

# 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と施設設計

総 説：原子力船「むつ」の解体

No.13  
1995

財団法人 原子力施設デコミッショニング研究協会  
Research Association for Nuclear Facility Decommissioning

# RANDEC

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

## 事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。

デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。

デコミッショニングに関する人材を養成します。

デコミッショニングに関する普及啓発活動をします。

# デコミッショニング技報

第13号(1995年11月)

## －目 次－

### 卷頭言

デコミッショニングと施設設計	1
----------------	---

樋原英千世

### 総 説

原子力船「むつ」の解体	2
-------------	---

足立 守、渡部 晃三

### 技術報告

放射性コンクリート除染・減容技術の開発	13
---------------------	----

－コンクリートの電気化学的除染技術と骨材分離による減容技術に

関する基礎実験(その1)－

杉本純一郎、庄田 歩

吉崎 芳郎

鉄筋コンクリート構造物の制御爆破工法の解析	22
-----------------------	----

原田 実、石田 雅利

横山 和人

コンクリート中の鉄筋の通電加熱による剥離解体	30
------------------------	----

中川 和平、桑川 貞経

放射性廃棄物処理技術の開発状況	41
-----------------	----

－川崎重工の開発技術－

安達 潤一、小澤 保

池本 善和、山崎誠一郎

南 了悟

放射性廃棄物処分におけるベントナイトの役割	52
-----------------------	----

鈴木 啓三

低レベル放射能汚染に対する化学除染技術の開発	62
------------------------	----

市川 誠吾、小俣 一夫

大日方 弘、中島 義彦

金森 修

# **Journal of the RANDEC**

No. 13, November 1995

## **CONTENTS**

### **Exposition**

Decommissioning of the first nuclear ship Mutsu .....	2
	Mamoru ADACHI, Kozo WATABE

### **Technical Report**

Development of Decontamination and Volume Reduction Technologies for Radioactive Concrete — Basic Experiments on Electrochemical Decontamination and Volume Reduction by Separating Aggregate (Part 1) — .....	12
	Junichirou SUGIMOTO, Ayumi SHODA and Yoshiro YOSHIZAKI
Fracture Analysis for Controlled Blasting Demolition of Reinforced Concrete Structures.....	22
	Minoru HARADA, Masatoshi ISHIDA and Kazuto YOKOYAMA
Stripping Demolition of Concrete by Applying Electric Current through Reinforcing Bars .....	30
	Wahei NAKAGAWA and Sadatsune KUMEGAWA
Research and Development Activities for Radioactive Wastes Treatment — Developing Technologies of Kawasaki Heavy Industries, Ltd. — .....	41
	Junichi ADACHI, Tamotsu OZAWA, Yoshikazu IKEMOTO, Seiichiro YAMAZAKI and Ryogo MINAMI
Roles of Bentonite in Radioactive Waste Disposal. ....	52
	Keizo SUZUKI
Development of Chemical Decontamination for Low Level Radioactive Wastes .....	62
	Seigo ICHIKAWA, Kazuo OMATA, Hiroshi OBINATA, Yoshihiko NAKAJIMA and Osamu KANAMORI

## SUMMARIES

### Decommissioning of the first nuclear ship Mutsu

*Mamoru ADACHI and Kozo WATABE*  
J. RANDEC, No. 13 (November 1995), page 2~12, 14 Figures, 4 Tables

The Mutsu is the first nuclear ship in Japan. This paper describes the review about the decommissioning activities of the Mutsu.

Unloading of the spent fuels from the core finished in November 1993. Removing of the components in the reactor auxiliary room finished in November 1994. Dredging and digging in the home port finished in October 1994.

The Mutsu was taken on board of semi-submersible barge on May 10, 1995. Immediately the cutting of the Mutsu into three parts was begun. On June 22, the reactor room was lifted out of the center of the ship with floating crane and the reactor room was placed in the storage building under construction.

The reactor containment, with the pressure vessel and the steam generators inside, will be sealed in concrete and placed under strict management in the storage building.

### Development of Decontamination and Volume Reduction Technologies for Radioactive Concrete

—Basic Experiments on Electrochemical Decontamination and Volume Reduction by Separating Aggregate (Part 1)—

*Junichiro SUGIMOTO, Ayumi SHODA  
and Yoshiro YOSHIZAKI*

J. RANDEC, No. 13 (November 1995), page 13~21, 6 Figures, 4 Tables

Two different experiments have been conducted related to nuclear facilities decommissioning technology, especially decontamination and volume reduction of radioactive concrete.

One aimed at adopting an electrochemical technique for decontaminating the surfaces of concrete contaminated with radioactivity. The effects of the passage of electric current on the acceleration of elution were verified using concrete mixed with cesium. As a result, the amount of elution increased as compared with the control without the passage of electric current. However, many challenges remain unsolved.

Another attempt was also made to validate the system for separating radioactive concrete constituents now under development at KEMA in the Netherlands, with the objective of radioactive concrete volume reduction. Consequently, it was made clear that aggregate could be satisfactorily separated by holding them at high temperature for a relatively short time. This report also outlines the radioactive concrete separating system proposed by KEMA.

### Research and Development Activities for Radioactive Wastes Treatment

—Developing Technologies of Kawasaki Heavy Industries, Ltd.—

*Junichi ADACHI, Tamotsu OZAWA, Yoshikazu IKEMOTO,  
Seiichiro YAMAZAKI and Ryogo MINAMI*

J. RANDEC, No. 13 (November 1995), page 41~51, 12 Figures, 0 Table

Kawasaki Heavy Industries, Ltd. has been performing the research and development activities for radioactive wastes treatment in parallel with the design and fabrication of the nuclear facilities and components since the construction of the Tokai No. 1 power station of JAPCO. Main technologies developed by Kawasaki Heavy Industries, Ltd. in the field of radwaste management are for dismantling and cutting, compacting and melting, and storage.

This paper describes a summary of the present status and future plan of the above-mentioned technologies.

### Roles of Bentonite in Radioactive Waste Disposal

*Keizo SUZUKI*

J. RANDEC, No. 13 (November 1995), page 52~61, 13 Figures, 0 Table

Bentonite is used in radioactive waste disposal from the following points :

- (1) properties
- (2) new utilization fields
- (3) how to use in radioactive waste disposal
- (4) how much consumption and deposits as source at the present time.

Bentonite is produced as alteration products from pyroclastic rocks such as volcanic ash and ryolite, and is clay composed mainly smectite (montmorillonite in general).

Therefore, special properties of bentonite such as swelling potential, rheological property, bonding ability, cation exchange capacity and absorption come mainly from properties of montmorillonite.

Bentonite has numerous uses such as iron ore pelletizing, civil engineering, green sand molding, cat litter, agricultural chemicals and drilling mud.

Consumption of bentonite is about  $600\text{--}700 \times 10^3$  tons in Japan and about  $10 \times 10^6$  tons in the world.

Roles of bentonite to be expected in radioactive waste disposal are hydraulic conductivity, swelling potential, absorption, mechanical strength, ion diffusion capacity and long-term durability. These properties come from montmorillonite.

## SUMMARIES

Fracture Analysis for Controlled Blasting Demolition of Reinforced Concrete Structures

*Minoru HARADA, Masatoshi ISHIDA  
and Kazuto YOKOYAMA*

J. RANDEC, No.13 (November 1995), page 22~29, 10 Figures, 2 Tables

Toward establishing a design method for controlled blasting demolition used for the designed dismantling of large reinforced concrete (RC) structures, this study is intended to prove the overall suitability and efficiency of this method.

The previous paper (Controlled Blasting for Demolition of Biological Shield Concrete Wall : Part 2) described an application of controlled blasting demolition to an inner part of the radioactive RC biological shield in the JPDR (Japan Power Demonstration Reactor). Through this experience, it was confirmed that the partial demolition of the structure was carried out safely and rationally using this method.

In order to clarify the characteristics of blasting effect, an RC cylinder blasting test was performed and the results of this test were compared with analytical simulation of this test using the discrete element method (DEM) and the finite element method (FEM). This paper outlines the test, the analyses and the comparison.

Stripping Demolition of Concrete by Applying Electric Current through Reinforcing Bars

*Wahei NAKAGAWA and Sadatsune KUMEGAWA*

J. RANDEC, No.13 (November 1995), page 30~40, 9 Figures, 2 Tables

The presence of reinforcing bars in reinforced concrete structures is an obstruction hindering the smooth progress of demolition works. The electric heating method is, on the other hand, a demolition technique of unique concept since it adopts the bars to help the demolition of reinforced concrete structures.

This technique has the following advantages for demolition : 1) the more densely a structure is reinforced with bars, the greater is the effect of the electric heating, 2) demolition after heating produces little dust, and 3) electric heating of reinforcing bars causes no damage to the portions of concrete not subjected to electric current.

The present paper describes the procedures and results of a series of experiments we conducted to verify the efficiency of the electric heating method. In this method, a low-voltage high-current is run through reinforcing bars existing in a concrete structure, inducing intense heat in the bars which in its turn brings about cracks in the surrounding concrete mass, facilitating secondary demolition by hammer picks or other means.

The experiments were performed on full-scale biological shield wall mock-ups of a BWR and a small nuclear reactor. The experiments revealed that these excellent features of the electric heating method are worth utilizing in stripping demolition of radioactivated regions of biological shield walls in nuclear power plants.

The electric heating method is currently being adopted and shows effective results in partial demolition works in diaphragm wall shafts where starting/arriving holes are to be fixed for shield machines without damaging surrounding portions.

Development of Chemical Decontamination for Low Level Radioactive Wastes

*Seigo ICHIKAWA, Kazuo OMATA, Hiroshi OBINATA,  
Yoshihiko NAKAJIMA and Osamu KANAMORI*

J. RANDEC, No.13 (November 1995), page 62~69, 8 Figures, 2 Tables

During routine intermittent inspection and maintenance at nuclear power plants, a considerable quantity of low level radioactive waste is generated requiring release from the nuclear site or treating additionally. To decontaminate this waste for safe release from the nuclear power plant, the first step could be washing the waste in Methylene chloride,  $\text{CH}_2\text{Cl}_2$ , to remove most of the paint coating. However,  $\text{CH}_2\text{Cl}_2$  washing does not completely remove the paint coating from the waste, which in the next step is shot blasted with plastic bead media to loose and remove the remaining paint coating. Following in succession, in the third step, the waste is washed in a chelate solution, after which most waste is decontaminated and suitable to be released for recycling.

The residual chelate solution may be decomposed into nontoxic carbon dioxide and water by an electrolysis process and then safely discharged into the environment.

## デコミッショニングと施設設計



動力炉・核燃料開発事業団

樺 原 英千世

限られた資源量、限られた大きさの閉鎖系であるこの地球環境の中で、人類が地球と共に存していくためには、「最小量の資源を、最大限活用して、最小量の廃棄物を残す」という「高度な資源リサイクル社会」の実現を図るのが、今後、人類の目指すべき方向であろう。

原子力は当初から、「核燃料のリサイクル利用」を目的として開発を進めてきており、資源リサイクルの面では、先取りの技術体系といえる。近年においては、原子力開発の初期の頃に建設された施設が老朽化し、施設の解体とその敷地のリサイクル利用までも考慮したデコミッショニング技術の確立が重要になってきている。建造物やその内部の設備・機器には、構造物としての寿命、機能、性能面での限界があり、いずれは解体とか大幅改造を避けては通れないのが事実である。

デコミッショニングの実施にあたっては、経済的であること、作業員の被曝量が少ないこと、発生する放射性廃棄物量の少ないと等のように諸々の要求事項があり、これらを実現するために様々な技術開発が行われている所である。これらに加えて、計画段階からデコミッショニング作業をし易い施設にしておくことが非常に重要であると認識されており、今後の施設の設計においては考慮しなければならない事であろう。

再処理施設や照射後試験施設のように大量の放射性物質を取り扱う核燃料サイクル施設では、セル内の設備・機器を完全に遠隔で保守・補修する概念を採用した施設が構想され、現実にいくつかの施設では運転経験を積み上げており、作業時間の大割り短縮のように諸々の面で大きな効果のある事が実証されつつある。

放射性物質を長年にわたり取り扱ってきた施設のデコミッショニングでは、セル内設備等の除染と解体がポイントで、これらは放射線下の作業であり、遠隔技術が不可欠なものである。施設運転時の保守等に採用されている遠隔技術と同じ技術と考えてよいであろう。セル内設備の保守等を完全に遠隔技術で行う概念を採用する施設では、デコミッショニングにおいても作業がし易く、作業時間の大割り短縮等を実現できるだろう。逆に、計画段階からデコミッショニングのし易さを考慮して、遠隔技術を採用している施設では、運転中のセル内設備の保守等もやり易いと言えよう。

遠隔技術を採用する施設は、施設が大きくなり建設費が嵩くなると懸念されているが、これは設計者が未だ最適なものになっていないことによる所が大きい。かかる施設の設計・建設・運転の経験を積み重ね、エンジニアリング能力を高めていくことにより、かかる懸念への解決を図っていくことになろう。

エンジニアリング経験の蓄積は、広く産官学の協力で行われることが望まれ、関係機関が集まり、交流する場、情報の収集・蓄積・伝播の場としての RANDEC にこの面でのリーダーシップの発揮を期待する所である。

# 原 子 力 船 「 む つ 」 の 解 体

足立 守、渡部 晃三

## *Decommissioning of the first nuclear ship Mutsu*

Mamoru ADACHI and Kozo WATABE

The Mutsu is the first nuclear ship in Japan. This paper describes the review about the decommissioning activities of the Mutsu.

Unloading of the spent fuels from the core finished in November 1993. Removing of the components in the reactor auxiliary room finished in November 1994. Dredging and digging in the home port finished in October 1994.

The Mutsu was taken on board of semi-submersible barge on May 10, 1995. Immediately the cutting of the Mutsu into three parts was begun. On June 22, the reactor room was lifted out of the center of the ship with floating crane and the reactor room was placed in the storage building under construction.

The reactor containment, with the pressure vessel and the steam generators inside, will be sealed in concrete and placed under strict management in the storage building.

### 1. 原子力船「むつ」の概要

昭和38年8月に設立された日本原子力船開発事業団(以下「事業団」という。)は、昭和40年11月、特殊貨物の輸送および乗員養成訓練を用途とする総トン数約8,000トンの原子力第1船の建造に着手した。後に「むつ」と命名された原子力第1船の船体部は、昭和45年8月に完成し、原子炉部は昭和47年8月に完成した。「むつ」の配置および主要目をFig.1.1に示す。

昭和49年8月、出力上昇試験を北太平洋上で実施し、8月28日に初臨海を達成し、その後低出力試験を実施中、炉出力1.4%に達したとき、上甲板の放射線レベルの異常上昇が発生し、試験は中断された。調査の結果、原子炉容器と上部一次遮蔽体との隙間からの中性子ストリーミングによるものと判明した。このため、「むつ」は長崎県佐世保市において

昭和55年8月より昭和57年6月まで、遮蔽体等の改修工事を実施した。

原子力船「むつ」			
事 項	要 目	事 項	要 目
全 長	130メートル	原子炉 型式・数	加圧軽水冷却型・1基
幅	19メートル	熱 出 力	約36,000キロワット
総 ト ン 数	8,242トン	燃 料	酸化ウラン(低濃縮)

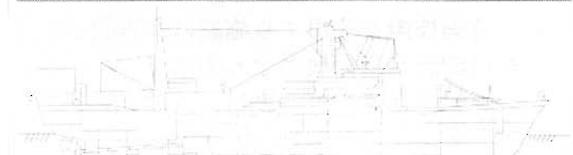


Fig.1.1 The specification of Nuclear Ship Mutsu

その後、昭和58年から59年前半において廃船論、存続論を含む「むつ」の研究開発に関する再検討がなされ、これらの背景の下、昭和60年3月31日に事業団は原研に統合され、引き続き原子力船研究開発を進めることとなった。また同日「むつ」に係わる国

基本計画が改訂され、同基本計画に基づき、海洋環境下における実験航海を概ね1年間実施した後、「むつ」を関根浜港において解役することとなった。出力上昇試験および海上試運転の実施状況をTable 1.1に示す。

Table 1.1 Table of hot function test

	岸壁試験	準備運転	1次航海	2次航海	3次航海	4次航海
試験内容	Phase 0 (0%出力)及び Phase I (約20%出力まで)	約20%出力 100時間 連続運転	Phase II (約50%出力まで) 及び Phase III (約70%出力まで)	Phase III(約70%) Phase IV(約90%) 及び Phase V (約100%出力まで)	Phase V (約100%出力まで) 及び海上試運転	
期間	H2.03.29~04.28	05.28, 07.03~07	07.10~30	09.25~10.09	10.29~11.09	12.07~14
航海時間	—	—	約 486時間	約 340時間	約 268時間	約 169時間
航海距離	—	—	約 7,600km	約 6,900km	約 5,300km	約 4,100km
最高熱出力	約 7.2MW	約 7.2MW	約 25MW	約 36MW	約 36MW	約 36MW
原子炉運転時間	約 257時間	約 100時間	約 258時間	約 216時間	約 229時間	約 122時間
全出力換算 原子炉運転時間	約16.2時間	約17.5時間	約 130時間	約 168時間	約 124時間	約 86時間

## 2. 解役計画

「むつ」は、上記基本計画に基づき、実験航海終了後、直ちに関根浜新定係港において解役することと定められた。

このため、原研は、原子炉施設の廃止措置等に関する検討を開始し、①原子炉の廃止措置方式としては、原子炉を遮蔽体と合わせて原子炉室ごと一括撤去し、陸上に保管する撤去隔離方式を採用する、②解役後「むつ」の船体は、一般動力推進の船舶として、海洋研究、船用炉の研究開発のための理工学研究等に活用する、③「むつ」から撤去した原子炉室は、新たに建設する保管建屋において、適正な管理のもとに安全に保管するとともに、一般展示する。等を骨子とする基本方針を策定した。この基本方針のもとに、平成3年11月に「原子力船『むつ』の解役に係わる工事の安全性について」を、平成4年1月に「原子力船『むつ』の解役計画」を策定した。

上記計画において、解役工事は、全工程を3段階に区分して行うこととし、第1段階で使用済燃料等の取出し等を行い、第2段階で原子炉補機室等の機器・配管類の解体、撤去を行った後、第3段階で原子炉室を船体から切断して陸上に新設する原子炉保管建屋に一括移送し保管することとした。解役に係わる工事等の主要な工事工程表をTable 2.1に、廃止措置の概要をFig.2.1に示す。

## 3. 原子力船「むつ」の解役

### 3.1 燃料体の取出し等

#### 1) 原子炉設備の取り外し作業

原子炉容器内の燃料体等を取り出すための準備作業として、格納容器上部遮蔽体、格納容器蓋、原子炉容器蓋周辺機器を取り外した後、原子炉容器の蓋を開放し、燃料体等を炉内で固定している炉心上部構造物を取出した。

これらの原子炉設備の船外への搬出時には、原子

Table 2.1 Decommissioning schedule

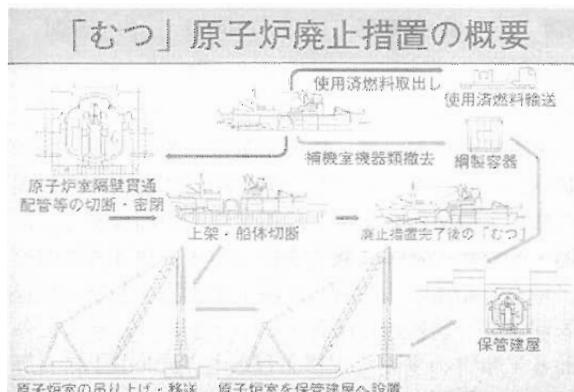
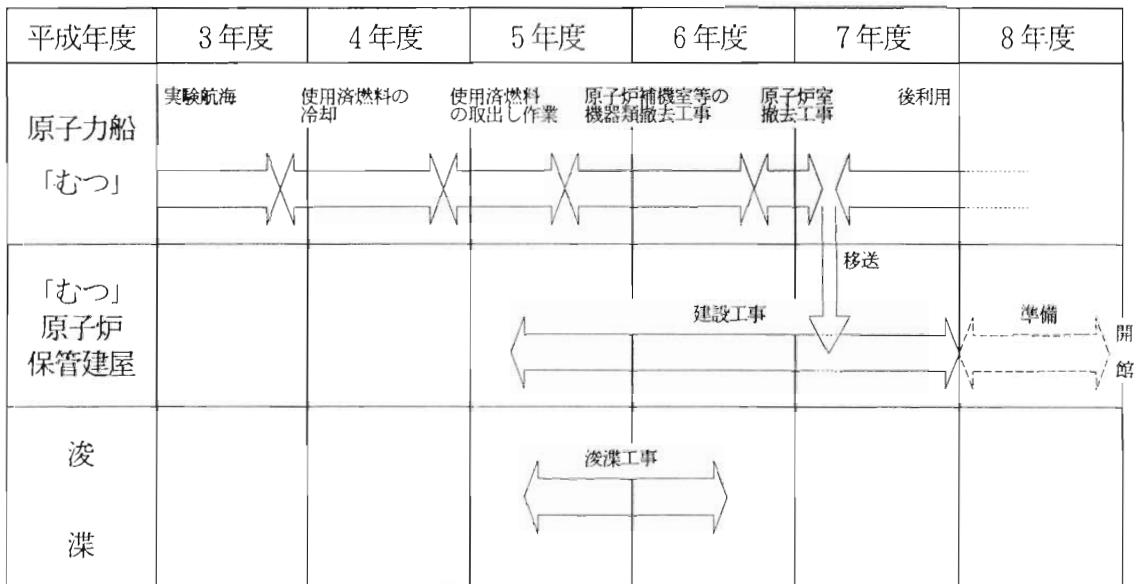


Fig.2.1 Decommissioning procedure of N. S. Mutsu

炉室を覆う原子炉室ハッチカバーまたは船上補助建屋の扉のいずれか一方は閉鎖しておくことにより、原子炉室内と外気を隔離することにした。

本作業における安全上の重要事項として、原子炉容器蓋を貫通する制御棒駆動軸と制御棒の切り離し作業、作業中の炉内中性子数監視による臨界管理、また、作業場所が格納容器内の線量当量率の高い原

子炉容器の周辺で行われることから作業員の実効線量当量の低減化対策等があげられる。

制御棒と制御棒駆動軸の切り離し作業においては、制御棒(合計12本)1本づつの切り離し作業が終了した後、制御棒駆動軸を持ち上げて重量測定を行い、制御棒が駆動軸より切り離されていることの確認を行った。

また、上部一時遮蔽体の取り外し作業中は、中性子監視装置の線源領域2チャンネルを中間一時遮蔽体の外側へ仮設し、炉内の中性子数の監視を継続して行った。

次に、実効線量当量について、原子炉容器蓋のスタッドボルトの取り外し作業、制御棒の切り離し作業等の原子炉容器周辺での作業では、鉛遮蔽板を補助遮蔽として用い、作業場所の線量当量率を計画線量当量率まで下げた状態で作業を実施した。さらに、原子炉容器蓋の取り外し炉心上部構造物の取出し作業においては、燃料交換水槽に遮蔽水を注入することにより、原子炉容器内からの放射線を遮蔽した。なお、燃料交換水槽に遮蔽水を使用している間は、「むつ」船体の動搖等により水が漏れる危険を少なくするため、昼夜の2交替制を採用し、作業期間を短縮した。

## 2) 燃料体の取出し作業

燃料体32体は、二重回転遮蔽台、燃料取扱容器等の燃料取扱設備を使用して1体づつ炉心から取り出し、燃料詰替用付属装置を使用して燃料取扱容器から使用済燃料輸送容器に詰め替え、船外に搬出し、燃料・廃棄物取扱棟に運搬した。次に、燃料・廃棄物取扱棟の貯蔵エリアで使用済燃料輸送容器に収納した状態で、燃料体の乾燥および使用済燃料輸送容器の気密漏洩試験を行い、燃料体を貯蔵状態とした。作業状況をFig.3.1～3.3写真に示す。

本作業の開始にあたっては、作業員の作業内容の習熟、燃料取扱設備の作動確認、作業時間の短縮による実効線量当量の低減化等を目的として、燃料取出作業訓練模擬装置を使用してモックアップ訓練を実施し、十分な成果を得た後、本作業に臨むこととした。

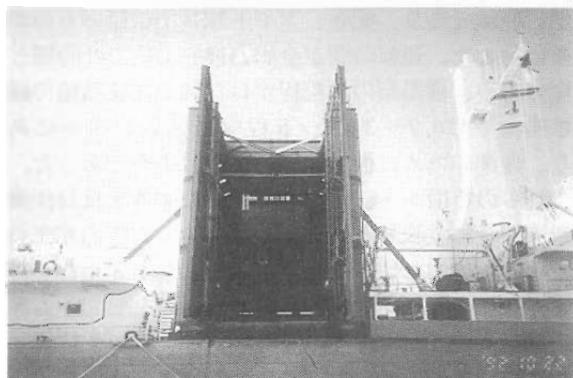


Fig.3.1 The Temporary structure for refueling

## 3) 中性子源の取出し作業

中性子源(Cf-252、2本)は、ステンレス鋼被覆管(1360mm×32mm $\phi$ )に収納され、炉内に装荷されているが、原子炉容器内で被覆管を切断し線源カプセルだけを取り出した。この線源カプセルは原研の他の研究所で再利用するため専用輸送容器により事業所外へ輸送した。

## 4) 原子炉設備の復旧作業

取り外した原子炉設備は元の状態に復旧した。なお、将来の格納容器内展示のため、上部一次遮蔽体は既設のものに替えて、新たに製作した上部一次遮蔽体の模擬体を設置した。

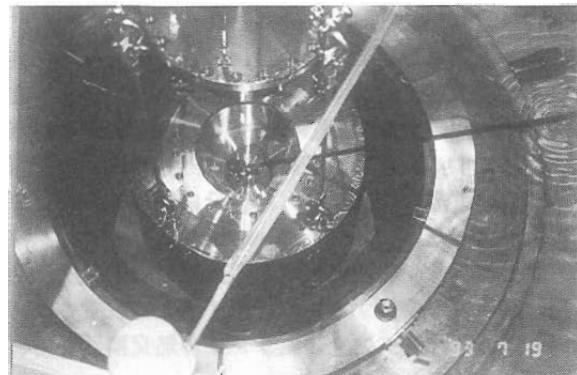


Fig.3.2 Spent fuel unloading

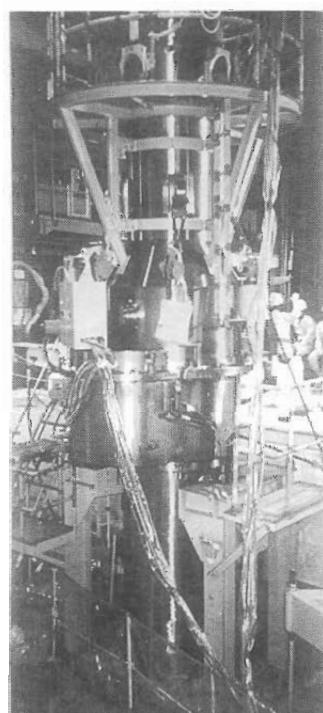


Fig.3.3 Neutron source unloading

## 3.2 原子炉補機室等の機器類撤去

燃料取出し作業等が終了に引続き、平成5年11月下旬から、原子炉補機室等の機器類撤去作業を開始し、平成6年11月に終了した。本作業は、機器類の撤去作業ならびに上部原子炉室および原子炉補機室の管理区域解除作業に大別される。作業の状況をFig.3.4～3.8写真に示す。

### 1)機器類の撤去作業

作業区画において外部線量当量率への寄与率が高いイオン交換塔とその周辺配管を最初に撤去した後、その他の機器類の撤去に先立ち、撤去物の処理を容易にするため、原子炉補機室内等の機器・配管等について放射能濃度レベル区分に従って識別区分表示を行った。

撤去作業は、船内における撤去物の収納場所、陸揚げ場所等を確保するため、第4甲板に設置されているほう酸注入タンク、主サンプル熱交換器等の機器類から撤去した。

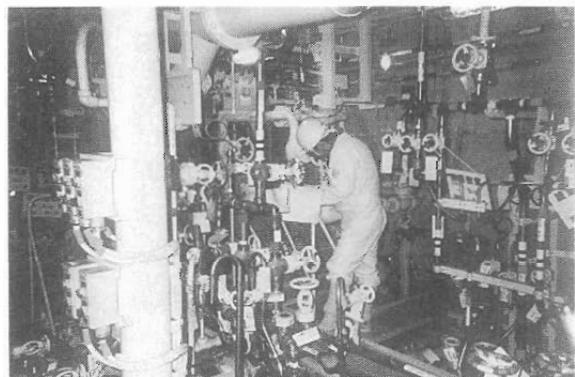


Fig.3.4 Reactor auxiliary room before removing

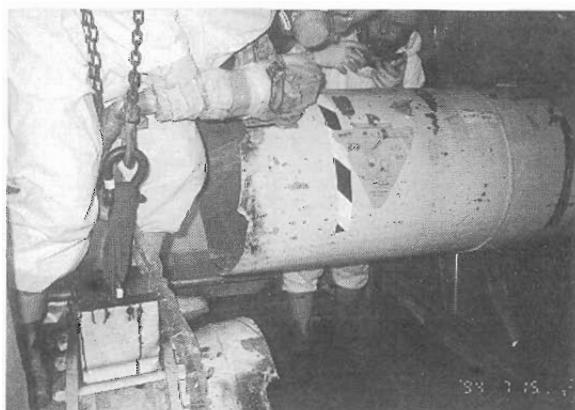


Fig.3.5 Heat exchanger removing

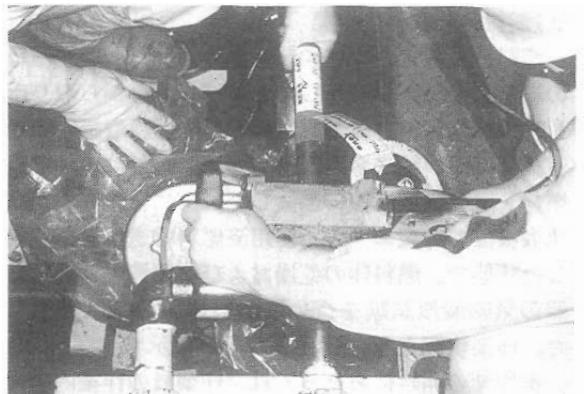


Fig.3.6 Pipe cutting

原子炉補機室の内部は「船」という特殊な事情から、内部が狭隘であり、気密性が高く、機器、配管、ケーブル、ダクト等が密度高く配置されている。ポンプ、タンク等の機器類は一部を除いて比較的小型、軽量であり、配管、ダクト類は小口径のものが多い。また、運転時間が全出力換算で約2300時間と短いため、機器類の汚染程度は軽微で作業環境の線量当量率は $0.2\sim3\mu\text{Sv}/\text{h}$ 程度と低いレベルにあり、作業のために仮遮蔽等の措置は不要であった。これらの特徴から、解体作業で使用する工具は作業環境保全に主眼を置いて、粉塵ヒューム等の発生の少ない機械的な切断法によることとした。止むを得ずガス切断等の熱的切断を行う場合は、ヒューム等の拡散を防止するため、HEPA フィルタを装備した局所排気装置付きのグリーンハウスを構築し、その内部で作業を実施した。

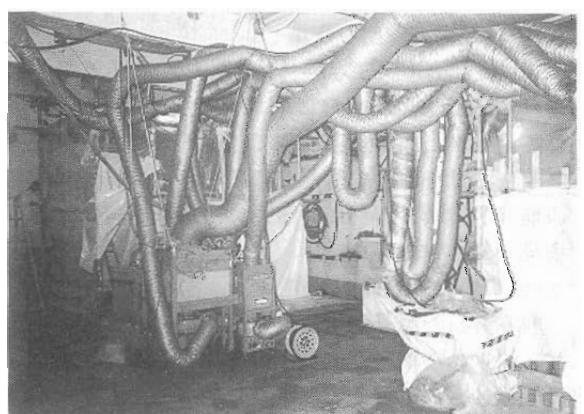


Fig.3.7 High efficiency filters setting

小型ポンプの解体は、接続配管および基礎ボルトを取り外し、単体の姿で1m<sup>3</sup>鋼製容器へ収納した。また、中型機器(ポンプ、排風機等)の解体は、汚染のある本体部分と汚染のないモータ、ベース等を分離し、本体部分は1m<sup>3</sup>鋼製容器に収納できる寸法に分解して容器へ収納した。汚染のないモータ、ベース等は梱包または開放パケットへ収納した。

なお、配管はすべて機械的な切断法で解体した。小口径(10A~40A)については油圧式鉄筋カッタ、パイプカッタを採用し、中口径(50A~100A)についてはバンドソー、レンブロソ等を使用した。

原子炉補機室等の水密隔壁を貫通する配管、ダクト、ケーブル等の撤去跡の開口部および原子炉室外壁を貫通する配管等の撤去跡の開口部は閉止プラグまたは閉止板を溶接して密閉した。

また、原子炉室外壁貫通部には必要に応じて補助遮蔽体を取付けた。

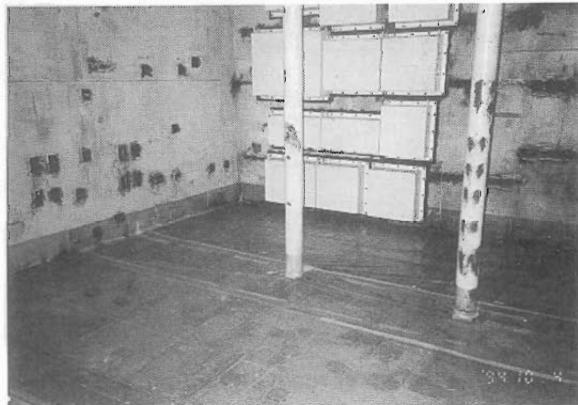


Fig.3.8 Reactor auxiliary room after removing

## 2)管理区域解除

将来、原子炉室内部を一般に公開・展示するため、上部原子炉室は一般区域とする必要がある。このため、格納容器と台甲板隆起部遮蔽体との間に閉止板を取り付け、上部原子炉室と下部原子炉室を鋼板、シール材等により隔離した後、気密漏洩検査を行い、密閉処理が適切であることを確認した。その後、管理区域を解除するための線量当量率の測定および天井、床面等の表面密度の測定等の放射線サーベイを行い、保安規定の変更認可を取得して管理区域を解除した。

