

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：デコミッショニング廃棄物の合理的
処理と再資源化

総 説：欧米諸国における除染・デコミッ
シヨニング活動の現状

：放射性金属廃棄物の溶融・有効利用
技術の開発

：解体コンクリートの再利用技術

No. **11** 1994

RANDEC

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

事業の内容

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッションングに関する技術・情報を提供します。



デコミッションングに関する人材を養成します。



デコミッションングに関する普及啓発活動を行います。

デコミッショニング技報

第11号(1994年11月)

—目 次—

巻 頭 言

デコミッショニング廃棄物の合理的処理と再資源化	1
	橋田 光雄

総 説

欧米諸国における除染・デコミッショニング活動の現状	2
	柳原 敏
放射性金属廃棄物の溶融・有効利用技術の開発	12
	梅村 昭男
解体コンクリートの再利用技術	24
	原田 実、柿崎 正義

技術報告

核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発	37
—動燃大洗工学センターの開発技術—	谷本 健一、照沼 誠一
安全作業用コンテインメントシステムの技術開発	48
	大森 宏之、宮尾 英彦、古屋 廣高 立岩 正明、鎌田 博文、中川路 勇
東海再処理工場焼却炉内の汚染調査	57
	高橋 睦男
汚染拡散防止式配管切断技術の開発	66
	富岡 秀夫、大木 新彦、古市 昌久 松阪 寿次、内山 尚義、徳田 文男

Journal of the RANDEC

No. 11, November 1994

CONTENTS

Exposition

- Present Status of Decontamination and Decommissioning Activities
in USA and European Countries 2
Satoshi YANAGIHARA
- Development of Radioactive Scrap Metal Melting and Recycling Technology 12
Akio UMEMURA
- Present Status of Reuse Technology for Concrete Waste Produced
by Demolishing Concrete Structures 24
Minoru HARADA and Masayoshi KAKIZAKI

Technical Report

- Development of Decommissioning Techniques for Nuclear Fuel Cycle Facilities
– Developing Techniques of PNC – 37
Ken-ichi TANIMOTO, Seiichi TERUNUMA
- Development of Containment system for Application to Decommissioning of Nuclear Facilities 48
Hiroyuki OMORI, Hidehiko MIYAO, Hirotaka FURUYA,
Masaaki TACHIIWA, Hirofumi KAMATA and Isamu NAKAKAWAJI
- Contamination of Incinerator at Tokai Reprocessing Plant 57
Mutsuo TAKAHASHI
- Development on Pipe Cutting Technique Preventing the Spread Out
of Radioactive Contaminants 66
Hideo TOMIOKA, Arahiko OHKI, Masahisa FURUICHI,
Tokuji MATSUSAKA, Naoyosi UCHIYAMA and Fumio TOKUDA

SUMMARIES

Present Status of Decontamination and Decommissioning Activities in USA and European Countries

Satoshi YANAGIHARA

J. RANDEC, No. 11 (November 1994), page 2~11, 3 Figures, 4 Tables

The International Co-operation Program for the Exchange of Scientific and Technical Information Concerning Nuclear Installation Decommissioning Projects was initiated in September 1985 for a first five-year term with an initial set of participants composed of 10 decommissioning Projects from seven countries. Since then, the Program is in the second term with increasing participants of 29 decommissioning projects after successful completion of the first term. On the other hand, in 1989, the Secretary of Energy in the U.S. Department of Energy (DOE) established Environmental Restoration and Waste Management (EM) to consolidate responsibility for environmental compliance and cleanup activities. The DOE's goal in EM program is to clean up its 1989 inventory of contaminated inactive sites and facilities by the year 2019. In addition, some commercial nuclear power plants are in decommissioning in USA.

Decontamination and decommissioning (D&D) of nuclear facilities are getting worldwide issues in recent years. In Japan, also wide range of studies regarding D&D will be required for future decommissioning of commercial nuclear power plants.

The activities in the Program of OECD/NEA including the outline of 7 new decommissioning projects together with the present status of D&D activities in USA will be described in this paper.

Development of Radioactive Scrap Metal Melting and Recycling Technology

Akio UMEMURA

J. RANDEC, No. 11 (November 1994), page 12~23, 6 Figures, 6 Tables

Low level radioactive scrap metal recycling is essential especially to the age of reactor decommissioning. Scrap metal recycling system has been commercialized in European countries and US, and the melting technology is the heart of the system in those countries and will be also in Japan, where the system will be realized in the near future. This paper reports the present situation of radioactive scrap metal melting and recycling in the countries and Japan, and the MITI R&D project for scrap metal melting and recycling; the development of recycling system of reactor operating scrap metal, as an important example.

Development of Containment system for Application to Decommissioning of Nuclear Facilities

Hiroyuki OMORI, Hidehiko MIYAO, Hirota FURUYA,

Masaaki TACHIWA, Hirofumi KAMATA and Isamu NAKAKAWAJI
J. RANDEC, No. 11 (November 1994), page 48~56, 7 Figures, 4 Tables

Greenhouses are usually used for preventing the spread out of contamination at the operation area of decommissioning or refurbishment of nuclear facilities or equipment. But the greenhouse takes much time to assemble or disassemble and come into wastes every operation.

We are developing the improved containment system, which is reusable and easy for assembling or disassembling and carrying and storage. The containment unit consists of air tube frames and plastic sheets, which are joined together with fastener.

The system is possible to make light-weight and easy to assemble/disassemble, and expand horizontally by connecting the units. Plastic sheets prevent from radio active contamination by covering on its interior surface with adhesive multilayer film, only which is wasted. Therefore, we are possible to maintain the containment of necessary working space easily and reuse it.

Contamination of Incinerator at Tokai Reprocessing Plant.

Mutsuo TAKAHASHI

J. RANDEC, No. 11 (November 1994), page 57~65, 11 Figures, 4 Tables

Originally, at Tokai Reprocessing Plant an incinerator was provided in the auxiliary active facility(waste treatment building). This incinerator had treated low level solid wastes generated every facilities in the Tokai Reprocessing Plant since 1974 and stopped the operation in March 1992 because of degeneration.

The radioactivity inventory and distribution was evaluated to break up incinerator, auxiliary apparatuses (bag filter, air scrubbing tower, etc.), connecting pipes and off-gas ducts.

This report deals with the results of contamination survey of incinerator and auxiliary apparatuses.

SUMMARIES

Present Status of Reuse Technology for Concrete Waste Produced by Demolishing Concrete Structures

Minoru HARADA and Masayoshi KAKIZAKI

J. RANDEC, No. 11 (November 1994), page 24~36, 12 Figures, 7 Tables

A lot of concrete waste is produced by demolishing reinforced concrete structures. Concrete wastes have ever been used for landfills. Now-a-day, they come to be used as a substitute for gravel to spread over paved surface of street and road after being into further reusable fine particles by crushing machines and eliminating scrap steel and lumber.

Aggregates manufactured by various crushing machines are often applied for concrete, but compressive strength of such concrete varies widely due to the quality of reused aggregates. Then, their application were usually circumscribed within narrow bounds.

A law aimed at promotion of the recycle of resources was put into effect on Oct. 25th in 1991. In accordance with the law, national and local public enterprises, contractors and construction companies have shared their responsibilities to promote the recycle of resources such as concrete lumps, asphalt and concrete lumps and lumbers of building wastes, including earth and sand.

The paper presents about the generation of concrete waste and their long-range forecast, rules and regulations for the reuse of concrete waste, current techniques and the trend in Japan and the world on the recycling.

Development on Pipe Cutting Technique Preventing the Spread Out of Radioactive Contaminants

Hideo TOMIOKA, Arahiko OHKI, Masahisa FURUICHI,

Tokuji MATSUSAKA, Naoyosi UCHIYAMA and Fumio TOKUDA
J. RANDEC, No. 11 (November 1994), page 66~77, 8 Figures, 9 Tables

A wide variety of pipes in shape, size and material is used at nuclear facilities. The removal of these pipes contaminated with radioactive materials is a major activity in the dismantling operations. At removing the pipes, the cutting technique preventing the spread out of the radioactive material have to be used.

In this study, the cutting technique has been developed for stainless steel or carbon steel pipes below the size of around 60 mm OD and 4 mm thickness, which occupy about 60% of total length of piping in the nuclear facility. The cutting technique is adopted the pressing with notch and the cutting by shearing by oil power supply. Two types of cutting equipments have been developed. One is a portable type which be used for in situ sectioning in long length. The other is a stationary type which be used for sectioning automatically in short length at the workshop.

The sealing efficiency is reached the nitrogen gas tightness of 0.3 kg/cm² G.

Development of Decommissioning Techniques for Nuclear Fuel Cycle Facilities

—Developing Techniques of PNC—

Ken-ichi TANIMOTO and Seiichi TERUNUMA

J. RANDEC, No. 11 (November 1994), page 37~47, 21 Figures, 0 Table

At O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, the decommissioning technique such as monitoring, decontamination, dismantling and remote handling, has been researched and developed for the Nuclear Fuel Cycle Facilities.

The results have been reflected for upgrading and systematizing offuture's decommissioning techniques.

This report describe some techniques of decommissioning, such as Radiation Image Display, High Pressure Dry Ice Blast System, Plasma Jet Torch and Remote Control Cutting Tools.

デコミッションング廃棄物の合理的処理と再資源化



日本原子力研究所バックエンド技術部

横田 光雄

使用の目的を終了した原子力施設は、いわば大型の廃棄物といえよう。デコミにおいては、解体技術・工法などの重要性に加えて、この廃棄物を如何に措置するかが極めて重要な課題である。

放射性廃棄物の最終的な措置としては、埋設処分ということになるが、それまでの過程として、処分後の環境安全性及び保全維持の観点をおいた合理的な処理が必要である。そのための要件としては、第1に廃棄物を物理的・化学的に安定に処理し、処分による環境へのインパクトをできるだけ少なくなるよう努めることが大切である。すなわち、処分すべき廃棄物が放射性物質に対して高い閉じ込め機能をもつとともに、とくに雑固体廃棄物に関しては、混入している難燃物や有害物などの分解・無害化処理など考慮すべきことが多い。第2に廃棄物に含まれる放射性核種や濃度を同定することが必要である。そのためには廃棄物を均質の固化体にすることが望ましい。このことは廃棄物の処分要件となる諸特性を正確かつ容易に測定・分析する上で、極めて重要な意義をもつ。第3に廃棄物の高減容化を図ることにある。ちなみに、JPDR デコミにおける作業経験によれば、廃棄物の収納容器への充填率は、高比重として平均的にほぼ1にすぎない。

このような要件を満す処理方法の一つとして、廃棄物の溶融処理が考えられる。金属廃棄物の溶融については、原研では、これまでに基礎試験が進められ有用な結果を得ているが、諸外国でも、溶融・造塊処理後の一部金属を再資源化するなど相当の実績を有している例がある。しかし、雑固体廃棄物の溶融処理については、プラズマ溶融技術などが開発の段階にあり実用化に至っていない。今後の重要な課題と考えている。

放射性廃棄物を限定された範囲内で再資源として有効利用するための努力は必要である。しかし、現実的には利用分野、加工施設の問題など非常に限られたものになろう。デコミ廃棄物の大半が、概念としては放射性でないことを思えば、これが適切に分離可能であれば、無拘束として再資源化できる対象物は、相当の物量となり有効利用の拡大が期待できる。これには放射能レベルが基準値以下のものを放射性でないものとして取り扱う方策が極めて重要であり、この基準値などの明確化は、廃棄物の再資源化を図る観点ばかりではなく、廃棄物の処理・処分及びデコミの方法などにも大きく左右することになろう。

原子炉施設からの廃棄物に限らず、一般廃棄物の処理・処分や再資源化についても、経済性などの問題で容易でないことも事実であるが、未来に向かった高度な人類活動を約束するためには、目先の経済性とらわれるあまりに、環境浄化、資源節約を指標とした廃棄物の合理的な処理・処分と再資源化に相当の努力を払うことを忘れてはならないと思う。このことが本当に地球環境にやさしい廃棄物対策ではなからうか。

欧米諸国における除染・デコミッショニング活動の現状

柳原 敏

Present Status of Decontamination and Decommissioning Activities in USA and European Countries

Satoshi YANAGIHARA

The International Co-operation Program for the Exchange of Scientific and Technical Information Concerning Nuclear Installation Decommissioning Projects was initiated in September 1985 for a first five-year term with an initial set of participants composed of 10 decommissioning Projects from seven countries. Since then, the Program is in the second term with increasing participants of 29 decommissioning projects after successful completion of the first term. On the other hand, in 1989, the Secretary of Energy in the U.S. Department of Energy (DOE) established Environmental Restoration and Waste Management (EM) to consolidate responsibility for environmental compliance and cleanup activities. The DOE's goal in EM program is to clean up its 1989 inventory of contaminated inactive sites and facilities by the year 2019. In addition, some commercial nuclear power plants are in decommissioning in USA.

Decontamination and decommissioning (D&D) of nuclear facilities are getting worldwide issues in recent years. In Japan, also wide range of studies regarding D&D will be required for future decommissioning of commercial nuclear power plants.

The activities in the Program of OECD/NEA including the outline of 7 new decommissioning projects together with the present status of D&D activities in USA will be described in this paper.

1. はじめに

原子力の平和利用が始められてから半世紀近くを経て、現在では世界で420基以上の発電用原子炉が運転されており、原子力の利用技術は成熟期にある。しかし、開発初期に建造された幾つかの原子力施設はすでに老朽化し、これらの施設をいかに安全かつ経済的に解体して、元の土地に戻すかが大きな関心事になりつつある。特に米国やロシア等においては、旧ソ連邦の解体後、不要の核兵器製造や研究施設の解体も実施されるようになり、前述した民事とともに軍事用原子力施設の除染とデコミッショニ

ング(D&D)に関する関心は非常に高まりつつある。

D&Dに関する問題は、原子力開発を先駆けて実施してきた米国、フランス、イギリス等の欧米諸国を中心に取り組まれている。また、これは原子力施設をもつ各国に共通した問題であるため、国際原子力機関(IAEA)や欧州経済協力機構原子力機関(OECD/NEA)等の国際機関が中心になり、D&Dに関する問題点や各国の現状をまとめている。その中でも OECD/NEA は1985年に D&D に関心のある7ヶ国が協力協定を締結し、実施中の D&D プロジェクトを中心にして種々の情報交換や技術的問題

点の検討を実施してきた。現在、協力協定の締結から10年近くを経て、その成果がまとめられつつある¹⁾。他方、米国では商用原子力発電所の解体が実際に行われているし、米国エネルギー省(DOE)が1989年に設定した環境修復計画(Environmental Restration and Waste Management Program)²⁾が5年を経て同省が関係する施設のD&Dが本格的に稼働する時期にきている。そこで、OECD/NEAの活動及び米国原子力施設のD&D活動の現状を述べる。

2. D&D 活動の経緯

役割を終えた原子力施設のD&Dは必ずしも最近の問題ではなく、その活動は古くから行われている。我が国で初めて建造されたJRR-1(原研)もすでに燃料が撤去され、また炉心部は密閉管理されて建家の一部は展示館として使われている。しかし、放射性物質を原子力施設から完全に撤去し、跡地を別の用途に開放した例はあまりない。また、原子力発電所など大型原子力施設D&Dの経緯は、世界的に見ても数例を数える程度である。Fig.1はD&D

に関する研究及び我が国の代表的なD&D活動の経緯を示したものである。1970年代から1980年代の始めは、主に米国を中心にしてデコミッションング費用(廃炉費用)や作業手順の検討、除染技術の開発など大型原子力施設D&Dのための要素技術や設計等に関する研究が多く行われた時期である。1980年代後半になると、原型施設を中心として原子力発電所、再処理施設、燃料取扱施設など、中規模施設のD&Dが進められるようになった。OECD/NEAではちょうどこの時期にD&Dに関する国際的な技術協力を始めている。この協力に参加した米国 Shippingport 原子力発電所の解体は1989年に終了している。1990年代になると商用原子力発電所のD&Dに関する話題が多くなった。米国フォート・セント・ブレイン原子力発電所炉、英国バークレー原子力発電所のD&Dもちょうどこの時期に始められた。21世紀になると幾つかの商用原子力発電所のD&Dを実施しなくてはならない時期が到来する。現在ではこれらの状況を踏まえて放射性廃棄物再利用やサイト開放基準の設定等、規制面からの検討も行われている。

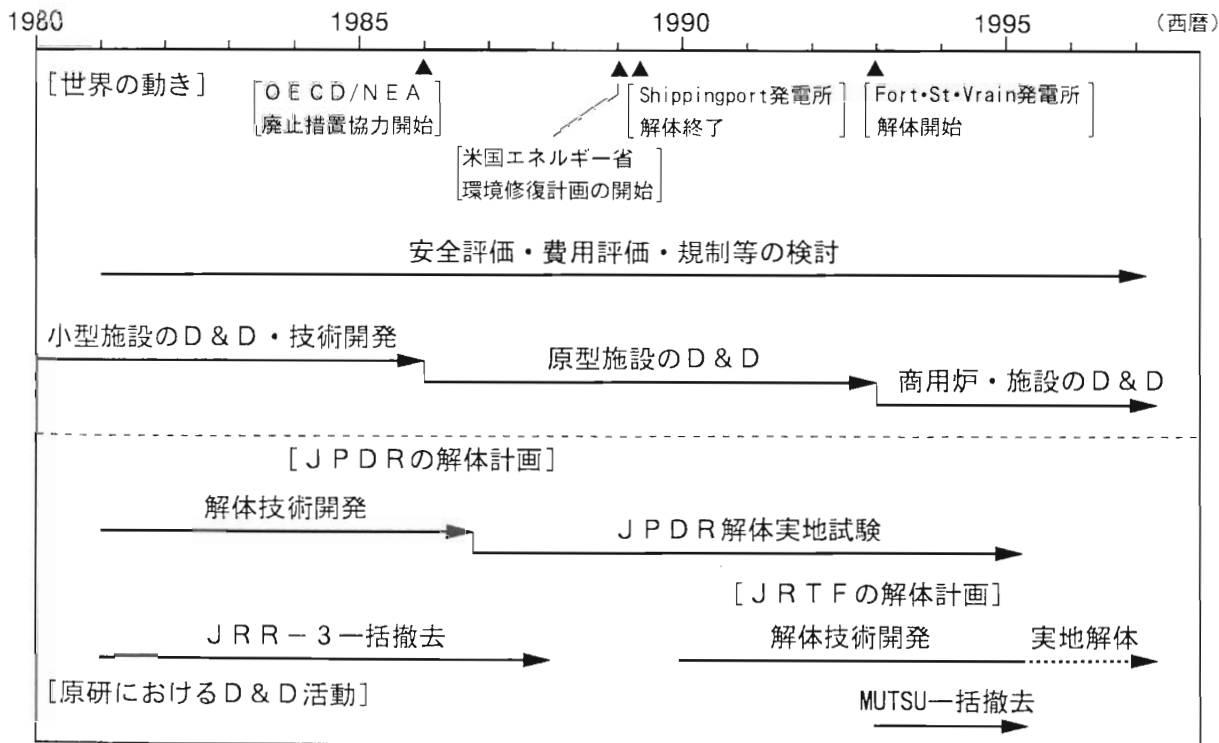


Fig.1 Progress of Development and Activities Decommissioning Nuclear Facilities

3. OECD/NEA 協力の現状

3.1 概要

上述したように OECD/NEA デコミッションング協力は、1985年に7ヶ国間で締結された。本協力への参加は D&D プロジェクトを基本にしている。当初の参加プロジェクトの大部分が原型施設としての原子力発電所や再処理施設であった。その後、1990年には同協定が引き続き継続して実施されることになり、8ヶ国により17プロジェクトが参加する大規模な協力として情報交換が進められた。さらに、1993年には新たに7プロジェクトの新規加入が認められ、これより以前に途中参加したものと合わせて全部で29のプロジェクト(11ヶ国)がメンバーになり、より広範囲の協力が可能になった。これらの中には商用原子力発電所、再処理施設、旧ソ連製原子炉、事故のため早期に D&D に着手した原子力発電所等、種々のプロジェクトが含まれている。ま

た、Table 1 に示すように本協定に加盟している機関も、米国エネルギー省(DOE)のように政府機関、日本原子力研究所のように研究所、あるいは民間会社が含まれており、様々な立場からの意見交換が実施されている。

3.2 協力協定の構成

本協力協定の管理は連絡委員会(LC:Liaison Committee)が実施するが、情報の交換は技術諮問グループ(TAG:Technical Advisory Group)が実施する。TAGの参加者は各D&Dプロジェクトの管理者又は技術的な経験を積んだ人員から構成されており、TAGが本協力の実行部隊でもある。TAGは年2回D&Dプロジェクトが実施されている場所で開催されており、参加プロジェクトの進捗状況、技術的及び政策上の問題点等が主要な討議項目である。また、各D&Dプロジェクトを視察し、その現状の報告を受けている。

他方、TAGではD&Dに関するより具体的な技術課題について議論を深めるため、廃炉費用評価、除染技術、廃棄物再利用に関する作業部会が設けられ、専門家による技術的な検討が進められている。これはTAG会合で議論された問題点をさらに各国の専門家により討議し、その内容を報告書としてまとめることを目的に実施されているものである。この中でも、廃炉費用評価の作業部会は1989年から1990年にかけて7名の専門家により討議を行い、廃炉費用項目の抽出、各国プロジェクトの廃炉費用の比較及びその特徴の評価等を行い、その結果が報告書にまとめられている³⁾。廃棄物再利用の作業部会は1992年から開催されており、廃棄物処理技術、測定技術等の調査、基準・法令化に関する検討等を行っている。また、IAEA等が実施している放射性廃棄物の再利用に関する基準勧告についてのレビューを行い、その結果をとりまとめる予定でもある。除染技術の作業部会は1993年から開催されており各国で研究あるいは実地適用されている技術の調査が進められている。

なお、本協力協定では、2国間での協力協定を締結することが可能であり、2国間協定下では更に詳細な情報の交換が可能となる。我が国はカナダ、フランス、イギリスとの間で2国間協力を締結し、特定の分野における情報交換を進めている。

Table 1 Countries and Organization Participating in the Program

ベルギー	Belgoprocess Centre d'Etude de l'Energie Nucleaire
カナダ	Atomic Energy of Canada Limited
ドイツ	Kernkraftwerk Lingen Kernforschungszentrum Karlsruhe Engeriewerke Nord GmbH
フランス	Commissariat à l'Energie Atomique Electricité de France
イタリア	Ente Nazionale per l'Energia Elettrica Comitato Nazionale per la Ricerca e per lo Sviluppo dell'Energia Nucleare e delle Energie Alternative
日本	Japan Atomic Energy Research Institute
スロバキア	Slovenske Energeticke Podniky
スペイン	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA
スウェーデン	Svensk Kärnbränselhantering AB
イギリス	United Kingdom Atomic Energy Authority Nuclear Electric PLC British Nuclear Fuels Limited
USA	Department of Energy
国際機関	Commission of European Communities International Atomic Energy Agency (Observer) UNIPED (Observer)

3.3 参加プロジェクト

本協力協定に参加している施設の概要を Table 2 に示す⁴⁾。本表に示すように、参加プロジェクトの種類の内訳は原子炉[20]、再処理プラント[7]、核燃料物質取扱い施設[2]である。原子炉の種類は BWR[6]、PWR[3]、PHWR[2]、BHW[1]、ガス冷却炉[7]、高速炉[1]である。このうち、 SHIPPING PORT 原子力発電所の解体は1989年に、また Tunney's Pasture Facility, BNFL Coprecipitation Plant の解体は各々1993年と1990年に終了し、跡地や建家は別目的に使われている。さらに、NPD と Gentilly-1 は密閉管理のための作業をほぼ終了し、施設は現在管理状態にある。このように本協力に参加した D&D プロジェクトの幾つかは作業を終了しているし、EBWR、JPDR、KKK、AT-1 等多くの D&D プロジェクトは1、2年のうちに作業を終了する予定である。

上述したように、本協定に初めから参加した D&D プロジェクトの幾つかが終了し、施設が一般の用途に開放されていくのに対して、新たに幾つかの原子力施設の D&D プロジェクトが開始されつつある。1993年10月に本協力協定に新規加入したプロジェクトの概要を以下に示す。

3.4 新規加入プロジェクト

(1)Vandellos 1 (スペイン)

Vandellos 1 は、ガス冷却黒鉛減速型の商用原子力発電所(出力:1,670MWt)であり、1972年から1989年まで運転され、この間の総発電量は537億 KWh であった。同炉は1989年にタービン火災のために停止したが、この火災で安全系を含むいくつかの系統機器が破損し、このために施設を閉鎖することが決められた。D&D 活動としては2000年までにステージ2(原子炉建家以外の解体撤去、黒鉛の処理)を予定している。

(2)HDR (ドイツ)

HDR は過熱蒸気型 BWR(出力:100MWt)であり、1965年から1969年にかけてフランクフルト近郊に建設された。この後、1969年から1971年までに200時間のみ運転しただけで炉を最終停止し、炉停止後は原子炉の安全性研究に使用された。D&D 活動としては1992年から1998年に施設の解体撤去を予定している。運転期間が短かったため、全放射線量は約

1×10^{10} Bq であり、原子炉圧力容器表面から0.5m の位置で $70 \mu\text{Sv/h}$ の線量当量率がある。廃棄物はカールスルーエ廃棄物処分施設へ送り、梱包した後、放射性廃棄物処分場(KONRAD)で処分される予定である。機器が有する放射線量が少ないため、作業員が在来工法により解体作業を行う予定である。(3)WAK(ドイツ)

WAK は1971年から1990年まで運転された試験用再処理施設であり、カールスルーエに位置している。本施設の全運転期間を通して約200トンの使用済燃料が処理された。施設閉鎖に関する検討は1980年代から始められ、1985年から1988年には具体的な D&D 活動の計画が作られた。1990年に施設を最終停止し、D&D 活動が始められた。施設の解体は3段階で行い、第1段階では、低レベルの放射性機器を在来工法により撤去する。第2段階では、プロセス建家の機器解体を遠隔操作で行う。第3段階では、高レベル放射性廃液の貯蔵施設と処理施設の機器を撤去する。施設内の機器は2003年までに解体するが、その後、放射線管理区域を解除し、2004年には建家を解体する予定である。

(4)EL 4 (フランス)

EL 4 は試験用の重水減速ガス冷却炉(出力:250 MWt)であり、ブリタニー地方の Mont D'arrée に位置している。本原子炉は CEA/EDF が建造したものであり、1966年から1985年まで運転された。炉の運転停止後は、1992年までに重水を撤去し、現在 D&D 活動を開始する準備が整っている。D&D 計画は原子炉を密閉管理(ステージ2)状態にすることであり、補助施設は解体撤去(ステージ3)し、格納容器を30~50年健全に保持できる状態にする。補助建家等の解体は1994年より実施し、1997年に密閉管理のための作業を終了する予定である。

(5)Building 211 (フランス)

Building 211 は、照射済燃料の試験用再処理施設であり、マルクール研究所に位置している。施設の処理能力は年間5トンで、天然ウラン燃料、高速炉燃料、軽水炉燃料の再処理方法を開発するために用いられた。本施設は1960年から1963年に建設された。その後、運転が行われたが、1967年から1969年には試験用セルの拡張工事が行われ、また、1980年から1988年には新たな施設214が建設され、スーパー・フェニックスで使用した燃料の再処理に使われ

Table 2 Projects in the Co-operative Program

施設	施設分類	運転期間	廃止措置形式
1. Eurochemic 再処理施設, ベルギー	再処理施設	1966-74	Stage 3
2. BR-3, Mol, ベルギー	PWR	1962-87	Stage 3 (一部)
3. Gentilly-1, カナダ	BHWR	1967-82	Stage 1の変形
4. NPD, カナダ	PHWR CANDU prototype	1967-87	Stage 1の変形
5. Rapsodie, Cadarache, フランス	Na冷却高速炉	1967-82	Stage 2
6. G2, Marcoule, フランス	ガス冷却炉, (発電/Pu製造)	1958-80	Stage 2
7. AT1, La Hague, フランス	FBR燃料再処理施設	1969-79	Stage 3
8. KKN, Niederaichbach, ドイツ	重水減速ガス冷却炉	1972-74	Stage 3
9. MZFR, Karlsruhe, ドイツ	PHWR	1965-84	Stage 3
10. KWL, Lingen, ドイツ	BWR (with super-heater)	1968-77	Stage 1
11. Garigliano, イタリア	BWR (dual-cycle)	1964-78	Stage 1 (格納容器)
12. JPDR, Tokai, 日本	BWR	1963-76	Stage 3
13. WAGR, Sellafield, イギリス	AGR	1962-81	Stage 3
14. BNFL, Co-operation Plant, Sellafield, イギリス	Mox/ UO_2 燃料の施設製造	1969-76	Stage 3
15. Shippingport, USA	PWR	1957-82	Stage 3
16. West Valley Demonstration Project, USA	軽水炉燃料再処理施設	1966-72	Stage 3
17. EBWR, USA	BWR	1956-67	Stage 3
18. Tunney's Pasture Facility, Ottawa, カナダ	放射性同位元素取扱施設	1952-83	Stage 3
19. BNFL B204 Primary Separation Plant, Sellafield, イギリス	再処理施設	1952-73	Stage 2
20. JRTF, Tokai, 日本	試験用再処理施設	1968-70	Stage 3
21. Greifswald Decommissioning Project, ドイツ	VVER	1973-90	Stage 3
22. Bohunice A1 project, スロバキア	重水減速ガス冷却炉	1972-79	Stage 1
23. Vendellos 1, スペイン	ガス冷却炉	1972-89	Stage 2
24. HDR, ドイツ	BWR, (Nuclear superheat)	1969-71	Stage 3
25. WAK, ドイツ	試験用再処理施設	1971-90	Stage 3
26. EL4, フランス	重水減速ガス冷却炉	1966-85	Stage 2
27. Building 211, Marcoule, フランス	再処理・ガラス固化施設	1963-94	Stage 3
28. Fort St. Vrain, USA	高温ガス炉	1976-89	Stage 3
29. FEMP, Plant 7, USA	燃料製造施設	1954-56	Stage 3

た。本施設は1994年9月に最終閉鎖し、2000年頃までに解体撤去する予定である。基本的な作業はAT1(ラプソディー炉使用済燃料の再処理施設であり、既に主要なD&D作業を終了している)のD&Dに従い、ATENA等のロボットを遠隔装置として活用する予定である。

(6)Fort St. Vrain(USA)

Fort St. Vrain 炉は商用原子力発電所(高温ガス冷却型;出力841MWt)でデンバーの北約35マイルに位置している。本発電所は1968年に建設が始められ、1973年に燃料の装荷、1976年に発電を開始した。その後、商用運転を続けてきたが、規制上及び機能上の問題から1989年に炉を永久停止した。この期間の施設使用率は15%以下であった。原子炉の運転停止後、燃料は炉心から撤去され、現在同サイト内に乾式貯蔵中である。解体プロジェクトは1992年11月から進められており、まず、炉心上部のコンクリート構造物をワイヤーソーにより解体した。現在、水を満たした原子炉容器中で潜水服を着けた作業員(ダイバー)による炉内構造物の解体が行われている。本炉の解体作業は1996年までに終了し、その後火力発電所として施設を利用する予定である。本原子力発電所のD&D費用は約157百万ドルと見積られている。

(7)FEMP: Fernald site(USA)

Fernald site はシンシナティの北西約17マイルに位置しており、DOEが管理する燃料製造施設から成る。本施設では1952年から1989年まで高純度金属ウラン燃料を製造した。本施設は5領域に分割されるが、そのうち装置や建家等の構造物はOU3(Operable Unit 3)に含まれている。OU3の施設は老朽化したものが多く、放射能汚染した施設や廃液ピットからの漏洩による土壤汚染の修復等が予定されている。しかし、放射能汚染量等の調査はこれからであり、汚染の程度や汚染した土壌の量などの特徴は明らかでない。DOEは全ての施設を解体撤去することを希望している。

4. 米国におけるD&D活動の現状

米国においては、1994年にDOEがまとめたD&D5ヶ年計画⁹⁾においても明らかなように、旧ソ連邦の解体後、各種原子力施設のD&D活動が活発になりつつある。原子力の平和利用及び軍事産業に関

する技術開発が半世紀を迎えるに当たり、各種装置が老朽化していること、また旧ソ連邦の解体により、1980年代までにみられた核兵器の製造や開発が必要なくなったことがその背景にあるが、地球規模での環境汚染が世界的な問題となっていることが本活動の主な動機である。さらに、商用原子力発電所も幾つかが閉鎖され(あるいは閉鎖が予告され)、多くのD&D活動が始められている。このうち、軍事、民事を含めた原子力研究施設が存在するDOEサイトのD&Dは環境修復計画として、また商用原子力発電所のD&Dは米国規制委員会(NRC)の管理下で実施されている。これら全体におけるD&Dに関しては、サイト開放や放射性廃棄物の無拘束放出の規制上の問題点を含め、DOE、NRC、EPA(環境保護庁)等の政府機関が中心となり、種々の研究や技術開発が進められている。

以下に米国における環境修復活動と商用原子力発電所D&Dの概要を記す。

4.1 環境修復計画

米国では1989年からDOEが環境修復計画を開始したが、この計画の大部分が原子力研究サイトの土壤汚染の撤去・清掃を中心としたD&Dに関するものである。米国では第2次世界大戦中から使用してきた軍事及び民事関係の原子力施設が老朽化している。そこでDOEがこれらの施設から放射性廃棄物を撤去・清掃し、原子力に関係する施設の環境を回復するために体系的に計画したのがこの環境修復計画である。計画は毎年見直され、本計画を開始した1989年から30年後(2019年)には同年に調べた放射能汚染の全てを清掃してサイトを修復することが目的である。また、本計画の中では、これまで別々に実施されてきた軍事研究、エネルギー開発研究、核融合・高エネルギー物理等の基礎研究の各部門から発生する放射性廃棄物を統合して管理すること、さらに、種々の情報を広く公開し、一般公衆の意見を反映するという基本的な考え方を変更したこと、が大きな特徴である。

DOEが管理する原子力関係の施設は全米に亘っており、現在環境修復のための作業が実施されているのは、34州143サイトに及んでいる(Fig.2)。これまでの予算の推移はFig.3に示すとおりであるが、主に廃棄物の処理・処分関係の予算が大半を占めて



Fig 2 Sites of Nuclear Facilities needing D&D in USA

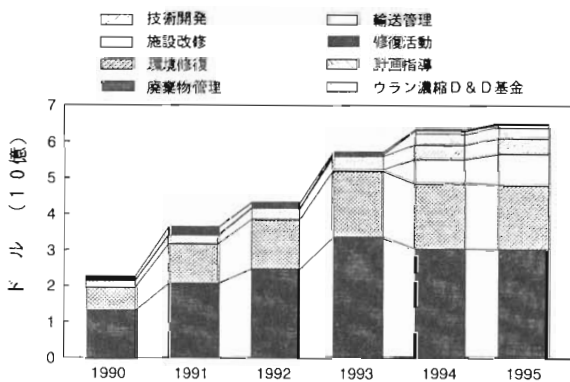


Fig 3 Environmental Management Funding Program for 1990-1995

放射性溶液の処理が重要な課題となっている。また、Savannah River Siteでは、軍事用に用いられた種々の施設が存在し、このうち657ヶの施設でD&D活動が必要とされている⁵⁾。

4.2 商用原子力発電所のD&D

米国では早い時期に原子力の平和利用が始められたために、その初期に建造された原子力発電所のいくつかは30年を越えて運転が続けられている。また、必ずしも寿命に至らずに停止したものもあり、これらの原子力発電所のD&D活動が準備あるいは開始されている。

Table 3は1980年以降に停止した米国原子力発電所とD&D活動の状況を示したものである⁶⁾。Rancho Seco、San Onofre-Unit1、Yankee Rowe-Unit 1では現在D&D活動の準備が行われており、Fort St. Vrain、Shoreham Reactorでは解体作業が進められている。このうち、Yankee Rowe-Unit 1についてみると、本炉は1960年から1992年まで30年以上運転を続け、この間の平均施設利用率は74%と高い運転実績を持つ原子力発電所である。

いることが分かる。この計画の中でも、Hanford、Savannah River、Oak Ridge Rocky Flatsが5億ドル以上の高額の予算を予定している重要なサイトである。そのD&D活動内容は多岐に及び、例えば、Hanfordでは原子力開発の初期に廃棄された高レベル及び低レベルの放射性溶液を貯蔵しているタンクの健全性に問題があり、これらのタンクや放

Table 3 List of U.S. civilian reactors shut down after 1980

(as of December, 1992)

原子力発電所	場所(州)	型式	発電容量		停止年	廃止措置方式と現状
			MW(e)	MW(th)		
Fort St. Vrain Reactor	コロラド	HTGR	330	842	1989	解体(進行中)
La Crosse Nuclear Generating Station	ウィスコンシン	BWR	48	165	1987	密閉管理
Rancho Seco	カリフォルニア	PWR	918	2,915	1989	密閉管理(準備中)
San Onofre-Unit 1	カリフォルニア	PWR	436	1,347	1992	密閉管理(準備中)
Shippingport Power Station	ペンシルバニア	PWR	72	236	1982	解体(完了)
Shoreham Reactor	ニューヨーク	BWR	820	2,436	1989	解体(進行中)
Trojan-Unit 1	オレゴン	PWR	1,130	3,411	1992	(未決定)
Yankee Rowe-Unit 1	マサチューセッツ	PWR	167	600	1991	密閉管理(準備中)

Yankee Rowe-Unit 1 の D&D は解体撤去(DE-COM)と安全貯蔵(SAFSTOR)の双方について計画を提出しているが、早期解体を考慮中である。この場合作業員の集団被ばく線量は7.44人・Svと予測している⁶⁾。また、蒸気発生器、炉内構造物の撤去を終了しているが、この作業は運転ライセンスの範疇で実施したものである。

他方、Fort St. Vrain の D&D プロジェクトについてはその概略を前述したが、これまでの D&D 活動の経緯は Table 4 に示す通りであり、本年 4 月ま

