

# デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：後世に誇れるデコミッショニング  
や処分施設を

総 説：IAEAにおけるデコミッショニング  
に関して

：発電用原子炉施設のデコミッショニング  
への取組み

No. 8 1993

# RANDEC

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

## 事業の内容

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッションングに関する技術・情報を提供します。



デコミッションングに関する人材を養成します。



デコミッションングに関する普及啓発活動を行います。

# デコミッショニング技報

第8号 (1993年6月)

## — 目 次 —

後世に誇れるデコミッショニングや処分施設を .....	1
東 邦夫	
総 説	
IAEAにおけるデコミッショニング活動に関連して .....	2
— 解体廃棄物の再利用と規制除外レベル —	下岡 謙司
発電用原子炉施設のデコミッショニングへの取組み .....	11
鈴木 一弘	
技術報告	
$\beta$ ・ $\gamma$ 焼却装置の撤去 .....	22
庄司 喜文、佐藤 元昭	
原位置ガラス固化技術のデコミッショニング廃棄物に対する適用可能性 .....	31
村岡 元司、飯田 哲也、金子 直哉、田坂 広志	
放射性廃棄物処理技術の開発 .....	40
— 日本ガイシの開発技術 —	刈田 陽一
JPDRにおける内蔵放射能評価について .....	66
助川 武則、島山 睦夫	

# Journal of the RANDEC

No. 8, June 1993

## CONTENTS

### Exposition

Some Reviews of IAEA's Programme on Decommissioning

— Emphasis of Studies on the Exempt Levels for Recycle and Reuse of Solid Materials — ..... 2

Kenji SHIMOOKA

Activities for Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning at Electric

Power Companies ..... 11

Kazuhiro SUZUKI

### Technical Report

Dismantling of Low Active  $\beta \cdot \gamma$  Solid Waste Incinerator ..... 22

Yoshibumi SHOJI, Motoaki SATO

Applicability of In-Situ Vitrification Technology to Decommissioning Waste of

Nuclear Power Reactor ..... 31

Motoshi MURAOKA, Tetsunari IIDA, Naoya KANEKO, Hiroshi TASAKA

Research and Development Activities for Radioactive Waste Treatment

— Developing Technologies of NGK — ..... 40

Yoichi KARITA

Evaluation of Radioactive Inventory in JPDR Due to Neutron Activation ..... 66

Takenori SUKEGAWA, Mutsuo HATAKEYAMA



## SUMMARIES

Some Reviews of IAEA's Programme on Decommissioning  
-Emphasis of Studies on the Exempt Levels for Recycle and  
Reuse of Solid Materials-

*Kenji SHIMOOKA*

J. RANDEC, No.8 (June 1993), page 2~10, 2 Figures, 3 Tables

Decontamination and decommissioning (D/D) activities were introduced in the IAEA's programme in 1973. Since 1980, the IAEA has published more than ten technological review reports and safety and regulatory guidance reports in the area of D/D. Decommissioning of nuclear facilities including nuclear power plants was reviewed in this report. Great deal of progress has been made in the development of the methodology and technology of decommissioning. It is recognized that dismantling of large nuclear power plant can be carried out without unacceptable impact on humans and the environment, and at a reasonable cost. Decommissioning wastes are primarily LLW, a large fraction is the solid debris which is normally not radioactive. Exemption of materials from regulatory control has a great advantage for recycle and reuse of materials from dismantling and also for disposal of decommissioning wastes. In this document, concept of exemption level and outline of deriving method for exempt quantities are described and example exempt quantities presented.

Activities for Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning  
at Electric Power Companies

*Kazuhiro SUZUKI*

J. RANDEC, No.8 (June 1993), page 11~21, 8 Figures, 6 Tables

42 commercial nuclear power plants are operated by Electric Power Companies in Japan as of May 1993. Although the useful lives of these facilities can be extended by employing various retrofit actions, it is estimated that some of these facilities will become candidates for decommissioning around beginning of the 21 st century. To dismantle and remove these facilities after termination of operation for site reuse in safety and efficiently, decommissioning technology must be advanced through the development of necessary techniques and these techniques must be verified before applied to commercial nuclear plant.

This paper describes an outline of electric power companies' activities for decommissioning.

Applicability of In-Situ Vitrification Technology to Decommissioning Waste of Nuclear Power Reactor

*Motoshi MURAOKA, Tetsunari IIDA*

*Naoya KANEKO, Hiroshi TASAKA*

J. RANDEC, No.8 (June 1993), page 31~39, 7 Figures, 5 Tables

In-Situ Vitrification (ISV) Technology is an innovative remediation technology which melts contaminated soil and buried wastes in-situ with electrical power to form an inert glass product. Typical processing temperature of ISV is 1,600~2,000 °C, and the ISV technology can process simultaneously hazardous organics, inorganics (heavy metals), radioactive contaminants, and mixtures of these. The ISV treatment results in the removal or pyrolytic destruction of hazardous organic compounds, and heavy metals are either removed or permanently immobilized in a high quality, high strength, glassy residual product.

The ISV process can tolerate the presence of rubble, metal, concrete, and combustible solids and liquids, and averaged volume reduction is 25~45%. The ISV is also an promising technology for the treatment and recycling of decommissioning wastes generated from the nuclear facilities and the generation of vitrified underground barriers, which can be applied as a new civil engineering technology for environmental preservation.

Research and Development Activities for Radioactive Waste Treatment

-Developing Technologies of NGK-

*Yoichi KARITA*

J. RANDEC, No.8 (June 1993), page 40~65, 26 Figures, 11 Tables

NGK has obtained technology concerning a miscellaneous solid waste incinerator form KfK in 1973, and supplied the first incineration system for a nuclear power plant in Japan. Based the accumulated experience in construction and operation, an improved type incinerator was developed and a total of 23 units have been supplied to nuclear facilities in Japan. Besides the above incinerator, five types of incinerator or pyrolyzer have been developed and these four units have shown actual results. For non-combustible solid waste, suitable technology for melting and compaction/conditioning has been developed. NGK has supplied the first high pressure compactor for a nuclear power station in Japan, while also testing and researching into the performance of induction heat melting, as well as establishing the evaluation technologies for its waste form or package so as it can be utilized for the burial land disposal of non-combustible solid waste from nuclear power plants.

Decontamination technology has been developed for future decommissioning and experience has been accumulated for dry blasting and chemical decontamination with strong acids.

It has been said that incineration, melting, compaction and decontamination are the essential technologies for waste treatment at the time of the coming decommissioning of nuclear facilities. This report describes the outline of NGK's technical development in these areas.

## SUMMARIES

Dismantling of Low Active  $\beta \cdot \gamma$  Solid Waste Incinerator  
*Yoshibumi SHOJI, Motoaki SATO*  
J. RANDEC, No.8 (June 1993), page 22~30, 6 Figures, 5 Tables

Incineration system in Oarai Research Establishment of JAERI was dismantled after its approximately-17-year operation for treating radioactive wastes. During this dismantling work, minimization of radioactive waste packages was achieved by segregation of contaminated wastes and non-contaminated wastes on their histories, and by compaction process.

With this work, experience concerning management of dismantled wastes was gained, in addition to technical data of dismantling bulky wastes containing materials, e.g. brick, which have hazard of causing air pollution.

Evaluation of Radioactive Inventory in JPDR Due to Neutron Activation  
*Takenori SUKEGAWA, Mutsuo HATAKEYAMA*  
J. RANDEC, No.8 (June 1993), page 66~77, 15 Figures, 4 Tables

It is essential for planning the decommissioning the reactor to estimate the radioactive inventory involved in it accurately. For this purpose, computer code system has been developed mainly consisting of neutron transport calculation codes and its validity was verified by analyzing measured radioactivities in the reactor pressure vessel, its internals and biological shield concrete of JPDR.

This paper describes the procedures and results of calculations and measurements on the radioactive inventory in JPDR. The calculated values are found to predict radioactivity fairly well in the reactor internals and pressure vessel. In the biological shield, however, they overestimate as compared with the measured one by a factor 2 to 3 at the core midplane.

## 後世に誇れるデコミッションングや処分施設を



京都大学  
東 邦 夫

旧ソ連邦が、原子炉などの放射性廃棄物を大量に海に捨てていたという新聞記事を呼んだ途端に『なんという事をするんだ！』という驚きや怒りを、誰もが感じたにちがいない。しかし、心の片隅では、『あの国のことだから、それくらいの事はしていただろう』という当然めいた感情もまた、同時に湧いてきたのではないだろうか。

用済みの原子炉など、もはや何の利益をももたらさない厄介物である。そのような物を丁寧に処理し、環境を保護し人々に迷惑をかけない方式でデコミッションングするという事は、十分に安定し、衣食足った国状のもとでしか、実施し難いことであろう。旧ソ連邦を特別に嫌らって言うわけでは毛頭ないのだが、政局が乱れ、民族問題が噴出し、物価が急騰し、生活用品が極度に不足している最近の状況を知るにつけ、このような国では十分に有り得た過去の事柄と、納得してしまうのである。放射性廃棄物の処理処分やデコミッションングの仕方は、確実に、その国の状況や文化的側面を反映したものとなることを、誰もが無意識の内に知っているのである。

たった50年間しかない原子力の歴史の中で、廃棄物の処分方式は、年と共にどんどん厳密になってゆく傾向をたどってきた。まだ核開発が中心であった原子力の黎明期に、当時の感覚と状況を背景として実施された処分も、現在のセンスからすると、あまりにもずさんな方式であり、環境汚染を招いていると判断され、大規模な環境修復事業が米国で計画され、大きな経済的負担を国は強いられようとしている。

上記のように、放射性廃棄物の処理処分は、その国の文化の反映であり、また、時代と共に変遷してゆくものである。そして、世界の低中レベル放射性廃棄物の地中処分施設は、ますます深く掘り下げられ、より丁寧に埋設しようとする傾向にある。したがって、どの国に於いても、安全評価の計算で導き出される数値が、現時点における法的規制値よりも下にあるという事だけを頼りに、できるだけ簡便なやり方で、安価な処分を計画し実施するというのは、リスクでさえある。むしろ、今後、何十年かにわたって、人々が胸をはり、『これは自分達の世代がつくったものだ』と誇れるような施設をつくる、という心構えで臨んだ方が、結局は良い結果をもたらすように思われる。たとえ、簡単な処分方式で一時的には乗り切れても、そのすぐあとには厳しい評価と、後の世代が背負うべき負担が待ち構えている事を、数十年前の米国や旧ソ連邦に於ける処分の例が教えてくれているからである。

先述のように、放射性廃棄物の処理処分をどのようにとらえるかは、確実に、その国のその時点における人々の経験や文化の反映である。今後ますます重要な役割を果たして行くRANDECが、デコミッションング問題を通して、我が国の廃棄物問題にもどのように関わって行き、それをどのように先導してゆこうとするのか、大いに注目される場所である。

## IAEAにおけるデコミッションング活動に関連して

### — 解体廃棄物の再利用と規制除外レベル —

下岡 謙司\*

*Some Reviews of IAEA's Programme on Decommissioning*

*— Emphasis of Studies on the Exempt Levels for*

*Recycle and Reuse of Solid Materials —*

Kenji SHIMOOKA

Decontamination and decommissioning (D/D) activities were introduced in the IAEA's programme in 1973. Since 1980, the IAEA has published more than ten technological review reports and safety and regulatory guidance reports in the area of D/D.

Decommissioning of nuclear facilities including nuclear power plants was reviewed in this report. Great deal of progress has been made in the development of the methodology and technology of decommissioning. It is recognized that dismantling of large nuclear power plant can be carried out without unacceptable impact on humans and the environment, and at a reasonable cost. Decommissioning wastes are primarily LLW, a large fraction is the solid debris which is normally not radioactive. Exemption of materials from regulatory control has a great advantage for recycle and reuse of materials from dismantling and also for disposal of decommissioning wastes. In this document, concept of exemption level and outline of deriving method for exempt quantities are described and example exempt quantities presented.

#### 1. はじめに

IAEAは除染ならびにデコミッションングに関する活動を1973年に開始し、1980年から現在にかけて技術報告書、安全、規則指針に関する報告書を十数報出版している<sup>1)~9)</sup>。

今日、世界中で233基の研究炉がすでに閉鎖されている。その他に、年数が30年を超える原子炉が研究炉で250基、発電炉で11基ある<sup>10), 11)</sup>。将来これらの数の原子炉が延命措置あるいは廃止措置の対象となる。年数が30年を超える研究炉および発電炉の数をそれぞれFig.1およびFig.2に示す。現

在、原子炉の除染、デコミッションングを実施する基本的な技術は、先進国ではすでに開発されている。

IAEAのデコミッションング活動の中での話題としては原子力施設の除染、解体技術は当然のこととして、最近では解体資材の一般社会への還元（リサイクル：溶融処理、加工後の再利用）および再使用がある。これらに関連する規制除外レベル(exemption level)も重要なテーマである。本報ではこれらの話題について、IAEAの活動状況を紹介する。

\* 日本原子力研究所 東海研究所 (Japan Atomic Energy Research Institute)  
元国際原子力機関 廃棄物管理課 (International Atomic Energy Agency)

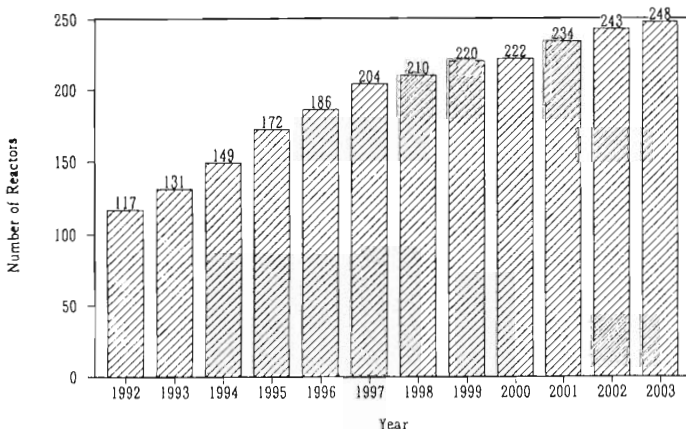


Fig. 1 Nuclear Research Reactors Reaching 30 years of Age

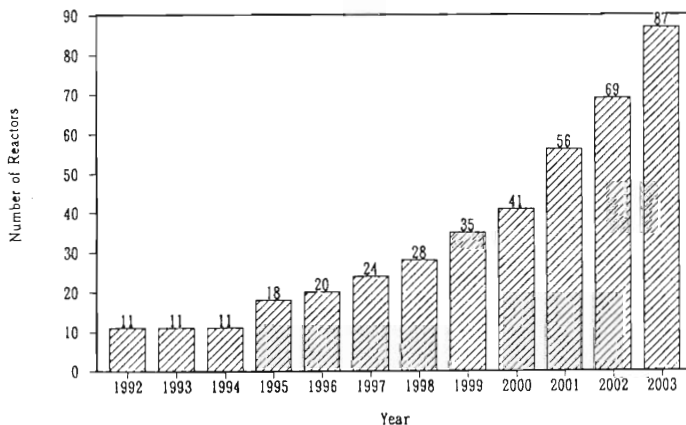


Fig. 2 Nuclear Power Plants Reaching 30 years of Age

## 2. デコミッションング

### 2.1 原子力施設のデコミッションング

デコミッションング(Decommissioning)という言葉は、役目を解き、退役させることという意味である。この言葉は使用される状況に応じて、日本語では退役および廃止措置あるいは場合によっては解体という訳があてられることがある。しかし、退役はともかく廃炉措置あるいは解体というのはデコミッションングという言葉が持つ幅広い意味の一部でしかない。原子力工業におけるデコミッションングという言葉の意味は、原子力施設の有効な寿命の終わりにおける、デコミッションング作業者の安全および健康、ならびにその時点から将来にかけての公衆と環境を守るような、施設の役務廃止行為全般を含むものである<sup>4)</sup>。すな

わち、デコミッションングという行為には除染、放射性廃棄物除去と個人被ばくの最適化、不必要な建物の解体および最終的な施設や場所の無拘束解放、放射性廃棄物の安全な貯蔵、輸送および処分といった種々のプロセスがふくまれる。

原子力発電炉は一般的に30年から40年の設計年数である。設計年数に到達した炉は、もし経済的に魅力があり、かつ規制が許せば延命されるであろうし、そうでなければ永久に任務を終るのである。すなわちデコミッションングである。

延命あるいはデコミッションングを考えなければならぬ寿命が30年以上経過した研究炉並びに発電炉の数はそれぞれFig.1およびFig.2に示したように増加する一方である。たとえば、1986までに500基の研究試験用原子炉が先進22カ国ならびに開発途上33カ国で運転されており、その内400

基以上が1957年から1970の間に運転を開始した原子炉である。

一方、発電炉の方は解体が考えられている炉は今のところ数は多くないが、いくつかの炉はその寿命を終えようとしている。

このようなことが背景にあるので、原子炉を持つ多くの国はデコミッションングに関心を持っている。多くの老朽化した施設をデコミッションングするか延命しなければならないからである。

いくつかの国では、すでに不必要になった原子力施設を安全に、効率良くさらに妥当な費用でデコミッションングする戦略を、国家の原子力政策の一環としてたてている。この戦略は、当然のことながらその国家の定めた必要な要件を保証しなければならない。一般的に国のデコミッションングに関する戦略は、以下の項目を含むものでなければならない。即ち、原子力施設のデコミッションングを安全に実施するための法律及び規則、放射線防護、残留放射能の許容濃度、廃棄物貯蔵施設あるいは処分施設、デコミッションングを実施する機関の資格、許認可条件、環境影響評価を含むことが望まれている。

原子力発電所デコミッションングの計画は、国のデコミッションング戦略の指導の元に、それぞれの施設の所有者が作成しなければならない。昨今、原子炉のデコミッションングが特に注目されているが、その他の原子力施設も同様に考えなければならないであろう。一例を挙げると、燃料製作施設、再処理施設、ウラン濃縮施設、放射性同位体および放射線源の製作および調製施設、そのほか研究用放射性物質取り扱い施設がある。

## 2.2 原子力発電所のデコミッションング

現在のところ、原子力発電所の完全なデコミッションングの例はないが、大規模な原子力発電所も作業員および環境に影響を与えず、しかも法外な費用をかけないでデコミッションングすることができる専門家の間では考えられている。今迄に、研究炉、原型炉ならびにShippingportおよびJPDRといった実証炉が140以上もデコミッションングされており、これらの経験と実績に基づいた意見である。さらにThree Mile Islandの2号基のデコミッションングもほぼ完了している。そのほか、デコミッションングに直接関連する原子炉の構成部品交換の技術および経験が有るからである。

デコミッションングの方法および技術の発達は

最近特にめざましいものがある。原子炉内の化学除染、プラズマ切断、レーザー切断、ダイヤモンドソー切断および遠隔操作の経験が豊富になってきている。しかしながら、原子力発電所のように規模の大きな施設を解体するには、その費用が低減でき、かつ発生廃棄物量および作業員の被ばくを最小限にとどめられるような解体装置や技術の改良がさらに必要であろう。ここで重要なことは、デコミッションングにかかる時間、解体後に残留する放射能濃度および解体廃棄物の処分を考慮して、その解体の最終目的および基準を明確にすることである。

放射性物質の除去がデコミッションングの第一段階であり、核燃料、制御棒、イオン交換樹脂、中性子によって放射化された物質およびこれらによって汚染された物質をいかに効率良く除去するかが基本となる。この際の問題として、汚染物と非汚染物とを区分する測定技術がある。大量に発生し、しかも種々の形態を持つバックグラウンドレベルの放射能を持つ試料をいかに効率良く測定するか。この問題は、デコミッションングの費用にかかわってくる。また、デコミッションング終了時に施設あるいは敷地内に残留するかもしれない放射能の点から、最終目的にもかかわってくる。

## 2.3 デコミッションング費用

原子力発電所のデコミッションングにかかる費用は国によって、また炉型、運転年数、規制、廃棄物量、処分場、人件費等によって異なる。規制除外レベルの設定によっても変わってくるであろう。また、原子炉閉鎖後、何年冷却期間をおいて解体を開始するかによって左右される。そのほか、見かけの費用はそれぞれの国の通貨の為替レートによっても異なる。しかし、今までに実施した除染およびデコミッションングの経験、ならびに通常の作業における同様の役務費から、その費用は概略試算できる。原子力発電所デコミッションングの総費用、すなわち、デコミッションング開始から敷地の無拘束解放までにかかる費用は、発電所建設初期投資額のおおよそ20%位である。この費用は、その発電所で発電をした電力料金からみると、大きな割合ではないであろう。いま仮に、原子力発電所の運転期間を25年とし、その間の電力料金の2%をデコミッションングにあてたとすれば、デコミッションングの費用は十分まかなえるであろう。すでに、デコミッションングの費用

は電力料金の一部をあてるという考え方が、多くの国でとられている。

### 3. 固体廃棄物の規制除外レベル

#### 3.1 規制除外の背景

放射線は基本的に健康を害する可能性があること認識されており、このため放射線源の使用は法令によって規制されている。しかしながら、ある種の放射線源は条件によってはリスクが非常に小さく法規制する必要のないものである。また、宇宙線のように制御不可能なもので、規制からはずされているものもある。

規制除外の概念については、IAEAでは主として廃棄物処分に関連して、“de minimis”すなわち、“法令は、あまりにも些細なことには関与しない”という方向で論議が進められている。1984年に、放射線源の規制除外と法令の運用の原則を明確にしようとするプログラムを開始し、翌1985年にNEAおよびWHOとの共同で規制除外の原則を主題とする会議を開催した。1987年に、IAEAは、規制除外の原則と低レベル放射性廃棄物の処分への適用について議論した中間報告書を出した。これに引き続き、除外原則に関する国際的な世論の一致を得るための議論がなされ、1988年にIAEAとNEAが共催した諮問委員会で意見の一致がみられた。この諮問委員会での決議は、“放射線源の規制除外及び規制管理の法手続き”という表題でIAEAの一連の安全報告書として出版されている<sup>12)</sup>。IAEAは、この規制除外原則を原子力産業から発生する資材の一般社会への還元（リサイクル）、および再使用に適用するための問題点、ならびに病院および研究施設から発生する廃棄物に適用するための問題点について検討を進めている<sup>13)</sup>。百万kW級の加圧水型あるいは沸騰水型の原子炉に使用されている鉄の重量は約1万tであり、その内の約半分（5000 t）は除染をする事により社会への還元、再利用が可能と考えられる。コンクリートについても、数十万tの使用量の内、約半分がコンクリートを新しくつくる場合の骨材として再利用されるならば、廃棄物処分費用の軽減に大きく役立つ。

上記検討は、資材が一般社会に還元される、あるいは処分されるといったように条件がついている場合である。このように条件付きの場合は、それぞれの国で除外値を規定することが可能である。

しかし、一度規制から除外された資材、特に鉄および非鉄金属は一般社会に還元されたのち、国境を越えて国から国へ運ばれ、そこで利用される可能性がある。それゆえ、国際的に受け入れ可能な、無拘束規制除外レベルの設定が必要になってくる。

