚染除去試験^{7), 8), 9)}

原子炉冷却系統施設等の機器類撤去に当たって、被ばくの低減等のため実施するトリチウム等の除染作業に備え、除染技術を確認するため汚染除去試験を実施した。汚染除去試験は、一次冷却設備の配管、タンク等から採取したサンプルを用い、最適な除染条件を設定するための基礎試験として平成12年度に機器類の汚染除去試験Ⅰを、平成13年度に熱交換器伝熱管及び主重水ポンプをサンプルとした加熱通気除染の実証試験を機器類の汚染除去試験Ⅱとして実施した。

1) 機器類の汚染除去試験Ⅰ

主にトリチウムを対象として最適な除染条件の見通しを得るため、乾燥及び水蒸気除染による機器類の汚染除去試験を実施した。試験に用いた試料は、一次冷却設備及び非常用冷却設備の配管、弁及びタンクの一部から採取した。本試験の結果、約100℃の乾燥及び水蒸気除染により、試料表面に付着したトリチウムは乾燥状態では新たな放出がない程度まで除染可能なことが明らかとなったが、表面不動態層に吸着したトリチウムの除去には限界があることも明らかになった。

2) 機器類の汚染除去試験Ⅱ

機器類の汚染除去試験Ⅰの結果をもとに、重水ポンプ、熱交換器等の大型機器を対象とした加熱通気除染の実証試験並びに乾燥及び水蒸気除染に

よる除去が困難な表面不動態層に吸着したトリチウムを除去するための最適条件を求めめるための試験を、機器類の汚染除去試験Ⅱとして実施した。本試験の結果、原子炉冷却系統施設の機器類撤去工事で実施する機器類の汚染除去において、重水系機器類を300℃以上で約2時間加熱通気することにより、表面不動態層のトリチウムの大部分を除染できる見通しを得た。Fig.3に汚染除去試験装置系統図を示す。

(2) 使用済燃料貯蔵プール水の抜取り及び機器類撤去

使用済燃料貯蔵プール内に設置してある使用済燃料収納ラック等の機器類を解体撤去した後、使用済燃料貯蔵プール水約64 m³を精製、抜き取りし、放射性廃棄物処理場へ運搬した。プール水抜き取りを終了したプールは、工事終了後はドライ管理するために、プールライニングの塗膜を剥離し、再塗装を施した。

Photo 2にプールの除染状況と再塗装の状況を示す。

(3) 原子炉冷却系統施設等の機器類撤去¹⁰⁾

重水ポンプ室及び排風機室等に設置されている原子炉冷却系統施設の配管・機器類、放射性廃棄物の廃棄施設の配管・機器類並びに放射線管理施設の運転用モニタ等を解体撤去した。配管・機器類の撤去は、炉室内に設置したグリーンハウス内で電動工具、プラズマ切断機等を用いて分解・切断した。Photo 3に重水熱交換器の解体状況を、Photo 4に重水ポンプの解体状況を、Photo 5に

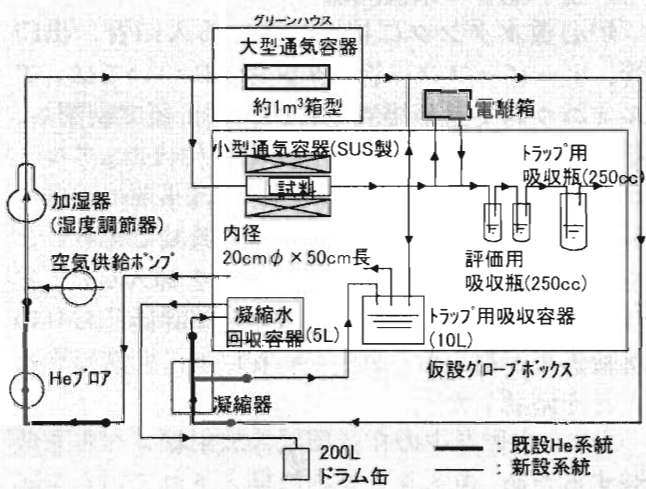


Fig.3 Diagram of 3H Decontamination Testing Equipment

配管の解体状況をそれぞれ示す。解体撤去した配管・機器類のうち、熱遮蔽系を除く一次冷却設備及び非常用冷却設備等重水系の機器類については、内面が高濃度のトリチウムで汚染されているため、必要に応じ(1)で述べた汚染除去試験の結果を反映した通気除染法により除染した。通気除染法による除染は、ブロワー、熱風乾燥炉、トリチウムトラップで構成される加熱通気除染設備を炉室1階グリーンハウス内に設置し、1回当たり200kg～400kgの解体撤去物を熱風乾燥炉に収納して、300℃以上で約2時間加熱通気することにより行った。除染効果はステンレス機器(約20トン)について特に良好な結果が得られ、たとえば主重水熱交換器伝熱管(約5.5トン)では、除染前のトリチウム比放射能が十分な乾燥状態で最大約750Bq/g、平均約250Bq/gであったのに対して、

除染後は測定試料の約40%が検出下限(0.2～0.5Bq/g)以下となり、最大でも約2.5Bq/gであった。Photo 6に通気除染状況を示す。また、その他の炉室内に設置されている一次冷却設備操作盤、非常用冷却設備操作盤、風量監視盤、出力表示器等を解体撤去した。

(4) 未使用燃料収納ラックの撤去

燃料貯蔵庫に設置してある未使用燃料収納ラック及びシャッターボックスをバンドソー等の電動工具で解体撤去した。

(5) 計測制御系統施設の撤去等

計測制御系統施設の計装、安全保護回路、非常用制御設備等を収納している計装ラック、制御台を撤去した。これらの撤去物は、制御室に設置されていたため、使用履歴から汚染のないことが明らかであるが、念のため測定を行い、汚染のない



Photo 2 Decontamination and Painting of S.F Pool



Photo 3 Dismantling of Heat Exchanger



Photo 4 Dismantling of Main Pump

ことを確認したうえ、放射性廃棄物でない廃棄物として処分した。

(6) コンクリート等の放射性物質の測定試料採取

原子炉建屋等の残存放射性物質を評価するため、原子炉建屋等のコンクリート及び原子炉建屋の鋼製ライニングからコアボーリング等により測定試料を採取した。

(7) その他使用を終了した付属設備等の一部撤去

1) オイルダンパの撤去

非常用気密ダンパの撤去に伴い、使用が終了したオイルダンパ(気体廃棄物排気設備の一部)を撤去し、配管等を撤去した開口部を閉止蓋で密閉した。

2) 非常用電源設備の一部撤去

非常用電源設備のうち、原子炉運転停止に伴い使用が終了した25kVA無停電電源装置、75kVA無停電電源装置及びRI100kVA非常用電源の電源系統をRI製造棟250kVA非常用電源及び中央変電所

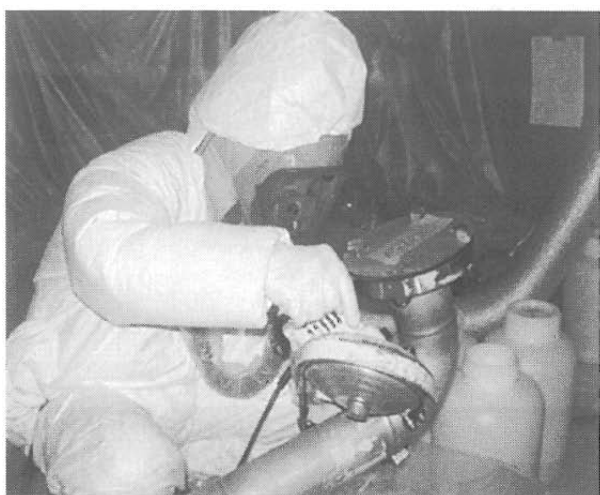


Photo 5 Dismantling of Pipe

から分離するとともに、関連する電源盤及び制御盤等の撤去並びに配線の一部を変更した。

3) 放射線管理施設の一部撤去

使用済燃料の搬出完了に伴い、使用が終了した放射線管理施設の一部(中性子エリアモニタ及びスタックガスモニタ)を撤去した。

以上の第3段階の解体工事終了により、密閉措置された原子炉本体以外の撤去対象設備すべての解体撤去が終了した。Photo 7に解体工事前後の重水ポンプ室の状況を、Photo 8に解体工事前後の制御室の状況を、Photo 9に密閉措置され安全貯蔵されている原子炉本体をそれぞれ示す。

5. 被ばく管理^{11), 12)}

解体工事を実施するに当たっては、事前に作業分析を行い効率的な作業手順、防護方法、モニタリング方法等を決定し、放射線業務従事者の被ばくの低減を図った。解体工事中の個人の被ばくに係る線量は、ガラスバッジ及びポケット線量計により測定した。また、内部被ばくが発生するおそれのある作業に従事する放射線業務従事者については、作業前及び作業終了後ホールボディカウンタにより内部被ばくの測定を行った。さらに、トリチウムで汚染した重水系機器類の撤去等に当たっては、十分なモニタリング、汚染拡大防止囲いの設置、送風マスクの着用等により内部被ばくの防止に努めた。その結果、いずれの解体工事においても、内部被ばくはなかった。

第1段階から第3段階までの解体工事に伴う放射線業務従事者の実効線量をTable 3に示す。第1段階の解体工事に従事した放射線業務従事者は47人で集団実効線量は9.2人・mSv、第2段階の

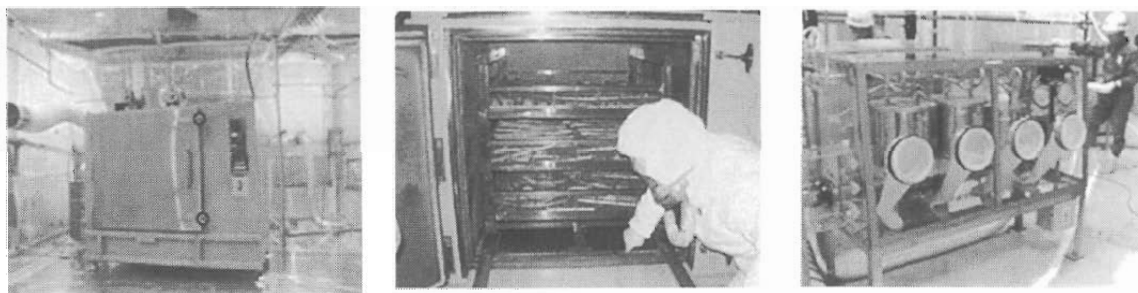
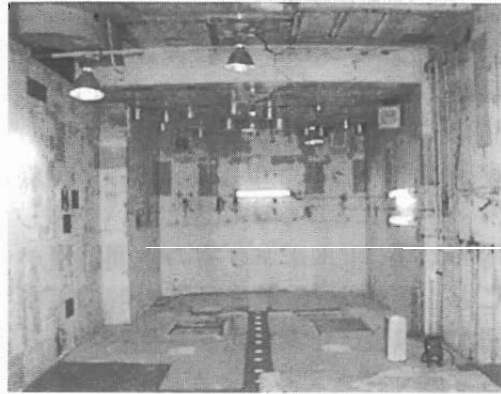
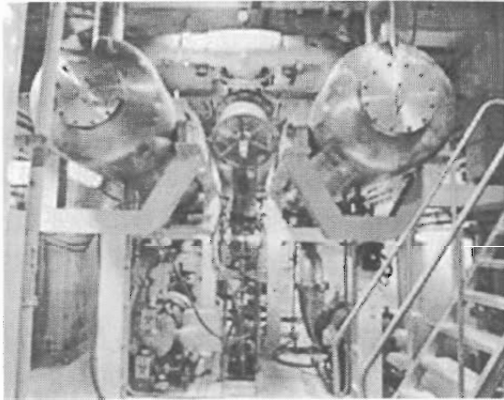


Photo 6 Dryness Furnace and Tritium Trap



解体開始前

解体終了後

Photo 7 Pump Room before and after Dismantling



解体開始前

解体終了後

Photo 8 Control Room before and after Dismantling

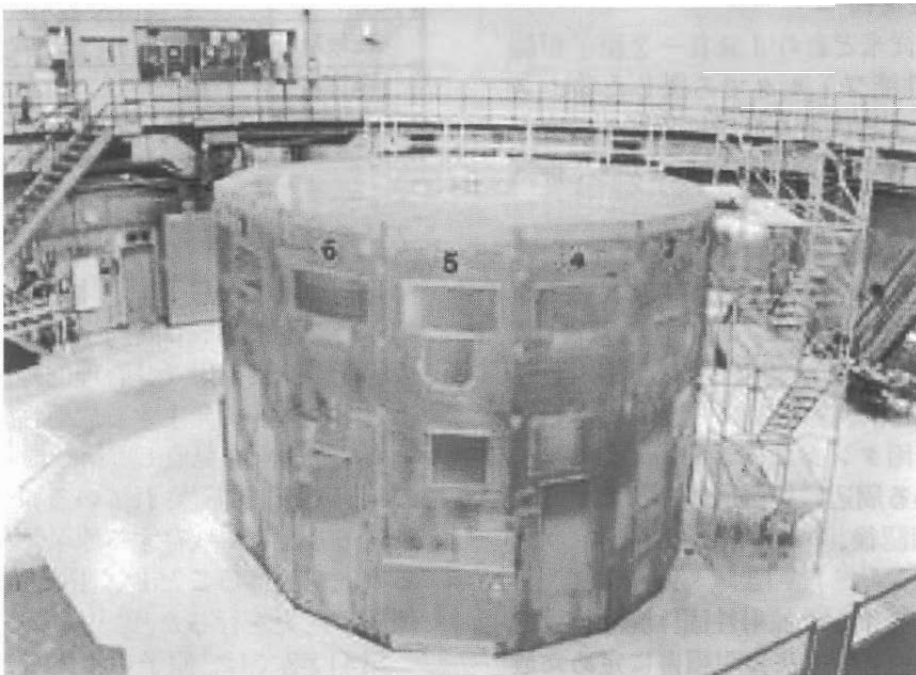


Photo 9 Reactor after Sealing

解体工事に従事した放射線業務従事者は117人で集団実効線量は12.2人・mSv、また、第3段階の解体工事に従事した放射線業務従事者は222人で集団実効線量は4.6人・mSvあった。第2段階の早い時期に実施した原子炉冷却系統施設の系統隔離工事に伴う、炉心接続配管の密閉において施した遮蔽措置等の結果、重水ポンプ室の空間線量が低減されたことなどにより、第3段階の解体工事における集団実効線量は作業員数が増加しているにもかかわらず低く押さえることが出来た。それぞれの集団実効線量の実績値は推定値の約10分の1であり、第1段階から第3段階の解体工事に従事した放射線業務従事者の合計は386人でその集団実効線量は26人・mSvと充分低く抑えられた。

Table 3 The Effective Dose Equivalent of Workers

工事区分	放射線業務従事者(人)	集団実効線量(人・mSv)	平均線量(mSv)	最大実効線量(mSv)
第1段階	47	9.2	0.20	1.2
第2段階	117	12.2	0.10	2.2
第3段階	222	4.6	0.02	0.7
合計	386	26.0	0.07	2.2

6. 放射性廃棄物の管理^{11), 12)}

(1) 放射性気体廃棄物

気体廃棄物は、従来どおりJRR-2原子炉施設の排気系の高性能フィルタでろ過した後、スタックダストモニタ等により放射性物質の濃度が基準値以下であることを連続監視しながら、排気筒から放出した。

(2) 放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物は、従来どおりJRR-2原子炉施設の廃棄液用タンクに一時貯留した後、東海研究所の廃棄物処理場へ搬出した。

なお、炉室内手洗い等からの一般排水については、同じく廃棄液用タンクに一時貯留した後、法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認後、一般排水溝へ排出した。

(3) 放射性固体廃棄物

解体撤去により発生した放射性固体廃棄物及び解体付随廃棄物は、工事方法等明細書に定めた放射能レベル区分毎に区分し、所定の廃棄物収納容

器(1m³角形鋼製容器、200リットルドラム缶、金属容器(パール缶等)、紙バケツ等)に収納し、従来どおり東海研究所の廃棄物処理場へ搬出した。また、所定の廃棄物収納容器に収納できない大型の燃料交換キャスク、実験設備等の遮蔽体等については、汚染防止のために必要な密閉措置を施し、同様に東海研究所の廃棄物処理場へ搬出した。

第1段階の解体工事で発生した主な放射性固体廃棄物は、配管、弁類等金属類約8トン、解体付随廃棄物約2トンであった。第2段階の解体工事で発生した主な放射性固体廃棄物は、配管、弁類及び実験設備等の金属類約266トン、コンクリート類約12トン並びに解体付随廃棄物約3トンであった。また、第3段階の解体工事で発生した放射性固体廃棄物は配管、弁、機器類等金属類約98トン及びコンクリート、樹脂類約3トン並びに解体付随廃棄物約29トンであった。第1段階から第3段階までの解体工事に伴い発生した放射性固体廃棄物量をTable 4に示す。

Table 4 Radioactive Solid Waste

工事区分	放射性固体廃棄物		
	金属類(t)	コンクリート、樹脂類(t)	解体付随(t)
第1段階	8	0	2
第2段階	266	12	3
第3段階	98	3	29
合計	372	15	34

7. 今後の計画

当初計画では原子炉本体の一括撤去を行う最終第4段階を直ちに開始することとなっていたが、放射能の減衰効果及び合理的処理処分の具体化により第4段階で発生する放射性廃棄物を低減化するため、計画を見直し、第3段階の解体工事終了の状態に密閉措置されている原子炉本体を安全貯蔵するとともに残存する原子炉施設を維持管理する期間を設けることし、平成16年3月31日、解体届の変更を行った¹³⁾。

第4段階では、原子炉本体を一括撤去工法により原子炉建屋から切り離し、新たに設置する原子

炉の保管廃棄施設に保管することとしており、その工事方法については、第4段階に先だてて詳細を決定し、解体届の変更を行って、工事を開始することとなる。原子炉一括撤去工法として、炉体一括搬出工法を基本に炉体潜函工法も含め検討を行うこととなっている。Fig. 4に炉体一括搬出工法と炉体潜函工法の概念図を示す。

維持管理期間中においては、今までの解体工事期間中と同様に、原子炉施設保安規定及び本体施設管理手引並びに特定施設運転手引に基づき巡視点検、施設定期自主検査等必要な管理を行っていくこととなる。また、最終第4段階の解体工事について、工事方法、放射性廃棄物の最終処分までを考慮した原子炉本体の解体方法、放射性廃棄物の処理等の検討を継続する必要があるが、特にトリチウムで汚染している原子炉建屋コンクリート等の取扱いについて、更なる詳細な汚染調査等を行い放射性廃棄物の低減化を具体化することが重要である。

8. おわりに

JRR-2の解体工事においては、解体工事開始以来、第3段階の解体工事終了まで事故等トラブルもなく計画どおり完了できたが、それは、解体撤去工事が原子炉運転終了から比較的短い期間で実施されたことから、施設、設備に精通している職員が工事担当者となり、工事の立案から実施

に至るまで、その工事内容が充分把握出来たこと及びトリチウム放出を伴う工事等において、今までの経験からその取扱いについて、適宜作業者に具体的指示ができたことなどが大きな要因のひとつだったと考えられ、今後計画される他の原子炉施設の解体工事の一つの教訓になればと思う。

参考文献

- 1) “日本原子力研究所東海研究所JRR-2原子炉施設の解体届”、(1997. 5).
- 2) 岸本他：“JRR-2 生体遮蔽体放射能の実測評価”，日本原子力学会年会（秋），1999.
- 3) 岸本他：“原子炉の放射化放射能イベントリ評価システムの高度化”，日本原子力学会年会（秋），2000.
- 4) 照沼他：“JRR-2の第2段階の解体工事（その1）”，日本原子力学会年会（秋），1999.
- 5) 有金他：“JRR-2 廃止措置に係る遮蔽設計・評価”，日本原子力学会年会（秋），1998.
- 6) 矢野他：“JRR-2の第2段階の解体工事（その2）”，日本原子力学会年会（秋），2000.
- 7) 岸本他：“JRR-2 解体重水配管中トリチウム除染基礎試験”，日本原子力学会年会（春），1999.
- 8) 岸本他：“JRR-2 重水系アルミニウム配管におけるトリチウム除染基礎試験”，日本原子力学会（年会（春），2000.
- 9) 岸本他：“JRR-2 一次冷却系統のトリチウム除

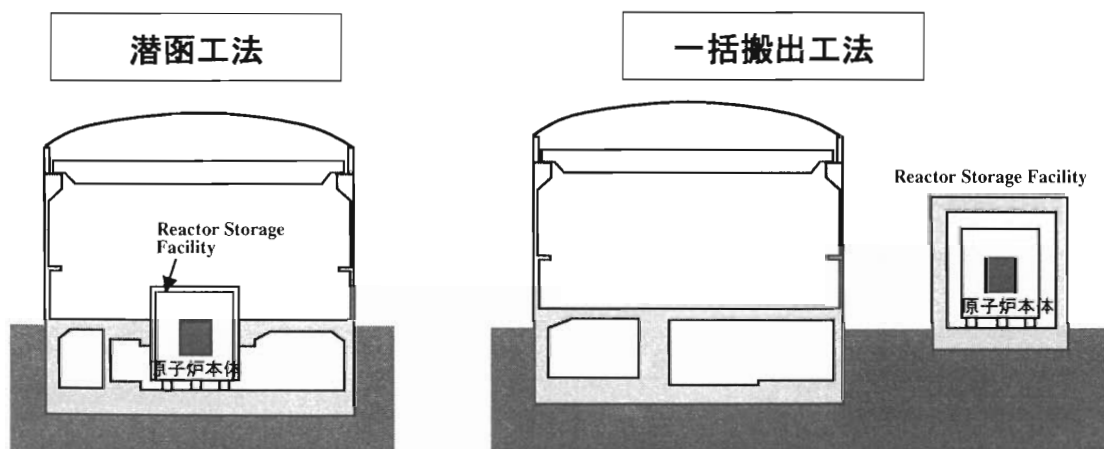


Fig.4 Concept of Reactor Dismantle Method

- 染試験”, 日本原子力学会年会 (秋), 2001.
- 10) 岸本他: “JRR-2 一次冷却系機器のトリチウム除染”, 日本原子力学会年会 (春), 2004.
- 11) 番場: “研究炉 [JRR-2] の解体計画と現状”, デコミッショニング技報第27号 (2000. 8).
- 12) 中野他: “JRR-2の解体 (1)”, JAERI-Tech 2003-072、(2003. 3).
- 13) “日本原子力研究所東海研究所JRR-2原子炉施設の解体届の変更届”, (1998. 9、1999. 8、2000. 7、2002. 5、2003. 3、2004. 3).

コールド・クルーシブルによる解体金属の溶融技術について (III)

宮尾英彦^{*}、鈴木正啓^{*}、榎戸裕二^{*}
田中 努^{**}、桑山真二郎^{***}、内田 誠^{**}

Promising Technology for the Reuse of Dismantled Metal by an Induction Cold Crucible

Hidehiko MIYAO^{*}, Masahiro SUZUKI^{*}, Yuji ENOKIDO^{*}
Tsutomu TANAKA^{**}, Shinjiro KUWAYAMA^{***}, Makoto UCHIDA^{**}

コールド・クルーシブル溶融法 (MERC) は溶融坩堝の寿命が長いこと二次廃棄物発生量が少なく、連続溶融が可能であるなどの特徴を有し、解体金属の溶融技術として有望な技術である。MERC法による解体金属の溶融について、前報⁹⁾で報告したコールド試験に引き続き、ウランを用いたホット試験を実施し、インゴット、スラグ、ダストへの移行状況をステンレス鋼、銅、アルミニウムについて調べ、データを取得した。MERC法は、コールド・クルーシブル中でウラン汚染金属に除染用フラックスと一緒に添加して溶融固化し、インゴット切断、スラグ剥離を行うものである。

トレーサとして UO_2F_2 を使用し、フラックスとして酸化物、フッ化物、塩化物を添加して、ステンレス鋼に対して除染係数が1800、アルミニウムに対して1300、銅に対して20であった。また、ウランで汚染された解体金属のステンレス鋼、銅、アルミニウムのいずれも溶融後のインゴット中のウラン濃度は0.3Bq/g以下であった。

同心円形の特殊坩堝による低融点金属を用いた溶融試験により、中空円筒のインゴットを直接鋳造できることを確認した。これにより、ステンレス鋼に対しても数学モデルを適用して、コールド・クルーシブルを用いた特殊坩堝の基本設計を行うことができる。

An induction cold crucible melting is one of the most promising technologies for the reuse of radioactively contaminated metals because it ensures a long life operation without generating secondary wastes under high temperature during the melting of dismantled metals.