Table 4 Fort St. Vrain Decommissioning Project Implementation Milestones

予備的D&D計画のNRCへの提出	1989年 6月
原子炉の永久停止	1989年 8月
D&D計画のNRCへの提出	1990年11月
許可の取得	1991年 5月
照射済燃料貯蔵施設の建設	1991年 2月
照射済燃料貯蔵施設の完成と許可の取得	1991年11月
燃料撤去の開始	1991年12月
燃料撤去の終了	1992年 6月
予備的D&D作業	1992年 6月
D&D作業に関する契約	1992年 8月
D&Dプロジェクトの開始	1992年11月
D&Dプロジェクトの終了予定	1996年 2月

で表面線量当量率が約300R/hある1770個のグラフィット減速材を撤去した。さらに、この後、炉心円筒(core barrel)の解体撤去を終了している。これらの作業は全てダイバーが水中で実施したものである。全作業を通して作業員の集団被ばく線量は1.33人・Svと予測しており、これまでに1.31人・Svの集団被ばく線量を記録している。

5. D&D 活動に関する問題・研究の現状

D&D 活動は最先端技術の開発を必要とする分野(宇宙開発や核融合炉開発)とは異なるが、安全かつ経済的、さらに、一般公衆から受け入れられる D&D 活動を進めるためにはいくつかの問題が残されている。その主要な問題は、OECD/NEA デコミッションング協力の作業部会の中で検討されているように、廃炉費用評価、廃棄物再利用、除染技術といった項目を挙げる事ができる。このうち、廃炉費用評価についてみると、廃炉費用評価の方法論や対象施設のデコミッションング費用算出はもちろんであるが、解体作業を経済的かつ安全に実施するための検討、作業員の被ばく低減の検討、合理的な廃棄物管理の検討等、総合的な D&D 計画の評価がその検討の中に含まれている。また、廃棄物再利用に関しては、低レベル放射性廃棄物のスクラップ市場への放出に関する規制の問題、除染技術に関しては、サイト開放のための除染技術や測定方法等の技術的、規制上の問題が含まれている。以上の問題点を

まとめると以下の項目に整理することができる。

・解体及び除染技術の開発

原子力施設のD&Dは当然ながら放射性物質を対象とするため、機器の解体や除染作業においては作業員の被ばくは避けられない。このため解体・除染作業では、ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方に従い、できるだけ少ない被ばく線量で作業を行えるような計画が望ましい。特に、炉心部を解体する場合は、作業員が炉心に近づいて機器を撤去することが不可能に近い場合遠隔装置が使われるし、作業員の被ばく線量を低減するため配管の系統除染も行われる。このような遠隔解体や除染をより効率良く行う技術が必要になる。これまでに実施されている OECD/NEA 協力の D&D プロジェクトでも、原子力発電所の炉心部解体には種々のロボットが使われており、作業員の被ばく低減に役立てられている。

・放射性廃棄物の管理

原子力発電所 D&D 活動の特徴は、短期間に多くの廃棄物が発生することである。特にその大部分が低レベル放射性廃棄物であり、これらをどのように合理的に処理・処分するかが D&D プロジェクトの大きな問題点である。近年、米国等では低レベル放射性廃棄物の処分費用が増大する傾向にあり、これは解体費用が増大する要因ともなっている。D&D 活動から生じる放射性廃棄物量は膨大であり、例えば、米国 ORNL の K-25 サイトでは、910,112m³の低レベル放射性廃棄物が、また1,155MW (e) の BWR 型原子力発電所では18,928m³の低レベル放射性廃棄物が発生することが予想されている⁷⁾。D&D 活動を合理的に進めるためには、放射性廃棄物の減容は勿論であるが低レベル放射性廃棄物の一部は当然再利用を計る必要がある。しかし、以下でも述べるように、放射性廃棄物再利用のためには限定再利用及び無拘束再利用が考えられるが、いずれにしても放射能レベルの上限值を設定する必要がある。

・規制上の問題

原子力施設の解体から発生した放射性廃棄物のうち、ある放射能レベル以下のものは放射性物質としての管理を免除することにより、より合理的な放射性廃棄物の処分が可能になる。この放射能

レベルをどの程度にするかが規制上の大きな問題である。IAEA、OECD/NEA、DOE 等を中心にしてこれらの検討が進められている^{8,9)}。IAEA では1980年代より固体廃棄物の規制免除に関する検討を進めているが、個人線量に関して10 μ Sv/年を基本とした評価に基づいて廃棄物の規制免除レベルを導出している。しかし、OECD 諸国の D&D 関係者からは「10 μ Sv/年」の個人線量が保守的であること、また放射能レベルを決めるための被ばくシナリオが現実的でないとの見方がある。またサイト開放に関する残留放射能レベル区分に関しても、公衆の被ばく線量の評価方法(被ばく想定シナリオ)やその値等、今後検討すべき問題点は多い¹⁰⁾。

6. まとめ

1980年代の初頭より、原子力施設の D&D に関する関心が高くなったが、近年、寿命に達する商用原子力発電所の数が増加すること、放射能汚染した原子力施設の清掃が米国 DOE の環境修復計画として体系的に実施されていることなどにより、D&D は世界の原子力先進国が共通して持つ大きな課題となりつつある。このような現状を背景に、OECD/NEA デコミッショニング協力は29の D&D プロジェクトが参加する重要な情報交換・種々の課題検討の場とになっている。また、米国ではいくつかの商用原子力発電所の D&D 活動が進められているし、環境修復計画の予算は60億ドルを超え DOE 全体予算のほぼ3分の1を占めるまでに到った。

我が国でも JPDR の解体作業は最終段階にあるが、将来の商用原子力発電所の停止を考慮して、さらに D&D 活動に関する研究・技術開発の推進、規制関係の整備等を進める必要がある。

参考文献

- 1) OECD: International Co-operation on Decommissioning-Achievements of the NEA Cooperative Programme 1985-1990, 1992 ISBN 92-64-BB 6-3
- 2) U.S. Department of Energy: Environmental Restoration and Waste Management (EM) Program, DOE/EM-CO 13 P, December, 1992
- 3) L.Teunckens, et al.,: An Analysis of Decom-

- missioning Costs, International Seminar on Decommissioning Policies, Paris, 2-4, October, 1991
- 4) Jim Jones : International Co-operation on Decommissioning-The NEA Programme, Proceedings of 1994 International Symposium on Decontamination and Decommissioning, April 25-28, 1994, Knoxville, Tennessee, USA
 - 5) US Department of Energy : Environmental Management 1994-Progress and Plans of the Environmental Restriction and Waste Management Program, DOE/EM-0119, February, 1994
 - 6) Stephen N.Storch : Commercial Decommissioning Wastes (Chapter 7), Integrated Data Base for 1993 : U.S. Spent Fuel and Radioactive Waste Inventories, Projections, and Characteristics, DOE/WR-0006, Rev.9, March, 1994
 - 7) K.J. Heider & R.A.Mellor : Decommissioning Yankee Rowe, Radwaste, Volume 1, number 3, July, 1994
 - 8) International Atomic Energy Agency : Principles for the Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control, Safety Series No.89, Vienna(1989)
 - 9) S.Y.Chen et al., : Approach and Issues Toward Development of Risk-Based Release Standards for Radioactive Scrap Metal Recycle and reuse, Proceedings of 1994 International Symposium on Decontamination and Decommissioning , April 25 - 28, 1994, Knoxville, Tennessee, USA
 - 10) 山本英明、加藤正平 : 原子力施設跡地等の再利用のための米国環境基準、保健物理, 27, 227-233(1992)

放射性金属廃棄物の溶融・有効利用技術の開発

梅村 昭男

Development of Radioactive Scrap Metal Melting and Recycling Technology

Akio UMEMURA

Low level radioactive scrap metal recycling is essential especially to the age of reactor decommissioning. Scrap metal recycling system has been commercialized in European countries and US, and the melting technology is the heart of the system in those countries and will be also in Japan, where the system will be realized in the near future. This paper reports the present situation of radioactive scrap metal melting and recycling in the countries and Japan, and the MITI R&D project for scrap metal melting and recycling; the development of recycling system of reactor operating scrap metal, as an important example.

1. はじめに

日本原子力発電(株)敦賀一号機のデコミッショニング計画の新聞記事が記憶に新しいように、我が国においても商用原子力発電所の廃止措置並びに解体撤去が間近に迫りつつある状況にある。原子炉の解体が開始されれば、大量の放射性廃棄物が発生することになるが、そのうちの大部分は放射能レベルの低い廃棄物であり、適切な処理を施せばその多くが有効利用可能であるとの見通しが得られており、国の方針としても、原子力安全委員会の報告¹⁾で示されているように一定の条件のもとに再利用を行うこととしている。廃炉時代においては、処分費用の節減、資源の節約などの観点から、安全性の確保を前提とした廃棄物の有効利用は必須である。本格的な廃炉時代に入りつつある海外ではすでに有効利用が実用化されており、また、我が国においては有効利用の実用化に向けて関連技術の開発がさまざまな機関で行われている。

本稿では、放射性廃棄物の有効利用技術の開発に関連して、まず、放射性金属廃棄物の溶融・有効利

用技術の概要を簡単に整理した上で、有効利用技術に係わる国内外の動向を紹介する。次に、我が国の放射性廃棄物の溶融・有効利用技術開発の具体例として、通産省の放射性廃棄物有効利用システム開発調査の成果の概要を紹介する。

2. 放射性金属廃棄物の溶融・有効利用技術

現在、一般に放射性廃棄物の有効利用の対象として挙げられるのは、金属廃棄物とコンクリート廃棄物であるが、ここでは金属廃棄物の有効利用技術について述べることにする。

金属廃棄物の有効利用の構成技術は、一般には概略以下の通りである。

- ①前処理技術(解体・切断、仕分け)
- ②測定技術
- ③除染技術
- ④溶融技術
- ⑤有効利用製品加工技術

この他、除染に伴う廃液処理技術、溶融処理に伴う排気処理技術等の付帯技術がある。

ここで示した構成技術は、放射性金属廃棄物を原

子力施設等で限定的に有効利用する場合であることから、製品加工技術が含まれている。いわゆる一般社会での無拘束再利用の場合には、溶融した後、インゴットの形態でスクラップとして放出されることになり、製品加工技術は不要になる。これらの要素技術のうち有効利用技術の中核をなすのは溶融技術である。これは、金属廃棄物の溶融処理が主に以下のような効果をもっているためである。

- ①表面汚染放射能がバルク放射能化する。
- ②溶融で放射能が均一化し、溶湯の代表サンプルで容易に放射能濃度の特定が可能である。
- ③溶融時に一部核種の除染効果がある。
- ④減容効果大きい。
- ⑤通常、除染に比べ処理の経済性に優れる。

以下では、放射性廃棄物の有効利用技術のうち特に、金属廃棄物の溶融・有効利用技術を中心に述べることにする。

3. 海外の動向

放射性金属廃棄物の有効利用は、海外では既に1980年代より実用化されている。溶融技術に基づいて有効利用のシステムを世界で最初に実用化したのはドイツであり、その後、スウェーデン、フランス、アメリカがこれに続いて実用化している。これらの国の溶融・有効利用の現状を Table 1 に示す。

3.1 ドイツ

ドイツは、1982年に世界で最初に有効利用を実用化し、実績が最も豊富である。1993年までに、約10,000トンの以上の金属廃棄物を溶融・再利用している。ドイツの放射性金属廃棄物の有効利用システムを構築し、これを運用しているのはドイツの独占的な放射性廃棄物管理会社である GNS(Gesellschaft für Nuklear-Service mbH)である。GNS とともにドイツの有効利用システムの中心的存在となっているのは、溶融・鋳造加工会社である Siempelkamp(Siempelkamp Giesserei GmbH&Co)である。Siempelkamp は、GNS を経由して原子力発電所から放射性金属廃棄物を受入れて溶融処理した後、有効利用製品である廃棄物容器などを鋳造・加工している。廃棄物容器はドイツの処分容器仕様を満足したものであり、MOSAİK という商標名のものが良く知られている。

Siempelkamp では、当初、一般用の溶融炉を汚染金属廃棄物の処理と共用していたが、規制当局の指導並びに比較的放射能レベルの高い金属廃棄物を溶融することを目的として、放射性金属廃棄物の専用溶融処理施設を建設し、1989年から運転を行っている。初期には、主に炭素鋼及びステンレス鋼を溶融・有効利用の対象として溶融処理を行っていたが、1990年代に入って銅、アルミなどの非鉄金属の溶融・有効利用へ範囲を広げ、今年になって Siempelkamp は、これらの金属の融点の違いを利用した溶融分離・有効利用技術の開発を発表している。また、溶融時のスラグ除去、溶湯のサンプリング及び温度測定を全て遠隔・自動化する技術の開発を開始しており、積極的に溶融・有効利用技術の高度化を図っている。

3.2 スウェーデン

スウェーデンでは、1987年から放射性金属廃棄物の溶融・有効利用を実用化している。放射性金属廃棄物の溶融処理は、Studsvik Waste 社が実施している。Studsvik Waste 社は、電力庁の所有である Studsvik Nuclear から1992年に廃棄物処理部門が分離・子会社化したものであり、スウェーデンのさまざまな放射性廃棄物の処理を集中的に行っている。

ここでの溶融・有効利用システムの特徴は、無拘束利用(但し、工業向け利用)のみを対象にしていることであり、ドイツのような限定有効利用製品の製造は考慮されていない。Studsvik に搬入された金属廃棄物は、仕分け・前処理が行われた後、誘導溶融炉により溶融されインゴットに造塊される。溶融時の溶湯サンプルにより放射能レベルを確認し、放出基準以下であれば一般溶融工場に回し、最終的には一般産業で有効利用される。放出基準を超えた放射能レベルを持ったインゴットについては、放射能の減衰により放出基準以下になるまで貯蔵したのち、一般に放出するという独自の方法をとっている。貯蔵期間は、Co-60及び短半減期核種のみを考慮して計算により決定するが、最大貯蔵期間は20年を上限としている。

有効利用対象金属は、当初、炭素鋼及びステンレス鋼のみであったが、1992年秋以降アルミの溶融を開始し、有効利用の対象を非鉄金属の領域にまで広げている。

Table 1 Present Situation of Scrap Metal Recycling Based on Melting Technology

項目	ドイツ	スウェーデン	フランス	アメリカ
1. 溶融・再利用実績	<ul style="list-style-type: none"> ・ 世界初の実用化、実績が最も豊富 ・ 再利用実用化開始: 1982年 ・ 1993年までに約10,000トンを溶融 ・ 溶融・再利用対象金属廃棄物 - 材質: 炭素鋼、ステンレス鋼 - 汚染及び放射能金属廃棄物、Pu汚染金属廃棄物の溶融経路もあり 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 再利用実用化開始: 1987年10月～ ・ 1992年10月までに約1800トンを溶融 ・ 溶融・再利用対象金属廃棄物 - 材質: 炭素鋼、ステンレス鋼 - アルミ(1992年11月溶融開始) - アリミ(1992年11月溶融開始) ・ 処理対象としては溶融熱交換器が多い 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融・再利用実用化開始: 1982年4月～(現状は溶融・インポート)を溶融 ・ 1993年8月までに約3500トンを溶融 ・ 溶融・再利用対象金属廃棄物 - ママルールのガス分解は廃棄物(1980, 1984年に廃止措置) - 材質: 炭素鋼 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融・再利用実用化開始: 1992年8月～ ・ 1993年8月までに約5000トンを溶融 ・ インポート対象金属廃棄物 - 原子炉解体金属廃棄物、DOE施設金属廃棄物(ウラン汚染廃棄物を含む) - 材質: 炭素鋼、ステンレス鋼 - 汚染及び放射能金属
2. 実用化システム (1) 全体システム (2) 溶融技術	<ul style="list-style-type: none"> ・ 集中処理施設 (各サイトから輸送) ・ 溶融実用: 約DM3/kgスクラップ ・ 一次・二次溶融システム (溶融炉1台 (一次) 15ト/日 (二次)) ・ 完全遠隔・自動化技術開発中 ・ 廃棄物容器 (MOSAIK、角型コンラップ仕様処理容器等) ・ 遠隔ブロッック 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 集中処理施設 ・ 誘導溶融炉、3ト/日 (溶融炉エリアと操作エリアが同一) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉解体サイト処理 ・ 溶融実用: 約FF15-20/kgスクラップ ・ アーク溶融炉、1.5ト/日 (溶融炉エリアは隔離) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 集中処理施設 ・ 溶融実用: 約\$1-2/kgスクラップ ・ 誘導溶融炉、20ト/日 (溶融炉エリアは隔離)
(3) 再利用用途	<ul style="list-style-type: none"> ・ スクラップの形態とし、一般工業用 ・ インダストリアルとして無拘束利用は行わず ・ ドイツのこのような限定再利用は行わす 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 誘導溶融炉、3ト/日 (溶融炉エリアが同一) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当初、無拘束再利用を計画 ・ その後、無拘束再利用にはP.A.上の問題から困難、現在、限定再利用を計画 ・ 現在インコンクリートの形骸で貯蔵 ・ 再利用品としてでは、廃棄物容器、選別機を検討中 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 現在、選別機ブロッック (DOE 配達の高エネルギー物理研究所で利用) 実用化 ・ 今後、廃棄物容器実用化を検討中
(4) 再利用基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ ドイツ国内の基準 <ul style="list-style-type: none"> - 原子力用途 < 100 Bq/g - 一般工業用途 < 1 Bq/g - 無拘束利用 < 0.1 Bq/g ・ 但し、現在、低いレベルのもので原子力用途(上記)として利用 	<ul style="list-style-type: none"> ・ スウェーデン国内の基準 <ul style="list-style-type: none"> - 無拘束利用 < 0.8 Bq/g ・ 但し、無拘束放出には、別途国の許可が必要 	<ul style="list-style-type: none"> ・ フランス国内の目安基準 <ul style="list-style-type: none"> - 無拘束利用 < 1.0 Bq/g ・ 但し、現在は無拘束利用は事実上困難な状況にある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ アメリカ国内の無拘束利用基準は、表面汚染密度基準のみ ・ パバルク放射能濃度の基準はないため金属廃棄物の溶融・再利用は限定利用
3. 溶融技術に対する認識	<ul style="list-style-type: none"> ① 表面汚染放射能がバルク放射能化 ② 溶融時試料で容易に放射能濃度特定 ③ 溶融時試料で一部核種が除染 ④ 減容効果が大きい ⑤ 除染 	<ul style="list-style-type: none"> ① 溶融時試料で容易に放射能濃度特定 ② 溶融時試料で一部核種が除染 ③ 減容効果が大きい ④ 除染に比べ処理の経済性に優れる 	<ul style="list-style-type: none"> ① 表面汚染放射能がバルク放射能化 ② 経済性に優れる ③ 溶融時に一部核種が除染 ④ 減容効果が大きい 	<ul style="list-style-type: none"> ① 経済性に優れる ② 溶融時に一部核種が除染 ③ 減容効果が大きい
4. 今後の計画	<ul style="list-style-type: none"> ① 溶融・再利用対象廃棄物の拡大 ・ 非鉄金属廃棄物 (銅、Al等) ② 溶融時試料で容易に放射能濃度特定 ③ 溶融操作の完全遠隔・自動化技術の導入 (Stempelkamp) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非鉄金属溶融・再利用の拡大 	<ul style="list-style-type: none"> ① 限定再利用品である廃棄物容器の実用化 ② 池サイから金属廃棄物の受入れ ③ 廃止予定の8つの原子炉の解体金属廃棄物の処理 	<ul style="list-style-type: none"> ① 処分用廃棄物容器の実用化 (遠隔機能付容器、高レベル廃棄物用キャタクター) ② 精選技術の導入による延延・厚板製造の実用化
5. その他	<ul style="list-style-type: none"> 除染は、経済性の観点で問題あり、ほとんども実施しない。除染技術は保有している。 	<ul style="list-style-type: none"> 除染は、解体時除染のみで対応、溶融前の除染は実施していない。 	<ul style="list-style-type: none"> 除染は、汚染除去・無拘束再利用のシステムとして位置付けている。 	<ul style="list-style-type: none"> 除染は、汚染除去・無拘束再利用のシステムとして位置付けている。

3.3 フランス

フランスでは、南フランスのマルクール原子力センターにあるガス炉の解体を契機として溶融・有効利用の実用化を開始している。1992年に溶融を開始し、これまでに約3500トン以上の解体金属廃棄物の溶融処理を行っている。実際に溶融処理を担当しているのはCEAの原子力施設デコミッショニンググループである。

ここでの溶融・有効利用システムは、原子力分野における限定利用と、一般での無拘束利用の両者を考慮している。このため、低い汚染レベルのものは、将来、一般産業スクラップとして放出が容易なように小型のインゴットとし、レベルの高いものについては、貯蔵に適した大型のインゴットとしている。しかしながら、最近になって小型インゴットを一般産業スクラップに放出するルートがPA上の問題から困難になり、今後は、原子力産業内での限定利用を前提とする方針に変更している。限定利用品としては、廃棄物容器、遮蔽体などが検討されている。なお、ここでの溶融対象は炭素鋼である。

マルクールで採用している溶融炉は、放射性金属廃棄物の溶融・有効利用システムとしては世界で唯一、アーク炉であり、ここでの大きな特徴になっている。このタイプの炉は、炉開口面積が大きく大型の溶融対象物がそのまま投入可能なため、前処理の負担が軽減できるという利点があるが、加熱方式の特性から、溶融時には相当な火柱が上がり、また構造的に閉じ込めが容易でないため、放射性物質の飛散防止、作業環境の保全のための負担が大きくなるという課題がある。

3.4 アメリカ

アメリカで溶融・有効利用を本格的に実施しているのは、低レベル放射性廃棄物処理を主要業務としているSEG(Scientific Ecology Group, Inc.)社である。ここでは全米から放射性廃棄物を受入れてさまざまな処理を行っており、溶融・有効利用もその処理の一環である。1992年に溶融処理を開始し、1993年までに約5000トン以上の金属廃棄物を処理している。

アメリカでは、無拘束放出の基準は表面汚染密度のみであり、いわゆるバルクの放射能濃度基準は設定されていない。このため、従来、汚染金属スクラ

ップの表面除染により無拘束化し、一般に放出していた事例がほとんどであった。これに対して、SEG社では、限定利用用途を見出し、大量溶融処理で経済的に有効利用するシステムを実現している。ここでの限定利用品は、現在遮蔽ブロックのみであり、高エネルギー物理関連の研究所で使用されている。将来的には、厚板を製造し廃棄物容器用に使用する計画がある。

溶融処理施設は、独立建家となっており、使用している溶融炉は誘導溶融方式で、放射性金属廃棄物の溶融・有効利用システム専用としては世界最大で、20トン/バッチの能力がある。溶融対象金属は、炭素鋼及びステンレス鋼である。

4. 国内の動向

国内では、放射性廃棄物の有効利用の実用化には未だ到っていないが、有効利用の重要性に対する認識は高く、これまで国内の多くの機関で有効利用技術等に係わる研究開発が行われている。国としては、科学技術庁及び通産省が、民間では電力会社が主体となって研究開発を行っている。

4.1 国

科学技術庁は、昭和60年度に極低レベル放射性廃棄物の再利用に関する検討を開始し、その後、主に日本原子力研究所に委託して解体廃棄物の再利用に係わるシナリオ検討及び試験研究を進めている。具体的には、日本原子力研究所において、JPDRの解体に伴って発生する原子炉解体廃棄物の再利用に係わる研究の一環としてJPDR建家内に溶融設備を設置し、一部JPDR解体廃棄物を用いた溶融・造塊試験を実施している。この試験では、放射性金属廃棄物を誘導溶融炉により溶融した後、インゴットを製造し、溶融・造塊時の放射性核種の挙動等の安全性を主体とした有益な情報が収集されている²⁾。

通産省は、昭和63年度から原子炉運転廃棄物の有効利用の実用化を目標とした開発調査に着手し、シナリオ検討及び評価、並びに確認試験を実施している。確認試験としては、シナリオ検討で選定された有望な有効利用製品としてのドラム缶内張り材を金属廃棄物を原料として製造する場合の製造技術の確認並びにシステムの安全性確認に係わる試験を実施している^{3,4)}。なお、本開発調査の内容については、

以下で詳細に紹介する。

4.2 電力会社

電力会社としては、昭和62年度から原子炉の運転および解体廃棄物を対象として再利用に係わる検討を開始した。当初2年間はシナリオ検討及び評価、後半は実証試験を実施している。

シナリオ検討では、重要な再利用製品として建家構造用鉄筋を選定し、経済性評価、安全性評価等を実施している。この結果を受け、実証試験では金属廃棄物から所要の鉄筋を製造可能であることを実証するための試験を実用設備を使用して実施した。この結果、炭素鋼に3%までステンレス鋼が混入した場合でも、所定の性能(JIS規格性能)を満足する鉄筋が製造可能であることを実証している。また、この試験を補完する目的で、RI核種を用いた実験室規模での溶融試験を行い、核種の挙動に係わる情報を整備している⁵⁾。

5. 放射性廃棄物有効利用システム開発調査^{3,4)}

5.1 調査計画

本開発調査は、通産省の事業として財団法人原子力環境整備センターに委託して進められている。昭和63年度に開始され、最初の2年間は有効利用シナリオの検討・評価を主体とした机上検討を行い、合理的な放射性金属廃棄物の有効利用システムの構築を行った。ここでの合理的な有効利用システムとは、低い汚染レベルの炭素鋼及びステンレス鋼を有効利用対象として、高い放射能レベルのもののみ除染したのち一次溶融及び二次溶融・精錬を行い、遠心鑄造技術により有効利用製品としてのγ線遮蔽用ドラム缶内張り材を製造するものである。この種の製品の鑄造は一般には砂型による方法が用いられるが、放射性物質を取扱う場合には、砂型が大量の二次廃棄物となり好ましくない。このことから、本システムでは二次廃棄物の発生がほとんどない金型方式の遠心鑄造機を採用している。

ドラム缶内張り材は、ドラム缶に装填して使用されるため安全性の担保が容易であり、また、遮蔽が目的であることから製品にあまり高い品質が求められないなどの特徴があり、有望な廃棄物有効利用品として選定された。

机上検討に引き続き、設定された有効利用システ

ムの技術確証等を目的として平成2年度から確証試験のフェーズに入り、現在、試験を継続中である。

確証試験は、除染に係わる試験と溶融・製品化に係わる試験の二つのパートから構成されているが、以下では溶融・製品化に係わる試験について述べる。

確証試験のフェーズでは、まず、模擬廃棄物を原料としてドラム缶内張り材を試作できる確証試験施設の設計・建設が行われ、平成4年度から確証試験が開始された。当初一年間は、模擬廃棄物を原料として内張り材を製造する技術の確証を目的としたコールド試験を、後半は、システムの安全性確証を目的としたRI(放射性同位元素)試験を実施した。また、平成6年度からは、原料廃棄物の多様性並びに廃棄物に含まれる不純物を考慮した確証試験のフェーズに入っている。

5.2 確証試験内容

(1)試験の目的

確証試験の目的は以下の通りである。

- ・汚染金属廃棄物を原料として所要のドラム缶内張り材を製造する技術の確証
- ・溶融・製品化システムの安全性の確証
- ・実用化のための許認可関連データの収集

(2)試験プロセス

Fig.1 に確証試験における処理プロセスフローを



Fig.1 Process Steps of Demostration Test

示す。まず、模擬廃棄物を誘導溶融炉により一次溶融し、溶湯を鋳型に流し込んでインゴットを製造する。ここで、次工程の精錬方法及び有効利用方策を決定するための情報を得ることを目的に溶湯サンプリングを行い、成分分析及び放射能分析を行う。次に、このインゴットを再溶融した上で成分調整のための精錬を行う。その後、この溶湯を遠心铸造機に注ぎ入れ内張り材の形に铸造する。得られた铸造品は、表面に付着しているスケール等を除去するためにショットブラスト仕上げを行い、更に、必要に応じて旋盤を用いて上部端面(蓋部取り合い部)の仕上げを行う。

(3)ドラム缶内張り材の仕様

本確認試験で試作するドラム缶内張り材は、200ℓドラム缶用の実物大品とし、概略仕様は以下の通りである。

- ・外径：550mmφ
- ・高さ：810mmH
- ・肉厚：20mmt 及び40mmt
- ・材質：原料スクラップ材質に応じて以下の材質を製造
 - －炭素鋼鋳鋼
 - －ねずみ鋳鉄
 - －ステンレス鋼鋳鋼
 - －球状黒鉛鋳鉄

(4)試験方法

- ・原料：炭素鋼並びに炭素鋼とステンレス鋼の混合材を模擬した金属スクラップ
- ・試験ステップ：
 - ①コールド試験(非放射性的の模擬廃棄物を用いた試験)
 - ②RI 試験(廃棄物中の核種を模擬した放射性核種を用いた試験)
- ・RI 試験で使用する放射性核種：
 - Mn-54, Co-60, Zn-65, Sr-85(Sr-90の代替), Cs-137

5.3 確認試験施設

(1)確認試験設備

確認試験設備は、上記の試験を可能とするために必要十分なものとし、主要な設備は以下の通りである。試作製品が実物大であることから、設備は、基本的には実機規模に基づいている。また、放射性物

質の閉じ込めの観点から、これらのうち溶融・精錬設備及び铸造設備は鋼製チャンバー内に、機械加工設備は塩ビ製のグリーンハウス内に設置されている。確認試験設備のフローをFig.2に示す。

- ・溶融・精錬設備：高周波誘導溶融炉
簡易 AOD 方式
公称容量1.2t/バッチ
- ・铸造設備：縦型遠心铸造機
- ・機械加工設備：ショットブラスト装置
正面旋盤
- ・排気処理設備：サイクロン、バグフィルタ、
高性能フィルタ
- ・その他：中央監視盤
各種試料サンプリング装置
放射線管理設備

(2)試験建家

試験建家は、鉄骨 ALC パネル製であり、概略サイズは縦36m×横17m×高さ8m、総床面積は、約610m²である。

なお、本確認試験施設は、三菱マテリアル株式会社那珂エネルギー研究所内に設置されている。

5.4 製造技術確認試験結果

製造技術確認試験として実施した試験の一覧表をTable 2に示す。

(1)一次溶融技術

本試験で用いた溶融炉は、高周波誘導加熱方式の炉であり、使用周波数は500Hzである。この方式の炉は、迅速溶融が可能で、比較的小さいスクラップに対しても高い電力効率が得られ、また、出力密度が高いという特徴がある。本試験では、まず試験炉の溶融効率データを収集した。その結果、本溶融炉は一般産業で用いられる溶融炉と同等の溶融性能を持っていることが明らかになった。更に、適切な一次溶融条件を把握した。

(2)二次溶融・精錬技術

二次溶融・精錬は、原料廃棄物組成を製品に適した組成に調整する工程であり、この成分調整性能、特に脱炭性能及び合金成分の収率を把握することが試験の重要な目的である。

例えば、ステンレス鋼鋳鋼を炭素鋼とステンレス鋼の混合原料から作る場合には、炭素を除去して合金成分である Ni、Cr 等を添加する必要がある、脱

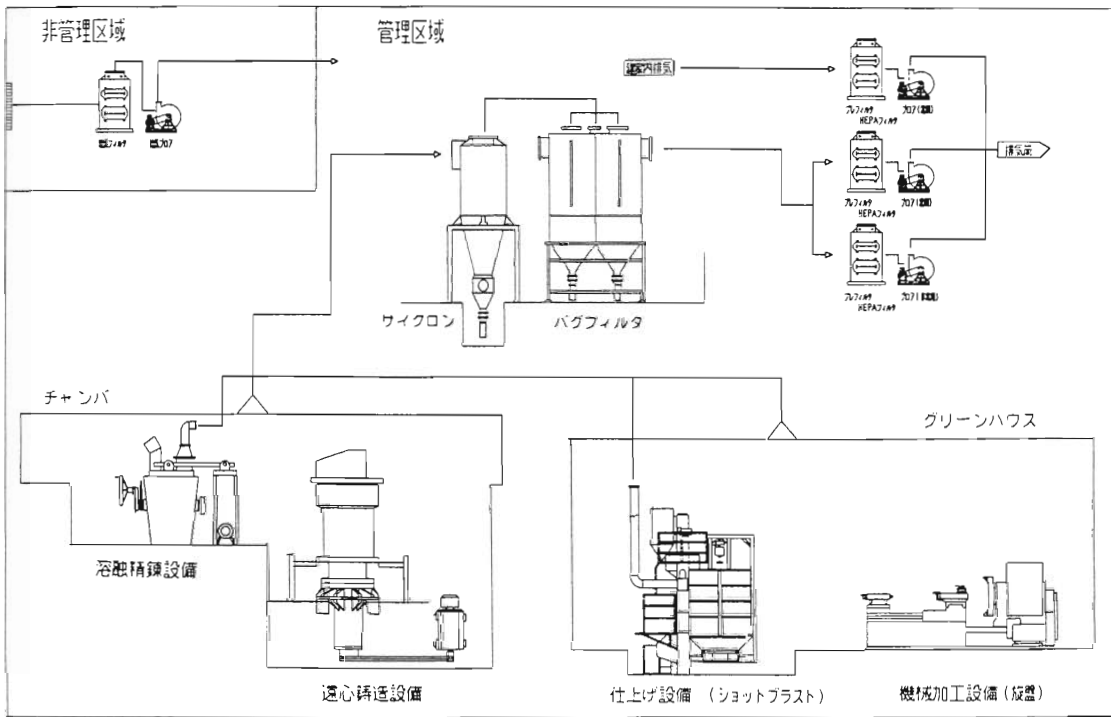


Fig.2 Schematic Flow Diagram of Demonstration Test Equipment

Table 2 Actual Results of Demonstration Test

試験番号	試験目的	原料材質	目標材質	製品目標厚み
No. 28	精錬及び鑄造試験	SUS304 - C-Steel	SCS 5	20
No. 30	精錬及び鑄造試験	SUS304 - C-Steel	SCS 5	20
No. 31	一次溶融試験	SUS304 - C-Steel	-	-
No. 32	精錬及び鑄造試験	Steel Mixture	SCS 5	40
No. 35	一次溶融試験	C-Steel	-	-
No. 36	精錬及び鑄造試験	C-Steel	FC100	40
No. 37	炭素鋼溶融試験	C-Steel	FC100	40
No. 38	精錬及び鑄造試験	C-Steel	SC41b	20
No. 39	炭素鋼溶融試験	C-Steel	FC400	40
No. 40	精錬及び鑄造試験	C-Steel	-	-
No. 41	炭素鋼溶融試験	C-Steel	FC100	40
No. 42	精錬及び鑄造試験	C-Steel	FC100	20
No. 43	精錬及び鑄造試験	C-Steel	FC100	20
No. 44	精錬及び鑄造試験	C-Steel	SC410	20

(注) No. 28 以前の試験は予備試験
 C-Steel:炭素鋼
 SUS304:ステンレス鋼
 SC410:炭素鋼精錬
 FC100:おなずみ鋼鉄
 SUS5:ステンレス鋼精錬
 FC400:球状黒鉛鋼鉄

- ・脱炭時間：60分以内
- ・目標炭素量：0.06%未満(JIS規格)

精錬試験は3回実施したが、そのうち2回は、脱炭操作によりほぼ一定の速度で炭素量が減少し、所定の時間内に目標炭素量未満に達した。脱炭効率、60～70%であった。残りの1回について十分な脱炭性能が得られず、最終炭素量はおよそ0.1%であった。これは、精錬用ガス供給のコントロールが不十分であったためと推定される。

一方、合金成分の収率に関しては、ここでは、Si、Mn及びCrが重要な元素である。これらの元素は、スラグ及び酸素ガスにより酸化され、スラグ相へ移行する。また、スラグの還元及び溶鋼の脱酸のために添加されるAl及びFe-Siによって、元素の一部が還元されてメタル相に戻り、結果としてMn及びCr量が増加する。

Siの収率は30～40%、Al添加によるスラグからのMn及びCrの回収率は、それぞれ、20%及び50%であった。また、Crを添加した場合のCrの収率は、90%以上であった。これらのデータは、一般の

炭効率並びに添加元素の挙動及び収率に係わるデータを収集する必要がある。

精錬試験の操作条件は以下の通りとした。

- ・精錬方法：AOD法
- ・操作温度：1700℃

AOD 炉における元素の収率と同様であり、本試験設備はこれらと同等の性能があることが確認された。

以上の精錬試験における元素挙動の事例を Fig.3 に示す。

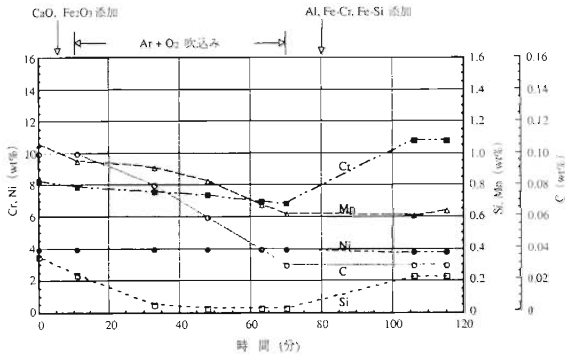


Fig.3 Profile of Elements Behaviour in Refining Test

(3) 鑄造技術

遠心鑄造法は次の2つのステップから構成される。

- ①遠心力によって溶湯が金型の垂直面にはりついた状態で一部が固化する。
- ②この状態を維持し90%程度の溶湯が固化した時点で遠心鑄造機の回転を停止すると、溶け残っている溶湯が重力で落下して底部で固化し、製品の底を形成する。

この原理に従えば、溶湯条件(組成、温度、重量等)が一定であれば、側壁の厚みは遠心鑄造機の回転時間(溶湯を供給してから回転を停止するまでの時間)に依存することが期待される。即ち、溶湯条件を把握した上で、回転時間をコントロールすることにより、側壁の厚みをコントロールできる。

これらの点を踏まえ、鑄造試験及びできた製品の特性評価に基づいて遠心鑄造技術を評価した結果、遠心鑄造技術を用いることにより、所定の外径及び高さの内張り材が製造可能であること、回転時間を適切にコントロールすることにより目標とする壁厚及び底厚の内張り材が製造可能であることが明らかになった。この結果、遠心鑄造技術は、ドラム缶内張り材を製造する技術として実用可能であるとの結