#### 3.2 規制除外の原則

IAEAの安全指針No.89 (IAEA 1988)<sup>12)</sup>に、規制から除外するか否かを決定するための、2つの基本的な規準が明記されている。それらは、規制上の心配が全く無い程度に個人のリスクが小さくなければならないということ、かつ放射線防護の最適化がなされなければならないということである。

規制除外の観点から個人の受ける線量（外部被ばくによる実行線量当量と内部被ばくによる預託実行線量当量の和）を考えた場合、年間数十マイクロシーベルト( $\mu\text{Sv/y}$ )オーダーであるならば、問題ないであろうというのが専門家の間で考えられている線量である。ただし、この線量は、個人がいくつかの規制除外物質から被ばくする線量の総量であり、総線量がこのオーダーを越えないことが重要である。IAEAの指針では、それぞれの規制除外物質からの、決定集団の平均的な個人に対する線量が、 $10\mu\text{Sv/y}$ のオーダーを越えないこととしている。この線量は、自然放射線による被ばくの約1/100である。

放射線防護の最適化に関しては、規制除外をすることによる集団あたりの集団実行線量が、 $1\text{man Sv}$ を越えないようにと勧告されている。

#### 3.3 規制除外の原則の適用

規制除外の原則は、リスクおよび線量という言葉で表現されているが、これを適用するには実用的な放射能濃度表現の方が实际的であろう。規制除外値を放射能濃度、たとえば、単位質量あたりの放射能濃度(Bq/g)あるいは単位面積あたりの放射能濃度(Bq/cm<sup>2</sup>)で表現する方が实际的である。

規制除外の一般的な概念は、除外物を非放射性物質と同様に取り扱えるように、完全に法規制から除外することである。しかし実際には、完全に法規制からはずさない場合もしばしばある。特定の使用条件付きで、除外物として許容される場合である。このようなものは拘束規制除外と呼ばれている。

完全に法規制から除外する場合は、可能性のある被ばく経路を全て検討し、規制を除外された物



がどこでどのように使用されるかにかかわらず、それらの被ばく経路から算出される放射能濃度の全てを考慮しなければならない。このような規制除外は無拘束規制除外といわれている。このような無拘束除外物は、国境を越えて国から国へと動かされていくことが当然考えられる。したがって、無拘束規制除外は、一国だけの問題ではなく、一般原則として国際間で協定されるべきであろう。

無拘束規制除外による被ばく線量計算は、その核種によってもたらされる最も高い線量が考えられる被ばくシナリオ、および被ばく経路によって計算されなければならない。また、この計算によって求められる値、すなわち、規制除外濃度が受け入れられるためには、シナリオの選定にあたって、的確な判断がなされなければならない。通常、規制除外濃度の算出には、計算結果が安全側になるような仮定およびパラメータの値が用いられるであろう。したがって、このような考えに基づいて算出された規制除外濃度は安全側のものであり、この放射能濃度で除外された物質によって実際に被ばくする線量は、個人の被ばく線量規準である $10\mu\text{Sv/y}$ よりはるかに低いものになるであろう。

何をどのように規制除外するかが明確に限定されている場合、例えば汚染金属スクラップを再利用するというようにはっきりとしている場合は、その限定条件、非汚染金属での希釈率といったような特徴を考慮することができるであろう。もし、再利用による放射性核種数核種からの集積線量が低いということが明白であるならば、その再利用の分野ではもっと大まかな線量(数十 $\mu\text{Sv}$ )を規制線量とみなしてよいかもしれない。また、規制放射能濃度を算出するにあたり、もっとも実状に合った仮定を線量計算に導入するため、考慮しなければならない被ばくシナリオの数を限ってもよいかもしれない。こういったことを考慮にいれば、拘束規制除外の場合は、無拘束規制除外の場合と比較して、もっと高い放射能濃度の規制除外値が算出されるであろう。もちろん、この場合は放射性物質をどのように再利用するかという条件が付いた、拘束規制除外濃度になる。もし、どのように再利用されるかが保証されない場合は、無拘束除外の考え方で決定された規制濃度値を使用する方が適切であろう。

### 3.4 規制除外濃度の算出

近年、規制除外濃度の算出に関する検討が行われている。これらの検討が行われている分野は、核燃料サイクルからの低レベル固体廃棄物、医療機関および研究機関における放射性核種利用から発生する低レベルの気体、液体および固体廃棄物、ならびに原子力施設のデコミッションングから発生する鉄、非鉄およびコンクリートである。

一般に、固体廃棄物は処分され、気体および液体廃棄物は環境に直接放出される例が多い。しかし、その中で金属類およびコンクリートは、社会へ還元され再利用されることも考えられる。それゆえ、ここではデコミッションングに関連して、鉄、アルミニウムおよびコンクリートの例を取り上げて考えてみる。また、規制除外濃度の算出においては、通常個人の実行線量当量が最も効いてくるので、 $10\mu\text{Sv/y}$ という、個人被ばくの線量規準から計算した規制除外値のみを示す。規制除外値の計算式については、以下に簡単に記しておく。種々のシナリオ、仮定、インプットデータ等の詳細はIAEAのSafety Series No. 111-p-1.1(IAEA 1992)<sup>3)</sup>を参照されたい。

外部被ばくによる個人の実効線量当量の計算は、次式によった。

$$H_{\text{EXT},i,s} = t C_i DF_{\text{EXT},i,s} W P$$

ここに、

- $H_{\text{EXT},i,s}$  : ソースカテゴリ  $s$  の放射性核種  $i$  から受ける年間外部被ばくによる実効線量当量 (Sv/y)
- $t$  : 個人の被ばく時間 (h/y)
- $C_i$  : 再利用のため規制除外を受ける物質中の放射性核種  $i$  の初期濃度 (Bq/g)
- $DF_{\text{EXT},i,s}$  : ソースカテゴリ  $s$  の放射性核種  $i$  からの外部被ばくによる実効線量当量 (Sv/h per Bq/g)
- $W$  : 作業員によって取り扱われる規制除外物質の量/作業員の取り扱う全物質質量 (この評価では1.0とした)
- $P$  : 被ばく者数 (個人被ばく線量計算では  $P=1$  とした)

再利用被曝シナリオで限定されている個人が、放射性核種を摂取することによって受ける預託線量の一般的な評価式は次のとおりである。

$$H_{\text{INH},i} = V t DF_{\text{INH},i} W(C_d C_{w,i} + C_{s,i} RF TF_{\text{INH}})$$

ここに、

- $H_{INH,i}$  : 放射性核種  $i$  を 1 年間吸入摂取することによる預託実効線量等量 (Sv)
- $V$  : 作業者の換気率 ( $m^3/h$ ) (計算には  $1.2m^3/h$  を使用した)
- $t$  : 個人の被ばく時間 (h)
- $DF_{INH,i}$  : 放射性核種  $i$  を 1 Bq 吸入摂取することによる預託実効線量当量 (Sv/Bq)
- $W$  : 作業者によって取り扱われる規制除外物質の量 / 作業者の取り扱う全物質質量 (この評価では 1.0 とした)
- $C_d$  : 空气中に存在し呼吸に關与する塵埃の濃度 ( $g/m^3$ )
- $C_{w,i}$  : 規制除外され再利用されている物質中に存在する放射性核種  $i$  の濃度 (Bq/g) (1 Bq/g とした)
- $C_{s,i}$  : 表面汚染として存在する放射性核種  $i$  の濃度 (Bq/cm<sup>2</sup>) ( $10^4$  Bq/m<sup>2</sup> あるいは 1 Bq/cm<sup>2</sup> とした)
- $RF$  : 表面放射能の再浮遊係数 ( $m^{-1}$ ) ( $10^{-6}m^{-1}$  とした)
- $TF_{INH}$  : 表面放射能の吸入摂取に移る係数 ; すなわち再浮遊する表面汚染の割合 ( $m^{-1}$ ) ( $10^{-6}m^{-1}$  とした)

再利用金属の表面放射能汚染を二次摂取した場合、すなわち手、食物、タバコから経口摂取した場合、個人の被ばく線量は次式で計算される。

$$H_{ING,i} = t DF_{ING,i} W (I C_{ING,i} + K TF_{ING} C_{s,i})$$

ここに、

- $H_{ING,i}$  : 放射性核種  $i$  を 1 年間経口摂取することによる預託実効線量当量 (Sv)
- $t$  : 個人の被ばく時間 (h/y)
- $DF_{ING,i}$  : 放射性核種  $i$  を 1 Bq 経口摂取した際の預託実効線量当量 (Sv/Bq)
- $W$  : 作業者によって取り扱われる規制除外物質の量 / 作業者の取り扱う全物質質量 (この評価では 1.0 とした)
- $i$  : 表面汚染からの二次経口摂取率 ( $g/h$ ) (0.01  $g/h$  とした)
- $C_{ING,i}$  : 塵埃中の放射性物質  $i$  の濃度 (Bq/g) (1.0 Bq/g とした)
- $K$  : 表面汚染からの二次経口摂取率 ( $m^3/h$ ) ( $10^{-4}m^3/h$  とした)
- $TF_{ING}$  : 表面放射能の経口摂取される率

(0.01 とした)

- $C_{s,i}$  : 表面汚染中の放射性核種  $i$  の濃度 (Bq/cm<sup>2</sup>) ( $10^4$  または 1 Bq/cm<sup>2</sup> とした)

そのほか、溶融、製練過程から放出される放射性物質による個人被ばく線量も計算されている。

規制上問題となる放射性核種の代表格として、高エネルギーの  $\gamma$  線をだす Co-60 および長半減期を持つ  $\alpha$  核種の Pu-239 を取り上げ、各々の単位比放射能 (1 Bq/g) による個人被ばく線量を試算した。

Co-60 の再使用の場合、その機器の大きさの影響がみられる。たとえば、ポンプ類だと作業者の外部被ばく線量は個人被ばく規準より 1 桁小さい値であり、数トンという大きな機械を使用した際に受ける線量は、個人被ばく規準より 2 桁大きな値となる。このことから、再使用のために規制除外値を設定する場合は、その機器の大きさが重要な要因であることがわかる。

### 3.5 一般社会への還元および再使用を考えた規制除外濃度

鉄、アルミニウムおよびコンクリートを一般社会に還元する際の規制除外濃度の計算結果を Table 1 に示す<sup>13)</sup>。放射性核種の濃度は、想定される被ばくシナリオのもっとも制限がきびしいと考えられるシナリオに、個人被ばくの線量規準  $10\mu$  Sv/y を当てはめて算出した。ただし、これらの算出値は仮定の設定、パラメータの入力値によって変化するものである。例えば、鉄の場合希釈率 1、すなわち全然希釈せずに汚染物質そのものを用いることを仮定した場合の値である。この表を見ると、鉄が他のアルミニウムおよびコンクリート材料よりも若干制限がきびしくなるということわかる。放射性核種別にみると、高エネルギーの Co-60 および長半減期の  $\alpha$  放射体である Pu-239 および Am-241 に対する規制除外濃度が、他の核種より低い値であることがわかる。

再使用の場合は、規制除外レベルを建物ならびに道具類、モーター、ポンプおよびその他の装置からの吸入および摂取から算出した。計算結果を単位表面積あたりの濃度で Table 1 に示す<sup>13)</sup>。やはり、 $\alpha$  放射体である Pu-239 および Am-241 の濃度制限がきびしいことがわかる。

社会への還元すなわち再利用、および再使用に対する規制除外濃度の範囲を Table 2 に示す<sup>13)</sup>。 $\alpha$

Table 1 Summary of the Limiting Exempt Quantities for the Recycle and Reuse of Contaminated Materials

Radionuclide group	Recycle or reuse category	Derived exemption level	Acceptable amount for recycle (t/a)
<i>Alpha emitters:</i> U-238, Pu-239, Am-241	Steel recycle	0.3-1 Bq/g	$2 \times 10^4 - 6 \times 10^4$
	Aluminium recycle	1-5 Bq/g	$1 \times 10^3 - 4 \times 10^3$
	Concrete recycle	0.9-3 Bq/g	$5 \times 10^3 - 1 \times 10^6$
	Room reuse (surface)	0.2-1 Bq/cm <sup>2</sup>	—
	Room reuse (volume)	0.3-1 Bq/g	—
	Tool/equipment reuse	0.7-4 Bq/cm <sup>2</sup>	—
<i>Photon emitters:</i> Co-60, Nb-94, Eu-152, Mn-54, Zn-65, Cs-137	Steel recycle	0.1-0.6 Bq/g	$5 \times 10^3 - 6 \times 10^4$
	Aluminium recycle	0.3-2 Bq/g	$3 \times 10^3 - 2 \times 10^4$
	Concrete recycle	0.3-2 Bq/g	$10^6 - 2 \times 10^6$
	Room reuse (surface)	0.1-0.6 Bq/cm <sup>2</sup>	—
	Room reuse (volume)	1-6 Bq/g	—
	Tool/equipment reuse	10-50 Bq/cm <sup>2</sup>	—
<i>No-photon emission:</i> Sr-90, Pu-241	Steel recycle	10-50 Bq/g	$3 \times 10^3 - 2 \times 10^4$
	Aluminium recycle	70-200 Bq/g	$3 \times 10^2 - 1 \times 10^3$
	Concrete recycle	50-300 Bq/g	$5 \times 10^3 - 1 \times 10^6$
	Room reuse (surface)	10-100 Bq/cm <sup>2</sup>	—
	Room reuse (volume)	20-70 Bq/g	—
	Tool/equipment reuse	40-100 Bq/cm <sup>2</sup>	—
<i>Other low dose:</i> Cl-36, Ca-41, Fe-55, Ni-63, Tc-99	Steel recycle	$7 \times 10^1 - 2 \times 10^4$ Bq/g	$2 \times 10^3 - 9 \times 10^3$
	Aluminium recycle	$1 \times 10^1 - 4 \times 10^4$ Bq/g	$2 \times 10^2 - 5 \times 10^3$
	Concrete recycle	$2 \times 10^4 - 2 \times 10^5$ Bq/g	$5 \times 10^3 - 1 \times 10^6$
	Room reuse (surface)	$9 \times 10^1 - 3 \times 10^3$ Bq/cm <sup>2</sup>	—
	Room reuse (volume)	$9 \times 10^2 - 2 \times 10^4$ Bq/g	—
	Tool/equipment reuse	$5 \times 10^3 - 1 \times 10^4$ Bq/cm <sup>2</sup>	—

Table 2 Composite Summary of Limiting Exempt Quantities for the Recycle and Reuse of Contaminated Materials

Radionuclide group	Recycle or reuse category	Overall range of estimated exemption level	Overall range of acceptable amount for recycle (t)
Alpha emitters	Metal/concrete recycle	0.1-10 Bq/g	$10^3 - 10^6$
	Reuse (surfaces)	0.1-10 Bq/cm <sup>2</sup>	—
Photon emitters	Metal/concrete recycle	0.1-1 Bq/g	$10^3 - 10^6$
	Reuse (surfaces)	0.1-10 Bq/cm <sup>2</sup>	—
No-photon emission	Metal/concrete recycle	10-100 Bq/g	$10^2 - 10^6$
	Reuse (surfaces)	10-100 Bq/cm <sup>2</sup>	—
Other low dose	Metal/concrete recycle	$10^3 - 10^5$ Bq/g	$10^2 - 10^6$
	Reuse (surfaces)	$10^2 - 10^4$ Bq/cm <sup>2</sup>	—

核種 (U-238, Pu-239, Am-241) の規制除外レベルは、摂取による被ばくで制限される。金属あるいはコンクリートを再利用する場合、約 0.1から10 Bq/gの範囲であり、道具類、設備あるいは部屋を再使用する場合、約 0.1から10 Bq/cm<sup>2</sup>の範囲である。

γ核種 (Co-60, Nb-94, Eu-152, Mn-54, Zn-56, Cs-137) に対する規制除外濃度は、個人の外部被ばく評価に基づいて求められた。金属あるいはコ

ンクリートを再利用する場合、約 0.1から10 Bq/gの範囲であり、道具類、設備あるいは部屋を再使用する場合、約 0.1から10 Bq/cm<sup>2</sup>の範囲である。

β核種 (Sr-90, Pu-241) についての規制除外濃度は、体内摂取によって制限され、シナリオによって変わりうる。金属あるいはコンクリートを再利用する場合、約 10から100 Bq/gの範囲であり、道具類、設備あるいは部屋を再使用する場合、

約 10から100 Bq/cm<sup>3</sup>の範囲である。

その他、低エネルギー放出核種 (Cl-36, Ca-41, Fe-55, Ni-63, Tc-99) については、再利用の場合 10<sup>3</sup>から10<sup>5</sup>Bq/g、再使用の場合10<sup>2</sup>から10<sup>4</sup>Bq/cm<sup>3</sup>という規制除外範囲が算出されている。

放射性核種が数核種混在している場合、全体として規制除外レベル以下かどうかを判定するには、次式が用いられる。

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{Li}} \leq 1.0$$

ここに、

- C<sub>i</sub> : 社会への還元、再利用あるいは再使用を考慮している物質中の放射性核種 iの濃度 (Bq/g)
- C<sub>Li</sub> : その物質中の放射性核種 iの規制除外濃度 (Bq/g)
- n : その物質中に混在する放射性核種の

数

その物質中に存在する放射性核種のそれぞれの濃度比 (C<sub>i</sub>/C<sub>Li</sub>) をたし合わせた値が 1.0より小さいということは、その物質の放射性核種濃度は規制除外値以下ということである。

### 3.6 無拘束規制除外値

無拘束規制除外値も、条件付き拘束規制除外値の計算と同様な考え方で試算し、放射性核種を5グループに分けて表示した。すなわち、法規制から除外された固体物質をどのように使用しても、個人の被ばく線量がその規準値である10 μSv/yを超えない事という考え方である。その結果をTable 3<sup>(4)</sup>に示す。

当然の事ながら、規制除外レベルは、放射性核種のエネルギーおよび毒性によって異なっている。また、再使用の場合と非汚染金属で希釈した金属を再利用する場合には、規制除外レベルは異なる。そのほか、規制除外レベルを決定する場合、再使

Table 3 Unconditionally Exempt Levels for Solid Materials by Radionuclide Group (Bq/g; Bq/cm<sup>3</sup>)

Radionuclide Group	Radionuclides	Levels for:			
		Reuse of large items or manufactured products	Recycle <sup>(2)</sup> and disposal (average)	Small items	
1. Th-232 series and transuranic alpha emitters	Pu-239 Cm-244 Am-241	Pu-240 Cm-244	0.04	0.2	1
2. High/moderate energy emitters and uranium	Co-60 Eu-152 Mn-54 Zn-65 Cs-134 Cs-137 Ag-110m U-234 U-238	Sb-124 Co-57 Na-22 Na-24 Tc-99m I-123 Ir-192 U-235	0.2	1	5
3. Low energy beta and low energy/low emission photon emitters	Cr-51 Sr-90 Pu-241 Ce-144	Y-90 Ru-106 I-125 Cd-109	2	10	50
4. No photon intermediate beta emitters	C-14 Ca-45 Fe-55	P-32 S-35 Ni-63	200	1000	5,000
5. No photon low energy beta emitters	Tc-99 Cl-36	H-3 I-129	2000	10,000	50,000

用する品目の大きさおよびその面積が重要な評価要因であることがわかる。

現在、金属の再利用の分野では、イタリアでは0.1 Bq/gおよび0.1 Bq/cm<sup>2</sup>という値がα核種に対しての制限値として用いられている。ドイツでは、0.05 Bq/cm<sup>2</sup>という値がα核種に対して適用されている。

β核種に関しては、0.1 Bq/gという無拘束規制除外値がスウェーデンとドイツで示されている。

### 3.7 規制除外レベルの測定

個人の被ばく線量がその規準値である10 μSv/yを超えない事というのが、規制除外レベルを決定する際の前提条件である。すなわち測定上では、自然放射能の1%のオーダーの線量率を測定しなければならない。放射能測定器には、GM管、ガスフローカウンター、シンチレーション検出器、半導体検出器が有る。ガス入り検出器の場合、Pu-239に対する測定限界は30秒測定で0.005Bq/cm<sup>2</sup>、β線に対しては0.1Bq/cm<sup>2</sup>位である。実際的には、0.05Bq/cm<sup>2</sup>程度のα汚染は測定可能である。Co-60 に関しては、数百kgの物を数分間で測定する事ができる。その測定限界は、Co-60に対する規制除外濃度である0.2 Bq/gより十分低濃度である。したがって、上記の規制除外濃度は十分測定可能な濃度であることがわかる。

問題は、汚染された大量の物質および広大な面積の全量および全面積を測定する事は実際的ではないので、いかに適切にサンプリングするかという事である。そのほか、圧力容器の放射化によって生成するFe-55およびNi-59といった低エネルギー放出核種をいかに測定するかといった問題がある。

### 参考文献

- 1)International Atomic Energy Agency, Factors Relevant to the Decommissioning of Land-Based Nuclear Reactor Plants, Safety Series No.52, IAEA, Vienna (1980)
- 2)International Atomic Energy Agency, Safety in Decommissioning of Research Reactors, Safety Series No.74, IAEA (1986)
- 3)International Atomic Energy Agency, Regulatory Process for the Decommissioning of Nuclear Facilities, Safety Series No.105, IAEA, Vienna (1990)

- 4)International Atomic Energy Agency, Decommissioning of Nuclear Facilities, Disassembly and Waste Management, Technical Report Series No.230, IAEA, Vienna (1983)
- 5)International Atomic Energy Agency, Decontamination of Nuclear Facilities to Permit Operation, Inspection, Maintenance, Modification or Plant decommissioning, Technical Report Series No.249, IAEA, Vienna (1985)
- 6)International Atomic Energy Agency, Methodology and Technology of Decommissioning Nuclear Facilities, Technical Report Series No.267, IAEA, Vienna (1986)
- 7)International Atomic Energy Agency, Decontamination and Demolition of Concrete and Metal Structures During the Decommissioning of Nuclear Installations, Technical Report Series No.286, IAEA, Vienna (1987)
- 8)International Atomic Energy Agency, Factors Relevant to the Recycle and Reuse of Components Arising from the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Report Series No.293, IAEA, Vienna (1988)
- 9)International Atomic Energy Agency, Monitoring Programmes for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Report Series No.334, IAEA (1992)
- 10)International Atomic Energy Agency, Nuclear Power Reactors in the World, Reference Data Series No.2, IAEA, Vienna (1991)
- 11)International Atomic Energy Agency, Nuclear Research Reactors in the World, Reference Data Series No.3, IAEA, Vienna (1991)
- 12)International Atomic Energy Agency, Principles for the Exemption of Radiation Sources from Regulatory Control, Safety series No.89, IAEA, Vienna, (1988)
- 13)International Atomic Energy Agency, Application of Exemption Principles to the Recycle and Reuse of Materials from Nuclear Facilities, Safety series No.111 -p- 1.1, IAEA, Vienna, (1992)
- 14)International Atomic Energy Agency, Private Information, (1991)

## 発電用原子炉施設のデコミッションングへの取組み

鈴木 一弘\*

### *Activities for Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning at Electric Power Companies*

Kazuhiro SUZUKI

42 commercial nuclear power plants are operated by Electric Power Companies in Japan as of May 1993. Although the useful lives of these facilities can be extended by employing various retrofit actions, it is estimated that some of these facilities will become candidates for decommissioning around beginning of the 21st century. To dismantle and remove these facilities after termination of operation for site reuse in safety and efficiently, decommissioning technology must be advanced through the development of necessary techniques and these techniques must be verified before applied to commercial nuclear plant.