After cold tests, hot tests on MERC (Melting and Recycling of Metals by Cold Crucible) process including partition test of uranium among slag, ingot and dust, and melting of real dismantled metals of stainless steel, copper and aluminum were carried out. In MERC, an induction cold crucible, which mainly consists of a melter, decontaminator and continuous caster is used for the melting and solidifying metals contaminated by uranium, together with the flux for decontamination, followed by cutting ingot and delamination of slag.

本成果は、文部科学省より受託して実施した「クルーシブル法溶融試験」の一部である

- * : (財) 原子力研究バックエンド推進センター (RANDEC)
- ** : 住友金属工業 (株) (SMI)
- *** : 住友金属工業 (株) (SMI)、現住金プラント工業 (株) (SPK)

In partition tests of uranium, tracer UO_2F_2 was added to metals together with the flux in the form of oxide, fluoride and chloride for stainless steel, copper and aluminum, respectively. Decontamination factor for stainless steel and aluminum has increased up to 1800 and 1300, respectively, while for copper 20. Radioactivity of dismantled stainless steel, copper and aluminum was decreased below 0.3Bq/g after melting.

Cylindrical hollow ingots, useful for manufacturing to containers, were produced by casting metal with low melting temperature using annular type cold crucible. From the results, real annular type MERC which will be applied for melting stainless steel was designed aided by mathematical model.

This work was performed under the sponsorship of Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

1. はじめに

原子力施設の解体または設備、装置等の更新に伴い発生する解体金属は、その殆どが汚染範囲が表面に限られており、残存放射能は低レベルであり、形状、大きさおよび放射性核種は多種多様である。これらの解体金属は除染または溶融等の処理により再利用可能な資材として有効活用することが、資源の有効利用ならびに環境汚染負担の低減等の観点から望ましい。

解体金属の表面に残存する放射性核種は、原子力施設の使用目的によって概ね区分することができる。核燃料施設から発生する解体金属には、 ^{238}U 、 ^{239}Pu のような長半減期の核種が残存している。特に、これらの核種は α 崩壊による減衰が期待できないことから、解体金属を積極的に除染することが望まれる。

除染技術の決定にあたっては除染効果の他に経済性の評価および除染により発生する二次廃棄物の蓄積、処理等の見地から総合的な判断が必要である。

これまでにプラズマ溶融法やホット・クルーシブル誘導溶解法等、いくつかの溶融による除染プロセスが国内外で提案されてきた^{1)~6)}。しかし、従来の方法では、坩堝が侵食を受ける、あるいは鋳型が汚染されるため、放射性二次廃棄物の発生量が多い。また、放射性物質の散逸を防止するための装置が大きくなるなどの課題を有している。

コールド・クルーシブル（冷却坩堝）を用いる溶融・固化技術は、上記の課題解決を図るとともに、溶融・除染・成形を一連のプロセスとして実現し、装置の小型化とインゴットの品質向上を図る事を目的として開発が進められてきた^{7)~9)}。同

じ坩堝内で連続した溶融・凝固過程を経てインゴットの引抜きを行うとともに、再利用に適した坩堝断面形状を選択することにより処理金属の成形が容易となる。さらに、インゴットを定尺に切断する過程を加えることにより、連続機能を高めることが可能となり、処理能力の向上が期待できる。

解体金属の再利用技術の一環として、解体金属の溶融、除染及び成形を可能にするコールド・クルーシブル溶融技術に基づいたMERCプロセス（Melting and Recycling of Metals by Cold Crucible）を開発し、ウランで汚染された解体金属を対象とする溶融処理試験等を実施したのでその概要を報告する。

2. コールド・クルーシブル法溶融技術

放射性物質に汚染された解体金属の誘導溶解における坩堝材質の選定は重要な課題である。その理由は、通常の誘導溶解に用いられる耐火物製坩堝は高温条件で損傷して、比較的短期間に耐火物が二次廃棄物となるからである。これに対して、水冷却構造の金属材質から成る坩堝は、溶融した解体金属を保持することが可能で、長期間の使用に耐え、二次廃棄物の発生量が少ない。この誘導溶解を可能にするのがコールド・クルーシブルである。

コールド・クルーシブルの原理については、すでに20世紀の初頭、1931年に独国特許¹⁰⁾として提案された。コールド・クルーシブルが有する3つの基本機能についてFig.1を用いて説明する。コールド・クルーシブルは、長手方向に沿ったスリットで絶縁された水冷却構造の複数のセグメントを有する通常銅材質の坩堝とその坩堝をらせん

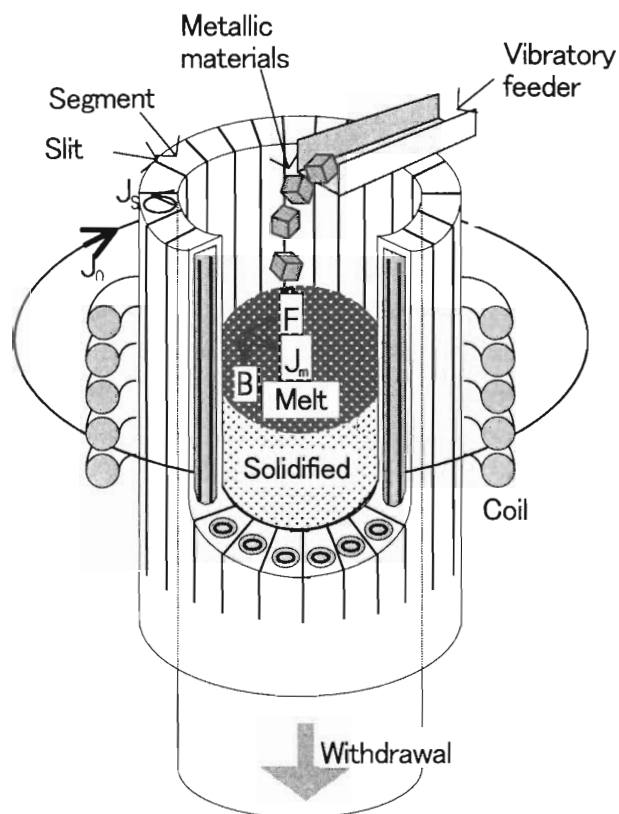


Fig.1 Example of Continuous Type of Cold Crucible

状に巻いた水冷却の高周波誘導コイルから構成され、誘導コイルには高周波電流が供給される。

誘導コイルに高周波電流 J_0 (時計方向) が流れると、電磁誘導の結果、セグメントには、誘導コイルと逆回り (反時計方向) の誘導電流 J_s が発生する。この結果、坩堝内の金属には反時計方向に誘導電流 J_m が発生する。この誘導電流 J_m により金属の加熱・溶融が可能になる。これが、誘導加熱機能である。

また、誘導電流が流れることにより、坩堝内部の空間に磁束 B が発生する。坩堝内の金属に流れる誘導電流により発生する磁束の向きは、セグメントに流れる誘導電流により発生するそれと同じ向きで、Fig.1の場合は下向きである。溶融材料に作用する電磁気力 F は、ローレンツ力を表す式 $F = J \times B$ から金属の表面から内部に向かって金属を締め付ける方向に作用する。電磁気力は擬ベクトルなので、位相が反転し、誘導電流と磁束の方向が逆を向いている場合でも作用する力の向きは変わらず、一般に溶融材料を締め付ける方向に

作用する。すなわち、この力はピンチ力として作用する。ピンチ力の発生はコールド・クルーシブルの形状制御機能と呼ばれる。溶融した金属はピンチ力と重力がバランスする結果、上端がドーム状に隆起し、溶融金属の殆どが坩堝内壁と非接触の状態となる。

一方、電磁気力は表皮深さで概略減衰し、金属内部に電磁気力が分布するため、溶融状態にある金属の内部に流動現象が発生する。これは、コールド・クルーシブルの有する電磁攪拌機能である。この攪拌機能により溶融金属の均質性が向上するとともに、除染のために添加されるフラックスとの接触が促進されて、除染が進行する。

この様に、コールド・クルーシブル内においては誘導加熱、形状制御および電磁攪拌の3つの基本機能が現れる。

これらの機能を利用して、従来、コールド・クルーシブルを用いた溶融・凝固法は、チタン合金や太陽電池材料の多結晶シリコンのインゴットのような、化学的に活性かつ高純度を必要とする材料の製造に適用されてきた^{11)~14)}。

一方、コールド・クルーシブルを放射性解体金属の再利用に適用した例は過去に報告されていないが、仏国CEAではステンレス鋼の燃料被覆管の減容処理を目的に、直径200mm、引抜きインゴット長さ1m (200-250kgに相当)、処理能力約40kg/hのコールドでの試験を経て、直径60mm、長さ180mm、質量約3.5kgのインゴットを製造するホット試験まで進んだ¹⁵⁾。

また、露国VNIINMでは仏国と類似の目的で、ステンレス鋼およびジルカロイを対象に120mm~280mm長さのインゴットを鋳造する実験を行っている¹⁶⁾。

放射性解体金属の溶融にコールド・クルーシブルを適用する場合の特長は次の様にまとめられる。

- ①溶解操作と固化操作を同一坩堝の中で連続して行うため、バッチ処理に比べ装置の小型化が可能であり、グローブボックスやセル内での使用が容易である。
- ②通常の溶融炉に使われる耐火物張りの高温坩堝壁を持たないために、ジルカロイ等の高融点活性金属の溶融においても坩堝の損傷は殆ど認め

られず、坩堝の寿命が長く、二次廃棄物の発生量が極めて少ない。

③低温坩堝壁と溶融金属が電磁気力の作用により一部非接触となるために、装置の維持管理が容易でインゴット品質に優れている。

④電磁攪拌により溶融金属とスラグ間の反応が促進され、放射性核種をスラグへ移行させ、溶融除染が促進される。

高温のため計測が困難で、かつ電磁場が存在するために溶融挙動が複雑なコールド・クルーシブルの最適化を図るとともに、装置設計を進めるためには数値解析が有効な手段になり得る¹⁷⁾。

3. ホット試験

3.1 試験装置

今回試験に用いたMERC溶融試験装置の主要部をFig.2に示す。また、MERC溶融試験装置の主な仕様をTable 1に示す。ここでは予熱用坩堝および溶融坩堝と称する2種類のコールド・クルーシブルを用いた。予熱用坩堝は出口断面を入り口断面より絞った収斂構造の冷却坩堝であり、溶融坩堝単独では溶融できない大きさの解体金属を溶融することが可能である。解体金属はチャンバーに設けられたケージに装入された後、予熱用

Table 1 Major Specification of Testing Melt Equipment of MERC

Item		Specification
Object of melt		<ul style="list-style-type: none"> ・Small metallic chip, such as $\phi 5 \times 10$mm in size ・Metallic materials which can be carried by a convergent cage of 220mm square at entrance and 350mm deep
Melting method		Combined melting of pre-melt and full-melt
Withdrawal of ingot	Length	Approximately 300mm
	Velocity	1~15mm/min
Melting atmosphere		Ar gas
Treatment of exhaust gas		<ul style="list-style-type: none"> ・ Gas cooler ・ Re-usable bag filter ・ Medium efficiency particulate air filter ・ High efficiency particulate air filter
Cutting of ingot		Rotary hard metal saw
Delamination of slag		Rotary brush
Conveyance of ingot		<ul style="list-style-type: none"> ・ Manipulator ・ Maximum mass of conveyance:40kg
Electric power for pre-melting	Maximum output	300kW
	Frequency	15kHz
Electric power for full-melting	Maximum output	150kW
	Frequency	25kHz

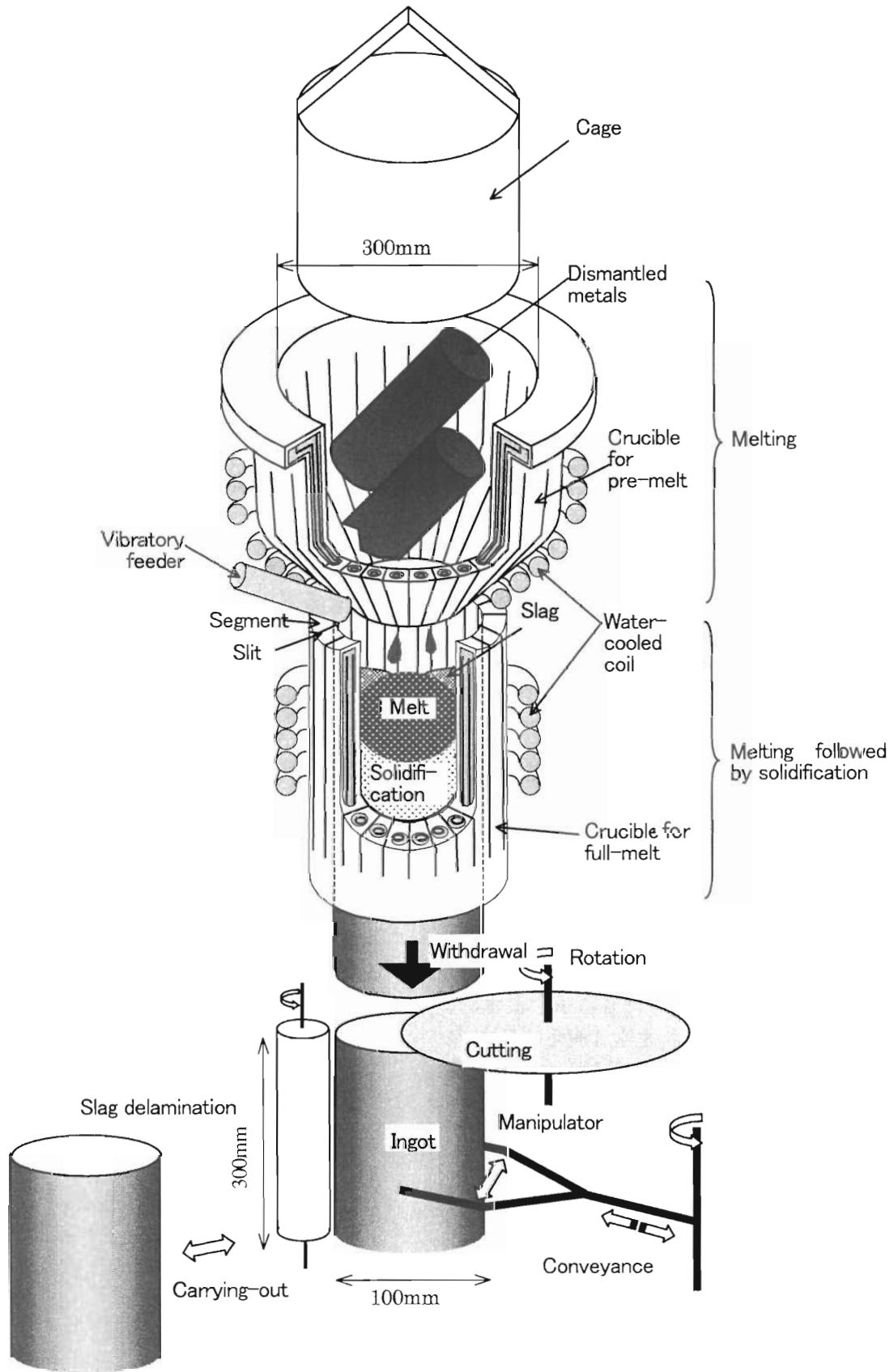


Fig.2 Major Part of Testing Melt Equipment of MERC

坩堝の直上まで水平に移動し、下降した後、ケージ底蓋が開いて予熱用坩堝に解体金属が装入される。予熱用坩堝内の解体金属は誘導加熱により昇温、溶融し、下方に位置する溶融坩堝内に流下する。流下した溶融金属はローレンツ力の作用により溶融坩堝の上部において坩堝壁と非接触に保たれるとともに、振動フィーダから供給されるフラックスと接触する。溶融坩堝内ではインゴットが所定の速度で下方に引抜かれるので、やがて溶融金属は冷却された坩堝壁と接触し、固化する。インゴットの品質を高めるため、予熱用坩堝に印加する高周波電源の出力および引抜き速度が調整され、溶融坩堝における湯面高さは最適位置に自動制御される。

溶融坩堝内で溶融金属が引抜かれてインゴットが形成された後、インゴットの切断、インゴット表面に付着するスラグの剥離、インゴット搬出などの工程を経て、インゴットは搬出チャンバーまで搬送、一時保管される。インゴットが常温まで冷却された後、インゴット昇降装置を用いて、インゴットはチャンバーの外に取り出される。

3.2 試験方法

ホット試験として a) 溶融除染の機能を確認するためにウランを添加するトレーサ試験と b) 表面がウランで汚染された実解体金属の溶融試験を行った。

a) トレーサ試験

溶融した汚染金属にフラックスを添加し、特定の元素を溶融フラックスに移行させることは熱力学的に可能である。これは、Fig.3に示すように、分離元素（例えばU）と回収元素（例えばFe）の酸素などに対する親和力の差に着目し、分離元素を酸化などした後、添加されたフラックスとともにスラグ化し、金属中の分離元素をスラグとして回収元素から分離するものである。酸化剤としては、酸素に対する親和力が分離元素と回収元素の間に位置する元素（例えばSiO₂）を選択する必要がある。

フラックスの溶融温度および密度を考慮するとともに、文献¹⁰⁾等を参考に、ステンレス鋼に対しては主に酸化物系、銅に対してはフッ化物系、アルミニウムに対しては塩化物系およびフッ化物+

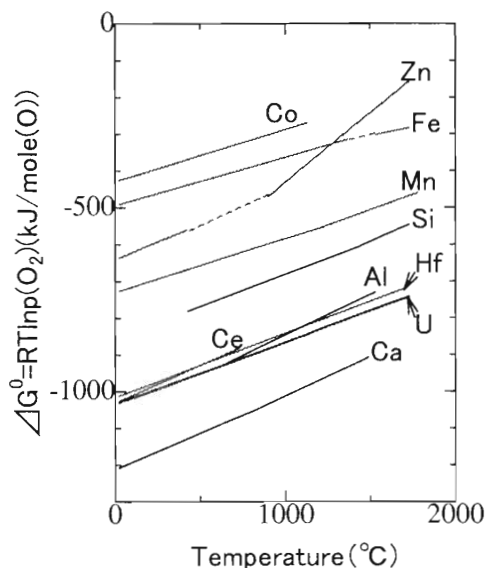


Fig.3 Standard Free Energy of Oxidation

塩化物系のフラックスを用いた。アルミニウムの場合は、アルミニウムとウランの塩化物生成自由エネルギー、あるいはフッ化物生成自由エネルギーの差が大きくなり、フラックスを用いてウランを分離除去することが難しいと想定されるが、これらを確認するために溶融除染に関する試験を行った。なお、アルミニウムでは除染効率を高める観点から、一旦得られたインゴットを再溶融して除染する試験も行った。

ステンレス鋼、銅およびアルミニウムの各金属を対象に、内部にフッ化ウラニル (UO₂F₂) を充填した大きさ約φ10×15mmの金属カプセルおよび大きさ約φ5×10mmの未汚染のペレット状の金属をフラックスとともに坩堝に供給し、溶融引抜き試験を行った。

解体金属は多くの場合、溶融処理前に一次除染工程を経ていることを考慮して、直径100mm、長さ約300mmのインゴットに対して1.5gの割合でフッ化ウラニルを添加した。なお、ステンレス鋼、銅、アルミニウムのインゴットの質量は、それぞれ、18.0、21.2、6.5kgである。

トレーサ試験ではFig.2に示した予熱用坩堝は用いず、溶融坩堝のみを用いた。また、振動フィーダを介して未汚染のペレットとフラックスを溶融坩堝に供給した。

インゴットを所定の長さに切断する際発生する切断屑を試験後、回収する。切断後のインゴット

表面に付着するスラグを回転ブラシを用いて剥離し、回収する。また、排ガス処理システムにはダスト採取用濾紙が挿入されており、試験終了後に濾紙を回収する。

回収試料から、インゴット、スラグおよび排ガスに含まれるウラン濃度を分析、評価する。

b) 実解体金属の溶融試験

有用な実解体金属としてはステンレス鋼、銅、アルミニウムなどが挙げられる。ここでの試験目的は、ウランで汚染されたステンレス鋼、銅、アルミニウムの実解体金属を対象に、MERCプロセスの持つ多様な溶融条件が実解体金属に適用できることを実証確認するとともに、除染の効果を確認する点にある。溶融処理した解体金属を Table 2 に示す。

ステンレス鋼では配管、バルブ、フランジ等を溶融した。長尺あるいは薄肉の配管類は予熱用坩堝を使用せず、切断、圧縮等の前処理の後、予熱用坩堝を用いることなくケージから吊して溶融坩堝に供給した。厚肉解体金属を溶融する際は、予熱用坩堝と溶融坩堝を組み合わせ、予熱用坩堝内の磁束密度が高い限定された空間に材料を供給し、そこで溶融を行い、下方に配置された溶融坩堝に流下させた。

銅については実解体金属として機械部品の一部を溶融した。銅の実解体金属に対する溶融方法はステンレス鋼の厚肉解体金属を溶融する方法に同じで、予熱用坩堝と溶融坩堝を用いた。

アルミニウムの実解体金属としては内部が汚染された小径配管を用いた。前処理として、切断、圧縮、束ね作業を行った。アルミニウムは融点が高い点を考慮して、予熱用坩堝の磁束密度が高い限定された空間に材料を供給することはせず、Fig.2 に示した様に予熱用坩堝と溶融坩堝を組み合わせで溶融試験を行った。

Table 2 Decommissioned and Melted Metals

Metals	Form
Stainless steel	Pipe, valve, flange
Copper	Mechanical parts
Aluminum	Pipe

3.3 試験結果

a) トレーサ試験

Fig.4 にトレーサ試験においてステンレス鋼を溶融処理した際に得られたインゴットの外観を示す。インゴット表面に割れなどの欠陥は認められず、スラグの殆どは回転ブラシにより表面から剥離したことが分かり、再利用に適していると判断される。インゴット表面に残存するスラグは極めて少量で薄いため、成型加工の前段階でインゴット表面を削り落とすことにより完全にスラグを除去できると考えられる。また、この時発生する削り屑は原料として再溶融することが出来る。

インゴット切断の際に得られた切断屑、インゴット表面から剥離したスラグおよび濾紙によって捕集されたダストを Fig.5 に示す。これらの試料はウラン分析に使用された。

Table 3 にトレーサ試験におけるステンレス鋼、銅、アルミニウムの各インゴットに含まれるウラン濃度の分析値を示す。ステンレス鋼の場合、インゴット中ウラン濃度はフラックスの種類の影響を受けるようで、塩基度 1.0 程度の氧化物系フラックスの場合に最大の除染効果を示した。このとき、ウラン濃度は約 30ppb であった。この値を除染係数に換算すると約 1800 に相当する。

