

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：研究・教育施設のデコミッショニングの重要性

総説：旧ソ連型原子炉[WWER-440]の最近の話題

：廃止措置における原子炉用黒鉛の処理・処分

No. **10** 1994

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

RANDEC

RANDECは、原子力施設のデコミッションング
(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10号(1994年6月)

目次

巻頭言

| | |
|-----------------------------|-------|
| 研究・教育施設のデコミッショニングの重要性 | 1 |
| | 山本 忠史 |

総説

| | |
|---|------|
| 旧ソ連型原子炉(WWER-440)の最近の話題 | 2 |
| ードイツ・グライフスバルトで開かれた第3回デコミッショニング会議を中心としてー | 山内 勘 |
| 廃止措置における原子炉用黒鉛の処理・処分 | 13 |
| | 今井 久 |

技術報告

| | |
|-------------------------------------|--|
| ワイヤーソーによるコンクリート構造物切断技術開発 | 23 |
| | 宮尾 英彦、久木野 慶紀、山本 雄一、宮崎 貴志、 神山 義則、八十島 治典、川里 健、有富 正憲 |
| 制御爆破による放射線遮蔽コンクリート構造物の解体工法(2) | 33 |
| | 原田 実、中村健次郎、広野 進、清木 義弘 |
| 高放射化機器類処理・処分用切断装置の開発 | 42 |
| | 飯村 勝道、北島 敏雄、細川 甚作、阿部 新一、 高橋 澄、小川 光弘、岩井 孝 |
| 廃棄物処理処分の技術開発状況 | 49 |
| ー日揮のデコミ関連技術の紹介ー | 鈴木 和則 |
| JPDR デコミッショニング | 57 |
| ー解体実地試験に至る経緯とその概要ー | 宮坂 靖彦 |

Journal of the RANDEC

No. 10, June 1994

CONTENTS

Exposition

- The latest Information of Former Soviet Built WWER-440 2
– Outlook on the 3rd Decommissioning Symposium in Greifswald –
Sadamu YAMANOUCHI
- Graphite Waste Management for Gas-Cooled Reactor Decommissioning 13
Hisashi IMAI

Technical Report

- Development of Cutting Technique of Reinforced Concrete by Wire Sawing 23
Hidehiko MIYAO, Yoshinori KUKINO, Yuichi YAMAMOTO, Takashi MIYAZAKI
Yoshinori KAMIYAMA, Harunori YASOSHIMA, Takashi KAWASATO and Masanori ARITOMI
- Controlled Blasting for Demolition of Biological Shield Concrete Wall (2) 33
Minoru HARADA, Kenjiro NAKAMURA,
Susumu HIRONO and Yoshihiro SEIKI
- Development of Cutting Machine for Disposal of Highly Activated Equipments 42
Katumichi IIMURA, Toshio KITAJIMA, Jinsaku HOSOKAWA, Shinichi ABE,
Kiyoshi TAKAHASHI, Mituhiro OGAWA and Takashi IWAI
- Research and Development of Technology in the Radioactive Waste Treatment and Disposal 49
– Introduction of Application of JGC's Technology to Decommissioning Field –
Kazunori SUZUKI
- Decommissioning of Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) 57
– Outline and Background of JPDR Decommissioning Program –
Yasuhiko MIYASAKA

SUMMARIES

The latest Information of Former Soviet Built WWER-440
—Outlook on the 3rd Decommissioning Symposium in
Greifswald—

Sadamu YAMANOUCHI

J. RANDEC, No. 10 (June 1994), page 2~12, 6 Figures, 3 Tables

The Chernobyl accident in 1986 had a strong negative effect on nuclear power safety. Three and half years later, the Berlin-wall fell, and the Soviet-Union became the Community Independent States(CIS). The old type of WWER nuclear power plants are still operating not only CIS countries but also in Eastern European countries other than the former East Germany. The old type of WWER nuclear power plants in most Eastern European countries can not be shut down immediately due to the tight electricity supply situation but they are regarded by some as been unsafe and care must be taken to avoid to any major accident. In this connection, an international cooperation programme was initiated at the G 7 Summit Meeting in Munich in July 1992. A major task relative to the old type of WWER nuclear reactor in former East Germany is the development of decommissioning technology such as safely, economical dismantlement and decontamination plus waste management. The RANDEC study group was favorably impressed when it visited Greifswald in 1991, for the first technical exchange visit on decommissioning of nuclear facilities.

In September 1993, the 3rd Decommissioning Symposium organized by the Institut für Werkstoffkunde, University of Hannover(HU/IW), the German Ministry for Research and Technology for Waste Disposal (PTE), the Nuclear Research Center Karlsruhe and Energiewerke Nord GmbH(EWN), Greifswald, was held in Greifswald city.

This paper describes recent reports which are focused on the Greifswald symposium regarding old WWER reactors in Eastern European countries, CIS and former East Germany. A part of the information was also obtained from Gesellschaft für Anlagen und Reaktor-sicherheit (GRS) mbH in Munich, Cologne and Berlin, Germany.

Graphite Waste Management for Gas-Cooled Reactor Decommissioning

Hisashi IMAI

J. RANDEC, No. 10 (June 1994), page 13~22, 9 Figures, 7 Tables

There are so many graphite moderated nuclear reactors under operating and closed in the world, especially in the United Kingdom. A reactor with commercial grade of this type have the graphite of 2,000 ton in round numbers as structural material in the core. It is recognized that waste management of the graphite material used in the reactor is an important problem in their decommissioning. Dismantling projects of the prototype reactors, not the commercial grade have been started in the United Kingdom and the France, but their final disposal option for the activated or contaminated graphite material seems to be an undecided matter. The paper describes on some characteristics of the graphite material concerning with disposal processes, and then reviews some disposal managements of the graphite assessed on two types of the reactors in the United Kingdom.

Development of Cutting Machine for Disposal of Highly Activated Equipments

Katsumichi IIMURA, Toshio KITAJIMA, Jinsaku HOSOKAWA, Shinichi ABE, Kiyoshi TAKAHASHI, Mituhiro OGAWA and Takashi IWAI

J. RANDEC, No. 10 (June 1994), page 42~48, 9 Figures, 2 Tables

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) Project has developed a cutting machine which can cut a highly activated in-pile tube under water and its performance and safety have been confirmed. This machine is for the purpose of cutting a multiplet structure pipe and made possible to cut it under water by adopting under-water discharge method. Furthermore, contamination of canal water and atmosphere is prevented by combining a filter with this machine. This report describes the outline and performance of the developed cutting machine and also results of cutting highly activated in-pile tubes.

Research and Development of Technology in the Radioactive Waste Treatment and Disposal

—Introduction of Application of JGC's Technology to Decommissioning Field—

Kazunori SUZUKI

J. RANDEC, No. 10 (June 1994), page 49~56, 16 Figures, 0 Table

In this paper, technology of treatment and disposal for radioactive wastes, which has been developed by JGC Co., is shown in view of application to decommissioning field. Techniques of radioactive inspection of shipped drums, radiation exposuer reduction, stabilization for spent resins, decomposition of organic regents used chemical decontamination and so on, are mainly introduced.

SUMMARIES

Development of Cutting Technique of Reinforced Concrete by Wire Sawing

Hidehiko MIYAO, Yoshinori KUKINO, Yuichi YAMAMOTO, Takashi MIYAZAKI
Yoshinori KAMIYAMA, Harunori YASOSHIMA, Takashi KAWASATO and
Masanori ARITOMI

J. RANDEC, No. 10 (June 1994), page 23~32, 16 Figures, 3 Tables

Diamond wire saw cutting technique is excellent for cutting the radioactive concrete in large blocks on the waste management and dismantling efficiency. We have been developing the conceptual design on dismantling system for various concrete shielding of nuclear facilities and diamond wire sawing equipment. We have carried out the basic cutting test to obtain the quantitative data on wire sawing, in addition to the conceptual design of dismantling system for biological shielding of various power reactors (PWR, BWR, GCR) and cell wall of nuclear fuel cycle facilities. Based on the detailed desing of dismantling system and quantitaive cutting performance data, wire sawing equipment has been manufacturing for applying it to nuclear facilities.

Controlled Blasting for Demolition of Biological Shield Concrete Wall (2)

Minoru HARADA, Kenjiro NAKAMURA,
Susumu HIRONO and Yoshihiro SEIKI

J. RANDEC, No. 10 (June 1994), page 33~41, 9 Figures, 2 Tables

The purpose of the study is to prove the overall suitability and efficiency for "Controlled Blasting Demolition" used to the thick-walled cylindrical reinforced concrete structures. Blasting efficiencies and environmental impacts obtained by applying the method to demolition of a thick-walled cylindrical reinforced structure are summarized and described as follows.

- 1) The optimal explosive charge (weighy of charge needed to satisfactorily demolish a unit volume of concrete) has correlations with the amount of steel in the concrete, such as embedded steel or reinforcement. It was between 0.65-0.80 kg/m³ at most, and 0.50-0.55 kg/m³ at least.
- 2) From strain distributions of the residual structure, derived from shock wave propagation characteristics and measured elastic-wave velocity distribution, it was understood that no damage occurred to the residual structure as a result of controlled blasting. Therefore, the suitability of controlled blasting was proved.
- 3) Knowledge was obtained about environmental impact characteristics, such as explosive blast, vibration, noise and dust, generated inside and outside the thick-walled cylindrical structure by controlled blasting.

Decommissioning of Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) - Outline and Background of JPDR Decommissioning Program -

Yasuhiko MIYASAKA

J. RANDEC, No. 10 (June 1994), page 57~67, 5 Figures, 5 Tables

The actual dismantling of the JPDR has been progressing successfully since 1986, and has been producing various useful data and experience for decommissioning of nuclear power reactors.

As of March 1994, the reactor internals, the reactor pressure vessel and the biological shield have been dismantled. In the next stage, all buildings will be decontaminated and demolished, and the site will be landscaped by the end of fiscal 1996.

In the final stage of the decommissioning program, it is very important to evaluate the developed technology based on data obtained from actual use in the program for taking advantage of the technology in the future decommissioning of nuclear power reactors.

This report describes the background and the outline of JPDR decommissioning program.

研究・教育施設のデコミッションングの重要性



大阪大学工学部

山本 忠 史

日本の大学に原子力(核)工学科が設置されて、30年以上が経過した。現在、大学原子力教育協議会には14大学の、20を超える学部・研究所が参加している。この協議会では、原子力学会の春の年会・秋の大会の時期に合わせて会合を開き、大学における原子力教育・研究に関する情報交換を行なっているが、近年、深刻な問題が話題となることが多い。多くの大学に共通する主な問題を2つ挙げると、ひとつは、国立大学のいわゆる「大学院重点化」を目指した組織改革であり、もうひとつは、約30年を経過した大型研究施設の再生あるいは老朽化の問題である。

組織改革の流れでは、大学院の原子力(核)工学専攻は、名称など多少の変更はあるにしても実質的には残存して、拡大を期待できる場合もある。しかしながら、学部の原子力関係学科は、他の複数の学科と合併して大学科制に移行し、学科名としての原子力は消滅する傾向になっている。合併相手となる学科は、大学の事情によって異なり、機械系であったり、材料系や電気系であったりして様々である。原子力工学は、もともと総合的な分野であるから、どの学科と一緒にしてもよいようなものだが、専門教育の質を高めるためには困ることも多い。

重要なことは、原子力を支える次世代を今後どのような様に確保し、育てるかである。大学院重点化は結構なことであるが、もうひとつの問題である施設の旧式化や老朽化を解決するには、いまのところ、あまり役に立ちそうもない。むしろ旧式大型設備が、原子力関連専攻の重点化への重たい足枷となっている。

原子力の専門教育がどのようなものであるべきかとの議論は、大学関係者だけでなく、産業界と官界を含めて広く行なわれなければならない。昨年12月には、学術会議の原子力工学研究連絡委員会主催で原子力工学の教育・研究を考えるシンポジウムが開かれており、多くの傾聴すべき意見が述べられている。そのなかでも注目すべきものは、大学の研究・教育環境を根本的に改善するためには予算などの省庁間の枠組みの見直しをすべきだとの提言である。この提言には、いろいろな意味が含まれているが、大学の施設のデコミッションングに関連したことに当てはめて見ても、同意できる。

大学の現有施設もいずれはデコミッションングしなければならない。国立研究機関や産業の施設に比べてはるかに規模は小さいが、実行するには複雑な問題が多い。ことは急がねばならない。大学だけではない、産業界にとっても、次世代に優秀な人材を確保するには、この類の課題をあまり先に残してはいけない。産業界および官界の関係者の理解と協力をお願いしたい。

今でも優秀な学生が、エネルギー問題に取り組みたい、バックエンドの問題解決に貢献したいとして、原子力工学科に毎年入学してくる。その意気込みに応えるためには、大学の旧式設備をできるだけ早期にデコミッションングし、最先端の研究・教育に必要な機器を備えたいものである。

旧ソ連型原子炉(WWER-440)の最近の話題

—ドイツ・グライフスバルトで開かれた第3回デコミッショニング会議を中心として—

山内 勤

The latest Information of Former Soviet Built WWER - 440 — Outlook on the 3rd Decommissioning Symposium in Greifswald —

Sadamu YAMANOUCHI

The Chernobyl accident in 1986 had a strong negative effect on nuclear power safety. Three and half years later, the Berlin-wall fell, and the Soviet-Union became the Community Independent States(CIS). The old type of WWER nuclear power plants are still operating not only CIS countries but also in Eastern European countries other than the former East Germany. The old type of WWER nuclear power plants in most Eastern European countries can not be shut down immediately due to the tight electricity supply situation but they are regarded by some as been unsafe and care must be taken to avoid to any major accident. In this connection, an international cooperation programme was initiated at the G 7 Summit Meeting in Munich in July 1992. A major task relative to the old type of WWER nuclear reactor in former East Germany is the development of decommissioning technology such as safely, economical dismantlement and decontamination plus waste management. The RANDEC study group was favorably impressed when it visited Greifswald in 1991, for the first technical exchange visit on decommissioning of nuclear facilities.

In September 1993, the 3rd Decommissioning Symposium organized by the Institut für Werkstoffkunde, University of Hannover(HU/IW), the German Ministry for Research and Technology for Waste Disposal (PTE), the Nuclear Research Center Karlsruhe and Energiewerke Nord GmbH(EWN), Greifswald, was held in Greifswald city.

This paper describes recent reports which are focused on the Greifswald symposium regarding old WWER reactors in Eastern European countries, CIS and former East Germany. A part of the information was also obtained from Gesellschaft für Anlagen und Reaktor-sicherheit (GRS) mbH in Munich, Cologne and Berlin, Germany.

1. はじめに

チェルノブイリ原子炉の事故から丁度8年が経過し、その後ベルリンの壁の崩壊、旧ソ連での独

立国家共同体(CIS)の誕生と大きな変化を来たしたが、発電所に関する限り、旧東独を除き依然として CIS 諸国、東欧諸国で古い WWER 型原子炉が運転されている。この背景には電力不足や経済

(財) 原子力施設デコミッショニング研究協会(RANDEC)

的理由から原子力発電も精一杯稼働させて、事故でも起こさない限り発電所を停止出来ない事情が窺える。

1992年のミュンヘン・サミットでもこの事態を解決すべく、旧東独に設置されていた旧ソ連型のWWER原子炉の停止と、安全でかつ経済性を考慮した廃止措置のための技術開発、廃棄物処理・処分の実施に関する同意が得られた。

当協会では、その前の1991年秋に、「原子力施設デコミッションング欧州調査団」(団長：宮健三・東大教授)¹⁾を編成、派遣した。その時の施設の訪問先の一つとして、ノルト発電会社(EWN)グライフスバルト発電所の状況調査と、技術情報の交換を目的として訪問した。その時、相手方との意見交換では技術面以外にも多くの課題があり、その当時の相手方の話になかなかぬショックを受けたのは、私のみならず調査団として参加、同行された方の中にもおられ、未だに記憶に新しいのではないかと考える。

2. グライフスバルト会議の概要²⁾

今回の会議は東西両ドイツ合併後3回目の会議で、グライフスバルト発電所にある8基の原子炉のうちの5基と、ラインスベルグ発電所の1基の閉鎖に伴う廃止措置に関する今後の政策課題、技術面で議論の展開を意図し、解体技術開発及び廃棄物管理についても、幅広く国内外の意見と情報交換、更には資金面や技術協力について焦点を当てて開かれた。私は今回の組織事務局のハノーファ大学(UH/IW)及びEWNから要請を受けて出席した。会議はドイツ連邦共和国・研究技術省(BMFT)後援の形で行われ、ドイツ国内はじめEC諸国、米国、CIS、東欧、日本等から約200名の専門家の参加を得て開かれた。今回は場所を発電所に近いグライフスバルト市で、1993年9月23日と24日の2日間開かれたが、そこはベルリンから250Km程離れた場所にもかかわらず、会場は満員だった。会議開催当日に配付された予稿集はじめ、講演はドイツ語による発表が殆どで、フランス語、英語、ロシア語の場合にはドイツ語に通訳されるドイツらしい会議であった。発表は地元ドイツから10件、CIS、EC諸国から各5件、東欧から2件、米国、日本から各1件の計24件の発表

が行われた。出席者は、約3/4がドイツ国内で、残りの1/4がCIS、EC、東欧及び米国、日本からの参加であった。



Photo 1 Bird's-eye View of Greifswald

3. 会議での主な講演から

会議はBMFTのDr. KomorowskiおよびHUのProf. Dr. Bach(HU/IW)から会議開催に当たっての意義と、今回の会議が関係諸国の協力のもとで、はじめて国際的規模のもとで開催することができたことの感謝の言葉が述べられた。初日は主催者側が講演要請をした国外からの講演者に、自国の原子力施設のデコミッションングに関する政策、戦略と技術開発等を中心に講演が行われ、2日目はドイツ国内からの発表が行われた。

3.1 東欧諸国からの講演から

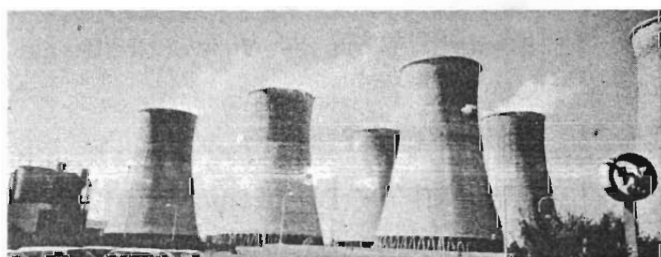
(1)Jaslovske Bohnice NPP, A-1の課題と計画³⁾

スロバキアにあるブハニツァ原子力発電所は首

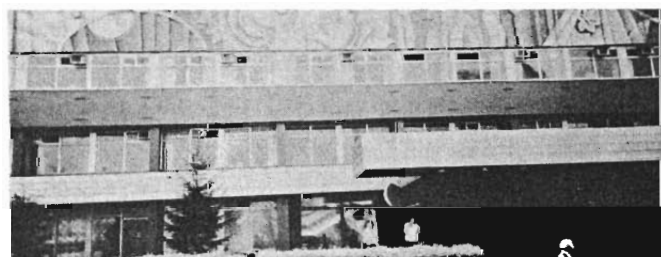
都のブラチスラバの北方約60kmの田園地帯のブハニツァ村の郊外にあり、A-1炉は発電所で最も古い重水減速・ガス冷却型原子炉である。この発電所は、Table 1の如くA-1炉以外にWWER-440/230及び440/213型各2基があり150MWeの発電を行っている。A-1炉は1972年の運転開始後に燃料棒が破損、冷却材漏洩事故が発生、作業員が死亡、内部の汚染と運転開始後の僅か数年間に事故が続発。従って原子炉を停止、現在解体撤去のための除染作業と原子炉解体のための準備作業を行っている。原子炉室内には未だ128体の燃料集合体がある他、放射性汚染水(550m³、放射エネルギー1×10¹⁵Bqの処理)、破損燃料がある。破損した集合体撤去については、ロシア側が引取りに未だ同意しないため作業は中断している。原子炉

Table 1 Operation Record in Bohnice NPP³⁾

| Reactor | Type | Power | Start | Shut-down |
|---------|---------|--------|---------|-----------|
| A-1 | HWGCR | 114MWe | 1972.12 | 1979.05 |
| Unit 1 | 440/230 | 408MWe | 1981.04 | Operate |
| Unit 2 | 440/230 | 408MWe | 1981.01 | Operate |
| Unit 3 | 440/213 | 408MWe | 1984.08 | Operate |
| Unit 4 | 440/213 | 408MWe | 1985.08 | Operate |



ボフニツェ原子力発電所の冷却塔



ノボボロネジ原子力発電所本館正面

Photo 2 Cooling Tower of Bohnice NPP(Top)
Main Gate of Nowovoronezh NPP
(Bottom)⁴⁾

内の汚染除去は英国のAEA-Tech. 汚染水の処理については、AEA-Tech. 仏・サンゴバン(SGN)社、独のNUKEM, Siemens各社の技術協力で長期貯蔵のための固化処理を検討中である。この様に種々の課題をこの原子炉は抱えており、単に技術上の問題だけでなく、政治的な面や資金面も総合課題として解決しなくてはならない状況下にある。

(2)Kozloduy NPP 1号機、2号機について⁵⁾

コズロドゥイ原子力発電所については、1号機と2号機がIAEAによる調査の結果、安全上の観点から停止。その理由の主な点としては、

- ・圧力容器の溶接部近傍での中性子による照射脆化対策
- ・原子炉異常時における対策、例えば炉心の緊急冷却や崩壊熱除去対策
- ・タービン建屋はじめ火災事故対策に対する防護対策

等WWER440/230の不備な点についての改善が十分になされていないことが挙げられており、これ以上の運転は危険であるとの結果により決定された。今後、これらの原子炉はIAEAの廃止措置基準であるステージ3に移行する予定で、現在そのための系統除染をIHX, SGまで実施しており、一部は既に解体撤去可能なレベル以下になっているが、更に0.1μBq以下にするための除染を行っている。原子炉本体は一定期間安全隔離をして、解体撤去する方向で決定されている。一方、原子炉解体撤去に伴ない、隔離貯蔵しなくてはならない廃棄物の量は約8000tと見積もられており、経済面からの考慮により、サイト内にコンクリートのピットを造り、約300年間貯蔵。液体廃棄物は鋼製の貯蔵タンクに保管中で、ウエスチングハウス・エナジ・システムヨーロッパ(WESE)がサイト内に建設した施設で固化処理処分することになっている。

3.2 CIS諸国のWWER報告から

(1)Nowovoronezh NPP Unit-1, Unit-2について⁶⁾

ノボボロネジ原子力発電所はモスクワから南に約500kmドン河に沿って5基のWWERが1964年から1980年にかけて建設され、この内Unit-1, -2の2基が停止、廃止措置の準備中である。Unit

- 1 は設計上20年の運転を予定どおり完了したが、Unit-2 は設計年数30年のところを、21年で運転を停止した。その理由は安全性と経済性の観点からと報告されたが、詳細には触れていない。解体順序については3段階に大きく分けた考えで実施計画が組まれている。

第1段階：放射化していない設備、システムの除染、廃棄物処理の技術開発を5年～10年かけて実施する計画で、1991年から開始している。

第2段階：原子炉建屋関係のうち、低、中レベル設備の解体計画と技術開発を1997年頃までに開始して2005年から7年頃に終了させる。

第3段階：放射化した機器、配管類の解体、撤去の予備的試験を先ず実施、モスクワの研究所 Atom energoprojekt の協力のもと、WWER 型原子炉の解体方式を決定するが、実際の解体開始は30年後になると見込まれている。現在までに判明していることは、Unit-1 の冷却系の除染結果、総放射量は、4,460Ci で除染係数は6、廃液を固化処理したものはドラム缶で15本である。系から抽出した核種はCo-60、Cs-137が98-99%を占め、Mn-54、Ce-144、Ag-110、Ni-59、Ni-63が残り、1994年中に両ユニットからの結果が得られる。Co-60、Cs-137はSG配管に多く、その表面汚染密度はCo-60で5180Bq/cm²、Cs-137が

119Bq/cm²、IHX でCo-60が0.1Bq/cm²、Cs-137が0.3Bq/cm²と桁違いに低い値であった。この作業でUnit-1 およびUnit-2 に要する費用は、第1段階と第2段階とを合わせて約125M US\$ が予定され、更に最終処分費として45 M US\$ を見込んでいる。従ってUnit-1 と、-2 のデコミッションに必要な経費は約170 M US\$ となる。この費用の割合は、解体撤去費用が32%-35%廃棄物の最終処分に43%-47%を要している。

(2)Bjelojarsk 1号機、2号機の閉鎖について⁸⁾

ベロヤルスク・1号機は100MW、2号機は200MWの発電能力を有する黒鉛減速・ガス冷却型(RBMKLWGR)原子炉で、この型の原子炉は東欧諸国には1基もない。1号機は1964年運転開始、81年停止2号機は1967年に運転開始、89年炉心燃料の破損事故により停止した。両ユニット共系統除染により発生した汚染水は相当量に達し、燃料破損による汚染は少なくない。その量は5600m³にも達している。現在、2号機の燃料の撤去が間もなく終了するが、廃液の処理費用も含めロシア原子力省と電力電化省が1991年から、発電会社に対しkWh当たり1%までの範囲内での積立てを行っているものの、経済上相当厳しいとの報告があった。また、今後必要とされる手続き書類の作成、調査、技術開発等について4組織機関で分担、作業の経過如何では、国際機関とも連絡を取り、援助の在り方についての検討がなされる模様である。

(3)Chernobyl 原子力発電所の国際協力⁹⁾

この会議では、チェルノブイル原子力発電所に関しては、1～3号機が1993年中には停止閉鎖の決定がなされるとの話であった。しかし、これら原子炉の停止に伴う電力不足、閉鎖に伴う費用や4号機の隔離壁(石棺)の劣化に伴うシェルターの建設費用等、解決しなくてはならない課題が多い。4号機のシェルターは、アイデアを国際的に求め、安全上、経済性を充分考慮した方式が採用される話であったが、詳細は会議席上では紹介されなかった。計画では約20年間計画で実施し、総額約3000億円に近い費用を計上、年内には実施のための決定がなされるとのことであった。

原子力発電所停止に伴う電力不足はチェルノブ

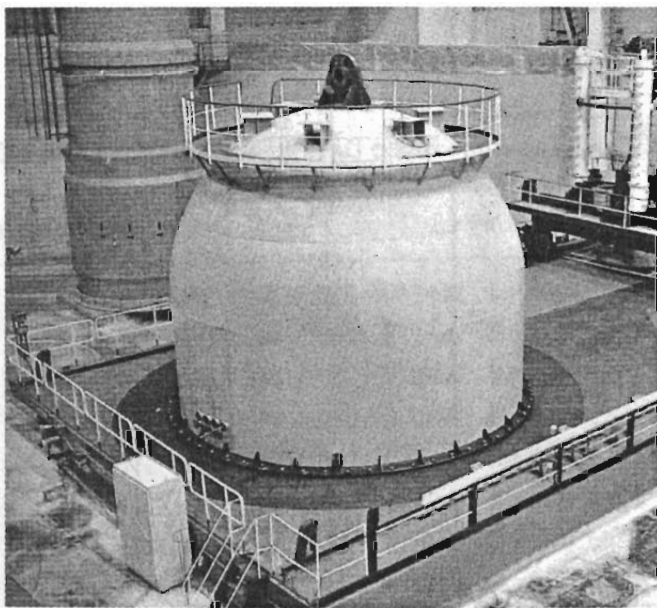


Photo 3 Inside the Reactor Building at the Nowovoronezh NPP W-230⁷⁾

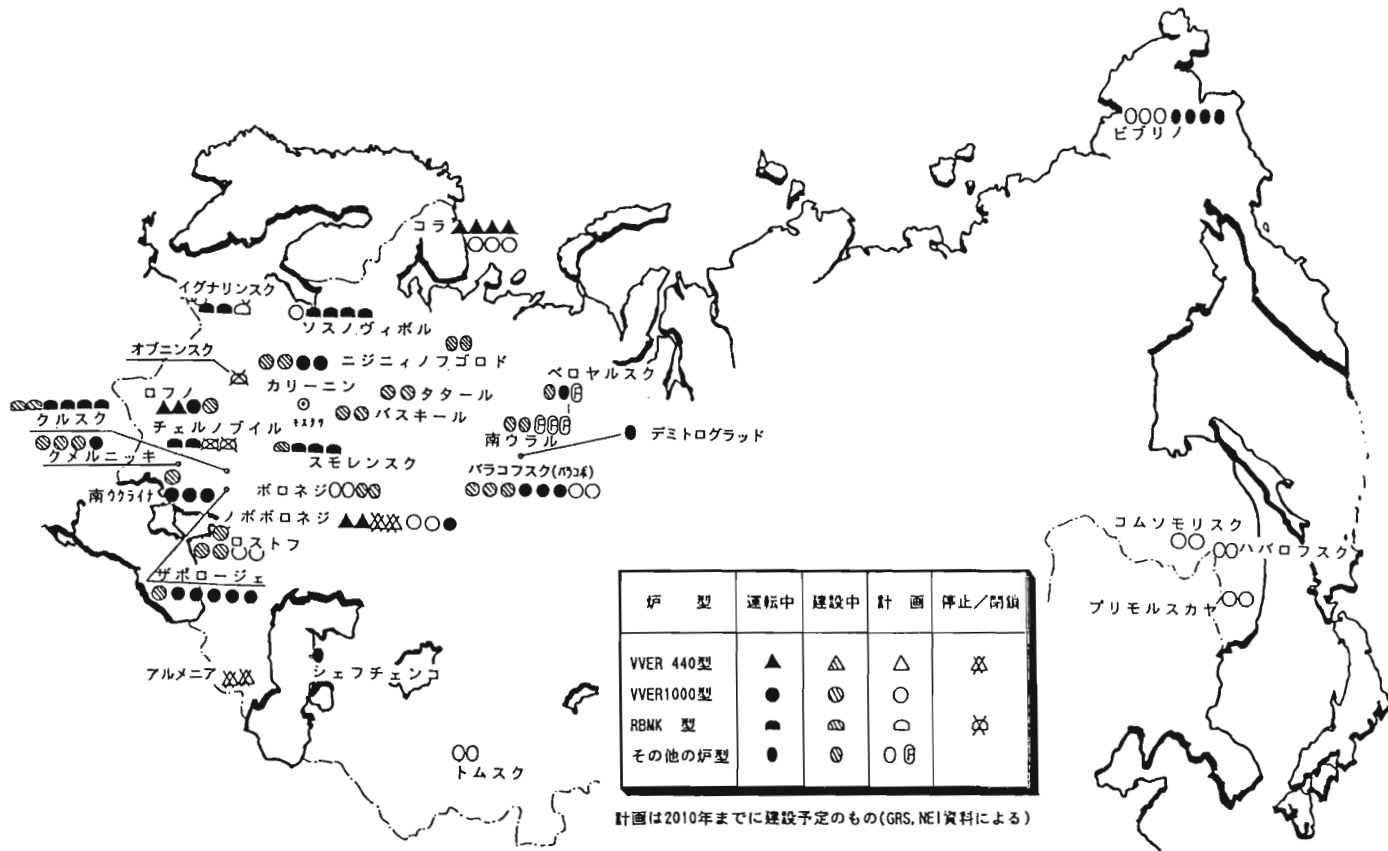


Fig.1 Nuclear Power Plant Location Map in the Former Soviet Union¹⁰⁾

イル原発に限った話ではなく、CIS 共通のもので
 でもある。CIS 諸国で現在運転中、閉鎖・停止し
 した原子力発電所を Fig.1 に纏めた。この図には、
 原子力以外の発電所の建設計画は含んでいない。

を示す。

Table 2 Basic Data of WWER in Former GDR¹¹⁾

| Reactor | Type | Power | Start | Shut-down |
|---------|-----------|---------|----------|-----------|
| Unit-1 | 440/W-230 | 440MWe | 1973 | 1990.12 |
| Unit-2 | 440/W-230 | 440MWe | 1974 | 1990.02 |
| Unit-3 | 440/W-230 | 440MWe | 1978 | 1990.02 |
| Unit-4 | 440/W-230 | 440MWe | 1979 | 1990.06 |
| Unit-5 | 440/W-213 | 440MWe | 1989 | 1990.12 |
| Unit-6 | 440/W-213 | 440MWe | 運転直前で中断 | |
| Unit-7 | 440/W-213 | 440MWe | 機器設置済で中断 | |
| Unit-8 | 440/W-213 | 440MWe | 機器設置済で中断 | |
| KKR | WWER-II | 70MWe | 1966.6 | 1990.06 |
| Stendal | WWER-1000 | 1000MWe | 建設中で中断 | |

3.3 旧東独の WWER のデコミッションング

旧東独(GDR)にある WWER については、今度
 の会議が開かれたグライフスバルトとラインスベ
 ルグに設置されている原子炉について、報告が行
 われた。両原子炉共 EWN の所有で管理されてい
 たもので、グライフスバルトには建設中の炉も含
 めて 8 基、ラインスベルグには WWER-II (出力
 70MWe 1 基が運転されていたが、何れも 1990年
 2月から12月にかけて運転を停止。また、ステ
 ンダールの WWER-1000 1 基も建設中であつたも
 のが建設中断となった。下記に各炉の経過の概略

(1) Greifswald NPP について¹¹⁾

グライフスバルト発電所の廃止措置には種々の困難な課題がある。即ち

- ・ 具体的廃止措置計画のオーソライズが未決定
- ・ モルスレーベン廃棄物処分場が1990年に閉鎖
- ・ 使用済燃料の処理・処分の予定が未定
- ・ 組織変更に伴う従事者の激減による廃止措置上、維持管理上の技術的問題

等多岐に渡り解決しなくてはならない課題がある旨 Volkmann 氏は述べている。現在1号機から4号機までは1995年6月までは旧東独時代に取得した運転許可があるところから、廃止措置戦略については種々異なった意見があることも事実である。特に Table 2 に示した6号機は運転できる状態にありながら1度もスタートされず閉鎖。今後はモックアップ施設(運転訓練施設)に転用される予定。廃止措置に伴う技術的問題としては、

- ・ 使用済燃料を炉内から撤去、乾式で貯蔵するための中間貯蔵施設の建設
- ・ 解体撤去する汚染機器類のリサイクル技術の開発
- ・ 放射性廃棄物のサイト内処理・処分

等について実施計画を検討中である。一方、BMFT と EC は技術面や資金面について、東欧諸国の WWER の廃止措置の参考になる形で、グライフスバルト原子炉の解体撤去を進め、経済的にも最適な技術開発になるよう提案している。

今迄のこの原子炉の調査では、1号機から4号機までの炉内汚染レベルは1次系で、約 4 kBq/cm^2

である。この主な核種は Co-60 で、5号機は遥かに低く、何れの炉も西欧側 PWR に比較してその汚染度は低い。従って西欧側で実施している系統除染を適用することにより 200 Bq/g 以下にすることが可能である。また、汚染機器類の中にも除染技術開発と各国との技術交流によって、規制免除レベルの 1 Bq/g 以下にすることも検討中である。何れにせよ解体撤去の準備作業は1993年3月から始まっており、1994年中には国と州に手続き書類が提出されることになっている。Fig.2 にサイト内に建設予定の燃料(乾式)貯蔵施設、Fig.3 にサイト内平面図、Photo 4, 5 は訪問時撮影したビデオテープからコンピュータにコマ取りし、さらにカラープリンタで出力したものである。

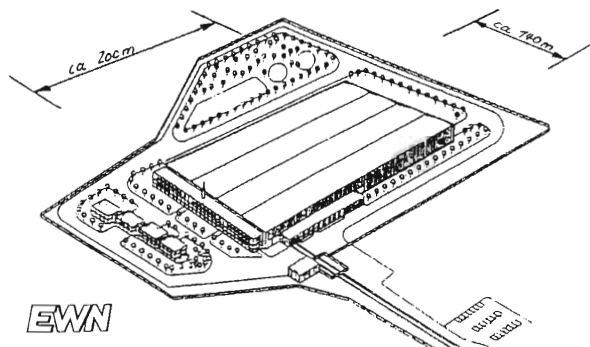


Fig. 2 Layout of the Fuel(Dry) Storage Area in Greifswald NPP¹¹⁾

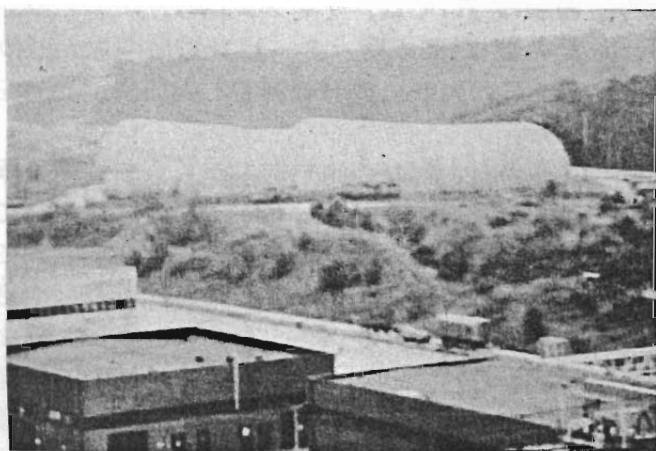


Photo 4 Site view of International Thermo-nuclear Experimental Reactor(Site Proposed)

