

# 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技術の高度化と  
普遍化

総 説：研究炉のデコミッショニングの特徴  
と問題点

：ヨーロッパ諸国における放射性廃棄  
物処分の現状と今後の動向

No. **9** 1993

# RANDEC

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

## 事業の内容

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッションングに関する技術・情報を提供します。



デコミッションングに関する人材を養成します。



デコミッションングに関する普及啓発活動を行います。

# デコミッショニング技報

第9号(1993年12月)

## 目次

### 巻頭言

デコミッショニング技術の高度化と普遍化 .....	1
	秋山 守

### 総説

研究炉のデコミッショニングの特徴と問題点 .....	2
「原子炉施設廃止措置技術専門委員会」報告書の概要 .....	委員会事務局
ヨーロッパ諸国における放射性廃棄物処分の現状と今後の動向 .....	11
	浅野 闘一

### 技術報告

レーザーによる遮蔽コンクリート切断技術の開発 .....	23
	戸村 英正, 沓水 昭, 森高 勇, 脇坂 達也, 菱河 恭一, 守屋 正裕
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(1) .....	33
	原田 実, 柿崎 正義, 小林 正邦, 清木 義弘
放射性金属の溶融基礎試験 .....	41
	中村 寿, 金沢 勝雄, 佐藤 孝幸, 山手 一記, 藤木 和男
汎用廃止措置情報データベースの開発 .....	51
	島田 隆, 今 哲郎, 宮 健三
回転炉床式プラズマ溶融炉の開発 .....	65
	辻 行人

# Journal of the RANDEC

No. 9, December 1993

## CONTENTS

### Exposition

- Some Features and Mooted Points of Decommissioning Nuclear Research and Test Reactors  
-An Outline of Report on Nuclear Reactor Decommissioning  
by Technical Expert Group of RANDEC Committee— ..... 2  
Secretariat of RANDEC Committee
- Current Situation and Future Direction of Radioactive Waste Disposal in European Countries ..... 11  
Toichi ASANO

### Technical Report

- Research and Development of Laser Cutting Technology for Reactor Shield Wall Dismantling of Nuclear Power Facilities ..... 23  
Hidemasa TOMURA, Akira KUTSUMIZU, Isamu MORITAKA,  
Tatsuya WAKIZAKA, Kyoichi HISHIKAWA and Masahiro MORIYA
- Controlled Blasting for Demolition of Biological Shield Concrete Wall ..... 33  
Minoru HARADA, Masayoshi KAKIZAKI  
Masakuni KOBAYASHI and Yoshihiro SEIKI
- Fundamental Research on Radioactive Metal Melting ..... 41  
Hisashi NAKAMURA, Katsuo KANAZAWA, Takayuki SATO  
Kazuki YAMATE and Kazuo FUJIKI
- Development of Information System for Decommissioning Database ..... 51  
Takashi SHIMADA, Tetsuro KON  
and Kenzo MIYA
- Development of Plasma Arc Centrifugal Treatment Process for Radioactive Waste ..... 65  
Yukito TSUJI

## SUMMARIES

### Some Features and Mooted Points of Decommissioning Nuclear Research and Test Reactors

— An Outline of Report on Nuclear Reactor Decommissioning by Technical Expert Group of RANDEC Committee—

*Secretariat of RANDEC Committee*

J. RANDEC, No.9 (December 1993), page 2~10, 4 Figures, 1 Table

Worldwide, there are about 320 nuclear research reactors operating today. Most of these are over 20 years old, and will eventually need to be decommissioned. The preliminary study of the research reactors decommissioning was carried out so as to solve the problems relating to the decommissioning of research reactors.

There are about 10 types of research reactors in the world. The approach to study of the reactor decommissioning is to classify the research reactors into 4 typical and characteristic types: (1) TRIGA, (2) POOL, (3) HEAVY-WATER, (4) TANK.

The following items are included in the characteristic study of the research reactors decommissioning; ① time to be decommissioned, ② decommissioning options, ③ waste management procedures, ④ spent-fuels management procedures, ⑤ decommissioning cost and financing.

### Fundamental Research on Radioactive Metal Melting

*Hisashi NAKAMURA, Katsuo KANAZAWA, Takayuki SATO  
Kazuki YAMATE and Kazuo FUJIKI*

J. RANDEC, No.9 (December 1993), page 41~50, 6 Figures, 4 Tables

Recycling of low-level radioactive metallic waste will extremely reduce the radioactive waste from the decommissioning in the future.

In order to provide basic data in establishing safety standards for the recycling in Japan, JAERI is conducting radioactive metal melting tests. The transfer behavior of radionuclides was investigated using dismantled metallic components from Japan Power Demonstration Reactor or simulated wastes with RIs.

These melting tests showed that Mn-54, Co-60, Zn-65, and Ni-63 remain in ingot to a great extent, while Sr-85 and Cs-137 transfer into slag or off-gas dust.

### Current Situation and Future Direction of Radioactive Waste Disposal in European Countries

*Toichi ASANO*

J. RANDEC, No.9 (December 1993), page 11~22, 10 Figures, 1 Table

A traditional near surface disposal facilities in France, U.K. and etc. are still active, however, a way of a deep underground disposal is currently being introduced into a disposal not only for high- and medium level waste but also even for short-lived low level waste as a recent trend in European countries. A deep underground disposal is the idea to take advantage of geology as a natural barrier which enable waste to be isolated from human environment without a very long-term institutional control.

Several man-made engineered barriers may be incorporated with natural barrier to compose a multi-barrier system. Among them chemical barrier brought by alkaline of concrete is the most promising one which are widely used in many countries.

### Development of Information System for Decommissioning Database

*Takashi SHIMADA, Tetsuro KON  
and Kenzo MIYA*

J. RANDEC, No.9 (December 1993), page 51~64, 40 Figures, 1 Table

The information system for decommissioning database is under development by the RANDEC using personal computer. The system is divided into four subsystems, based on the category of database, which are for bibliography, general information, qualitative and quantitative technical informations. The prototype subsystems have been developed for the databases on bibliography, general information and qualitative technical information. The subsystems are improving to make functions better such as quicker search function and GUI (Graphical User Interface) functions. The detailed design is commenced for the subsystem of quantitative technical information recently.

This paper describes the system development for decommissioning database. The present efforts are directed to brushup the system functions and accumulate quantitatively good qualitative data.

## SUMMARIES

### Research and Development of Laser Cutting Technology for Reactor Shield Wall Dismantling of Nuclear Power Facilities

*Hidemasa TOMURA, Akira KUTSUMIZU, Isamu MORITAKA, Tatsuya WAKIZAKA, Kyoichi HISHIKAWA and Masahiro MORIYA*  
J. RANDEC, No.9 (December 1993), page 23~32, 8 Figures, 1 Table

Obayashi Corporation has been engaged in research and development concerning assurance of safety and overall technology required to proceed decommissioning of nuclear reactors and other facilities. Especially, development of the technology and system required to dismantlenuclear reactor shield wall, which is solidly-built structure and activated, is one of the important items to prevent exposure of workers and diffusion of radioactive substances.

We have been exerting a great deal of effort developing a laser cutting techniques as a remote controlled dismantling system for reactor shield walls since 1983, taking notice of its excellent characteristics necessary to dismantle the walls.

This article provide an overview of characteristics of concrete cutting technology by CO<sub>2</sub> laser on the basis of our experimental results, and a concept for applying the laser cutting method to reactor shield walls in commercial nuclear power plants.

The laser cutting method has excellent features as described in this paper, but it also has problems, at present, with its cutting capability (cutting depth and cutting speed) and its capital investment cost. However, the cutting capability is expected to be improved once a resonator with an output as large as 40 to 50 kW is commercialized in near future. Its cost could compete successfully with other methods depending on the operating condition.

### Controlled Blasting for Demolition of Biological Shield Concrete Wall

*Minoru HARADA, Masayoshi KAKIZAKI, Masakuni KOBAYASHI and Yoshihiro SEIKI*  
J. RANDEC, No.9 (December 1993), page 33~40, 8 Figures, 4 Tables

Controlled blasting for the partial demolition of a concrete structure should be arranged by selecting a type of explosive, estimating the proper quantity of explosive, and designing an effective charging pattern.

Two types of tests were performed to understand various aspects of blasting design. The first was a basic test to determine an appropriate type and volume of explosive, using concrete cylinders 90 cm in diameter. The second test was performed to increase understanding of the effects of blasting on structures, using circular concrete cylinders, about 500 cm in outer diameter and about 200 cm in inner diameter. Reinforcing bars were arranged in tight patterns within both specimens. Test results were as follows:

- 1) Urbanite, was the best explosive for controlled blasting
- 2) When using the core removal method, most of the concrete was removed except for very small portions which were protected by reinforcing bars.
- 3) When using the bench-cut method, the closer the bore hole spacing and the shorter the offset from the surface, the higher was the percentage of planned removal which was accomplished.
- 4) Less dust, noise, vibration and shock waves were generated by controlled blasting than by other blasting methods.

### Development of Plasma Arc Centrifugal Treatment Process for Radioactive Waste

*Yukito TSUJII*  
J. RANDEC, No.9 (December 1993), page 65~70, 3 Figures, 2 Tables

Toyo Engineering Corporation (TEC) has developed technologies about the decommissioning of nuclear facilities. They are radioactive waste treatment process, remote handling technologies and so on.

Plasma Arc Centrifugal Treatment Process (PACT) is one of those. PACT is licenced by Retech, Inc. USA, California.

PACT has transfer type water cooling hollow copper electrode torch and rotating hearth. Retech's plasma torch makes strong, stable plasma arc and can treat any kind of waste containing organic liquid or solid waste.

Rotating hearth generates homogeneous, nonleachable slag with agitating force.

TEC is planning for PACT to apply to radioactive waste treatment system.

For the purpose, we must developed off gas treatment system, radioactive nuclide behaviour, refractory materials and so on.

## デコミッショニング技術の高度化と普遍化



東京大学工学部

秋山 守

財原子力施設デコミッショニング研究協会におかれては、設立以来、順調に事業をお進めになり、このたび日出度く5周年をお迎えになられたこと、誠に喜ばしく心からお祝いを申し上げます次第です。

原子力施設のデコミッショニングは、原子力施設の建設、運転管理、燃料サイクルなどと並んで極めて重要であり、総合的な原子力利用体系の確立と長期的に見た原子力利用の円滑な推進にとって、実用レベルのデコミッショニングのためのシステムを整えていくことは、いわば必須の要件と考えられる。

財原子力施設デコミッショニング研究協会では、わが国の動力試験炉等によるデコミッショニング技術の研究開発の成果と歩調を合わせながら、除染、解体、廃棄物管理、システムエンジニアリング、安全評価、法規制など、広範囲にわたる調査研究ならびに試験を精力的に進めるとともに、技術情報の収集とサービス、広報支援などの分野でも活動を展開し、また国際協力の面でもその地位を高めてきており、これらのご活躍に対して深く敬意を表する次第である。

最近では原子力施設解体高度化技術開発のプログラムも実施されており、私も少しお手伝いをさせて頂いているが、具体的には広域残放射能評価技術、配管密封切断技術、ワイヤーソー切断技術、安全作業用コンテインメント技術、汎用廃止措置情報データベースなどの課題が取り上げられている。

これからのニーズという観点から、デコミッショニングに対しても、①人や環境に優しいこと、②社会経済的に高負担とならないこと、③新しい科学技術や産業をはじめ広く文明の発展に寄与すること、などの特性が求められることになると思われる。いま進めている原子力施設解体高度化技術開発も、正にこれらのニーズに沿うことが大きな目的であり、燃料サイクル施設などへの応用も含めた新たなデコミッショニング技術高度化の拡大に向けて、一層努力していきたいと考える。

先般、高度化の関係で海外の状況を調査する機会を得たが、各所でそれぞれの工夫を学ぶと同時に、われわれの考え方や取り組み方の妥当性を改めて確認することができて有益であった。

デコミッショニングの技術についても、「高度化」と併せて「普遍化」の視点が大切であろう。他の分野の優れた技術や機材の有効活用を図るとともに、原子力サイドから他の分野に対して技術開発の成果の波及と普及を進めていくことが望ましい。さまざまな分野において、これからの時代、廃棄物管理や環境回復の問題が一層大きく取り上げられる傾向があるが、そのような中で原子力が他の分野と協調し、共生し、かつ貢献していくためにも、デコミッショニングの高度化と普遍化の視点が非常に重要だと思うのである。

# 研究炉のデコミッショニングの特徴と問題点 —「原子炉施設廃止措置技術専門委員会」報告書の概要—

委員会事務局 (RANDEC)

## *Some Features and Mooted Points of Decommissioning Nuclear Research and Test Reactors — An Outline of Report on Nuclear Reactor Decommissioning by Technical Expert Group of RANDEC Committee —*

Secretariat of RANDEC Committee

Worldwide, there are about 320 nuclear research reactors operating today. Most of these are over 20 years old, and will eventually need to be decommissioned. The preliminary study of the research reactors decommissioning was carried out so as to solve the problems relating to the decommissioning of research reactors.

There are about 10 types of research reactors in the world. The approach to study of the reactor decommissioning is to classify the research reactors into 4 typical and characteristic types ; (1) TRIGA, (2) POOL, (3) HEAVYWATER, (4) TANK.

The following items are included in the characteristic study of the research reactors decommissioning ; ① time to be decommissioned, ② decommissioning options, ③ waste management procedures, ④ spent-fuels management procedures, ⑤ decommissioning cost and financing.

### 1. はじめに

現在、研究炉は世界で約320基が供用され、また、炉の型式も使用目的により多種類に分けられるが、その大半が既に20年を経過しており、近い将来に予想されるデコミッショニングへの対応が新たな課題となっている。

IAEA では1986年に「研究炉のデコミッショニングにおける安全<sup>1)</sup>」を刊行したが、1991年には新たに技術委員会を設置して「研究炉および中小原子力施設のデコミッショニングのための計画作成と管理」について検討を行い、その成果が1993年に刊行<sup>2)</sup>された。

我が国では既に恒久停止措置をとっている研究炉

は7基あり、現在なお供用中の炉は19基である。

しかし、その約8割が20年を経過しており、遠からずデコミッショニングが必要になると見込まれている。研究炉のデコミッショニングでは施設に内蔵する放射能対策や、短期間に大量に発生する放射性廃棄物対策など、将来を見越した対応策を十分に検討しておく必要がある。

このような状況を踏まえて、当協会では「原子炉施設廃止措置技術専門委員会」を設置し、研究炉のデコミッショニングにおける問題点を明確にするための予備調査を行った。研究炉には約10種類の炉型式があるが、調査は特徴的、代表的な4種類の研究炉について次の項目に関して検討を行い、研究炉のデコミッショニングの特徴を明らかにすることに重



点をおいた。

- ① デコミッショニングの実施時期
- ② デコミッショニング方式
- ③ 廃棄物対策
- ④ 使用済み燃料対策
- ⑤ 財源

## 2. 研究炉の特徴

IAEA では便宜上、研究炉を10種類の炉型式に分類<sup>\*)</sup>しているが、同一種類でも炉の構造はかなり異なっている。IAEA の分類に従うと、我が国の19基の研究炉は Table 1 に示すとおりとなる。これらの中から臨界実験装置を除いて、比較的存在基数の多い次の4種類の研究炉を調査対象炉として選定した。それぞれの特徴は、

### (1) トリガ炉

教育訓練用、研究およびアイソトープ製造用に利用される低出力の小型原子炉である。燃料が濃縮ウラン-水素化ジルコニウム合金で、水素が減速材の役目をしており、固体均質炉とも呼ばれる。

炉心がプール底部にあり、炉本体の使用材料はアルミニウムが主体である (Fig.1<sup>\*)</sup>参照)。

### (2) プール炉

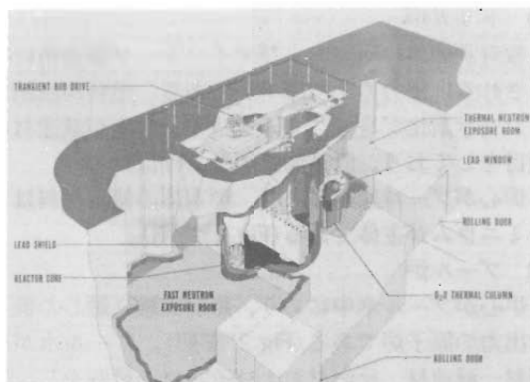
炉心がプール水中にあり、照射実験に適した低・中出力の原子炉である (Fig.2<sup>\*)</sup>参照)。プール水が冷却材、減速材、反射材および遮蔽材の役割をし、燃料は濃縮ウランの板または棒状の非均質炉である。炉本体および一次系の使用材料はアルミニウム、ステンレス鋼(および黒鉛)である。

Table 1 Operational Research Reactors Classified by Reactor Types

No.	Reactor Types	Number of Reactors	
		in the world*	in Japan **
1	critical assembly	31	6
2	argonaut	15	1
3	triga	51	3
4	slowpoke	9	0
5	pool	91	4
6	tank	37	2
7	heavy water	17	1
8	graphite	5	0
9	homogenous	28	0
10	others	32	2
11	?	2	-
Total		318	19

\* rearranged the data from Table 12 in "Nuclear Research Reactors in the World" July 1990 Edition, Reference Data Series No.3 (IAEA, Vienna 1990)

\*\* prepared by Japanese experts for IAEA TCM "Planning and Management for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities", IAEA headquarters at Vienna, July 29-Aug.2 1991



Above, diagram of TRIGA Mark-II (Pulsing) reactor installation at National Naval Medical Center in Bethesda, Md. Right, prototype TRIGA Mark-II reactor at General Atomic's Laboratory. (Courtesy of General Atomic)<sup>42</sup>

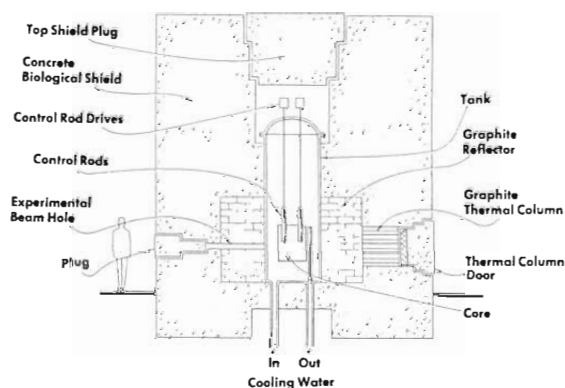


Fig.1 TRIGA Reactor

びステンレス鋼である。

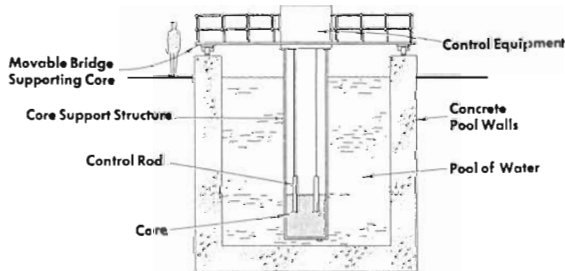
(4) タンク炉

燃料・材料開発等に使用される高出力原子炉である。燃料要素を高い比出力で使用するために加圧した軽水冷却材を使い、多くは反射材にベリリウムを使う。実験用やループ照射用炉内管を装備するものが多く、そのため炉心部を耐圧タンク内に収め、タンクをプール内に設置するか、或いはタンク外周を遮蔽するコンクリートで覆ったりしている (Fig.3<sup>41</sup>参照)。炉本体および一次系の使用材料は、ステンレス鋼が殆どであるが、アルミニウム合金もある。



Schematic diagram of tank reactor.<sup>41</sup>

Fig.3 TANK Reactor



Schematic diagram of pool reactor.<sup>41</sup>

Fig.2 POOL Reactor

(3) 重水炉

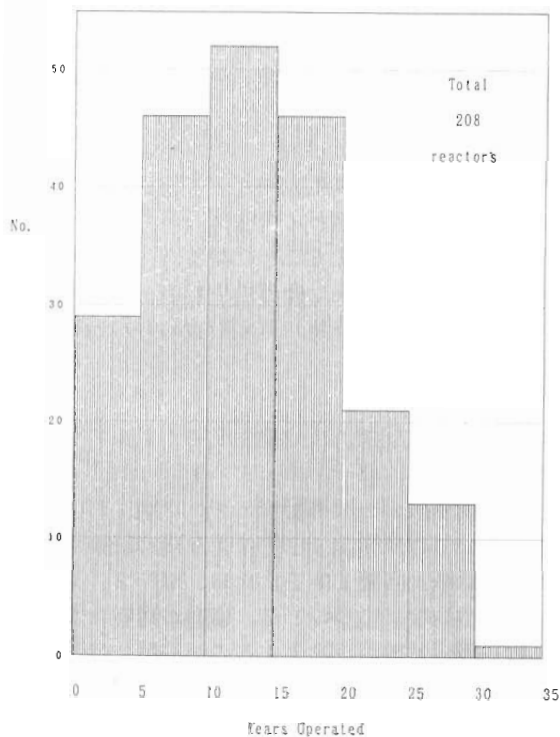
高い中性子束を利用する実験研究等に適した原子炉である。燃料はプール炉と同様の燃料要素を使用するが、減速材(および冷却材)に重水を用いるため、密閉用の原子炉容器内に炉心を収納し、その外側を重コンクリート等の遮蔽材で覆っている。炉本体および一次系の使用材料は、アルミニウム、およ

3. デコミッショニングの実施時期

研究炉は原子炉の運転訓練、各種試料の照射研究、アイソトープや半導体材料の生産等同時に多種の目的を達成することを意図して運転することが多い。即ち、研究炉は利用目的達成を主眼として供用されるので、発電炉と異なり、必ずしも構造材等の物理的寿命が恒久停止の理由となるとは限らない。研究炉の恒久停止を決定する要因として次のものが挙げられる。

- ① 不経済な運転
- ② 技術的衰退
- ③ 研究プログラムの終了
- ④ 安全上の考慮
- ⑤ 政府の政策変更
- ⑥ その他(施設の事故、故障等)

実際に、これまでに恒久停止した研究炉はIAEAによると約200基あるが、その約85%が15～20年までの間に停止している (Fig.4 参照)<sup>5)</sup>。恒久停止の理由は明らかにされていないものが多いが、発電炉の停止数に比較して極めて多くの研究炉が停止しており、供用期間も発電炉より概して短いことから、物理的な寿命によるよりは、その多くが運転目的の終了等に起因するものと推定される。



Rearranged the Data from IAEA, "Directory of Nuclear Research Reactors"<sup>5)</sup>, IAEA, Vienna, 1989, by RANDEC

Fig.4 Age Distribution of Research Reactors Shutdown in the World

我が国においては、既に7基の研究炉が停止している。このうち4基が10～20年間運転され、他は4～6年で停止している。これらの主な停止理由は、その殆どが研究目的の達成によるものである。

#### 4. デコミッションングの方法

##### 4.1 放射能インベントリー

原子炉の放射能インベントリーは、炉心からの放射能と放射性腐食生成物の汚染による放射能からな

り、炉型毎の材料および運転履歴に依存する。

米国のPNLがNRCの要請に基づいて作成した報告書「参考試験・研究炉の廃止措置の技術、安全および費用」<sup>6)</sup>には、米国にある試験・研究炉の中から選んだ次のような参考施設について細かく放射能インベントリーを検討した結果が示されている。

- (1) OSTR(トリガ炉、出力1MW)
  - 積算出力：740MWD
  - 全出力換算日数：740EFPD
  - 放射能インベントリー： $5.55 \times 10^{17}$ Bq
- (2) PBR(タンク炉、出力60MW)
  - 積算出力：98,000MWD
  - 全出力換算日数：1,633EFPD
  - 放射能インベントリー： $1.37 \times 10^{16}$ Bq
  - 内ベリリウム反射体材料内に $7.4 \times 10^{15}$ Bqの<sup>3</sup>Hを含む。
- (3) PBMUR(プール炉、出力100KW)
  - 積算出力：0,198MWD
  - 全出力換算日数：1.98EFPD
  - 放射能インベントリー： $< 7.4 \times 10^{10}$ Bq

原子炉デコミッションングの特徴は、運転に伴い放射化した材料の処理・処分を要することであり、その放射能量は材料の炉心における相対的位置関係、環境、中性子束、照射時間および冷却時間に依存する。このうち、相対的位置関係、環境は構造に依存し、中性子束は放射化し易い材料にとって重要であるが、その代表値は原子炉の平均出力に比例している。平均出力と運転時間との積が積算出力となる。従って、研究炉の運転スケジュールは各施設の運転方針や炉型により大いに異なっているため、本調査の様に、異なる原子炉の炉型を分類して、それぞれの積算出力を因子として比較する方法は有効なものと考えられる。

本調査では、JPDRの放射能推定量(1986年3月末現在) $1.72 \times 10^{14}$ Bqを参考にして、代表的研究炉4種について炉の構造、運転時間等から放射能インベントリーを推定し、下記のことになった。なお、詳細については今後の調査、検討が必要である。

- (1) A炉(トリガ炉、出力300KW)
  - 積算出力：10.5MWD
  - 全出力換算日数：35EFPD
  - 放射能インベントリー： $< 3.7 \times 10^{14}$ Bq
  - 原子炉本体の構成材の殆どがアルミニウムな

ので放射化生成物は極めて少ないものとした。

(2) B炉(プール炉、出力3.5MW)

積算出力：3,500MWD

全出力換算日数：1,000EFPD

放射能インベントリ：約 $3.7 \times 10^{14}$ Bq

放射化生成物の殆どが炉心部にあったとした。

(3) C炉(重水炉、出力10MW)

積算出力：38,000MWD

全出力換算日数：3,800EFPD

放射能インベントリ：約 $3.7 \times 10^{15}$ Bq

炉本体が主なものであるとした。

(4) D炉(タンク炉、出力50MW)

積算出力：22,000MWD

全出力換算日数：4,400EFPD

放射能インベントリ：約 $1.11 \times 10^{16}$ Bq

放射能インベントリは、炉型、積算出力、中性子束および利用方法により異なっているが、そのばらつきは極めて大きい。

放射能インベントリの評価はデコミッショニング計画において重要なものであるから、どの研究炉も供用中からデコミッショニング時の放射能インベントリの状況を把握できるような配慮が必要である。次に示す項目は、供用中の原子炉の状況を的確に把握しておくためにも、かつ恒久停止時のデコミッショニングの観点からも必要とされる測定要素である。

- ① 照射場外の中性子束レベルの測定
- ② 主要構造材の中性子放射化分析<sup>7)</sup>
  - ・炉心周り部品
  - ・アルミニウムやステンレス鋼製タンク
  - ・コンクリート等の遮蔽壁

#### 4.2 除染を必要とする範囲

除染はデコミッショニングと密接な関係にあり、廃止措置作業における作業員の被曝低減化にとって重要であり、また、除染による金属類の再利用の可能性を含めて放射性廃棄物発生量の低減化のために必要とされる。しかし、除染により放射能の総量が変わるわけではないので、総合的に除染を評価し、除染が効果的かどうかの判断をすることが必要になる。

原子炉の供用期間中は、保守作業の一環として除染が行われている。そのような除染経験を基に、炉

型別にデコミッショニングにおいて除染が必要とされる範囲を検討した。

(1) トリガ炉

プールが大きいことや炉本体が放射化しづらいことなどから、除染を必要とする範囲は極めて少ないと考えられるが、汚染経歴の有無により冷却機器類の除染が必要になる場合もある。

(2) プール炉

放射性腐食生成物に係わるプールライニングおよびプール内実験装置が対象になる。プール水が汚れていなければ除染の程度は極く少なく済むものと考えられる。

(3) 重水炉

構造材が放射性腐食生成物とトリチウムで汚れているので、重水に係わる範囲については場合により化学除染等を検討することになるが、即時解体する場合には除染の効果は極めて少ないと考えられるので、除染を行うより閉じ込め措置の方が効果的である。

(4) タンク炉

放射性腐食生成物、核分裂生成物、アルファ汚染等が考えられる。原子炉の一次系配管とタンク類、ループ照射施設の一次系配管とタンク類、およびプールについては化学除染法等により極力除染することが被曝低減上必要である。なお、ポンプ、ブロー、熱交換器などについては、構造が複雑なため作業工数、被曝量等から除染するのが得策ではないと考えられる。

研究炉のデコミッショニングのための除染を計画する場合、炉の供用中の除染作業に比べて大がかりになるので、除染施設や除染スタッフ等のサポートシステムの整備状況を検討し、不十分な場合はその対応策を講じる必要がある。

#### 4.3 デコミッショニング方式

用地の有効利用や環境安全上の観点や地域社会からの潜在的要望の面からも、原子炉の恒久停止後はなるべく早く解体撤去することが期待されるであろう。このような観点から、前述の代表的炉型について、デコミッショニングを行う場合の望ましい方式の選択について検討を行う。

トリガ炉、プール炉およびタンク炉については、

放射能インベントリーの状況から原子炉の恒久停止後、解体撤去方式(ステージ3)のデコミッションングを行うことが可能である。重水炉については、トリチウム汚染の有効な対策が確立するまでの間は、原研の旧 JRR-3 が行ったように、炉体を遮蔽壁付きで一括撤去し、専用の保管施設に放射性廃棄物として保管管理する方法が合理的である。これは IAEA のステージ分類法で言うと、ステージ2となる。即ち研究炉の場合は一般的にデコミッションング開始時期については、次の理由から密閉管理などの安全貯蔵の段階を経ずに、恒久停止後速やかにステージ3(重水炉についてのみステージ2)へ向かうデコミッションング活動を開始することが可能と考えられる。

#### ① 原子炉の恒久停止後、長期間の冷却は不要

トリガ炉は出力が小さく、放射化される材料が少ないことから、作業者の接近が可能である。プール炉およびタンク炉は、プール水を放射線遮蔽として利用できる(必要ならば、遠隔取扱装置を活用)。重水炉は炉本体の一部を遮蔽付きで一時保管場所へ移動し、保管する方法をとることもできる。

② 恒久停止後の放射能インベントリーの大部分を占める短半減期核種が数年を待たずに減衰する。

#### ③ 原子炉の運転管理に従事したスタッフの活用

デコミッションング活動を安全に、効果的に、且つ経済的に進める観点から、炉の運転管理に携わった職員等が組織を離れない内に、廃止措置作業に従事させることが望ましい。

原子炉恒久停止後の長期保管は、要員確保、施設の維持管理および PA 等の観点から考えても望ましくない。

### 4.4 適用される解体技術

研究炉は炉型毎に構造が異なるため、廃止措置上留意すべき事柄について炉型毎の検討を行った。

#### (1) トリガ炉

(メリット)プールがあり、炉室内の放射化量が少ないので作業者の近接作業が可能になる。

#### (2) プール炉

(メリット)プール内構造物の撤去には水中遠隔作業が行えるので、作業者の放射線被曝を低く抑えることができ、過重な防護具を着用しなくても済む。

#### (3) 重水炉

(メリット)原子炉容器と生体遮蔽壁の一部を一括撤去時の廃棄容器に転用することができる。(デメリット)生体遮蔽壁のコンクリートにはトリチウムが浸透しているので、その切削作業には粉塵の飛散防止に特別の対応策が必要になる。

#### (4) タンク炉

(メリット)原子炉压力容器の上蓋の取り外しができること、およびこの容器が炉プール内に据え付けられていることから、炉内構造物の切断・回収が行い易い。また、ホットラボラトリーまで続く水を張ったカナルがある場合は、高放射能を持つ解体廃棄物の一次貯蔵・詰め替えの場所として利用することが出来る。

(デメリット)原子炉压力容器がステンレス鋼製になっているため、放射化生成物の $^{60}\text{Co}$ の影響が大きくなる。また、照射装置の炉内管なども耐圧構造のステンレス鋼製であるし、原子炉供用中の照射実験による核分裂生成物の汚染の有無を調べる検査を照射装置および原子炉の排水・排気系について慎重に行い、廃棄物を区分する必要がある。

以上の検討結果を考慮して、デコミッションングに適用する技術としては、既に使用実績のある切断・除染・搬出等の技術については十分適用できるが、特に研究炉のデコミッションングにとってはプールの活用が特徴なので、限られたスペースと水中に適した可搬型の切断機・解体部材搬出機・モニター装置・マニピレーター等の遠隔技術の開発が廃止措置作業の作業性・安全性向上に役立つことになろう。

### 4.5 考えられる解体手順

解体手順は研究炉の設置環境や跡地利用によって変わるものであろうが、ここでは研究炉が大きな原子力センター内にあるものと仮定して、炉型別に考えられる解体手順を示す。

#### (1) トリガ炉

- i. 燃料の取り出し、搬出
- ii. 炉心構造物の解体、搬出
- iii. 炉プールの解体
- iv. 冷却系の撤去
- v. 試験・実験装置の撤去
- vi. 炉建家の解体

- (2) プール炉
  - i. 燃料の取り出し、搬出
  - ii. 炉体の解体(実験装置類は事前撤去)
  - iii. 冷却系の撤去
  - iv. 炉プールの解体
  - v. 炉建家の解体
- (3) 重水炉
  - i. 燃料・重水の取り出し、搬出
  - ii. 冷却系の撤去(実験装置類は事前撤去)
  - iii. 炉体の一括撤去、搬出
  - iv. 炉建家の解体
- (4) タンク炉
  - i. 燃料の取り出し、搬出
  - ii. 炉心構造物の解体、撤去
  - iii. 照射施設の解体、撤去、搬出
  - iv. 炉圧力容器の解体、撤去
  - v. 炉プール、カナルおよびループキュービクルの解体、撤去、搬出
  - VI. 炉建家の解体