論が得られた。

Fig.4 に本試験で試作した鑄造後のドラム缶内張り材の寸法事例を、Photo 1 に外観を示す。

試験No.; RUN 44
 材質; 炭素鋼鑄鋼(SC410)
 鑄造温度; 1570℃
 重量; 363kg

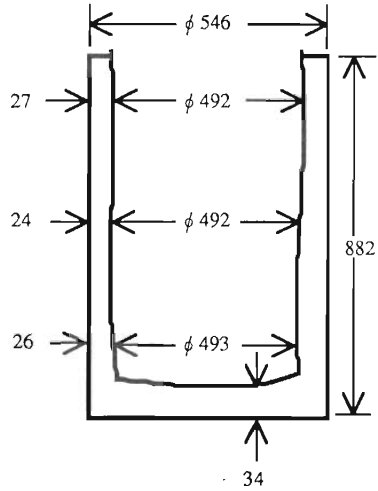


Fig.4 Appearance of Castings (unit : mm)

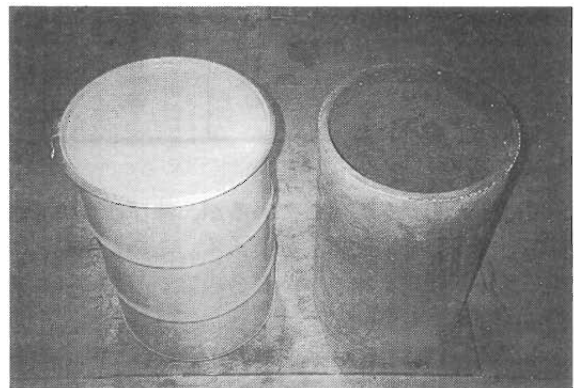


Photo 1 Drum Inner Shielding Material as Casted

(4) 製品特性評価

成分分析の結果を Table 3 に示す。この結果から、炭素鋼鑄鋼(SC410)、ねずみ鑄鉄(FC100)及び球状黒鉛鑄鉄(FCD400)のほとんどについて、JIS

Table 3 Chemical Composition after Refining

材質	試験番号	化 学 成 分 (wt%:取鋼分析値)							
		C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mg
炭素鋼鋳鋼 (JIS SC410)	JIS規格	-	-	-	<0.040	<0.040	-	-	-
	No. 38	0.17	0.31	0.90	0.011	0.008	0.03	0.14	-
ねずみ鋳鉄 (JIS FC100)	No. 44	0.26	0.58	0.89	0.010	0.005	0.03	0.07	-
	JIS規格	-	-	-	-	-	-	-	-
	No. 36	3.47	1.86	0.32	0.010	0.001	0.03	0.13	-
ステンレス 鋼鋳鋼 (JIS SCS 5)	No. 42	3.53	1.90	0.17	0.010	0.016	0.03	0.04	-
	No. 43	3.53	1.95	0.08	0.010	0.004	0.03	0.02	-
	JIS規格	<0.06	<1.00	<1.00	<0.040	<0.040	3.50-4.50	11.5-14.0	-
球状黒鉛鋳鉄 (JIS FCD400)	No. 28	0.03	0.23	0.61	0.018	0.005	3.77	10.7	-
	No. 30	0.05	0.39	0.80	0.019	0.005	5.05	9.69	-
	No. 32	0.10	0.72	0.93	0.019	-	4.28	10.9	-
球状黒鉛鋳鉄 (JIS FCD400)	JIS規格	>2.5	-	-	-	<0.02	-	-	-
	No. 40	3.48	2.24	2.25	0.010	0.001	0.15	0.06	0.034

規格を満足していることがわかる。しかしながら一部についてCr、Ni及びC量が規格を満たしていない。これらのケースは、分析側の問題から、事前分析を行わないで成分調整を行わなかったためであ

り、事前分析が行われていれば十分にコントロール可能である。

機械的特性の試験結果をTable 4に示す。

炭素鋼鋳鋼(SC410)は、降伏点及び引張強さにつ

Table 4 Mechanical Properties of Products

材質	試験番号	降伏応力又は耐力 [N/mm ²]	引張強さ [N/mm ²]	伸び [%]	ブリネル硬さ [HBS]	シャルピー 衝撃値 [J/cm ²]
炭素鋼鋳鋼 (JIS SC410)	JIS規格	>205	>410	>21	-	-
	No. 38	216	458	27.4	138	20
	No. 44	293	531	11.9	160	18
ねずみ鋳鉄 (JIS FC100)	JIS規格	-	>100	-	>201	-
	No. 36	-	167	-	168	3
	No. 42	-	183	-	158	5
	No. 43	-	151	-	157	3
ステンレス 鋼鋳鋼 (JIS SCS 5)	JIS規格	>540	>740	>13	217-277	-
	No. 30	713	919	15.9	303	14
球状黒鉛鋳鉄 (JIS FCD400)	JIS規格	>250	>400	>12	<201	-
	No. 40	266	354	10.1	146	12

いてはJIS規格を満足しているが、伸びについては規格を満足していないものがある。マイクロ組織は、パーライトとフェライトの混合組織であり、特に熱処理の必要がない。

ねずみ鋳鉄(FC100)は、引張強度及びブリネル硬さの両者についてJIS規格を満足しており、また、マイクロ組織もねずみ鋳鉄として適切な組織となっている。

ステンレス鋼鋳鋼(SCS5)は、耐力、引張強さ及び伸びはJIS規格を満足しているが、硬さは規格を満足していない。マイクロ組織はステンレス鋼鋳鋼として適切な組織を形成している。

球状黒鉛鋳鉄(FCD400)については、特性に若干問題があり、引張強さ及び伸びがJIS規格を満足していない。これは、試験回数が少なく黒鉛の球状化が不十分なためであり、Mg収率を改善することで適切な材料とすることが可能である。

(5)まとめ

本製造技術確証試験により、簡易AOD法による精錬技術並びに遠心鋳造法による鋳造技術から構成されるドラム缶内張り材製造技術は、放射性廃棄物有効利用システムに適用する技術として十分に実用可能であるとの見通しが得られた。

5.5 安全性確認試験

(1) 試験方法

原子炉運転廃棄物に含まれる放射性核種のうち代表的な5核種を選択して模擬廃棄物とした。模擬廃棄物は、5核種を含んだ所定量の溶液で金属片を濡らした後乾燥させて調製し、溶融炉への供給は、この金属片を溶湯の中に投入することにより行った。実際の有効利用スクラップを考慮して、投入後の放射能濃度を37Bq/g以下になるように模擬金属片のRI量を調製している。また、RI核種の分布、核種挙動の時間依存性、製品中のRI核種の均一性を調べるために、溶湯、インゴット、製品及び排気ガスからサンプリングを行い、分析を行った。

(2) 試験結果

RI試験は、製品の種類、製品の材質をパラメータとして6回行った。Table 5にRI試験の試験実績の一覧を示す。はじめに、試験結果に基づいてRI核種挙動を評価するための基礎となる物質収支の評価を行った。その結果、製品、スラグ及び排気ガスの各量に基づいた供給原料に対する収支は、97.4～101.0%であり、RI核種の挙動を評価するのに十分なものであることが明らかになった。

Table 5 Actual Results of RI Tracer Tests

試験番号	試験内容	材質	重量 (kg)	鋳造温度 (°C)	総放射能 (MBq)
H-1	インゴット 造塊	FC	803	1,340	29.74
H-2	製品鋳造	FC	798	1,300	11.93
H-3	製品鋳造	FC	790	1,300	29.26
H-4	インゴット 造塊	SCS	733	1,640	25.41
H-5	製品鋳造	SCS	824	1,568	14.36
H-6	製品鋳造	SCS	590	1,572	15.17

注) FC…ねずみ鉄、SCS…ステンレス鋼

RI核種の分布

インゴット、製品、スラグ及び排気ガスからのサンプルに基づいて核種の移行率を評価した結果をTable 6に示す。この結果から以下のことが言える。
 ・Mn-54、Co-60及びZn-65の大部分は、金属相に残るが、Mn-54の一部(2～9%)はスラグに、また、Zn-65の一部は、スラグ(1～2%)及び排

Table 6 Distribution Ratio of RI Nuclides

RI核種	移行率 (%)		
	金属相	スラグ相	排気系
Mn-54	86.1 ~ 100.9	1.3 ~ 9.2	0.1 ~ 1.5
Co-60	85.4 ~ 122.7	~ 0.4	~ 0.01
Zn-65	53.8 ~ 98.7	0.1 ~ 1.4	5.9 ~ 35.4
Sr-85	~ 3.3	27.6 ~ 79.9	0.1 ~ 0.4
Cs-137	~ 3.6	5.9 ~ 16.2	8.2 ~ 53.3

気系(6～35%)に移行する。

・Sr-85及びCs-137の大部分は、スラグ又は排気系に移行し、一部が金属相に残留する。

Znは主に金属相及び排気系に分布するが、排気系へのZnの移行率は、大きくばらついている。これは、取り扱う材料の溶融温度の違いによるものと考えられる。ねずみ鉄での平均移行率は15%であり、この場合の溶融温度は1310°Cである。一方、ステンレス鋼の場合では、平均移行率は29%、溶融温度は1590°Cである。これらからZnの排気系への移行率の温度依存性は、0.05%/degである。また、このことは、Znの金属相への移行率の温度逆依存性からも説明できる。

Sr-85のスラグへの移行率も27.6～79.9%と大きくばらついているが、これは、炉の耐火物上への残留の影響に伴うものであると考えられる。これについては、日本原子力研究所の報告⁶⁾がある。これによれば、通常の試験中には測定されない耐火物上に残留するSrを、炉補修時に定量し、この結果に基づいてスラグ移行率を補正すると、移行率のばらつきを説明できるとしている。

Cs-137のスラグ移行率に関しては、スラグ中のSiO₂濃度が高くなればCsはスラグへ移行し易くなるという日本原子力研究所の報告⁷⁾がある。本試験の結果によれば、ねずみ鉄溶融時の高SiO₂スラグの場合では、Csのスラグ移行率が高く、SiO₂濃度が低いステンレス鋼溶融時のスラグの場合では、スラグへのCs移行率が低くなっており、原研の報告と一致する。

核種挙動の経時変化

溶湯中に RI 核種を投入した後の、核種挙動の経時変化を調べるため、各試験について10分毎にサンプルを採取し分析を行った。得られた結果は、以下の通りである。

- Mn-54、Co-60及び Zn-65は溶湯中において、投入後最初の10分で均一になる。
- Sr-85は溶湯中には検出されないが、時間経過に従ってスラグ及び排気系へ移行する。
- Cs-137は、溶湯中に投入後10分以内に排気系へ移行する。

製品中放射能の均一性

試作した製品中の放射能の分布状況を調べるため、Fig.5 に示す箇所からサンプルを採取した。このサンプルと溶湯サンプルの放射能濃度を測定し、結果を Fig.6 に整理した。

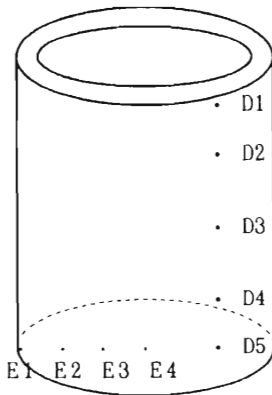


Fig.5 Sampling Points for Radioactivity Homogeneity

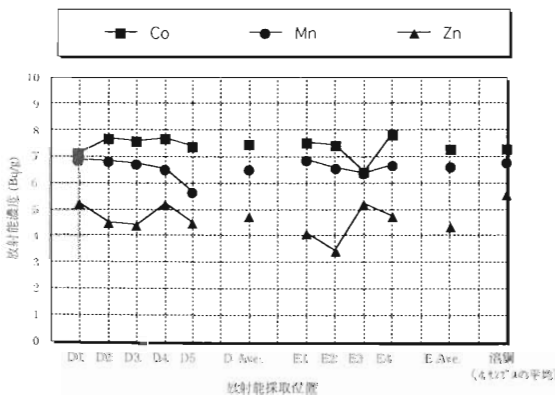


Fig.6 Typical Radioactivity Distribution in the Product (H-3)

対象の放射能レベルが低く、測定誤差を考慮すると、この結果から製品中の放射能濃度は均一と見なすことができる。また、製品中の放射能濃度と溶湯中の放射能濃度を比較すると、溶湯サンプルの放射能濃度に基づいて、製品中の濃度を決定できる見通しが得られた。しかしながら、Znについては、製品中の濃度(4.5Bq/g)が、溶湯サンプル濃度(5.5Bq/g)に比べ明らかに低い。この違いは、溶湯を溶融炉から取鍋に移す等の溶湯ハンドリングに際して、Znが蒸発あるいは酸化してZn量が減少するためと推定される。この点については、今後追加試験を実施して確認する予定である。

作業区域の安全性

安全性確認試験を実施中、作業区域の線量当量率及び放射性ダスト濃度を測定した。線量当量率は全ての試験においてバックグラウンドレベル(0.3μSv/h)以下であり、放射性ダスト濃度は検出限界(6.8 × 10⁻⁶Bq/cm³)以下であった。

また、各試験終了後において、チャンパー内外の床面、壁面及び天井面の放射能汚染状況を調べた結果、いずれも基準レベル(0.4Bq/cm²)を下回った。

以上の結果から、作業区域の線量は十分に低く、また、チャンパーを含めた排気システムの放射性ダスト閉じ込め性能は十分に高いことが明らかになり、本試験施設と同様な実用処理システムにおける従業員の安全性は十分に確保できる見通しが得られた。

(3)まとめ

本試験の結果、溶融・製品化プロセスにおける原子炉運転廃棄物に含まれる重要な放射性核種の挙動が把握され有効利用システムの安全性評価等のための有効な情報が得られた。また、溶湯代表サンプルに基づいた製品放射能濃度の特定システムの成立性見通し、有効利用製品製造施設内の放射線安全性の基本的な見通しが得られた。

6. おわりに

有効利用には、一般社会での無拘束利用と、原子力施設など利用場所を限定して実施する限定利用の2つの方法がある。前者を実現するためには、規制除外あるいは無拘束基準等を整備するとともに、一般社会がこの利用形態を受容する必要があり、その実現は容易ではない。国際的に規制除外等の基準の

検討は行われているものの、一方で社会的には無拘束利用が難しい状況に流れているのも事実である。最終的には無拘束利用が目標にならうが、その実現へのバリアを考慮する場合、当面はまず原子力分野における限定有効利用に基づいたリサイクルシステムの実現を目標に、検討を進めるのが現実的であろう。

限定有効利用では、原子力施設等で実際に利用できる製品を限定的に製造するシステムが必要になる。即ち、限定有効利用システムの実現のためには、処理技術の中核を成す溶融・製品化技術を含め、多様な放射性金属廃棄物を原料として所要の有効利用製品を安全に製造する技術の確立が必須である。また、決断の問題であろう有効利用製品の選択も、有効利用システムの成立の前提である。

原子力発電所の廃止・解体に伴って発生する放射性廃棄物のうち低い放射能レベルのものへの取扱いは、解体廃棄物の合理的な処理・処分方策の策定に大きな影響を与える。有効利用はその中核を成す重要な方策の一つである。有効利用が実用化されるためには、前提として、有効利用に関連する法規制並びに基準の整備が必要となるが、同時に有効利用技術の確立が不可欠である。これらの課題を解決し有効利用システムを実現するためには、これまでに蓄積された成果を踏まえつつ今後とも的確かつ継続的な対応策を講ずる必要がある。

参考文献

- 1) 「低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について」中間報告、原子力安全委員会(放射性廃棄物安全規制専門部会)、昭和62年
- 2) 中村寿他、「放射性金属の溶融基礎試験」、デコミッショニング技法、第9号(1993)
- 3) A. UMEMURA, et al., "The Development of Recycling system of Reactor Operating Scrap Metal", Proceedings of the Symposium on Waste Management at Tucson Arizona Feb. 27 -Mar. 3, 1994, Waste Management Simposia Inc.
- 4) A. UMEMURA, et al., "The RI Tracer Test on Development of Recycling System of Reactor Operating Scrap Metal", Proceedings XVII International Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management, MRS '94 (1994)
- 5) D. SAKURAI, et al., "Demonstration Test on Manufacturing Steel Bars for Concrete Reinforcement for Recycling of Reactor Decommissioning Metal Scrap", Proceedings 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, the American Society of Mechanical Engineers (1993).
- 6) K. FUJIKI, et al., "Progress with Test on Melting of Low Level Metallic Waste at JAERI", Proceedings 1993 Technical Seminar on Melting and Recycling of Metallic Waste Materials from Decommissioning, CEC Research Programme on Decommissioning of Nuclear Installations (1993).
- 7) K. FUJIKI, et al., "JAERI Study on the Decommissioning Material Recycling", Collected Abstracts of 1993 Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, Atomic Energy Society of Japan (1993).

解体コンクリートの再利用技術

原田 実*, 柿崎 正義*

Present Status of Reuse Technology for Concrete Waste Produced by Demolishing Concrete Structures

Minoru HARADA and Masayoshi KAKIZAKI

A lot of concrete waste is produced by demolishing reinforced concrete structures. Concrete wastes have ever been used for landfills. Now-a-day, they come to be used as a substitute for gravel to spread over paved surface of street and road after being into further reusable fine particles by crushing machines and eliminating scrap steel and lumber.

Aggregates manufactured by various crushing machines are often applied for concrete, but compressive strength of such concrete varies widely due to the quality of reused aggregates. Then, their application were usually circumscribed within narrow bounds.

A law aimed at promotion of the recycle of resources was put into effect on Oct. 25th in 1991. In accordance with the law, national and local public enterprises, contractors and construction companies have shared their responsibilities to promote the recycle of resources such as concrete lumps, asphalt-and-concrete lumps and lumbers of building wastes, including earth and sand.

The paper presents about the generation of concrete waste and their long-range forecast, rules and regulations for the reuse of concrete waste, current techniques and the trend in Japan and the world on the recycling.

1. はじめに

建設副産物の有効利用は、埋め立て地盤を構築する方法よりも、貴重な資源として有効に利用する方法の方が、地球環境の保全のためと、リサイクリングの必要性と合わせても、今後大いに推進しなければならない重要な課題である。

再生資源の利用の促進に関する法律が1991年(平成3年)10月25日に施行となり、建設工事においては発注者、施工者、国および地方公共団体がそれぞれの責務を分担して、建設副産物の建設発生土(土

砂)、コンクリート塊(解体コンクリート副産物)、アスファルト・コンクリート塊(解体コンクリート副産物)、建設発生木材(廃木)などについて再生資源の利用を促進することになった。

建設副産物は都市開発の活性化、地下利用の増大などから年々増加しつつある。建造物の解体は、建造物の機能低下、設備機能の低下、建造物の耐久性低下および都市再開発の要請などの理由によって行われている。一方、土地利用の高度化が進むことにより、副産物の処分場などの確保は非常に困難となり、不法投棄など環境保全上の問題も生じており、

* 鹿島建設(株)技術研究所(Kajima Corporation)

今後の建設工事の円滑な施工のための重要な課題である^{1)~8)}。

そこで、建設副産物のうちの解体コンクリート副産物の再生利用としては、現在、道路の舗装材料やブロック塀用のコンクリートブロックなどが挙げられるが、効果的箇所、製品として有効に利用されていないのが現状である。解体コンクリート副産物には、砂、砂利、セメント、鉄筋などが混在しているので、素材別に分離・分別することによってさらに再生利用へ拡大することができるものと思われる。例えば、解体コンクリート副産物からセメント分を取り除いて、微粉末のセメント混和材や砂利、砂にして鉄筋コンクリート造の建造物へと有効に利用する考えもある。

2. 解体コンクリートの発生量の実績と予測

解体コンクリート副産物の発生量は、Fig.1(1), (2)で示すとおり年々増加しその量は膨大であるため、投棄処分場がなくなり社会的に大問題となってきた。鉄筋コンクリートの建築物の解体発生材は、特に有害なものでなく再生利用の可能性を十分に含んでいるものであり、建設材料として有効に利用し

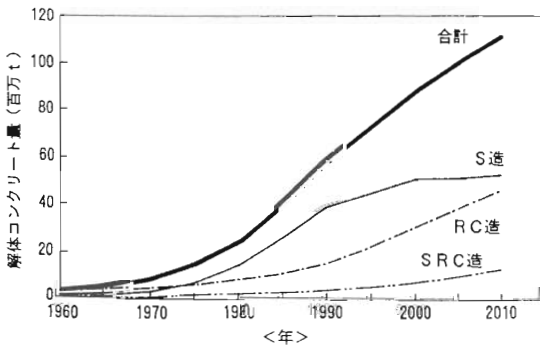
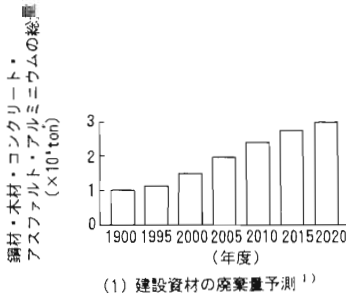


Fig.1 Estimation of Waste Concrete Produced Volume by Demolishing Concrete Structures

なければならない^{1)~3)}。

また、Fig.1(2)は、構造種別の解体コンクリート副産物の発生量の推移である。これは構造別除却建築量の推移にコンクリート塊の構造別発生原単位を掛け合わせたものである²⁾。この解体コンクリート副産物の発生量は、2010年には1995年の1.8倍強に達するものと考えられている。これは高度成長期に構築された構造物が21世紀には寿命がくるからである。

このようなことから多量に発生する解体コンクリート副産物は、完備された再生骨材の製造プラントや移動式破砕機等によって要求品質に合致した再生骨材を量産し、再生コンクリート用骨材として大いに利用できる状態にしなければならない。

3. 再利用に関する規制・基準等

3.1 法律の主な内容

従来の処理・処分の方策を定めた「廃棄物の処理及び清掃に関する法律」より発展的・積極的に建設副産物(廃棄物)の発生量の抑制と再生利用の促進を図るため、1991年(平成3年)10月に「再生資源の利用の促進に関する法律(リサイクル法)」が施行された。このリサイクル法では、建設工事から排出される建設副産物(土砂、コンクリート塊、アスファルト・コンクリート塊など)を積極的に再生資源化を図り、その利用の促進を進めることにより、建設副産物中の廃棄物量を大幅に減らそうとする意図が込められている^{1)~3)}。

(1) 目的

再生資源の発生量が増加し、利用されずに廃棄されている状況に鑑み、資源の有効な利用の確保を図り、かつ廃棄物の発生抑制および環境の保全に資するため、再生資源の利用の促進に関する所要の措置を講ずる。

(2) 基本方針

主務大臣(建設大臣、通産大臣等の七大臣)は再生資源の利用の促進に関する基本方針を策定している³⁾。

- 1) 建設省：平成3年3月建設副産物の対策に関する当面の推進方策を緊急に策定し各種の施策を展開
- 2) 通商産業省等7省庁共管：再生資源の利用の促進に関する法律(リサイクル法、平成3年10

月から施行)

- 3) 厚生省等6省庁共管：産業廃棄物の処理に係わる諸制度を整備の促進に関する法律(平成4年9月施行)

このように建設副産物対策に関する法律、諸制度の整備により、積極的に建設副産物の発生抑制、再生利用の促進、適正処分の推進につとめている³⁾。

(3)関係者の責務

建設工事の発注者および施工者は、再生資源を利用するように、また、副産物が再生資源として利用されることを促進するように努める。

(4)建設業に対する再生資源利用促進法の概要

- 1) 建設副産物の排出と処分の関係^{3,15)}

建設副産物の排出と処分の関係はFig.2のとおりである。

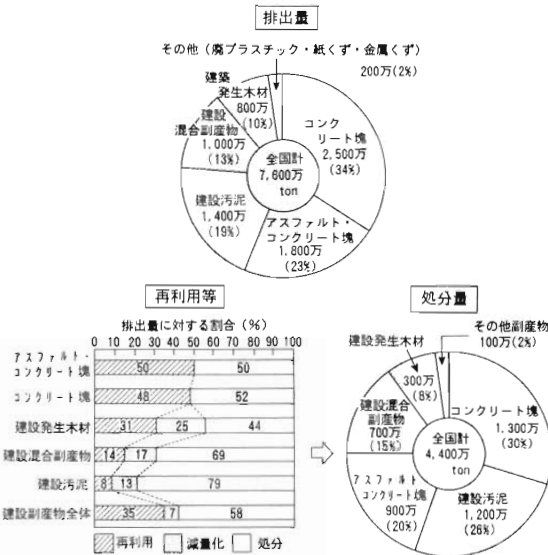


Fig.2 Take out and Recovery of Waste Concrete (1990)^{3,15)}

建設業は建設発生土、コンクリート塊、アスファルト・コンクリート塊、建設発生木材の再生資源を利用することが必要な特定業種として定められ、再生資源としての利用促進が必要であると指定された。

- 2) コンクリート塊(解体コンクリート副産物)

Fig.3にコンクリート塊の工種別排出量を示す⁴⁾。コンクリート塊は、再生骨材などとして利用されているが、今後更にその利用の拡大を

図ることが必要である。このため、建設工事の発注者および施工者は、再生骨材の高品質化の他、路盤材料、裏込材、埋め戻し材料などとして利用する必要がある。また、コンクリート塊の再生利用を促進するため当該工事現場における分別および破砕並びに再生資源化施設(リサイクルプラント)の活用を努める必要がある。

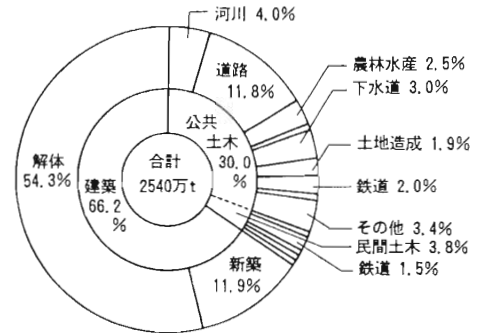


Fig.3 Separate Contract Take out Volume of Waste Concrete⁴⁾

- 3) アスファルト・コンクリート塊(解体コンクリート副産物)

アスファルト・コンクリート塊は、再生骨材および再生加熱アスファルト混合物として利用されているが、コンクリート塊と同様に利用の拡大を図る必要がある。このため、建設工事の発注者および施工者は、再生骨材および再生加熱アスファルト混合物を舗装用材料などとして利用する必要がある。また、当該工事現場内における再生資源化施設(リサイクルプラント)の活用を努める必要がある。

- (5)再生資源利用促進計画の作成等と管理体制の整備

- 1) 再生資源利用促進計画

建設施工者は、指定副産物を工事現場から搬出する建設工事を施工する場合において、

- ①体積が1,000m³以上である建設発生土、
- ②コンクリート塊、アスファルト・コンクリート塊(以上、解体コンクリート副産物)または建設発生木材などの重量の合計が200ton以上が発生すると予想される場合は、あらかじめ再生資源利用促進計画を作成するものとする。

この再生資源利用促進計画には、

- ①指定副産物の種類ごとの搬出量、
- ②指定副産物の種類ごとの再生資源化施設または他の工事現場などへの搬出量、
- ③指定副産物に係わる再生資源の利用の促進に関する事項等を定めるものとする。

また建設施工者は、再生資源利用促進計画の実施状況を建設工事の完成後速やかに記録し、当該工事の完成後1年間保存するものとする。

2) 管理体制の整備

建設施工者は、再生資源利用促進計画の作成などの指定副産物に係わる再生資源の利用の促進に関する事務を適切に行うため、工事現場に責任者を置くなどの管理体制の整備を行う。

- ①現場責任者は再生資源の利用促進に対する計画を作成し、実施状況の記録を保存する。
- ②現場責任者は、①のとりまとめを行う。
- ③現場責任者は、協力業者に対する指定副産物に係わる再生資源の利用の促進に関する意識を啓発する。

3.2 建設省の解体コンクリート副産物の再生利用の品質基準

建設省は、解体コンクリート副産物の利用促進を図るため、再生骨材、路盤材などとして利用する場合の用途別の品質基準を策定し、平成6年4月に各地方建設局に通達した⁵⁾。

再生骨材は、Table 1 に示すようにモルタルの付着率と付着モルタルの品質に関係のある吸水率及び安定性を指標として、再生細骨材を2種類、再生粗骨材を3種類に分けている^{5,11,12)}。また、これらの設定値は再生骨材コンクリートの強度、耐久性に及ぼす影響を考慮している。

Table 1 General Properties of Recovered Aggregate^{5,11,12)}

項目 種別	再生粗骨材			再生細骨材	
	1種	2種	3種	1種	2種
吸水率(%)	3以下	3以下 5以下	7以下	5以下	10以下
安定性	12以下	40以下 注) 40以下	—	10以下	—

注) 凍結融解耐久性を考慮しない場合

再生骨材コンクリートの用途は、Table 2 に示すように鉄筋コンクリート、無筋コンクリート、捨てコンクリートとなっており、それらの設計基準強度、適用構造物の例も示されている^{5,11,12)}。なお、再生骨材と普通骨材を混ぜて適用する場合は、混合比に関係なく、混合骨材の中の再生骨材の種類で再生骨材コンクリートの種類を決めることとしている。

Table 2 Types of Recovered Aggregates Produced Under Various Conditions^{5,11,12)}

再生コンクリートの種類	再生コンクリートの用途	使用粗骨材	使用細骨材	設計基準強度 (kgf/cm ²)	適用構造物の例
I	鉄筋コンクリート、無筋コンクリート等	再生粗骨材 1種	普通骨材	180~210	橋梁下部工、擁壁、トンネルライニング
II	無筋コンクリート等	再生粗骨材 2種	普通あるいは再生細骨材 1種	160~180	コンクリートブロック、道路付属物基礎、側溝、重力式橋台、重力式橋脚、法神、砂防ダム等
III	捨てコンクリート等	再生粗骨材 3種	再生細骨材 2種	160未満	捨てコン、均しコン、強度の必要のないふ詰めコン、建築物非構造体

3.3 東京都の再生コンクリートの工事仕様書

東京都は、「世界都市博覧会」平成8年3月24日~10月13日を計画し、実施のための準備を進めている⁶⁾。

この博覧会は、世界の都市と協力して都市問題の解決策を探り、都市生活の未来を考える国際イベントであり、解体コンクリート副産物の骨材による再生骨材コンクリートを博覧会施設などの仮設構造物へ有効に利用する計画である。

ここでは再生骨材コンクリートを用いて構造物を造るための「再生骨材コンクリート工事仕様書・同解説」として、設計に関する事項、再生骨材、材料、調合、コンクリートの製造、試験方法、品質管理・検査などを定めている。

4. 再生利用の現状

4.1 再利用等の割合

Fig.4 に建設副産物の排出量に対する再利用等の割合を示す⁴⁾。また、Table 3 にはリサイクル法におけるコンクリート塊の主な利用用途を、Table 4

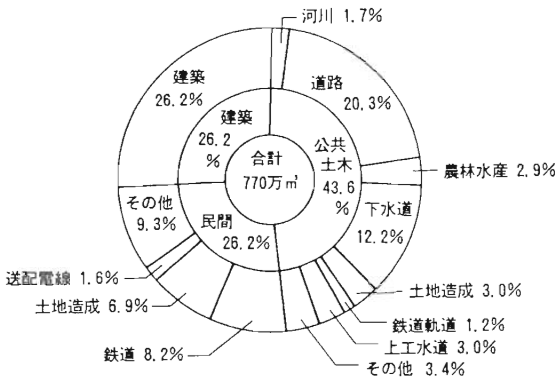


Fig.4 Items Use Volume of Recovered Crushed Stone⁴⁾

Table 3 Usefulness of Recovery by Waste Concrete Produced for Demolishing Concrete Structures⁴⁾

材料の種類別	用途先
再生クラッシャーラン	道路舗装およびその他舗装の下層路盤材料 土木構造物の裏込め材および基礎材 建築物の基礎材
再生コンクリート砂	工作物の埋戻し材料および基礎材
再生粒度調整碎石	その他舗装の上層路盤材料
再生セメント安定処理路盤材料	道路舗装およびその他舗装の路盤材料
再生石灰安定処理路盤材料	道路舗装およびその他舗装の路盤材料

Table 4 Selection for Use Method of Recovered Concrete⁴⁾

コンクリート再生材 の分類	使用の目安 障害等	用途							摘要		
		地盤盛土		路盤舗装	土木構造物		建築物	他の指針等	総加の成果		
		地盤処理	裏込め	路盤	鉄筋コン クリート	無筋コン クリート	鉄筋コン クリート				
粗割材	安価、粗大 ばらつき大	△	△	○	×	×	×	舗装要綱			
再生 骨材	粗骨材	高度処理	高価	※	※	※	○	※	○	土木学会コ ンクリート 標準示方書	再生骨材コ ンクリート の設計施工 指針(案)
	低処理	モルタル付 着が多い	△	○	※	△	○				
	細骨材	混入物		○	○	△	△	○	△	JIS	
処理塵材(微粉末)	アルカリ性			○	△	×	×	×	×	道路土工指 針	深層混合処 理への利用

○：利用可能なもの

△：条件付きで利用可能なもの

※：利用には十分であるが、不経済であるもの

×：利用不可

出典：「建設事業への廃棄物利用技術の開発報告書」S.61.3 建設省

〔注〕 建築では普通骨材との混合利用を前提としてコンクリートの品質を低下させない程度の混入率の範囲で、主に再生粗骨材を利用することを目標としている。土木では、再生骨材を単独で使用するを前提とし、構造物を限定して用いることを目標としている。

にコンクリート再生材の利用法選択の目安を示す⁴⁾。

4.2 解体コンクリート副産物の処理と再利用

鉄筋コンクリート構造物の解体現場から発生する解体コンクリート副産物は、従来、埋立て地への投棄による処分を行ってきたが、この場所・量・大きさなどから制約を受けることにより解体工事が後処理計画を無視しては行えなくなっていた⁹⁾。さら

に、最近は産業界全般にわたって無公害、無廃棄物を目標として生産活動を行うようになり、解体コンクリート副産物のように多量に発生するものは、これを再利用することが一つの解決策であり、かつ資源の節約、高度な利用の立場からも意義がある。

(1)再生骨材の製造方法

本項では、解体現場から発生する鉄筋コンクリート構造物の建設副産物を対象にしたコンクリート破砕機と投入量の大きさ、ならびに、それによって製

造した再生骨材の粒径などから適当に選定する。

Table 5 に各種の破砕機の種類・型式・容量などを示す^{5,10,13)}。破砕機構は圧縮、衝撃、せん断、曲げ、摩擦などに大別され、単独の機構によるものと、複合機構によるものがある。また、再生骨材の粒径に応じた破砕方法(破砕機能)を次に示す。

- ①粗砕骨材：300～400mmの大塊の解体コンクリート副産物を破砕比“4～8”の範囲内で1次破砕する目的にした、ジョークラッシャ(圧縮力の作用で破砕)がある。[破砕比とは、広い意味で一般に解体コンクリート副産物と再生骨材との大きさの比と定義されている。]
- ②中砕骨材：50～300mmの中塊の解体コンクリート副産物を破砕比“4～10”で1次破砕及び2次破砕するものとして、竪型、横型のハンマクラッシャ(衝撃を伴う圧縮力による破砕)およびダブルロールクラッシャ(圧縮力、せん断力の複合で破砕)などがある。
- ③粉砕骨材：再生骨材のうちで細骨材を製造す

るために自生ミル(衝撃、摩擦力)がある。

破砕前の解体コンクリート副産物は細骨材・粗骨材にセメントペーストが付着した粒子で構成されている。したがって、再生骨材の特性は付着したセメントペーストをいかに分離させるかの破砕方法によって異なる。

再生骨材の製造プラントは、Fig.5 に示すように破砕機の他に解体コンクリート副産物の供給・投入・搬出装置および分離・分級装置などを組合わせた破砕回路で構成されている¹⁴⁾。

また、Fig.6 に小規模の建物の解体現場、廃材ストックヤードなどで直接的に破砕・処理作業ができる自走式破砕車を示す^{15,16)}。この破砕機構は、インパクトクラッシャで約1,200rpmの高速回転ロータで打撃破砕するものである。ただし、金属、木材、塩化ビニールなどは破砕ができない。

Table 6 に解体コンクリート副産物の破砕用として近年に開発された各種破砕機・破砕システムの名称と仕様などの一覧を示す¹⁵⁾。

Table 5 Crushing Machine Types and Main Specifications^{5,10,13)}

破砕種の分類	破 碎 機 構	採 用 機 種			動力の仕様	供給寸法 (mm) 【設 定】	破砕能力 (t/H)
		No	型 式	メ ー カ			
〈粗砕用〉 ジョークラッシャ	固定受歯板と動力動歯板が対向して圧縮力で破砕する。 1次破砕に多く使用されている。	I	シングル・ドッ グル型 (OPR1530)	A	37kW×1台, 275 r. p. m	380×760, 0. S=33	25～40
		II	シングル・ドッ グル型 (3624ST)	B	75kW×1台, 250 r. p. m	924×600 0. S=60, 80, 120mm	30～60
〈中砕用〉 竪形 ハンマクラッシャ	グレードバーの衝撃力で1次破砕し、多数のフローティング・グライндаとシャルライナの組合せで、衝撃・せん断・圧縮・摩擦などの複合力で破砕する。	III	アイダル型 (KE-400)	A	150kW×2台, v=20～27m/S	1800×150, C. S=55mm	40～60
		IV	アイダル型 (KE-100B)	A	75kW×1台, v=22m/S	1330×1240, C. S=20mm	30～40
〈中砕用〉 横形 ハンマクラッシャ	大型リングハンマ、アンビル、グレードバー組合せで衝撃・せん断などの複合力で破砕する。	V	シュレダ型 (CH6/900)	B	150kW×1台, v=40m/S	900×900, G. B=75, 150mm 3～5枚	4～10
〈中砕用〉 ロールクラッシャ	互いに逆方向に回転する二つのロールで噛み込み、圧縮力で破砕する。	VI	ダブルロール型 (2430)	B	55kW×2台, 153 r. p. m	0. S=25mm	約2
〈粗砕用〉 自 生 ミ ル	ドラム内の目板刃により任意に落下させ、衝撃・摩擦などの複合力で破砕する。	VII	単一ドラム型 (1830φ, 305ℓ)	C	30kW×1台, 26 r. p. m	150×150, G. B=20, 30mm 各6枚	約0.5

v : ロータ周速、0. S : 出口開口の間隙、C. S : チョークリングの間隙、G. B : グレードバーの幅

・破砕比とは、広い意味で一般に供給原料(コンクリート塊)と破砕産物(再生骨材)との大きさの比と定義されている。

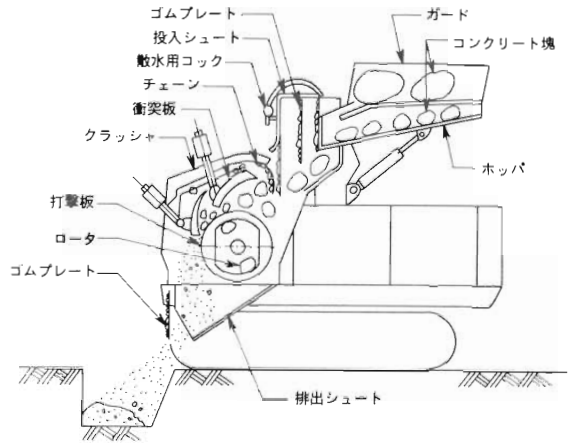
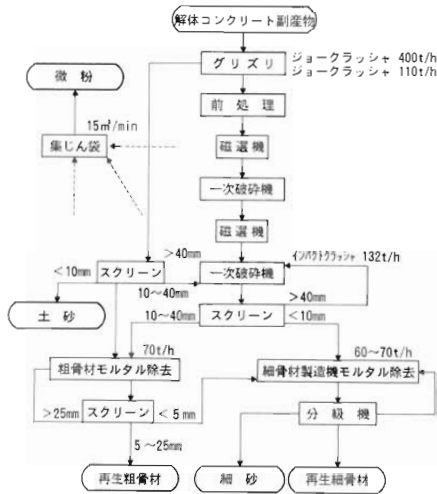