また、原子炉補機室等の機器類撤去工事が終了した後、前述のとおり、原子炉室外壁貫通配管等の密閉措置および放射線サーベイを行い、保安規定の変更認可を取得して、原子炉補機室の管理区域を解除した。

## 3.3 原子炉室の一括撤去・移送

原子炉室一括撤去・移送作業は、関根浜港沖合にて「むつ」を半潜水式バージに上架し、その状態で、関根浜港まで曳航し、岸壁に係留した後、原子炉室を船体から切断し、海上クレーンにより一括で吊り上げ、保管建屋の原子炉保管棟に移送した。

### 1)上架・曳航工事

「むつ」の上架に備え、フロータの追加、盤木の設置等の改造工事を行ったバージを、関根浜港沖合約5kmの上架海域まで曳航し、事前に設置した8基の係留用アンカーに船首を北北東に向け固定した。

平成7年5月10日、気象・海象状況が定められた作業条件を満足していることを確認した後、「むつ」を曳船により上架海域まで曳航し、曳航およびバージの引き込み装置を使用して、予め「むつ」を上架するため約17mまで沈下しておいたバージの船尾側より引き込んだ後、係止した。その後バージのバラストタンクの海水を排水してバージを浮上することにより「むつ」をバージ上に上架した。引き続き、バージの係留索を解除し、「むつ」を上架したバージを曳船により関根浜港まで曳航した後、岸壁に係留した。

### 2)船体切断

「むつ」をバージに上架した後、「むつ」船体とバージ上甲板との間に船体倒れ止め支柱(12本)を取り付けた。

原子炉室吊り上げ時に船と原子炉室が干渉しないよう原子炉室前後端隔壁から約2.3m幅で船体構造を撤去し、船首船体、原子炉室、船尾船体を3分割した。また、原子炉室前後の約2mの船体構造物および右舷側の耐衝突構造は岸壁クレーンで吊り上げ可能な重量にブロック分割して陸揚げした。

### 3)原子炉室の吊上げ移送工事

原子炉室の吊上げ移送工事では、関根浜港に回航された海上クレーンの卸荷装置の解除、原子炉室吊上げ用の吊具および吊金具の取り付け作業の後、6月21日試験吊りを行った。

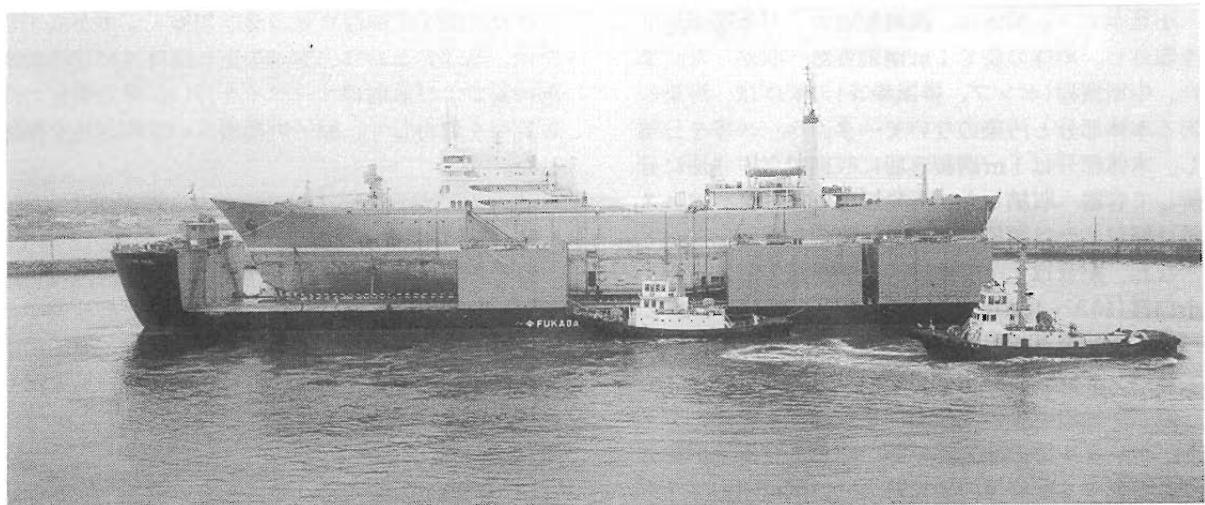


Fig.3.9 Nuclear ship Mutsu that taking on board of semi-submergeable barge

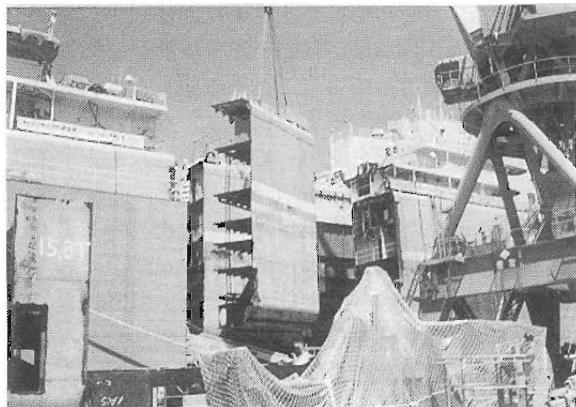


Fig.3.10 The situation of nuclear ship Mutsu cutting three parts

試験吊りでは、海上クレーンの吊上げ荷重を漸次増加して吊上げ荷重の50%まで負荷し、吊具、原子炉室の状態、係留状態、喫水計測、荷重等監視装置の作業状況を確認した後、30%の吊上げ荷重を維持して本吊り作業まで待機状態とした。

翌22日、気象状況が作業条件を満足していることを確認した後、吊上げ荷重を徐々に増加し、原子炉室をバージから地切りし、バージの盤木上約1mまで吊り上げた。引き続き、原子炉室の吊上げ高さを適切に維持しながら操船ウィンチおよびアンカーウィンチを操作して海上クレーンを後退し係留索の位置を変更して陸向きに回頭した後、浚渫水路内を

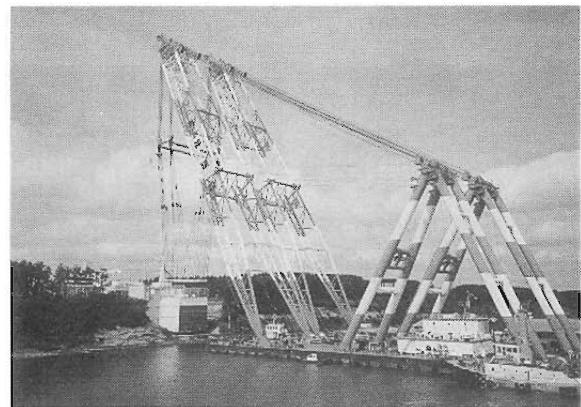


Fig.3.11 Reactor room lifting from the ship with flowing crane

前進し、原子炉室を原子炉室保管室の所定の位置に据え付けた。

原子炉室吊上げを Fig.3.11,3.12 に示す。

### 3.4 付帯工事

#### 1) 保管建屋建設工事

保管建屋は、一括撤去した原子炉室を保管する原子炉室保管棟、解約に伴い発生する撤去物等を保管する撤去物等保管棟および科学技術等に関する展示を行う展示棟からなる。保管建屋の建設工事は平成5年7月16日に地元関係者等を含めて同敷地内で起工式を行い、8月中旬より本格的に開始した。

原子炉室保管棟の建設工事は、原子炉室一括撤去物を据付ける前迄の一期工事と、据付けた後の二期工事に別けて行うこととしている。このうち一期工

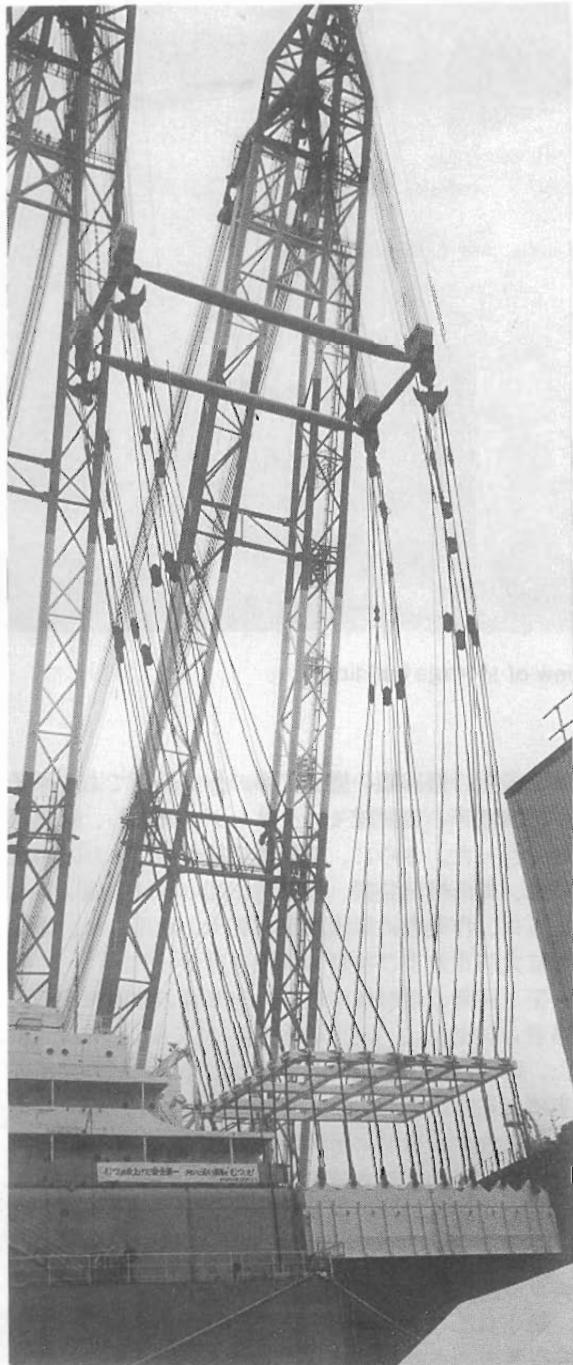


Fig.3.12 Reactor room lifting

事と撤去物等保管棟および展示棟の建設工事は、平成6年10月に終了して、平成7年度に行う原子炉室一括撤去物の据付けに備えた。

保管建屋完成予想を Fig.3.13 に示す。

## 2) 浚渫工事

「むつ」の原子炉室を海上クレーンにより保管建屋に移送するためには、海上クレーンができるだけ陸側にアクセスさせる必要がある。そのため浚渫土砂の仮置場築造と海上クレーン移送海域の浚渫工事を行った。工事は平成5年8月に開始し平成6年10月末に完了した。

土砂仮置場は、港内西防波堤基部付近に築造した。土砂仮置場の構造は、土砂運搬船(土運船)が接舷する場所を光矢板とし、その周辺を土のう袋で囲い、陸上に近い場所は土砂堤で築堤した。

土砂仮置場の築造に引き続き、海上クレーン移動海域の浚渫工事を行った。

浚渫した土砂を運ぶ土運船は2艘を配した。浚渫工事の状況を Fig.3.14, 3.15 写真に示す。



Fig.3.14 Dredging of home port

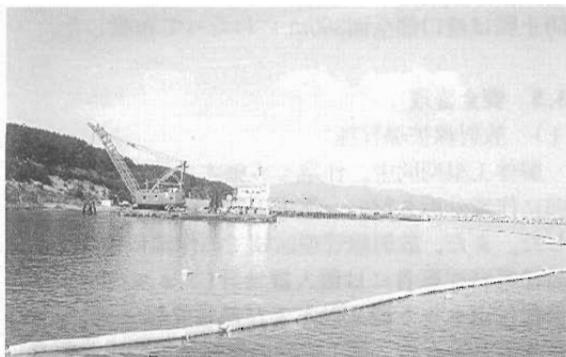


Fig.3.15 Setting of silt protector

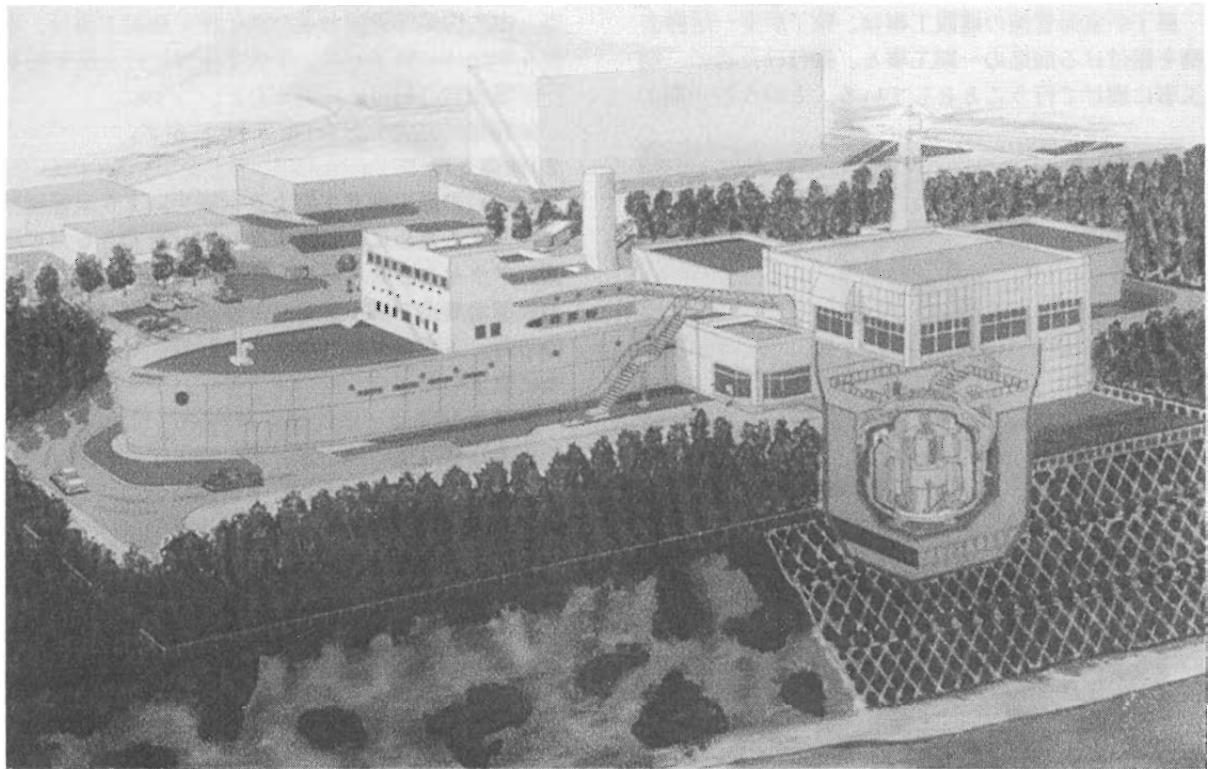


Fig 3.13 The conceptional view of storage building

浚渫工事において周辺海域の漁場等への水質汚濁の拡大を防止するため、グラブ浚渫船の前面(浚渫部)に汚濁防止枠、また港口部には汚濁防止膜を設置した。汚濁防止枠は鋼管を21m×21mに組んで水面に浮かせ膜を垂らしたもので、通常では水深の1/3程度で十分といわれているが、万全を期すため、水深いいっぱいまで膜を垂すこととした。また、汚濁防止膜は港口部全面360mにわたって布設した。

### 3.5 安全管理

#### 1) 放射線被曝管理

解体工事期間中、作業を実施するに当たっては事前に作業分析を行い、作業手順、防護方法等を決定した。また、放射線管理区域での作業に従事する放射線業務従事者には個人線量計(フィルムバッジ、警報付ポケット線量計および熱蛍光線量計)を着用させるとともに、第1段階の燃料体の取出し作業等の作業場所である船上補助建屋、原子炉室等および

第2段階の機器類の撤去工事の作業場所である原子炉補機室等の放射線モニタリングを実施し、被曝管理を行った。さらに、空気汚染等が予想される場合には、局所換気装置、汚染防止囲い等を設置するとともに、作業者に保護衣保護具等を着用させ、汚染の拡大防止および被曝の低減をはかった。

第1段階の燃料体の取出し作業等の放射線業務従事者は約350人、集団実効線量は56.8人・mSv、また、第2段階の機器類の撤去工事等の放射線業務従事者は約160人、集団実効線量は6.4人・mSvであり、それぞれ事前に予測線量当量率等から評価した計画集団実効線量当量を大きく下まわった。

なお、個人の最大実効線量当量は、第1段階では5.1mSv、第2段階では1.0mSvであり、工事中ににおける作業員の内部被曝はなかつた。

第1および第2段階の解体工事期間中の放射線業務従事者の実効線量当量をTable 3.1に示す。

Table 3.1 The effective close equivalent of persons

工事区分	放射線業務 従事者数 (人)	集団実効 線量当量 (人・mSv)	平均線量 当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)
第1段階	345	56.8	0.16	5.1
第2段階	161	6.4	0.04	1.0
合 計	506	63.2	0.12	5.1

## 2) 放射性廃棄物の管理

### (1) 放射性気体廃棄物

気体廃棄物は、第1段階の工事着手から第2段階の機器類の撤去工事の途中まで、既設の管理区域通風換気系統の高性能エアフィルタでろ過したのち排気筒から、また、通気換気設備、排気筒等を撤去した機器類の撤去工事の最終段階では仮設換気設備を通して放出した。放出濃度はすべて告示に定める濃度限度以下であった。

### (2) 放射性固体廃棄物

固体廃棄物は、性状、放射能レベル等によって区分し、容器に収納できない撤去物を除き、所定の1m<sup>3</sup>鋼製容器(1m<sup>3</sup>容器)、または200ℓドラム缶に収納して表面線量当量率、主要核種、放射性物質質量等を表示し、燃料・廃棄物取扱棟および保管建屋の撤去物等保管棟に移送し、保管した。

第1段階の燃料体の取出し作業等において発生した原子炉容器法兰ジ部保温材、制御棒駆動箱等の放射性廃棄物および一次冷却水等の水抜き作業に用いた仮設ポンプ等の金属性の放射性二次固体廃棄物ならびに第2段階の機器類の撤去工事で原子炉補機室等から撤去した主サンブル熱交換器、原子炉部ドレンポンプ、中レベルポンプ、低レベルタンク、管理区域排気通風機、配管等の金属性の放射性廃棄物等は、放射能レベル区分毎に1m<sup>3</sup>容器又は200ℓドラム缶に収納した。また、工事に伴い発生した養生材、作業服、綿手袋等の放射性二次固体廃棄物は、可燃物または不燃物に区分し、放射能レベル区分毎に200ℓドラム缶に収納して船内から燃料・廃棄物取扱棟および保管建屋の撤去物等保管棟に移送し、

保管した。

解体工事期間中の放射性固体廃棄物の発生量をTable 3.2に示す。

Table 3.2 The radioactive waste with decommissioning

工事区分	収 納 容 器 等			推定発生量
	1 m <sup>3</sup> 容器 (個)	200 ℥ ドラム (本)	梱包 (個)	
第1段階	8	110	—	1m <sup>3</sup> 容器：110個 200 ℥ ドラム：500本
第2段階	57	304	149※	梱 包： 10個

※：エアフィルタ等145個を含む。(200 ℥ ドラム缶換算：12本)

### (3) 放射性液体廃棄物

工事に伴い発生した放射性液体廃棄物は船内から燃料・廃棄物取扱棟の廃液タンクに移送した。燃料・廃棄物取扱棟内の液体廃棄物処理設備で処理した処理済水は、機材・排水管理棟のモニタタンクに移送し、放射性物質の濃度を測定した後、海中放出設備により放射能濃度が法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下となるように海水で希釈して放出した。

解体工事期間中の放射性液体廃棄物の発生量(陸揚げ量)は、放射化放射能量および汚染放射能量が推定値より低かったことによる燃料交換水槽への張水量の減少、および原子炉運転中の原子炉補機室の維持管理が良好であつことならびに機器類の撤去作業時の汚染の拡大防止措置により撤去作業後の除染作業がほとんど無かつたことなどにより推定発生量の約半分の約100m<sup>3</sup>であった。

### (4) 管理区域出入管理等

管理区域に入域する放射線業務従事者等に対しては、作業開始前に当該作業についての指示や教育訓練を行うとともに、入域時には個人線量計および保護衣等の必要な防護具を着用させ作業の安全を図った。また、退出時にはハンドフットクロスモニタ等により身体表面及び衣服の汚染検査を行い、放射線業務従事者等の被曝防護、管理区域外への汚染の拡大防止を図った。

管理区域から搬出する物品は、表面密度を測定記録し、法令に定める基準を超える物品が持ち出されないように管理した。

なお、この間に作業に従事した作業員は約22,000人日であった。

# 放射性コンクリート除染・減容技術の開発 —コンクリートの電気化学的除染技術と骨材分離による 減容技術に関する基礎実験(その1)—

杉本純一郎\*, 庄田 歩\*  
吉崎 芳郎\*\*

*Development of Decontamination and Volume Reduction Technologies for Radioactive Concrete  
—Basic Experiments on Electrochemical Decontamination and  
Volume Reduction by Separating Aggregate (Part 1)—*

Junichirou SUGIMOTO, Ayumi SHODA  
and Yoshiro YOSHIZAKI

Two different experiments have been conducted related to nuclear facilities decommissioning technology, especially decontamination and volume reduction of radioactive concrete.

One aimed at adopting an electrochemical technique for decontaminating the surfaces of concrete contaminated with radioactivity. The effects of the passage of electric current on the acceleration of elution were verified using concrete mixed with cesium. As a result, the amount of elution increased as compared with the control without the passage of electric current. However, many challenges remain unsolved.

Another attempt was also made to validate the system for separating radioactive concrete constituents now under development at KEMA in the Netherlands, with the objective of radioactive concrete volume reduction. Consequently, it was made clear that aggregate could be satisfactorily separated by holding them at high temperature for a relatively short time. This report also outlines the radioactive concrete separating system proposed by KEMA.

## 1. はじめに

JPDR 解体実地試験は一部建屋を残して今年度中に終了し、発電用原子炉解体の技術的可能性が立証された。今後の技術開発は、商用炉のデコミッショニングに備えて解体技術の一層の向上を図るととも

に、廃棄物の処理処分および有効利用の分野へと展開されると考える。

佐藤工業では、デコミッショニング関連の技術開発に際して当初から汚染浸透コンクリートの除染に着目し、汚染コンクリート除去システム「クリーンカット工法」を開発した。この技術は、デコミッシ

\* 佐藤工業株式会社 原子力・環境技術部(Sato Kogyo Co., Ltd.)

\*\* 八洋コンクリートコンサルタント株式会社 技術センター(Hachiyo Concrete Consultant Co., Ltd.)

ヨニング技報創刊号(平成元年10月)に紹介されているが、コンクリート表面の汚染部位をカッターにより切削除去するとともに切削粉を完全に回収するもので、JPDR 解体実地試験に採用され、床・壁・天井の比較的平滑な部位では要求に十分応えることができた。一方、このような機械式除染工法に共通の課題として、配管架台等の障害物が密にある場所等では作業が制限され、新しい技術の開発が望まれる。

本報告では、上記の課題への対応を図る目的で実施した汚染コンクリートへの電気化学的除染の適用性についての基礎試験、およびコンクリート廃棄物の減容・有効利用の観点からオランダのKEMA(オランダ電気試験所)で提案されたコンクリート骨材分離による減容技術の概要とこれに関連した確認試験について述べる。

電気化学的除染方法は金属の除染方法の一つとして知られており、除染対象の金属に通電して母材表面層を溶解させ付着堆積物を除去する方法である。一方、コンクリートに電気化学的手法を用いた例としては、一般構造物の塩害(鉄筋腐食)に対する最近の維持補修技術である電気防食・再アルカリ化・Desalination(電気化学的塩分除去)があるが<sup>1)</sup>、放射性コンクリートの除染方法としては、アメリカで注目されているとの情報はあるが、我々の調査では実際に適用された例はない。この方法の除染への適用には2つの方法が考えられる。一つは、コンクリート構造物の構造材である鉄筋を電極として利用し、原位置で通電することでイオン化した放射性核種をコンクリート表面に溶出させ捕捉するものである。また、原位置での適用が無理な場合には、処理施設において破碎したコンクリートを電解液に漬け、これに通電し溶出した放射性物質をpH調整等により沈着させ回収する方法が考えられる。いづれの方法も実施までには、多くの課題をクリアすることが必要と想定されるが、本報告で紹介する試験では、第一段階として通電の有無による溶出促進性の確認を行った。

一方、KEMAが提案するコンクリートの骨材分離の考え方とは、コンクリートが密実な粗骨材と比較的ポーラスなモルタル部分との複合体であり、汚染浸透がポーラスな部分に集中することに着目して、これを分離することにより放射性廃棄物量の大大幅な

低減を図ろうとするものである。本報告では、平成6年9月にルクセンブルクで開催された第3回原子力施設デコミッショニング国際会議で、KEMAにより発表された「放射性コンクリートの分離プロセスの開発」から、プロセスの概要およびホット試験の結果を簡単に紹介したあと、コンクリートの骨材分離を効果的に行うまでの要件となる前処理温度等をパラメーターとして、我々が実施した試験の結果について報告する。

## 2. 放射性コンクリートの電気化学的除染試験

原子力施設におけるコンクリートの放射能汚染の原因は、主に原子炉周りの放射化および汚染水の浸透による。ここでは、汚染浸透の場合を対象として、その電気化学的除染の可能性を検討するために実施した、通電による溶出促進効果の確認試験について報告する。

なお、この技術は、鉄筋コンクリート構造物の塩害補修技術として検討段階にあるデサリネーション(desalination: 電気化学的塩分除去)および再アルカリ化工法の考え方を、汚染浸透コンクリートの除染に応用しようとするものである。デサリネーションおよび再アルカリ化工法の基本メカニズムをFig.1に示す<sup>1)</sup>。デサリネーションでは塩化物イオン(Cl<sup>-</sup>)の除去に主眼がおかれて、再アルカリ化ではアルカリイオンおよびOH<sup>-</sup>の供給が目的となる。以下に述べる試験は、同様な方法でコンクリート中に浸透したCs<sup>+</sup>, Co<sup>2+</sup>等の除去も可能と考え実施した。

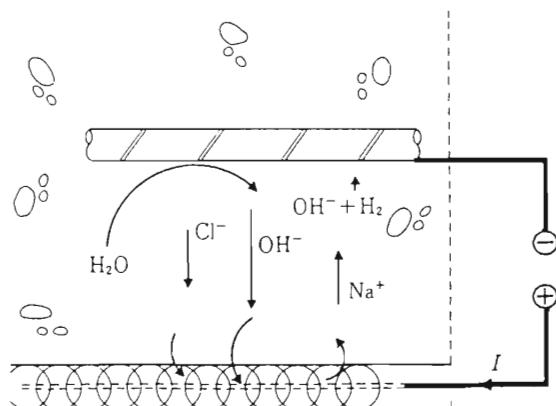


Fig.1 Desalination and realkalization method<sup>1)</sup>

## 2.1 試験

### (1) コンクリート試験体

コンクリート試験体の配合には、比較的初期に建設された国内の原子力発電所仕様のものを用いた。コンクリートの配合と物性試験結果を Table 1 に示す。

本試験では、汚染核種の例としてセシウムを対象とすることとし、試薬塩化セシウムを用いた。セシウムはフレッシュコンクリート混練り時に混入し、その濃度は定量しやすいよう比較的高濃度(1000mg/l)とした。

試験体の寸法は直径10cm×高さ20cmで、養生は通常用いる水中養生ではセシウムが溶出するため20°Cで封かん養生とした。なお、Table 1 に示した圧縮強度は、同パッチのコンクリートを水中養生した試験体の試験結果である。

Table 1 Mix proportion of concrete and results of physical property tests

粗骨材 の最大 寸法	水セメント 比 (%)	細骨材 比 (%)	単位量 (kg/m <sup>3</sup> )			水セメント 比 (%)	空気量 (%)	圧縮 強度 N/mm <sup>2</sup>	コンクリート 温度 (°C)			
			水	セメント	粗骨材							
25	52.8	38.0	170	325	702	1122	250 ml/c 100kg	1000	18.5	2.1	36.7	20.0

注 1. 使用材料 セメント：小野田普通ポルトランドセメント  
粗骨材：大井川産砂利（比重 2.63）  
細骨材：大井川産砂利（比重 2.58）  
混和材：E-混水剂標準形NO.70

2. 圧縮強度：水中養生・材齢28日

3. セシウムは試薬塩化セシウムを用いた。

### (2) 試験の方法

試験方法を Fig.2 に示し、試験状況を Photo 1 に示す。試験方法の概要を以下に記す。

- 通電は定電位法により行うこととし、試験ケースは10V, 30V および電位をかけない場合の3ケースとした。
- 陽極には、鉄筋の電食によりコンクリート試験体にクラックが発生するのを防止するため炭素棒を用いた。
- 試験体周囲の溶液には、電流を通じやすくするため飽和水酸化カルシウム溶液を用いた。溶液は試験体上端ぎりぎり迄とし、蒸発により減少した場合は適宜追加した。
- セシウム溶出量は、溶液中のセシウム濃度を原子吸光法により分析し定量することとし、溶液は、通電開始後 1・3・7・14・28 日目に採取した。

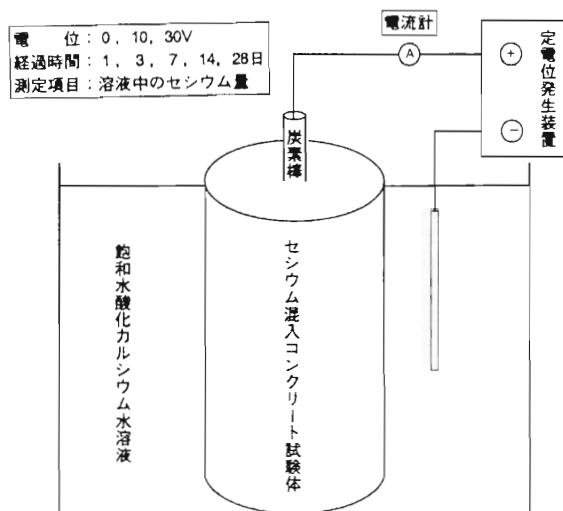


Fig.2 Cesium elution testing method

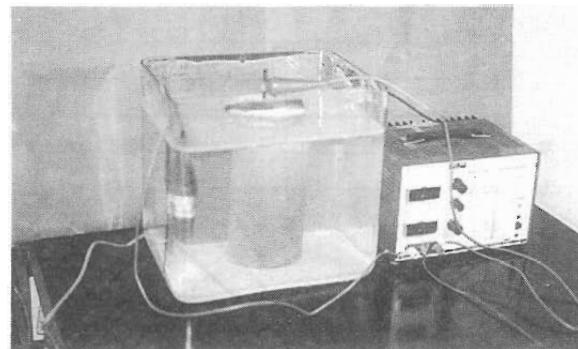


Photo 1 Cesium elution testing conditions

## 2.2 試験結果と考察

試験結果を Fig.3 に示す。

Fig.3 より、下記の点が指摘できる。

- ① 通電した場合としない場合で、セシウムの溶出量に差異が見られ、通電した方が溶出量が多い。ただし、試験体に含まれるセシウム量を 1000mg/l とすると、溶出量はその 1/50 以下である。本試験ではコンクリートの混練り時にセシウムを混入させているため、その大部分は内部に存在すると考えられる。この方法では、表面のセシウムだけが除去されると考えられるため、溶出量は少なくなったのであろう。
- ② 電圧10V と電圧30V とでは、電圧10V の場合が溶出量が多くなっている。また、電流は10V

の場合で1.8mAで、30Vでは1.3mAとむしろ低い値を示し、この電流差が溶出量の差となつたことが考えられる。30Vの場合、電気抵抗が10Vの場合の4倍程度まで増加したわけであるが、この実験ではその原因究明までは行っておらず詳細は不明である。今後の検討課題の一つである。

以上、通電によりセシウムの溶出を促進できると考えられるが、溶出量は我々の見込みより多いと言えなかった。今後は、汚染浸透の実体をよく模擬する試験体を用いた試験等により、この技術の可能性を検証していく考え方である。

付記すると、アメリカのDOE／オークリッジ国立研究所では、"electrochemical method"による汚染コンクリートの除染手法の研究開発に着手することであるが、詳細な情報はない。

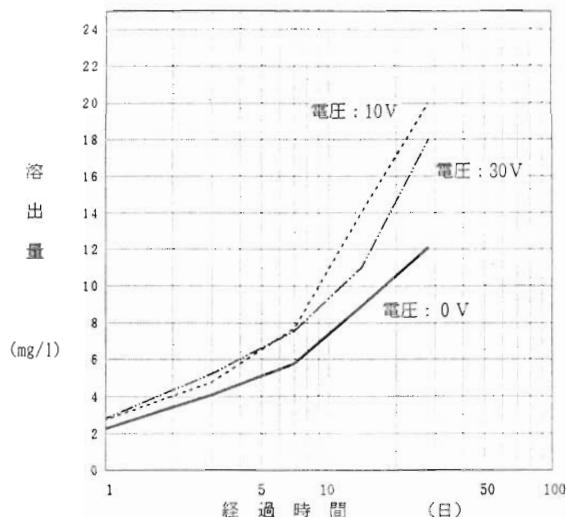


Fig.3 Electrochemical effect for cesium elution

### 3. コンクリートの骨材分離

本章では、オランダのKEMAにより提案されている「放射性コンクリート分離システム」を紹介し、コンクリートの骨材を効果的に分離するための温度条件等の検討を目的に実施した試験について報告する。

### 3.1 KEMA の放射性コンクリート分離システムの概要<sup>2)</sup>

オランダの電気事業者を株主とする独立の研究機関であるKEMAは、欧州共同体のデコミッショニングプログラムの下に、ドイツの電気事業者の協力を得て放射性コンクリートの分離システムを開発している。

このシステムは、1章に示したように、コンクリートの構成や多孔質性等の材料特性をうまく放射性コンクリートの減容に応用しようとした技術で、日本での適用性を含め興味ある技術である。ここでは、システムの概要およびドイツのデコミッショニングプロジェクトで行われた実証試験の結果を紹介する。