Fig.6 にステンレス鋼の場合におけるウランのインゴット、スラグおよびダストへの分配を示

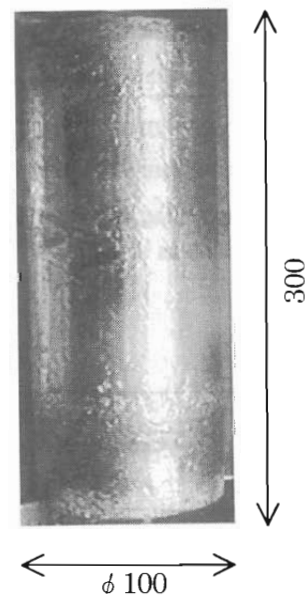
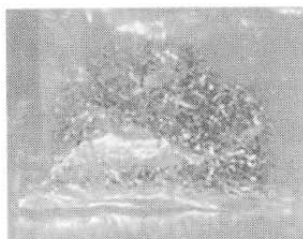
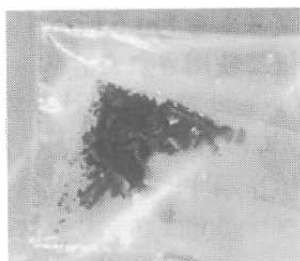


Fig.4 Stainless Steel Ingot After Tracer Test

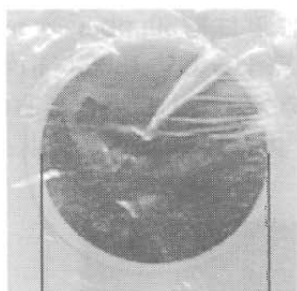
す。ウランの大部分、99.2%以上はスラグに移行し、インゴットへの移行割合は0.8%以下と予測された。なお、CEAでコールド・クルーシブルを用いて、ステンレス鋼製燃料被覆管を溶融処理した例では α 放射能の0.1%以下がインゴットに残留、95.2%がスラグに移行したとの報告がある¹⁹⁾。



Cut off ingot scraps



Slag



50mm

Dust captured by filter

Fig.5 Cut off Ingot Scraps, Slag and Dust Captured by Filter After Tracer of Stainless steel

銅のトレーサ試験におけるインゴット中ウラン濃度は比較的高く、除染係数も低い。熱力学的には銅からウランを除くことは可能であると考えられるが、その様にならなかった一因として電磁攪拌が弱かったことが挙げられる。銅のような高電気伝導度を持つ金属に対しては、高周波の周波数を下げて、表皮深さを深くすることが望ましいと考えられる。

アルミニウムのトレーサ試験では銅よりも低いインゴット中ウラン濃度が得られた。用いた周波数帯では、銅と同じように攪拌は顕著で無かった。しかし、再溶融処理を行ったので、予熱用坩堝から溶融坩堝にアルミニウムが流下する際にスラグとメタルの反応が促進された可能性が考えられる。また、フラックスに塩化物を用いた方がフッ化物と塩化物の混合物を用いた場合より低いウラン濃度、高い除染係数が得られた。

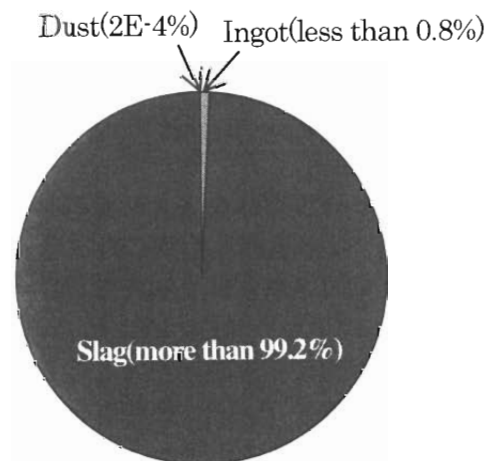


Fig.6 Partition of Uranium Among Ingot, Slag and Dust After Melting of Stainless Steel

Table 3 Decontamination of Uranium

Metals	Uranium concentration		Decontamination factor=A/B	Flux
	A=before melting (ppm)	B=after melting (ppm)		
Stainless steel	65	0.03~0.5	120~1800	Oxide
Copper	54	2.6	20	Fluoride
Aluminum	179	0.13~1.9	90~1300	Chloride+ Fluoride

b) 実解体金属の溶融試験

ステンレス鋼、銅、アルミニウムを対象に、流下前後における溶融材料を予熱用坩堝の上方から撮影した写真を Fig.7 に示す。

ステンレス鋼の場合は予熱用坩堝に内径 105mm の内装耐火物を配置して、耐火物内の磁束密度が高い領域に溶融材料を供給した。Fig.7A の左側は予熱用坩堝内装耐火物に装入された溶融材料を示しており、右側は予熱用坩堝から溶融坩堝に材料が溶融、流下した後の写真である。予熱用坩堝のスリット部分が確認できる程度に材料が溶融、減容し、流下した。内径 120mm の内装耐火物の場合も類似の結果が得られた。このことから、内径 120mm の内装耐火物により限定される空間内での磁束密度がステンレス鋼を溶融・流下する条件を満足していることが分かる。

銅の場合も予熱用坩堝に内装耐火物を配置しており、その内径は 105mm である。予熱用坩堝内の溶融材料の残存割合はステンレス鋼の場合より若干高く、熱伝導係数の大きいことが溶融・流下に不利に作用しているものと考えられる。

アルミニウムの場合は予熱用坩堝に内装する耐火物を使用しなかった。予熱用坩堝に印加する電

力の増加とともに予熱用坩堝に装入されたアルミニウム材料は、体積減少し、大部分が溶融・流下することが分かる。このことから、融点、電気伝導度などの溶融材料の物性に応じて適切な加熱条件を選択すれば、予熱用坩堝の様な収斂坩堝が解体金属の予備溶融に使えることが分かる。

ステンレス鋼、銅、アルミニウムの溶融金属が予熱用坩堝から溶融坩堝に流下する状況を溶融坩堝の斜め上方から観察した写真を Fig.8 に示す。左の写真は溶融坩堝内でドーム状に隆起している溶融金属を表しており、右側の写真は溶融金属の上に流下する様子を表している。アルミニウムの溶融温度ではアルミニウムの表面から放射光が認められないので、覗き窓の外から照明を当てて、写真撮影したため分かり難いが、いずれの溶融金属に対してもドームの中央部分に溶融金属が飛散することなく流下していることが分かる。このような流下は流下→閉塞→流下と間欠的に生じており、予熱用坩堝の底に取り付けられたノズル構造とその内径を周波数に応じて適切に設計することにより実現できる。予熱用坩堝に対する電源出力を制御することにより、流下速度の制御が可能である。また、流下量が急激に増加した場合は、坩堝が冷却されている特徴を活かして、電源出力を

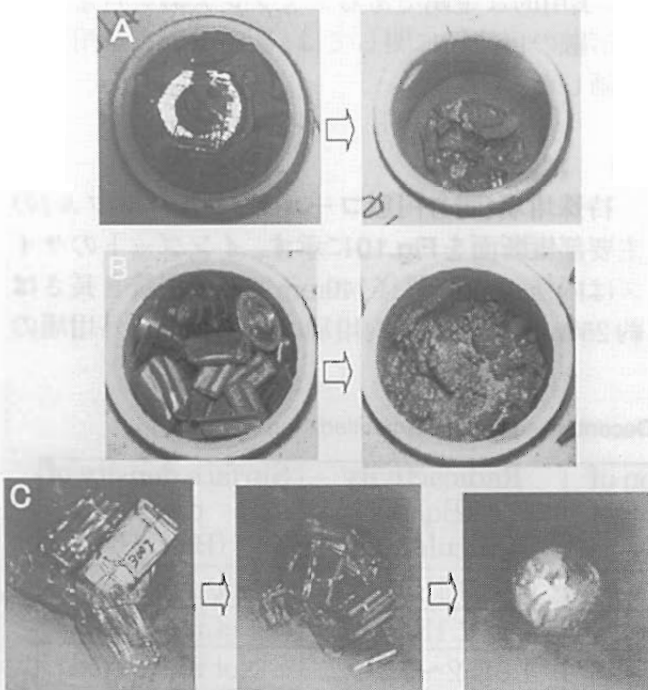


Fig.7 Melting of Dismantled Metals in Pre-melter Left and Right Pictures Show Before and After Melting, Respectively. A : Stainless Steel, B : Copper, C : Aluminum

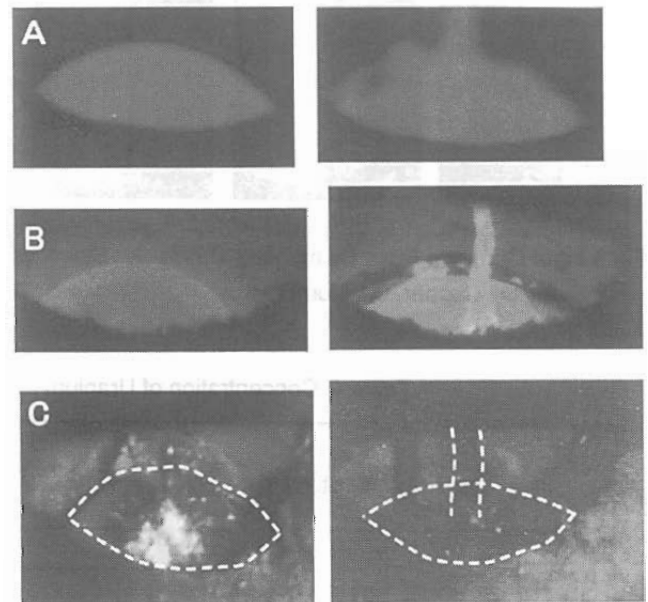


Fig.8 Melt Pouring From Pre-melter to Full-melter Left and Right Pictures Show Before and During Pouring, Respectively. A : Stainless Steel, B : Copper, C : Aluminum

低下することにより短時間に流下量を下げることが可能である。

溶融試験の結果得られたステンレス鋼、銅、アルミニウムの各インゴットの外観をFig.9に示す。ステンレス鋼のインゴットの表面には割れ等の欠陥は認められず、健全であった。また、銅のインゴットの場合は、溶融坩堝で銅の溶湯プールを形成するために必要な電力が設備仕様の上限近くであったことに起因して、ステンレス鋼の場合と異なり、ヒートの繋ぎで、インゴットの直径が一部小さい以外は、トレーサ試験で得られたインゴットに類似した外観であった。アルミニウムの場合はステンレス鋼あるいは銅ほど表面は滑らかではな

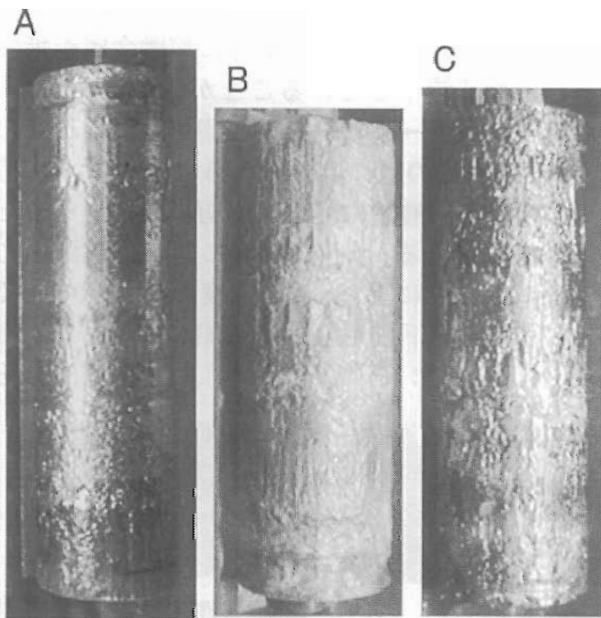


Fig.9 Ingot Obtained From Dismantled Metals. A : Stainless Steel, B : Copper, C : Aluminum

い。アルミニウムは表面に酸化物などの被膜が生じやすいことが一因と考えられる。

ステンレス鋼の実解体金属を溶融して得られたインゴットに含まれるウラン濃度、放射能等をTable 4に示す。初期の汚染量が不明なので除染係数を求めることは出来ないが、ステンレス鋼、銅、アルミニウムの放射線量は、いずれも、IAEAが提案するクリアランスレベル 0.3Bq/g^{20} を下回っており、MERCプロセスが、ウランで汚染された放射性解体金属の溶融処理に対して有用な技術であることが分かる。

4. 特殊坩堝試験

MERC溶融試験装置は坩堝の断面形状を変更することにより、溶融材料を目的とする断面を持つインゴットに成型することができる特徴を持つ。例えば、ガラス固化体の容器などへの再利用を想定して、必要な加工工程を省略する観点から、中空円筒型インゴットが鋳造出来る特殊な坩堝を製作し、それを用いた溶融引抜き試験をコールド条件で行った。

高周波電源装置の出力が限定されているので、試験対象とする溶融金属を低融点の錫合金とした。実用的な金属であるステンレス鋼を対象とする溶融の可能性に関しては、数学モデルを用いて評価した。

4.1 試験装置

特殊坩堝(同心円形コールド・クルーシブル)の主要部縦断面をFig.10に示す。インゴットのサイズは内径80mm、外径140mmで最大引抜き長さは約250mmである。内坩堝の内側および外坩堝の

Table 4 Concentration of Uranium After Melt Decontamination of Dismantled Metals

Melting materials		Concentration of uranium in ingot (ppm)	Radioactivity (Bq/g) (calculation)	Surface density of α ray (Bq/cm ²)
Stainless steel	φ50 pipes	0.3	3.7E-3	Not measured
	φ100 pipes	1.7	2.1E-2	Not measured
	Pipe	1.2~4.7	1.5E-2~5.8E-2	Not measured
Copper	Mechanical parts	14	1.75E-1	2E-2~20E-2
Aluminum	Pipe	16	2E-1	2E-2~8E-2

外側にはそれぞれ内コイルおよび外コイルが配置されている。溶融材料とフラックスは振動フィーダーを介して坩堝内に供給される。内コイルに接続される高周波電源の仕様は18kHz、28kW、外コイルに接続される高周波電源の仕様は3kHz、18kWである。

4.2 試験方法

溶融材料としてはSn-8%Zn共晶合金を用いた。融点は199℃である。フラックスとしてはステアリン酸を使用した。基準の溶融引抜き速度は1.5mm/minで、大気雰囲気中で溶融される。標準的な試験条件をTable 5に示す。

主な試験パラメータは印加電力、引抜き速度、溶融材料の供給方法、湯面高さ、フラックスの量等である。

4.3 試験結果

引抜き速度2.5mm/minで材料の供給方位、フラックスの量、湯面高さ等に関する適正試験条件を選択して得られた中空インゴットの外観と縦断面腐食写真をそれぞれFig.11およびFig.12に示す。

す。

適正条件を選択することによりインゴットの表面だけでなく内部にも未溶融部は認められなかった。また、Fig.12には筋状の様子が認められず、マクロ偏析が存在しないことが分かる。なお、溶融

Table 5 Standard Test Condition

Metallic material	Sn-8%Zn eutectic alloy
Melting temperature	199℃
Dimension of ingot	(φ80-φ140)×250mm
Withdrawal velocity	1.5mm/min
Meniscus height	-40 ~ -50mm from coil top
flux	Stearic acid
Applied power for the inside coil	28kW, 18kHz
Applied power for the outside coil	18kW, 3kHz
atmosphere	air

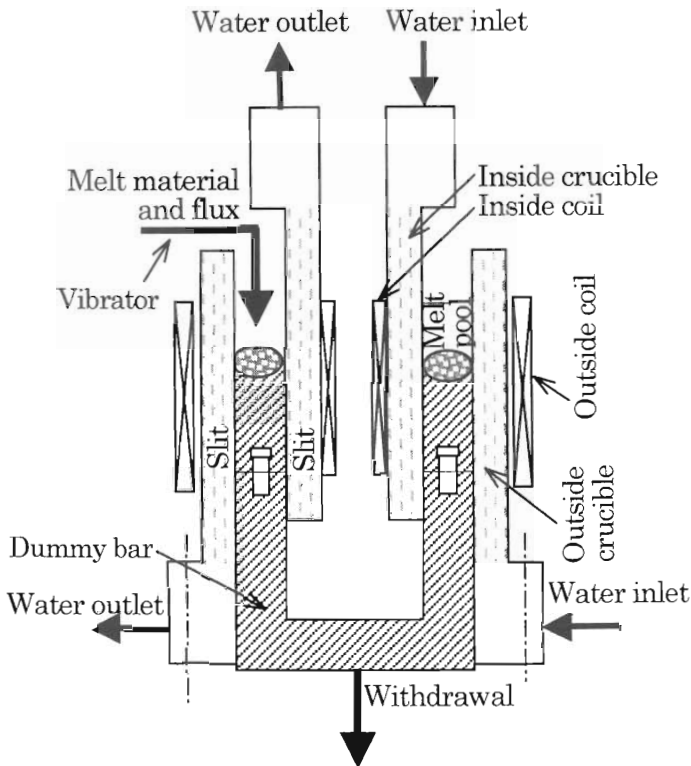


Fig.10 Major Part of Annular Type of Cold Crucible



Fig.11 Oblique Top View of Hollow Ingot

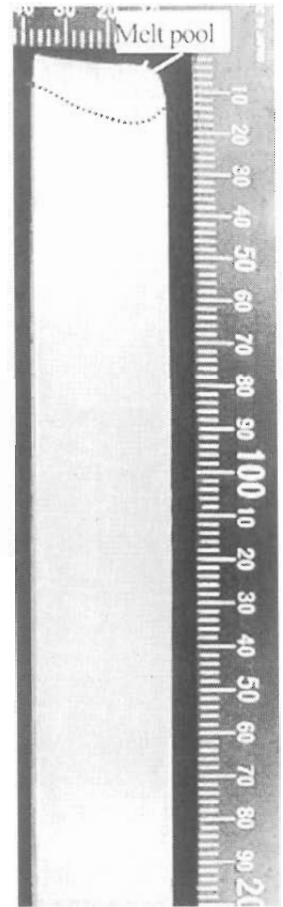


Fig.12 Etched Pattern of Vertical Cross Section of Hollow Ingot

引き抜き部の最後は腐食写真の色が濃く、凝固に伴うマクロ偏析に起因して、溶湯プールの合金成分が濃化されたためと考えられる。腐食写真の色の変化から溶融領域を把握できる。しかし、溶融領域の自由表面は、高周波電源を停止したために溶融していたときの形状を表わしていない。

通常、引抜き力は定格の10%程度で安定していた。しかし、試験を終了する段階で、引抜き力が増加する現象が認められた。これは、インゴットの凝固収縮に起因していると考えられる。

ステンレス鋼等の放射能汚染された解体金属を溶融処理することを想定した場合、溶融材料の融点は低融点金属より高温の約1430℃である。そこで、ステンレス鋼を溶融引き抜きする場合に必要な

電源等についてモデル計算¹²⁾を行った。

モデル計算では、まず、低融点金属試験を対象に1) 溶湯形状、固液界面等について計算を行い、モデルの妥当性を確認した。次に、溶融金属の物性値をステンレス鋼のそれと置換した後、印加電力をパラメータに2) 電力設計を行った。

1) 溶湯形状、固液界面

試験で得られたメニスカスと固液界面の形状を計算によって得られたそれと比較してFig.13に示す。固液界面の形状はFig.12に示す様な縦断面腐食写真から得られるSn-Zn合金に対するマクロ偏析から同定した。また、メニスカスの形状は、溶融試験終了直後にグラファイトなどから成る微粒子を溶湯プールに供給するとともに、高周波電源

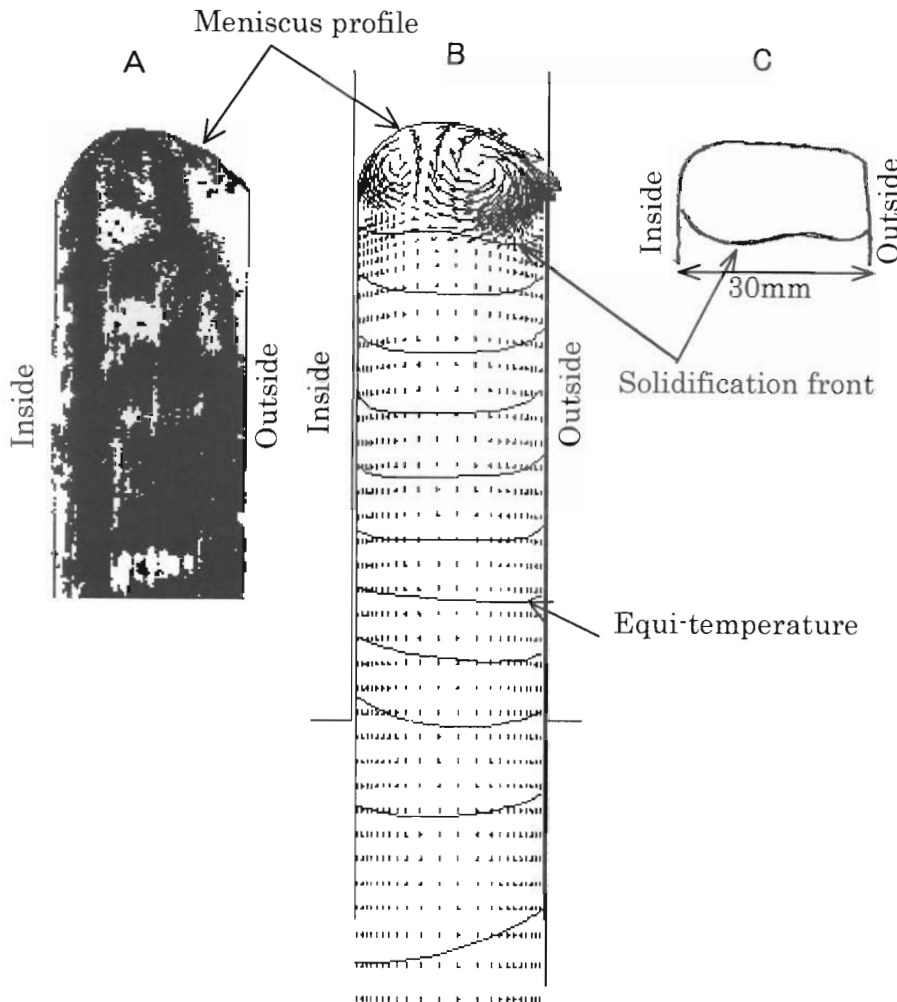


Fig.13 Comparison of Experimentally Obtained Meniscus Profile and Solidification Front With The Calculated Ones A : Experimentally Obtained Meniscus Profile, B : Calculated Meniscus Profile, Solidification Front and Heat Pattern, C : Experimentally Obtained Solidification Front

を停止し、冷却によりメニスカスの形状を固定した。

ドーム状に隆起したメニスカス形状の頂点が内側にシフトしている点、肉厚の中央辺りではプールが浅い点など、試験結果と計算結果では定性的な一致が認められた。

2) 電力設計

上記1) に示したように数学モデルが妥当であることが確認できたので、次ぎに溶融材料をステンレス鋼に置換した場合の計算を行った。印加電力をパラメータとする計算結果を Fig.14 に示す。Fig.14 の左は、現在と同じ高周波電源の出力(46kW)で溶融を試みた場合の速度分布および等温線を表している。現在と同じ高周波電源の出力では溶融しないかあるいは溶融するとしても直ち

に凝固することが予測される。現在の高周波電源出力の4倍(184kW)では溶湯プールが形成されるものの、固液界面形状に凸形状の部分が認められ、過去の経験から安定した溶融引抜きは実現できないものと推定される。6倍(276kW)程度の高周波電源出力では固液界面形状が凹み、安定した溶融引抜きが可能になることが予測される。

以上のように、ステンレス鋼を溶融対象とした場合であっても、高周波電源の出力を高めることによって溶融引抜きが可能になることが予測された。また、予測された高周波電源出力の値は工業的に実現可能な電源出力である。インゴットの大きさが異なる場合も、ここに示した手法で数学モデルを適用して、特殊坩堝の基本設計を行うことができる。