Fig.5 Example Recovered Aggregate Production Technique System¹⁴⁾

Fig.6 Example Portable Type Concrete Crushing Machines^{15,16)}

Table 6 Concrete Crusing Machines and System for Latest Development (1993)¹⁵⁾

開発会社	名称	記 事
①コマツ	自走式解体ガラリサイクル車	「ガラバゴスBR 200」油圧駆動ジョークラッシャ、33~40t/h、自重19t、125PS、3.5km/h、走行装置に二重安全ロック、油圧駆動プレートフィーダ、79dB/7m
②オカダアイオン	自走式ガラリサイクル機	油圧式シングルグルジョークラッシャ、ベルコン標準装備、磁選機装備すれば鉄筋処理も可能、CR-36B (0.7m ³ 油圧ショベル走行体ベース、43~110t/h、自重21t、130PS)、CR-24(同0.4m ³ ベース、29~75t/h、自重13.7t、80PS)
③中山鉄工	自走式リサイクル車	「オートモバールPCA 42」60~130t/h、自重27t、125PS、処理ガラ 400×80×1,000
④丸紅建機ディストリビュータ(スウェーデンアリア・M・S)	自走式クラッシャ	シングルグルジョークラッシャ、自重82t、17.5km/h、ディーゼルエンジン駆動発電機による電動式、建設廃材処理再生用
⑤日立建機、中山鉄工	自走式クラッシャ	ランディジョーズHR420(オートモバールNC420)、コンクリート・アスファルトなどの破砕再生用、走行・破砕など油圧駆動、60~130t/h、自重29t、135PS、3.5/2.5km/h、フィーダベルコン、磁選機
⑥玉光建機	建設廃材リサイクルプラント車	T A50-1、30~50t/h、投入寸法 600×400×400(最大)、15tトレーラ搭載、現場で破砕再生
⑦林鉄工	コンクリートガラリサイクルマシン	「ドカグイ HC-1300」破けん引式のジョークラッシャ、磁選機・ふるい機・コンベヤ3本付、20~130t/h、自重12t、オプションで0.7m ³ 級自動制御投入ホッパ・2次クラッシャ(砂用)・クローラ自走装置・リモート装置など装備可
⑧栗本鉄工	建設廃棄物プラント	コンクリート塊・鉄・紙・木材・プラスチックなどを物質ごとに分離する装置、風力利用回転選別機・不燃物精選機など、600m ³ /日処理、コンクリート・鉄は再利用用として埋立処分量を1/10に減量
⑨ノードバーク日本	コンクリート廃材破砕機	「シディクラッシャ63S」シングルグルジョークラッシャ式、50t/h、自重9.2t、定置式(トラック移動簡単)、角度調整できる可倒式フィールドホッパにより長尺原石でもスムーズにクラッシャへ送りこめる。無線リモコン
⑩フジタ、新明和	建設廃材処理システム	「ゴミジョーズ」破砕機搭載リフト・破砕ゴミ落下シュートなどで構成、ビル建築現場各階で作業員が破砕機を呼出しボタン処理、コンクリート・木材など4種に分別シュート、電動200V、20kVA、破砕機4体290kg、処理能力、コンクリート350~900kg/h、石膏ボード350~900kg/hなど、リフト積載荷重1t(実用化)
⑪アインテック	定置式ガラ再生機	「PRO 310 リバイブマン」2軸剪断クラッシャ方式、投入ホッパ1次クラッシャ(スパイラル式)・中間ホッパ・二次クラッシャ(クリアランス調整式、40~100φ)・取出ホッパ・コンベヤなどで構成、自動正逆転機能、2次オーバーフロー時一次停止インタロック、1次ユニット)自重5t、7.5kW×2、2次ユニット)自重0.7、7.5kW×2、コンベヤ)2.2kW
⑫関西電力、五十嵐工業	車載型アスファルト再生処理機	クラッシャ・ミキサ・ガスバーナ・操作盤で構成、1日の施工長8mを幅1m、厚5cmで仮復旧するため必要な0.5m ³ のアスコンを20分で再生できる。低騒音
⑬熊谷道路	アスファルト再生プラント	空き缶など廃棄アスファルトに含まれる金属を簡単に分離する。ベルコン自動停止、検知機が金属を自動切断
⑭五十嵐工業	小規模工専用アスファルト再生工法機	「リサアス工法」機械自重1.2t、長1.4m×幅1.5m×高1.95m、最大投入量0.5m ³ (アスファルト塊800kg)、LPガス使用加熱時間15分、発電機8kW、クラッシャ装置付
⑮神戸製鋼所	自走式クラッシャ	「KMC300」シングルグルジョークラッシャ、60~130t/h、W33ton、165HP、2.8×2.5m大型ホッパ、粉塵散水

(2)再生骨材の性質

コンクリート用骨材としては、一般に普通骨材(天然骨材、碎石骨材)、天然軽量骨材、人工軽量骨材が用いられている⁹⁾。このうち、碎石骨材の製造は玉石、岩石類を適当に破碎したものであり、解体コンクリート副産物による再生骨材の製造ラインとほぼ類似している。

再生コンクリート用骨材として要求される品質は、所要の粒度、比重、吸水率、安定性及び粒度判定の実績率などについて、製造ラインで均一に保たれることが必要である。また、骨材の品質はコンクリート構造物の種類、規模、耐力などによって、その品質規準も多少異なる。

再生骨材の品質の判定は、普通骨材を対象にした日本建築学会「鉄筋コンクリート工事 JASS 5」をもとにして比較する。

Fig.7、8 にハンマクラッシャ、自生ミルで破碎した再生骨材の粒度分布の例を示す¹⁰⁾。JASS 5 の品質規準から各再生骨材について評価すると、再生細骨材の製造は自生ミルのバッチ式破碎法が適している^{10,13)}。再生粗骨材では1次破碎どまりの場合はアイダル型ハンマクラッシャ KE-400型でロータ周速(v)が27m/s、KE-100型でvが22m/s及び自生ミルなども有効であり、またジョークラッシャで出口開口の高隔(OS)80~120mmとしたジョークラッシャで1次破碎したものをロールクラッシャ(OS:25mm)で2次破碎した場合も有効である。

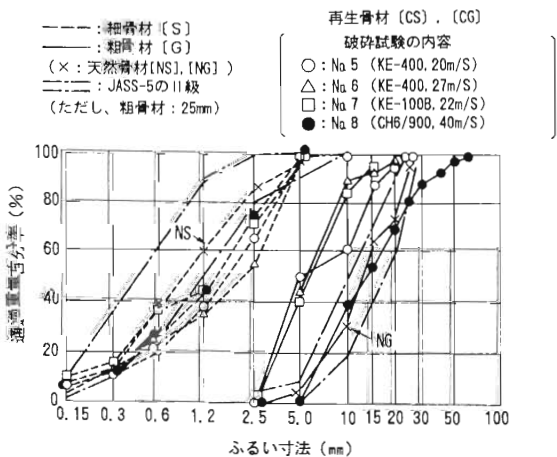


Fig.7 Grain Size Distribution of Recovered Aggregate Made Under Various Operating Conditions with a Hammer Crusher¹⁰⁾

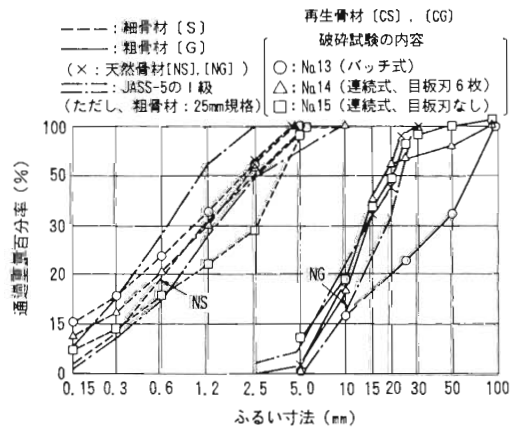


Fig.8 Grain Size Distribution of Recovered Aggregate Made Under Various Operating Condition with an Autogenesis Mill¹⁰⁾

再生骨材の一般的性質の指標としては、比重、吸水率、安定性、単位容積重量及び実績率などがある。再生細骨材の絶乾比重は2.0~2.7であり、JASS 5 (比重2.5)の品質に対して製造方法によって変化している。一方、再生粗骨材の絶乾比重は1.9~2.4で、JASS 5 (比重2.5)の品質に対して5~25%小さくなる。

再生細骨材の吸水率は9.4~11.8%でJASS 5 (3.0%)の品質に対して3~4倍と大きい。また、再生粗骨材の吸水率は3.5~6.3%でJASS 5 (3.5%)の品質に対して同じような値から約2倍と大きい。

なお、再生骨材の吸水率が天然骨材に比べて非常に大きいのは、再生骨材に付着しているセメントペーストの吸水量が大きく影響している。再生粗骨材の吸水率はJASS 5の品質に適合するものがない。しかし、再生骨材の実績率は、細骨材・粗骨材ともに天然骨材とほぼ同じであり、JASS 5の品質にほぼ適合している。

これまでの再生骨材の製造方法による品質は、最近、建設省から通達された再生骨材の品質規格 (Table 1)を大幅に上回っていることが分かる。

(3)再生コンクリートへの適用化

再生骨材はハンマクラッシャ、ジョークラッシャで破碎することによって碎石骨材と同様な粒径となり、さらに、ロールクラッシャ、自生ミルなどで2次破碎することによって粒径、粒度分布、比重およ

び吸水率などが改善される。それは、再生粗骨材の表面に付着しているセメントペーストが分離したことによるものといえる。

さらに、再生粗骨材に混在しているモルタル集合体が、再生コンクリートの強度に大きく影響を与えるので、水ジェット、ボールミルなどによって、さらに、セメントペーストの付着分を除去する製造方法を検討する必要がある。

(4)硬化した再生コンクリートの性質

ここでは、解体コンクリート副産物の再生粗骨材・再生細骨材による再生コンクリートの圧縮強度及び弾性係数などに関する力学的諸性質について、天然骨材による普通コンクリートと比較し、再生利用の可能性について記述する^{9,10)}。

Fig.9 に普通コンクリート、再生コンクリートの圧縮強度と材齢の関係を示す。これより、コンクリートの圧縮強度は材齢が経過するにつれて大きくなり、骨材が変化しても同じように大きくなる。コンクリートの材齢に伴う圧縮強度の発現率は、経過する材齢と原コンクリートの水セメント比の大きさによって異なる。特に、経過材齢による強度発現率は材齢28日強度に対して、材齢7日で60~70%発現

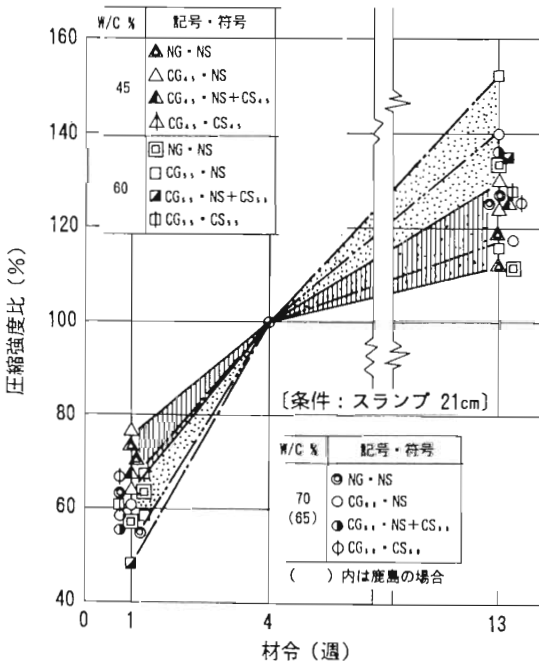


Fig.9 Example of Ages and Compression Intensity for Recovered Concrete^{9,10)}

し、材齢91日では10~20%増加することから、短期材齢で大きくなる傾向を示した。この傾向は普通骨材及び再生骨材コンクリートともほぼ同じである。

Fig.10 に各種再生コンクリートの圧縮強度とセメント水比の関係を示す。これより、圧縮強度はセメント水比が増加するにつれて直線的に大きくなる。さらに、再生骨材コンクリートの圧縮強度はセメント水比の変化に対して、普通コンクリートほどの増加が認められない。通常建築で用いられているセメント水比1.66(水セメント比:60%)を基準としたとき、再生骨材コンクリートの材齢28日強度は、170~270kgf/cm²で、普通コンクリート(290~340kgf/cm²)に比べて20~40%小さい。これに比べて、セメント水比2.22(水セメント比:45%)のとき、再生骨材コンクリートの圧縮強度(再生粗骨材CGコンクリート、天然細骨材NSコンクリート)は、普通コンクリート(400~470kgf/cm²)より平均25%小さい。このように、再生骨材コンクリートの圧縮強度は、セメント水比が大きいほど普通コンクリートの強度に対する比率が小さくなっている。これは、骨材とペーストの境界面における付着性、再生骨材の品質及び各種の骨材の組合わせによって変化する。

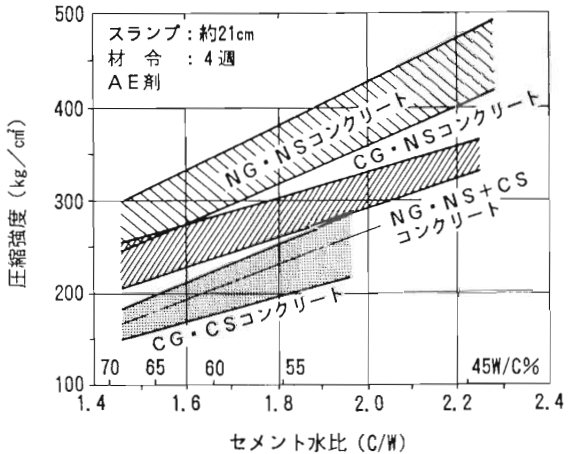


Fig.10 Example of Relationship between Cement-Water Ratio and Compressive Strength^{9,10)}

Fig.11 に再生骨材の組合わせによるコンクリートの収縮率を示す。再生細骨材CS・天然粗骨材NG、(CS+NS)・NGコンクリートの収縮率は、普通コンクリートと大差ないが、NS・CS<CS・CGの順に普通コンクリートより収縮が大きく、13週までの

結果では、材齢の経過とともにその差が大きくなる。それは再生骨材に付着したモルタル部分が長期材齢にわたり収縮するためであろう。

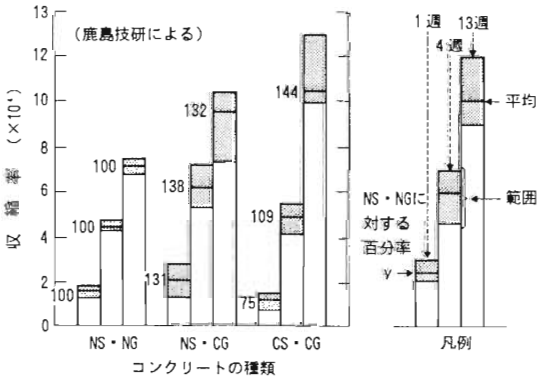


Fig.11 Shrinkage Ratio of Recovered Concrete^{9,10)}

NG・CG及びCS・CGコンクリートの収縮率は、普通コンクリートに対して、それぞれ約1.3倍、約1.5倍となった。それは原コンクリートが蒸気養生によって製造されたもので、材齢が若かったためであろう。

以上の結果、再生骨材コンクリートの強度特性については、次のようにまとめることができる。

- ①材齢と強度発現の関係は、再生骨材コンクリート、普通コンクリートともほぼ同じ傾向にある。
- ②再生骨材コンクリートの圧縮強度は、普通コンクリートに比べて、20~40%程度低下する。また、弾性係数についても同様な傾向である。
- ③再生細骨材と天然骨材の粗骨材(川砂)を混合した再生コンクリートは、再生細骨材と再生粗骨材による再生コンクリートよりも圧縮強度、弾性係数が大きくなる。(Fig.12参照)
- ④再生骨材コンクリートの収縮率は、普通コンクリートに比べて全般的に大きい。

これらの特性を十分に把握した上で、コンクリート構造物に利用することは、天然資源の乏しい日本にとって有益なことである。

今後、解体コンクリート副産物は、省資源化・再生資源化システムのラインに乗せて、建設副産物の有効利用の一環として大いに期待できるものである。

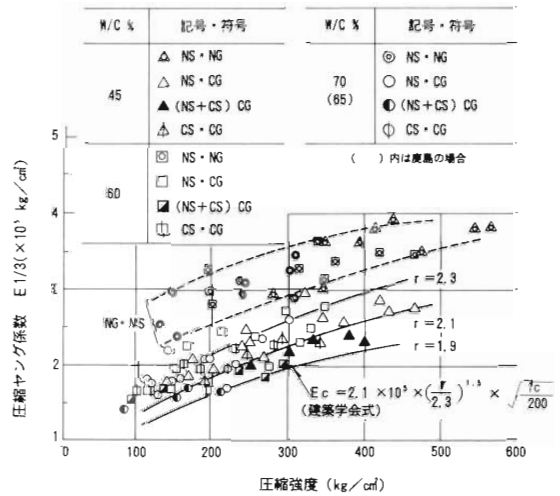


Fig.12 Relationship between Compressive Strength and Elastic Modulus ($E 1/3$)^{9,10)}

5. 諸外国の動向

Table 7 に欧米諸国における廃棄物処理に関する基本的な考え方を示す¹⁷⁾。建設副産物の処理の考え方は一律でなく、各国の建設活動の状況・ポテンシャル、国土の広さ及び自然条件などによって異なっている。

ここでは1993年10月24日~27日のコンクリートと組積造の解体と再利用に関する第3回 RILEM 国際シンポジウム(デンマーク・オーデンセ)での発表内容のうち、関連テーマの要旨を記述する²⁰⁾。

(1) 建築材料の再利用を考慮した解体のための指針

- ①ベルギー：解体の指針と実験；建設と解体廃棄物、解体方法、解体指針等
- ②デンマーク：建設に伴う家屋の解体の指針と実験；選択的解体、コンクリートと組積造の再利用、分別技術等
- ③イギリス：解体材料の再利用の仕様書；コンクリートや組積造等の解体材料の40%が路盤材や埋め戻し材として再利用されている。コンクリート用骨材は基準が未整備で使用実績がない
- ④ベルギー：建設や解体廃材の再利用の現状と将来の展望！；再生骨材とコンクリート、技術指針、環境法、品質保障等
- ⑤フランス・スペイン：コンクリート用再生骨

Table 7 Trend for Waste Concrete of Europe and America¹⁷⁾

国	主要廃棄物関連法	建設副産物の全般状況	コンクリート副産物
アメリカ	①資源保全回収法1980年 ：廃棄物に関する総合基本法 ②有害及び固形廃棄物改正法1984年 ：シリコンバレーの地下水汚染事 例から有害廃棄物の規制強化 ③総合的環境対策保障責任法1980年 ：土壌の修復を目的として制定	①建設廃棄物は建設時と解体時に排出 する廃棄物の総称 ②法律上は固形廃棄物と同一の扱いを 受けるが、扱い業者は通常別 ③米国環境保護庁の定義：レンガ、コ ンクリート塊、ルーフィング屋根廃 材、鉄製品、非鉄製品、他	①セメントコンクリート破砕物を粗骨材 として認可 ②米国防軍工兵隊では、再生骨材を骨材 として仕様書、指針を改定 ③舗装用コンクリートでの再生骨材の使 用について、州独自の仕様書作成
イギリス	①汚染防止法1974年 ：規制廃棄物の概念の導入 ②環境保護法1990年 ：個々の環境法の規制を強化	①建設廃棄物に関する問題は顕在化し ていない。 ②元請はライセンスの取得収集運搬業 者へ委託。	①コンクリート破砕物のコンクリート用 骨材の利用は、低強度の使用現場であ れば原則的に認可 ②コンクリート塊、レンガ塊を破砕して 土間コンドや外構舗装に使用する程度
フランス	①廃棄物の処分及び物質の回収に関す る法律1975年 ：廃棄物に係わる基本的制度を定め る法律	①事前協議により処分場の確保、新築 工事の減少で処分場はある。 ②改修工事からの廃棄物はコンクリー ト塊(レンガ)が多く、行政主導型 で再利用している。	①骨材資源が豊富で、再利用に関する関 心は高くない。 ②仮設がらとして再利用する程度
ドイツ	①廃棄物の回避及び管理法1986年 ：廃棄物の回避あるいは発生防止と 再資源化に重点	①建設廃棄物は、特に問題となる物が 含まれていないという判断から各市 町村が処理している。 ②近年建築材料に化学薬品、鉛、接着 剤などの有害物が使われてきたので 州単位で建設廃棄物の処理に関する 指針について検討中	①再生骨材をコンクリート用骨材に用い ることは許可されていない。 再生骨材は軽量骨材としては重すぎて、 通常のコンクリート用骨材としては弱 いためである。 ②コンクリート塊は、路盤材や基礎裏込 め材等に利用されている。
オランダ	①廃棄物法1977年 ：廃棄物の減量化と適正処理が目的 ②一般環境保護法1979年 ：環境保護に関する各許認可規定を 統一し、規制を調整する目的で制 定	①海抜の低い土地であり、建設汚泥、 残土等は全て再利用されている。 ②再生骨材のコンクリートへの使用を 積極的に推進している。	①1983年にコンクリート用骨材としての 再生骨材の使用基準案が作成されてい る。(再生骨材20%以上使用する場合 に適用) ②再生骨材が20%以下で他が天然骨材で あれば、すべての骨材を通常の骨材と 考え、この基準の適用外とみなす。

材の実用指針；両国の共同研究であり、2000年までには再利用率を50%にすることを目標にしている

⑥アメリカ：コンクリート・組積塊の再利用計画；環境への影響、コンクリート塊の再利用、組積塊の再利用等

⑦ドイツ：コンクリート用骨材としての解体コンクリート塊の処理；コンクリート骨材、再利用の順位、指針・基準、骨材の性質、単位容積質量、吸水量、パイロット計画等

(2)再生骨材を用いたコンクリートの特性

①デンマーク：環境のための積極的なコンクリートのリサイクル；リサイクリング、耐久性、アルカリ骨材反応、促進試験、フライアッシュ

②イギリス：再生粗骨材及び細骨材を用いたコンクリートの性質の改良；再生粗骨材・再生細骨材の品質、置換率、透水性等

③フランス：再生粗骨材及び細骨材を用いたコンクリートの機械的・物理的・化学的特性；再生コンクリートの圧縮強度、引張強度、弾性係数、乾燥収縮、湿分挙動、中性化比率等

(3)コンクリートの再利用の実例

①ドイツ：コンクリート基礎版のリサイクリングに関する特殊な技術；基礎版、コンクリートの再利用

(4)建設廃材の管理

①ドイツ：建設廃材の中間処理の管理の推進－解体廃材に関する戦略；解体廃材、リサイクリング、再利用、廃棄物管理等

6. 今後の研究開発課題

多量に再利用が可能な解体コンクリート副産物は、活用面に合致し品質保証された再生骨材及び定量生産できるように再生骨材の製造技術を整備し、コンクリート用骨材として大いに多方面にわたって利用できる状態にする必要がある。さらに、再生骨材コンクリートの高度化利用のための課題としては、次のものが挙げられる。

6.1 解体コンクリート副産物の発生抑制技術の開発

この主な対策としては次のものが挙げられる。

(1)新築工事での課題¹⁸⁾

- ①複合床板のPC一体化
- ②打込み型枠の採用
- ③ALCの現場加工の縮小化
- ④設備配管のユニット化

(2)解体工事での課題

- ①内装仕上材、コンクリート躯体、鉄筋、ガラス類等の選別技術の開発
- ②再利用を考慮した鉄筋コンクリート構造物の最適な解体工法の確立

6.2 再生骨材・再生コンクリートの製造技術・適用化技術

- ①利用価値の高い再生骨材(細骨材、粗骨材)にするために必要な粉砕処理技術の開発
- ②モルタル付着のない骨材、不純物除去技術の開発
- ③微粉末材料の利用化研究
- ④大規模な再生骨材・再生骨材コンクリートの再生処理システム・プラントの開発
- ⑤解体現場内での再利用システムの開発
- ⑥再生骨材コンクリートを使用する総合施工体制及び技術の確立

7. むすび

解体コンクリート副産物の再利用・リサイクルは、有限で貴重な天然資源の有効活用や地球の環境保全などに大きく関係する重要な課題である。このような要請に対応するためには、省資源・再資源化に関連した技術・システムを早急に開発し、高品質

の再生骨材コンクリート等による建設技術の確立と適用領域の充実・拡大を図らなければならない。

参考文献

- 1) 日本経済新聞：建設廃棄物2000年に1.5倍、90年度比 開銀試算、1993年6月20日
- 2) 建設省建築研究所：昭和56年度総合技術開発プロジェクト「建設事業への廃棄物利用技術の開発報告書」、昭和57年3月
- 3) 戸谷有一：建設副産物の再生利用に係わる建設行政の取り組みについて、コンクリート廃材の有効利用研究発表会(活路開拓ビジョン実現化事業)、1993年3月24日
- 4) 奥平 聖：コンクリート塊とリサイクル、セメント・コンクリート、No.550、Dec.1992
- 5) 建設通信新聞：再生骨材活用へ品質基準、建設省が地建らに通達 適用構造物も例示、平成6年4月20日
- 6) 建材試験センターニュース：建材試験情報6、'94
- 7) 柿崎正義、原田 実：建築物の解体技術に関する解説(その1)、防衛施設と技術、第10号、平成5年10月
- 8) 日本建築学会：建設副産物の再利用および処理の現状と問題点、1993年度日本建築学会大会(関東)材料施工技術部門、パネルディスカッション資料
- 9) 財団法人建設業協会・建設廃棄物処理再利用委員会：再生骨材コンクリートに関する研究、コンクリート工学、Vol.16、No.7、July1978
- 10) Masayoshi KAKIZAKI, Minoru HARADA, etc. :STRENGTH AND ELASTIC MODULUS OF RECYCLED AGGREGATE CONCRETE, Proceedings of the 2nd International RILEM Symposium, November 7-11, 1988
- 11) 本多淳裕、山田 優：建設系廃棄物の処理と再利用、(財)省エネルギーセンター、1990年7月30日
- 12) 稲野 茂：コンクリート副産物の再利用に関する用途別暫定品質基準(案)、建設省建設経済局建設業課・建設省大臣官邸技術調査室、平成6年4月25日
- 13) 原田 実：解体工事に伴う廃棄物の処理、再

- 利用技術、建設機械、1982年10月、pp28～33
- 14) 建設省経済局：建設副産物実態調査(平成2年度)、平成4年3月
 - 15) 宮下明雄：特集 建設副産物のリサイクルー 建設副産物のリサイクルへの取組み、建設の機械化、No.513、1992年11月
 - 16) 中山 徹、田村幸夫：建設廃材リサイクル車「ガラパゴス」の開発、建設の機械化、No.514、1992年12月
 - 17) (財)国土開発技術研究センター：再生コンクリート利用技術の開発、平成5年度報告書、平成6年3月
 - 18) 高橋泰一：建設省総合技術開発プロジェクト 建設副産物の発生抑制・再生利用技術の開発、建材試験情報4、'94
 - 19) 杉山庸夫：平成5年度の建設機械新機種とその傾向(2)、建設の機械化、No.535、1994年9月
 - 20) 柳 啓：コンクリートと組積造の解体と再利用に関する第3回 RILEM 国際シンポジウムに出席して、コンクリート工学、Vol. 32、No. 2、1994年2月

核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発 — 動燃大洗工学センターの開発技術 —

谷本 健一, 照沼 誠一

Development of Decommissioning Techniques for Nuclear Fuel Cycle Facilities — Developing Techniques of PNC —

Ken-ichi TANIMOTO and Seiichi TERUNUMA

At O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, the decommissioning technique such as monitoring, decontamination, dismantling and remote handling, has been researched and developed for the Nuclear Fuel Cycle Facilities.

The results have been reflected for upgrading and systematizing of future's decommissioning techniques.

This report describes some techniques of decommissioning, such as Radiation Image Display, High Pressure Dry Ice Blast System, Plasma Jet Torch and Remote Control Cutting Tools.

1. まえがき

動燃事業団における、核燃料サイクル施設等の本格的なデコミッショニングは、まだ先のことと考えられるが、各研究開発施設においては、設備の更新に伴う解体・再生等が、すでに大小行われている。今後は、解体・再生等も含め施設全体の解体撤去再生計画が多くなると予想される。これらの作業計画や発生する廃棄物管理を安全かつ合理的に行うために、核燃料サイクル施設等のデコミッショニングの基盤となる技術開発を、大洗工学センターの環境技術課を中心に体系的に進めている。

核燃料サイクル施設等のデコミッショニング技術は、Fig.1 に示すように測定・除染・解体・遠隔操作等の各要素技術とデータベースを組み合わせ、十分な実施計画を練り、解体工法、費用、工期、作業者の放射線被曝線量、廃棄物発生予測等を評価しシステム化を図る必要がある¹⁾。この評価に際して

は、解体・撤去対象物の汚染形態などが多種多様であることから、個々のケース毎に最適な手順、方法、作業管理を幅広く検討する必要がある。特に核燃料施設のデコミッショニングに際しての特徴は、施設が核燃料物質であるプルトニウム等の超ウラン核種あるいは⁹⁰Sr 及び¹³⁷Cs 等の核分裂生成物を取り扱っていることである。従って、①除染・解体作業時のより厳重な内部被曝対策、②包蔵性管理、③二次廃棄物の低減化対策を講ずる必要がある。デコミッショニング対象物の形態、材質、汚染物の化学及び汚染履歴等も多種多様であるために、除染・解体手法は広い適用性が要求される。また汚染核種の多くは長半減期であることから、①減衰効果によるデコミッショニング作業時の被曝低減が望めない、②核種の包蔵性維持のために、施設閉鎖後も運転時と同様な管理体制が要求される、③グローブボックス、塔槽類等の機器設備やオフガス設備等の耐用年数は、例えば100年以上は有していないこと等の理由

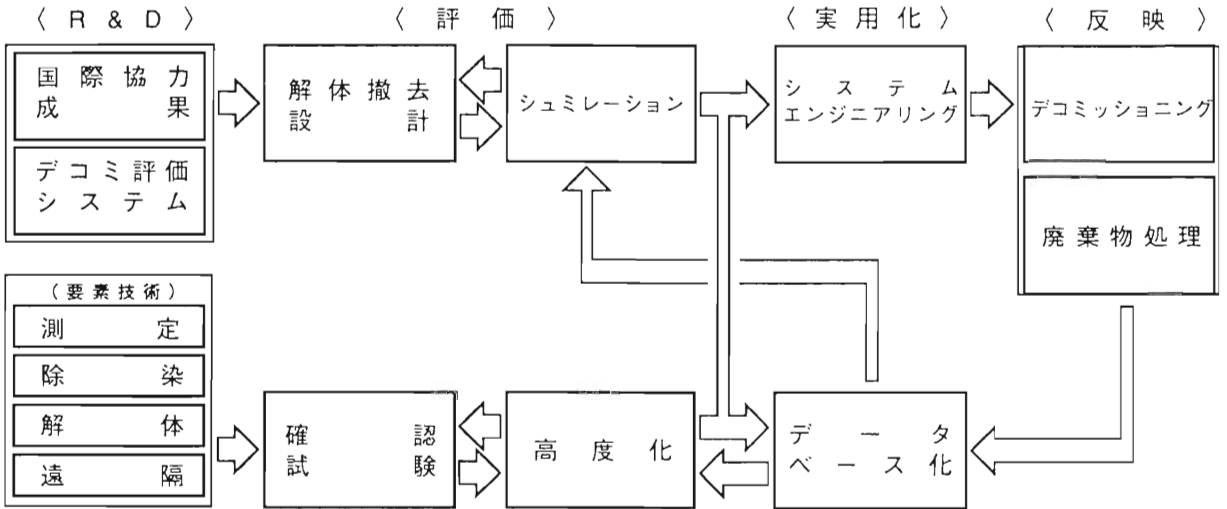


Fig.1 Decommissioning Techniques

から、基本的には施設、設備の閉鎖、停止後速やかに廃止処置するのが望ましい。

このようなニーズに基づき、デコミッションングの技術に関する研究開発の展開と実用化手法については、Fig.2 に示すように、①固体廃棄物前処理施設(WDF)等での廃棄物処理技術に関する測定・除染・解体・遠隔操作等の研究開発成果と適用実績を踏まえて、②各研究施設設備の更新等に伴う解体・再生に係わる技術の高度化とシステム化を図りつつ、③将来の核燃料サイクル施設等のデコミッションングの実用化に向けて研究開発を進めていくものとする¹⁾。

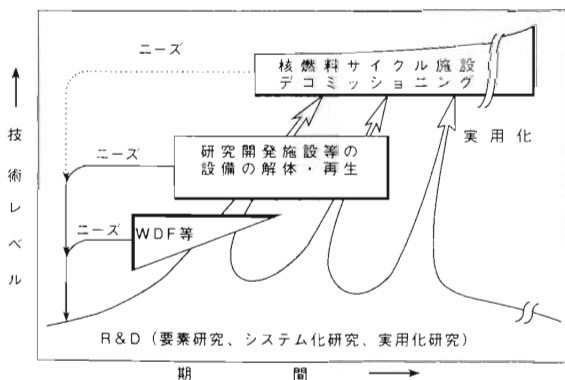


Fig.2 Development of Decommissioning Techniques

本報では、上記に基づく研究開発のうち、大洗工学センターにおけるデコミッションング技術に関する研究開発の成果と現状について一例を述べる。

2. 測定技術の開発

測定技術の開発は、デコミッションング作業における各所での要求に対応した技術を開発することである。デコミッションング作業を分類し、そこでの測定の重要性について以下に述べる。

(1) デコミッションング計画時

デコミッションングの計画策定に当たっては、作業者の放射線防護の確保を図るために、施設及び関連機器の解体作業を行う方法と手順を決定する必要がある。このために対象物中の放射能インベントリーや放射能分布等の情報が不可欠となる。しかし核燃料施設では作業情報を数式化する事が難しいために、放射能インベントリー及び放射能分布を定量的に推定することが重要である。

(2) 解体作業時

対象物の解体時には、除染から廃棄物の搬出に至るすべての作業ステップは残留放射能量に対応して行われる。作業者の放射線被曝管理はもとより、解体物の区分管理や解体物の搬出、さらにその貯蔵に至る流れの中で最も合理的な作業を実施するために、汚染又は内蔵する放射能の測定評価技術は重要である。

(3)廃棄物の処理処分時

廃棄物は、合理的かつ安全に貯蔵されるが、その方法における重要な指標のひとつが廃棄物中の放射性核種の量である。したがって、デコミッションングで発生する解体物を、廃棄物として貯蔵するために必要な処理プロセスを含め、最終処分に至る主要なステップにおいて、測定技術を駆使して放射性核種の存在量を把握する事が必要になる。

上記測定技術の中で、デコミッションング作業の事前調査や作業段階(除染等)を合理的に進めていく上で必要な技術は、汚染のポイントや線源となる配管あるいは機器に対して、遠隔から迅速に線源位置を特定し、かつ定量化する測定技術が必要となる。そこで対象物の前に設置したシンチレーション検出器と走査機構及びITVカメラから成る検出部をコンピュータで制御し、広範囲の中から迅速に線源部位を映像化して特定することが可能な「放射性映像化装置(RID)」を開発した²⁾。

RIDは、200keV以上を対象とした「RID1号機」と²⁴¹Amなど低エネルギー核種を対象とした「RID2号機」をすでに開発し、核燃料施設や原子炉施設で実用済みである^{3,4)}。本報では、セル内の汚染分布を測定する「RID3号機」について述べる。

2.1 放射線映像化装置

(1)測定原理

RIDの測定原理は、指向性を持つγ線検出器及び距離計を測定対象物に対して走査し、得られた放射線計測情報及び距離情報を、コンピュータで10段階に色分割した1,500~9,000画素(プロット)で構成される放射性物質分布画像(評価画像)を作成し、それをTV画面上で合成して映像化するものである²⁾。

(2)RID3号機の構成機器と特徴

RID3号機は、Fig.3に示すとおりγ線検出器(CsI(Tl)+PD)、CCDカメラ及びこれらの駆動装置等からなる「検出部本体」、放射線情報等を演算処理するパーソナルコンピュータ並びに画像の合成・記録・プリントを行う映像関連機器からなる「データ処理部」、検出部とデータ処理部の間に信号変換器、多重伝送ユニット及びインターフェイス等を組み込んだ「中継ボックス」の3種類のハードウェア及びデータ処理用ソフトウェアで構成されている。