#### (1) システムの概要

このシステムは、コンクリートのおよそ30%がポーラスなセメント水和物であり、原子力発電所から採取した汚染試料の測定から、その90%以上の放射能(主にCo-60)がセメント水和物部分に集中しているとの測定結果に基づいている。骨材とセメント水和物との分離により、従来100%放射性廃棄物としていたものが、30%に低減されるとの発想である。また、放射化コンクリートに関する、セメント・骨材への中性子照射試験結果から、セメントと骨材の放射化の違いを利用して、両者の分離により放射性廃棄物の減容を図ろうとするものである。

Fig.4にKEMAにより製作された試験設備のプロセスフローを示す。分離は一次粉碎→加熱→二次

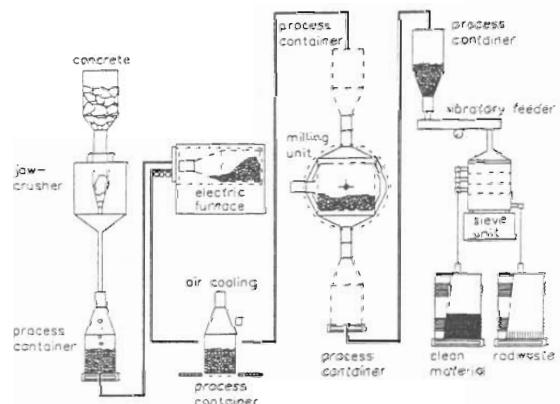


Fig.4 Process flow diagram of the KEMA test installation<sup>2)</sup>

破碎(分離)→分級の順で行われ、各コンポーネントはフィルターに接続された閉鎖系となっている。また、分級には1mmメッシュのふるいが用いられる。

このシステムでは、温度を変化させることによる骨材・セメント水和物間の接着力の低減(Bond Reduction)がポイントとなっている。KEMAの報告によると、液体窒素による冷却と電気炉による加熱で比較試験を行った結果、加熱による方法では熱応力の他にセメント水和物に対する化学的効果が相乗して、分離に効果的としている。この化学的効果とは、後述するようなセメント水和物の分解温度に関するものと考えられる。

試験設備でのテストランによると、配合時点で1mm未満のものの重量比で35%（±算植）のコンクリート試験体を、650~700°Cで3~4.5時間熱処理し分離した結果、これが37%になったと報告され、1mm未満のものの重量比が多少増加しているのは粗骨材の一部が破碎されたためと説明している。

なお、骨材とセメント水和物の分離度は、分級後の各々に含まれるセメント成分の量を分析することで判断できるもので、重量比では即断できないのではと考えられる。後述の試験では、この観点から分離後のセメント量を測定し、KEMAの提案システムの検証を試みたものである。

## (2) 実証試験

KEMAはコンクリート骨材分離の試験設備をドイツに運び、Kahl VAK実験炉で進められているデコミッショニングプロジェクトで採取された汚染コンクリート：2試料、汚染モルタル：3試料を用いて実証試験を行った。各試料の放射能濃度は、コンクリートが約2.5Bq/g、モルタルは8~12Bq/gで、主要核種はCo-60であった。

分離試験の結果をTable 2に示す。

分離後の1mm未満(KEMAの表現によれば放射性廃棄物部分)の体積は、コンクリートが約45%で、モルタルは60%強であった。粗骨材を含まないモルタルでは減容の効果が低いが、KEMAでは、このシステムがコンクリート用に開発されたものであり、モルタルに対してはプロセスの追加が必要としている。

一方、放射能濃度に関しては、コンクリートおよびモルタルとともに、およそ80%が1mm径以下の細粒部に蓄積していた。したがって、この値と分離前の

放射能濃度から、非放射性廃棄物扱いと考えられている1mm径以上の粗粒部の放射能濃度は、コンクリートで約0.5Bq/g、モルタルでは1.6~2.4Bq/gとなる。参考までに、この試験が実施されたドイツでは、金属の溶融・再利用に係る一般工業用途での規制除外規準を1Bq/g未満としている<sup>3)</sup>。

Table 2 Results of separation of contaminated concrete and mortar from VAK<sup>2)</sup>

test	coarse material (> 1 mm) clean fraction mass (%)	fine material (< 1 mm) radwaste fraction mass (%)	coarse material (> 1 mm) clean fraction activity (%)	fine material (< 1 mm) radwaste fraction activity (%)
run 1 concrete	54.9	45.1	11.5	88.5
run 2 concrete	55.6	44.4	21.9	78.1
run 3 mortar	35.5	64.5	12.5	87.5
run 4 mortar	37.5	62.5	15.0	85.0
run 5 mortar	37.2	62.8	13.3	86.7

## 3.2 コンクリートの骨材分離試験

本試験は、国内の原子力施設に用いられたものと同じ配合のコンクリート試験体を用いて、その骨材分離を効果的に実施するための条件について検討するもので、前処理の温度条件と分級の寸法および粉碎方法をパラメータに行った。試験のフローチャートをFig.5に示す。

### 3.2.1 試験

#### (1) 試験ケース

試験ケースをTable 3に示す。

Table 3 Concrete aggregate separating test case

ケース	粗粉碎	温度・時間	中粉碎	ふるい寸法
1	手粉碎	700°C, 30分放置	手粉碎	1.2mm
2	手粉碎	700°C, 30分放置	手粉碎	5.0mm
3	手粉碎	600°C, 1時間放置	手粉碎	1.2mm
4	手粉碎	600°C, 1時間放置	手粉碎	5.0mm
5	手粉碎	600°C, 3時間放置	手粉碎	5.0mm
6	手粉碎	600°C, 5時間放置	手粉碎	5.0mm
7	手粉碎	凍結・加熱融解	手粉碎	5.0mm
8	手粉碎	600°C, 1時間放置	グリクラッシャー	5.0mm

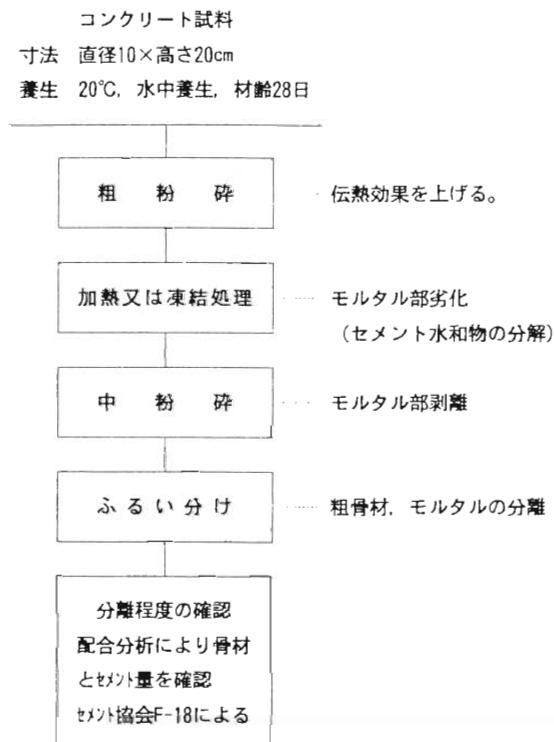


Fig.5 Flowchart of concrete aggregate separating testing

ケース設定の考え方は下記の通りである。

#### 1) 温度・保持時間

コンクリートは、粗骨材(砂利・碎石)と細骨材(砂)にセメント・水を加え、その水和反応により硬化・結合させたものである。セメント水和物と骨材の分離は、両者の熱膨張率の差から発生する熱応力と、セメント水和物の分解による組織破壊からもたらされると考えられる。主要なセメント水和物の分解温度の概略値を下記に示す。

水酸化カルシウム	.....	500°C
C-S-Hゲル	.....	400°C
エトリンガイト	.....	200°C
モノサルフェート	.....	300°C

したがって、高温側では500°C以上に加熱することにより、セメント水和物の多くが分解し、セメント硬化体の結合力が低下して骨材分離が促される。本試験では、粗粉碎した試料を電気炉を用いて600°Cおよび700°Cに加熱し、30分から5時間保持した。

また、コンクリートは凍結融解作用により劣化す

ることが知られており、凍結させたコンクリートを熱水に浸漬し、急激な温度差による熱応力により骨材の分離を促進させる方法が考えられる。本試験では、液体窒素で凍結させたコンクリート粉碎試料を100°Cの熱水に浸した。保持時間は凍結・加熱共に15分としている。

#### 2) 分級(ふるい分け)

日本では、土木学会・建築学会共に粒径5mmを粗骨材と細骨材の境界としている。ふるい寸法は、この5mmとKEMAで実施されたものに類似の1.2mmメッシュとした。

#### 3) 粉碎方法

コンクリートの骨材分離では、温度処理前にコンクリートの表面積を広げ伝熱効果を良くするための粉碎と、温度処理後に骨材を物理的に分離するための粉碎が必要で、本報告では前者を粗粉碎、後者を中粉碎と呼んでいる。

コンクリートの機械的粉碎方法には、ジョークラッシャ・ロールミル、スタンプミル等が考えられるが、本試験では機械的粉碎方法の選定は次段階の問題と判断し、粗粉碎はハンマーとタガネによる手粉碎とし、中粉碎でジョークラッシャを試みることとした。

#### (2) コンクリート試験体

コンクリート試験体の配合は、前章のTable 1に示したものと同じ国内の原子力発電所で用いられた仕様とした。ただし、塩化セシウムは含んでいない。骨材の粒度分布をFig.6に示す。

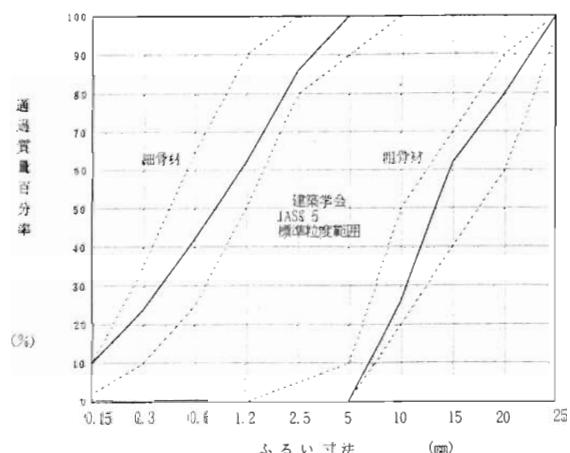


Fig.6 Grain size distribution of aggregate

試験体の寸法は直径10cm×高さ20cmで、養生は材齡28日間を20°Cで水中養生とした。

### (3) 分離程度の確認方法

分離程度は、ふるい分け後の各試料に残留するセメント・骨材量で確認することとし、試験方法はセメント協会F-18に示される配合推定法に基づいた。この試験方法は、微粉碎したコンクリート試料を塩酸(約N/10)で処理した後、不溶成分および酸化カルシウムを定量し、これらの定量値からそれぞれ骨材量およびセメント量を推定するものである。

#### 3.2.2 試験結果と考察

試験結果をTable 4に示す。本試験では各ケースで2試料を試験したが、試料間のばらつきはほとんどなかった。

また、加熱処理を行い手粉碎後5mmメッシュのふるいで分級した試料をPhoto 2に示す。目視によれば5mm以上の試料にセメント成分はほとんど認められない。

なお、Table 4では5mmと1.2mmのふるいで分級後の重量比とセメント/骨材の成分重量比を、コンクリートの配合と骨材の粒度分布より計算し示している。理想的な骨材分離が行えれば、この比率で分離されることとなる。KEMAの報告では、パイロットプラントのテストランに用いたコンクリート試料の1mm未満のものの重量比(計算値)は35%であり、本試験における1.2mmの重量比に類似している。

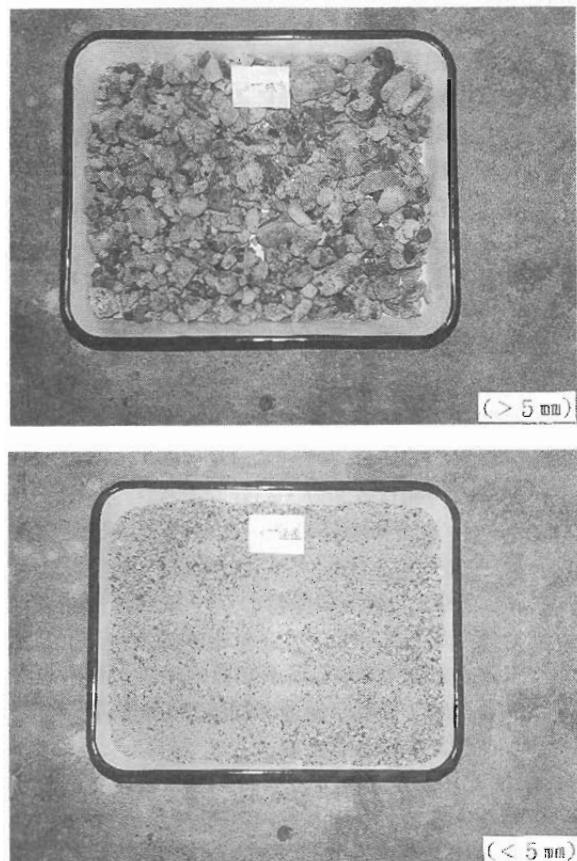


Photo 2 Typical treated samples (Sieve size ; 5mm)

Table 4 Results of concrete aggregate separating tests

ケース	ふるい条件			5.0mm メッシュ				1.2mm メッシュ				(単位:質量%)			
				ふるい残留		ふるい通過		ふるい残留		ふるい通過					
	試験条件	温度・時間	中粉碎方法	ふるい寸法	総	セメント	骨材	総	セメント	骨材	総	セメント	骨材	総	セメント
1	700t, 30分保持	手粉碎	1.2mm	-	-	-	-	-	-	68	1	67	32	14	18
2	700t, 30分保持	手粉碎	5.0mm	53	1	52	47	14	33	-	-	-	-	-	-
3	600t, 1時間保持	手粉碎	1.2mm	-	-	-	-	-	-	72	3	69	28	12	16
4	600t, 1時間保持	手粉碎	5.0mm	50	1	49	50	14	36	-	-	-	-	-	-
5	600t, 3時間保持	手粉碎	5.0mm	52	1	51	48	14	34	-	-	-	-	-	-
6	600t, 5時間保持	手粉碎	5.0mm	48	1	47	52	14	38	-	-	-	-	-	-
7	凍結・加熱融解	手粉碎	5.0mm	60	5	55	40	10	30	-	-	-	-	-	-
8	600t, 1時間保持	ショーグラッシュ	5.0mm	66	6	60	34	9	25	-	-	-	-	-	-
計 算 値				52	0	52	48	15	33	64	0	64	36	15	21

本試験から、コンクリートの骨材分離方法について、以下の知見が得られた。

- ①温度処理方法は、加熱によるものが凍結・融解よりも効果的であり、分級後の各試料の重量比は配合等から計算した値と良好な一致をみている。また、ふるいに残存した粗粒の試料に含まれるセメント量は微量であり、骨材とセメントペーストの分離が効果的に行われたことを表している。
- ②加熱温度を600°Cとし保持時間の影響を試験したが、分離の効果に差異はなかった。加熱保持時間は、1時間未満で十分と考えられる。なお昇温は20°C/分で行っており、600°C・700°Cでの昇温時間は各30分・35分である。
- ③600°C/60分間保持のケースと700°C/30分間保持のケースを比較すると重量比・成分比とともに、700°C/30分間保持のケースが計算値に近い値を示している。セメント水和物の分解温度は前述の通り500°C以下であるが、より高温にすることで分解が促進され熱応力の影響が増したるものと考える。
- ④700°C/30分間保持のケースでふるい寸法の影響をみると、5mmふるいの試験結果は重量比・成分比ともに計算値とほとんど一致しているが、1.2mmでは計算値よりふるいに留まる量が若干多くなっている。この傾向は分離度に劣る600°C/60分間保持のケースでより顕著であり、小さな粒度領域で十分に分離できていないことを示している。逆に考えると、微量なセメント残量の多くは細骨材側にあり、粗骨材表面のセメント水和物が良好に分離されたことが推定ができる。
- ⑤温度処理条件を同じとし中粉碎にジョークラッシャーを用いたケースでは、手粉碎によるものより分離効果が低い。本格実施に際しては機械による粉碎となるため、粗粉碎・中粉碎に用いる機械の選定および処理時間は重要な課題である。

#### 4. あとがき

以上、放射性コンクリートの除染・減容に関する佐藤工業(株)と八洋コンクリートコンサルタント(株)が共同で実施した実験について述べ、KEMA の

提案システムの概要を紹介した。

電気化学的除染に関する基礎実験は、研究の緒についたばかりであるが、技術的可能性は大きいと判断し紹介することとした。この技術では、いかに効果的に電流を流すかがポイントと考えられ、今後、原位置での適用可能性の検討も含め研究を継続していく。

コンクリートの骨材分離により減容を図ろうとするKEMAの提案システムは、コンクリートの特性を利用した合理的な方法と考えられる。ただ、紹介されたホット試験の結果からは、一般廃棄物として扱いをしたい骨材側に約20%の放射能が残存しており、日本での適用可能性は、今後の規制除外規準等の検討結果を待つしかない。ここでは紹介していないが、非放射性のセシウムを混入したコンクリート試料を骨材分離し、セシウム濃度を原子吸光法により分析した我々の実験でも、骨材側にかなりの量のセシウムが混入しているとの結果が得られた。骨材に対する核種の浸透特性等の基礎実験を積む必要がある。

一方、骨材の分離は加熱処理により効率的に行えることが分かった。この技術の放射性コンクリートの減容への適用性は上述の通りであるが、一般廃棄物分野で大きなテーマとなっている建設副産物の有効利用技術にもつながる。解体コンクリートから得られる再生骨材を構造物コンクリート材として用いる場合、健全な硬化体を形成させるために、骨材に付着したセメントペーストを可能な限り除去することが必要となる。本試験結果によると、加熱保持することで骨材側に残るセメント成分は全セメント量の数%であり、セメントペーストのほとんどは分離できたと考えられる。ただ、加熱処理による骨材の劣化も考えられる。今後は、この手法で得られた再生骨材を用いたコンクリート試料の強度特性等の試験を行うとともに、プラントの構成と経済性等の検討を進めていく考えである。

原子力発電所のデコミッショニングでは、大量の汚染されていないコンクリート廃材が発生する。今後の技術開発では、これらのコンクリート廃材の有効利用も大きなテーマの一つであろう。

#### 5. 謝 辞

最後に、ここに紹介した実験を行うに際しては、

財原子力施設デコミッショニング研究協会 今井部長殿に多大のご指導を頂きました。ここに記して感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 宮川豊章：「コンクリート構造物の維持管理－維持・補強を中心として－」，電力土木，No. 247, p.3～p.12. (1993)
- 2) H. A. W. Cornelissen et al., "DEVELOPMENT OF A PROCESS FOR SEPARATING RADIOACTIVE CONCRETE CONSTITUTE, INCLUDING ACTIVE PILOT PLANT TESTING". Proceeding of the 3rd Int. Conf. on Decommissioning of Nuclear Installations, 26-30 Sept., 1994, Luxembourg.
- 3) 江村 悟：「原子力施設の解体廃棄物の処理・処分の現状と最近の話題」，第5回原子力施設デコミッショニング技術講座，p.7, (1994)

## 鉄筋コンクリート構造物の制御爆破工法の解析

原田 実\*、石田 雅利\*\*  
横山 和人\*\*

### *Fracture Analysis for Controlled Blasting Demolition of Reinforced Concrete Structures*

Minoru HARADA, Masatoshi ISHIDA  
and Kazuto YOKOYAMA

Toward establishing a design method for controlled blasting demolition used for the designed dismantling of large reinforced concrete (RC) structures, this study is intended to prove the overall suitability and efficiency of this method.

The previous paper (Controlled Blasting for Demolition of Biological Shield Concrete Wall : Part 2) described an application of controlled blasting demolition to an inner part of the radioactive RC biological shield in the JPDR (Japan Power Demonstration Reactor). Through this experience, it was confirmed that the partial demolition of the structure was carried out safely and rationally using this method.

In order to clarify the characteristics of blasting effect, an RC cylinder blasting test was performed and the results of this test were compared with analytical simulation of this test using the discrete element method (DEM) and the finite element method (FEM). This paper outlines the test, the analyses and the comparison.

#### 1. はじめに

近年、都市再開発、構造物リフォームに伴って土木構造物、地下構造物および原子力発電施設のような大規模な鉄筋コンクリート構造物を安全でかつ速やかに合理的に解体撤去ができる工法の開発が望まれている。これらの鉄筋コンクリート構造物は、一般的に太径鉄筋が多く用いられており、堅固であるため解体撤去が困難な構造物である。

前報文(制御爆破による放射線遮蔽コンクリート構造物の解体工法(2))では、原研・動力試験炉JPDR

の放射線遮蔽体の鉄筋コンクリート構造物の制御爆破実地試験における破碎結果および環境影響評価結果等について紹介した<sup>1)</sup>。

本研究では、前述の制御爆破実地試験の結果から計画的な部分剥離破碎ができる有効な解体撤去工法であることが実証されたため、この制御爆破工法によってより合理的な破碎が行えるように、新しい解析手法を用いて爆破による鉄筋コンクリートの破壊挙動を明かにすることを目的にした。

\* 鹿島建設(株)技術研究所(Kajima Corporation)

\*\* 鹿島建設(株)情報システム部(Kajima Corporation)

## 2. 研究構成

本研究は、Fig.1に示すように爆発圧力の評価を行うとともに、新しい解析コードを用いてシミュレーション解析し、鉄筋コンクリート試験体の爆破実験から得られたひずみの測定結果および破碎状況の観察結果とを比較して破壊領域の評価を行った。

また、爆破解析手法を確立するため、配筋条件、爆破条件等に応じて爆破圧力の評価、破壊領域および適用した解析手法等を詳細に検討した。

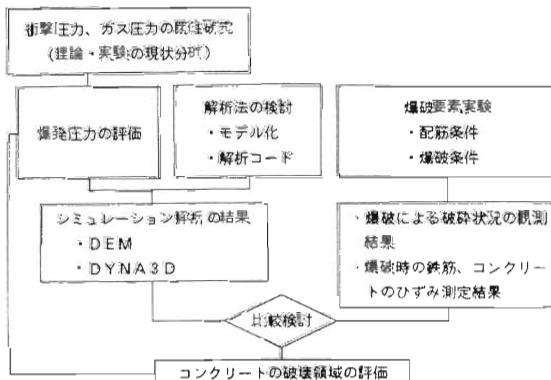


Fig.1 Study flow

## 3. 試験体爆破実験

### 3.1 実験方法

制御爆破の実験で用いた試験体は、既存の鉄筋コンクリート構造物の配筋状態を模擬した円柱(直径500mm、高さ1,000mm)とした。配筋条件は、Table 1およびFig.2に示す通りであり、無筋を含めて4タイプである。爆破試験時のコンクリートの圧縮強度は31.3MPaである。爆破実験では、あらかじめ試験体の中央部に設けた装薬孔に3~50gのアーバナイトを装薬ホルダーに装填し、爆破した。

爆破による鉄筋コンクリートのひずみは、Fig.2に示す試験体のコンクリート(試験体内部、表面)、鉄筋(主筋、帯筋)等にひずみゲージを取り付け、シングルコンディショナ、データレコーダ、オシロスコープなどによる計測システムで測定した。また、爆破時の破壊挙動は高速ビデオカメラを用いて500コマ/sで撮影した。

Table 1 List of Test Specimen and Charging Value

Type No.	配筋条件	装薬量 (g)
0	無筋コンクリート	3、5、7.5
I	シングル配筋 主筋径: $\phi 16$ 、帯筋径: $\phi 10$ 鉄筋間隔: 100mm 鉄筋量: 17.2kg	5、12.5、 25、50
II	ダブル配筋 主筋径: $\phi 16$ 、帯筋径: $\phi 10$ 鉄筋間隔: 100mm 鉄筋量: 25.1kg	5、12.5、 25
III	ダブル配筋 主筋径: $\phi 29$ 、帯筋径: $\phi 16$ 鉄筋間隔: 250mm 鉄筋量: 48.2kg	5、12.5、

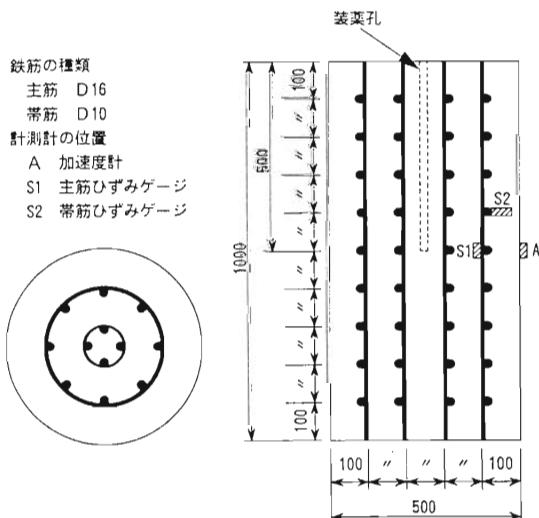


Fig.2 Test Specimen

### 3.2 実験結果

#### (1) 破碎状況

Photo 1 に Type I 試験体の爆破による破碎状況の例を示す。無筋コンクリートでは装薬量 5g ( $0.026\text{kg}/\text{m}^3$ )でコンクリート破碎塊が小さくなり、飛散した。鉄筋コンクリートのシングル配筋 (Type I) では装薬量 12.5g ( $0.064\text{kg}/\text{m}^3$ ) でコンクリート表面にひびわれが発生し、25g で鉄筋の外側のコンクリートが破壊・剥落し、50g で鉄筋が切断してコンクリートは大部分が飛散した。また、鉄筋コンクリートのダブル配筋 (Type II) では装薬量 12.5g、25g ともシングル配筋と同様な破碎状況であった。

一方、鉄筋コンクリートのダブル配筋 (Type III) では、装薬量 12.5g で Type I、II と比べてみると破碎は大きく、鉄筋の外側のコンクリートが一部剥落した。これらの破碎塊の大きさは、主に鉄筋の間隔に大きく関係していることが明らかになった。

#### (2) ひずみの測定結果

Fig.3 に鉄筋コンクリートのダブル配筋 (Type II) のひずみ測定結果を示す。爆破点に近い主筋(内側の主筋)のひずみは、爆破の瞬時では  $500\sim 1,500\mu$  が生じ、 $30\sim 50\mu\text{s}$  後には  $500\sim 1,800\mu$  となった。また、外側の主筋のひずみは、爆破の瞬時では  $100\sim 200\mu$  となり、 $70\mu\text{s}$  後には  $1,000\sim 3,000\mu$  となった。これらのひずみの値は、爆破の瞬時は衝撃圧力によって爆破点に近い鉄筋で大きなひずみが生じ、その後、ガス圧力または衝撃圧力の反射波等によって外側の鉄筋に大きなひずみが生じたものと観察された。この傾向は、帶筋についても同様であった。

一方、コンクリートのひずみは、爆破の瞬時には  $500\sim 1,000\mu$  となって、コンクリートが破壊したものと観測された。その後、コンクリート試験体の表面のひずみは  $1,000\mu$  以上に達して破壊したコンクリート塊は飛散することが分かった。

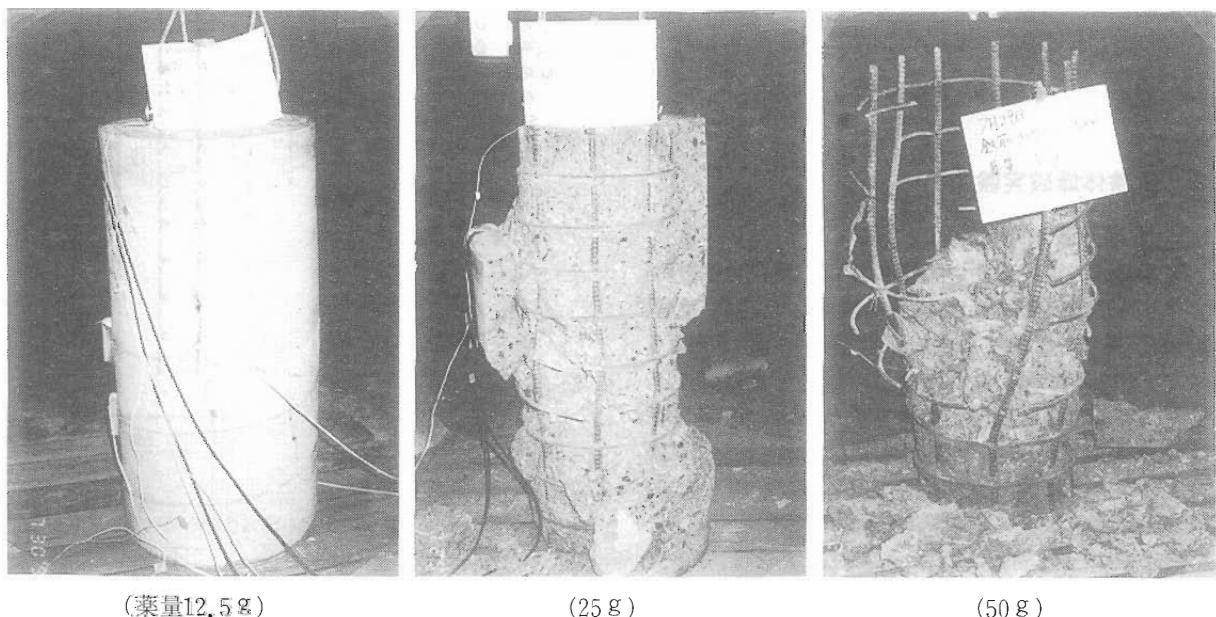


Photo 1 Failure Condition (Type 1)

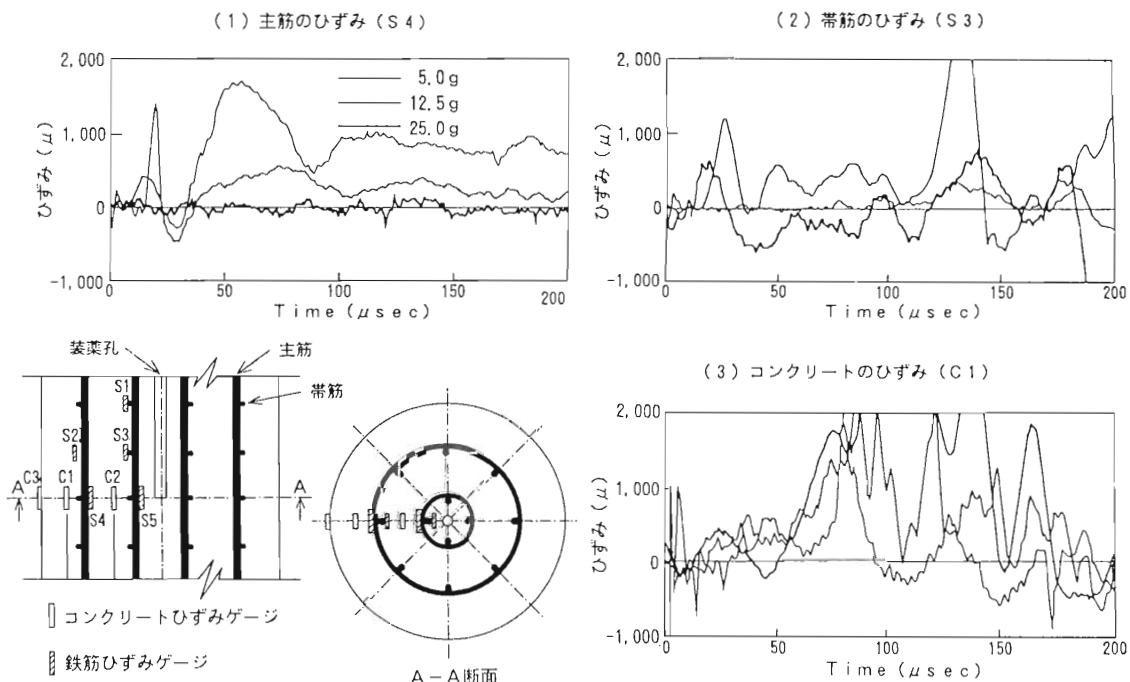


Fig.3 Example of Measuring results

#### 4. シミュレーション解析

既往の研究では、爆薬を装薬孔で爆破させると、装薬孔の内壁に作用する圧力が数  $\mu\text{s}$  という極めて短い時間で最大値に達し、通常数万気圧に及ぶ圧力波が生じる。その後、爆破に伴って発生するガス圧力により装薬孔が破壊して外部に解放されるものとされている。

岩盤発破の場合、爆発によって発生する衝撃圧力は、装薬孔周辺に半径方向の圧縮主応力と接線方向の引張主応力が生じる。従って、装薬孔近傍では、まず衝撃圧力により半径方向にひびわれが発生し、その後、生成ガスによる静的な圧力でひびわれが拡張される。また、装薬孔より離れた自由面近傍では爆破点からの進行波と自由面からの反射波によって複雑な応力状態となる。装薬条件によりその性状は多少異なるが、通常装薬孔から自由面に向かってほぼ円錐状に破壊面が生じることになる。

しかし、鉄筋コンクリート構造物のように内部が鉄筋などで補強されている複合構造物は、複雑な応答性状を示すことが考えられる。

本章では、試験体爆破実験の中から鉄筋コンクリートのダブル配筋(Type II)で装薬量12.5gの爆破試験結果を対象に、破壊挙動のシミュレーション解析を行った。解析の手順は、まず装薬孔内の解析を行って孔内に発生する爆発圧力を求め、次に得られた爆発圧力を簡略化して解析モデルに入力として与えその挙動を求めた。さらにコンクリートのひずみを指標として破壊領域の評価を行い、試験体爆破実験との整合性を検討した。

##### 4.1 爆発圧力の評価法

爆発による衝撃波の研究は、理論と実験の両面から進められ、かなり明かにされつつある。しかし、理論解析では点爆発により発生する理論的な衝撃波についての漸近解であり、実際に使用される爆薬形状の爆発にはそのまま適用できない。そこで、中山らは、エマルジョン爆薬の円柱型爆薬を対象として、水中衝撃波の圧力伝播を爆発生成気体の状態式であるJWL式を用い、準理論式である改良木原疋田式(KHT)から補間されたパラメータを用いて解析している<sup>2)</sup>。