This paper describes an outline of electric power companies' activities for decommissioning.

#### 1. 緒言

1993年4月末現在、我が国で運転中の商業用原子力発電施設は42基、電気出力で3,441.9万kWに達しており、建設中の発電施設も9基、電気出力930.8万kWにのぼっている。これらの原子力発電施設の炉型は、Table 1に示すとおり、ガス冷却炉1基の他は軽水炉（沸騰水型、加圧水型）である。これらの原子力発電施設は、設備の更新等により寿命を延長することも検討されているが、最終的には運転を終了する時期がくることは避けられない。

我が国の最初の商業用原子力発電施設である東海発電所（ガス冷却炉）の運転が開始されたのは昭和41年（1966年）であり、将来、施設の寿命を全うしデコミッションング作業が本格化してくるのは21世紀に入ってからと予想されている。この商業用原子力発電施設の場合は、研究用施設と比べ規模も大きく運転期間も長くなることから残留する放射能の量も多くなるものと予想されるが、

日本原子力研究所JPDRの解体実施試験における経験等が示すように、現行技術の組合せによってデコミッションングを実施することは技術的に十分可能であると考えられている。しかし、より安全に、より経済的にこれを行うためには、今のうちから一歩進んだ技術の開発や確認、データの保存や収集など綿密な準備を進めておくことが肝要である。この問題は、原子力発電を円滑に推進する上での重要な課題であるとの認識から、国、電力会社、メーカー等で、昭和55年頃から研究を実施している<sup>1)</sup>。

#### 2. 原子力発電施設の概要

Fig. 1に沸騰水型及び加圧水型の原子力発電施設の構造概要を示す。原子力発電施設は、一般に原子炉建屋、タービン建屋、補助建屋及び放射性廃棄物処理建屋で構成され、その他の附属施設として、冷却用海水取水設備、港湾設備、送变电設備等を有している。

\* 東京電力株式会社 原子力研究所 原子力燃料サイクル研究室  
(Nuclear Power R&D Center, Tokyo Electric Power Co.)

Table 1 Commercial Nuclear Power Plants in JAPAN

## 1. 営業運転中

会社名	発電所名	炉型	電気出力(万kW)	運転開始日
日本原子力発電株式会社	東海	GCR	16.6	1966年7月
"	東海第二	BWR	110.0	1978年11月
"	敦賀1	"	35.7	1970年3月
"	敦賀2	PWR	116.0	1987年2月
北海道電力株式会社	泊	1 "	57.9	1989年6月
"	"	2 "	"	1991年4月
東北電力株式会社	女川原子力	1 BWR	52.4	1984年6月
東京電力株式会社	福島第一原子力	1 "	46.0	1971年3月
"	"	2 "	78.4	1974年7月
"	"	3 "	"	1976年3月
"	"	4 "	"	1978年10月
"	"	5 "	"	1978年4月
"	"	6 "	110.0	1979年10月
"	福島第二原子力	1 "	"	1982年4月
"	"	2 "	"	1984年2月
"	"	3 "	"	1985年6月
"	"	4 "	"	1987年8月
"	柏崎刈羽原子力	1 "	"	1985年9月
"	"	2 "	"	1990年9月
"	"	5 "	"	1990年4月
中部電力株式会社	浜岡原子力	1 "	54.0	1976年3月
"	"	2 "	84.0	1978年11月
"	"	3 "	110.0	1987年8月
関西電力株式会社	美浜	1 PWR	34.0	1970年11月
"	"	2 "	50.0	1972年7月
"	"	3 "	82.6	1976年12月
"	高浜	1 "	"	1974年11月
"	"	2 "	"	1975年11月
"	"	3 "	87.0	1985年1月
"	"	4 "	"	1985年6月
"	大飯	1 "	117.5	1979年3月
"	"	2 "	"	1979年12月
"	"	3 "	118.0	1991年12月
"	"	4 "	"	1993年2月
中国電力株式会社	島根原子力	1 BWR	46.0	1974年3月
"	"	2 "	82.0	1989年2月
四国電力株式会社	伊方	1 PWR	56.6	1977年9月
"	"	2 "	"	1982年3月
九州電力株式会社	玄海原子力	1 "	55.9	1975年10月
"	"	2 "	"	1981年3月
"	川内原子力	1 "	89.0	1984年7月
"	"	2 "	"	1985年11月

## 2. 建設中

会社名	発電所名	炉型	電気出力(万kW)	運転開始予定
東北電力株式会社	女川原子力	2 BWR	82.5	1995年7月
東京電力株式会社	柏崎刈羽原子力	3 "	110.0	1993年7月
"	"	4 "	"	1994年7月
"	"	6 "	135.6	1996年7月
"	"	7 "	"	1997年7月
中部電力株式会社	浜岡原子力	4 "	113.7	1993年9月
北陸電力株式会社	志賀原子力	1 "	54.0	1993年3月
四国電力株式会社	伊方	3 "	89.0	1995年3月
九州電力株式会社	玄海原子力	3 "	118.0	1994年3月
"	"	4 "	"	1997年7月



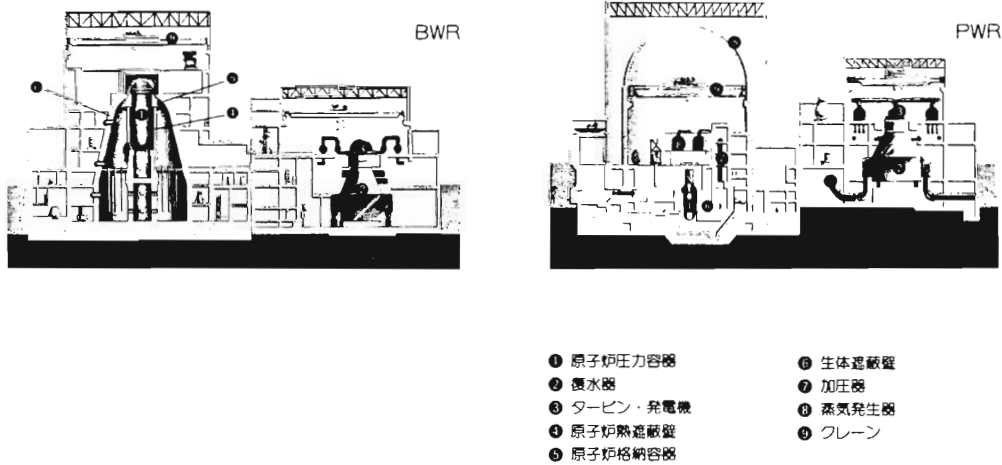


Fig. 1 General arrangements of Nuclear Power Plants (PWR and BWR)

デコミッショニングを考えた場合の原子力発電施設の特徴としては、厚肉／大型の機器があり、それらが堅牢な鉄筋コンクリート造りの建屋に収納されていることである。具体的な例として、電気出力110万kW級の原子力発電施設の大型機器等の仕様をTable 2に示す。

Table 2 Outline of Main Components of 1,100 MWe class Nuclear Power Plants

主要設備	項目	BWR	PWR
原子炉圧力容器	直径	7 m	5 m
	高さ	23 m	13 m
	厚さ (最大)	35 cm	42 cm
生体遮蔽壁	厚さ	1.9 m	3.0 m
	補強鉄筋径	4 cm	5 cm
炉内構造物	厚さ (最大)	10 cm	50 cm
解体廃棄物	全重量	5.4万トン	5.0万トン

### 3. 原子力発電施設のデコミッショニングの基本方針

原子力発電施設のデコミッショニングとしては、世界的にはTable 3に示すような、「密閉管理方式」、「遮蔽隔離方式」及び「解体撤去方式」がそ

れぞれの国の状況に応じて採られている。

国土の狭い我が国においては、標準的な進め方として「密閉管理—解体撤去方式」が打ち出されており<sup>2)</sup>、原子力委員会の「原子力開発利用長期計画 (1987年6月)」にて下記のように示されている。

- ・安全確保を前提に、地域社会との協調を図りつつ推進すべきであり、更に敷地を原子力発電用地として引き続き有効に利用することが重要である
- ・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、個別には合は合理的な密閉管理の期間を経る等諸状況を総合

Table 3 Nuclear Power Plant Decommissioning Alternatives

方式	内容
密閉管理	燃料、制御棒、冷却材等は原則として除去する。さらに、1次系機器は洗浄、乾燥を行う場合もある。付属機器には、原則として手をつけずに原子炉施設を閉鎖する。
遮蔽隔離	燃料、制御棒、冷却材等は全て除去する。上記の密閉管理より広範囲の除染と構造物の部分的解体撤去を行うとともに、残存する放射化構造物 (原子炉圧力容器、炉内構造物等) を生体遮蔽コンクリート等からなる強固な遮蔽隔離障壁の内部に封じ込め保管する。
解体撤去	原子炉施設 (再利用されるものを除く) を解体し、撤去する。なお、解体の時期によって、原子炉の運転終了後早い時期に行う即時解体と密閉管理または遮蔽隔離の期間を経る遅延解体とに分かれる。

的に判断して定める

- ・原子炉廃止の作業は、現時点でも既存の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、実際に必要となる時時期を考慮して技術の向上を図る
- ・解体技術開発等は、民間が主体となり、国国はこれに適切な支援を行うと共にJPDRを対象に解体技術等の開発及び実地試験並びに既存技術の確認試験を引き続き実施する

#### 4. 「密閉管理－解体撤去方式」によるデコミッションング

我が国で想定されている「密閉管理－解体撤去方式」は、作業員の被曝及び放射性廃棄物の処理処分の負担の低減を考慮した上で敷地を有効に利用できるよう検討されたものであり、残留する放射能減衰のために適当な密閉管理期間を経た後、解体撤去作業を実施するという手順である。その概略手順をFig. 2に示す。

この方式によるデコミッションング手順の各段階における作業の概要は、下記のとおりである。

##### 4.1 計画立案

原子力発電施設のデコミッションングにおいては、まず施設の残留放射能の評価を行い、それに基づき全体計画を策定する。

運転を終了し停止する原子力発電施設に残留する放射能は、炉内構造物、原子炉圧力容器及び炉心近傍の遮蔽体表層部等の機器、構造物自体が中性子の照射によって放射化されるもの（放射化放射能）と、原子炉内に持ち込まれた腐食生成物が炉内で放射化され原子炉1次系及び放射性廃棄物処理系等の機器、配管内表面に付着するもの（汚染放射能）とに分類される。110万kW級の原子力発電施設を40年間運転し停止後密閉管理期間を経た後の放射能は数百万Ciと推定されており、これらの残留放射能は、コバルト60、マンガン54、鉄55、ニッケル63等によるものである。これらのうち、比較的長期にわたり放射能が残り解体作業時の作業員の被曝及び解体廃棄物の処理処分等の観点から考慮が必要となる核種は、主として半減期が約5.3年のコバルト60である。なお、汚染放射能は密閉管理による減衰に加え除染によって放射能除去・低減が期待できるが、放射化放射能は除染による放射能低減は期待できない。

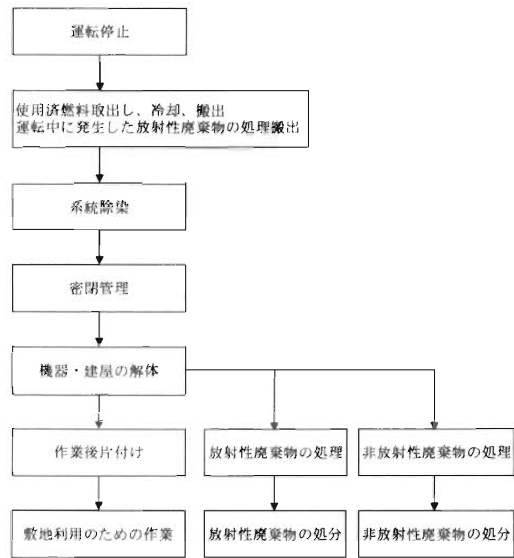


Fig. 2 Standard Process for Decommissioning in Japan

この評価結果に基づき、密閉管理期間設定及び系統除染等の解体前放射能低減処理等の被曝対策を立案すると共に、解体撤去工事の手法・手順・工程及び解体廃棄物の処理・処分方策等を策定する。

##### 4.2 原子力発電施設の密閉管理

運転を終了し停止された原子力発電施設は、密閉管理に入る前に、まず使用済燃料を炉心から取出し搬出すると共に、運転中に発生し施設内に貯蔵されている放射性廃棄物も処理し搬出する。その後、必要に応じて原子炉等の機器及び配管等の表面に付着する放射性物質を除去するための除染作業を行う。

その後、除染作業では除去できない構造物の放射化放射能等の施設内に残る放射性物質を時間を置くことにより減衰させるために、施設を適切な管理下に置き密閉管理する。密閉管理期間を考えるにあたっては、残留する放射性物質の種類及び量の評価結果に基づき、解体撤去期間中に作業員の受ける放射線の量が年間当たりでみて運転中の管理・保守点検等で受ける量と同程度ないしはそれ以下になるように定めることとしており、その長さは5～10年間程度が適当であると言われている。

密閉管理期間中は、施設への立ち入りを制限し、

放射性物質及び放射線が外部に漏れないように管理すると共に、将来の解体撤去作業にて使用する予定の機器等の維持管理を行う予定にしている。

#### 4.3 原子力発電施設の解体撤去

運転を終了し解体される原子力発電施設は、上述のように原子炉建屋、タービン建屋、補助建屋及び廃棄物処理建屋及びこれらの建屋内部の機器設備並びに屋外のタンク類及び機器類から構成され、一部は放射能で汚染されている。しかし、残りの大部分については原子力発電施設であっても汚染される可能性がなく、これらについては、原子力安全委員会により打ち出された「放射性物質によって汚染された可能性が全くないもの、又は、放射能レベルについて自然レベルとの間に有意な差が認められないものについてまで、一律に放射性廃棄物とみなすことは合理的ではない」との考えに基づき、放射性の廃棄物として取り扱う必要はないものと考えられている。

解体撤去作業の実施に当っては、これらのことを十分認識し、作業員の被曝低減及び作業安全に十分な配慮を行うことに加え、放射性物質の飛散による汚染拡大の防止、除染及び解体時の二次廃棄物発生量の抑制並びに解体廃棄物の処理処分等を考慮して、手順及び工法を選定していくことが重要である。

商業用原子力発電施設の解体撤去の作業手順に

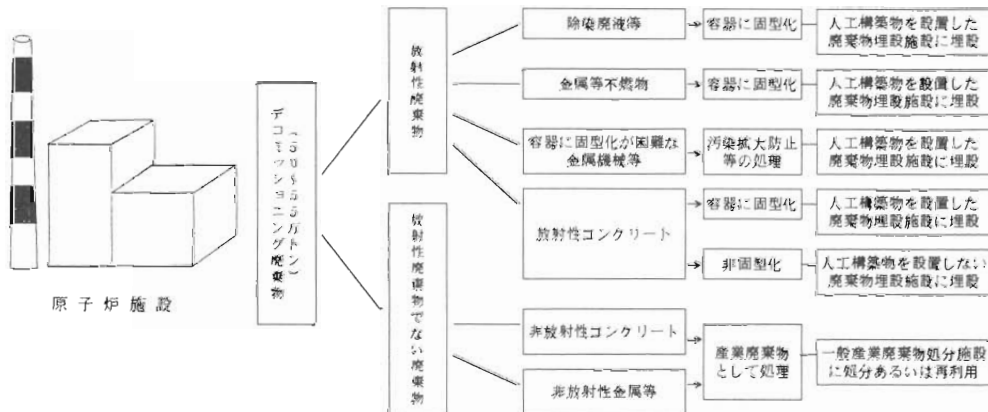


Fig. 3 Decommissioning Waste

については、現時点では必ずしも十分な検討が行われている訳ではないが、基本的には下記の手順が考えられている。

- (1)残留放射能の高い炉内構造物等の水中遠隔切断、容器収納
- (2)原子炉1次系の配管容器等の除染
- (3)放射能の高い（表面線量率の高い）順に機器の解体撤去
- (4)汚染及び放射化コンクリート構造物の解体撤去
- (5)管理区域の解除
- (6)非放射性的の機器・建屋の解体撤去

#### 4.4 廃棄物処理、処分

デコミッショニングにより発生する廃棄物は110万kW級の軽水炉発電施設を解体する場合で50～55万トンであり、これを大きく分類するとFig. 3のようになる。この廃棄物の大半は、建屋等の放射能を帯びていない非放射性的の廃棄物であり一般産業廃棄物として取扱うことができると考えられ、残りの放射性廃棄物についても放射能レベルが高い炉内構造物、原子炉圧力容器等を除くと放射能レベルの極めて低いものである。

これらの放射性廃棄物は、放射能レベルに応じて原子炉等規制法等の関連法令等に従い処理・処分することになる。

## 5. 技術開発等の取組み

わが国では、前述の原子力開発利用長期に基づき、日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）の解体実地試験<sup>6)</sup>及び原子力発電技術機構（旧称：原

子力工学試験センター）における実用発電用原子炉廃炉設備確認試験（Table 4）<sup>4)</sup>の2つのプロジェクトが進められている。また原子力施設のデコミッショニングに必要な研究開発、情報提供等を目的に、「原子力施設デコミッショニング研究

協会」が昭和63年に設立され技術開発等の活動を行っている。

Table 4 Outline of the NUPEC Verification Tests

項目	試験内容	期間
原子炉圧力容器切斷技術確認試験	原子炉圧力容器切斷技術として、「アーケガウジング+ガス切斷」工法について試験を実施し、解体技術に関する安全性、信頼性を確認する	昭和57年度 ～昭和63年度
生体遮蔽壁表層剥離技術確認試験	生体遮蔽壁表層剥離技術として、「ディスクカッタ」、「くさび」工法について試験を実施し、解体技術に関する安全性、信頼性を確認する	昭和57年度 ～昭和63年度
炉内構造物切斷技術確認試験	炉内構造物切斷技術として、「レーザ切斷」工法について試験を実施し、解体技術に関する安全性、信頼性を確認する	昭和61年度 ～平成6年度
解体廃棄物処理システム技術確認試験	解体廃棄物処理に関する各条件、要素技術について調査、検討を行うとともに、測定・除染技術の試験を実施し、信頼性を確認する	昭和62年度 ～平成8年度
解体前放射能低減技術確認試験	解体前放射能低減技術として、原子炉1次冷却系統の除染、計測、廃棄物処理技術等に関する試験を実施し、信頼性を確認する	平成2年度 ～平成9年度
建屋残存放射能等評価技術確認試験	建屋残存放射能等評価技術として、原子炉解体撤去後の建屋等の極低レベル放射能を迅速に測定・評価する技術の試験を実施し、信頼性を確認する	平成2年度 ～平成9年度

このような状況のもとで、国内の電力会社は共同で、昭和55年頃からデコミッションングのシナリオ検討に着手し、上述の実地試験、確認試験の成果及び海外の状況等も参考にしながら、作業員の放射線被曝低減、作業の効率化、放射性廃棄物の低減等を目的にデコミッションング計画検討のためのシステムエンジニアリング研究、要素技術開発、残留放射能測定・評価及び廃棄物処理・処分・再利用方策検討等を順次実施してきている。デコミッションングの各段階における取組み状況は以下の通りである。

(1)残留放射能評価

除染作業、解体工事及び廃棄物処理・処分作業との手順で進める原子力発電施設のデコミッションング作業を効率的かつ安全に実施するためには、まず、発電所停止時に残留する放射能の量及び分布状況を精度良く行うことが重要である。原子力発電施設に残留する放射能の特徴は下記のとおりである。

- ・大部分の放射能は放射化される炉内構造物にある。
- ・コンクリートの放射化は、原子炉周囲の原原子炉遮蔽壁及び生体遮蔽壁の内表面等に限定され、放射能のレベルは低く、放射能量も少

ないが、放射化されるものの物量が多い。  
・放射化物による放射能汚染も放射能のレベルは低く放射能量も少ないが、腐食生成物が付着する原子炉系機器を中心に広い範囲に分布し、放射能に汚染されるものの物量が多い。これらの特徴を考慮して、以下のような調査・評価を実施してきている。

<放射化放射能>

放射化放射能については、炉内構造物等の鋼構造物及び原子炉周辺に設置された生体遮蔽壁等のコンクリート構造物の中性子照射状況を解析・評価し、対象部分の組成、構造等に基づき放射化放射能の核種及び量並びに分布状況を求めている。更に、この解析の手法の精度向上のため、必要に応じて中性子束分布測定等も実施している。

評価の例として、110万kW級BWR発電所の原子炉周の中性子束分布の評価フローをFig. 4に示す。解析は、2次元解析コードDOT 3.5に

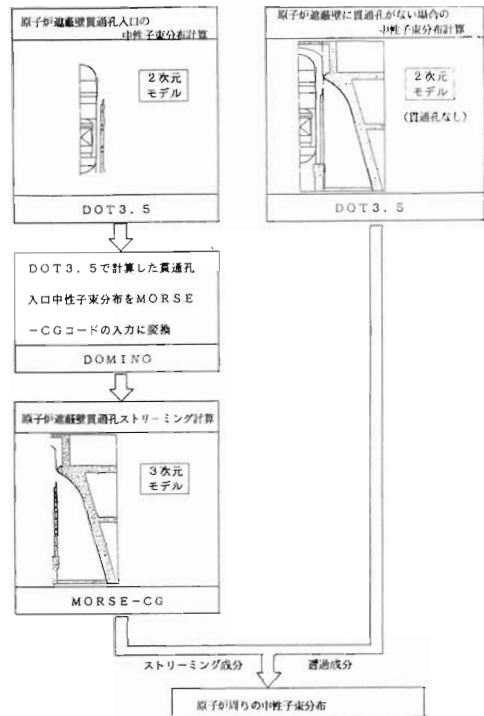


Fig. 4 Estimation Flow of Neutron Flux Distribution in BWR Containment Vessel

よる解析結果に、3次元解析コードMORSE-CGにより求めた原子炉遮蔽壁の貫通孔からの中性子漏洩評価結果を足し合わせて行った。この解析結果と原子炉周りの各位置における中性子スペクトル分布ならびに構造材の組成から、ORIGENコードを用いて放射化量が評価できる。Fig. 5に生体遮蔽壁の放射化放射能分布の解析結果の例を示す<sup>5)</sup>。