RID3号機の特徴は、ボックスタイプのセル内の汚染分布を特定する装置である。Fig.4に示すように、セルの天井に設けられている直径約300mmの廃棄物搬出用ポートを利用して、検出部本体を吊り下げて、セル内の全域の汚染分布を把握することができる。検出部本体の汚染防止対策として、セル内の気密を保つPVCバック越しに測定する⁵⁾。

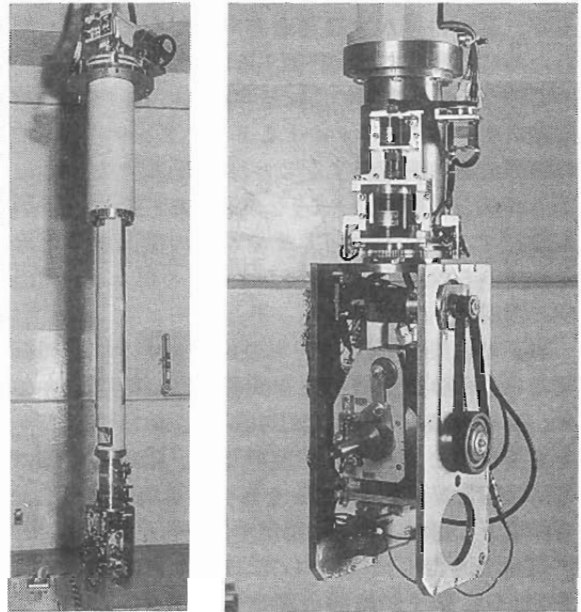


Fig.3 Detector of RID (type 3)

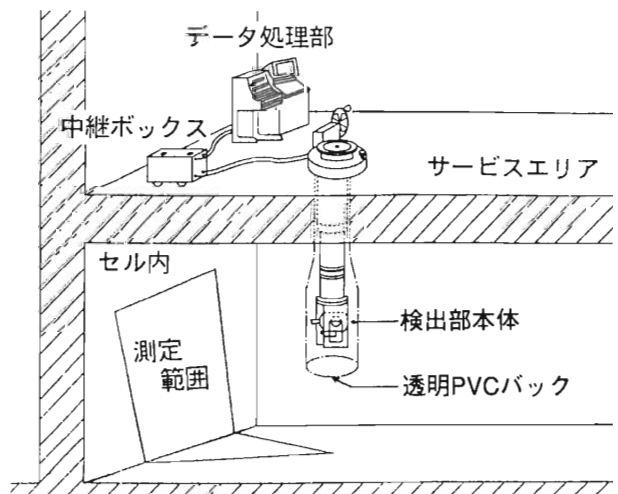


Fig.4 Seted Up the RID (type 3)

(3)線源位置特定能力

RIDの検出部の遮へいは、線源正面に対してタングステン厚は約4cmある。しかし、周囲の高線量雰囲気からシールドを透過する γ 線成分が上昇し、コリメータに入射する γ 線成分と変わらない状態では、画面上に線源位置を明確に表示することは出来ない。このような状況におけるRIDの測定能力は、遮へい計算により算出評価することが可能であるが、遮へい厚が γ 線透過方向に対して一定でないために、容易に算出評価する事は困難である。

このために、実際の高線量雰囲気においては、電離箱式サーベイメータによるダイレクトサーベイでは線源位置を明確化することが困難(様々な方向にある高線源の影響による)な核燃料施設及び原子炉施設等で、RIDを用いてその現場の空間線量に寄与している線源の位置を実測することにより、検出部の適用性評価を行った。

測定の結果、 ^{137}Cs 等を主要核種とする核燃料施設では、RIDの位置での空間線量率は数百 $\mu\text{Sv/h}$ で、測定対象物表面は数 $10\mu\text{Sv/h}$ 、また ^{60}Co 等を主要核種とする原子炉施設では、RIDの位置での空間線量率は数 mSv/h を有する場所において、高線量下で線源位置を明確化する能力を有することが確認できた¹⁾。一例として、Fig.5に核燃料施設をFig.6に原子炉施設の測定例を示す。この成果は、空間線量率を低減するための遮へい作業や除染作業を効率良く行うための情報として提供することが出来る。

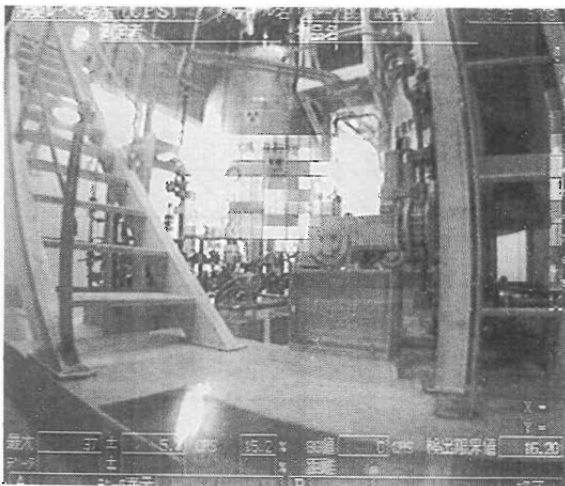


Fig.5 Example of Measurement (nuclide: ^{137}Cs)

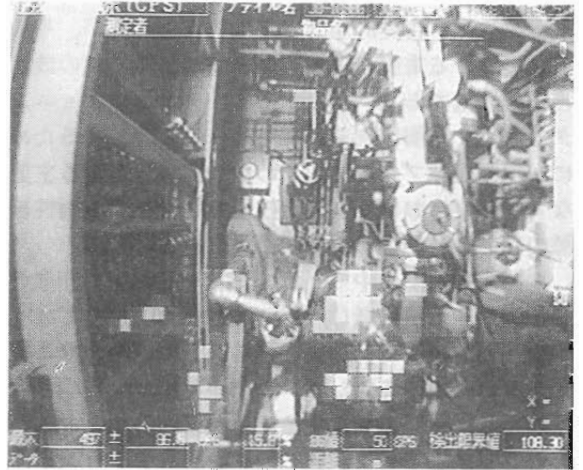


Fig.6 Example of Measurement (nuclide: ^{60}Co)

(4)RID 3号機による測定

Fig.4に示すように、廃棄物搬出用ポートを汚染防止用PVCを用いて養生し、この汚染防止用PVCに検出部本体を挿入して、検出部がセル内のほぼ中心になるように取り付けてセル内の汚染分布を測定した。データ処理部等はサービスエリアに設置した。この測定の目的は、セル内の空間線量当量率を低下させる作業を効率良く行うために、RIDで汚染箇所を明確にすることである。測定では、Fig.7に示すように試験機、試験で発生した廃棄物、計器、試験治具等にカウントのピークが現れ汚染箇所が特定できた。測定結果は、セル内の空間線量当量率に寄与する汚染部を明確にすることができ、セル



Fig.7 Example of Measurement in Cell

内空間線量当量率を低下させる作業に十分反映できるデータが得られた。なお、Fig.7は検出器がセル内の中心で周方向と軸方向の回転駆動と測定の見視野角の関係から、各々のデータを合成し平面上で一致することにより扇状の画像となって表示されている⁵⁾。

(5)今後の計画

RID1号機～3号機は、核燃料施設や原子炉施設で実用化されている。今後は、特に現場における汎用性の面から、より小型・軽量化を目指した開発を行う。また、測定能力とシールド重量の関係から、要求する測定能力を有する検出部の最適寸法や形状が設計できるようにする。

3. 除染技術の開発

除染技術は、汚染形態に対応して適切に適用することが効果的である。汚染形態は、Fig.8の汚染モデルに示すように、ルーズな付着汚染、強固な固着汚染及び母材表皮のごく薄い層に進入した汚染に分類される⁶⁾。

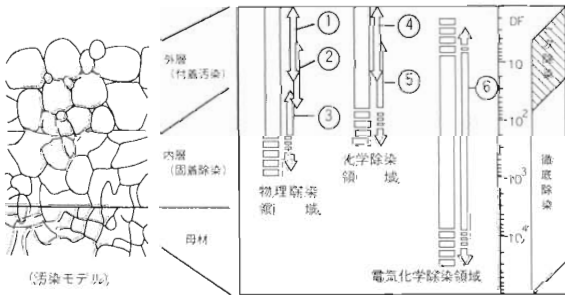


Fig.8 Decontamination Techniques

除染対象別適用性としては、化学・電気化学除染は主に金属に対する除染技術であり、物理除染は金属や非金属に広く適用できる技術である。そこで、除染技術の開発においては、次の各項に留意して実施する必要がある。

(1)現場ニーズに基づく開発

除染に際しては、汚染形態に合わせて最適な除染技術要素を適用し、必要最小限に除去することが重要である。したがって、汚染形態や対象物の性状に

合わせた除染技術を選定して、有効に適用させることにより二次廃棄物を含む廃棄物の発生が最も少ないシステム及び作業環境を改善する技術を開発する必要がある。

(2)目標の設定と阻害要因の除去

除染はその目標にそって実施し、成果はある程度予測できるが、結果の評価は必ずしも十分ではない。これは、除染効果を阻害する要因が影響している。例えば複雑な形状物は、物理除染や電気化学除染では与えるエネルギーが十分効果的に利用されない。塗膜や油分などの存在も同様で化学除染も阻害される。汚染形態も除染効果の良否に与える影響が大きい。したがって除染技術の開発に当ってはこれらの阻害要因をもとに、効果評価を予測して確認試験を行う必要がある。

以下に、一次除染として高線量廃棄物を低線量化し、かつ二次廃棄物の発生が少ない「アイスブラスト除染技術」の開発成果を紹介する。

3.1 アイスブラスト除染技術

(1)除染原理

アイスブラスト除染は、液体CO₂をドライアイス粒にして、ノズル先端より被除染物に噴射して汚染を除去する技術である。研磨材は、使用後昇華してガスとなるので、二次廃棄物は極めて少ない特徴がある²⁾。

(2)高圧ドライアイスブラスト除染装置

アイスブラスト粒子の研磨力は金属砥粒等に比べて弱いことから、高い除染効果は期待できないが、より高い除染効果を上げることと、剝離物が飛散し、床や壁を汚染させないことというニーズに基づく改良検討を行った。この結果を踏まえてドライアイスブラスト粒を高圧で噴射し被除染物を研磨する高圧ドライアイスブラスト除染装置と剝離物の飛散防止を行い効率良く処理できる除染フードシステムを開発した。除染性能は500μSv/h以下を目標とし、除染処理設備やセル内で使用できるように遠隔操作で取り扱えるようにした。Fig.9に高圧ドライアイスブラスト除染装置¹⁾を示す。

高圧ドライアイスブラスト除染装置は、液体CO₂ガスをペレタイザに供給し、高視度の粒状のドライアイスに成型され、空気圧縮機からの高圧空気流によってホースを経てブラストノズルから高速で噴射

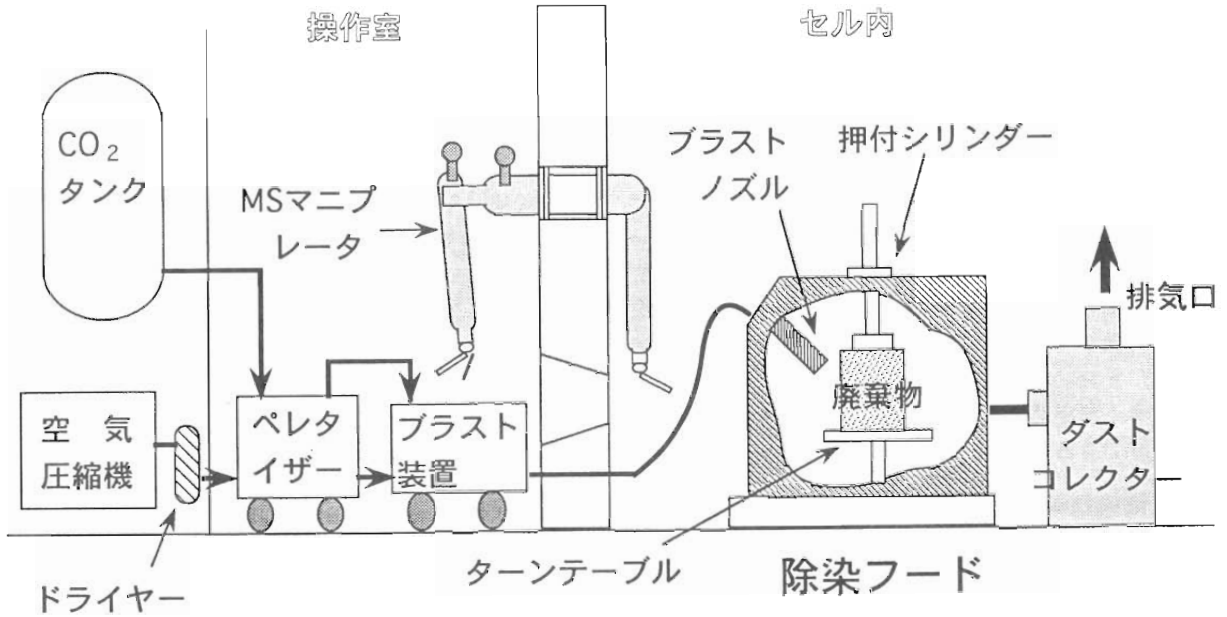


Fig.9 High Pressure Dry Ice Blast System

することができる。空気圧は最大22kg/cm²、空気量は最大14m³/min、吐出量は最大5.5kg/minでアイスブラスト除染装置²⁾に対して5～6倍の能力を有している。

除染フードシステムは、フード本体、ダストコレクタ、ブローで構成されており、アイスブラスト除染の際に発生するダスト、ミスト及び剥離物を回収するものである。除染時の被除染体に対するブラストノズルの角度は±15度の範囲で可変する事ができ、ターンテーブルは最大20rpmで回転する。剥離物等は、最大12m³/minの排気量で吸引され、ダストコレクタ及びヘパフィルタで回収できる。

(3) 高圧ドライアイスブラスト除染装置による除染

模擬廃棄物を用いて最適除染条件を決定し、実廃棄物の除染性能と剥離物の飛散防止効果の確認を行った。最適除染条件を決定する試験は、実廃棄物を模擬した試験体に約180μm厚の塗装をした模擬廃棄物を用いた。噴射圧力を9～15kgf/cm²、フィードレート(単位時間当りの圧空量とドライアイス粒量との混合比率)を30～50%、ノズル間距離を50～200mm、角度を0～60度とし、単位時間当たりの剥離面積(剥離速度)を測定した。測定結果を、Fig.10とFig.11に示す。圧力とフィードレートとも高いほうが良好な剥離力を得ることができるが、フィード

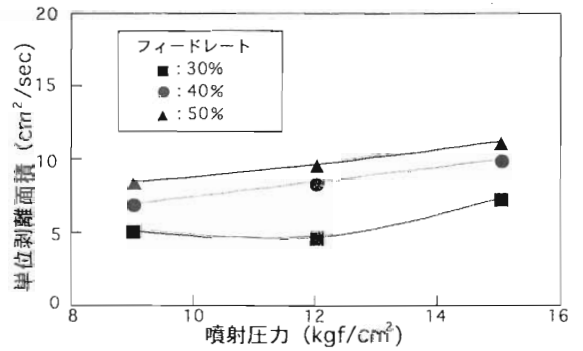


Fig.10 Vest of Condition (blast pressure)

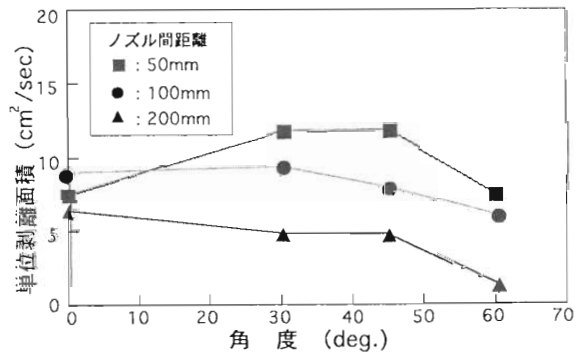


Fig.11 Vest of Condition (blast angle)

するドライアイス粒の経済性も含め評価し、圧力15 kgf/cm²、フィードレート30%とした。ノズル間距離とノズル角度は対象物の形状等を考慮して約100mmと30~40度とした⁷⁾。

実廃棄物除染試験は、Fig.12 に示すように除染フードシステムをセル内に設置して、表面線量当量率が数 mSv/h~160mSv/h の容器、工具、マニプレータの手首等の単純形状や複雑形状の12体の廃棄物を用い、流量 6 m³/min の圧縮空気でドライアイス粒を 5 kg/2.5min で繰り返し噴射し、その都度除染効果を測定した。試験結果を Fig.13 に示すように、ノズル間距離50~100mm、ノズル角度30度の

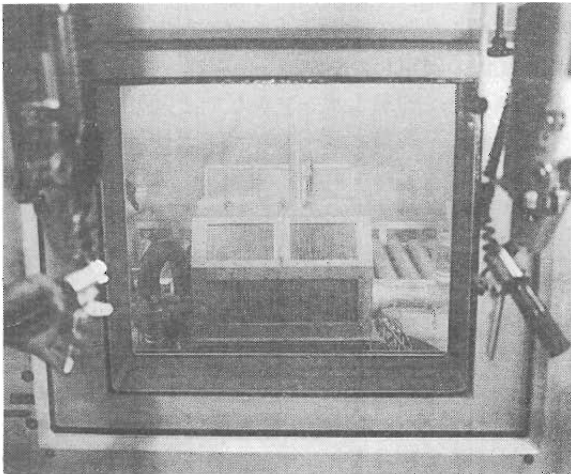


Fig.12 Decontamination Hood System in Cell

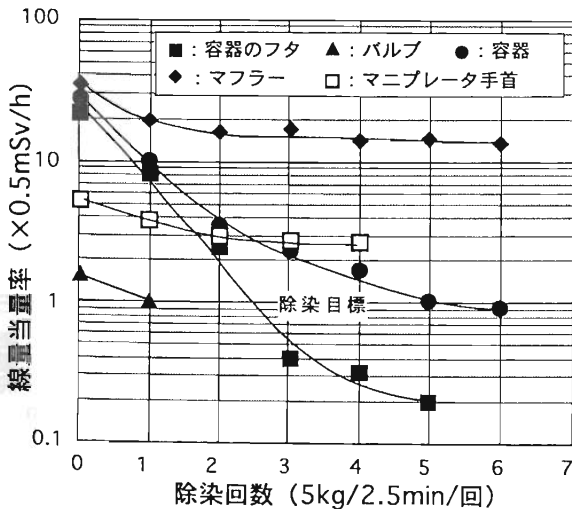


Fig.13 Results of Decontamination

条件で単純形状物 7 体を 500 μ Sv/h 以下にでき、最大100の DF を得た。残りの複雑形状物は、内部に汚染が残留し DF 5 程度しか得られなかった。また、剝離物については、各箇所を測定しフードシステム外へ飛散しないことを確認した⁷⁾。

(4)今後の計画

本装置は、比較的小物の除染を対象として開発を進め、本技術はセル内機器などの除染装置として導入された。今後は、大型廃棄物の部分除染を行う方法として、Fig.14 に示すドライアイスを噴射してすぐに吸引回収することにより飛散を防止する吸引ブラスト除染装置⁵⁾の開発を進めている。

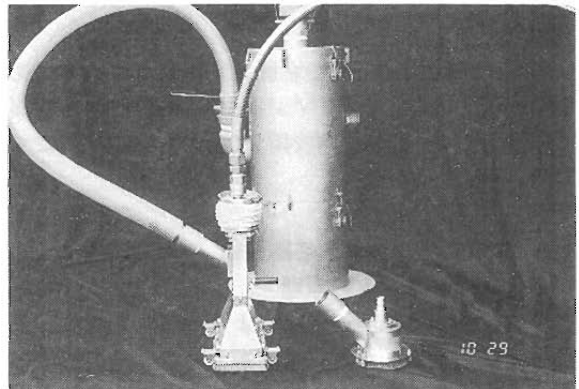


Fig.14 Suction Type Blast Decontamination System

4. 解体技術の開発

デコミッションング対象物の形状・寸法・材質等は、多種多様である。対象物を解体するためには、適用範囲が制限されやすい既存の各種切断技術あるいは破碎等による解体技術の応用や、適用範囲の広い技術を新規に開発する必要がある。

デコミッションングに適用する解体技術は、①剪断や切削等による機械式切断と、②ガスやアーク熱等による熱的切断の二種類に大別される。

(1)機械式切断技術

一般産業界において広く利用されており、既に実用化された多くの技術がある。しかし、デコミッションングに適用するためには、遠隔操作化や複雑な設備あるいは機器の配置に対応するための自在性及び多種多様な解体対象物への適用性等に関する開発課題がある。

(2)熱的切断技術

切断能力及び自在性に優れた物が多いが、材質により適用する機種が異なり、ガス切断のようにSS材には適するがSUS材には適さないものや、プラズマアーク法のように導電性のある材質にのみに適用可能なものなどがある。これらは、主に金属を対象とした切断技術であるが、デコミッションングを考えた場合、耐火レンガやコンクリートのような非金属の解体についても技術を確認する必要がある。金属ばかりでなく、非金属の解体も可能であり、材質に対する適用性が広いという特徴を有する切断技術としては、プラズマジェット法やレーザー法¹⁾を用いた切断及び破碎(サーマルショック)等があり、デコミッションングにおける解体技術として特に有望な技術である。

以下に熱的切断でかつ金属・非金属とも同時に切断を可能とする「プラズマジェット切断技術」と遠隔で解体を行う「遠隔解体技術」に関する開発状況について述べる。

4.1 プラズマジェット切断技術

(1) プラズマジェットの原理

一般に物質は温度の上昇により固体から液体、気体へと変化する。さらに温度を上昇させると原子が激しい熱運動をおこし、陽イオンと電子に分離される。このような状態をプラズマ状態という。

プラズマジェット切断法は、Fig.15 に示すように(プラズマトーチ内の電極と切断物間で発生する高温のプラズマにより切断を行うプラズマアーク法に対し)電極をプラズマトーチのみに持たせ、電極間に電荷をかけることによりプラズマを形成し、さらに高速のガスによって冷却すると、熱的ピンチ効果によってアークを収縮させ、エネルギー密度を高めて超高温となり、ノズルから高速で噴出されるプ

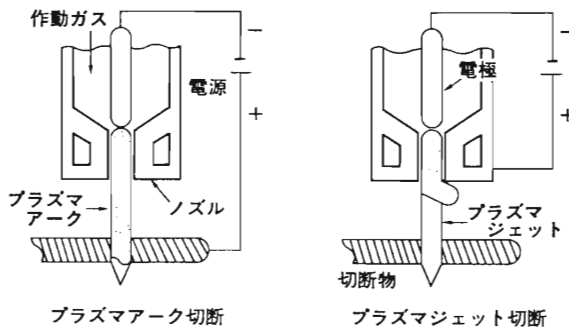


Fig.15 Plasma Cutting Method

ラズマジェットで切断を行うものである⁸⁾。

(2) プラズマジェットトーチの開発

核燃料施設のデコミッションング用切断技術は、施設の構成機器の材料厚さから判断して、金属で20mm、耐火物で100mmの切断能力(但し、床壁等の数十cmのコンクリートは除く)を有し、かつマニプレータ等の遠隔操作装置で取り扱えるプラズマジェットトーチの開発を行った。プラズマジェットトーチの開発のポイントとしては、トーチ内部に陽極を構成することと、この陽極となるチップの構造を小型化することである。

プラズマジェットは、チップに設けたノズルがつくる気流の流れと、プラズマ化したガスが回りから冷やされることで緊縮する性質を利用して、高温・高密度化の安定したジェットが得られる。この効果を、ウォール効果とサーマルピンチ効果と呼ぶ。十分なウォール効果とサーマルピンチ効果が得られないと、プラズマ流がチップ先端で広がり、移動を繰り返す陽極点がノズルの外にできるようになって、チップが溶融あるいは消耗し安定なジェットが得られなくなる。

開発に当たっては、これらの効果を踏まえながら、チップを対象に冷却水の流れる冷却部構造、チップのノズル拘束比(ノズル径とノズル拘束部長さの比)、またチップの耐久性を向上するためのチップ材料等を各々パラメータ試験によって決定した。特にチップのノズル拘束比については、ノズル径とノズル長さをパラメータにノズル拘束比を1~5の間で、チップ消耗量と溶融厚について試験を行った。試験の結果、Fig.16 に示すようにノズル拘束比2.5以上でチップの消耗がほとんどなく、溶融厚はノズル拘束比2.5~3が最大であることがわかつ

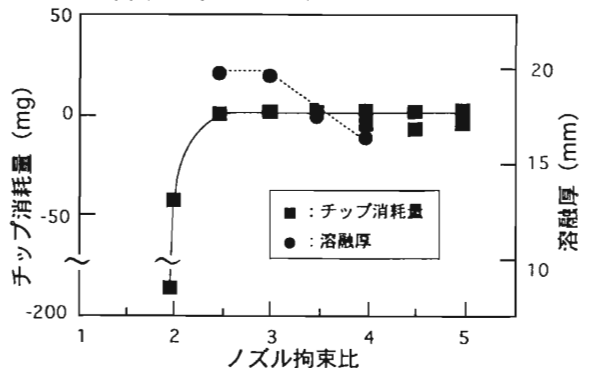


Fig.16 Nozzle Restriction Ratio

た。このことから、ノズル拘束比は3とした。チップの材料選定に当たっては、一般に使用されている電気伝導度や熱伝導度の良い銅に対して、融点は同じくらいで電気伝導度と熱伝導度が違うCu系合金と融点の高いインコネル等で製作した各種チップを対象に、プラズマ流の安定性、収束性、プラズマ流の射出時間を調べた。この結果、Cu-Zr合金の場合において5時間経過後も安定したプラズマ流が得られた。

これらの試験結果等を基に、Fig.17に示すプラズマジェットトーチを開発し、その性能を試験により確認した結果、金属の切断性能はFig.18に示すとおり45mmまで切断可能である。非金属については、耐火レンガでは約45mmの板厚が切断でき、電鍍

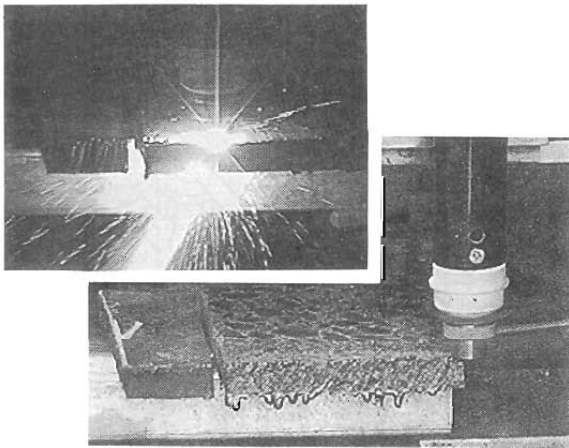


Fig.17 Plasma Jet Torch

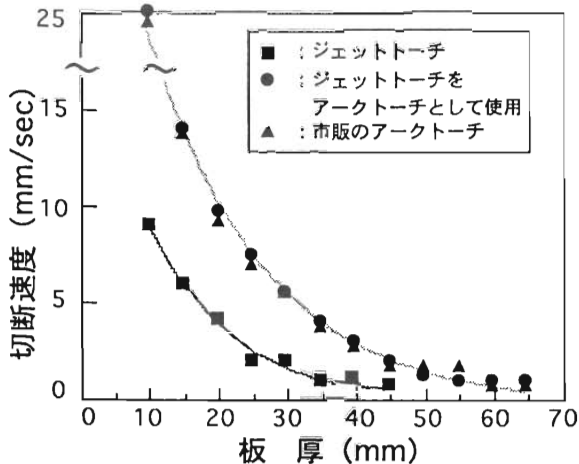


Fig.18 Results of Cutting

レンガについてはプラズマ流のサーマルショックで150mm厚の破碎が可能であった。また、プラズマジェットトーチは、電源系統の組み替えと最適な電流値を設定することにより、プラズマアークトーチとして使用できる条件を見いだした。この条件で金属の切断性能を確認した結果、Fig.18に示すとおり65mmの切断ができ、市販のプラズマアークトーチと同等な性能を持たすことができた。

(3)今後の計画

デコミッションングに十分適用可能な実用型のプラズマジェットトーチが開発できた。今後は、切断能力の向上のみならず消耗品の耐久性や遠隔操作によるメンテナンス性の向上等を図る。さらに、デコミッションング対象の施設には、特殊な設備や機器を構成する数十mm以上の金属やセルを構成している数mのコンクリート等があり、これらに対して切断能力の向上を図って行く。

4.2 遠隔解体技術

解体技術の開発に際しては、作業スペースの制限、デコミッションング対象設備あるいは機器の複雑な配置等にも対応可能なように考慮していく必要がある。また、作業者の直接作業及び被曝等に対する安全性を確保するためには、ロボット等との組み合わせによる自動化及び遠隔操作技術の開発も不可欠である。

この課題に対して、Fig.19に示すようにロボットは解体治工具の搬送と解体対象機器等への取り付け取り外しの作業を受け持ち、ロボットによって解体対象機器等へ取り付けられたあとの解体治工具は単独で解体作業を行うという遠隔解体技術の概念を考案した¹⁾。この概念を基に、ロボットでハンドリングできる各種切断ツールの要素開発を進めている。以下に、施設内でわりと多くを占める配管の切断を対象に開発を進めている要素技術として、機械式切断の「メタルツール」と熱的切断の「プラズマツール」について概要を紹介する。

Fig.20に示すメタルツールは、50kg・cm以上のクランプ力で切断対象配管に把持固定し、ツール内に設けた回転刃の押しつけ機構により、切断する配管に回転刃を押しつけながら、0.3mm/minの回転速度で20A(27mmφ)~50A(60.5mmφ)の配管を遠隔操作で自動的に切断する装置である⁵⁾。また、Fig.21

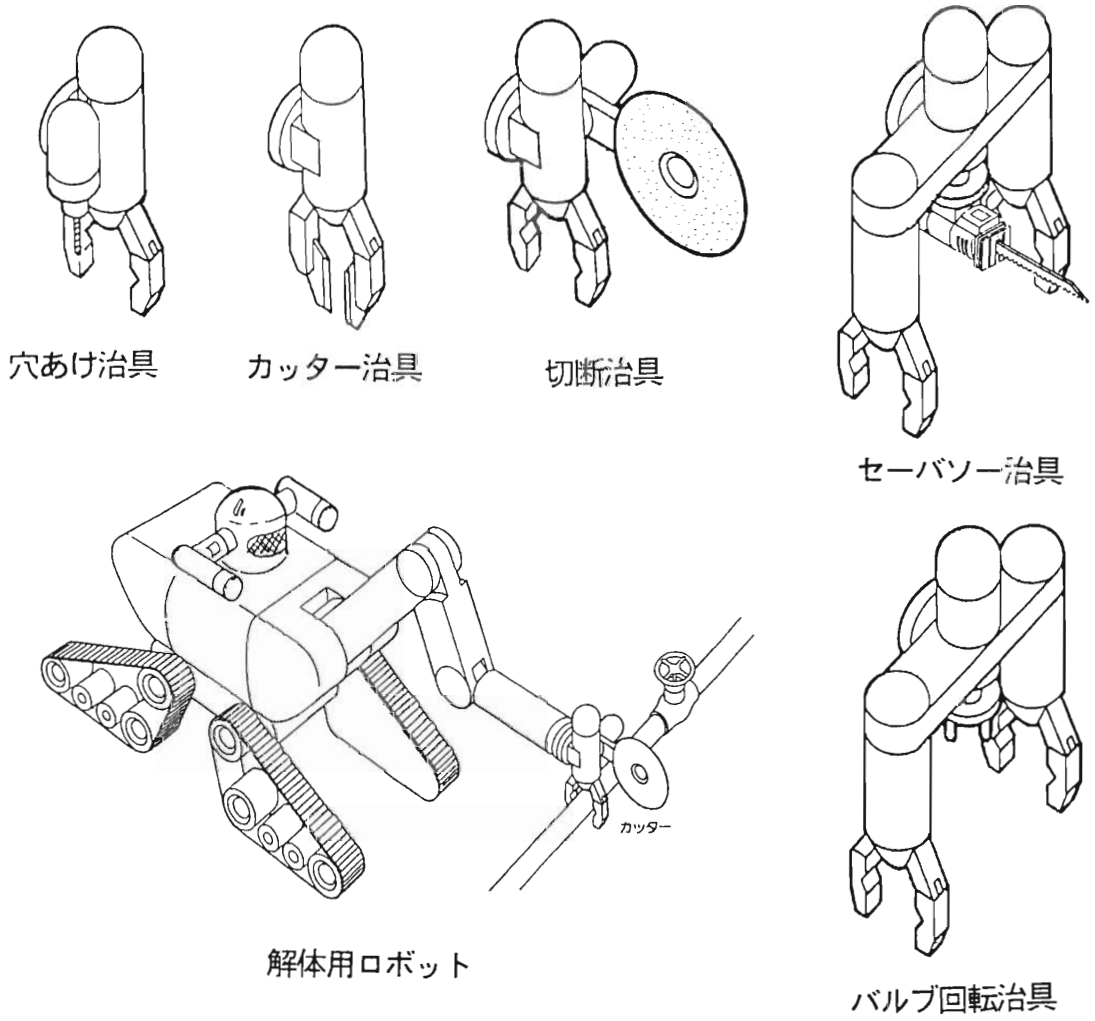


Fig.19 Remote Dismantling Techniques

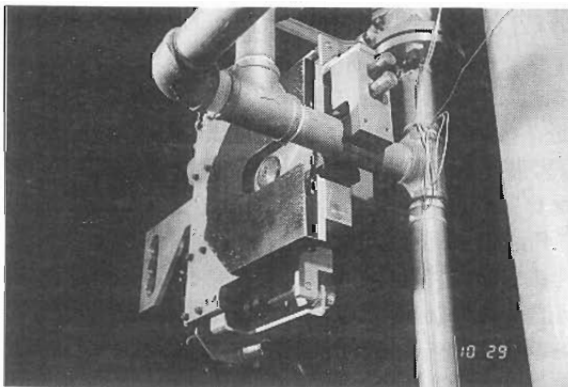


Fig.20 Metal Saw Tool

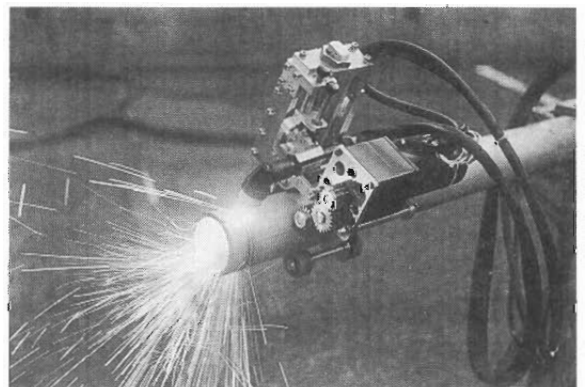


Fig.21 Plasma Tool

に示すプラズマツールは、メタルツールと同様に50kg・cm以上のクランプ力で40A(48.6mmφ)~100A(114.3mmφ)の切断対象配管に把持固定することができる。ツールにプラズマトーチ(アークあるいはジェット)を搭載し、回転速度2~30mm/min(トーチ先端周速度、可変)で遠隔操作により自動的に配管を切断していく装置である。スタンドオフ調整機構は、ストロークで68mm、スイングで20度の範囲を有している。

これらのツールは、配管への接近性や着脱性および切断性能等についてモックアップ試験を行った結果、ツール単体としての実用性は十分確認できた。今後は、現在平行して開発を進めているロボット^{1,10)}との組み合わせやツールの軽量化を図る。解体のみならず測定や除染用のツールなども含め、デコミッショニングに必要な各種ツールの要素技術を開発整備し、ニーズに応じた技術的支援を行う。

5. あとがき

核燃料サイクル施設等のデコミッショニングに関する、各要素技術の研究開発の実績と現状について述べた。今後は、次のような課題を解決しながら、要素技術の成果等を本格的なデコミッショニング技術へと発展させて行く。

- (1)測定技術については、デコミッショニング時の汚染廃棄物の発生と種類により、その管理手法が異なることから、解体後の放射能インベントリ評価、特に区分管理の境界線である α 線の測定技術を確立する必要がある。
- (2)廃棄物の徹底除染技術の確立はもちろんのこと、作業環境改善に係わる除染技術の開発を行う。作業環境改善は、化学薬品や研磨材を用いた除染技術の適用が効果的であると考えられる。これらの多くは二次廃棄物の発生が多くなる傾向にあるために、二次廃棄物の低減化技術の確立を図る必要がある。
- (3)施設全体の解体撤去を考えた場合、極端に厚みを持った機器やコンクリート等の解体、あるいは切断を行う治工具が必要となる。特に遠隔解体技術は、切断能力と治工具の大きさが比例して大きくなる。この相反する事象を解決しながら、遠隔操作装置で取り扱える小型・軽量の遠隔解体技術を開発する必

要がある。

(4)高放射線、高汚染環境下に設置されている大型設備や複雑な形状の機器などを解体するためには、遠隔で自動的に効率よく安全に行う必要がある。このために測定・除染・解体等に関する各々のツールや、ツールを把持し作業を行うための搬送と移動機能を有するロボットを開発する必要がある。

(5)核燃料サイクル施設等のデコミッショニングの効率的な実施を現実にするためには、要素技術開発や他のデータベース等も含めて十分な実施計画を練り、解体工法、被曝量、廃棄物発生量、工期、コスト等について評価検討の行えるデコミッショニング評価システムを確立する必要がある。

参考文献

- 1) 谷本健一、他：大洗工学センターにおける核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発、動燃技報、No84、(1992,12)
- 2) 宮尾英彦：放射性廃棄物処理技術開発、動燃技報、No73、(1990,3)
- 3) 菅谷敏克、他：放射線映像化装置の開発、日本原子力学会誌、Vol30、No11、(1988)
- 4) 塩月正雄、他：放射線映像化装置の実用化研究、日本原子力学会「1990年春の年会」予稿集、K24
- 5) 原光男：デコミッショニング技術の開発、動燃パンフレット、PNC TN9530 93-001、(1993,11)
- 6) 安中秀雄：原子力施設における除染技術の実際と今後の技術課題、(株)産業技術出版社主催講習会資料、(1986,10)
- 7) 福井康太、他：高圧ドライアイスプラストシステムによる廃棄物処理の効率化、日本原子力学会、「1994年春の年会」予稿集、A4
- 8) 藤田譲、他：最新切断技術総覧、(株)産業技術サービスセンター、(1985)
- 9) 菅谷敏克、他：プラズマジェット法による切断技術開発、日本原子力学会「1992年秋の大会」予稿集、H46
- 10) 菊地豊、他：自動溶断ロボットの開発、日本原子力学会「1990年春の年会」予稿集、K22

安全作業用コンテインメントシステムの技術開発

大森 宏之*, 宮尾 英彦*, 古屋 廣高**,
立岩 正明***, 鎌田 博文***, 中川路 勇***

Development of Containment system for Application to Decommissioning of Nuclear Facilities

Hiroyuki OMORI, Hidehiko MIYAO, Hirotaka FURUYA,
Masaaki TACHIWA, Hirofumi KAMATA and Isamu NAKAKAWAJI

Greenhouses are usually used for preventing the spread out of contamination at the operation area of decommissioning or refurbishment of nuclear facilities or equipment. But the greenhouse takes much time to assemble or disassemble and come into wastes every operation.