トリガ炉とプール炉の発生量が重水炉やタンク炉の発生量に比べて2～3桁少ないのは、使用材料と積算出力の関係で放射化生成物が極めて少ないことから、デコミッションング時の放射性廃棄物が少なくなるためである。

## 5.2 解体廃棄物の発生量低減化

### (1) 解体廃棄物の処理

大きな原子力センターでも、センター内の廃棄物処理場は通常の研究活動からの廃棄物を受入れ、処理する能力しかない。まして、大学や民間研究所などに1基だけ置かれている研究炉をデコミッションングする際、短期間に大量に発生する解体廃棄物や除染廃液などの二次廃棄物を処理できる処理施設やスタッフ等のサポートシステムが不十分であることが予想できる。特に廃棄物の受入れ可能な容積、受け入れる廃棄物容器の大きさの制限、廃棄物の内容上の制限などは、デコミッションング活動を立案する上で最も重要な事項である。

既設の廃棄物処理が示すこれらの制限に対応するために、次のような対応策を採ることが考えられる。

- ① 原子炉サイト内に解体廃棄物の処理機能を保有する。
- ② 解体現場での撤去部品を再除染、再切断、圧縮する。
- ③ 大型撤去物を収納する容器(大型廃棄物容器)を製作し、収納する。
- ④ 原子炉サイト内に解体廃棄物の保管施設を確保する。

しかしながら、解体現場での廃棄物の処理には自ずから限界があり、前掲②項の撤去部品の再除染、再切断などの処理は専用の施設で処理されるべきであろう。また、前掲③項の大型撤去品についても、単純に収納保管のみでは、容器とスペースの無駄使いになる恐れがあり、より合理的な対応策が求められる。これらのことを考慮すれば、例えば、

- ① 可搬型減容処理機等を開発し、解体現場で効的に専門処理ができるようにする。
- ② 解体廃棄物の専用処理施設(解体処理工場)を設け機器類の分解、撤去除染、金属溶融などの再利用の機能を整備し、廃棄物の減容化を図る措置が今後必要になるものと思われる。

## 5. 解体廃棄物の処理処分

### 5.1 放射性廃棄物の発生量予測

デコミッションングによって発生する放射性廃棄物は、核燃料物質に汚染されたものか中性子により放射化されたものであり、原子炉容器内の構造物、原子炉容器、一次系および照射装置の機器・配管等である。さらに、原子炉容器外側にある遮蔽体や実験設備の導管等は、放射化の影響の程度、汚染の有無等によってその発生量が変わる。従って、研究炉のデコミッションングでは、炉型や運転の履歴によって放射性廃棄物の発生量は著しく異なるものである。廃棄物の発生量を低減化するためには、炉供用期間中の汚染発生防止に努めることは当然のこととして、デコミッションング後は装置・機器等や建物の他への転用等にも更に工夫することも必要になる。

今回行った廃棄物発生量の推定に当たっては原子炉の供用中には放射能汚染事故はなかったと仮定した。

(1) トリガ炉	.....	約	20トン
(2) プール炉	.....	約	200トン
(3) 重水炉	.....	約	15,000トン
(4) タンク炉	.....	約	30,000トン

## (2) 低減化および再利用技術の開発

解体廃棄物発生量の低減化は必要条件であるが、研究炉の規模、構造、運転実績等は多種多様なことから、それらに比較的共通する除染、解体、溶融技術の開発が進められる一方、各施設にあっても現有技術の改善に一層の工夫をすることにより、解体廃棄物の発生量低減化が期待されることである。

解体廃棄物の再利用技術の開発は、低減化技術開発の中でも、最も効果的なものと考えられる。解体廃棄物は、可能な限り再利用されることが、資源活用の面のみならず、処分廃棄物の減少による廃棄物管理のための処分施設の建設費や運営費用の大幅な費用低減化につながることから極めて有用なものとなるであろう。

解体廃棄物の中でも金属廃棄物で放射能レベルの極く低いものは除染、溶融等の処理をした後、放射能測定で無拘束限界値以下であることを確認することにより、再利用することが望まれている。

## 5.3 解体廃棄物の保管、貯蔵、処分

解体廃棄物の特徴は短期間に大量に発生することであり、最も大きな問題点は処理・処分のルートが未だ確立されていないことであり、適用基準や経済性など今後の検討課題が多い。例えば、解体廃棄物を再利用する場合の経済性や適用基準、小規模原子力施設サイト内でのコンクリート埋設による簡易処分、あるいは解体廃棄物を含めた放射性廃棄物の最終処分場の場所や受入れ基準等々、未解決の問題を残している。これら課題の対応措置を急ぐとともに、既成の観念にとらわれず、新たな発想での処理・処分法の開発が必要である。

### (1) 当面の措置

我が国では研究炉の恒久停止後のデコミッションングを実施した例は少ない。従って、実施例に基づいたデコミッションングに関する広範囲のデータを収集し、蓄積する必要がある。

解体廃棄物発生については、一時に大量の廃棄物が発生することが特徴であるから、デコミッションング計画時には、放射能インベントリーや運転経歴から解体廃棄物の発生量を予測してそれに対応した保管・貯蔵計画を立案しなくてはならない。既設の廃棄物施設は、解体廃棄物まで考慮されていないことが多い。当面の措置としては、現場での発生量低

減化に努める一方、既設の保管・貯蔵施設を一層有効に管理運営し、それらに対応するか、施設の増設によるかして解体廃棄物の保管・貯蔵能力を増加していくことが考えられる。

### (2) 将来の対策

デコミッションングにおいては、廃棄物の処分ルートの確立が必須の要件である。そこで、廃棄物の処理および処分の側から解体廃棄物への要求を整理すると次のようになる。

- ① 廃棄物の発生量を安全を維持しながら可能な限り低減化する。
- ② 非放射性廃棄物と放射性廃棄物の区分を明確にする。
- ③ 保管施設の整備を進める。
- ④ 積極的な再利用を図る。
- ⑤ 最終処分に係わる方策を明確にする。
- ⑥ 処分形態に適合した形で処分場に搬出する。
- ⑦ 廃棄物管理(解体廃棄物に対する品質保証を定められた期間内は確実に実施する。

これらの要求への対応は、一研究炉所有者によって容易に達成し難いものであるため、今後、国の政策や法規制の整備・充実等の観点からの検討が必要になろう。特に、再利用に係わる無拘束限界値の基準や解体廃棄物に対する最終処分場に関する方針等について明確にすることが期待されることである。

## 6. 使用済燃料

研究炉燃料は国際協定の関係や、国内の原子炉燃料処理施設や処分施設の関係で、現在ではこれを処理したり、或いは処分することに制約が多い。従って、使用済燃料の再処理方式や貯蔵方式についても国内の実施体制ができるのが最もよいので、それらの検討が必要になる。

## 7. デコミッションング費用

デコミッションングに要する費用については、現在では不確定要素が多く、概算或いは推定の域をでない。今後国内外でデコミッションングされる研究炉が多くなれば、それから得られる情報を蓄積し、あわせて評価方法をモデル化して、炉型別の所要費用の推定が可能になってくるものと考えられる。

## 8. まとめ

我が国では7基の研究炉が恒久停止中であり、19基が供用されている。恒久停止中のもののうち数件のデコミッショニングは実施しているが、IAEAのステージ3まで経験している事例は少ない。今後計画が予想される研究炉のデコミッショニングに対して、その立案および活動が円滑に行えるように、関連法規・基準等の制定および整備が必要であり、それらに対する国の適切な対応が期待されている。ここに、研究炉のデコミッショニングについてその特徴と問題点を調査し、報告したが、更に、引き続き詳細な検討を実施し、日本における研究炉の有効活用を図っていくために、その成果を反映していくことが必要であろう。

## 参考文献

- 1) International Atomic Energy Agency, "Safety in Decommissioning of Research Reactors", Safety Series No.74, IAEA, Vienna, 1986
- 2) International Atomic Energy Agency, "Planning and Management for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities", Technical Reports Series No.351, IAEA, Vienna, 1993
- 3) International Atomic Energy Agency, "Nuclear Research Reactors in the World", Reference Data Series No.3, 1990 Edition, IAEA, Vienna, 1990
- 4) J.F.Hogerton, "The Atomic Energy Desk-book", Reinhold Publishing Corporation, 1963
- 5) International Atomic Energy Agency, "Directory of Nuclear Research Reactors", IAEA, Vienna, 1989
- 6) G. J. Konzek et al, "Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Nuclear Research and Test Reactors", NUREG/CR-1756 vol.1, 1982
- 7) L. D. Schlesinger, T. L. Bauer, "Decommissioning the UT TRIGA Reactor Meeting Technical and Regulatory Requirements", Tenth Biennial U.S. TRIGA Users' Conference, held at College Station, Texas, April 6-9, 1986, TOC-18, GA Technologies Inc., 1986



## ヨーロッパ諸国における放射性廃棄物処分の現状と今後の動向

浅野 闘一

### *Current Situation and Future Direction of Radioactive Waste Disposal in European Countries*

Toichi ASANO

A traditional near surface disposal facilities in France, U. K. and etc. are still active, however, a way of a deep underground disposal is currently being introduced into a disposal not only for high- and medium level waste but also even for short-lived low level waste as a recent trend in European countries. A deep underground disposal is the idea to take advantage of geology as a natural barrier which enable waste to be isolated from human environment without a very long-term institutional control.

Several man-made engineered barriers may be incorporated with natural barrier to compose a multi-barrier system. Among them chemical barrier brought by alkaline of concrete is the most promising one which are widely used in many countries.

#### I. はじめに

平成4年12月に、日本原燃(株)が青森県上北郡六ヶ所村の同社低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて埋設処分事業を開始し、いよいよわが国でも処分実施時代に入った。しかしこの埋設センターで処分される廃棄物は原子力発電所の運転に伴って発生する低レベル廃棄物であり、しかも放射能レベル、廃棄物の種類や形状に関して条件がついている。従って今の埋設センターで処分できない廃棄物、たとえば再処理工場から発生する高レベル廃棄物(ガラス固化体)、TRU核種を含む廃棄物(TRU廃棄物)、ウランを含む廃棄物などについては引き続き処分対策を検討していかなければならない。欧米諸国でも未だにガラス固化体やTRU廃棄物の処分は行われていないが、サイト選定、研究/技術開発、PA対策などの活動がわが国にかなり先行して行われている。今後わが国が研究/技術開発などを進め

ていく上で、欧米における開発の成果、経験、ノウハウ、情報、データを積極的に学んでゆくことは処分対策を効率良く進めるために有益である。このたびの埋設センターの設計、安全評価でもかなりの部分において欧米の研究成果や知見を取り入れている。廃棄物処分技術は、生産・製造技術のように直接的価値を創出するものではないし、汎用性も少ないので、その研究/技術開発にあまり費用をかけるわけにはいかないであろうから、先行する欧米諸国との共同研究、技術提携、技術導入など国際交流を積極的に行ってコストと時間の節約を図る一法とするのは賢明であろう。また、今後の処分は地下の深い位置で行おうとする方向にあるといえるが、このためには地下工学、地球科学分野の研究者、技術者を処分専門として登用する必要があるが、わが国の場合、この分野の人材に欧米諸国ほど恵まれていないようであり、人材不足を補うためにも国際交流は重要がある。このような理由により、欧米の処分動

向を把握しておくことは大切なことであると思われるので、その一助として本稿ではヨーロッパ諸国(イギリス、フランス、ドイツ、スウェーデン、スイス)の処分に関する現状と今後の方向についてまとめてみた。

## II. ヨーロッパ諸国の処分の現状と動向(全般)

各国において現在行われているか、計画されている廃棄物処分はいずれの種類(イギリス、フランス、ドイツ、スウェーデン、スイス)の廃棄物に対しても地中に埋設するいわゆる地中処分法によっている。地中処分法には地表近くの浅い地中に埋設する浅地中処分(near surface disposal)から、地下数百メートル以深の深い地層中へ処分する地層処分(geological disposal)まで廃棄物の種類に応じた深さの違いがある。筆者らがわが国で初めて高レベル廃棄物の地層処分に関する海外調査を実施した昭和50年代のごく初期に欧米で深地中処分という高レベル廃棄物だけを対象とする地層処分であり、低レベル廃棄物は海洋投棄を除くといずれの国でも浅地中処分であった。

低レベル廃棄物の浅地中処分は今後しばらくの間継続されるが、浅地中なるが故に低レベルとはいっても処分できる廃棄物に制限が課せられているの

で、低レベル廃棄物に対しても今後の処分は地下の深い所で行う方向が明確になりつつあると言えよう。今のところ深さに応じた処分法の名称区分がなされていないので、本稿ではこの方法を仮ではあるが深地中処分と呼ぶこととする。

### 1. ヨーロッパ諸国の浅地中処分状況

浅地中処分はイギリス、フランス、スペインなどで行われている。スウェーデンでは原子力発電所の極低レベル廃棄物(300Bq/g以下、表面線量率0.5 mSv/h以下)の発電所サイト内処分が行われているが、浅地中処分ではなく、ここでは除く。以下、イギリス、フランスについて述べる。

イギリスでは1959年以来、セラフィールドの南6 kmに存在するBNF・ドリッグ処分場で素掘りのトレンチによる浅地中処分が行われてきた。この地質が難透水性の粘土質(boulder clay)であるためトレンチは防水ライニングせず素掘りのまま投棄しても地下水汚染は起こらないとしてきたが、1988年以降コンクリートをライニングしたボルト(vault)と呼ぶ箱型の地下構築物を採用し、その中に廃棄物を処分することとし、安全対策を強化した。Fig.1はドリッグのコンクリート・ボルトにおける廃棄



Fig.1 Engineered Concrete Vault of Low-Level Waste Disposal Site at BNF's Drigg

物の定置の様子を示している。廃棄物は容器のまま高圧圧縮されて箱型オーバーパックコンテナに収納される。コンテナ内部の隙間はセメントでグラウトした後、Fig.1のようにボルトの中に段積みされる。

フランスでは1969年以来、ラ・ハグ再処理工場の近くのラ・マンシュ処分場で浅地中処分を行ってきたが、ここは1994年頃満杯になるため閉鎖する予定である。1992年からローブ(l'Aube)処分場で同じく浅地中処分が行われている。イギリス、フランスいずれの処分場でも雨水の浸入、浸透防止のため廃棄物定置後に処分場を難透水性土壌で覆土し、樹木、草を植えて(植栽)植物の吸水効果による雨水の浸透緩和を図っている。ただし完全には防止できないため、処分場に排水路を設けて、汚染が無いことを確認するため水の放射能濃度測定を行っている。

浅地中処分はFig.1のようにシステムが単純であり、設備の構造材も安価であるから建設費、操業費ともに深地中処分と比べると安い利点がある反面、排水や地下水の放射能濃度測定、環境モニタリング、覆土のメンテナンス、人間の接近防止といった管理が必要となる。浅地中処分を「管理型」処分方式と称する所以である。管理型の最大の弱点は、管理期間を有限にするため管理期間経過後には人間が処分場に立入りしても有害な被曝が起らない放射能レベルになっていなければならない。この観点から重要な放射性核種を定め、それぞれの濃度上限を定めていることである。こうなると処分できる廃棄物は極めて限られてくる。例えば、フランスでは管理期間を300年としており、浅地中処分できるのは半減期が30年以下の短半減期核種の廃棄物(カテゴリーA廃棄物)となっている。300年後には、 $\beta$ ・ $\gamma$ 放射能は約千分の1程度になり、危険性がほとんどなくなるとしている。

## 2. ヨーロッパ諸国の深地中処分の動向

ヨーロッパ諸国では今後深地中処分方式が高レベル廃棄物に対してだけでなく主流になっていくであろう。スウェーデンのようにすでに実施している国もある。浅地中処分できる廃棄物も深地中処分する予定の国もある。

処分場の位置を深くする方向に向かう理由はいくつか考えられる。最も大きい理由は、TRU核種の

ような長半減期核種を含む廃棄物や放射能レベルの高い廃棄物の処分が可能になるからである。

処分の安全評価上設定すべき被曝シナリオにはいろいろとあるが、重要なものは地下水移行シナリオと人間接近シナリオである。これらの詳細は省くが、深地中処分の場合には廃棄物が地層によって隔離されているので、地層が人間の廃棄物への接近を抑制するバリアとなり、人間接近シナリオは成立しにくく、それにもとづく被曝評価は考慮するものの発生確率が低いので事故的シナリオ扱いして回避できる。

浅地中処分の場合、人間接近→管理→短半減期という構図が存在したが、深地中処分のように人間接近を考えなくてよければ長半減期廃棄物や高レベル廃棄物の処分も可能になる。

また、地下水移行シナリオにもとづく被曝評価でも、深いことは有利である。深ければ処分場を通過した地下水が地表に至るまでの経路が長くなり、経路が長ければ流域の拡大、他の地下水との合流が起こる。一般的に地下水中の放射性物質は岩石や土壌に吸着され地下水の流速に対して遅延しこの間に放射能の減衰が起こり、地表到達濃度低減の一つの理由となっているが、長半減期核種についてはこの遅延・減衰効果は短半減期核種ほどは期待できないものの、深地中なるが故の分散、希釈効果が大きいので地下水中の放射性物質濃度は地表到達時には安全なレベルまで希薄になっていることが考えられる。なお、地下水による放射性物質の生態圏への移行による被曝を小さくするには、特に長半減期核種の場合、遅延・減衰が小さいだけに、溶出の絶対量を少なくすることが基本要件となる。この点に関してはすでにいろいろな研究や技術的検討がなされている。例えば処分場の深さ位置の地層の化学的雰囲気や人工的に設置したバリアの化学的性質が放射性物質の地下水への溶出を妨げるように地層や材料を選定しようとしている。このような溶出対策を講じることにより、地下水への溶出や溶出物の移動があっても、深地中処分では放射能量にかかわらず長半減期放射性廃棄物処分が可能になる場合がある。

ところで処分場の確保では今やどこの国でも地元住民との調整に手こずっており、むずかしくなっている。そこでこの対策として、いずれにしても長半減期廃棄物の深地中処分場が必要になる国では、短

半減期廃棄物をもまとめて処分するアイデアが出てきた。

例えばイギリスがそうであり、スイスでは国土が狭く貴重な土地を無駄にしないとの理由もあり低レベル廃棄物の浅地中処分をやめて深地中処分に変えている。また深地中処分は処分容量が大きいので、今後原子力発電所の解体が始まると大量の廃棄物が発生してくることが予想され、優位性が出てくる。深地中処分は地上インフラ設備や地下へのアクセス通路(立坑、斜坑)があるので浅地中処分比べると建設費ははるかに大きい、建設費に占める固定部分(廃棄物処分量に関係なくかかる部分)も大きいので、長半減期用深地中処分場を建設するならば他の廃棄物もまとめて処分の方がスケールメリットがある。ヨーロッパ諸国ではわが国と異なり処分実施主体は産業界、大学等研究期間、病院等医療施設で発生するラジオ・アイソトープ使用による放射性廃棄物も一元的に管理、処分するのでこの点からも小さいながらもスケールメリットがでてくる。このように処分容量が大きく、大量処分によるスケールメリットのあることもヨーロッパで深地中処分の流れを生じさせている理由の一つと考えられる。

### III. ヨーロッパ諸国の処分の現状と動向(各論)

これまでヨーロッパ諸国の状況について全般論を述べてきたが、方向は深地中処分とはいえそれぞれの国毎に状況は異なっているので本節では各国別に現状と動向をまとめた。処分方式の根底にある自然条件、社会条件は各国において必ずしも一様ではないので、国別に処分動向を調査し彼我の条件の異動を明確にしておくことも、海外事例を参考にする場合、大切であろう。

#### 1. イギリス

##### (I) サイト

イギリスの低・中レベル廃棄物処分の実施主体は原子力発電会社、BNF、政府などを株主とする NIREX 社 ( Nuclear Industry Radioactive Executive) である。NIREX は処分の実施とともに処分ストラテジーを策定する企画調整業務も行う。なお、現在のところ高レベル廃棄物は NIREX の担当外である。

イギリスでは原子力発電所のみならず再処理工場

や他の燃料サイクル施設および研究機関、医療機関、産業界で発生する低レベル廃棄物を BNF の所有するドリッグ処分場にて浅地中処分しているが、浅地中処分の対象にしていない低・中レベル廃棄物は深地中処分することを決定しており、サイトはセラフィールドの再処理工場サイトから 3 km 東方の BNF の所有地を選定した。この地を選定した主たる理由の一つは廃棄物の輸送コストである。深地中処分対象の低・中レベル廃棄物の約 6 割が再処理工場で発生すると見積られており、再処理工場の近くに処分場を設置することによる輸送費削減効果が大い。

NIREX は 1989 年以來サイト周辺のボーリング調査を進めており、地質、水理の状態が把握されつつある。

サイトの地層構造を Fig.2 に示す。処分場は、地表から 800m の地下に位置する。この位置の母岩はボロンデール火山岩群(Borrondale Volcanic Group)の凝灰岩であり、その上層に難透水性の泥質の角礫岩層(the Brockram)、砂岩層(St Bess Sandstone; 厚層400m)、未固結の第四紀層と重なっている。難透水性の Brockram が存在することにより処分場は上部の地下水帯水層と仕切られている。凝灰岩層自体も低透水性であり、かつ地下水流速が極めて小さいことを示す解析結果が得られており、水理条件面からはこのサイトは処分地としての適性があるとされている。なお、Fig.2 の中の Shaft (立坑) は(3)で述べる RCF (地下研究所)の立坑である。

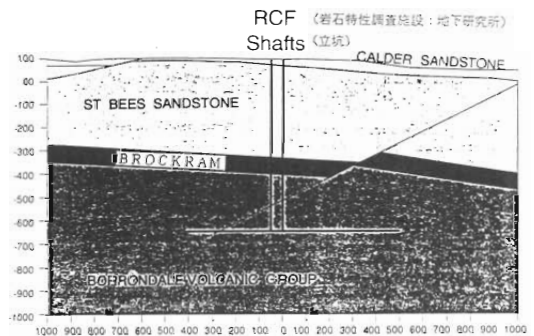


Fig.2 Geology of Potential Site for Deep Disposal Facility

## (2)処分概念

NIREX が外部に発表している処分場概念を Fig.3 に示す。処分場の深さは地表から800m、地上からのアクセスはセラフィールドの敷地内から直径7.5m(25フィート)、全長8kmの2本のラセン状斜坑トンネルによって行う。立坑でなく斜坑としたのは、立坑の場合はリフトの巻き上げ建屋が地上に突出してPAにおける外観上の問題があること、斜坑は廃棄物の大量輸送の点から有利、と判断したからである。同様に処分場の真上の地上には換排気用設備が民家に似せて目立たぬようにしているだけとし、PA上の外観対策を講じる考えである。トンネルの傾斜は約1/6である。廃棄物は地上から遠隔でコントロールする電動のラック・ピニオンタイプの機関車で搬入する。2本のトンネルのうち1本が廃棄物搬入、空コンテナの返送用であり、他の1本は人の移動や資材運搬用のサービストンネルである。

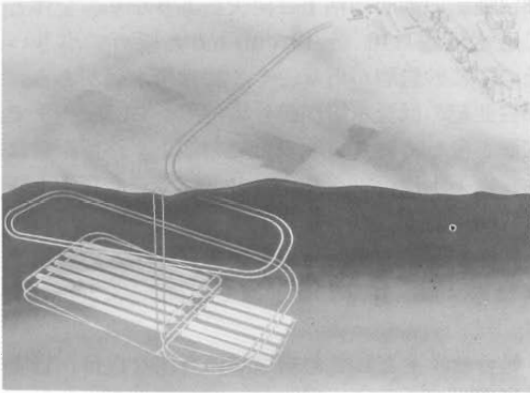


Fig.3 Concept of Proposed Deep Disposal Facility for Low-and Intermediate-Radioactive Waste

## (3)地下研究所

廃棄物地下処分における最も難しい技術的課題は、地下水の流動状況を把握することであろう。

NIREX においてもサイト周辺でボーリングを行い、水理地質構造情報を取得して地層モデルや解析条件を設定し、地下水流動解析を行い、地下水の処分場通過量、地下水の移行経路、その距離、流速などいわゆる地下水の流動状況を予測するという通常のやり方をとったが、許認可当局との間で解析結果の評価に食い違いが出るなど問題を残し、より詳細

で精度の高い地下水データを得る必要が生じた。

このため NIREX は1992年10月に地下研究所(岩石特性調査施設、RCF)を処分場建設に先行して建設することを決定した。RCF はサイト予定地の中に建設される。

RCF の目的は次の3点の原位置データ取得である。

- 地下水流動解析手法検証用の地質、地下水データの取得
- 処分場の設計データ、配置・方位決定データの取得
- 処分場の建設工法の選定、建設費積算に必要な岩石や断層に関する岩盤力学データの取得

このうちで最も重要なものは地下水データである。

以下に RCF で計画されている実施項目を列記する。

- 岩体中の割れ目や断層の地質図を作成するための広範な水平及び傾斜試錐
- 母岩を通過する地下水の流動特性を得るための水理地質学的測定
- 分散機構に関する情報を得るためのトレーサー試験
- 地下水の年代と起源を推定するための地球化学的試験
- 地下空洞の建設工法を確認するための岩盤力学試験
- 割れ目ネットワークによるガスの流れを研究するためのガス移行試験
- 岩体の化学的、熱的特性を調査するための試験

RCF の概念を Fig.4 に示す。調査は3フェーズに分けて行われる。第1フェーズでは深さ650mの立坑(両者の間隔50m、立坑内径5m)を2本掘る。地上には送風装置、クーリングタワー、セメントサイロなどが設置される。立坑開削工事では岩盤到達後は普通のプラスチック法を採用し、砂岩層には帯水層があるので止水のための凍結工事を行い、コンクリートライニングすることとしている。この2本の立坑及び地下の水平坑道そのものが研究施設である。NIREX の深地中処分概念では、地表と地下は斜坑で連結しているが、もし RCF の立坑をサイト予定地に建設するのであれば、それらは処分場の

地表/地下連結立坑としても使用できるはずである。従ってこのサイトに本格処分場を建設する場合は立坑方式となることも考えられる。

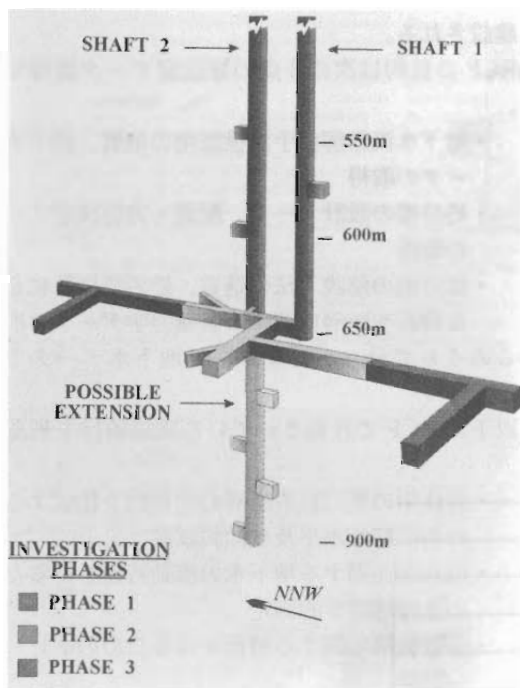


Fig.4 Schematic Design of a RCF

## 2. ドイツ

### (1)実施主体

ドイツでは廃棄物処分施設を建設し、運営する責任が連邦政府にあり、政府内の連邦放射線防護庁(BfS)が責任官庁である。従って BfS は連邦機関ではあるが、処分場の許認可権を持つ州政府に処分計画確認申請を行う。但し BfS は法的には処分実施主体となるが、処分場の建設、運営を民間の廃棄物処分場建設運転会社(DBE)に下請けさせている。

### (2)廃棄物の分類

ドイツではすべての廃棄物を深地中処分することになっている。廃棄物の中には高レベル廃棄物のように発熱性のものがあり、それを地下に処分すると、処分場の岩盤の温度上昇があり、岩盤の長期安定性に悪影響を与えることも考えられる。従ってどの程度の温度変化まで許容できるか検討された。この結果岩盤の自然温度変化に地下空洞(坑道)内換気による温度変化を加えた変動内であれば影響なしと

され、限界温度変化は $3^{\circ}\text{K}$ となった。これによりドイツでは処分される廃棄物は $3^{\circ}\text{K}$ を境にしてこれより温度変化が小さいものを「非発熱性」、大きいものを「発熱性」と分類している。限界値を求める熱計算は、坑道に沿って熱源は均等分布していると仮定して、単位長さ当りの最大熱出力にもとづいて行っている。

### (3)サイト

現在の計画では、「非発熱性」廃棄物の処分サイトはかつて鉄鉱石の鉱山であり現在は採掘をやめたコンラッド鉱山であり、「発熱性」廃棄物のサイトはゴアレーベン岩塩ドームである。

コンラッドの地表付近は第四紀層(層厚数10m)が薄く広く分布している。その下位には順に1億年前の上部白亜紀の地層(層厚約200m)、1.2億年前の下部白亜紀の地層(層厚約400m)、1.5億年前の上部ジュラ紀の地層があり、ジュラ層中の鉄鉱層に処分場が設置される。処分場母岩は石灰質泥岩である。下部白亜紀の地層は粘土と泥灰石よりなり、全体として透水係数は $10^{-10}$ ~ $10^{-11}\text{m}/\text{sec}$ と極めて小さいがその中に砂岩層があり、そこには帯水層がある。下部白亜紀の低透水層が処分場位置から35km先まで鉄鉱層を覆っており、地表までの地下水移行距離は長く、地下水移行シナリオにもとづく安全評価上極めて有利である。

発熱性廃棄物を処分するゴアレーベン岩塩ドームは幅4km、長さ14km、深さ3,000~3,500mに及ぶ。

処分サイトとしての岩塩層の有利な点は、岩塩の熱伝導率が大きく、岩塩ドームが長期間にわたって地下水から隔離されていると考えられること、岩塩は可塑性があつて割れ目ができにくいことなどがあげられる。

コンラッド鉱山、ゴアレーベンいずれにしても地下水の問題がほとんどないため処分サイトとしてはヨーロッパ諸国の中で最も恵まれた条件を備えていると言えよう。

### (4)処分概念

コンラッドは1965年から76年まで操業した鉄鉱石の鉱山であった。鉱山としては坑内が極めて乾燥していることに着目して処分場としての適性調査が1975年から1982年にかけて行われ、非発熱性廃棄物処分場として使えるという結論が下された。

鉱山には鉄鉱石採掘当時使われた立坑が2本使用可能状態で残っており、処分場の場合には、掘削岩屑(ズリ)の排出、廃棄物の搬入に使用する。Fig.5はコンラッド鉱山処分場の概念を与えるものであり、廃棄物は850から1,200mの深さの鉄鉱石採掘レベル坑道に定置される。

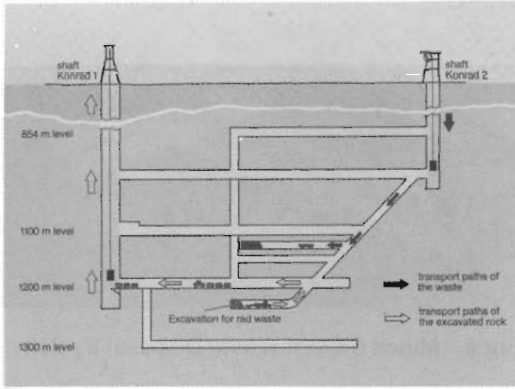


Fig.5 Planned Excavation and Emplacement Operations of the Konrad Mine

この処分場では原子力発電所の運転及び解体廃棄物、WAK(再処理パイロットプラント)の解体廃棄物、研究機関、医療機関からの廃棄物を処分するこ

ととしており、ドイツで発生する非発熱性廃棄物の95%を40年間に渡って受入れる計画である。残りの5%は現在のところ川東独側の岩塩層にあるモースレーベン処分場で処分する予定である。最終的な地下空洞(坑道)容積は65万 $m^3$ になる。空洞の廃棄物による充填率は50%としている。毎年発生する岩屑(ズリ)量は10万トンに達する。掘削はトンネルボーリングマシンで行っており、坑壁はコンクリートライニングせず、代わりに岩盤の弱い天井や壁から岩石の崩落が発生しそうな個所にはボーリングマシンに備えたロックボルト用開孔ドリルで岩盤に孔をあけてロックボルトを打込んで補強している。Fig.5に示されているように、地下空洞の開削工事と廃棄物定置作業を同時平行で行うことにより、投下資金(建設費)の遊びをなくすこととしている。廃棄物定置後に残る空間部はズリでバックフィルする。バックフィル材としてベントナイトやセメントを使うことは考えていない。Table 1は現在ドイツの電所で行われているコンディショニング方法と容器を示すのであるが、先にも述べたようにコンラッド処分場の地下水理条件がよいため、廃棄物の固型化は焼却灰に対してセメント固型化がなされるだけで、他の廃棄物は固型化による核種閉じ込めは考えておらず、鑄鉄容器に固型化せず封入して容器ごと処分するこ