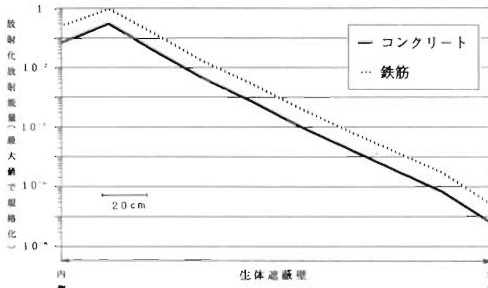


Fig. 5 Radioactivity Distribution in Biological Shield Wall

<汚染放射能>

汚染放射能については、定期検査及び改造工事を利用して機器配管のクラッド付着状況調査等を行い、それに基づき汚染分布状況の評価及び除染技術の検討等を実施してきている。また、コンクリート構造物の放射能汚染に関しては、放射性物質を含む液体が漏洩した場合を想定して汚染浸透試験を行い、エポキシ系塗装の汚染浸透防止効果の確認及び塗装の無い場合の汚染深さの評価を行うとともに、表面汚染層除去技術についても検討している。

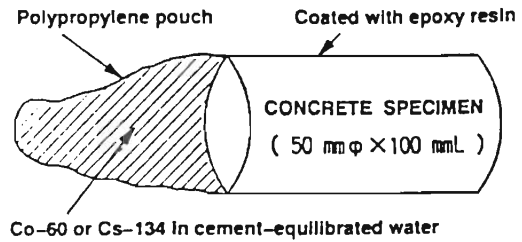
汚染浸透の例として、表面状態及び乾燥状態を変化させたコンクリートへの液体浸透試験結果の例をFig. 6に示す<sup>6)</sup>。

(2)計画立案

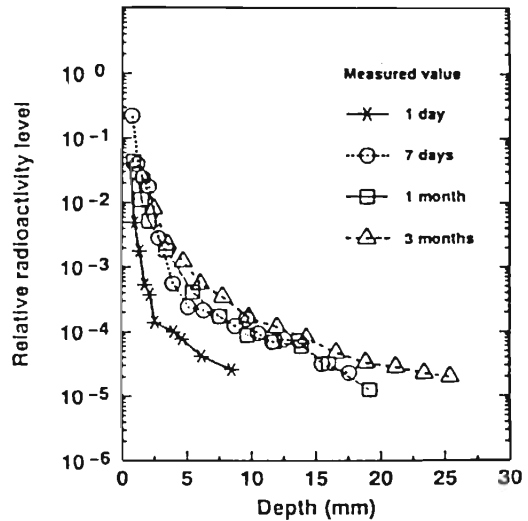
上述の残留放射能の評価結果に基づき、プラントメーカーで開発されたデコミッション計画支援ツール等を用いて、作業員の被曝低減及び除染廃棄物を含めた放射性廃棄物の低減化を考慮した除染計画を含む解体手順、工期、人工数、費用等を検討している<sup>7) 8)</sup>。

(3)解体工事

解体工事における主要作業には解体前除染、切断・解体撤去工事及び放射能の計測・弁別作業等がある。



Schematic diagram of the nuclide penetration experiment



Penetration profiles for Co-60 in the case of dry concrete specimens

Fig. 6 Nuclide Penetration Experiment

<解体前除染>

解体前除染は、作業員の被曝低減及び放射性物質による汚染の拡大防止を目的として行うもので、定期検査及び改造工事等で実績のある水ジェット除染等の物理除染及び系統化学除染等が適用可能と考えられている。これらの除染技術の実機への適用に当たっては、除染効果の向上や二次廃棄物発生量の低減等の一層の技術向上が望まれると共に、除染効果を定量的に把握するための計測技術及び化学除染廃液の処理技術も重要となる。日本原子力研究所及び原子力発電技術機構等では、現在これらの技術開発及び確認試験を行っており、その成果に期待している。

＜切断・解体撤去工事＞

引き続き実施する撤去工事に関しては、一般公衆及び作業者の安全を確保した上で、経済的かつ合理的に実施できるように、解体廃棄物の処理処分をも考慮して解体方法の選択及び必要な技術開発が行われている。

商業用原子力発電施設の解体工事における留意点をまとめると下記がある。

- a. 放射能を帯びた機器・設備が残存している
- b. 原子炉圧力容器等の厚肉／大型の機器がある
- c. 放射線遮蔽、耐震設計等から建屋／構造物が堅牢である

大型鋼構造物である原子炉圧力容器は、例えば110万kW級の沸騰水型原子炉の場合で、最大切断厚さは胴部で約160mm、フランジ部で約350mmであり、材質は内表面にステンレス鋼を肉盛り溶接した低合金鋼である。その切断は、被曝対策として遠隔かつ効率良く行う必要があり、水中にて切断することが望ましい場合もあると考えられている。このような要求に適合する切断工法として、これまでにアークソー工法が開発され、JPDRの体実地試験にて適用されている<sup>9)</sup>。更に、遠隔操作性に優れ、切断幅が相対的に小さく、2次生成物の発生量も少なく、各種材料の切断にも適用できると期待されるレーザー切断技術の確証試験が原子力発電技術機構にて実施されている<sup>10)</sup>。

コンクリート構造物については、放射化レベルの比較的高い部分は水ジェット切断及び機械的切断等の遠隔切断工法の適用が望ましく、また、放射化レベルが比較的低い部分は接近作業が容易であることから一層効率的な制御爆破工法等の適用が可能である。更に、一層の効率化及び解体廃棄物の処分方法への適合の容易化を目標に新たな解体工法の検討も行っており、ブロック状に精度良くコンクリートを切断できるものと期待できるFig. 7に示すワイヤー工法等についても開発を進めている。

＜放射能の計測・弁別技術＞

この放射能の計測・弁別技術には、Table 5に示すように、解体前の残留放射能の計測と解体廃棄物の放射能計測・弁別がある。このうち解体前の機器や配管の放射能計測は、基本的

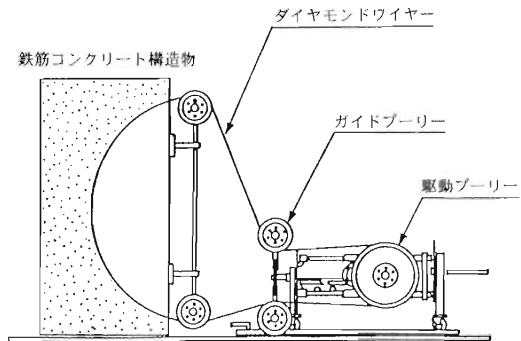


Fig. 7 Schematic of Wire saw Cutting Method

には運転中の放射線管理上の各種計測技術を活用できると考えられる。極低レベルの機器や配管は解体後に集中的に計測するのが合理的と考えられている。

Table 5 Radioactivity Measurement during Decommissioning

時期	測定項目	主な目的
解体前	機器・構造物・建屋の残留放射能	・作業被曝、公衆被曝評価 ・デコミッションングプロセスの最適化 ・除染計画策定
	機器・構造物・建屋の残留放射能	・除染部分の特定 ・除染実施効果の確定 ・機器、建屋の放射能区分
解体中	作業環境放射能	・放射能管理
	解体廃棄物	・解体（廃棄）物の放射能区分と確認 ・処分場等への搬出前検査
解体後	土壌放射能	・土地の開放、再利用

一方、膨大な量の建屋コンクリートは、解体前に残留放射能を計測評価し、放射能汚染及び放射化している部分を撤去し、汚染除去を確認した後管理区域を解除することとしている。この汚染の有無の確認のための計測が必要と考えられる箇所は、標準的な沸騰水型発電所で数万平方メートルにもおよぶことから、広く面積を迅速かつ精度良く計測する技術が必要となる<sup>11) 12)</sup>。

また、今後は再利用及び規制除外レベルの設定等へ向けての検討が活発化するものと考えられ、その際、極低レベルの放射性物質の計測・弁別技術が必要となる。これらに対しては、現在、原子力発電技術機構における確証試験等が行われている。

## (4) 廃棄物処理処分

原子力発電施設のデコミッションングを円滑に実施するためには、解体に伴い比較的短期間に発生する放射性廃棄物を含む多量の廃棄物を、安全、合理的かつ経済的に処理し処分することが極めて重要となる。

原子力発電施設の解体により発生する廃棄物は電気出力110万kW級の施設の場合で約55万トンであり、このうちの約10%は放射性廃棄物であり、処分に当たっては原子炉の運転中に発生する廃棄物と同様に「原子炉等規制法」、「同施行令」等が適用される。一方、残りの約90%は、使用履歴や構造等から「放射性物質によって汚染された可能性が全くないもの、又は、放射能レベルについて自然レベルとの間に有意な差が認められないもの」に該当し放射性廃棄物として取り扱う必要はないものと考えられている。

これまでの評価によると放射性廃棄物の主要なものとしては下記がある。

- ・ 中性子線により放射化した金属廃棄物（炉内構造物等）
- ・ 放射性物質の付着した金属廃棄物（原子炉1次系機器・配管等）
- ・ 中性子線により放射化したコンクリート廃棄物（生体遮蔽壁等）
- ・ 1次冷却材の漏洩等により汚染したコンクリート廃棄物
- ・ 除染廃液

これらについては、上述の法規制に従い放射能濃度、種類等に応じた方法で処分することになるが、現時点ではJPDRの解体の進捗等に応じて順次整備が行われている段階にある。このため、具体的な処理・処分の方法の検討は法令等の整備等の状況を反映しつつ実施していくこととしているが、基本的には、安全性を確保したうえで経済的に実施するため、廃棄物の種類、発生形態及び放射能レベルに応じて減容・固型化等の適切な処理を行った上で低レベル放射性廃棄物埋設処分場に埋設する等の方法で処分することを考えている。この廃棄物の処理・処分については、現行の技術で対応可能と考えられ、廃棄物処理設備の仕様、処理能力等の概略検討も行っているが、廃棄物の物量が莫大なものとなることから、法規制の動向及び実用化時期等を配慮しつつ技術開発を進め一層の合理化を行って行く必要があるものと考えて

いる。

一方、これら放射性物質のうち放射能レベルが極めて低いものについては、資源リサイクル及び廃棄物低減等の観点から積極的に再利用して行くことが好ましく、海外では、Table 6に示すように原子力発電施設の解体に伴い発生する放射性金属

Table 6 Reuse or Recycling Experiences at Foreign Nuclear Facilities

国名・施設等	内 容
カナダ	
G-1 250MWe原子力発電所 (Gentilly, Quebec)	・一部の建屋を無制限使用に開放
ウラン燃料製造工場 (Varennes, Quebec)	・工場およびサイトを無制限使用に開放
フランス	
ウラン鉱石精錬工場 (Le Bouchet Gueugnon, Forez)	・工場およびサイトを無制限使用に開放 ・1400トンの金属を無制限使用としてスクラップ ・機器900トンを同様の工場の用途向けに開放
マルゲールG2: G3発電所 (各40MWeのGCR)	・再利用するため配管等を溶解処理実施中
ドイツ	
グンドレミンゲン原子力発電所 (250MWe)	・1750トンの金属および520トンのコンクリートを無制限使用として開放 ・1500トンの金属を放射性廃棄物容器用に限定再利用
原子力船「オットー・ハーン」	・汚染機器を撤去し、船体を無制限使用に開放
スウェーデン	
原子炉の熱交換機配管	・1982年以降15000トンを溶解し、船舶のプロペラ等を製造

廃棄物の内、極低レベルの物は無拘束に、低レベルの物は放射性廃棄物用容器等へと積極的に再利用が行われている<sup>13) 14)</sup>。我が国でも、日本原子力研究所等にて研究が行われており、今後一層積極的な検討が望まれる。

放射性廃棄物でない廃棄物については、一般産業廃棄物としての処理が可能となるが、一般産業廃棄物についても「再生資源の利用の促進に関する法律」が平成3年10月に施行され再利用の方針が示されたこともあり、原子力発電施設から発生するものについても積極的に再利用を進める必要がある。特に、量の多い解体コンクリートについては産業廃棄物処分場確保の困難さも予想されることもあり、解体コンクリートからの再生骨材の製造及び再利用の研究を実施し、その可能性を確認している<sup>15) 16)</sup>。



(5)費用

原子力発電施設のデコミッションングに要する費用は、例えば110万kW級の原子力発電施設を5年間の密閉管理の後に解体撤去する場合で300億円(昭和59年度価格)程度と試算されている。この費用の対象としている設備範囲は、原子炉建屋、タービン建屋及び排気筒の原子力施設であり、発電施設廃止後も引続き使用可能な港湾施設等の附属施設は除かれている。また、積算作業の範囲としては、Fig. 8に示すように解体前の除染から放

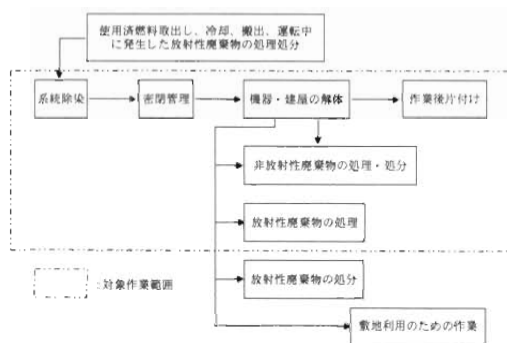


Fig. 8 Decommissioning Cost Estimation in Japan

射性廃棄物の処理までとしており、積算時点で処分方法が明確にされていなかった放射性廃棄物の処分については範囲外とされている。今後は、上述の放射性廃棄物処分に関する法整備を受けて、廃棄物処分に対する検討評価も行っていく必要があるものと考えている。

この費用については、予め必要な資金を蓄えておくために引当金を積み立てておくことが通商産業省令<sup>17)</sup>で定められており、昭和63年度分から「原子炉施設解体引当金」として積立てを行っている。

6. 結言

我が国において商業用原子力発電施設のデコミッションング作業が本格化してくるのは早くとも21世紀に入ってからと予想されており、その計画が具体化するまでに十分な検討をし必要な研究開発を行い、安全、経済的かつ円滑に実施できるようにしておくことが必要である。商業用原子力発電施設のデコミッションングは、海外でもいくつ

かの実績があり我が国でもJPDRの実地試験が行われ、現状技術の組合わせによって実施することは技術的に十分可能であると考えられている。

しかし、より安全に、より経済的にこれを行うためには、一層進んだ技術の開発や確証を行うと共に、解体廃棄物の処分の合理化・再利用について積極的な検討が不可欠であると考えられることから、今後とも、日本原子力研究所、原子力発電技術機構及びRANDEC等の研究成果を活用して、IAEAにおけるデコミッションング基準及び放射性廃棄物管理原則についての検討状況等の国内外の状況をもフォローしながら、電力会社として着実な取組みを行っていく予定である。

参考文献

- 1) 石樽顕吉 他：デコミッションングの現状と課題、日本原子力学会誌、Vol. 33, No. 5, (1991), p.410～446
- 2) 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」総合エネルギー調査会原子力部会報告(昭和60年7月)
- 3) 原子炉解体技術開発とJPDR解体実施試験パンフレット：日本原子力研究所東海研究所
- 4) 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験パンフレット：(財)原子力発電技術機構
- 5) 出口 朗：原子力発電所廃止措置時における原子炉まわりの放射化放射能評価、火力原子力発電、Vol. 44, No. 436, (1993) p.62～71
- 6) A. DEGUCHI et al.: Study on Migration Behavior of Radioactive Nuclide in Concrete, Trans. of SPECTRUM'92. Idaho, Aug. 1992
- 7) 千野耕一 他：原子炉廃止措置技術の開発状況—日立製作所の開発技術—、デコミッションング技報、No. 5, 1992, p.2～7
- 8) 日置秀明 他：原子炉廃止措置技術の開発状況—東芝の開発技術—、デコミッションング技報、No. 6, 1992, p.2～12
- 9) 打越忠昭 他：アークソー切断装置による原子炉圧力容器の解体、火力原子力発電、Vol. 43, No. 11 (1992), p.1427～1434
- 10) 松田桂一 他：原子炉廃止措置技術の開発状況—三菱重工の開発技術—、デコミッションング技報、No. 7, 1993, p.15～29
- 11) 泉田龍男 他：原子炉廃止措置時の残存放射

- 能評価研究(2)、日本原子力学会1991年秋の大会  
要旨集、E12
- 12) 櫻井次郎 他：原子炉廃止措置時の残存放射  
能評価研究(3)、日本原子力学会1991年秋の大会  
要旨集、E13
- 13) N. EICKELPASCH et al.:Status of  
Dismantling at the Gundremmingen Unit a  
Power Plant, Proceedings of the International  
Conference on Dismantling of Nuclear Facilit-  
ies, Sept. 1992, Avignon France p.168 ~ 176
- 14) J.J.MIRA: EDF's Dismantling Experience,  
Proceedings of the International Conference  
on Dismantling of Nuclear Facilities, Sept.  
1992, Avignon France p.194 ~ 205
- 15) 神山行男 他：原子力施設解体コンクリート  
の再生骨材への利用研究デコミッションング技  
報、No. 6, 1992, p.32 ~ 40
- 16) 出口 朗 他：解体コンクリートの再生骨材  
としての再利用 (その1)、日本原子力学会199  
3年春の年会要旨集、B42
- 17) 原子力発電施設解体引当金に関する省令 (平  
成元年5月25日、通商産業省令第30号

## $\beta \cdot \gamma$ 焼却装置の撤去

庄司 喜文\*、佐藤 元昭\*

### *Dismantling of Low Active $\beta \cdot \gamma$ Solid Waste Incinerator*

Yoshibumi SHOJI, Motoaki SATO

Incineration system in Oarai Research Establishment of JAERI was dismantled after its approximately-17-year operation for treating radioactive wastes. During this dismantling work, minimization of radioactive waste packages was achieved by segregation of contaminated wastes and non-contaminated wastes on their histories, and by compaction process.

With this work, experience concerning management of dismantled wastes was gained, in addition to technical data of dismantling bulky wastes containing materials, e.g. brick, which have hazard of causing air pollution.

#### 1. はじめに

日本原子力研究所大洗研究所の放射性廃棄物処理施設では、1972年から17年にわたって放射性廃棄物の焼却に供してきた焼却設備を、新規焼却設備の運転開始とともに使用を停止し、1990年に解体・撤去した。

放射性廃棄物の高減容を図るため、原子力発電所などでも焼却設備が導入されるようになって久しいが、この種の加熱設備は、高温や腐食性ガスの影響が大きく、圧縮設備などに比べて機器の寿命が短く、全体的あるいは部分的な更新整備の件数は、今後増加してくるものと考えられる。

焼却設備に限らず、大型装置の解体においては、大量の解体物品や二次的な廃棄物が短期間に発生する。社会的にも、放射性廃棄物に対する関心が高まっている現在、これらの発生量を低く抑え、かつ、適切に管理することが、作業安全とともに、解体・撤去作業における大きな課題と言えよう。

このような観点に立って、焼却設備の解体撤去における作業管理、放射性廃棄物の取扱いなどの実際について以下に紹介する。

#### 2. 焼却設備の概要

本焼却設備は、大きく焼却炉と排ガス処理設備からなる。焼却炉の内部は一次室から四次室までの4つの部屋にわかれており、一次室の炉床の側部に灰溜が設けられている。焼却炉の上部には、廃棄物の内容確認のための分類用ボックスがある。排ガス処理設備は、上流側から二段式ガス冷却器、電気集塵器、ガス冷却器、フィルタユニット、スクラバ、排ガスブロワの順で構成され、燃焼ガスはこれらを通った後、放射性物質のモニタリングを行いながら、専用の排気筒から放出される。本設備の系統概要をFig. 1に示す。

本設備の処理能力は50kg/h(熱容量: 約320,000kcal/h)であり、延べ運転日数約1,900日、焼却した廃棄物の量は約2,100m<sup>3</sup>、推定取扱い放射能約 $7.9 \times 10^{10}$ Bq (<sup>60</sup>Co換算)である。

#### 3. 解体撤去作業の基本方針

本作業の計画及び実施にあたっては、次の3点を基本方針とした。

##### 3.1 解体物品、廃棄物の区分管理

廃棄物パッケージの発生量低減を図るため、

\* 日本原子力研究所 大洗研究所 (Japan Atomic Energy Research Institute)

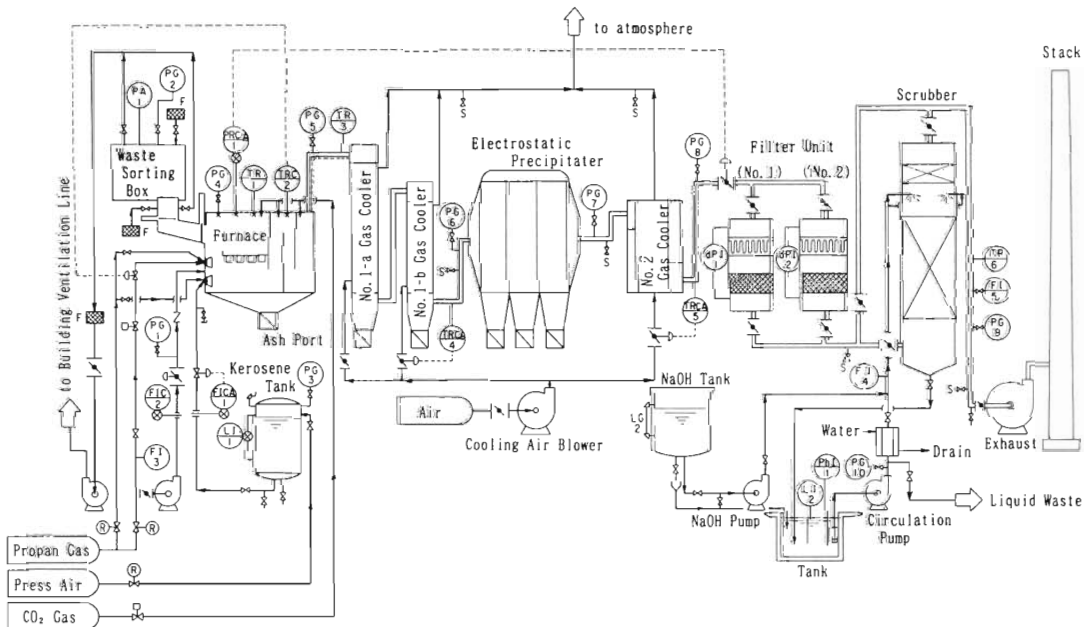


Fig. 1 Orocess of Low Level  $\beta \cdot \gamma$  Solid Waste Incinerator

作業によって発生する解体物品や廃棄物を、次のように区分して管理することとした。

- (1) 放射性廃棄物：明らかに放射性物質により汚染されているもの及び汚染部分を分離除去できないもの（焼却炉の耐火材、ガス冷却器の熱交換チューブ、電気集塵器の集塵板など焼却灰や未浄化燃焼ガスとの接触部分）
- (2) 撤去品：使用履歴から明らかに汚染することがなかったもの及び汚染部分を分離除去したもの（送風機、機器架台、スクラバ、排気筒など）
- (3) 作業付随廃棄物：作業に伴って発生する廃棄物（汚染防護衣類、養生用資材など）