We are developing the improved containment system, which is reusable and easy for assembling or disassembling and carrying and storage. The containment unit consists of air tube frames and plastic sheets, which are joined together with fastener.

The system is possible to make light-weight and easy to assemble/disassemble, and expand horizontally by connecting the units. Plastic sheets prevent from radio active contamination by covering on its interior surface with adhesive multilayer film, only which is wasted. Therefore, we are possible to maintain the containment of necessary working space easily and reuse it.

1. はじめに

原子力施設の解体や設備の保守・改修作業において、放射能による汚染の拡大を防止するためのコンテインメントとして、従来は鉄製パイプ枠にビニールシートを張った簡易なグリーンハウスが一般的に使用されており、使用完了後は解体してビニールシート類はその都度廃棄されている。

筆者らは、コンテインメントをユニット化、軽量化、規格化して、組立・解体作業を容易にすると共に、気密性や使用上における安全性の向上ならびに

再使用による廃棄物量低減等を目指し、原子力施設のデコミッショニングへの実用化を目的に安全作業用コンテインメントシステムの技術開発を進めている。ここでは平成4、5年度の2年間で得られた技術開発の成果を紹介する。

2. コンテインメントの現状と要求機能

2.1 国内外の現状

コンテインメント技術開発の着手に先立って、既存技術について調査、整理した。

調査内容は、国内外において近年使用されたコン

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

* (財)原子力施設デコミッショニング研究協会(RANDEC)

** 九州大学(KYU)SHU University)

*** 大成建設株式会社 エンジニアリング本部(TAISEI Corporation)

テインメントのいくつかを対象に、基本構造、サイズ、負圧維持方法、付帯設備、火気作業対策、α核種対策、内面除染方法等について調査した。その調査結果の要約を Table 1 に示す。

ほとんどがビニールやペニヤ板による仮設的なものであるが、特徴的なものとしては、フランスのステンレス製及びイギリスのガラス強化プラスチック製によるモジュール化したパネルを組み合わせてコンテナメントを構築する構造で、気密性、再使用性等必要な機能・性能を有している。

Table 1 Containment System at Present

項目	国内	国外
基本構造	↑一般的には鋼管76-Aにヒートシートの張った方式 ↑76-Aの設置方式(東電原発) ↑H型鋼76-Aの可動方式(JPDR)	↑SUS製76-Aの組合せ方式(仏国) ↑GRP製76-Aの組合せ方式(英国) ↑鋼管76-Aにヒートシート張り方式(米国)
サイズ	L: 1.5m × W: 2.0m × H: 2.0m L: 11.0m × W: 5.0m × H: 5.0m	L: 4.6m × W: 2.8m × H: 2.4m L: 10.0m × W: 4.0m × H: 3.0m
負圧維持方法	↑排気ファンによる強制排気 ↑α核種用では-5~-10mmAqを維持	↑排気ファンによる強制排気 ↑接合部は必要に応じて目地処理 ↑α核種用では-3~-30mmAqの範囲
付加機能	↑排気ファン、放射線監視装置、連絡装置、非常用設備、等	↑排気ファン、放射線監視装置、連絡装置、コネクト供給管、廃棄物搬出4-t、非常用設備、等
火気作業対策	↑局所的防火対策	↑未実施
α核種対策	↑ヒートシートの二重張り ↑汚染コフレームを別途設ける	↑4層構造による気密性向上
内面除染方法	↑除染せずにその都度廃棄	↑2層構造のヒートシート張り、研磨

2.2 要求機能・性能

原子力施設のデコミッションングへ適用するコンテナメントに要求される重要な機能・性能として放射性物質の漏洩防止、構造安定性があり、また、保有すべき機能・性能として汎用性、再使用性、耐汚染性、組立・解体容易性、軽量性、付帯設備の付加容易性、透光性、耐熱性(ある程度の耐火性)等が挙げられる。

ここでは、コンテナメントの本質である放射性物質漏洩防止性の向上に構造的安定性を加え、さらに他の項目を考慮しながらコンテナメントの開発を進めている。

3. コンテナメントの技術開発

3.1 条件設定

コンテナメントの構造を検討するにあたって基本的条件を以下のように設定した。

- ・負圧維持(最大負圧-30mmAq)することにより

- ・コンテナメント自身に加わる力を外力とする。
- ・火気作業は、作業の必要性に応じた局所防火対策を講じる。

- ・1ユニットのサイズは、

標準ユニット:

2.5m(長さ)×2.5m(幅)×2.5m(高さ)

大型ユニット:

5.0m(長さ)×5.0m(幅)×2.5m(高さ)

程度とする。

- ・拡張可能な構造とする。

3.2 基本構造

3.2.1 標準ユニットの構造とその組合せ

本技術開発のコンテナメントには、空気膜を応用したエアチューブ式構造を採用することにより、先に示した要求機能・性能を満足させることとしている。

このエアチューブ式コンテナメントとは、空気で加圧した円柱状エアチューブを梁と柱として、ジョイント金物を介して接続することによりフレームを構築する。そして、このフレームの内側に半透明の外膜材を接続して張ることにより、コンテナメントとして必要な作業空間を構築するものである。

また、本コンテナメントはユニット単位で構築できる構造とし、それを複数組み合わせ拡張することにより、必要な作業空間に対応できるものである。ユニットの組合せ概念を Fig.1 に示す。

なお、平成4、5年度までの開発では、標準ユニットを製作し試験を行っている。

3.2.2 構成部材

(1)エアチューブ

エアチューブは、内部を空気で加圧維持するために気密性及びその加圧維持とコンテナメントの負圧によって加わる曲げモーメントに耐え得る強度の材料が必要である。

そこで、この2つ要求に対しては、エアチューブを2重構造とすることで対処した。すなわち、内側にはネオプレンゴムを用いて気密性を確保し、また、外側には塩化ビニールコーティングポリエステル繊維布(引張強度: 400kg/3cm)を用いて、外径250mmの直円柱状のエアチューブを構築した。

なお、エアチューブの常用最大内圧力は3kg/cm²

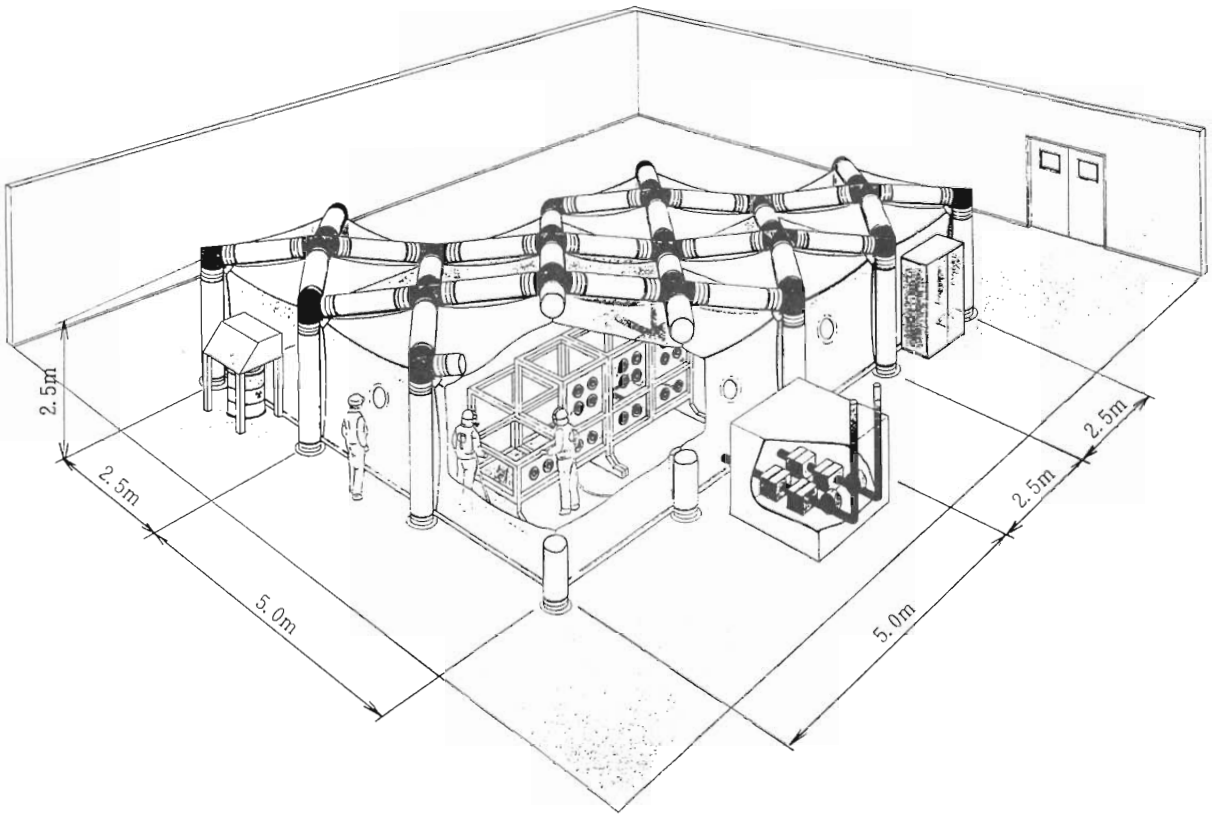


Fig.1 Design Schematic of Containment System

とした。

(2)ジョイント金物

直円柱状のエアチューブでコンテインメントのフレームを構築するために、折点や交点にジョイントを設けた。このジョイントには、要求される強度、耐久性及び運搬・組立・解体作業を容易にする軽量化の観点でアルミニウム合金を採用し加工した。

(3)外膜材

放射能汚染拡散防止のバリアとする外膜材には、負圧に対する耐力や運搬・組立・解体作業に対する耐屈曲性、耐久性及びコンテインメント内部の監視のための透視性や採光のための透光性等の観点から、半透明の塩化ビニールコーティングポリエステル繊維布(引張強度：65kg/3cm、厚さ：0.96mm、透光率：76%)を採用した。周囲にはスライドファスナーを溶着して、外膜材を相互に接合できる構造

とした。また、壁外膜材には中央部に透明の監視窓を設けた。

(4)出入口

扉の開閉によるコンテインメント内部の負圧低下を低減するため、作業員等のコンテインメントへの出入りには、気密性の高い専用の出入口を設けた。この出入口は、扉を2重とし、出入口全体をコンテインメント本体に対する前室ユニット構造とした。また、運搬を容易にするため、アルミニウム合金材を用いた解体可能な軽量構造となっている。

3.2.3 部材の接合

(1)エアチューブとジョイント金物の接合

直円柱状のエアチューブ相互はジョイント金物を介して接続し、コンテインメントのフレームを構築している。また、このエアチューブとジョイント金

物は接続・分離が可能な構造であり、その作業が容易なように接合部には高強度のスライドファスナー(横方向引張強度:165kg/3cm)を採用している。このジョイント金物接合部を Photo 1 に示す。

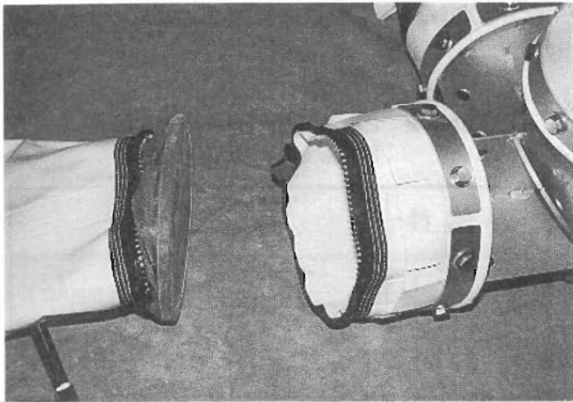


Photo 1 Connection of Air Tube with Joint

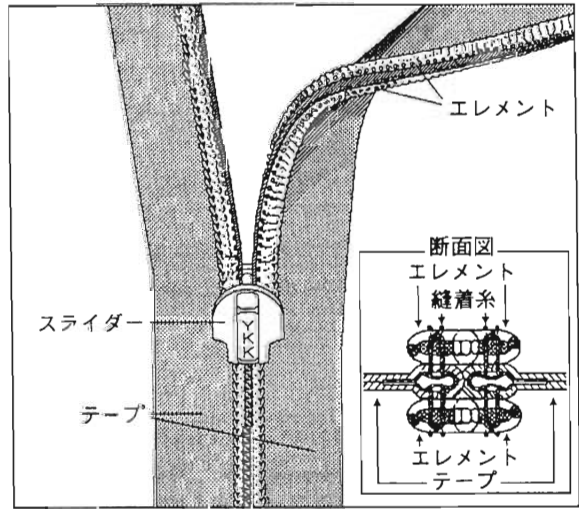


Fig.2 Design Schematic of Fastener

(2)外膜材相互及びコンテインメントと出入口の接合
半透明の外膜材は天井膜1枚、壁膜4枚を接続して作業空間を確保し、コンテインメント標準ユニットのバリアを構築している。この外膜材相互の接合には、スライドファスナーを採用し、接続・分離を容易にしている。

このスライドファスナーには、気密性、開閉容易性、開閉耐久性、外膜材との気密接合容易性、外膜材に追従可能な柔軟性等の要求性能から、塩化ビニールコーティングポリエステル繊維布のテープにポリエステル製のエレメントを縫着した簡易防水タイプのスライドファスナー(横方向引張強度:70kg/3cm)を採用した。このスライドファスナーの構造を Fig.2 に示す。

また、コンテインメント本体と出入口ユニットの接合にも先のスライドファスナーで接続・分離ができる構造とした。

(3)エアチューブと外膜材の接合

コンテインメントのフレームを構成するエアチューブと作業空間を構成する外膜材との接合は、押出しタイプの面ファスナー(通称はマジックテープ、以下マジックテープと呼ぶ)により35cm間隔でワンタッチで接合固定する方法で、組立・解体作業を容易にしている。この接合状況を Photo 2 に示す。

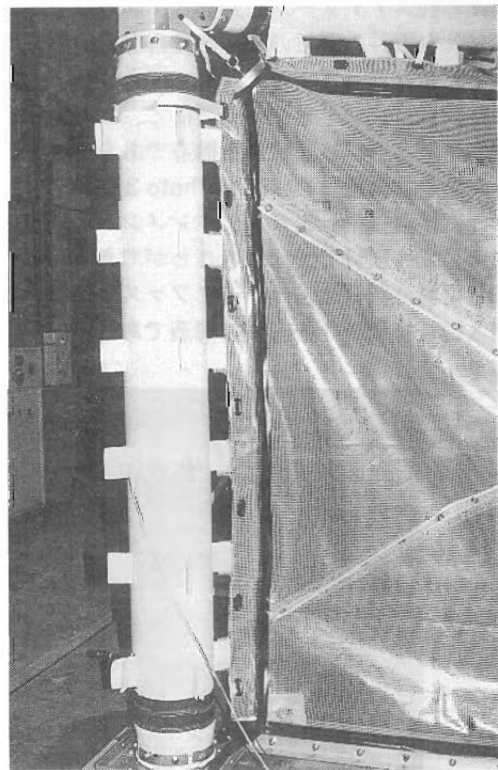


Photo 2 Connection of Air Tube with Enclosure Sheet

(4)柱エアチューブと壁外膜材の床への接合固定

柱エアチューブの床への固定は、既設の床に損傷を与えることができない場合も想定し、柱脚プレートの設置・撤去が容易で、かつ、固定が確実な方法として、柱脚プレートをマジックテープにて床に固定する構造とした。

壁外膜材の床への固定は、アルミ製アングル材をコーナー部の柱脚プレートにボルト固定し、このアングル材に予め取り付け付けた端尺の外膜材と壁外膜材とをスライドファスナーで接続する構造である。

(後出 Fig.5 参照)

3.2.4 平面拡張接合

本コンテナメントはユニットを複数組合せることにより、平面的に接合拡張でき、作業内容に応じて必要な空間を確保できることが特徴の一つである。

コンテナメントユニットの接合は互いに向き合う側面の柱エアチューブを共有し、ユニット間の壁外膜材及び天井外膜材の間隙を接合専用の外膜材を介して、スライドファスナーにて接合する。この接合用外膜材は、マジックテープにて、共有する中間の柱エアチューブに固定する構造である。コンテナメントの拡張接合の状況を Photo 3 に示す。

また、接合拡張したコンテナメントの間は、必要に応じて外膜材で間仕切ることができる。この間仕切り用壁外膜材は、スライドファスナーによる簡易出入口及び通気孔を有する構造である。

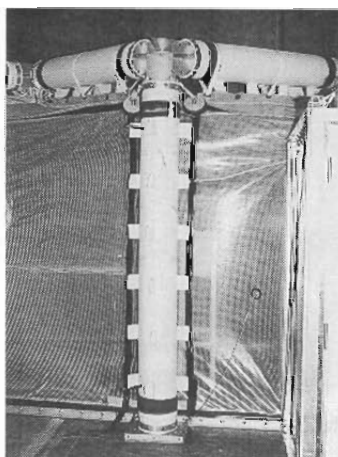


Photo 3 Joint of Enclousure System

3.2.5 構造安定性試験

上記構造のコンテナメント標準ユニットを対象に、負圧に対するエアチューブ(フレーム)の変位量、外膜材の変位量、エアチューブの床設置部の変位量に関する構造安定性の試験を実施した。

なお、各試験とも試験条件を Table 2 のように設定した。

Table 2 Parameter for The Test of Structural Stability

試験条件	設定値
負圧	0, -10, -20, -30(mmAq)
エアチューブ内圧	2, 3(kg/cm ²)

(1)エアチューブの変位量

コンテナメントのフレームを構築するエアチューブの柱頂部水平方向と梁中央頂部垂直方向の変位量及び柱エアチューブ中間部の水平方向の変位量を測定した結果、Table 3 に示した最大変位量が得られ、構造計算の結果ともほぼ一致し、フレームとして必要な剛性が確保されていることが確認された。

なお、変位測定位置を Fig.3 に示す。

Table 3 Measurement Results for Displacement of Air Tube Frame

エアチューブ内圧	①柱頂部 〔水平方向〕	②梁中央部 〔垂直上方向〕	③柱中央部 〔柱中間部〕
2.0(kgf/cm ²)	27(mm)	24(mm)	16(mm)
3.0(kgf/cm ²)	25(mm)	20(mm)	14(mm)

(コンテナメント負圧: -30mmAq)

(2)外膜材の変位量

コンテナメント内部を負圧にすると外膜材が内側に変形するため、室内の有効空間が減少する。その変形を防止する対策を施し、その効果を確認した。

検討した4ケースの対策を Fig.4 に示す。これらのケースについて試験を実施した結果、コンテナ

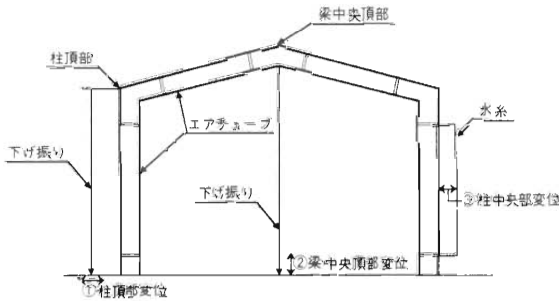


Fig.3 Measured Points for Displacement of Air Tube Frame

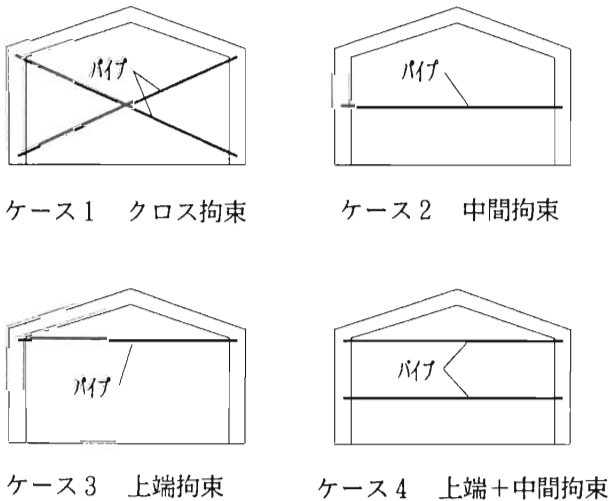


Fig.4 Measures to Prevent Displacement of Enclosure Sheets

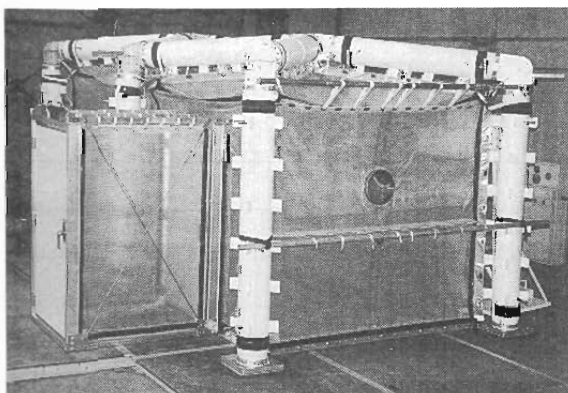


Photo 4 Better Measures to Prevent Displacement of Enclosure Sheets

メント両端の柱エアチューブに端部を支持した2段のパイプへ壁外膜材を固定するケース4が最も変位量が少なく、その変位量は95mmであり、対策を施さないケースと比較し73%減少した。また、この変位量は内部有効幅に対し4%であった。(Photo 4 参照)

この変形防止策は、コンテナメント内の作業内容により、必要に応じて施すこととしている。

(3)柱エアチューブの床設置部の変位量

柱エアチューブには内部負圧に伴い曲げモーメントが生じるため、床へ固定する柱脚プレートに回転力が生じる。コンテナメントを安定して設置するためには、この回転力を抑える確実な床固定が必要となる。

そこで、柱脚プレートがマジックテープで確実に床へ固定されているかを試験により確認した。

その結果は、柱脚プレートの床に対する水平方向のずれや垂直方向の浮き上がりはなく、安定状態を維持でき、床への固定方法として良好であることが確認された。なお、マジックテープを使用せずに、ただ置いただけのケースでは負圧-30mmAq時に最大4mm浮き上がったが、水平方向のずれが生じないため、負圧設定値が低い場合では、固定せずにただ置くだけでも支障がないと考えられる。

3.3 コンテナメントの組立・解体

本コンテナメントは、標準ユニット1基の全重量が127kgで、また、部材1ケの最大重量は、梁エアチューブ交差ジョイント金物の11.8kgであるため、全て人力で容易に運搬・組立・解体が可能である。また、部材間の接合として、エアチューブ相互の接合にはジョイント金物を、また、外膜相互の接合にはスライドファスナーを、そして、エアチューブと外膜材との接合にはマジックテープを用いているので、これらの接合部は容易な接続・分離が可能となり、機器工具類を使用しないでコンテナメントの組立・解体ができる。

したがって、標準ユニット1基の組立は作業員4人で約2時間、また、解体は作業員4人で約30分間で完了している。

組立の主な手順は、天井を構成する梁エアチューブ4本と天井外膜材1枚を地組みし、その後、柱エアチューブ4本を各梁エアチューブ端部に接続し、

エアチューブ内を加圧してコンテナメントのフレームを自立構築する。そして、壁外膜材4枚を接続し、床との接合部等の密閉作業を行って完了する。解体は逆の手順で進めて完了する。

3.4 気密性

(1)気密保持方法

本コンテナメント作業空間の気密保持は、コンテナメントの本質である放射性物質の漏洩防止性の観点から重要な課題である。

そこで、作業空間を確保しバリアとなる外膜材には強度等の要求性能を満足し、かつ、気密性の高い塩化ビニールコーティングポリエステル繊維布を採用すると共に、この外膜材の接合には気密性は無論のこと接続・分離作業の容易性、耐久性、耐屈曲性に優れる簡易防水タイプのスライドファスナーを採用した。また、コンテナメントを床に設置する際の床との接合部の気密保持については、設置する床の仕上げ状況が多様多様であることを想定して、どのような状況でも対応可能なように、壁外膜材下部の全周囲に補助膜を溶着し、この補助膜を床に両面接着テープで固定することにより、気密性を確保した。このコンテナメントと床との接合方法を Fig.5 に示す。

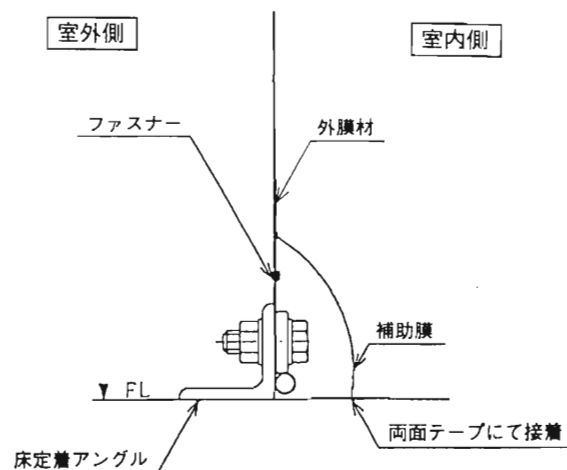


Fig.5 Connection of Enclousure Sheet with Floor

(2)気密性試験

このような構造のコンテナメントについて、内部を負圧にした状態における気密性を試験により確

認した。

また、コンテナメントの最大設定負圧である -30mmAq を維持している状態から、排気ファンを停止・密封した後に生じる負圧の経時変化も確認した。

試験方法は、標準ユニット1基を対象として、排気ファンを用い、コンテナメント内部を一定の負圧に維持した時の排気ダクト内風速を測定し、単位時間当たりの排気量を算出する。この値をコンテナメントの空気漏洩量とし、気密性を評価した。この試験結果を Fig.6 に示す。

また、負圧の経時変化については、負圧ゼロまで低下するのに要する時間を測定した。この試験結果を Fig.7 に示す。

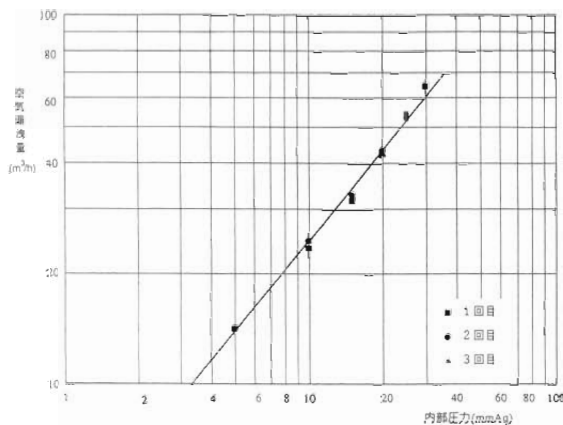


Fig.6 Relation Between Air Leakage and Negative Pressure

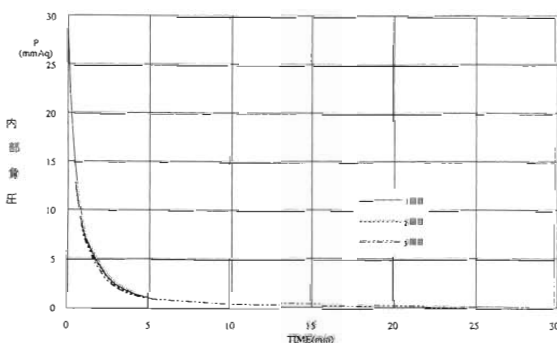


Fig.7 Relation Between Time and Negative Pressure Change

空気漏洩量は -5 mmAq のとき $14.3\text{ m}^3/\text{h}$ である。負圧を高めていくと空気漏洩量も増加し、 -30 mmAq のときの空気漏洩量は $64.9\text{ m}^3/\text{h}$ である。この値は換気回数で $4.3\text{ 回}/\text{h}$ に相当する。また、散在している微細な漏洩箇所を計算上集合させた隙間開口面積は 8.2 cm^2 となる。

負圧の経時変化は、 -30 mmAq から -5 mmAq までは1分49秒と比較的短時間で低下するが、その後の -5 mmAq から -1 mmAq まで3分30秒、 -1 mmAq から 0 mmAq まで22分18秒を要し、比較的緩やかに低下していくことが把握できた。

本コンテナメントでは、気密性に優れた部材で構築しているが、上記試験結果の如く、完全な密閉空間ではないため、常時コンテナメント内を適切な負圧に維持することにより、コンテナメント内部で扱う放射性物質の外部への漏洩を防止するものである。したがって、排気ファンの連続運転が重要となるが、停電により電源が喪失した場合でも、非常用電源への切り替えに要する時間ある程度負圧が維持できることが確認できた。

3.5 内面の汚染防止

(1)汚染防止方法

コンテナメント内部では放射化、または放射能汚染された機器や躯体の除染作業、あるいは解体作業を行うため、必然的にコンテナメント内面が汚染される可能性がある。しかしながら、従来のように汚染されたコンテナメント構成部材をその都度廃棄していたのでは、放射性廃棄物量低減の観点から好ましくない。また、汚染された内面を除染しても、ウエスなどの放射性二次廃棄物が生じ、同じ観点で好ましくない。

そこで、除染作業がなく、かつ、廃棄物量も少ないコンテナメント内面の汚染防止対策として、コンテナメント組立時のクリーンな状態でコンテナメント内面に薄い粘着性シートを貼付することとした。機器類の除染や解体作業で生じる汚染の一部をこの内面貼付シートで捕獲し、コンテナメントを撤去する前に内面貼付シートを剝離させることにより、コンテナメント本体が直接汚染しないように対策を施した。また、二次汚染防止については、内面貼付シートの作業空間側表面にも粘着性を持たせて、一度捕獲した汚染物質を再浮遊させないよう

にし、さらに作業時間の長期化に伴う捕獲汚染物の増加防止対策については、シートを積層に重ね、汚染の程度に応じて内表面側から1枚ずつ剝がせる構造とした。

この積層化した内側貼付シートは、コンテナメントを負圧にした際に、吸引力およびこの力による外膜材の伸縮に充分追従できずに剝離が発生した。この対策としては、内面貼付シートに外膜材以上の伸縮性、及び外膜材の伸縮にも剝がれない高い粘着力を持たせることとした。

このような考え方で試作した数種類の積層粘着シートを対象に、伸縮時の粘着保持性及び二次汚染防止性に関する基本性能試験を実施した。

二次汚染防止性については、積層粘着シートの表層粘着面に、浮遊汚染物を模擬した粉体(試験用ダスト7種)を強制的に付着させた後、積層粘着シートの内、表層シート1枚を剝がした際に付着残留した模擬粉体の重量を計測した結果、98.8%という良好な付着残留率が得られた。

これらの試験結果から適切な積層粘着シートの仕様を決定した。この積層粘着シートはポリエチレン製であるため放射性廃棄物としての焼却処分が容易である。このシートの主な仕様をTable 4に示す。

Table 4 Specifications of Adhesive Multilayer Sheets

項目	仕様		
サイズ	1.1 m × 1.1 m		
積層枚数(表面保護シート付)	粘着フィルム: 3層		
粘着フィルム [1枚当たり]	材質	ポリエチレン	
	色	透明	
	厚さ	0.05 mm	
	伸び率	300%	
	引張り強度	200 kg/cm ²	
粘着剤	材質	アクリル系	
	表面粘着力	350 g/25mm	
台紙	材質	ポリエチレン	
	色	透明	
	厚さ	0.06 mm	
	伸び率	300%	
	引張り強度	200 kg/cm ²	
	粘着剤	材質	アクリル系
		シート側粘着力	1000 g/25mm
	剝離側粘着力	1000 g/25mm	

(2)汚染防止試験

コンテナメントの内側全面に積層粘着シートを貼り付け、コンテナメント内を0mmAqから-30mmAqまでの負圧の繰り返し増減における天井や壁の外膜材の伸縮に対し、貼り付けた積層粘着シートが追従できることを確認するための試験を行った結果、外膜材等の部材が露出するような剝離はなく、健全な状態が保たれることが確認された。

3.6 付帯設備

本コンテナメントの概念設計では、必要に応じて汚染検査設備、放射線監視設備、通信・連絡設備、照明設備、内部作業監視設備、給排気設備、ユーティリティー供給設備、解体廃棄物梱包設備、解体廃棄物搬出設備、重量物ハンドリング設備等の各付帯設備をユニット化して付加することを検討した。

これまでに、上記中から特にコンテナメントに必須の付帯設備として給排気設備の製作を行った。

製作した給排気設備は、外気自然給気&強制排気方式を採用し、コンテナメント標準ユニット1～3基に対し、負圧(最大-30mmAq)と換気回数(最大10回/h)を可変機構により任意に調整できる機能を有している。

また、給気設備には逆流防止機能を、そして、排気設備にはプレとHEPA フィルターによる放射性塵埃の捕集機能も備えている。その他、小型・軽量化による運搬の容易さ等を考慮した。

この給気ユニットを Photo 5 に、排気ユニットを Photo 6 に示す。

4. おわりに

デコミッションングにおいて、現場における機器や設備の除染や解体作業用、または撤去した機器の二次解体作業用として、汚染拡大防止の観点からコンテナメントの使用頻度が非常に多くなることが予想される。

また、ここで開発したコンテナメントシステムの技術は、デコミッションングばかりでなく、原子力施設全般における点検、補修等にも幅広く利用できる。したがってこのコンテナメントシステム

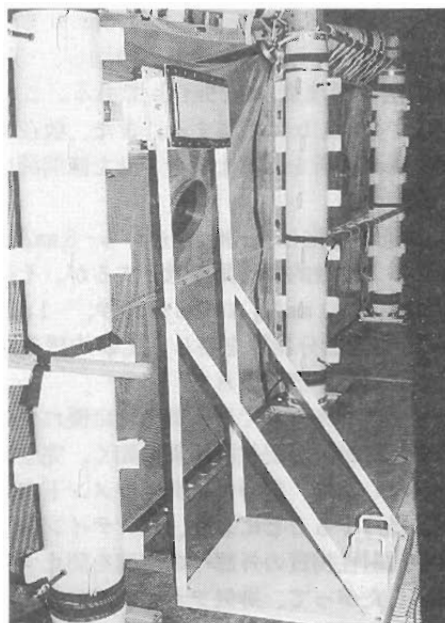


Photo 5 Air Supply Unit

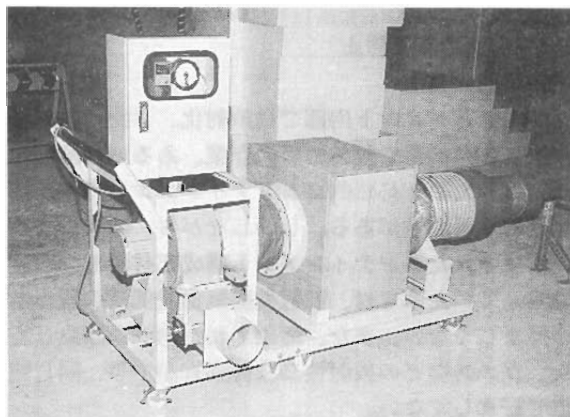


Photo 6 Air Exhaust Unit

が、さらに高い汎用性等、必要な機能・性能を保有できるように開発を進める所存である。

なお、今後の計画としては、コンテナメントユニットの垂直方向への拡張性や大型ユニット(5mサイズ)の設計等を実施すると共に、さらに必要改良を加えてホット実証試験を行う予定である。

東海再処理工場焼却炉内の汚染調査

高橋 睦男

Contamination of Incinerator at Tokai Reprocessing Plant

Mutsuo TAKAHASHI

Originally, at Tokai Reprocessing Plant an incinerator was provided in the auxiliary active facility (waste treatment building). This incinerator had treated low level solid wastes generated every facilities in the Tokai Reprocessing Plant since 1974 and stopped the operation in March 1992 because of degeneration.

The radioactivity inventory and distribution was evaluated to break up incinerator, auxiliary apparatuses (bag filter, air scrubbing tower, etc.), connecting pipes and off-gas ducts.

This report deals with the results of contamination survey of incinerator and auxiliary apparatuses.