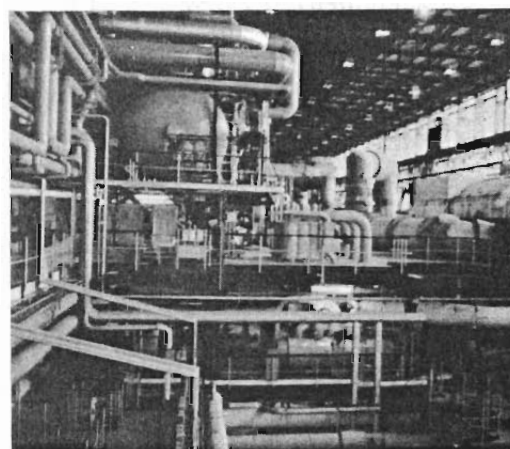


Photo 5 Inside View of the Turbin Hall

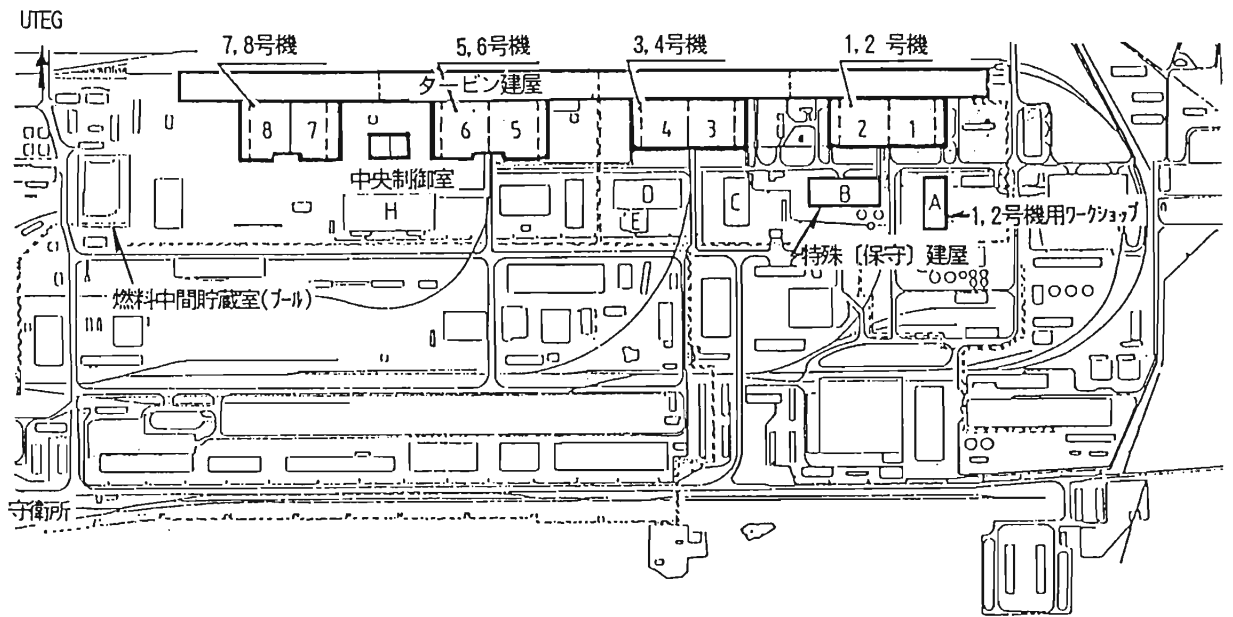


Fig. 3 The location of Reactor Unit 1 ~Unit 8 in Greifswald Power Station¹¹⁾

(2) Rheinsberg 発電所のデコミッショニング¹³⁾

ラインスベルグ発電所(KKR)はベルリンの北方と約80kmの処にあり、ラインスベルグ市の近くに位置している。この原子炉は出力265MWtの古い型のWWRで、1966年9月に運転を開始、1990年6月永久停止した。1992年、所有者EWNはNUKEM/KAHと施設解体廃棄物の処理・処分についての契約を締結。この契約には、放射性廃棄物のセメント固化体や今まで原子炉運転中に発生した低・混合廃棄物も含め解体廃棄物をサイト内に約600m²のコンクリート製モノリス(寸法: 30m×12m×5mH, 全天候性の容器)に貯蔵。タービン建屋(TH)は廃棄物中間貯蔵施設兼輸送施設(DH)に改造する。その時の話ではこれら改造のための手続きと、解体作業準備で、作業認可は1994始めには得られ、1996年末頃までに作業が完了の予定である。

一方、原子炉の解体に伴って発生する廃棄物の中間保管場所として、タービン建屋(TH)を改造し搬出入の設備を有する建屋(DH)を設置することで最初の計画として決定されている。現在、原子炉とプールに保管中の使用済燃料は、2000年半ばまでライセンスがあるものの、TH改造が完了

することで、解決するが、何れはグライフスバルトに移送、集中管理する。THには重油燃料による発電や蒸気発生設備、特に燃料取扱い装置と貯蔵設備関係の防火対策と非常用電源等を強化する。現在、炉内冷却系を含む汚染状況調査を実施中だが大規模な汚染は見当たらないとの報告であった。

汚染測定は直接測定と表面密度による汚染状況の把握が大切であるが、測定作業は、直接測定法では約300カ所余り、原子炉の接続汚染部分、機器類については、サンプル採取法による測定で、その数は195カ所、タービン建屋関係が27カ所の多くにわたり、放射線測定と表面密度測定を実施した。

しかし、何れの測定結果からもα核種は検出されていない。THからDHへの改造については、この会議の時点では、未だ正式に決定されていないこともあって、1996年までの計画には変更の可能性もある話も聞いた。現在は、既に詳細な計画が決定されているものと考えられる。また、原発周辺は人口密度の高い環境下にある。原子炉の撤去のみではなく、環境問題にも国内事情から充分配慮して実施しなくてはならず、資金面でも大変であ

ると BMFT の人が私に漏らしていたことから、WWER の廃止措置と廃棄物処理問題には、特に神経を使っており、その苦悩を伺い知ることができた。

4. WWER-440/W-230及び440/W-213について

会議が終わった翌週、安全審査業務を支援して

いるドイツ原子炉安全協会(GRS)のベルリン、ケルン、ガルヒングの施設を訪問、旧東独に設置されている WWER-440と廃棄物処分場についての現状と、今後の計画についての情報を得た。詳細な点については、別の機会に譲るとして、WWER-440の構造の比較を Fig.4, 5、主要性能の比較を Table 3 に紹介する。

Table 3 Comparison of Major Data of WWER-440 and WWER-1000¹⁵⁾

| 主要項目 | 単位 | WWER440-W230/213 | WWER1000-W320 |
|--|--|---|---|
| 熱出力 | MWt | 1375 | 3000 |
| 最大電気出力 | MWe | 440 | 970 |
| 実効出力率 | % | 30 | 30 |
| 原子炉 ・炉心部平均熱出力 ・平均線出力 ・平均燃焼度 | W/cm ² kW/l MWd/kg | 43.8 86 29 | 56.8 107 40 |
| 燃料集合体 ・形状 ・炉内集合体本数 ・1集合体当たりの燃料棒本数 ・炉心部(軸方向)長さ ・燃料棒外径 ・燃料棒肉厚 ・燃料棒の材質 | mm mm mm | 六角形 312 126 2500 9.1 0.65 Zr+1%Nb | 同左 163 312 3550 同左 同左 Zr +1%Nb |
| 制御棒 ・制御用集合体数 ・制御棒の材質 | | 37 ボロンステール | 61 B ₄ C |
| 原子炉冷却系 ・1次系圧力/2次系圧力 ・1次系温度/2次系温度 ・冷却系(ループ)の数 ・タービンの数 ・タービン回転数 ・1次系統冷却水量 ・2次系統冷却水量 | MPa °C unit rpm m ³ m ³ | 12.2/4.6 265/295 6 2 3000 215 252 | 15.7/6.3 290/320 4 1 同左 298 264 |
| 蒸気発生器 ・型式 ・平均管径 ・管の材質 | mm | 横型 16 オーステナイト・ステンレス鋼 | 同左 13 同左 |
| 原子炉圧力容器 ・圧力容器外径 ・圧力容器肉厚 ・圧力容器有効長 ・圧力容器の材質 | m mm m | 4.27 140 11.8 炭素鋼 | 4.51 190 10.88 同左 |

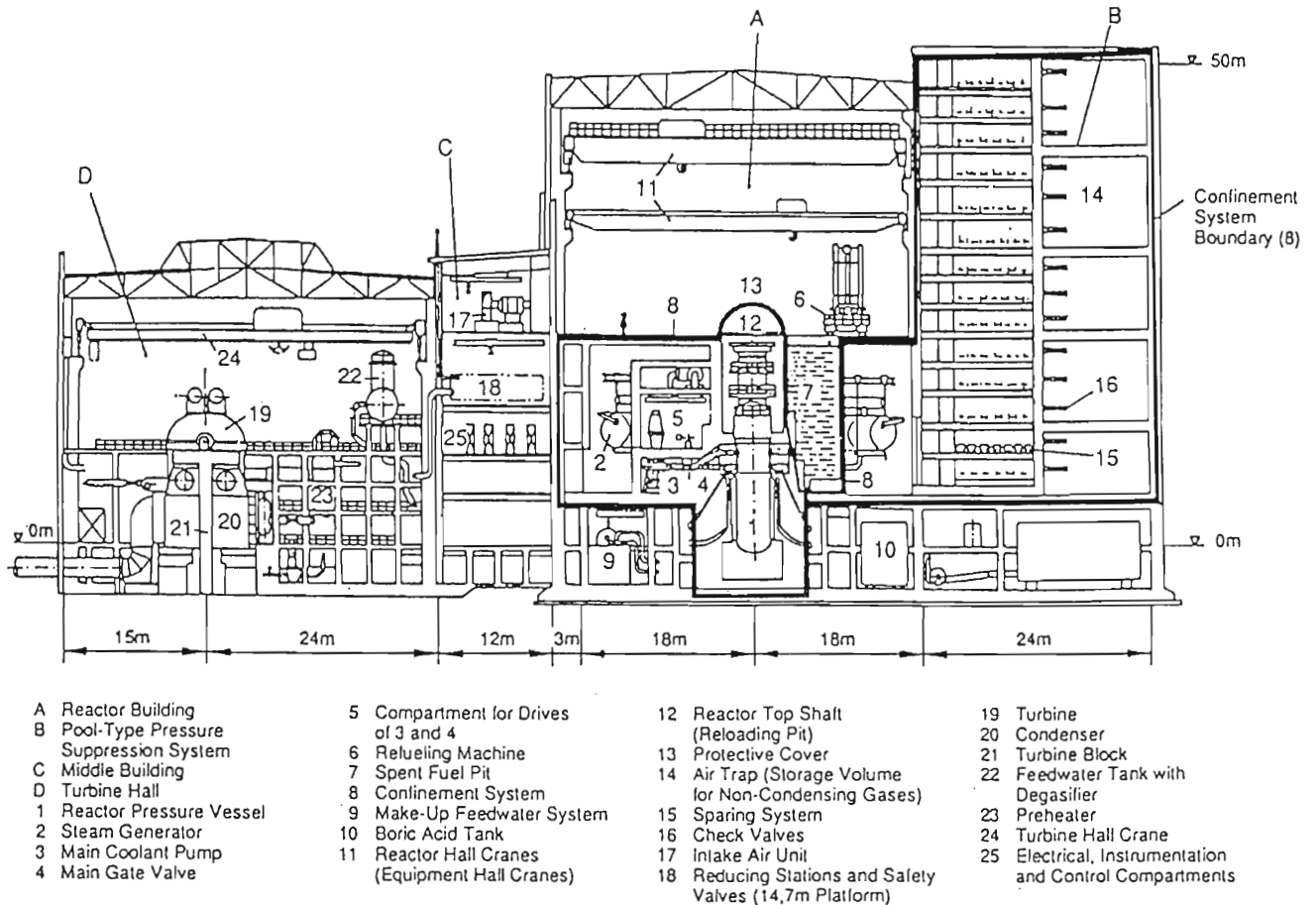


Fig.4 Sectional Drawing of WWER-440/W-213¹⁵⁾

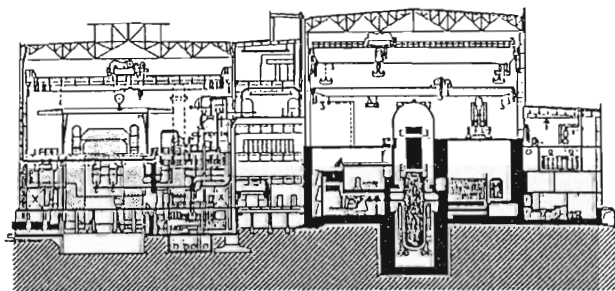


Fig.5 Sectional Drawing of WWER-440/W-230¹⁴⁾

5. おわりに

本報告はグライフスバルト・シンポジウムの会議で見聞し、また持ち帰った会議録の中から東欧諸国、CISに設置されている古いタイプのWWER

や事故を起こしたRBMK及び旧東独で停止したWWERの廃止措置の近況を紹介した。

シンポジウムの翌週、予め訪問の約束をしてあったGRSのBerlin Cologne、Garchingを訪問した。GRSでは、何れの施設でも当方の質問に快く答えて貰えた。その時に聞いた話や資料¹⁶⁾やその後先方から送られてきた資料の中には¹⁷⁾ウラン鉱山からの鉱滓の処理問題やモルスレーベン処分場受入れ停止に伴っての廃棄物処分の課題もあるが、今回は紙面の関係上省かせて頂いた。

Fig.6はGRSの電算機のアウトプット地図に、筆者が調べたものを加えて作成した東欧諸国のWWER原子力発電炉の設置状況図である。この図でも明らかな如く東欧諸国には旧ソ連WWER型以外の原子炉、例えばRBMKは1基も設置されていない。

また、ハンガリーの如く新型WWER建設計画が中止になったところがある。この様に今回の会

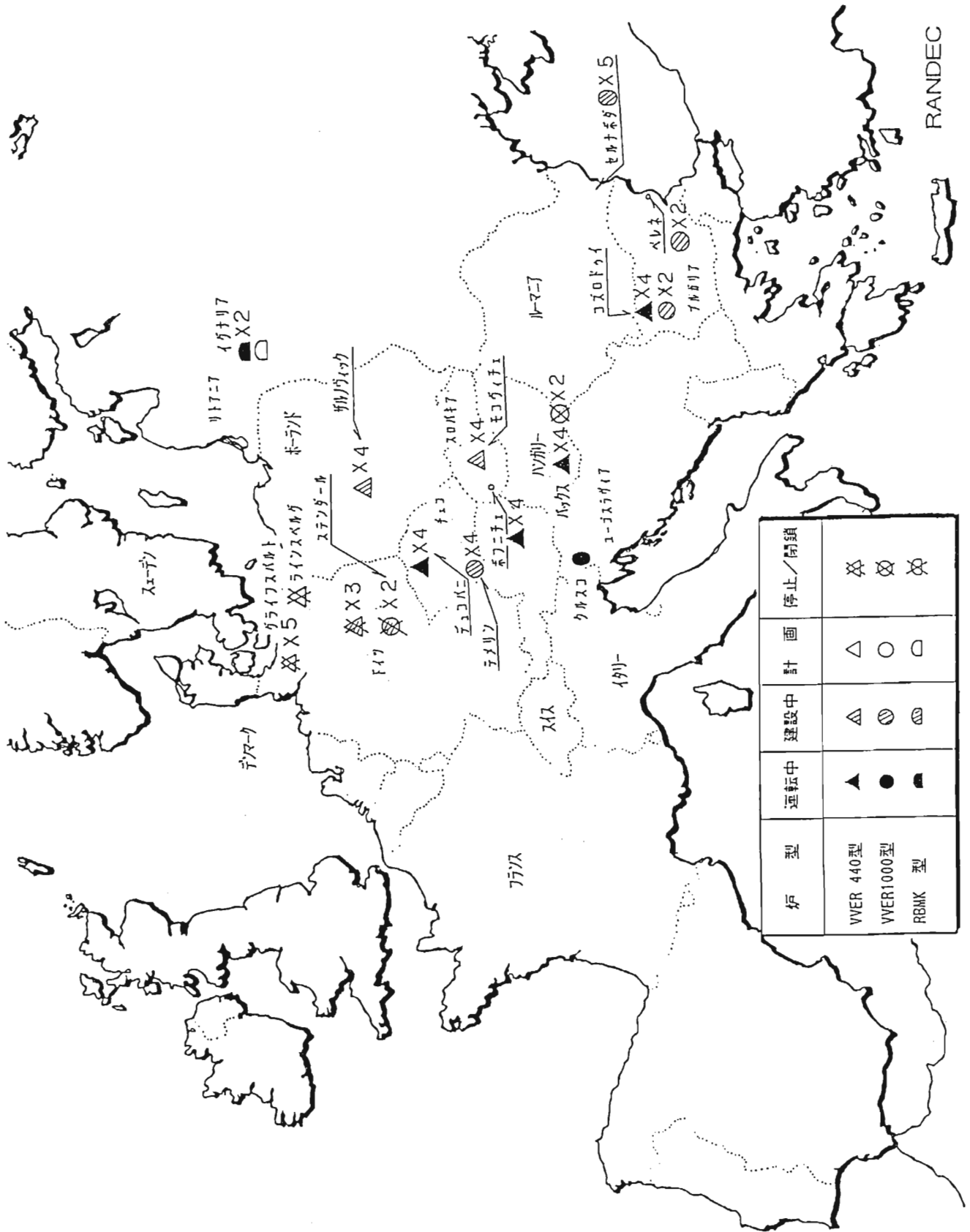


Fig.6 Nuclear Power Plant Location Map in the Eastern European Countries

議で話の出なかった国の WWER 型原子炉についても、今後国際協力、特に原子炉の安全性の向上や運転員の教育訓練について、どのような対応をし、計画しているか技術面を含めて不明な点がある。今後更に調査を行うと共に、日本の技術開発(例えば原研の JPDR 解体に伴って培われた技術)等を役立てることが必要かと思われる。現在のドイツや東欧諸国は私が考えていた以上に基礎研究よりも経験に基づいた技術上のノウハウを重視していることを今回の会議や、その後先方からの問い合わせ¹⁸⁾等で深く感じている次第である。既に触れたとおり、資料には独文のものが多く、内容の正確さの点では不安がない訳ではない。お気付きの方は、ご遠慮なくご指摘戴ければ幸いです。

最後に GRS 訪問に当たっては、東京大学名誉教授三島良績先生(現在、原子力安全研究協会副理事長)にお手数を煩わした。感謝のお礼を申し上げます。また、施設の訪問時のお世話や情報の提供を気持ち良く引受けて戴いた GRS、EWN、HU/IW の方々にこの紙面を借りて謝意を表します。

参考文献

- 1) 宮 健三ほか：原子力施設デコミッションング欧州調査団報告書、RANDEC, 1992. 1
- 2) III Stilllegungskolloquium, Manuskripte. Hannover/Greifswald, September 1993
- 3) A. Krstenik: Die Problematik u. das Programm der Ausserbetriebnahme des KKW A-1, Slovakia
- 4) Y. Mishima, Emeritus Professor of Tokyo University, (Private communication)
- 5) Tz. Delcheva: Vorstudien zur Stilllegung der
- 6) V.A. Vikin et al: Einige Fragen der Ausserbetriebnahme im KKW Nowoworonesh, Russland
- 7) 江連秀夫、RANDEC 海外調査資料、1993年
- 8) O.M.Sarajew: Probleme der Ausserbetriebnahme der Blöcke 1 u.2 im KKW Bjelajarsk, Russland
- 9) M.P.Umanez et al.: Probleme der Ausserbetriebnahme des KKW Tschernobyl und die Internationale Zusammenarbeit, Russland
- 10) GRS (Private communication)
- 11) B.Volkman: Stilllegung des KKW Greifswald Ausgangsbedingungen, Ruckbaustrategie und Zielstellungen, BRD.
- 12) 島田 隆、今 哲郎、宮 健三、デコミッションング技報、No. 9, 1993 「汎用廃止措置情報データベースの開発」
- 13) F.Krause et al: Die Umrüstung des maschinenhauses des KKW Rheinsberg in ein Transportbereitstellungshaus, Synthese von Abbau Neuerrichtung u. Entsorgung, BR. Deutschland
- 14) Safety Assessment of the NPP. Greifswald Unit 1 to 4. A Documentation of Hitherto Existing Investigations, GRS-78
- 15) Safety Assessment of Unit 5 (WWER-440/W-213) of the Greifswald NPP, GRS-92
- 16) SSK Band 23: Gustav Fischer Verlag.
- 17) Bundesamt für Strahlenschutz(BfS): Erfassung und Bewertung bergbaubedingter Umweltradioaktivität, Sept. 1992
- 18) U. Loschhorn, Dr. EWN(Brief communication)

廃止措置における原子炉用黒鉛の処理・処分

今井 久

Graphite Waste Management for Gas-Cooled Reactor Decommissioning

Hisashi IMAI

There are so many graphite moderated nuclear reactors under operating and closed in the world, especially in the United Kingdom. A reactor with commercial grade of this type have the graphite of 2,000 ton in round numbers as structural material in the core. It is recognized that waste management of the graphite material used in the reactor is an important problem in their decommissioning. Dismantling projects of the prototype reactors, not the commercial grade have been started in the United Kingdom and the France, but their final disposal option for the activated or contaminated graphite material seems to be an undecided matter. The paper describes on some characteristics of the graphite material concerning with disposal processes, and then reviews some disposal managements of the graphite assessed on two types of the reactors in the United Kingdom.

1. はしがき

やや旧聞になってしまったが、平成4年8月9日のサンケイ新聞朝刊は、『東海原発・ガス炉廃止へ』の見出しで、日本原子力発電(株)が、本邦初の商用原子炉である東海発電所のガス炉について、廃止手順の検討を始めたことを報じていた。また、平成5年7月16日発行の電力時事通信は、同社がその運転終了時期を、タービン改修による運休期間の13カ月だけ延長し、平成8年12月の終了予定を同10年2月まで伸ばす方針であるとの記事を掲載していた。東海炉の解体作業が、何時から開始されるのかは知らないが、すでに同社では廃炉調査グループも発足しているようである。これらの記事は、我国でも商用原子炉の解体措置が正に現実の問題になってきたことを示している。

東海炉のようなガス炉の特徴は、炉内構造物に大量の黒鉛を使用し、核熱の冷却と熱媒体にガスを使

用していることである。用いられている黒鉛の量は商用炉の場合2,000トン前後で、かさ密度から計算した容積でも1,200m³程度となる。これら黒鉛構造物は、すべて炉内に存在するから、コンクリート構造物等と異なり、大なり小なり放射化や汚染から逃れることはできない。また放射性核種の存在状態から考えて、ガス炉の黒鉛構造物は、放射性と放射性でない廃棄物に分けることは難しい。このため、黒鉛構造物はすべて放射性として処分されるものと考えられ、廃止措置における黒鉛構造物の処理・処分法の確立は一つの課題となっている。

既に知られているように現在英国では Wind-scale の改良型ガス炉(AGR)の解体プロジェクトが進行中である。この炉の黒鉛構造物のうち、遮蔽用は LLW(低レベル廃棄物)として Drigg の廃棄物処理サイトへ運ばれ、他方0.32Ci/トン以上の放射能レベルを有する炉心黒鉛は、ILW(中レベル廃棄物)としてコンクリート容器に入れ、構内の建屋に

保管されるようである。この Windscale ガス炉の解体プロジェクトは、その主目的が解体技術の開発であること、および炉がプロトタイプで黒鉛構造物の絶対量が少ないこと等もあって、黒鉛構造物の最終的処理・処分法については未だ結論を出していないようである。ここでは、ガス炉用黒鉛廃棄物の処理・処分法に関連すると考えられる黒鉛の性状に触れた後、英国ガス炉のデコミッショニングで検討・評価された黒鉛構造物の処理・処分に関する報告を概括した。

2. ガス炉の黒鉛構造物

現在、ガス炉にはまだ実用化されているとは言えない高温ガス炉等を除けば、Magnox 炉型とその改良型の AGR がある。燃料体は Magnox 炉が天然ウランのマグノックス合金被覆、AGR が UO_2 のステンレス被覆と異なっているが、炉内構造物に黒鉛を使用し、冷却材が CO_2 であることは共通している。英国炉では、Magnox 炉でも AGR でも黒鉛構造物はブリックと呼ばれ、六角形柱状の黒鉛材である。Magnox 炉である東海炉のブリックを Fig.1 の上部に¹⁾、同じく黒鉛で作られている燃料スリーブを下部に示した²⁾。図から分かるように、ブリックの平径中心には、燃料スリーブを挿入するための直径134mmの孔が軸方向に貫通している。なお、AGR のブリックは Magnox 炉のそれに比べて、平径が

約2倍で軸長が100mm程長い。東海炉炉心は、約30,000個のブリックが相互に黒鉛タイルで連結された集合体で、炉心の寸法は直径13.8m、高さ8.15mの大きさである。東海炉の断面図および黒鉛構造物の集合体写真を、Fig.2 と Fig.3 に示した²⁾。東海炉黒鉛ブリック一個の重量は、60kg 程度と推定されるから、スリーブを含めた東海炉黒鉛の総重量は2,000トン程度である。ちなみに、英国の Magnox 炉は2,233トン、AGR は1,633トンと公表されている。

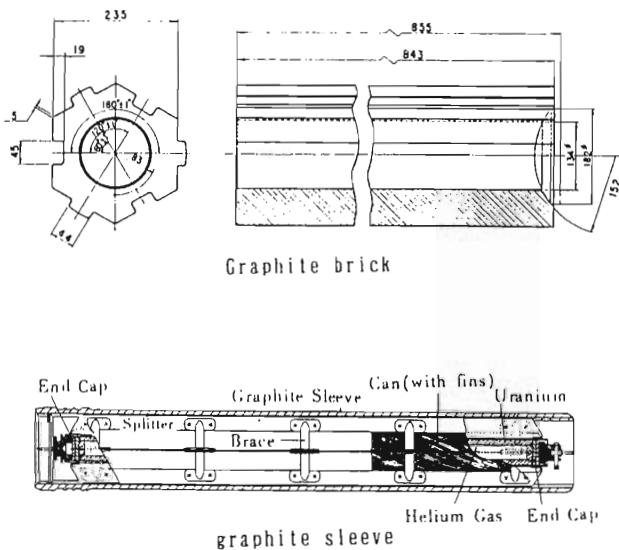


Fig.1 Graphite brick and sleeve using in Tokai Power Station¹⁾

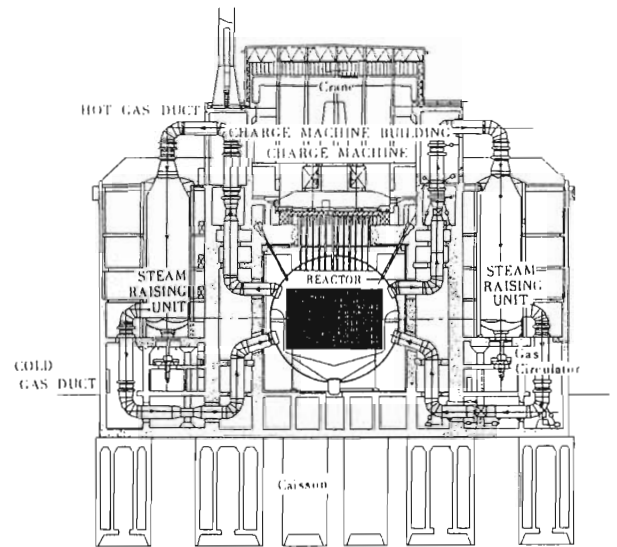


Fig.2 Tokai Power Reactor²⁾

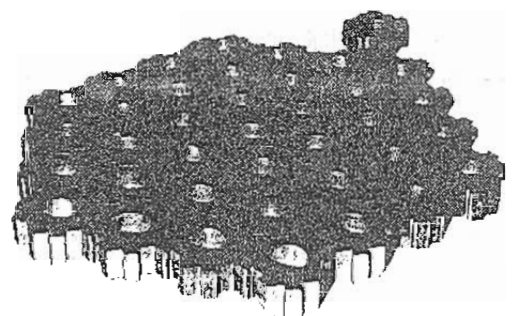


Fig.3 Hexagonal brick system in the reactor²⁾

3. 処理・処分に関連する黒鉛の性状

3.1 黒鉛材の諸性質

一口に黒鉛と言っても、素材ブロックの性質は銘柄によって千差万別であり、原子炉用も例外ではな

い。物理的あるいは機械的性質の場合、銘柄で性質が異なってくる主な原因は黒鉛結晶の大きな異方性のためである。結晶はその大きな異方性のため、成形時に特定結晶面が一定方向に揃い易い。結晶方向の分布状態を示す結晶配向性は、出発材料やその粒径、製法、製造寸法等様々な要因で変わってくるから、銘柄が異なれば性質も違ってくることになる。工学的材料は黒鉛に限らず材料異方性のないものが好ましいが、黒鉛材の場合完全な等方性材料を得ることは難しい。一例として、東海炉の減速材に使用されている黒鉛銘柄 Quality 1 の諸性質を Table 1 に示す¹⁾³⁾⁴⁾。機械的あるいは熱的性質に、二つの値が併記されており材料方向で異なっている。また燃焼性等の化学的性質も、主に含有不純物の質と量に依存する外因的な性質であるから、銘柄毎に異なるのが普通である。以上のようなことから、黒鉛を取り扱う場合は、対象となる黒鉛がどのような性質を持つ銘柄であるかを知っておくことはきわめて大切である。英国炉は、Magnox 炉も AGR も自国の Anglo Great Lakes 社で開発された原子炉用黒鉛を用いている。他方、東海炉も英国の Magnox 炉ではある

Table 1 Characteristics of graphite for moderator of the Tokai Power Station¹⁾³⁾⁴⁾

| Characteristic | Value |
|---|--|
| Graphitization temperature (°C) | 2,800 |
| Bulk density (g/cm ³) | 1.75 |
| Anisotropy ratio ^{a)} | 1.34 |
| Bending strength (kg/cm ²) | (//) ^{b)} 214 (⊥) 214 |
| Compressive strength (kg/cm ²) | (//) 408 (⊥) 398 |
| Young's modulus (kg/cm ²) | (//) 111×10^3 (⊥) 84×10^3 |
| Thermal conductivity (at 20 °C) (cal/cm · s · °C) | (//) 0.51 (⊥) 0.41 |
| Thermal expansion coefficient (30 ~ 200 °C av.) (10 ⁻⁶ /°C) | (//) 2.16 (⊥) 3.37 |
| Ash (ppm) | 100 ~ 150 |

a) Ratio(⊥//) of thermal expansion coefficients at 400°C.

b) Symbols in () shows direction of graphite material.

が、黒鉛は仏国の化学メーカー Pechney Ugine Kuhlmann 社のものである。その一つが先述の Quality 1 で、もう一つが反射材に使用している同メーカーの Quality 3 である。Quality 3 はかさ密度を高めるための処理回数が Quality 1 より少なく、かさ密度の以外に熱伝導性や強度等が Quality 1 より劣っている材料である。

3.2 中性子照射の影響

原子炉用黒鉛に対する中性子照射の影響は様々な性質に現れ、その影響の大きさも銘柄や材料方向によって異なる。これらのうち、処理・処分に関連すると考えられる性質について、共通の変化を記せば以下ようになる。なお、放射化については後で詳述する。

- 機械的強度は、中性子照射によって増加する。
(ガス炉では冷却材による酸化が徐々に進行し、強度が劣化する側面もある。しかしそのようなことを考慮しても東海炉の黒鉛構造物の強度はなお初期値を上回っていると考えられる⁴⁾⁵⁾)
- 照射によって、黒鉛の硬度は増加する。
(それでも木工用鋸で切れないことはない程度の硬さである)
- ガス炉の雰囲気温度では、照射でバルクの寸法が収縮する。
(照射量が増えると、寸法は収縮から膨張に転ずる。しかし、ガス炉の寿命期間では収縮のみを考えればよい。収縮率は銘柄や材料方向で異なるが、一般的には寿命時で 1% 前後である)
- 低温での燃焼速度が増加する。
(高温では、酸素の供給過程が律速となるので、変わらなくなる)

三番目に述べた寸法収縮は、雰囲気温度や照射量でその率が変わる。したがって、ブリック内に温度勾配や中性子フラックスの不均一があれば、ブリックは歪むことになる。このような場合、炉心部位によっては、解体時にブリック相互の分離が困難になることも起こり得る。

3.3 解体黒鉛ブリックの放射能

次に黒鉛の処理・処分を進める上できわめて重要な放射性核種の種類と濃度である。ここでは黒鉛を取り扱う場合の外部被曝の原因等に触れた後、実用

炉の放射能について述べる。

黒鉛も放射化と外部からの付着で汚染することは他の材料と同じである。しかし放射化されて、外部被曝の原因となるのが、C以外の元素であることが一つの特徴であろう。外部被曝の原因となる放射線(γ線)は、黒鉛中に含有される不純物が放射化された核種からのものである。したがって取扱い時の外部被曝は、黒鉛の純度に左右される。一般に原子炉用と言われる純度の黒鉛の場合、他から汚染されていない試験片なら直接ピンセットで取り扱っても被曝量はごく少ない。そして被曝の原因となるγ線の大部分は、多種類の元素が不純物として含有されているにもかかわらず、⁶⁰Coからのものである。Cからも生成する¹⁴Cは、³Hとともにβ線放射体であるから外部被曝の原因にはなり難い。ここで¹⁴Cの生成原因に触れると、一般に炉の運転開始から10年位までは、黒鉛に吸着されているN、次いで冷却材中のOが主要な生成ソースと言われている。これは、C中の¹³Cの存在比が小さく、反応断面積も大きくないからである。黒鉛中のN等の吸着ガス量は、黒鉛の純度によって大きく変わるので、同じ照射条件でも銘柄が違えば¹⁴Cの生成量が変わってきていても不思議ではない。なお黒鉛中の³Hの大部分は含有されるLi不純物から生成する。もう一つが付着汚染物による被曝である。この機構による汚染は汚染を炉内黒鉛に満遍なく運ぶ可能性があるが、それは放射性ダストの冷却材に乗った浮遊・付着と、¹⁴Cの化学輸送反応による質量移行である。一般に黒鉛照射試料の試験では、試験前に試料を超音波洗浄することが多いが、それで落ちる付着放射能は大したものではない。付着汚染の程度とそれによる被曝はケースバイケースであろうが、放射化を原因とする被曝と比較すれば、一段少ないと考えてよいだろう。

Table 2 に、Magnox 炉および AGR 黒鉛の含有不純物量を示す⁶⁾。表から分かるように Magnox 炉と AGR とは異なった銘柄の黒鉛を使用し、AGR は Magnox 炉の改良型ではあるが使用黒鉛の純度は低い。例えば炉心材料として高純度が求められる B は、Magnox 炉黒鉛の 5 倍、Ni は 6 倍程高い濃度である。したがって、同じ中性子照射量でも、AGR 黒鉛の放射能レベルは Magnox 炉黒鉛のそれと比較して高くなることが予測される。計算で求め

Table 2 Graphite impurity levels⁶⁾
(ppm)

| Element | Magnox | AGR |
|---------|--------|-------|
| Li | 0.05 | 0.05 |
| Be | 0.02 | 0.02 |
| B | 0.1 | 0.5 |
| N | 10 | 10 |
| Na | 1.0 | 4.0 |
| Mg | 0.1 | 0.4 |
| Al | 1.0 | 4.0 |
| Si | 35 | 35 |
| S | 50 | 60 |
| Cl | 2.0 | 4.0 |
| Ca | 35 | 25 |
| Ti | 3 | 0.7 |
| V | 12 | 0.4 |
| Cr | 0.35 | 0.4 |
| Mn | 0.04 | 0.25 |
| Fe | 10 | 28 |
| Co | 0.02 | 0.70 |
| Ni | 1.0 | 6.0 |
| Zn | 0.13 | 1.0 |
| Sr | 0.4 | 0.4 |
| Mo | 0.1 | 2.5 |
| Ag | 0.001 | 0.001 |
| Cd | 0.04 | 0.07 |
| In | 0.05 | 0.06 |
| Sn | 0.05 | 1.0 |
| Ba | 1.5 | 0.5 |
| Sm | 0.04 | 0.05 |
| Eu | 0.004 | 0.005 |
| Gd | 0.005 | 0.01 |
| Dy | 0.008 | 0.006 |
| W | 0.12 | 0.15 |
| Pb | 0.12 | 0.8 |
| Bi | 0.08 | 0.05 |