### 3.2 放射性汚染の拡大防止

作業にあたっては、排ガスブロウにより系内を負圧に維持し、上流側から解体作業を進めた。焼却炉、電気集塵器など大型機器についてはそれぞれにグリーンハウス（以下「GH」という）を設営し、また、移動可能な機器については、近傍に設けた切断作業用のグリーンハウス（以下「切断用GH」という）に搬入して、作業を行った。これらGHからの排気は、建家の排気設備に接続した。

### 3.3 作業者の放射線管理

予め、作業雰囲気中の線量当量率の測定を行い、

その結果と想定作業時間及びこれまでの点検整備作業における線量当量の実績値を勘案して計画被ばく線量当量を定め、これを目安として作業者の線量当量の管理を行った。

## 4. 撤去作業の実際

### 4.1 準備作業

#### (1) 負圧維持系統の確保

排ガスブロウ出口から建家排気ダクトに至る臨時の排気系統を設けた。これにより系内の空気は、フィルタユニットを介して排ガスブロウによって吸引され、建家排気設備に送られる。系内の負圧は、最も上流側の焼却炉で約  $9 \text{ mmAq}$  に維持できることを確認した。

#### (2) 焼却灰等の除去

作業者が受ける線量当量を低減し、吸入摂取の可能性を更に低くするために、焼却炉、No. 1 ガス冷却器及び電気集塵器の内に残存する焼却灰等の除去を行った。焼却炉の一次室については、作業者がハーフボディースーツを使用して内部に入り、二・三・四次室については点検口に設けた臨時のグローブを介して、各室に堆積、付着している灰を掃き出し、バッグに取り出した。No. 1 ガス冷却器及び電気集塵器についても、灰や煤を排出口から

バッグに取り出した。これらの焼却灰等は、3バッグ合計150kgで、バッグの表面の線量当量率は最大が800 $\mu$ Sv/h、平均が370 $\mu$ Sv/hであった。

(3) 放射能レベルの把握

作業者の放射線管理のためのデータとするため、各機器内部の空間線量当量率と表面密度の測定を行った。その結果、放射能レベル

が最も高かったのは焼却炉の一次室で、空間線量当量率が100 $\mu$ Sv/h、炉床の表面密度が1.6 $\times 10^3$ Bq/cm<sup>2</sup>であった。また煙道配管の一部にも、比較的放射能レベルの高い部分があり、No.1ガス冷却器近傍の屈曲部では、管壁での線量当量率が60 $\mu$ Sv/h、表面密度が4.0 $\times 10^2$ Bq/cm<sup>2</sup>であった。各機器に関する測定結果をTable 1に示す。

Table 1 Radioactive Inventory

	Dose Equivalent rate ( $\mu$ Sv/h)	Radioactive Concentration (Bq/cm <sup>2</sup> )
Waste Sorting Box	G-1 (Max) 1.0	3.6 $\times 10^0$
Furnace	Furnace (Max) 10.0 (Inert 100.0) (Ash Port 70.0) (Outlet 40.0)	1.6 $\times 10^3$
No.1 Gas Cooler	E-1-a (Max) 8.0 (Outlet 60.0) E-1-b (Max) 3.5	(E-1-a) 4.0 $\times 10^2$ (E-1-b) 2.0 $\times 10^2$
Electrostatic Precipitator	M-1-1 10.0 M-1-2 8.0 M-1-3 6.0 (M-1 Inlet 20.0)	2.0 $\times 10^0$
No.2 Gas Cooler	E-2 (Max) 2.0	—
Filter Unit	F-1, F-2 (Max) 0.4	2.1 $\times 10^0$

(4) 切断用グリーンハウスの設営

切断用GHは大きさがW 7 m  $\times$  L 3 m  $\times$  H 3 m、足場用パイプを骨組みとしたビニルシート製で、床の部分は、建家床保護のため、合板、鉄板等で覆った。また出入り口には、作

業者や物品の管理のための小部屋を設けた。GHには、粗塵用フィルタとHEPAフィルタを設けた局所排気装置を接続し、内部を2~3 mmAqの負圧に保つことができるようにした。切断用GHの概要をFig. 2に示す。

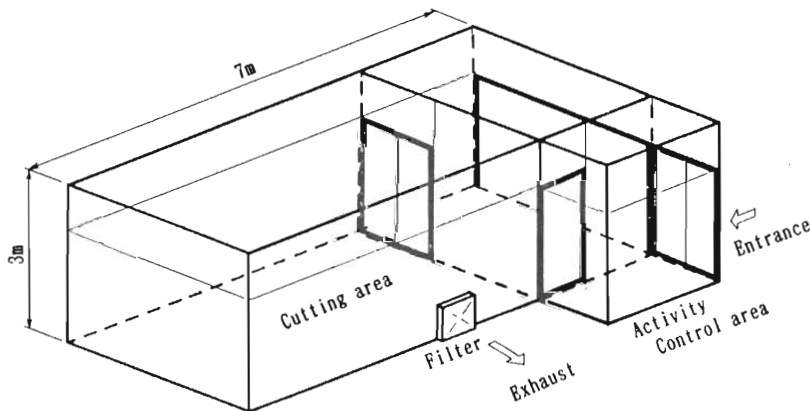


Fig. 2 Cutting House

4.2 解体撤去作業

4.2.1 機器の撤去

撤去作業の実施状況について、具体例を以

下に示す。また、撤去の基本的な手順をFig. 3に示す。

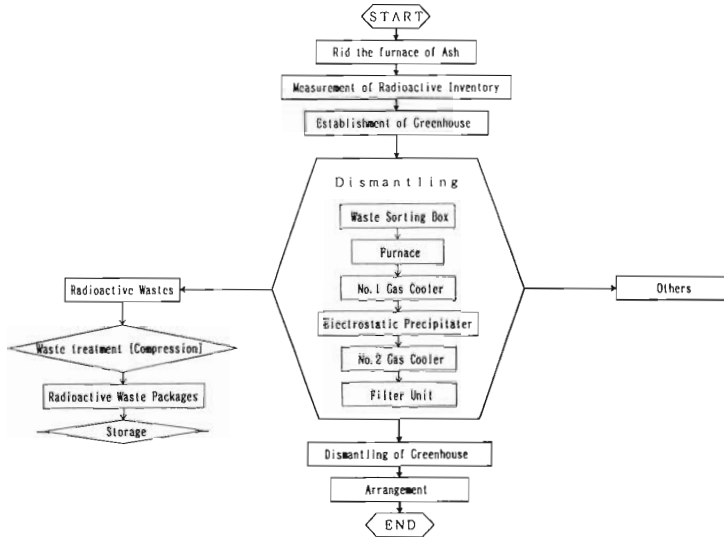


Fig. 3 Dismantling Furnace

(1) 焼却炉

周辺に設けられている配管、計装機器等を撤去した後、架台や足場用パイプを利用して、焼却炉全体を覆うGHを設け、その内部を局所排気装置で排気できるようにした (Photo 1)。焼却炉内部は、これとは別に排ガスブロワによって負圧に維持されている。また、LPGバーナを撤去し、耐火材の取り出しのための専用ポートを取り付けた。焼却炉の構造をFig. 4に示す。これらの準備を終えた後、

次のように解体作業を行った。

- 1) 全面マスク及びビニルスーツを着用した作業者が炉の内部に入り、壁、床面の耐火材、断熱材を一次室から順に、電動ハンマなどである程度の大きさに砕き取った。それらは、ポートを介してビニルバッグに取り出した。



Photo 1 Greenhouse of Furnace

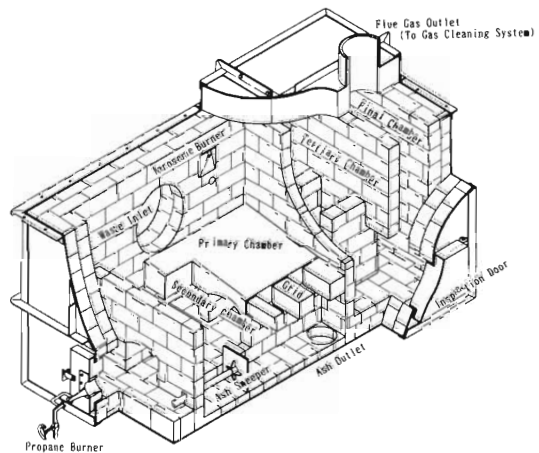


Fig. 4 Dose Equivalent Rate of Drums Containing Radioactive Wastes

- 2) 爆気管をフランジ部で切離し、切断用GHに搬入した。
- 3) 天板を一次室側から順に取り外し、また煙道もフランジから切離して切断用GHに搬入した。
- 4) 焼却炉の外板を清掃し、汚染のないことを確認した後、据付け状態のまま1 (m) × 0.6 (m) 程度の大きさに溶断してビニルシートで梱包し、GH外に搬出した。(Photo 2)



Photo 2 Dismantling of Furnace

- 5) 焼却灰の排出口3基はフランジ部で切離し、切断用GHに搬入した。
- 6) 切断用GHに搬入したものは、耐火材と金属に分離し、適当な大きさに解体、切断してそれぞれコンクリート内張りドラム缶(以下「D-50」という。)に収納した。現場での解体作業と切断用GH内での切断作業は、並行して進めた。

(2) 電気集塵器

焼却炉とほぼ同様に準備を行い、解体を実施した (Photo 3)。

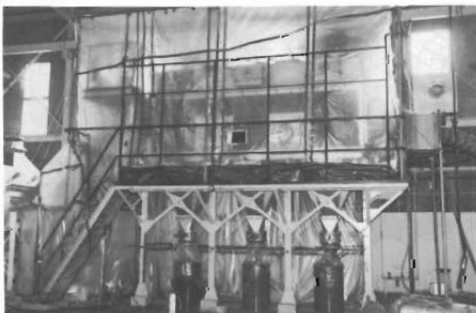


Photo 3 Dismantling of Electrostatic Precipitaterer

- 1) 罫子カバーとなっている上部ケーシングとトランス室は、燃焼ガスと接触する部分ではないので、取り外して汚染のないことを確認した後、所定の寸法に切断した。
- 2) 放電板、集塵板からなる集塵ユニットをこれを懸架している罫子から切離し、落下防止措置を施して、罫子を取り外した。
- 3) 集塵ユニットと集塵室内面 (Photo 4)



Photo 4 Unit of Electrostatic Precipitaterer

には、塵埃が付着しているため、開口部を利用して水洗浄を行い、1日間乾燥させた。この作業で発生した廃液は約1.2 m<sup>3</sup>であった。

- 4) 集塵ユニットは、集塵室の天板を切取って抜き出し、切断用GHに搬入した。
  - 5) ユニット抜き取り後のケーシングは、据付け状態のまま所定の寸法に溶断してD-50に収納した。
  - 6) 切断用GHに搬入したものは、所定の寸法に解体、切断してD-50に収納した。
- (3) その他の機器
- 1) 円筒形のNo.1排ガス冷却器は、煙道を切り離して開口部を密閉した後、クレーンにより床に横たえて、外筒を切断、分離した。その後、熱交換チューブなど燃焼ガスと接する部分を切断用GHに搬入した。No.2排ガス冷却器についても、同様に作業を行った。
  - 2) フィルタユニットは、上流側機器の撤去終了後、装着していたフィルタを取り外し、煙道配管と切り離して、切断用GHに搬入した。
  - 3) フィルタユニットより下流側のスクラバ、排ガスブロワ、及び排気筒を順次撤去し、



それぞれ所定の大きさに切断、解体した。

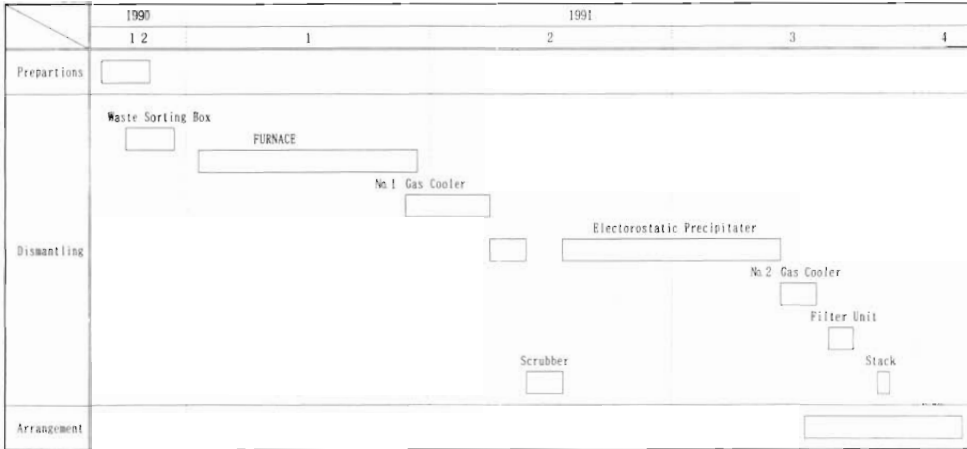
(4) 架台、機器基礎台の撤去

機器類の撤去を終えた後、鉄骨製架台を所定の寸法に切断しながら解体し、コンクリート製の機器基礎台をコンクリートブレーカを使用して撤去した。

4.2.2 作業結果

撤去作業は、1990年12月下旬に着手し、1991年4月上旬に終了した。この間の作業日数は約70日、作業人員は延べ519人であった。作業の実績工程をTable 2に示す。

Table 2 Dismantling Schedule



5. 解体物品、廃棄物の取扱

5.1 発生量

解体前の主系統構成機器の容積は、約65m<sup>3</sup>である。これらの解体物品を3.1項で述べた方針にしたがって分類したところ、放射性廃棄物に該当するものは、約28.2m<sup>3</sup>で全量の約43%であった。放射性廃棄物のうち、耐火材が約12.5

m<sup>3</sup>、金属等が約15.7m<sup>3</sup>であり、一時保管のためにこれらを収納したD-50及びドラム缶の総数は271本である。収納容器の表面における線量当量率は、最大でも150μSv/hで、約90%が10μSv/h以下であった。機器毎の放射性廃棄物の量をTable 3に示す。

Table 3 Generated Solid Radioactive Wastes

	Volume (m <sup>3</sup> )	Weight (t)	Container for Solid Radioactive Wastes					Total	Volume
			200 ℓ	100 ℓ	50 ℓ	D-50	Volume		
Waste Sorting Box	3	0.4	-	-	-	7	7	0.7 m <sup>3</sup>	
Furnace	12	14.0	-	-	2	129	131	13.0 m <sup>3</sup>	
No. 1 Gas Cooler	1	2.0	-	1	14	23	38	3.1 m <sup>3</sup>	
	0.8	1.7	-	-	-	-	-	-	
Electrostatic Precipitaterer	34	6.0	12	-	-	38	50	6.2 m <sup>3</sup>	
No. 2 Gas Cooler	3	3.0	-	-	-	18	18	1.8 m <sup>3</sup>	
Filter Unit	1.3	0.55	4	-	-	9	13	1.7 m <sup>3</sup>	
	1.3								
Other	-	-	3	-	-	11	14	1.7 m <sup>3</sup>	
TOTAL	56.9	27.86	-	-	-	-	271	28.2 m <sup>3</sup>	

また容器に収容した放射性廃棄物について、容器表面の線量当量毎及び重量毎の発生状況を Table 4及びTable 5に、それぞれ示す。これらのほか、作業付随廃棄物が、約14.2m<sup>3</sup>発生した。

Table 4 Dose Equivalent Rate of Drums Containing Radioactive Wastes

Dose Equivalent Rate (μSv/h)	Drums
≦ 10	244
11 ~ 50	18
51 ~ 100	8
101 ~ 150	1
151 ≧	0
Total	271

Table 5 Weight of Drums Containing Radioactive Wastes

Weight (kg)	Drums
≦ 50	5
51 ~ 75	39
76 ~ 100	105
101 ~ 125	49
126 ~ 150	38
151 ~ 200	29
201 ≧	6
Total	271

## 5.2 放射性廃棄物の処置

放射性廃棄物は、D-50に対する充填効果が高めるため、既設の圧縮装置（総圧200t）で減容処理を行った。耐火材については、圧縮により約12.5m<sup>3</sup>から約7.0m<sup>3</sup>と約1/2の容積に減容できた（Photo 5.6）。金属類については、大径弁な



Photo 5 Firebrick of Compression

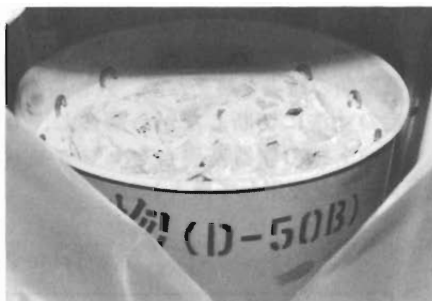


Photo 6 Waste of Drums

ど減容効果を期待しにくいものは直接D-50に充填し、管・箱類などは圧縮を行った。この結果、約15.7m<sup>3</sup>から約10m<sup>3</sup>となり約2/3の減容効果が得られた。全体としては、容器数にして271本から170本となり、大幅な減容となった。

作業付随廃棄物は、発生の都度、通常の放射性廃棄物と同様に区分して処理した。なお、撤去品にあたるものは、別に場所を定めて保管した。これら解体物品の管理状況を Fig. 5に示す。

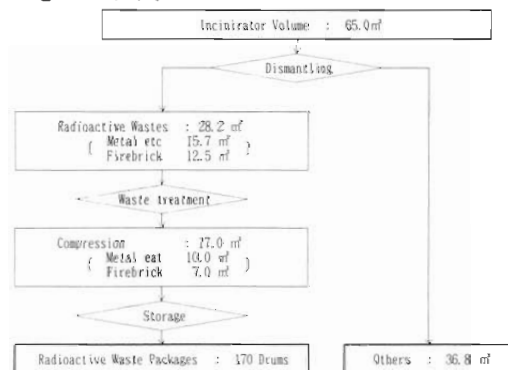


Fig. 5 Management of Wastes Generated from Incinerator Dismantling

## 6. 放射線管理

### 6.1 作業者及び区域の管理

本作業では、表面汚染及び空気汚染の拡大を防止するため、GHを設けて解体、切断を行った。作業中は、出入り管理用の小部屋で靴の履き替えを行うとともに、退出の際には装備表面の除染を行い、さらに、脱装の後に身体の汚染検査を実施した。

GH内については、ダストモニタにより異常な空気汚染の発生を監視した。解体は主にガス

切断で行ったため、多量の煙が発生してダスト捕集ろ紙が短時間で目詰まりしてしまい、吸引空気量を適切な範囲に維持することが困難で、一部の作業を除いて、定量的な空気中濃度の評価はできなかった。

定量評価できた作業での空気中濃度の例を次に示す。

焼却炉 :  $\beta$  ( $\gamma$ ) 測定 最大濃度 ;  
 $< 4.9 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$   
 $\alpha$  測定 最大濃度 ;  
 $1.6 \times 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$

切断用GH :  $\beta$  ( $\gamma$ ) 測定 最大濃度 ;  
 $1.4 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$   
 $\alpha$  測定 最大濃度 ;  
 $2.3 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$

核種分析の結果、主要な核種は $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ で、Uも含まれていることが確認された。機器架台類についても、念のため表面密度を測定し、汚染のないことを確認した後に、解体撤去を行った。

### 6.2 作業者の線量当量

作業者の線量当量については、個人の線量当量を最大値を1.5mSvとして、ポケット線量計によって測定し、管理した。これに対する実績値を次に示す。

集団線量当量 : 5.64人・mSv

個人の線量当量の最大値 : 1.25mSv

本作業で作業者の受けた線量当量は、そのほとんどが焼却炉の撤去作業におけるものである。当該作業は実質18日間行われ、集団線量当量が2.22人・mSv、個人の線量当量が最大で0.71mSvであった。

このように、本作業における線量当量は、実績値が計画値を約15%下回る結果となり、個人に対する放射線管理は、概ね適切に行われたものと言えよう。

### 7. 焼却炉耐火材の放射能分析

焼却炉解体の際に、放射性物質の浸透状況を調査するための試料として、数カ所の耐火材を採取した。それらのうち、三次室・四次室側仕切り壁の耐火煉瓦の放射能分析を行った。この煉瓦の寸法は、235×115×65 (mm) で、重量は約3.6kgである。

これを、回転式のコンクリートカッターを使用して、厚さが5~10mmの表層サンプル18片と、表層を除いた内部サンプル4片に切り分けて、Ge半導体検出器により放射能分析を行い、その結果と重量から、各サンプルの比放射能を求めた。その結果は、三次室側の表層サンプルで $^{137}\text{Cs}$ が $10^3 \text{ Bq/g}$ 、 $^{60}\text{Co}$ が $10^1 \text{ Bq/g}$ 程度、内部サンプルで $^{137}\text{Cs}$ が $10^{-1} \text{ Bq/g}$ 、 $^{60}\text{Co}$ が $10^{-2} \text{ Bq/g}$ 程度であり、この外に表層サンプルで、 $^{138}\text{Cs}$ が僅かに検出された。

これらの分析結果をFig. 6に示す。今回は、サンプルの切り分けに高速回転刃を使用したため、放射性物質の逸散や二次汚染を防止することができず、結果的に参考的なデータを得るに止まった。装置構成物質に対する放射性物質の浸透は、興味深いことであり、今後、採取した耐火材を測定し、更に詳細なデータを収集したい。

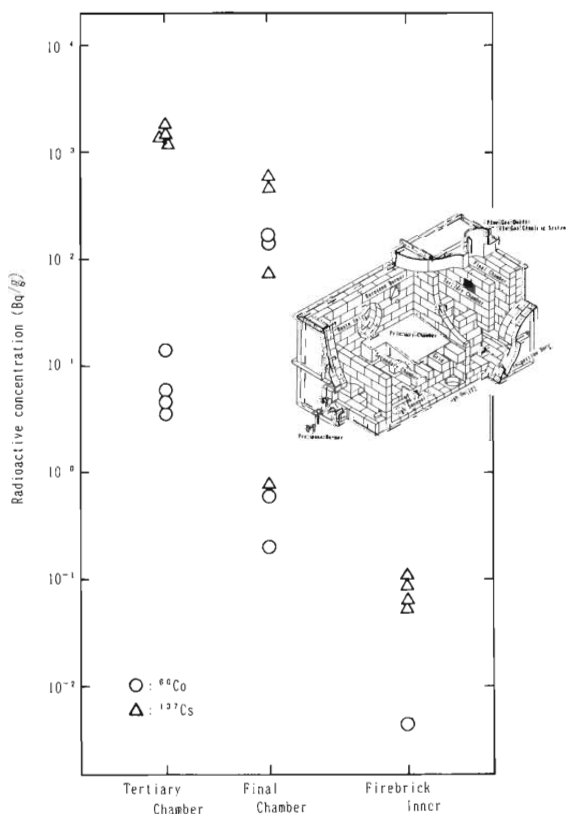


Fig. 6 Radioactive Concentration of Firebrick

## 8. まとめ

約4ヵ月にわたって実施した焼却設備の解体撤去作業は、ほぼ当初の計画工程どおりに遂行できた。廃棄物パッケージの発生量についても解体物品を使用部位や履歴によって区分し、更に放射性廃棄物に分類されたものを圧縮することによって、当初目標の150本を若干上回る程度に抑えることができた。今回、解体撤去を経験することによって、次のような改善点が見出された。

(1) 該当装置内の除染を綿密に行うことにより、撤去作業の効率化及び作業者の受ける線量当

量の低減化を図る。

(2) 解体対象物を可能な限り分類区分し、発生する廃棄物を低減する。

(3) 可能な限り、装置全体または機器毎にGHを設置して解体作業を行うことにより、外部への汚染拡大が防止される。

しかし、今回のようにガス切断を多用した場合、多量に発生する煤によって、作業雰囲気中の放射性物質の濃度の測定に支障が生じやすい。そのため、効果的な切断手法及び処理方法を駆使することにより、廃棄物の発生を更に抑えることが可能である。

## 原位置ガラス固化技術のデコミッショニング 廃棄物に対する適用可能性

村岡 元司\*、飯田 哲也\*  
金子 直哉\*、田坂 広志\*

### *Applicability of In-Situ Vitrification Technology to Decommissioning Waste of Nuclear Power Reactor*

Motoshi MURAOKA, Tetsunari IIDA  
Naoya KANEKO, Hiroshi TAsAKA

In-Situ Vitrification (ISV) Technology is an innovative remediation technology which melts contaminated soil and buried wastes in-situ with electrical power to form an inert glass product. Typical processing temperature of ISV is 1,600~2,000 °C, and the ISV technology can process simultaneously hazardous organics, inorganics (heavy metals), radioactive contaminants, and mixtures of these. The ISV treatment results in the removal or pyrolytic destruction of hazardous organic compounds, and heavy metals are either removed or permanently immobilized in a high quality, high strength, glassy residual product.