本解析では、試験体爆破実験における装薬孔の内部の衝撃圧力の解析もこの方法に準じて、衝撃解析コード DYNA 3D の JWL 式を用いて行った。ここで用いた JWL 式およびアーバナイトの KHT の結果から補間したパラメータは次の通りである。

$$P = A \left( 1 - \frac{\omega\eta}{R_1} \right) e^{-R_1/\eta} + B \left( 1 - \frac{\omega\eta}{R_2} \right) e^{-R_2/\eta} + \omega\eta\rho_0 E, \quad \eta = \rho / \rho_0 \quad \dots \dots \dots (1)$$

ただし、 $P$ ：圧力、 $\rho_0$ ：初期密度  
 $E$ ：単位体積当りの比内部エネルギー  
 $A = 659 \text{ TPa}$ 、 $B = 13.4 \text{ TPa}$ 、  
 $R_1 = 5.74$ 、 $R_2 = 1.50$ 、 $\omega = 0.352$ 、  
 $E = 4.87 \text{ TPa}$

また、空気の状態式は、熱による効果を無視し、次式を用いた。

$$P = 0.0103\eta \quad \dots \dots \dots (2)$$

解析対象範囲は、Fig.4 に示すように装薬孔中心から装薬孔のコンクリート内壁までの範囲とし、コンクリートは剛であるとした。Fig.5 に時刻  $0 \mu\text{s}$  でアーバナイトの中心に点火し、約  $10 \mu\text{s}$  までの空気層の圧力時刻を示す。この圧力波形では、約  $3 \mu\text{s}$  で最大値  $6,600 \text{ MPa}$  に達し、その後、 $4 \mu\text{s}$  から  $10 \mu\text{s}$  まで急速に圧力が低下して約  $980 \text{ MPa}$  となった。

なお、爆破試験体に対する解析では、Fig.6 に示すようにこの圧力を簡略化し、さらに  $20 \mu\text{s}$  から  $100 \mu\text{s}$  まで  $80.3 \text{ MPa}$  のガス圧力が作用し、その後  $250 \mu\text{s}$  で圧力が  $0 \text{ MPa}$  になるものと仮定した。

#### 4.2 鉄筋コンクリート試験体に対する破壊挙動シミュレーション解析

鉄筋コンクリート試験体を爆破した場合、コンクリートおよび鉄筋の各部には大きなひずみが発生し、大変形を伴った破壊挙動が引き起こされることになる。そこで、解析コードはこれらの挙動が考慮できるように定式化された個別要素法(DEM)<sup>3)~4)</sup>および衝撃解析用有限要素法(DYNA 3D)<sup>5)~6)</sup>を用いて行った。それぞれの解析モデルを Fig.7 に示

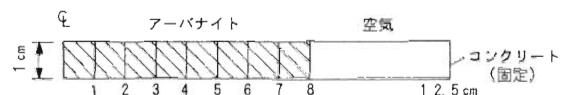


Fig.4 Analytical Model for Inside of the Shotohole

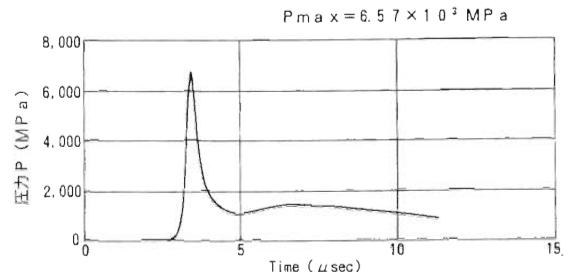


Fig.5 Pressure Time-History Caused by Explosion

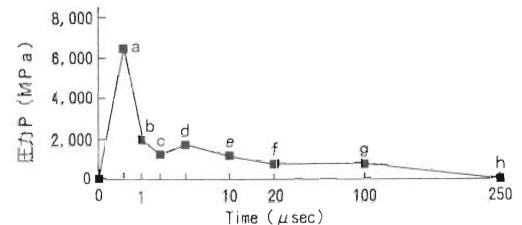


Fig.6 Simplified Pressure Time-History

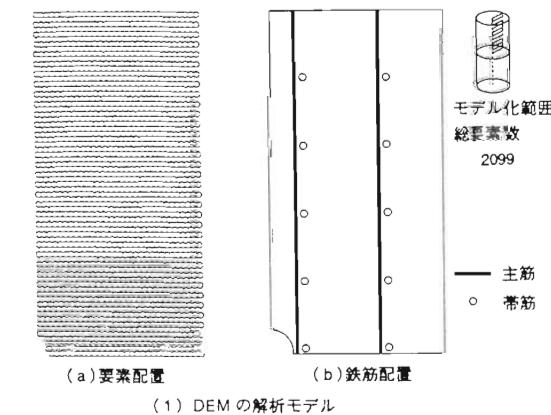
し、解析で用いた物性値を Table 2 に示す。

DEM は試験体上部の  $1/2$  を軸対称でモデル化した。コンクリートの構成則は、動的倍率係数を考慮したモールクーロン則を用いた。一方、DYNA 3D は試験体の  $1/8$  を 3 次元でモデル化し、ドラッカーリ・プラーガー則をコンクリートの構成則として採用した。また、ひずみ速度依存性を考慮して圧縮強度と引張強度に対する動的倍率係数は、それぞれ 2.0 倍に設定した。

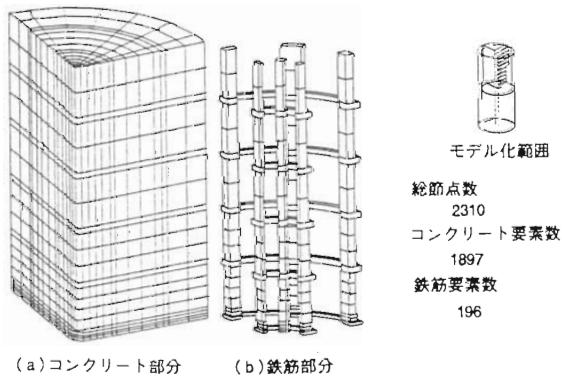
また、鉄筋はバイリニア型の非線形特性を有するものとし、装薬孔のタンピング材はコンクリート強度の 10 倍とした。

以上の定数を用いて解析した結果、コンクリートは引張ひずみが約 $100\sim 500\mu$ でひびわれが発生し、鉄筋は引張ひずみが約 $1,500\mu$ で降伏することが分かった。爆破によるコンクリートの破壊挙動の解析では、時刻歴として $1,000\mu\text{sec}$ まで行い、その時刻内における変形図をFig.8に、また主筋・帯筋およびコンクリートのひずみ時刻歴を実験結果と併せてFig.9に示す。

なお、破壊挙動の現象が非常に高速で生じるため、試験体爆破実験で得られたひずみには振動数： $80\text{kHz}$ 付近、振幅：約 $500\mu$ のノイズが含まれていた。したがって、爆破直後のひずみの立ち上がりは比較できず、ここでは最大ひずみの値について実験と解析の整合性を検討した。



(1) DEM の解析モデル



(2) DYNNA 3D の解析モデル

Fig.7 Analytical Model

Table 2 Material Property for Analysis

物 性	物 性 値	備 考
コンクリートの物性		
静的圧縮強度 $F_t$	31.3 MPa	材料試験の結果
静的引張強度 $F_t$	$2.74 \text{ MPa}$	$F_t = 0.221 f_c^{0.84}$
ヤング係数 $E_c$	$2.77 \times 10^4 \text{ MPa}$	
ポアソン比 $\nu_c$	0.167	
鉄筋の物性		
降伏点 $\sigma_y$	294 MPa	
引張強度 $\sigma_u$	549 MPa	
ヤング係数 $E_s$	$2.35 \times 10^5 \text{ MPa}$	

注) · DEMの破壊基準はモールクーロン則を使用。文献3)、4)により強度のひずみ速度依存性を考慮。  
· DYNNA 3Dの破壊基準はドッカーア・ブレーガー則を使用。強度のひずみ速度依存を考慮し、強度を2倍にする。

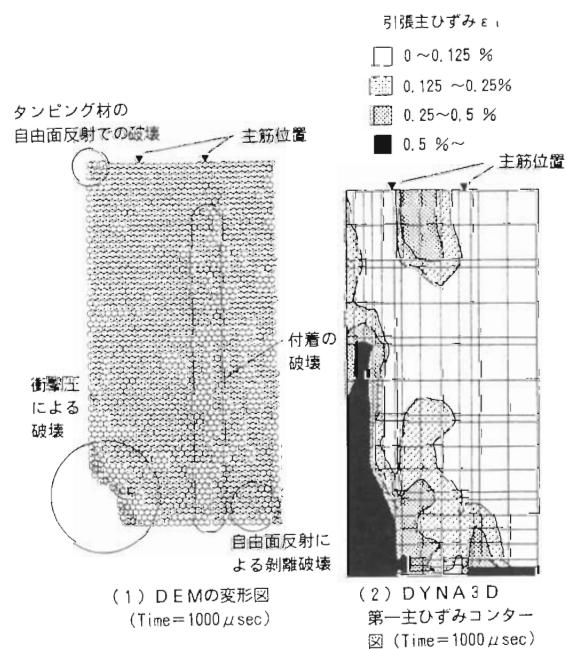


Fig.8 Deformation

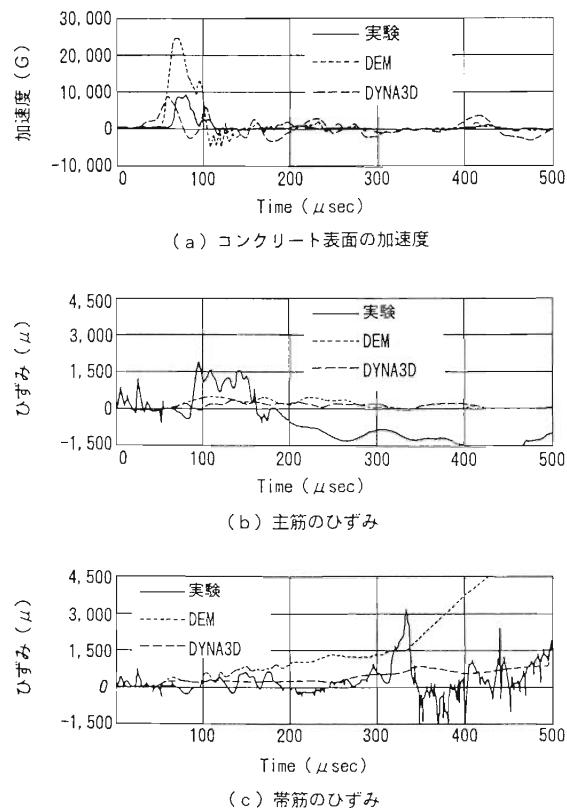


Fig.9 Response Strain Time-History

#### 4.3 破壊領域の評価

試験体爆破実験における鉄筋コンクリートのダブル配筋(Type II：装薬量12.5g)の実験では、コンクリートの表面に主筋と帶筋に沿って微小のひびわれが生じ、爆破直後に装薬孔に近い表面中央のひびわれから生成ガスが吹き出すのが高速ビデオカメラによって観察された。このことから装薬孔の周辺にはひびわれが多く発生しているが、その多くはダブル鉄筋の拘束によりひびわれの進行が抑えられており、鉄筋に沿ったひびわれだけが表面まで達していることが分かった。また、鉄筋のひずみは約500 $\mu$ sを越えていることから、装薬孔周辺の鉄筋とコンクリートの付着は無くなっていることが推測された。

破壊挙動のシミュレーション解析では、コンクリートの破壊領域を評価する指標として、破壊が終了して十分な時間が経ったと見なせる時刻1,000 $\mu$ sでの引張ひずみを採用した。Fig.10にDEMによる引張ひずみ $\epsilon_t$ が3%を越えた領域を要素間の線分

で示す。また、このFig.10にはDYNAsim 3Dの第1主ひずみ(引張ひずみ)のコンター図も合わせて示した。これらの結果からDEMでは $\epsilon_t$ が3%を越えた領域を、DYNAsim 3Dでは第1主ひずみ $\epsilon_t$ が1%を越えた領域を、それぞれ破壊領域とすれば前述の試験体爆破実験の結果と整合することが分かった。

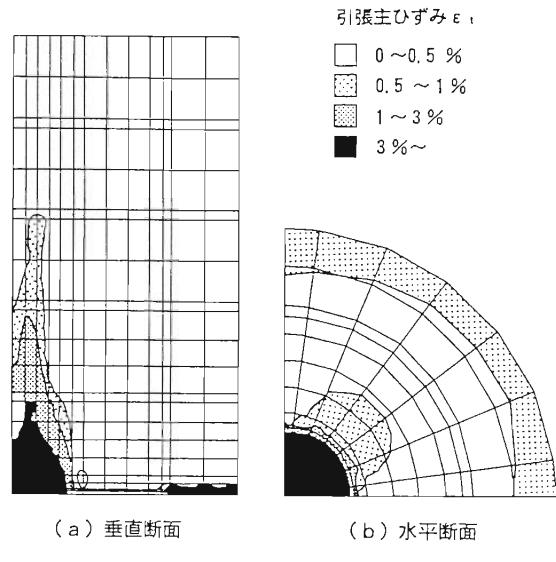
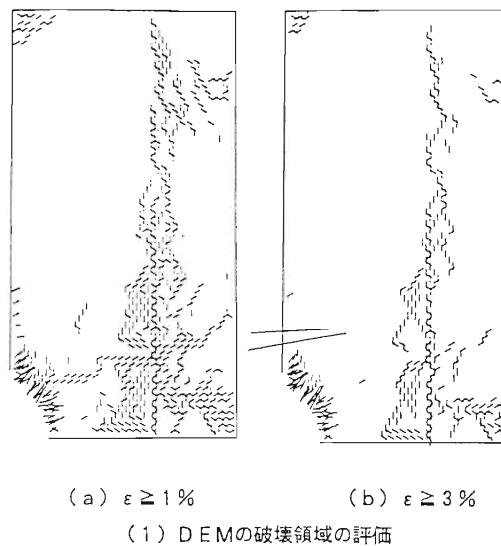


Fig.10 Evaluation of Fragmented Region

## 5. むすび

本研究では、制御爆破の解析に必要な係数を導くため、鉄筋コンクリートの円柱試験体を用いてアーバナイト爆薬の爆薬量と爆発圧力、鉄筋・コンクリートへの応力伝播状況および破壊特性に関する要素実験、爆破時の挙動に適用できる解析コードの選定と破壊挙動シミュレーション等を行い、制御爆破の基本的な特性を把握することができた。

今後は、実大構造物を対象にした制御爆破実地工事で破壊挙動を検証し、最適制御爆破の設計仕様を確立する計画である。

最後に、本研究は日本油脂(株)武豊工場・研究開発部との共同研究であり、特に、試験体爆破実験について絶大な協力を頂いた。また、研究全体については横浜国立大学工学部教授 小川輝繁博士のご指導を受けた。ここに関係各位に感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 原田 実、中村健次郎、広野 進、清木義弘：制御爆破による放射線遮蔽コンクリート構造物の解体工法(2)，デコミッショニング技報，第10号，1994年6月
- 2) 中山良男、飯田光明、松永猛裕、生沼仙三、田

中克己：細長比の大きいエマルジョン爆薬による水中爆発の数値解析、衝撃波シンポジウム講演論文集，平成2年

- 3) 森川浩司、岡野昌明、小林伸浩：個別要素法を用いたコンクリートの破壊解析(その1—その2)日本建築学会大会学術講演梗概集, pp1083-1086, 1990年10月
- 4) 小林伸博、森川博司、岡野昌明：個別要素法を用いたコンクリートの破壊解析(その3)，日本建築学会大会学術講演梗概集, pp227-228, 1991年9月
- 5) J.O. Hallquist: "User's Manual for DYNA 3D and DYNAP (Nonlinear Dynamic Analysis of Solid in Three Dimensions)", University of California, Lawrence Livermore National Laboratory, Rept. UCID-19156(1981)
- 6) J.O. Hallquist: "Theoretical Manual for DYNA 3 D", University of California, Lawrence Livermore National Laboratory, Rept. UCID-19401(1982)
- 7) 原田 実、森川博司、広野 進、石田雅利、釋本佳和：制御爆破による鉄筋コンクリート構造物解体の研究(その2)，鹿島技術研究所年報，第42号，1994年10月31日

## コンクリート中の鉄筋の通電加熱による剥離解体

中川 和平、糸川 貞経

### *Stripping Demolition of Concrete by Applying Electric Current through Reinforcing Bars*

Wahei NAKAGAWA and Sadatsune KUMEGAWA

The presence of reinforcing bars in reinforced concrete structures is an obstruction hindering the smooth progress of demolition works. The electric heating method is, on the other hand, a demolition technique of unique concept since it adopts the bars to help the demolition of reinforced concrete structures.

This technique has the following advantages for demolition: 1) the more densely a structure is reinforced with bars, the greater is the effect of the electric heating, 2) demolition after heating produces little dust, and 3) electric heating of reinforcing bars causes no damage to the portions of concrete not subjected to electric current.

The present paper describes the procedures and results of a series of experiments we conducted to verify the efficiency of the electric heating method. In this method, a low-voltage high-current is run through reinforcing bars existing in a concrete structure, inducing intense heat in the bars which in its turn brings about cracks in the surrounding concrete mass, facilitating secondary demolition by hammer picks or other means.

The experiments were performed on full-scale biological shield wall mock-ups of a BWR and a small nuclear reactor. The experiments revealed that these excellent features of the electric heating method are worth utilizing in stripping demolition of radioactivated regions of biological shield walls in nuclear power plants.

The electric heating method is currently being adopted and shows effective results in partial demolition works in diaphragm wall shafts where starting/arriving holes are to be fixed for shield machines without damaging surrounding portions.

#### 1. はじめに

一般に鉄筋コンクリートを解体するには、「砕いて壊す」、「切って取り出す」、「穿つ」等さまざまなやり方があり、それぞれが長所短所を持っている。いずれも、コンクリート中の鉄筋の存在が解体作業の支障になることが多い。この鉄筋を逆に利用して

コンクリートを壊し易くしようとするユニークな発想の方法が、鉄筋を電気的に加熱する方法で、コンクリートを鉄筋とともに「剥がして壊す」工法である。

鉄筋コンクリートのうち、表層が放射化された鉄筋コンクリート製の遮蔽壁の処理については、非放射化部と峻別して精度良く剥離解体を行うことが求

められる。遮蔽壁は、コンクリート表面から層状に放射化されており、その表層には太い径の鉄筋が密に配筋されている。したがって、放射化された一定の深さのコンクリートを鉄筋も含めて層状に除去する「剥離解体」が適していると考えられる。

ここでは、遮蔽壁のような鉄筋コンクリート壁の剥離解体に適した特徴を持つ鉄筋の直接通電加熱法の開発実験から、この方法を一般の解体工事に適用した事例までを紹介する。

## 2. 鉄筋の直接通電加熱工法の概要

### 2.1 工法の原理

鉄筋コンクリートを解体する場合、鉄筋の存在が解体作業の支障になることが多い。鉄筋の直接通電加熱工法は、この鉄筋を逆に利用して、解体しようとする鉄筋コンクリート構造物の中の鉄筋に直接通電して加熱することによりコンクリート内にひびわれを発生させて、鉄筋コンクリートの剥離解体を容易にする電気的解体工法の一つである。

この方法は、コンクリートと鉄筋の次のような材料的性質を利用している。コンクリートは電気的には不良導体であり、鉄筋のような鋼材は銅の10倍程度の抵抗(体積抵抗率で $10\sim20\Omega\text{m}$ )をもつ導体である。また、コンクリートは熱伝導率が鋼の数十分の一( $1\sim1.5\text{W/mK}$ )と小さく、引張破断の歪み度が $2\times10^{-4}$ 程度と小さい。

コンクリート中の鉄筋の両端に電極端子を取り付けて電流を流すと、鉄筋はジュール熱により発熱し、膨張する。一方、通電鉄筋周辺のコンクリート中には温度勾配が生ずる(Fig.1)。このため通電鉄筋とコンクリートとの付着がなくなるとともに、コンクリートにひびわれが発生する。相隣接する鉄筋を次々と加熱すると、このひびわれは通電鉄筋の間を連結して鉄筋の層に沿ったひびわれ面を形成する(Photo 1)。

通電加熱後、このひびわれ面にブレーカーなどで打撃を与えるかまたは引張って引き剝すとコンクリートはこのひびわれ面を境にして層状に剥離し(Photo 2)、通電鉄筋を含む面で、コンクリートが鉄筋とともに容易に剥離解体することができる(Photo 3)。

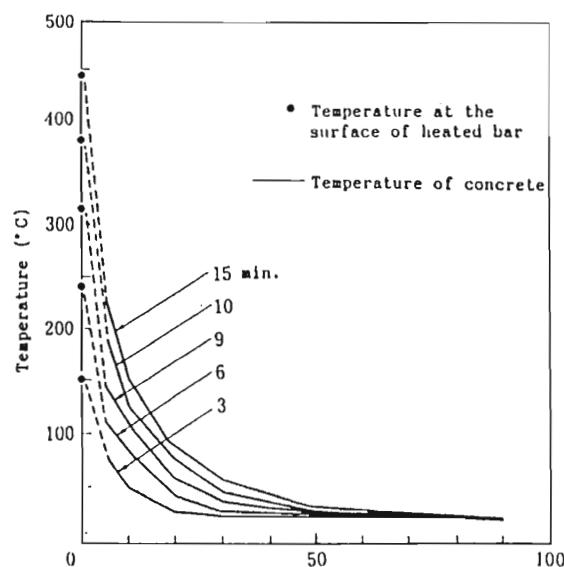


Fig.1 Heat Distribution Curve Measured in Concrete During Electric Heating of Reinforcing Bars. Concrete Shows Less Elevation in Temperature Compared to Reinforcing Bars.



Photo 1 Internal Cracks Spanning Heated Reinforcing Bars, Observed After Cutting with a Diamond Saw.

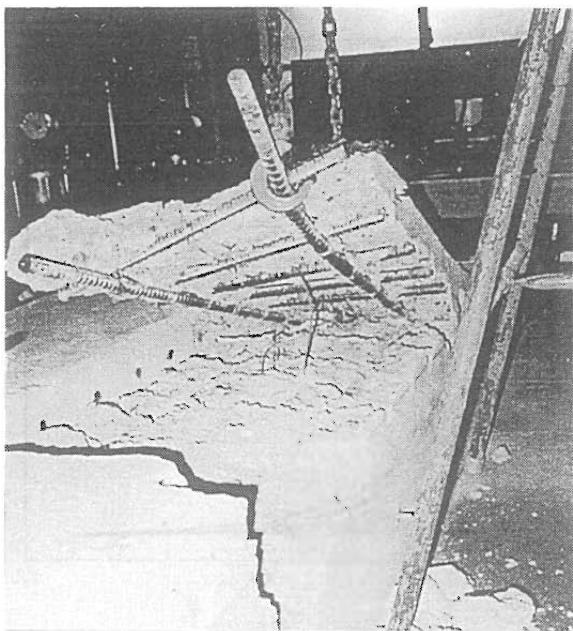


Photo 2 A Block of Exfoliated Covering Concrete Removed by Pulling. Concrete Was Stripped Apart in Flakes at the Row of Heated Bars.



Photo 3 Concrete Surface of Remaining Wall after Removal of Covering Concrete and Heated Bars. Bars are Completely Removed as Well.

## 2.2 剥離解体の手順

この方法を実際の鉄筋コンクリート構造物の解体に適用するには、次のような作業手順をとる。

### (1) 準備作業

剥離したい層の鉄筋に電極端子を取り付けるために、コンクリート表面から通電鉄筋までの深さを削孔または溝切りを行い、通電する鉄筋部の両端を局部的に露出させる。

あらかじめ解体することが予定されている構造物の場合には、通電鉄筋の両端部をコンクリート表面側にJ型に曲げておくかまたは電極端子の取付位置に同径の鉄筋を溶接付けしておくことにより、この露出作業を省力化することができる。

### (2) 通電作業

露出した通電鉄筋の両端に電極端子を取り付けて鉄筋に通電を行い、コンクリート内にひびわれを発生させる一次破碎作業である。

通電鉄筋内に発生する熱量は入力された電力量に等しい。電力量は、電流の二乗と負荷の抵抗と通電時間との積である。短時間に鉄筋の温度を上げるために、通電する電流を大きくする方が有利である。通電は鉄筋に順次行うが、隣接する通電鉄筋を同時に加熱する方がひびわれ発生の効率がよい。また、負荷の抵抗を上げるには、鉄筋の磁性体としての性質を利用して、高い周波数の交流を用いるのがよい。これらのこと考慮した通電装置の仕様の一例をTable 1に示す。この装置は、22~25mmφ、長さ数mの鉄筋を3本同時に通電して、20~30分間で鉄筋温度を400~500°Cに上昇させることができる仕様となっている。

Table 1 Example Specifications of a Set of Electrical Equipments

装 置		電気方式	電圧[V]	電流[A]	周波数
インバータ	入力	3相,3線	200	580	50Hz/ 60Hz
	出力	3相,3線	40~400 (可変)	290	400Hz
トランス 3台	入力	3相,3線	max400	290	400Hz
	出力	单相,2線 3回路	max50	max1330	400Hz 相電流

### (3) 二次破碎作業

通電加熱によってコンクリートにひびわれを発生させた後、ブレーカなどを用いて二次破碎の作業を

行う。通電鉄筋間を連結するひびわれが生じていればコンクリートは簡単に剥離するが、実際の構造物にはセパレータや、ときにはせん断補強筋などがあるため、この作業が必要となる。

### 2.3 工法の特徴

(1) 加熱した鉄筋とともにコンクリートの剥離解体を容易にことができる。

通電した鉄筋の面が剥離面を形成する。二次破碎に油圧ブレーカを用いた場合、無通電の鉄筋コンクリートをブレーカで破碎するのに比べて解体能率が25~80倍の遮蔽壁の実験例もあるが、一般の実構造物を鉄筋の層毎に二次破碎する場合は3倍程度である。ハンドブレーカで2倍程度の解体能率が得られる。

(2) 解体に伴う粉塵が少ない。

遮蔽壁のモデル試験体を解体したときに密閉した室内で解体にともなう浮遊粉塵量を測定した。これによると、無通電の場合に比べて浮遊粉塵量は1/15に過ぎない。せん断補強筋がある場合も1/2程度であり、かつ継続時間も短い(Fig.2)。

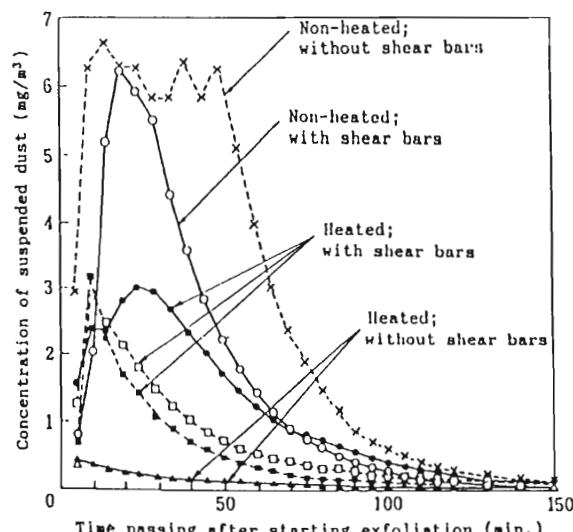


Fig.2 Change of Concentration of Suspended Dust Particles with Time in an Interior Environment Where a Concrete Mock-up Wall Was Demolished. In Case of Bars Not Heated, Large Amount of Dust Produces.

(3) 高配筋のコンクリートほどひびわれ発生の効果が大きい。

コンクリートの剥離解体を効果的にするために通電鉄筋間を連結し面状に伸展するひびわれを発生させるのがよい。そのためには通電する鉄筋の間隔が小さい方が有利であり、鉄筋径の10倍程度以下が理想的である。ちなみに、遮蔽壁の場合は鉄筋間隔が鉄筋径の7倍程度である。

通電鉄筋として使える鉄筋がない場合や低配筋の場合、他の解体工法と併用するか、または通電用の鉄筋をあらかじめコンクリート中に配設しておく。

(4) 加熱しない母体部を傷めない。

通電加熱による鉄筋の発熱は電極端子に挟まれた鉄筋部のみに起こり、コンクリートのひびわれは通電した鉄筋に沿って発生する(Photo 4)。また周辺のコンクリートの温度上昇もごく局部的であるため(Fig.1)、通電しない部分には加熱によるひびわれや温度上昇の悪影響を与えない。したがって、表層剥離解体や鉄筋コンクリートの部分解体に好適である。

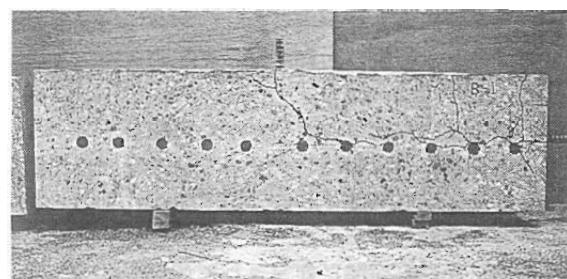


Photo 4 Cracks That Occurred along a Heated Bar Bent at a Right Angle. No Crack Occurs toward the Portion of Bar Which Had Not Been Heated.

(5) 低騒音・低振動を実現できる。

通電作業にともなう騒音・振動はない。ただし、継続時間は少ないが、準備作業や二次破碎作業による騒音・振動を皆無にすることはできない。

### 3. 鉄筋コンクリート壁の剥離解体実験

遮蔽壁のような壁状の鉄筋コンクリートの剥離解体を目指して行われた一連の実験により得られた主要な成果を概述する。

### 3.1 基礎実験

#### (1) 鉄筋の加熱によるコンクリートのひびわれ

鉄筋コンクリート構造物の中の鉄筋に直接大きな電流を流すと、両端の電極端子の間の鉄筋が発熱する。鉄筋とコンクリートとの付着が消滅すると共に、加熱鉄筋の近傍のコンクリートにひびわれが発生する。隣接する鉄筋を同時にまたは順次加熱すると、これらのひびわれは鉄筋間を結ぶ方向に伸展し、やがて鉄筋間を連結するひびわれに成長する。鉄筋間隔がその直径の10倍程度の場合、鉄筋の温度を400°Cまで上昇させるとひびわれの連結は確実となる(Photo 1)。

これらのコンクリートの内部ひびわれは、通電鉄筋を含む面に発生し、コンクリート表面へ向かうひびわれを除いて、コンクリートの母体側へ向かって伸展することはない(Photo 4)。

#### (2) コンクリートの温度分布

コンクリートの温度は加熱鉄筋の極く近傍で上昇し、鉄筋から離れた位置にあるコンクリートの温度上昇は非常に小さい。これは、コンクリートの熱伝導率が小さいからである。結果的にはコンクリート中に大きな温度勾配が生じ、このための内部応力がコンクリートのひびわれ発生の支配的な原因となる(Fig.1)。

#### (3) 通電後の鉄筋コンクリートの剥離

通電加熱した後のコンクリートは、ひびわれ面を境にして容易に剥離することができる。このとき、通電した鉄筋は周りのコンクリートの縁が切れていため、鉄筋も同時に剥がされる(Photo 2, 3)。

このようにひびわれ面を利用してコンクリートを解体すれば、剥離したコンクリートは板状または塊状であり、また解体にともなって発生するコンクリートの粉塵は非常に少ない。

### 3.2 平板状の遮蔽壁のモックアップ剥離解体実験

試験体はBWRの生体遮蔽壁の内側配筋の2段目筋までを模擬した実物大の鉄筋コンクリート壁である。実構造物は半径約15mの曲率を持った壁面であるが、実験では平板状の試験体とした。試験体の壁の寸法は、幅6.4m、高さ3.1m、厚さ0.9mである。配筋(異形鉄筋 D38mmφ、間隔250mm)、3.2mm厚の鉄板型枠、セパレータ、D22φの組立筋等は実構造物の標準的な仕様通りとした。

溝切り作業用(ウォータージェットのノズル)および通電作業用(電極端子)の作業機器は、実際の解体時には遠隔操作化されることを想定して、操作架台のアームの先端に取り付けて、このアームを押し出し・走行などの操作を行った(Fig.3)。

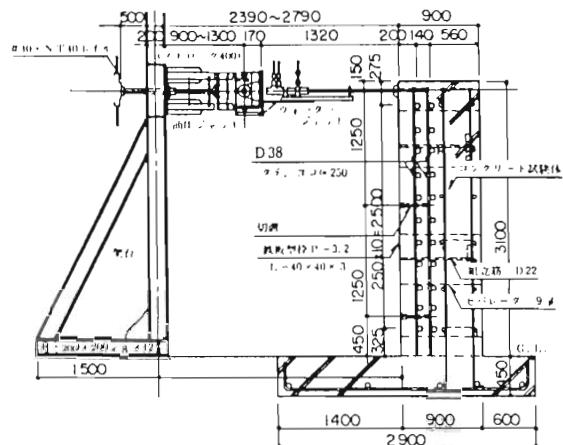


Fig.3 Cutting Grooves (50 mm Width, 340 mm in Depth) with a Non-abrasive Water-jet to Expose Bar Ends to be Fitted Electrodes on.

#### (1) 鉄筋を露出する作業

コンクリートの中に埋め込まれている鉄筋に電極端子を取り付けるために、コンクリート表面から通電鉄筋までの深さ(2段筋の場合38cm、1段筋の場合24cm)をウォータージェットを用いて幅5cmの溝切りを行い、鉄筋を露出させた。

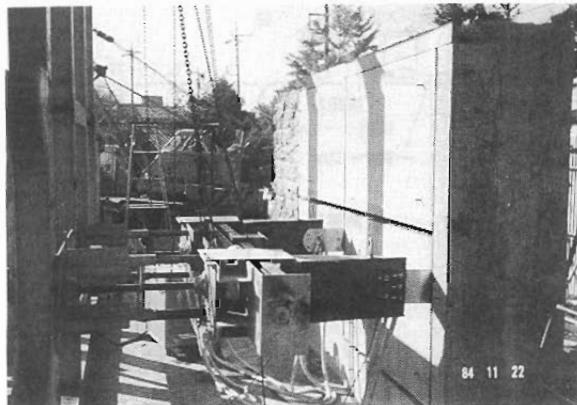
#### (2) 通電加熱作業

露出した横鉄筋の両端に電極端子を取り付けて鉄筋に通電を行った(Photo 5)。電流値4,000Aで、鉄筋温度は7.3分間で400°Cまで上昇した。500°Cに達する時間は8.5分間であった。

横鉄筋を順次加熱すると、3~4分(鉄筋温度200°C)の時点での通電鉄筋を結ぶ方向のコンクリートひびわれが発生した。鉄筋温度が400°Cに達した時点では隣接する通電鉄筋間を結ぶひびわれが連結した。

#### (3) 二次破碎作業

通電加熱によってコンクリートにひびわれを発生させた後、油圧ブレーカの楔をひびわれ面に沿って



**Photo 5** Electric Heating Procedure on a Shield Wall Mock-up. Electrodes Fastened to the Bar with Thrust-typed Holders Fitted on the Top End of a Base Machine.