られたこれら黒鉛中の放射能濃度を、Table 3 と Table 4 に示す⁶⁾。表の値は原子炉を40年間運転し、10年冷却した時点でのものである。また、仏国のガス炉である G2 炉黒鉛の放射能濃度を Table 5 に示す⁷⁾。こちらの方は計算値ではなく、Shutdown から9年後の測定値である。各原子炉で共通しているのは、³H と ¹⁴C が Ci/トンのオーダーであること、および、値は炉で異なるが⁶⁰Co が比較的多いことである。ここで東海炉黒鉛について言えば、減速材に使用されている Quality 1 は、その灰分が100~150ppm と純度が高く、したがって現在の放射能レベルも低いことが推定される。東海炉黒鉛の放射能は、γ線放射核種について最近では1984年の黒鉛モニタリングで実測されたことがある。

Table 3 Activity(Ci/ton) in graphite of Magnox reactor⁶⁾
(After 40 years reactor operation followed by 10 years decay)

| | | | |
|------------------|------------------------|--------------------|------------------------|
| ³ H | 1.5 | ⁹³ Mo | 1.0 × 10 ⁻⁵ |
| ¹⁰ Be | 8.6 × 10 ⁻⁴ | ^{93m} Nb | 6.7 × 10 ⁻⁶ |
| ¹⁴ C | 1.0 | ⁹⁴ Nb | 1.2 × 10 ⁻⁹ |
| ³⁶ Cl | 1.2 × 10 ⁻² | ⁹⁸ Tc | 2.1 × 10 ⁻⁶ |
| ⁴¹ Ca | 8.8 × 10 ⁻³ | ^{108m} Ag | 2.8 × 10 ⁻⁴ |
| ⁵⁴ Mn | 3.3 × 10 ⁻⁶ | ^{113m} Cd | 1.2 × 10 ⁻⁴ |
| ⁵⁵ Fe | 1.8 × 10 ⁻¹ | ^{121m} Sn | 5.4 × 10 ⁻⁴ |
| ⁵⁹ Ni | 1.1 × 10 ⁻³ | ¹³³ Ba | 6.7 × 10 ⁻³ |
| ⁶⁰ Co | 3.3 × 10 ⁻¹ | ¹⁵² Eu | 2.7 × 10 ⁻³ |
| ⁶³ Ni | 1.6 × 10 ⁻¹ | ¹⁵⁴ Eu | 6.3 × 10 ⁻² |
| ⁶⁵ Zn | 2.5 × 10 ⁻⁶ | ¹⁵⁵ Eu | 1.9 × 10 ⁻² |

Table 4 Activity(Ci/ton) in graphite of AGR⁶⁾
(After 40 years reactor operation followed by 10 years decay)

| | | | |
|------------------|------------------------|--------------------|------------------------|
| ³ H | 1.3 | ⁹³ Mo | 9.2 × 10 ⁻⁴ |
| ¹⁰ Be | 3.8 × 10 ⁻³ | ^{93m} Nb | 5.6 × 10 ⁻⁴ |
| ¹⁴ C | 3.1 | ⁹⁴ Nb | 1.4 × 10 ⁻⁷ |
| ³⁶ Cl | 3.8 × 10 ⁻² | ⁹⁸ Tc | 9.3 × 10 ⁻⁵ |
| ⁴¹ Ca | 2.0 × 10 ⁻² | ^{108m} Ag | 6.0 × 10 ⁻⁴ |
| ⁵⁴ Mn | 8.6 × 10 ⁻⁵ | ^{113m} Cd | 7.3 × 10 ⁻² |
| ⁵⁵ Fe | 1.5 | ^{121m} Sn | 4.6 × 10 ⁻² |
| ⁵⁹ Ni | 9.1 × 10 ⁻³ | ¹³³ Ba | 5.1 × 10 ⁻³ |
| ⁶⁰ Co | 16.2 | ¹⁵² Eu | 1.7 × 10 ⁻³ |
| ⁶³ Ni | 1.8 | ¹⁵⁴ Eu | 4.8 × 10 ⁻² |
| ⁶⁵ Zn | 6.1 × 10 ⁻⁵ | ¹⁵⁵ Eu | 1.6 × 10 ⁻² |

Table 5 Activity(Ci/ton) in graphite of G 2 reactor⁷⁾
(Measured 9 years after reactor shutdown)

| Nuclide | Reflector | Moderator |
|-------------------|--------------------------|------------------------------|
| ⁶⁰ Co | 5.4 × 10 ⁻² | 1.6 ~ 3.5 × 10 ⁻¹ |
| ¹³³ Ba | 1.6 × 10 ⁻³ | 2.7 ~ 5.4 × 10 ⁻³ |
| ¹³⁷ Cs | 2.7 × 10 ⁻⁴ | 2.7 × 10 ⁻³ |
| ¹⁵⁴ Eu | 1.2 × 10 ⁻² | 1.1 ~ 2.2 × 10 ⁻² |
| ³ H | 10.8 | 10.8 |
| ¹⁴ C | 1.6 × 10 ⁻¹ | 4.1 ~ 6.8 × 10 ⁻¹ |
| ⁶³ Ni | 5.4 × 10 ⁻² | 1.4 ~ 1.9 × 10 ⁻¹ |
| ³⁶ Cl | 1.1 × 10 ⁻² | 1.4 ~ 4.1 × 10 ⁻² |
| ^{93m} Nb | < 2.7 × 10 ⁻³ | < 2.7 × 10 ⁻³ |

3.4 水による核種の溶出と³Hの放出

放射性廃棄物の処理処分は、単に廃棄処分だけで済むものではなく、その後の管理も考慮しておかねばならない。黒鉛中の放射化された核種の溶出挙動は、黒鉛ブリックを地中廃棄処分するような場合に環境に及ぼす安全性を評価するデータである。結論的に言えば、黒鉛そのものは大変溶出しにくい材料である⁸⁾⁹⁾¹⁰⁾。また黒鉛を構成する炭素は、活性炭で知られるように異物質の吸収・吸着の優れた物質であるから、含有される他核種の溶出も少ない。Table

6 に示す核種を含んだ黒鉛について実測された溶出速度を、Fig.4 と Fig.5 に示す⁶⁾。使用した溶液は、擬似地下水と海水である。各核種とも溶出速度は、水の種類で殆ど変化がなく、10日位でほぼ一定値を示すようになる。含有核種の中で比較的高い溶出速度を持つ核種は、¹³³Ba と ¹³⁴Cs である。黒鉛からの溶出については、廃棄処分の安全性を高める目的で気孔(黒鉛は多孔質材料)に樹脂を詰め核種の滲出をなくそうとする研究も進められている⁷⁾。ここで溶出ではない³H の放出挙動について触れると、黒鉛中の水素は加熱されると、450°C位から CH₄ガスとして、燃やすと水蒸気として離脱する。

Table 6 Graphite sample used in leaching test

| Nuclid | Specific activity(Ci/g) |
|--------------------|-------------------------|
| ³ H | 5.9 × 10 ⁻⁶ |
| ¹⁴ C | 5.7 × 10 ⁻⁷ |
| ⁵⁵ Fe | 5.1 × 10 ⁻⁷ |
| ¹⁵⁵ Eu | 2.5 × 10 ⁻⁹ |
| ¹³³ Ba | 5.9 × 10 ⁻⁹ |
| ¹⁵² Eu | < 10 |
| ^{108m} Ag | < 5 |
| ¹⁵⁴ Eu | 2.6 × 10 ⁻⁸ |
| ⁶⁰ Co | 2.7 × 10 ⁻⁷ |
| ¹³⁴ Cs | 1.1 × 10 ⁻⁸ |

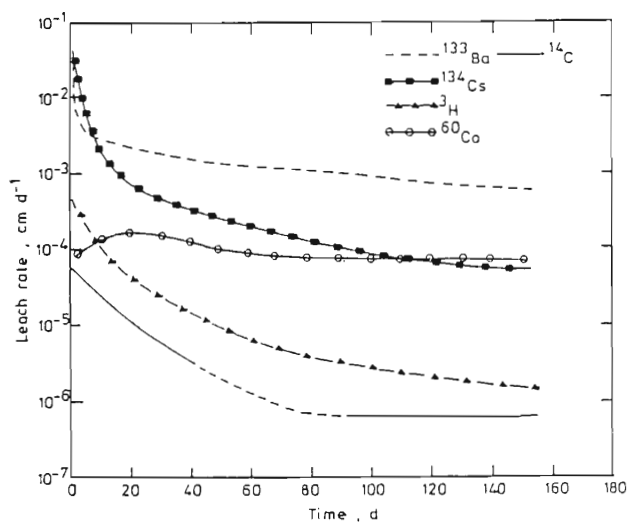


Fig.4 Leach rate curves in simulated ground water⁶⁾
(1 bar, 25°C)

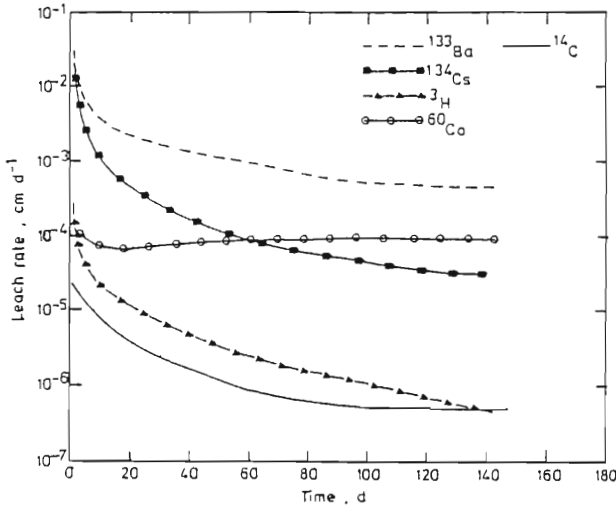


Fig.5 Leach rate curves for simulated sea water⁶⁾
(1 bar, 25°C)

黒鉛を廃棄物の観点から見ると、機械的強度が高く、化学的に安定でこれを溶かす溶媒は限られた特殊のものだけである。また、熱伝導度は高く、熱膨張係数は小さく、処分しやすい材料と言える。これは黒鉛を廃棄物容器材として開発しようとする研究が行われていることから頷ける¹⁰⁾。処分上の好ましくない点は、手で擦っても手が黒くなるように剝離しやすいこと、機械的衝撃が加えられるとその部分が欠落することもあること、切断では切り代が粉末になり飛散しやすいこと等である。

4. 黒鉛構造物の処理・処分法

黒鉛構造物の処理・処分法には、海や陸地への処分と焼却という方法が考えられる。英国では、1980年代前半、それらの方法について検討を行った。ここでは、陸での埋設処分をさらに3通りに分け、次の5ケースについてコスト及び安全面等の評価を行っている⁶⁾。

- 1) 海洋投棄
- 2) 島での深地埋設処分
- 3) 海岸での深地埋設処分
- 4) 陸地での浅地埋設処分
- 5) 燃焼及び灰分の埋設処分

このレポートは公表されて10年を経過しているが、現在これを凌ぐ程良く検討された報告は見当たらない。そこで、以下にその検討結果を概括してみた。なお現在、海洋投棄は禁止されているから、取り得

る選択は4通りということになる。しかしレポートは、英国がかつて海洋投棄を計画したこともあって、この処分法についてとくに詳細な検討をしており、そこに書かれている容器や収納法等は地中埋設処分でも参考になる。ここでは、レポートのままに海洋投棄についても取り上げた。なお、廃棄コストは、レポート(1984年刊)にある£の値をそのまま示してある。

4.1 海洋投棄

(1) Drum Container による投棄

Drum Container は、スチール製の type1803 と称される外径0.84m、高さ1.15mの容器で、二通りの方法による使用を考えた。一つは遮蔽の必要がない場合で、黒鉛をそのまま詰め、セメントで周りを充填する。他は75mm厚さの遮蔽用コンクリートでDrumを内張りし、セメントを充填しないで使用する方法である。遮蔽は黒鉛中の⁶⁰Coの濃度が1.5 GBq/tで50%の充填率の時、Container表面の線量率が、0.5mSv/hを越える場合に必要とした。Magnox 炉黒鉛を、炉のShutdownから10年後および35年後で処理・処分する場合、他方AGR黒鉛は10年後と60年後に投棄する場合のDrum数、全重量およびコスト等についての評価結果をTable 7に示す。表に見られるように、Magnox 炉黒鉛の35年後のコストは、放射能の減衰のために10年後の約1/3に、AGR黒鉛の60年後のそれは同じく10年後の約1/7に減少しており、時間が処理コストに及ぼす影響の大きさが分かる。

Table 7 Ocean-bed disposal of graphite waste by drum container⁶⁾

| Reactor | Magnox | | AGR | |
|----------------|------------|-----------|------------|-----------|
| | 10 years | 35 years | 10 years | 60 years |
| After shutdown | 10 years | 35 years | 10 years | 60 years |
| Drum number | 7,400 | 3,400 | 6,800 | 2,500 |
| Total weight | 12,000 ton | 5,300 ton | 27,000 ton | 3,900 ton |
| Total cost | 5.5M £ | 2.01M £ | 12.3M £ | 1.81M £ |

(2) Shielded Overpack を使用する投棄

遮蔽のないDrumを直径、高さとも2.5m、重量が16トンの円筒形のShielded Overpackに入れて

投棄点まで輸送し、Drumのみを投棄してOverpackは繰り返し使用する。この方法での投棄の場合、Magnox 炉黒鉛では35年後、AGR 黒鉛では60年後になると放射能は減衰しておりShielded Overpackを使用する必要はなくなる。したがってこのケースでは、10年後の廃棄だけが検討された。使用する全Overpackの航海数は、Magnox 炉黒鉛で280回、AGR 黒鉛で240回である。ここで船には船長82m、船幅17.5mの海洋油田用パイプ運搬船の使用を想定している。コストは運搬用の特注Wagonの費用を含めても、(1)のDrum Containerの場合と比較して、Magnox 炉黒鉛でその約6割、AGR 黒鉛では約3割と評価された。

(3) Large Concrete Container

Containerを大型化するメリットは多いが、取扱いあるいは輸送上の観点から、寸法、重量に制限が生じる。設計されたContainerは、箱型で長さが2.34m、幅と高さが共に2.21mの大きさで、重量は50トンであった。そのContainerをFig.6に示す。構造は12mmのスチール板枠の中に23mm、あるいは32mmのコンクリートを内張りしたものである。コンクリートには、廃棄物の放射線レベルに従って、密度が2.4トン/m³か、4.3トン/m³のどちらかを使用する。Containerに収納した黒鉛構造物は、周りをコンクリートで充填し、全体の密度を1.2トン/m³以上とする。Shutdownから10年後のMagnox 炉黒鉛の場合、遮蔽用コンクリートは23mm厚で、

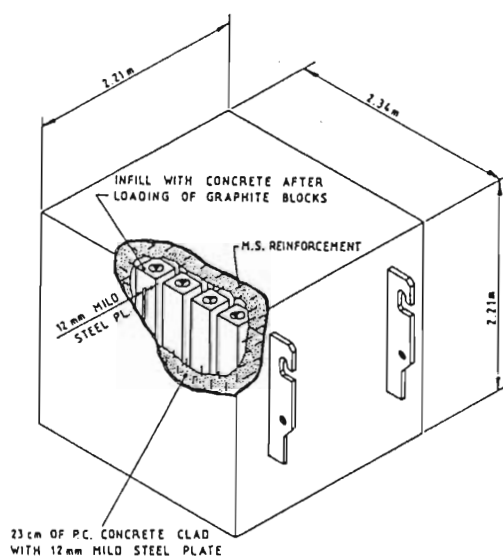


Fig.6 Disposal concrete container for graphite⁶⁾

Container数は307個、全重量は8,600トンとなる。35年後になると遮蔽の必要はなくなり、スチール板枠の中にそのまま収納して、ポルトランドセメントを間に充填する。この場合のContainer数は140個、全重量は3,990トンである。AGR 黒鉛の場合は、Magnox 炉黒鉛より放射能レベルが高いから、Containerの内張遮蔽コンクリートの厚みを32mmとする。10年後及び35年後のContainer数及び全重量はそれぞれ259個、226個、10,900トン、6,330トンと評価された。しかし、60年を越えると放射能の減衰によりMagnox 炉黒鉛の35年後の場合と同じ扱いができる。Large Concrete Containerによる廃棄コストは、Shielded Overpackを使用する場合より高くなるが、Drum Containerによる投棄より廉価である。

4.2 地中埋設処分

埋設のための容器や廃棄物収納法等は、海洋投棄の場合と本質的に異なるが、細部が同じようになるかどうかは未定である。例えば埋設によって加わる圧力を考慮して、内部にコンクリートを充填する必要があるかどうかの結論は出ていない。また、地中埋設でも深地埋設と浅地埋設では、埋設容器は異なってくるであろう。浅地埋設で考えられた埋設施設の例をFig.7に示す。

いずれにしる地下埋設処分方法については、深い検討はなされていない。CEGBによるフィージビリティスタディでは、地下埋設のコストは、海洋投棄のその30%増し程度であろうとされている。

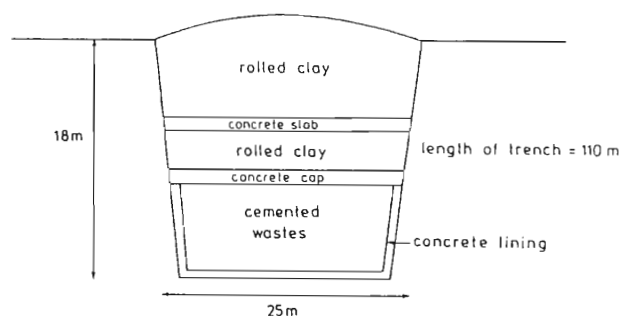


Fig.7 Engineered shallow land burial facility design⁶⁾

4.3 燃焼処分

黒鉛を燃やしてガス化してしまえば、残るものは灰分のみとなり、容量は劇的に減少し、大変好ましい方法に思える。しかし反面³Hや¹⁴C等が大気中に放出される他、燃焼施設の整備等にかかなりのコストがかかる。施設のコストが多額になるのは、施設そのものの費用の他、黒鉛の輸送費用等を省くため2~3基の原子炉で一つの燃焼施設(全部で英国内に14基)を予定しているからである。燃焼温度としては1,000°Cを考えているが、黒鉛廃棄物をこの温度で、実用的時間内でガス化するためには、黒鉛を一边が2.5cm程度の大きさまで細かくする必要がある。さらに、10トン/日という工学的規模でガス化(2000トン/年)するためには、燃焼炉は炉容積が最低2m³程度は必要である。燃焼すると黒鉛はガス化され、黒鉛中の³Hは水蒸気として、¹⁴CはCOあるいはCO₂ガスとして放出され、含有不純物の灰分が残る。この時、黒鉛は全てがガス化されず、極く少量が灰分に包み込まれたようになって残るほか、灰分の一部微粒子がフィルターを通過して外部へ出る。残留する灰分は、Magnox炉黒鉛並びにAGR黒鉛とも、10トン当たり数10kg程度で、海洋投棄あるいは地中埋設処分されることになる。コストは燃焼炉とその付帯設備が高価なため、10年冷却黒鉛の場合でトン当たり£15,000程度とされる。この値を原子炉一基当たりに換算すると、£30M前後となる。残渣である灰分の処分費用は燃焼に要するコストと比較すればとるに足らない額である。なお、燃焼に際して放出される黒鉛結晶中の蓄積エネルギーは、Magnox炉やAGRの炉内温度では、燃焼の安全性を損なう大きさにはなっていない³⁾。

技術的見地からは、高純度黒鉛である原子炉用黒鉛を燃やすことは大変難しく、大量の燃焼処理は現実的方法ではないように思われる。チェルノブイリでは黒鉛の燃焼が話題になったが、原子炉級純度の黒鉛は簡単には燃えない。黒鉛は炭と同じCからなる材料であるが、燃焼性は炭とは別物質と考えた方がよい。

5. 各処理・処分における環境への放射能的影響の評価

4節で挙げた5通りの処理・処分ケースについて、それぞれの方法で処分した場合の環境に及ぼす

放射能的影響が評価された。この影響の程度は、処分方法を決定すると言ってもよい大きな因子である。ここで5通りのケースについて考えられた放射線被曝の経路は以下の如くである。

(1) 海洋投棄

- ・魚やその他、海の生物摂取による内部被曝
- ・海岸へ沈着した汚染物質からの外部被曝

(2) 島での深地埋設処分

- ・飲料水及び淡水魚の摂取による内部被曝

(3) 海岸での深地埋設処分

- ・魚やその他、海の生物摂取による内部被曝
- ・海岸で空气中に漂う放射能の吸入による内部被曝
- ・海岸の汚染物質からの外部被曝

(4) 陸地での浅地埋設処分

- ・野菜、穀物、肉、ミルク等の摂取による内部被曝
- ・飲料水及び淡水魚の摂取による内部被曝
- ・埋設サイトからの外部被曝

(5) 燃焼とそれにとまなう灰分の処分

- ・吸気による内部被曝
- ・野菜、穀物、肉、ミルク等の摂取による内部被曝
- ・大気や沈着した放射能からの外部被曝

すなわち各ケースでの被曝のインパクトは、核種の拡散にとまなう直接の被曝と、間接的な食物摂取からもたらされる被曝を足し合わせることで評価される。後者の場合、¹⁴Cの寄与が大きいことは、考えられる通りである。各処理・処分ケースにおける核種の拡散経路をFig.8に示した。また、Shutdownから10年後のMagnox炉一基の黒鉛を処理した場合の評価被曝量をFig.9に示す。いずれの処理・処分においても、同じ核種、特に¹⁴Cと⁶⁰Coの影響が大きく、被曝量は凡そこの2種のインベントリーに比例する。ちなみにAGR黒鉛の¹⁴CはMagnox炉黒鉛の3.1倍、⁶⁰Coは49倍もある。AGR黒鉛の¹⁴Cが多いのは多照射量ということのほか、黒鉛の純度がMagnox炉黒鉛より悪く、吸着窒素量が多いためと考えられる。燃焼処理の場合には、残渣として残る灰分からもたらされる被曝のインパクトを考える必要はない。これは燃焼で大気中に放出される放射能からのインパクトが、比較にならぬ程大きいからである。現実的時間の範囲での放射能的インパ

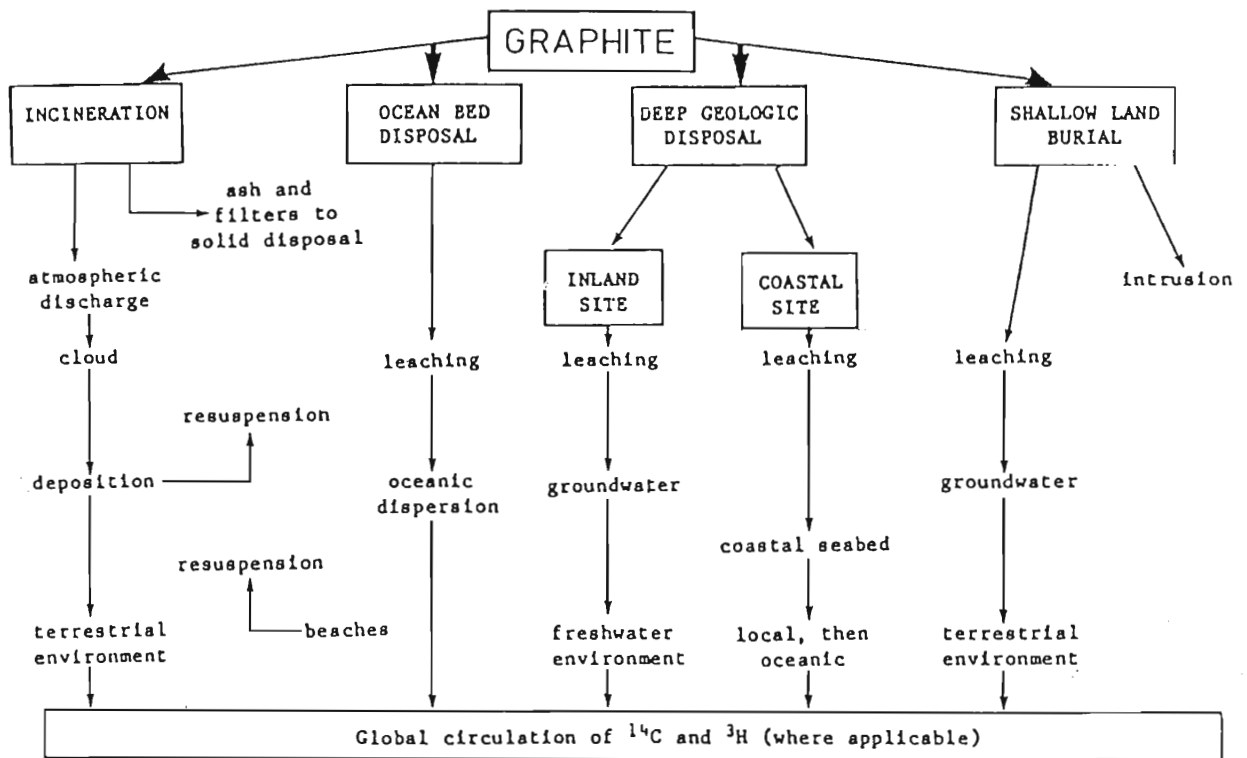


Fig.8 Options considered for the management of graphite showing simplified environmental pathways⁶⁾

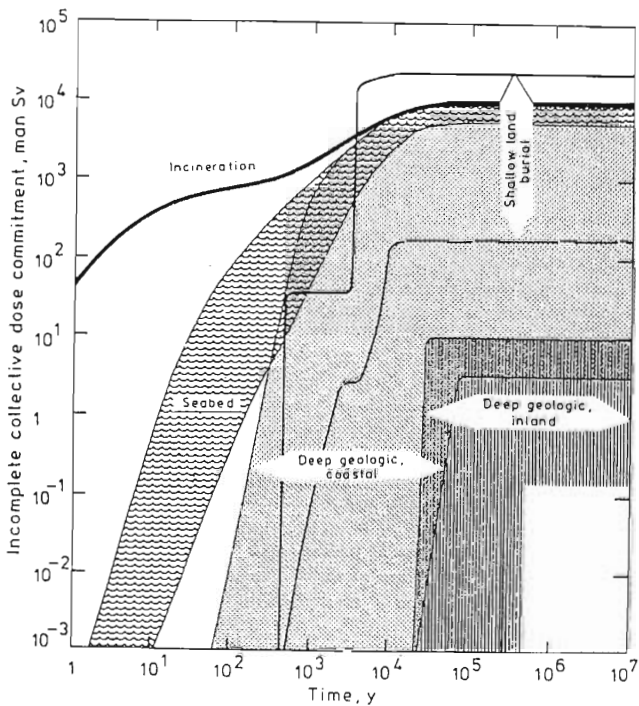


Fig.9 Collective dose equivalent for the disposal of the 10 years cooled graphite arising from the decommissioning of a Magnox reactor for the various disposal options⁶⁾

クトは、Fig.9 から島での深地処分が最も小さく、燃焼処分が最も大きいことが分かる。浅地処分では処分サイトの地質や地下水を考慮した地域特有の検討も必要である。

6. 結び

原子炉等で使用された黒鉛構造物は、黒鉛の性質から考えてそれほど面倒な廃棄物ではない。しかし黒鉛の場合、データを他の黒鉛銘柄のもので代用することはできないので、処理・処分、その安全評価及び安全管理等に必要とされるデータは、対象となる廃棄物黒鉛そのものについて取得しておくことが必要である。黒鉛廃棄物を処理・処分する場合、現時点で取り得るベターな方法は、経済性や放射能的インパクトを考慮すると、島での深地埋設処理となる。英国での検討・評価は最終的なものではないが、さらに評価のための詳細データが取得されたとしても結論が変わるとは考えられない。予想される極めて常識的な線に落ちつくわけだが、廃棄物の処理・処分とはそうしたものであろう。黒鉛の処理・

処分は、島での深地処分に限らないが地中埋設処分が現実的である。

ガス炉の出力当たりの解体コストは、軽水炉のその3～7倍とされている。これは、炉の構造、使用している材料、そして全体の大きな図体によるものである。このため、解体措置では、再利用は申すまでもなく廃棄物を如何に減容して経済的節減を図るかがとくに重要な課題であろう。ただ黒鉛の場合は再利用することは難しいと考えられる。ガス炉用黒鉛構造物はFig.1でも示したように、そのままの形で廃棄物容器に収納するのはガサバツテ大変不経済である。減容化の方法として、粉碎等も検討されているようであるが、筆者は実際的ではないように思う。黒鉛は焼き物ではあるが強度が高く、ねばりもあって粉碎し難い材料であるからである。また破砕片が不規則な形をなしていると、期待する程の減容にはつながらない場合も多い。原子炉用黒鉛は減容して廃棄物の充填密度を増やしても、容器表面の線量率がとくに大きくなることは考えられない。

参考文献

- 1) H.Matsuo and T.Saito, J.Nuclear Science and Technology, Vol.22, 139(1985)
- 2) The Japan Atomic Power Company, Tokai Power Station, Sept. 1982
- 3) H.Matsuo and T.Saito, J.Nuclear Science and Technology, Vol.22, 225(1985)
- 4) H.Matsuo and T.Saito, ibid., Vol.22, 313(1985)
- 5) S.Sato et al., Proceedings of the 12 th Japan Congress on Material Research, 195, Kyoto Japan 1969
- 6) Commission of the European Communities, EUR-9232 EN, 1984
- 7) J.R.Costes et al., WASTE MANAGEMENT, Vol.10, 297(1990)
- 8) W.J.Gray, Radioactive Waste Management, Vol.1 (1), 105, May 1980
- 9) W.J.Gray, Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle Volume 3 (2), Dec., 1982
- 10) H.T.Fullam, PNL-3447, Dec., 1980

ワイヤーソーによるコンクリート構造物切断技術開発

宮尾 英彦*, 久木野慶紀**, 山本 雄一**, 宮崎 貴志**
神山 義則***, 八十島治典***, 川里 健***, 有富 正憲****

Development of Cutting Technique of Reinforced Concrete by Wire Sawing

Hidehiko MIYAO, Yoshinori KUKINO, Yuichi YAMAMOTO, Takashi MIYAZAKI
Yoshinori KAMIYAMA, Harunori YASOSHIMA, Takashi KAWASATO and Masanori ARITOMI

Diamond wire saw cutting technique is excellent for cutting the radioactive concrete in large blocks on the waste management and dismantling efficiency. We have been developing the conceptual design on dismantling system for various concrete shielding of nuclear facilities and diamond wire sawing equipment. We have carried out the basic cutting test to obtain the quantitative data on wire sawing, in addition to the conceptual design of dismantling system for biological shielding of various power reactors (PWR, BWR, GCR) and cell wall of nuclear fuel cycle facilities. Based on the detailed design of dismantling system and quantitative cutting performance data, wire sawing equipment has been manufacturing for applying it to nuclear facilities.

1. はじめに

原子力施設のコンクリート構造物は耐震性、耐荷重性等の観点から、太径の鉄筋を用い、鉄筋量の多い強固なものとなっている。したがって、原子力施設のデコミッションングにおいては、このような堅固なコンクリート構造物を効率的に、安全に解体する工法が求められており、デスクカッター法、ウォータージェット法、レーザー法、制御爆破法等各種の工法が開発されている。また、原子力施設のデコミッションングにおいて発生するコンクリート廃棄

物の占める割合は、50%を越えており、この内で放射性廃棄物の部分は僅かである。したがって、このコンクリート廃棄物を放射性と非放射性とに容易に区分管理でき、効率的な処理・処分の可能となる解体工法が必要になる。

ダイヤモンドワイヤーソーによるコンクリート構造物の解体工法は、切断速度、振動、騒音等の点で優れているとともに大断面切断、狭隘な場所での切断が可能である等の特徴を持っている。本工法を原子力施設のデコミッションングや施設改造等に適用できると、コンクリート構造物等を廃棄物量を増大

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

* (財)原子力施設デコミッションング研究協会(RANDEC)

** 株式会社竹中工務店(Takenaka Corporation)

*** 戸田建設株式会社(Toda Corporation)

**** 東京工業大学 原子炉工学研究所(Tokyo Institute of Technology)

させずに、取り扱い易い解体ブロックとして取り出すことが可能となり、デコミッショニングおよび廃棄物管理の合理化が期待される。しかしながら、原子力施設で利用するためには、冷却水、粉塵等の二次廃棄物処理、ワイヤーソーの敷設作業等の遠隔操作化、切断対象物に応じたシステム構築等の課題を解決しなければならない。

RANDECでは、各種原子力施設の解体システムの概念検討、ワイヤーソー切断工法の定量的データを取得するための基礎試験、原子力施設内で使用可能なワイヤーソー切断装置の設計・製作を実施し、本工法の原子力施設のデコミッショニングへの適用化を目指して開発を進めている。ここでは、今までに得られた成果を紹介する。

2. ワイヤーソー工法

ワイヤーソー工法は、ヨーロッパの石切り場で大理石の切り出し、切断のための技術として開発され、当初はスチールワイヤーに研磨材として炭化珪素懸濁液等を注水しながら高速循環させるものであった。最近スチールワイヤーにダイヤモンド砥粒を埋め込んだビーズを取り付けたダイヤモンドワイヤーソー製造技術の発達により、鉄筋コンクリート構造物の切断性能が急速に向上してきた。Fig.1にダイヤモンドワイヤーソーの構造、Fig.2にワイヤーソー切断工法の概念を示す。

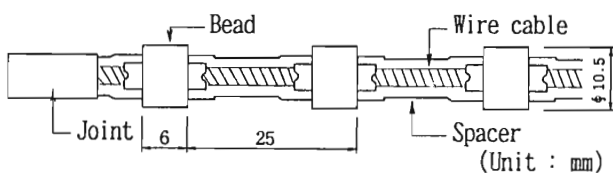


Fig.1 Wire Saw

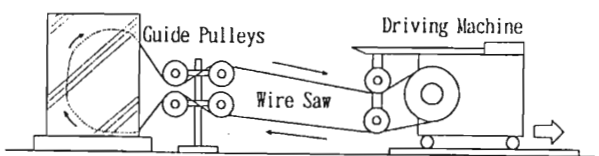


Fig.2 Wire Sawing

原子力施設でワイヤーソー工法を利用する場合の課題の1つに、放射線環境下でのワイヤーの敷設作業がある。通常用いられている引張り法に代わる押切り法を考案した。Fig.3に引張り法と押切り法の概念を示す。引張り法では、切断対象物にワイヤーを巻き付ける必要があり、高放射線環境下ではこの作業が困難である。押切り法は切断対象物にワイヤーを巻き付ける必要がないため、原子力施設の高い放射線環境により人が接近出来ない場所における切断方法として優れている。この押切り法を用いたワイヤーソー切断工法を装置化するため、後述する基礎試験を行って、定量的な切断特性データを取得し、装置を製作した。

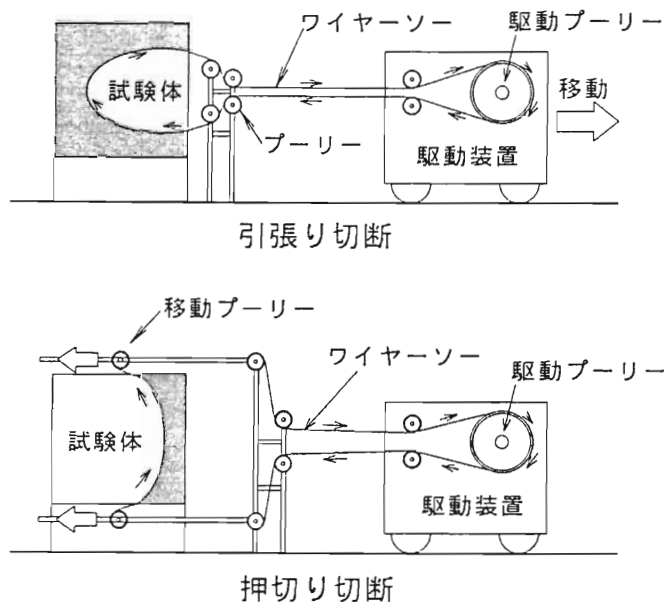


Fig.3 Cutting Methods

3. 解体システムの概念検討

原子力施設の放射線遮蔽体の解体にワイヤーソー工法を適用する場合の解体システムについて、PWR、BWR、GCR および核燃料施設のセル壁を対象として、概念検討を実施した。¹⁾³⁾⁴⁾

原子炉施設の生体遮蔽体は、コンクリートおよび鉄筋等が放射化されているが、その放射化の範囲は計算およびサンプリングにより予め確認することが可能である。したがって、放射化されていない部分は、非放射性廃棄物として分別管理することを基本的な方針とする。