The ISV process can tolerate the presence of rubble, metal, concrete, and combustible solids and liquids, and averaged volume reduction is 25~45%. The ISV is also an promising technology for the treatment and recycling of decommissioning wastes generated from the nuclear facilities and the generation of vitrified underground barriers, which can be applied as a new civil engineering technology for environmental preservation.

#### 1. はじめに

我が国において原子力の開発利用が進められてから、既に30年以上が経過している。一般に原子力発電所の寿命は30~40年と考えられており、原子力発電所の廃止措置（デコミッショニング）は間近に迫った課題であると言える。デコミッショニングにおいては、原子力発電所の解体技術の確立が重要であるが、デコミッショニングで大量に発生する解体廃棄物の処理・処分に関する適切な方策の構築は、それと同等あるいはそれ以上に重要な問題である。

デコミッショニングにより大量に発生する解体

廃棄物の処理・処分対策としては、廃棄物量の低減を図ることが第一であり、第二には発生する廃棄物の再利用（リサイクル）を図ることが必要である。第一の廃棄物量の低減を実現するための一つの方法は、発生する廃棄物の減容化を安全に実施することである。また、第二の再利用を促進するためには、再利用した場合の安全性を高めるような処理を再利用前に行うことが重要である。

本稿において紹介する「原位置ガラス固化（ISV: In Situ Vitrification）技術」は、現在、有害化学物質や有害重金属により汚染された土壌を修復するための技術として実用化が進められている技術であるが、コンクリート、金属、放射性核種など

\* 株式会社 日本総合研究所 技術研究部 (The Japan Research Institute, Limited)

の混在した廃棄物を含む土壌を安全に溶融・固化できる技術である。また、ISV技術を適用すると、対象とする土壌を体積にして25%~45%減少させることができる。さらにISV技術を適用した後に得られるガラス固化体は、放射性核種を含む重金属などの閉じ込め性能に優れ、建設用の基盤材料として利用できる可能性を有している。こうした観点から、ISV技術は、汚染土壌の修復技術としての適用ばかりでなく、原子力発電所や原子力関連施設のデコミッションングにより発生する廃棄物の安全な固化処理・再利用技術としても大きな適用可能性を有している。

本稿においては、現在、土壌汚染修復技術として実用化が進められているISV技術の概要を紹介した後、デコミッションング廃棄物の安全な固化処理・再利用技術としてのISV技術の適用可能性について検討を行う。

## 2. 原位置ガラス固化技術の原理

ISV技術は、米国エネルギー省 (Department of Energy)傘下のバテルパシフィックノースウェスト国立研究所 (Battelle Pacific Northwest Laboratories: PNL)で開発された技術であり、同技術の民間移転を受けたジオセーフ社 (本社ワシントン州リッチランド市)が米国での実用化を進めている。土壌汚染修復技術や有害廃棄物の処理処分技術としての適用のほか、地下構造物の構築を目的とした土木技術への応用研究が開始される

など、ISV技術を用いた新しい環境保全技術の開発が行われている。

ISV技術の基本原理は、Fig. 1に示すように地中にグラファイト電極を挿入し、通電することによりジュール熱を発生させ、この熱によって土壌を溶融するものである。一般に、天然土壌は大量の珪素を含有するため、溶融した土壌を冷却すると黒曜石に類似した極めて安定なガラス固化体を得ることができる。溶融前の土壌は電気伝導度が小さいため、溶融プロセスを開始する際には、電極間に初期導電性抵抗路を設置する必要がある。抵抗路の材料としては、グラファイトとガラスフリットの混合粉が使用される。いったん土壌の溶融が開始すると、溶融した土壌は珪素を含有するため導電性を有するようになり、溶融領域を順次周辺に拡大していくことができる。溶融した土壌の中心温度は通常1,600~2,000℃に達するが、溶融領域周辺部の温度は1,200℃程度であり、溶融領域から30cm離れた地点で土壌温度は100℃以下に低下するため、溶融に伴う周辺への熱的影響はほとんど生じないことが確認されている。

ISV技術は砂質土壌から粘土質の土壌まで多くの土壌に対する適用性が実証されている。また、土壌だけでなく土壌中に含まれる金属、コンクリート塊、瓦礫なども同時に溶融固化することができる。固化の難易性は土壌の融点や電気伝導度により影響を受けるが、対象とする土壌が溶融しにくい場合 (土壌の融点が高い、または電気伝導

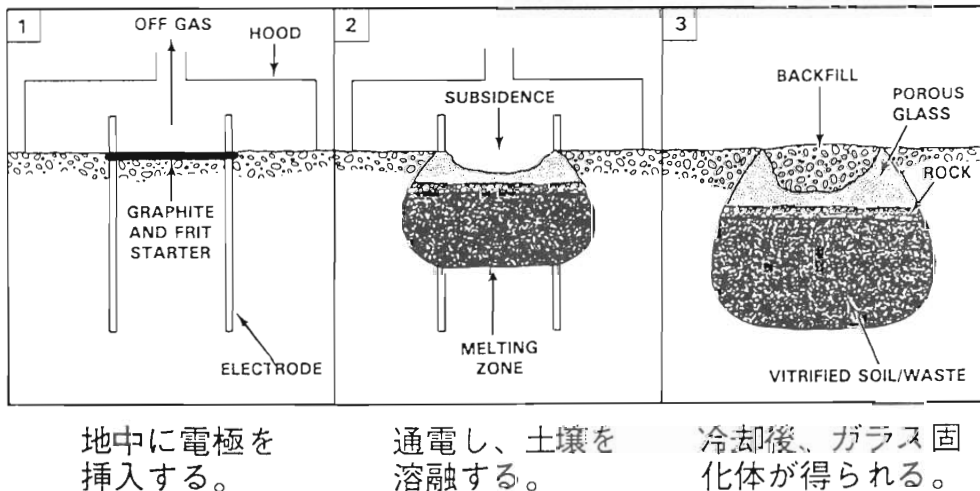


Fig. 1 In Situ Vitrification Process

度が小さい場合など)は、珪素を大量に含有する土壌やアルカリ成分 (Na, Kなど) を含む化合物を対象土壌に添加することにより容易にその熔融を促進することができる。ISV技術の標準的な適用範囲は以下のようにまとめることができる。

- ①土壌組成: SiO<sub>2</sub>の含有率60~90 wt%
- ②金属: 15 wt%以下、1個あたりの容積が4.2以下。1個の長さが電極間隔の90%以下、
- ③瓦礫: 含有率が20 wt%以下、
- ④可燃性物質: 10 wt%以下。1個の容積が0.8 m<sup>3</sup>以下。
- ⑤空隙: 1個あたりの容積が4.2m<sup>3</sup>以下

熔融時の土壌の温度を約2000℃まで上昇させることができるため、有害化学物質は熱分解により無害化され、有害重金属はガラス固化体中に安定に保持される。ISV技術を用いることにより、土壌中の有害化学物質と有害重金属を同時に処理することができる。プロセス中に発生する水蒸気や分解ガスは、地表面に設置したオフガス処理システムにより回収・除去されるため、安全に処理することができる。

固化対象とする土壌中に大量の空隙が存在したり、地下タンクが敷設されている場合などはあらかじめ空隙等に土壌を充填したのち、通常のISVプロセスを適用することができる。

ISV技術は水分を大量に含有する土壌にも適用可能であるが、水分除去のために余分の電力を消費する。したがって、固化対象とする土壌が帯水層中に存在し、土壌の透水係数が大きい場合には、

経済性の観点からあらかじめ止水壁の設置など周辺からの地下水の流入を防止する措置が必要となる。周辺土壌の透水係数が10<sup>-1</sup>cm/s以下の場合には、これらの措置は必要ない。

### 3. 原位置ガラス固化システムの概要

米国ワシントン州のハンフォードサイトを中心に汚染土壌の修復を目的とした大規模の原位置ガラス固化処理システムが稼働している (Fig. 2参照)。この処理システムは固化装置のほか、電力供給、オフガスフード、オフガス処理、プロセス制御などのサブシステムから構成され、これらのサブシステムは、すべて可搬性のトレーラに搭載されている。電力供給システムとしては、周辺環境や経済性などを考慮して、引込み電源方式とディーゼル発電などを利用した個別電源方式のいずれかを選択することができる。大規模処理システムに用いられる標準的なオフガスフードの直径は約16mであり、電極間の距離は約5.5mである。大規模スケールの原位置ガラス固化プロセスの標準的なプロセスパラメータを以下にまとめる。

- ①熔融面積: 3.0m×3.0m~9.1m×9.1m
  - ②熔融深さ: 1.5~9.1m
  - ③熔融速度: 4~6t/h
  - ④熔融量: 800~1,000 t
  - ⑤熔融温度: 1,600~2,000℃
  - ⑥装置出力: 3.8MW
  - ⑦電力消費量: 0.9 ~ 1.1kWh/kg
- 熔融固化に伴う密度変化により、通常25%~

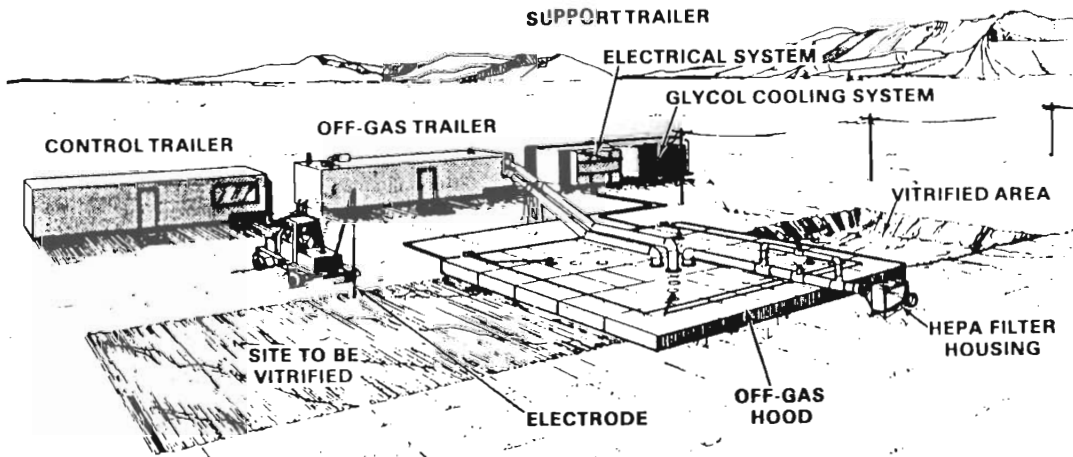


Fig. 2 Setup For In Situ Vitrification

45%の体積収縮が生じるため、地表面にはPhoto 1に示すような陥没が形成される。汚染土壌修復の場合には、米国における一般的な方法として、こうした陥没部分に健全土壌を覆土する方法がとられることが多い。



Photo 1 Depression Due To Volume Reduction (About 10m Diameter)

固化された土壌はPhoto 2に示すような「釣鐘状」のガラス固化体となり、このまま回収、除去を行うこともできる。得られるガラス固化体の機械特性は、圧縮強度が240~310MPa、引張り強度が28~55MPaの範囲で、通常のコンクリート固化体の約10倍の強度を有している。また、得られるガラス固化体を粉砕する技術についての研究開発も行われており、熱応力を利用した粉砕方法を中心に実用化検討が進められている。



Photo 2 Appearance Of Vitrified Glass

プロセス中に発生する水蒸気や有機物の分解ガスは、地表面に設置されたオフガスフードにより回収されたのち、オフガス処理システムに導入される。オフガスフード内は外部に対して常時負圧に維持されるため、発生ガスはすべてオフガス処理システムへ導かれる。放射性廃棄物などを対象とした場合、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ などの放射性核種が揮発してオフガスに含まれる可能性があるが、これらは、スクラバ処理とフィルタ処理によって除染係数 $10^5$ 以上で除去される。放出オフガス中の濃度は許容放出基準を十分に下回ることが実証されている。スクラバおよびフィルタによる標準的なオフガス処理効率を以下に示す。

- ①ハイドロソニック・ベンチュリ・スクラバ  
除去効率97% (対直径 $0.5 \mu\text{m}$  粒子)
- ②HEPAフィルタ：  
除去効率99.97% (対直径 $0.3 \mu\text{m}$  粒子)
- ③活性炭フィルタ：  
除去効率99.9% (殆どの有機物質)

得られるガラス固化体の放射性物質閉込め性能を示す一つの指標である浸出率については、ソックスレー法による測定で、すべての含有元素に対し $1 \times 10^{-5} \text{ g/cm}^2 \text{ d}$ 以下という値が得られており、パイレックスガラスの浸出率と同程度であることが確認されている。

#### 4. 原位置ガラス固化技術の特長とプロセスの改良

上述の如く、ISV技術は土壌とともに有害化学物質、有害重金属、放射性廃棄物、さらに金属、コンクリートなどの混在した廃棄物を同時に固化処理できるなど、技術的適用範囲が広く、デコミッションング廃棄物の処理・処分技術として、以下の特長を有している。

- ①原位置で廃棄物の処理処分を行うことができるため、廃棄物の運搬の必要がなく、周辺環境への汚染拡散の危険性がない。
- ②具体的にはデコミッションング廃棄物の発生地域内の一定地域にISVプロセスを適用するためのステージを設け、上記ステージ内でデコミッションング廃棄物を処理することができる。(ステージング法：Fig. 3参照)
- ③溶融固化に伴う平均体積収縮率は約25~45%であり、廃棄物の減容効果が得られる。
- ④溶融時の温度が高温(1600~2000℃)となる



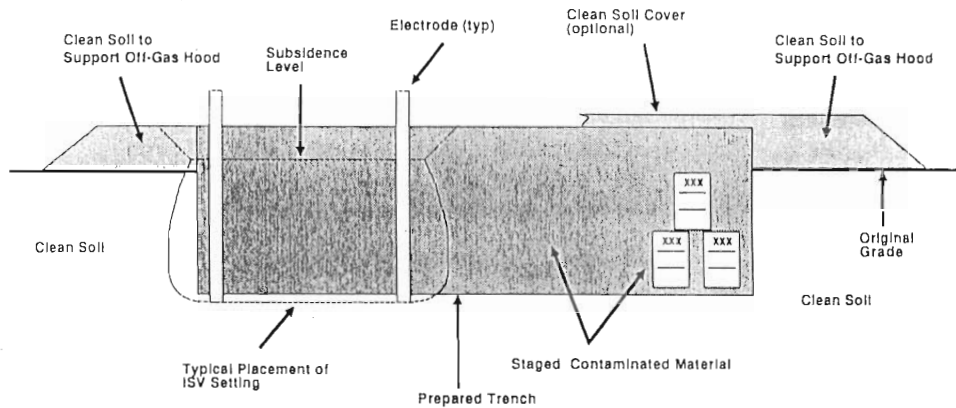


Fig. 3 Above-Grade Staging Arrangement

ため、廃棄物に混在する有機物質を熱分解・無害化できる。

- ⑤有機物の分解ガス、揮発性物質などの発生ガスは地表面に設置したオフガス処理システムにより安全に回収することができる。
- ⑥放射性核種、重金属などの無機物質は、ガラス固化体中に安定に保持・固定化することができる。
- ⑦得られるガラス固化体は、パイレックスガラスと同程度の安定性を示すため、有害物質を長期間、安定して閉じ込めることができる。
- ⑧ガラス固化体およびその粉砕物は、建設用基盤材料や建設用材料として再利用することが可能である。

上記の特長に加えて、原位置ガラス固化プロセスの効率化を目的とした種々の改良研究が進められている。中でも特に注目すべき成果が「可動式電極」の開発である。

従来用いられていた「固定式電極」の場合、事前に電極を処理対象中に設置するための土木工事が必要であったが、「可動式電極」の開発によりこれらの土木工事の必要がなくなった。「可動式電極」は、圧縮空気による駆動装置を用い、土壤溶融の進行に伴い電極を深さ方向に移動させるシステムであり、以下のようなプロセスメリットが得られる。

第1は電極寿命の向上である。電極材料としては、熱特性、経済性等の観点からグラファイト電極が最適とされているが、従来の「固定式電極」を用いた場合、地表面近傍において電極が局部的に酸化消耗するという問題があった。(溶融土壤

中は酸素が微量のため酸化消耗は起こらない)「可動式電極」を用いた場合、電極を下方に移動できるため、地表面近傍の局部的な酸化が起こらず、電極の消耗を解消できる。

第2はISV技術の混在廃棄物に対する適用範囲の拡大である。前述のように、ISV技術は金属が混在している廃棄物の処理処分にも適用可能であるが、溶融した金属は土壤溶融領域の下部に溶融プールを形成するため、「固定式電極」の場合、金属の混在量が多くなると電極間のショートが発生するという問題があった。「可動式電極」を用いた場合、仮に電極間のショートが生じても、電極を金属の溶融プールより上部に移動することにより、ショートを回避できる。実際に、従来は混在金属に対する適用範囲が15 wt%以下であったのに対し、「可動式電極」の導入により、金属を40 wt%程度含有する土壤に対してもISV技術が適用できるようになっている。

## 5. 原位置ガラス固化プロセスの適用実績

これまでの研究開発により、すでに多くの物質に対するISV技術の無害化・固定化の効果が実証されている。米国における適用実績をTable 1, 2にまとめる。無機物質への応用としてHg, As, Cd, Cr, Pb, Puなど種々の適用例を挙げることができ、中でもAsによる汚染土壤への適用結果は、得られるガラス固化体の高い閉じ込め性能から特に注目されている。

有機物質への応用例としては、殺虫剤の他、トルエンやトリクロロエタンなどの揮発性溶剤に対しても適用された実績があり、またPCBやダイオキ

Table 1 Typical Inorganic Removal/Retention Results

汚染物質	初期濃度 (ppm)	保持率† (%)	除去率†† (%)	総合除染率 (%)
<b>揮発性物質</b>				
Hg	5,360	0	97~>99	>97
<b>半揮発性物質</b>				
As	43,900	70~85	>99.9	99.98
Cd	37	67~75	>99.9	99.96
Co	17	99~99.9	>99	99.99
Cs	—	99~99.9	>99	99.99
Pb	1,550	90~99	>99.9	99.99
<b>不揮発性物質</b>				
Ba	185	99.9	>99.98	99.9999
Cr	290	99.9	>99.9	99.9999
Cu	65,000	90~99	>99.9	99.99
Ni	47	99.9	>99.9	99.9999
<sup>226</sup> Ra	6,000pCi/g	99.9	>99.9	99.9999
Pu/Th/U	—	99.99	>99.9	99.99999
Zn	14,200	90~99	>99.9	99.99

† : ガラス固化体への保持率, †† : オフガス処理装置による除去率

Table 2 Typical Organic Destruction/Removal Efficiencies

汚染物質	初期濃度 (ppb)	分解率 (%)	除去率† (%)	総合除染率 (%)
<b>殺虫剤</b>				
4,4 DDD/DDE/DDT	21~240,000	99.9~99.99	>99.9	99.9999
Aldrin	113	>97	>99.9	99.99
Chlordane	535,000	99.95	>99.9	99.9999
Dieldrin	24,000	98~99.9	>99.9	99.99
Heptachlor	61	98.7	>99.9	99.99
<b>揮発性物質</b>				
Fuel oil	230~110,000	>99	>99.9	99.999
MEK	6,000	>99	>99.9	99.999
Toluene	203,000	99.996	>99.9	99.99999
Trichloroethane	106,000	99.995	>99.9	99.99999
Xylenes	3,533,000	99.998	>99.9	99.99999
<b>半揮発性物質</b>				
PCP	>4,000,000	99.995	>99.9	99.99999
<b>不揮発性物質</b>				
Glycol	8,000	>98	>99.9	99.99
PCBs	19,400,000	99.9~99.99	>99.9	99.9999
Dioxins	>47,000	99.9~99.99	>99.9	99.9999
Furans	>9,400	99.9~99.99	>99.9	99.9999

† : 分解後オフガス処理装置による除去率

シンを対象に、99.9999%という高い除染率が報告されている。Pu/Th/Uといった放射性核種についても99.99999%という高い総合除染率が報告されている。

放射性核種に対するISV技術の適用可能性を、疑似放射性核種を用いて評価した実験結果を以下に示す。Fig. 4は疑似放射性核種を含む土壌を

ISV技術により固化したガラス固化体の閉じ込め性能を評価した試験の構成を示しており、Table 3に示すような核種の保持率および溶出試験結果が得られている。また、Fig. 5は、疑似放射性核種のコンクリート固化体を密閉したブリキ缶および疑似放射性核種のアスファルト固化体を密閉したブリキ缶にISV技術を適用した試験の構成

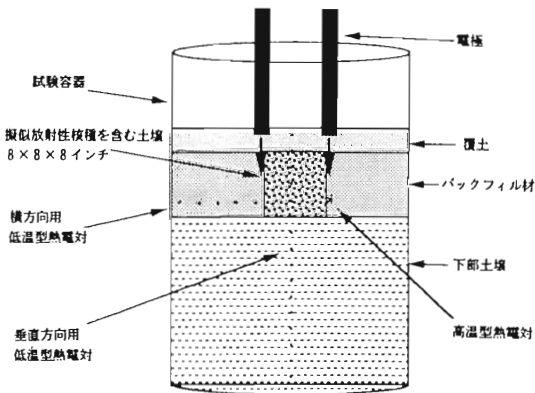


Fig. 4 Layout Of The Test Using Soil And Simulated Radionuclide Contaminante

Table 3 Simulated Contaminant Retention Efficiencies and TCLP leaching Testing Result of Vitrified Glass