Table 1 Conditioning and Waste Container for Nuclear Power Plant Waste in Germany

廃棄物の種類	コンディショニング方法	廃棄物容器
固体廃棄物 - 不燃物 - 可燃物	金属容器に高圧圧縮 灰を超高圧圧縮又はセメント固型化	10 $m^3$ コンテナ 10 $m^3$ コンテナまたは200リットル容器
液体廃棄物 濃縮廃液・沈澱物 イオン交換樹脂 油と洗剤	乾燥 乾燥/脱水、高温高圧圧縮 燃焼	鑄鉄容器 鑄鉄容器
炉心構造材	水中で切断、圧縮	鑄鉄容器
その他 - 放射性汚染金属 - 活性炭フィルター	熔融	鑄鉄容器の材料として再利用

ととしている。

コンラッド鉱山における廃棄物処分の安全評価は、操業段階と処分場閉鎖後段階にわけて行っている。処分場の深さレベルで観測された湧水量は空洞全体で50ℓ/分と驚くべき少量であるが、それでも閉鎖2000年後に処分場全体が地下水で飽和されることとして地下水移行シナリオに基づく安全評価(被曝線量当量評価)を行った。当然十分に安全であることを示す結果が導かれている。

ゴアレーベンサイトは1979年に発熱性廃棄物の処分用として選定された。処分場は岩塩ドーム内の深さ700~800mの位置に建設される。現在2本の立坑の開削工事が進行中であり、掘進長はそれぞれ約350m、270m程度である。公開された処分概念によると、発熱性廃棄物のうち、高レベルのガラス固化体及び直接処分する使用済燃料は、それらを収容する球状黒鉛鉄製キャスクごと処分する。キャスクは貯蔵、輸送、処分用の三役を兼ねるので、ひとたび廃棄物や使用済燃料を収容すると移し替えなしで処分までゆくので、作業者の被曝低減や移し替えコストの節約が図れるという利点がある。キャスク処分時の定置法には水平坑道に横置きか、水平坑道からさらに垂直に掘下げた縦孔に縦置き之二法考えられている。バックフィル材は岩塩屑だけである。

ドイツの処分サイトは地下水対策がほとんどいらぬという極めて恵まれた自然条件下にあるにもかかわらず、処分場に反対する政治勢力や住民の反対運動があり、コンラッド、ゴアレーベンともに今後の展望は不明であると伝えられている。

### 3. スイス

#### (1) 処分概念

スイスの処分実施主体は電力会社、連邦政府によって設立された「放射性廃棄物処分共同組合」(NAGRA)であり、全廃棄物を対象にして処分方策の確立、研究/技術開発、処分場の建設、操業を行う。

スイスでは原子力発電を継続していくために放射性廃棄物の処分の安全性を保証する必要がある、「1985年保証プロジェクト」(Project Gewähr-1985)を実施した。1985年末最終報告書が連邦政府に提出され、3年半の審議の後、1988年6月に「処分の安全性と実証性が保証された」とする結論が発表

された。

このプロジェクトでは、廃棄物の種類別に処分概念が示された。

低・短半減期中レベル廃棄物-B型処分方式  
長半減期中・高レベル廃棄物-C型処分方式

B型処分方式とは山腹内水平坑道定置処分方式のことであり、Fig.6に概念図を示す。

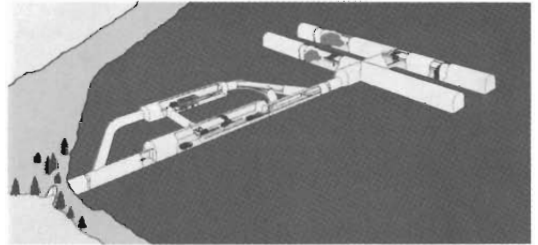


Fig.6 Mined Cavern Waste Disposal System

処分場の深さは地表から100~600m、山腹の入口からは水平坑道で連結している。廃棄物ドラム缶を角型コンテナに収容し、ドラム缶とコンテナの間の隙間をセメントで充填し、このコンテナをアクセス坑道から枝分れした坑道に定置する。定置後に残る空間はコンクリートでバックフィルする。

C型処分方式とは地層処分による深地中処分方式である。公開された概念によれば、1,200mの深さの花崗岩の中に高レベル廃棄物(ガラス固化体)の定置用水平坑道(直径3.7m)と長半減期中レベル廃棄物固化体を定置するサイロ(円柱状コンクリート製、外径10m、高さ50m以上)が建設される。高レベル廃棄物が入ったシリンダーを鉄製キャニスター(厚さ25cm)に収納し、これを水平坑道に横置きし、そのまわりを厚さ1mのベントナイトでバックフィルする。中レベル廃棄物用のサイロと廃棄物の間の隙間はセメントを充填し、サイロとその外側の空洞岩盤間は、ベントナイトでバックフィルする。

なお、A型処分方式とは浅地中処分方式のことであるが、人口密度の高いスイスでは安全性の面でPAの確立が難しかろうとして除外した。

保証プロジェクトの目的は、とにかく処分の安全性と実証性を保証することであるから、提案されたB型、C型概念の代替案の検討や、経済性評価は十分に行われていない。例えばベントナイトはバック



フィル材としては粘土、セメントよりも高価であるが、低透水性、放射性核種の移行がイオン拡散型で極めて遅い、温度上昇による水の対流が起らない、といった優れたバリア性能を持つ天然物質であるため安全性を保証するのに便利という観点から概念構築に用いられている。

#### (2)サイト

B型処分場のサイト調査が4地域で行われてきたが、このたびNAGRAは地層の安定性や環境影響の点で優れているスイス中央部のウエレンベルグを最終的な予定地として詳細調査を実施すべきことを政府に勧告した。ウエレンベルグの岩種は泥質石灰岩である。

サイトの地勢および地質からB型処分場とともに長半減期中レベル廃棄物の処分場のサイトとしての可能性もあるので、低・中レベル廃棄物処分場にすることを目論んでいる。高レベル廃棄物のサイトは、量が少ないこともあり、2000年頃にサイトを選定するスケジュールで作業が行われている。対象岩種は花崗岩と堆積岩である。保証プロジェクトではスイス北部に位置する花崗岩地帯を想定サイトとしたが、岩体の処分容量や隔離性能(天然バリアとしての性能)が必ずしも十分とはいえないとの指摘を受けて現在のサイト選定には堆積岩を加えた。

ウエレンベルグの低・中レベル処分場の建設は許認可等諸手続きが順調にゆけば今世紀末頃行われるとしている。この処分場では短半減期廃棄物はFig.6に示す山腹内水平坑道に定置し、長半減期中レベル廃棄物は、水平坑道レベルからさらに300m程度下の位置に掘った空洞の中のサイロに定置する構想である。

#### (3)地下研究所

スイスでは処分場サイトが決定されると、そこに地下研究所を設置して、サイト固有の地質、水理、岩石データを取得する必要があるため、ウエレンベルグにおいても地下研究所を建設し、岩石試験を行うことになる。現在のところスイスに存在する地下研究所は日本人廃棄物関係者が度々訪問しているグリムゼル試験研究サイトである。この地下研究所の存在するアルプス山中はアフリカ大陸側からのプレートがヨーロッパ側にもぐるため未だに造山活動があり、地質構造上処分場としての適性が無く、あくまでも試験サイトである。グリムゼルで実施されて

いる試験・研究については既往の報告が多数あるのでここでは省略することとする。

## 4. スウェーデン

### (1)実施主体

スウェーデンの処分実施主体は原子力発電を行っている4電力会社によって設立された「スウェーデン核燃料、廃棄物管理会社」(SKB)であり、処分対策の立案・企画、研究/技術開発、処分場の建設、操業を行う。

### (2)低・中レベル廃棄物処分概要

スウェーデンは1988年以来低・中レベル廃棄物の本格的な深地中処分を行っている。処分場はフォルシュマルク原子力発電所の沖合3km、バルチック海の水深5~6mの海底下60mの位置にあり、処分場の名称はSFR1である。

フォルシュマルク発電所サイトの地上入口と処分場は2本の斜坑でつながっている。SFR1は二段階に分けて建設され、第1段階施設はカマボコ型空洞(cavern, 長さ160m)4基、サイロ(高さ70m、直径30m)1基で構成されている。Fig.7に概念図を示

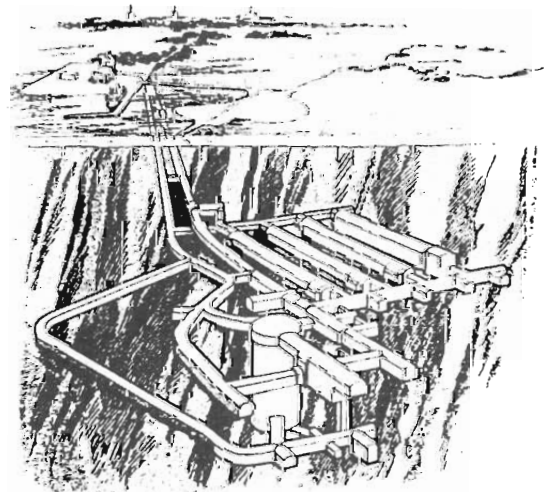


Fig.7 Schematic View of SFR1

す。空洞のうち3基が低レベル廃棄物用、1基は遠隔操作で扱う必要のある中レベル廃棄物用であり、サイロは中レベル用である。処分空洞内に廃棄物が定置されている様子をFig.8に示す。Fig.8の左側3本が低レベル用であり、定置後のバックフィルは行

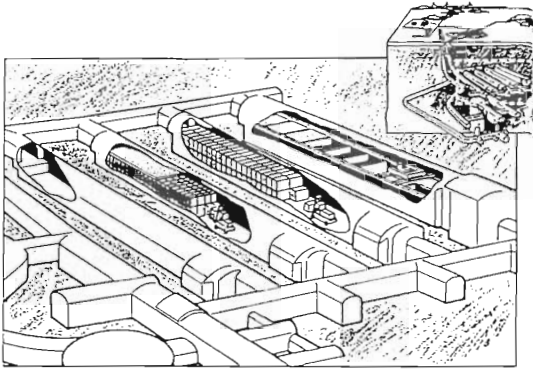


Fig.8 Rock Caverns for Low and Intermediate Level Waste

われないが、右側の中レベル用はセメントでバックフィルする。サイロは圧縮したベントナイト/砂混合土層(厚さ1.5m)の上に設置し、サイロ外側と岩盤壁の約1m幅の隙間は顆粒ベントナイトでバックフィルする。サイロの内部はFig.9のように格子状

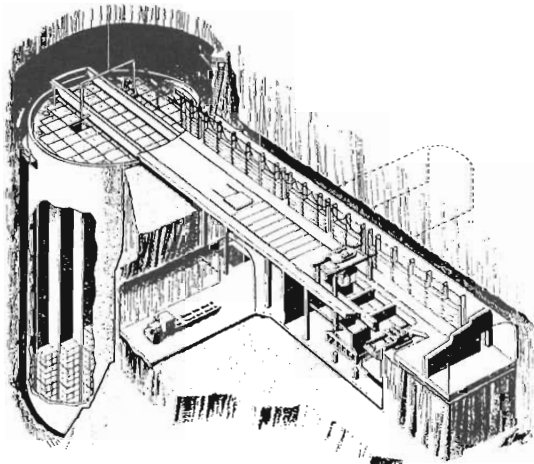


Fig.9 Waste Deposition in Silo of SFR 1

の区画(セル)に仕切られている。1区画の断面寸法は2.6m×2.6m、このセル内にサイロ上部からクレーンで角型廃棄物パッケージを降ろし三段積ごとに低粘性のモルタルを充填する。各セルが廃棄物パッケージで満杯になるとサイロ上部はコンクリートの蓋をかぶせて密閉する。SFR 1の第2段階では空洞を1ないし2基、サイロを1基増設する予定であ

る。SFR 1の受入総量は90,000m<sup>3</sup>であり、このうち37,000m<sup>3</sup>がサイロに定置される計画になっている。SFR 1は2010年に満杯になって密閉鎖される予定になっている。

原子力発電所の解体廃棄物専用処分場の名称はSFR 3である。SFR 3のサイトは現時点では未定であるものの、SFR 1が増設されてSFR 3になる可能性もある。SFR 3は、SFR 1とほぼ同様の空洞4基で構成され、10万m<sup>3</sup>の廃棄物を受入れる計画になっている。SFR 2はかつて炉心構造物用の処分場として計画されていたが、炉心構造物は高レベル廃棄物扱いすることになり、SFR シリーズからはずされた。

海底下の岩盤内に処分場を設置する安全評価上の有利点は、人間接近シナリオと放射性物質を含む地下水を飲むことによって被曝する井戸水シナリオに基づく被曝評価を回避できることである。また、地層は起伏のない構造なので地下水の動水勾配が小さく、地下水流速も小さくなるので放射性物質の移行は極めて遅いことも有利点である。

### (3)使用済燃料処分

スウェーデンは1980年の国民投票の結果2010年までに原子力発電をやめることを決定して以来、再処理・プルトニウムリサイクル路線を放棄して使用済燃料は地層処分してしまうこととし、スウェーデンの廃棄物対策プロジェクトであるKBSプロジェクトで直接処分の調査、研究、開発を続けている。直接処分システム概念は1983年に公表されたKBSレポートで明らかにされており(KBS-3)以後これが基本概念となっている。

Fig.10にKBS-3の概念図を示す。基本的システム概念は、

- ・鉄を内張りした銅製の使用済燃料キャニスター
- ・キャニスターの周囲の圧密ベントナイト
- ・安定した地層(岩種：花崗岩)

の各バリアで構成する多重バリアシステムである。

使用済燃料処分は大量の核燃料物質(ウラン、プルトニウム)及び核分裂生成物を埋設するので危険な印象を与えるが、地下深部の還元性雰囲気中で化学的に安定なUO<sub>2</sub>ペレットが放射性核種を保持し、燃料被覆管も残っているので、ペレット及び燃料棒が核種封じ込めのバリアとして働くうえに、ほ

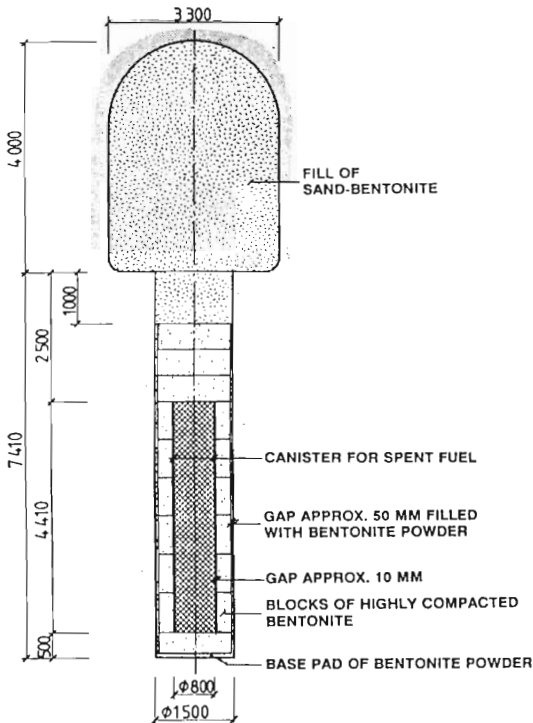


Fig.10 Deposition Hole of Spent Fuel

ば永久的な耐食性を持つ銅や吸水すると膨潤して透水性が極めて小さくなるベントナイトを人工バリアとして配置するので安全評価(被曝線量評価)結果によればガラス固化体の場合と変わらない安全性を示すことになる。スウェーデンの安全評価では銅は10万年間健全な状態であると仮定しており、この間核分裂生成物は大きく減衰し、10万年後に銅バリアが失われ、地下水と接触した時はウランやプルトニウム酸化物の還元性雰囲気中の地下水への溶融度は極めて小さくてたとえインベントリー量は大きくても結果的には地下水移行シナリオ評価による被曝量は十分安全なレベルであるとする結論が得られている。

技術的課題には、銅キャニスターを密閉する時の銅の溶接技術、使用済燃料の集合体部品を除去して燃料棒だけをキャニスターに封入する乾式の封じ込め施設のエンジニアリングなどがある。

使用済燃料や炉心構造物の高レベル廃棄物処分場(SFL)のサイトは1997年頃に決定すべくサイト選定作業が進められている。これと平行して使用済燃料

処分の研究/技術開発を行う地下研究所(Hard Rock Laboratory)が、オスカーシャム原子力発電所及び使用済燃料の岩盤内水中貯蔵施設(CLAB)近くのエスペ島に建設されている。地下研究所で行う研究内容はイギリスのRCFとほぼ同様である。地下研究所が使用済燃料の処分場になることはありえないとしているが、サイト候補地の一つがオスカーシャム原子力発電所の近くにある。

#### IV. まとめ

ヨーロッパ各国の処分の現状と動向を通観し低レベル廃棄物も長半減期の低・中レベル廃棄物と一括して深地中処分する方向にあることを確認したが、実現に至るまでにはまだ紆余曲折があろう。特に住民の合意(PA)を得るのに時間がかかりそうである。高レベル廃棄物あるいは使用済燃料の処分場に関してはドイツが一応ゴアレーベンを地層処分場サイトと決定しているもののサイトがある州では原子力発電に反対する政党が政権をとっているので許認可手続きが遅れ、建設工事は著しく停滞している。電力の75%を原子力に依存するフランスですら、地層処分場のサイト選定は難航している。フランスは1984年以来処分実施主体の放射性廃棄物管理庁(ANDRA)がサイト選定を行ってきたが失敗し、現在は国会議員(バタイユ氏)が地質調査所の技術的協力を得ながらサイト選定交渉を行っている。具体的な地元振興策も法律で定められている。処分場の立地の困難性を象徴する言葉にNIMBY(Not in my backyard)があり、NIMBY effectを克服するPA対策が技術面での対策に劣らず立地成功の鍵となっているようである。処分場反対運動には、処分場だけは困るという単純なNIMBY現象によるものと、原子力発電をやめさせる手段として処分場を作らせないという原子力発電反対運動と連動したものの2種類に分けられる。ドイツの現状はまさに後者と言えるであろうが、このケースはなかなか有効なPA対策がうてないようである。深地中処分場が遅れ気味であることに対応して、各国とも減容を進めるとともにイギリス、フランスは浅地中処分場の延命、拡充をはかり、ドイツ、スイスでは廃棄物の中間貯蔵施設の増強、新設が予定されている。ドイツではすでに述べたように同型化による廃棄物コンディショニングをやらないため最終処分量は10数年前

に比べて10分の1以下に激減しており、ゴアレーベンの中間貯蔵所の貯蔵能力にはまだ余裕がある。

このように減容し貯蔵能力を拡充しながら処分を待つというのがおおよその現状である。

深地中処分の安全性はまず天然バリア(地層)の隔離性能に依存する。即ち、人間が廃棄物に近づくケース(人間接近)と廃棄物が人間に近づくケース(地下水移行)の双方を天然バリアが押さえる。この天然バリア性能を補強するために人工バリアが開発されている。

人工バリアの性能要件は主に天然バリアの状態に依存し、またPA対策上の配慮が加えられることもある。例えばドイツのように処分場の地下水理条件が良好な場合にはほとんど人工バリアを配置する必要がなく、スウェーデンの使用済燃料処分の場合には銅のような耐食材料を使用しPAにも配慮している。イギリスはコンクリートのバリア性能に関する広範な研究を行っている。コンクリートのもつアルカリ性は放射性物質(特にその酸化物)の地下水への溶解を押さえる。長半減期の放射性物質の隔離においてはこの化学的抑止機能は不可欠であり、わが国でもコンクリートのもたらず化学的バリア性能研究は重要であると思われる。

処分のバリアシステムに悪影響を与える要因に廃棄物からのガス発生がある。

ガス発生原因として廃棄物中の金属(鉄、アルミニウム)の腐食、有機物の分解などが考えられる。原子力発電所の解体廃棄物などには多量の金属廃棄物が存在するのでこれらの処分時にはガス対策が必要になることも考えられる。量として最も多い鉄は溶存酸素が無い場合でも鉄と水素の酸化還元平衡電位の差により溶解し、水素ガスが発生するので処分

場を通過する地下水の電気化学的特性下でどの程度のガス発生が起これ、バリアに加わるガス圧、バリアの透気性、耐圧強度がどの程度であるか、バリア性能への影響度合を研究し、対策の必要の有無、有の場合の方法を検討しなければならない。

ヨーロッパ共同体委員会では「処分場におけるガスの影響に関するプロジェクト(PEGASUS)」で集中的な実験的、理論的研究が行われているところである。スウェーデンでは規制当局がガス対策を確立していないとしてサイロのセメント充填にストップをかけている。

また深地中処分では廃棄物パッケージの耐地圧強度も問題になる。処分場はいずれ完全にバックフィルして閉鎖することになるが、その場合にかかってくる地圧に耐えうる強度が必要である。例えばドイツでは廃棄物を圧縮減容する時には地圧相当力で圧縮することとしている。

ヨーロッパ諸国の廃棄物パッケージの形状は処分要件の一つである積み重ね性(stackability)をよくするため角柱にしている例が多いが、コンクリートや鋳鉄の角柱パッケージであれば耐地圧強度をもつ設計もし易く深地中処分への適性が認められる。

今後の原子炉解体時代を迎えるにあたってドイツが先陣を切り、フランス、アメリカでも行う予定の金属廃棄物を角型の廃棄物容器に加工して使用するの、処分量の減量、ガス対策(金属表面積減、耐食性増)耐地圧強度の点から有利性があり、わが国でも技術開発価値があると考えられる。

以上簡単にまとめたのであるが、ヨーロッパ諸国では深地中処分の方向であり、その実現のためPA対策、技術的対応が進められているので今後のわが国の処分対策におおいに参考になると思われる。

## レーザーによる遮蔽コンクリート切断技術の開発

戸村 英正\*<sup>1</sup>, 沓水 昭\*<sup>1</sup>, 森高 勇\*<sup>1</sup>  
脇坂 達也\*<sup>2</sup>, 菱河 恭一\*<sup>2</sup>, 守屋 正裕\*<sup>2</sup>

### *Research and Development of Laser Cutting Technology for Reactor Shield Wall Dismantling of Nuclear Power Facilities*

Hidemasa TOMURA, Akira KUTSUMIZU, Isamu MORITAKA,  
Tatsuya WAKIZAKA, Kyoichi HISHIKAWA, Masahiro MORIYA

Obayashi Corporation has been engaged in research and development concerning assurance of safety and overall technology required to proceed decommissioning of nuclear reactors and other facilities. Especially, development of the technology and system required to dismantle nuclear reactor shield wall, which is solidly-build structure and activated, is one of the important items to prevent exposure of workers and diffusion of radioactive substances.

We have been exerting a great deal of effort developing a laser cutting techniques as a remote controlled dismantling system for reactor shield walls since 1983, taking notice of its excellent characteristics necessary to dismantle the walls.

This article provide an overview of characteristics of concrete cutting technology by CO<sub>2</sub> laser on the basis of our experimental results, and a concept for applying the laser cutting method to reactor shield walls in commercial nuclear power plants.

The laser cutting method has excellent features as described in this paper, but it also has problems, at present, with its cutting capability (cutting depth and cutting speed) and its capital investment cost. However, the cutting capability is expected to be iraproved oncea resonator with an output as large as 40 to 50 kW is commercialized in near future. Its costcould compete successfully with other methods depending on the operating condition.

#### 1. はじめに

株式会社大林組は、今までに多くの原子力発電所の建設にたずさわってきた。そして、そこから得られた経験をもとに、将来実施される商業用原子力発

電所の廃止措置にそなえて、日本原子力研究所殿、(財)原子力発電技術機構殿、電力会社殿共同研究等の研究に参画するとともに、自社研究としてもその関連技術の開発に取り組んできた。

その中でも原子炉遮蔽壁解体技術の開発は極めて

\* 1 (株)大林組原子力本部 (Obayashi Corp.)

\* 2 (株)大林組技術研究所 (Obayashi Corp.)

重要な課題である。当社はレーザー切断の優れた特性に着目し、解体要素技術の一つとして1983年以来コンクリート構造物への適用化研究を重ねてきたが、一応の成果を得たのでここに紹介する。

## 2. なぜレーザー切断に着目したか

レーザー切断は後述のように材料の区別なく切断が可能で、遠隔操作性に優れ、二次生成物の発生量が少ないのが大きな特長である。したがって、原子炉遮蔽壁のような構造物の切断解体には基本的に非常に適した特性を有している。

### 2.1 原子炉遮蔽壁の特徴とその解体技術の条件

商業用原子力発電所の解体において我々がレーザー切断の適用対象と考えている部位は、Fig.1 に示されるような原子炉周辺の Primary Shield Wall (PWR の場合) または Thermal Shield Wall (BWR の場合) であり、放射化のレベルが遠隔解体を必要とする部分である。これらの構造物の特徴を整理す

ると次のようになる。

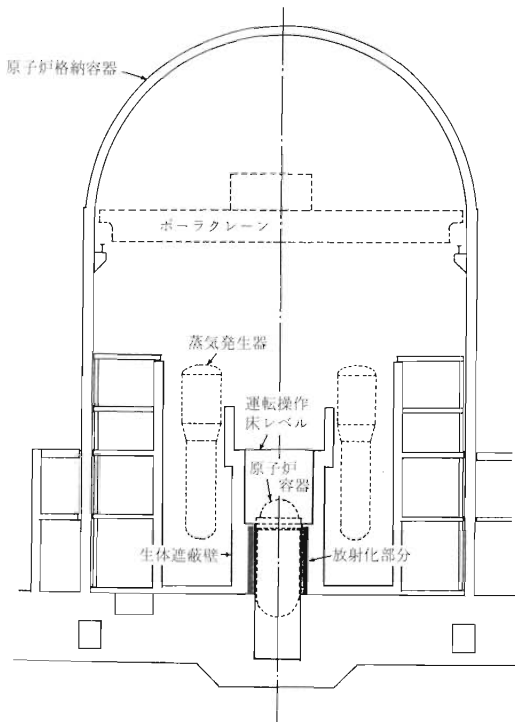
まず、Primary Shield Wall の場合には、

- a. 耐震上の要求からきわめて高密度の配筋がなされている。
- b. 内壁面が厚い鋼板でライニングされている。
- c. 壁の中には原子炉等を支える大型の鋼製アンカーが埋設されている。
- d. 壁に囲まれた部分(原子炉キャビティ)の空間線量率が高い。

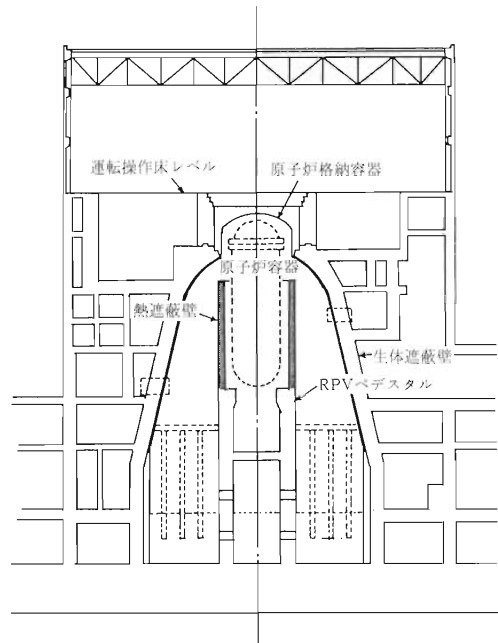
また、Thermal Shield Wall の場合には厚さが30～45mmの鋼板の中にコンクリートが充填された構造になっている。

いずれのタイプの原子炉でも、これらの遮蔽壁はきわめて頑丈に作られたコンクリートと鋼材の複合構造物であり、人が直接に接近して作業できない程度に放射化された部分である。そのため、これらの部分の解体に適用する技術が具備すべき特性としては、

- ①コンクリートと鋼材の同時切断が可能で、しかも



(a) Cross Section of PWR Reactor Building



(b) Cross Section of BWR Reactor Building

Fig.1 Activated Part Laser Cutting Application is Effective

ある程度の切断速度をもつこと。

- ②遠隔操作化が容易なこと。
  - ③切断に伴って発生する粉塵や汚染水などの二次生成物の発生量が少なく、かつその処理が容易なこと。
  - ④切断装置は修理や部品交換の頻度が少なく、運転の維持管理が容易なこと。
  - ⑤ある程度放射能レベル毎の区分ができるような切断精度をもつこと。
- などがある。①および④は切断能率の点から、②～⑤は被曝低減の点から必要な特性である。

## 2.2 遮蔽壁の解体に適用可能な既存工法

前項で列記したような特徴を有する原子炉遮蔽壁の解体に適用可能な主な既存技術とその特徴は次のとおりである。

- ①コンクリートカッター  
ダイヤモンドブレードを高速回転させてコンクリートを研削切断するものである。切断精度はよいが、鋼材量の多いコンクリートでは切断速度が低くなる。この点を改善するためにレジノイドブレードを用いる工法が開発されているが、砥粒が二次生成物として発生する。
- ②コアボーリング  
ダイヤモンドコアビットを高速回転させ、コンクリートを研削切断しながら孔あけするものである。孔を少しずつつらップして連続穿孔することで面としての切断も可能であり、厚さ3m程度のコンクリートも切断できる。その特徴はコンクリートカッターと同じである。
- ③ダイヤモンドワイヤソー  
スチールワイヤにダイヤモンドビーズを通したものを切断しようとする構造物に巻き付けてループ状とし、そのワイヤに張力をかけた状態で高速回転して切断するものである。大ブロック状の切断を得意とする。ダイヤモンドによる切削工法の共通の特性として、鋼材量の多いコンクリートの切断には時間がかかる。かなり、多量の冷却水を用いるので、その飛散防止と汚染水の処理が必要となる。
- ④火炎ジェット  
酸素と灯油の混合ガスを噴射燃焼して得られる超高速火炎ジェットで被切断物を溶断するものであ

る。コンクリート中の鋼材量が多い方がむしろ切断能率は上がる。切断溝幅がやや広いので粉塵等の発生量はその分多い。また、騒音が大きいので使用環境に応じて遮音対策が必要となる。

### ⑤ウォータージェット

水にアブレイシブ(研磨材)を混合して超高压で噴射して衝撃粉碎・研削切断するものである。アブレイシブを用いることで鉄筋コンクリートの同時切断も可能であるが、多量の水およびアブレイシブを使用するので、汚染されたそれらのものの処理設備が大がかりとなる。

### ⑥制御爆破

コンクリートに削孔し、これに火薬を装填して爆破解体するものである。爆破範囲を制御するため、装薬の位置、ガイドホール等を計画的に配置し、適切なタイミングで爆破する。あらかじめ自由端を設けたり、爆破後の二次破碎が必要であるなど、前処理およびあと処理に時間がかかり、また、作業の遠隔化が困難な部分もあるので、普通は作業者が接近できる程度の線量率の部分に使用される。

これらの工法のうち①、②、⑤、⑥は日本原子力研究所の東海研究所において、動力試験炉(JPDR)の生体遮蔽壁解体試験工事に使用されている。また、①の工法は原子力発電技術機構の実用発電用原子炉廃炉設備確認試験において、機械的くさび圧入工法との併用で適用性が実証しているものである。

本項で掲げた工法の特性を前述の遮蔽壁解体工法が具備すべき特性と比較すると、それぞれが非常に優れた特性を有するものの、残念ながら弱点も併有することは否定できない。たとえばダイヤモンドカッターによる切断工法は、切断精度に優れ遠隔操作化も可能であり、二次生成物の発生量も比較的少ないが、鋼材量の多いコンクリートでは切断速度が下がる。火炎ジェットおよびウォータージェットはコンクリートと鋼材の同時切断が可能であるが、二次生成物の発生量が多いなどである。そこで当社は2項冒頭に述べたような特長をもつレーザ切断工法に着目し、実用化に向けて研究開発を進めてきた。以下にレーザ切断の一般的特性、レーザ発振器、実験装置、実験結果および得られた知見、さらに実際の切断設備の概念などについて述べる。

### 3. レーザ切断の一般的特性

レーザー発振器から出射されたレーザービームを集光系により絞ると、焦点位置の近傍では径がきわめて小さくなって非常に大きなパワー密度( $10^6 \sim 10^8 \text{ W/cm}^2$ )が得られる。金属やコンクリートの切断は、このようなビームで材料を溶融し、その溶融ドロスを補助ガスで除去することにより行われる。すなわち光エネルギーを利用した熱切断法である。鋼材の切断などでは補助ガスに酸素を用いることで、鉄と酸素との酸化反応を有効に利用して切断能率を向上させることができる。