3.1 PWRの解体システム

わが国のPWRの構造は、2ループ、3ループ、4ループ、APWRと順次改良されてきている。この中から現在運転中の発電炉で最大級の110万kWeの4ループ型炉を対象として解体システムの検討を行った。PWRの生体遮蔽体の概略の構造は、上部が対辺距離8.2m、壁厚1.3mの8角形、下部が内径5.2m、壁厚2.8~3.3mの円筒型構造物で、太径の鉄筋D51を200~300mmピッチで配筋した普通コンクリート構造物である。上部には厚さ4.5mmのステンレス鋼、下部には厚さ16mmの炭素鋼のライニングが施工されている。

PWRは生体遮蔽体がコンパクトであるが、放射化は深くまですすみ、線量率が高い。したがって、直接作業が不可能であり、遠隔解体システムを用いなければならない。全体の解体システムは、削孔システム、切断システム、切断ブロック回収システム、冷却水回収処理システム、局所換気システムおよび放射線管理システムから構成される。

Fig.4に解体システムの全体構成を、Fig.5に解体システム概念を示す。

なお、生体遮蔽体から放射化された部分を解体撤去すると非放射化部分だけで原子炉建屋の構造を維持することが困難となることが予想されるため、外側に補強コンクリートを打設する必要がある。

削孔作業は、線量率が高く原子炉キャビティ内へ人が入れないため、生体遮蔽体の外側から行うこととする。

ワイヤーソーによる切断は、Fig.5に示すようにキャビティ上部に作業床を設け、ワイヤーソー駆動装置を設置して、マスト先端に取り付けた切断部を

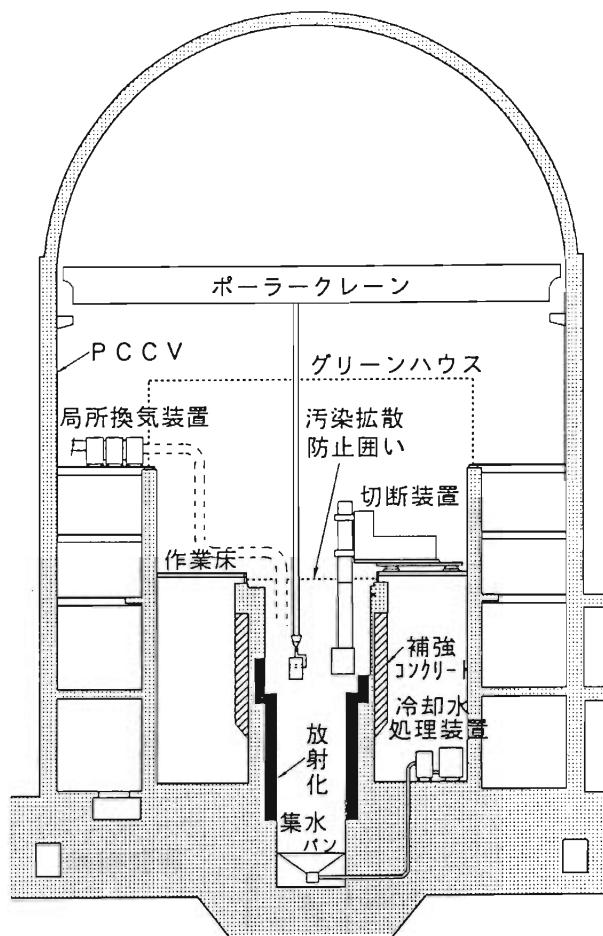


Fig.5 Wire Sawing Dismantling System for PWR

キャビティの内側に降ろして遠隔操作により切断を行う。ワイヤーソー切断装置は、作業床に円周状に敷設した装置移動用レール上に設置され、任意の切断位置にセットできる。ワイヤーソー切断装置の概念およびワイヤーの引き回し状況をFig.6および7に示す。切断位置および切断の進行に伴ってワイヤーの長さが変化しなければならないため、Fig.7のようなワイヤーストロック調整機構を設ける。

切断ブロックの回収は原子炉建家のポークレーンを利用して行う。

ワイヤーソー切断および削孔作業に使用する冷却水は原子炉キャビティの底部に集水パンを設置して回収し、冷却水処理装置でコンクリート汚泥を固液分離して水を再使用する。

発生する粉塵は、局所換気装置により周辺に飛散させないように回収・処理するとともに、汚染閉じ込めのためのグリーンハウスを設置する。

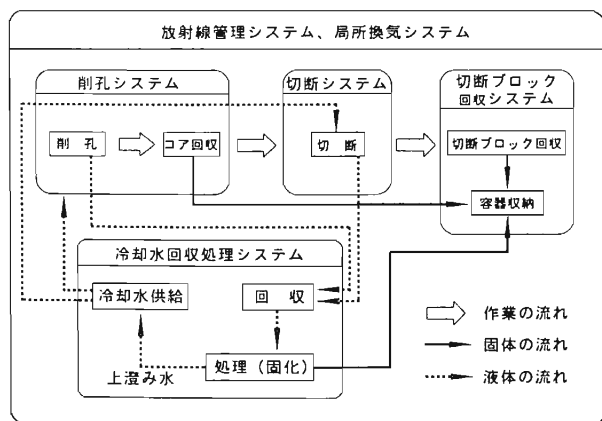


Fig.4 Sub-systems of Dismantling System

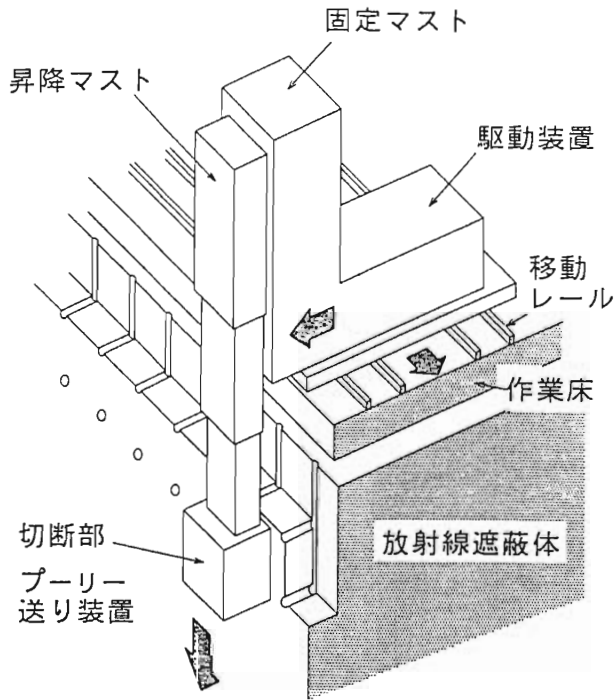


Fig.6 The Concept of Wire Sawing Apparatus

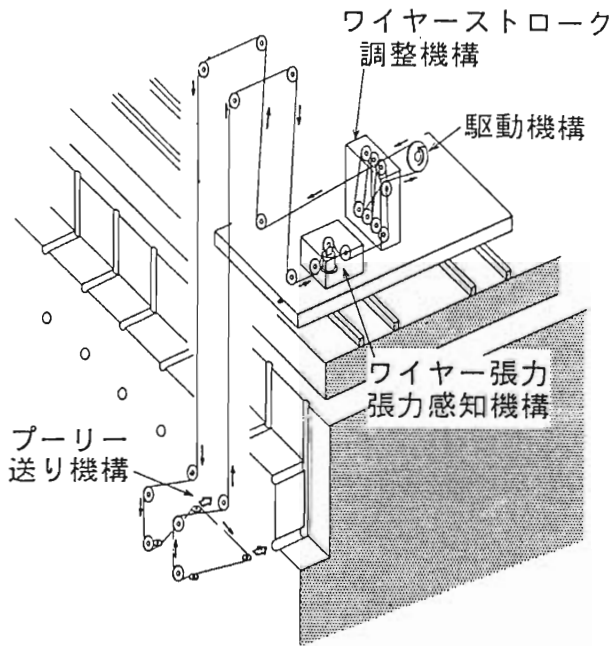


Fig.7 Example of Wiring

3.2 BWRの解体システム

BWRはMK-I、MK-II、MK-I改良型、MK-II改良型さらにABWRへと改良されてきている。この中から110万kWeのMK-II改良型を対象として解体システムの概念検討を行った。BWRの

生体遮蔽体は、生体遮蔽体底部の外形が35mφの非常に広い空間をもっている。また、原子炉圧力容器を取り囲んで生体遮蔽体の内側に熱遮蔽壁が設置されている。したがって、生体遮蔽体の放射化はPWRと比べて低く、生体遮蔽体の内側に人が立ち入り可能と思われる。生体遮蔽体の構造は、壁厚約1.9mでD38の鉄筋が内側および外側に円周方向と縦方向に各3段、配筋されている。また、生体遮蔽壁の内表面にはコンクリート打ち込み型枠鉄板(2.3mm厚さでL-40×40×3の裏骨付き)が施工されている。

生体遮蔽体の解体は、Fig.8に示すように原子炉圧力容器ペダスタルの上に作業床を設け、その上に円周状に敷設した装置移動用レール上に移動架台方式の支持装置を設置する。ワイヤーソー切断装置および削孔装置は支持装置に付属した昇降架台上に設置して、作業員が生体遮蔽体内で削孔およびワイヤーソー切断を行う。昇降架台およびレール上の支持装置により任意の位置での削孔およびワイヤーソー切断を行うことができる。

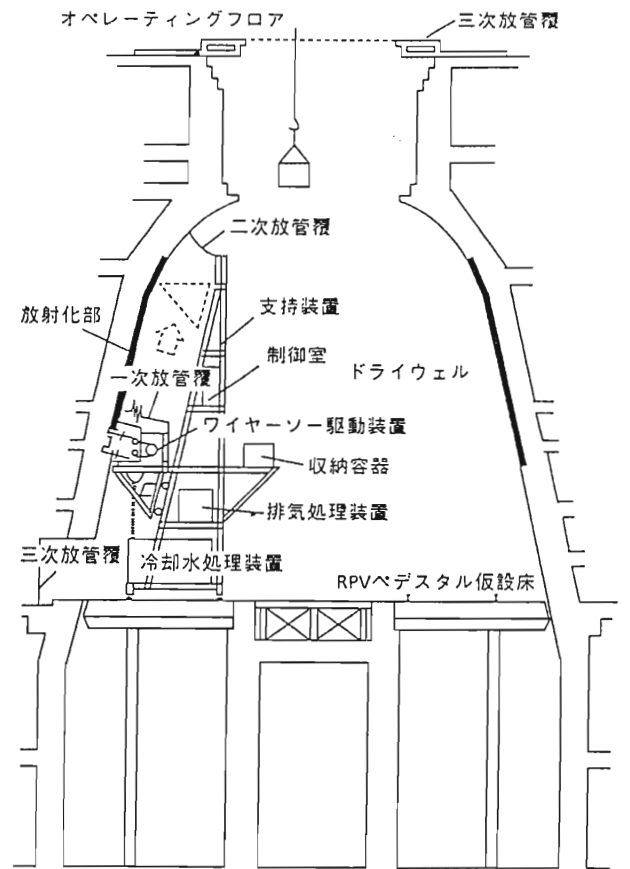


Fig.8 Wire Saw Dismantling System for BWR

なお、本システムは生体遮蔽体内部の線量率が低く、作業員の線量当量が許容できることが前提となるため、放射化の程度が重要である。

3.3 GCRの解体システム

わが国のGCRは、日本原子力発電株式会社の東海1号炉の1基のみであり、商用原子力発電所としてわが国で最初に建設、運転された。したがって、東海1号炉の生体遮蔽体を対象に解体システムの検討を行った。GCRの遮蔽体は、一次遮蔽壁と二次遮蔽壁から構成されており、一次遮蔽壁は原子炉を中心にこれを取り囲むように内径が21.6mの円筒形で厚さが1.5~1.8mの22~25mmの鉄筋を用いた鉄筋コンクリート造であり、二次遮蔽壁はさらにそれを囲むように厚さ1.3mの鉄筋コンクリート造の四角形の壁である。一次遮蔽壁の上部は厚さ3.1mの一次遮蔽円板がある。下部の一次遮蔽床版は厚さ0.6mであり、また、コンクリートはすべて普通コンクリートである。

上部一次遮蔽床の解体システムの概念をFig.9に示す。遮蔽床を鉛直に押し切り切断して、ブロック状に取り出し、別の場所で放射化部と非放射化部を切断分離する。下部一次遮蔽床の解体も同様に切断す

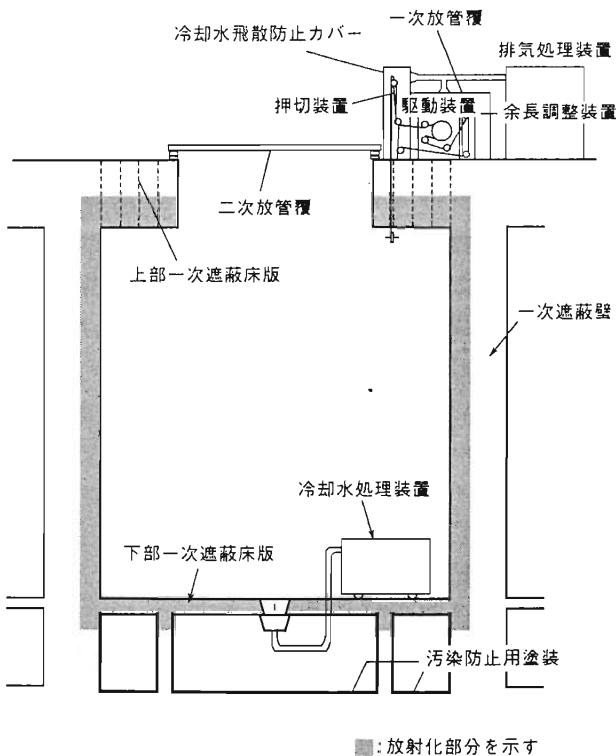


Fig.9 Wire Saw Dismantling System for GCR

るが、全部が放射化部であり、分離は必要ない。一次遮蔽壁の解体はBWRの生体遮蔽体の解体システムと同様の概念を構築した。

3.4 核燃料施設の解体システム

核燃料施設のコンクリート構造物は、原子炉施設の場合と異なって放射化されていないので、表面汚染部分を取り除くと非放射性廃棄物として処分することが可能である。特に、多量の放射性物質あるいは非密封の放射性物質を取り扱うセルやホットケープの放射線遮蔽壁がワイヤーソー工法による切断対象となる。しかしながら、最近のセル等はステンレスライニングが施工されており、コンクリート構造物は汚染されていない場合が多く、コンクリート構造物は一般工法で解体し、一般廃棄物とすることが可能であろう。したがって、ワイヤーソー工法を核燃料施設に適用するケースとしては、施設のデコミッションの他にセル内機器の更新、補修等のために放射線遮蔽壁に開口部を設ける場合等が考えられる。

核燃料施設でワイヤーソー工法を利用する場合には、汚染核種としてプルトニウム等のα核種の存在を考慮しなければならない。すなわち、コンテナメント、廃液や粉塵等の二次廃棄物対策等に特に配慮する必要がある。Fig.10にセル壁の切断システムの概念を示す。

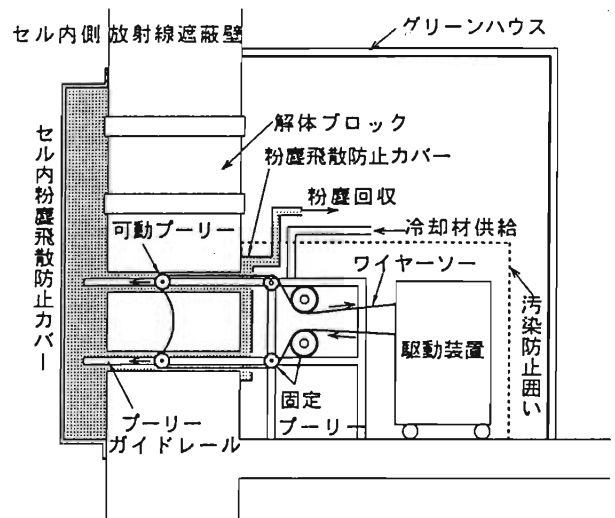


Fig.10 Cutting system for Cell Wall

4. ワイヤソー切断試験(基礎試験)

ワイヤソー工法の基礎的な切断特性を定量的に把握するため、ワイヤソー切断による基礎試験を平成4年度に行った。²⁾⁴⁾

4.1 試験の概要

基礎試験で使用した切断装置(駆動装置)は、従来の土木・建築のコンクリート構造物解体工事で用いられているエンジン駆動方式の装置である。Photo 1 に駆動装置を示す。

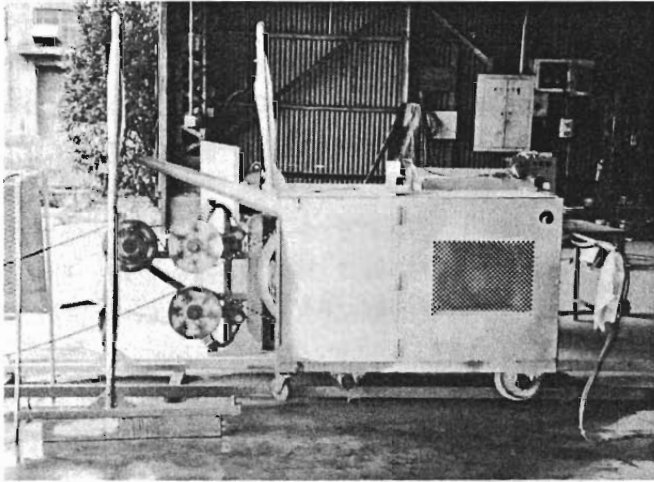
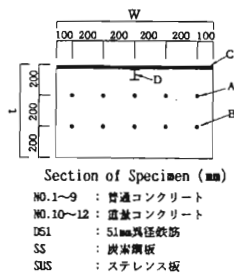


Photo 1 Wire Saw Driving Machine

試験体は、PWR および BWR の生体遮蔽体や核燃料施設のセル壁の放射線遮蔽体の配筋を模擬したものなど12種類を製作した。Table 1 に試験体の種類を示す。

Table 1 Test Pieces

| NO. | t x W(mm) | A | B | C | D |
|-----|-------------|-----|------------|---|------------|
| 1 | 600 x 1,000 | | | | |
| 2 | | D38 | | | |
| 3 | | D25 | | | |
| 4 | | D51 | | | |
| 5 | | D38 | D38 | | |
| 6 | | D38 | 16mm(SS) | | |
| 7 | | D38 | 4.5mm(SUS) | | |
| 8 | | D38 | 16mm(SS) | | H-100 x 50 |
| 9 | 600 x 2,000 | | | | |
| 10 | 600 x 1,000 | | | | |
| 11 | | D38 | | | |
| 12 | | φ16 | | | |



4.2 試験の実施

切断試験は、Table 2 に示す因子と水準を変化させて行った。切断方法としては、引張り切断と押切り切断を実施し、切断性能の比較を行った。引張り切断方法は、試験体の前面にガイドプーリー

Table 2 Various Factors

| 因子 | 水準 |
|------------|--------------------------|
| ワイヤソーの循環速度 | 20, 25, 30 (m/sec) |
| ワイヤソーの張力 | 35, 50, 65, 70, 90 (kgf) |
| 切断方法 | 引張り切断, 押切り切断 |
| 円弧比(押切り切断) | 1.05, 1.20, 1.50 |
| 冷却材 | 水, 液体窒素, 液体二酸化炭素 |

を設置して駆動装置を試験体から離れる方向に移動する方法で行った。また、押切り切断方法は、試験体を移動台車に乗せて駆動装置方向に移動する方法で行った。Photo 2 に押切り切断の状況を示す。

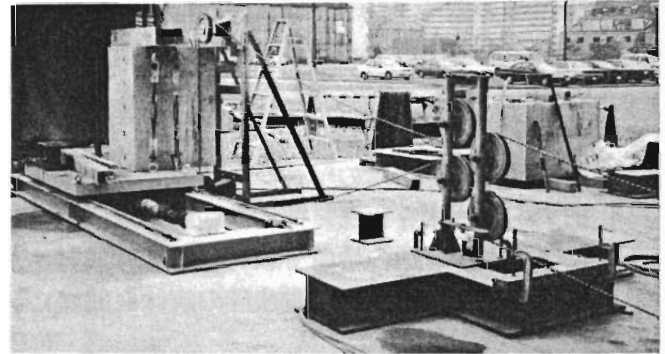


Photo 2 Wire sawing by Pushing Methods

4.3 試験結果および考察

Fig.11 に D38を配筋した試験体を引張り切断した場合のワイヤソーの張力と切断能率の関係を示す。切断能率は、切断面積を切断時間で除した値で表した。循環速度が同一のもので比較すると、張力が増加するに従って切断能率が上がっている。また、循環速度が速くなるに従って切断能率が上がっている。しかし、張力が70kgf と90kgf の試験では、ワイヤソーの損傷頻度が多くなるなどの現象が生じ、ワイヤソーに対して負担が大きくなる傾向が見られた。ワイヤソーに掛かる張力としては、50 kgf 程度が適当であった。

Fig.12 に各種試験体を引張り切断した場合の切断鋼材率と切断能率の関係を示す。切断鋼材率は切断面積に対する切断鋼材面積の百分率(%)で表した。PWR の生体遮蔽体を模擬した最も切断鋼材率の大きい試験体では、2 m²/h 前後の切断能率を示

している。全体的に切断鋼材率が大きくなるに従い、切断能率が低下している。また、核燃料施設の重量コンクリートを模擬した試験体は普通コンクリートの試験体に比べて切断能率が約20~30%低下している。

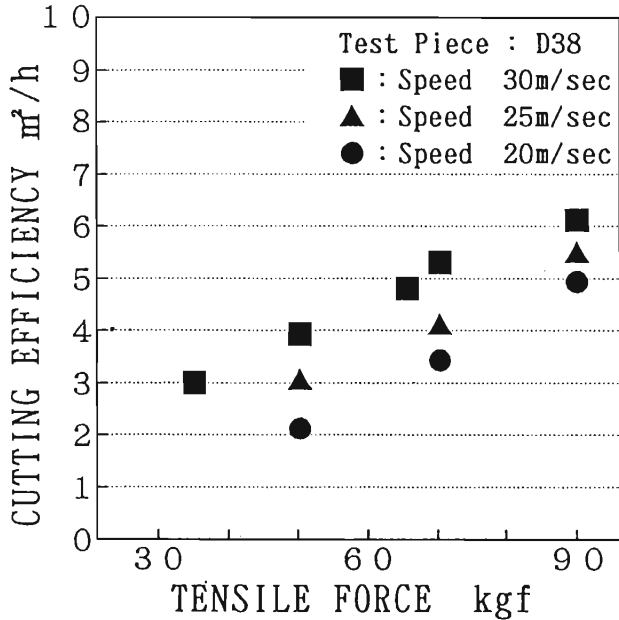


Fig.11 Relationship between Wire Saw Tension and Cutting Efficiency

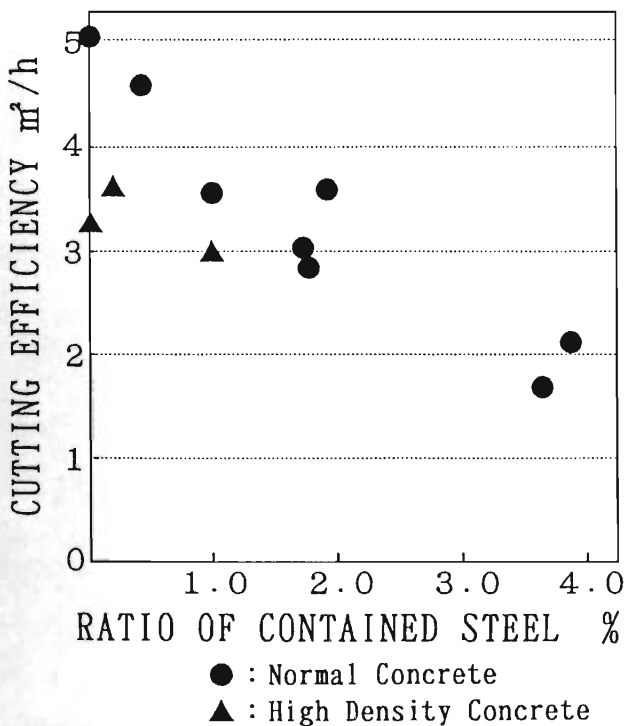


Fig.12 Relationship between Contained Steel and Cutting Efficiency

Fig.13 に D38 を配筋した試験体を引張り切断と押切り切断した場合の切断能率の比較を示す。従来のワイヤーソー工法では、引張り切断が用いられているが、安全で効率的な切断方法を開発するために押切り切断による試験を行った。押切り切断方法では、円弧比(切断幅に対する円弧長さの比)を一定に保持したまま切断が可能であるため、切断中の円弧比を1.05、1.20、1.50の3種類に設定してそれぞれ切断試験を行った。押切り切断の切断能率は、引張り切断に比べて20~40%低下している。押切り切断の円弧比が大きくなると切断能率が高くなる傾向を示している。また、押切り切断では安定した切断性能が得られた。

Fig.14 に冷却水中の粒子の粒径分布を示す。切断により生ずる二次廃棄物の特性を把握するため、冷却水として使用した廃液の約90%を回収して攪拌したのち代表サンプルの粒度分布を測定した。すべ

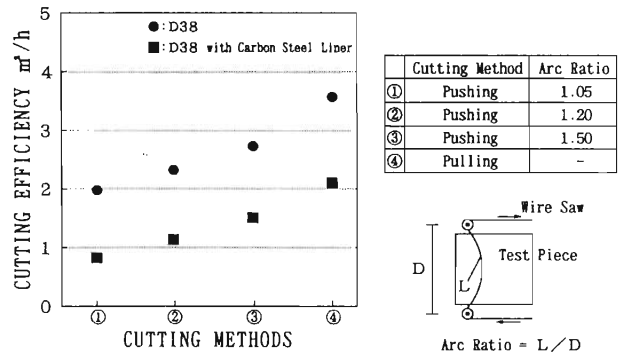


Fig.13 Relationship between Cutting Methods and Cutting Efficiency

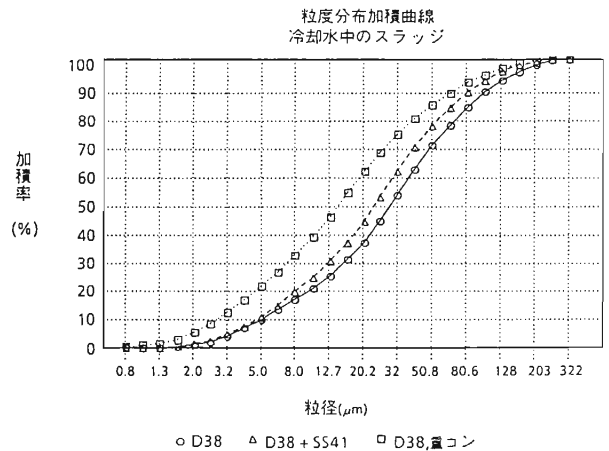


Fig.14 Distribution Curves of Particle in Cooling Water

ての粒子が0.63~256 μ mの範囲に収まっており、重量コンクリートの試験体では粒径が細かくなっている。

核燃料施設の解体では、ワイヤーソーの冷却材に水を使用することが好ましくないため、水以外の冷却材として液体窒素、液体二酸化炭素を用いた切断試験を試みた。これらの冷却材でも無理なく切断することが可能であったが、切断の際に多量の粉塵が発生し、粉塵対策の検討が必要であった。

5. ワイヤーソー試験装置の設計、製作

ワイヤーソー切断装置は、解体対象物に対応した解体システムに適合したものが必要となる。解体システムの検討から、対象に原研の再処理特研の廃液長期貯蔵施設を想定し、ワイヤーソー試験装置を設計・製作した。

5.1 解体対象の概要

廃液長期貯蔵施設の厚さ1mの壁に幅0.9m、高さ1.6mの作業用の開口部を設けるために必要なワイヤーソー切断装置を設計・製作することとした。Fig.15に開口寸法関係図を示す。試験装置は、開口部となる壁をブロック状に切断できる必要がある。ワイヤーソー試験装置はポンプ室に設置するが、図に示すように高さ、奥行き、幅のスペースに制限がある。さらに、装置の搬出入口が狭いため、搬入可能な寸法に分解でき、また、室内で組立ができるものでなければならない。

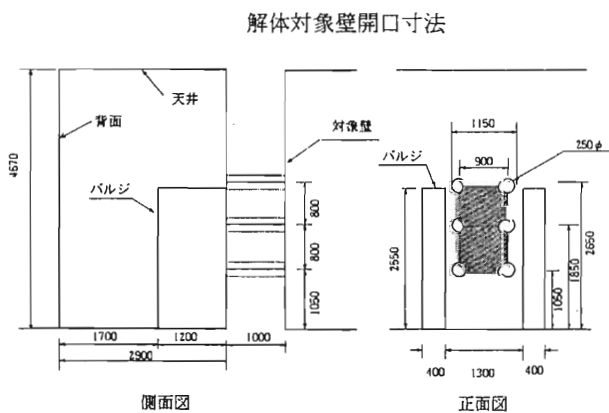


Fig.15 Dimension of Opening of Cell Wall

5.2 装置の概要

ワイヤーソー試験装置の作業上の主要要求機能は以下の通りである。

- ①水平、鉛直の押切り切断ができる
- ②張力制御、速度制御が容易に遠隔操作できる
- ③ワイヤーソー長さの調整ができる
- ④分解・組立が容易にできる

また、張力は切断負荷に変動があっても50kgfが安定して確保できるように、余裕をみて最大75kgfとし、循環速度は最大30m/秒とした。

これらの要求性能に基づき設計・製作したワイヤーソー試験装置の概略図をFig.16に示し、Photo 3に外観を示す。Table 3に装置の仕様を示す。装置はアーム、支柱昇降部、移動台車、余長調整装置、ワイヤーソー駆動装置、ベースおよび油圧ユニットと操作盤で構成される。

この装置の特徴は以下の通りである。

- ①押切り作業が容易にできる
- ②切断作業が遠隔操作でできる
- ③油圧駆動により、張力・速度の設定が任意にできる安全な切断ができる
- ④駆動源の油圧ユニットを切り離して、本体を軽量化した

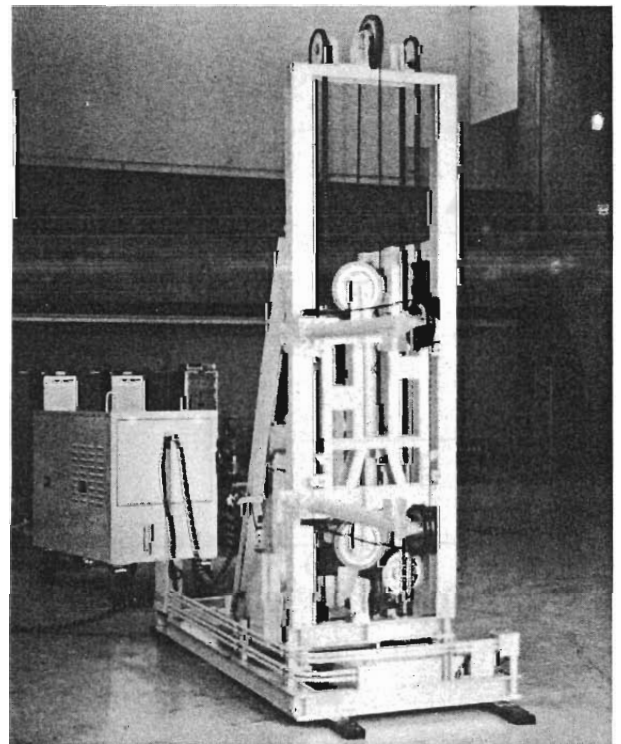


Photo 3 Wire Sawing Apparatus

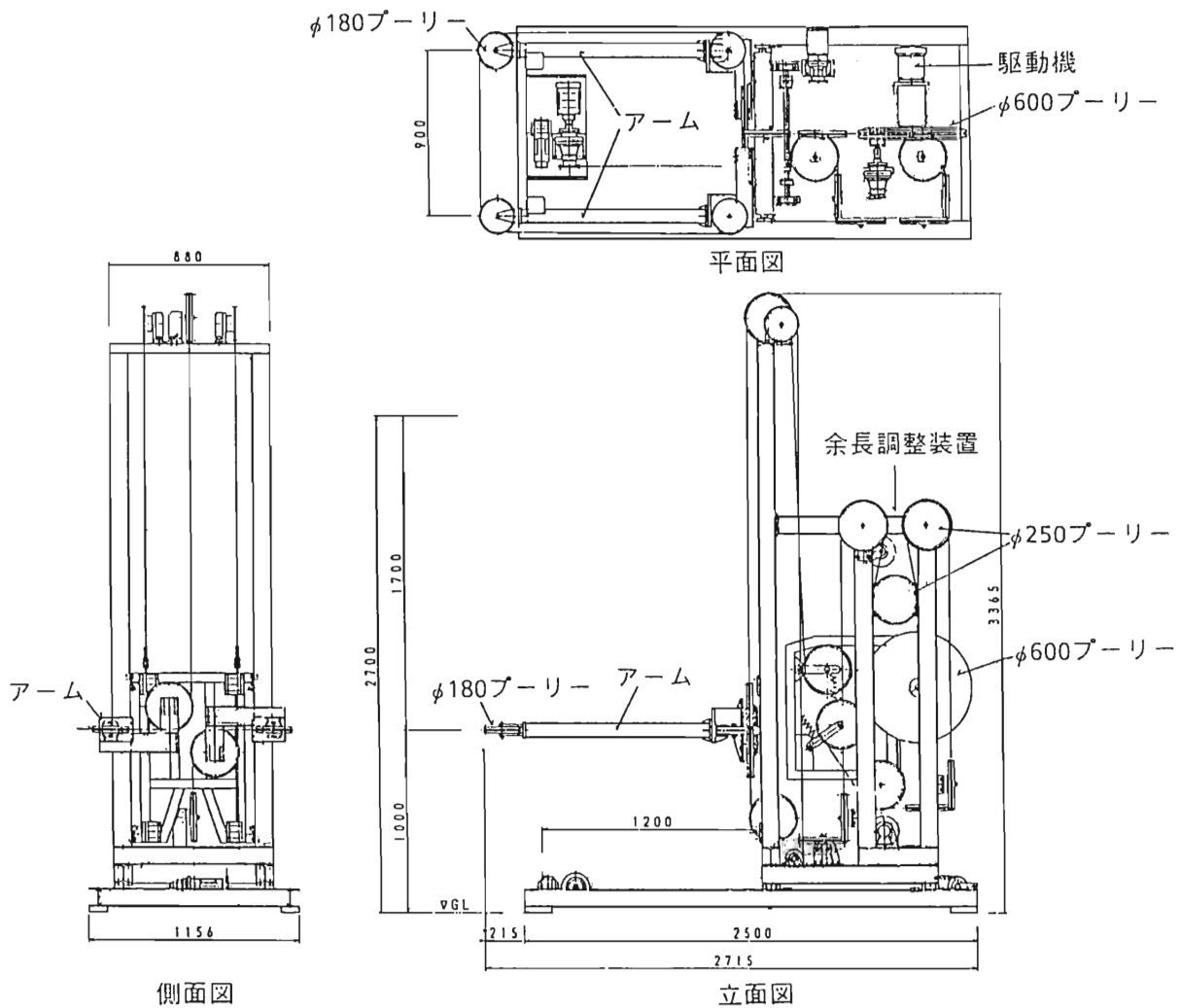


Fig.16 Design of Wire Saw Apparatus

Table 3 Specification of Wire Saws Apparatus

| 項 | 目 | 仕様 |
|-------|---|--|
| 駆動部 | 駆動方式 ワイヤー速度 最大張力 | 油圧駆動 0 ~ 30 m/sec 75 kgf |
| 押し切り部 | 切断範囲 高さ 押し込み移動量 押し込み速度 押し切りプーリー径 | GL 1,000 ~ 2,700 mm 900 mm 1,200 mm 0 ~ 200 mm/min 180 mmφ |
| 余長調整部 | ワイヤー長さ 余長調整長さ 調整方式 プーリー上下ストローク プーリー上下速度 | 20 m 2 m チェーン、スプロケット方式 1 m 0 ~ 200 mm/min |

この装置による切断作業は以下のように行う。ワイヤーソーを2本一対のアーム先端の小径プーリにかけ、装置に設置してあるプーリに沿って駆動プーリまで敷設しループ状に接続する。駆動装置によってワイヤーソーを循環させ、アームを支える台車をベース上で前に移動し、押切り切断を行う。切断面の高さ位置の調整・変更は、支柱昇降部でアームを上下にスライドする。水平、鉛直の切替えは、アームの付け替えることで行う。移動台車上の余長調整装置は、上下に移動可能な一つのプーリによってワイヤーソーの長さを調整し、切断状況に応じた円弧比を自由に作り出す装置である。駆動装置は、600 mmφの駆動プーリを油圧モータで回転し、ワイヤーソーを設定した速度、張力で循環駆動する。駆動用の油圧ユニットは、離れた位置に設置して油圧ホースでつなぎ、遠隔操作盤で操作する。

6. むすび

ワイヤーソー工法による切断技術は、わが国の建設業界で使用されはじめてまだ日は浅いが、最近利用実績が多くなっている。原子力産業界においても、PWRの蒸気発生器の交換作業で格納容器への開口部設置作業に採用されたり、電力共同研究で生体遮蔽体の解体工法として研究を開始する等注目をあびている。

ワイヤーソー工法による原子力施設のコンクリート構造物の解体は、各原子力施設に固有のシステム

が必要となる。今後、各種原子力施設に対する解体システムを詳細に検討するとともに、原子力施設内で使用することのできる遠隔性、操作性を考慮したワイヤーソー切断装置を開発する必要がある。平成5年度に製作したワイヤーソー試験装置の性能・機能確認を行うとともに必要な改良、改善を実施して、日本原子力研究所の再処理特別研究棟をターゲットとしたワイヤーソー切断装置を完成させ、ホット実証試験を行う計画である。

参考文献

- 1) 宮尾英彦、他：「ワイヤーソーによる切断技術の開発(1)原子炉施設解体への適用」、原子力学会「1993年秋の大会」予稿集 A9
- 2) 宮崎貴志、他：「ワイヤーソーによる切断技術の開発(2)基礎試験①」、原子力学会「1993年秋の大会」予稿集 A10
- 3) J.KOMATSU, et al.:「Development of Decommissioning Technology for Nuclear Facilities」, Proc. 1994 Int. Symp. on D/D, Knoxville, U.S.A., (1994)
- 4) T.MIYAZAKI, et al.:「Cutting Techniques of Reinforced Concrete by Wire Sawing」, Proc. 1994 Int. Symp. on D/D, Knoxville, U.S.A., (1994)

制御爆破による放射線遮蔽コンクリート構造物の解体工法(2)

原田 実*, 中村健次郎**
広野 進*, 清木 義弘***

Controlled Blasting for Demolition of Biological Shield Concrete Wall (2)

Minoru HARADA, Kenjiro NAKAMURA,
Susumu HIRONO and Yoshihiro SEIKI

The purpose of the study is to prove the overall suitability and efficiency for "Controlled Blasting Demolition" used to the thick-walled cylindrical reinforced concrete structures. Blasting efficiencies and environmental impacts obtained by applying the method to demolition of a thick-walled cylindrical reinforced structure are summarized and described as follows.