打撃挿入して二次破碎の作業を行った。通電鉄筋間を連結するひびわれが生じていればコンクリートは簡単に剥離するが、実際の構造物にはセパレータや組立筋などがあるため、この作業が必要となる。

1段目の鉄筋を通電した部分は、200mmの厚さの板状に剥離した。2段目の鉄筋を通電した部分は、340mmの厚さの塊状(ブロック状)のまま落下した(Photo 6)。いずれも通電した鉄筋を含むひびわれ面を境にして表層剥離が数分間で完了した。

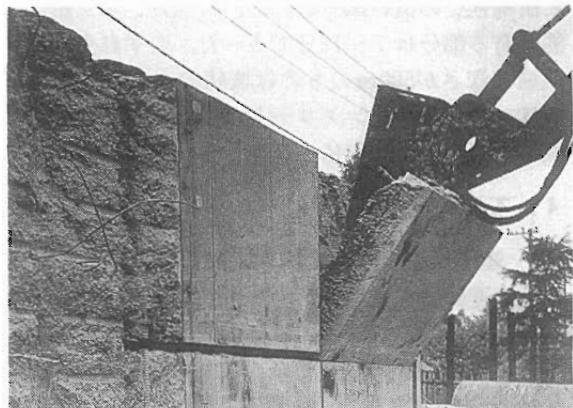
### 3.3 曲率をもつ遮蔽壁のモックアップ剥離解体実験

試験体は小型原子炉の生体遮蔽壁を模擬した半円筒形の実物大の鉄筋コンクリート壁である。壁の寸法は、内径3.0m、壁の厚さ1.0mである。通電する円周方向の横鉄筋は異形鉄筋 D29mmφ、間隔250mmである。壁の放射方向にせん断補強筋(D25、間隔300mm)の有る部分と無い部分を設けた。

#### (1) 通電加熱作業

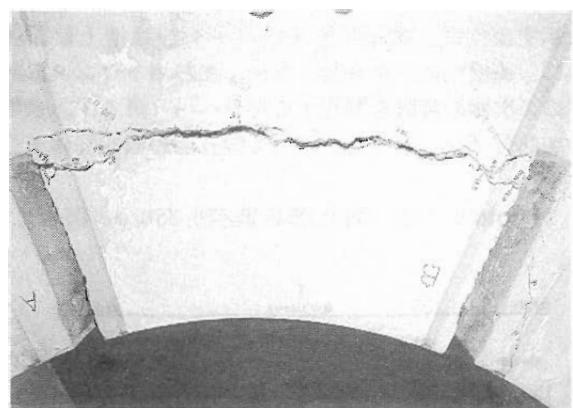
あらかじめ露出した円周方向の横鉄筋の両端に電極端子を取り付けて鉄筋に通電を行った。電流値3,000Aで、鉄筋温度が400°Cに達する時間は5~6分間であった。

横鉄筋を順次加熱すると、通電鉄筋面(表面から115mm又は500mm深さ)にコンクリートひびわれが発生した。ひびわれ幅は、せん断補強筋のある部分が



**Photo 6** Secondary Break-up by a Hydraulic Hammer on a Shield Wall after Heating. Heating of Bars in the Deepest Position of the Multilayer Reinforcing Formation Leads to Exfoliation of Concrete in One Block of Desired Dimensions.

0.3~0.4mmであった。せん断補強筋の無い部分のひびわれは11mm幅まで広がった(Photo 7)。



**Photo 7** Cracks by Heating on the Top End of a Small Nuclear Reactor Shield Wall Mock-up. Cracks Maximum Width of 11 mm, Were Developed along Heated Bars Placed a Distance of 500 mm from the Wall Surface.

#### (2) 二次破碎作業

油圧ブレーカを用いた二次破碎の作業時間は、せ

ん断補強筋の無い部分は0.3分～1.0分、せん断補強筋の有る部分は7～12分であった。いずれも、通電鉄筋の深さが500mmのものは塊状のまま剥離した。解体にともなうコンクリートの浮遊粉塵量は通電加熱した部分では非常に少なかった(Fig.2)。

#### 4. 工法の適用事例

##### 4.1 連壁立坑の開孔部形成解体

地中連続壁の立坑にシールドマシン用の発進孔・到達孔を形成する解体工事に本工法が適用されている。この種の解体作業では、地表面下の深く、狭隘な場所で行われるため、作業環境としては良くない。また、コンクリート強度が高く、配筋が多い壁体を短時間の内に部分解体することが求められる。低粉塵下で解体能率の良い通電加熱法の特徴が活かされる適用分野である。

施工の手順は、①地下連続壁掘削、②鉄筋籠の組み立て・建て込み、③コンクリート打設、④立坑内部の掘削、⑤通電加熱、⑥開孔部解体、⑦シールドマシンの発進(到達)となる。

連壁の開孔位置にはFig.4に示す要領で連壁本体の鉄筋籠の地組み時に通電鉄筋をいくつかの層状にあらかじめ組み込んでおく。通電作業は、Fig.5に示すように、電源部とインバータ盤は地上に設置し、連壁立坑内を掘削した後、加熱用トランス以降の二次側の装置を開孔する部分へ吊り降ろす。通電加熱後プレーカなどを用いて開孔部の形成解体を行う。

Photo 8には、開孔部の直径6.35m $\phi$ 、壁厚1.2

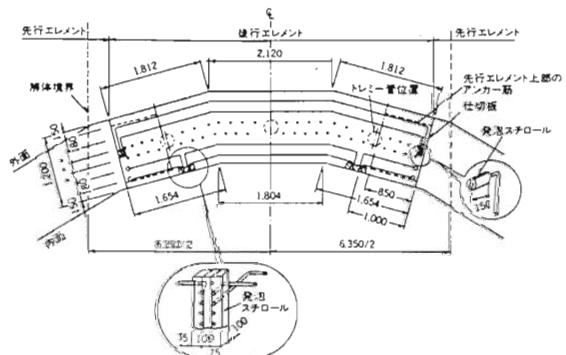


Fig.4 Arrangement of Diaphragm Reinforcing Bars to Be Heated.

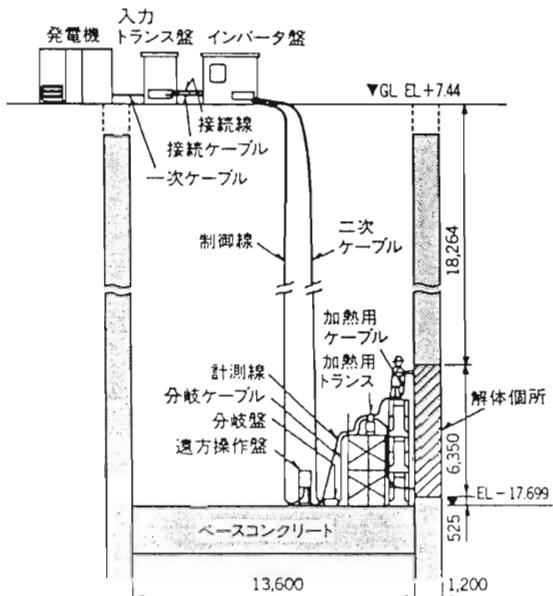


Fig.5 Electric Heating Procedure for Partial Demolition in a Diaphragm Wall Shaft.

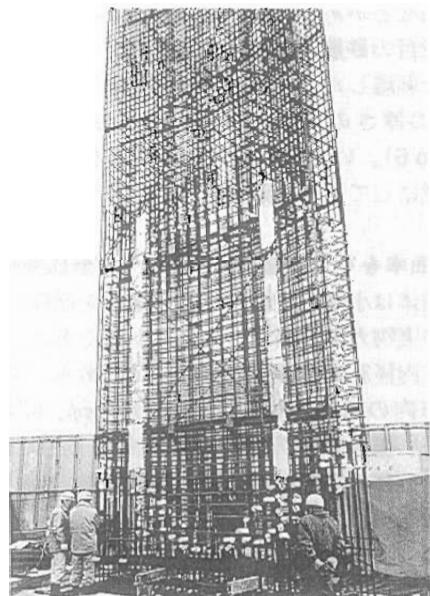


Photo 8 Reinforcing Bar Cage Arranged in a Diaphragm Wall Shaft. The Cage Is Fabricated with Heating Bars and Foamed Styrene Resin Incorporated in It, and Then Erected in the Shaft.

mのシールドマシン発進孔形成用の鉄筋籠(通電鉄筋と箱抜きを付加したもの)の建て込みの状況を示す。通電用の鉄筋としてD22約200本(長さ2m~8m)を組み込んだ。手前の通電鉄筋層から順次1層ごとに通電してから剥離除去する作業を1日単位で繰り返し開孔部を形成した。

通電用の電極端子は特殊銅合金の挟込み型を用いている。通電電流は900~1,000Aで、通電時間は20~40分とした。二次破碎には0.4m<sup>3</sup>油圧ブレーカ(Photo 9)を主として用い、一部ハンドブレーカを併用した。

開孔部の形成作業は、地山側の鏡部の1層を残し、準備作業を含め9日間で完了することができた。

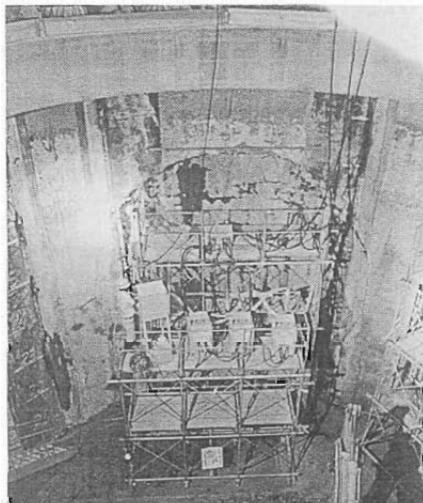


Photo 9 Electric Heating Procedure on a diaphragm Wall. Claw-typed electrodes Were Used.

#### 4.2 戸境壁の開口部形成解体

鉄筋コンクリート造の共同住宅の戸境壁に開口部を設ける2戸1改造の場合、同棟に居住者がいるため特に騒音・振動が少ない解体工法が求められる。また室内作業となるため、解体にともなう粉塵が少ないので望ましく、解体片は人手で壁外へ搬出しなければならない。このような工事に適用するために行われた実験工事の例を紹介する。

戸境壁は壁厚が12cm程度と薄く、鉄筋の量も少ない。このため、既存の縦横の壁筋を通電加熱して壁

にひびわれを発生させた後、小型の油圧ジャッキで壁を面外に加力するという二次破碎の方法が採用された(Photo 10)。縦横筋の通電加熱によるひびわれのため、室外へ容易に搬出可能な解体片となり、さらに小割りの必要はなかった(Photo 11)。鉄筋露出のための数cm深さのコアボーリング作業(1箇所3分間)を除いては、通電作業および二次破碎作業では騒音・振動はなかった。



Photo 10 Removal of a Part of a Wall to Secure an Opening Where a Door Will Be Installed. After Electric Heating of Reinforcing Bars, Concrete Is Removed by Secondary Break-up Work Using a Hydraulic Jack.



Photo 11 Part a Reinforced Concrete Wall, Demolished in Flakes of Size Easy to Remove.

#### 4.3 厚壁の開口部形成解体

建物の改造工事に伴って既存の鉄筋コンクリート壁に開口部を形成する室内での解体作業が発生する。特にプラントの建屋や機器類を収容する建物の場合、壁厚が大きく、また解体に伴う振動・粉塵を抑制することが求められる。

解体するコンクリートに適当な間隔で多数の穿孔を施し、これに静的破碎剤を充填してコンクリートにひびわれを発生させて破碎除却する工法は無振動工法としてしばしば用いられるが、表面の鉄筋が残存していると解体に有効なひびわれを出すことができない(これは油圧拡孔機工法についても当てはまる)。

発電所の改造工事において、通電加熱工法が静的破碎剤との併用で開口部形成解体された例を挙げる。

壁厚70cmの壁に5.4m×3.5mの開口、壁厚50cmの壁に3.3m×2.62mの開口など4箇所に適用された。Fig.6 (1)に示す手順のように、先に表面の既存鉄筋面を通電加熱することにより自由面を形成する(Photo 12)。その後静的破碎剤を充填して一日以上の養生時間をおいた後ブレーカで破碎を行った(Photo 13)。

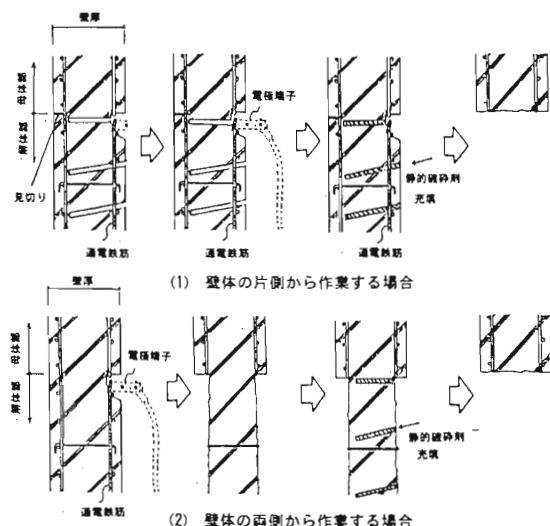


Fig.6 Procedures for Opening Thick Walls, Using Electric Heating and Chemical Expansion Agent

作業アクセスが許される場合は、Fig.6 (2)のように、壁の両面に通電加熱により自由面を形成すれば静的破碎剤による破碎除去作業がより効果的となる。

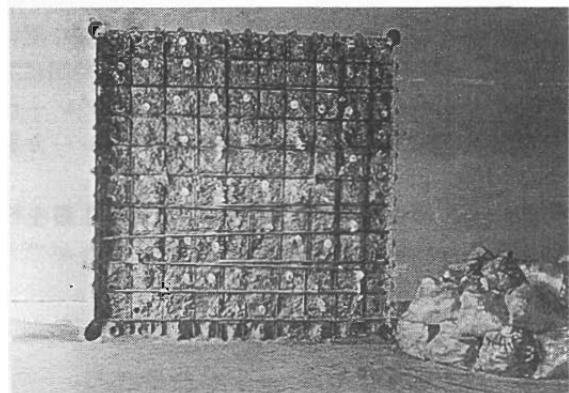


Photo 12 Concrete Surface of Remaining Wall After Removal of Covering Concrete of a Thick Reinforcing Wall.

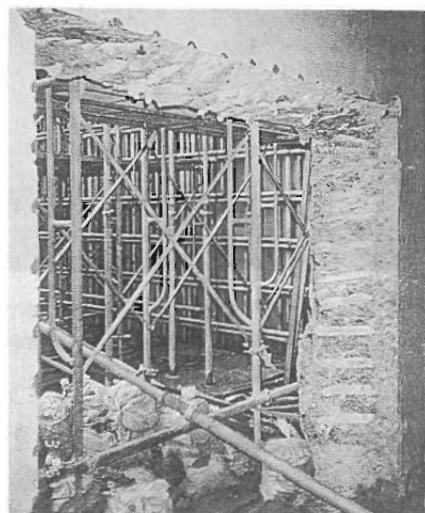


Photo 13 Executed Opening Work, Using Electric Heating and Chemical Expansion Agent

## 5. 遮蔽壁の表層剥離解体への適用概念

鉄筋の直接通電加熱工法による遮蔽壁の表層剥離の様子を概念的に Fig.7 に示す。ここでは BWR のシールド壁を炉心位置をはさんだ高さ 6 m、深さは 3 段目鉄筋の位置までのコンクリートと鉄筋とを剥離解体するものと仮に想定した。

剥離解体作業の手順は Fig.8 のように考えられる。

解体装置に取り付けたトランスからの出力は解体装置の左右 2 本の通電用アームの先端に取り付けた電極端子に接続する。通電する鉄筋は 3 層目の横筋で、最大長さ 10m として、開閉可能な 2 本の通電用アームにより通電鉄筋に電極端子 (Fig.9) を押し出し圧着させる。3 本の鉄筋 D38 を同時に通電するものとすれば通電装置の仕様は Table 2 のように設計される。

通電加熱作業の完了後、剥離解体物が輸送容器に入る大きさ (例えば 1 m × 2 m) に格子状に切断してから、動的楔を用いて二次破碎を行う。

二次廃棄物対策のうち、粉塵については発生量が少ないので全体換気に加えてローカルな換気を併用すれば設備の巨大化を防ぐことができる。また、廃液については、溝切り・ブロック切断に用いるアプレッショージェット (A. J.) やウォータージェット (W. J.) からの廃液を濁水処理し再利用する廃液回収システムを設置して最終的廃液量の低減を図ることが必要となろう。

## 6. おわりに

前述のように、鉄筋の直接通電加熱工法は要素技術の開発により、鉄筋コンクリート壁の部分解体やマスコンクリートの除却解体などに適用され、その活用の中で施工性の改善が図られている。

剥離解体法としての本工法は遮蔽壁の放射化コンクリート部を表層剥離解体する場合にその特長が活かされる。その場合、管理区域内における作業となるため、遠隔操作化されることになろう。したがって既存鉄筋の導電性の測定評価法、開口スリーブ周りの処置方法などの要素技術の開発に加え、遠隔操作化、二次廃棄物の処理方法まで含めたシステム化のための検討が進められなければならない。

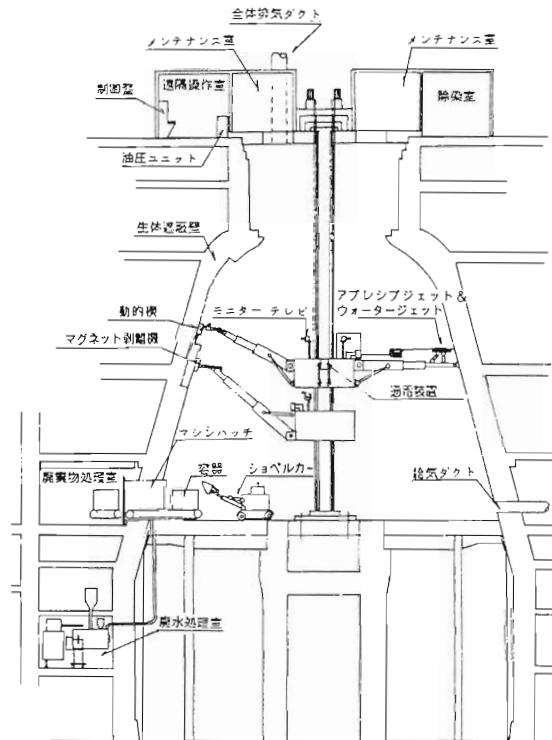


Fig.7 Application Example of Electric Heating System to Stripping Demolition of a Shied Wall in BWR Power Plant.

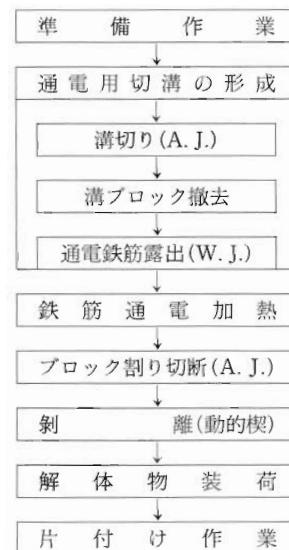


Fig.8 Procedures of Stripping Demolition of a Shield Wall Using Electric Heating Method.

材質:ベリリウム銅合金  
寸法:800mm×150mm×30mm  
加圧部:油圧シリンダー3t  
ストローク100mm

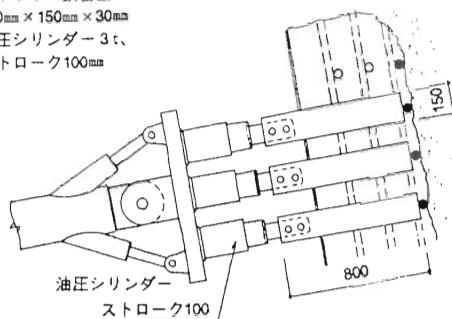


Fig.9 Electrodes Fastened to the Bars with Thrust-type Holders Fitted on the Arms.

Table 2 Example Specifications of a Set of Electrical Equipments for Shield Walls

装置	電気方式	電圧[V]	電流[A]	周波数
インバータ	入力	3相,3線	200	max2600
定格容量 900kVA	出力	単相,2線 3回路	0~600 (可変)	max500 /1回路
トランス	入力	単相,2線 3回路	max600	500 /1回路
定格容量 300kVA	出力	単相,2線 3回路	max100	max3000 /1回路
				400Hz

## 謝辞

鉄筋の直接通電加熱法については、笠井芳夫教授(日本大学生産工学部)が1965年に最初の基礎的研究の論文を発表された。当社が遮蔽壁の剥離解体を目指して1982年以来教授のご指導のもとで開発研究を

進めてきたものである。記して感謝の意を表したい。

また、適用事例にあげたうち、通電加熱工法と静的破碎剤との併用による事例<sup>5)</sup>は、株式会社小野田と当社との共同研究の成果の一環である。

## 参考文献

- 1) 中川和平:鉄筋の直接通電加熱による被りコンクリートの剥離解体工法の開発に関する研究、前田建設工業技術研究所報、Vol.31-1、pp.1~246、1991年12月
- 2) 中川和平:鉄筋の通電加熱による解体工法、特集コンクリート構造物の解体、コンクリート工学、Vol.29、No.7、pp.30~34、日本コンクリート工学協会、1991年7月
- 3) W. Nakagawa, K. Nishita and Y. Kasai: "Stripping Demolition of Reinforced Concrete by Electric Heating Method," Proc. of the 2nd. ASME/JSME Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol.2, pp.871~876, 1993
- 4) 中川和平、笠井芳夫、条川貞経:鉄筋の直接通電加熱工法によるシールドマシン発進口形成解体工事、セメント・コンクリート、No.579, pp.26~34、セメント・コンクリート協会、1995年5月
- 5) W. Nakagawa: "Recent Demolition Techniques Using Electric Power in Japan," Proc. of the 3rd Int. RILEM Symposium, pp.263~274, Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, E & FN SPON, Oct., 1993

# 放射性廃棄物処理技術の開発状況

## —川崎重工の開発技術—

安達 潤一<sup>\*1</sup>、小澤 保<sup>\*2</sup>、池本 善和<sup>\*3</sup>、  
山崎誠一郎<sup>\*1</sup>、南 了悟<sup>\*1</sup>

### *Research and Development Activities for Radioactive Wastes Treatment —Developing Technologies of Kawasaki Heavy Industries, Ltd.—*

Junichi ADACHI, Tamotsu OZAWA, Yoshikazu IKEMOTO,  
Seiichiro YAMAZAKI and Ryogo MINAMI

Kawasaki Heavy Industries, Ltd. has been performing the research and development activities for radioactive wastes treatment in parallel with the design and fabrication of the nuclear facilities and components since the construction of the Tokai No.1 power station of JAPCO. Main technologies developed by Kawasaki Heavy Industries, Ltd. in the field of radwaste management are for dismantling and cutting, compacting and melting, and storage.

This paper describes a summary of the present status and future plan of the above-mentioned technologies.

### 1. はじめに

川崎重工業株式会社は、我が国最初の商業用原子力発電所である日本原子力発電㈱殿東海発電所の建設に参画して以来、各種の原子力施設および機器の設計、製作を行うなかで、各種の技術開発に取組んできた。原子力施設解体、放射性廃棄物処理の分野においても、日本原子力研究所殿の動力試験炉(JPDR)解体実地試験での圧力容器接続配管切断用インサイドディスクカッタ装置の開発の他、日本原子力研究所殿や動力炉・核燃料開発事業團殿などからの委託研究や社内研究により、各種の技術開発を進めてきた。それらの主要なものは下記の通りであ

る。

#### ①解体・切断技術

よう素レーザ切断装置

プラズマ切断装置

ウォータージェット切断装置

インサイドディスクカッタ装置

#### ②減容処理技術

プラズマ減容処理設備

雑固体減容機

深冷破碎装置

#### ③貯蔵・保管技術

使用済燃料横型サイロ貯蔵施設

以下、これらの技術開発の内容について紹介する。

\* 1 川崎重工業㈱ 原子力本部 開発部(Kawasaki Heavy Industries, Ltd)

\* 2 川崎重工業㈱ 原子力本部 プロジェクト第二部(Kawasaki Heavy Industries, Ltd)

\* 3 川崎重工業㈱ 技術総括本部 生産技術開発センター 製造技術開発部(Kawasaki Heavy Industries, Ltd)

## 2. 解体・切断技術

### 2.1 よう素レーザ切断装置

放射性廃棄物処理や原子力施設解体においては、その取扱い対象物の材質、形状、肉厚が多種多様であり、また、作業雰囲気が放射線下であることから、遠隔に適し、二次廃棄物発生を低減化できる切断装置の使用が望まれる。このような放射性廃棄物処理、原子力施設解体に関する切断装置として、レーザ切断は、以下の理由から有望な工法の一つと考えられている。

レーザ切断は熱切断の一種であるが、プラズマ切断等の切断に比べ切断幅を小さくできるため、二次廃棄物発生量の低減が可能である。また、レーザ切断トーチは機械式切断機器に比べ小型化でき、狭隘箇所での切断への適用も可能である。さらに、ファイバ導光可能なレーザは、遠隔化も容易である。

当社が、現在開発を行なっている化学励起酸素よう素レーザ(Chemical Oxygen Iodine Laser : COIL)は、大出力化が可能であるとともに、細径ファイバへの入光および導光が可能なことから、放射性廃棄物処理や原子炉解体分野において非常に有望なレーザと考えられている。以下に、当社が開発した、よう素レーザの概要を紹介する。

#### (1) よう素レーザの特長

よう素レーザは以下の特長を有している。

- ① よう素レーザは、化学反応により発振するレーザであるため、大出力化が容易であるとともに、発生効率が高い。
- ② 発振波長が $1.315\mu\text{m}$ であり石英系光ファイバで効率よく導光できるとともに、各種金属のエネルギー吸収効率が高く切断性能が優れている。
- ③ レーザ媒質が低圧力均質のガスであるため、発振ビームの光質が良好であり、ビームを小スポットに絞り込むことが可能である。そのため、細径ファイバへの入光や高エネルギー密度による材料加工が実現できる。

#### (2) よう素レーザ装置の構成

当社が、1992年、産業用として世界最初に製作し、(株)レーザ応用工学センターへ納入したよう素レーザ加工機(出力 $1\text{ kW}$ 連続発振)の構成をFig.1に示す<sup>1)</sup>。また、レーザ発振器の主要部の構造は、Fig.2に示されるように<sup>1)</sup>、励起酸素発生器内の溶液の濃

度を一定に保つための溶液循環系、励起酸素から発振に有害な水蒸気を除去し、長時間連続安定発振を可能とするための回転ディスク型水蒸気トラップ等から構成される。加工装置の全景をPhoto 1に示す<sup>1)</sup>。

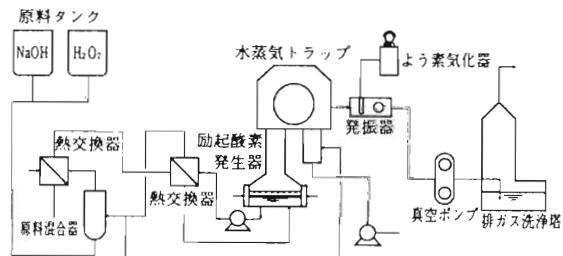


Fig.1 Flow Diagram of the 1 kW COIL System

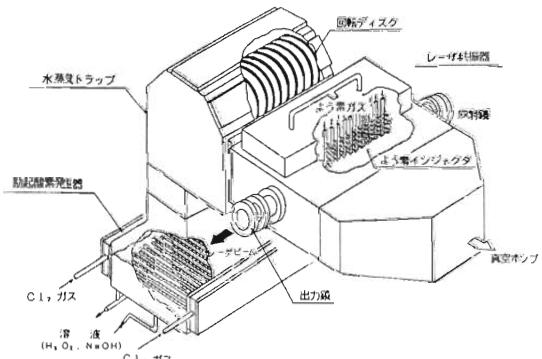


Fig.2 Schematic Construction of COIL

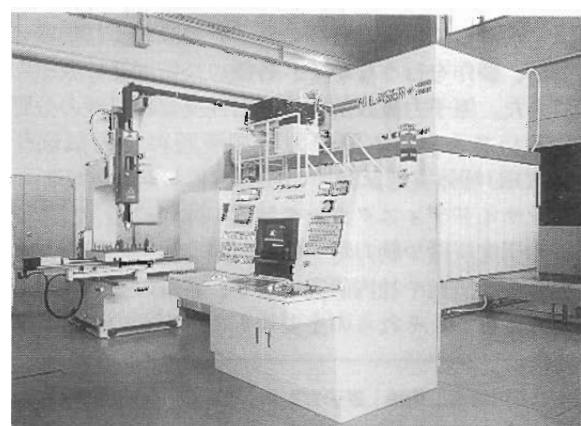


Photo 1 A View of COIL for Material Processing

### (3) 切断性能

出力 1 kW のよう素レーザによるステンレス鋼の切断性能を、他のレーザによるデータとともに Fig.3 に示す<sup>1)</sup>。このように、他のレーザに比較してよう素レーザは、切断板厚、切断速度の両面において、優れた性能を有していることが確認されている。大出力よう素レーザによる切断性能を予測すると、10kW 級で 50~60mm、50kW 級で 300~400mm の板厚のステンレス鋼の切断が可能と考えられる。したがって、数十 kW 級のよう素レーザにより、商用軽水炉の圧力容器の切断への適用の可能性がある。

当社では、よう素レーザ高出力化の開発を進めており、本年 6 月、社内試験機により、6 kW の発振に成功した。引き続き、平成 8 年度には、10 kW 級発振器を試作し各種試験に供する予定である。

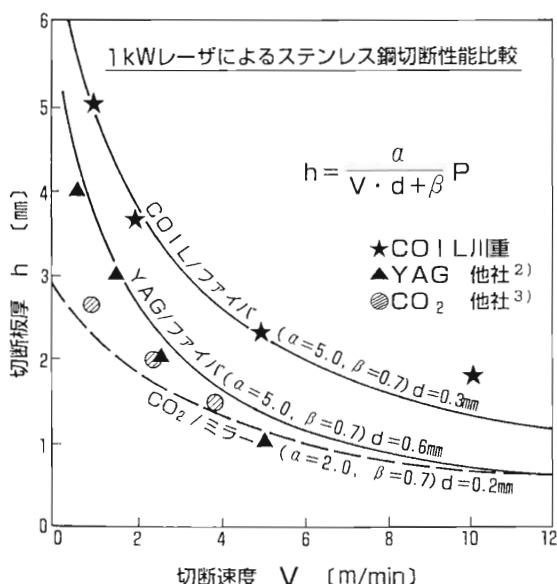


Fig.3 Cutting performance of 1 kW laser on stainless steel

## 2.2 プラズマ切断装置

プラズマ切断法は、原理上非鉄金属に対しても適用できること、切断速度が比較的大きく、かつ厚板材を切断できること、水中でも使用可能であること、また、遠隔操作化が容易なことから、汎用性のある切断工法と考えられている。

プラズマ切断は、Fig.4 に示すようなノズル内の電極と被切断物の間にアーチを発生させ、それを囲むように送り込まれた作動ガスを超高温高速のプラズマジェットとし、被切断物を溶解、飛散させることによる切断方法である。

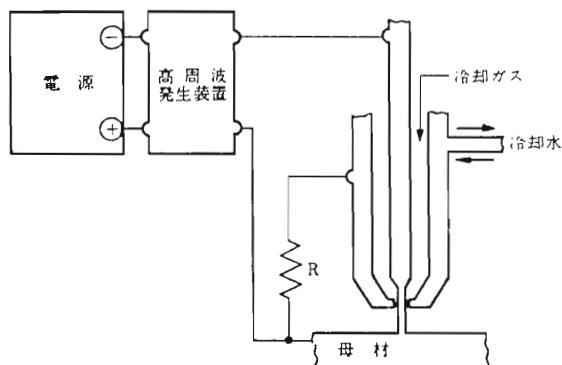


Fig.4 Principle of plasma arc cutting

プラズマ切断機を放射性廃棄物処理施設のホットセル内で使用する場合、次に示す 2 つの問題が発生する。

第一の問題は溶断ドロスの処理である。溶断ドロスとは、プラズマ切断時に発生するプラズマの熱エネルギーにより溶融した金属のことであり、それ自体が放射性廃棄物であるので、これを放置すると互いに溶着し、処理が極めて困難となる。第二の問題はヒュームの処理である。ヒュームはプラズマ切断時に発生する細かい粉塵で、これも放置するとセル内のインセル・フィルタの目詰まりを短時間に起こす結果となる。

当社では、これらの問題に対し試験研究を行い、下記の方法で解決できることが明らかになった<sup>4)</sup>。

第一のドロス処理に関しては、ドロスを水中に落下させ、ドロスを細粒化することで回収が可能である。また、第二のヒューム処理に対しては、セル内にフィルタ・エレメント等の交換を遠隔操作で行うことができる集塵機を設置することにより解決可能である。

当社では、これらの知見をもとに、昭和56年に固体廃棄物の前処理を行う、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター固体廃棄物前処理施設(WDF)にプラズマ切断設備を納入した。本設備で

は、プラズマ切断機本体である電源装置をセル外に設置し、セル内に設置したプラズマトーチをM/Sマニプレーターで遠隔操作し、水を張った回転テーブル上に置いた大型固体廃棄物の切断を行っている(Photo 2 参照)<sup>5)6)7)</sup>。