1. はじめに

東海再処理工場廃棄物処理場内に当初設置された焼却炉は、昭和49年3月に完成して以来、再処理工場内各施設から発生する低放射性固体廃棄物などの焼却処理を行ってきたが経年変化に伴い、平成4年3月に焼却炉の運転を停止した。

この停止した焼却炉の解体・撤去にあたっては、あらかじめ焼却炉をはじめとして焼却炉構成関連機器(バグフィルタ、洗浄塔など)・配管・ダクトについて放射能のインベントリとその分布を評価する必要がある。

本稿では、これら焼却炉、関連機器など(以下「焼却設備」という。)の汚染状況などの調査を行ったので、その結果について報告する。(焼却設備の鳥瞰図をFig.1に示す。)

2. 工程の概要

本焼却設備は再処理工場から発生する低放射性固体廃棄物(β 、 γ 廃棄物)を焼却処理し、貯蔵体積を減少させることを目的とするものである。

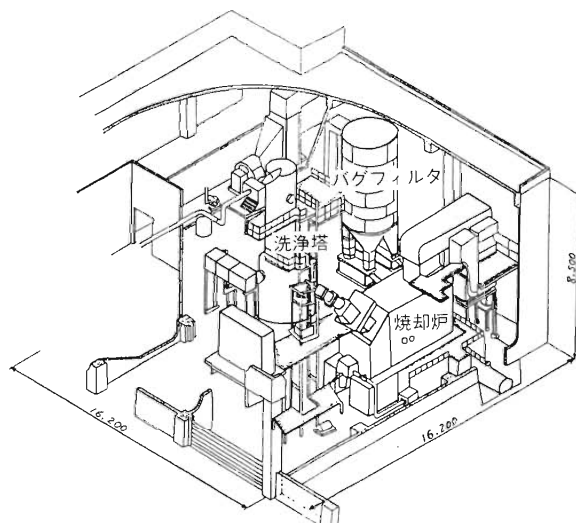


Fig.1 Bird's-eye view of incinerator

廃棄物自動装荷投入装置より焼却炉内に投入された廃棄物は、第1燃焼室で約600°C~700°Cの温度で

燃焼し、さらに完全に燃焼しきれなかった廃棄ガスを約800°C~900°Cの温度で第2、第3燃焼室で完全に燃焼する。炉内の負圧はオフガス系に設置されている排風機により維持される。

焼却処理後の焼却灰は、運転停止後焼却炉下部から取り出されビニール袋詰めされた後、ドラム缶に入れ貯蔵する。

焼却によって生じる高温の廃棄ガスは高温および低温の2つの多管式熱交換器で冷却される。また、焼却によって発生する粉塵は圧空にてサイクロンに吹き落とし、スラッジタンクへ排出する。

サイクロン、アンチスパークルフィルタを通過した廃棄ガスは約100°Cの温度でバグフィルタに入

り、灰、ススなどの大部分は除去される。バグフィルタで捕集した灰、ススなどは適宜払い落とされ、スラッジタンクへ排出する。

バグフィルタを出た廃棄ガスは、最終段階のアブソリュートフィルタにより、廃棄ガス中の平均粒径0.3 μ の粒子を99.98%の割合で捕集する。

アブソリュートフィルタを出た排気ガスは冷却器で約100°Cから約60°Cまで下げられるとともに部分的に中和された後、洗浄塔に入る。排気ガスは洗浄塔で中和・洗浄されデミスタを通して主排気筒から排出される。

焼却設備工程系統図を Fig.2 に示す。

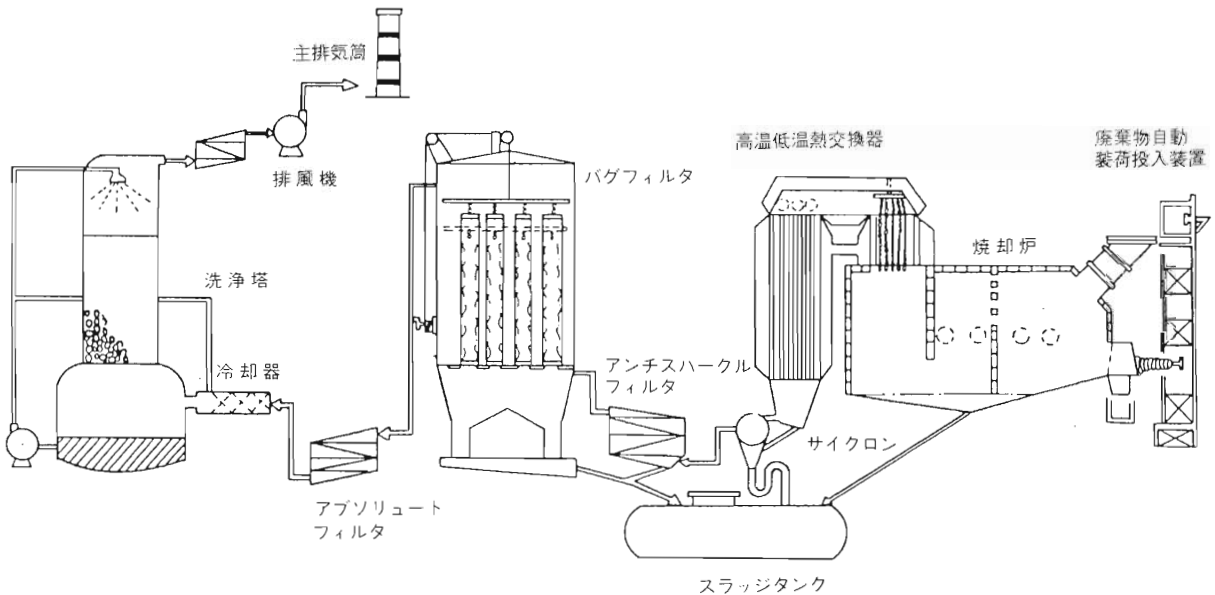


Fig.2 Diagram of incineration process flow

3. 設備の概要

焼却設備は廃棄物自動装荷投入装置、焼却炉、高温低温熱交換器、サイクロン、スラッジタンク、アンチスパークルフィルタ、バグフィルタ、アブソリュートフィルタ、冷却器、洗浄塔、デミスタ、排風機などの各機器および接続配管、ダクトにより構成されている。

(Fig.1 焼却設備鳥瞰図、Fig.2 焼却設備工程系統図 参照)

4. 主要構成機器の概要

4.1 焼却炉

本焼却炉は横型空気調整式燃焼炉で種々の β 、 γ 可燃性固体廃棄物および廃希釈剤の他、ドデカン、廃油も焼却できる構造となっている。

処理能力は固体可燃物に対して400kg/日で、灯油助燃式である。

炉内は第1、第2、および第3燃焼室からなり、内部はそれぞれ高アルミナ含有耐火レンガおよび防

熱耐火レンガを使用し、外部は耐密溶接鋼板を使用している。第1、第2 燃焼室には、点火器の備わった空気スプレー型バーナが各4基設置され、このうち2基は廃希釈剤の処理に使用する。燃焼室内の排気は排風機にて、第1 燃焼室火格子下部を通り、火格子の冷却と燃焼空気の供給も兼ねている。

炉内の燃焼状況およびバーナの点火時の炎の状態を確認するため、のぞき窓が炉の要所に設置されているとともに、炉内の異常燃焼又は爆発による瞬間的な圧力の上昇に備え、第1 燃焼室に安全弁が取り付けられている。

焼却炉断面図を Fig.3 に示す。

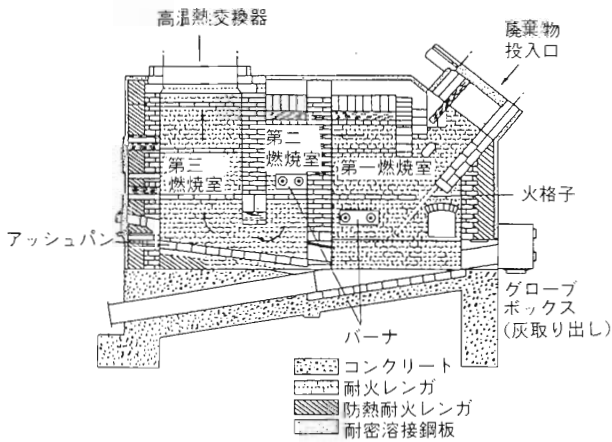


Fig.3 Sectional plan of an incinerator

焼却炉の仕様

- ・材 質：外部 炭素鋼
内部 高アルミナ含有耐火レンガ
 - ・寸 法：2 m×5 m×3 m
 - ・チェンバ：3
第1 燃焼室(燃焼チェンバ)
第2 燃焼室(後燃焼チェンバ)
第3 燃焼室(膨張チェンバ)
 - ・バ ー ナ：材質 ステンレス鋼
8本設置されており各々の用途で使用される
- バーナの配置を Fig.4 に示す。

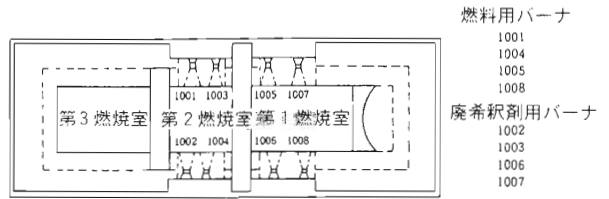


Fig.4 Arrangement of burner

4.2 バグフィルタ

バグフィルタのフィルタエレメントは耐熱性芳香族ポリアミド繊維からなり、直径290mm、長さ3,350mmの40本のエレメントから構成され、表面積は約120 m²である。さらにバグフィルタには長時間(約300時間)の連続運転が維持できるように除塵装置を設置し、フィルタエレメントの上下動により付着した塵を払い落とせるようになっている。

除塵装置の概略を Fig.5 に示す。

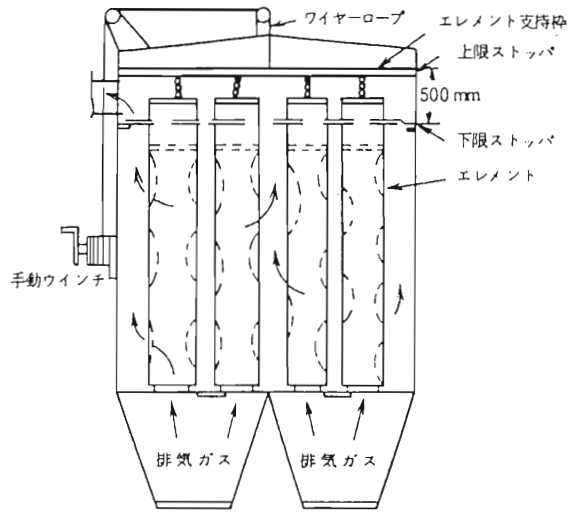


Fig.5 Bagfilter to eliminate dust

フィルタの仕様

- ・材 質：ケーシング 炭素鋼
内側 防錆ペンキ塗装
エレメント 芳香族ポリアミド繊維
- ・寸 法：長さ 3,350mm
直径 290mm
全透過表面積 120m²

4.3 洗浄塔

洗浄塔はエポナイト内張りの充填塔と、底部貯槽の2つの部分から構成される。充填塔にはラシヒリングを充填し、接触面積を増やしている。

洗浄塔の仕様

- ・材 質：炭素鋼 エポナイト内張
- ・寸 法：直径 1,600mm
高さ 4,2m
- ・容 量：カラム下部容量 8 m³

5. 運転実績

東海再処理工場は、昭和50年9月からウラン試験、52年9月からホット試験、56年1月から操業運転を開始した。一方、本焼却炉は昭和49年3月に完工し、その後各試験をとおして改造工事、運転技術の習得等を実施した。特に再処理工場特有の廃希釈剤の焼却処理にあたっては、オフガス系機器の腐食防止のために、リン酸の中和剤を添加できるように改造を行った。

その後、昭和54年から本格的な運転に入り、平成4年3月末に停止するまでに可燃性固体廃棄物を約630t(ドラム缶換算で約25,000本分に相当)、廃希釈剤を約55m³、ドデカンを約95m³、廃油を約3.5m³焼却処理した。また、運転回数および累積運転時間はそれぞれ約200回、約46,000時間であった。

この間、焼却炉の経年変化に伴い炉内補修(火格子の交換、レンガの補修など)を定期的に行った。

焼却炉運転実績を Fig.6 に示す。

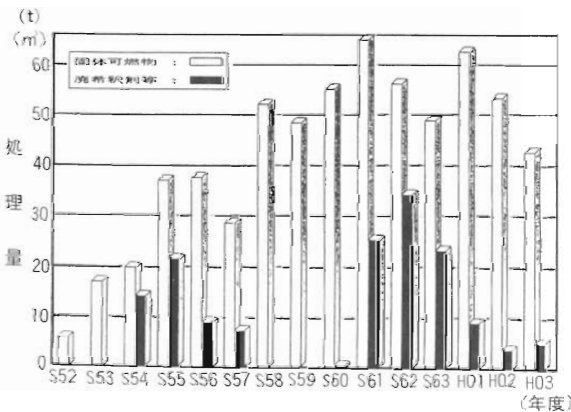


Fig.6 Operation records of incinerator

6. 汚染調査

6.1 調査概要

汚染状況の調査は、焼却設備の解体・撤去にあたっての安全性の確保、汚染拡大の防止、作業員被ばくの低減などの観点から解体・撤去手順、工法の検討、廃棄物発生量、工数などの物量算出のデータ収集を目的として実施した。

調査は、焼却炉本体については実際に炉内に立入って表面線量当量率の測定とスミヤサンプリングによる表面密度の測定を実施した。

焼却炉以外の焼却設備構成機器、配管、ダクトについては内面の測定可能なものについては内面の線量当量率およびスミヤサンプリングによる表面密度を測定するとともに、内面の測定が不可能なものについては、機器類表面の線量当量率の測定のみを実施した。

6.2 調査方法

1) 調査対象機器

調査対象機器の一覧を Table 1 に示す。なお測定項目は表面線量当量率と表面密度である。

Table 1 Measurement object

機器番号	機 器 名 称
341-107	廃棄物自動装荷投入装置
341-10	焼却炉本体
341-H11, H12	熱交換器(高温低温)
341-D132	サイクロン
341-V16	スラッジタンク
341-F131	アンチスパークルフィルタ
341-F13	バグフィルタ
341-F133, F134	アブソリュートフィルタ
341-H14	冷却器
341-T15	洗浄塔

2) 調査手順

焼却設備の汚染状況調査手順を Fig.7「調査手順フローシート」に示す。

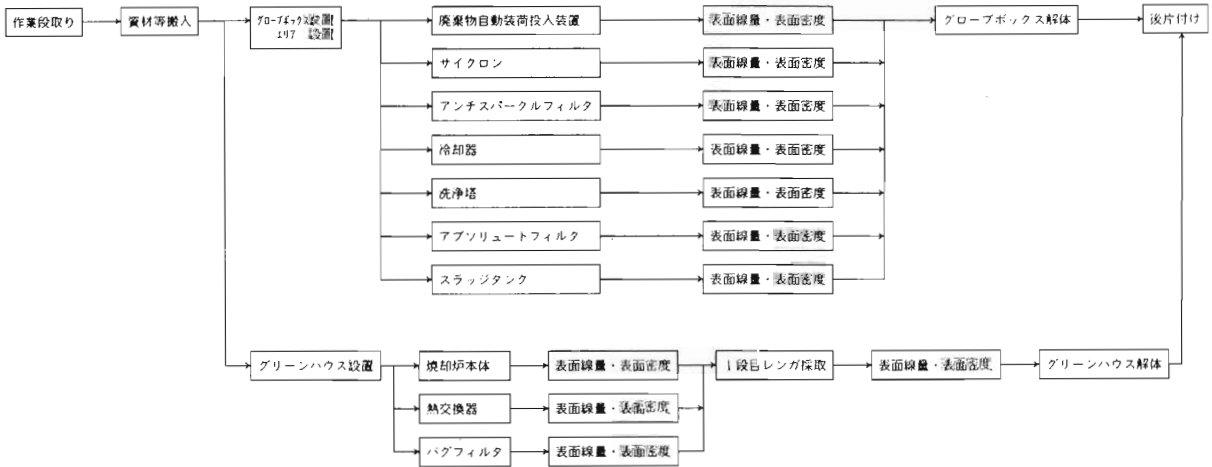


Fig.7 Schematic diagram of survey procedure

3)安全対策

本調査作業は、放射線環境下の作業ということで安全性の確保、汚染の拡大防止のため、グリーンハウス(3区分)を設けて作業区域を明確にした。また、防護具の選定にあたっては、作業環境、作業性などもあわせ、総合的に勘案して装備を決定した。

特に、焼却炉内に立ち入る作業の防護具についてはタイベックスーツ、その上に酢ビスーツを着用し、エアラインマスク(エアラインマスクにはマスクカバーを着用)を使用した。

手には綿手袋を着用し、その上にチオックスを3枚着用し、腕にはアームカバーを着用した。

足は靴下、作業靴を履き、シューズカバー3枚、その上にオーバーシューズ、さらにアームカバーを着用した。

4)調査作業内容の概要

焼却炉本体および主要構成機器についての調査作業内容の概要は以下のとおりである。

(1)焼却炉本体

①作業エリアの設定

表面線量当量率などの測定箇所へのアクセス用グリーンハウスおよび床面よりマンホール入口までの足場を設置する。

②作業前の確認

作業分担、人員配置および装備の確認を行う。

③表面線量当量率の測定およびスミヤサンプリング

a)作業前の段取りとしてマンホールのフタの取り外し、炉内を照らすための照明の設置などを行う。

b)焼却炉内のレンガブロック取り外し前の表面線量当量率測定、各壁面のスミヤサンプリングを行う。

c)焼却炉内のレンガブロック1段目を取り外し(1個又は2個程度)、取り外し部の表面線量当量率測定およびスミヤサンプリングを実施する。

④作業エリアの解体、後片付け

a)マンホールのフタの取付け、周囲の除染。資材の撤去、整理などを実施する。

b)グリーンハウスの解体、撤去後の汚染チェックを行い、汚染が付着していないことを確認する。

c)酢ビシートなどの可燃物は放射性可燃廃棄物として処理するとともに、レンガブロックの取り外しなどに使用した工具は放射性不燃廃棄物として処理するか又は次回点検・調査などの作業用として保管する。

(2)バグフィルタ

①作業エリアの設定

表面線量当量率測定箇所へのアクセス用としてバグフィルタ上部にあるケーシング開口部周りにグリーンハウスを設置する。

②作業前の確認

作業分担、人員配置および装備の確認を行う。

③表面線量当量率の測定およびスミヤサンプリング

a) 作業前の段取りとしてバグフィルタ上部ケーシングのフランジを取り外し、バグフィルタ内部を照らすための照明設置などを行う。

b) バグフィルタ内の表面線量当量率測定、各壁面のスミヤサンプリングを行う。また、排気ダクトについても表面線量当量率測定およびスミヤサンプリングを実施するとともに、バグフィルタ床面にある下部押さえ具を外して表面線量当量率測定およびスミヤサンプリングを実施する。

④作業エリアの解体、後片付け

a) 取り外し部品の取付けを行い、その後、ケーシング周りの除染を行う。

b) グリーンハウスの解体、撤去後、汚染チェックを行い、汚染が付着していないことを確認する。

c) 酢ビシートなどは、放射性可燃性廃棄物として処理する。

(3)洗浄塔

①作業エリアの設定

洗浄塔上、下のマンホールから表面線量当量率測定、スミヤサンプリングを行うため、2箇所に簡易式のグローブボックスを設置する。

②作業前の確認

作業前分担、人員配置および装備の確認を行う。

③表面線量当量率の測定およびスミヤサンプリング

a) 作業前の段取りとして洗浄塔のマンホールのフランジを取り外し、仮固定する。

b) 洗浄塔内側の表面線量当量率測定およびスミヤサンプリングを行う。

④作業エリアの解体、後片付け

a) 仮固定をしていたフランジを洗浄塔本体に組み込み、その後、フランジおよびフランジ周りの除染を行う。

b) グローブボックスを解体する。解体完了後、床面などのスミヤサンプリングを行い、汚染が付着していないことを確認する。

c) 酢ビシートなどは、放射性可燃性廃棄物として処理する。

6.3 調査結果

焼却設備構成各機器の表面線量当量率測定、スミヤサンプリング(以下、表面密度測定という)結果は以下のとおりであった。

1) 廃棄物自動装荷投入装置

廃棄物自動装荷投入装置の表面線量当量率は、最大で $2.2\mu\text{Sv/h}$ であり、表面密度は検出限界以下であった。なお、表面線量当量率は焼却炉本体からの寄与によるものである。

2) 焼却炉本体

焼却炉本体の汚染状況の測定は第1燃焼室について実施し、その結果、表面線量当量率は燃焼室床面が最大で約 $400\mu\text{Sv/h}$ であり、表面密度は前壁中部で約 $22,000\text{cpm}$ ($15.6\text{Bq}/\text{cm}^2$)であった。

レンガブロックの抜き取り調査(抜き取り箇所は使用環境の最も厳しいところを選定した。)では、表面から $25\sim 50\text{mm}$ までが脆く変質していることが確認されたが、汚染状況については破砕部表面の表面密度測定結果から汚染の浸透はみとめられず、汚染はレンガブロック表面のみであることが確認された。

また、レンガブロックを接続している目地部の表面密度測定結果からも汚染の浸透はないことが確認された。

焼却炉内の表面線量当量率および表面密度測定位置をFig.8に、表面線量当量率測定結果をTable 2に、表面密度測定結果をTable 3に示す。

レンガブロックの表面線量当量率、表面密度測定位置をFig.9に、測定結果をTable 4に示す。

また、表面線量当量率および表面密度の測定と並行して行った焼却炉内部の目視などによる点検の結果、焼却炉内壁レンガブロック表面は比較的遊離しやすいススが付着していたとともに、火格子下にもススの堆積があることが分かった。

3) 高温低温熱交換器

高温低温熱交換器の表面線量当量率は、高温熱交換器の底部で $20\mu\text{Sv/h}$ であり、表面密度も同じ底部で $1,500\text{cpm}$ ($1.06\text{Bq}/\text{cm}^2$)であった。

熱交換器チューブ内の表面線量当量率は $10\mu\text{Sv/h}$ 以下であり、電離箱式サーベイメータの検出限界値以下であった。

4) サイクロン

サイクロンの表面線量当量率は中心部で $4.8\mu\text{Sv/h}$

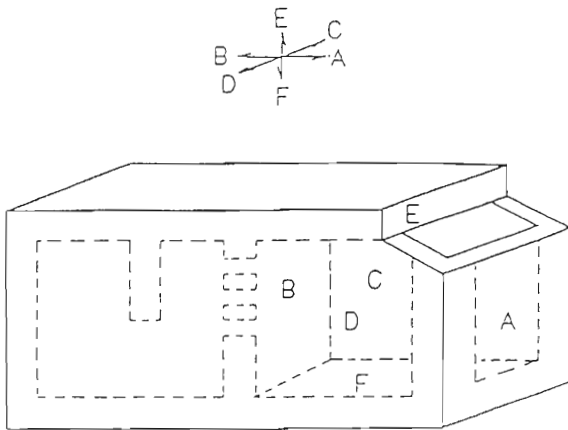


Table 2 Result of dose equivalent rate

測定位置 (面)	表面線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)
A	40.0 ~ 90.0
B	100.0 ~ 300.0
C	80.0 ~ 320.0
D	60.0 ~ 220.0
E	60.0 ~ 100.0
F	160.0 ~ 420.0

・計器名：電離箱式サーベイメータ

A面：測定位置
A：表面線量当量率
a：表面密度

B面：測定位置
B：表面線量当量率
b：表面密度

A-a-1	A-a-4	A-a-7
A-a-2	A-a-5	A-a-8
A-a-3	A-a-6	A-a-9

B-b-1	B-b-4	B-b-7
B-b-2	B-b-5	B-b-8
B-b-3	B-b-6	B-b-9

Table 3 Result of surface contamination

測定位置 (面)	表面密度 (Bq/cm^2)
a	0.5 ~ 15.6
b	1.77 ~ 8.51
c	2.48 ~ 10.64
d	1.77 ~ 4.61
e	0.18 ~ 5.53
f	2.48 ~ 9.93

C面：測定位置
C：表面線量当量率
c：表面密度

D面：測定位置
D：表面線量当量率
d：表面密度

C-c-1	C-c-4	C-c-7
C-c-2	C-c-5	C-c-8
C-c-3	C-c-6	C-c-9

D-d-1	D-d-4	D-d-7
D-d-2	D-d-5	D-d-8
D-d-3	D-d-6	D-d-9

E面：測定位置
E：表面線量当量率
e：表面密度

F面：測定位置
F：表面線量当量率
f：表面密度

E-e-1	E-e-4	E-e-7
E-e-2	E-e-5	E-e-8
E-e-3	E-e-6	E-e-9

F-f-1	F-f-4	F-f-7
F-f-2	F-f-5	F-f-8
F-f-3	F-f-6	F-f-9

・計器名：GM サーベイメータ
・計数効率：23.5%

Fig.8 Measurement position of dose equivalent rate and surface contamination

であり、表面密度は250cpm (0.18Bq/cm^2)であった。

5) スラッジタンク

スラッジタンクの表面線量当量率の測定結果、上部マンホール部で $12\mu\text{Sv/h}$ であり、表面密度は底

面で 180cpm (0.13Bq/cm^2)であった。

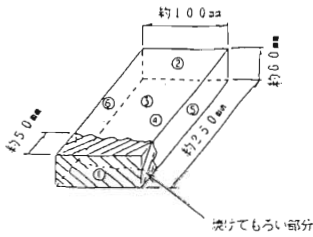
6) アンチスパークルフィルタ

アンチスパークルフィルタはフィルタエレメントがない状態でケーシング内部を測定した。表面線量当量率は測面下部で $4.4\mu\text{Sv/h}$ であり、表面密度は上面で 700cpm (0.5Bq/cm^2)であった。

7) バグフィルタ

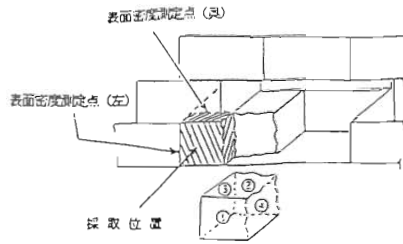
バグフィルタは新品のフィルタエレメントに交換された状態でケーシング下部で $2\mu\text{Sv/h}$ であり、表面密度は同部所で 150cpm (0.11Bq/cm^2)であっ

1. C-5 付近1段目レンガブロック



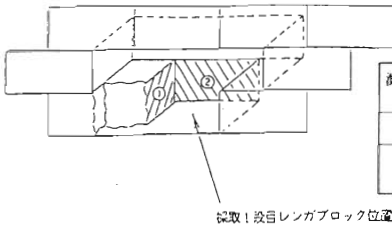
測定位置 (No.)	測定項目
①	表面線量当量率
②	表面密度
③	表面密度
④	表面密度
⑤	表面密度
⑥	表面密度

3. C-5 付近追加レンガブロック および引抜後部



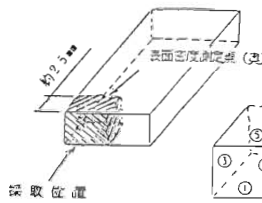
測定位置 (No.)	測定項目
①	表面線量当量率 表面密度
②	表面線量当量率 表面密度
③	表面密度
④	表面密度

2. C-5 付近1段目レンガブロック 引抜後部



測定位置 (No.)	測定項目
①	表面密度
②	表面線量当量率 表面密度

4. D-5 付近追加1段目レンガブロック



測定位置 (No.)	測定項目
①	表面線量当量率
②	表面密度
③	表面密度
④	表面密度
⑤	表面密度
⑥	表面密度

Fig.9 Measurement position of does equivalent rate and surface contamination

Table 4 Result of does equivalent rate and surface contamination of brick block

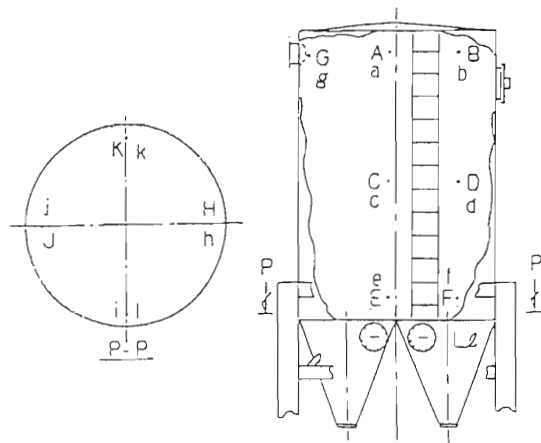
レンガブロック 採取調査 (No.)	表面線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	表面密度 (Bq/cm^2)
1	1.6 ~ 8.8	0.04
2	0.6 ~ 21.0	0.03 ~ 1.06
3	—	0.09 ~ 2.13
4	—	0.03 ~ 11.34
5	—	0.03 ~ 1.42
6	—	0.04 ~ 0.78

計器名 表面線量当量率：電離箱式サーベイメータ
表面密度：GM サーベイメータ
(計数効率23.5%)

た。

なお、バグフィルタケーシング内表面は、若干の変色はみとめられたものの、汚染はみとめられなかった。

バグフィルタの表面線量当量率、表面密度測定および測定結果を Fig.10 に示す。



測定位置 (No.)	表面線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)
A~F	0.8 ~ 1.4
G~L	1.4 ~ 2.0

測定位置 (No.)	表面密度 (Bq/cm^2)
a~f	検出限界以下 ~ 0.09
g~l	検出限界以下 ~ 0.11

計測器名：電離箱式サーベイメータ

計測器名：GM サーベイメータ
(計数効率23.5%)

Fig.10 Measurement position and result of dose equivalent rate and surface contamination of bagfilter.

8) アブソリュートフィルタ

プレフィルタ、アブソリュートフィルタともにケーシングの内面を測定した結果、表面線量当量率は $2.4\mu\text{Sv/h}$ であり、表面密度は検出限界以下であった。

9) 冷却器、洗浄塔

冷却器、洗浄塔ともにカラム部の内面を測定した結果、表面線量当量率は $1.2\mu\text{Sv/h}$ 検出したがこれはバックグラウンドの影響であると考えられる。また、表面密度は検出限界以下であった。

洗浄塔の表面線量当量率、表面密度測定位置および測定結果を Fig.11 に示す。

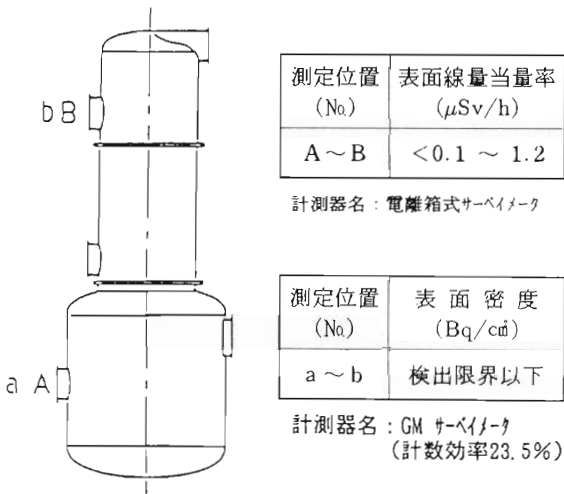


Fig.11 Measurement position and result of dose equivalent rate and surface contamination of scrubbing tower

7. まとめ

以上の調査の結果、焼却炉本体について表面線量当量率が最も高かった箇所は第一燃焼室床面の約

$400\mu\text{Sv/h}$ で、表面密度が最も高かった箇所は同燃焼室前壁中部で $15.6\text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。また、焼却炉本体内面のレンガブロックの表面には比較的遊離し易いススが付着しているものの、汚染調査の結果、汚染は表面のみで目地部への汚染浸透はみとめられなかった。

焼却炉以外の機器については、アブソリュートフィルタ以降の下流側の機器・配管は、内面の表面密度が検出限界レベル以下であることが確認できた。また、高温低温熱交換器の底面部にススが数cm堆積していることが確認された。

8. おわりに

本調査は、平成4年12月9日から同年12月24日にかけて行い、延べ日数15日、延べ工数70人を要し、ノートラブルで計画どおり終了したとともに、作業員全員が有意な被ばくもなく作業を終ることができた。

また、今回の汚染状況の調査結果から、今後実際に焼却炉を解体・撤去するためには特に次の項目について検討していくこととしたい。

- (1) 焼却炉内のレンガブロックの表面は比較的遊離し易いススが付着しているため、解体・撤去にあたり、電動工具などを使用することを考慮し、空気中の汚染濃度を可能な限り低く抑える方法として、汚染の固着について検討する。
- (2) 高温低温熱交換器底部などに焼却灰のススが数cmにわたって堆積していることから、汚染拡大防止のため、解体・撤去の準備として、除染方法を検討する。
- (3) アブソリュートフィルタ以降(下流側)の機器で冷却器、洗浄塔などの機器は今回の調査結果から汚染はみとめられず非放射性廃棄物として扱えることが分かったため、解体・撤去手順の検討にあたっては、下流側へ汚染拡大しない手順を検討する。

汚染拡散防止式配管切断技術の開発

富岡 秀夫¹⁾、大木 新彦²⁾、古市 昌久³⁾
松阪 寿次³⁾、内山 尚義⁴⁾、徳田 文男⁴⁾

Development on Pipe Cutting Technique Preventing the Spread Out of Radioactive Contaminants

Hideo TOMIOKA, Arahiko OHKI, Masahisa FURUICHI,
Tokuji MATSUSAKA, Naoyosi UCHIYAMA and Fumio TOKUDA

A wide variety of pipes in shape, size and material is used at nuclear facilities. The removal of these pipes contaminated with radioactive materials is a major activity in the dismantling operations. At removing the pipes, the cutting technique preventing the spread out of the radioactive material have to be used.

In this study, the cutting technique has been developed for stainless steel or carbon steel pipes below the size of around 60 mm OD and 4 mm thickness, which occupy about 60% of total length of piping in the nuclear facility. The cutting technique is adopted the pressing with notch and the cutting by shearing by oil power supply. Two types of cutting equipments have been developed. One is a portable type which be used for in situ sectioning in long length. The other is a stationary type which be used for sectioning automatically in short length at the workshop.

The sealing efficiency is reached the nitrogen gas tightness of 0.3 kg/cm² G.

1. はじめに

原子力施設の中には、経年による老朽化傾向が見られるものも出て来ており、施設の延命化対策に係る撤去・改造と施設の廃止措置に伴う解体・撤去に関する技術開発が必要となってきている。

これらの解体・撤去の経緯を見ると、原子炉本体を始めとする大型機器・主要配管の解体・撤去についての技術開発が如何に重要であるかは言うに及ば

ず、解体撤去に携わる作業者の被ばく低減と汚染拡散を防止する為に、主要機器の解体・撤去に先立って行われる大量の周辺機器・配管等の解体・撤去についての技術開発も重要な課題と考えられる。筆者らは検出管、ドレン管等の特に小口径配管の解体・撤去に的を絞って、効率よくかつ安全性の高い配管の切断技術の開発を行ってきた。この切断方法は配管の切断部を機械的に変形させて密封性能を持たせてから切断することによって、汚染拡散防止と作業効

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

- 1) 財団法人原子力施設デコミッションング研究協会(RANDEC)
- 2) 武蔵工業大学教授 (PROFESSOR, MUSASHI INSTITUTE OF TECHNOLOGY)
- 3) 太平電業(株) (TAIHEI DENGYO CO., LTD.)
- 4) 三井造船(株) (MITSUI ENGINEERING & SHIPBUILDING CO., LTD.)

率の改善を図ろうとするものである。以下にこれまでで得られた開発結果について紹介する。

2. 原子力施設配管敷設状況調査

まず始めに、原子力施設の配管の敷設状況を把握するために、原子炉施設及び核燃料使用施設の配管状況調査を行い配管の口径、材質、物量等について調査を行った。調査した原子力施設は下記の4ヶ所である。

- ① 軽水炉 118万 KW PWR型 1ヶ所
 - ② 研究用原子力施設 2ヶ所
 - ③ 核燃料サイクル関連施設 1ヶ所
- 調査結果は次の通りであった。

(1) 原子力施設の機械部門は機器、装置、配管で構成されており、軽水炉の例を見ると、配管に使用されている管径は3/8～34インチでそれぞれの管の使用長さはFig.1に示すとおりであった。

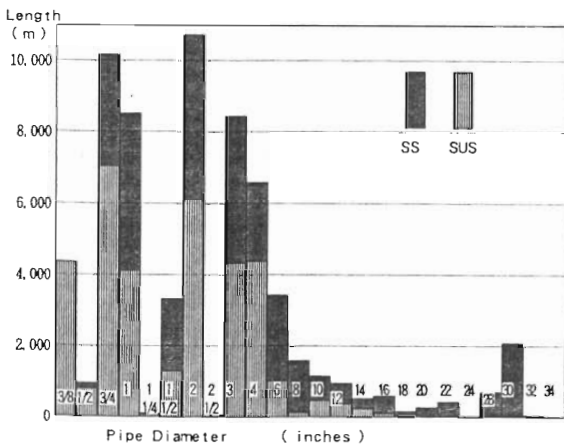


Fig.1 The Comparison of pipe length with diameter at water cooled power reactor

- (2) 軽水炉の配管敷設状況はFig.2に示すとおり、延べ長さ約65km、そのうち約60%が2インチ以下の小口径配管であった。又、核燃料使用施設では軽水炉に比べて、小口径配管の使用比率が高かった。
- (3) 敷設配管の材質を分類するとステンレス鋼鋼管と炭素鋼鋼管とに分けられる。調査した軽水炉の例ではステンレス鋼鋼管の使用比率が53.4%あり、特に小口径配管でステンレス鋼鋼管の使用比

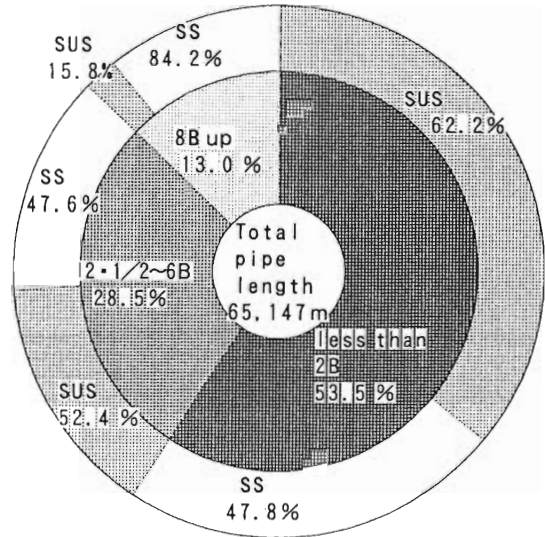


Fig.2 The ratio of pipe length with diameter grouping at water cooled power reactor

率が高く約62%であった。

- (4) 軽水炉の例では、2インチ(外径60.5mm)以下の小口径配管の肉厚分布は肉厚Sch 5s～Sch160(最小1.2mm～最大8.7mm)と広範囲で使用されている。口径によって差異はあるが各口径のSch20sとSch40を加えた比率は各口径全体の80%以上で使用されていた。
- (5) 配管の敷設状況は、原子炉、主要機器及び装置は大口径配管及び小口径配管で接続されており、特に小口径配管は狭い所を複雑な形状で敷設されていた。
- (6) 軽水炉の配管設備は多種多様に敷設されているが大略次のように分けることができる。
- ① 床面配管
 - ② 壁面配管
 - ③ 天井面配管
 - ④ 機器、装置廻り配管
- (Photo 1、Photo 2 参照)

3. 既存工具の調査

既存の配管切断工具の殆どは、管が変形しない様にして切断するため目的に合わなかった。最も近いと思われる工具はワイヤカッター等で、これらを数種類選び、切断試験を行った。これらの試験結果も設計・製作の参考とした。切断した結果は当然のこ

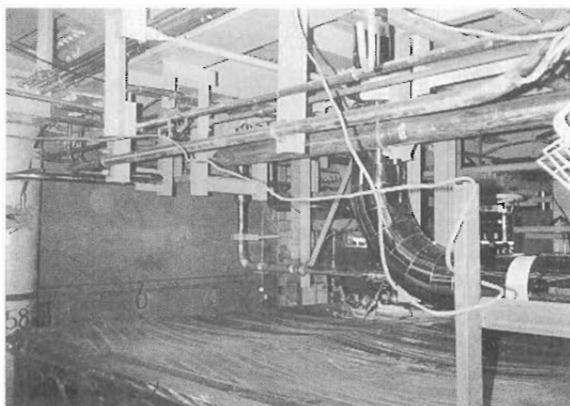


Photo 1 The Piping lines at research reactor.