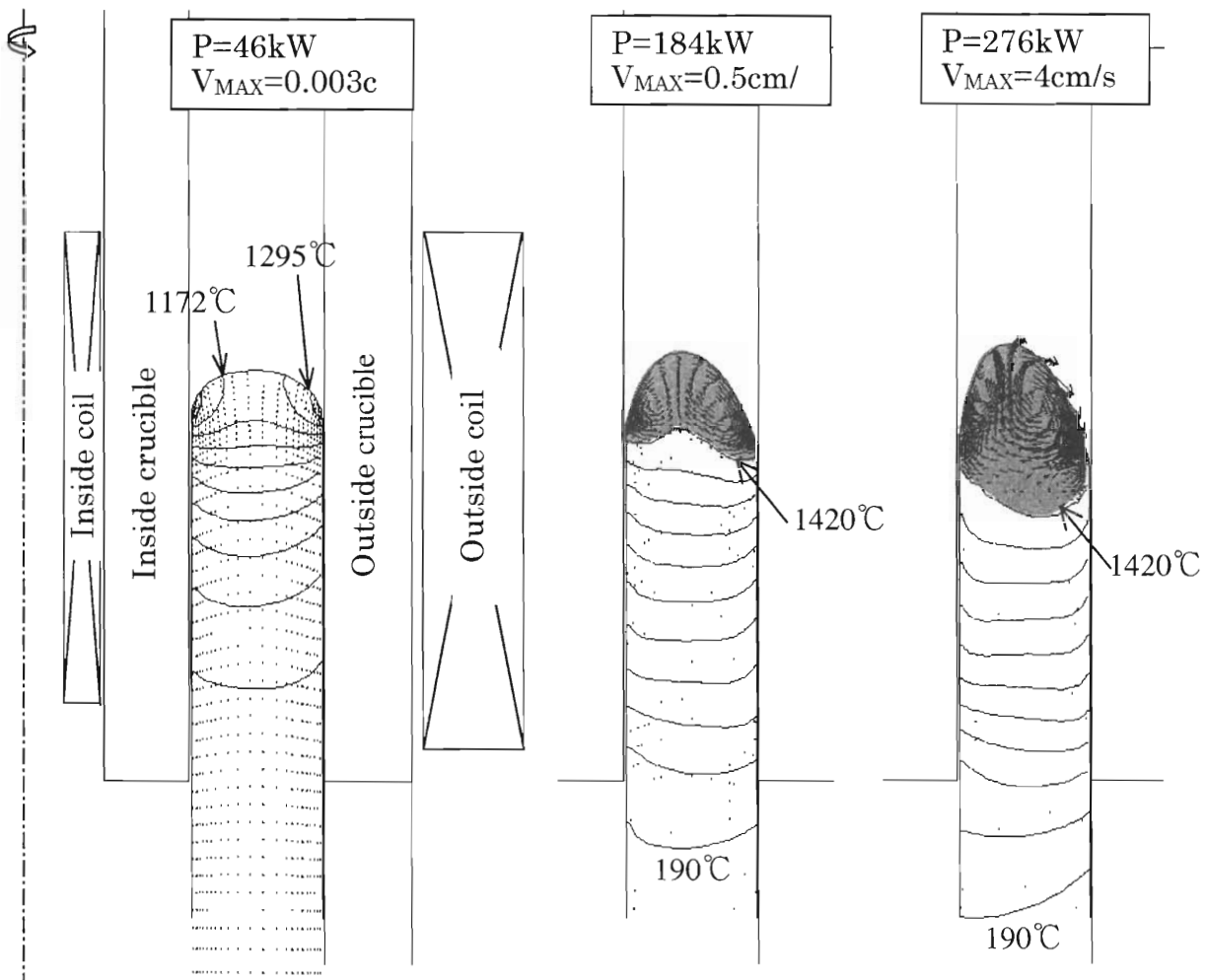


Fig.14 Effect of Applied Power on Meniscus Profile, Solidification Front, Melt Flow and Heat Pattern Calculated for Stainless Steel

5. 総合評価

5.1 技術評価

1) 処理対象の金属種、2) 溶融除染、3) インゴットの切断、4) スラッグの剥離・回収、5) 坩堝形状の観点から、MERCプロセスの技術評価を行った。

1) 対象金属

原子力施設ではステンレス鋼が多用されているが、ステンレス鋼以外に、高融点金属 (Mo, Zr, Ti)、活性金属 (Al, Ti, Ni 基合金)、その他の有用金属 (Cu, Pb) など、多様な金属が使われている。

内径約 100mm の溶融坩堝を用いてステンレス鋼を含む複数の金属種を対象に溶融引抜き試験を行ったところ、Mo を除いて溶融引抜きが可能であった。Mo は表面の一部を溶融することができたが、他の金属の様に上部全体が溶融して、ドーム状に隆起する現象は認められなかった。数値解析の結果から、試験に使用した高周波電源の出力が 150kW では出力不足であることが判明した。

低融点金属の Pb, Al は、印加電力が大きい場合は湯漏れが発生するので、高周波電源出力を適切に管理する必要がある。Cu は融点が特に高いわけではないが、電気伝導度が高く、熱伝導に優れているため、溶融に必要な電力は Mo を除く他の金属に比べて大きい。炭素鋼、Ni 基合金、Zr, Ti はステンレスと類似の溶融挙動を示した。

このことから、MERC プロセスは多様な金属種を溶融処理できる高い自由度を持つことが期待できる。

2) 溶融除染

ウランで汚染されたステンレス鋼、銅、アルミニウムに対して溶融処理を行い、除染効果を確認した。特に熱力学的には難しいと想定されているアルミニウムに対して溶融除染の効果が確認された点は、コード・クルーシブルの攪拌に起因していると考えられ、今後、更に機構を解明する必要がある。

一度の溶融処理によって十分な除染効果が得られない場合は、得られたインゴットを再び溶融処理することにより除染効果を高めることができる。特に MERC プロセスの場合、二次廃棄物の発

生量が少ない点が、このことを可能にする。

溶融処理の場合、溶融状態における放射性核種の均一性の確認と得られるインゴットにおける放射性核種の均一性の両者が必要である。バッチ処理の場合、前者に優れているが、凝固過程において偏析に起因して最終凝固部にウランなどの放射性核種が濃化する傾向があるので後者には不利である。連続処理の場合はバッチ処理と逆の特性を持つ。MERC プロセスではインゴットの径あるいはコイルの巻き高さを想定される処理材料における放射性核種の不均一に対応する溶融領域に設計することができるとともに、再溶融処理を組み合わせることで、この問題の解決を図ることができる。

一般に、溶融処理の前段階でプラスト、ガス除染、湿式除染等の一次除染が為されているので、特に、ウラン、プルトニウムなどの長半減期核種で汚染されており、一次除染だけでは除染が十分でないと考えられる複雑構造物に対して、MERC 法による溶融除染が効果的であると考えられる。

3) インゴットの切断

二次廃棄物の発生を最小にする観点から、MERC プロセスでは乾式切断方式を採用した。しかし、加熱状態にあるインゴットを水平方向に乾式切断することは一般的には難しく、当初、刃先の耐久性が保証されない事が分かった。

そこで、鋸刃の形状、チップの材質、切断条件等について、試行錯誤的に多くの試験を実施し、MERC プロセスに適用可能な技術を確立した。

4) スラッグの剥離・回収

放射性解体金属の溶融処理では、インゴットの表面にはウラン等の長半減期核種を含む放射性核種が濃縮したスラッグが付着しているため、これを剥離、除去する必要がある。MERC 溶融試験装置にはこのスラッグを回転ブラシで剥離する機構が組み込まれており、ブラシの線径、材質、ブラシ構造等の改良によって、スラッグの残存割合を低減することができた。

しかし、インゴットの表面には避けられない起伏が存在するので、微量のスラッグがインゴットの表面に残存することは避けられない。実機の場合は、インゴット表面に残存するスラッグを表層の金属とともに削り落とす必要があると考えられる。

削り落とした金属屑を再溶融することができるので、この過程で、二次廃棄物が増加することはない。

5) 坩堝形状等

実解体金属の溶融処理では中空円形の坩堝を用いて、円形断面のインゴットを得た。この形状のインゴットからは継ぎ目無しパイプなどの製品への再利用が考えられる。

MERCプロセスは必ずしも円形断面のインゴットに限定される訳ではなく、未汚染の金属を対象とする溶融試験において、坩堝形状を適宜変更することにより、矩形断面あるいは中空断面のインゴットが溶融引抜き出来ることを確認した。前者からは板などへの加工を想定した製品、後者からは上下の板を追加することによりそのまま容器製品への再用品が得られる。

この様に、MERCプロセスでは、坩堝の形状を変えることによって再利用に適した多様性に富む形状のインゴットの製造が可能である。

5.2 経済性評価

コールド・クルーシブルを用いた溶融法の経済性評価を行うため、溶融装置の実機モデルを構築し装置規模を設定して設備費、操業費を概略設定し、溶融処理費を算出した。処理対象をウラン汚染金属とし、コールド・クルーシブル溶融除染により、放射性廃棄物として取り扱う必要のないクリアランスレベル以下になるものとして、溶融金属の処分費が不要になるものとした。ウランがスラグに移行することにより発生する二次廃棄物の処分費が溶融処理費に加わるものとした。

ここでは、未処理で放射性廃棄物として処分する場合の費用と上記の二次廃棄物処分を含む溶融処理を行う場合の費用を比較することにより経済性について評価した。

1) 溶融装置の実機モデルの概要

前提条件として以下のように設定した。

- ・ 処理対象材料
ウランで汚染された解体金属（ステンレス鋼、銅、アルミニウム等）
- ・ 溶融方式
コールド・クルーシブルによる予熱用坩堝＋溶融坩堝の2段方式

- ・ インゴットサイズ
Φ 200mm、長さ 500mm の円柱
- ・ 予熱用坩堝
出口口径を絞ったロート状水冷式銅製坩堝
400 Φ / 出口口径 80 Φ、高さ 500mm、コイル
1,700kW、周波数 0.5 ~ 10kHz（周波数可変）
- ・ 溶融坩堝
円筒状水冷式銅製坩堝
200mm Φ、高さ 600mm
コイル 500kW、周波数 0.1 ~ 20kHz（周波数可変）

この実機モデルの処理能力は、年間操業日数 240 日、稼働率 80%、日勤操業（8 時間 / 日）としてステンレス鋼について年間約 190t となる。交代勤務を行うことにより年間処理量を増やすことが可能である。

2) 処理コストの算出

処理コストに大きな影響を及ぼす建設費は、既存建屋を利用することとし、設備の設計・製作・試運転・調整に関わる費用を 2002 年の時点で約 16 億円と算定した。また、溶融処理費は労務費、消耗品費、ユーティリティ費、保守費（設備費の 1.5%）、減価償却費金利（6%）、固定資産税（1.4%）などを積算した。減価償却費は減価償却期間によって大幅に変動する。なお、鑄造されるインゴットは、有価物として売却できるので売却益が発生するが、ここでは考慮しないこととした。

3) 処分費

処分費で考慮すべき費用は未処理の場合は放射性解体金属を放射性廃棄物として処分するコスト、溶融処理の場合はウランを含有するスラグの二次廃棄物の処分費であり、除染後のインゴットは一般廃棄物として処理されるので処分費には含まれない。ウラン廃棄物の処分基準が現時点では整備されていないため、処分費が不明である。そこで、商用原子力発電所の低レベル放射性廃棄物の処分を実施している日本原燃株式会社の下北埋設処分場の処分費²¹⁾などを参考にウラン廃棄物の処分費をパラメータとした。

4) コスト比較

解体金属を未処理で放射性廃棄物として処分する場合の費用と、MERC プロセスで溶融処理する時の処理費に二次廃棄物であるスラグを放射性廃

棄物として処分する費用を加算した費用を比較してFig.15に示す。Fig.15は放射性廃棄物の処分費用が処分方法によって異なること及びウラン廃棄物の処分方策が決まっていないことから、横軸をドラム缶あたりの処分単価、縦軸は未処理処分とMERC処理+二次廃棄物処分費用を表す。MERC処理+二次廃棄物処分費用は減価償却期間によって変わるため、償却期間が7年及び20年のケースを示す。

MERCプロセスによる処理・処理費は、Fig.15に示す様に、ドラム缶の処分単価の影響が小さく、二次廃棄物の発生量が少ないことが分かる。

減価償却期間7年から20年の範囲での損益分岐点に対応するドラム缶の処分単価をTable 6に示す。20年償却の例では損益分岐点が32万円/ドラム缶となるので、処分単価が32万円/ドラム缶より高い場合にはMERCプロセスで処理した方が経済的に有利であると言える。ただし、溶融施

設の処理能力190t/年を考慮すると、解体金属の発生量が4,000t規模の施設あるいはサイトであることが必要となる。

6. おわりに

原子力施設の廃止措置の本格化を控え、解体廃棄物の処理処分、規制対象からの解除（クリアランスレベル化）に向けての検討が進められている。これに必要な技術の一つに金属溶融がある。コールド・クルーシブル法を用いた解体金属の溶融処理法について、ウランに対する溶融除染効果をホット試験で実証するとともに、ウラン廃棄物の減容、再利用に有効であることを確認した。

ホット試験の実施は、核燃料サイクル開発機構、人形峠環境技術センターの全面的な協力により実施できたことを心より感謝いたします。

参考文献

- 1) Y. Nakamura, K. Obara, Y. Tsuji, R. Haun R. Eschenbach, "Cobalt and Cesium Volatility Test in Plasma Arc Centrifugal Treatment": Incineration Conference Houston (1995).
- 2) H. Nakamura, K. Kanazawa, K. Fujiki, "R&D on Melting of Radioactive Metal Wastes at JAERI": The 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, 4(1995), 1785.
- 3) S. Abe, M. Yamamoto, S. Morishita, K. Kimura, K. Takahashi, A. Umemura, D. Sakurai, S. Iiboshi, "Demonstration Test on Manufacturing 200L-Drum Inner Shielding Material for Recycling of Reactor Operating Scrap Metal": 1994 Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, (1994), M27.
- 4) 中村寿、平林孝瓘, "放射性金属廃棄物の限定再利用技術開発 - 廃棄物収納容器製造試験 -", 日本機械学会, 第6回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集 (1998-11-10, 11川崎), 371.
- 5) 石倉武、最首貞典、阿部清治、梅田高照, "解体廃棄物金属の再利用技術開発", 日本機械学会, 第6回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集 (1998-11-10, 11川崎), 365.
- 6) M. Sappok, "Experience with the melting of beta-

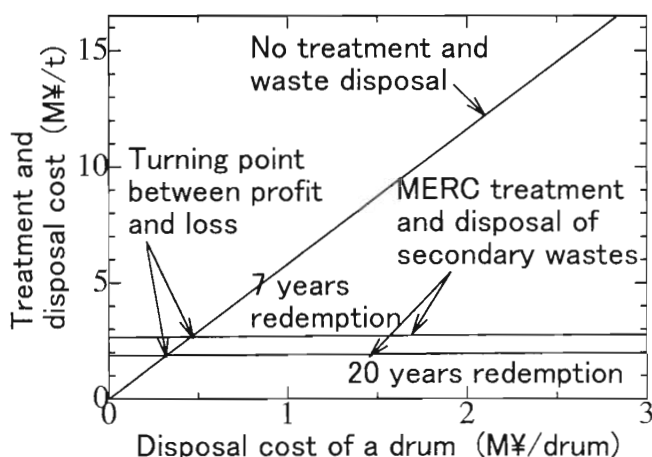


Fig.15 Relation Between Drum Cost and Rreatment one of Dismantled Metal Added With Disposal Cost of Secondary Waste

Table 6 Disposal Cost of a Drum Corresponding to Turning Point Between Profit and Loss

Disposal cost of a drum corresponding to turning point between profit and loss (M¥/drum)	Redemption (year)
0.46	7
0.40	10
0.35	15
0.32	20

- gamma radioactive metals at SIEMPELKAMP foundry", Technical Seminar on Melting and Recycling of Metallic Waste Materials from Decommissioning of Nuclear Installations, Krefeld, Germany, October 26-29(1993),67.
- 7) 鈴木正啓、田中努、池永慶章、"コールド・クルーシブルによる解体金属の溶融技術について"、デコミッショニング技報、16(1997)、58.
 - 8) 鈴木正啓、鶴巻邦輔、秋山孝夫、福村信男、吉田直嗣、田中努、池永慶章、"解体金属の再利用を対象とするMERC技術"、日本機械学会、第6回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(1998-11-10、11川崎)、377.
 - 9) 鈴木正啓、宮尾英彦、榎戸裕二、田中努、内田誠、桑山真二郎、"コールド・クルーシブルによる解体金属の溶融技術について(II)"、デコミッショニング技報、24(2001)、14.
 - 10) German Pat.518499, Siemens & Halske Akt.-Ges. In Berlin-Siemensstadt, "Verfahren zum Schmelzen schwerschmelzbarer Metalle, insbesondere von Tantal, Wolfram, Thorium oder Legierungen dieser Metalle in einem wassergekühlten Behälter", Jan.29(1931).
 - 11) P. G. Clites, "The Inductoslag Melting Process" :Bulletin of the United States Bureau of Mines, 673(1982),1.
 - 12) T. Tanaka, A. Kuroda and K. Kurita, "Continuous casting of Titanium Alloy by an Induction Cold Crucible" ,ISIJ Int.,32(1992),575.
 - 13) K. Kaneko, T. Misawa and K. Tabata, "Cold Crucible Induction Casting of Semi-Conductor Silicon" :Proceedings of The Sixth International Iron and Steel Cngress,Nagoya,ISIJ,4(1990),254.
 - 14) M. Garnier, I. Leclercq, P. Paillere and J. F. Wadier, "The Cold Crucible Continuous Casting Process Applied to Titanium Scrap Melting" :Proceedings of The Sixth International Iron and Steel Cngress,Nagoya,ISIJ,4(1990),260.
 - 15) N. Jacquet-Francillon, A. Jouan, J.P. Moncouyoux and C. Sombret, "Melting: A Promising Technique for Processing Metallic Decladding Materials from Irradiated Nuclear Fuels", Mineral Processing and Extractive Metallurgy Review,10(1992),165.
 - 16) V. G. Pastushkov, A. V. Molchanov, V. P. Serebryakov, T. V. Smelova, I. N. Shestoporov, "Technology and Equipment based on Induction Melters with Cold Crucible for Reprocessing Active Metal", Atalante 2000, Montpellier, France, Posters session P4.22.
 - 17) T. Tanaka, K. Kurita and A. Kuroda, "Liquid Metal Flow Coupled with Heat Transfer in a Cold Crucible Confined by Free Surface and Solidification Front", ISIJ Int.,31(1991),1416.
 - 18) S. A. Worcester et al., "Decontamination of Metals by Melt Refining/Slagging-an Annotated Bibliography", Westinghouse Idaho Nuclear Company Inc. July(1993).
 - 19) R. Piccinato, J. P. Ruty, R. Caraballo, N. Jacquet-Francillon, "Compactage par fusion haute temperature des dechets de gaines actives en creusets froids", Commission des Communautés europeennes(1993).
 - 20) IAEA, "Clearance levels for radionuclides in solid materials", TECDOC-855, 11(1996).

汚染コンクリート除染技術の開発

小栗第一郎*、鳥居和敬**、塚原裕一**

Development of Enhanced Decontamination Technology for Concrete Surface

Daiichiro OGURI, Kazuyuki TORII and Yuichi TSUKAHARA

廃止措置では、建屋解体前に放射性物質により汚染したコンクリートを除去する必要があり、日本原子力研究所の動力試験炉 (JPDR) の汚染コンクリート除去では、土木・建築分野で既に実用化されている工法が用いられた。

日本初の商業炉廃止措置である東海発電所では、汚染コンクリートの面積が広く、汚染浸透深さも数mmから100mm程度にわたっているため、高能率・高精度な装置が要求されている。

本報告は、近年開発された小型・高性能のはつり装置「スパイキーハンマー」に、バリア、集じん装置を組み込んだ装置により、コンクリートのはつり性能、粉じん回収性能等の試験を行った結果を示すものである。

Decommissioning Tokai Power Station has started in 2001 and decontamination of concrete is expected in near future. In the past experience in decommissioning JPDR of Japan Atomic Energy Research Institute, several existing scheme such as scabblers, planers, shot-blasts, breakers, and so on were used and evaluated. However, the Tokai Power Station has far wider and deeper area of concrete that requires decontamination, therefore more effective scheme and less radioactive dose during the process is required. This document reports development of a new scheme of concrete surface removal using a multi-head spiky hammer, as well as combined air flow control system that prevents dust from spreading and collects removed concrete particles simultaneously. Performance of the new scheme is evaluated by practical tests using a concrete mockup that copies the actual contaminated concrete as same, strong and tough as possible. The test results has shown that the spiky hammer and the air flow control system are enough effective in terms of speed, precision, and enough safe in terms of dust control and collection of removed particles.