レーザービームによる切断技術は一般的に次のような特性をもっている。

- ①きわめて高いパワー密度により超高温で溶断するので、コンクリート、炭素鋼、ステンレス鋼などの材料の区別なく切断が可能である。したがって、鉄筋コンクリートなどの複合材料でも切断は容易である。
- ②非接触切断であり、切断反力がないため、装置が軽量となり遠隔操作化が容易である。
- ③切断溝の幅が狭いので、切断に伴って発生する粉塵、ヒュームなどの二次生成物の量が少ない。
- ④切断システムが単純で消耗品もほとんどないので、部品交換も少なく運転の維持管理も容易である。なお、放射線雰囲気中での部品交換は基本的にはないので、被曝低減には効果的である。
- ⑤完全無振動で、発生音としてはわずかのガス噴射音のみである。
- ⑥切断深さの制御はレーザーパワーや切断速度を変えることで容易に可能である。
- ⑦レーザービームは空気中をほとんど拡散せずによく伝達するので、大型発振器でも一定箇所を設置したままビームのみを切断場所まで伝送することが可能である。
- ⑧光学系により正確に切断位置が決められ、精度のよい切断が可能である。

以上のようなレーザー切断の特性は、2.1項で述べた遮蔽壁解体技術が具備すべき条件を満足するものである。

### 4. レーザ発振器

金属材料などの加工ではかなり大きな出力が必要なことから、従来  $\text{CO}_2$  レーザや YAG レーザが用いられてきた。また、最近  $\text{CO}$  レーザが優れた特性と大出力化により注目を集めている。

#### 1) $\text{CO}_2$ レーザ

$\text{CO}_2$  レーザの波長は  $10.6 \mu\text{m}$  で、非金属および溶融状態の金属によく吸収される。発散角が小さいので遠方までレーザービームの伝送が可能である。

各種の発振器のなかで、現在もっとも大きな出力が得られているのが  $\text{CO}_2$  レーザである。市販品としては米国 UTIL 社の  $45 \text{ kW}$  が最大であり、国産では三菱電機製の  $10 \text{ kW}$  発振器が最大である。これらの発振形式は CW (連続波) で、ビームモードはいずれもリングモードである。なお、大出力レーザーの場合は出力の増大とともにミラーの変形などのためビームの質が低下する傾向があるので、使用に際しては注意が必要である。

#### 2) YAG レーザ

YAG レーザは  $\text{CO}_2$  レーザに比べて一桁小さい  $1.06 \mu\text{m}$  の波長をもち、光ファイバー伝送が可能のため、ロボットと組み合わせて3次元加工が容易である。しかし出力は  $\text{CO}_2$  レーザに比べて低い(現在では連続波で最大  $2 \text{ kW}$  程度)ので、大出力を必要とするコンクリートの切断に適用するのは現在のところ無理である。YAG レーザも出力の増大とともにビームの集光性が悪くなるので、短波長であるにもかかわらずむしろ集光強度が低下する。

#### 3) $\text{CO}$ レーザ

$\text{CO}$  レーザの波長は  $5 \mu\text{m}$  帯で  $\text{CO}_2$  レーザの半分であり、物質に吸収されやすく光ファイバーによる伝送の可能性がある。短波長なので集光性もよく、高いパワー密度を得ることができる。市販品としては三菱重工業製の  $5 \text{ kW}$  発振器があり、 $10 \text{ kW}$  以上のものも開発されている。

以上の発振器の現状から、当社では国産の市販品で最大の出力をもつ三菱電機製  $5 \text{ kW}$  および  $10 \text{ kW}$   $\text{CO}_2$  レーザ発振器を用いてコンクリートの切断実験を実施したので、以下  $\text{CO}_2$  レーザによる切断について述べる。



### 5. 切断実験装置

当社で用いた実験装置の概要を Fig.2 に示す。装置は CO<sub>2</sub> レーザ発振器、ビームガイド、ビーム集光系、ガス系、切断ノズルおよび加工テーブルからなる。

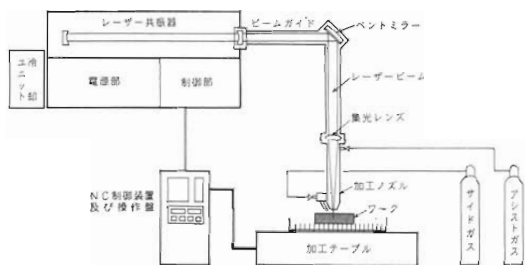


Fig.2 Fundamental Make-up of Laser Cutting Devices Used in Our Experiments

レーザー発振器は三軸直交・不安定型で、連続波定格出力は 5 kW および 10 kW のものである。使用したレーザー波形は CW、ビームモードはリングモード、M 値は 2 (5 kW) または 3 (10 kW) である。

ビーム集光方式は主として焦点距離 508 mm の透過レンズ方式および焦点距離 918 mm の金属ミラー方式である。

溶融ドロスを除去するためのガスの種類は窒素または空気であるが、鉄筋コンクリートの場合にのみ酸素を用いた。ガス流量は 300~550 l/min である。

切断ノズルはレーザービームが射出する加工ノズルとドロス除去のためのガスを吹き出すサイドガスノズルからなる。いずれも先端は銅製で水冷されている。

加工テーブルは XY 平面上で任意の方向に NC 制御で移動できるようになっている。試験体はこの上に所定の高さでセットされた。

### 6. 実験結果および考察

ここでは、当社がこれまで実施してきた実験の結果から、コンクリートの切断特性に影響を与える主な因子(加工ファクター)と、その切断特性について述べる。本報告文の中で因子と切断深さを示すグラフはすべて無筋コンクリート試験体を切断した結果である。なお、コンクリート試験体の調合はできるだけ実機の遮蔽壁に近いものとし、設計基準強度を 24 MPa および 30 MPa とした。

#### 6.1 レーザパワーおよび切断速度の影響

ほかの材料の切断と同様に、コンクリートの切断においても切断深さおよび切断幅に最も強く影響する因子は切断速度およびレーザーパワーである。Photo 1 に厚さ 30 cm のコンクリート試験体を切断中の様子を示す。写真でみるように、試験体は表面から焦点面までの距離を一定に保てるよう、加工テーブル上に固定された高さ可変の架台上に置かれている。Fig.3 は切断速度と切断深さの関係を示すものであるが、切断速度を対数とする片対数グラフに

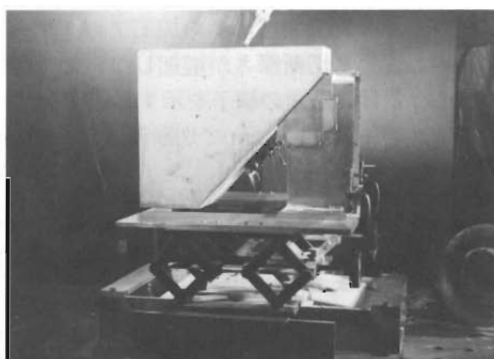


Photo 1 Laser Cutting of Plain Concrete Specimen (Maximum Thickness of 30 cm)

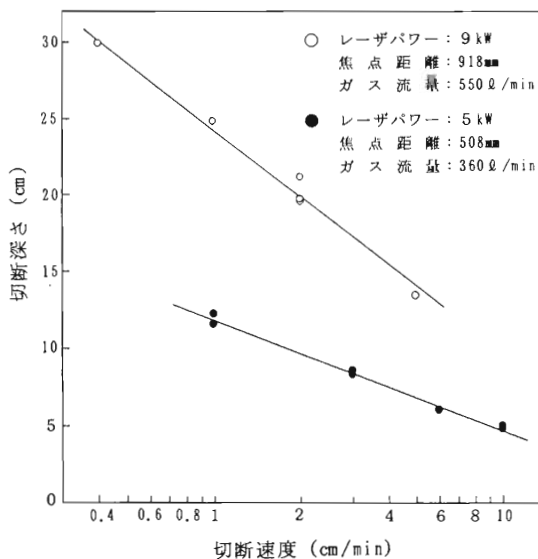


Fig.3 Effect of Cutting Speed on Cutting Depth of Concrete

において、両者は比較的きれいな直線関係となることが認められる。この関係はレーザーパワーを対数として切断深さとの関係をみたときも同じである。さらに、入射エネルギー(試験体に入射するレーザーパワーを切断速度で除したもので、単位は Joule/cm) と切断深さの関係も Fig.4 に示すように同じ傾向が認められる。これらの図から明かなように、レーザーパワー、焦点距離、ガス流量などの加工ファクターの組み合わせの違いによって因子と切断深さの関係に顕著な差がみられる。このことから、単にレーザーパワーを増したり切断速度を低くするだけでなく、焦点距離やガス流量などほかの加工ファクターを適切に設定しないと切断深さが増加しないことがわかる。Photo 2 は切断面の様子を示すものであるが、入射エネルギー1340kJ/cm で切断深さ30cm を得ている。

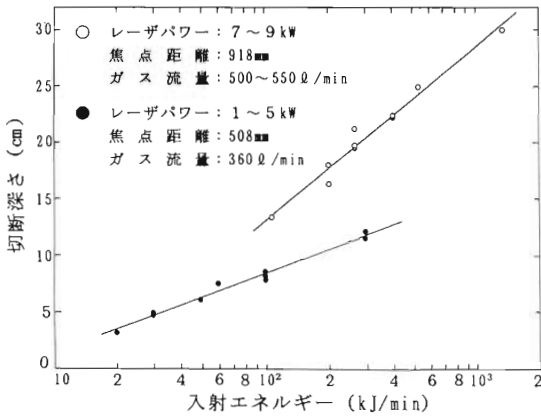


Fig.4 Effect of Incident Laser Energy on Cutting Depth of Concrete

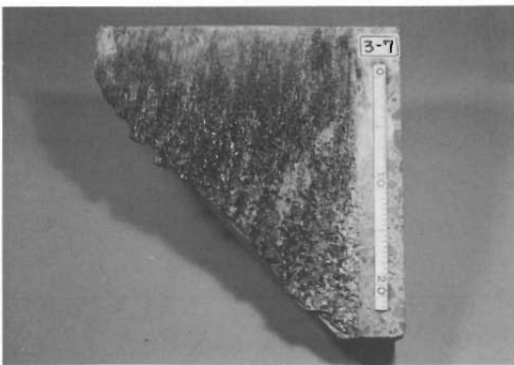


Photo 2 Cut Surface of Plain Concrete Specimen (Maximum Thickness of 30 cm)

## 6.2 焦点距離および焦点位置の影響

集光系の問題として焦点距離も切断深さにかかなり影響する。周知のように、TEM<sub>00</sub>モード光を集光したときには、焦点距離  $f$  (あるいは  $F$  値)が増すとビーム集光点での直径すなわちスポット径  $d$  は  $f$  に比例して大きくなるが、焦点深度は  $f$  の2乗に比例して大きくなる。したがって、 $f$  の大きい方が集光点の前後での平均パワー密度の減少が緩やかとなるので、厚い材料の切断には適している。しかし一方、スポット径  $d$  も大きくなるので、パワー密度が下がり、温度上昇も抑制される。そこで大きな切断深さを得るには、 $f$  を大きくすると同時に、パワー密度が下がらないようにできるだけ大パワーを用いる必要がある。

Fig.5 は同じ入射エネルギーに対して  $F$  値が切断深さにどのように影響するかを、当社の実験で得られた結果をもとに示したものである。なお、 $F$  値とは集光レンズまたは集光ミラーの焦点距離  $f$  を、そのレンズまたはミラーに入射するレーザービームの直径  $D$  で割った値 ( $f/D$ ) である。同図から、切断深さは  $F$  値が大きくなるにしたがって減少する傾向があることが観察される。 $F$  値7.7のときの切断深さに対する  $F$  値33.3のときの切断深さの減少率は、入射エネルギーが400kJ/cm のとき約20%、286kJ/cm のとき38%であり、入射エネルギーが大きい方が減少率は少ない。この傾向は、上述の焦点距離の増加に伴い大パワーが必要なことを説明している。しかし逆に  $F$  値をどんどん小さくすれば切断深さがそれだけ増すということではない。それは  $F$

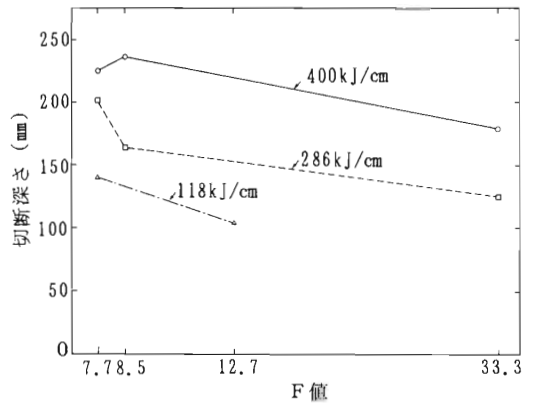


Fig.5 Influence of F Values on Cutting Depth of Concrete

値をあまり小さくすると切断溝の幅が小さくなりすぎて、溶融ドロスの排出が悪くなるためである。

焦点位置については、入射エネルギーが同じ場合、理論的には材料厚さの1/2の位置に置くことが最も深い切断深さを得ることになる。しかし、焦点位置を深くするほど、材料表面でのパワー密度が下がること、切断溝の最も狭まった部分が内部に入るためドロスの流れが悪くなるなどの理由で切断深さは増えない。したがって、材料の厚さによって最適焦点位置が存在することになる。

### 6.3 吹付けガスの影響

コンクリートの切断では、粘性の高い溶融ドロスを切断溝内から除去するために吹き付けるガスの作用も非常に重要である。一般にガスの流量・流速が大きいほどモーメントが大きいのでドロスは良く除去され、切断深さも増える。ただし、あまり流量が多くても冷却効果が増すので、入射エネルギーに応じた最適な値が求められる。

ガス圧力については0~0.8MPa/cm<sup>2</sup>までの範囲では切断深さに影響を与えないとの報告<sup>2)</sup>がある。

### 6.4 骨材の種類による影響

コンクリート材料の中で大きな混合割合をしめる骨材については、その岩石の種類によって切断深さに多少の差が生じることは以前から報告されている<sup>3)</sup>。当社では、安山岩、硬質砂岩および石灰岩をそれぞれ粗骨材とするコンクリート試験体について切断試験を行った。その結果をFig.6に示す。同図

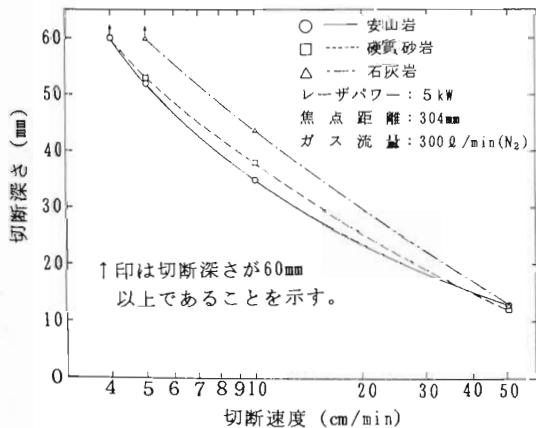


Fig.6 Influence of Various Kinds of Aggregates on Cutting Depth

で見ると、切断速度が50cm/minと速い場合には、切断深さが浅いこともあって三者でほとんど差はないが、10cm/min程度以下の低速域では、石灰岩を粗骨材とするコンクリートの切断深さは、他の2種類の粗骨材のものより約15%ほど大きくなるということが認められた。

石灰岩、花崗岩、玄武岩などの岩石単体でのレーザー切断実験についての報告もあり<sup>4)</sup>、切断速度20cm/min程度では同じ切断速度において切断深さは石灰岩が花崗岩や玄武岩より大きいという結果が得られている。

### 6.5 埋め込み鋼材の影響

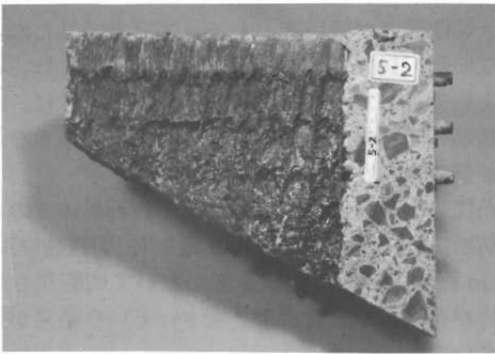
鉄筋などの鋼材が埋め込まれたコンクリートの切断に酸素を用いると、酸化反応による熱がレーザーの照射熱に重畳されて溶融が促進される。また、同時に溶融鉄の低粘性に助けられて溶融コンクリートの流れが促進される。このことから、レーザー切断ではコンクリートカッターやウォータージェットなどに比べて埋設鋼材の多い方が切断が容易ということになる。

Photo 3(a)は直径10mmの鉄筋が3段に埋め込まれた試験体(最大厚さ25cm)を、入射エネルギー約360kJ/cmで切断したときの切断面であり、Photo 3(b)は同じく最大厚さ25cmの無筋コンクリート試験体を入射エネルギー約270kJ/cmで切断したときの切断面である。入射レーザーパワーは両者とも同じで約9kWであり、集光系の焦点距離も同じである。ただし使用ガスは鉄筋入りは酸素、無筋の方は空気である。

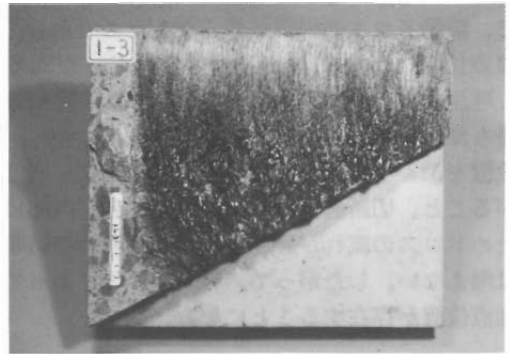
両切断面を比較すると、入射エネルギーに多少の差はあるが、鉄筋入りコンクリートの方のドラッグラインは最大切断深さの部分でほとんど垂直であり、ドロスの流れがきわめて良好であることを示している。このような状態では切断深さをさらに大きくすることは容易である。

Photo 4は直径41mmの鉄筋入り試験体(厚さ17cm)を入射エネルギー約270kJ/cmで切断中の状況であり、Photo 5はその切断面の様子である。鉄筋が激しく酸化燃焼して良く流下していることが観察できる。

レーザー切断では上述のような種々の因子が切断深さに関係し、また、因子は互いに影響を及ぼし合う



(a) Reinforced Concrete Specimen



(b) Plain Concrete Specimen

Photo 3 Comparison of Cut Surfaces of Reinforced Concrete and Plain Concrete

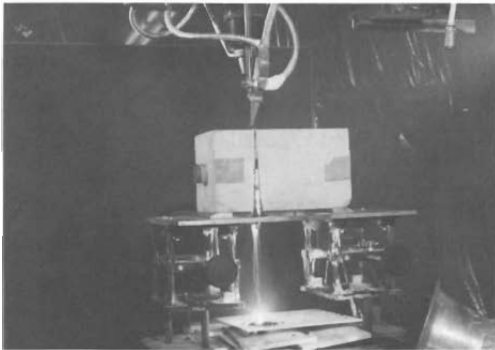


Photo 4 Laser Cutting of Concrete Specimen Reinforced by Deformed Bar D 41



Photo 5 Cut Surface of Concrete Specimen with D 41

ので、同じレーザーパワーでも切断深さにかなりの違いが生じてくる。したがって、切断対象に応じて各因子についての最適値を設定することが、大きな切断深さを得るためのポイントになる。

## 7. 実際に適用する場合の概念

Fig.7 はレーザー切断工法により原子炉遮蔽壁の内側を切断している様子を概念的に示したものである。壁は内側からレーザーによりブロック状に切断され、切り出されたコンクリートブロックは、別に設けられた把持設備により把持され搬出用コンテナに移される。所定の量のブロックが入ったところでコンテナは蓋をされ、表面を除染後格納容器外に搬出される。

切断に伴って発生する若干の粉塵およびヒュームの拡散を防ぐため、切断箇所では局所集塵を行うとともに、原子炉キャビティの上部にはグリーンハウスを設け、キャビティ内部全体を負圧に保つ。

レーザー発振器は原子炉キャビティ上部の作業床上 (Fig.7) または格納容器外部に設置され、レーザービームは何枚かの反射ミラーを内蔵するビームガイドにより切断ノズルまで伝送される。

Fig.8 は光学系の概念を示すものである。キャビティ内部には集光システムおよび切断ノズルを保持するサポートシャフトを設け、切断作業中は集光システムおよび切断ノズルを電磁石によりサポートシャフトに固定する。切断ノズルの前におかれる集光システムでは、発振器から送られてきたビームを所

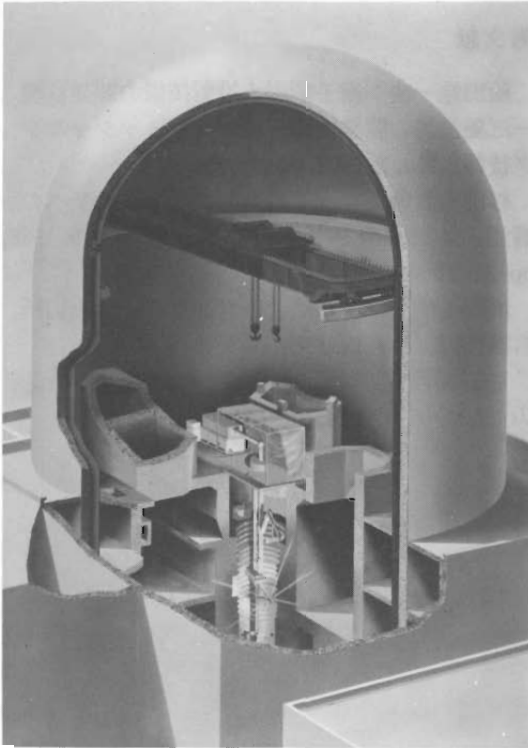


Fig.7 Application Example of Laser Cutting System to PWR Power Plant

定の焦点距離で集光する。集光システムおよび切断ノズルは回転ミラー  $M_1$  を中心に上下左右に回転するようになっており、また前後にも動くようになっている。また、それらはサポートシャフトのまわりに  $360^\circ$  旋回し全体が上下できるようになっている。先述のように  $CO_2$  レーザの場合はビームの拡散は少ないが、ビームの並行度を保つため伝送距離に応じて途中にコリメータを入れる。

切断システムの運転は、格納容器外部に設置された運転管理室から遠隔操作で行われる。

## 7. おわりに

以上述べたようにレーザー切断は非常に優れた特性をもっているが、現在ではまだ切断能力(深さ、速度)およびコストに関し解決しなければならない点がある。しかし切断能力についてはすでに4.項で述べたように数10kW 級の大出力発振器が開発され

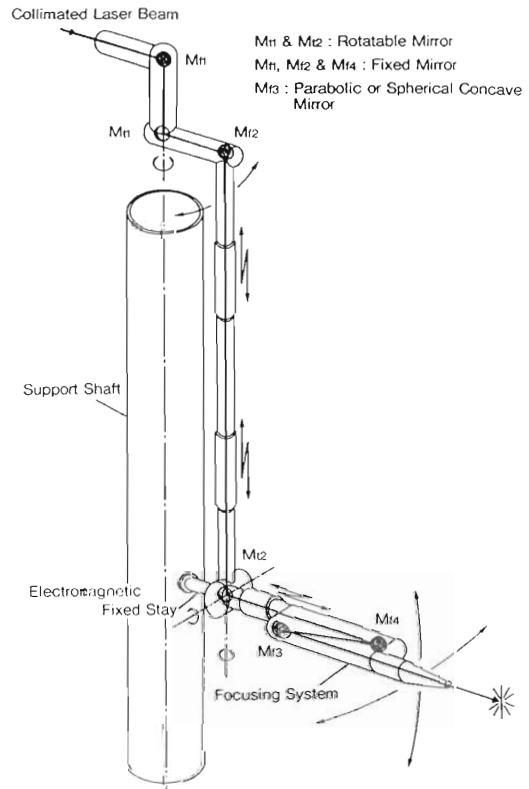


Fig.8 Concept of Optical System Set-up

ているので、切断技術の開発が進めば十分解決できる問題と思われる。すなわち、Fig.4 に示されるレーザーパワー  $7 \sim 9 \text{ kW}$  のケース(○印)で考えると、ビーム品質および切断設備の条件が同実験と変わらないとすれば、同図で直線で示される回帰式による試算として、たとえば入射パワー  $45 \text{ kW}$  のレーザービームに対して Table 1 のような結果(概算)が得られる。

同表から、切断速度が  $3 \sim 4 \text{ cm/min}$  程度であれば、切断深さおよび切断面積ともに実用的な範囲に入るものと考えられるが、切断設備の性能を改善すれば、さらに能力を向上することも可能と思われる。

また、発振器は現在世界的に大出力化の方向にあるので、販売台数の増加とともに価格が下がることが期待できる。

これらのことを背景に、現在用いられている種々の切断法と同様に、レーザー切断が遮蔽コンクリート

Table 1 Calculated Cutting Depth and Area for Incident Laser Power of 45 kW

切断速度 (cm/min)	切断深さ ( mm )	切断面積 ( cm <sup>2</sup> / min )
1	350	35
2	310	62
3	280	84
4	260	104
5	240	120

切断技術の一つとして将来実現できるものと考えられるので、大林組では当切断技術に関しさらなる能

力向上を目標に、今後も多角的な検討を進めるつもりである。

#### 参考文献

- 1) 松田桂一他：原子炉廃止措置技術の開発状況－三菱重工の開発技術－、デコミッショニング技報、No. 7, 1993, pp15-29
- 2) 杉田和直他：レーザのコンクリート切断への適用、コンクリート工学、Vol. 24, No. 9, 1986, pp13-21
- 3) 浜崎正信：レーザによるコンクリートの切断、溶接技術、No. 12, 1984, pp75-79
- 4) 荒田吉明、宮本勇：レーザ切断、溶接学会誌、Vol. 43, No. 8, 1974, pp82-89

## 制御爆破による放射線遮蔽コンクリート建造物の解体工法(1)

原田 実<sup>\*)</sup>, 柿崎 正義<sup>\*)</sup>  
小林 正邦<sup>\*\*)</sup>, 清木 義弘<sup>\*\*\*)</sup>

### *Controlled Blasting for Demolition of Biological Shield Concrete Wall*

MINORU HARADA, MASAYOSHI KAKIZAKI  
MASAKUNI KOBAYASHI and YOSHIHIRO SEIKI

Controlled blasting for the partial demolition of a concrete structure should be arranged by selecting a type of explosive, estimating the proper quantity of explosive, and designing an effective charging pattern.

Two types of tests were performed to understand various aspects of blasting design. The first was a basic test to determine an appropriate type and volume of explosive, using concrete cylinders 90 cm in diameter. The second test was performed to increase understanding of the effects of blasting on structures, using circular concrete cylinders, about 500 cm in outer diameter and about 200 cm in inner diameter. Reinforcing bars were arranged in tight patterns within both specimens. Test results were as follows:

- 1) Urbanite was the best explosive for controlled blasting
- 2) When using the core removal method, most of the concrete was removed except for very small portions which were protected by reinforcing bars.
- 3) When using the bench-cut method, the closer the bore hole spacing and the shorter the offset from the surface, the higher was the percentage of planned removal which was accomplished.
- 4) Less dust, noise, vibration and shock waves were generated by controlled blasting than by other blasting methods.

### 1. はじめに

近年、都市再開発、建造物のリフォームなどに伴って土木建造物、地下建造物及び原子力発電所施設のような大型コンクリート建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提案が望まれている。これらの鉄筋コンクリート建造物は、一般的に太径の鉄筋が使用され、また鉄筋量が多く、堅

固であるため解体・撤去が困難な建造物である。これらの解体対象物には、構築条件や環境条件などから、特殊な解体技術を持った計画的な解体撤去システムの導入・適用が必要となっている。

本研究は、剛強かつマッシブな放射線遮蔽体の鉄筋コンクリート建造物を模擬した試験体を用いて、最適な制御爆破による計画的破砕法、制御爆破と大型ブレーカ等の組み合わせ工法(爆破併用工法)などに

\* 鹿島建設(株)技術研究所 (Kajima Corporation)

\*\* 鹿島建設(株)原子力室 (Kajima Corporation)

\*\*\* 日本原子力研究所東海研究所 (Japan Atomic Energy Research Institute)

おける爆薬の種類・薬量・装薬方法、破碎特性及び環境特性(粉じん、振動、騒音、爆風圧力)などを究明し、制御爆破設計の基礎資料を得たものである。

## 2. 最適な爆薬の選定実験

制御爆破は、爆薬を装薬孔内に空隙をもたせて装填し、この空隙を緩衝材として爆破時の衝撃力を弱めたもので、被解体部の損傷を少なくできる爆破技術である。

本実験は放射線遮蔽コンクリート構造物を制御爆破する場合に有効な爆薬・薬量を選定したものである。

### 2.1 実験因子と水準及び測定項目

Table 1 に制御爆破に有効と思われる3種類の爆薬と測定項目を示した。爆薬の種類は、爆速で分類し、低速(2, 500m/s以下)のアーバナイト、中速(2, 500~4, 500m/s)のスラリー爆薬、高速(4, 500m/s以上)の2号稷ダイナマイトとした。

実験に用いた装薬量は、爆薬の単体による破碎効果の比較ができるような量とした。また、測定項目の一次破碎は爆破直後の破碎状況の測定で、二次破碎は爆破後にブレーカ等による処理状況の測定である。

Table 1 Experimental Factor and Measuring Item

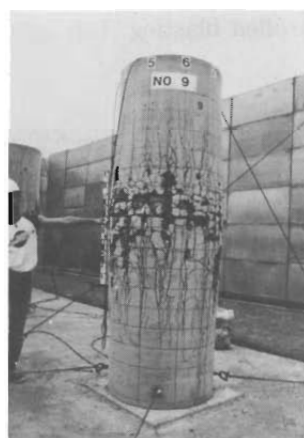
因子	水準		
	1	2	3
爆薬種類	アーバナイト	スラリー爆薬	2号稷ダイナマイト
装薬量(g)	200	300	400
単位装薬量(kg/m <sup>3</sup> )	0.351	0.526	0.702
測定項目 (評価項目)	○コンクリート圧縮強度、引張強度 ○一次破碎(ひびわれ本数とその長さ、剥落コンクリート重量、鉄筋の伸び、膨張体積) ○二次破碎(破碎体積、作業測定・効率) ○環境特性(粉じん、振動、騒音)		

### 2.2 試験体の形状・寸法

試験体は破碎効果が明確に把握できると同時に、断面内で破壊応力が均等に作用させるために円柱体とし、寸法は直径900mm×高さ2,700mmとした。配筋と径は、横筋 D10@50mm、縦筋 D19@150mm(鉄筋比0.35%)とした。装薬位置は、円柱試験体の上下面中央部に装薬孔34mmφ、深さ1.35mとした。実験時のコンクリート圧縮強度は29~34MPa(気中養生)であった。

### 2.3 実験結果

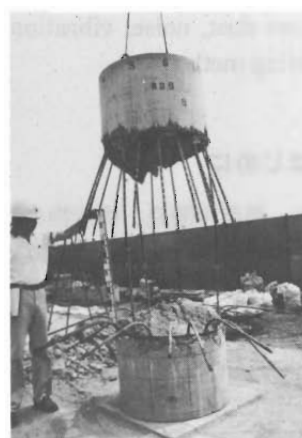
Photo 1(1)~(3)に爆破後における一次破碎及び二次破碎の試験体の状況(一例)を示す。



(1)After Blasting



(2)After Taking Cover Concrete Off



(3)After Breaking

Photo 1 Condition after Blasting and Breaking : Arbanait 300 g



(1)一次破碎特性

一次破碎の特性は、爆破エネルギーが有効に作用しているかの評価を Table 1 の測定項目について行った。ここではひびわれ本数と平均ひびわれ長さの結果と評価について記述する。

Fig.1 に薬種とひびわれ本数の関係を示す。ひびわれ発生の本数はアーバナイトが最も多く、2号種ダイナマイト、スラリー爆薬が同程度であった。また、薬量に対するひびわれ本数は、300g のとき最も多く、200g、400g の順に少なかった。2号種ダイナマイトはコンクリートが集中的に破碎し、アーバナイトとスラリー爆薬はひびわれ発生が疎になって拡散的な破壊力を有していることが判った。

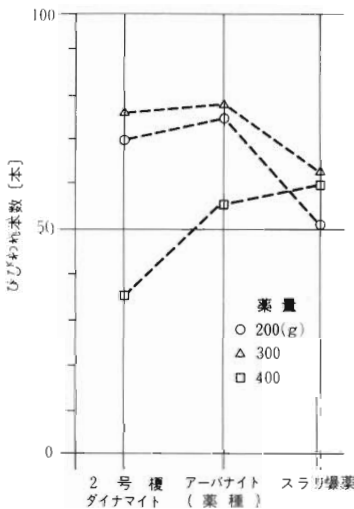


Fig.1 Relationship Crack Number to Kind of Explosive

Fig.2 に薬種と平均ひびわれ長さの関係を示す。アーバナイト、スラリー爆薬は2号種ダイナマイトに比べて平均ひびわれ長さが大きく、アーバナイトの薬種400g が最も顕著で、ひびわれが拡散していた。つまり2号種ダイナマイトは、平均ひびわれ長さがアーバナイト、スラリー爆薬に比べて小さくなり、ひびわれ本数がスラリー爆薬と同程度であることから破壊力が集中しているものと考えられる。