擬似放射性核種	擬似核種保持率(%)	溶出試験結果(mg/L)
コバルト	99.98	0.008
マンガン	99.98	0.069
ニッケル	99.97	0.100
カリウム	99.78	0.967
ストロンチウム	99.999	0.147
ジルコニウム	99.89	< 0.05
よう素	79.0	< 1.0

を示しており、Table 4に示すような核種の保持率および溶出試験結果が得られている。これらの試験結果は、100kg規模のエンジニアリングスケールの固化試験により得られたデータであり、一般に、固化試験の規模が大きくなるにつれ、閉じ込め性能をさらに向上することが確認されている。

Table 4 Simulated Contaminant Retention Efficiencies and TCLP Leaching Testing Result of Vitrified Glass

擬似放射性核種	擬似核種保持率(%)		溶出試験結果(mg/L)
	コンクリート	アスファルト	
コバルト	99.999	99.77	0.096
マンガン	99.95	99.999	0.080
ニッケル	99.996	99.75	0.157
カリウム	99.70	99.94	0.306
ストロンチウム	99.999	99.999	0.049
ジルコニウム	99.90	99.82	< 0.05
よう素	74.2	82.7	< 1.0

我が国においても、当社の呼びかけにより結成された「原位置ガラス固化コンソーシアム」(建設分野を中心に民間企業11社よりなるコンソーシアム)を中心に、ISV技術に関する研究開発が活発に進められており、既に2度にわたる国内実証試験を実施している。

第1回の実証試験は、1992年3月、つくば市において行われた。エンジニアリングスケールの屋内固化試験装置を用い、約70kgの日本の土壌を固化することに成功した。本試験においては、可燃物(アスファルト)、固形物(コンクリート)、金属(ブリキ缶)などの埋設物も同時に固化処理できることが確認された。試験で使用した土壌の成分をTable 5に、試験装置の構成をFig.6に示す。

さらに、1993年1月には我が国で初めて屋外の原位置固化試験を実施した。試験装置の構成をFig.7に示す。本実証試験の結果、約1トン規模のガラス固化体を得ることに成功すると共に、固化体周辺の電気計測、熱計測結果から、周辺への電気的影響および熱的影響がほとんど存在しないことを確認し、プロセスの安全性を実証した。

(Photo 3)

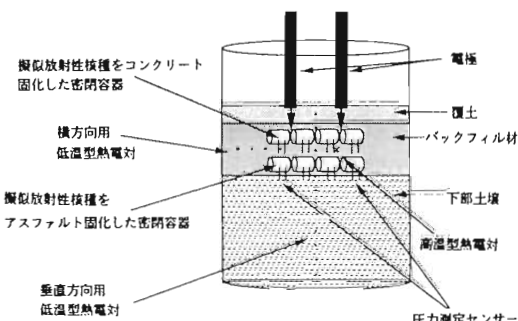


Fig. 5 Layout of the Test Using Containers with Simulated Radionuclide Contaminant Solidified with Cement, and Asphalt

Table 5 Chemical Analysis of Soil Used in Demonstration

成分	サンド	ベントナイト
SiO <sub>2</sub>	69.9	76.1
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	12.8	14.3
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	4.8	1.3
MgO	3.3	2.0
CaO	4.1	2.1
K <sub>2</sub> O	0.5	0.3
Na <sub>2</sub> O	2.1	2.6
MnO	0.1	0.1
P <sub>2</sub> O <sub>5</sub>	0.1	0.1
FeO	1.7	0.9

(\*単位: wt%)

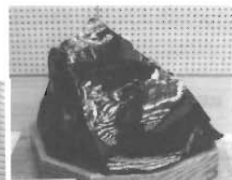


Photo 3 Test Equipment of Second Demonstration Test

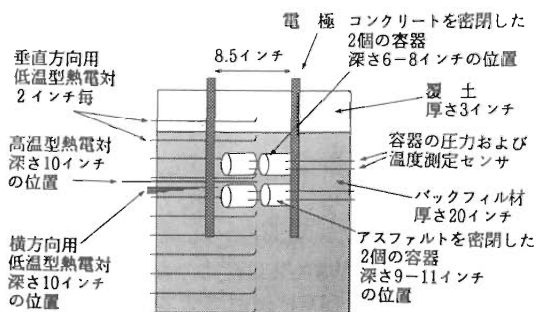


Fig. 6 Layout of First Demonstration Test

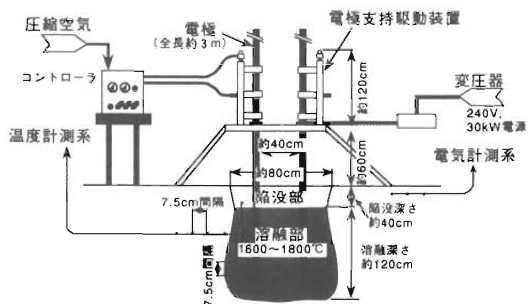


Fig. 7 Layout of Second Demonstration  
Photo. 1 Depression due to Volume Reduction (About 10m Diameter)

## 6. デコミッションング廃棄物への適用可能性

これまで述べてきたISV技術の優れた特長を考えるならば、この技術は原子力発電所や原子力関連施設のデコミッションングに伴い発生する種々の廃棄物の固化処理・再利用技術としても期待される。例えば、原子力発電所のデコミッションングから発生する廃棄物としては、大量の金属廃棄物およびコンクリート廃棄物が問題となるが、このうち金属廃棄物の一部については溶融固化を行い一定の放射能レベル以下のものについては再利用することが検討されている。これに対して、膨大な量が発生するコンクリート廃棄物については、現在のところ、一定の放射能レベル以上のものは「低レベル放射性廃棄物」として分類し、適切な浅地中処分を行い、一定の濃度レベル以下のものは通常の産業廃棄物として適切な埋設処分を行うという処分シナリオが検討されている。

しかしながら、こうした処分シナリオについては、次に述べるいくつかの問題点が存在している。

- ①放射性廃棄物と非放射性廃棄物を区別する放射能濃度レベルである無拘束限界値を決定・導入することが容易ではない。
- ②仮に無拘束限界値を設定・導入できたとしても、コンクリート廃棄物の放射能濃度レベルが、これ以上であるか以下であるかを技術的に確認することが容易ではない。

- ③濃度レベルの確認ができ、放射性廃棄物と非放射性廃棄物の法規制上の「区分」ができたとしても、非放射性廃棄物に区分された廃棄物を、通常の産業廃棄物として埋設処分することに関するパブリック・アクセプタンスの獲得が容易ではない。
- ④従って、諸般の社会環境条件によっては、非放射性廃棄物に区分された廃棄物についても、可能な限り原子力発電所サイト内での再利用を行うことが求められる。
- ⑤また、放射性廃棄物に区分されたコンクリート廃棄物については、原則として、発電所サイト外の適切な浅地中処分サイトを確保することが必要となるが、今後の国内での浅地中処分サイト計画の進展状況によっては、発電所サイト内でコンクリート廃棄物の安全な最終処分もしくは再利用を行うことを検討する必要が生じる。
- ⑥こうした発電所サイトの内外での浅地中処分を行う際には、処分の容積効率を高め、環境安全性を確保するために、何らかの減容・固化処理を行うことが求められる。

デコミッションに伴って発生するコンクリート廃棄物に関しては、こうした処分シナリオ上の問題点が存在するが、本論文において紹介した「原位置ガラス固化技術」は、この処分シナリオ上の問題点に関して、次の様な解決策を与える技術であると言える。

- ①放射能汚染を生じたコンクリート廃棄物については、これを原位置ガラス固化技術で固化処理することによって、均質の廃棄体を形成し、放射能濃度レベルの確認を容易にすることができる。
- ②また、放射能汚染を生じたコンクリート廃棄物を発電所サイトの内外において最終処分する場合、原位置ガラス固化技術で固化処理することによって浅地中処分における処分の積効率と環境安全性を高めることが可能となる。

- ③コンクリート廃棄物を原位置ガラス固化処理することによって、極めて強度が高く安定性のある人工岩盤（黒曜石）を形成することができ、これらの廃棄物を発電所サイト内で建設基盤として安全かつ効果的に再利用することができる。この方式は、比較的放射能レベルの高いコンクリート廃棄物についても、長期的かつ十分な環境安全性を確保しつつ、サイト内で再利用することができるため、デコミッションのパブリック・アクセプタンス獲得を容易にすることが可能な方式であると考えられる。原位置ガラス固化コンソーシアムとしては、こうした観点から、この原位置ガラス固化技術をデコミッション分野においても積極的に有効利用するべく、今後、関係団体との協力のもとに共同研究開発を進めてゆく計画である。

#### 参考文献

- 1) Oma, K.H., Timmerman, C.L.: PNL-SA-12000, (1984)
- 2) Buelt, J.L., Carter, J.G.: PNL-5738, (1986)
- 3) Buelt, J.L., et al.: PNL-4800, (1987)
- 4) 田坂広志, 他: 原子力工業, 34 [ 4 ], 59～62 (1988).
- 5) Buelt, Farnsworth, R.K.: PNL-SA-17242, (1990)
- 6) Farnsworth, R.K., et al.: PNL-7355, (1990)
- 7) Hansen, J.E., Fitzpatrick, V.F.: Presented at 3rd Forum on Innovative Hazardous Waste Treatment Technologies: Domestic and International, (1991)
- 8) Tixier, J.S., et al.: PNL-SA-19014, (1991)
- 9) 金子直哉, 井手隆裕: いんだすと, 7 [ 4 ], 68～73 (1992).
- 10) 金子直哉, 村岡元司, 田坂広志: 日本原子力学会誌, 34 [ 9 ], 838～843 (1992)

## 放射性廃棄物処理技術の開発

### — 日本ガイシの開発技術 —

刈田 陽一\*

*Research and Development Activities for Radioactive Waste Treatment  
— Developing Technologies of NGK —*

Yoichi KARITA

NGK has obtained technology concerning a miscellaneous solid waste incinerator from KfK in 1973, and supplied the first incineration system for a nuclear power plant in Japan. Based the accumulated experience in construction and operation, an improved type incinerator was developed and a total of 23 units have been supplied to nuclear facilities in Japan. Besides the above incinerator, five types of incinerator or pyrolyzer have been developed and these four units have shown actual results.

For non-combustible solid waste, suitable technology for melting and compaction/conditioning has been developed. NGK has supplied the first high pressure compactor for a nuclear power station in Japan, while also testing and researching into the performance of induction heat melting, as well as establishing the evaluation technologies for its waste form or package so as it can be utilized for the burial land disposal of non-combustible solid waste from nuclear power plants.

Decontamination technology has been developed for future decommissioning and experience has been accumulated for dry blasting and chemical decontamination with strong acids.

It has been said that incineration, melting, compaction and decontamination are the essential technologies for waste treatment at the time of the coming decommissioning of nuclear facilities. This report describes the outline of NGK's technical development in these areas.

#### 1. はじめに

昭和45年、我が国の原子力発電の主流となった軽水型原子炉が運転開始され、運転実績に伴って発生する放射性廃棄物の処理の問題がクローズアップされた。原設計における放射性廃棄物処理設備は、米国の経験のもとに採用されたものであったが、当時バックエンドのあり方や、運転管理方法が米国と異なったこともあり、廃棄物発生量が増大しつつあった。そのため貯蔵施設の容量を増すとともに、廃棄物発生量の低減や減容処理

が、発電所運営上からも必要となってきた。社会面では原発は、“トイレなきマンション”と揶揄され、原子力発電の安全対策や放出放射能低減対策だけでなく、放射性廃棄物管理も、原子力発電の開発と立地両面からも重要であることが認識されはじめた。固体廃棄物の減容対策としては、濃縮廃液のセメント固化から減容性の高い固化方式への転換と可燃性雑固体焼却炉の導入であった。

その最初のプラントが、日本原子力発電(株)敦賀発電所の廃棄物処理増強設備であった。当社は、昭和48年旧西独カールスルーエ原子力研究

\* 日本ガイシ(株) エンジニアリング事業本部 エネルギープラント事業部開発部  
(Energy and Nuclear System and Equipment Division, NGK Insulators, Ltd.)

所（以下KfK）が開発した焼却処理技術を導入し、それを改良し上記増強設備に納入したのが、バックエンド参入のきっかけであった。当社は電力事業の一端を担う企業であったこと、下水道事業における処理設備の事業展開をしており、特に汚泥焼却炉ではトップクラスにあったこと、さらにKfKが開発した焼却炉の排ガス処理に高温のセラミックフィルタが使用されており、重要な役割を有すると同時にその改良も必要と認識されていたことから、当社のセラミック技術も活かせること等、参入チャンスに恵まれたことである。さらには、放射性廃棄物は、ガラスやセラミックスに固化して処分することが良さそうだということも参入の決断を促した。その後、全ての軽水型原子力発電所に焼却炉を納入すると共に、発電所も要望に応え改良を重ねる一方、種々の廃棄物に対応する幾多の焼却炉も開発した。

昭和58年より、焼却炉のみならず固体廃棄物処理技術全体の開発を本格的にはじめた。即ち、高周波熔融、高圧縮プレス、コンディショニング、

除染および廃液の固化処理であり、さらに、セラミックスの原子力プラントへの適用研究であった。

来るべき、原子力施設デコミッション時には、解体技術もさることながら、廃棄物処理処分が最も重要と考えられている。なかでも固体廃棄物が中心であり、その要素技術として、焼却、熔融、圧縮、除染（これに測定が加わるが）であるといわれている。当社では、これら全てについて何らかの実績と技術を有し、もしくは、技術開発中である。ここでは当社開発技術のうち焼却、熔融、圧縮、コンディショニング、および除染技術を中心にその概要を紹介する。

2. 開発技術の概要

当社の開発技術と実績をTable 1に示す。試みに当社技術をベースに原子力施設廃棄物の処理体系図を作成したのがFig. 1である。各々の技術が最適であるかどうかは別として、ほとんどの固体廃棄物の処理に関する要素技術を手がけていることが理解いただけるかと思う。

Table 1 Radioactive Waste treatment technologies

装置名称	主な対象廃棄物	実績または開発実績	備考	装置名称	主な対象廃棄物	実績または開発実績	備考	
焼却技術	整型円筒炉	原子力発電所 10基 (1基建設中) 研究施設 2基 再処理施設 1基(建設中) R1施設 1基 30kg/h~150kg/h	KfK技術の導入 Nukem社への技術供与	浸漬化学除染(強酸) 炭素鋼 ステンレス鋼	炭素鋼 ステンレス鋼	パイロットプラント(100ℓ除染槽) パイロットプラント(500ℓ除染槽)	KfK技術の導入	
	抑制燃焼炉	雑固体 U燃料加工工場 1基(100kg/d) 研究用 1基(400kg/d)	7:時極低レベル廃棄物	セメント固化(インドラム)	乾燥残渣	モックアッププラント(200ℓドラム)		
	円形一段炉	スラッジ 動物屍体 廃樹脂	研究施設 1基(50kg/h) パイロットプラント(10drykg/h)		コーティング セメント固化	乾燥濃廃等	中断(パイロットプラント)	
	水冷ジャケット炉	難燃物	パイロットプラント(15kg/h)		セラミック固化(低温ホットプレス)	クラッド、乾燥濃廃、焼却灰	中断(パイロットプラント)	
	乾留炉(熱分解炉)	廃液媒 廃樹脂	再処理施設(約30ℓ/h、建設中) パイロット(2drykg/h、5drykg/h)	Nukem社技術の導入	セラミック固化(高温焼結)	TRU	基礎研究中	
	高周波熔融炉	不溶性雑固体 焼却灰 濃縮廃液	パイロット(100kW、30kg/h) 477777(600kW、150kg/h)		含浸固化	乾燥濃廃、焼却灰	中断(パイロットプラント) PIC容器使用	
	高圧縮プレス	不溶性雑固体	原子力発電所 1基(約1500ton) モックアッププラント(2000ton)		セラミックボール型乾燥器	濃縮廃液 廃樹脂 スラッジ	パイロットプラント(100kg/h) ベンチプラント(30kg/h)	
	コンディショニング装置(セメントモルタル注入装置)	不溶性雑固体 圧縮体	モックアッププラント(200ℓドラム)	常温破砕、冷凍破砕等も実施	セラミック膜フィルタ及び有機膜UF/RO	炉水、7-6水、各種廃液 洗濯廃液	ベンチプラント(200ℓ/h)	
	除染術	炭素鋼 ステンレス鋼	パイロットプラント	KfK技術の導入	セラミックス セラミック容器 セラミックハニカム式排ガス再結合器	炉水、7-6水、各種廃液 HLWガラス固化体 廃棄物全般	パイロットプラント(6m <sup>3</sup> /min) 実機大、試作 200ℓドラム 1m角型 ベンチプラント(100 m <sup>3</sup> /h)	PNC委託

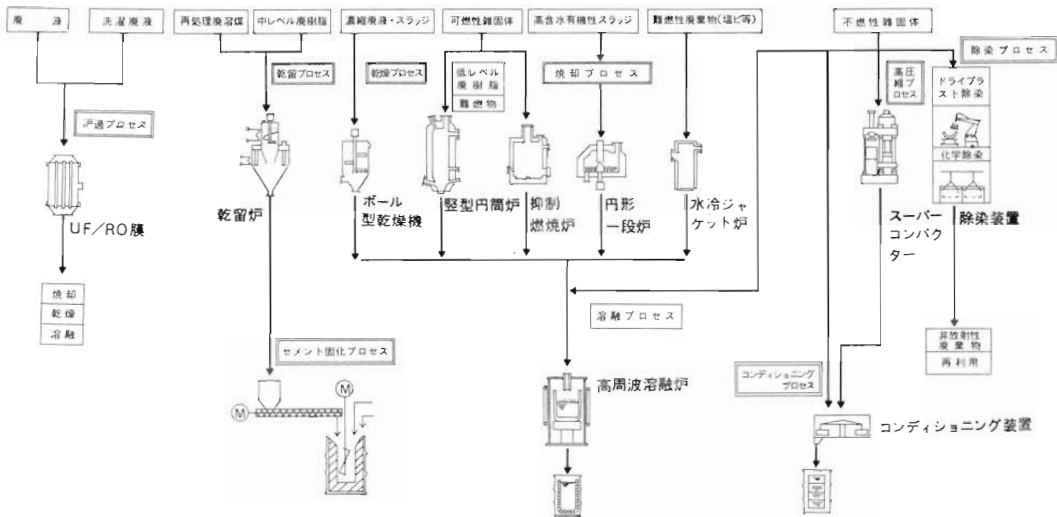


Fig. 1 The outline radioactive waste treatment technologies at NGK

当社技術の特徴は、

- (1) 焼却炉を中心に開発および事業展開を行ってきたことから、焼却、乾留、および熔融等、いわゆるサーマルプロセスの要素技術が多く、かつ実績も多い。
- (2) ほとんど全ての原子力施設に焼却炉を納入しており、雑固体廃棄物に対する知見・経験が豊富であり、これが不燃性雑固体の熔融固化、高圧縮プレスおよびコンディショニング技術の開発に結びついている。
- (3) セラミック技術を随処に適用し、要素技術の特徴づけを行っている。
- (4) 国内トップクラスにある下水処理技術（水処理、焼却、熔融等の廃棄物処理）の適用をはかっている。
- (5) KfKより、焼却炉、除染およびコンディショニングの技術導入をはかっているだけでなく、放射性廃棄物管理の考え方に影響をうけ、多くとり入れている。
- (6) 有害物（放射性廃棄物）は、まず無害化（安定化）することが重要で、ついで減容化をはかることであるとの考え方の基に、その手段として無機安定固化を志向している。（当社なりのWaste Culture<sup>2)</sup>か？といえよう）。今後は処分時代の処理の有り方を考えること、リサイクル

の観点も重視すべきと考えている。さらに、

- (7) 廃棄物処理技術は、経験工学であるという観点から、開発にあたっては、ベンチプラント、パイロットプラント、必要に応じモックアッププラント等により技術の最適化をはかるとともにあらゆる機会をとらえてホットテストも行ってきたことである。なお、セラミックスの適用研究については、既に報告<sup>3)</sup>しているもので、本稿では触れないが、水処理フィルタを中心に開発を継続中である。セラミック処分容器については、実用化は時期尚早と判断し研究を中断しているが、処分時代の処理を検討する上で意義のあったものである。

### 3. 焼却炉の技術開発

#### 3.1 雑固体焼却炉（縦型円筒炉）

##### 3.1.1 改良・開発経緯

KfK焼却炉の技術導入経緯と改良については既に報告<sup>4) 5)</sup>しているもので、最近の改良を含めてTable 2に概要を示す。初期は海外技術を我が国へ適用するための改良であり、その後は運転実績に伴う不具合の解消、ユーザのニーズの多様化への対応と高度化の歴史であった。主要な改良は次の通りである。

- (1) 燃焼性の改善等により、前処理の軽減と対象廃



Table 2 Improvements on the solid waste incinerator

	導入初期	実機運転経過後	備考
焼却炉	空気予熱器	高速炭回収 拡大切床 投入制御(O <sub>2</sub> 濃度) スチームインジェクション	燃焼性改善 前処理削減 対象廃棄物 拡大
セラミック フィルタ (C/F)	耐熱型エレメント 耐久型支持プレート 長尺エレメント	バックブロウ装置 セラミックフィルタバーナ 大型セラミックフィルタ	寿命延長 コンパクト化 再燃焼能力アップ
HEPA フィルタ	耐熱型フィルタ	耐熱・耐食型フィルタ	排ガスD/Fのバックアップ
周辺機器	自動供給機 排ドラムキャッピング装置 C/F交換機 C/F破砕機 灰ドラム自動倉庫	遠隔集灰システム 焼却炉クリーニング装置 焼却炉遠隔自動点検装置 排ガス熱交換機 廃樹脂移送設備	運転操作性向上 保守性向上 稼働低減 機器合理化
プラント性能	排ガスD/F確認 (C/F)	排ガスD/F確認 (C/F+HEPA)	
対象廃棄物		チャコール 廃樹脂 難燃物	
その他		高温型排ガス放射線モニタ	難燃物焼却対応

棄物の拡大

(2)セラミックフィルタとHEPAフィルタの信頼性向上と長寿命化(エレメント自身の開発と差圧回復技術)

(3)廃棄物供給系や焼却灰収集系等の自動化並びに炉内点検・補修技術

取り扱う廃棄物が多様であり、すなわち、燃焼発熱量が2,000~11,000kcal/kgと範囲が広く、材質、形状、形態も木材から粉体までと多岐にわたるが、これらを同一の炉でしかも排ガス量を過大にせず(設備に占める排ガス系のコスト・スペース比率大)に焼却できるようにするためと、プラント導入初期に強いてきた過大な前処理負担を軽減するための総合的な燃焼性改善(燃焼空気旋回流、O<sub>2</sub>制御、セラミックフィルタ2次燃焼能力増強及び差圧回復等)が重要であった。