- 1) The optimal explosive charge (weight of charge needed to satisfactorily demolish a unit volume of concrete) has correlations with the amount of steel in the concrete, such as embedded steel or reinforcement. It was between 0.65-0.80 kg/m³ at most, and 0.50-0.55 kg/m³ at least.
- 2) From strain distributions of the residual structure, derived from shock wave propagation characteristics and measured elastic-wave velocity distribution, it was understood that no damage occurred to the residual structure as a result of controlled blasting. Therefore, the suitability of controlled blasting was proved.
- 3) Knowledge was obtained about environmental impact characteristics, such as explosive blast, vibration, noise and dust, generated inside and outside the thick-walled cylindrical structure by controlled blasting.

1. はじめに

近年、都市再開発、構造物リフォームに伴って土木構造物、地下構造物及び原子力発電所施設のような大規模の鉄筋コンクリート構造物を安全でかつ速やかに合理的に解体撤去ができる工法の開発が望まれている。これらの鉄筋コンクリート構造物は、一般的に太径鉄筋が多量に用いられており、堅固であ

るため解体撤去が困難な構造物である。

日本原子力研究所では科学技術庁の委託をうけ、我が国で初めて原子力発電に成功した動力試験炉(JPDR)を用いた解体実地試験が進められている。このうち鹿島は原子炉を囲む鉄筋コンクリート構造物で構築されている放射線遮蔽体の内側部位に制御爆破工法を適用した実地試験を受託した。

本研究は、制御爆破工法による大型鉄筋コンクリ

* 鹿島建設(株)技術研究所 (Kajima Corporation)

** 鹿島建設(株)原子力室兼関東支店 (Kajima Corporation)

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

ート構造物の合理的な解体撤去技術を確立するためのものである。前報¹⁾では、各種の鉄筋コンクリート試験体を用いた爆破実験を行い、最適な爆薬の選定及び発破パターン(芯抜き発破、払い発破、ベンチカット発破)による破砕特性の把握を行うとともに、周辺環境に対する特性(粉じん、振動、騒音、爆風圧力)について紹介した。

本報告(2)では、放射線遮蔽体である円筒状厚壁の鉄筋コンクリート構造物の部位を部分的に剝離破砕するために制御爆破工法を適用した結果、安全でかつ合理的に解体撤去ができたのでその概要を述べる。

2. 爆破構造物の形状と爆破設計

2.1 爆破構造物の形状

制御爆破工法を適用した構造物は、放射線遮蔽体の鉄筋コンクリート構造物であり、Fig.1 に示すよ

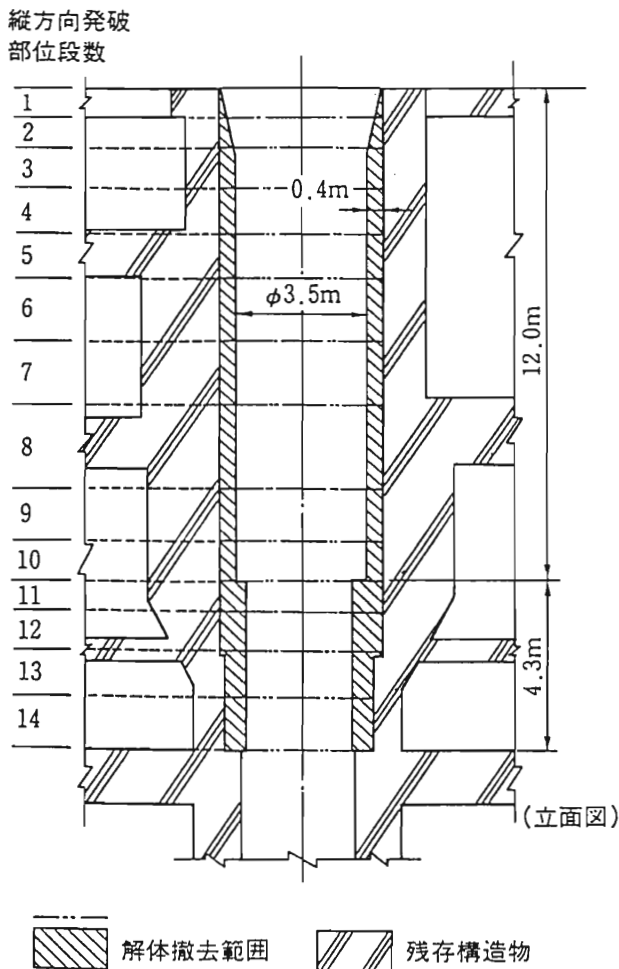


Fig.1 Location of Demolition by Controlled Blasting

うに内壁直径約3.5mの直円筒の内面形状で、内壁部に13mm鋼板が張付けられており、壁厚は1.1~2.8mの円筒状厚壁構造物である。この部位の壁面には各種貫通口が各所に配置されているとともに、部材内には排気ダクトや各種の配管が埋め込まれている。

なお、この構造物のコンクリートの圧縮強度は、コア試験の結果では30~40MPaであった。

2.2 爆破設計

爆薬は、低爆速で爆発エネルギーが大きく制御爆破に有効なものとして前報で求めたアーバナイトを用いた。

装薬設計は、前報の設計仕様を基本に、円筒状構造物の内側面を剝離破砕する場合、内側面の1/4周程度を8カ所の装薬孔で爆薬を斉発すると、アーチアクション作用により、構造物外周部に亀裂が発生する危険性があることが示されている。従って、本設計では円筒状厚肉構造物の内側部のみを層状に剝離破砕する場合、芯抜き・払いの段発方法を採用した。また、発破範囲内に開口部(自由面)がない場合は、まず芯抜きによって発破対象範囲内に切り欠き(自由面)を形成し、次いで払い発破を段発で行うことにより、芯抜きされた自由面側へ破砕片が出し易くした。この方法により円筒状破砕対象部に斉発時に働く想定されるアーチアクションを消滅させ、破砕対象範囲以外の外周部へのひびわれの発生を抑制することとした。

そこで、制御爆破の実地試験における装薬設計は、最小抵抗線長さ(W)と残壁距離(BF)の関係で $2.5W \leq BF$ を満足できるようにした。装薬量は、前報で示した次式を用いた。

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

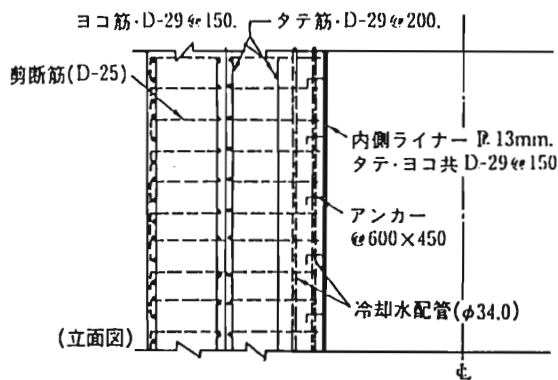
ただし、

- L : 1孔当たりの装薬量(kg/孔)
- C : 爆破係数(鉄筋コンクリートに対するアーバナイトの係数)
芯抜き時 : C=0.75~0.90
払い時 : C=0.60~0.75
- 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)
- α : 基部拘束条件による係数

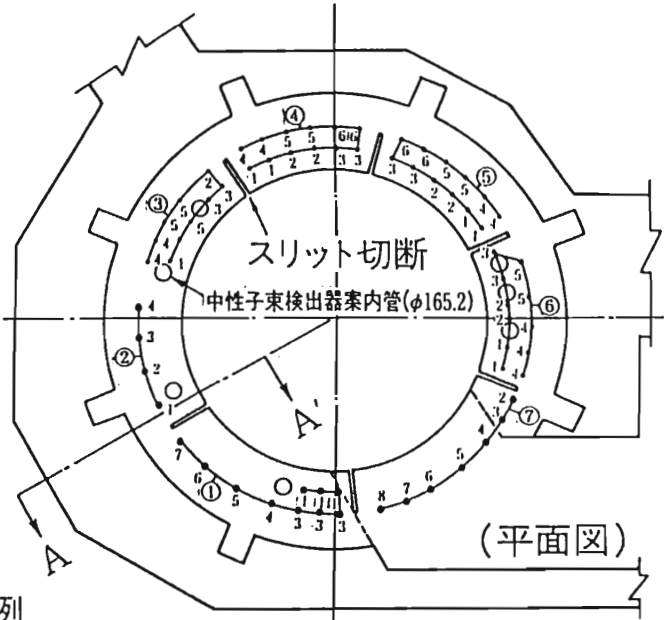
基部固定： $\alpha=1.0$

基部自由： $\alpha=0.65$

今回の円筒状厚壁構造物の内側部の制御爆破では、破碎範囲の厚さ(最小抵抗線長さ)を $W=0.4\text{m}$ とし、13mm 鋼板と鉄筋を予めアブレイシブ水ジェットでスリット切断した。ただし、円筒状厚壁構造物の壁厚が薄い部分では最小抵抗線長さを $W=0.2\text{m}$ とし、2層に別けて発破することとした。Fig.2 に配筋状態と発破位置・発破順序及びMS電気雷管の段数の例を示す。



A-A'断面の縦方向配筋状態の例



縦方向発破部位段数：第5段の場合

①～⑦：円周方向発破部位ブロック番号及び発破順序

1～7：MS電気雷管の段数，●：発破位置

Fig.2 Arrangement of Charged Hole

制御爆破による解体手順は、円筒状厚壁構造物の上部から下部の高さ約16mの範囲を14段に区分し、最上段から順次下方に向けて1段ずつ実施した。

装薬方法はFig.3に示すようにファイルローディング(軽装填)装薬とデッキチャージ装薬とした。デッキチャージ装薬では最小抵抗線長さ W とベンチ発破の高さ H の関係から2段及び3段のデッキチャージとした。

3. 爆破による破碎特性

3.1 破碎効果の判定方法と結果

爆破による破碎効果は、破砕片の粒径、飛散状況及びコンクリートブレイカによる二次破碎作業の難易度等により Table 1 に示す基準により判定した。

なお、爆破時は破砕片飛散防止用のプラスティング・マット及びフェンスで覆っている条件である。

各判定基準による破碎状況を Photo 1～3 に示す。また、破碎効果としては発破原単位 S (薬量/破碎量： kg/m^3) で表現することとした。

Table 1 の判定基準による各段の破碎効果の集計は、Table 2 に示す通りであり、全体では約63%が適装薬と判断された。

3.2 破碎効果

Fig.4 に各段の部位毎の発破原単位を示す。図中の破線が適装薬の発破、破線の上が過装薬の発破領域で下が弱装薬の発破領域である。また、各段位における適装薬の発破原単位が異なるのは、コンクリート表面の鋼板及び部材内部の鉄筋や埋め込み配管

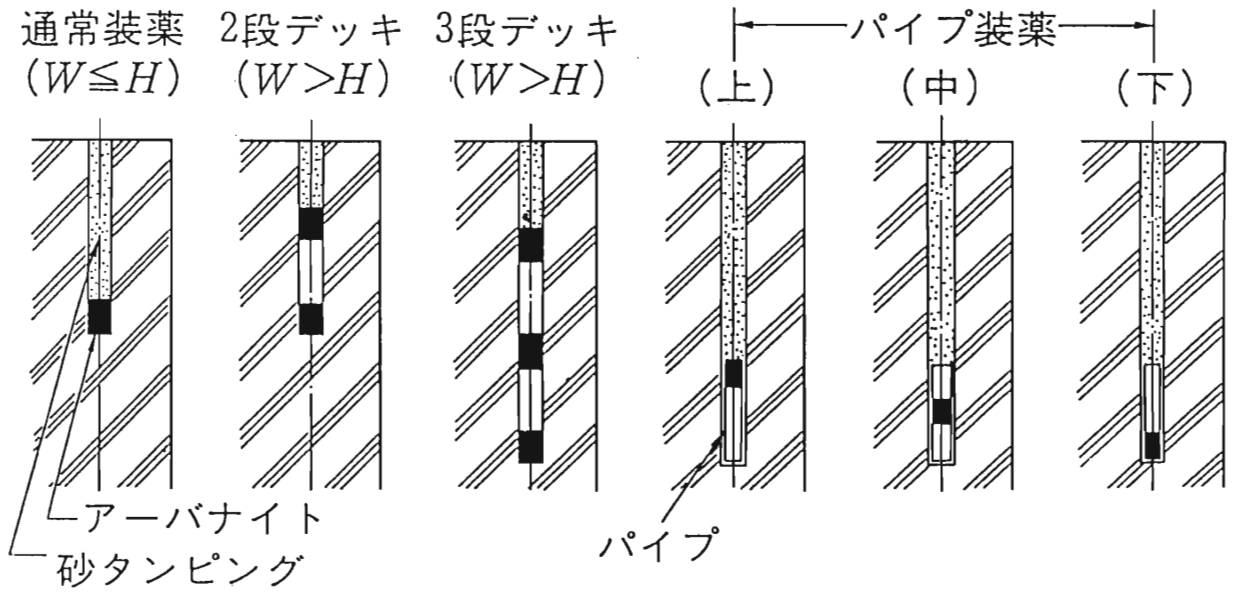


Fig.3 Charging Method

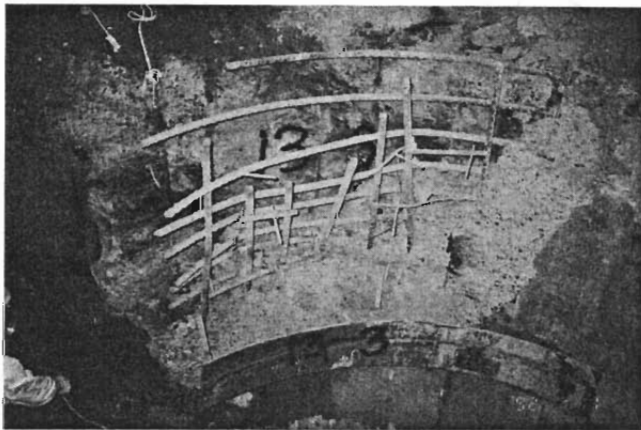


Photo 1 Demolition in Optimal Charging



Photo 3 Demolition in Under Charging

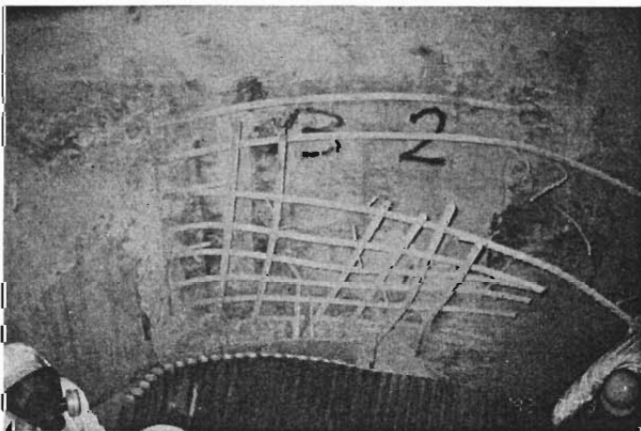


Photo 2 Demolition in Over Charging

Table 1 Criteria of Blasting Effect

| 判定基準 | 破砕状況 |
|------|---|
| 適装薬 | ① 破砕片飛散防止用プラスチック・マット及びフェンスのまくれが小さく、破砕片の飛散が殆どない場合 ② プレーカによる二次破砕作業が短時間でできる場合 |
| 過装薬 | ① マット及びフェンスが大きくまくれて、破砕片が遠くまで飛散する場合 ② 破砕片の枚数が多く、二次破砕作業が殆どない場合 |
| 弱装薬 | ① マット及びフェンスのまくれが小さい場合 ② 破砕状況はびびわれが発生した程度で二次破砕作業に長時間かかる場合 |

Table 2 Summed Consequence of Blasting Effect

| 縦方向発破 部位段数 | 円周方向発 破部位プロ ック数 | 適装薬 の該当 70kg数 | 過装薬 の該当 70kg数 | 弱装薬 の該当 70kg数 |
|---------------|-----------------------|---------------------|---------------------|---------------------|
| 1 | 8 | 5 | 1 | 2 |
| 2 | 8 | 4 | 4 | 0 |
| 3 | 8 | 3 | 1 | 4 |
| 4 | 7 | 5 | 2 | 0 |
| 5 | 7 | 4 | 0 | 3 |
| 6 | 10 | 4 | 3 | 3 |
| 7 | 9 | 9 | 0 | 0 |
| 8 | 8 | 8 | 0 | 0 |
| 9 | 6 | 5 | 1 | 0 |
| 10 | 7 | 6 | 0 | 1 |
| 11 | 19 | 7 | 2 | 10 |
| 12 | 12 | 7 | 4 | 1 |
| 13 | 7 | 5 | 1 | 1 |
| 14 | 11 | 8 | 0 | 3 |
| 計 | 127 | 80 | 19 | 28 |
| % | 100 | 63 | 15 | 22 |

量(破碎後に処理された鋼板、鉄筋・配管などの重量)との関係は Fig.5 に示す通りであり、発破原単

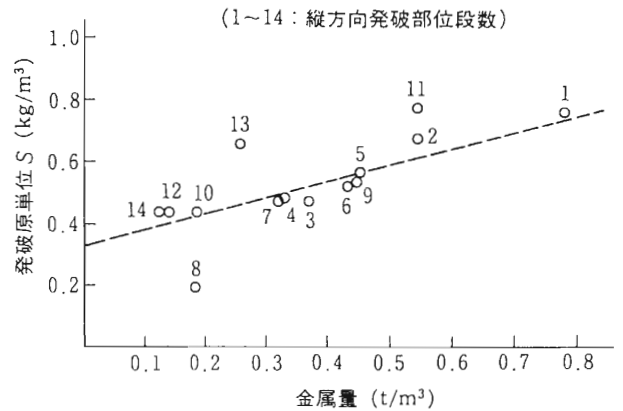


Fig.5 Influence of Steel Weighy in Concrete

位は金属量が多くなるとそれに比例して増加している。これらの破碎状況から鉄筋コンクリート部材に対する適装薬の発破原単位は、次式で表すことができる。

$$S = 0.51M + 0.33 \dots \dots \dots (2)$$

(相関係数 = 0.666)

ただし、

S : 発破原単位 (kg/m³)

M : 金属量 (t/m³)

これより金属量の状態によって発破原単位は次のようになった。

- ①埋込み金物・鉄筋が多い部位 : S = 0.65 ~ 0.80
- ②埋込み金物・鉄筋が少い部位 : S = 0.50 ~ 0.55

また、破砕片の粒度分布では、過装薬の場合は粒径が大きく、微粉粒が極端に少なくなった。一方、弱装薬の場合は粒径の大きいものは少なく、5~40mm程度の破砕片が多かった。このことから装薬量の過不足状態を推定することができた。

さらに、装薬方法については作業性や破碎効果から最小抵抗線長さ W = 0.2m にして、コンテナパイプを用いたデッキチャージの方法が効果的であった。

3.3 残存構造物への影響評価

(1) 衝撃波からの判定

爆破による衝撃波の測定は、爆破位置で残存する外壁部に加速度センサを取付けて行った。

衝撃波の波形を Fig.6 に示す。この結果、加速度

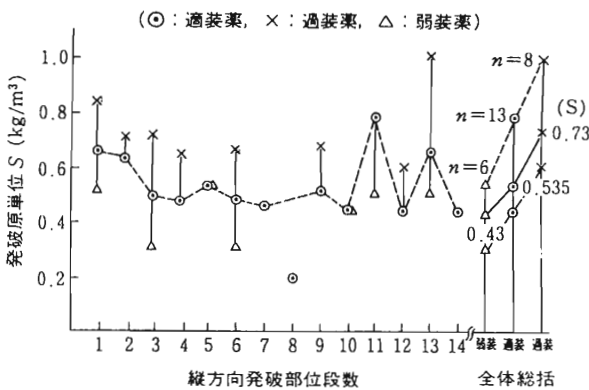


Fig.4 Charging Weight to Demolish Unit Volume of Concrete

類による拘束力を受けたもので、1段、2段、11段及び13段ではそれぞれ鋼板及び鉄筋・配管類が多かった。

また、7段と8段では水ジェットによって事前に縦横等にスリット切断されたり、鋼板がない状態であり発破原単位が低くなった。

これより、各段位毎で平均した発破原単位と金属

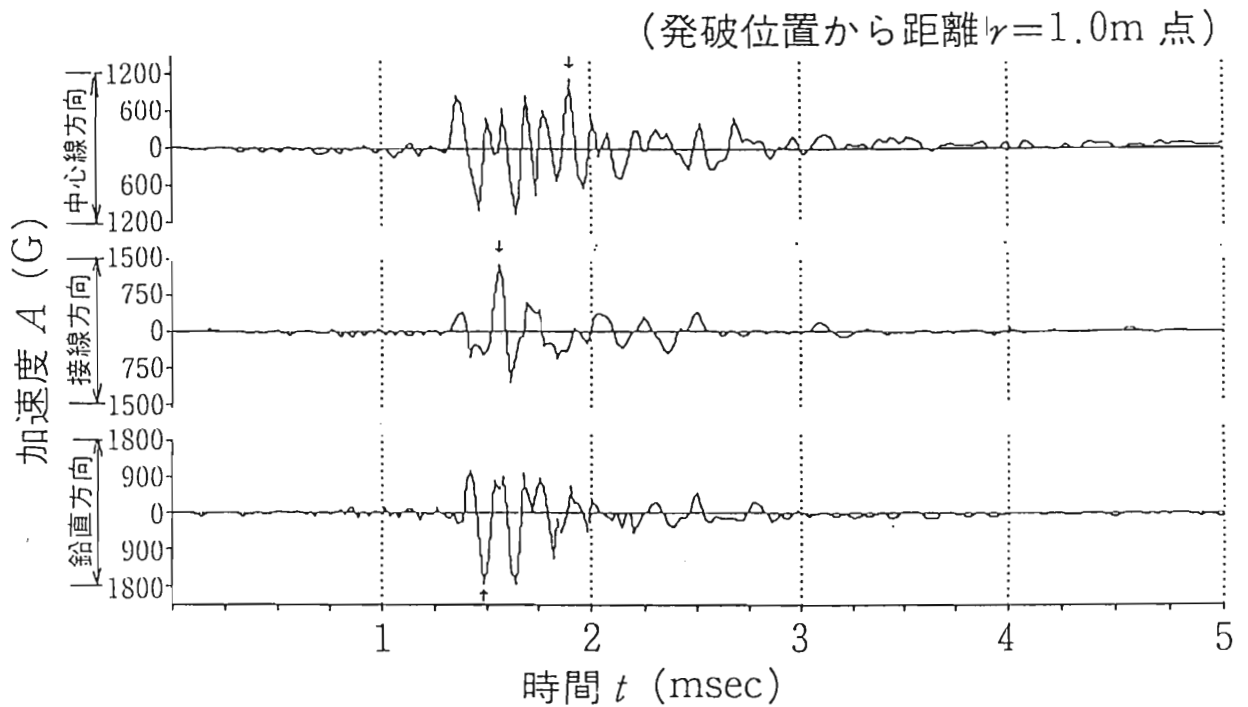


Fig.6 Shock Wave in Controlled Blasting

は100~1,700G(距離 $r=1.0\sim 2.5\text{m}$)、周波数は3,000~8,000Hzである。

ここで、衝撃波によって外壁部(残存部)に生じる変位とひずみ、およびコンクリートの破壊ひずみの関係は次式のようなになる。

$$\begin{aligned}
 a &= A / (2\pi f)^2 \\
 \epsilon_1 &= a / B \quad \dots\dots\dots(3) \\
 \epsilon_2 &= \sigma_c / E
 \end{aligned}$$

ただし、

- a : 衝撃波によって生じる変位(m)
- A : 衝撃波による加速度(G)
- f : 衝撃波の周波数(Hz)
- ϵ_1 : 衝撃波によって生じるひずみ
- B : 壁の厚さ(m)
- ϵ_2 : コンクリートの破壊ひずみ
- σ_c : コンクリートの引張破壊強度(MPa)
- E : 弾性係数(MPa)

これより、爆破によって外壁部(残存部)に生じる変位 a は最大加速度 $A=1,750\text{G}$ 、その時の周波数 $f=6,649\text{Hz}$ の場合、 $a=9.8\times 10^{-4}\text{cm}$ となる。この変位を壁厚1.5m に対するひずみに換算すると ϵ_1 は 0.7×10^{-6} となる。

これに対してコンクリートの引張破壊強度を $\sigma_c=2\text{MPa}$ 、弾性係数を $E=20\times 10^3\text{MPa}$ とした場合、破壊ひずみ ϵ_2 は 1×10^{-4} となる。

この結果、爆破の衝撃波によって外壁部(残存部)に生じるひずみは、コンクリート部材特有の破壊ひずみの約1/100であり、外壁部(残存部)への影響はないものと推定された。このことは外壁部(残存部)の目視観測結果でもひびわれ等が発生していないことと一致した。

次に、衝撃波の伝播特性は次式で表される。

$$A = K \cdot L^{0.75} / r^{3.0} \dots\dots\dots(4)$$

ただし、

- A : 衝撃波の加速度(G)
- L : 装薬量(kg/孔)
- r : 距離(m)
- K : 発破係数

本試験で得られた最大加速度、装薬量及び衝撃波の測定距離から発破係数 K は 7.59×10^6 となった。この値を用いて、最小抵抗線長さ W 、装薬量 L を変化させて、爆破時のコンクリート内部でのひずみ分布を求めると Fig.7 に示す通りである。この結果、次のことが推察された。

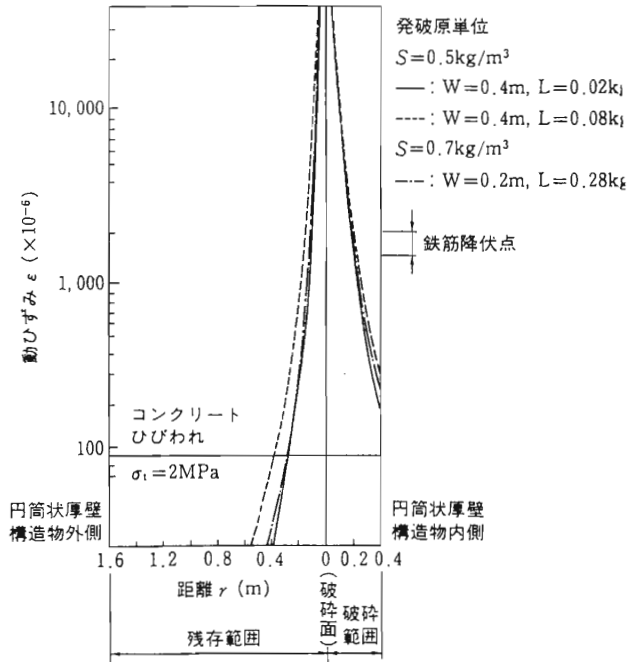


Fig.7 Dynamic Distortion in Concrete

- ① 残存部への損傷を少なくするためには、最小抵抗線の少ない2層発破(最小抵抗線長さ0.2m)が良い。
- ② 内側(最小抵抗線長さ0.2m、0.4m)では衝撃波によりひびわれが入るとともに、ガスの圧力によってぜい性破壊となる(破壊ひずみレベルの2倍以上となっている)。
- ③ 残存部では発破孔位置より0.2~0.3mにひびわれが生じるが、ガスの圧力が内壁部に放出されてぜい性破壊は生じない。つまり、残存部の破壊ひずみの約1/100程度の衝撃波によって生ずるひずみとなっている。

(2) 損傷調査からの判定

爆破前と爆破後において弾性波トモグラフィ法で爆破対象部材の断面の弾性波速度分布から、両者の特性を比較して残存部の健全性への影響評価を行った。

Fig.8 に第14段の部位の測定方法を示す。測定からコンクリートの弾性波速度は、爆破前が3,200~4,000m/sであり、爆破後の残存部では Fig.9 に示すように剝離解体の境界線で10%程度の低下が部分的にあった。しかし、この範囲は限定されており、衝撃波による検討結果ともよく合致し、残存部の全体に対しては悪い影響を与えない制御爆破であったものといえる。

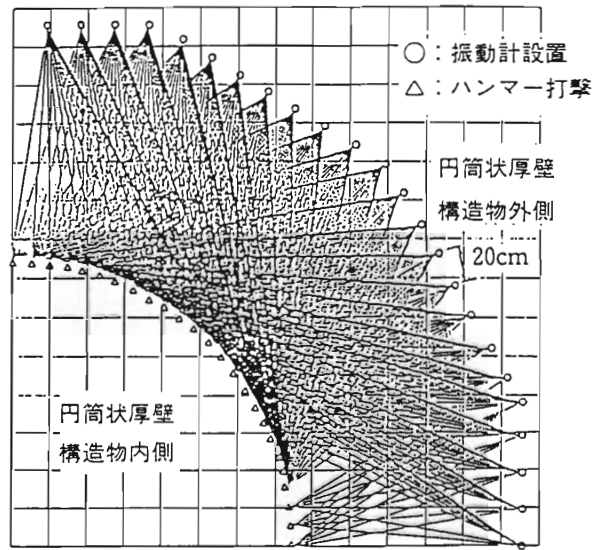


Fig.8 Measuring Method of Elastic Wave by Tomography

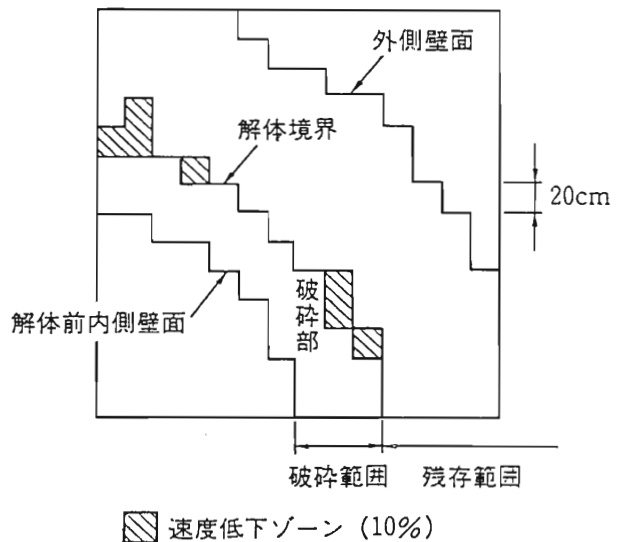


Fig.9 Reduced Zone of Elastic Wave Velocity

4. 爆破による環境特性

4.1 環境要因

爆破時に発生する環境要因としては、爆風圧力、振動、騒音及び粉じんなどあげられる。

4.2 爆風圧力

(1) 測定目的

爆風圧力は円筒状厚壁構造物の建屋内などに試験工事用に新たに設置した仮設構造物に及ぼす影響を

判定するために測定したものである。ここでは爆破時の装薬量や養生状態による距離減衰状況を把握した。

(2)結果と考察

爆破時の爆風圧力の伝播状況は、爆破面に破砕片飛散防止用ブラスティング・マット及びフェンスなどの防護状態によって大きく異なった。円筒状厚壁構造物の内部空間内での値は、防護なしが最大12Paであったのに対して、防護ありが平均0.9Pa(最大5Pa)となった。また上部グリーンハウスでは爆破位置から15m離れたことによって、防護なしが最大5Pa、防護ありが0.1Pa以下であった。

この結果、爆破時において作業員が耳栓等をして耳に痛みを感じない範囲を過去の研究実績より1.5Paとすれば、破砕片飛散防止用ブラスティング・マット及びフェンス等の防護対策を行えば人体への影響はないものと考えられる。

4.3 振動

(1)測定目的

振動の測定は、制御爆破を行う円筒状厚壁構造物のうちで残存させる部材の損傷への影響、円筒状厚壁構造物の建屋とその屋外への伝播状況などを把握するために行った。

(2)結果と考察

円筒状厚壁構造物の建屋内の床上(爆破位置から10~20m離れた点)で振動加速度が1~5G、振動速度が1cm/s以下であり、コンクリート構造物にひびわれが生じる値を30cm/s程度とすれば影響はないものと判断された。

しかし、既設建屋内に設置されている機器等の許容加速度を通常のように概ね20galといわれている場合から判断すると、50m以内の機器は何等かの振動被害を受けるものと思われる。

4.4 騒音

(1)測定目的

騒音の測定は、円筒状厚壁構造物の建屋内での作業員への騒音障害と建屋外への伝播状況などを把握するために行った。

(2)結果と考察

発破原単位Sと騒音のパワーレベルPWLの関係は次式のようになった。

$$PWL_F = 19.5S + (132 \sim 143)$$

$$PWL_A = 15.8S + (123 \sim 132) \dots\dots(5)$$

ただし、

PWL_F : 騒音のパワーレベル(dB)

PWL_A : 騒音のパワーレベル(dB(A))

S : 発破原単位(kg/m³)

この結果、建屋内では120dB(A)を超えることになるので、耳栓等の対策が必要である。また、建屋外では特定建設作業における規制値(85dB(A))を準用した場合、建屋の遮音性能が一般の構造物と同様に30~40dB(A)であるので、これらを含めると建屋の外壁から20m以上離れると規制値以内となる。

4.5 粉じん

(1)測定目的

粉じんの測定は、爆破時に発生する粉じんの性状や発生量などを把握する目的で、粉じん濃度、粒径分布などを測定した。

(2)結果と考察

爆破時の粉じん発生量は、平均値58g/m³(10~200g/m³)であり、破砕量、薬量と多少の相関があった。この時の局所集じん装置による円筒状厚壁構造物の建屋内の換気量は平均値99m³/min(83~104m³/min)であった。

また爆破直後の粉じん濃度の減衰時間は、1~10minであり、局所集じん装置の排気口に近い爆破部位ほど減衰時間が短かった。この濃度減衰の傾きは次式と一致した。

$$C(t) = C_0 \cdot \text{Exp}(-Q\beta t/V) \dots\dots(6)$$

ただし、

C(t) : t分後の粉じん濃度(mg/m³)

C₀ : 初期の粉じん濃度(mg/m³)

V : 粉じんの拡散する空間容積(m³)

Q : 換気量(m³/min)

β : 換気係数

また、せん孔時の粉じん濃度は平均63mg/m³(10~200mg/m³)で、この後処理作業(二次破砕、細断及び破砕片の投入)時の粉じん濃度は平均32mg/m³(5~100mg/m³)であり、せん孔時が後処理作業の2倍の濃度であった。これらの作業における粉じん発生量は、せん孔時が平均6.2g/min及び後処理作業時が3.2g/minであった。

なお、粉じんの平均粒径(50%粒径)は、発破が $9.5\mu\text{m}$ 、穿孔が $8.9\mu\text{m}$ 、二次破砕が $6.9\mu\text{m}$ であった。

5. むすび

制御爆破工法は、今回の実地試験で対象にした特殊な鉄筋コンクリート構造物である円筒状厚壁構造物でも計画線近傍で部分的に剝離破砕ができる解体撤去工法であることが実証された。

現在、これまで得られた制御爆破の試験結果をさらに詳細に分析して破壊特性を明らかにするとともに、爆破時の挙動に関して理論的な解析手法を研究し、大きく寄与する因子の諸定数を実験的に究明するなどについて研究中である。

最後に、実地試験では日本原子力研究所東海研究所バックエンド技術部各位及び鹿島建設(株)宮坂駿一顧問の指導を得て実施しており、この紙面を借りて感謝の意を表します。また、爆破試験のデータ整理及び解析等については、鹿島建設・原子力技術開発委員会・技術開発プロジェクト「制御爆破の解析技術の研究」で実施したものである。

参考文献

1) 原田 実、柿崎正義、小林正邦、清木義弘：制

御爆発による放射線遮蔽コンクリート構造物の解体工法(1)、デコミッションング技報、No.9、(1993)

2) 小澤一茂、佐藤福司、金子秀則、打越忠昭：制御爆破工法による JPDR 生体遮蔽体の解体撤去(2)、日本原子力学会「1993年春の年会」、1993年3月

3) 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の研究、鹿島建設技術研究所年報、第36号、1988年6月

4) 柿崎正義、原田 実、小林正邦、横田依早弥：制御爆破による大型コンクリート構造物解体の研究、鹿島技術研究所年報、第40号、1992年10月31日

5) 原田 実、中村健次郎、横田依早弥、西 謙治：アブレイシブジェット切断システムによる原子炉構造物の解体技術の研究(その2)、鹿島技術研究所年報、第40号、1992年10月31日

6) 原田 実、中村健次郎、広野 進、鶴田政博、横田依早弥、石田雅利：制御爆破による鉄筋コンクリート構造物解体の研究、鹿島技術研究所年報、第41号、1993年10月31日

高放射化機器類処理・処分用切断装置の開発

飯村 勝道、北島 敏雄、細川 甚作、阿部 新一
高橋 澄、小川 光弘、岩井 孝

Development of Cutting Machine for Disposal of Highly Activated Equipments

Katumichi IMURA, Toshio KITAJIMA, Jinsaku HOSOKAWA, Shinichi ABE,
Kiyoshi TAKAHASHI, Mituhiro OGAWA and Takashi IWAI

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) Project has developed a cutting machine which can cut a highly activated in-pile tube under water and its performance and safety have been confirmed. This machine is for the purpose of cutting a multiplet structure pipe and made possible to cut it under water by adopting under-water discharge method. Furthermore, contamination of canal water and atmosphere is prevented by combining a filter with this machine. This report describes the outline and performance of the developed cutting machine and also results of cutting highly activated in-pile tubes.