これらのことから、爆薬による鉄筋コンクリート構造物の破碎特性は高速爆薬ほど局部的であり、中・低速爆薬はひびわれが広い範囲にわたって拡散し

ていることがわかった。

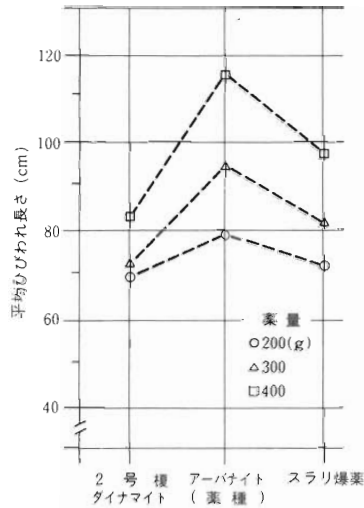


Fig.2 Relationship Crack Length to Kind of Explosive

(2)二次破碎特性

コンクリートプレカによる二次破碎の破碎効率 (m<sup>3</sup>/h) はアーバナイトが最も良く、スラリー爆薬と2号種ダイナマイトでは同程度であった。アーバナイトは薬量が少ないほど破碎効率がよかった。このことは所定の試験体の大きさであれば、爆破エネルギーが緩衝することなく有効に作用したためと思われる。

(3)環境特性

Fig.3 に薬種と環境特性のうちの振動特性(振動加速度レベル)の関係を示す。これより振動加速度レベルが比較的に低かった薬種はアーバナイトであった。振動加速度レベルと薬量とは相関関係にあり、振動加速度レベルは薬量が増えると大きくなる傾向にある。また、騒音レベルは振動と同様な特性を示し、薬量が増えると大きくなった。そのうち2号種ダイナマイトの騒音レベルは最も大きく、スラリー爆薬が最も低くなった。

粉じん濃度(粒径10μm以下)は全薬種とも破碎体積が大きくなると高くなる。また、単位膨脹体積当たりの粉じん濃度は2号種ダイナマイト、アーバナイト、スラリー爆薬の順で小さくなった。

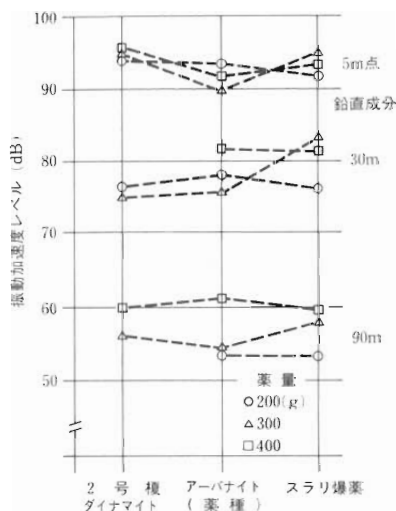


Fig.3 Relationship Vibration Acceleration Level to Kind of Explosive Compound

2.4 まとめ

Table 1 の測定項目を総合的に評価した結果、最適な爆薬の薬種は低爆速で爆発エネルギーの大きいアーバナイト、薬量は400g/孔(単位装薬量0.70kg/m³)であることがわかった。

3. 心抜き・払い発破による制御爆破実験

本実験は Fig.4 の試験体を計画的に破碎するため、新たに自由面を作る「心抜き発破」及び計画破碎線の境界まで破壊する「払い発破」による爆破方法、装薬量を設定し、破碎特性、環境特性(粉じん、騒音、振動、爆風圧力)及び作業効率などの基礎データを取得した。

3.1 試験体の形状・寸法

試験体は Fig.4 に示すように既往の放射線遮蔽コンクリート構造物の一部を想定して、高さ2m、壁厚さ1.5m(外径5m、内径2m)の円筒形鉄筋コンクリート構造物とした。爆破試験のゾーンは試験体の1/4範囲とした。鉄筋径及び鉄筋ピッチは、主筋D29、縦筋・横筋共@200mmとし、鉄筋のかぶり厚を50mmとした。実際の構造物はコンクリート躯体が垂直方向に連続していることを想定して、試験体の下部は鉄筋で補強し拘束した。実験時のコンクリ

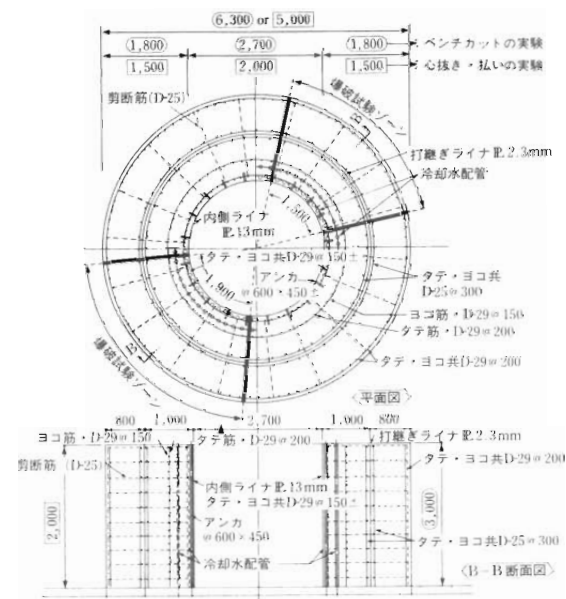


Fig.4 Proportion of Specimen and Reinforcement Arrangement

ートの圧縮強度は29~34MPaであった。

3.2 破碎方法と対象位置

実験は Fig.5 に示すように、内側の鉄筋部の層状剝離破碎と外周部のゆるめ破碎として、「心抜き発破」と「払い発破」を組合わせて発破した。発破設計は薬種をアーバナイトとし、装薬孔1孔当りの装薬量を次式のうちの式(1)に示す3自由面のベンチ発破のときの算定式で求めた。

$$L=C \cdot W \cdot D \cdot H \cdot \alpha \dots\dots\dots(1)$$

ただし、L：1孔当りの装薬量(kg/孔)

C：発破係数(kg/m³)

W：最小抵抗線長さ(m)

D：穿孔間隔(m)

H：ベンチ発破の高さ(m)

[本実験では試験体高さの1/2とした]

α：補正係数

[α=1.3：背面を破碎させることなく、ベンチ発破の高さの2倍を破碎する場合、

α=1.7：背面側を破碎し、ベンチ発破の高さの2倍を破碎する場合]

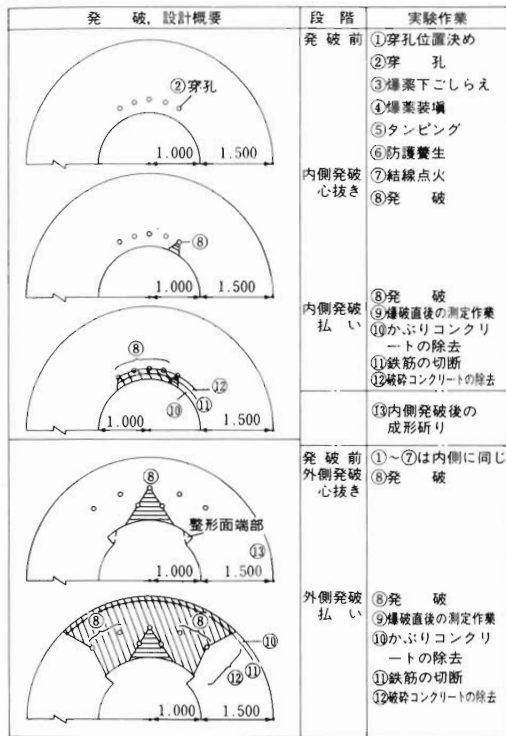


Fig.5 Procedure of Center Cutting or Side Blasting and Breakin

Table 2 に式(1)より求めた、内面より層状に剝離破砕を行う場合(鉄筋部の層状剝離)、外周部を効果的にゆるめ破砕を行う場合(外側方向に飛散を生じさせない)の諸係数と装薬量を示す。

Table 2 Charging Design of Center Cutting and Side Blasting

係数	破砕設計		内側発破			外側(ゆるめ)発破		
	心抜き	払い	心抜き1	心抜き2	払い	心抜き1	心抜き2	払い
発破係数 $C$ (kg/m <sup>3</sup> )	0.9	0.6~0.75	0.5	0.35	0.25			
最小抵抗線長さ $W$ (m)	0.2	0.2	0.35	0.35	0.7			
穿孔間隔 $D$ (m)	0.3	0.3	0.4	0.5	0.5			
発破の高さ $H$ (m)	2.0	2.0	2.0	2.0	2.0			
補正係数 $\alpha$	1.3	1.3	1.3	1.7	1.7			
装薬量 $L$ (g/孔)	75	50	50	75	150			
全装薬量 (g)	75	100	125		600			
単位装薬量 (kg/m <sup>2</sup> )	1.25	0.56	0.28		0.86			

### 3.3 実験結果

#### (1)破砕特性

破砕特性は次の通りである。Photo 2 に心抜き発破と払い発破による破砕状況の一例を示す。鉄筋部の内側発破では心抜き発破と払い発破とも装薬位置より内側の前面に大部分が剝離破砕され、対面・背面にも微小なひびわれが入った。心抜き発破係数  $C_1=0.9$ 、払い発破係数  $C_2=0.6\sim 0.75$  で内側発破を実施した場合の破砕状況は、予定破砕体積の1.18~1.37倍が破砕され、装薬線前面のコンクリートが広範囲にわたり剝落し、鉄筋切断作業以外の二次破砕作業がほとんど要しない破砕状況であった。このように内側発破における破砕片の発生量・大きさについては、適正な破砕設計であれば予測が可能となった。



(1)Blasting of Thin Layer Reinforced



(2)Blasting for Loosening of Thick Layer Non-Reinforced

Photo 2 Condition after Center Cutting or Side Blasting

外側発破では、内側抵抗線( $W$ )と外側抵抗線( $W'$ )との比により、内側無筋部と外側有筋部の破

砕状況は異なった。例えば、 $W:W'=600\text{mm}:700\text{mm}$ とした場合には、外面は剥落がほとんど無くひびわれのみの状態で、内側は大部分を剥落させる破碎状況となった。また、心抜き発破係数  $C_1=0.5\sim 0.35$ 、払い発破係数  $C_2=0.25$  で外側発破を実施した場合の破碎状況は、外面はひびわれ程度で、内側は剥落が無く大割れの状態に破碎された。

Fig.6 に内側発破の単位装薬量と剥落面積比  $a/A$  (剥落面積  $a$ /予定破砕面積  $A$ ) の関係を示す。この結果、単位装薬量が増加すると剥落面積比が増加する傾向を示し、剥落面積比が1.0以上となるのは、単位装薬量がほぼ  $0.63\text{kg}/\text{m}^3$  以上で最小抵抗線が  $200\text{mm}$  の場合である。

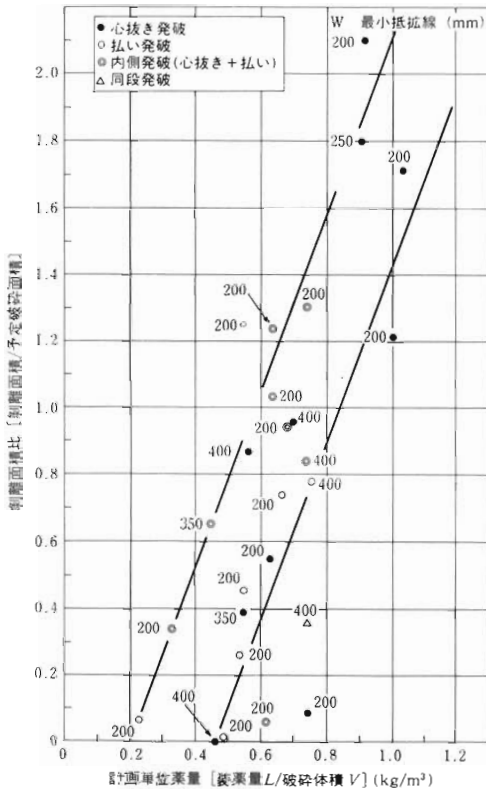


Fig.6 Placed Explosive Mass and Broken Volume in Inside Blasting

(2)環境特性

粉じんは、穿孔、発破、二次破碎及び破砕片の搬出などで発生した。このうち発破時の粉じん発生量は  $1800\sim 3800\text{mg}$ 、粒径  $10\mu\text{m}$  以下の粉じん濃度は

発破1分後で  $150\text{mg}/\text{m}^3$  であった。

発破振動は、振動加速度の最大値(試験体上)が  $100\text{G}$  であった。騒音レベルは、発破点から  $4\text{m}$  離れた点で  $100\sim 120\text{dB}$  であった。また、爆風圧力は瞬発(薬量  $1.2\text{kg}$ ) の場合が  $5\text{kPa}\sim 29\text{kPa}$ 、段発(薬量  $0.5\text{kg}$ ) の場合が  $0.3\text{kPa}\sim 1.9\text{kPa}$  であった。

3.4 まとめ

- ① 有筋部内側発破の破碎では、鉄筋の影響などで剥落しない部分が不規則に残るが、大部分が内側に破碎されており二次破碎が簡単に処理できた。
- ② 外側の払い発破では、配筋状態によって破砕量・大きさの分布が異なるが、ゆるめ発破を行うことによって計画通りの制御爆破ができた。
- ③ 環境特性では、粉じん、騒音、振動及び爆風圧力は一般の発破より抑制されたレベルとなっており、周辺環境に応じて対策ができるものである。

4. ベンチカットによる制御爆破実験

本実験は、放射線遮蔽コンクリート構造物を多重層に分けて制御爆破する場合のモデルにおける装薬設計、破碎特性、環境特性(粉じん・爆風圧力)などの基礎データを取得した。

4.1 試験体及び実験条件

試験体は、前章の実験と同様に円筒形(Fig.4)とし、寸法が高さ  $3.0\text{m}$ 、壁厚  $1.8\text{m}$ (外径  $6.3\text{m}$ 、内径  $2.7\text{m}$ )の円筒形鉄筋コンクリート構造物とした。鉄筋はSD30で主筋にD-29、せん断補強筋にD-25で、配筋状況はFig.4とほぼ同じである。実験時のコンクリート圧縮強度は  $30\sim 35\text{MPa}$  であった。

また、本実験では放射線遮蔽コンクリート構造物の諸形態の状況を想定して密閉用シェルタと給排気装置を設置した。この密閉用シェルタは、爆破による一次破碎、プレカによる二次破碎などの粉じんが解体構造物の外部への飛散防止のために弾性シートを設けた。また排気装置は換気回数:40回、換気量  $20\text{m}^3/\text{min}$  の送風機を設けた。

4.2 発破対象の部位

発破位置はFig.7に示すように部位A~Eまでの

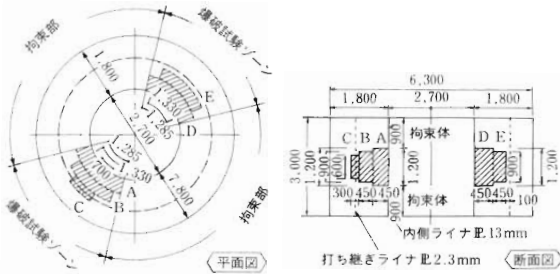


Fig.7 Structure of Bench Cut Blasting

5箇所とした。爆破試験ゾーンは破碎特性が明確に分かるような範囲とした。

- ① 前記に示した心抜き法を縦スリット法に変更してMS50段発発破とした。
- ② 部位A, B, Cの発破は表面から1,200mmまで奥行き方向に3回に分けて行った。
- ③ 部位Dの発破は部位Aの発破と同じ装薬条件で実験の再現性を確認するとともに、発破時の散水による粉じん抑制効果を把握するために行った。
- ④ 部位Eの発破は通常の岩石の爆破やトンネル掘削などで用いられているガイドホールを設ける方法を応用した制御爆破法によって実験を行った。

### 4.3 装薬設計

Table 3 に対象部位に対する制御爆破の装薬設計を示す。各実験部位ともMS50の段発発破とした。

Table 3 Charging Design of Blasting Bench Cut

実験部位	A	B	C	D	E
発破係数C (kg/m <sup>3</sup> )	0.75	0.60	0.75	0.75	0.60
最小抵抗線長W (m)	0.30	0.30	0.20	0.30	0.30
穿孔間隔D (m)	0.30	0.30	0.20	0.30	0.30
水平穿孔長H (m)	0.45	0.45	0.30	0.45	0.30
1孔当たり装薬量Lo (g)	35	30	15	35	30
列数 / 孔	5/3	5/2	4/2	5/3	5/2
全装薬量L (g)	525	300	120	525	300
単位装薬量 (kg/m <sup>3</sup> )	0.62	0.48	0.75	0.62	0.48

### 4.4 実験結果

#### (1) 破碎特性

破碎特性を要約すると次の通りである。Table 4 に破碎結果の総括を示す。実際の破碎体積の割合は計画破碎体積に対して約97%でほぼ同じであった。飛散剝落体積は発破条件が同一でも自由面側のせん断筋と穿孔の位置関係、総鉄筋量などによって異なった。

Table 4 Overall Condition after Blasting and Breaking

実験部位	A	B	C	D	E	
全鉄筋量(kg)	160	84	35	150	89	
単位当たりの鉄筋量(m <sup>2</sup> /kg)	189	133	219	177	141	
計画破碎体積(m <sup>3</sup> )	0.864	0.631	0.161	0.846	0.631	
実測体積(m <sup>3</sup> )	発破後	0.618	0.389	0.128	0.440	0.624
	二次破碎	0.165	0.198	0.020	0.387	0.050
	総計	0.783	0.587	0.148	0.827	0.674
破碎体積率(実測体積/計画破碎体積)	92.5	93.0	92.5	97.6	106.8	
装薬量当たりの破碎(m <sup>3</sup> /kg)	1.17	1.29	1.07	0.84	2.08	
単位装薬量換算(kg/m <sup>3</sup> )	0.86	0.78	0.94	1.19	0.48	

計画破碎範囲外に対するひびわれは部位B, Eの一部を除いて発生しなかった。部位A~Dの発破実験では全体にわたって均等に破碎された。破碎コンクリートのポテンシャル破碎量(=実績破碎量/計画破碎量)は表面の部位ほど大きくなった。装薬量当たりの破碎体積(解体体積)は対象部位が同じときは再現性があった。コンクリート破碎量は計画値に比べてほぼ同じか、わずかに少ないが、無筋部より小さくなる傾向があるものの、粒径は各部位ともほぼ同じであった。破碎片の粒径分布は、破碎部位によって大きく変わらず0.5~4.0cmが37~45%、4.0~20cmが25~30%であった。

二次破碎を必要としない剝離コンクリートの重量比は55~85%で、計画破碎量に対する比に換算すると46~88%であった。

本実験での発破係数は、式(1)の1.2~1.7倍の値のときが制御爆破として有効であった。

#### (2) 粉じん及び爆風圧力

発破時の粉じん発生量は、2,000~7,000mgであり、発破後の密封シェルタ内の粉じん濃度をFig.8に示す。粉じん濃度は式(2)の $\beta = 1$ とした場合と一致しており、シェルタ内で完全拡散して濃度減衰し

ていたと考えられる。

$$C(t) = \frac{G}{V} \exp\left(-\frac{\beta \cdot Q}{V} t\right) \dots\dots(2)$$

ただし、 $C(t)$  :  $t$  分後の粉じん濃度 ( $\text{mg}/\text{m}^3$ )  
 $t$  : 発破後の時間 (min)  
 $Q$  : 換気量 ( $\text{m}^3/\text{min}$ )  
 $V$  : シェルタ内容積 ( $\text{m}^3$ )  
 $G$  : 粉じん発生量 (mg)  
 $\beta$  : 換気効率係数

次に、爆風圧力は  $2.0 \sim 3.5 \text{ kPa}$  で、この値は TNT 火薬 1t の空中爆破に対する縮尺比から求めた値より  $17 \sim 33\%$  の値であった。

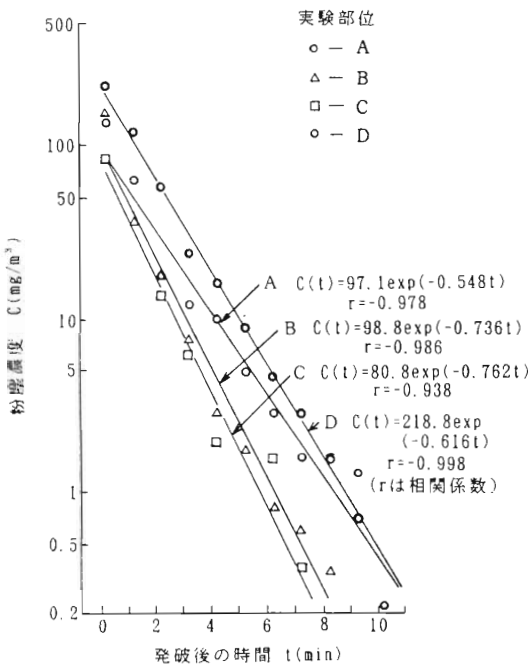


Fig.8 Daming Characteristic Blasting Dust Concentration

#### 4.5 まとめ

- ① 穿孔間隔、最小抵抗線を短くすると剥落コンクリートのポテンシャル比率(=実績破砕量/計画破砕量)が高くなる。
- ② 破砕片の発生重量、大きさの分布は計画破砕部分の条件に応じて予測することが可能となっ

た。

- ③ 破砕効果の再現性は式(1)によって表すことができる。鉄筋コンクリート構造物の破砕に対して、3自由面のベンチ発破における発破係数は通常の岩石発破の値の  $1.2 \sim 1.7$  倍にすると有効である。
- ④ コンクリートカッターでスリットを設けて制御爆破をする場合は、スリット深さを破断長さの  $1/2$  以上にする必要がある。
- ⑤ 実際の破砕体積は計画破砕体積とほぼ同じである。
- ⑥ 発破壊時の粉じんを抑制する必要がある場合、発破する空間を密封化することになるが、この場合の粉じん濃度の減衰は式(2)で推定できる。

#### 5. むすび

放射線遮蔽体のような大型の鉄筋コンクリート構造物を制御爆破する場合は、アーバナイト火薬を用いて心抜き発破と払い発破を有効に組み合わせると効果的に破砕することができことが分かった。また制御爆破では事前処理として心抜き発破の代わりにコンクリートカッター等でスリットを設けることも有効な手段である。

今後は、制御爆破工法の特徴を十分生かすことによって大型の鉄筋コンクリート構造物を合理的に解体撤去できることから、多方面にわたって適用することができるものと考えている。

最後に、本研究は日本原子力研究所・動力試験炉部(現バックエンド技術部)の各位及び鹿島建設(株)土木工務部・肥後満郎専門部長(現(株)日本工学会)の指導を得て実施したものであり、この紙面を借りて感謝の意を表します。

#### 参考文献

- 1) 原田 実、横田依早弥：原子炉コンクリート構造物の解体時における放射性粉じん対策の研究、鹿島建設技術研究所年報、第36号、pp.77~82、1988年6月

## 放射性金属の溶融基礎試験

中村 寿, 金沢 勝雄, 佐藤孝幸  
山手 一記, 藤木 和男

### *Fundamental Research on Radioactive Metal Melting*

Hisashi NAKAMURA, Katsuo KANAZAWA, Takayuki SATO  
Kazuki YAMATE and Kazuo FUJIKI

Recycling of low-level radioactive metallic waste will extremely reduce the radioactive waste from the decommissioning in the future.

In order to provide basic data in establishing safety standards for the recycling in Japan, JAERI is conducting radioactive metal melting tests. The transfer behavior of radionuclides was investigated using dismantled metallic components from Japan Power Demonstration Reactor or simulated wastes with RIs.

These melting tests showed that Mn-54, Co-60, Zn-65, and Ni-63 remain in ingot to a great extent, while Sr-85 and Cs-137 transfer into slag or off-gas dust.

#### 1. はじめに

日本国内で現在稼働中の原子力発電所は、90年代から21世紀初頭にかけて順次運転寿命を迎えるため、近い将来、その廃止措置が必要になるものと予想される。この際、我が国では、廃止された原子炉は5～10年の安全貯蔵後、敷地を再利用するために解体撤去することとしている<sup>1)</sup>。110万 KWe級の原子炉施設を解体撤去した場合には、約50万トンもの廃棄物が生じると予想されており、これらの廃棄物を合理的に処理・処分することが原子炉の円滑な廃止措置に不可欠である。

この廃棄物の処理方法の一つとして、廃棄物の減容あるいは再利用が考えられており、原子力委員会および原子力安全委員会においても一定の条件の下に再利用を行うことの方針が示されている<sup>2)</sup>。安全貯蔵期間を10年とした場合、解体により発生する

約50万トンの廃棄物に対して、放射性レベルが $10^{-4}$  Ci/t以上のものが約2%、 $10^{-4}$  Ci/t未満のものが約98%と見積られている<sup>3)</sup>ことから、放射性レベルの低い金属廃棄物の再利用は処分すべき廃棄物を極めて減少させると考えられる。

解体金属廃棄物を再利用する方法<sup>4)</sup>としては、汚染した解体機器(ポンプ、配管など)を除染し、他のプラントにおいてそのままの形で再利用する方法と、溶融して他の物品(廃棄物収納容器、鋼材など)を製作し、それらを再生利用する方法が考えられる。このうち、放射性金属を再生利用する場合については、再生に係わる作業者及び利用者の安全を確保するため、放射性金属の溶融・造塊試験を行って放射性核種の挙動を明らかにしておく必要がある。

そこで、日本原子力研究所・バックエンド技術部では、昭和62年度より科学技術庁からの受託事業「低レベル放射性廃棄物再利用技術開発」の主要テーマ

マとして、放射性金属を溶融・造塊する基礎的な試験を行っている<sup>5)~8)</sup>。この試験の目的は、溶融・造塊時の放射性核種の挙動を調べること、および放射性金属の溶融技術を確立することにある。

ここでは、試験の概要とその結果の一部について紹介する。

## 2. 試験

### 2.1 試験の概要

放射性金属溶融・造塊試験では、まず市販鋼材を用いたコールド試験により装置の運転特性や物質収支の把握、試験手順の確立を図った。その後、平成3年度からJPDRの解体物を使用したJPDR解体物試験及び放射性同位元素(RI)をトレーサとしたRIトレーサ試験を行っている。

JPDR解体物試験では、主蒸気系配管および給水系配管などの汚染配管に加えて、スタッドボルト(压力容器上蓋を胴部に固定していたもの)およびスタビライザ(压力容器の周囲に配置されていたもの)などの放射化物を溶融した。これら溶融対象物および試料の切断状況をPhoto 1,2に示す。溶融前の代表サンプルに対する放射能測定によれば、配管の放射能面密度は約 $2 \times 10^{-3}$ ~約 $6 \text{ Bq/cm}^2$ の範囲に、放射化物の放射能濃度は約 $1.0$ ~ $125 \text{ Bq/g}$ の範囲にあった。また、残存する放射性核種は限られ、使用した廃棄物の大部分でCo-60のみが検出された。

RIトレーサ試験では、RIを添加して作成した模擬廃棄物を市販の鋼材と共に溶融・造塊し、主にJPDR解体物試験では得られない核種の移行挙動について調べた。使用したRIはMn-54、Co-60、Zn-65、Sr-85(Sr-90の代用)、Cs-137、Ni-63の6核種である。これらは軽水炉を解体した場合に予想される、放射性金属廃棄物中の代表的な核種の中から選定した。Ni-63を単独で用いた試験の場合を除いて、一試験当りのRI使用量は約 $15 \text{ MBq}$ であり、各核種の半減期、検出限界濃度等を考慮して決めた。また核種の移行挙動が溶融温度や発生するスラグの性質に依存すると考えられることから、試験パラメータとして、鋼材の種類と造滓剤の塩基度(CaO/SiO<sub>2</sub>)を変化させた。

平成5年3月までの試験の実施状況をTable 1,2に示す。これらの溶融・造塊試験では、溶融対象物、生成鋼塊、スラグ、排ガスダスト等から試料を



Photo 1 Pipes before Melting

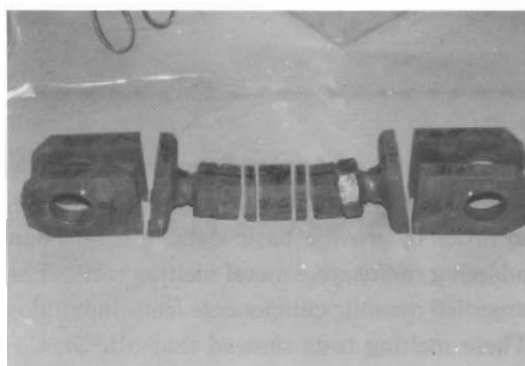


Photo 2 Stabilizer before Melting

採取して放射能測定を行い、放射性核種の移行挙動に関するデータの収集・分析を行った。また、各試験前後での試験装置の汚染状況等を調査して、作業の安全性を確認した。

### 2.2 試験装置

本試験に使用中の放射性金属溶融・造塊試験装置は、昭和63年度から平成元年度にかけて製作し、JPDRダンプコンデンサ建家内に設置したものである。試験装置の機器構成をFig.1に示す。

金属の溶融に使用した溶融炉は、容量が $500 \text{ kg}$ 、出力 $350 \text{ kW}$ の高周波誘導炉( $1,000 \text{ Hz}$ )である。この高周波誘導炉は、中空銅管でできた誘導コイルを耐火物の炉壁内部に収納してルツボを形成したもので、コイルに高周波電流を流すことで炉内の鋼材中に誘導電流を生じさせ、溶融対象鋼材を加熱・溶解するものである。コイルには冷却水を通し、コイル自身と絶縁材の冷却を行っている。溶融炉の外観をPhoto 3に示す。溶融中の鋼材の追加装入は、2段



Table 1 Summary of Melting Tests Using JPDR Dismantled Components

試験番号	溶融対象物	材質	放射能濃度 <sup>1)</sup>
JP-1	配管	ステンレス鋼	$2.1 \times 10^{-2}$ Bq/cm <sup>2</sup> 以下
JP-2	配管	ステンレス鋼	$2.4 \times 10^{-2}$ Bq/cm <sup>2</sup> 以下
JP-3	配管	炭素鋼	4.1 Bq/cm <sup>2</sup> 以下
JP-4	配管	炭素鋼	6.2 Bq/cm <sup>2</sup> 以下
JP-5	スタッドボルト	炭素鋼	1.0 - 3.7 Bq/g
JP-6	スタビライザ	炭素鋼	26 - 125 Bq/g

1) 主な放射性核種はCo-60

Table 2 Summary of Melting Tests Usingn Radioisotopes

試験番号	鋼種	出湯温度 (°C)	造滓剤の 塩基度 (CaO/SiO <sub>2</sub> )	使用核種
RI-1	炭素鋼	1,640	1.0	Mn-54,Co-60,Sr-85
RI-2	同上	1,600	1.0	Zn-65,Cs-137
RI-3	同上	1,630	1.0	5核種 <sup>1)</sup>
RI-4	ステンレス鋼	1,550	3.0	同上
RI-5	同上	1,570	3.0	同上
RI-6	炭素鋼	1,620	3.0	同上
RI-7	同上	1,620	3.0	同上
RI-8	鑄鉄	1,495	0.3	同上
RI-9	同上	1,510	0.3	同上
RI-10	炭素鋼	1,630	0.3	同上
RI-11	同上	1,635	0.3	同上
RI-12	同上	1,640	1.0	Ni-63
RI-13	同上	1,640	1.0	同上
RI-14	同上	1,650	1.0	Mn-54,Co-60,Zn-65,Cs-137
RI-15	同上	1,640	1.0	同上

1) Mn-54(2MBq), Co-60(1MBq), Zn-65(4MBq), Sr-85(4MBq), Cs-137(4MBq), ( ) は 1 試験当たりの使用量.