1. はじめに

原子力発電所及び原子力関連施設の建物では、放射性物質の浸透によりコンクリートが汚染して

いる部位がある。これらの汚染コンクリートは、管理区域を解除する前に除去するため、汚染コンクリートの物量が多い場合には、汚染コンクリートを効率的に除去することが必要となる。なお、

* : 日本原子力発電 (株) (The Japan Atomic Power Company)

** : 清水建設 (株) (Shimizu Corporation)

管理区域が解除された後の建物は一般の建築物と同様に解体ができることとなる。

放射能汚染コンクリート除去の先行例としては、日本原子力研究所の動力試験炉 (JPDR) の例がある。JPDRの解体実地試験では、スキャブラ、プレーナー、ショットブラスト、ブレイカー等の既に土木・建築の現場で実用化されている工法に、粉じん飛散防止対策のための集じん機能を付加して適用し、作業効率等のデータが収集されている。

日本原子力発電株式会社の東海発電所では、日本初の商業炉の廃止措置が進められている。東海発電所では、汚染コンクリートの面積が広く、汚染浸透深さも数mmから100mm程度にわたっているため、汚染コンクリートの除去工事を合理的かつ安全に進めるために、高能率・高精度で遠隔・自動化への展開が容易な装置が要求されている。

東海発電所廃止措置の汚染コンクリート除去工事への適用に向けて、近年開発された小型・高性能のはつり装置「スパイクハンマー (機械的打撃による表面剥離方式)」に、バリア、集じん装置

を組み込んだ汚染コンクリート除染システムを構築し、はつり性能、粉じん回収性能等の試験を行い、実機適用の見通しを得た。

ここでは、汚染コンクリート除染システムの概要と試験結果について報告する。

2. コンクリートはつり工法

コンクリートの表面を除去する工法は、既に実用化されているもの、研究段階のものを含めて多くの工法があるが、大別すると、

①汚染浸透が浅い場合は、コンクリート表面をはつり取る工法

②汚染浸透が深い場合は、コンクリートを剥離除去する工法

に分けられる。Table 1 にコンクリート剥離工法の一覧を示す。東海発電所の放射能汚染コンクリートは、浸透深さが数mmから100mm程度であるため、コンクリートをはつり取る工法が適している。

作業効率、コスト及び粉じん等の二次生成物の発生を考慮すると、現段階では、JPDRで適用さ

Table 1 Variety of Existing Scheme for Decontamination of Concrete

分類	工法	剥離深さ (mm)	剥離能率	コスト	
表面 切削	機械的衝撃による	スキャブラ、ハンドブレイカー、スパイクハンマー	10～	○	○
	砥粒研削による	プレーナー、サンダー、ケズラー	5	△	○
	液体噴射による	ウォータージェット	30	○	△
	固形物噴射による	サンドブラスト、ショットブラスト、ドライアイスブラスト	20	○	△
	その他	微生物利用	10	△	○
層状 剥離 撤去	機械工具による	ハンドブレイカー、大型ブレイカー	100	○	○
	油圧機構	ドリルアンドスポーラ、ロックスプリッター	50	△	△
	火薬による	制御爆破	自由	○	○
	火炎による	フレイム切断、サーミックランス切断	自由	△	△
	電氣的	電磁誘導加熱法、マイクロ波法	30	△	×
	膨張圧による	静的破碎剤	自由	×	△

れてような、機械的衝撃や、砥粒研削による工法の適用が現実的である。Table 2 に適用が想定される工法の特徴を示す。

3. コンクリート除染システム

解体工事におけるバリア・換気の基本的な考え方を以下に示す。

①バリア

解体時に発生する放射性粉じんの拡散を防止するため、汚染拡大防止囲いを一次バリアとして解体エリアに設置する。バリア内には粉じんを捕集するための換気システム(局所換気)も設置される。

さらに二次的な汚染拡大囲いとしてバウンダリーを設けバリア内換気装置の破損等の事故時における障壁とする。バウンダリー内の空気は全体換気系の換気設備に接続し、大気に放出する。解体時に発生する放射性粉じんは、通常作業時には一次バリア内に留まり、バウンダリー内部には浮遊しないことが前提となっている。また、バウンダリー内の負圧を維持し、建屋からの粉じんの漏えいを防止する。

②換気

粉じんを発生する間近で捕捉・除去する局所集じん装置と、バリア内に排出された排気を建屋の既設換気設備を通して放出するための全体集じん装置からなる。

集じんシステムは基本的に、多段で構成させることが一般的であり、「粗粒子捕集」+「HEPA保護」+「HEPA」という構成となる。

はつり工事で用いる粉じん回収設備(局所換気)は、「バリア」+「局所回収フード」+「局所集じん装置」+「全体集じん装置」という構成とする。システム構成を Fig.1 に示す。

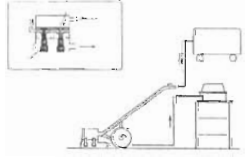
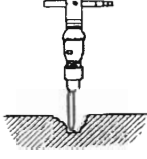
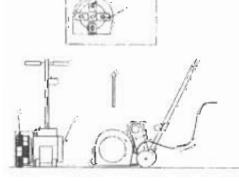

可搬型バリア:

銅製フレームと硬質プラスチックから成り、そのままの状態でも移動できる構造。形状は作業部位によって変更可能。

局所集じん装置:

局所回収フード、サイクロン、バグフィルタから成り、はつり片のほぼ全量と粉じん発生量の95%以上を捕集する。ファンの容量ははつり片の捕集能力によって決定する。

Table 2 Comparison of Existing Tools for Concrete Surface Removal

比較項目	工法	スキャブラー	ブレーカー	ブレンダー	スパイクハンマー
概要		 ・超鋼製のビットを圧縮空気や油圧で高速打撃して表面をはつる。	 ・超鋼製の「のみ」を繰り返し打撃することによりコンクリートを破砕する。	 ・「タワメント」砥粒のついた円盤を高速回転させて、対象物を削り取る。	 ・原理的にはスキャブラーと同じで、大型化したもの。
作業効率(m ² /h) (はつり深さ(mm))		2.5* ¹ (8)	2.8* ¹ (150)	1.7* ¹ (5)	1.3* ² (35)
深さ10mm換算(m ² /h)		2.0	42	0.9	4.5
適用上の留意点		〜10mm程度ではつる工事には適しているがそれ以上の厚さには繰り返しはつる必要があり作業効率が高くない。	数cm以上ではつる工事には高能率で作業が可能となるが、数cm以下の薄いのはつり作業では精度が出ない。	〜5mm程度ではつる工事には適している。高精度で処理が行うことができる、それ以上の厚さには繰り返しはつる必要があり作業効率は下がる	10mmから50mm程度ではつる工事には適しているがそれ以上の厚さには繰り返しはつる必要がある。はつり能力が高いため作業効率は低下しない
粉じん特性	発生挙動	粉じん+砂状はつり片	粉じん+砂状及び小石状はつり片	粉じん+砂状はつり片	粉じん+砂状はつり片
	発生量(%) ^{*2} 乾式	2.0 (1.3±0.4)	7.0 (3.5±2.8)	56.0 (46±9.1)	約4.0
	粒径範囲	10μm以上 (70%)	10μm以上 (70%)	10μm以上 (70%)	左記と同等

注記: *1 JPDRの実績に基づく

*2 メーカーカタログ値に基づく

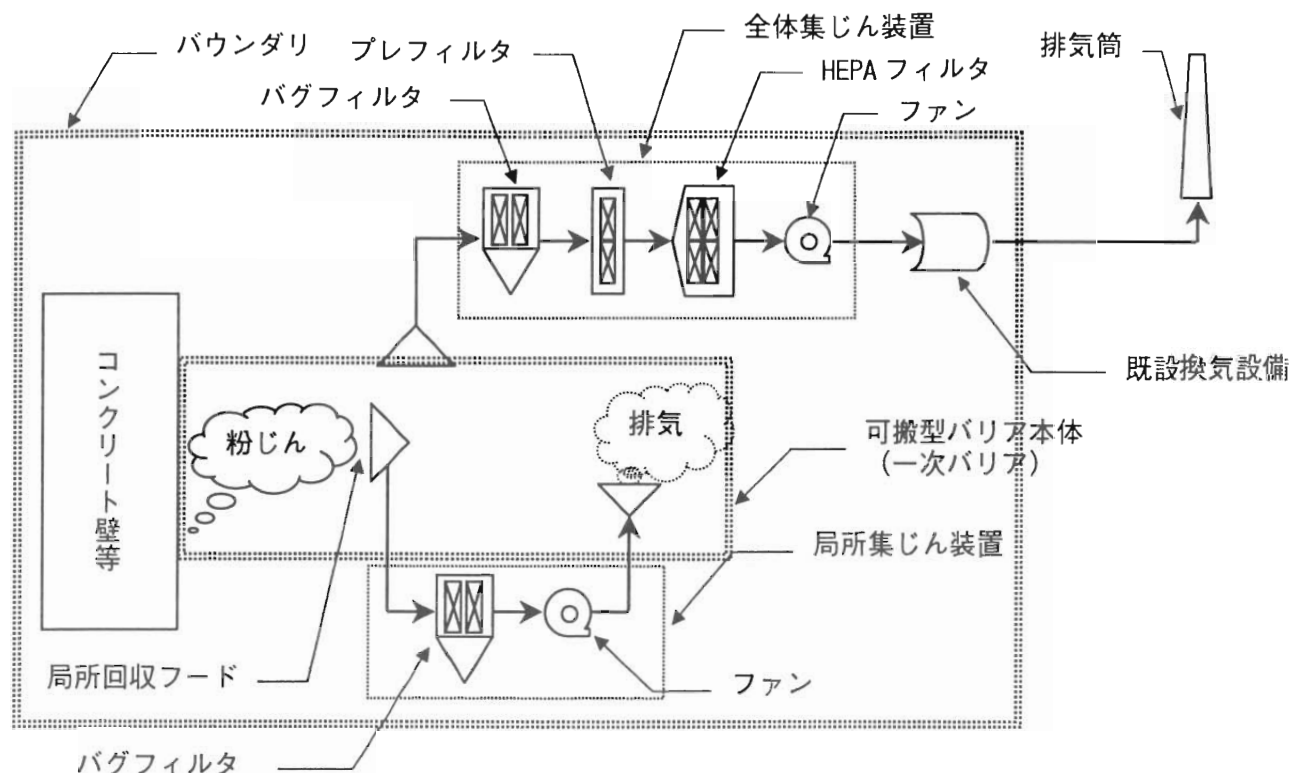


Fig.1 System Configuration of Air Flow Control

全体集じん装置：

バリア内で発生した粉じんを捕集する。バグフィルタ+プレフィルタ+HEPAフィルタから成る。

4. はつり試験

コンクリートはつりに関して以下の試験を実施した。

①スパイクハンマーの能率調査

一般建設作業で近年開発されたスパイクハンマー（カタログ値によれば、スキャブラーの数倍の能率が予想される）の施工条件、能率の調査を実施した。

②集じん性能の調査

スパイクハンマーで行う作業能率調査と平行して、作業時に発生する粉じんの回収方法及び設備の検討を実施した。

以下のその内容を報告する。

(1) スパイクハンマーの能率調査

①試験体

a. コンクリート試験体の調査

東海発電所建屋のコンクリートは、Table 3 に

示す性状となっている。建設より30年以上も経過しており、また使用材料も大きく変化しているため、建設時の材料をそろえ全く同性状のコンクリートを製作することは非常に困難である（同材質の鉄筋、同粒径の粗骨材）。そのため30年以上経過した建屋コンクリートに可能な限り近づける調合とした。ただし、骨材は建設当時用いられたものと同じ那珂川産「砂利・砂」、久慈川産「砂」を用いた。

b. 試験体の塗装など

建屋躯体表面には樹脂塗装が施されている部位もあるが、文献4)の「コンクリートはつり試験」の中では粉じんの飛散率はそれらの有無に関係なく、機械の種類に依存することが確認されているため、本試験では試験体に塗装を施さない仕様とした。

②試験装置

本試験で用いたスパイクハンマーをTable 4、Photo 1に示す。

③試験方法

はつり試験はFig.2に示す形状の壁を模擬した

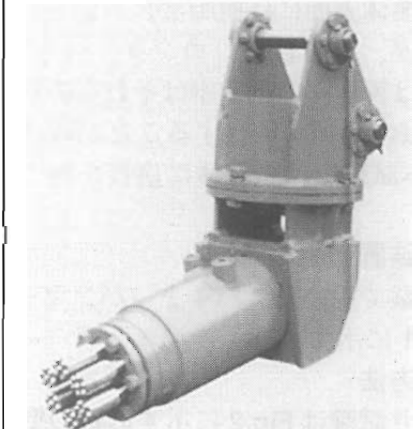
Table 3 Specification of Concrete (Actual vs. Mockup)

項目		東海発電所コンクリート仕様	試験体コンクリート製作仕様
仕様	設計基準強度 (N/mm ²)	25 (41.7*1)	41.7
	スランプ (cm)	7.5	7.5
	空気量 (%)	記録なし	プレーン
	水セメント比 (%)	43	43
材料	セメント	普通ポルトランドセメント (比重3.15~3.16)	普通ポルトランドセメント (比重3.16)
	細骨材	那珂川産川砂及び久慈川産川砂 (比重: 2.60~2.61、吸水率: 1.2~1.9%)	那珂川産川砂 (比重2.60、吸水率: 2.56%) 久慈川産川砂 (比重2.59、吸水率: 1.98%)
	粗骨材	那珂川産川砂利 (最大粒径: 40mm、比重: 2.59~2.60、吸水率: 1.2~1.5%)	那珂川産川砂利 (最大粒径: 25mm、比重: 2.60、吸水率: 1.96%*2)
	混和剤	使用せず	使用せず
配合	セメント	330	435
	水	143	187
	細骨材	645	699 (那珂川産280+久慈川産419)
	粗骨材	1330	1029
	混和剤	-	-

※1: 既往の研究結果より得られている生体遮蔽体コンクリートの現状の強度

2: 那珂川産川砂利は現在では 40mm は生産されていないため最大粒径 25mm を使用

Table 4 Specification of a Spiky Hammer

KA-95	諸元	
	重量	66 kg
	全長	481 mm
	ビットストローク	45 mm
	ビット径×束径	φ40×φ134mm
	打撃数	1600 bpm
	空気消費量	3 m ³ /min
	空気圧力	0.5 MPa

試験体を用意し、スパイクハンマーを移動装置により、水平に1m 往復移動させた時のはつり深さと時間を測定した。往復させる際には「往時」と「復時」は同じ場所を打撃しないように50mmほど上下にずらして作業を行った。また、測定は2往復に1回測定し、深さが30mmになるまで繰り返し作業を実施した。また、はつり深さはFig.3に示す点について、はつり作業毎に深さをノギスで計測した。

④試験結果

a. はつり能率（走行速度とはつり深さ）

試験結果のうち、走行速度と能率の関係を

Fig.4に示す。走行速度が5.0m/minまでは速度増加に伴い能率の増加も確認できる。これは、走行速度が低い場合には同じ部位を多数打撃するため、落下途中のはつり片の上から再打撃することになり能率が上がらないと考えられる。そのため、走行速度が速い方がその再打撃が減少し能率が高くなると考えられる。しかし、5.0m/min以上の走行速度では能率が変化していない。これは、スパイクハンマーの打撃部（ビット）の打撃量(2,000bpm) とバランスの取れた走行速度であるため、それ以上では能率変化が見られないと考えられる。

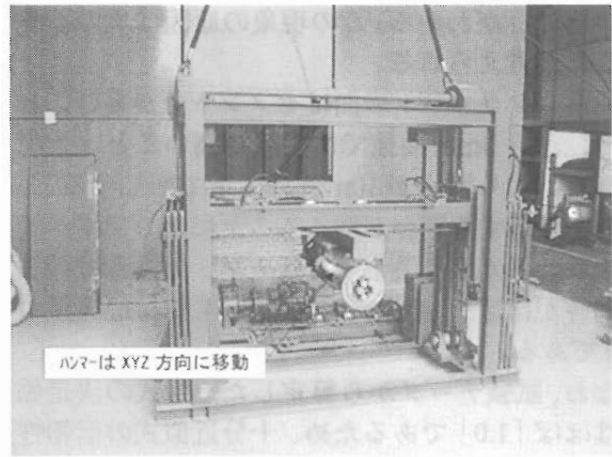
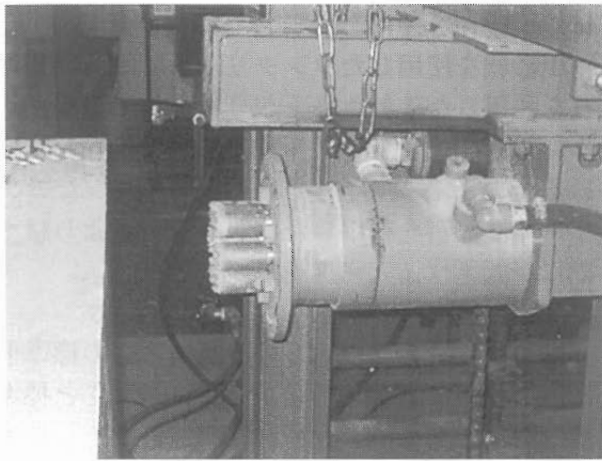


Photo 1 Spiky Hammer (Test Configuration)

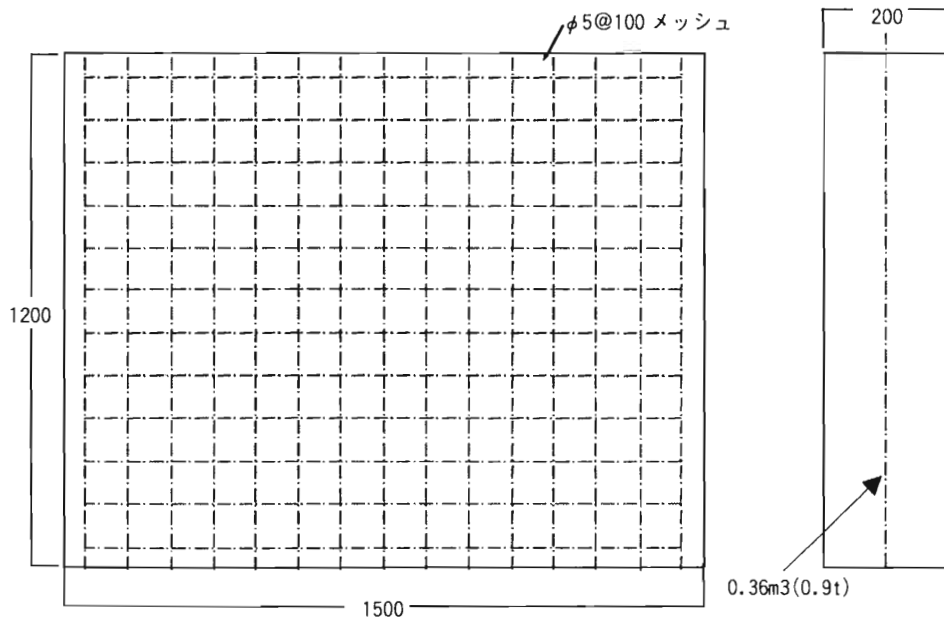


Fig.2 Configuration of Concrete Mockup

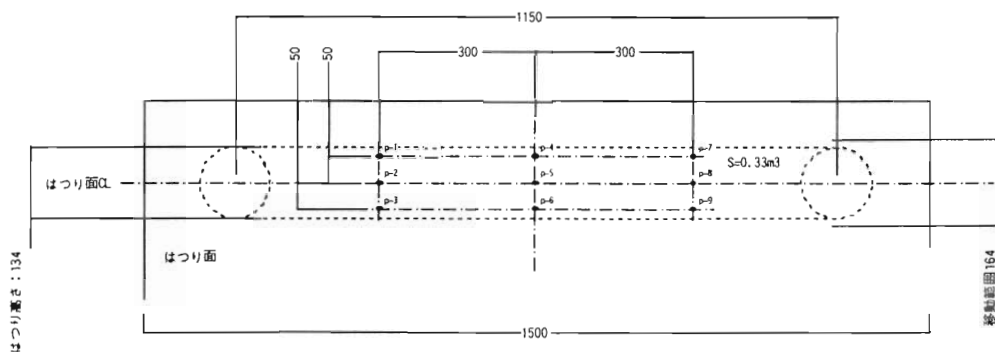


Fig.3 Location of Measurement (Depth of Concrete Removal)

走行速度 5.0m/min のはつり深さ増加と能率変化及び近似式を Fig.5 に示す。はつり深さが 10mm 程度までは深さが増加すると急激に能率が低下していることがわかる。この現象の原因は次のようなことが考えられる。

通常コンクリート表面はセメント分が多いことから、深さ 5mm 前後では能率が高いことが予想され、はつり深さが 10mm 程度まで増加すると、骨材を破碎する割合が増えることにより能率が低下することが考えられる。セメント分と骨材の破碎割合がほぼ一定となるのは、通常骨材最大径の 1/2 である。

なお、試験データから算定した近似式の決定係数はほぼ「1.0」であるため、十分近似式の信頼性が高いと考えられる。

b. はつり能率 (コンクリートの性状)

スパイクハンマーの一般的な公称能率は 5.6m²/h (t=20mm) 程度であるが、試験結果でも能率の高い条件であっても 2.4m²/h (t=20mm) と公称値の半分程度の能力であることを確認した。この原因には下記のような事が予想される。

(a) コンクリートの圧縮強度が高いこと

一般的なはつり工事では 25N/mm² 程度 (公称能率の試験体強度) であるが、今回の試験体は約 45N/mm² と高いためはつり能率が低下したと考えられる。

(b) 川砂利を使用したこと (粗骨材形状)

コンクリートの粗骨材 (砂利) として現在碎石を用いる事が一般的であるが、東海発電所建設時には川砂利が使用されていた。コンクリートの強度は碎石、川砂利の差によって生じることはないが、碎石は角があるためその部分が破碎されや

すい。川砂利は球形に近い形状であるため破碎しにくいことから、川砂利のコンクリートの方がはつり能率が低下すると考えられる。

(c) 川砂利を使用したこと (粗骨材比)

川砂利を使用したコンクリートの細骨材率は碎石を利用したそれより下がり粗骨材の量が増加する。石材の圧縮強度は一般的に 200N/mm² 程度であるため、石材の多い川砂利を利用したコンクリートは碎石を利用したコンクリートよりはつり能率が低下すると考えられる。

c. はつり深さの精度

はつり深さの精度は 2 往復はつる際の標準偏差 (ばらつき) で評価を行った。はつり深さと標準偏差の関係を Fig.6 に示す。標準偏差は走行速度の増減とは相関があるとは考えられないが、はつり深さの増加には相関があり、深くなると標準偏差も増加する傾向が確認できる。これははつり深さが増加すると、打撃した粗骨材 (石) が破碎されずに打撃により壁面から剥がれ落ちる現象が発生し、粗骨材 (石) が剥がれ落ちた壁面がくぼんでいるため、その部分を計測した場合には標準偏差が大きくなると考えられる。(コンクリートの材料が碎石ではなく川砂利であるため剥がれやすい)

スパイクハンマーに適したはつり深さの評価を行うため、Fig.7 のように「平均はつり深さ (x)」に対する「ばらつき範囲 (3σ)」の比較 (以下、精度と呼ぶ) を行った。はつり深さ毎の精度を比較すると、深さの増加に伴い精度 (3σ ÷ x) は減少している。走行速度 5.0m/min、はつり深さ 10mm 以下では、40 ~ 70% と大きくばらついているが、10mm を超える深さでは 30% 程度とほぼ一

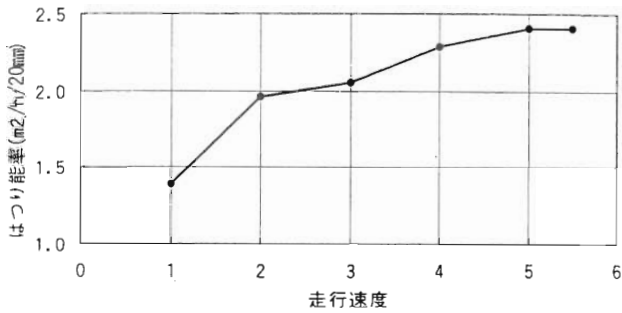


Fig.4 Device Operation Speed vs. Performance

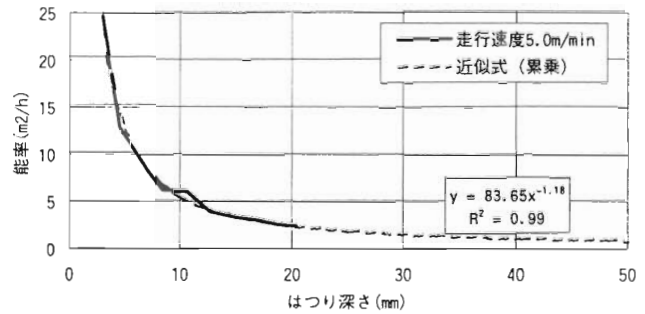


Fig.5 Depth of Concrete Removal vs. Performance

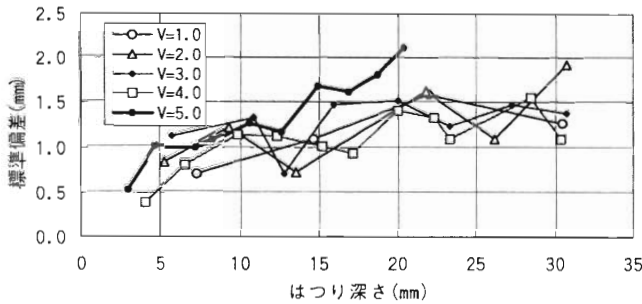


Fig.6 Depth of Concrete Removal vs. Standard Deviation of Depth

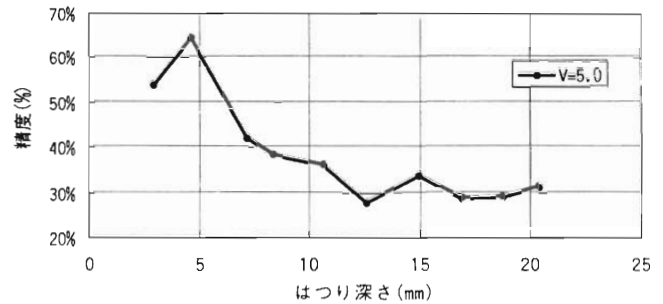


Fig.7 Depth of Concrete Removal vs. Amount of Error in Depth Accuracy

定している。これらのことからスパイクハンマーの適用はつり深さは精度が一定になる10mm以上が適していると考えられる。

(2) 集じん性能の調査

①調査項目

実工事での適用を考慮すると、作業員の被ばく低減のために、粉じんとともにはつり片も同時に回収できることが望ましい。そこで、はつり片回収の可能性についても検討する。

また、安全評価に必要な放射性気体廃棄物の放出量を算出するために必要な飛散率を算定する。飛散率は以下の式で定義される。

$$\text{飛散率 (\%)} = \frac{\text{飛散粉じん量 (g)}}{\text{はつり重量 (g)}} \times 100$$

②調査方法

a. 試験体

床はつりの場合には、はつり片を回収できないと、作業能率の大幅な低下が予想されるため、床を模擬した実験を行った。試験体は能率調査と同様の形状とした。

b. 粉じんの粒径分布

粒径分布を測定するために用いた機器は一般的

な粉じん計測で用いる「アンダーセンサンプラ」を使用した。

c. 局所回収フード

本試験ではスパイクハンマーのはつり作業中の粉じんを局所で回収するフードを製作した (Photo 2)。局所回収の吸引風量は、打撃面とフードとのすき間に制御風速が発生するように設定した。本検討では、十分な制御風速が発生する5.0m³/minと比較のために1.6m³/minでも実験を行った。