1. まえがき

JMTR は、運転開始以来約26年が経過している。この間に、OGL-1 (Oarai Gas Loop No.1)による高温ガス炉の設計に供するための各種データを取得し、また、OWL-2 (Oarai Water Loop No.2)による軽水炉燃料・材料の試験など多くの照射試験を実施してきた。

これらの照射試験に使用された炉内管は、炉心部分から中性子により放射化されている。したがって、耐用年数を経過した炉内管は、原子炉圧力容器から取出し、カナル水中に保管してきた。保管量が増加するとカナル周辺での作業の安全を損なう恐れがあるため、切断処理をする必要が生じた。炉内管は、全長約8m、外径約145mm(炉心部分)のステンレス鋼製又はハステロイ-X材製で、多重構造管である。

切断装置は、これを遠隔操作によって容易に水中切断が可能であることが要求される。また、切断処理作業は、供用中の原子炉施設内のカナル水中で実施するため、小型で切断能力の優れていること、カナル水を汚染させないこと、作業後は切断装置をカナル内から撤収でき、解体、除染をして、再使用が可能であることなども要求される。

上記の要求に鑑み水中放電方式を選択し、昭和63年度から平成4年度に渡って開発・製作を進め、平成5年度に炉内管の切断処理を実施した。

2. 被切断物

2.1 炉内管の構造

被切断物の一例として、昭和62年に原子炉圧力容器から取出されたOGL-1炉内管の構造をFig.1に示す。炉内管の構造は、外套管、耐圧管、内壁管、仕切管の四重管で構成されており、さらに、耐圧管

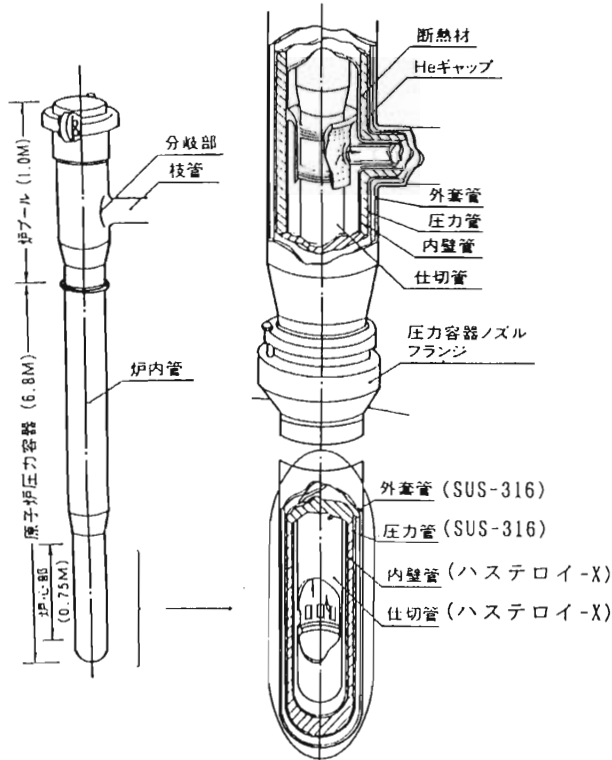


Fig.1 OGL-1 In-pile tube

と内壁管の間隙には断熱材(材質：SUS-304、厚さ：0.05mm)が約15重に巻かれている。

一方、第一世代 OWL-2 炉内管は昭和59年、第二世代 OWL-2 炉内管は平成4年に原子炉压力容器から取出された。

炉内管の構造は、外套管(外径：139.8mm、厚さ：6.6mm)と耐圧管(外径：101.6mm、厚さ：7.0mm)の二重管で構成され、その全長は約11000mmで、材質はステンレス鋼(SUS-304)である。

2.2 炉内管の放射能

今回の切断処理の対象(被切断物)は、OGL-1 炉内管、第一世代及び第二世代 OWL-2 炉内管である。

炉内管の切断処理にあたっては、その放射能を求め、作業員の被ばく対策など安全対策を施す必要があった。このため、平成5年10月現在の各炉内管の放射能を「RASC」コード(Radiation Activity and Shielding Calculation Code)や実測によって求めた。OGL-1は約 9.6×10^{13} Bq、第一世代 OWL-2 炉内管は約 1.4×10^{14} Bq、第二世代 OWL-2 炉内管は約 3×10^{14} Bqであった。また、主な核種は、 ^{60}Co 、 ^{55}Fe 、 ^{63}Ni であった。

3. 放電切断の概要

3.1 放電切断方式の特長

放電切断は、アークソー切断方式とほぼ同様であり、放電に伴う電極消耗現象を利用した切断方法である。主に、機械加工が困難な強靱な材料、高硬度材料の切断に利用されている。

放電切断の主な特長は次のようにまとめられる。

- (1) 被接触型切断であることから、切断時に荷重を必要としないため、多重構造のものが切断可能である。
- (2) ウォータージェット切断方法のように副次生成物が大量に発生しないため、水の精製、ドロス回収系が小型になる。
- (3) 比較的少ない電流で切断が可能であること。
- (4) 電極板の厚さが薄いことから、切断幅(カーフ幅)が狭い。このことから、ドロスの発生が少ない。
- (5) プラズマ切断方式のように補助ガスを使用しないことから、ガスの発生が少ない。このため、周辺または空気汚染を生ずる恐れが少ない。

3.2 放電切断の概念

放電切断方式の原理を Fig.2 に示す。放電切断は、白灯油や純水などの絶縁液中でアーク放電を断続的に発生させることにより、被切断物を微量ずつ溶融させ、溶融物金属を電極板の回転力で除去する方法である。

次に放電切断におけるパルス印加電圧と放電電流

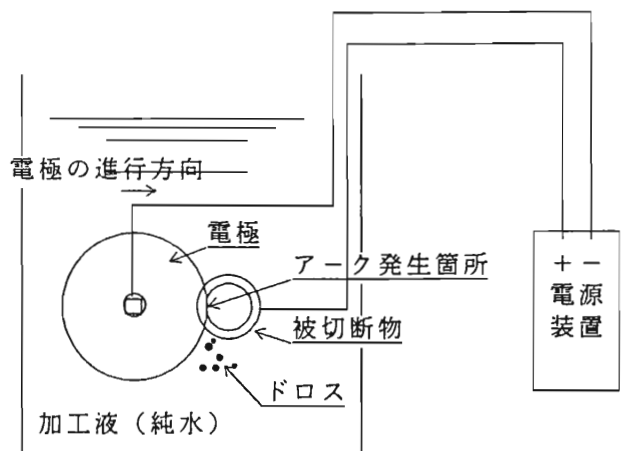


Fig.2 Principle of discharge cutting machine

の関係を図.3に示す。絶縁性の液体中で、陽極と陰極を対抗させ、これにパルス電圧(E_0)を印加しながら接近させると、不規則な無負荷電圧印加時間(τN)を経過した後、印加したパルス電圧で絶縁が破壊されて放電が発生し、放電電流(τp)が流れる。放電電流は、約100 μ sec~10msec経過すると止まる。その後、電極間が消イオンするため、次のパルス電流が流れないように休止時間(τr)をとる。

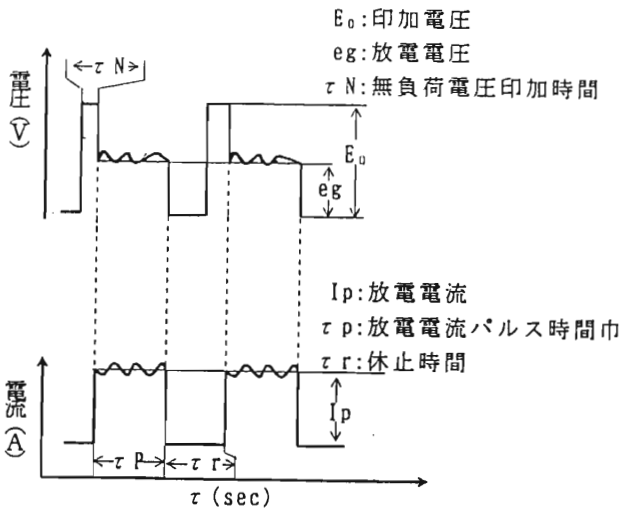


Fig.3 Applied pulse voltage and discharge current

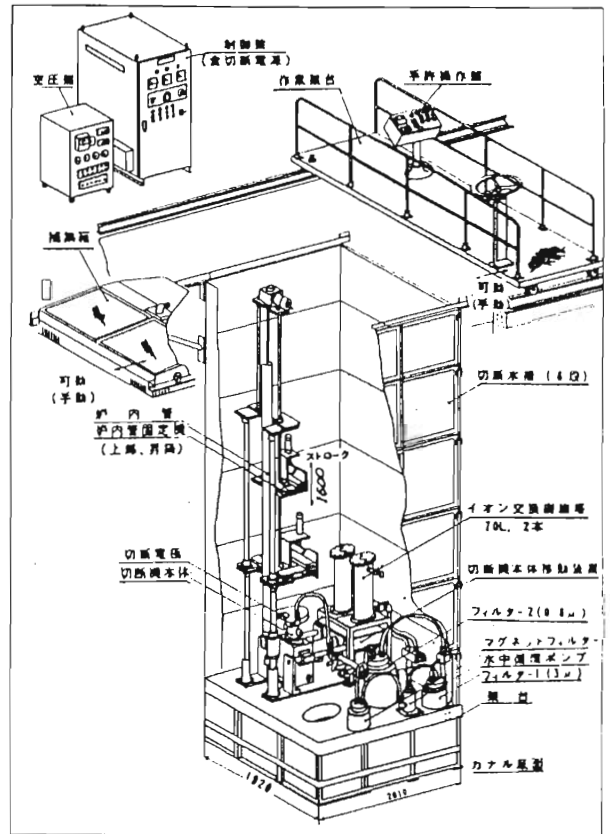


Fig.4 Overall assembling drawing of cutting machine

4. 切断装置の概要

今回開発した切断装置の全体組立図を図.4に示す。装置は、切断機本体、切断機本体移動装置、炉内管固定装置、昇降装置、精製系、ガス捕集箱、切断水槽、制御盤から構成される。

水槽内の水の精製については、大小粒のドロスを多量に捕集する磁気フィルターと微小粒のドロスを捕集するメッシュの異なる(3 μ mメッシュ、0.3 μ mメッシュ)2段の層ろ過方式のフィルター、イオン化物を捕集するイオン交換樹脂塔を組合わせた精製系を開発した。また、Photo.1に示すドロス飛散防止用カバーを切断部分に設置し、作業者の外部被ばく及び水槽内の汚染の防止に役立てることとした。本装置の性能をTable 1に示す。最大切断厚さ約180mm、切断電流は任意(最大200A)に設定することが可能である。また、切断電流に応じて切断速度を調節することができる。

Table 1 Performance of developed cutting machine

| 項目 | 性能 |
|------|----------------------------|
| 切断性能 | 180mm |
| 切断電圧 | 18~22V |
| 切断電流 | 50~200A |
| 切断速度 | 2~10mm/min |
| 回転数 | 500~800rpm |
| 電極板 | $\phi 450 \times 1.6$ (Fe) |

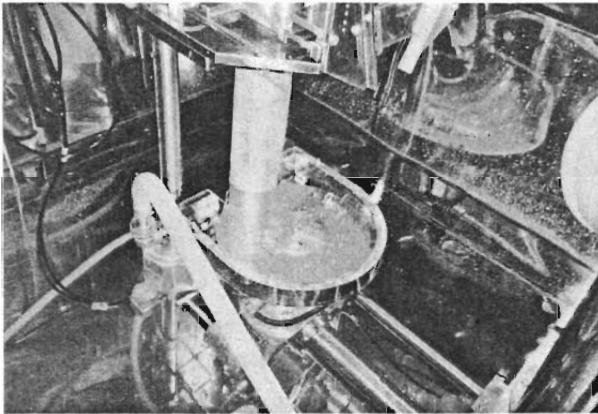


Photo.1 Protection cover from splashing dross

5. 電極板の消耗及び切断回数

放電切断方式は、電極板の消耗現象を利用したものであるため、電極板の消耗及び切断回数について調査した。

被切断物と電極板(今回製作：外径45cm)の位置関係を Fig.5 に示す。

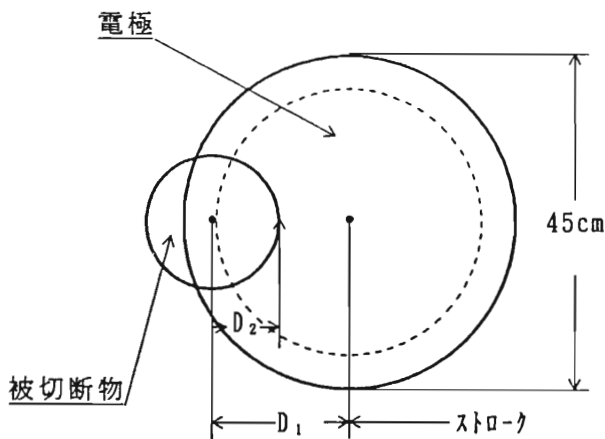


Fig.5 Position relationship between objective and electrode

(1) 電極の消耗及び消耗面積

① 電極の消耗

$$A = 2 \sqrt{(D_1)^2 + (D_2)^2} \quad \dots\dots(1)$$

- 但し A : 電極の消耗(cm)
- D₁ : 電極の移動範囲(cm)
- D₂ : 被切断物の半径(cm)

② 消耗面積

$$B(\text{cm}^2) = (D_3)^2 - (A)^2 \pi / 4 \quad \dots\dots(2)$$

- 但し B : 消耗面積(cm²)
- D₃ : 電極の外径(cm)

③ 切断可能な面積

$$C = B/E \quad \dots\dots(3)$$

- 但し C : 切断可能な面積(cm²)
- B : 消耗面積(cm²)
- E : 電極消耗比(0.42)

(2) 切断回数

$$G = C/F \quad \dots\dots(4)$$

- 但し G : 切断回数
- C : 切断可能な面積(cm²)
- F : 模擬炉内管の切断面積(cm²)

結果は、1枚の電極で、OGL-1が7回、OWL-2下部(139.8mm)が7回、OWL-2上部(165.2mm)が4回切断が可能である。今回の切断作業における電極板(切断刃)の交換は、4回(17回切断)であった。

6. 装置の性能試験

切断条件の把握、発生する副次生成物に関する性状の把握、切断装置のシステムの明確化に係る基本データを取得するために切断試験を実施した。

6.1 最適切断条件に関する試験

模擬炉内管(外套管：165.2^{OD}×7.1^t、耐圧管：139.8^{OD}×6.6^t、材質：SUS-304)を使用して、設定電流、設定電圧、回転速度など最適切断条件を見出すため、水中約2mで切断試験を行った。

試験の結果を Fig.6 及び Fig.7 に示す。Fig.6 か

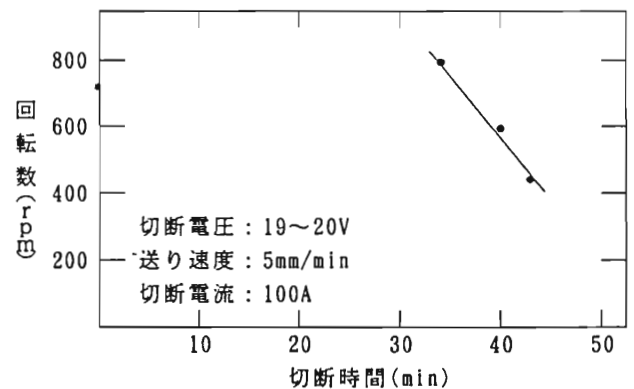


Fig.6 Relationship of cutting time and rotating speed of electric plate

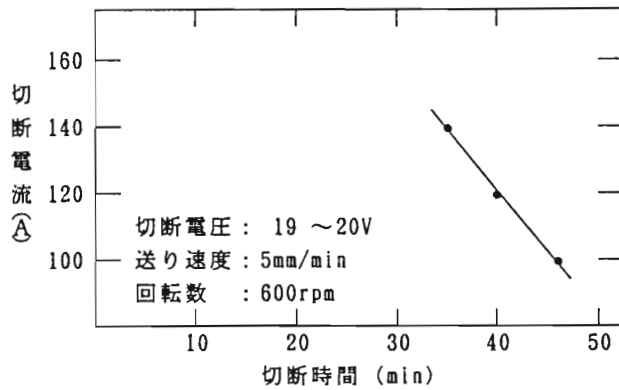


Fig.7 Relationship of cutting time and electric current

ら電極板の回転数約800rpmで約33分、600rpmで約40分である。また、Fig.7から切断電流が140Aで約36分、120Aで約40分である。

最適切断条件をTable 2に示す。電極板の回転数については、参考文献(1)により電極板の周速が約15m/secが最適であることから、600rpmとした。また、切断電流については、必要以上に高くするとドロスの発生が多くなると推定されるため、切断試験を行った最低電流(100A)とした。

Table 2 Optimum conditions of cutting

| 項目 | 最適切断条件 |
|--------|-----------|
| 電極の回転数 | 600rpm |
| 切断電流 | 100A |
| 送り速度 | 5~6mm/min |
| 切断電圧 | 19~20V |

6.2 副次生成物に関する試験

上述した切断試験において、切断に伴って発生したガス、ドロス、水中浮遊物など副次生成物のサンプルを採取して、分析・測定を行った。

(1) 発生ガス

切断部分の上部をビニールシートで覆い滞留したガスを真空にした瓶に採取して、ガスクロマトグラフで成分測定を行った。分析の結果、発生したガスは、 H_2 (1%以下)、 O_2 (21%)、 N_2 (78%)である。その他に Co 、 Co_2 も検出された。

(2) ドロス

水槽内の底に沈澱したドロス及び水槽内の水を採取して、顕微鏡法によるドロスの分布、SEM(走査型電子顕微鏡)によるドロスの粒径を測定した。

その結果をFig.8、Photo.2及び3に示す。Fig.8から沈澱したドロスの分布は、約1~100 μm の範囲にあり、1~10 μm に約78%集中している。また、Photo.2及び3から水槽内の水に浮遊するドロスの径は、約1~10 μm であり、その形状は球状である。OGL-1を1回切断した場合のドロスの発生量は、約400gであった。

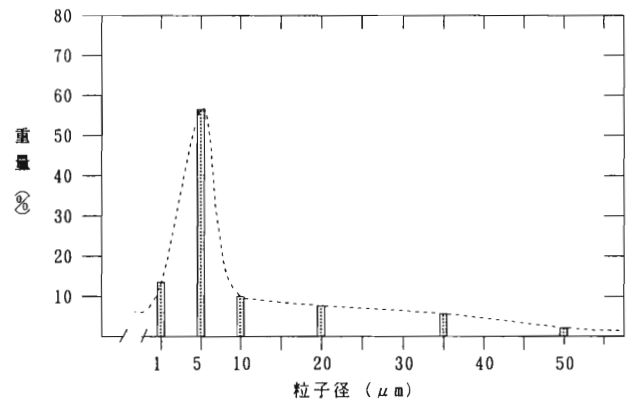


Fig.8 Particle distribution in cutting

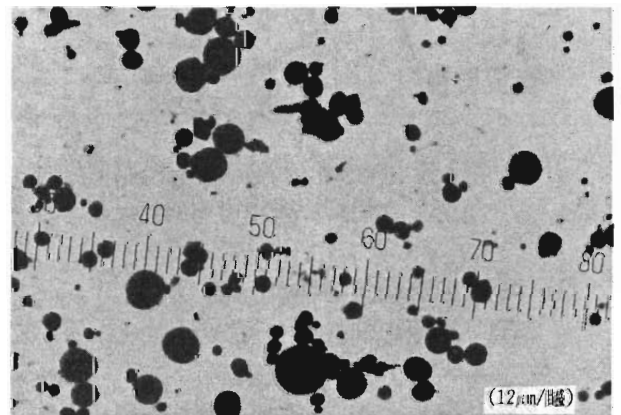


Photo.2 Particle size of dross produced while discharge cutting

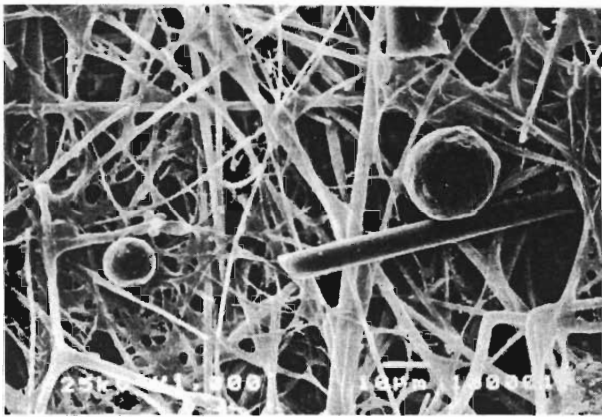


Photo.3 Particle size of dross floating In water tank

6.3 電極板の切断回数

5項で算出した一枚の電極板での可能切断回数は、OWL-2の上部(外径：165.2mm)で4回である。これを確認するため、模擬炉内管(OWL-2相当)を用いて切断試験を行った。なお、切断条件は、Table 2のとおりである。

切断試験の結果、一枚の電極板での可能切断回数は5回であった。したがって、電極板の切断回数については、設計時(3回と推定)の性能を上回る値であることを確認した。

7. 切断処理

炉内管の切断処理作業は、先ず長さ約9mの炉内管(OWL-1：1本、OWL-2：2本)を切断水槽内に収納するため、既存の電動鋸方式により約5mに切断した。その後、今回開発した装置を用いて、カナル水中で切断処理を行った。1回当たりの切断時間は、切断電圧20V、切断電流100Aの条件下で約30分であった。

切断作業中の水槽内水の水質の推移を Fig.9 に示す。水槽内の水の水質は、切断と共に一時的に放射能濃度が上昇するものの、水面上の放射線当量率が上昇するまでには到らず、約12時間の精製運転で約1桁低下する。切断作業終了後の水槽内の水質は、切断前の水質(カナルと同程度)まで精製することが確認され、また、ドロスの回収も計画とおりに行わ

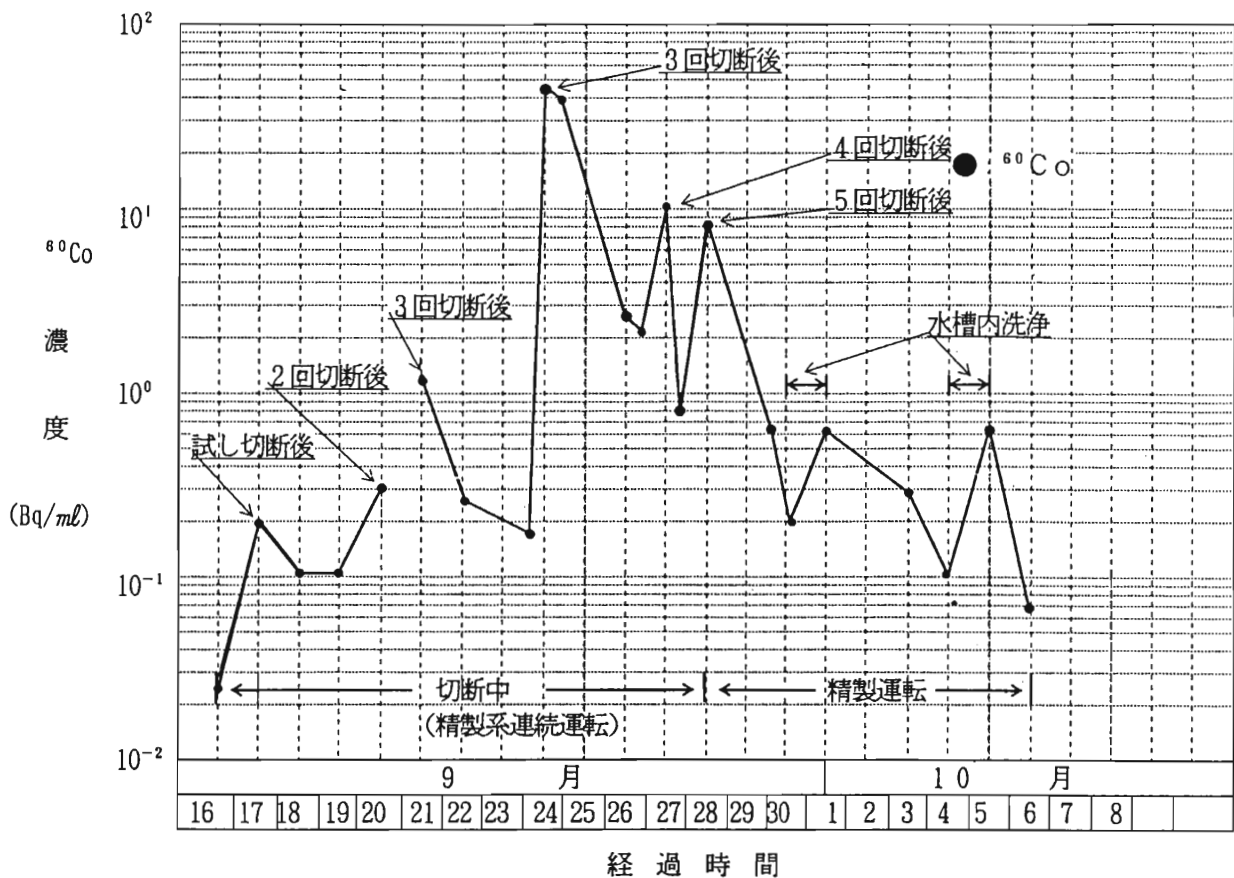


Fig.9 Water quality in water tank

れた。

なお、炉内管切断作業に係る作業者の外部被ばくは、4.27mSv/385人であった。これらの結果を作業項目別にみると、準備に11%、切断に56%、後片付けに32%であった。

8. まとめ

JMTRでは、高レベルに放射化した使用済機器類を供用中の原子炉施設内で切断処理を実施することとして、その切断技術の開発を行った。

水中放電切断技術の開発の成果は、以下のとおりである。

- (1) 炉内管などの高レベルに放射化された複雑な構造を有する機器類を水中切断が可能な切断装置を開発した。
- (2) 副次生成物やガスの発生の少ない水中放電方式を採用し、フィルター、イオン交換樹脂塔、ドロス飛散防止用カバーなど精製システムの開発によ

って、供用中の原子炉施設内で空気やカナル水の汚染を発生することなく、高レベルに放射化した機器類の水中切断処理を可能にした。

以上のことから、供用中の原子炉施設内で複雑な構造を有する高放射性機器類などの切断技術の確立は、他の原子炉施設解体分野への一つの方向性を見出した。

9. 謝辞

本水中放電切断技術の開発においては、材料試験炉部の二村部長(現：アトックスKK)、田中課長(現：安全管理室次長)、三谷氏(山協エンジニアリング)を初め、多くの方々の協力ならびに御助言を頂きました。これらの各氏に心から感謝を表します。

参考文献

- (1) 伊藤祐光：特殊加工及び処理 Vol.6(1940)

廃棄物処理処分の技術開発状況 — 日揮のデコミ関連技術の紹介 —

鈴木 和則

Research and Development of Technology in the Radioactive Waste Treatment and Disposal — Introduction of Application of JGC's Technology to Decommissioning Field —

Kazunori SUZUKI

In this paper, technology of treatment and disposal for radioactive wastes, which has been developed by JGC Co., is shown in view of application to decommissioning field. Techniques of radioactive inspection of shipped drums, radiation exposuer reduction, stabilization for spent resins, decomposition of organic reagents used chemical decontamination and so on, are mainly introduced.

1. はじめに

日揮(株)は、原子力発電所、再処理施設や原子力施設から発生する放射性廃棄物の処理処分分野で以下の観点から技術開発を進めている。

- ①減容化
- ②二次廃棄物発生抑制
- ③放出放射能の低減
- ④作業被曝の低減
- ⑤安全な処分

これまで固化、焼却熔融、廃液ろ過等の処理分野、廃棄体ドラム放射能計測の処分分野で多くのユニークな技術を実用化している。これらは、発電所の運用、補修等で発生するいわゆる低レベル廃棄物が対象である。

デコミッションング分野では原子炉廃止措置で低中レベル廃棄物から極低レベル廃棄物まで広い範囲の放射能濃度を含む廃棄物が発生する。ここでは、当社のこれまでの開発技術の内、この分野での廃棄物処理や処分に適用可能な技術や作業被曝低減に関

連する技術について紹介する。

2. 廃棄体放射能計測技術

デコミッションング作業で発生した廃棄物は、放射能高低により簡易処分と浅地処分とに大別されて安全管理のもとで処分される。ここでは、現在発電所等で実運用あるいは実用化計画にある廃棄物の放射能測定システム技術を紹介する。

2.1 搬出検査システム設備

原子力発電所から低レベル廃棄物貯蔵センターに放射性廃棄物が充填された200 lドラムが搬出輸送される。輸送および貯蔵センターでの処分を安全に実施するためドラム廃棄体の物理的健全性、充填形態、核種の濃度等の状況を各廃棄体毎検査記録する必要がある。これを可能な限り自動的に行うため搬出検査システムを開発し、実用化している。

このシステムは原則としてビデオカメラによる外観観察記録、表面線量およびドラム全表面スミヤ測定、超音波圧縮測定、放射能核種同定及び定量測定、

標識ラベリングを一貫して自動運転する事を基本としている^{1) 2)}。Fig.1 に実証プラントの基本構成を示す。

これら検査装置の内、放射能測定を行うgross γ 測定法のフロー図³⁾を Fig.2 に示す。測定器はプラスチックシンチレーターと Ge 半導体検出器から構成

され、前者は低エネルギーから高エネルギーの γ 線に起因する全カウント数を計測し、後者は共存する γ 線核種、例えば⁶⁰Co, ¹³⁷Cs の存在比をピーク強度から算出する。これにより広範な線量領域に対応できる。Fig.3 に示す装置では200 l ドラムをターンテーブル上に設置し回転させる。この間、Ge 半

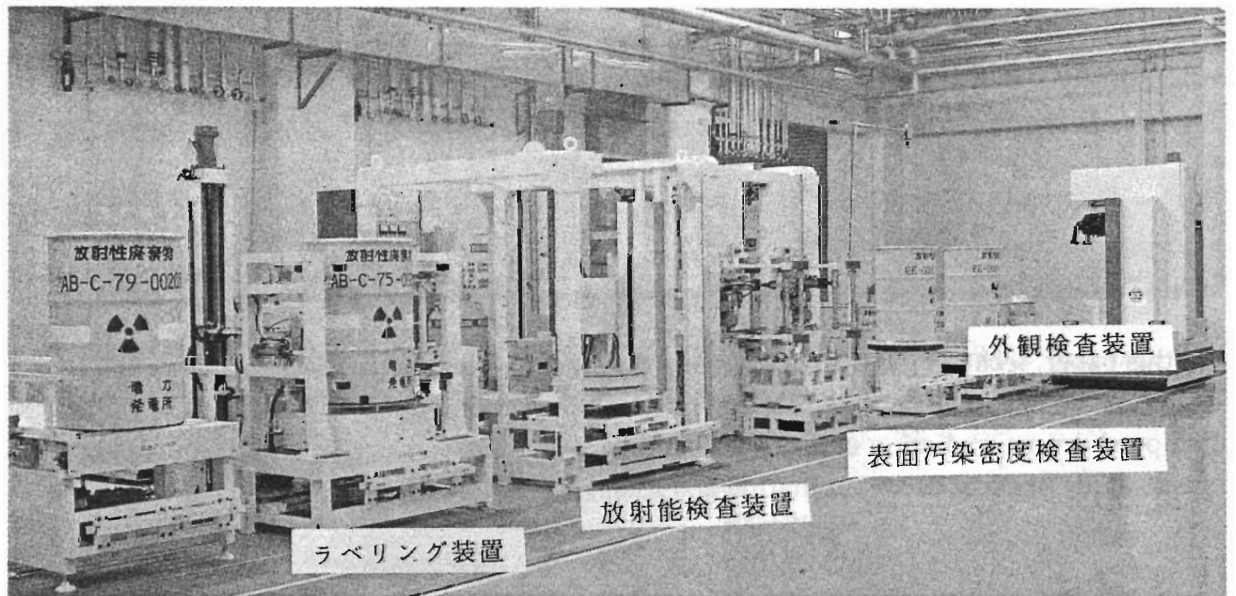


Fig.1 Typical system-line of inspection for shipped radioactive waste drums

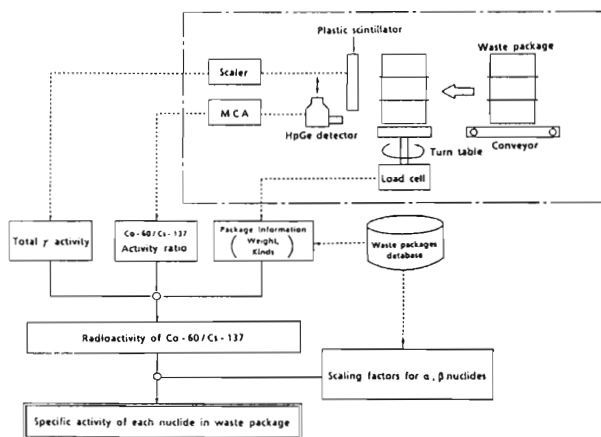


Fig.2 Schematic Diagram of radionuclide inspection apparatus

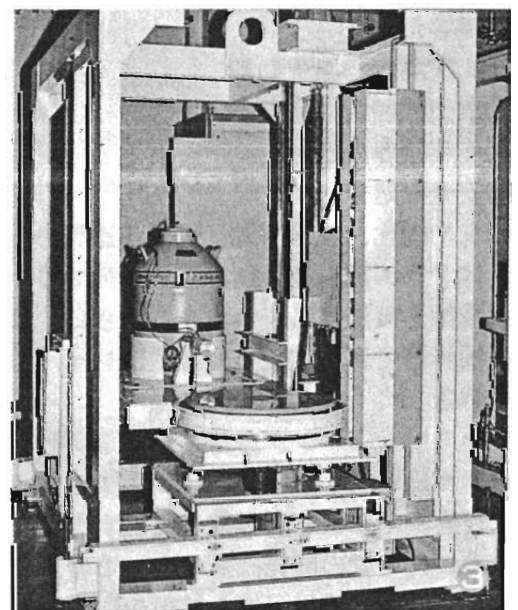


Fig.3 Quantitative radionuclide-measurment apparatus

導体検出器がドラム高さ方向距離間を約2分間で上昇し、ドラム全域からのγ線を計測する。一方、プラスチックシンチレーターは径約15cmの円筒形ブルーブが上下方向に8個固定設置され、ドラム全域をカバーできるようになっている。校正用の200 lドラムで計測器は標定されているのでγ線核種は同定定量できる。