本設備に使用したプラズマ切断機は、定格電流250A、切断能力はステンレス鋼で最大約70mmである。

当社では、上記気中プラズマの他、水中プラズマ切断による大型固体廃棄物解体の研究開発を行い、実用の見通しを得ている<sup>8)9)10)</sup>。

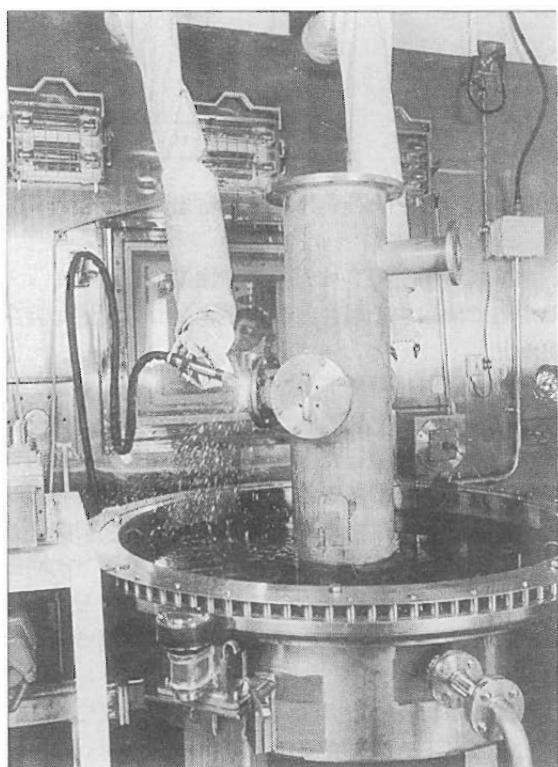


Photo 2 Plasma Cutting System of WDF

### 2.3 ウォータージェット切断装置

高圧水噴流によって被切断物を切断するウォータージェット切断は、熱による影響や加工ひずみが生じないことや切断面に加わる力が小さい等の他の切断加工には見られない特徴がある。ウォータージェット切断には、水だけを使用するいわゆる純水型とウォータージェット中に研磨材を混入して切断性能を高めた

アブレイシブ型がある。このうち、アブレイシブ型は、材質、材料の硬さ、板厚・寸法に関係なく、あらゆる材料に対して切断が可能であることに特徴がある。アブレイシブ型ウォータージェット切断装置は、Fig.5に示されるように、超高压発生装置(増圧機)、ノズル駆動装置(NC装置、ロボット等)、キャッチャー、研磨材供給装置(純水タイプでは不要)、周辺機器(排水設備、排水ポンプ等)から構成される。

このようなウォータージェット切断は、以下の観点から放射性廃棄物処理等への適用の可能性を有していると考えられるので、当社でも種々の技術開発を進めている。

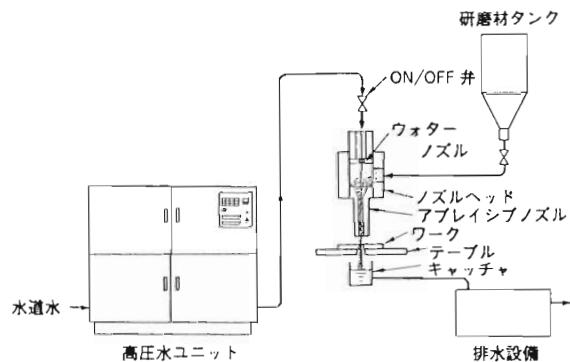


Fig.5 Block Diagram of Water Jet Cutting System (Abrasive Type)

- ①切断に際して粉塵や有毒ガスの発生がないため、放射性廃棄物処理施設内空気の処理等が不要であり、設備の合理化が図れる。
- ②切断に際して熱発生がなく、切断面に熱影響や加工歪みがほとんど生じないこと、および切断面にかかる力が小さく、薄板成型材の切断でも切口が潰れたりしないことのため、照射試験片の穴明け加工等の精密加工に適している。
- ③切断反力が小さく、ノズルをハンドリングするロボット等の負荷が小さいので、ロボット等を軽量・簡素化できる。
- ④アブレイシブ型ウォータージェット切断装置は複合材の切断が可能であるので、ライニングされたタンクや異種材料から構成された機器類を分解等せず、そのまま切断可能である。したがって、作業の合理化が図れる。

当社でのウォータージェット切断の放射性破棄物処

理等への適用の実績および開発状況の概要は以下の通りである。

①原子力発電所コンクリート壁開口工事に純水型

ウォータージェット切断装置を使用し、鉄筋を残したまま1mのコンクリート壁の切断を行った。

②原子炉解体では、炉内構造物の解体は、汚染の拡大防止や遮蔽等の観点から水中切断による方法が候補の一つとなっている。水中ウォータージェット切断は、他の切断加工方法(例えばプラズマ等)に比較して水中でのジェットの減衰が少ないため、有利である。しかし、水中でのウォータージェット切断は、ウォータージェットの圧力がノズルを出た後急激に低下するため、切断能力が気中切断に比べ低下する。したがって、現在、水中ウォータージェット切断の性能確認および最適条件選定等のための研究を実施している。試験状況を Photo 3 に示す。

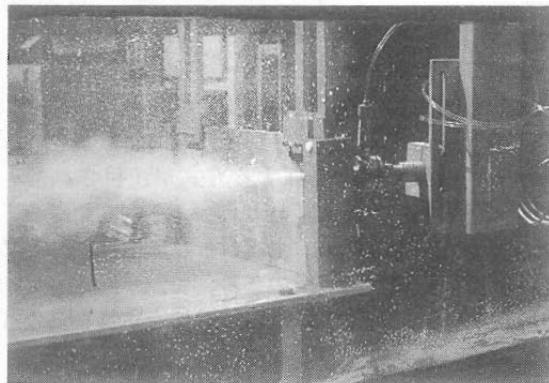


Photo 3 An Example of Water Jet Cutting  
(Submerged Type)

③アブレイシブウォータージェット切断は、複合材の切断が可能な点等において非常に優れた切断法であるが、アブレイシブおよび水自身が新たな廃棄物となり、廃棄物量が増大する可能性がある。したがって、アブレイシブおよび水を回収して再利用するシステムの開発を進めており、実用化の見通しを得ている。

## 2.4 インサイドディスクカッタ切断装置

本装置は、外部に必要な空間がなく近接が困難な配管を内部から切断する装置である。

インサイドディスクカッタ切断装置自体は、従来から、土木工事において使用されていたが、切断対象が主として炭素鋼であり、管口径も500~800mm、肉厚10mmと大きかった。また、切断を目的として、切断性能(切断面状況、切粉の有無、バリの発生等)、カッタ刃の寿命等は、あまり問題とされなかった。

一方、原子炉解体や廃棄物処理分野での切断対象は、炭素鋼より加工硬化の著しいステンレス鋼が大部分であり、また二次廃棄物発生量低減化等の観点より、切断性能等も重要な要素である。このような観点から、原子力分野での適用を目的として、インサイドディスクカッタを開発した。

本装置は、典型的なシェアカッタの一種であり、Fig.6 に示すように、油圧シリンダによりディスクカッタを配管内面に押付けながら軸全体を回転(公

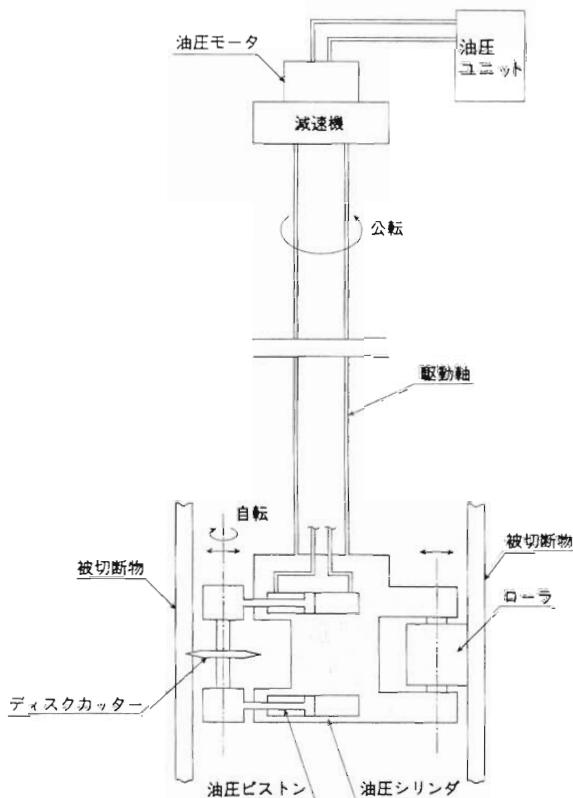


Fig.6 Principle of inside disc cutting

転)させ、カッタ刃を内面に沿って自転させることにより切断する。カッタ刃を押付ける際発生する反力は、カッタ刃が回転する面上に配置されたローラが管内面に押付けられ、管内面で受ける。本切断装置の特徴は、下記の通りである。

- ①切粉、発煙等の二次廃棄物の発生がない。
- ②切断面が極めて滑らかである。したがって、バリ取り等の必要もなく、再溶接等により、再使用等の補修が可能である。
- ③プラズマ切断、アーク切断、爆破切断等に比べると、一般的に切断時間は長いが、他の機械式切断に比べると切断時間は比較的短い。
- ④切断実行時は、特に複雑な制御もなく、自動的に行える。
- ⑤円盤状の刃および反力ローラが管内面を転がるだけであるので、切断時に発生する騒音が少ない。

ディスクカッタ切断装置は、カッタ刃のストローク等の観点から、基本的に管の内径に対応した切断ヘッド等が必要であり、現在、250A、100A、25A、8Aの4種類の配管用が開発されている。これらの内、250A用と100A用は、日本原子力研究所殿JPDRの解体試験における原子炉圧力容器接続配管の切断用に開発されたものである<sup>11)</sup>。JPDRでの切断概念をFig.7に示す。

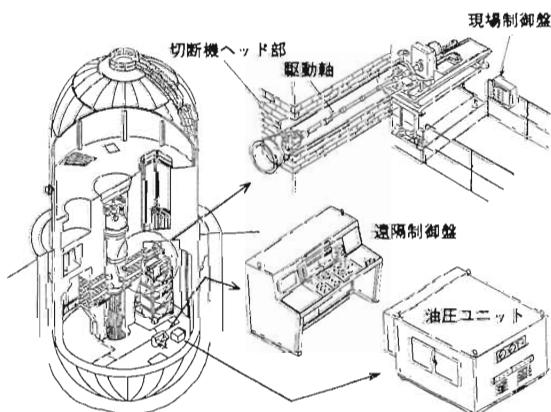


Fig.7 Cutting of recirculating pipes of JPDR by disc cutting system

一方、25A用と8A用は、いわゆる小口径用のディスクカッタであり、液体廃棄物貯蔵容器や反応塔

などの保守・交換時に容器内側からアクセスして容器接続配管のノズル部を切断することを目的としている。25A用ディスクカッタをPhoto 4に示す。

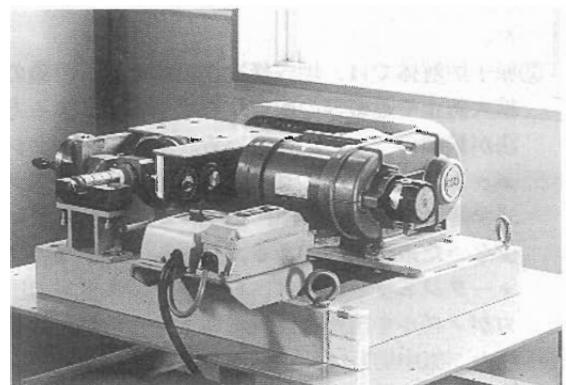


Photo 4 Disc cutting machine for pipe of 25 A

### 3. 減容処理技術

#### 3.1 プラズマ減容処理設備

原子力発電所で発生する低レベル放射性雑固体廃棄物および原子炉解体廃棄物等の減容処理技術として、プラズマアークにより、不燃性および難燃性廃棄物を一括して減容処理する方式が注目されている。プラズマアークは高いエネルギー密度を持ち、高温を発生できるため、金属および無機物等の不燃性廃棄物を短時間に溶融できる。また不燃性廃棄物の溶融池上で、難燃性および可燃性廃棄物を熱分解し、燃焼させることができる。

当社は、プラズマアークによる都市ごみ焼却灰溶融炉を開発し、千葉市、東京電力(株)、川崎製鉄(株)との共同研究として、処理速度1000kg/hの実証プラントの運転に成功している<sup>12)13)</sup>。現在都市ごみ焼却灰溶融炉の開発で蓄積した技術を活用し、プラズマによる低レベル固体廃棄物の減容処理設備の開発を進めている。すでに出力250kWのプラズマトーチを有するパイロットプラントを用いた模擬廃棄物による基礎試験を完了し、不燃性廃棄物の溶融および難燃性廃棄物の燃焼処理性能を確認した。この結果を基に、原子力発電所雑固体廃棄物を減容処理する実機設備の基本概念を決定した。以下にその設計例を示す。

本設備では、処理対象とする不燃性廃棄物、すなわち配管類等の金属およびコンクリート・保温材等の無機物が混在し、かつ大型のものが存在していても確実に処理可能である。また溶融と同時に、同一炉内で、ゴム、塩化ビニル、廃樹脂、活性炭等の難燃性廃棄物およびその混合物を完全燃焼させることができる。さらに金属と無機物を混合して溶融処理し、一廃棄体分の溶融物を受容器に出湯して金属層とスラグ層が完全に分離した固化体を得ることができるので、確実な放射性物質の閉込めと放射能インベントリ評価を行うことができる。放射性ダストや有害ガスを含む排ガスの処理は、原子力プラントや焼却プラントで当社が実績を積んだ信頼性の高い技術を適用している。運転時は溶融炉および排ガス系を常時負圧維持しており、放射性物質による汚染を生じさせない。

実機設備設計例の主要系統を Fig.8 に示す。前処理系では、貯蔵廃棄物を受入れ、投入準備を行う。溶融炉では、プラズマトーチを熱源として廃棄物の溶融／燃焼処理を行う。本設計では基礎試験結果を基に、プラズマトーチの複数化などで溶融時間を短縮し、処理物の寸法制限を緩和して切断等の前処理

作業を軽減できるメカニズムを採用している。全出力1200kW のプラズマトーチを持ち、不燃性廃棄物溶融処理能力は約400kg/h、難燃性廃棄物燃焼処理能力は約100kg/h である。不燃性廃棄物は、貯蔵ドラムのままでも炉内に供給して溶融処理できる。難燃物は、スクリューフィーダにより溶融池上に連続的に供給される。排ガス処理系では、放射性物質を含むダストの捕集および有害ガス(HCl, SO<sub>x</sub>, NO<sub>x</sub>)処理を行う。冷却固化系は冷却固化した固化体を200 l ドラムに収納し、モルタル充填して廃棄体を製作する。本設備により貯蔵廃棄物を大幅に減容できる見通しを得ている。また基礎試験およびごみ焼却灰溶融設備開発で取得したデータを基に、炉耐火物やトーチ電極の補修間隔を 1 年以上にできるよう、材質および構造を選定している。

原子力発電所で発生する雑固体廃棄物は、現在発電所サイト内に貯蔵されているが、貯蔵数は年々増加している。このため、日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センターの第二次埋設時には、本設備による減容処理が重要な技術となると期待される。また原子力発電所の廃止措置が具体化しつつあり、廃炉に伴って、種々の形態を持つ大量の低レベル放射

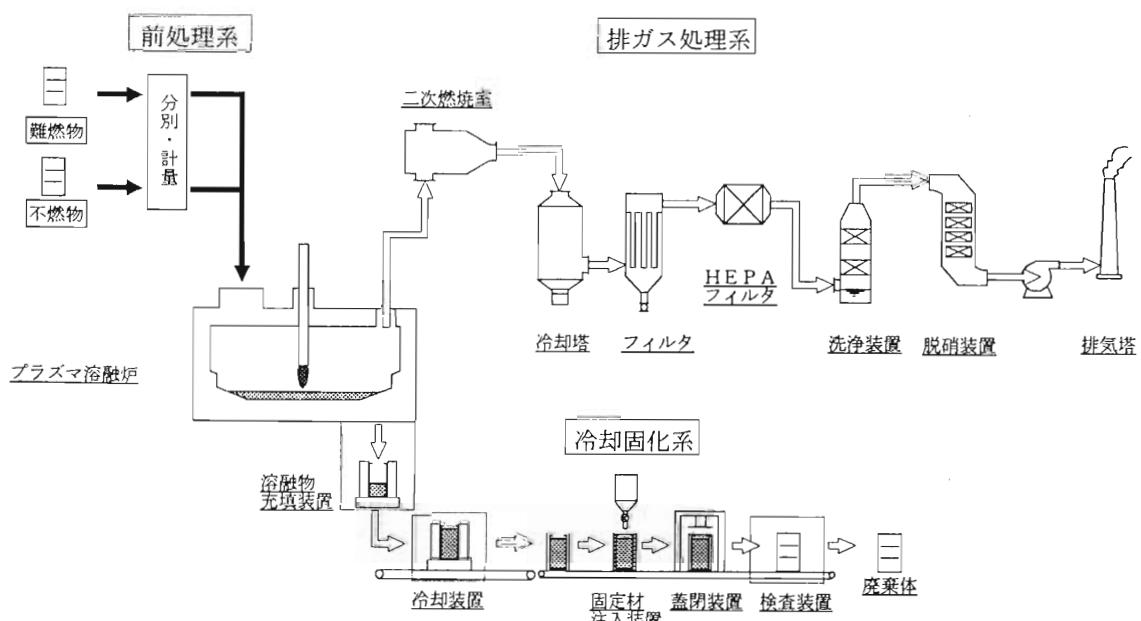


Fig.8 Plasma melting and incinerating facility for low-level solid wastes

性固体廃棄物が発生すると予測される。今回基本概念を設定したプラズマ減容処理設備は、多様な廃棄物供給方式、運転パターン、冷却・昇化方式を選定でき、これらの減容処理にも極めて有効な技術として適用可能と考える。

### 3.2 雜固体減容機

#### (1) 装置の概要

本装置は、放射性雑固体廃棄物(紙、布切れ等)をドラム缶に圧縮収納する減容装置であり、本体フレーム、カバースライド、加圧盤、油圧ユニット、スライドベース、排気装置および機側操作盤より構成される。装置本体を Photo 5 に示す。雑固体を投入したドラム缶をスライドベース上にセットし、加圧盤下部へ押込んだ後、プレスする。

個々の操作は、操作盤面の手動押し釦操作で行うが、加圧盤の下降および上昇時は、カバーブレスと排気装置の作動を加圧盤の動きに連動させて自動的に運転することが可能である。

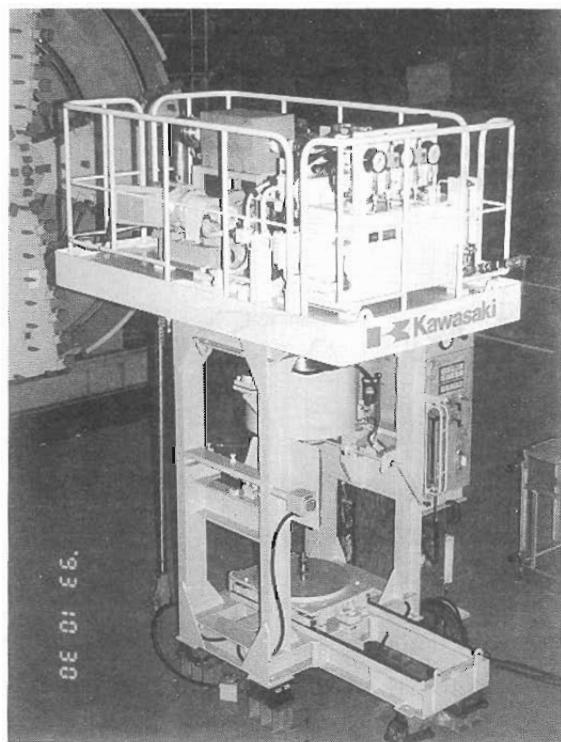


Photo 5 A Compacter for low level solid radwastes

#### (2) 特徴

本装置の特徴は以下の通りである。

- ①安全機構として、自動落下防止弁、非常停止押釦、手動式加圧盤カバースライド最上限落下防止装置および光線式安全装置が設けられている。
- ②スライドベース(ドラム缶移送用)の車輪は、プレス時に負荷が加わらないようにフローティングとしている。
- ③スライドベース上には、ドラム缶底蓋破損防止用と、ドラム缶の位置決めを兼ねた円盤を設けている。
- ④減容時は、ドラム缶の浮上がり防止と粉塵の飛散防止のため、カバースライドでドラム缶を押し付け、内部を簡易排気装置により吸引し、高性能フィルタを通して排気している。
- ⑤現場操作盤は、壁掛け閉鎖式とし、プレス本体の右側面に取付け、各種表示灯およびスイッチを設けている。

#### (3) 基本仕様

加圧プレス最大出力	10ton
最大ストローク	600mm
スライドベース積載重量	300kg
移動ストローク	800mm
排気装置容量	2.5m³/min
形式	ターボファン
高性能フィルタ形式	フランダース フィルタ
効率	99.97%
油圧ポンプ容量	20 l / min
吐出圧力	66kgf/cm²

### 3.3 深冷破碎装置

再処理工場のヘッド・エンド・プロセスより排出されるハルは、FP および超ウラン元素が付着しており、 $\beta$ - $\gamma$ のみならず  $\alpha$ 核種で汚染された高放射性固体廃棄物として取扱われる。このため、増大するハルの処分スペース、コスト等の観点から、減容処理が重要課題の一つとなっており、ハルの減容処理法の開発が各国で進められている<sup>14)</sup>。これらについて検討した結果、当社では、ハルの構成材であるジルカロイが極低温で脆くなる性質に着目し、ハルを深冷し圧縮破碎により減容する深冷破碎装置を、

日本原燃サービス(株)(現日本原燃(株))殿の委託を受け、開発した。深冷破碎法の特徴は以下の通りである。

- ①圧縮破碎処理により、確実に二つ割れ以上の平板になる。
  - ②減容比は、機械式圧縮法と溶融法との中間になる。
  - ③①により、適当なバインダ材を用いて固化するのに、有利な形状・大きさが得られる。
  - ④処理中の維持温度が、極低温であり、混入するファインの発火のおそれを未然に防止できる。
- 深冷破碎装置の概略構成を Fig.9 に示す。深冷破碎機には、ダブルロールクラッシャー方式を選定している。

本装置を使用し、ハルの破碎特性試験を行い、ハルが深冷状態で確実に破碎され、有効に減容することを確認した<sup>14)</sup>。

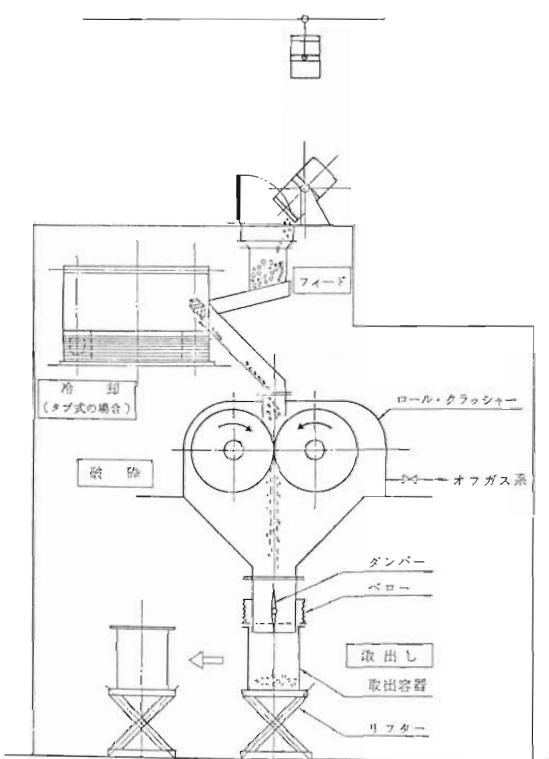


Fig.9 Concept of subzero crushing system

#### 4. 貯蔵・保管技術

原子力発電所から発生する使用済燃料は、原子炉に付設された貯蔵プールに貯蔵されている。これらの使用済燃料は逐次再処理工場に搬出される計画だが、Fig.10<sup>15)</sup>に示されるように、再処理能力を上回る使用済燃料の発生が見込まれており、近い将来、既存の貯蔵プールだけでは貯蔵しきれなくなる見通しである。また、わが国の原子力政策においては、1994年6月に発表された「原子力開発利用長期計画」(長計)<sup>16)</sup>で、再処理能力を上回る使用済燃料は、エネルギー資源の備蓄として、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理することが示されている。

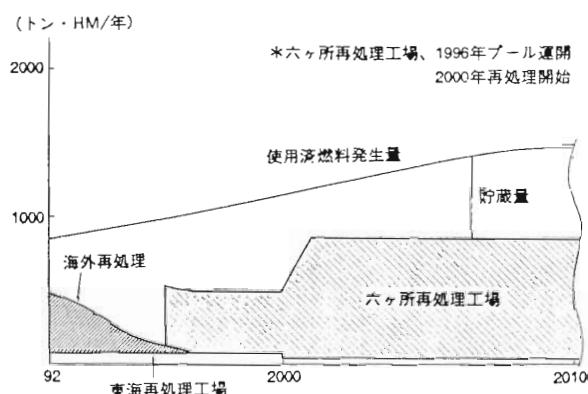


Fig.10 An estimation of spent fuel

貯蔵プールの容量を上回る使用済燃料の貯蔵方法として、使用済燃料輸送用キャスクを貯蔵用に転用した、乾式キャスク貯蔵方式や、使用済燃料を金属製のキャニスターに収納し、鉄筋コンクリート製のサイロ内に貯蔵する横型サイロ貯蔵方式等複数の貯蔵方式が財団法人電力中央研究所を中心に研究されている<sup>17)</sup>。当社でも米国の VECTRA 社が開発し、すでに複数の原子力発電所で実燃料の貯蔵が実施されている横型サイロ貯蔵方式の技術導入を行い、国内の設計指針、技術基準に適合するよう改良設計を実施し、国内で供給する態勢を整えている。Photo 6 は米国のカルバートクリフス原子力発電所に建設された横型サイロ貯蔵施設の写真である。

国内の設計指針、技術基準との適合性を考慮して設計した横型サイロ貯蔵施設の概念例を Fig.11 に

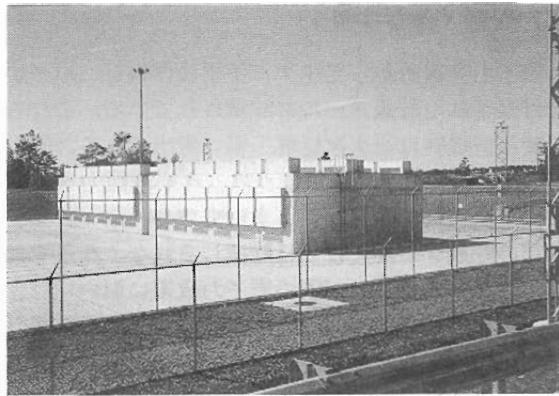


Photo 6 Horizontal dry storage system at calvert Cliffs, USA

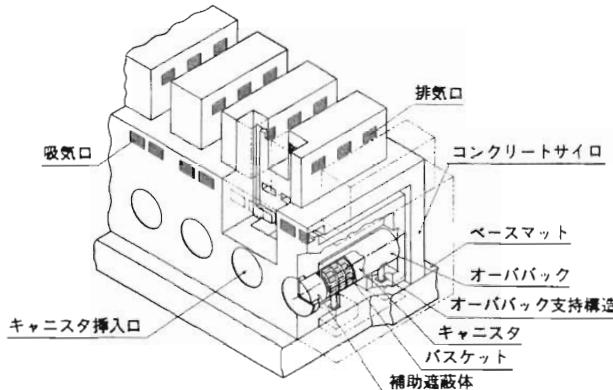


Fig.11 Concept of horizontal dry storage system

示す<sup>18)</sup>。使用済燃料を収納したキャニスターをコンクリートサイロ内部に設けたオーバーパックに貯蔵し、サイロ内を自然通風により流動する冷却空気により使用済燃料の除熱を行い、燃料被覆管温度を制限温度以内に維持する乾式貯蔵システムである。

また、Fig.12にキャニスターの概念例を示す。キャニスターは内部をヘリウム雰囲気にした直径1.3～1.7m、長さ約5mのステンレス鋼製円筒容器で、使用済燃料の発熱量、放射線源強度に依存するが、キャニスター1基当たりPWR燃料12～24体またはBWR燃料24～52体の貯蔵が可能である。以上のように横型サイロ貯蔵方式は、使用済燃料を自然通風で除熱するため、送風機等の動的機器がないことから、安全性が高く、かつメンテナンスがほとんど不

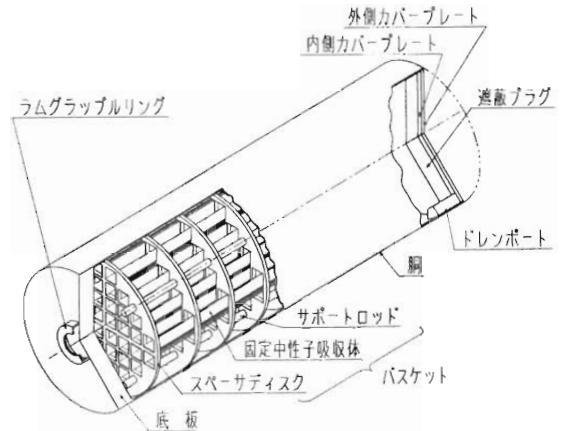


Fig.12 Concept of canister

要であり、また遮蔽体として、安価なコンクリートを使用していること、貯蔵施設がモジュール化されており、貯蔵の必要性に応じて必要基数を段階的に増設していくことが可能であることから、経済性に優れた使用済燃料乾式貯蔵システムであり、国内の原子力発電所への採用が期待される。

なお本方式は、廃棄物の特徴に合わせたキャニスターを開発することにより、高レベル放射性廃棄物の貯蔵、輸送および処分にも適するシステムである。

## 5. おわりに

以上述べたように、当社は関係各位の御指導、御協力を頂きながら、放射性廃棄物処理技術に関して技術開発、確証試験等を実施してきた。放射性廃棄物処理技術は、環境、安全等の観点から今後、ますます重要性を増してくると考えられる。総合重機械メーカーである当社は、以上で紹介した以外でも遠隔・自動技術等多くの関連技術を保有しており、これらの技術も利用し、今後も関係各位の御指導、御協力を頂きながら、放射性廃棄物処理技術の開発、高度化を図って行く考えである。

## 参考文献

- 1) 松本敏史：よう素レーザのファイバ導光・加工性能について、川崎重工技報、121号、1994年4月、pp.25-30
- 2) 松本敏史：CO<sub>2</sub>レーザ加工データ、川崎重工

業技術研究所所内報告書、1989年

- 3) 岩間誠司他：YAG レーザとその応用—加工応用範囲を広げるインテリジェントタイプレーザと kW 級レーザ、東芝レビュー、Vol.45, No.4、1991年、pp.342-346
- 4) 小沢保他：プラズマ溶断機による大型固体廃棄物の遠隔解体技術の開発、FAPIG 第92号、1979年7月、pp.37-40
- 5) 遠隔操作技術研究専門委員会：高放射性物質取扱い施設とロボット、日本原子力学会、1983年11月、pp.281-302
- 6) 大森宏之他：大洗工学センターにおける放射性廃棄物管理の実績と現状、動燃技報、No.82、1992年6月、pp.70-78
- 7) 固体廃棄物前処理施設、動力炉・核燃料開発事業団(パンフレット)
- 8) 阿部忠他：川重における水中プラズマ切断技術の現状について、FAPIG 第98号、1981年7月、pp.39-44
- 9) 阿部忠他：川重における水中プラズマ切断技術の現状について(第2報)、FAPIG 第102号、1982年11月、pp.56-62
- 10) 阿部忠他：川重における水中プラズマ切断技術の現状について(第3報)、FAPIG 第104号、1983年7月、pp.33-37
- 11) 石川迪夫：原子炉解体、講談社、1993年、pp.133-142
- 12) 有明紘治他：プラズマ式ごみ焼却灰溶融システム、川崎重工技報、125号、1995年4月、2
- 13) 原昌弘他：プラズマによる焼却灰の溶融、プラズマ・核融合学会誌、70号、5 1994年5月、479
- 14) 田中義久：ハルの減容処理法について、FAPIG 第105号、1983年11月、pp.56-61
- 15) 総合エネルギー調査会：原子力部会中間報告書、通産省、1994年6月
- 16) 原子力委員会：原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画、原子力委員会、1994年8月
- 17) R. MINAMI, et. al. : Proc. 1993 Int. Conf. Nucl. Waste Management and Environ. Remediation, Sept. 5-11, 1993, Prague, Czech Republic
- 18) 三枝利有他：使用済燃料の乾式貯蔵技術の動向、日本原子力学会誌、Vol.37, No.8(1995)

## 放射性廃棄物処分におけるベントナイトの役割

鈴木 啓三

### *Roles of Bentonite in Radioactive Waste Disposal.*

Keizo SUZUKI

Bentonite is used in radioactive waste disposal from the following points ;

- (1) properties
- (2) now utilization fields
- (3) how to use in radioactive waste disposal
- (4) how much consumption and deposits as source at the present time.

Bentonite is produced as alteration products from pyroclastic rocks such as volcanic ash and rhyolite, and is clay composed mainly smectite (montmorillonite in general).

Therefore, special properties of bentonite such as swelling potential, rheological property, bonding ability, cation exchange capacity and absorption come mainly from properties of montmorillonite.

Bentonite has numerous uses such as iron ore pelleizing, civil engineering, green sand molding, cat litter, agricultural chemicals and drilling mud.

Consumption of bentonite is about  $600\text{--}700 \times 10^3$  tons in Japan and about  $10 \times 10^6$  tons in the world.

Roles of bentonite to be expected in radioactive waste disposal are hydraulic conductivity, swelling potential, absorption, mechanical strength, ion diffusion capacity and long-term durability. These properties come from montmorillonite.