式スライドゲートの付いたホップで一旦受け、炉内へ落下させることにより行う。また、溶融時の放射性物質の飛散を防止するため、炉の上部にはリングフードが設けてあり、炉全体は換気系の付いた溶融炉チャンバ内に設置してある。

溶融・造塊時に発生した燃焼ガス等の排気は、リ

ングフード、溶融炉チャンバ、造塊工程局所集塵フード(エアカーテン方式)からサイクロン、バグフィルタ、HEPA フィルタなどの排ガス浄化設備を経由し、既設排気ダクトに流れる。排ガス処理設備の総排気量は、付帯設備からの排気を含めて約10,000 m<sup>3</sup>/hである。

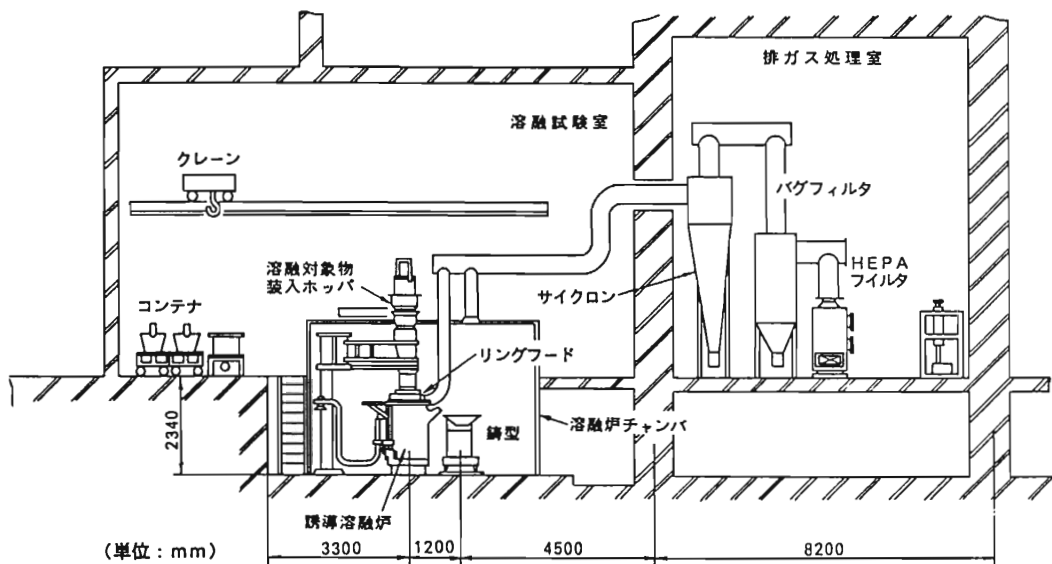


Fig.1 Schematic View of Melting Equipment



Photo 3 Induction Furnace in JAERI

### 2.3 溶融・造塊作業

溶融・造塊の作業手順を詳しく示したものが

Fig.2 である。通常、溶融対象物の装入は一度に行えないため、炉内に可能な限り初期装荷し、順次溶解させながら追加装入を繰り返して溶融した。このような方法が JPDR 解体物に対する溶融方法である。鋼材の溶融温度は材質に応じて1,350~1,650°Cに達するが、約500kgの鋼材を溶融する場合で、1時間程度の時間がかかる。溶融後の金属(溶湯)は、湯面に浮いたスラグをスラグポットに除去した後、炉を傾動させ、鑄型移動装置上の鑄型にタンディッシュを介して注湯した。注湯時には、造塊工程局所集塵フードを起動させ、粉塵の飛散を防止した。注湯後の鑄型はチャンバ内にて十分に冷却した後、鑄型移動装置でチャンバ外の作業エリアに搬出し、鑄型を反転させて鋼塊を脱塊した。脱塊後の鋼塊の状態をPhoto 4に示す。なお、溶融中はチャンバ内に入らず、ホッパのゲート開閉、炉蓋移動、炉の傾動等は全てチャンバに隣接した操作室より遠隔操作で行っている。以上が溶融・造塊作業の基本的な手順である。

一方、RIトレーサ試験では、Fig.2に示したように、溶湯およびスラグの試料採取を複数回行って、残留放射能の影響や生成物中のRI濃度の経時変化を調べられるようにした。また、RIを投入する直前のスラグを除去し、塩基度を調整した造滓剤により再度スラグを生成させ、スラグの性質による移行

挙動への影響も調べられるようにした。模擬廃棄物の装入時期に関しては、RIが溶湯とよく混ざり合うように、通常まず市販鋼材を溶融し、溶湯中に後から直接投入する方法で行った。また、実廃棄物の初装溶融を模擬するため、JPDR 解体物試験と同様に、模擬廃棄物を加熱開始時から炉内に装荷し、市販鋼材とともに徐々に加熱・溶融する方法でも行った。作成したRIによる模擬廃棄物は、購入した各RIの原液を希釈・調整後、鋼材チップを入れた特製の円筒容器に入れ、容器ごと乾燥させたものである。



Photo 4 Produced Ingot (Approx. 450 kg)

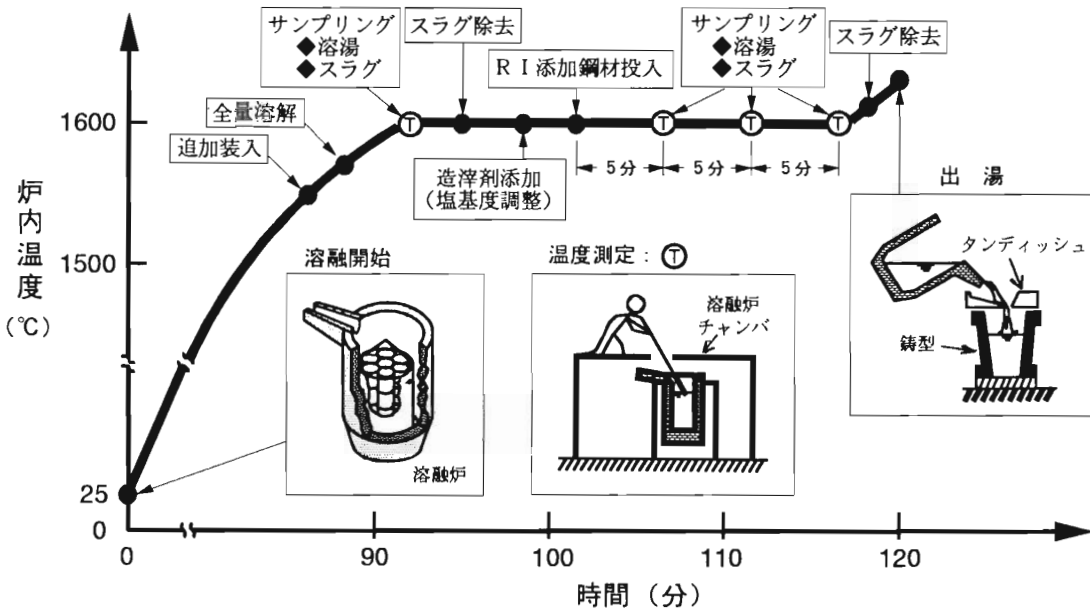


Fig. 2 Typical Test Procedure for Metal Melting

#### 2.4 試料の採取・測定方法

試料の採取は、JPDR 解体物、溶湯、スラグ、ダスト、生成鋼塊等に対して行った。溶融前の JPDR 解体物の場合、配管はサンプリングの代表性が保たれるよう、配管が使用されていた系統毎に輪切りにして採取した。また、放射化物は、その複雑な形状を考慮して、約300箇所及び様々な部位からドリル穿孔により万遍無く採取した。溶湯およびスラグは、セラミック製の円筒形サンプリングプローブあるいはスラグ掻き棒を使用し、RIを投入する前に1回、投入直後から約5分の時間間隔で3回行った。冷却後の鋼塊は、鋼塊の3部位(上部、中央部、

下部)から1断面当たり合計6~10個の試料を採取した。また、排ガス中のダストは、排気系ダクトに設けたサンプリング導管から一部をサンプリングし、濾紙に付着させて採取した。

採取した試料は、 $\beta \cdot \gamma$ 線放出核種の場合にはオートサンプルチェンジャー付き Ge 半導体検出器-MCA を用いて、また、 $\beta$ 線放出核種の場合には、液体シンチレーションカウンタを用いて放射能測定を行った。鋼塊試料は水溶液の状態、スラグは粉碎し粉末状にして測定した。溶融生成物の放射能測定試料数は一試験当たり75~90個、試料当りの測定時間は5,000~10,000秒である。各試料に対する測

定時間は、計数誤差(標準偏差)が数%になるまでとした。

### 3. 試験結果

#### 3.1 溶融生成物

金属材料を溶融・造塊する場合、鋼塊以外にもスラグやダストが副次生成物として発生する。本試験装置による溶融・造塊時の物質収支を調べるため、JPDR 解体物試験(6回分)およびRIトレーサ試験(15回分)を基に、溶融物の重量と溶融生成物との重量比較を行った。溶融生成物の一部が溶融炉の耐火壁等に付着するなどの理由で、重量収支には0.1%~3.2%の範囲の誤差が認められたが、溶融物に対する生成物の収支は21回の平均で99.7%とよく保たれている。また、生成物の重量割合は、鋼塊・タンディッシュ付着金属・スプラッシュ等のメタルが96~99%、スラグが1~4%、ダストが0.1%未満であった。

#### 3.2 放射性核種の移行挙動

金属廃棄物に対する溶融処理については、1)減容効果が大きい、2)一部の放射性核種については除染できる、3)放射性核種の希釈・均一化が図れる、などの利点があると言われている。ここではJPDR 解体物試験の結果および複数核種を使用したRIトレーサ試験の結果(主に炭素鋼を使用し、γ線を放出する4~5核種を用いた試験)を例に、再利用の面から重要な各核種の基本的な挙動と上記3)の点に関する検討結果を紹介する。

##### (1)移行挙動

JP-4(給水系汚染配管を使用)とJP-6(放射化したスタビライザを使用)の場合を例に、溶融前の内蔵放射能と溶融生成物中の検出放射能との関係を示すと、Table 3 のようになる。これらの溶融試験では、検出された放射能(Co-60)の99%以上が鋼塊からのものであったが、放射能の収支は必ずしも均衡していない。この理由は、同系統の配管であっても設置されていた状況により汚染の度合いが異なることや、放射化物では内部に放射能濃度の勾配があるために内蔵放射能の推定に限界があり、評価の精度がどうしても悪くなる、などによる。

Co-60以外の核種の挙動については、炭素鋼を使用したRIトレーサ試験の結果を例に説明する。

Table 3 Activity Measurement Results before and after Melting for Dismantled Components

JP-4 (主蒸気系配管:汚染物)

	総重量	試料の放射能濃度	濃度平均値	推定内蔵放射能
溶融対象物	453 kg	0.01-6.15 Bq/cm <sup>2</sup>	-	56,900 Bq
生成鋼塊	436 kg	0.138-0.157 Bq/g	0.148 Bq/g	64,500 Bq

JP-6 (スタビライザ:放射化物)

	総重量	試料の放射能濃度	濃度平均値	推定内蔵放射能
溶融対象物	417 kg	25.5 - 125 Bq/g	46.1 Bq/g	19.2 MBq
生成鋼塊	416 kg	47.1 - 53.6 Bq/g	50.0 Bq/g	20.8 MBq

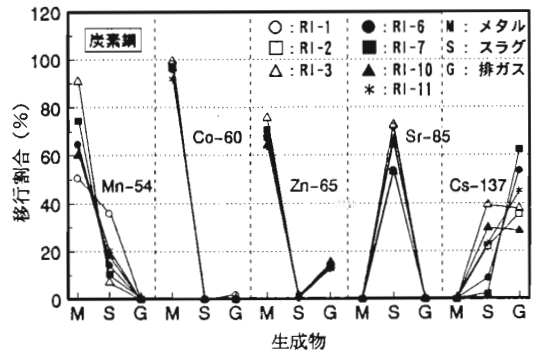


Fig.3 Transfer Ratio of Radionuclides into Products

Fig.3は溶湯中にRIを直接投入した場合の結果で、核種毎に各生成物中への移行割合を示したものである。この図は、Co-60、Zn-65およびSr-85については、鋼塊、スラグ、排ガスへの移行割合がほぼ一定で、移行割合が溶融条件の影響をあまり受けないことを示している。Mn-54、Co-60、Zn-65の大部分は鋼塊に残留するが、Mn-54の一部はスラグに、Zn-65の一部はスラグや排ガスへも移行する。また、Sr-85は大部分がスラグへ移行し、鋼塊や排ガス中には検出されない。Cs-137は溶融条件に応じ、スラグと排ガスへの移行割合が変動する。そして、造滓剤の塩基度が高い場合にスラグよりも排ガスへ移行する割合が増大する傾向にある。このことから、Sr-85およびCs-137については、溶融処理により汚染金属から除去可能であると考えられる。

一方、模擬廃棄物を溶融炉に初期装荷し、加熱・溶融を行った場合、Mn-54、Co-60、Sr-85の挙動には大きな変化は見られないが、Zn-65およびCs-137の挙動には変化が現われることが分かった。Zn-65については鋼塊への移行割合が減少し、排ガスへの移行割合が増加する傾向が見られた。Cs-137についてはスラグへの移行割合が減少し、排ガスへの移行割合が増加した。これらの点に関しては、さらに試験データを増やして検討する予定である。なお、Ni-63については2回の試験を実施したが、いずれの場合にもNi-63のほぼ全量が鋼塊に残留した。これはNi-63がCo-60と類似の性質を有するためと考えられる。また、スラグや排ガス中へ移行する核種については、特に放射能収支の不明分が大きくなるが、溶融炉の耐火壁の一部が残留することや(3.3.(2)に記述)、排気ダクトのよども部および内表面に付着してしまうことが原因と考えられる。

#### (2)鋼塊放射能の均一性

既に述べたように、Co-60、Mn-54、Zn-65、Ni-63は大部分が鋼塊中に残留する。ここでは試験No. RI-3の結果を代表例にとり、鋼塊中での核種分布がどのようになっているのかについて述べる。

Table 4は、Fig.4に示す生成鋼塊の上部、中央部および下部の各断面から採取した試料に対して、放射能濃度の測定値を試料番号毎に示したものである。測定値の相対標準偏差(測定値のばらつき)は、各々の核種に対してMn-54が4.4%、Co-60が9.0%、Zn-65が8.7%である。このことから、試料調

整誤差および測定誤差を考慮すれば、巨視的には、これらの核種は鋼塊中にほぼ均一に分布していると考えられる。なお、ここでは割愛したが、鋼塊中のNi-63の分布状態も上述の核種以上に様な結果が得られている。したがって、鋼塊中での核種の均一化、すなわち放射能濃度の均一性は、核種には依存しないと推定される。特にCo-60については、汚染配管および放射化物のいずれの溶融結果からも生成鋼塊中にほぼ均一に分布していることから、汚染物であれ、放射化物であれ、その存在状態にかかわらず溶融による均一化が起ると考えられる。

### 3.3 装置の運転・保守の経験

#### (1)作業の安全性

溶融・造塊試験時には、エリアモニタにより試験装置周りの作業環境における線量当量率の測定を行っている。Fig.5はRIトレーサ試験時の測定結果の一部を例に、各試験後のバグフィルタ上部及びチャンバ上部での実測値をプロットしたものである。Fig.5からは、試験を重ねる毎に、これらの測定点で線量当量率が漸増する傾向が見られるが、作業管理上、特に問題とになるレベルではないことが分かる。

空气中放射能濃度に関しては、可搬式ダストサンプリングにより、溶融炉チャンバ上部作業エリアの空气中ダストを採取し、放射能測定を行っている。溶融中は温度測定、サンプル採取等の作業のためにチャンバ上部のハッチを開閉するが、現在までの経験によれば、いずれの試験時にも、空气中放射能濃度は

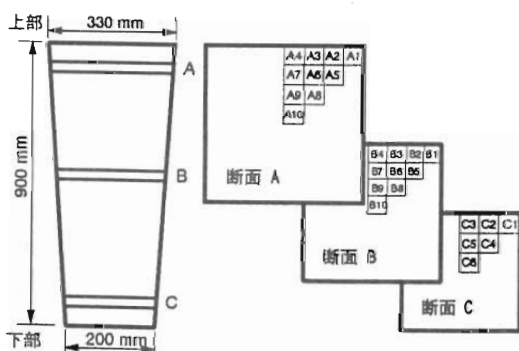


Fig.4 Sampling Points for Activity Measurement of Ingot

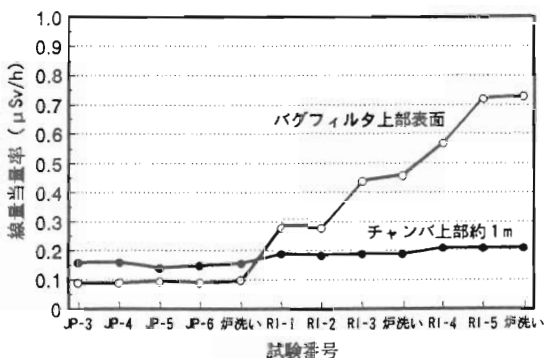


Fig.5 Radiation Dose Rates at Bag Filter and above Furnace Chamber

Table 4 Activity Concentration in Ingot

試料番号	Mn-54			Co-60			Zn-65		
	A	B	C	A	B	C	A	B	C
No.1	4.07	4.04	3.70	2.00	2.28	2.16	6.13	6.60	6.34
No.2	3.94	4.02	4.16	2.13	2.71	2.29	5.93	7.27	7.21
No.3	4.35	3.86	4.20	2.55	2.22	2.03	7.58	7.06	6.42
No.4	3.96	4.25	4.07	2.44	2.23	2.10	6.77	7.05	6.21
No.5	4.10	4.00	4.22	2.35	2.04	2.40	6.79	6.48	6.01
No.6	3.91	4.23	4.22	2.05	2.17	2.27	6.64	7.66	5.53
No.7	4.07	3.91	-	2.35	2.01	-	8.27	5.85	-
No.8	3.90	3.70	-	1.94	2.28	-	7.03	6.97	-
No.9	4.22	3.97	-	2.24	1.75	-	7.01	5.73	-
No.10	4.40	4.07	-	2.26	2.25	-	6.91	6.02	-
平均 相対標準偏差	4.06 Bq/g 4.4 (%)			2.21 Bq/g 9.0 (%)			6.67 Bq/g 8.7 (%)		
注1) A, B, C: この順に生成鋼塊の上部, 中央部および下部断面を示す。									

検出限界以下である。試験中、チャンバ内の圧力は常に負圧(-700~900mmAqG)に維持されているため、チャンバ外へのダストの飛散が起きていないと考えられる。

チャンバ内の汚染については、溶融試験後に床面と壁面をスミヤ法およびGMサーベイメータにより測定し、その汚染状況を調べている。通常、測定結果は管理基準値以下(0.4Bq/cm<sup>2</sup>)で、汚染が認められることは極くわずかである。このことは、溶融中の炉上部リングフードによる集塵、および出湯時のエアカーテン方式による集塵がチャンバの局所集塵と相俟って、汚染防止に効果があるものと考えられる。

#### (2) 炉壁耐火物の寿命と解体の経験

炉壁耐火物の湯面近傍では酸化反応が起こり易く、溶融試験を重ねる度に徐々にではあるが劣化・消耗する。また、加熱と冷却を繰り返すことから、炉壁全体の熱膨張・収縮により耐火壁の表層部に微細なひび割れを生じ、一部が剥落する。このため、溶融炉の使用を開始してから約30回(コールド試験を含む)の各種鋼材の溶融を行ったところ(RI-5の

後の炉洗い溶融のとき)、溶融炉の湯漏れ検知器が反応を示した。この際の点検では、検出器自体の異常や炉壁の異常な損耗は特に認められなかったが、放射性物質を含む高温融体を扱っていることを考慮し、耐火物の張り替え作業を実施した。

耐火物の張り替えは、耐火物の残り厚さ、焼結層の厚さ及び湯差し(溶融金属が耐火物中に侵入すること)の有無を調査しつつ、放射能測定のための試料を採取しながら行った。この結果、炉底から約150mm上方の2箇所に、表面から深さ約40mmと50mmの小規模な湯差しの生じていたことが確認された。また、溶融炉耐火壁から採取した試料中の残留放射性核種は大部分がSr-85、Cs-137であり、その他の核種は検出限界以下であった。Sr-85を例に示すと、試料採取厚さ(焼結層10~30mm、平均15mm)および炉壁表面積から見積った炉壁全体の残留放射能は、Fig.6のようになる。すなわち、試験の履歴と試験日からの経過日数による放射能の減衰を考慮すると、Sr-85の残留放射能は約1.2MBqと推定される。この値は、RI-1~RI-5におけるSr-85の不明分(H4.4.1現在で約1.2MBq)のほぼ全量に相当

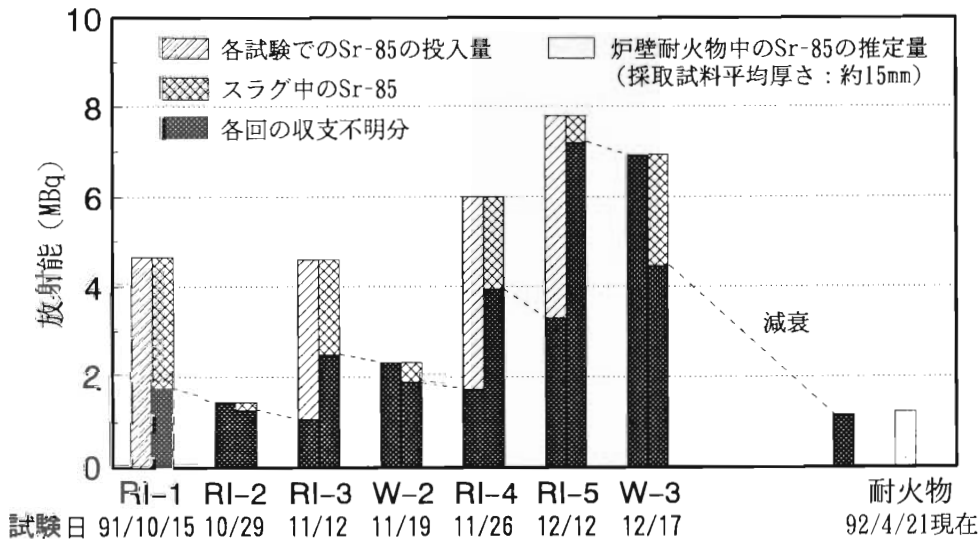


Fig.6 Radioactivity Balance for Sr-85 from Firt 5 Melting Tests Compared with Residual Activity on Furnace Crucible

する。このように Sr-85の不明分に相当する残留放射能が検出されたのは、Sr-85がスラグのみに移行し、一部は耐火壁表面に付着あるいは浸透するものの、鋼塊や排ガスには移行しないことによると考えられる。

なお、上述の耐火物の張り替え以後、計15回の溶融処理を行った時点で、再度炉壁上部の耐火壁の損耗量がほぼ限界に達し、局所的な小補修では処置できない状態となった。そのため、平成5年4月に第2回目の耐火壁の張り替えを行っている。

#### 4. おわりに

本報では、放射性金属溶融・造塊試験に関して、現在実施中の試験の概要、試験方法、溶融・造塊時の放射性核種の挙動、装置の運転経験などについて現状を紹介した。紙面の都合上、必ずしも詳細には結果を紹介できなかったが、これまでの試験から、使用した核種のうち Mn-54、Co-60、Zn-65、Ni-63についてはその大部分が鋼塊中に残留し、Sr-85 および Cs-137はスラグあるいは排ガス中へ移行することなど、溶融・造塊時の放射性核種の基本的な挙動が明らかになった。また、溶融炉耐火壁の耐用性や汚染の状況、試験装置の放射線安全等について把握することができた。今後の検討課題として、試験条件と核種の移行挙動との一層の関係の明確化、

放射能収支の不明分の究明、熱力学的観点からの移行挙動の検討、などが挙げられる。本溶融・造塊試験は平成6年度まで継続する予定であり、現在、RIトレーサ試験を中心に試験データの充実を図っているところである。

#### 参考文献

- 1) 「商用原子力発電施設の廃止措置のあり方について」、総合エネルギー調査会原子力部会(昭和60年7月15日)
- 2) 「低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について」、中間報告、原子力安全委員会(放射性廃棄物安全規制専門部会)、昭和62年
- 3) 太田邦弘、「原子力廃止措置に伴う廃棄物の処理・処分」、原子力工業、第31巻、第11号、(1985)
- 4) 藤木和男、「低レベル放射性廃棄物とその再利用技術(『地球環境と廃棄物管理』第4章)」、日本原子力学会『高度化原子燃料サイクル技術』研究専門委員会(1993)
- 5) M.TANAKA, et al., "Research Program of Decommissioning Material Reuse in JAERI," Proc. 1989 Joint Int. Waste Management Conf., ASME/JSME/AESJ, Vol.2, p.213 (1989)
- 6) K.FUJIKI, et al., "Present Status of

- Decommissioning Materials Reuse Research at JAERI," Proc.1 st JSME/ASME Joint Int.Conf. on Nucl. Eng., Vol.2, p.47 (1991)
- 7) H.NAKAMURA, et al., "Radioactive Metal Melting Test at Japan Atomic Energy Research Institute," Proc. Waste Management '93, Tucson, U.S.A., Vol.2, p.1683 (1993)
- 8) K.FUJIKI, et al., "Current Studies on the Decommissioning Materials Recycling at Japan Atomic Energy Research Institute," Proc. 1993 Int. Conf. on Nucl.Waste Management and Enviromental Remediation, Vol.2, p.321 (1993)



## 汎用廃止措置情報データベースの開発

島田 隆\*, 今 哲郎\*, 宮 健三\*\*

### *Development of Information System for Decommissioning Database*

Takashi SHIMADA, Tetsuro KON  
and Kenzo MIYA

The information system for decommissioning database is under development by the RANDEC using personal computer. The system is divided into four subsystems, based on the category of database, which are for bibliography, general information, qualitative and quantitative technical informations. The prototype subsystems have been developed for the databases on bibliography, general information and qualitative technical information. The subsystems are improving to make functions better such as quicker search function and GUI (Graphical User Interface) functions. The detailed design is commenced for the subsystem of quantitative technical information recently.

This paper describes the system development for decommissioning database. The present efforts are directed to brushup the system functions and accumulate quantitatively good qualitative data.

#### 1. はじめに

わが国の原子力施設のうち初期に建設された施設は既に30年余りを経過している。年月の経過とともにその使命を終了したもの、あるいは老朽化したものについては、改造または廃止措置が逐次増加する現状にある。

原子力施設の廃止措置においては、多量の放射性物質を取扱うことから、計画作成、工事实施の際は、最適技術の採択、作業の標準化等によって、廃止措置コストの低減、発生廃棄物の低減、作業時のより一層の被ばく低減を図ることが必須の要件となっている。

安全かつ経済的で合理性を有し、国民から信頼と納得の得られる廃止措置計画を作成し、工事を実施するためには、廃止措置についての広い専門的知識と広範な情報収集・解析が必要である。そのための情報源として、国内外の公開文献、国際協力、海外調査から得られる廃止措置に関する情報等が利用されており、これら情報のデータベース化が強く望まれている。

この要請に応えるため、多量に存在する廃止措置関連の情報を一元化して、体系的に整理、統括管理し、廃止措置情報の効率的活用を図ることを目的として「汎用廃止措置情報データベース」の開発を行っているので、本報では、その概要を紹介する<sup>1-6)</sup>。

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

\* 財団法人原子力施設デコミッションング研究協会 (RANDEC)

\*\* 東京大学工学部 原子力工学研究施設 (Tokyo University)

## 2. 汎用廃止措置情報データベースの構築

### 2.1 データベースの構成

技術者、研究者等がよく活用している科学技術関連のデータベースには、INIS、JICST等がある。これらのデータベースは、科学、技術分野の文献を広範囲にわたって網羅し、数百万件を収録した大規模なデータベースであるため、所要の文献を探し出す検索には、かなりの技術が必要である。また、廃止措置に関する一般情報や技術情報については、体系的にまとめられたものが少ないのが現状である<sup>7)</sup>。

そこで、汎用廃止措置情報データベースは、

- ① 収録情報を廃止措置関連情報に限定したコンパクトなものとする
- ② 廃止措置関連の文献、一般情報、技術情報を体系的に整理したものとする
- ③ 画像情報も収録する

こと等によりユーザにとって魅力的、かつ使い易いデータベースとすることを意図して開発する。

このことから、汎用廃止措置情報データベースは、

- ① 文献情報
- ② 一般情報
- ③ 定性技術情報
- ④ 定量技術情報

のサブ・データベースから構成されるデータベースとする(Fig.1)。

### 2.2 データベースの規模

データベースの規模は、システム設計上の重要な問題である。現時点における廃止措置関連の文献情報データ数は、INISで約1万2千件、IAEAの原子力データベースで約1万件、JICSTで約2千件である。また、毎年、国際会議等に発表される論文数は数百件程度と推定される。

これらのことから、文献情報データベースの規模は約2万件と設定する。データ格納媒体の最大容量は、文献情報データ1件(抄録:1,000文字)当たり約3KBの容量が必要であるとすると、2万件では合計60MBの容量が必要となる。

一般情報データベースについては、最大規模になると予想される商用炉のファイルで約600件と推定されるので、トータルで約3,000件と設定する。最



Fig.1 Structure of Decommissioning Database

大容量は、データ1件(文字情報:5,000文字、画像情報:5枚)当たり、文字について12KB、画像について650KBの容量が必要とすると商用炉のファイルで約400MB、トータルで約2,000MBの容量が必要と推測される。

また、定性技術情報データベースについては、要素技術数をリストアップすると約90件となるので、事例データを含め、トータルで約400件と設定する。一般情報に比べ収録件数が約1/7と少ないので、最大容量は一般情報データベースの数分の1となると考えられる。

### 2.3 ハードウェア・システム

ハードウェア・システムは、データベースの規模、システム開発の容易性、保守・操作の容易性、情報提供方法、開発費、パーソナル・コンピュータ(以下「パソコン」という)技術の発展性等の総合評価から、パソコン・システムを採用する。

### 2.4 ソフトウェア・システム

各サブ・データベースは、ほぼ同様なシステム全

体構成および機能構成とし、データベースの構築・管理のためのデータベース・マネージメント・システム(DBMS)は市販のソフトを改良、使用する。利用時の操作は、プルダウン、ポップアップ・メニューを採用した対話入力方式とし、操作の簡易化を図る。また、関連する分類コード類は共通化させる。

### 3. 文献情報データベース

文献情報データベースは、基本的には通常の文献データベースと同様なものであるが、廃止措置関連の文献に限定するとともに学会の口頭発表など通常のデータベースよりも収録範囲を拡大して、ユーザに参考になるものとするを意図したものである。

文献情報データベースシステムは、現在、プロトタイプタイプのプログラムを作成し、画面のカラー化、操作のマウス化、検索の高速化について改良を図っているところである。システムの概要を以下に紹介する。

#### 3.1 データ構造

文献情報データベースのデータ構造は、データ本体(抄録部)と検索・管理に使用するコード部から構成されている。コード部は、①情報番号(文字型)、②題名(文字型)、③著者・所属機関(文字型)、④発行年月日(日付型)、⑤情報源コード、⑥技術コード、⑦施設コード、⑧国コード、⑨テーマコード等の項目で構成されている。

⑤～⑨に使用するコード表の代表例として技術コード表を Table 1 に示す。なお、施設、国、テーマは2桁のコードをもち2階層に分類、情報源は3桁のコードをもち3階層に分類、技術は4桁のコードをもち4階層に分類されている。

#### 3.2 システムの主要機能

文献情報データベースは、①検索、②データ管理、③データ作成、④保守・管理が可能なシステム構成となっている。Fig.2 に文献情報データベース・システムの主要機能の構成を示す。

本データベースの利用者は、“検索”機能を選択することによって、利用者が必要とする文献情報を検索し、出力することができる。

“データ作成”および“保守・管理”機能は、データ

Table 1 Technical Code Table

コード	技術分類	コード	技術分類
0000	廃止措置技術全般	2520	LMI 法
1000	2次元・3次元 (全般)	2530	NP-LMI 法
2000	除染 (全般)	2540	NS-1 法
2100	機械的除染 (全般)	2550	KUR1-DECIN 法
2110	ブラシ法	3000	環境造物解体 (全般)
2120	削り取り法	3100	電気・熱・切断 (全般)
	グラインダー、スクレーパ、ピグ、	3110	プラズマアーク法
	カッター、ドリル、パイプレータ	3111	プラズマジェット法
2130	拭き取り法	3120	アークソー法
2200	物理的除染 (全般)	3130	放電加工法 (WIG)
2210	ジェット法	3140	筒構造の分解法
2211	スチームジェット法	3150	アークガウジング法
2212	高圧水ジェット法	3160	レーザー法
2213	超高圧水ジェット法	3170	産業アーク法
2214	フロンジェット法	3180	電解法 (ECM)
2220	ブラスト法	3200	ガス切断 (全般)
2221	ドライブラスト法	3210	ガス法
2222	ウェットブラスト法	3220	粉砕(粉末)法
2223	フロンブラスト法	3230	農業療法
2224	アイスブラスト法	3300	物理的切断 (全般)
2225	ドライアイス法	3310	電解切断 (全般)
2230	振動仕上げ法	3320	直線ソー法
2240	超音波法	3330	バンドソー法
2250	マイクロ波法	3340	プラズマアーク法
2300	化学的除染 (全般)	3341	パイプカッター法
2310	蒸気浸漬法	3400	爆発切断 (全般)
2320	ゲル法	3410	成形爆薬法
2330	ペースト法	3420	凍結爆薬法
2340	フォーム (泡法) 法	4000	3次元構造造物解体 (全般)
2350	3次元構造造物解体法	4100	機械式切断法 (全般)
2400	電気化学的除染 (全般)	4110	ハンドブローカ法
2410	電解研削法	4120	ジャイアントブローカ法
2420	交響電極研削法	4130	ステータボール (鋼球) 法
2430	レドックス除染法	4130	ステータボール (鋼球) 法
2440	複合電極研削法 (ECRF)	4140	スキップ法
2500	系統除染 (全般)	4200	圧砕力切断法 (全般)
2510	CAN-DECIN法	4210	圧砕機法 (全般)