処分場受け入れ基準の一つにα、β線のみを放出する¹⁴C、⁶³Ni、⁹⁰Sr、α核種 (²⁴¹Am)などの難測定核種の同定定量がある。これに関しては、計測が容易な⁶⁰Coと¹³⁷Csを基準に各難測定核種との相関関係による算出法を用いている。原子力安全委員会⁴⁾で決められた相関関係はFig.4の通りである。実際には各原子力発電所でのセメント、アスファルト、プラスチック固化体から粉末試料を採取し、放射化学分析法で上記の核種定量を行い、相関関係のデータベースを作る(Fig.5)。ここでのグロスγ法でも核種相関関係をデータベースとしてコンピューターに内蔵している。当然これらのデータは、必要に応じてサイト毎、号機毎でのそれが使用される場合もある。

原子力発電所から日本原燃(株)六ヶ所低レベル貯蔵センターに既に搬出された均質固化体のセメント固化体は、このグロスγ法で放射能測定検査されたもので有効に運用されている。さらに、現在は電力

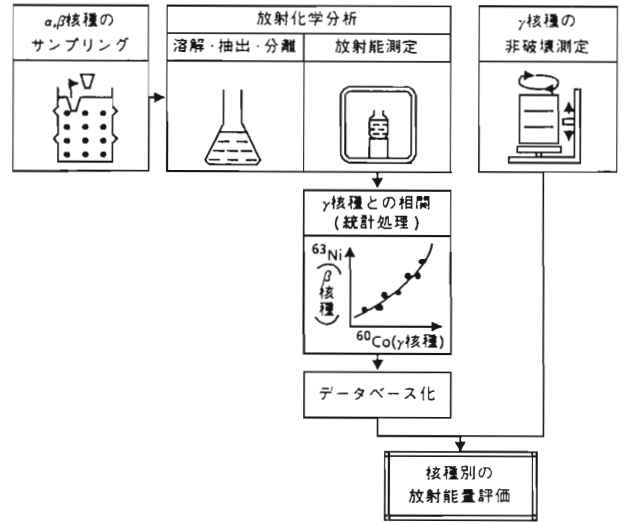


Fig.5 Concept of data-base based on radioactive analysis for actual wastes

共同研究の一環として塩化ビニル加工物、炭素鋼やSUS配管が充填された雑固体廃棄体ドラムへの非破壊放射能測定適用研究が進められている。

2.2 物品表面汚染検査装置

放射線管理区域で使用した工具、計測器等の各種物品や機材の表面汚染検査の作業省力化、信頼性向上を目的に本装置は関西電力(株)と共同で開発された⁵⁾。大型のプラスチックシンチレータ(30x35cm)を使用し、60x60x60cm以下の物品や足場材、ポンベ等の大型物品に対応するようにU型と平型シンチレータを組み合わせてある。後者がアーム機構で自在移動し、表面検査を効果的に行うようにしている。Fig.6にその装置を示す。

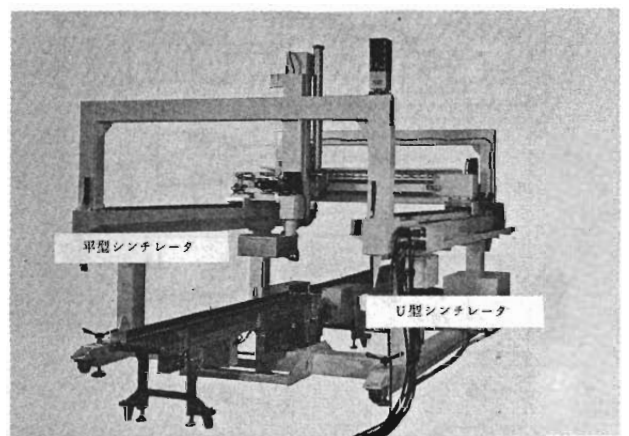


Fig.6 Automatic inspection equipment for contaminated materials

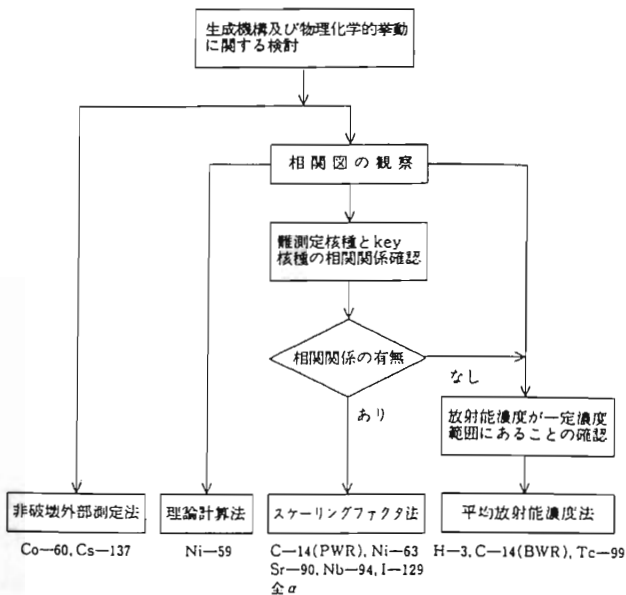


Fig.4 Relationship between γ-radionuclides and α、β-radionuclides

デコミ作業では、原子力発電所の保守定検作業に比べ、多種多様の物品を多く使用するので、搬出不可検査作業をフルタイム自動できる事は、単純作業の回避や作業員の削減など作業の効率化に貢献すると期待される。

3. 作業被曝管理および低減関連技術

作業員の被曝管理や作業場での被曝低減を効果的に行う事は、デコミッションング作業計画立案や実作業を円滑に運用するため重要である。ここでは、遠隔操作を基本とする技術を紹介する。

3.1 無線式音声表示型線量計

音声表示型線量計は、作業者が作業しながら刻々変わっていく自分の被曝線量を耳で聞きながら作業できると共に、データを無線送信するので別の所にいる監督者もリアルタイムで作業被曝が効果的に管理できる。特に、防護服が重装備になる場合の被曝管理に役立つと期待される。

本線量計は、 γ 線、X線を測定し、その積算線量が一定線量になるとスピーカーやイヤホンで音声表示する⁶⁾。Fig.7 にブロック図を示す。計測部、デジタル表示部およびデータ変換ユニット/音声発生ユニット/電源ユニットからなる音声表示部で構成され、Fig.8 に示すセットになっている。

デコミ作業は、作業被曝環境が穏やかな状態から厳しい状況まで広範であり、作業被曝状況をオンタ

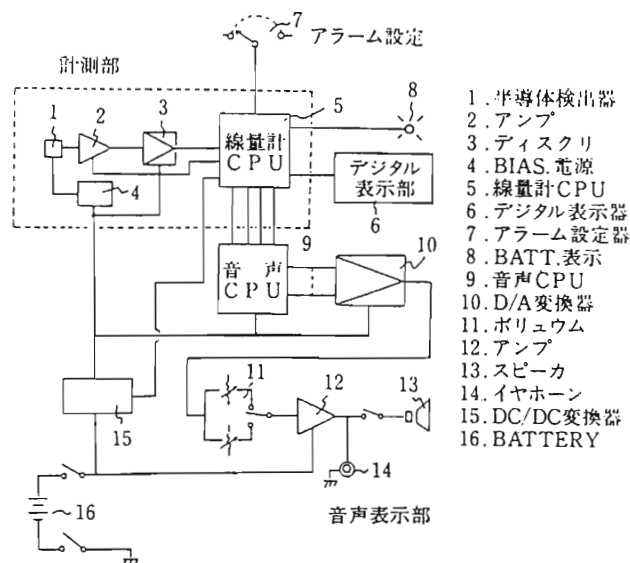


Fig.7 Block diagram of radiation voice monitor

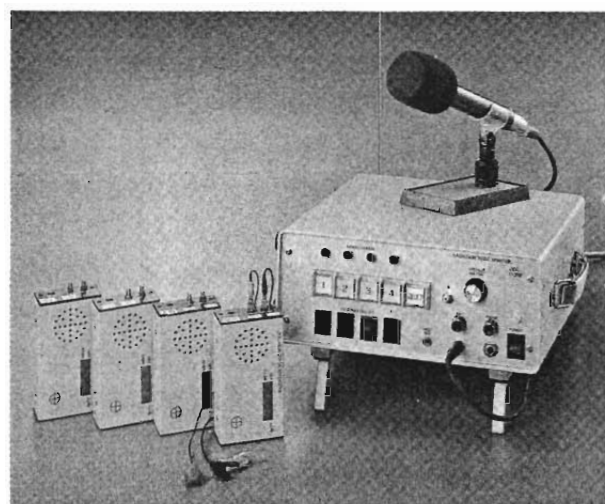


Fig.8 Overview of monitor system

イムで管理し、効果的に作業を進める事が重要である。その面で本装置は一人一人が安心して作業できるように今後広く使用される事が期待される。

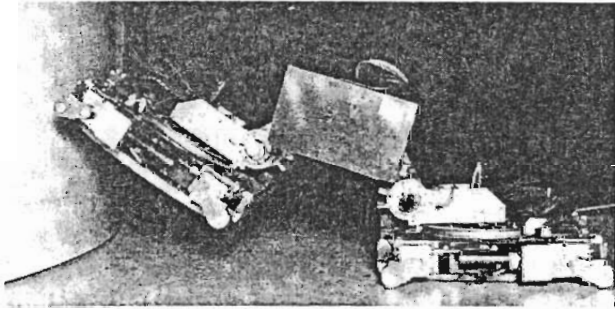
3.2 ロボット技術

遠隔技術は作業環境が厳しい条件での作業性を緩和し、かつ作業被曝が抑制できることから原子力分野では重要な技術の一つである。ロボット遠隔技術として配管内自走ロボットやFig.9 に示す壁面自走行ロボットを開発している⁷⁾。この壁面自走行装置は、放射性廃棄物が貯蔵されたタンク外壁を図のような2組のバキューム吸盤機能で登坂や左右移動できるようにになっている。ビデオカメラや放射線計測器を搭載してタンクの状況を遠隔操作で調べる事ができ、特に、大型タンクのような線量が比較的高く、作業性が悪い状態で効果的に利用できる。

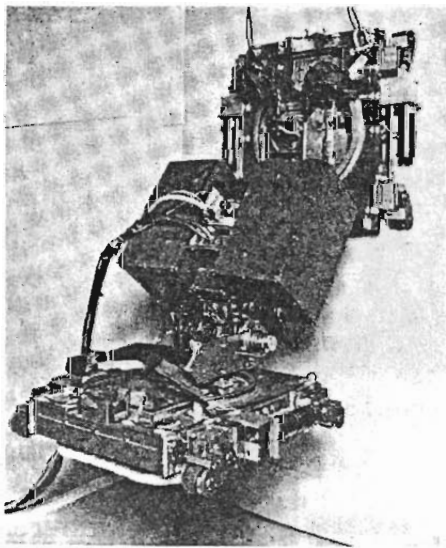
デコミ作業計画では、作業環境を先行調査し、作業被曝抑制を図る事が重要である。そのために効果的に線量状況を調べることができる遠隔技術を利用する事は意義ある事と考える。

4. 廃棄物処理関連技術

デコミッションング作業からは、可燃物、金属不燃物、化学除染で発生するイオン交換樹脂や有機酸、無機酸廃液等が発生する。これらの一部は低レベル廃棄物として処分する必要があり、安定固化や分解などの処理対応が考えられる。



Raising front disk



Ascending by front disk

Fig.9 On-wall locomotive vehicle

4.1 セメント充填固化

原子力発電所では通常運転や保守定検作業時に使用するウエス、紙タオル、ゴム手袋、ポリシート類の可燃物、塩化ビニル加工品の難燃物、番線、金属配管、ポンプ部品、バルブ類などの金属難燃物などが雑固体廃棄物として発生する。可燃物は焼却処理され、その他は、一部は溶融処理される計画もあるが、ドラム缶に入れられ、貯蔵される。現在、均質固化体(セメント、アスファルト等の固化体)について日本原燃(株)の六ヶ所低レベル貯蔵センターで20万本の埋設処分が進行中であるが、次期埋設として雑固体廃棄物処分が計画されている。この処分に対応するため上記難燃物および不燃物ドラム缶にセメントを充填し、より一層安全性を確保した廃棄体形態

が検討されている。

Fig.10 に当社のセメント充填固化システムのフローを示す⁸⁾。充填用のセメントモルタルを調合する工程、ドラム内充填工程および搬送/水洗浄工程から構成される。モルタルセメント物性はその流動性の指標であるフロー値やピーロト値が適正値になるようにセメント、砂粒や添加材で調整する。充填固定では、廃棄体間隙に空気を残留させないため加振装置を設けてある。Fig.11 は4ドラム(200 l)/

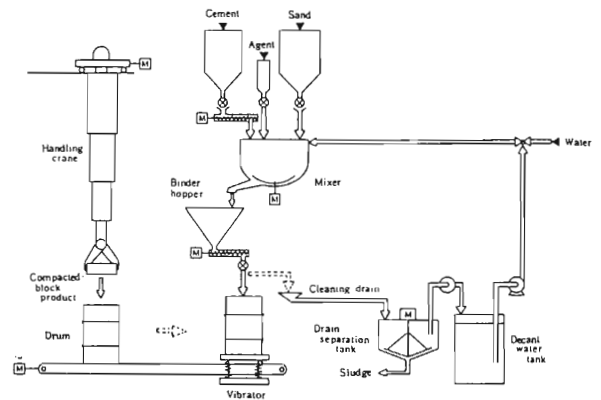


Fig.10 Flow scheme of conditioning process

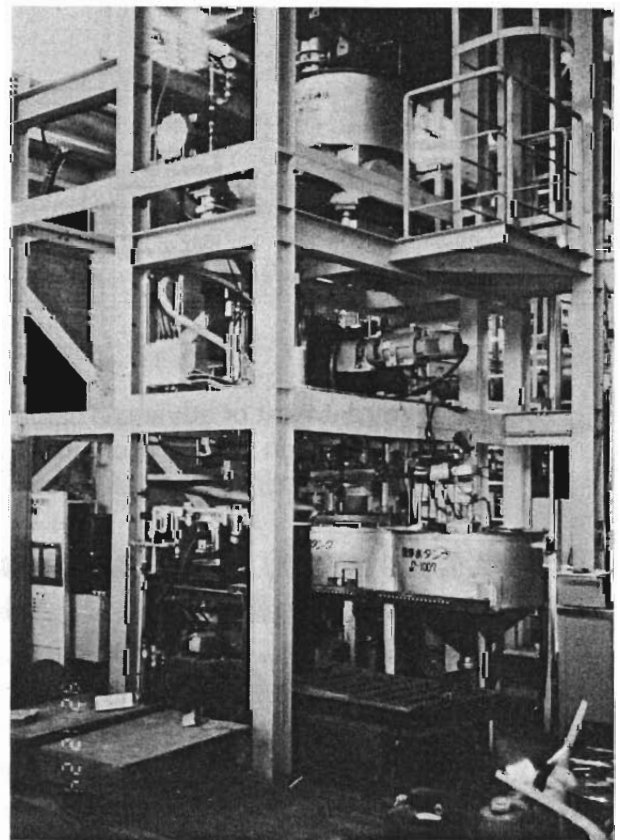


Fig.11 Pilot plant for demonstration

時間の充填処理できるデモプラント試験設備である。

デコミッションングでは、金属不燃物等は物理除染や化学除染技術で可能な限り汚染を除去し、簡易処分や再利用処理が検討されているが、低レベル廃棄物として処分した方が作業の簡略化、コスト削減で対応が容易な場合もある。セメント充填固化はそのような場合の処理技術の一つとして注目される。

4.2 改良型セメント固化

当社は PWR 原子力発電所から発生するホウ酸廃液を従来のセメント固化処理に比べ3倍以上の減容効果をもつ改良型セメント固化処理システムを開発し、実用化している。この固化処理では、イオン交換樹脂や焼却灰も従来の方法に比べ高減容処理できる^{9) 10)}。

高減容化のためのポイントは前処理である。Fig.12 にイオン交換樹脂および焼却灰のセメント固化処理のフローを示す。それぞれの廃棄物に応じた前処理をセメント固化用のハイシェアミキサー内で行い、安定なセメント固化体を作製する。

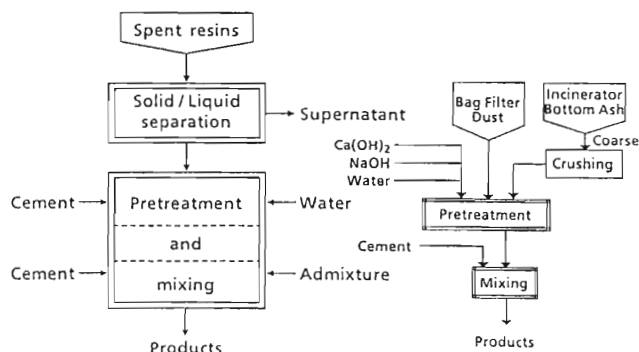


Fig.12 Pretreatment of advanced cement-solidification for ion-exchange resin and incineration ash wastes

20wt%前後(乾燥基準)イオン交換樹脂充填が可能で、長期水浸漬下でも膨潤はなく、高圧縮強度の良好な固化体が得られる。一方、焼却灰では、消石灰アルカリ液と廃棄物を所定時間混合後、セメント固化する。これにより焼却灰に少量残留するアルミや亜鉛等が金属アルカリ反応して発生する水素起因の固化体亀裂等が抑制できる。35wt%前後の充填が可能である。

デコミッションングでは汚染された配管や機器機材等に対して化学除染処理が考えられており、各種の化学除染法が開発されている。その化学除染廃液の処理法としてはイオン交換樹脂による脱塩処理が頻りに使用される可能性がある。一方、デコミ作業ではウエスや紙タオル等の可燃物も多く使用され、焼却処理された焼却灰が廃棄物として発生する。ここで紹介した改良型セメント固化処理は固化用ミキサー装置(Fig.13)だけの簡易な設備であり、デコミ分野でも十分適用可能なものと考えられる。

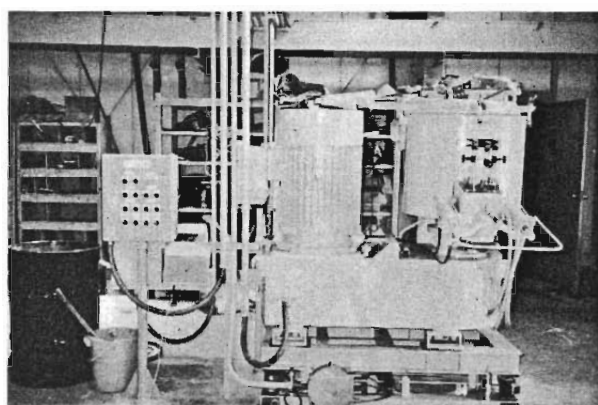


Fig.13 High shearing mixer for cement-solidification

4.3 有機物除染廃液の湿式分解

原子力発電所の1次/2次系の配管、蒸気発生器、大型のポンプ類の化学除染やデコミでの解体化学除染に多くの種類の化学除染法が開発され、一部は実用化されている。この化学除染法は使用する除染剤の種類から有機系と無機系に大別される。前者は、しゅう酸、クエン酸等の有機酸やEDTA、NTAなどのキレート性有機酸等が使用される。これらは鉄酸化物やニッケル・鉄混合酸化物を効果的に溶解し、これら酸化物内に共存するCo, Ni 放射性核種等も除去される。有機酸、特にキレート性有機酸は金属イオン核種と安定な錯体を形成するため、化学除染廃液は直接セメント固化処理しても放射性核種は十分安定に保持されない場合がある。このため処分の安全性の観点から、米国の処分場では、受け入れに当たって廃棄体中のキレート性有機酸の含有量が規制されている。

わが国では、化学除染実施例がまだ少ないので有

機酸に関する具体的な規制は設けられていないが、処分場の安全性を考慮すると何らかの分解処理を行い、可能な限りキレート性有機酸等を微量にする事が望まれる。その観点で当社は湿式分解処理技術を開発してきている¹¹⁾。

Fig.14 は過酸化水素による湿式分解処理のフローを示す。有機酸を含む水溶液を常圧、温度100°C、鉄/銅イオン触媒共存下で酸化剤の過酸化水素と反応させ、最終的に炭酸ガスと水分に分解し、無機化する。EDTA の分解結果の一例を Fig.15 に示す。過酸化水素で EDTA は99%以上効果的に分解され、分解残液は無機塩や放射性核種含有廃液になるのでセメント固化処理等で安定固化される。

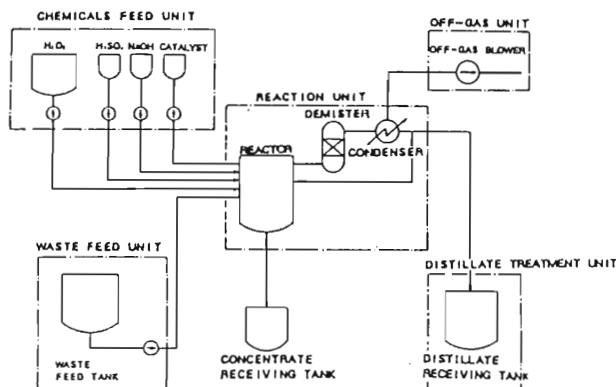


Fig.14 Flow scheme of H₂O₂ wet-oxidation process for organic acids

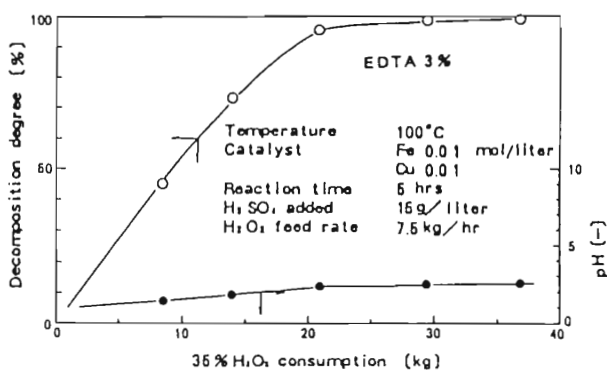


Fig.15 Decomposition of EDTA by H₂O₂

4.4 酸回収拡散透析

上記4.3では、有機系化学除染廃液処理の1例を述べたが、無機系化学除染廃液処理の場合、無機酸を回収し、除染に再利用できれば廃棄物発生を最

少に抑える事ができる。無機塩や酸の回収法としては電気透析や電解透析処理技術があり、応用が検討されている。この方法の特徴であり欠点は、電気エネルギーが必要であり、直流電源設備や運転コストが問題になる場合がある。デコミショニングでの化学除染処理では、完全にクリーンな無機酸を回収する事は必ずしも必要ではなく、簡単な装置で効果的に回収することの方が現実的な対応であると考えられる。

当社では、イオン交換膜で濃厚液と希薄液を分離し、濃度差の拡散力を利用し、無機酸を回収する拡散透析処理について開発を進めている¹²⁾。Fig.16 に示すように陰イオン交換膜を通して硫酸、塩酸等の無機酸が水側に鉄、クロム、ニッケル等の金属イオンにくらべ容易に移行する性質を利用し、無機酸廃液と純水をポンプ駆動力だけでイオン交換膜を挟んで室温で向流接触させ、無機酸を回収処理する。1モル/l濃度硫酸廃液から金属イオンが90%以上除去された回収硫酸を量的に80%近く回収できる。

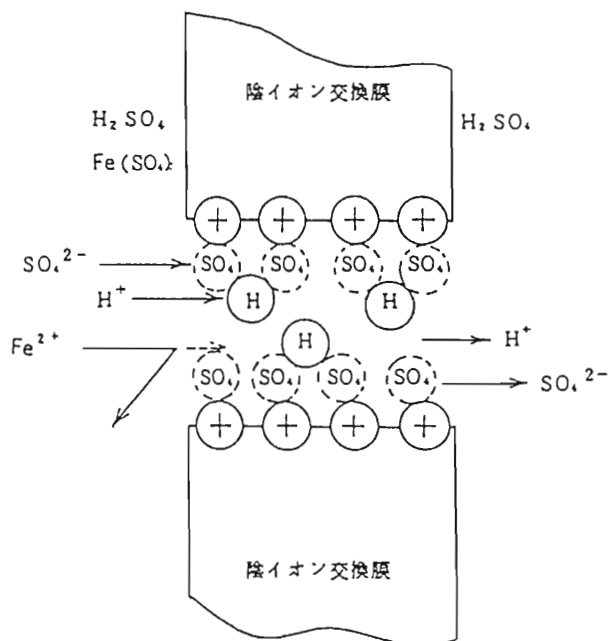


Fig.16 Basic concept of diffusion technology

5. おわりに

デコミショニングの廃棄物管理では、大量に発生する極低レベルのセメント廃材が注目され、解体技術、放射能計測技術や簡易処分技術が開発研究され

ているが、デコミでも下北低レベル貯蔵センターで処分すべき低レベル廃棄物も多く発生する。ここで紹介した日揮の廃棄物処理処分関連技術は低中レベル廃棄物を対象主体に開発されてきているが、極低レベル廃棄物にも適用できると考えている。さらに、デコミでは原子力発電所での通常運転での廃棄物管理には含まれない多様な廃棄物形態が発生する可能性があり、その面で当社はこれまでの開発技術の適用性、応用性の検討、新たな技術の開発に努めていきたいと考えている。

参考文献

- 1) T. Nakashima, M. Hara, "Low level radioactive waste package inspection for shipping and disposal" Proceeding of the 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation Vol.3 p 73 (1993)
- 2) 八木、竹林、"低レベル放射性廃棄物の搬出検査技術"、原子力工業 第35巻 第4号(1989)、p60
- 3) T. Yagi, N. Hasimoto, et al., "Practicable Assay System for Radionuclide Quantification of Disposal Packages", Waste Management '88 Proceedings of the Symposium on Waste Management at Tucson, Arizona, Vol.1 p 429 (1988)
- 4) 原子力安全委員会月報、通巻 第159号、p32 (平成3年)
- 5) 日揮(株)技術資料(90072000M1) "物品検査システム"
- 6) 鈴木、"音声表示型線量計"、Isotope News July-1991/No.445、p 14
- 7) K. SATO, A. HASEGAWA, H. MORITA, et al., "On-Wall Locomotive Vehicle", Proceedings '91 International Symposium on Advanced Robot Technology, p 357 (1991)
- 8) K. Yokoyama, T. Sasaki, et al., "Development of cement conditioning technique for dry active wastes", Proceedings of the 1989, Joint international Waste Management Conference, Kyoto, p 609 (1989)
- 9) K. Sauda, F. Todo, et al., "Advanced cement-solidification process for spent ion-exchange resins", Waste Management '90 Proceedings of the Symposium on Waste Management at Tucson, Arizona, Vol.2 p 299 (1990)
- 10) K. Yokoyama, K. Suzuki, et al., "Technology of stabilization for incinerator ash wastes", Incineration Conference 1990, San Diego, Proceedings p 11.5.1 (1990)
- 11) Y. Moriya, F. Todo, et al., "Method of treating radioactive waste water containing EDTA and other organic acids", Nuclear and Hazardous Waste Management SPECTRUM '88, Pasco, p 304 (1988)
- 12) 春田、諏訪他、日本原子力学会1990年「秋の大会」要旨集 G-67

JPDR デコミッションング

—解体実地試験に至る経緯とその概要—

宮坂 靖彦

Decommissioning of Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) — Outline and Background of JPDR Decommissioning Program —

Yasuhiko MIYASAKA

The actual dismantling of the JPDR has been progressing successfully since 1986, and has been producing various useful data and experience for decommissioning of nuclear power reactors.

As of March 1994, the reactor internals, the reactor pressure vessel and the biological shield have been dismantled. In the next stage, all buildings will be decontaminated and demolished, and the site will be landscaped by the end of fiscal 1995.

In the final stage of the decommissioning program, it is very important to evaluate the developed technology based on data obtained from actual use in the program for taking advantage of the technology in the future decommissioning of nuclear power reactors.

This report describes the background and the outline of JPDR decommissioning program.

1. まえがき

寿命の尽きた原子力発電所は一体どうなるのだろうか、安全に解体できるだろうか、適切なコストでやれるだろうか、放射性廃棄物は適切に処理・処分できるだろうか。このような疑問に答えるために、昭和61年から始められた JPDR 解体実地試験は、発電用原子炉の解体撤去に関する知見やデータを取得しながら順調に進み、これまでに、炉内構造物、圧力容器、生体遮蔽体の撤去を完了した。本計画は、建家撤去後、跡地を整地し、平成7年度末にはすべてを終了する予定である。

一方、諸外国の動向を見ると、米国では SHIPPING PORT 発電所が原子炉容器と炉内構造物を一体化

して撤去する方法により1989年に解体作業が終了した。また、米国の EBWR (BWR 型)、ベルギーの BR-3 (PWR 型)、イギリスの WAGR (ガス炉)、ドイツの KKN (GCHWR 型) などが構造物を小片に切断する方法で解体が進められている。また、OECD/NEA 国際協力協定参加のデコミッションング・プロジェクトは1993年11月現在で29プロジェクト(うち原子炉19基)が登録されている。

OECD 加盟国における原子力発電所閉鎖計画は、1991年～1995年に8基(主にガス炉、平均18万 kWe)、1996年～2005年に15基(PWR、BWR 及び GCR、平均62万 kWe)であり、この基数は2000年以降も増加すると見込まれている。

また、我が国の商業用発電炉のデコミッション

本稿の原子炉解体技術開発及び JPDR 解体実地試験は、科学技術庁からの委託により行われた研究成果である。

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

グが本格化するのは、2010年以降である。従って、今のうちから、安全に経済的にかつ一般に受容されるデコミッショニング・システムを整えていくことは、必須の要件と考える。とりわけ、大量に発生する放射性廃棄物の処理・処分、並びに再利用の技術は重要な課題である。

このような状況の中で、JPDR 解体実地試験が終盤を迎えた現在、これまでの経験とその解体技術等の開発についてどのように進められたか、また、技術成果をレビューし、今後の課題を整理していくことは大切であると考え。本稿では、これまでの経緯と概要について報告する。

2. 動力試験炉(JPDR)

昭和33年、JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) を日本軽水炉型動力試験炉として米国から導入することが決定された。

この炉は、1953年(昭和28年)のアイゼンハワー大統領の“Atoms for Peace”宣言を受け、米国のAECのCivilian Power Reactor Programの中から生まれたBWR型動力試験炉である。実験炉の役割を果たしたアルゴンヌ研究所のEBWR(初期25MWt、改造炉心100MWt)は、当時、2年以上にわたって安全に、かつ安定に運転されていたことなどが、日本最初の小型動力試験炉としJPDR導入決定に大きな影響を与えたと言われている。そして、現在、EBWRもJPDRの後を追って解体撤去が進行中で、デコミッショニングに関する日米協力協定に基づき、情報の交換と技術者の派遣が行われていることは意義深い。

JPDRは、昭和36年7月建設工事に着手し、多くの困難を乗り越え、我が国で初めて発電に成功したのが約30年前の昭和38年10月26日であり、翌年、この日が「原子力の日」と定められ、それ以後日本の原子力発電の先導的役割を果たし、今日、また原子炉デコミッショニング技術開発の先導役として活用されている。Table 1にJPDRの主要諸元、運転実績等を、また、Table 2に建設から運転に至る経過を示す。Fig.1にJPDRの全景、Fig.2にJPDR炉内構造等を示す。

JPDRは、相当に完成度の高い試験炉であったとされていたが、将来の動力炉国産化および原子力開発利用の促進についても同様にできる限りの試験研

Table 1 Major specification, operation actual results and radioactive inventory of the JRDR

| | |
|---------|--|
| 主要諸元 | |
| 原子炉形式 | 沸騰水型 (BWR型) |
| 原子炉熱出力 | 90,000KW (当初 45,000KW) |
| 電気出力 | 12,500KW |
| 原子炉圧力容器 | 炭素鋼製 (ステンレス内張り) 円筒容器 高さ約8m, 直径約2m, 胴厚さ約70mm |
| 放射線遮蔽体 | 鉄筋コンクリート構造内張鋼製ライニング 厚さ 1.5~3m 鉄筋径最大 29mm, 鉄筋比 120~170kg/m ² |
| 原子炉格納容器 | 鋼製円筒容器 全高約38m (地上約24m), 直径約15m |
| 運転実績 | |
| 原子炉運転期間 | 約17,000時間 |
| 発生熱出力 | 約21,500WD (約1.3FPY) |
| 発電電力量 | 約1.4×10 ³ KWh |
| 内蔵放射能 | 4,600Ci (1986年3月現在) |

Table 2 Construction and operation history

| | |
|---------------------|--|
| 昭和35年 9月 1日 | 建設契約の締結 |
| 昭和38年 8月 22日 | 初臨界 |
| 昭和38年10月26日 | 我が国最初の原子力による発電を開始 (昭和39年に、この日が「原子力の日」と定められた) |
| 昭和40年 3月 15日 | 竣工 |
| 昭和44年 9月 1日 | 自然循環方式による運転終了 |
| 昭和44年10月~ 46年12月 | JPDR-II改修工事 |
| 昭和47年 2月 17日 | JPDR-II初臨界 |
| 昭和47年 5月 31日 | JPDR-II発電開始 |
| 昭和51年 3月 18日 | 原子炉の運転終了 |
| 昭和57年12月 9日 | JPDR解体届の提出 |
| 昭和61年12月 4日 | JPDR解体実地試験を開始 |

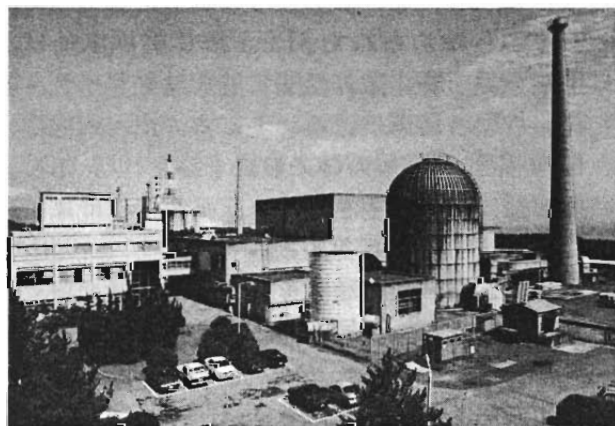


Fig.1 View of the JPDR facility

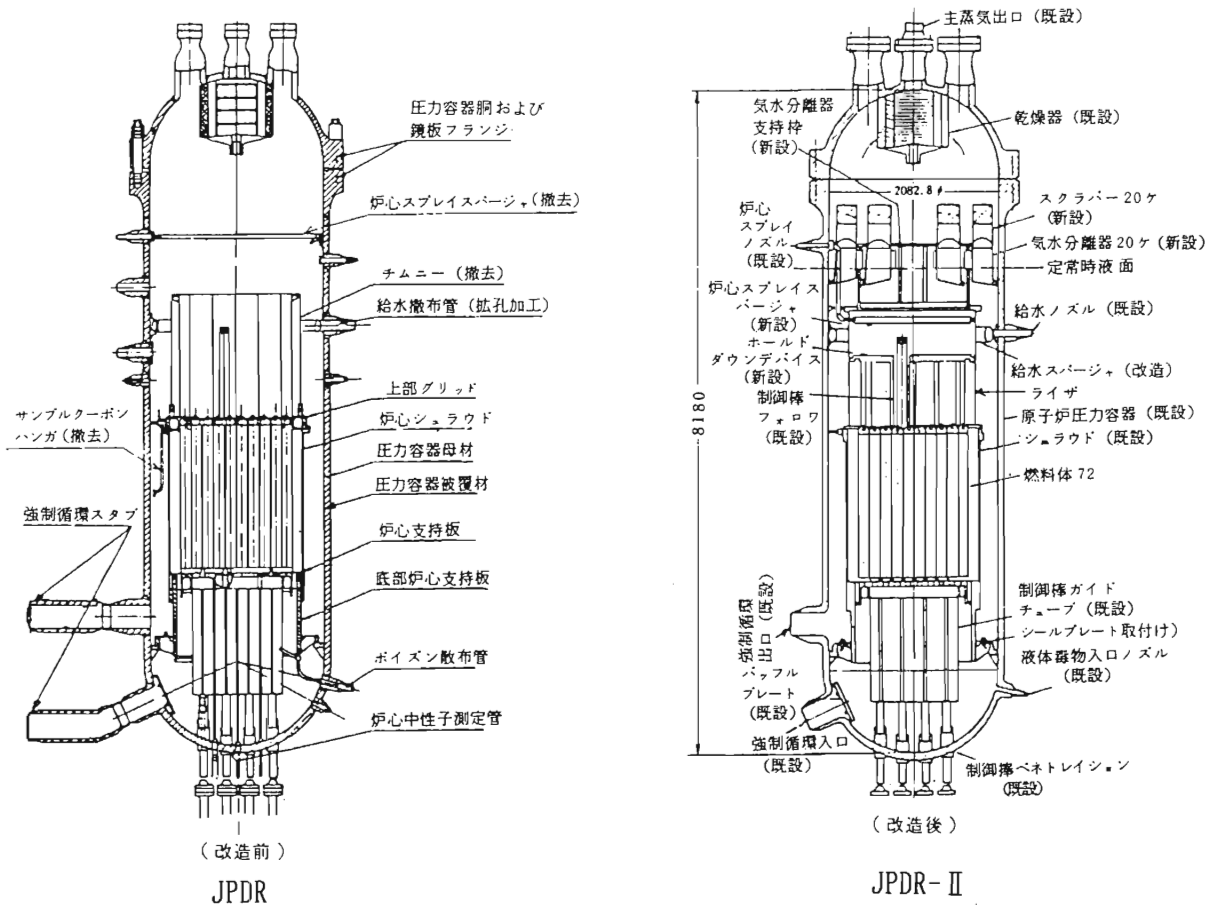


Fig.2 Cross-sectional view of reactor core structure and pressure vessel

究を行うこと、即ち“国産化への研究”こそ重要であるとの考えに基づいて計画され、炉のフレキシビリティの面では、2倍の出力が可能のように圧力容器が設計されているほか、冷却水の自然循環方式を強制循環に変更できるよう配慮が払われていた。