#### 1. はじめに

ベントナイトは有史以来、2000年以上の歴史にわたって人類に利用され続けており、現在では、鉄鉱石ペレタイザー、土木・基礎工事用安定化材料、鉄物生型粘結材、猫のトイレ砂、ボーリング泥水材料、農薬粒材などとして、我が国で60~70万トン、全世界では約1000万トンが年間に消費されている。これら現在の用途に加え、近い将来においては、放射性廃棄物処分において、緩衝材、埋め戻し材として使うことが計画されている。ベントナイトは、過去から現在、さらには未来にわたって人類にとって重要な役割を演じ続けることが期待されている。

デコミッショニング関係者にとって、ベントナイトはまだ、なじみの薄い材料と思われるが、原子力施設のデコミッショニングにおいても、発生する廃棄物のかなりの部分がベントナイトと共に地中に埋設されるものと考えられる。

ここでは、ベントナイトとはどんな物であるのか、どの様な用途があるのか、放射性廃棄物処分においてはどの様に利用されるのか、資源としての埋蔵量はどの程度あるのか、などについて述べることとする。

## 2. ベントナイトとは

ベントナイトとは、火山灰、流紋岩などの火山噴出物が変質を受けて生成した粘土で、スメクタイト(通常はモンモリロナイト)を主成分鉱物とし、副成分として、石英、オパール、長石、雲母、ゼオライト、石膏、カルサイト、ドロマイト、黄鉄鉱などを含んでいる。ベントナイトの水分散液は弱アルカリ性を示す。

## 3. ベントナイトの特性

ベントナイトは、膨潤性、陽イオン交換性、増粘性、チクソトロピー性、吸着性、有機物との親和性などの特異な性質を持つが、これら特異な性質は、全て主成分鉱物であるモンモリロナイトの性質に由来する。したがって、ベントナイトの特性を理解するには、モンモリロナイトの性質を理解すれば良い。

### 3.1 モンモリロナイトの構造、粒子形状

モンモリロナイトは、Fig.1 に示す結晶構造を持

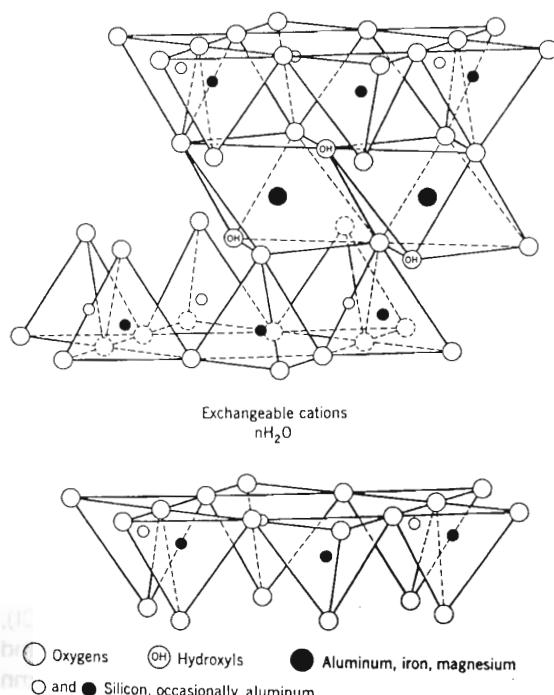


Fig.1 Structure of montmorillonite

つ<sup>1)</sup>。Si-O 四面体が底面の O 原子を共用しながら二次元的に広がった四面体シート 2 枚の間に、(Al, Mg)-O, OH 八面体シートを挟んだ層造である。四面体シート 2 枚と八面体シート 1 枚で構成されているので、2 : 1 構造と呼ばれる。八面体の中 心原子は Al を主とするが、一部は Mg で置換されている。Al → Mg の置換により陽電荷が不足し、モンモリロナイト層は負に帯電している。陽電荷の不足を補うため、層間位置に  $\text{Na}^+$ 、 $\text{Ca}^{2+}$ 、 $\text{Mg}^{2+}$  などの金属イオンが存在する。層間の陽イオンは、イオン交換性があり、交換性陽イオンと呼ばれる。層間の交換性陽イオンが主として  $\text{Na}^+$  であるものを  $\text{Na}-$  モンモリロナイト、主に  $\text{Ca}^{2+}$  であるものを  $\text{Ca}-$

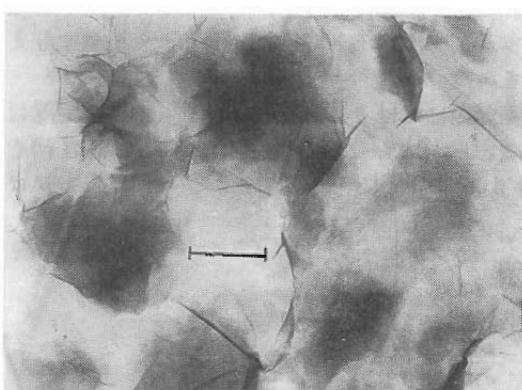


Fig.2 Electron microphotograph of montmorillonite (bar : 1  $\mu\text{m}$ )

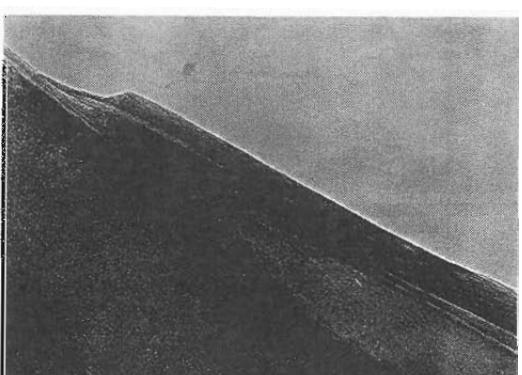


Fig.3 Electron microphotograph of montmorillonite (lattice image)

モンモリロナイトと呼んでいる。モンモリロナイト単位層の厚さは約1nmである。Fig.2およびFig.3は、モンモリロナイトの電子顕微鏡写真である。Fig.2は低倍率の写真で、モンモリロナイト粒子の全体像を示す。モンモリロナイト粒子は、単位層が数枚積み重なってできており、厚さ：数nm、広がり：100~1000nmである。Fig.3は、高倍率の写真で、モンモリロナイトの積層構造(格子像)が見える。

### 3.2 モンモリロナイトの特性

#### (1) 膨潤性

モンモリロナイトは、単位層と単位層の間(層間)に水分子を取り込み、層間距離が大きくなる性質がある。これを膨潤性と呼び、モンモリロナイトを始めとするスメクタイト群鉱物に際立った特徴を与えていている。

空気中におけるモンモリロナイトの層間距離は、相対湿度および交換性陽イオン種に影響される。Fig.4は、相対湿度とNa<sup>+</sup>およびCa<sup>2+</sup>-モンモリロナ

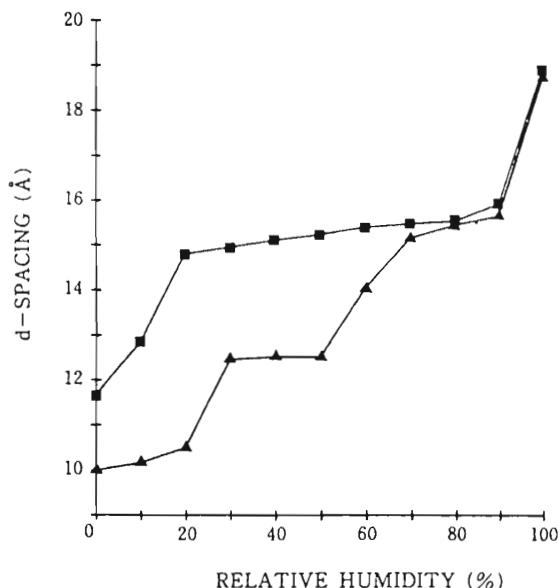


Fig.4 The variation of the basal reflection of smectite under relative humidity controled.

▲: Na-type  
■: Ca-type.

イトの層間隔の関係である<sup>2)</sup>。Ca-モンモリロナイトでは、層間距離は、12, 15, 18Åと変化するが、20~90%の広い湿度範囲で15Åを示す。一方、Na-モンモリロナイトでは、10, 12, 15, 18Åと変化し、相対湿度に敏感に反応する。なお、層間隔：10, 12, 15, 18Åは、層間の水分子数：0, 1, 2, 3に対応する。

水中においては、水/モンモリロナイト比が大きければ、モンモリロナイトは水中で自由に膨潤して、単位層にまで分散すると考えられている。Fig.5にNa-モンモリロナイトおよびCa-モンモリロナイトの水中における層間隔を示す<sup>3)</sup>。Ca-モンモリロナイトでは水/モンモリロナイト比が大きくなっ

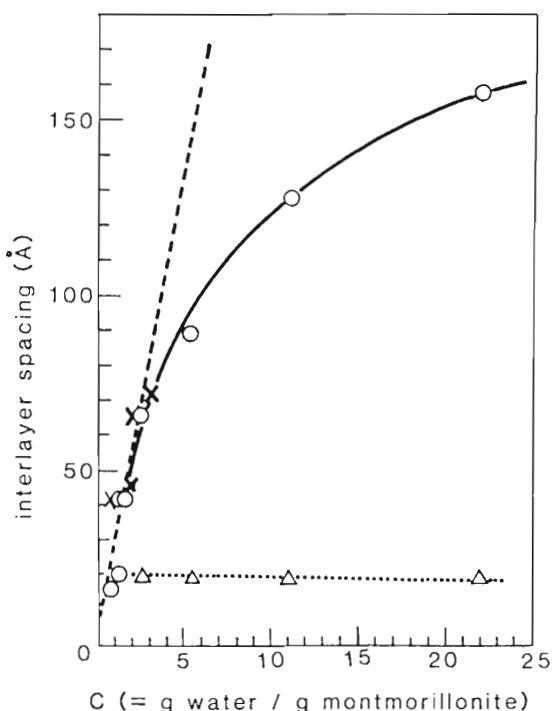


Fig.5 Relationship between the interlayer spacing,  $d$ , in the emulsions and the water contents,

C: Experimental results of this work; O (Na-montmorillonite and water), △ (Na-montmorillonite, water and  $\text{CaCl}_2$  or HCl), Experimental results by Norrish; X, and the calculated result by straight column model; ---, and by zigzag column model; ——.

ても、層間隔は18Å(水分子層：3層)までしか大きくならない。Na-モンモリロナイトでは、水/モンモリロナイト比の増大につれて、層間隔は無限に増大する。

高レベル廃棄物処分においては、ペントナイトの自己シール性が重要な役割を果たすが、自己シール性はモンモリロナイトの膨潤性により発揮される。

#### (2) 陽イオン交換性

モンモリロナイトの層間に存在する Na, Ca, Mgなどの陽イオンは交換性があり、交換性陽イオンと呼ばれる。モンモリロナイトの陽イオン交換容量(CEC)は、90~120meq/100g程度である。モンモリロナイトの疊薄スラリーを陽イオン交換樹脂カラムに通すことにより、簡単にイオン交換処理が可能である。第四級アンモニウム塩でイオン交換処理したモンモリロナイトを”有機ペントナイト”と呼び、塗料、グリース、インクなどの増粘剤、タレ止め剤などとして利用されている。Al, Zr, Ti, Feなどの水酸化物陽イオンでイオン交換した後、焼成して酸化物とした”pillared clay”的研究が盛んに行われており、触媒担体、断熱材、フィルターなどとしての応用が期待されている。

放射性廃棄物処分において、ペントナイトには核種吸着性が期待されているが、ペントナイトの有する吸着性は陽イオン交換吸着が主であり、陰イオン性の核種は吸着しない。

#### (3) コロイド性、形状異方性

モンモリロナイト粒子の大きさは、広がり：100~1000nm、厚さ：5~10nmであり、コロイド粒子の大きさである。アスペクト比は、100~200であり、形状異方性の極めて大きな、薄いフィルム状の粒子である。ペントナイトの止水性には、モンモリロナイトのコロイド性、形状異方性が寄与している。

#### (4) 比表面積

モンモリロナイトは、コロイド粒子の大きさであり、しかも、形状異方性のきわめて大きなフィルム状の粒子であるので、きわめて大きな比表面積を有している。内部表面積の理論値は800m<sup>2</sup>/gに達する。この値は、水系におけるメチレンブルーの吸着量からも確認できる<sup>4,5)</sup>。ただし、窒素ガスの吸着量から比表面積を求めるとき、20~100m<sup>2</sup>/gの値しか得られない。N<sub>2</sub>ガスはモンモリロナイトの層間

には入らず、外部表面積しか測定されないためである。

### 4. ペントナイトの種類

ペントナイトには大きく分けて、3種類ある。

#### 4.1 Na-ペントナイト

Na-モンモリロナイトを主成分鉱物とするペントナイトで、高い膨潤性、増粘性、水中における懸濁安定性などを有している。土木基礎工事用安定液、鑄物生型粘結材、ボーリング泥水、農薬粒剤など広い用途がある。放射性廃棄物処分における利用が期待されているのは、Na-ペントナイトである。

#### 4.2 Ca-ペントナイト

Ca-モンモリロナイトを主成分とするペントナイトである。膨潤性、増粘性、懸濁安定性が小さいので用途は限られる。鑄物生型砂粘結材が主な用途であるが、耐熱性に劣る。鉄酸で処理する活性白土の原料として利用されたり、ソーダ灰で処理するNa交換ペントナイトの原料として利用されることが多い。

#### 4.3 Na交換ペントナイト

Ca-ペントナイトに炭酸ナトリウムを加えて、Ca→2Naのイオン交換反応を起こさせ、人工的にNa型としたペントナイトである。ヨーロッパにはNa-ペントナイトは産出せず、Ca-ペントナイトしか無いが、需要としてはNa-ペントナイトがはるかに多いので、ドイツで開発された技術である。

Na交換ペントナイトは、天然のNa-ペントナイトに近い特性を持つが、異なる点もある。水中における膨潤性、増粘性は大きいが、分散液はゲル化しやすいので、泥水としては使いにくい。用途としては、鑄物生型粘結材、猫のトイレ砂、特殊な土木工事用などである。

### 5. ペントナイト、スマクタイトの用途

Fig.6にペントナイト、スマクタイトの主な用途を示す。ペントナイトの用途は極めて多く、”a clay with thousand uses”とも呼ばれるが、ここではその中の幾つかについて説明する。

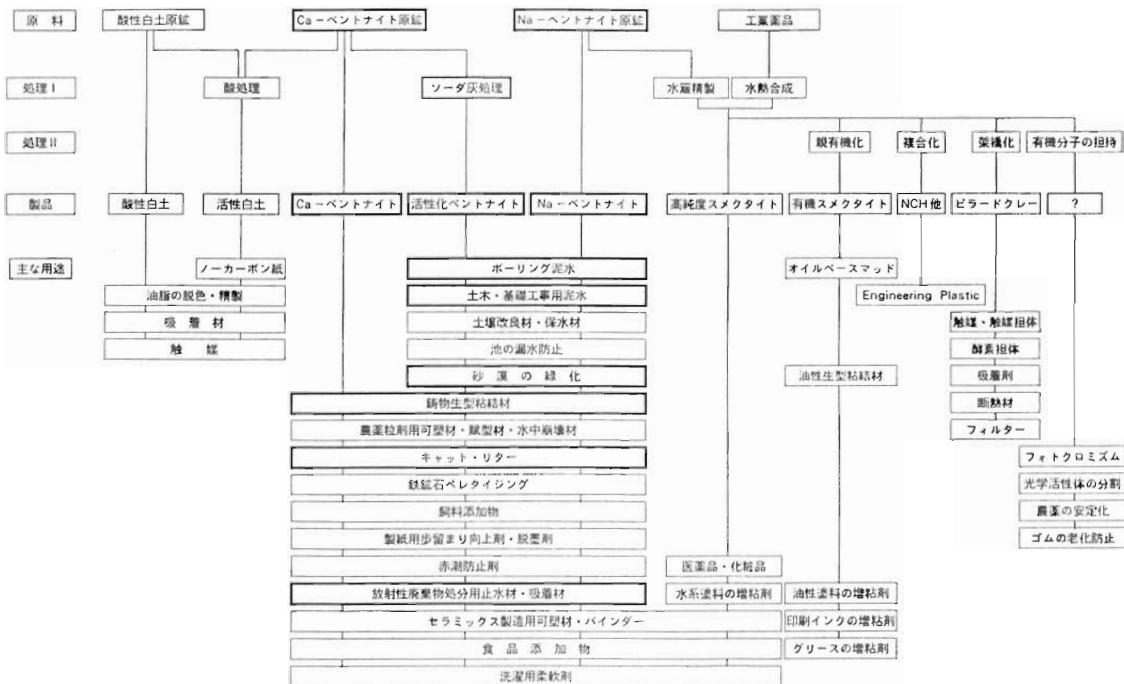


Fig.6 Uses of bentonites and smectites

### 5.1 鑄物生型粘結材

鑄物は、鑄型に溶融金属を流し込み、凝固させて成形する金属の加工法である。鑄造用鑄型としては種々の骨材や粘結材が用いられているが、珪砂をベントナイト／水ゲルで粘結した鑄型を”生型(なまがた)”と呼んでいる。生型法は珪砂、ベントナイト、水という安価な材料を用いること、成型が単純な圧成形で済み、造型後ただちに注湯できること、粘結材であるベントナイトは、注湯によっても一部が焼損するだけなので、焼損した少量のベントナイトや水を補填するだけで多数回の繰り返し使用が可能であることなどの長所により、自動車部品を始めとする大量生産鑄物の鑄型として主流を占めている。

生型におけるベントナイトの役割は、骨材である珪砂を固定して鑄型を型ちづくり、溶湯圧に耐えて、溶湯を所期の形状に凝固させることにある。生型砂は、混練—造形—注湯—型バラシ—砂回収—混練というサイクルを何十回も循環して使用される。生型用ベントナイトとしては、粘結強度が大きいこと、耐熱性が良いことなどが要求される。

混練機としては、回転容器と高速回転アジーターを持つアイリッヒミキサー、固定容器と混練ローラーを持つシンプソンマラーなどが主である。造型機としては、油圧を用いるディサマチック造型機、空気衝撃波を用いるインパルスおよびインパクト造型機、空気衝撃波と油圧とを組み合わせた静圧造型機などが主流である。

生型用混練機は、放射性廃棄物処分におけるベントナイト／砂・混合土を製造する際に参考になるものと考えられる。また、高レベル放射性廃棄物処分における”ベントナイトブロック”的な製造に際しては、造型機が参考になるものと考えられる。生型铸造においては生型砂中のベントナイト量を一定に管理しなければならないが、ベントナイト量の定量はメチレンブルー法で行われている。このようにベントナイトの立場から見ると、生型铸造と放射性廃棄物処分には共通する部分が多い。

### 5.2 土木基礎工事用安定液

土木基礎工事のアースドリル工法、地中連続壁工

法においては、掘削孔にペントナイト泥水(安定液)を満たしておき、孔壁の崩壊を防ぎながら掘削を行う。微粒子のペントナイトが地層中に浸透して土粒子を粘結して安定化すると共に、泥水と孔壁の境界に形成される泥壁を介して泥水圧が孔壁に作用するので、掘削孔の崩壊を防止できる。泥壁は、フィルム状のモンモリロナイト粒子が平行に積み重なることによって形成され、極めて透水係数の小さな泥壁となる。難透水層を形成させるという点では、放射性廃棄物処分と共通する技術である。

### 5.3 猫のトイレ砂(キャットリター)

我が国においては、土木、鉄道に次ぐ需要がある。粒状のペントナイトを猫のトイレに入れておくと、猫の尿でペントナイト粒の表面が膨潤・ゲル化して固まり、尿を封じ込めるので、臭気の発生を抑えることができる。また、塊を取り除くだけでトイレの清潔を保つことができる。飼い主も楽であり、猫も喜ぶ。猫は神経質な動物であり、トイレが汚れていると使用しない。ペントナイト粒としては、破碎粒、押し出し造粒した粒、転動造粒した粒の3種があるが、主流となっているのは、破碎粒である。粒の大きさとしては、1~3mm程度が多いが、粒度分布が適正でなければならない。

## 6. 放射性廃棄物処分とペントナイト

放射性廃棄物処分においてペントナイトに期待する機能は、止水性、膨潤性、核種吸着性などであり、さらに、これらの機能を長期間(低レベル廃棄物の場合300年、高レベル廃棄物の場合には1~100万年)維持し続ける長期健全性が要求される。

低レベル廃棄物の場合には、廃棄体を収めるコンクリートピットの周囲を、ペントナイト/砂・混合土で埋めもどす、埋め戻し材(難透水性覆土)として利用される。高レベル廃棄物の場合には、ガラス固化体を収めたオーバーパックの周囲に配置する緩衝材(ペントナイトあるいはペントナイト/砂・混合物を高密度に圧縮成型したペントナイトブロック)坑道を充填する充填材、岩盤の亀裂に注入するグラウト材などとして利用される。

### 6.1 止水性

放射性廃棄物処分においてペントナイトに期待す

る最も重要な機能は、止水性である。ペントナイトの止水性と膨潤性とは密接に関係し合っており、分けて考えることはできない。

Fig.7に、ペントナイト/砂・混合土の透水係数を、ペントナイト含有量との関係において示す<sup>6)</sup>。Fig.8に、ペントナイト/砂・混合土の、体積拘束下における膨潤圧を示す。また、Fig.9には、ペントナイト配合率10%および20%のペントナイト/砂・混合土のSEM写真を示す。

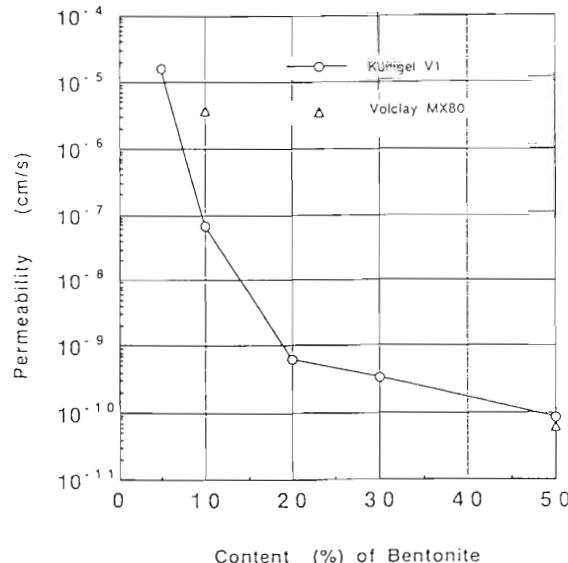


Fig.7 Permeability of compacted bentonite/sand mixture (dry density : 1.64 g/cm<sup>3</sup>)

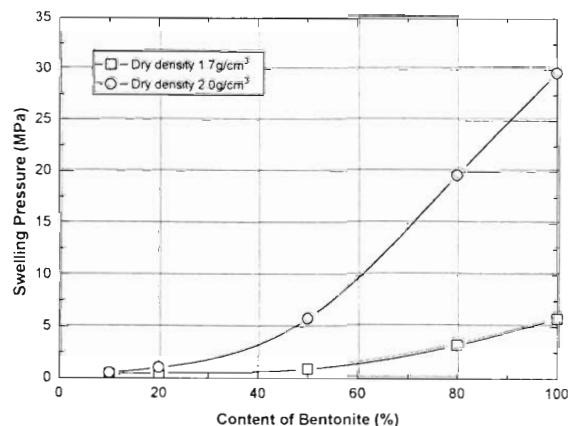


Fig.8 Swelling pressure of compacted bentonite/sand mixture

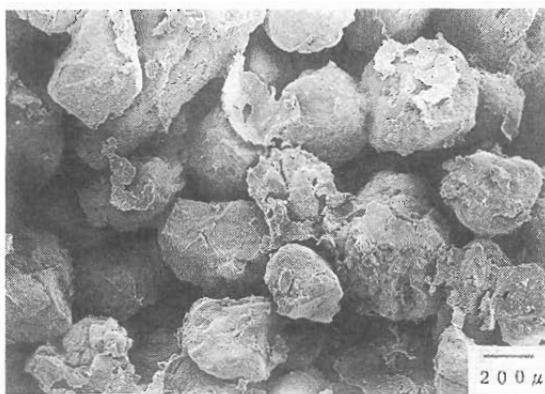


Fig.9 A SEM Photograph of compacted bentonite /sand mixture (bentonite : 10%)

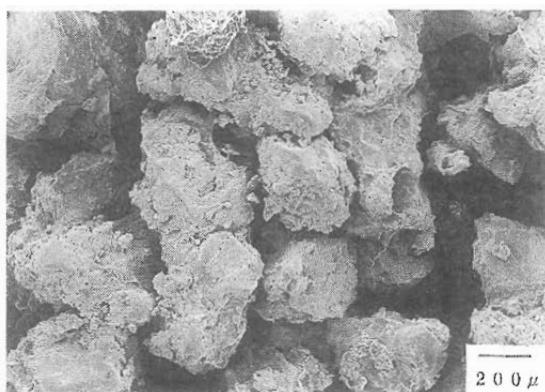


Fig.9 B SEM Photograph of compacted bentonite /sand mixture (bentonite : 20%)

Fig.7 からは、ペントナイト量10%と20%では、透水係数に2桁の差があることが分かる。Fig.8 からは、ペントナイト10%では膨潤圧はほとんど発生していないが、20%になると、膨潤圧が発生し始めることが分かる。また、Fig.9 を見ると、ペントナイト10%では大きな空隙が存在するが、20%では空隙が少なくなっていることが分かる。SEM写真は真空中で撮影されるため、Fig.9 の写真是いすれも無水状態における写真である。吸水によりペントナイトは膨潤して空隙を充填するが、ペントナイト配合率が小さい場合、あるいは乾燥密度が小さい(空隙率が大きい)場合には空隙を十分に充填することができない。これらの結果から言えることは、ベン

トナイト/砂・混合土が、止水性を發揮するためには、ペントナイトが膨潤して空隙を完全に充填しなければならないということである。そのための条件としては、乾燥密度が小さい場合には高いペントナイト配合率を要するということである。さらに、ペントナイト配合率が小さい場合には、ペントナイト/砂・混土中にペントナイトが均一に分布していることが必要であり、また、乾燥密度を高く施工しなければならず、混練・施工に厳密な品質管理が必要になる。

## 6.2 膨潤性

ペントナイトの主成分鉱物であるモンモリロナイトは、層間陽イオンの水和により層間隔が広がり、膨潤する性質を有している。モンモリロナイトの膨潤性は、Fig.5 に示したように交換性陽イオン種により大きく異なる。

Fig.10 は、Na-モンモリロナイト/砂・混合物におけるモンモリロナイト含有率と膨潤圧の関係である。Fig.11 は、交換性陽イオンを、 $H^+$ ,  $Mg^{2+}$ ,  $Ca^{2+}$ にイオン交換処理したモンモリロナイトの膨潤圧である<sup>7</sup>。体積拘束下で膨潤圧を測定すると、 $Ca$ -モンモリナイトはNa-モンモリロナイトよりも高い膨潤圧を示す。これは、 $Ca^{2+}$ は、 $Na^+$ よりも水和エネルギーが大きいためである。しかし、実際の処分環境においては、体積は拘束されておらず、体積膨張の余地があるので、膨潤量は、 $Ca$ -モ

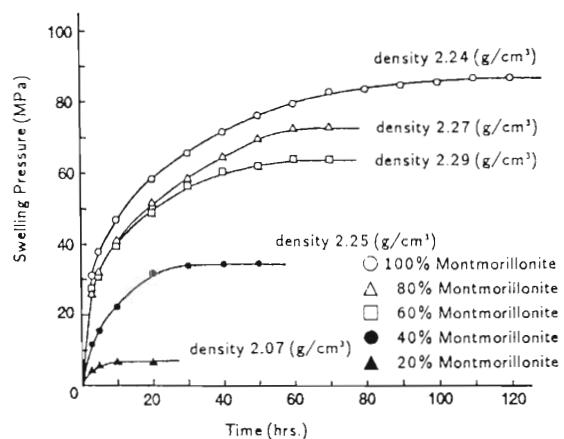


Fig.10 Swelling pressure of compacted montmorillonite/sand mixture

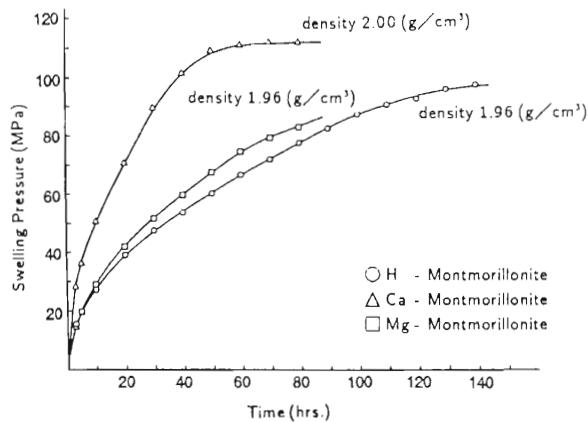


Fig.11 Swelling pressure of compacted ion exchanged montmorillonites

ンモリロナイトが小さく、したがって、膨潤圧も小さくなる。

放射性廃棄物処分においては、Na-ペントナイトとCa-ペントナイトの優劣が論じられ、また、Na-ペントナイトの風化によるCa-ペントナイト化による性能劣化が懸念されている。

Fig.12は、ペントナイト10%および20%を含む混合土を乾燥密度1.6～2.0 g/cm<sup>3</sup>に圧密した成型体を、純水で飽和させた後、Ca<sup>2+</sup>イオン100ppmを含む溶液を流した場合の透水係数の経時変化である。ペントナイト配合率10%の場合には、2,000ないし5,000時間経過後に透水係数が1桁～2桁増大して

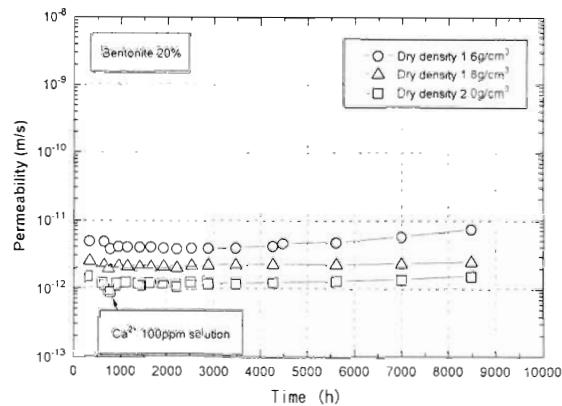


Fig.12 B Influence of Ca<sup>2+</sup> Ion on permeability of compacted bentonite/sand mixture (bentonite: 20%)

いる。一方、ペントナイト20%の場合には透水係数の増大は認められない。この現象を、Fig.5に示したNa-モンモリロナイトとCa-モンモリロナイトの膨潤性の差、Fig.9に示したペントナイト混合土圧密体のSEM写真とから考察すると次の様になる。

純水中においては、Na-ペントナイトは十分に膨潤しているので、圧密体の空隙を膨潤したペントナイトが充填しており小さな透水係数を示している。Ca<sup>2+</sup>溶液に切り換えると、徐々に2 Na→Caのイオン交換反応が起こり、膨潤していたモンモリロナイトは収縮して圧密体に空隙が生じて透水係数が大きくなる。しかし、ペントナイト配合率が20%と多ければ、モンモリロナイトがある程度収縮しても空隙を充填するには十分なため、透水係数は大きくならない。

Na-ペントナイトのCa-ペントナイト化により、透水係数が増大する恐れはあるが、ペントナイト配合率を多くすることにより透水係数の増大を避けることが可能である。

### 6.3 長期健全性

放射性廃棄物処分においては、ペントナイトは長期間機能を発揮し続けることが求められる。ペントナイトが何らかの変化をして、機能が劣化する要因をFig.13に示す。

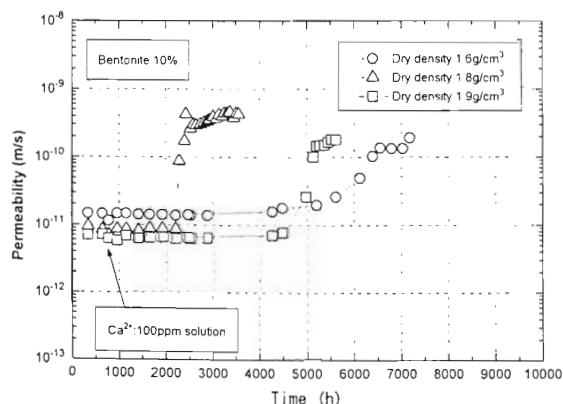


Fig.12 A Influence of Ca<sup>2+</sup> Ion on permeability of compacted bentonite/sand mixture (bentonite: 10%)

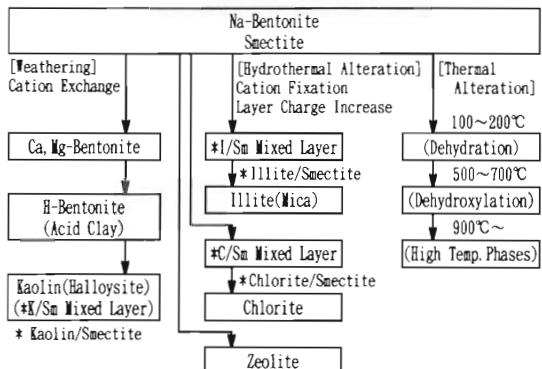


Fig. 13 Alteration of bentonite in various conditions

### (1) 風化

Na-ペントナイトは地表水あるいは地下水の影響を受けて Ca-ペントナイト化あるいは酸性白土化する。それに伴って止水性能の劣化が起こるが、それを避けるには、ペントナイト配合率を増やすかあるいは乾燥密度を高く施工するなどの対策がある。風化は、特に浅地中処分の行われる低レベル廃棄物処分において考慮しなければならない現象である。

### (2) 水熱変質

モンモリロナイト(スメクタイト)は、水熱条件下においては、イライト/スメクタイト混合層鉱物を経てイライトに変質したり、クロライト/スメクタイト混合層鉱物を経てクロライトに変質したりする。また、高 pH 条件下においては、ゼオライト化が起こり得る。これらの変質の中では、イライト化が最も重要である。イライト化に関しては、石油地帯における石油の成因・産状と関連づけた膨大な研究、多くの水熱変質実験がある。Ito らは、月布ペントナイト鉱床(クニゲル V 1 の原鉱)の生成環境および生成後の熱履歴について研究を行い、月布ペントナイト鉱床は今からおよそ 1,000~1,400 万年前に海底で 58~69°C の温度で生成し、その後、今から約 30 万年前まで数 10°C の温度下にあったことを明らかにした<sup>8)</sup>。この結果は、未だ十分な吟味を加えられたものではないが、月布ペントナイトは、数 10°C の温度下において数 100 万年間ペントナイトであり続けていたと解釈できる。

### (3) 熱変質

ペントナイトを空气中で(無水条件で)加熱すると、100~200°C でモンモリロナイトの層間水の脱水が起こるが、この変化は可逆的であり、水を加えれば再び吸水・膨潤する。500~700°C に加熱されると、モンモリロナイトの構造水(OH)の脱水が起こり、モンモリロナイトは膨潤性、陽イオン交換性などの特徴を失う。この変化は非可逆的であり、水を加えても元には戻らない。しかし、放射性廃棄物処分においては、ペントナイトが 500°C 以上の高温下におかれると考えにくく、熱変質については考慮しなくとも良いであろう。

## 7. ペントナイトの生産量、輸入量、埋蔵量

### 7.1 我が国における生産量

平成 6 年度における国内産ペントナイトの消費量は約 60 万トンであった<sup>9)</sup>。ここ数年間はほぼ 60 万トン程度である。生産能力はさらに大きいものと考えられる。

### 7.2 輸入量

1994 年における我が国のペントナイト輸入量は約 21 万トンであった。輸入相手国としては、アメリカが最大であり、全体の約 90% を占めている。その他では中国がこれに次ぎ、3 位はインドである。

### 7.3 ペントナイトの埋蔵量

資源としてのペントナイトの埋蔵量は、メーカーの企業秘密に属する事項であり、詳細は明らかでないが、我が国で数千万トン、全世界では十数億トンに達するものと推定されている。ペントナイトは火山噴出物が変質を受けて生成した地下資源であり、全世界に広く産出する。ペントナイト製造が企業として成り立つためには、その国の産業発展(ペントナイトを消費する産業の発展)が不可欠である。現在はペントナイトを生産していないかったり、あるいは生産量の少ない国々においても、今後の産業発展に伴って生産量が増大し、資源探査の進展につれて埋蔵量も増大するものと期待される。

## 8. 終わりに

ペントナイトは 2000 年以上の永きにわたって人類に利用され続け、近い将来には放射性廃棄物処分に

おいても多量に使用される見通しである。放射性廃棄物処分におけるペントナイトの利潤には(特に高レベル廃棄物の深地層処分)まだまだ解決を要する課題が残されているが、過去から現在までに蓄積された、ペントナイト、スマクタイトに関する基礎・応用両面にわたる研究成果が生かされている。

ペントナイトに縁の薄かった方々に、いくらかでも関心を持って戴ければ幸いです。

### 参考文献

- 1) Grim, R. E. : Clay Mineralogy, McGraw-Hill, 1968.
- 2) Watanabe, T. and Sato, T. : Clay Science, Vol.7, 129-138, 1988
- 3) Fukushima, Y. : Clays and Clay Minerals, Vol.32, 320-326, 1984
- 4) Hang, P. T. and Brindley, G. W. : Clays and Clay Minerals, Vol.18, 203, 1970
- 5) Rrindley, G. W. and Thompson, T. D. : Israel J. Chemistry, Vol.8, 409, 1970
- 6) Komine, H., Ogata, N. et al. : Proc. 11 th Int. Conf. STRUCTURAL MECHNICS IN REACTOR TECHNOLOGY, 1991
- 7) 伊藤雅和、新野正明、鈴木啓三：1989年日本原子力学会春の大会講演要旨
- 8) Ito, M., Suzuki, K. et al. : Proc. Int. Conf. Safe Management and Disposal of Nuclear Waste, 1993
- 9) 日本ペントナイト工業会資料、1995

## 低レベル放射能汚染に対する化学除染技術の開発

市川 誠吾\*、小俣 一夫\*、大日方 弘\*、  
中島 義彦\*、金森 修\*\*

### *Development of Chemical Decontamination for Low Level Radioactive Wastes*

Seigo ICHIKAWA, Kazuo OMATA, Hiroshi OBINATA,  
Yoshihiko NAKAJIMA and Osamu KANAMORI

During routine intermittent inspection and maintenance at nuclear power plants, a considerable quantity of low level radioactive waste is generated requiring release from the nuclear site or treating additionally. To decontaminate this waste for safe release from the nuclear power plant, the first step could be washing the waste in Methylene chloride,  $\text{CH}_2\text{Cl}_2$ , to remove most of the paint coating. However,  $\text{CH}_2\text{Cl}_2$  washing does not completely remove the paint coating from the waste, which in the next step is shot blasted with plastic bead media to loose and remove the remaining paint coating. Following in succession, in the third step, the waste is washed in a chelate solution, after which most waste is decontaminated and suitable to be released for recycling.