試験装置の構成を Fig.8 に示す。

③調査結果

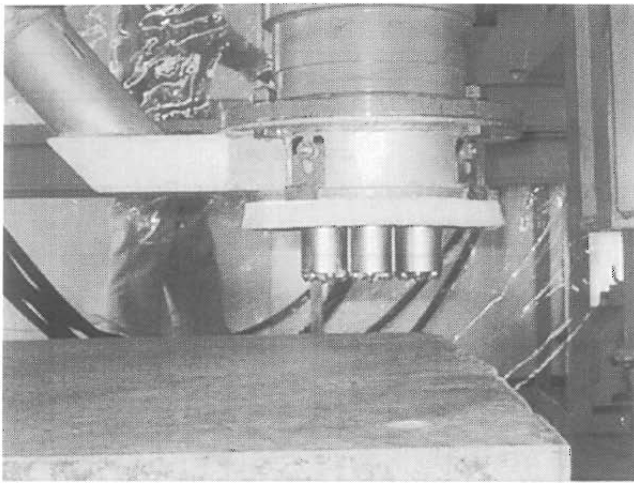
a. 粉じん・はつり片回収

粉じん・はつり片回収試験結果を Table 5 に示す。

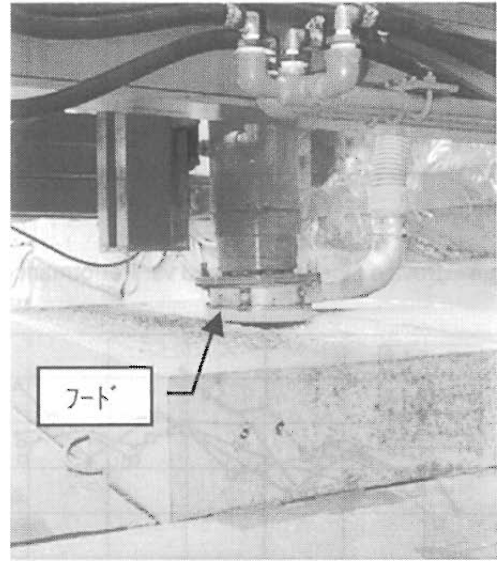
この結果より、粉じん回収率は回収吸引風量により、98%～20%と大きく異なる結果となったが、適切な回収吸引風量により、はつりながら粉じんとともにはつり片の大部分を回収できる見込みが得られた。

b. 飛散率

飛散率の結果を Table 5 に併記する。飛散率は17.9～1.6%と回収吸引風量によって大きく影響



(a) with Hood Attached



(b) View in Operation

Photo 2 Hood for Collecting Dust and Removed Particles

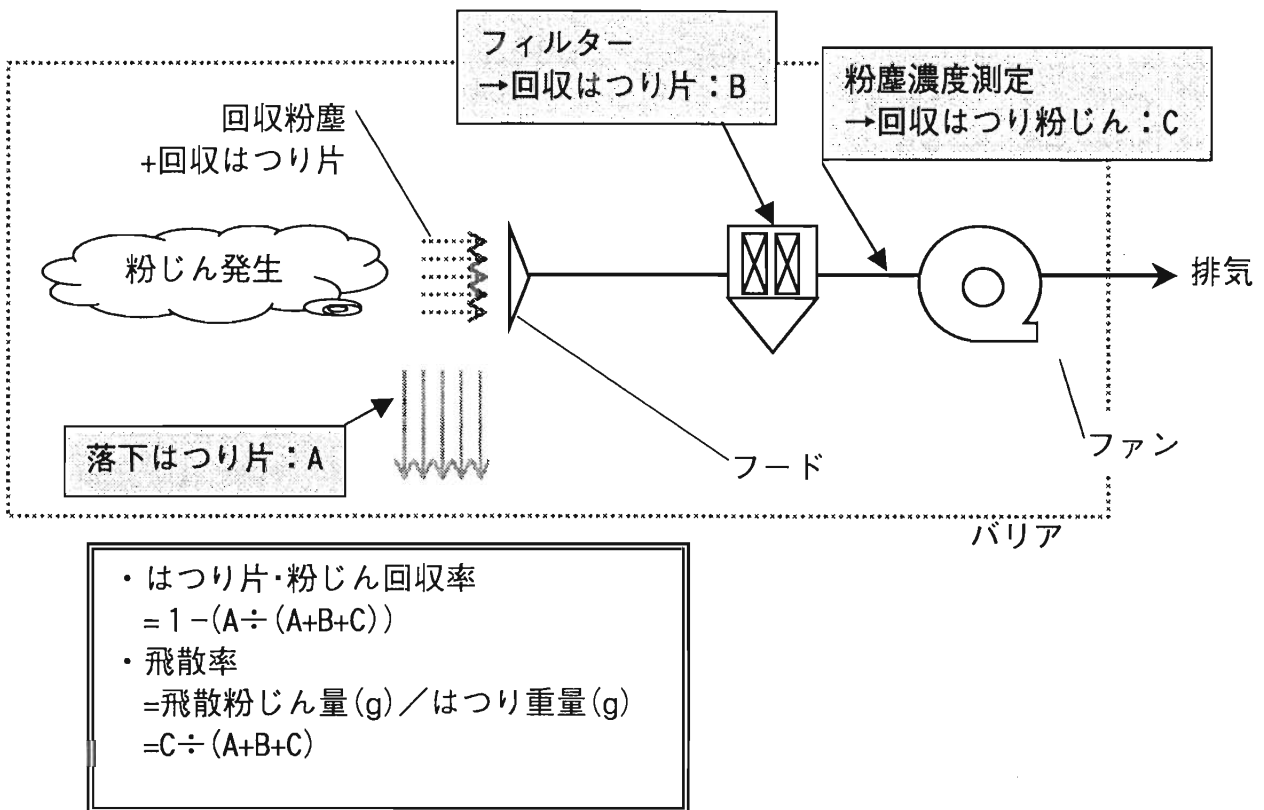


Fig.8 Location Air Flow Control System

される結果となった。これは、回収吸引風量によって粉じんの他にはつり片も回収されるためであると考えられる。走行速度5 (m/min) で回収風量が5.0 m³/minと1.6m³/minの場合の回収したはつり片・粉じんの粒径分布を Fig.9 に示す。回収風量が5.0m³/minの場合は粒径が数μm～1000μmにわたっており、粉じんとともにはつり片も回収していることがわかる。回収風量が1.6m³/minの場合は粒径分布が正規分布となっており、粉じんのみを回収してはつり片が回収できていないことが分かる。

飛散率の算定式より、飛散粉じんのみを回収し

Table 5 Result of Dust Control Performance

走行速度 (m/min)	測定項目	回収吸引風量(m ³ /min)	
		5.0	1.6
1.0	回収率(%)	97.3	19.7
	飛散率(%)	17.9	1.6
5.0	回収率(%)	98.1	22.6
	飛散率(%)	17.4	2.1

た回収風量1.6m³/minの場合がスパイクハンマーの飛散率であるといえる。従って、スパイクハンマーの飛散率は2.1～1.6%である。

なお、文献4)の「コンクリートはつり試験」では、スキャブラーの飛散率は1.3 ± 0.4% (max1.7%)、ブレーカーの場合には3.5 ± 2.8% (max6.3%)と評価している。

5. まとめ

本試験により、今後の汚染コンクリート除染工事計画・安全評価に必要な施工能率、精度、粉じんに関するデータを取得した。

また、スパイクハンマーは既存のはつり装置よりも能率が高いこと、さらに、粉じん回収装置を取り付け適切な風量で吸引することにより、はつり作業と同時にはつり片も回収できることを確認した。

6. 今後の課題

本試験の結果より、スパイクハンマーを用いたはつり装置は東海発電所の汚染コンクリート除

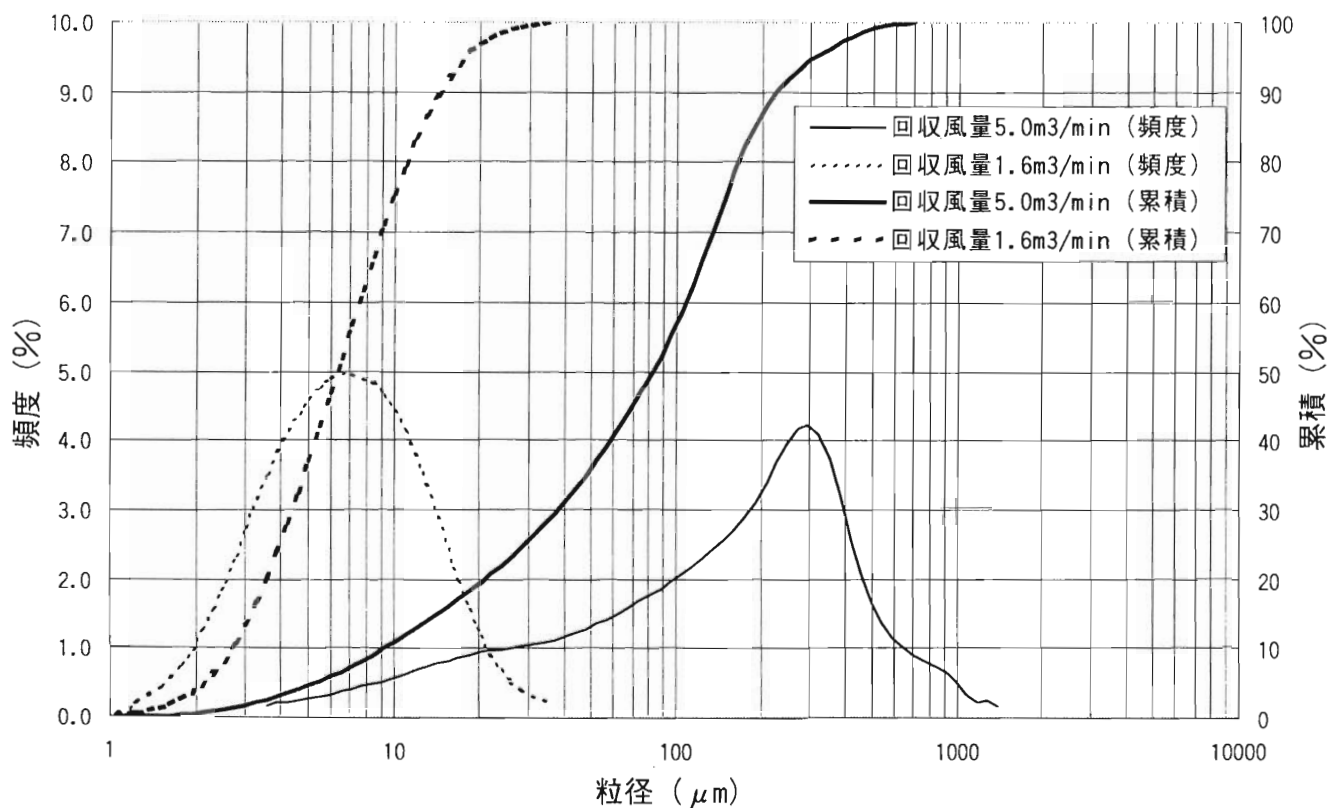


Fig.9 Size Distribution of Dust and Removed Particles

染工事に有効であることがわかった。今後、実工事への適用に向けて、自動化・システム化、装置の適用が困難な隅部、狹隘部のはつり方法の具体化に取り組む予定である。

なお、本検討は日本原子力発電(株)殿よりの受託研究の成果の一部である。

参考文献

- 1) 藤井信一他:「東海発電所のコンクリート表面除染(はつり)技術の開発」日本原子力学会2002年春の大会.
- 2) 藤井信一他:「東海発電所のコンクリート表面

除染(はつり)技術の開発(その2)」日本原子力学会2003年秋の大会.

- 3) 「東海発電所原子炉解体届」平成13年10月、日本原子力発電株式会社.
- 4) 軽水炉等改良技術確証試験「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成11年度」、平成12年3月、財団法人原子力発電技術機構.
- 5) 軽水炉等改良技術確証試験「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成12年度」、平成13年3月、財団法人原子力発電技術機構.

核燃料サイクル施設廃止措置へのシステムエンジニアリングの適用

杉杖典岳*、田中祥雄*、時澤孝之*、安念外典*
米川 茂*、仲倉宏之**、徳安隆志**、有富忠彦***

Application of a System Engineering to Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities

Noritake SUGITSU, Yoshio TANAKA, Takayuki TOKIZAWA, Sotonori ANNEN
Shigeru YONEKAWA, Hiroyuki NAKAKURA, Takashi TOKUYASU and Tadahiko ARITOMI

人形峠環境技術センターでは、廃止措置関連の全ての業務の相互関連を明確化し、業務の効率化を図るための情報基盤として、解体エンジニアリングシステムの構築を進めている。解体エンジニアリングシステムは、3次元CADに集約された施設情報を基に、施設廃止措置の実務支援を行う機能、廃止措置関連技術の実績情報収集機能、実績情報に基づく廃止措置計画の総合評価機能から構成される。

核燃料サイクル施設の廃止措置は、放射性物質を扱うという特殊性から、一般的な化学プラントなどと比較して、計画から廃止措置の終了までの期間が長いという特徴がある。さらに、廃止措置プロセスを構成する、事前除染、解体、処理、処分は、相互に緊密な依存関係にある。その結果、廃止措置は、システムエンジニアリングに期待するところが極めて大きな分野であるという事ができる。

In the Ningyo-Toge Environmental Engineering Center, we clarify a relation of all works about the decommissioning. And we have been developing a decommissioning engineering system. The decommissioning engineering system consists of functions of supporting the decommissioning works, gathering the experience data of the decommissioning technology and generally evaluating the decommissioning plan on the basis of facilities information collected by three-dimensional CAD. It takes a long period to accomplish a decommissioning of nuclear fuel cycle facility including its planning in comparison with general chemical plants due to the peculiarity to handle radioactive materials. In addition the decommissioning process composed of decontamination, dismantling, treatment and waste disposal is closely affected to each other. Then it is important to develop the system engineering in the decommissioning.

* :核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

** : (株) NESI (NESI)

*** : 検査開発 (株) (Inspection Development Company Ltd.)

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構 人形峠環境技術センターでは、平成13年3月のウラン濃縮原型プラント生産運転終了を機に、主に、製錬転換及びウラン濃縮技術開発に供した施設の廃止措置及び処理・処分と、これに関連する技術開発に業務が移行している。

製錬転換施設やウラン濃縮施設のような、ウラン系の核物質を扱った大型の核燃料サイクル施設の廃止措置は、国内ではこれまでに経験したことがなく、また、廃止措置及び処理・処分に当っては、限られた経営資源の基で、徹底した安全性と経済的合理性の追求が求められている。これらの要求に応えるため、人形峠環境技術センターでは平成13年から、核燃料サイクル施設廃止措置のためのシステムエンジニアリングの確立に取り組んできており、その中核として解体エンジニアリングシステムの構築を進めている。本稿では、この解体エンジニアリングシステムの概要と開発状況について報告する。

なお、核燃料サイクル施設の廃止措置では、一般的に、施設の解体までの工程を“廃止措置”と称し、解体物や操業中に発生した保管廃棄物の除染・減容から最終処分までを“処理・処分”と称するが、本稿では、廃止措置及び処理・処分を含めた全ての工程を“廃止措置”と呼ぶ。

2. 人形峠環境技術センターの概要

人形峠環境技術センターには、資源開発技術研究、製錬転換技術開発及びウラン濃縮技術開発に使用した31施設（管理区域を有し、原子炉等規制法で管理すべき施設）が、Fig.1に示したようにセンター内に点在している。

これらの施設は、核燃料施設の廃止措置と言う視点から見ると、それぞれ次のような特徴を有している。

(1) 資源開発技術関連施設

資源開発技術関連施設は、実験室規模の小型の施設である。その他、資源開発技術関連では、初期の探鉱活動により発生した鉱山跡地の措置が重要な課題となっている。

(2) 製錬転換技術開発関連施設

製錬転換技術開発関連施設には、試験製錬所と製錬転換施設がある。このうち、試験製錬所は設備の解体を終え解体物管理施設において保管を行っている。製錬転換施設は、天然ウランを転換した湿式プロセスと回収ウランを転換した乾式プロセスの2系統で構成されている。製錬転換施設の構造的特徴は、Fig.2に示した3次元CAD（以下、3DCAD）モデルからも分かるように、放射性物質を扱っていることを除くと、多数の機器や塔槽類を配管によって接続した、一般的な化学プラントと考えてよい。各プロセスの特徴を以下に示す。

1) 湿式プロセス

- ①ウラン溶液を使用
- ②強酸（硫酸、塩酸、フッ酸）を使用
- ③異なる形状の機器を多数使用
- ④大型機器を使用

2) 乾式プロセス

- ①ウラン娘核種の微量蓄積
- ②主に粉体を使用
- ③鉛直方向に長い機器を使用
- ④異なる形状の機器を多く使用

また、湿式プロセス及び乾式プロセスを用いて実施したUF₆への転換技術開発に伴い、以下のような廃棄物が発生している。

- ⑤UF₆まで転換することができなかった中間製品（主にUF₄）
- ⑥ウランの吸着剤として使用したフッ化ナトリウム、フッ化マグネシウム等
- ⑦廃液処理殿物としてのフッ化カルシウム

(3) ウラン濃縮技術開発関連施設

ウラン濃縮技術開発関連施設には、濃縮工学施設（旧パイロットプラント）と原型プラントがある。二つの施設は、いずれも、ウラン濃縮の事業化に向けてのプラント規模での試験及び技術実証に使用された。ウラン濃縮プラントは、主に、遠心分離機を多数台配置したカスケード設備と、その周辺設備であるUF₆処理設備から構成されている。各設備の特徴を以下に述べる。また、Fig.3に原型プラント3DCADモデルを示す。

1) カスケード設備

カスケード設備を構成する遠心分離機は、パイロットプラントで約7000台ある。この遠心分離機の処理・処分に当たっては、放射性廃棄物としての処理・処分と併せて、核拡散につながる恐れのある、ウラン濃縮に関する機微情報を消滅する必要が有る。

2) UF₆処理設備

UF₆処理設備は、製錬転換施設と同様、複数の機器や塔槽類を配管によって接続した一般的な化学プラントと考えてよい。ただし、ウラン濃縮プラントには、化学反応を伴うプロセスは存在せず、ほとんどがウランの希薄流体を輸送するための真空プロセスである。



Fig.1 Over View of Ningyo-Toge Environmental Engineering Center

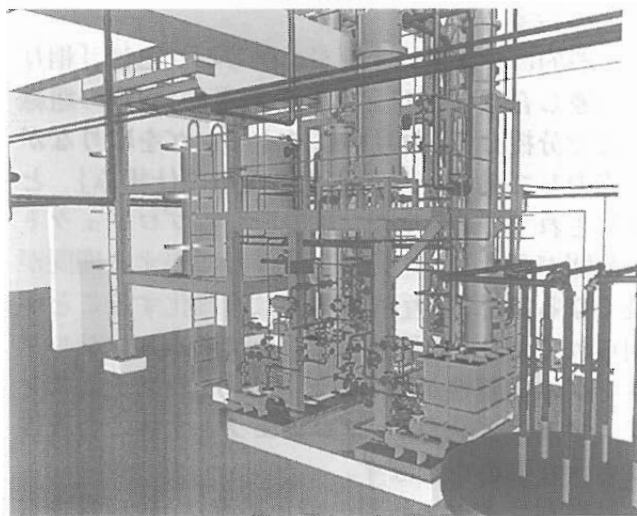
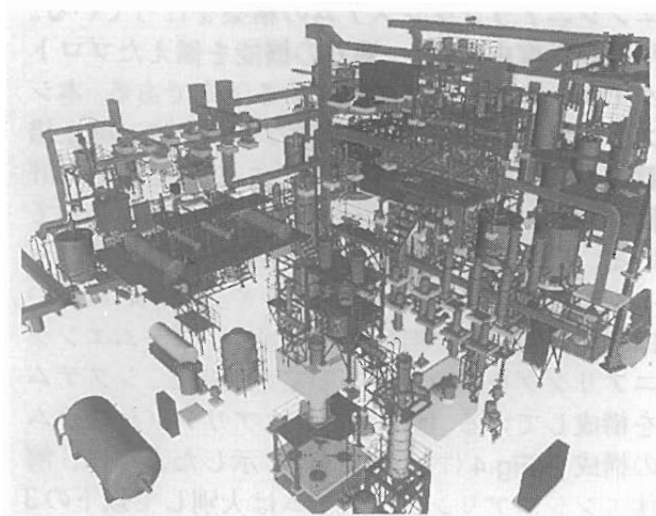


Fig.2 Outline of Refining and Conversion Facilities

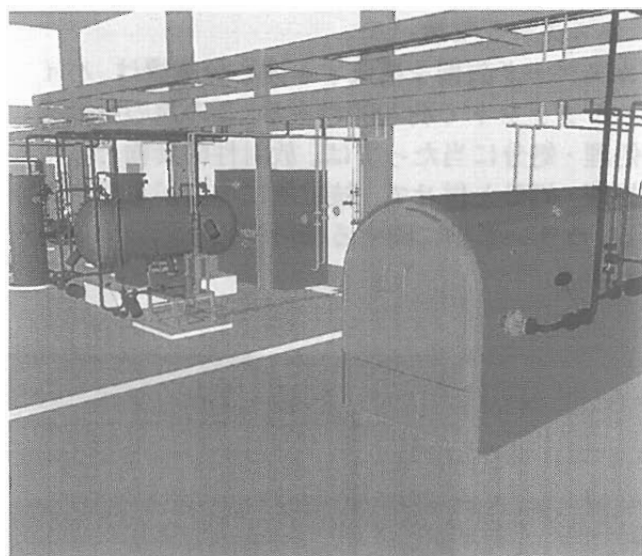
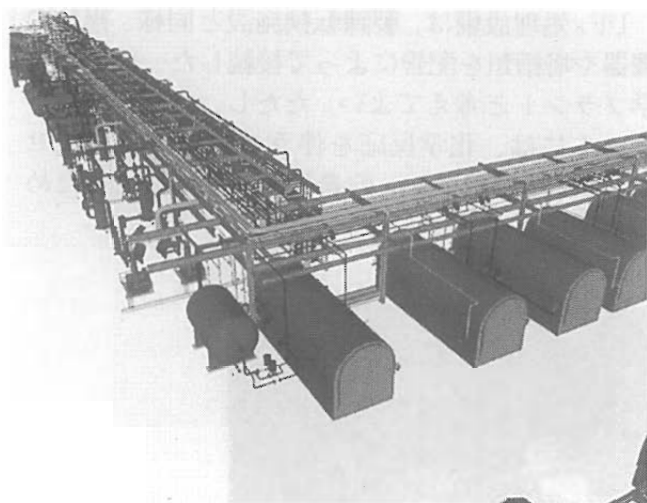


Fig.3 Outline of Uranium Enrichment Facilities

また、ウラン濃縮プラントでは、大量の固有廃棄物は発生していないが、パイロットプラント及び原型プラントの運転により発生した、濃縮ウランの残渣である劣化ウランがUF₆の形で貯蔵されている。