JPDRの初発電以後、昭和38年12月に100時間の定格出力連続運転に成功し、昭和40年7月には、1,000時間定格出力運転に成功している。さらに、昭和42年9月には国産試作燃料を含む炉心で、電気出力1億kWhを達成している。また、昭和43年度末までの所外の要員養成人数は電力会社からの出向者を中心に245名を数え、JPDRが原子力発電技術者の養成に大きく寄与している。

JPDR-II計画は、昭和39年にスタートした。このプロジェクトの目的は、JPDRを改造して次の事業を行うことであった。

- ① JPDRの約2倍の出力密度を出現し、高出力燃料の照射場をつくるために、自然循環方式を

強制循環方式に改造する。

- ② 2倍の出力密度を実現する国産燃料を開発する。

そして、JPDR-II改造のための安全審査が昭和41年より行われ、原子力委員会は同41年5月に発見された原子炉压力容器上蓋のヘアクラックに関連する検討結果を含め、「圧力変動150サイクル、又は90MWに達してから3年以内のいずれか早い時点まで」という条件の基に、JPDR-II計画を同44年10月に許可した。JPDR-II改造工事は、昭和44年9月に自然循環方式による運転を終了し、同年10月着工され、同46年に工事が終わり、同47年5月には、JPDR-IIの発電を開始した。その後、JPDR配管クラックのため1年半に及ぶ検査、取替などの改善が行われた。このステンレス鋼配管のひび割れは、溶接の熱影響部が鋭敏化し、また応力の高い部分に発生するいわゆる応力腐食割れ(SCC)によるものと推定され、その後昭和50年代の国内BWRで発生

した一連の配管ひび割れに先行したもので、問題の警告とその対策を示す役割を果たした。

JPDR-IIの出力上昇試験は、25%、50%と進み、75%出力での試験途中で、ダンプコンデンサ減温管系の破損(昭和51年3月)、クリーンドレンサンプからの漏れ(昭和51年4月)があり原子炉は停止された。

運転再開への種々の努力が続く中、さらにタービン廃ガス系配管の損傷(昭和52年3月)、ノンコンタミトンネル内におけるケーブル焼損(昭和54年4月)などがあり、JPDR-IIの運転終了は、結果的に昭和51年3月18日になってしまった。

しかし、これらの経験は、我が国の軽水炉技術の確立、国産化にとって貴重で重要な知見が含まれ、今日の我が国の軽水炉技術の定着に大きな役割を果たした。

最近、JPDRのような自然循環型の沸騰水型軽水炉は、再び注目されている。米国のGE社が1995年に米NRC設計承認を予定している単純化沸騰水型原子炉SBWRは、短尺燃料を採用し、自然循環効果を上げるチムニーを設ける設計で再循環系を削除している。自然循環炉としての実績は、JPDR、エルクリバー炉(米)等があるが、JPDRの運転データも貴重なものとする。

3. デコミッションング研究委員会の活動

JPDR-II運転再開への種々の努力が続けられる中、原子力発電利用の進展に伴い、廃炉技術が近い将来重要な課題になるとの見通しから昭和53年、原研東海研究所に原子炉工学部を事務局とするデコミッションング研究委員会が組織され、この問題の調査研究が開始された。研究炉部に当時所属した筆者も参加することができ、その際、デコミッションングという言葉の適切な訳語が見つからず、単に廃炉技術という狭い意味だけでなく、放射性廃棄物の管理が人間の手から離れるまでの広い意味を有することから、結局、今日ではデコミッションングという語が定着してしまった。また、JRR-3改造炉に先立って旧炉体の撤去に採用された一括搬出工法について、筆者らのアイデアの段階のものをこの委員会で議論されたことは、その後のJRR-3への採用に大きな役割を果たしたものである。この委員会は、研究所の内外の多くの参加者があり、昭和58

年まで非常に活発に進められた。この間、昭和55年からJPDRデコミッションング・プロジェクト開始に伴い動力試験炉部に委員会の事務局が移管された。

この委員会の活動の一端を述べる。まず、原子炉施設のデコミッションングの調査報告が昭和54年3月編集され、その続編が同55年に編集された。また、米国のデコミッションングに関する研究レポートNUREG/CR-0130(PWR)、NUREG/CR-0672(BWR)の翻訳など約30編に及ぶメモが作成された。これらの活動の成果は、昭和56年7月JAERI-M9540「原子炉施設の解体技術」として公表され、また、同年10月「原子炉デコミッションング・ハンドブック」が出版された。これらの委員会活動とその成果資料は、原子炉解体技術開発及びJPDR解体実地試験計画の立案に当たって大きな基礎となり、また、その資料は幅広く情報が集められているので今日でも参考になることが多い。

4. 原子炉技術開発開始に至る経緯

原研では、昭和54年7月にJPDRを最も有効に利用し得る計画を策定する必要があるとの理由で、運転計画の見直しのために原研内にJPDR検討委員会が組織された。この委員会は、“プラント状況等から運転計画を継続するよりも、むしろ原子炉の工学的安全性研究、特に原子炉一次系の健全性に関する研究を推進し、合わせて、原子炉デコミッションングについてその技術開発のための試験計画の検討を開始することがJPDRの使命にかなうものであり、かつ時宜に即したものである”との答申を同年10月に行った。以降、この答申に沿って、JPDRを利用する研究について、新規の試験計画の具体化が開始された。

こうして、昭和55年から、原子炉一次系除染技術の開発、原子炉冷却系圧力バウンダリーの検査技術の開発及び原子炉解体技術のための試験及び調査が開始された。

一方、科学技術庁でもこの技術開発を電源開発促進対策特別会計により、昭和56年度から原研に委託することの検討が進められた。このような情勢を踏まえて、原研東海研究所に「原子炉解体技術開発プロジェクト」が昭和56年9月5日付で発足した。また、同年11月20日付で科学技術庁と「昭和56年度廃

炉技術開発」の受託契約を締結し、業務を開始した。その後、我が国における原子炉の廃止措置のあり方や対策については、昭和57年6月に原子力委員会が策定した「原子力開発利用長期計画」において、一層明確に考え方や方針が示された。すなわち、原子炉の廃止措置を進めるに当たっての基本的考え方として、安全の確保、原子炉の廃止措置後における敷地の有効利用及び地域社会との協調を挙げ、原子炉の運転終了後できるだけ早い時期に解体撤去することを原則として、個別に合理的な密閉管理の期間を経る等、諸状況を総合的に判断して定めるとしている。また、原子炉の廃止作業は既存技術又はその改良により対応できると考えられるが、作業者の安全性の一層の向上を図る等の観点から技術の向上を図ることとしている。

また、その一環として、すでに役割を終えた JPDR を対象にして、将来の原子力発電所の廃止措置にお

いて活用し得る解体技術の開発と実地試験を行うという方針が示された。これを受け、原研では、第1段階において、原子炉解体に必要な要素技術の開発を行い、第2段階で、その技術を応用した JPDR 解体実地試験を行う計画を立案した。

5. JPDR 解体手続き

JPDR の解体手続きは、原子炉等規制法第38条に基づいて行われた。また、具体的な手続きについては、種々の検討が行われ、Fig.3 に示す手続きにより第1段階の要素技術開発段階から、解体届の手續が行われた。即ち、要素技術開発段階においても、試料採取を目的として、原子炉一次系配管等の一部切断並びに原子炉圧力容器及び炉内構造物の一部切削等の工事を必要とするほか、システムの化学除染試験等に JPDR を利用する必要があった。このような工事及び利用を行うことは「原子炉規制法」に定める

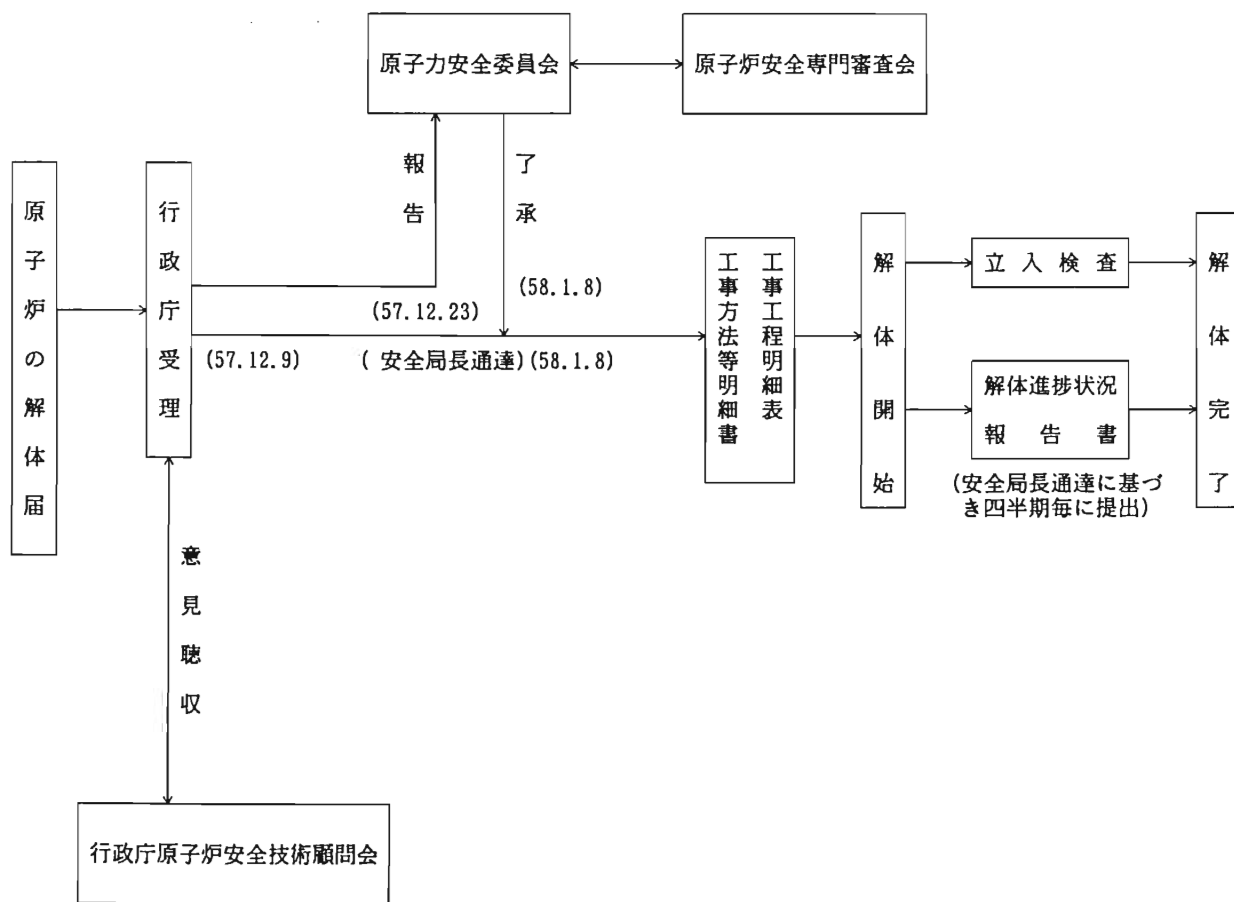


Fig.3 Regulatory process for the JPDR decommissioning

原子炉の解体に該当するため、原研は、同法第38条に基づき、昭和57年12月、科学技術庁長官あてに、解体の方法及び安全施策等を盛り込んだ「解体届」を提出した。その1ヵ月後に原子炉の運転機能喪失処理に着手したが、原子炉等規制法上では、引き続き「原子炉施設」としての取り扱いがなされることとなった。

また、電気事業法上の取り扱いは、電気関係報告規制第5条第2号に従い、自家用電気工作物としてのみの電気工作物となった。その後、第1段階に実施された要素技術開発の成果並びに原子力安全委員会が昭和60年12月に決定した「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方-JPDRの解体にあたって」に基づき、当初の「解体届」を見直して作成した「解体の変更届」が昭和61年7月に受理され、同年12月第2段階の計画である本格的解体作業の着工へと移行した。

なお、すべての解体撤去工事完了後、原子炉規制法26条により原子炉設置変更許可申請に基づく基数の変更及び同法40条による原子炉主任技術者解任の届出が行われることになっている。

6. 原子炉解体技術開発の概要

原子炉解体技術開発の検討は、その技術的問題点を次のようにしてとらえることから開始された。

- ① 運転を終了した原子炉施設は、他の一般施設と異なり、原子炉構造物等が運転中の中性子の照射を受けて生成される大量の放射能が施設内に残存する。その放射能の量や核種は、炉型、出力規模、運転履歴等によって差がある。
110万 kWe 級の軽水型原子炉が40年間運転された後の残留能は、数100万 Ci と見積られている。
- ② その核種の主要なものは、⁵⁵Fe、⁶⁰Co、⁶³Ni 等であり、放射能の大部分は原子炉周辺(炉内構造物、原子炉容器、生体遮蔽の内側)に集中している。(Table 3、Table 4 参照)
- ③ 放射能レベルの高い部分を撤去するには、遠隔操作技術を取り入れる必要があるが、これらの構造物は、厚肉鋼造や堅牢な構造物であることから、切断解体するのに高度な技術が要求される。
- ④ また、多くの汚染機器が存在する。これは、

Table 3 Long life radionuclides generated from reactor decommissioning

| 核種 | 放射能 | 半減期 (yr) | 鋼材中 | コンクリート中 | 一次系 |
|-------------------|------|---------------------|-----|---------|-----|
| ³ H | ソフトβ | 12.3 | ○ | ○ | ○ |
| ¹⁴ C | " | 5,730 | ○ | ○ | — |
| ⁶³ Ni | " | 100 | ◎ | ◎ | ◎ |
| ⁵¹ Cr | 特性X線 | 1.0×10 ⁵ | — | ○ | — |
| ⁵⁹ Fe | " | 2.7 | ◎ | ○ | ◎ |
| ⁶³ Ni | " | 7.5×10 ⁴ | ○ | ○ | ○ |
| ⁵⁴ Mn | γ | 0.9 | ○ | — | — |
| ⁶⁰ Co | " | 5.3 | ◎ | ◎ | ◎ |
| ⁹⁴ Nb | " | 2.0×10 ⁴ | ◎ | — | — |
| ¹²⁵ Sb | " | 2.8 | ○ | — | — |
| ¹³⁷ Cs | " | 2.1 | — | ○ | — |
| ¹⁵² Eu | " | 13.5 | — | ◎ | — |
| ¹⁵⁴ Eu | " | 8.8 | ○ | ○ | — |

◎：主要核種。 ○：評価対象とされている核種。
—：無視できる核種。

Table 4 Estimated radioactive inventory in a 1, 100 MWe light water reactor (PWR 停止1年後 NURGE/CR-0130)

| 構造物 | 放射能 (Ci) |
|----------------------|----------------------|
| 原子炉圧力容器 (胴部) | ~2×10 ⁴ |
| " (上鏡部) | <10 |
| " (下鏡部) | <10 |
| 炉内構造物 (炉心シュランド、格子板等) | ~4.6×10 ⁶ |
| 生体遮蔽体 (コンクリート) | <2×10 ³ |
| " (ライナー) | <10 |
| 汚染機器 | ~5×10 ³ |

一次系配管、機器などの内面に汚染物が付着したもので、放射能量はわずかである。

- ⑤ 110万 kWe 級の軽水型原子炉の解体で発生する廃棄物量は50~55万トンと推定される。このうち放射性廃棄物は数万トン程度である。さらに、その98%は放射能レベルが10⁻⁴Ci/トン未満で、大半はコンクリートであり、残りの2%は10⁴Ci/トン以上で、大部分は金属である¹⁰⁾。以上のことから、作業の安全性、経済性の向上を図りつつデコミッショニングを行うには、①作業者の被ばく低減化のための遠隔操作技術、除染技術、

放射線管理技術、②作業性能向上のための機器解体技術(解体機器工法など)、③放射性廃棄物の処理・処分技術、④安全評価、システムエンジニアリング技術などの改良、開発に十分に配慮して、計画を立案し実施することが重要である。

原研の原子炉解体技術の開発は、将来の商用原子力発電炉の解体に必要とされる技術分野全体をカバーすることとし、昭和56年度から開始され、その主要部分が同61年に完了した。また、その成果を実際の解体に適用して検証するとともに、解体作業を通じて解体について経験、知見を広く得ることを目的にJPDR 解体実地試験が進められている。

原子炉解体技術開発として取り上げられたのは8項目であり、その概況は以下のとおりである。

① 解体システムエンジニアリング

原子炉の廃止措置を安全に実施するためには、廃止措置に必要な作業を分析し、最適と考えられる方式、作業手順を選択する必要がある。次の項目についての評価が重要である。

- ・人工数、作業者の被ばく線量、廃棄物の発生量、費用等

解体システムエンジニアリングの開発では、これらの評価作業を効率よく行うことのできるプログラムの開発を進め、JPDR の解体では工程管理に使用された。

② 配管系内部放射能汚染非破壊測定技術

原子炉施設を解体する際、配管内部の放射能、核種及び分布を切断前に定量化しておくことは、解体作業を円滑に行うために重要である。そのため、現場において配管を壊さずに内部の放射能を定量測定する技術の開発を行った。その結果、配管内部の汚染放射能を10~30%程度で測定できるシステムを完成した。

③ 内蔵放射能評価技術

原子炉施設内に存在する放射能(放射能インベントリ)について、それが存在する場所、核種、量は、廃止措置方式の決定、工事方法の立案、作業従事者の被ばく管理、放射性廃棄物の量の推定と処分方法等に影響を及ぼす重要な因子の一つである。

原子炉周りの放射化放射能の評価のために、既存の遮蔽計算用計算コードなどを改良し放射化放射能計算コードシステムを完成させた。こ

のコードは原子炉压力容器や生体遮蔽コンクリート等からの採取試料の放射能の実測値との比較により、検証や改良が行われた。

汚染放射能については、機器、配管、建家床面等について広く汚染状況の測定が行われた。

④ 解体関連除染技術

デコミッショニングに関連する除染の目的は、作業従事者の放射線被ばくを低減するためと、解体に伴って発生する放射性廃棄物を少なくすることにある。

原研で独自に開発した硫酸-Ce(IV)法(SC法)をはじめとする各種の除染法を解体前の系統除染等に適用し、良好な除染性能を得るとともに発電用原子炉等への適用のための種々のデータを取得した。

JPDR 一次冷却系に適用した系統除染は、CAN-DECON 法、NP/NS-1 Modified 法、SC 法及び流動研磨除染である。

放射性廃棄物の減量及び再利用のための解体後除染については、リン酸及び硫酸を電解液とした電解除染、並びに電解複合研磨法による除染法試験を行い良好な結果を得ることができた。

また、建家コンクリート表面除染としてマイクロ波照射による方法も原研独自の除染法として開発している。

⑤ 解体機器、解体工法

原子炉の解体のうち、特に原子炉压力容器、炉内構造物は厚肉あるいは複雑形状の鋼構造物で放射線遮蔽コンクリートは堅牢な鉄筋コンクリート構造物である。また、これらの構造物の解体には切断性能及び操作性に優れた解体機器・工法の採用が望まれていた。

炉内構造物、压力容器、压力容器接続配管、放射線遮蔽コンクリート等解体対象物に対応して、Table 5 に示すような各種の解体工法を開発した。

⑥ 解体遠隔操作技術

作業従事者の放射線被ばくを低減するためには、遠隔操作は原子炉解体において必須の技術である。原研ではより操作能力、汎用性の高い多関節式マニピュレータを開発した。これまで7自由度のバイラテラル方式電動マスター・ス

Table 5 Developed major dismantling techniques and their ability

| 解体対象 | 工 法 | 切 断 能 力 |
|--------------------|------------------|--|
| 原子炉圧力容器 | アークソー切断 | ・厚さ 250mm, 切断速度 60mm/min |
| 炉内構造物 | プラズマアーク切断 | ・厚さ 230mm, 切断速度 50mm/min(気中) " 130mm, " 75mm/min(水中) |
| 原子炉圧力容器 との接続配管 | ディスクカッター切断 | ・配管 12B (肉厚 33.3mm), 切断時間28min " 12B (" 17.4mm), " 2.5min |
| | 成型爆薬切断 | ・配管1 ¹ / ₂ B(肉厚 5.1mm), 爆薬量 10g " 3B(" 7.6mm), " 50g |
| 放射線遮蔽体 (コンクリート) | ダイヤモンドソーによる機械的切断 | ・切断能力 1.3m ² /h, 穿孔能率 1.0m ² /h |
| | 水ジェット切断 | ・切断深さ 450~600mm, 切断速度 30mm/min |
| | 制御爆破 | ・破砕能力 0.1m ² /h |

レーブマニピュレータに開発の重点を置き、取扱重量10kg、25kg、100kgと作業能力の向上のための開発を行った。

⑦ 放射線管理技術

解体作業に際して、一層の被ばくの低減と作業能率の改善等を目的とした放射線管理技術を確立するために、次の装置などについて技術開発を行った。

- ・搬出物品自動汚染検査装置
- ・コンクリート廃材等区分管理用測定装置
- ・定型廃棄物容器表面汚染・線量率自動測定装置
- ・放射能の環境影響評価解析

⑧ 解体廃棄物の処理・保管技術

原子炉施設の解体に際して短期的かつ大量に発生する解体廃棄物の処理・保管技術の開発を目的として、次のような開発を行った。

- ・廃棄物容器の開発
- ・固化処理技術の開発
- ・表面汚染固体処理技術の開発、等

7. JPDR 解体実地試験の概要

昭和56年から進めてきた原子炉解体技術開発の成果に基づき、JPDR を解体することがきる見通しを得たので昭和61年7月に解体変更届を科学技術庁に

提出し、同年12月4日解体実地試験の記念式を行い、引き続き工事を開始した。そして、これまでに原子炉炉内構造物、原子炉容器等の撤去を行い、平成5年度には放射線遮蔽体の撤去を終了し、平成6年5月現在、建家コンクリートの汚染除去作業及び確認測定を進めており、平成7年度末に建家の解体撤去と整地を行い解体作業のすべてを終了する予定である。

原子炉解体の手順模式図を Fig.4 に示す。また、平成5年度までのスケジュール、作業人工数、線量当量及び解体廃棄物量の集計結果を Fig.5 に示す。

原子炉の主要構造物の解体作業は、まず原子炉周辺機器の撤去から開始し、合わせてダンプコンデンサ建家内機器の撤去を行い、ダンプコンデンサ建家内を廃棄物の一時置き場として使用した。炉内構造物については、昭和62年度中に炉心スプレイブロック、給水スパーチャー及び上部グリッドスダビライザを撤去し、昭和63年度には、プラズマ切断装置を用いて、ホールドダウン、ライサー上部グリット等を撤去した。

原子炉圧力容器については、まず、接続配管を平成元年度に成型爆薬、ディスクカッター等により撤去し、次に放射線遮蔽体と原子炉圧力容器の間に水封用内筒を据付け、水張りし、放射線量の高い胴部をアーク切断装置を用いて、65分割に切断し、コン

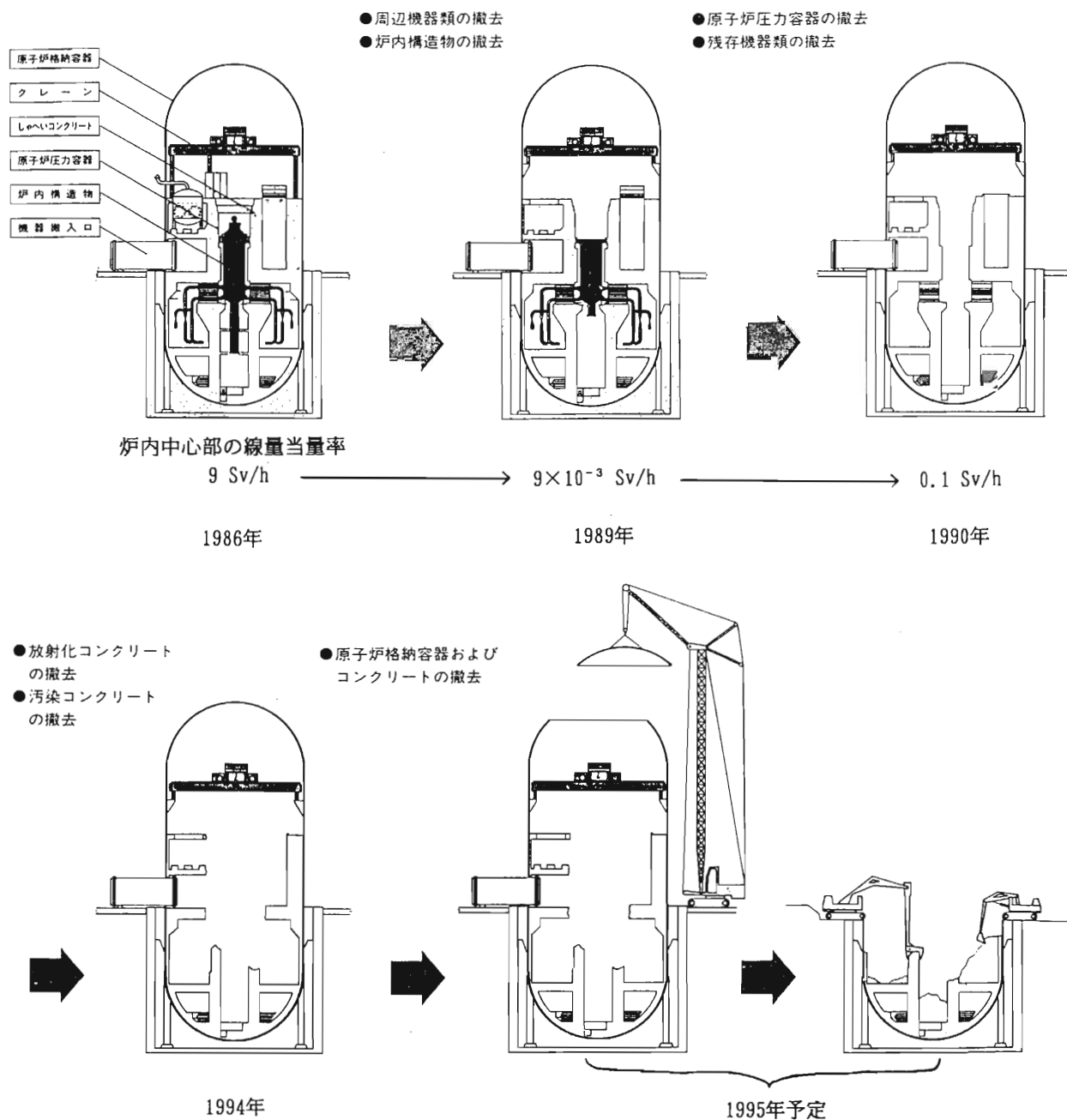


Fig.4 Schematics of dismantling procedure for JPDR

テナ容器等に収納して、平成2年度中に解体を終了した。

放射線遮蔽体については、平成2年度から、内側の部分を機械的切断法(コアボーリング等)及び水ジェット切断法により行い、その外側を制御爆破法により解体撤去を行い、作業を平成5年度末に終了した。

JPDR 解体に伴って発生する廃棄物量は、放射性廃棄物約4,500t、非放射性廃棄物約18,000tであ

る。放射性廃棄物は、炉内構造物の比較的高い放射能レベルのものを除き、大部分が低いレベルの廃棄物であり、コンクリート廃棄物の多くは極低レベルのコンクリート等である。この極低レベルのコンクリート等については、放射線遮蔽体の大部分と建家表面除染コンクリートで合計、約2,200tであり、埋設事業の許可に基づいて原研敷地内で埋設実証試験に供する予定である。また、低レベル廃棄物については、ドラム缶、1 m³、3 m³容器及び遮蔽コンテ

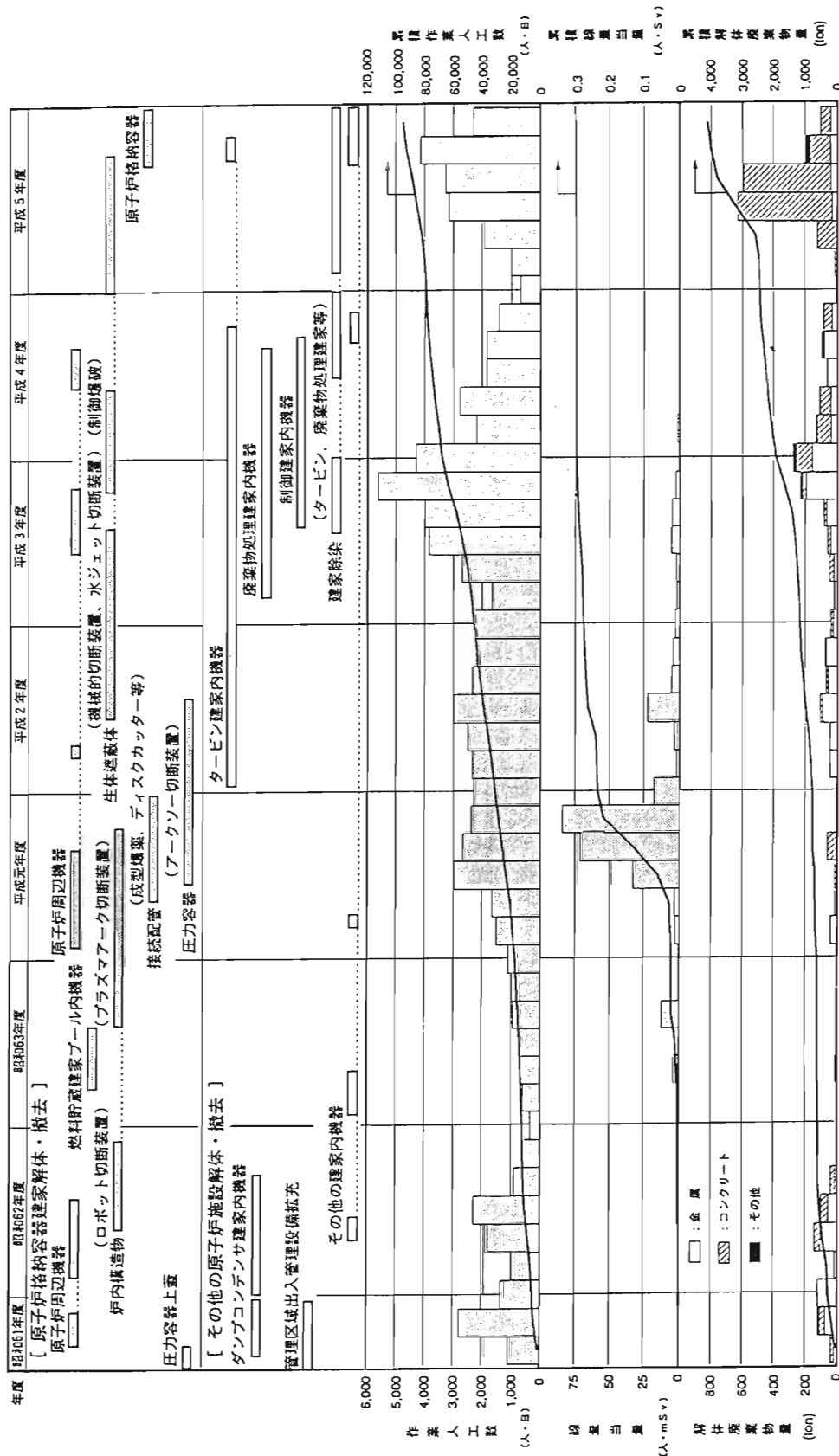


Fig.5 Dismantling schedule, manpower expenditure, radiation to workers, and decommissioning waste produced during JPDR dismantling activities

ナに収納し、保管棟に保管廃棄した。なお、非放射性廃棄物の建家等コンクリートについては、解体後クラッシングし、再生資源として適宜活用する予定である。

解体実地試験で得られた、これまでの成果等を要約すると次の通りである。

- ① 放射性物質の解体作業は実質的には終了したが、総線量当量は計画値の1人・Svに対し、約0.3人・Svであった。また、被ばく事故もなく安全に実施することもできた。
- ② 環境への影響は、全く問題なく実施された。
- ③ 炉内構造物、原子炉容器等の解体撤去には、遠隔技術が用いられ、安全に実施され、作業者の被ばく低減化にも寄与した。
- ④ 放射線遮蔽体の解体撤去には、制御爆破の技術が特に有効であった。
- ⑤ 解体に伴って発生する放射性廃棄物の処理・処分は、最も重要な課題の一つと認識された。

8. おわりに

本稿をまとめるに当たっては原研の年報、10年史、20年史、30年史並びに多くの関係者の資料を参考にした。JPDRの建設、運転、JPDR-II改造、解体技術開発から解体実地試験に至る歴史は、日本の原子力開発に非常に重要な役割を果たしてきたことを改めて痛感する。

放射性廃棄物の処理・処分は、今日、原子力開発にあっても重要な課題となっている。その第1歩として、JPDR解体金属廃棄物等について、熔融による高減容処理が有効ではないかと考える。また、極めて放射能レベルの低い廃棄物については、熔融処理後、放射能濃度の確認がしやすいことから、規制

基準の整備に基づき、再利用又は規制除外によって処分することも期待される。デコミッションングの技術の確立には、廃棄物の処理・処分の視点がますます重要であると考えられる。

JPDRの解体によって得られた豊富な経験を基に、これをさらに継承し、実用化へ発展させることが大切であり、このような視点からJPDRデコミッションングの概要について報告した。

最後に、JPDRデコミッションングの終盤を迎えることができたのは、永年にわたり多くの方々のご指導、協力、支援によるものと考えている。ここに深く感謝の意を表したい。

参考文献：

- 1) 日本原子力研究所年報、昭和31年度～平成4年度
- 2) 原研10年史、昭和41年6月
- 3) 原研20年史、昭和51年6月
- 4) 原研30年史、昭和61年6月
- 5) JAERI-M9540 原子炉施設の解体技術、1981年6月
- 6) 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社、昭和56年11月
- 7) デコミッションング技術の現状と課題、日本原子力学会誌、Vol.33 No.5 P4～P40、1991年
- 8) JPDR解体実地試験の現状、原子力工業、第37巻 第2号 P14～P59、1991年
- 9) 石川 迪夫 他：原子炉解体—安全な退役のために、講談社、1993年4月
- 10) 総合エネルギー調査会原子力部会；“商業用原子力発電施設の廃止措置のあり方について”、昭和60年7月

財団法人 原子力施設デコミッションング研究協会誌

© デコミッションング技報 第10号 発行日：平成6年6月28日

発行所 (財)原子力施設デコミッションング研究協会

編集発行人 新谷英友

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100

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

印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 0292-82-7321

RANDEC's Capability

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

The capability and service of RANDEC are to ;

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



Provide technical information on decommissioning.



Train for decommissioning.



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

財団法人

原子力施設デコミッションング研究協会

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