コード	技術分類	コード	技術分類
4211	圧砕機法 (特型)	7112	離脱法
4212	圧砕機法 (輪合せ型)	7113	焼却法
4220	ジャッキ法	7120	圧縮法 (全般)
4230	ロッキジャッキ法	7121	圧縮法
4300	研削切断法 (全般)	7122	高圧法
4310	水法 (水圧研削式)	7130	溶融法 (全般)
4320	コアブローイング法	7131	マイクロ波加熱法
4330	水法 (表面剥離式)	7132	マイクロ波加熱法
4340	ガソリン法	7133	誘導溶融法
4350	ワイヤソー法	7134	アーク溶融法
4400	爆発切断法 (全般)	7135	プラズマアーク溶融法
4410	制御爆薬法	7136	インダクタスラグ溶融法
4420	成形爆薬法	7140	その他 (全般)
4500	膨張圧切断法 (全般)	7141	酸溶法
4510	不活性化膨張圧切断法	7142	酸分解法
4520	静的破砕膨張圧切断法	7150	コンクリート処理技術
4600	火災切断法 (全般)	7151	セメント固化法
4610	テルミット法	7152	セメントガラス固化法
4620	火災ジェット法	7200	液体廃棄物処理技術 (全般)
4630	パウダージェット法	7300	廃棄物容器 (全般)
4700	電気・熱・切断法 (全般)	7400	貯蔵 (全般)
4710	アーク熱溶融法	7500	処分 (全般)
4720	プラズマジェット法	7600	輸送 (全般)
4730	レーザー法	8000	安全管理 (全般)
4740	直接通電加熱法	8100	個人被ばく管理 (全般)
4750	電磁誘導加熱法	8110	外部被ばく管理
4760	マイクロ波法	8120	内部被ばく管理
4800	その他 (全般)	8130	健康診断
4810	放射線法 (新素材)	8200	環境管理 (全般)
4820	放射線法 (新素材)	8210	空間線量率の測定
5000	遠隔操作 (全般)	8220	空気中の放射性物質の濃度
6000	再利用 (全般)	8230	水中の放射性物質の濃度
5100	金属再利用 (全般)	8240	表面汚染密度の測定
5200	コアリ再利用 (全般)	8250	汚染検査
7000	廃棄物対策 (全般)	8300	放射線防護技術 (全般)
7100	固体廃棄物処理技術 (全般)	8310	防護具、呼吸保護具
7110	焼却法 (全般)	8320	遮蔽体
7111	可燃焼却法	9000	放射能の管理 (全般)

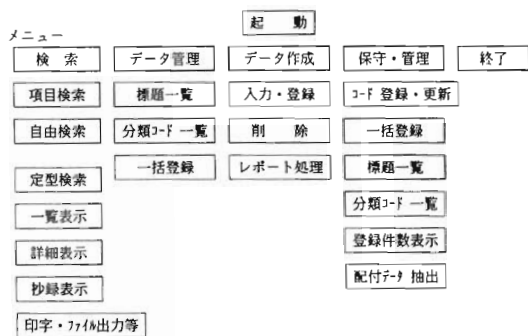


Fig.2 Main Structure of System Function for Bibliography Database

ベース供給者が使用する機能であり、これらの機能を使用して、データの入力、修正、削除といったデータベース作成作業やシステムの保守・管理を行うものである。

これらの機能を提供するソフトウェアは、データベースソフト Arago dBXL を選定し、アプリケーションを作成している。

なお、Arago dBXL は、次のような特徴を有している。

- ① オペレーティング・システム(OS)は MS-DOS
- ② マルチシステム・サポート機能を有し、PC-98、IBM、J3100、FMR などの各種パソコンでも使用可能
- ③ コンパイルしたプログラムは、ライセンス・フリー
- ④ 一般情報や定性技術情報データベースに必要なイメージ情報の取扱いが可能

### 3.3 検索機能

文献情報データベースの検索は、項目検索と自由検索の2方式から選択できるようにしている。

項目検索は、検索画面に表示される検索条件項目(3.1に述べた①～⑨の項目)について、必要な項目を順次設定することによって、利用者が目的とする文献データを検索することができる。

これらの項目のうち、コード化されている⑤～⑨の項目は2個選択でき、かつポップアップメニュー方式で画面上にコード内容が表示され、所要条件を

選択する方式になっている。設定条件相互の関係は、2個の選択条件を設定できる同一項目内は“OR”(論理和)、各検索項目間は“AND”(論理積)の関係となる。

文献情報データベースの検索フローを Fig.3 に示す。以下に各方式の検索手順の概略を示す。

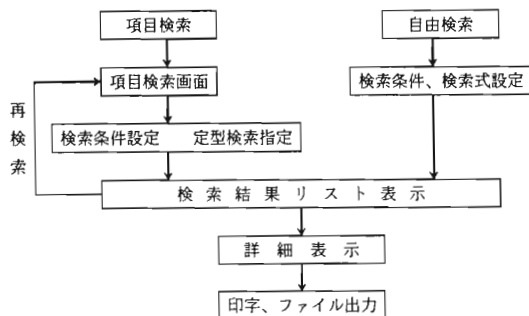


Fig.3 Search Flow Sheet for Bibliography Database

#### (1) 項目検索

文献情報データベースを起動させると、先ず、Fig.4 に示す初期画面が表示される。画面上部の機能欄の中から希望する機能を選択する。

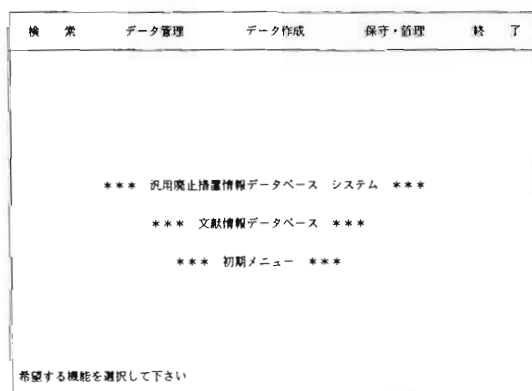


Fig.4 文献：初期画面

「検索」を選択すると、Fig.5 に示すプルダウンメニューが画面左上に表示される。プルダウンメニュー内の項目検索または自由検索か

ら希望する検索方式を選択する。「項目検索」指定すると Fig.6 に示す検索条件設定画面が表示される。

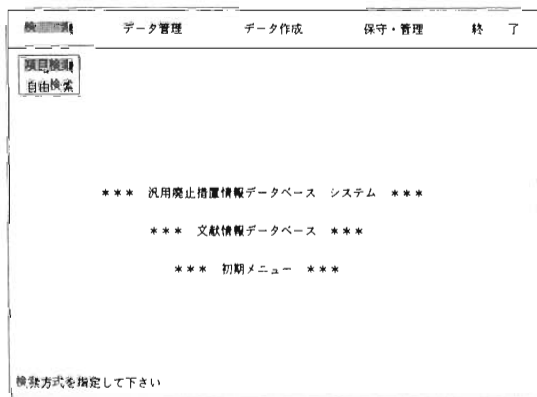


Fig. 5 文献：検索方式選定

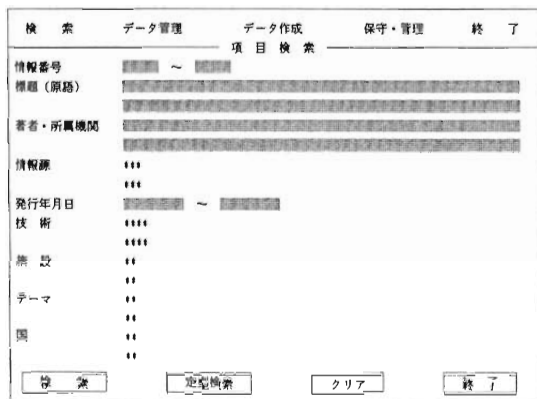


Fig. 6 文献：検索条件設定

画面内の検索条件設定欄に希望する条件を設定する(設定された条件の組合わせで絞込みが行われる)。

情報番号、標題、著者、発行年月日は、キーボードから直接入力する。コード化されている情報、技術、施設、テーマ、国についてはポップアップメニューを使用して選択、入力できる。

例えば、国として日本を指定したい場合には、「国」の欄をマウスでクリックすると Fig.7 に示す国コードの一次階層選択メニューが表示される。

メニュー内の「アジア」を選択すると Fig. 8 に示す国コードの二次階層選択メニューが表示される。

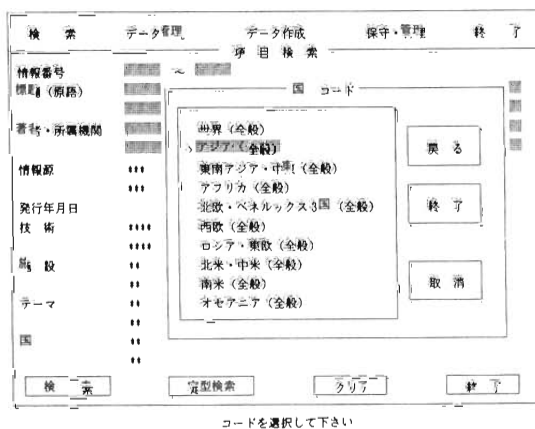


Fig. 7 文献：国コード一次階層

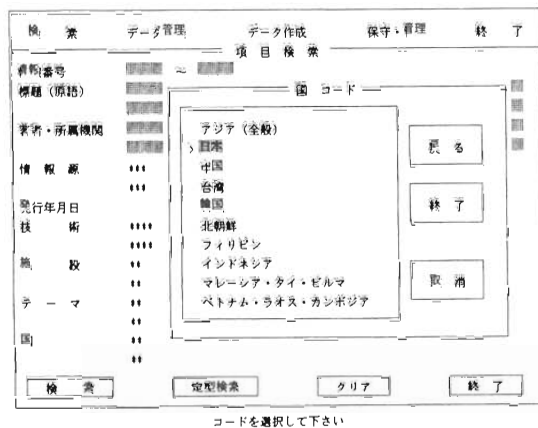


Fig. 8 文献：国コード二次階層

メニュー内の「日本」を選択、指定すると画面は Fig.9 に示す検索条件設定画面に移行し、「国」の欄に設定した「日本」が表示される。

Fig.9 は、情報源：国際会議発表論文、技術：除染、施設：PWR、国：日本と設定した場合の例である。

希望の検索条件が設定されたことを確認し、画面下部機能欄の「検索」を指定すると検索が実行される。

検索結果は、文献リスト(Fig. 10)として表示される。文献リスト内の特定文献について詳細を知りたい場合は、マウスをクリックするかキーボードのリターンキーを押すと反転表示されているタイトルの文献の書誌情報(Fig. 11)が表示される。

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了
項目検索				
情報番号	[検索] ~ [検索]			
標題 (原語)	[検索] ~ [検索]			
著者・所属機関	[検索] ~ [検索]			
情報源	国際会議発表論文			
発行年月日	[検索] ~ [検索]			
技術	除染			
施設	PWR			
テーマ	[検索] ~ [検索]			
国	日本			
<input type="button" value="検索"/> <input type="button" value="定型検索"/> <input type="button" value="クリア"/> <input type="button" value="終了"/>				

Fig. 9 文献：検索条件設定

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了
情報番号:				
抄録:				
コンクリート表面除去の在来工法として、チップングハンマ、スキップラやグラインダなどが用いられているが、これらの工法には放射性粉塵の飛散による作業員の内部被曝や二次汚染、あるいは非汚染コンクリートまで除去することによる放射性廃棄物の増大、さらに放射性回収や放射性汚染測定の問題など多くの問題がある。これらの問題を解決する方法として、新たに機械式研削工法である「クリーンカット工法」を開発した。本報告は、その紹介である。 「クリーンカット工法」は、金剛加工に用いられるミリング方式のカッターをコンクリートに適用するというアイデアに基づく研削工法で、コンクリート表面からの研削深さを予め設定して、その除去部分のみを正確に研削し、同時に発生したコンクリート粉塵を、ほぼ100%捕集して、これらを直接ドラム缶に回収するものである。 床、壁、入隅共用の小形除去装置と床、壁用大型除去装置を用いて行った実物大試験体による実証試験では、 1) 床面はほぼ全面、壁面は高さ 220cmまで研削できる 2) エポキシ樹脂塗装面及び鉄板面も研削可能である				
<input type="button" value="次頁"/> <input type="button" value="前頁"/> <input type="button" value="一覧表"/> <input type="button" value="登録"/> <input type="button" value="印刷"/> <input type="button" value="ファイル"/> <input type="button" value="終了"/>				

Fig. 12 文献：抄録部情報

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了
No.	情報番号	標題 (原語)	検索件数: 571 件	
1:	R89001	コンクリート構造物の解体と再利用		
2:	R89002	原子力施設廃止措置の展望と課題		
3:	R89003	汚染コンクリート除去システム「クリーンカット」工法の開発		
4:	R89004	動燃固体廃棄物処理施設 (WDF) における除染技術開発 (I)		
5:	R89005	原子炉の解体に関する除染技術		
6:	R89006	JRR-3 原子炉一括撤去		
7:	R89007	東海再処理工場 撤収廃止後の解体撤去		
8:	R89201	Decommissioning of nuclear installations in Member State ach		
9:	R89202	Licensing authority experience and policy for decommissioning		
10:	R89203	Operators' view of key issues confronting nuclear power plan		
11:	R89204	The Community's R&D activities in the field of decommissioning		
12:	R89205	Strategy of NPP decommissioning in the IEA NPPD member state		
13:	R89206	Deterioration assessment of nuclear power station buildings		
14:	R89207	Consequences of suppression of negative pressure in the KW-L		
<input type="button" value="次頁"/> <input type="button" value="前頁"/> <input type="button" value="再検索"/> <input type="button" value="印刷"/> <input type="button" value="ファイル出力"/> <input type="button" value="終了"/>				

Fig. 10 文献：検索結果リスト

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了	
データ種別:	文献	情報番号:	R89003	発行年月日:	1989. 10.
標題 (原語):	汚染コンクリート除去システム「クリーンカット」工法の開発				
標題 (日本語):	汚染コンクリート除去システム「クリーンカット」工法の開発 (日本語)				
著者 (所属機関):	木下武彦、田中 勉、舟川直秀、出村 肇、坂下文夫、田中芳輝 (佐藤工業)				
出典:	デコミッションング技報 No.1 p.18-25 (1989)				
<input type="button" value="次頁"/> <input type="button" value="前頁"/> <input type="button" value="一覧表"/> <input type="button" value="抄録"/> <input type="button" value="印刷"/> <input type="button" value="ファイル"/> <input type="button" value="終了"/>					

Fig. 11 文献：書誌部情報

さらに、抄録内容が知りたいければ、画面下部機能欄の「抄録」を指定すると抄録情報(Fig. 12)が表示される。

## (2) 定型検索

項目検索の場合には、検索条件が定型化する可能性があるため、ユーザが予め定型的検索条件を登録しておくことにより、その都度検索条件を入力しなくても定型検索メニューを呼出して検索する「定型検索」機能が付与されている。

定型検索メニューは、①呼出(既登録検索条件の呼出し)、②登録(新規および書換え登録)、③削除(登録済検索条件の削除)の機能を有している。

定型検索の検索手順の概略を次に示す。

「項目検索」を選択すると Fig. 6 に示す検索条件指定画面が表示されるので、画面下部機能欄の「定型検索」を指定する。画面内に Fig. 13 に示す検索処理メニューが表示される。

既登録の検索条件を利用する場合は、「呼出」機能を選択する。Fig. 14 に示す定型検索/呼出メニューが表示され、登録名が表示される。

その中から希望の登録名を指定すると登録されている検索条件がデータベースから呼出され、Fig. 15 に示すように検索条件設定画面の入力欄の該当箇所に表示される。

画面下部機能欄の「検索」を選択すると検索が実行され、結果がリスト表示される。

## (3) 自由検索

自由検索は、検索の自由度を高めるために検索条件を検索式(AND、OR)の形で設定する検索方式である。

自由検索の検索手順の概略を次に示す。

Fig. 5 の検索方式選択画面で「自由検索」を選択す

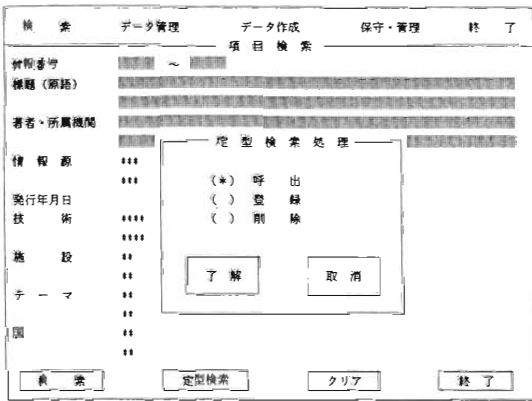


Fig. 13 文献：定型検索/処理

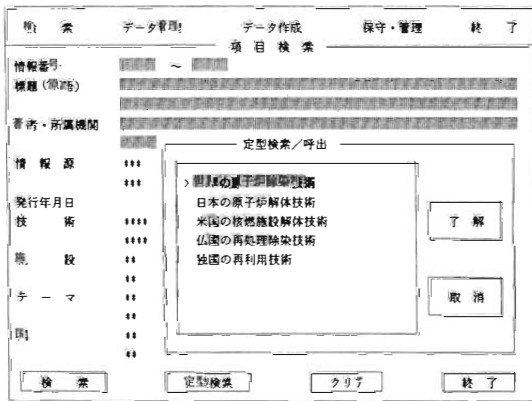


Fig. 14 文献：定型検索/呼出

ると Fig.16 に示す自由検索処理画面が表示される。  
この画面で処理番号行を指定すると Fig.17 に示す検索項目指定メニューが表示される。希望の検索項目を選択し、検索条件、一致条件の指定を行って検索を実行する。

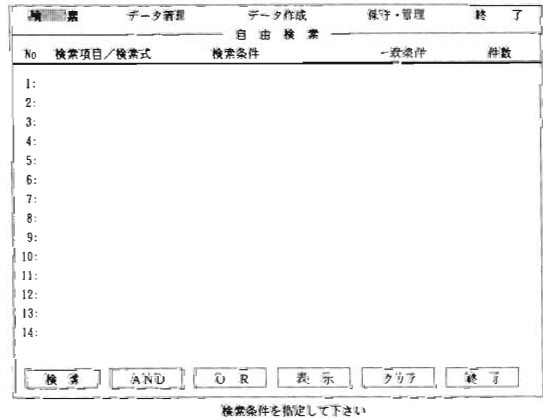


Fig. 16 文献 DB 自由検索/処理

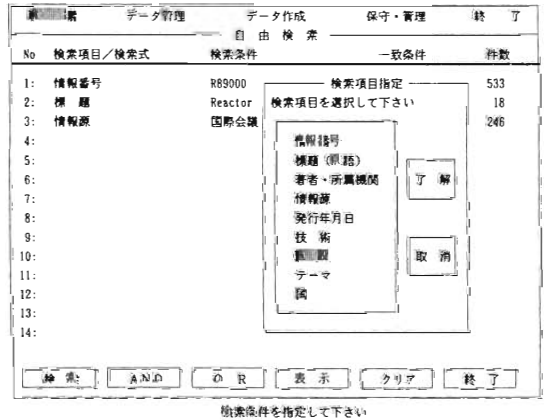


Fig. 17 文献 DB 自由検索/設定

複数の検索結果について、処理番号を2個指定し、ANDまたはOR機能を使い、検索式を指定して(Fig.18)検索を行うことにより、絞り込みが行われる。

検索結果の内容を表示させるには、画面下部機能欄の「表示」を指定することにより検索結果リストが表示される。

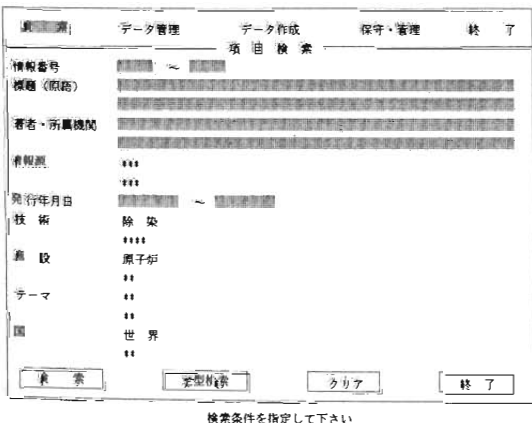


Fig. 15 文献：定型検索/条件

検索		データ管理	データ作成	保守・管理	終了
自由検索					
No	検索項目/検索式	検索条件	一致条件	件数	
1:	情報番号	R89000	以上	533	
2:	標題	Reactor	部分一致	18	
3:	情報源	国際会議発表論文		246	
4:	技術	コンクリート構造物解体		27	
5:	施設	PMR		91	
6:	テーマ	研究開発		162	
7:	国	世界		25	
8:	1 AND 2		AND/OR条件式指定	16	
9:					
10:			AND		
11:					
12:					
13:					
14:					

AND/OR条件式指定

AND

了解      取消      検索

検索    AND    OR    表示    クリア    終了

検索条件を指定して下さい

Fig. 18 文献DB 自由検索/条件式

#### 4. 一般情報データベース

一般情報データベースは、廃止措置関連の一般情報を、

- A) 政策・規制
- B) 関係機関
- C) 廃止措置プロジェクト
- D) 国際会議
- E) 研究炉
- F) 商用炉
- G) 核燃料サイクル
- H) 廃棄物
- I) 特許
- O) その他

の10分野に体系的に分類、整理して、計画策定、PA等に必要な情報を文字および画像情報で提供することを意図したものである。

一般情報データベースシステムは、現在、プロトタイププログラムの作成し、画面のカラー化、操作のマウス化について改良を図っているところである。システムの概要を以下に紹介する。

##### 4.1 データ構造

一般情報データベースのデータ構造は、プログラムの巨大化を避けるため、全ファイル共通の構造としている。その内容は、データ本体(本文、イメージ情報、参考文献リスト等)と検索・管理に使用するコード部から構成されている。コード部は、①情報ファイル名(数字)、②情報番号(数字)、情報名称

(文字)、③技術コード、④施設コード、⑤テーマコード、⑥国コード、⑦機関分類コード、⑧施設現状コード、⑨廃止措置ステージコード等の項目で構成されている。③～⑥に使用するコード表は文献情報データベースに使用しているものと同一である。

##### 4.2 システムの主要機能

一般情報データベースは、①検索、②データ管理、③データ作成、④保守・管理が可能なシステム構成となっている。Fig.19にシステムの主要機能の構成を示す。

本データベースの利用者は、“検索”機能を選択することによって、必要とする一般情報を検索し、出力することができる。

“データ作成”、“保守・管理”機能内容およびこれらの機能を提供するソフトウェアは、文献情報データベースと基本的には同一である。

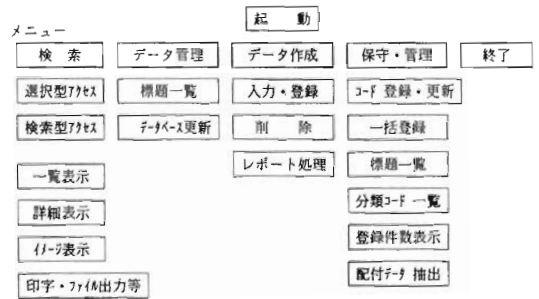


Fig. 19 Main Structure of System Function for General Information Database

##### 4.3 検索機能

一般情報データベースの検索は、選択型アクセス型アクセスの2方式から選択できるようにしている。選択型アクセスは、ファイル毎にデータリストを一覧表示させ、その中から希望するデータを表示させる方式である。検索型アクセスは、文献情報データベースの項目検索と類似の方法で、検索条件を指定して検索する方式である。

検索型アクセスの場合は、検索項目のうち、コード化されている項目は2個/項目まで指定でき、かつポップアップメニュー方式で画面上にコード内容が表示され、検索条件を指定する方式になっている。一



般情報データベースの検索フローをFig.20に示す。

以下に各方式の検索手順の概略を示す。

(1) 選択型アクセス

一般情報データベースを起動させると、先ず、Fig.21に示す初期画面が表示される。画面上部機能欄の中から希望する機能を選択する。

「検索」を選択すると、Fig.22に示すプルダウンメニューが画面左上に表示される。

メニュー内の選択型アクセスと検索型アクセスから希望する検索方式を選択する。

「選択型アクセス」を指定するとFig.23に示す検索ファイル指定画面が表示される。

ウィンドウ内の希望するファイルを指定すると検索が実行され、そのファイルのデータリストが一覧表示される(Fig.24)。

データリスト内の特定データについて、詳細を知

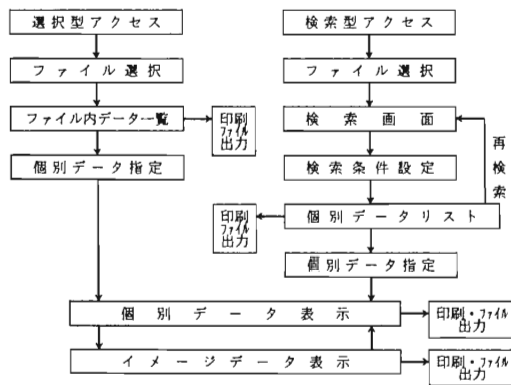


Fig. 20 Search Flow Sheet for General Information Database

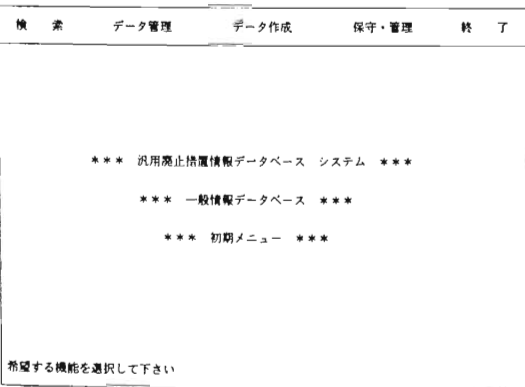


Fig. 21 一般：初期画面

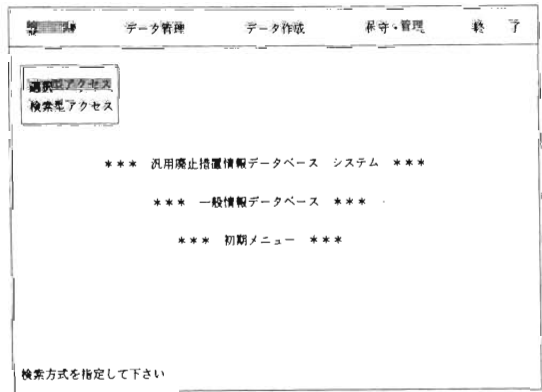


Fig. 22 一般：検索方式指定

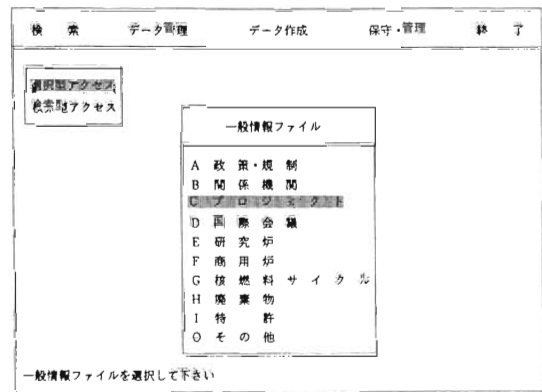


Fig. 23 一般：ファイル指定

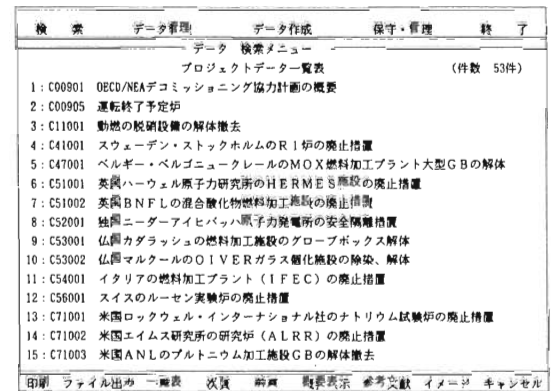


Fig. 24 一般：検索結果リスト

りたい場合は、文献情報データベースと同様な操作により、Fig.25に例示するような詳細情報が表示

される。

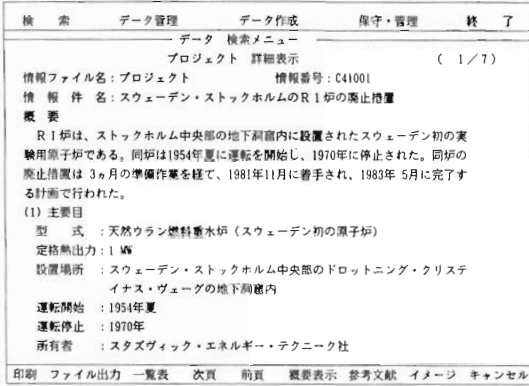


Fig.25 一般：詳細表示

画像情報を見たい場合は、画面下部機能欄の「イメージ」を指定すると Fig.26 に示す画像表示メニュー内に画像リスト(5 画像以内/データ)が表示される。リストから希望の画像を指定すると画像が表示される。

また、参考文献が知りたい場合は、画面下部機能欄の「参考文献」を指定すれば参考文献リストが表示される。

(2) 検索型アクセス

Fig.22 の検索方式選択画面で「検索型アクセス」を指定すると Fig.27 に示す検索ファイル指定画面が表示される。

ウィンドウ内の希望するファイルを指定すると Fig.28 に示すデータ検索メニューが表示される。

メニュー内の検索項目について、文献情報データベースの場合と同様な方法で検索条件を設定し、画面

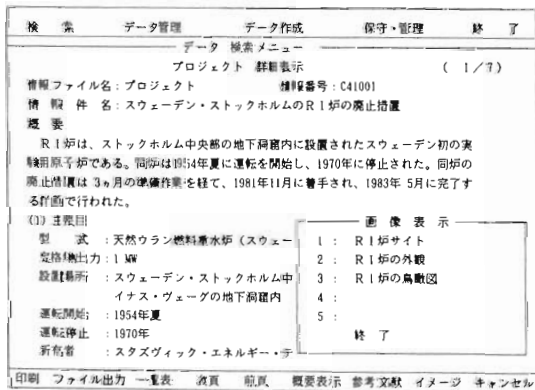


Fig.26 一般：画像表示指定

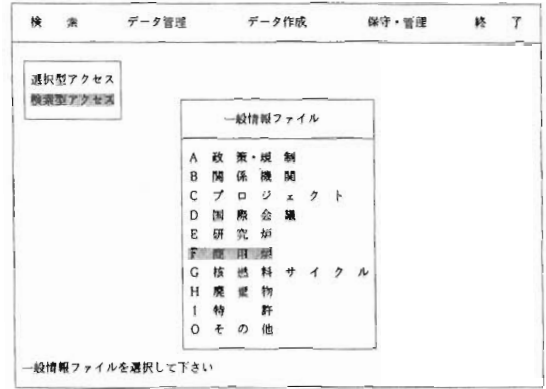


Fig.27 一般：ファイル指定

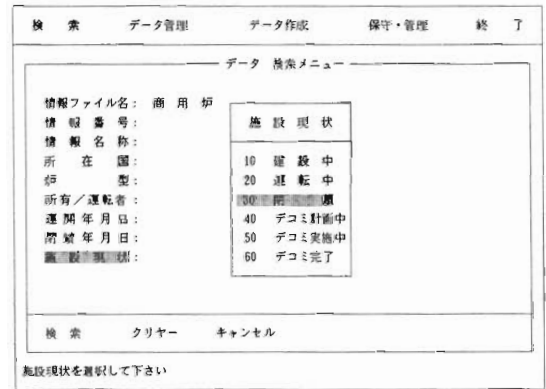


Fig.28 一般：検索条件指定

下部機能欄の「検索」を指定すると検索が実行される。検索結果は、データリスト(Fig.29)として表示さ



Fig.29 一般：検索結果リスト

れる。データの詳細、画像情報、参考文献について知りたい場合は、選択型アクセスの場合と同様な操作を行う。

### 5. 定性技術情報データベース

定性技術情報データベースは、廃止措置に使用する技術(システムエンジニアリング、除染、鋼構造物解体、コンクリート解体、遠隔操作、再利用、解体廃棄物対策、安全管理、インベントリ評価)について、技術的情報を定性的に整理した内容とし、廃止措置に係る技術の概要、特徴、性能、適用範囲、実績等および「技術の比較表」などの情報を文字および画像で提供することを意図したものである。

なお、定性技術情報データベースで対象にしている技術は、文献・一般情報データベースで使用している技術コード(Table 1)にリストアップされているものである。

定性技術情報データベースシステムは、現在、プロトタイププログラムを作成し、画面のカラー化、操作のマウス化について改良を図っているところである。システムの概要を以下に紹介する。

#### 5.1 データ構造

定性技術情報データベースは、廃止措置に使用されるであろう技術を Table 1 の技術コードの大分類項目で分類した9ファイルで構成されている。

これらの技術は、データ内容を要素技術型として分類されるものと事例技術型として分類されるものとなる。要素技術型に分類されるファイルは除染技術、鋼構造物解体技術、コンクリート構造物解体技術、廃棄物対策技術の4ファイル、事例型技術として分類されるファイルはシステムエンジニアリング、遠隔操作技術、再利用技術、安全管理技術、放射能インベントリ評価技術の5ファイルである。要素技術型と事例技術型とは、データ記述様式が異なるので、当然データ構造が異なる。

事例技術型は、例えば、遠隔操作技術では、WAGRのマニプレータ、Noell社のマニプレータ、WDFのプラズマ溶断ロボットというタイトルで、開発機関、開発内容等をデータベース化したものである。従って、データ構造および検索方法は、ほぼ一般情報データベースと類似のものである。