(4) その他の廃止措置対象施設

上述した施設の外、廃止措置の対象となる施設には、廃棄物貯蔵庫、ウラン貯蔵庫、廃水処理設備、焼却設備などがある。

3. 解体エンジニアリングシステムの構成

(1) 廃止措置におけるシステムエンジニアリングの役割

一般的にシステムエンジニアリングとは、「相互に関連し合うプロジェクトや業務を、複数の組織などで分担して、お互いにタイミングを取りながら協力して効率よく実施するための仕組み」と理解されている。また、対象とするプロジェクトの範囲が広く、プロジェクト遂行に要する期間が長くなるほど、相互依存関係は複雑化することが知られており、結果として、システムエンジニアリングの重要性が増すこととなり、システムエンジニアリング能力が、プロジェクト全体の合理性に多大な影響を及ぼす。

核燃料サイクル施設の廃止措置は、放射性物質を扱うという特殊性から、一般的な化学プラント

などの解体と比較して、計画から廃止措置の終了までの期間が長く、また、廃止措置の過程を構成する、事前除染、解体、処理、処分などの各要素は相互に緊密な依存関係にあるという特徴を有している。このことから、廃止措置はシステムエンジニアリングに期待するところが極めて大きな分野であると言う事ができる。

(2) 解体エンジニアリングシステムの構成

これら、システムエンジニアリングに対するニーズに応えるため、人形峠環境技術センターでは、平成13年から、核燃料サイクル施設廃止措置のシステムエンジニアリングツールとして、解体エンジニアリングシステムの構築を行っている。平成16年度中には、一通りの機能を備えたプロトタイプシステムとして完成する予定である。本システムは、合理的な廃止措置プロセスを、廃止措置のライフサイクルを対象として、総合的に評価・判断して決定するという考え方を基本としている。この基本方針を基に、廃止措置のライフサイクルにおいて、プロジェクトや業務間、あるいは時間経過の中で相互関連が強くシステムエンジニアリングを必要とする要素を抽出し、システムを構成している。解体エンジニアリングシステムの構成を Fig.4 に示した。図に示したように、解体エンジニアリングシステムは大別して以下の3機能から構成される。また、これらの機能とは別

に、解体対象施設に関する情報や、保管廃棄物情報、廃止措置に必要な技術に関する情報を蓄積したデータベースシステムを有している。なお、解体対象施設情報と廃止措置（解体工程に限定）に必要な技術情報については、現在、核燃料サイクル開発機構としての統一データベースを構築しており、将来的には、この統一データベースに移行していく計画である。

1) 全体計画策定支援機能

全体計画策定支援機能は、廃止措置対象施設の解体から処分までのプロセス設定を目的としている。プロセス設定では、廃止措置の総コストの他にコストや要員の年度展開などについても評価し、経営資源の制約などの現実的な課題にも対応可能な構成としている。

2) 詳細工程策定支援機能

詳細工程策定支援機能は、廃止措置対象施設の解体詳細工程作成を目的としている。詳細工程策定では、実績データと3DCADモデルを活用することで、コンピュータ上に解現場を再現し、精度・確度の高い工程策定を実現できる構成としている。

3) 実務支援機能

廃止措置実務を確実に実施するためには、廃止措置の各段階において、様々なシステムエンジニ

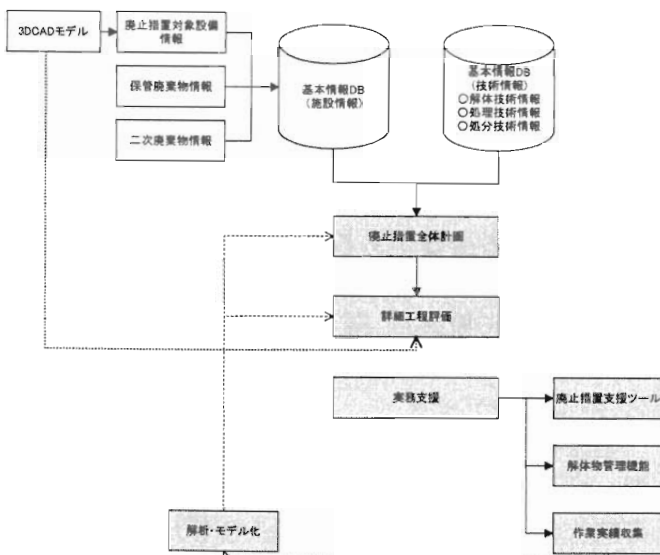


Fig.4 Function Structure of Decommissioning Engineering System

アリングが要求される。実務支援機能は、当面の課題である解体プロセスを中心とした業務の効率化を目的として、次の機能で構成されている。

- ① 解体支援ツール
- ② 解体物管理機能
- ③ 実績収集・評価機能

4. 解体エンジニアリングシステムの機能概要

(1) 全体計画策定支援機能

全体計画策定支援機能でのプロセス設定の基本的な手順を Fig.5 に示した。本機能では、まず、廃止措置対象施設を解体したときに発生する廃棄物（保管廃棄物も対象とする）の属性毎の集計を行う。ここで、廃棄物の属性とは、廃棄物を除染・減容処理するとき、一つの処理プロセスあるいは手法で扱うことが可能な区分を言う。このため、以降の段階で設定する廃止措置に必要な設備の選択によって属性区分の見直しが必要になる。

1) 属性毎の処理プロセス設定

廃棄物量集計結果を用いて、属性毎に処理プロセスを設定する。どのような属性の廃棄物に対して、どのような処理プロセスを適用することが可能かについては、廃止措置適応プロセス情報データベースを参照する。また、このデータベースには、処理プロセスの諸特性、例えば処理能力や二次廃棄物情報などが定義されており、処理上の制約条件や処理後の廃棄物の属性などを知ることができる。処理プロセス設定には、IDEF0（アクティビティモデリング手法）の考え方を適用してい

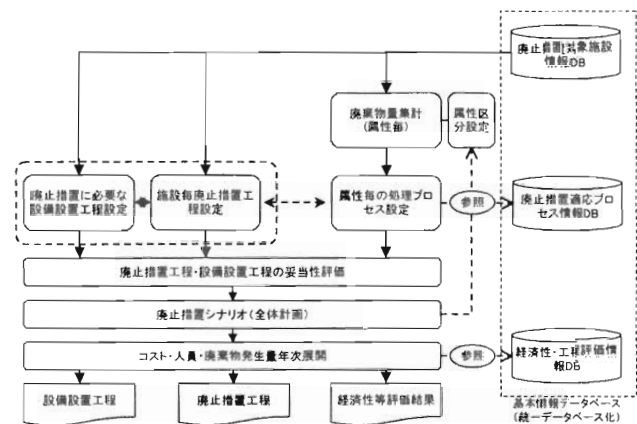
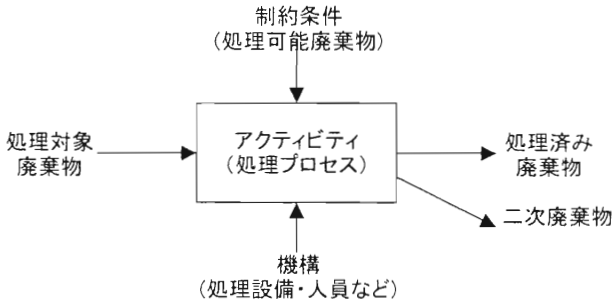


Fig.5 Function Structure of Decommissioning Life Cycle Planning

る。IDEF0は、システムの機能面を表現する活動モデリング手法で、『もの＝廃棄物』を通して業務上の『機能＝処理プロセス』と機能間の『もの＝廃棄物』の関係をモデル化するものである。



IDEF0での表現：処理プロセスは、処理対象廃棄物を処理可能であれば、処理設備によって処理済廃棄物と二次廃棄物に変換する。

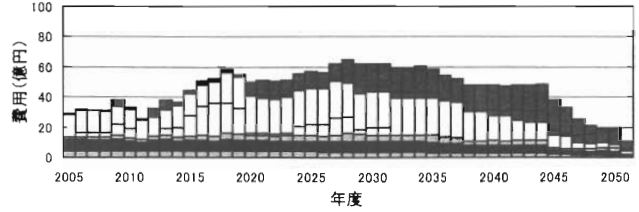
この考え方により、解体あるいは保管廃棄物から最終的な形態である廃棄体などに変換するプロセスを表現している。

2) 廃止措置時期及び処理等の設置計画設定

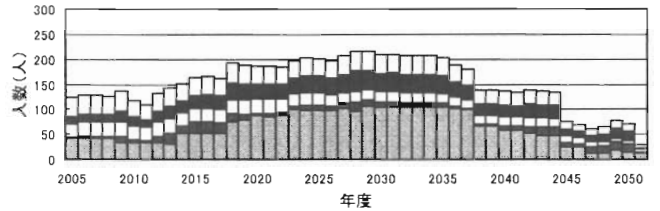
廃止措置対象の施設、設備あるいは系統などを単位として、廃止措置を実施する順序をタスク及びタスク間の依存関係として設定する。次に、これらのタスク＝廃止措置対象範囲の施設等に時間＝実施期間を設定する。具体的には、廃止措置対象施設情報データベース上で構造化されている施設・設備に対して、前後の依存関係と初期値としての実施期間を定義する。この操作と平行して処理プロセス設定結果を受けて、処理に必要な設備の設置工程を検討する。具体的には、廃止措置工程を基準として、処理設備の稼動時期をマイルストーンとして設定し、設備設置に必要な前工程を定義する。また、この段階では、廃止措置工程を優先するため、処理設備の規模は、処理対象廃棄物量と処理期間により初期値として設定されることになる。ここまでの設定により、廃止措置のシナリオ (全体計画) が設定される。この段階でプロセスの妥当や、工程面の妥当性を判断し、次の評価を行う。

3) コスト・人員・廃棄物発生量年次展開評価

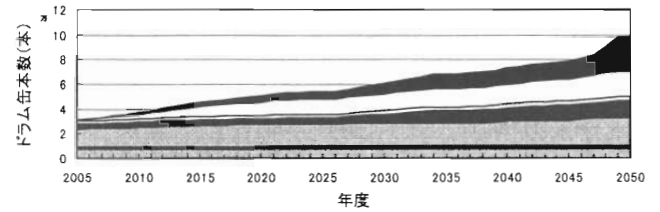
上記シナリオを基に、コスト・人員・廃棄物発生量の年次展開を評価する。Fig.6 に評価結果のイメージを示す。ここで、コスト及び人員について



凡例(下から): 事務費 施設維持費 安全管理費 解体費 設備投資 研究開発費 処理費



凡例(下から): 運転要員 事務要員 安全管理要員 研究開発要員 設備管理要員



凡例(下から): 保管廃棄物 可燃物 難燃物 フィルター スラッジ 金属 コンクリート

注意) ここに示した項目及び数値はテスト用に設定したものです。

Fig.6 Example of a Result of Evaluation

ては、シナリオで設定した工程計画の各タスク単位で、経済性・工程評価情報データベースを参照して、システムの中で割り当てられる。廃棄物発生量についても同様に、シナリオを基に評価される。シナリオ (全体計画) の妥当性については、ここまでの評価結果を基に判断される。なお、実際の検討では、社会環境の変化や経営資源の制約などを考慮する必要があることから、機械的に最適シナリオを決定することは困難であり、いくつかのシナリオを検討し、評価時点の価値基準などに基づいて選択・決定することになる。

4) 基本情報データベース

基本情報データベースは、廃止措置対象施設情報、廃止措置適応プロセス情報、経済性・工程評価情報の3つのデータベース群で構成される。検討結果の実用性は、これらデータベース群の情報の質と量に強く依存する。この点から、これらの情報には極力実績データを用いるようにしてい

る。実績データの収集は、より多くの設備を対象とすることが望ましいことから、核燃料サイクル開発機構として統一したデータベースを構築していく計画としている。

(2) 詳細工程策定支援機能

詳細工程策定支援機能は、全体計画策定支援機能により廃止措置の基本プロセスと廃止措置の順序が決まるのを受けて使用するもので、廃止措置プロセスの中の『施設・設備解体の詳細工程』策定を支援する。詳細工程は、その使用目的から、作業内容を詳細に記述する必要があるため、実用性の観点から、部屋や系統単位での使用を基本としている。Fig.7に詳細工程策定機能の概要を示した。この機能は、従前、解体現場を確認しつつ、経験に基づくノウハウにより策定するというのが一般的な方法であった作業計画詳細工程の策定を、3DCADモデルを使ってコンピュータ上に解体現場を再現することで、解体状況をシミュレーションしつつ策定しようという発想を基本としている。このように、3DCADモデルを使って解体シミュレーションを行うことで、次のような機能を実現している。

- 解体途中の現場状況を連続的に把握することができる。
- 撤去機器を移動する場合の干渉チェックが容易にできる。
- 上述した2つの評価結果を基に、効率的な解体手順を設定できる。
- 解体・撤去にあわせてモデルを非表示すること

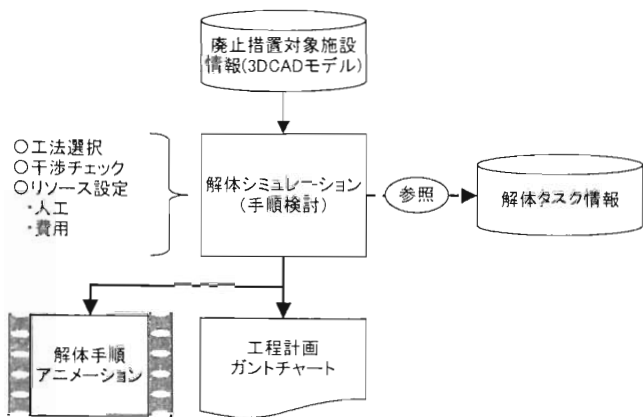


Fig.7 Function Structure of Detailed Schedule Planning

により、計画から漏れる設備・機器が発生することがない。

- 選択された解体工法に合わせて、人工や費用を評価することができる。
- 複数の人間によるケーススタディが容易にできることから、質の高い計画が策定できる。

以下に、詳細工程策定支援機能を使って作業工程を策定する手順の一例を述べる。

1) 解体対象の3DCADモデル及び作業内容(タスク)

Fig.8に解体対象設備(部屋)の3DCADモデルを、Table 1に解体作業の内容を示した。なお、実際の工程策定操作では、Table 1に示したような作業手順を予め決める必要は無く、3DCADモデルに対して必要な操作を行い、解体手順を決めることになる。次に、Fig.8の3DCADモデルに対してTable 1の手順で解体を行う場合の操作の概要として、『配管切断』及び『吊り移動』のタスクについて述べる。

2) 工程策定操作の例1 (配管切断タスク)

配管切断タスクは、機器等に接続されている配管を任意の箇所で切り離す作業を定義する。

- ①切断対象の配管を3DCADモデル上で選択する。(Fig.9a)
- ②タスク選択メニューから『配管切断』を選択し、タスク追加をクリックする。(Fig.9b)
- ③タスク追加をクリックすることで『配管切断』タスクに対するパラメータ設定が要求される。ここでは、切断幅と切断線制定方法が設定でき

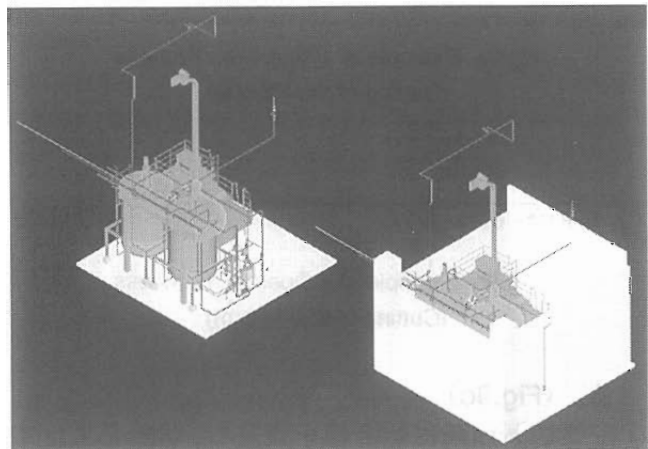


Fig.8 A 3DCAD Model to use for the Detailed Scheduling

Table 1 A working item list

#	名称	説明
1	事前準備(GHの設置)	GHの設置。
2	壁の開口	作業用の開口を壁にあける。「穴あけ」、「切断後1グループ」オプション。
3	配管類の撤去	機器移動の障害となる配管を撤去。
4	配管切断	機器に直接接続された配管を切断。
5	配管類の撤去	切断した配管を撤去
6	M202 吊り移動	M202を「線分移動」で吊り上げ、下ろし。
7	M202 倒し	M202を90°「回転」して倒す。
8	M203 吊り移動	M202を「線分移動」で吊り上げ、下ろし。
9	M203 倒し	M202を90°「回転」して倒す。
10	M202, M203 撤去	M202, M203 撤去。
11	V202 切断	V202 のフタを切断。
12	V203 切断	V203 のフタを切断。
13	V202 切断部分移動	V202 切断したフタを「線分移動」で吊り上げ、下ろし。
14	V203 切断部分移動	V203 切断したフタを「線分移動」で吊り上げ、下ろし。
15	V202, V203 切断部分撤去	V202, V203 のフタを撤去。
16	V202 本体吊り移動	V202 切断した本体を「線分移動」で吊り上げ、下ろし。
17	V202 本体倒し	V202 を90°「回転」して横に寝かせる。
18	V202 曳きこみ移動	V202 を「要素に沿って回転移動」して入り口方向に曳きこみ。
19	V202 本体輪切り	V202 を輪切り
20	V202 本体撤去	輪切りした V202 を撤去。

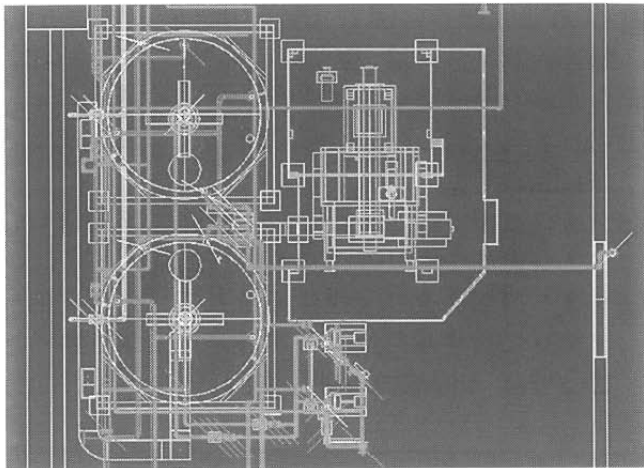


Fig.9a Example of a Operation Process (Cutting of the Pipe(a))

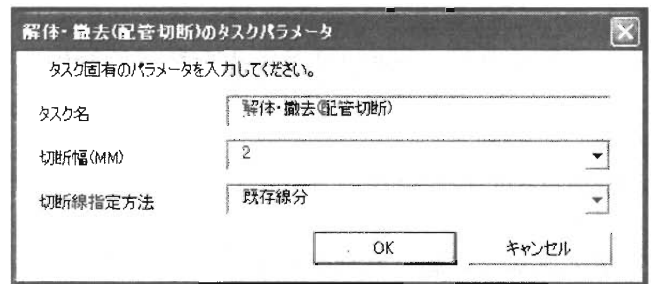


Fig.9c Example of a Operation Process (Cutting of the Pipe(c))

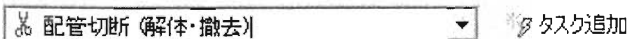


Fig.9b Example of a Operation Process (Cutting of the Pipe(b))

- る。(Fig.9c)
- ④配管切断箇所に切断線を設定し、切断を実行する。(Fig.9d)
- ⑤3DCAD モデル上で切断が行われ、『配管切断』

- タスクが作業として登録される。(Fig.9e)
- 3) 工程策定操作の例2 (吊り移動タスク)
 - 吊り移動タスクは、指定した機器等を任意に設定できる線分に割って吊り上げ及び吊り下げによる移動を定義する。
 - ①移動対象を3DCADモデル又は、モデルを体系化したツリービューから選択する。(Fig.10a)
 - ②タスク選択メニューから『クレーンによる移動・回転』を選択し、タスク追加をクリックする。(Fig.10b)
 - ③タスク追加をクリックすることで『クレーンによる移動・回転』タスクに対するパラメータ設定が要求される。ここでは、移動/回転方法、線

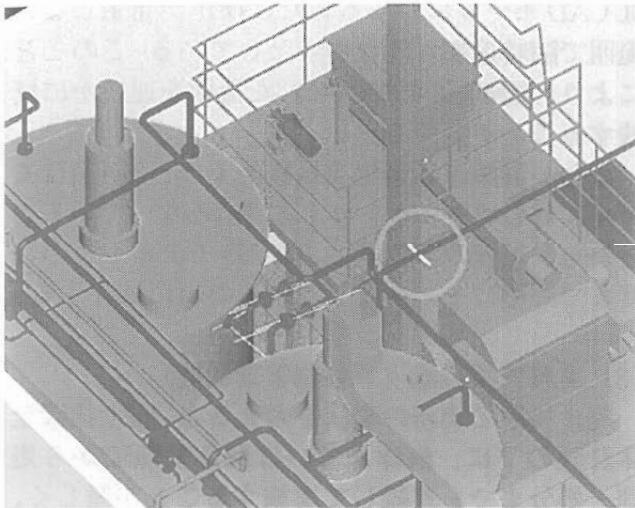


Fig.9d Example of a Operation Process
(Cutting of the Pipe(d))

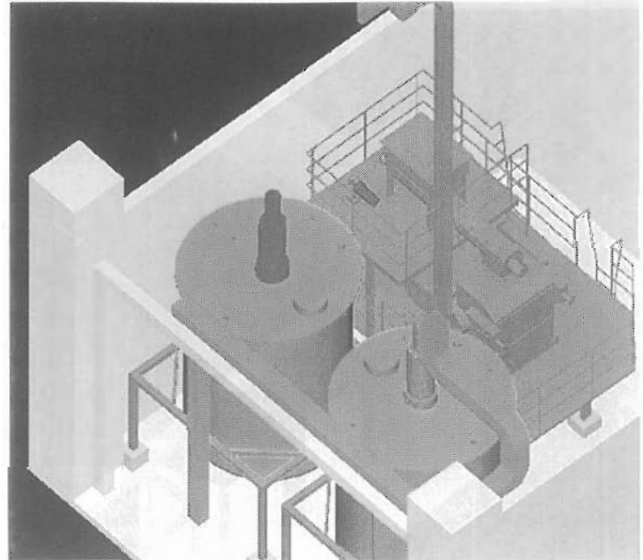


Fig.10a Example of a Operation Process
(Crane Movement (a))



Fig.9e Example of a Operation Process
(Cutting of the Pipe(e))

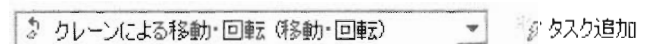


Fig.10b Example of a Operation Process
(Crane Movement (b))

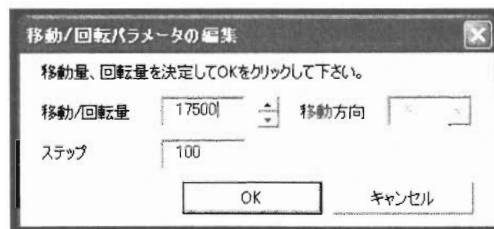
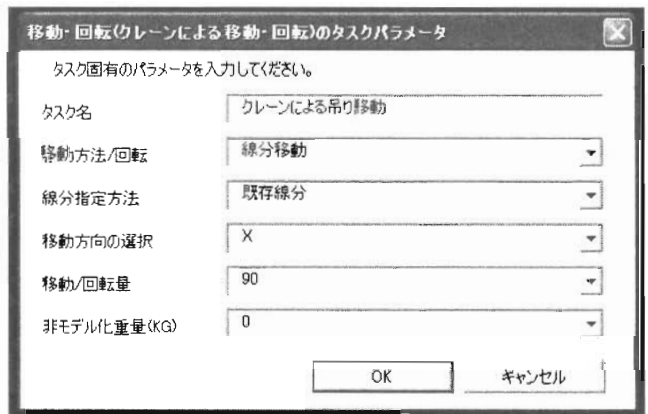