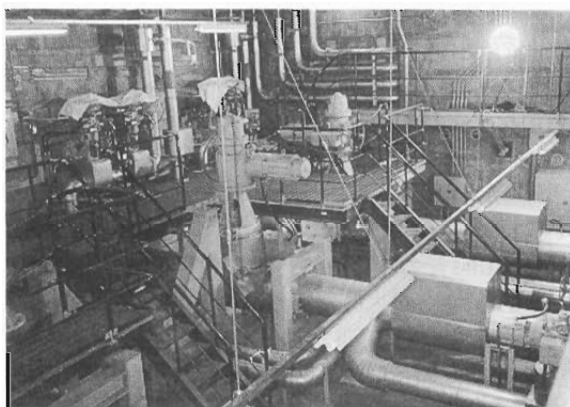


Photo 2 The Piping lines at water cooled power reactor

とながら、切り口は変形してはいるが完全に潰れることは無かった。

4. 基礎試験

配管密封式切断装置の設計データを得るために以下の基礎試験を行った。

4.1 圧着試験

密封式切断装置の設計に当たり、現場施工を単純化する為、機械的密封法に着目し、配管切断部分を予め偏平に押し潰すか、あるいはカシメ等により密封性を与える方法についての試験を行った。

(1) 圧着荷重試験

対象となる各種サイズ・材質の配管を偏平に押し潰して密着させ、必要荷重の測定及び水封試験を行った。その結果、Table 1 に示すとおり30～

40トで偏平に潰した状態で切断した場合、漏洩をかなりの程度押さえられたが完全な水封は得られなかった。更に100トの荷重をかけても完全な水封を得ることは困難であることがわかった。

Table 1 Pressure tests for pipe close with flat

試験片	材質	SUS304TP-SC				STPG 370-S
	サイズ	40A-SCH40	25A-SCH40	15A-SCH20S	10A-SCH40	40A-SCH40
圧着荷重 (ton)		5.5	5.2	2.5	1.5	4.0
平面圧着幅		4.0 mm		2.0 mm		4.0 mm
密封漏洩の有無		有(大)	有(少)	有(微少)	有(大)	

(2) カシメ溝と密封性試験

(1)の試験から、平らに圧着しただけでは密封性が得られないことが判ったため、カシメを加えることとし、適切なカシメ治具の形状とカシメに必要な負荷荷重のデータを得る試験を行った。密封性はN₂ガスによる漏洩試験により判定した。その試験結果をTable 2 に示す。

Table 2 Pressure tests for pipe closed by notch



対象配管サイズ	パイプ肉厚 (mm)	ツメ高さ 溝深さ	圧着荷重 (ton)	備考
10A-sch10S	1.65	5mm	2.5	
15A-sch10S	2.1	6mm	4.0	
15A-sch20S	2.5	7mm	4.5	
25A-sch20S	3.0	9mm	9.0	
40A-sch40	3.7	11mm	14.0~18.0	

- ①カシメ治具の適切なツメの高さは配管サイズによらず、肉厚に依存する。
- ②カシメに必要な荷重は、10A～40Aの配管に対し25～180ト程度である。
- ③25A以下の配管に対し水封程度の密封性を得ることは比較的容易であるが、これ以上の径では密封性は低下した。
- ④押し潰しにより配管材は加工硬化を起すため、偏平に潰した後、カシメの2段階方式では密封性は得られなかった。

4.2 切断試験

切断によりカシメ効果を落とさずに、できるだけ小さな荷重で切断でき、しかも耐久性のある切断装置にするために刃の形状、材質、切断荷重等について検討した。試験結果を Table 3 に示す。

Table 3 Cutting test of pressed pipes by various edged tools

切断刃物形状	切断荷重 (ton)	限界リーク圧力 (kg/cm ² G)		
		右	左	
1° 片せん断刃、狭形下刃	9.07	0.2	1.5	
2° 山形せん断刃、狭形下刃	9.28	0.2	0.1	
15.0° クリップパ	7.10	1.1	1.3	
16.0° クリップパ	6.90	0.5	0.9	
7.0° クリップパ	7.70	0.3	1.0	
6.0° クリップパ押切	11.70	0.1	0.3	

(1) 刃の形状による密封性への影響

- ① 剪断の場合；カシメ部にパイプ上下面間を滑らす様な剪断力が作用し密封性が低下する。
- ② クリップタイプの場合；切断条件が刃物に対し左右対称なので上記の様な剪断力が作用しにくく密封度の低下は最も低い。
- ③ 押し切の場合；クリップタイプと同様左右対象の条件であるが、切断荷重が大きくなるためカシメ部に無理な力が加わり密封度が低下する。

(2) 切断荷重

- ① 必要な切断荷重の値は15A Sch20S(外径21.7mm, 肉厚2.5mm), Sch40(肉厚2.8mm)の場合、約7~14トである。
- ② 切断荷重はクリップ、剪断、押し切の順に小さい。
- ③ 配管を偏平に潰すと加工硬化が起こり、切断はほとんど脆性破断的に起こるので延性的な切断により発生するかえり等による密封性の向上はない。

(3) 耐久性試験

上記試験結果よりクリップタイプの刃が切断装置に適していることが判ったので、クリップタイプの刃先角度を変え切れ味と刃のいたみ具合を確認する耐久性試験を実施した。その結果、

- ① 刃先角度は60~70度が適切である。
- ② 刃先角60度、切断荷重約7トで100回の切断が十分可能であった。

4.3 密封試験

(1) カシメ、切断による密封試験

4.1 及び 4.2 で示した試験で得られたカシメ金型及び刃物を用いてカシメ圧着・切断を行い、切断部の密封試験を行った。

密封度はここでは管の汚染状態を考慮して0.3 kg/cm²G の N₂ガス加圧に耐えることを目安とし、更に He 漏洩試験も行った。その結果を Table 4 に示す。

Table 4 Cutting test of pressed pipes with 2 notches

材質	管サイズ	切断荷重 (ton)	限界リーク圧力 (kg/cm ² G)		
			切断前	切断後	
				右	左
SUS304 TP-SC	10° -Sch10S	4.06	0.3 [*] 以上	0.4	0.3
	10° -Sch80	7.22	0.3 [*] 以上	0.3	0.4
	15° -Sch10S	6.68	0.3 [*] 以上	0.3	0.3
	15° -Sch40	9.28	0.3 [*] 以上	0.45	0.5
	25° -Sch10S	14.12	0.2 [*]	0.0	0.15
	25° -Sch20S	15.10	0.2 [*]	0.0	0.1
	25° -Sch40	17.54	0.3 [*] 以上	0.0	0.25

- ① 15A(外径21.7mm)以下の配管では上記の目標密封度を得ることができた。ただし、He 漏洩試験については微量の漏洩がみられた。
- ② 25A~40A(外径34.0~48.6mm)の配管については水封程度の密封度は得られたが N₂ガスに対する密封度は得られなかった。原因は、大口徑になると金型の変形によりカシメ中央部が十分に密着されないこと、あるいはスプリングバック効果が大きくなる等によるものと考えられる。
- ③ 圧着・切断は平押し切断、1条カシメ切断、2条カシメ切断の順に密封性は良くなるが、切断所要時間は長くなる。施設の状況、配管の汚染状況等により、これらの方法のどれを選択するかを検討する必要がある。

(2) 接着剤塗布による密封試験

より高い密封度の要求に対応する為、補助的な方法としてカシメ・切断後の切り口に各種の接着剤を塗布して漏洩試験を行った。ステンレス鋼管 25A-sch20s(外径34.0mm, 肉厚3.0mm)について試

験した結果の一部を Table 5 に示す。

Table 5 Sealing test of pressed pipes with some adhesives

接 着 剤	金属粉配合 エポキシ樹脂 (デブコンA)		強力速硬化 充填接着剤 (ハイック)	1成分形 シリコンシーリング剤 (シーラント 45)	硬質塩ビ管用 接着剤 (エスロン)
	塗 布 方 法		ヘラ塗	ヘラ塗	ヘラ塗
Heリーク試験 *	右	○ リーク無	○ リーク無	× 3.3×10 ⁻³	× 真空不可
	左	○ リーク無	○ リーク無	○ リーク無	○ 5.4×10 ⁻¹
限界気密圧力 (kg/cm ² G)	右	7.0以上	7.0以上	7.0以上	0
	左	7.0以上	7.0以上	4.0 (破壊)	1.0 (破壊)

* 合格基準 1×10⁻⁴cc/sec 真空法

- ①金属粉配合エポキシ樹脂補修剤、強力速硬化充填接着剤及び1成分形シリコンシーリング剤については気密7kg/cm²G以上の密封性が得られた。
- ②硬質塩化ビニール管用接着剤は気密約1kg/cm²G程度の密封性であった。

③塗布状態がよければ全ての接着剤でHeの漏洩は検出されなかった。

(3) 溶封による密封試験

より確実に高度の密封性を得る方法として、配管を扁平に押し潰した後、切断部を溶接し、その溶接部分を切断する4種類の的方法について密封試験を行った。接着材法と比較した結果を Table 6 に示す。

- ①抵抗溶接及びプラズマ溶接では適切な溶接条件を選べば水封及び気密性が得られた。
- ②抵抗溶接は、溶融範囲が管内面のみの為、ヒューム、火花の発生が少なく最も適した溶封方法である。
- ③TIG溶接、プラズマ溶接は、溶接条件に合った加工、自動溶接等が必要で装置が大がかりとなる。又、ヒューム発生により放射性物質の拡散の問題が生じ、本目的には適さない。

Table 6 Leak test of pressed pipes with various sealings

項 目		封 性	密封時の汚 染拡散	火災発生 防止の対策	密封効果 維持期間	問 題 点	密封性 評価	切断装置へ の適合性
溶 接 法	抵抗溶接	Heタイト	無	不 要	長 期	装置の開発が必要である。	○	可
	TIG溶接	気密	溶接による ガス化拡散 あり	要	長 期	溶接条件が難しく施工には溶接 制御ロボットが必要。	×	—
	プラズマ溶接	気密	溶接による ガス化拡散 あり	要	長 期	圧着端部に欠陥が出やすい。 溶接ビードができ、ビード巾も 狭いので切断しにくい。	△	難しい
	プラズマ溶断	不 可	溶接による ガス化拡散 あり	要	—	溶封できない。	×	—
接 着 剤 法	金属粉配合 エポキシ樹脂	Heタイト	無	不 要	中 期	2液混合タイプで取扱いしにくい。 手塗りとなる。 硬化時間が長い。	○	難しい
	強力速硬化 充填接着剤	気密	無	不 要	短 期	2液混合タイプで取扱いしにくい。 手塗りとなる。	△	難しい
	1成分形 シリコン シーリング剤	気密	無	不 要	短 期	手塗りとなる。	△	難しい
	硬質塩ビ管用 接着剤	気密	無	不 要	短 期	シール表面に衝撃を受けた場合、 接着剤が剥離する可能性がある。	△	可

5. 設計・製作

前項の配管敷設状況調査及び基礎試験の試験結果に基づき可搬式切断機及び固定式切断装置の設計・製作を行った。

5.1 可搬式切断機

可搬式切断機の形状、容量に関しては、可搬性、操作性が確立している市販工具をベースとして検討した。又、可搬性という本来の機能を失わないよう考慮し、圧着切断部の形状及び圧着荷重を選んだ。

圧着方法は密封性を向上させるために、配管切断端部にカシメ溝を付けることにした。2条のカシメを同時につけるためには切断機重量が50kgを越え、可搬式の範囲を越えてしまう。したがって可搬式切断機は1条ずつカシメる方法とした。

この負荷荷重を得るには、別置きのポンプによる油圧駆動方式を採用した。

配管口径、圧着荷重、密封性、切断機重量を考慮した結果、Table 7 に示すとおり密封性を重視した可搬式切断機(A)と操作性、取扱性を重視した可搬式切断機(B)の圧着切断部の形状の違う2種類の切断機を設計・製作することにした。

Table 7 The Specifications of portable type pressing and cutting tools

	可搬式切断機 (A)	可搬式切断機 (B)
圧着切断部	U字フレームタイプ	片口開口タイプ
圧着荷重	25ton(600 kg/ cm ² 時)	30ton(700 kg/ cm ² 時)
対象配管	10A Sch20Si ₃ (外径17.3mm, 肉厚 2mm)	25A Sch40 迄 (外径34mm, 肉厚3.4mm)
重量	25.0kg	19.6kg
切断機材質	機械構造用鋼	チタン鋼
シリンダ材質	同上	クロモリブデン鋼
主要寸法	414mm × 140mm × 202mm (L) (W) (H)	472mm × 130mm × 150mm (L) (W) (H)
ポンプ	吐出圧力	700kg/ cm ² (高圧) 45kg/ cm ² (低圧)
	吐出量	高圧時 1.0/0.8 ℓ/min 低圧時 12.0/9.6 ℓ/min
	タンク油量	20 ℓ (容量) 8 ℓ
	重量	98 kg 35 kg
	寸法(mm)	433(L) × 344(W) × 655(H) 250(L) × 250(W) × 400(H)

可搬式切断機の構成を Fig.3 に示す。

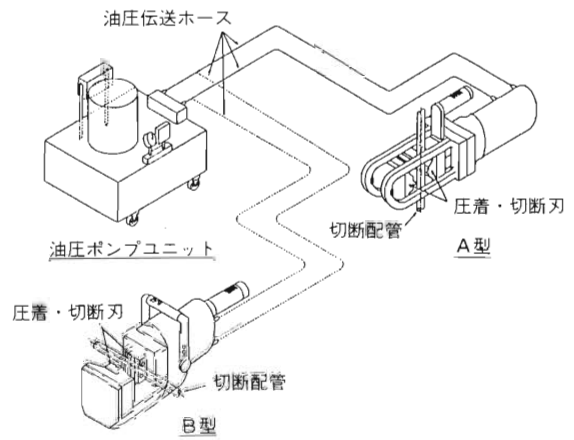


Fig.3 The system of pressing and cutting tool

(1) 可搬式切断機(A)

U字フレームタイプで高い密封性を重視し、可搬式として現実的に可能な限り重量を軽量化することを考慮し10A(外径17.3mm)以下の配管を対象とした(Photo 3 参照)。

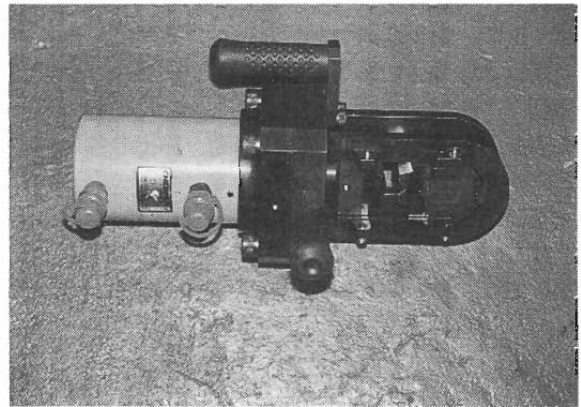


Photo 3 Pressing and cutting tool type A

(2) 可搬式切断機(B)

市販品の類似形状で部分改良を加え大型化した片口開口タイプで、取扱性を重視し、(A)型に比べて密封性能はやや劣るが、大きな口径の配管も扱えるものとした(Photo 4 参照)。

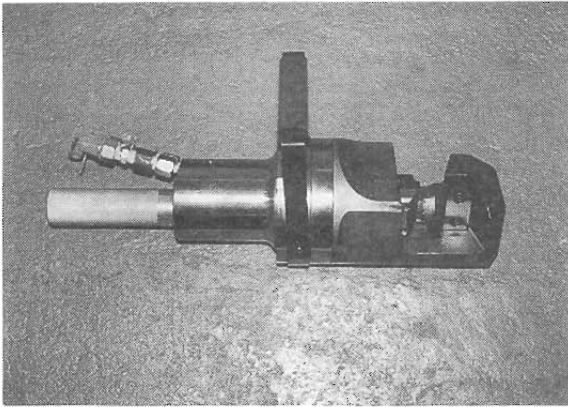


Photo 4 Pressing and cutting tool tip B

5.2 固定式切断装置

配管敷設場所で可搬式切断機を使用して長尺で圧着切断した配管を固定式切断装置で一定の長さには圧着切断を行う。

圧着方法は2条カシメ圧着を行う。切断方法は可搬式切断機と同様の方法で行う。これらの負荷荷重及びカシメ圧着端子と切断端子の切替は別置きポンプによる油圧駆動方式とした。

固定式切断装置は自動運転と手動運転を行うことができる。自動運転では、あらかじめ設定した長さで配管を圧着、切断し、容器に取り出すまでを自動で行うことができる。また、手動運転は圧着切断長さの設定、圧着、切断、配管移動、排出の各ステップを手動で運転することができる。

圧着切断長さは自動運転では300mmと400mmに設定されている。手動運転では400mmより100mm間隔で設定できる。全体構成を Fig.4 に、主な仕様を Table 8

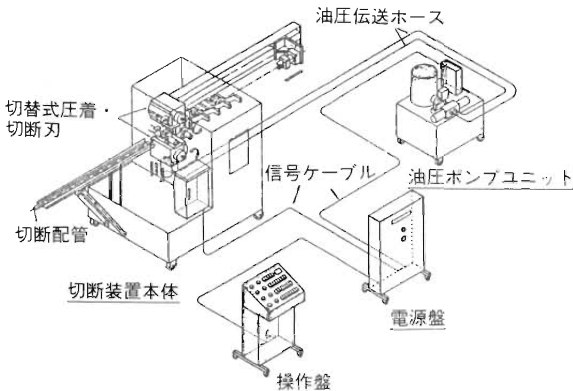


Fig.4 The system of pressing and cutting equipment

に、完成した固定式切断装置を Photo 5 にそれぞれ示す。

Table 8 The Specifications of stationary type pressing and cutting equipment

圧着切断部	門型フレームタイプ	
圧着荷重	100ton(700kg/ cm ² 時)	
対象配管	40A Sch40 (外径48.6mm, 肉厚3.7mm)	
切断機材質	機械構造用炭素鋼	
重量	1000.0kg (油圧シリンダ 含)	
主要寸法	4200mm(L) × 1520mm(W) × 900mm(H)	
圧着端子形状	2山カシメ溝タイプ	
ポンプ	吐出圧力	700kg/ cm ² (高圧)、70kg/ cm ² (低圧)
	タンク油量	70 ℓ (容量)
	重量	225 kg
	寸法(mm)	560(L) × 520(W) × 760(H)

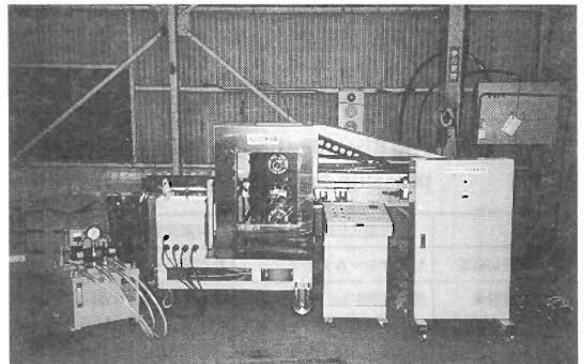


Photo 5 Pressing and cutting equipment of stationary type

5.3 切断装置等の試験結果

(1) 可搬式切断機(A)

操作性については、切断機重量が25kgあり操作の円滑性に欠けること、端子取付け、取外しに時間がかかることが今後の課題となった。また密封性については、10A Sch20s(外径17.3mm、肉厚2.0mm)以下の配管については、水封性、気密性を得た(Photo 6 参照)。

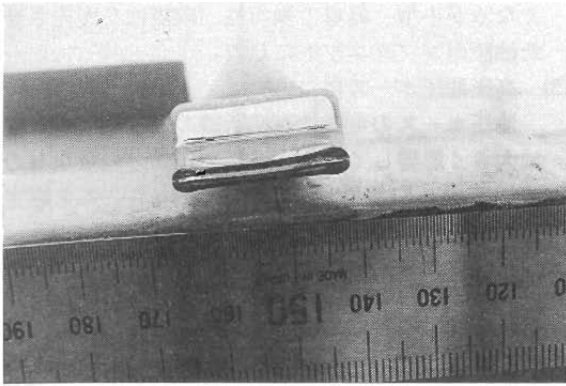


Photo 6 The cutting section of pressing and cutting with notch.

(2) 可搬式切断機(B)

操作性については、片口開口型のため配管への取付け、取外し易いこと、シリンダーの押出し、引戻しが手元で行えること等の長所がある半面、切断機重量が31kgあり操作の円滑性に欠けた。

密封性については、15A Sch40(外径21.7mm, 肉厚2.8mm)以下の配管に対して水封性を得たが、気密性は得られなかった。15A Sch40を超え25A Sch40(外径34.0mm, 肉厚3.4mm)までは水封性は得られなかったが目視では隙間が見えない程度であった。

(3) 固定式切断装置

操作性については、手動運転、自動運転とも円滑に動作し予定通りの性能が得られた。密封性については、20A Sch40(外径27.2mm, 肉厚2.9mm)以下の配管については、水封性、気密性を得た。20A Sch80(外径27.2mm, 肉厚3.0mm)を超え40A Sch40(外径48.6mm, 肉厚3.7mm)までは水封性も得られなかったが目視で隙間が確認出来る程度であった。

6. 切断装置等の改良

6.1 取扱性能試験

切断装置・切断機の改良設計に必要な改良点を得、設計・製作に反映するために取扱性能試験を行った。

(1) 可搬式切断機では実際の敷設配管を模擬した色々なモックアップ配管を使用して圧着・切断試験を繰り返した。その結果、機器の軽量化、

操作ハンドルの位置等について改良を要することが分かった。

(2) 固定式切断装置では各サイズの配管について圧着・切断を繰り返して、運転操作上の不具合な点を摘出した。その結果、機器コンポーネントの集約化、操作盤の改良等を要することが分かった。

(3) 切断端子耐久性試験

可搬式切断機(A)を使用して10A Sch20s(外径17.3mm、肉厚2.0mm)のステンレス鋼管について圧着後切断試験を500回実施した結果、切断端子に多少の変化は見られたが切断荷重は第1回目より約1割程度増加したが、切断性能には影響はなかった。

(4) 水封配管切断試験

配管内部に汚染水が残留した状態で配管を切断した場合に、切断端から汚染水が漏れる恐れがある。この切断部の密封状態を確認するために配管内に蛍光探傷剤を添加した水を満たして圧着・切断試験を実施した。その結果、2条カシメ圧着のカシメとカシメの間を切断した場合は、カシメの間に溜まった水分が切断端にしみ出ることが確認された。1条カシメ圧着を行いカシメ溝を切断した場合は切断端からのしみは確認されなかった。

6.2 可搬式切断機の改良

取扱性能試験結果を検討した結果可搬式切断機(B)について、改良試作機の設計及び製作を行った。

(1) 可搬式切断機改良設計

①安全率、フレーム形状等の検討

安全率を[3]とし、フレーム形状をFig.5

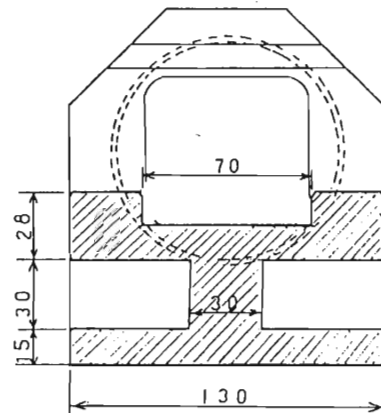


Fig.5 Improvement frame of pressing and cutting tool

に示すH形にしてフレームの撓みを防止した。

②重量軽減化について

操作性、取扱性の良い切断機を設計製作するためにフレームの材質を炭素鋼からチタン鋼に変更した。チタン鋼は試作機のフレームに比べて約40%軽くなった。

シリンダーの材質もクロムモリブデン鋼とアルミニウム合金について検討した結果、アルミニウム合金のシリンダーは径が大きくなるぶんフレームが大きくなり重量が増えることがわかった。このためシリンダーの材質は炭素鋼からクロムモリブデン鋼に変更することとした。

③取扱性、操作性について

- ・ 把手について

配管の敷設状況に合わせて切断機の把手を切断機の4面に取り付けるボルト穴を各面にあけた。

- ・ 端子取付方法について

端子取付け位置の正確性をはかるために端子を端子受けに挟み込む方式とした。

Photo 7 に改良前(上)と改良後(下)の可搬式切断機(B)を示す。

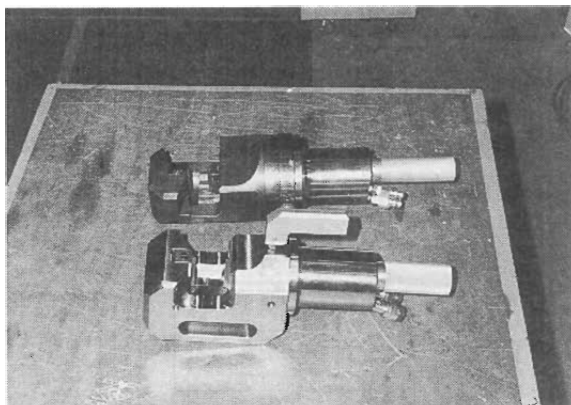


Photo 7 Pressing and cutting tool type B
up : Original type
down : After improvement

(2) 油圧ポンプユニットについて

作業区域での搬出入及び移動を考慮し、軽量小型ポンプへ変更した結果、圧着及び切断速度は遅

くなるが小型、軽量で操作性、取扱性を優先させた油圧ポンプユニットにした。

(3) 高圧油圧ホースについて

油圧ホースの可撓性が切断機の取扱性、操作性に大きく影響している。外径13.0mmの軽量なもので切断機の取扱性に影響の少ないホースを選定し、取扱性、操作性の向上をはかった。

可搬式切断装置(B)と同改良型の外形を Photo 8 に示す。

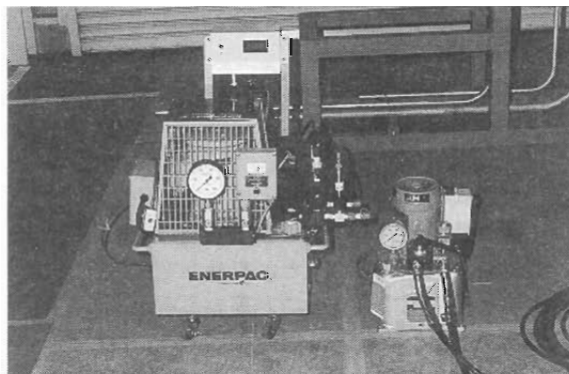


Photo 8 Oil pressure pumps for pressing and cutting tools
Left : Original type
Right : After improvement

6.3 固定式切断装置改良

原子力施設等のホットエリアの作業を想定して、改良検討を行った結果、次の項目について改良を進めることにした。

(1) 任意長さによる圧着切断

圧着切断長さを400mm以上任意の長さで切断できること。

(2) 電源盤、操作盤の集約化

機器類を極力一体化することによってケーブル類を削減し、汚染拡散防止をはかる。

(3) 操作盤は装置の作動状態を表示するグラフィックパネルとし、装置の作動状態が確認できると共に運転操作を簡易化する。

(4) 切断配管収納箱、入口トレイ改造

- ・ 切断配管収納箱設置

圧着切断した配管を一時仮置きする収納箱を設置し、切断した配管がスムーズに入る様にシユートを取り付ける。

・入口トレー改造

切断装置の搬入、搬出及び移動を容易にするため、取外し式とする。

(5) 圧着端子等取扱い治具の製作

・圧着端子及び切断端子の取付け、取外しを容易にするため取付台を改良すると共に取扱治具を製作する。

7. 高密封装置

高度な密封性を得る配管切断方式として抵抗溶接方式が有効であることがわかったのでその実用化を目指して小型・軽量・可搬型となる様な密封装置の開発設計・試験を行い、その密封性を確認した。

7.1 高密封装置用抵抗溶接機の開発

(1) 抵抗溶接機の計画

既存の装置にはセル内での作業に適する様な可搬タイプのもがないので、高密封装置用として小型・軽量の抵抗溶接機(溶接ガン)を開発・設計した。装置の全体構成図を Fig.6 に示す。

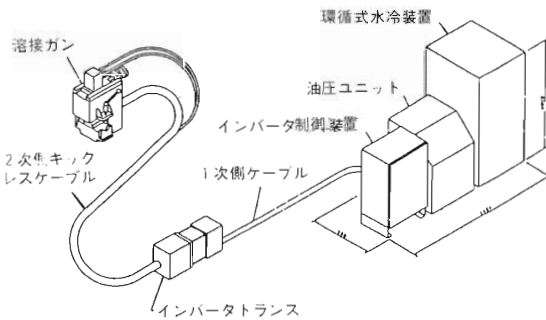


Fig.6 Total system of high sealing equipment

溶接ガン部は以下の様な軽量化設計を行った。

- ①パルセーション溶接(1つの溶接箇所に加圧しながら複数回の電流パルスを流す方式)を用いたスポット溶接を採用し、溶接電流、加圧力を小さく設定した。
- ②下部電極にバー電極を採用しピッチ送り機構の単純化・軽量化を図った。
- ③ガン型式としてCガンタイプを選定し、二次導体及び加圧シリンダーのレイアウトをコンパクトにした。
- ④アルミフレームを採用し軽量化を図った。

(2) 高密封装置の仕様

上記計画に基づき装置の仕様を以下の様に定めた。

- | | |
|----------|--|
| ①装置の構成 | 溶接ガン部、トランス部、制御盤、水冷装置、油圧装置 |
| ②溶接機仕様 | 定格容量 : 90KVA
最大溶接入力 : 190KVA
定格入力電圧 : 三相440V
最大溶接電流 : 10,000A
最大加圧力 : 1200kg
電極ストローク : 30mm |
| ③加工対象ワーク | 材質 : オーステナイト系ステンレス鋼
サイズ : 最大40A Sch40
(外径48.6、7肉厚3.7mm) |
| ④溶接ガン重量 | 25kg |
| サイズ | 215B x 250L x 410H mm |

7.2 溶接条件確認試験(高密封性確認試験)

設定した溶接機仕様で汎用のスポット溶接機を用い10A~40A(外径17.3~48.6mm)の管に対し溶接・切断を行い、密封性の確認試験を行った。その結果、He漏洩試験に合格する高密封性が得られることを確認した。

試験結果の1例を Table 9 に示す。

Table 9 The result of tests to certificate of the condition for the pressing electric welding of pressed pipes

溶接方法	パルセーション溶接	
溶接電流 (KA)	7.5	
通電時間 (60%1/秒)	2.0	
休止時間 (60%1/秒)	5	
パルス回数	5	
電極加圧力 (kg)	600	
電極形状 (材質)	(上) φ20×50L, CrCu (下) バー電極 20b×80L	
溶接ピッチ (mm)	4	
溶接装置	インバータ式定置スポット溶接機	
試験片材質	SUS304TP-S	
サイズ	25A-sch20S	
Heリーク試験 *	右	○リーク無
	左	○リーク無
限界気密圧力 (kg/cm ² G)	右	7.0以上
	左	7.0以上

* 合格基準 1×10⁻⁶cc/sec 真空法

(1) 高密封装置の特長と今後の課題

- ①最大サイズ40A Sch40(外径48.6、7肉厚3.7mm)までHe漏洩試験合格程度の高密封を実現できる。即ちカシメによる機械式密封法より高度の密封性の要求に対し十分対応可能である。
- ②小型・軽量でありセル内での作業時の取扱いが容易である。又、別途開発中の遠隔操作装置に取付けての使用も可能である。
- ③今後、装置の製作・試験を行い、実用化を図っていくことが必要である。

8. 遠隔操作装置

配管解体・撤去の作業では高線量等のために作業員が配管に接近できない場合やホットセル内で防護服を着用しての作業も考えられる。このため簡単な遠隔操作装置を使用して作業者の負担を軽減する等の目的で簡易遠隔操作装置の設計を行った。

8.1 遠隔操作装置の必要条件

原子力施設のなかにはホットセル等の狭あい配管が輻輳している場合もあり、セル内での装置の設置と作業の必要性を考慮して遠隔操作装置の必要条件を以下の様に決定した。

- ①小型・軽量であること。(搬出入、移動、組立は人力で行えること。)
- ②完全無人化・自動化とすると大型で汎用性に乏しくなるので、現場で作業員が遠隔操作を行う方式とする。
- ③切断装置のX-Y-Z方向移動、回転ができること。

8.2 遠隔操作装置の仕様

8.1の条件より、装置は移動機構部、アーム機構部及び駆動装置で構成する。それぞれ分割可能な構造とし人力で搬入、移動、組立が出来るものとする。その仕様を以下の様に設定し、構成を Fig.7 に、アーム部を Fig.8 にそれぞれ示す。

- ①アーム機構部はアームを着脱可能とし、手首部は配管保持機等と互換性を持たせること。
 - ・多関節形(5自由度)
 - ・可搬荷重 40kg
 - ・重量 50kg(2分割可)
- ②移動機構部
 - ・シリンダーポール型

- (リフター)・揚程荷重 150kg
- ・重量 30kg
- ③動作範囲
 - ・水平半径 約1.1m
 - ・揚程 約1.1~4.5m

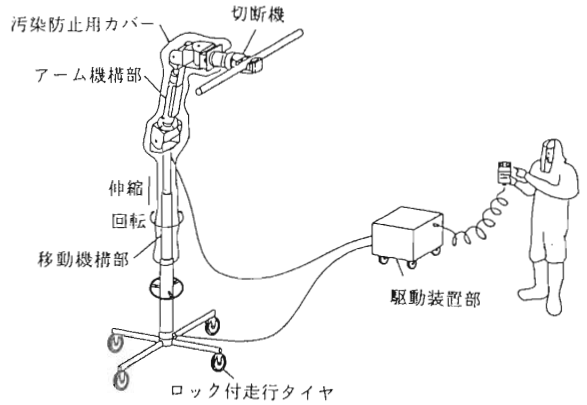


Fig.7 Total system of remote control system

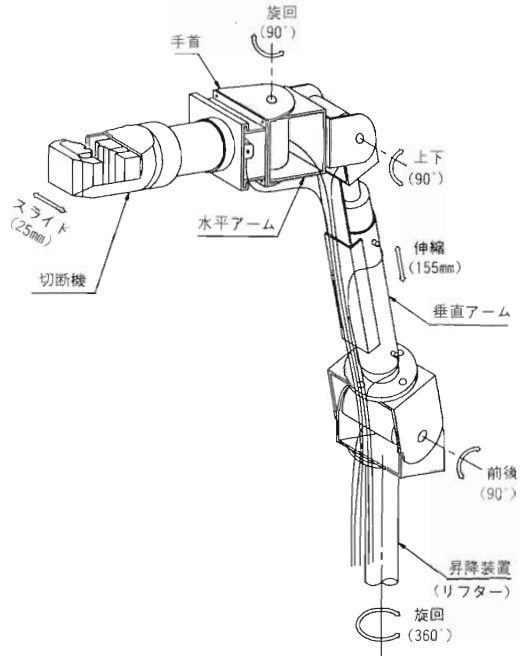


Fig.8 The arm of remote control system

9. まとめ

配管の切断部を変形させ切断する圧着密封切断方式、についてこれまでに開発を行ってきた結果を要約すると以下のとおりである。

- (1) 密封性は25トンで圧着切断した場合、10A Sch20s (外径17.3mm、肉厚2.0mm)は約0.3kg/cm²の気密が保てた。30トンで圧着切断した場合、15A Sch40 (外径21.7mm、肉厚2.8mm)迄は水封性は保った。25A Sch40(外径34.0mm、肉厚3.4mm)までは水封性はえられないが目視では隙間が確認出来ない程度であった。
- (2) 密封切断法としては、押し切り、平押し切断、1条カシメ切断及び2条カシメ切断が考えられるが、この選択は管の汚染状況等を考慮して決めることが効果的である。
- (3) 密封性を重視した可搬式切断機(A)と作業性を重視した可搬式切断機(B)については、実際の作業現場等に応じて選択することとした。
- (4) 固定式切断装置は取扱性能試験の結果に基づいて今後改良を行う。
- (5) 遠隔操作装置については、早期に製作し、可搬式切断機と組み合わせて実地試験を行う予定である。
- (6) 高密封性は特殊な要求として、必要に応じて製作することとした。

財団法人 原子力施設デコミッションング研究協会誌

© デコミッションング技報 第11号 発行日：平成6年11月30日

発行所 (財)原子力施設デコミッションング研究協会

編集発行人 新谷英友

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100

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

印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 0292-82-7321

RANDEC's Capability

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

The capability and service of RANDEC are to ;

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



Provide technical information on decommissioning.



Train for decommissioning.



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

財団法人

原子力施設デコミッションング研究協会

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川1821番100東海外材ビル
TEL.0292-83-3010 FAX.0292-87-0022