また、要素技術型として分類されたものはファイ

ル毎にデータ内容、検索内容が異なるので、ファイル毎にデータ構造が異なっている。

その一例である鋼構造物解体技術ファイルのデータ構造は、情報番号、技術名称、技術概要、構成機器、運転条件、問題点、システム図、画像データ、参考文献等のデータ部と作業環境、解体材料、解体対象、水中切断厚、気中切断厚、水中切断速度、気中切断速度、操作性、保守性、開発状況等のコード部から構成されている。

#### 5.2 システムの主要機能

定性技術情報データベースは、①検索、②データ管理、③データ作成、④保守・管理が可能なシステム構成となっている。

これらの機能内容および使用するソフトウェアは、文献および一般情報データベースと基本的には同一である。

定性技術情報データベース・システムの主要機能構成を Fig.30 に示す。

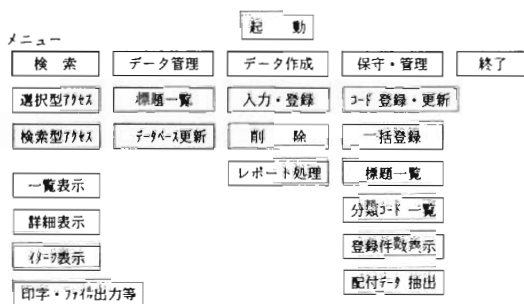


Fig. 30 Main Structure of System Function for Qualitative Technical Database

#### 5.3 検索機能

定性技術情報データベースの検索は、一般情報データベースと同様に、ファイル毎にデータリストを一覧表示させ、その中から希望するデータを表示させる選択型アクセス方式および文献情報データベースの項目検索と類似の方法で検索条件を指定して検索する検索型アクセス方式の2方式から選択できるようにしている。

検索型アクセスの場合は、検索項目のうち、コード化されている項目はポップアップメニュー方式で

画面上にコード内容が表示され、検索条件を指定する方式になっている。定性技術情報データベースのうち、事例型ファイルの場合の検索フローは一般情報データベースと同様である。要素技術型ファイルの検索フローを Fig.31 に示す。以下に要素技術型ファイルの場合について、各検索方式の検索手順の概略を示す。

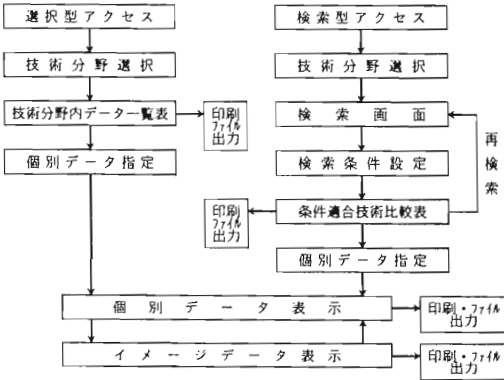


Fig. 31 Search Flow Sheet for Qualitative Technical Database

(1) 選択型アクセス

定性技術情報データベースを起動させると、先ず、Fig.32 に示す初期画面が表示される。画面上部機能欄の中から希望する機能を選択する。

「検索」を選択すると、Fig.33 に示すプルダウンメニューが画面左上に表示される。

メニュー内の選択型アクセスと検索型アクセスから希望する検索方式を選択する。

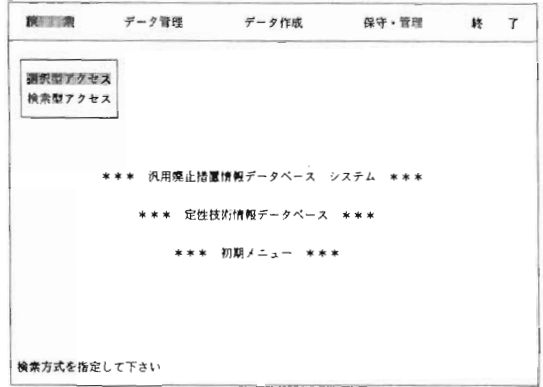


Fig. 33 技術：検索方式指定

「選択型アクセス」を指定すると Fig.34 に示す検索ファイル指定画面が表示される。

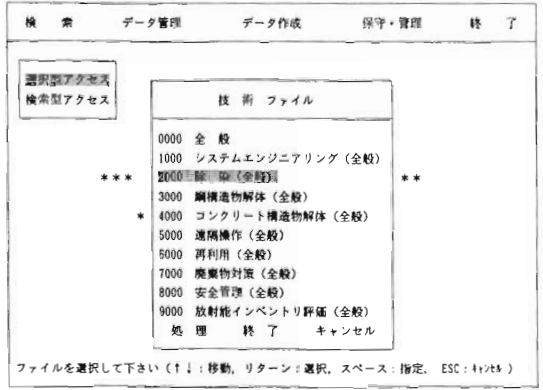


Fig. 34 技術：ファイル指定

ウィンドウ内の希望するファイルを指定すると検索が実行され、そのファイルのデータリストが一覧表示される(Fig.35)。

データリスト内の特定データについて、詳細を知りたい場合は、文献および一般情報データベースと同様な方法で操作すると Fig.36 に例示するような詳細情報が表示される。

さらに、システム図、画像、参考文献を表示させたい場合は、画面下部機能欄の「システム図」、「画像」、「参考文献」を指定することにより希望するデータが表示される。

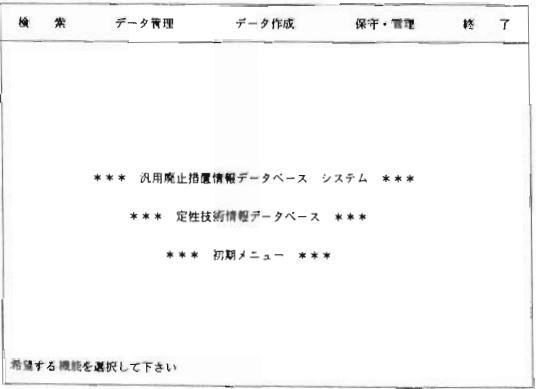


Fig. 32 技術：初期画面

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了
データ検索				
情報番号	技術名称	情報概要		
T2110	ブラシ法	ブラシを除染対象物に押しつけ、ブラシを回転させ、被研磨面を磨ることにより、主に付着性汚染を除去する方法である。水または除染液を併用して除染効果を高めることもある。		
T2120	削り取り法	工具を用いて機械的な力により汚染表面を削り取る、または剝離させることにより汚染を除去する方法である。削り取る工具としてはグラインダー、スクレーパー、ピグ、カッター、ドリルが、また衝撃を与える工具としてはパイブレットがある。		
T2130	拭き取り法	汚染表面をウエス等を用いて拭くことにより、表面の付着性汚染を除去する方法である。水または除染液を併用して除染効果を高めることが多い。		
T2211	スチームジェット法	スチームの断熱膨張圧力を利用して高温スチームをノズルから噴射させ、その衝撃		
情報ファイル	印刷	ファイル出力	検索画面	キャンセル

Fig. 35 技術：検索結果リスト

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了
データ検索				
選択型アクセス	技術 ファイル			
検索型アクセス	0000 全般 1000 システムエンジニアリング (全般) 2000 除染 (全般) 3000 鋼構造物解体 (全般) 4000 コンクリート構造物解体 (全般) 5000 遠隔操作 (全般) 6000 再利用 (全般) 7000 廃棄物対策 (全般) 8000 安全管理 (全般) 9000 放射能インベントリ評価 (全般) 処理 終了 キャンセル			
ファイルを選択して下さい (↑↓:移動, リターン:選択, スペース:指定, ESC:閉鎖)				

Fig. 37 技術：技術分野指定

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了
データ検索				
情報ファイル名:	除染技術	情報番号:	T2110	
情報名称:	ブラシ法			
大分類:	機械的除染方法			
技術概要:	ブラシを除染対象物に押しつけ、ブラシを回転させ、被研磨面を磨ることにより、主に付着性汚染を除去する方法である。水または除染液を併用して除染効果を高めることもある。			
主要構成機器:	通常は人手による作業のため、特に装置は必要としない。			
ユーティリティ:	一般的には人手による作業のため、特に必要としない。			
運転条件:	一般的には人手による作業である。			
作業環境:	解体前 ○ 解体後 △ 一般的には解体前の施設・設置の除染として利用されている。			
適応性:	金属 ○ コン ○ 付着性 ○ 固着性 × 金属、コンクリートともに適用可能である。 付着性汚染を対象とした除染方法である。			
除染性能:	除染性能は、DF= 10 程度と良くない。			
情報ファイル	印刷	ファイル出力	検索画面	キャンセル

Fig. 36 技術：詳細表示

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了
データ検索				
情報ファイル名:	除染技術			
情報名称:	~			
作業環境:	~			
除染対象物:	~			
対象汚染:	~			
除染性能:	~			
操作性:	~			
保守性:	~			
二次廃棄物:	~			
開発状況	~			
情報ファイル	印刷	ファイル出力	検索画面	キャンセル

Fig. 38 技術：検索条件設定

(2) 検索型アクセス

Fig.33の検索方式選択画面で「検索型アクセス」を指定すると Fig.37 に示す技術分野指定メニューが表示される。

メニュー内の希望する技術分野のファイルを指定すると Fig.38 に示す検索条件指定画面が表示される。

検索条件指定画面内の各種項目について、検索条件を指定する。例えば、対象汚染を選択すると画面に「対象汚染のメニュー」が表示されるのでその中から希望する項目を指定する(Fig.39)。

希望の検索条件が設定されたことを確認し、画面下部機能欄の「検索」を指定すると検索が実行される。検索結果は、技術の比較表(Fig.40)の形で表示される。

検索	データ管理	データ作成	保守・管理	終了
データ検索				
情報ファイル名:	除染技術			
情報名称:	~			
作業環境:	~			
除染対象物:	~			
対象汚染:	対象汚染 <input checked="" type="checkbox"/> 付着性汚染に有効 <input type="checkbox"/> 固着性汚染に有効 <input type="checkbox"/> 高付着性汚染に一部有効			
除染性能:	~			
操作性:	~			
保守性:	~			
二次廃棄物:	~			
開発状況	~			
情報ファイル	印刷	ファイル出力	検索画面	キャンセル

Fig. 39 技術：検索条件指定

No.	情報番号	技術名称	データ検索		除去性能	操作性
			除去対象物 金属	対象汚染 付着性 固着性		
1	T2110	ブラシ法	○	○	○	低 やや良
2	T2130	拭き取り法	○	○	○	低 やや良
3	T2211	スチームジェット法	○	○	○	低 良
4	T2212	高圧水ジェット法	○	○	○	低 良
5	T2213	超高圧水ジェット法	○	○	○	中 やや良
6	T2214	フロンジェット法	○	○	○	10~100 中 良

Fig. 40 技術：技術比較表

個々の技術について、詳細を知りたい場合は、他の検索結果データリストの場合と同様な操作を行うと、比較表内の反転表示されている技術について詳細情報が表示される。システム図、画像、参考文献の表示は、前述の「選択型アクセス」と同様な操作で表示される。

### 6. 定量技術情報データベース

定量技術情報データベースは、システムエンジニアリング用データベースとして、コスト、人工数、被曝線量、廃棄物発生量等の評価に必要なデータを提供することを意図しているが、現在、詳細設計中なので、別の機会に紹介したい。

### 7. むすび

汎用廃止措置情報データベース・システムはパソコン・システムとして開発を進めているが、このシステムをサポートするコンピュータ関係の技術進歩は目覚ましく、コンピュータの頭脳である

CPU(中央演算処理装置)の高集積化(286→386→486)、高速化(12MHz→66MHz)を中心に関連技術が日進月歩の勢いで発展している。これに伴いコンピュータのダウンサイジングが進展し、パソコンの性能、ソフト技術が、例えば、

- ・格納媒体であるハードデスクの大容量化(最近では1GBのものが市販)
- ・マルチメディア技術の発展による画質の鮮明化
- ・OSでは、MS-DOSの進歩(一つのドライブ

で扱える最大ディスク容量がMS-DOS3.1で40MB→MS-DOS3.3で128MB→MS-DOS5.0で2GB)およびWINDOWSやNTの普及

- ・GUI(グラフィカル・ユーザ・インターフェース技術)の向上

のように大幅に向上してきている。したがって、これらの技術を活用していけば、汎用廃止措置情報データベースで計画している規模、内容のデータベースについては、快適に使用できるシステム環境が実現するものと思われる。

汎用廃止措置情報データベース・システム開発の現状は、文献、一般、定性技術情報データベースについて、プロトタイププログラムが一応でき上がり、これらの改良を図っている段階である。

データベースが具備すべき要件は、ユーザーにとって、①使い易いシステム、②魅力あるデータ内容であることである。

このため、実用化を目指して、システムについては、最新のパソコン技術を活用して、検索速度の高速化および操作性向上(マウス化およびグラフィカル・ユーザ・インターフェース機能の付加)等の改良を図る。さらに、収録データについては継続的に質的、量的充実を図っていく予定である。

### 参考文献

- 1) RANDEC:「汎用廃止措置情報データベースの開発について」、RANDEC ニュース、No.10、p.2、(1991)
- 2) 島田、今、宮:「汎用廃止措置情報データベースの開発(1)システム概要」、日本原子力学会「1993年 春の年会」要旨集 B35、(1993)
- 3) 島田、今、宮:「汎用廃止措置情報データベースの開発(2)文献情報データベース」、日本原子力学会「1993年 春の年会」要旨集 B36、(1993)
- 4) 島田、今、宮:「汎用廃止措置情報データベースの開発(3)一般情報データベース」、日本原子力学会「1993年 秋の大会」要旨集 A15、(1993)
- 5) 今、島田:「原子炉解体に関するデータベース」、原子力工業、第39巻、第10号、p. 63(1993)
- 6) RANDEC:「RANDEC 5年の歩み」、(1993)
- 7) 鳥飼他:「原子炉デコミッションングハンドブック」、サイエンスフォーラム(1981)

## 回転炉床式プラズマ溶融炉の開発

辻 行人

### *Development of Plasma Arc Centrifugal Treatment Process for Radioactive Waste*

Yukito TSUJI

Toyo Engineering Corporation (TEC) has developed technologies about the decommissioning of nuclear facilities. They are radioactive waste treatment process, remote handling technologies and so on.

Plasma Arc Centrifugal Treatment Process (PACT) is one of those. PACT is licenced by Retech, Inc. USA, California.

PACT has transfer type water cooling hollow copper electrode torch and rotating hearth. Retech's plasma torch makes strong, stable plasma arc and can treat any kind of waste containing organic liquid or solid waste.

Rotating hearth generates homogeneous, nonleachable slag with agitating force. TEC is planning for PACT to apply to radioactive waste treatment system.

For the purpose, we must developed off gas treatment system, radioactive nuclide behaviour, refractory materials and so on.

#### 1. はじめに

弊社の原子力分野における経験は20年になるが、その間に携わってきた原子炉廃止措置に関わる技術開発を整理すると下記のものが挙げられる。

即ち、まず放射性液体・固体廃棄物処理技術、除染技術、遠隔操作技術、放射能測定技術、廃棄物容器等の要素技術あるいは要素技術を組み合わせた廃棄物処理・貯蔵施設全体に関わる研究開発などがある。これらの項目は、主として原子炉供用時の技術として開発されているものであるが、解体撤去、廃棄物処理など廃止措置時の技術としての応用が可能と考えられる。

また原子炉廃止措置により直接関わるものとして廃止措置工程のシステム化あるいは廃止措置により

発生する放射性廃棄物の再利用を含む処理処分に関わるフィジビリティスタディおよび研究開発などがある。

項目として挙げると、廃液処理および水処理技術として研究開発を進めている「無機イオン交換技術」の原子力への適用、薬液を用いず水の電気分解を利用した化学除染方式である「純水レドックス除染技術」、高圧水ジェットを用いた「タンク遠隔除染技術」、有機性の液および固体廃棄物の無機化技術として開発された「湿式酸化技術」、従来型のセメント固化技術に対して減容性を高めた「高減容セメント固化技術」、小型自走式ロボットの「アンドロス」および双腕型マニプレータ「RM10」（米国リモテック社より導入）、原子力施設内の空間線量当量測定技術である「3次元モニタ技術」および定検工程管理

の「管理プログラム」等々である。

上記の技術は前記した様に直接廃止措置に関わるものおよび、2次的に関わるもの等があるが廃止措置の実施に際してはこれらの自社技術を最大限活用するのは勿論であるが、既存の技術あるいは開発中の技術を利用し必要に応じた最適技術を組み合わせるシステム化していくことも弊社の様なエンジニアリング会社の重要な役務である。

本稿では原子力施設より発生する雑固体廃棄物の減容安定化技術として開発を進めている回転炉床式プラズマ溶融炉(PACT)について概要と開発の状況を紹介する。

同技術は廃棄物種類を問わない大容量の処理容量を確保出来ることから、原子炉廃炉時大量に発生する雑固体廃棄物処理技術としての適合性を有するものと考えられる。

## 2. 回転炉床式プラズマ溶融炉(PACT)について

回転炉床式プラズマ溶融炉はPlasma Arc Centrifugal Treatment Processを略し、PACT<sup>\*1</sup>と称している。PACTは金属溶解システムの製造メーカーとして高い評価を得ている米国リテック社(Retech, Inc.カリフォルニア州ユカヤ)が同社のプラズマ溶融技術と金属溶解技術において蓄積したノウハウに基づき開発した廃棄物処理技術である。欧米ではPACTの溶融固化体の耐溶出性の高さから有害廃棄物処理設備として着目されているばかりでなく、優れた放射性廃棄物処理システムとしての評価も獲得しつつある。弊社は国内原子力分野におけるPACTに関する販売実施権を有しており基礎試験、放射性廃棄物処理設備のシステム構築、顧客向けのプロポーザル活動を進めている。

## 3. PACTの特徴

PACTは名前の通り回転する溶融炉に処理対象物を供給し、プラズマアークにより溶融するものであり、以下の特徴を有している。

- ① 遠心力により均一な攪拌が可能であり、溶融固化体は均質で安定な性状が得られる。
- ② 供給が容易であり多様な廃棄物形態に対応出来る。

- ③ 回転数の調整により出湯を行うため、特殊な弁、炉の傾動が不要で閉塞の恐れもない。
- ④ リテック社開発による水冷銅電極トーチを用いており、大出力のアークが得られ、処理量を大きく出来る。
- ⑤ アークの安定性が高く、対象物による処理制限が少なく、例えば有機物の混入比が高い場合でも対応が可能である。

アメリカ環境保護庁(EPA)、エネルギー省(DOE)およびスイスでPACTにより作製した溶融固化体の評価がされている。有害廃棄物のうち有機物については完全な酸化分解が実施され、重金属類は安定なスラグ層に取り込まれ溶出試験の結果も良好で高い評価を得ている。

## 4. PACTのシステム構成

### (1)プラズマトーチ

リテック社のトーチは中空型的水冷銅電極を使用しており(Fig. 1 トーチ概念図参照)、アークガスと

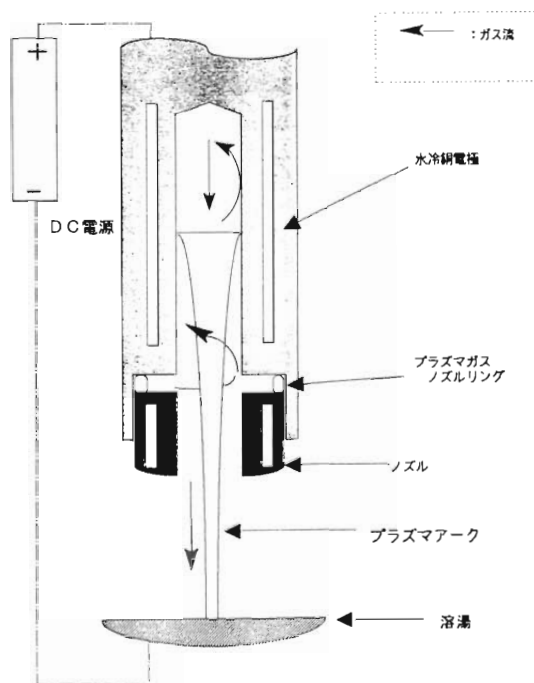


Fig.1 The Concept of PACT

\* 1 PCF(Plasma Centrifugal Furnace)と称していたが、より意味を明確にするため改称した。



して空気、窒素、ヘリウム、アルゴン等広範囲な種類を選定する事が出来る事が特徴となっており、対象物により炉内雰囲気を選定が可能である。有機物を含む廃棄物の処理の場合にはアークガスに窒素を用い、酸化用として空気あるいは酸素を別途必要量供給し雰囲気の制御を行う方法を採用している。中空型電極はガスの噴出法に特徴があり、ガスノズリングからガスを渦流状に上方に噴射し電極上部で反射したガスは集中した束となり対象物へプラズマアークとして噴射される。

プラズマアークはトーチ内部で両極を取るノントランスファタイプとトーチ電極と対象物(導電性の溶湯)でアークをとるトランスファタイプがあるが、リテック社のトーチは後者のトランスファタイプが採用されている。

同トーチは極めて安定で電極間距離も長く出来る事が大きな特徴であり、有機物の混入量が多くなり、分解ガスが増加してもトーチの安定性に影響を与えない事が試験により確認されている。

## (2)回転炉

PACT の概要図を Fig.2 に示した。

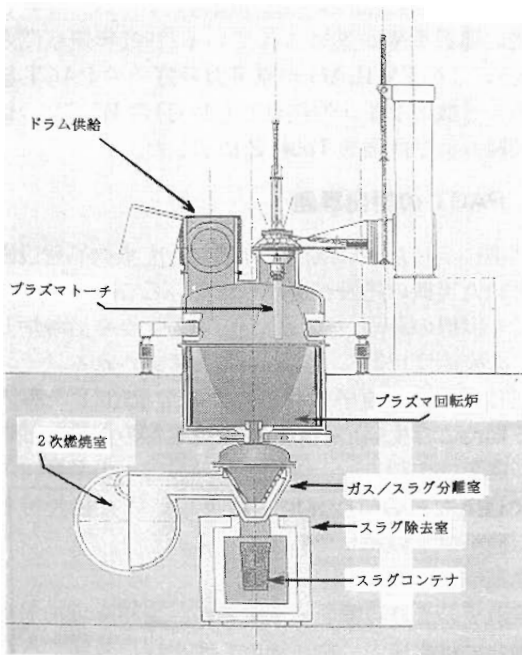


Fig.2 PACT-8 of MGC-Plasma

本溶融システムは中央に開口部を有する回転炉、回転炉を覆う水冷二重壁、プラズマトーチ、ガス/スラグ分離室、2次燃焼室等から構成される。

本技術の最大の特徴である回転炉は鋼製の円筒平底の槽の内部に耐火材を張ったもので、前記した様に底部中央に溶湯の排出とガスの排出の役割を持った開口部を有している。また開口部に周状に初期着火用のリングが設けられている。

炉の運転はまず炉を回転をさせることにより開始される。次にトーチをリングに近づけ、プラズマアークを着火し、徐々に炉内温度を上昇させる。温度の上昇につれて、炉内に残存しているスカル、あるいは予め投入していた溶融対象物が溶融スラグを形成すると導電性を示すため、アークは溶融スラグに飛ばす事が出来るようになる。

炉は運転中、約40 r.p.m で回転され、溶融物は遠心力により回転炉壁に押しつけられた状態となる。

運転中の供給は炉が回転しているため、供給されたものが一カ所に蓄積せず平均的に炉内へ分散させる事が可能である。溶融終了時は回転数を落とすことにより、遠心力が弱まり炉壁に押しつけられていた溶湯が溶融槽底部中央に設けられた開口部から下部に設けられた受けモールドに流下する。溶湯の落下はスムーズに行われ、出湯口の閉塞の恐れが無い事も溶融炉として優れている点であると考えられる。

PACT の処理能力は供給方法、対象物の種類、水分含有量等で異なるがPACT-8で1トン/Hが確保可能である。水冷壁を用いているため炉径が小さくなるとエネルギーロスが大きくなること、トーチも出力の低いものを使用している事からPACT-6では1/4に処理能力が減少する。

## (3)供給方法

リテック社は豊富な金属溶解技術の経験に基づき対象物の供給方法は種類により異なり、粒状物質、土壌あるいは布、紙類の細断物等の供給法であるスクリーフィーダ、ドラム缶のまま供給する方法でドラム缶の上部を掴み炉内に挿入する垂直ドラムフィーダ、ドラム缶を横向きにして回転させながら挿入し、ドラム缶を切断していく水平ドラムフィーダ等の実績がある。この他に液体をノズルでフィードする方法も採用されている。

Fig.3 にスイス MGC-プラズマ社に設置されている PACT-8 の概念を示す。図は垂直ドラムフィーダ方式であるが、現在は水平ドラムフィーダ方式に改造されている。

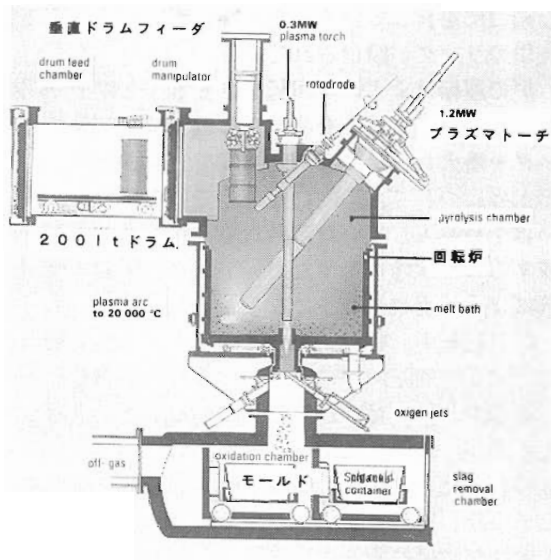


Fig.3 The Concept of Plasma Torch

(4)排ガス処理

PACT の排ガスはスラグと分離された後、2次燃焼室へ送られ、燃料ガスあるいは油により2次燃焼される。2次燃焼室は有機物の完全燃焼とダイオキシン対策の為に設けられている。

2次燃焼室以降の排ガス処理は溶融対象物および、排ガスの規制値により要求設備が異なるが、リテック社の標準的なシステムは、ガス冷却器、ジェットスクラバ、スクラバおよびデミスタから構成されているのに対し、スイスにある実規模試験装置の排ガス処理システムは排熱ボイラ、冷却器、多段階のスクラバ、再熱器および脱硝塔より構成されている。

5. PACT の実績

PACT は、前記した様に有害廃棄物処理技術として開発された技術であるが、その溶融固化体の安定性から原子力分野でも着目されており、USDOE、仏 CEA およびスイスにおいて研究お

び実機の導入が進められている。

PACT の実質的な1号機はモンタナ州ビュートの DOE 施設内に設置されている PACT-6 (数字は回転炉の内径をフィートで表している)である。これは USEPA が実施している重金属あるいは有害有機物による汚染土壌の環境修復技術の評価プログラムである SITE (the Super Fund Innovative Technology Evaluation) の評価技術として選定されたもので一連の試験が終了し経済性評価も含めた詳細な報告書が公表されており、有機物の分解率、スラグの耐浸出性など満足する結果が得られたとしている。Table 1 に浸出試験結果を示した。

同設備を用いて引き続き DOE がアイダホ国立工学研究所(INEL)の TRU 廃棄物処理を対象とした試験を進めている。

スイスでは MGC-プラズマ社が PACT-8 を自社内に設置し顧客の依頼による有償試験を実施しながらデータの蓄積を実施している。MGC は欧州の PACT のマーケット開拓を行っており、現在フランス CEA へ試験装置として PACT-2 を納めている。実機としてドイツ国防省に PACT-8 を受注している他、スイスでは電力事業者が設立した中間貯蔵および処理施設の会社である ZWILAG が建設する低レベル放射性廃棄物処理設備として採用され、実機の建設準備が進められている(1997年運転開始予定)。この ZWILAG が原子力分野での PACT 納入第1号機となる。現在(1993.10月)の PACT の納入実績および計画を Table 2 に示した。

6. PACT の開発課題

前項に示した様に欧州では放射性廃棄物処理設備を含めた実機の建設が進められていること、アメリカでも実機の計画が進行中であることから溶融炉としての完成度は進んでいるものと考えられる。

但し、国内の原子力分野において PACT を導入する場合には規制の違い、対象廃棄物の相違などから、廃棄体作製方法、排ガス処理設備への影響、炉材の選定などの研究課題を解決していく必要がある。概略以下の通りである。

(1)廃棄体の作製

溶融後の受け容器をどうするか、金属廃棄物が多い場合には溶融中に金属層とスラグ層に分離するが排出したときにどの様な状態になるのかが、

Table 1 The Results of Leaching Test

成分	供給土壌(平均) (mg/L)	処理土壌			規制値* (mg/L)	
		TEST1(mg/L)	TEST2(mg/L)	TEST3(mg/L)		
金属	アルミニウム	0.23	0.45	0.41	0.32	NR
	バリウム	0.14	0.08	0.08	0.07	100.0
	カドミウム	0.07	ND	ND	ND	1.0
	カルシウム	175	2.1	2.5	2.05	NR
	銅	4.6	0.15	0.35	0.3	NR
	鉄	0.06	2.5	2.95	31.1	NR
	マグネシウム	8.12	ND	ND	ND	NR
	マンガン	4.82	0.06	0.06	0.24	NR
	ニッケル	0.02	ND	0.01	0.1	NR
	カリウム	4.57	ND	ND	ND	NR
	ナトリウム	1,475	1,500	1,400	1,400	NR
	バナジウム	0.1	ND	ND	ND	NR
	亜鉛	982	0.45	0.36	0.3	NR
半揮発性物質	ナフタレン	0.397	ND	ND	ND	NR
	2-メチルナフタレン	0.282	ND	ND	ND	NR
	ベンゾ[a]ピレン	ND	ND	ND	ND	0.13

ND=検出せず

NR=規制なし

\*=40CFR

などについて操作の安全性、最適な減容性、搬出時の検査の容易さ等を勘案して模索していく必要がある。

### (2)排ガス処理設備

対象物の雑固体廃棄物には不燃性雑固体の他に塩化ビニルあるいはゴム類の難燃性雑固体も含まれる可能性が高いものと考えられる。

PACTでは前記した様に有機物の混入量が大きくても溶融運転そのものに影響を与えないため特に前処理による分別は不要である。ただし、酸性ガスが発生するため、排ガス処理対策も含めた最適な処理フローを決定しなければならない。

放射性核種の除去についてはスイスZWILAGが参考になるが、国内で要求される除染係数はスイスに比較しより厳しいものと考えられるため、国内での確認が必要である。

### (3)炉材の選定

対象廃棄物組成が海外のもの大きく異なる事が予測されるため、雰囲気条件は従来経験されている範囲を逸脱する事が考えられる。対象廃棄物の特性を調査し、予測される状況の把握と共に適切な炉材

Table 2 The List of Actual and Future PACT

納入先	型式	目的	対象廃棄物
DOE CDIF ビュート、イン州	PACT-6	試験機	①重金属、有機物汚染土壌 ②Pu汚染土壌、廃棄物
MGC-PLASMA バーゼル、スイス	PACT-8	委託試験用 実証機	客先の廃棄物に対する処理 試験を実施。
MGC-PLASMA バーゼル、スイス	PACT-2 (移動型)	予備機	-
CEA フランス	PACT-2 (2基)	試験機	-
独国防衛 研究所、ドイツ	PACT-8	実機 (認可申請中)	軍事廃棄物
ZWILAG スイス	PACT-8	実機 (詳細設計)	高レベル放射性廃棄物
DOE INEL アメリカ	PACT-8	実機 (計画中)	TRU廃棄物、土壌処理

を選定し長期の安定運転を目指す事が必要である。

(4)放射性核種の溶融時の挙動

排ガス処理システムの設計あるいは廃棄体の含有放射エネルギーの検査確認に必要な事項として放射性核種のスラグ、金属および排ガスへの移行割合について確認する必要がある。

(5)メンテナンス方法の確立

リテック社ではトーチ電極の交換、回転部ベアリングの交換システムについて実規模大のモックアップ試験機を作製し試験を終了している。

更に、同装置を用いて回転炉をメンテナンスエリアに引きだし、炉内の補修をする事が可能である。

国内でもこれらの装置を活用する事は勿論であるが炉材の補修方法の遠隔化、補修時のダスト飛散防止方法など確立すべき項目がある。

## 7. 開発の現状

現在、放射性廃棄物処理システムの概念を検討し、問題点が整理されつつあるところであり、主要な開発項目については進展中というところである。

またリテック社にある試験装置を用い原子力発電所の廃棄物組成(可燃物、難燃物含む)を模擬して溶融試験を実施し、問題なく処理出来る事が確認されており、現在スラグおよび金属層の分析を進めている。分析結果がでた時点で次期の試験を実施する予定である。

以上 PACT の概要について述べたが、未だ国内の原子力分野への適用には課題を抱えているが大容量で廃棄物種類を問わないフレキシビリティを有する廃棄物処理設備として確立出来る可能性が高いものと考えている。

---

財団法人 原子力施設デコミッショニング研究協会誌

© デコミッショニング技報 第9号 発行日：平成5年12月1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 新谷英友

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100

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

印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 0292-82-7321

# **RANDEC's Capability**

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

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

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



**Provide technical information on decommissioning.**



**Train for decommissioning.**



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

財団法人

原子力施設デコミッションング研究協会

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