Fig.10c Example of a Operation Process
(Crane Movement (c))

分指定方法、移動方向、移動/回転量が設定できる。(Fig.10c)

④移動経路を線分として設定し、移動を実行する。この時、移動経路上での干渉チェックも実施する。(Fig.10d)

⑤3DCADモデル上で移動が行われ、『クレーンによる移動・回転』タスクが作業として登録される。(Fig.10e)

4) 詳細工程 (策定結果)

このように、3DCADモデルに対して解体手順をタスクとして設定すると、設定されたタスクに

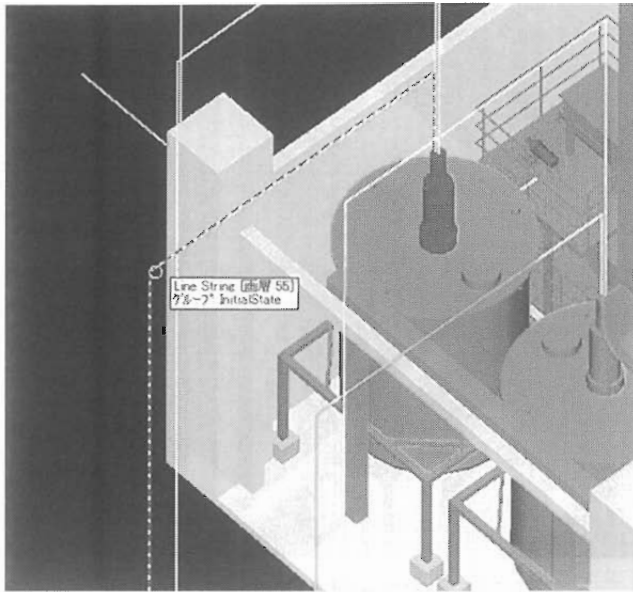


Fig.10d Example of a Operation Process (Crane Movement (d))

タスク名	パラメ
<input checked="" type="checkbox"/> 1:事前準備(準備作業)	1
<input type="checkbox"/> 2:GHの設置	0
<input type="checkbox"/> 3:機器周辺配管撤去	0
<input type="checkbox"/> 4:機器周辺配管切断	2
<input type="checkbox"/> 5:周辺配管撤去	なし
<input type="checkbox"/> 6:M202 吊り移動	線分

Fig.10e Example of a Operation Process (Crane Movement (e))

対して、所要時間とリソースがシステムの中で自動的に割り当てられる。この情報を工程管理ソフトに与えることにより、Fig.11に示した作業工程ガントチャートが生成される。また、設定した作業手順は、3DCADソフトウェアが提供しているアニメーション機能を使うことにより、連続的な映像として再現することができる。このとき、準備作業などのように、動きが伴わないタスクについては作業名をテロップで表示する。

また、ここで紹介した、タスク及び切断工法などのタスクに依存したパラメータについては、

3DCADモデルに対する新たな操作が発生しない範囲で随時追加可能な構成としている。このことにより、実務を通じて得られた情報を速やかに反映することができる。

なお、詳細工程策定支援機能では、3DCADモデルに対してタスクを与える構造となっていることから、工程の詳細度は3DCADモデルがどの程度まで詳細にモデル化しているのかに依存する。

(3) 実務支援機能 (解体物管理機能)

廃止措置の実務の現状を考えると、廃止措置全体計画の下に、解体あるいは解体前除染から処理・処分までを連続して実施することが難しく、解体までと処理・処分を切り離して実施しなければならない状況を考慮する必要がある。この場合、解体物は一旦ドラム缶等に収納し、保管設備などで処理・処分実施までの間、一時的に保管することになる。この保管解体物は、処理以降のプロセス設定が可能となった段階で、除染、減容等の技術的動向を踏まえ、適切な処理を行った後、社会的な受容性等を考慮しつつ、資源としての再利用や放射性廃棄物として最終処分することになる。

このとき、プロセス設定や除染・減容等の処理を合理的に行うためには、ドラム缶中の廃棄物の性状が明確であることが最低限必要であり、積極的には、あらかじめ機器等の解体・ドラム缶収納時点で、材質、形状、核物質の種類と量等の基準による、適切な分別と確実な履歴の管理が行われることが望まれる。このような対応を行うことで、より合理的な処理・処分プロセス設定を確実に行うことが可能になる。以下では、このような状況を想定した、解体物の履歴とドラム缶への収納効率に着目した管理手法について述べる。

1) 解体物管理の概要

Fig.12に解体物管理手法の考え方を示した。解体物管理の最終的な目的は、解体物を、材質、形状、核物質インベントリー量を基準として分別し、ドラム缶に効率よく収納し、ドラム缶収納後の収納物の履歴を管理することにある。このため、一般的にはドラム缶への収納時点で、必要な基準により解体物を分別し、核物質を計測し、ドラム缶に収納するという手順が考えられる。しか

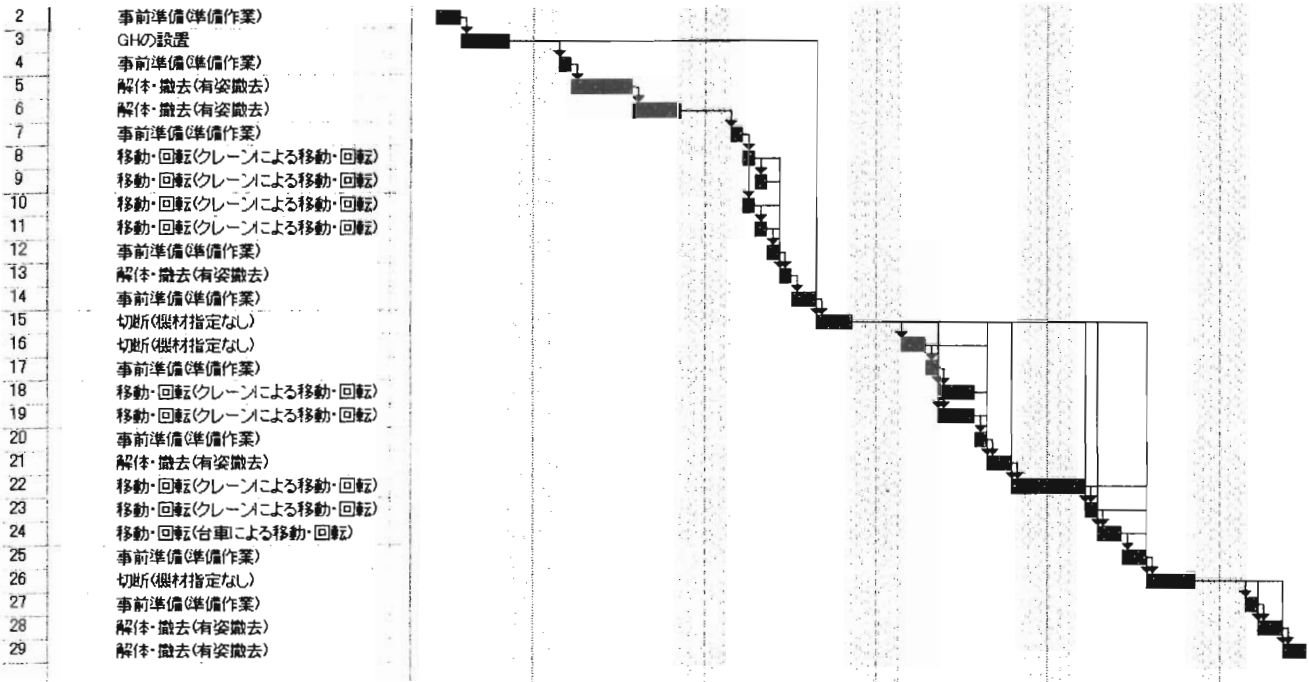


Fig.11 A Result of Detailed Scheduling

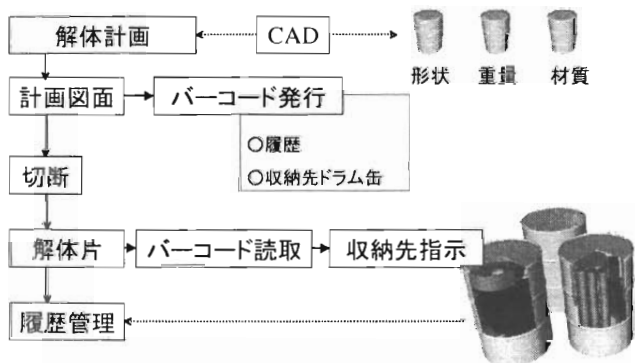


Fig.12 Function Structure of Dismantling Waste Management

し、現実的には、解体の現場において、このような対応が可能か否かは、例えば、解体を行っている現場において解体物の材質を特定することがいかに困難であるかを考えると容易に想像できる。

そこで、解体物管理機能では、3DCAD に集約されている施設情報を活用し、コンピュータ上であらかじめ機器等の解体計画をシミュレーションする。このとき、解体手順と併せて、収納先であるドラム缶に管理番号を発行し、解体断片の収納先ドラム缶を指定する。また、収納先ドラム缶は、収納物の材質、核物質質量や総重量等を考慮した上で、本数が最小になるように計画する。一連の検

討結果は、解体・切断箇所と収納先ドラム缶を示した作業指示書として図面出力される。

解体物を確実に管理するためには、このような事前のシミュレーションと併せて、策定した計画どおり作業が行われるよう、作業を管理することが必要である。作業管理の中で、特に重要な要素は、解体・切断及びドラム缶への収納が計画どおり行われたかを保証することである。解体物管理機能では、この作業管理の方法として、事前の作業計画策定時に解体・切断物に対して管理番号を発行し、この番号をバーコード化している。現場での解体作業では、まず、作業計画書に従って、解体・切断箇所にマーキングを行う。この時、同時に解体・切断の最小断片ごとに、管理番号バーコードを貼付しておく。なお、機器の内部構成部品等、解体前にバーコードを貼付できないものについては、解体作業の中で実施する。以降の作業では、このバーコードにより解体からドラム缶収納までの作業工程を管理する。

このような仕組みにより、事前の解体計画検討時点で、ドラム缶収納時の材質や核物質インベントリ量等を基準とした分別計画を策定し、解体・切断からドラム缶収納までの作業工程におけ

る、情報と解体物の一致を保証している。また、結果的にドラム缶収納後の履歴の管理も可能にしている。

2) 適用している技術

解体物管理の実用性を決めている技術要素はいくつかあるが、その中の一つに、事前に行う解体計画シミュレーションの精度保証がある。解体計画シミュレーションの精度や実用性は、対象となる設備の3DCADモデルの精度に最も強く依存する。これと併せて、現実の解体作業に即した形で、3DCADモデルの中で分解や任意の位置での切断を行うことが出来ることや、機器等を構成する材質ごとの重量や体積の計算が可能である点が重要になる。ここでは、この2つの技術の概要について以下に述べる。

①幾何モデルの任意切断

任意切断機能は、機器等の切断計画を検討するための機能である。切断に当たっては、直線的な切断のみでなく、任意の点をスプライン補間した曲線による切断を行うことも可能である。また、

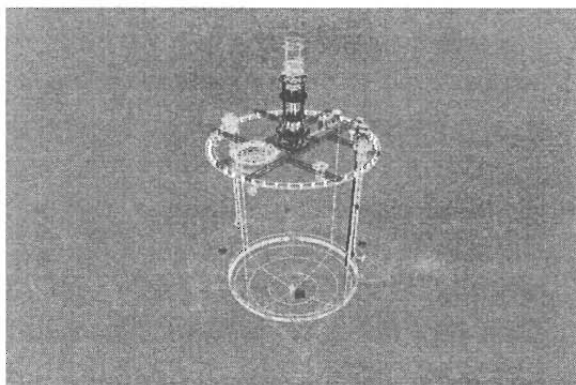
実際の切断を模擬し、切断幅を任意に設定することも可能である。更に、切断片が持っている核物質インベントリー量や運転履歴といった情報についても各切断片に再割り当てされ引き継がれる。

②材質ごとの重量・体積計算

Fig.13に材質ごとの重量・体積計算機能の概要を示した。図に示したように、材質ごとに比重を定義したテーブルを持つことにより、指定した範囲の材質情報(3DCADモデルで色及び画層情報として定義された情報)を3DCADモデルから読み取り、3DCADの機能を使って計算される体積と、材質ごとに定義した比重から重量を計算する。これらの計算は、指定された範囲のモデルの最小単位で行われ、材質ごとに再構成し、材質ごとの重量として出力される。

(4) 実務支援機能(実績収集及び評価機能)

実績収集及び評価機能は、廃止措置に必要な個別の技術要素を対象として、特定環境下での作業工数などの技術情報や、コストのような経済性情



色	画層	材質	比重
0	1	フジFRP	1.40
0	2	フジパイプ	1.65
6	1	ステンレス鋼	7.90
7	1	FEP(4-6ふっ化樹脂)	2.12
11	1	PFA(パーフルオロアルコキシ樹脂)	2.12
13	1	ステンレス鋼	7.90
13	2	65/35 黄銅	8.46
13	3	5%Sn 青銅	8.86

材質別比重テーブル

幾何情報

色	画層	体積	表面積
0	1	20000	8400
0	2	20000	8400
6	1	2.00E+06	82843
7	1	187500	24014
11	1	15707	3769
13	1	15707	3769
13	2	15707	3769
13	3	15707	3769

↓

重量
28000
33000
13089148
397500
33298
124084
132879
139162

Fig.13 The Weight Calculation Method that a Quality of the Material was taken into Consideration

報を実績として収集するものである。これらの実績情報を収集することにより、全体計画や詳細工程策定の精度の向上を図ることができる。以下に、実績収集機能のうち、平成13年6月から実施した製錬転換施設湿式プロセスの解体に適用した、解体実績収集機能について紹介する。

解体実績収集機能の概要

製錬転換施設湿式プロセスの解体では、実績情報から作業モデルを帰納的に求めることを目的として設定した。理想的には、作業実績を、作業を極力細分化した作業素単位で収集し、更にもそのときの環境条件を収集することが望まれるが、解体現場での作業は、様々な制約の中で煩雑な作業をこなす必要があることから、解体作業と並行して、作業実績を体系的に収集することは困難である。

そこで、解体実績収集機能では、解体作業の中で対応することが比較的容易な、解体作業員の作業内容報告と作業実績工程情報を基に、必要な情報を再構築できるようにしている。また、これらの情報が確実に収集できるよう、作業分析に基づく作業報告のテンプレート化を行い、このテンプレートの中から該当する情報を選択できるようにしている。これにより、確実な情報収集と個人差等の影響を排除することを実現している。

5. 実務への適用実績と計画

解体エンジニアリングシステムは一通りの機能を備えたプロトタイプシステムを今年度中に構築する計画としている。各機能の開発に当っては、人形峠環境技術センターでの廃止措置実務に随時適用することで、実用性の検証を並行して実施している。

全体計画策定支援機能は、今年度から具体的な検討を開始した、人形峠環境技術センターの中長期事業計画策定に適用する計画としている。詳細工程策定支援機能は、製錬転換施設湿式プロセス解体への適用結果を踏まえた機能見直しを実施し、次の段階として製錬転換施設乾式プロセス解体及び原型プラント解体への適用を計画している。実務支援機能については、平成13年6月から実施した、製錬転換施設湿式プロセス解体時に、解体物管理機能と実績収集・評価機能を適用し

た。以下に、この2機能の適用実績について紹介する。

(1) 解体物管理機能

ここでは平成13年6月から平成14年3月の間に実施した、湿式プロセス解体への適用結果を述べる。

解体物管理は、Fig.12に示したフローに従って実施しており、ドラム缶への効率的な収納と履歴の管理を主な目的として実施した。解体物管理機能を適用した解体物については、Fig.14に示した解体物管理データベースを構築し運用を行っている。

実務適用を通じて評価した、解体物管理機能の実用性に関する知見を以下に示す。

①バーコードの耐久性

バーコードの貼り付け状態をFig.15に示す。また、バーコードを貼り付けた状態での切断作業の状況をFig.16に示す。このような状況で作業を実施し、ドラム缶への収納時点で、バーコードの汚損状況（読み取り健全性）について評価した。その結果、全体の96%は読み取り健全性が確認できた。なお、汚損により読み取りができないものは、この時点で新たなバーコードを貼付した。

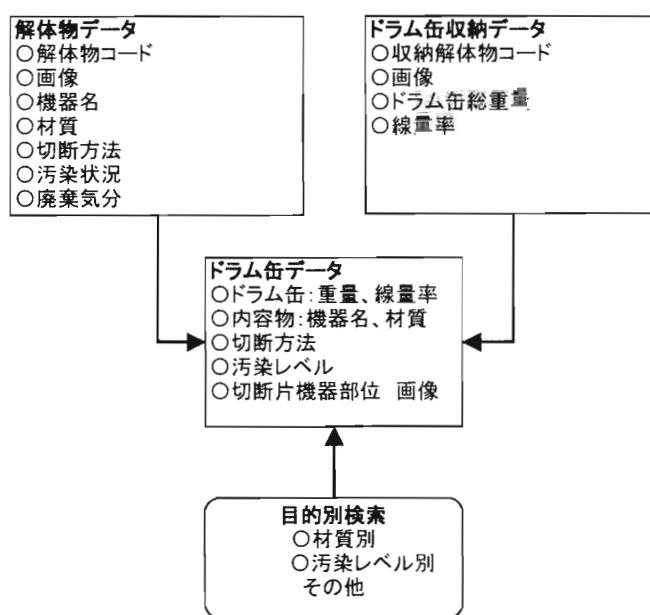


Fig.14 Structure of Dismantling Waste Management Database

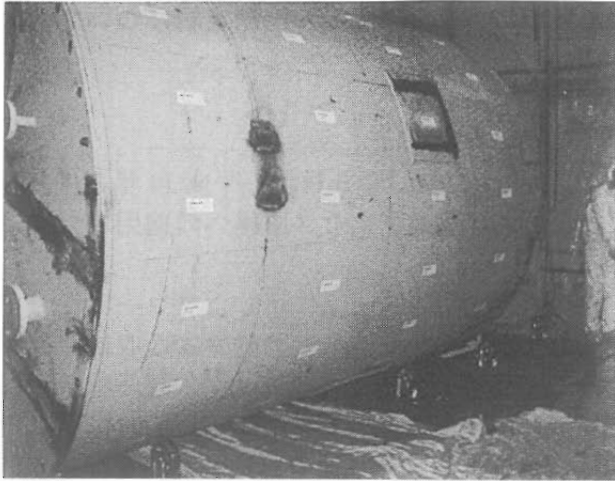


Fig.15 The Pasting Conditions of the Bar Cord



Fig.16 The Conditions of the Cutting Work

②収納の効率性

大型の塔槽を対象として、3DCADモデルを用いてドラム缶への収納計画を作成し、この計画の実効性について追跡調査した。計画段階では110枚に切断し、9本のドラム缶に収納する計画としたが、実際には、25枚の切断片について収納ドラム缶の変更を行った。これは、3DCADモデルの精度が悪く、正確な重量が評価できなかったことに起因する。

③作業性

この作業では、解体物1トン当たり120枚のバーコードを貼付した。解体物管理に対する効果は大きいですが、解体作業上の負担になっていることから、作業の合理化が望まれる。

(2) 実績収集・評価機能

ここでは平成13年12月から平成14年3月の間に実施した、イエローケーキ溶解室解体への適用結果を述べる。

イエローケーキ溶解室は、湿式プロセスの一部で、扱う核物質は天然ウランである。部屋に設置されている機器の物量は約28トン、主な機器数は22基である。実績収集・評価の狙いは、詳細工程策定に活用するための、作業時間評価モデル及び作業コスト評価モデルの作成である。この結果、次のような知見が得られた。

①作業内容分析

作業内容分析結果をTable 2に示す。解体撤去に要した時間2866時間に対して、準備・調査・片付作業に2338時間を要している。これは、準備・調査・片付作業が、解体撤去の作業規模に依存する割合が少なく、固定的な作業であることを示している。このことから、準備・調査・片付作業は複数の解体撤去作業で共通化するなどの工夫を行うことが、作業効率改善につながる事が分かる。

②解体対象物重量と作業時間

解体対象物重量と作業時間の関係をFig.17に示す。大きなトレンドとしては、解体対象物の重量と作業時間には比例関係が見られるが、ばらつきが大きく、詳細工程策定のためのデータとしては十分な精度を有しているとは言えない。これは、作業時間を定義するパラメータが重量だけでは不十分であるためと考えられる。必要な精度を得るためのモデル構成を評価するためには、より詳細な作業実績収集が必要である。

Table 2 Working Hours by Contents of Work

No.	作業内容	作業時間(人・hour)
1	準備作業	841.2
2	調査作業	547.8
3	解体撤去	2865.9
4	片付作業	942.2
5	合計	5197.1

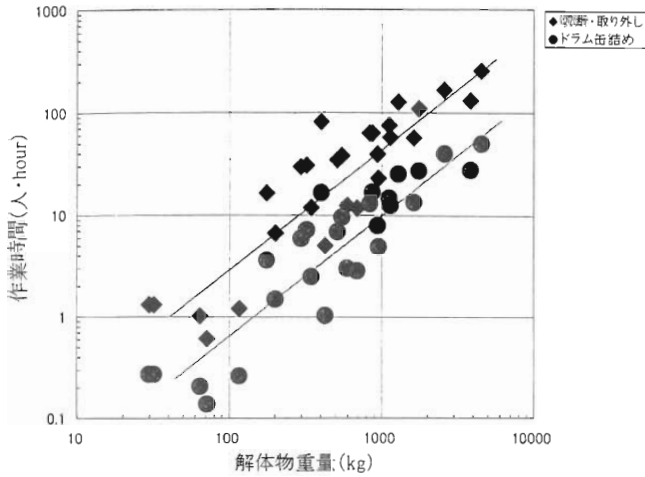


Fig.17 Correlation of Working Hours and Weight of Equipment

6. おわりに

人形峠環境技術センターでは、廃止措置関連のすべての業務の相互関連を明確化し、業務の効率化を図るための仕組みとして、核燃料サイクル施設廃止措置のためのシステムエンジニアリングの確

立に取り組んでいる。本報告では、この仕組みを円滑に運用するための情報基盤である解体エンジニアリングシステムの概要について紹介した。

解体エンジニアリングシステムが対象とする核燃料サイクル施設の廃止措置は、核燃料サイクルの経済的合理性を確保するための重要な要素の一つであると共に、環境への負荷低減という社会的な面からも重要性が高い技術である反面、廃止措置は、他の技術開発とは異なり、廃止措置技術開発への投資により新たな製品を生み出すものではないことから、廃止措置そのものの経済性の向上が技術開発の唯一の目的となる。

このため、廃止措置では、経済的合理性の向上が期待されるシステムエンジニアリングへの期待は大きい。

人形峠環境技術センターでは、これまでの技術蓄積を基に、解体エンジニアリングシステムの更なる高度化を図ると共に、センターの特色を生かした実証的な技術開発を引き続き実施して行く計画である。

RANDEC's Capability

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center (RANDEC) has contributed to the establishment of decommissioning technology, and promoted the investigation on radwaste treatment and disposal business including selection of disposal places for radwaste from RI facilities, institutes etc.

The capability and service of RANDEC are ;

to implement decommissioning research, development and investigation.



to provide technical information on decommissioning.



to train for decommissioning.



to investigate radwaste treatment and disposal business including site selection of disposal place for radwaste from RI facilities, institutes etc.



to inform and enlighten the public about decommissioning and radwaste treatment and disposal business.

© デコミッションング技報 第30号

発行日 : 平成16年 9月16日

編集・発行者 : 財団法人 原子力研究バックエンド
推進センター

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100
Tel. 029-283-3010, 3011
Fax. 029-287-0022

ホームページ : <http://www.randec.or.jp>
E-mail : decomi@randec.or.jp