The residual chelate solution may be decomposed into nontoxic carbon dioxide and water by an electrolysis process and then safely discharged into the environment.

#### 1. はじめに

原子力発電所では、従来より作業者の被曝低減および低レベル放射性汚染廃棄物の減容が広く議論されてきた。

しかし、原子力発電の運転が継続し、かつ発電規模が増大するに伴い、廃棄物の発生量の増加が問題になって来ている。また、六ヶ所村の低レベル廃棄物理設場が本格的に稼働されても増大する廃棄物の減容(容積を減少させること)は恒久的な課題である。

この減容技術には従来の焼却による方法、溶融による方法に加えて除染による方法も有力である。

「除染」による廃棄物の減容を考察してみると「機器、配管等交換部分ができるだけ除染して有効再利用する」、「定期検査に伴う工事用仮設構造物や工事に使用する治工具類ができるだけ除染して有効再利用する」等の方法がある。それとともにこの除染技術が二次汚染廃棄物の発生を可能な限り低減させることも大切な課題である。

「除染」によって原子力発電所に於ける放射能レベルを低減することができれば作業に従事する人々の被曝線量は当然低下し、一層の安全運転を達成することができる。

以上のことをふまえて除染技術として次の三つの方式、すなわち化学除染技術、プラスチック・プラ

\* 森川産業㈱(Morikawa Industries Corporation)

\*\* 原電工事㈱(Genden Engineering Services and Construction Company)

スト法による除染技術、そしてキレート剤溶液洗浄とその廃液の処理の開発が行われた。この化学除染技術はこれまで経験のある有機溶媒ガスの回収、再生の技術から、そしてプラスチック・プラスト法はプラスト研磨と表面クリーニングの技術から発展したものである。キレート溶液による洗浄、すなわち脱錆剤洗浄とその後の廃液処理については、除染効率が高く、また汚染廃棄物の減容効果が顕著である。さらに、これら除染技術は対象物の形状、汚染度により単独、または組み合わせで高い除染効果をあげることができる。

## 2. 除染技術開発の経緯

除染技術開発に関しては1988年以来、原子力発電プラント内で低レベル汚染廃棄物の除染テストを行ってきた。廃材表面の塗料の剥離のため有機溶剤および超音波洗浄を併用すると効果の大きいことが判り、特に次の段階でキレート剤を含む水溶液を用いて超音波洗浄を行うことにより表面の脱錆そして溶液中に溶出した放射性金属イオンの捕捉に極めて有効であることが確認された。

この時点で除染方式を機械装置化する開発を行った。ただ、有機溶剤・超音波併用方式でも剥離困難な塗装物が存在する。これに対してはプラストを応用することで解決した。

プラスト技術はこれまで研磨などを行ってきた経験を持っているが、金属ショットによる研削ではメタルロスが大きく塗装の剥離には不向きなのでプラスチックビーズを用いること、そのビーズにはどんなプラスチック材料がよいかを研究してきた<sup>1)</sup>。

先の剥離し難い塗装の廃棄物についてはプラスチック・プラストをかけ、続いて有機溶剤を用いた超音波洗浄そしてキレートを含む脱錆洗浄によってほとんどの廃棄物の表面汚染を除去することが可能となり、除染効率も高くなつた。

Table.1 には1988年以来最近に至る原子力発電所に於ける除染の経緯を示す。

Table 1 Progress of the Chemical Decontamination Technique.

年、月	プラント名	除染対象物	除染方式
1988-3	プラントA	サプレッション・チャンバー 塗装用足場材	化学除染 超音波除染
1990-2	プラントB	サプレッション・チャンバー 塗装時廃材 (プラスト用グリット)	有機溶剤 キレート剤
1990-7	プラントC	旧スタッドテンショナー 解体時廃材	除染の機械装置化テスト
1991-3	プラントC プラントB	一般除染工事(廃材) 工事廃材、治工具	除染係数(DF)評価
1993-4~	プラスチック	ビーズ プラストの技術開発	科学技術庁よりの補助金
1994-3			
1994-8	プラントD	廃材、工具	除染テスト キレート廃液電気分解の ホットテスト
1994-9	日本原子力学会で発表:キレート類を含む除染剤の廃液処理技術		
1995-9	プラントC	天井クレーンワイヤー除染工事	
1995-10	プラントE	仮設足場除染工事	

## 3. 除染技術

### 3.1 有機溶剤除染法

前節で述べたように、この方法は除染の第一段階として低レベル廃棄物の表面の油脂の除去、塗膜の剥離によって金属地肌を出すことを目的としている。その方式はFig.1に示すように洗浄槽にはメチレンクロライド( $\text{CH}_2\text{Cl}_2$ )を循環させ、これを被洗浄物に向けて噴射するものである。液中に混在する剥離した塗膜などはフィルターで分別し、未透過分は固形化処理に、また透過液(メチレンクロライド)には未だ溶けた油脂が存在するので、このメチレンクロライドは蒸留精製され、再び洗浄槽に戻される。廃棄物をこの洗浄槽に投入あるいは取り出す際に気化したメチレンクロライドガスは外部に拡散しないように回収機によって吸引、再液化し、これも蒸留精製器で回収される。この蒸留精製の際に残滓が出るがこれも固化処理を行う。

次に同じ槽内でメチレンクロライド溶液中で超音波洗浄で塗膜を完全に除去する。

注) 平成3、4年度科学技術庁の開発補助金による。

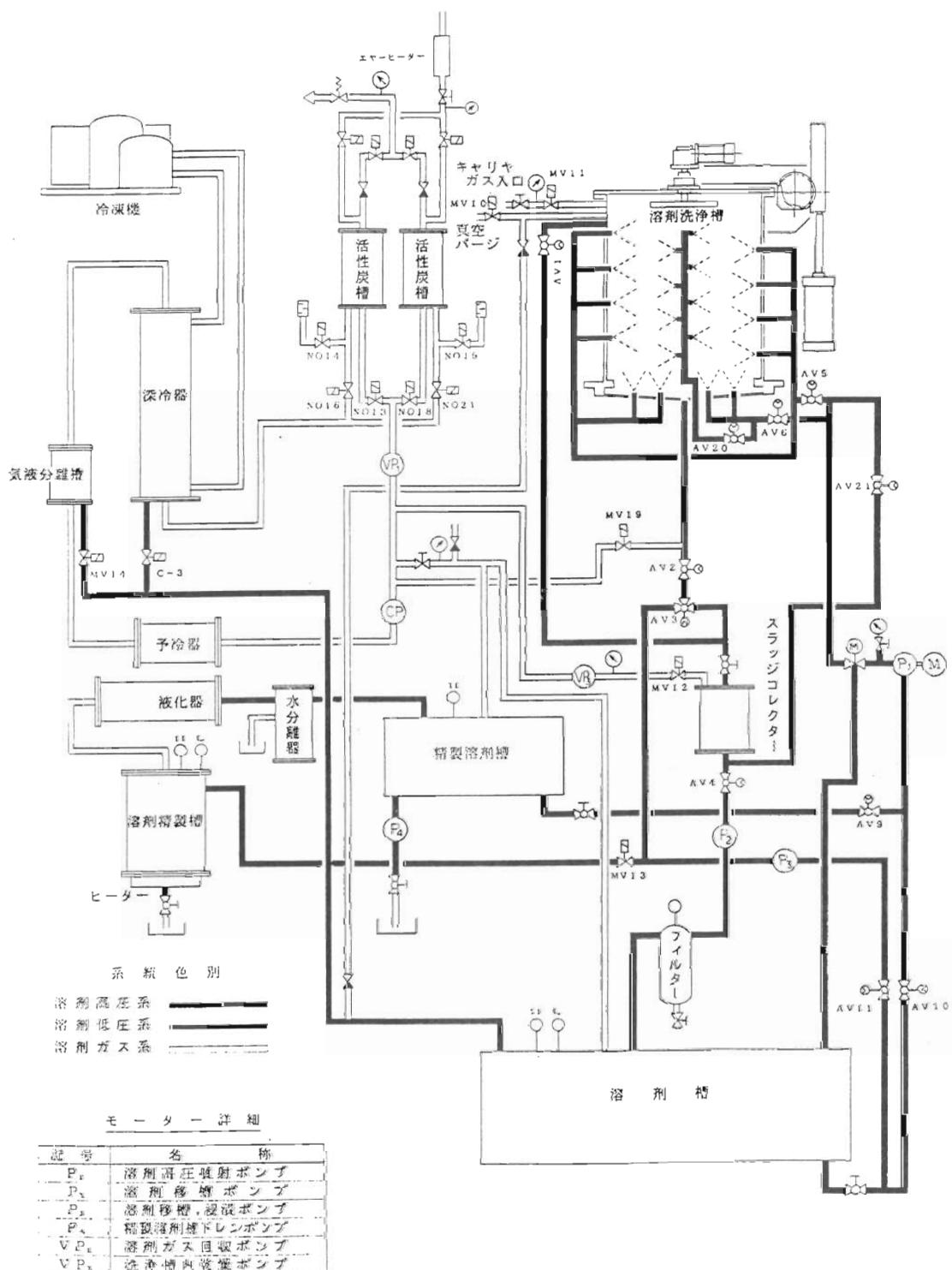


Fig.1 Flow sheet of the jet washing equipment.

ここで、洗浄を受けた廃棄物は、メチレンクロライドの自然気化により乾燥し、その後汚染レベルの計測が行われる。

本装置の写真を Photo 1 に示す。

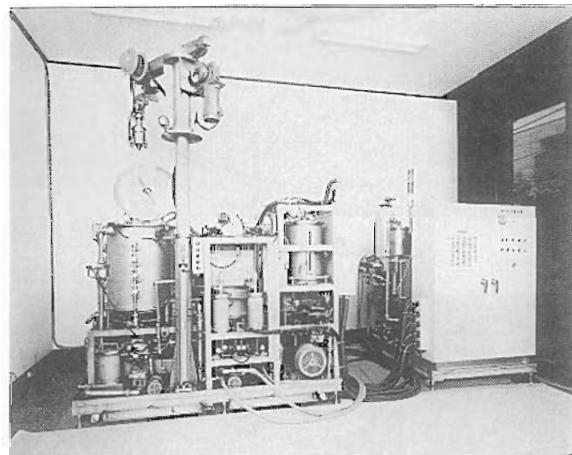


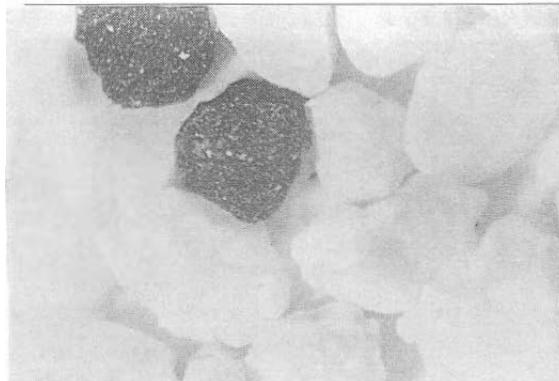
Photo 1 The jet washing equipment.

### 3.2 プラスチック・ブラスト法による除染方式

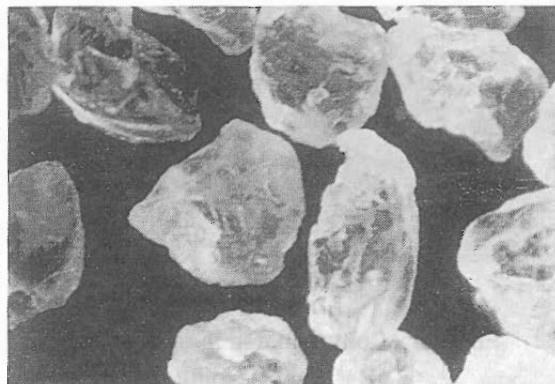
有機溶剤(メチレンクロライド)の噴射洗浄で剥離しない塗装に対してブラスト法を使用するが、従来から使用している金属ショットを用いるブラストは金属表面を研磨するので、再利用を目的とする除染には適当でない。さらにショット類が汚染した二次廃棄物として残ってしまうという欠点を持っていた。

そこで、プラスチックビーズをブラスト材として使用することにより、汚染物の金属地肌を損傷することなく塗膜・鉛を除去しクリーニングすることが可能となった。Photo 2 に、このビーズの写真を示す。特にここで可燃性のプラスチックビーズを開発したので汚染した二次廃棄物を焼却処理ができるようになった。

このプラスチックビーズ・ブラスト法はタービンブレード、ポンプのケーシング、シャフト、ボルト、ナット等の除染や塗膜剥離に有効である。Photo 3・Photo 4 にフランジ、インペラーのブラスト前、ブラスト後の写真を示す。このプラスチックビーズのブラスト法のフローについて Fig.2 に示す。



材質：メラミン樹脂  
モース硬度：4.0  
倍率：10



材質：アクリル樹脂  
モース硬度：3.5  
倍率：10

Photo 2 Plastic beads.

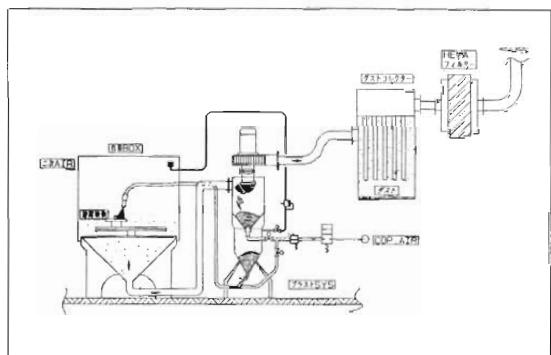
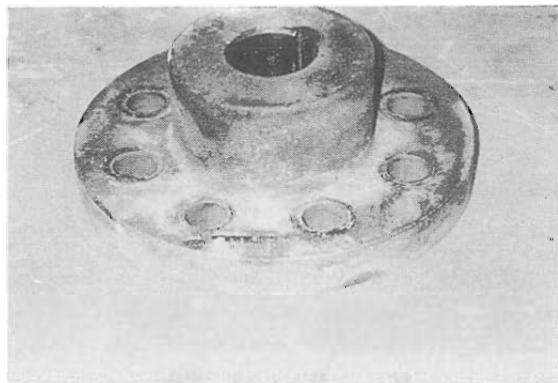
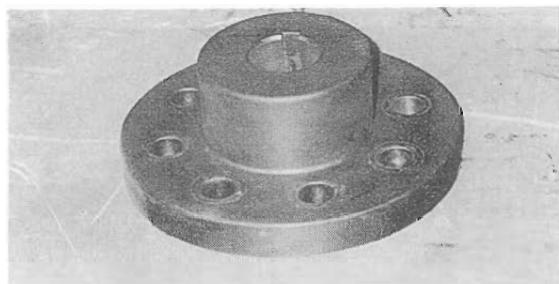


Fig.2 Schematic piastic beads biast machine.

被研掃品：フランジ



ブラスト(前)



ブラスト(後)

Photo 3 Contaminated flange (a) and after blast cleaning (b).

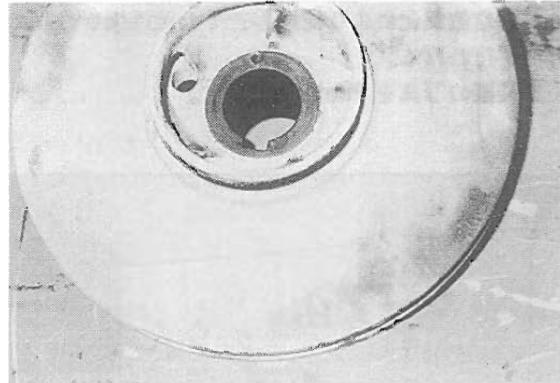
### 3.3 脱鉛剤による除染法および灌ぎ洗浄方式

メチレンクロライド洗浄後の被洗浄物およびブラストを行ったあとクリーニングした被洗浄物は汚染レベルを計測した後、脱鉛剤洗浄槽に入れられる。脱鉛剤水溶液はキレート剤を含む溶液で、必要に応じ超音波振動を付加する。これにより汚染物表面や狭隘部にある汚染まで高い除染効果を得ることができる。この系統図をFig.3に示す。

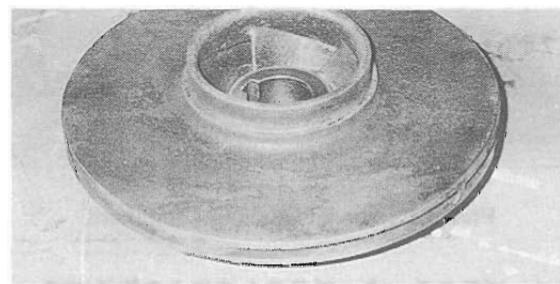
この超音波洗浄槽ではキレート水溶液が循環し、最終的に金属イオンで飽和したキレート液となるが、これは後述のように処理される。

ここで、除染された物はメチレンクロライドによる灌ぎ洗浄により被洗浄物の乾燥を早めるとともに二次的な汚染を防止することができる。この灌ぎ洗浄の系統図はFig.4に示す通り乾燥工程を含み、図中のメチレンクロライドの回収および蒸留精製はFig.1と同じ方式である。乾燥した被汚染物はここ

被研掃品：インペラー



ブラスト(前)



ブラスト(後)

Photo 4 Contaminated impeller (a) and after blast cleaning (b).

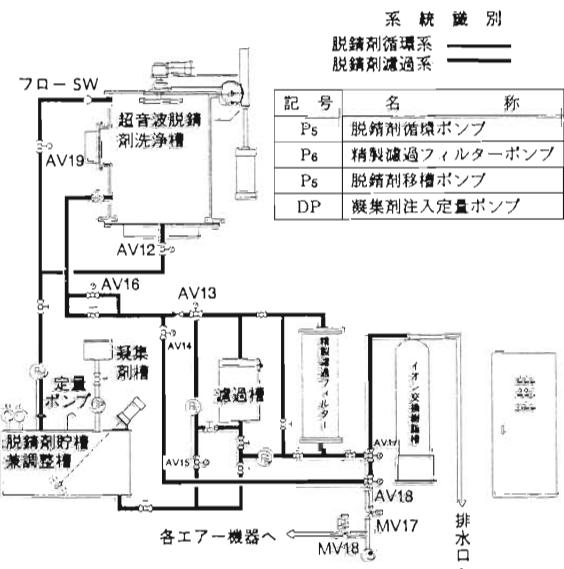


Fig.3 Flow sheet of equipment of ultrasonic washing in chelate solution.

で放射能レベルをサーベイして搬出されることとなる。

これまでに述べた除染全体の系統図はFig.5 のようになる。

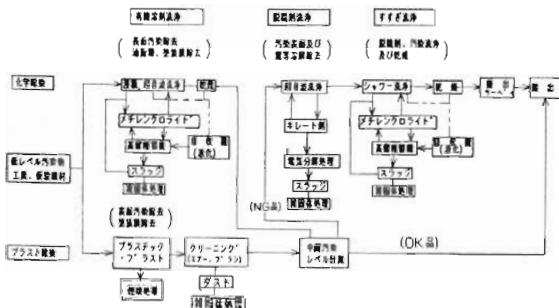
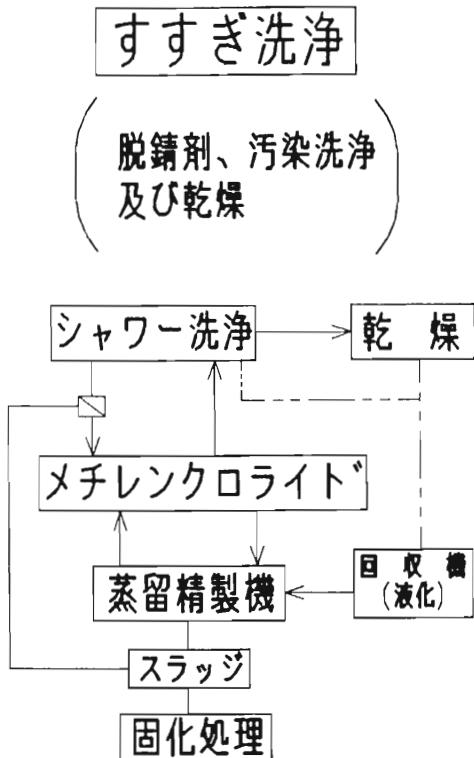


Fig.5 Flow sheet of decontamination process

#### 4. キレート廃液処理

脱脂剤洗浄工程で使用したキレート廃液の処理については、キレート剤を電気分解することにより最終的には安定な二酸化炭素や水にまで分解させることを目標とした。以下にキレート廃液処理の工程について述べる。この処理工程をFig.6に示す。

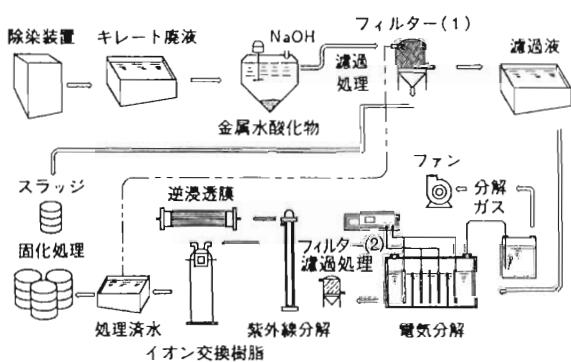


Fig.6 Flow sheet of electro chemical procedure of wasted chelate solution.

##### 4.1 反応沈降槽

この反応沈降槽では、キレート化した金属イオンを含む溶液に水酸化ナトリウム(NaOH)を加え金属イオンは水酸化物として沈殿させ、金属イオンをキレート水溶液から分離する。反応沈降槽の上澄み液はカートリッジフィルター(1)で濾過し清澄なキレート液が得られる。またこの際、発生するスラッジは固化処理をする。このキレート水溶液は次の電解槽に移される。

##### 4.2 電解槽

この電解槽では、キレート廃溶液のキレートを陽極上の電解酸化反応によって酸化分解する。Photo 5 に試験的な電解槽を示す。このプロセスは電流の調整により反応を制御することが可能で難分解性の EDTA(エチレンジアミンテトラ酢酸)等も二酸化炭素と水などに分解することができる。電解溶液には既に水酸化ナトリウムが溶けているが、さらに塩化ナトリウム(NaCl)を加えて、電解過程で酸化力の強い次亜塩素酸ソーダ(NaOCl)を生成させ、この酸化作用と陽極酸化を利用する事ができる。

る。電気分解における支持電解質として塩化ナトリウム、硫酸ナトリウムあるいは水酸化ナトリウムを使用した場合のEDTAの分解曲線をFig.7に示す。これより支持電解質として水酸化ナトリウムを用いることが最も有効であることが判る。

既に反応沈降槽に於いて金属イオンを水酸化物として沈殿させているが、残存していた微量のキレート金属が電解過程でのキレートの分解に伴い、ここでも水酸化物として幾らかの沈殿物が発生する。この沈殿物はカートリッジフィルター(2)で除去する。

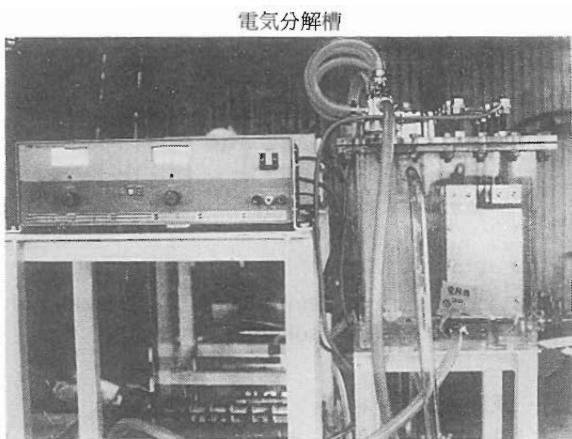
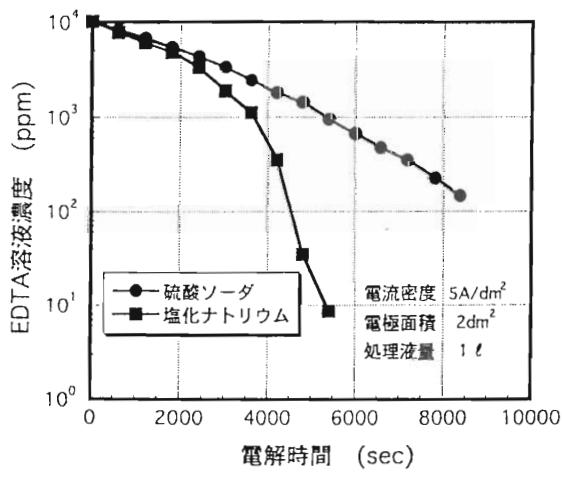


Photo 5 The test electrolysis equipment.



支持電解質の違いによるEDTAの分解曲線  
Fig.7 EDTA concentration curve vs. electrolysis time (current densities 5 A/dm<sup>2</sup>)

#### 4.3 紫外線反応塔

カートリッジフィルター(2)で濾過した水溶液にはなお微量の未分解キレートや分解途中の有機物質の存在の可能性がある。そこで溶液は、紫外線反応塔に導入される。この塔には、184.9nm・253.7nmの波長の紫外線を出す低圧水銀ランプを設け、水溶液中をバブリングする空気をはじめランプ近くに流してオゾン化させ、このオゾンを含む空気でキレートなどをさらに酸化する。これにより微量の残存キレート、その他未分解有機物は分解される。電気分解後の水溶液には水酸化ナトリウムと分解された二酸化炭素が反応して炭酸ナトリウムが生成するため、次工程の逆浸透膜処理で逆浸透しにくくなる。このため、溶液を中性化して二酸化炭素を追い出す。逆浸透膜処理によって水は回収し、ここで濃縮された支持電解質(NaOH)はリサイクルする。Photo 6にはキレート廃液処理の全工程を行う装置を示す。

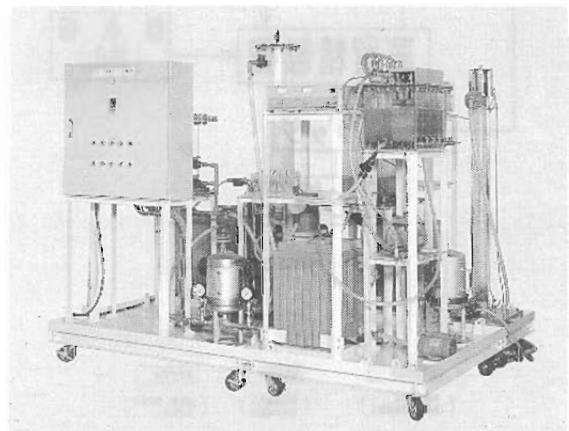


Photo 6 Over view of the equipment of decontamination process

#### 5. 実施例

上記洗浄方式を用いて実際に原子力発電所内に於いて、除染工事を行った結果の1例をTable.2に示す。この時、除染を行った物品はレンチ・チェーン・ブロックなどの工具類および仮設足場などの鋼材、計159点であり、この内131点は外部への搬出可能なレベルに達し、搬出された。工具類で約90%、全体

Table 2 Decontamination result in atomic power plant

分類	点数	汚染レベル (cpm)	洗浄時間 (Hr)	結果(点)	
				OK	NG
工具類	モンキーレンチ パイプレンチ等	5	2000未満	3~2	4 1
	チェーン ブロック	10	200未満	3~2	10 0
	ハンマー	9	300未満	3~2	9 0
	ドライバー	3	150未満	2	3 0
	ハンドソーの刃	4	300未満	3~2	3 1
	その他工具	14	16000未満	3~2	10 4
小計				39	6
鋼材	形鋼	49	6000未満	3~2	36 13
	パイプ	9	6000未満	3~2	7 2
	足場材 クランプ・パイプ等	56	6000未満	3~2	49 7
	小計	114		92	22
合計				131	28

で約80%の物品が搬出できた。

ただ、クラックのある材料、腐食の進行した材料、溶接箇所のある材料などに除染困難なものがあった。これはクラックのように狭い隙間の部分や厚い錆の下などでは有機溶剤がよく浸透せずまた、有

機溶剤ジェットが当たりにくいかからであろう。

また、溶接部分に放射性核種が含まれていると洗浄による除染は無理でこの時は工具による溶接部の除去が必要となる。

## 6.まとめ

低レベル放射能汚染廃棄物の除染の性能を検証した。先ず有機溶剤ジェットにより洗い、引き続き超音波洗浄または、プラスチックビーズのブラスト、そしてキレート溶液による超音波洗浄と乾燥工程により80%を越える割合で搬出が可能となった。この際発生するキレート廃液を電解処理により二次廃棄物の量も極めて少量に抑えることができた。この方は今後、低レベル汚染廃棄物の除染に対し有効な方式と考えることができる。

最後に、この研究実施にあたり、東京電力株式会社、日本原子力発電株式会社、株式会社東芝、石川島播磨重工業株式会社には、いろいろとお世話戴いたことを感謝いたします。

## 参考文献

- 1) 小俣 一夫 他: 日本原子力学会  
1994年9月 予稿集 M-31
- 2) 市川 誠吾 他: 日本原子力学会  
1995年10月 予稿集 J-07

---

財團法人 原子力施設デコミッショニング研究協会誌

④ デコミッショニング技報 第13号 発行日：平成7年11月29日

発行所 (財)原子力施設デコミッショニング研究協会

編集発行人 松元 章 〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100  
TEL 029-283-3010, FAX 029-287-0022

印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 029-282-7321

# **RANDEC's Capability**

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

**The capability and service of RANDEC are to ;**

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

---

**Provide technical information on decommissioning.**

---

**Train for decommissioning.**

---

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

財団法人

原子力施設デコミッショニング研究協会

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川821番100東海外材ビル  
TEL. 029-283-3010 FAX. 029-287-0022