3.1.2 設備内容と特長

本焼却炉は、当社の焼却技術とその排ガス処理技術のベースになっているので詳しく説明することにする。

Fig. 2に示す典型的な雑固体焼却設備のプロセスフローに基づいて設備内容とその特長を説明する。なお、対象廃棄物や原子力施設の廃棄物管

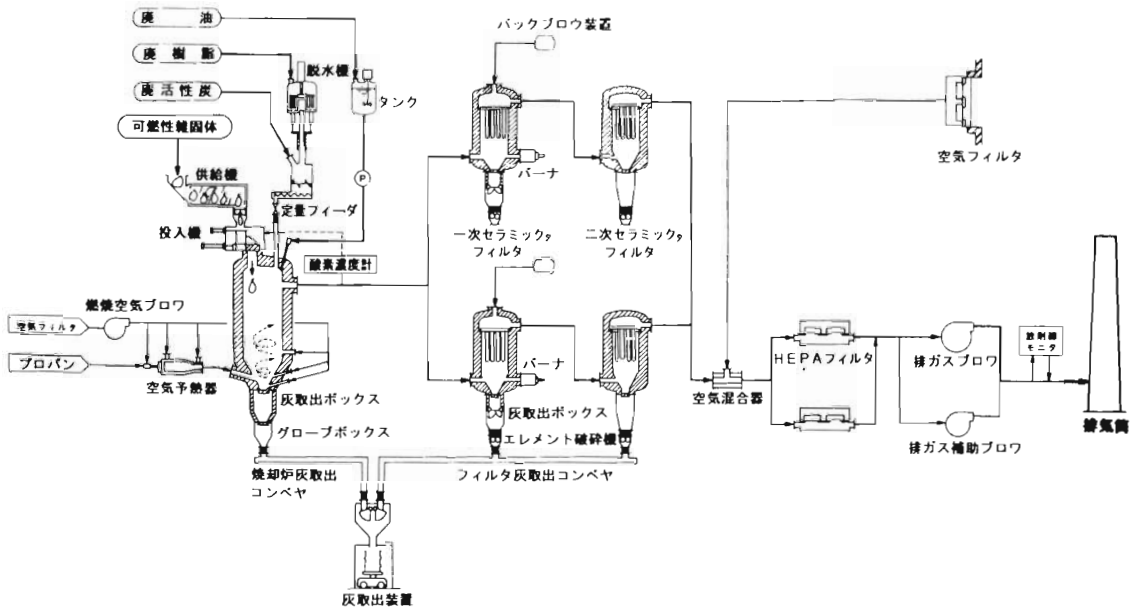


Fig. 2 The process flow sheet of the NGK solid waste incineration plant (Vertical shaft furnace)

理面からセラミックフィルターの一段化、排ガス冷却への熱交換器採用および有害ガス処理や、揮発性核種除去のためスクラバー等の設置を行っているプラントもある。

焼却炉は内部に火格子や突起物などがなく、また、可動部のない単純な内部構造をしている堅型円筒炉である。起動時には空気予熱器の熱風により廃棄物の着火温度まで予熱するが、それ以後は、炉本体の蓄熱と廃棄物の燃焼熱により、廃棄物の焼却が継続できる、いわゆる自然炉である。

(Photo 1)

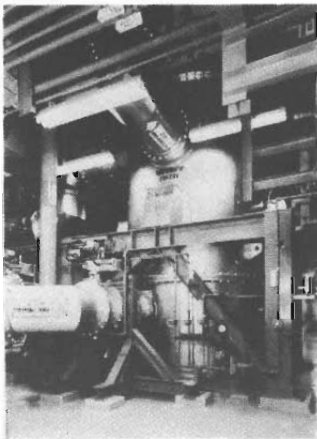


Photo 1 Solid waste incinerator

廃油は燃焼炉頂部ノズルより滴下焼却するが空気予熱器バーナを利用するケースもある。

粉粒状廃棄物である使用済イオン交換樹脂（以下廃樹脂ともいう）や廃活性炭は必要により脱水し、炉頂部よりスクリーフィーダーで滴下焼却するが雑固体との混焼により自然が可能である。

燃焼排ガスは耐熱レンガでライニングを施した煙道を通して一次セラミックフィルタに導かれる。

セラミックフィルタには多数の円筒状のセラミックフィルタエレメントが懸架しており、排ガスはエレメントの外側から内側に通過する。排ガス中のダストはエレメントにてほとんど捕集され、未燃物は二次燃焼される。二次セラミックフィルタは、一次セラミックフィルタを通過した微量の放射性物質を捕集する役目を果たしている。通常、焼却炉内は1,000℃、一次セラミックフィルタは600～800℃、二次セラミックフィルタは500～600℃である。

二次セラミックフィルタで除塵された排ガスは、空気と混合し200～250℃に冷却した後、耐熱性の高性能微粒子フィルタ（HEPAフィルタ）を装着した排ガスフィルタで完全に浄化し、排ガスパイプを経て、放射線モニターで監視しつつ排気筒より外部に排出する。

系統は常時負圧に維持し、安全を保持している。

焼却灰は、灰冷却ボックスに取り出され冷却後、灰取出室内にあらかじめセットされたドラム缶に回収される。セラミックフィルタで捕集された灰はバックブローにより払い落とし、セラミックフィルタ下部から振動コンベアを経て上記灰ドラム缶に回収する。最近のプラントではFig. 3に示すパルスジェット方式により、運転中も払い落とすことができるようになっている。

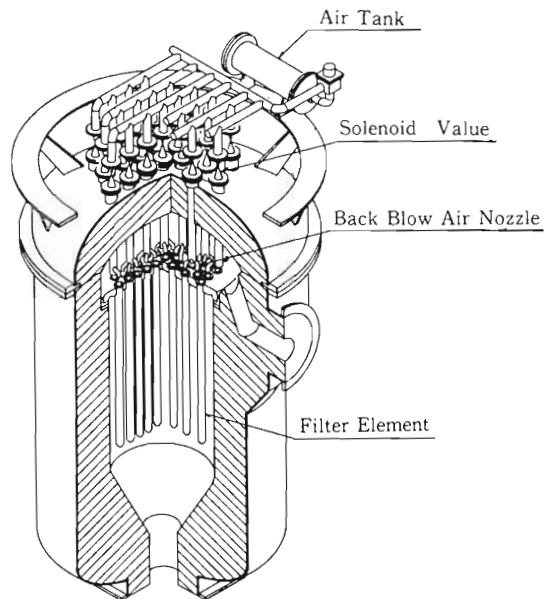


Fig. 3 The ceramic filter equipment with pulse-jet back blow unit

これら焼却灰を封入したドラム缶は、遠隔操作により一次貯蔵庫に保管する。

なお、機能の低下したセラミックフィルタエレメントについても、破砕機により破砕後ドラム缶に封入し、焼却灰と同様保管する。

設備の仕様と実績および特長をTable 3に示す。

Table 3 Results of the solid waste incinerator at nuclear power station

	仕 様	実 績
対 象 廃 棄 物	可燃性雑固体 手ふき紙、除染ウエス、除染紙タオル ポリエチレンシート・袋、作業着、手 袋、木材、その他 廃油（主としてタービン油） 廃樹脂、廃活性炭	ポリエチレン類 約50% 紙、布類 40% その他 10% （塩ビ等は数%以内に制限）
焼 却 処 理 能 力	雑固体（廃油） 50kg/h (30ℓ/h)、75kg/h (45ℓ/h) 100kg/h (60ℓ/h)、150kg/h (90ℓ/h)	年間処理実績の例 A. 約100ton (約2000時間) B. 約300ton (約5000時間) C. 約500ton (約4000時間)
減 容 比	1/40 (低圧縮ドラム詰に対し)	1/60~1/140
減 重 比	1/40	1/40~1/90
灰の熱灼減量	10%以下	1%以下
排ガス処理系	二次セラミックフィルタ迄	
総括除染係数	10 <sup>5</sup> 以上	10 <sup>5</sup> ~10 <sup>6</sup> 以上 (検出限界による)
(粒子状物質に対し)	排ガスフィルタ迄 (HEPA) 10 <sup>7</sup> 以上	特別な除染性能テストにより10 <sup>7</sup> ~10 <sup>8</sup> 以上を確認
特 長	(1) 焼却炉は型型円筒炉であり、火格子がなく、内部に可動部や突出部のない簡単な構造である。 (2) 起動時以外補助燃料を要しない自然炉である。 (3) 排ガス処理系は、高温排ガスを高温のままセラミック・フィルタにて濾過除塵と同時に二次燃焼する完全乾式処理方式である。 (4) 2段のセラミック・フィルタと高温HEPAフィルタの採用により高いDF (除染係数)を有する。 (5) 廃樹脂を含めた多様な廃棄物が焼却可能。	

### 3.1.3 主な改良・開発

主要な性能確認と改良・開発について説明する。

#### (1) 排ガス系除染係数の試験確認

焼却炉から排ガス処理系までの実廃棄物焼却時の総括除染係数は二次セラミックフィルタ出口で10<sup>5</sup>以上であった。<sup>11)</sup>

排ガスフィルタ (HEPA) までを含めた除染係数DFを求めるため、実廃棄物にRIを添加して焼却した。その結果をFig. 4に示す。<sup>12)</sup>これによると、排ガスフィルタ出口までで一般に捕集されにくいといわれていたCsに対しても10<sup>8</sup>以上のDFが得られ、排ガス除染性能のきわめて高いことがわかり、このDF確認試験によりセラミックフィルタを含めた排ガス系の性能に自信を得た。

#### (2) 廃樹脂混焼技術の確立

Fig. 5は雑固体焼却炉において粉末状イオン交換樹脂と雑固体を混焼したときの混焼比、処理量と補助燃料の必要性を示したもので、混焼比1/1までは水分50~60%の廃樹脂を補助燃料を必要とせずかつ炉の処理容量をほとんど減少させることなく焼却可能である。<sup>13)</sup> (実プラントにおいては、廃樹脂の混焼比は、1/5以下と考えられている) 燃焼に伴って発生するSO<sub>2</sub>については、大気汚染防止法上はもちろん、原子力発電所における所内ボイラや火力発電所のボイラよりのSO<sub>2</sub>放出量を大幅に下まわり、特に問題とは考えられない。もちろん必要なら脱硫装置設置は可能であるが、その際は脱硫廃液には放射能はほとんど無く、環境への放出は許容されるものと考えられる。なお、数ヶ所の原子力発電所において低レベル廃

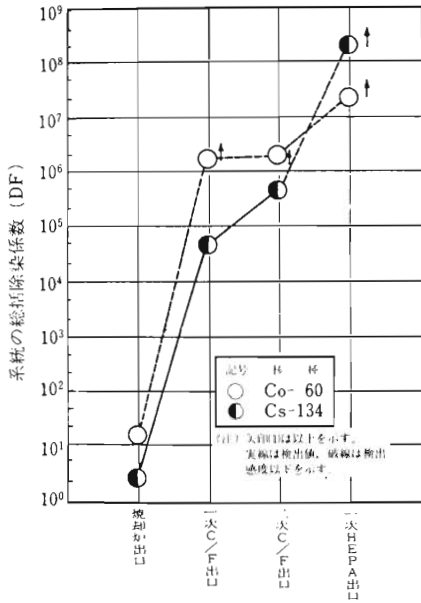


Fig. 4 The decontamination factor at the solid waste incinerator tested using RI

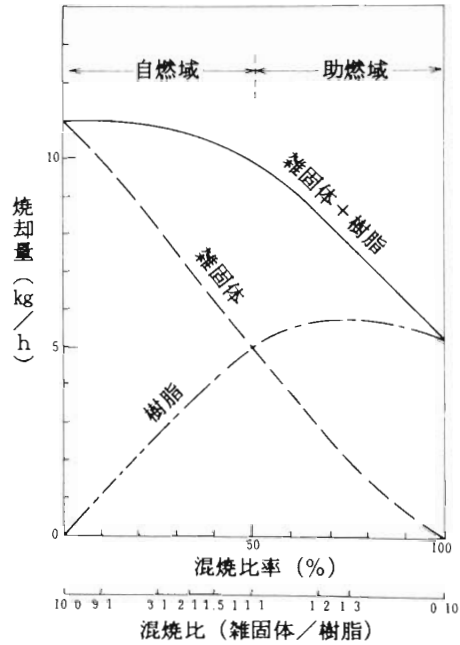


Fig. 5 Incineration capacity and powder spent resin ratio to combustible solid waste

樹脂焼却のため本技術が採用されている。<sup>8)</sup>

(3)改良型炉の開発

初期プラントにおいては、遺憾ながら、袋詰重量の制限、含水率の高いぬれウェスの脱水、混在

する不燃物の除去等が必要であった。これらの前処理を不要にし発生元からの袋詰め廃棄物をそのまま投入して焼却できるようにすることと対象廃棄物を拡大するためFig. 6に示すように燃焼性の

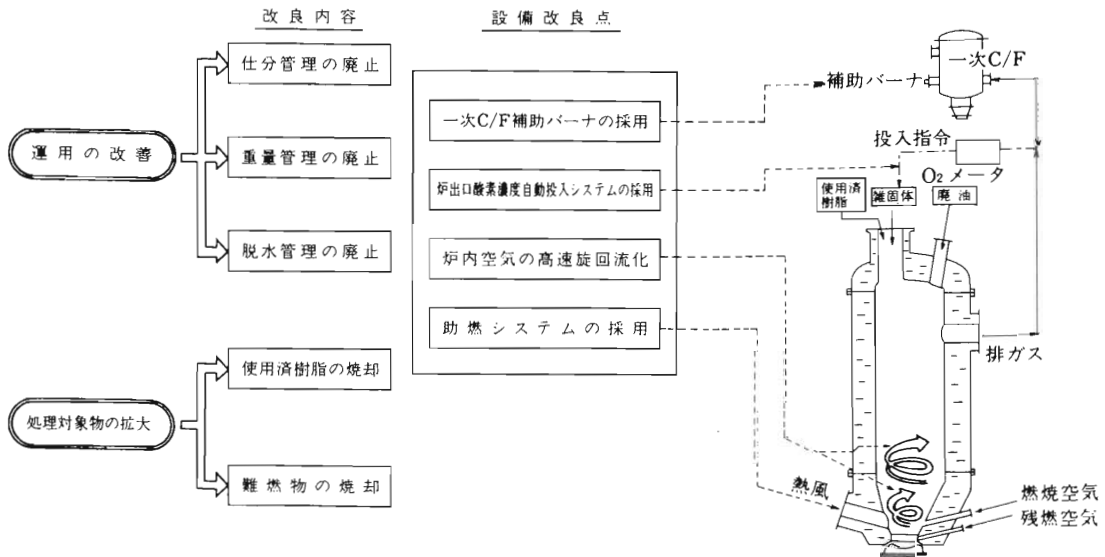


Fig. 6 Concept of the improved type incinerator

改良をはかり<sup>5)</sup>、開発以降は全てこの方式に切り替えた。セラミックフィルタの Puls Jet バックブロー方式との組合せで飛躍的に改善できたものと考えている。

(4) 蒸気注入燃焼方式の開発

改良型炉では、炉底において、過熱による灰の熔融とそれに伴う耐火レンガの消耗はほとんど見られないが、II型炉、特に長時間運転プラントにおいて、定検時に補修が必要なケースが見うけら

れた。補修が容易なため、運転管理に支障を生じないもののその軽減や過熱に伴う焼却処理量低下の解消が望まれている。そのために炉下部の燃焼空気にスチームを混入し、排ガス量増大(空気比を増加して排ガスの過熱を防止する)と燃焼性を損なうことなく炉下部の温度を下げる事ができた。(Fig. 7) 今後適宜採用されるものと思われる。なお、燃焼空気の酸素富化との組合せで更なる燃焼性改善も期待できる。

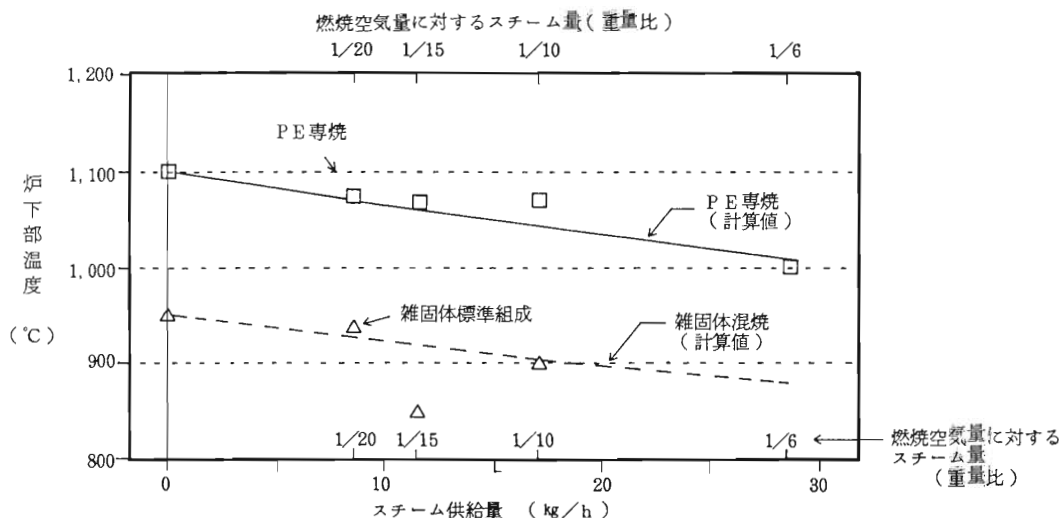


Fig. 7 Effect of the steam injection on the temperature of the furnace bottom

(5) 今後の開発課題

今後は一般的な設備のコンパクト化・合理化は当然のこととして、設備保全や運転操作の容易化等ソフト面の充実をはかるとともに、高線量汚染廃棄物焼却時のメンテナンス性改良等を行う必要がある。

3.2 円形一段炉

本炉は下水汚泥スラッジの多段型焼却炉(現在は流動床炉が主流となっている)として使われている炉であるが、これを放射性高含水スラッジ処理への適用をはかったものである。高含水スラッジ廃棄物としては、粉末および粒状の使用済イオン交換樹脂、フィルタスラッジ、ランドリ廃活性炭、汚泥(動物実験施設廃棄物)等がある。当初は廃樹脂の専焼炉として開発したが前述のように低レベルの廃樹脂は、雑固体焼却炉で混焼する方向にあり、この面の実績はまだ無い。むしろ、この研究を通して廃樹脂は焼却すべしという方向に

なったという認識である。ただし、放医研穴川の動物実験設備のスラッジ廃棄物焼却炉として使用され、本研究の成果が活かされている。

本炉は、Fig. 8に示すように攪拌移送式一段固定床炉であり、予め脱水された含水スラッジを炉中央部(もしくは外周部)に供給し、炉床上を回転攪動する攪拌歯によって分散移送させながら、順次、乾燥-焼却-灰化とすすみ、炉外周部(もしくは炉中央部)の灰出口より灰が回収されるものである。流動床炉にくらべ効率は必ずしも良くないが、廃棄物組成変動に鈍感で、多種のスラッジだけでなく可燃性雑固体も焼却できる。

Fig. 9は、廃樹脂焼却のパイロットプラント(10 drykg/h)フローシートであるがHEPAの後段で脱硫を行っている。SO<sub>2</sub>は大気汚染防止法上は脱硫不要であるが、必要な場合を想定し研究開発を実施しておいたものである。

HEPA迄の高い除染係数(DF)により、脱硫廃

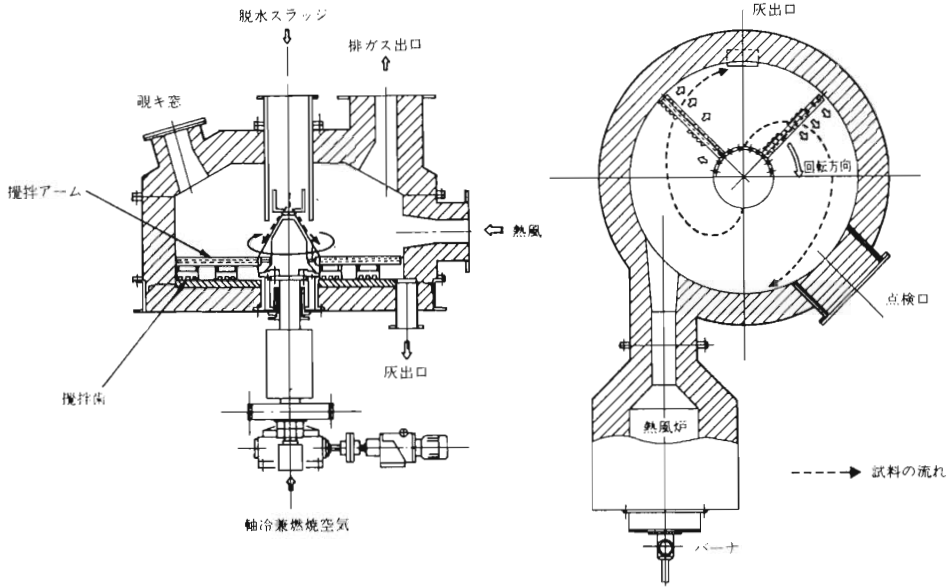


Fig. 8 Agitating stationary hearth type sludge incinerator

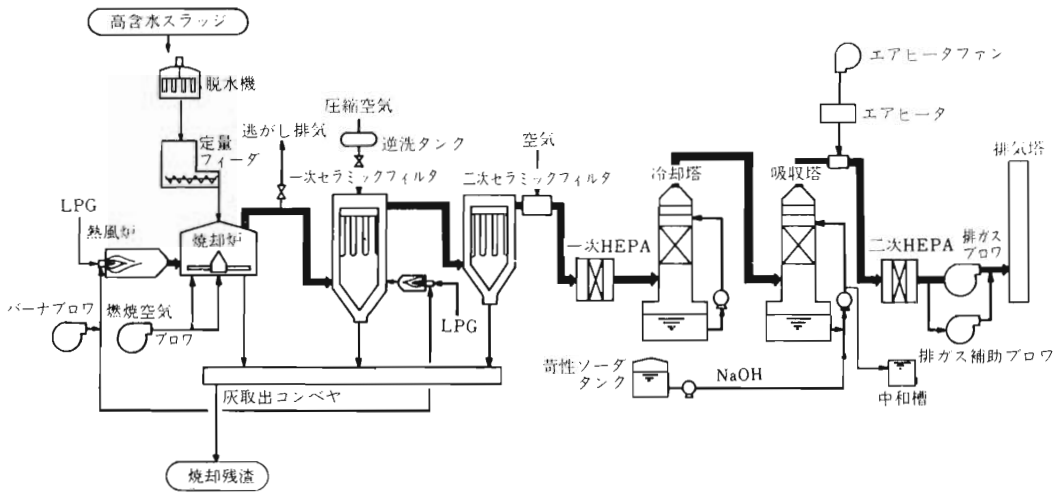


Fig. 9 Flow sheet of the spent resin incineration pilot plant (10 drykg/h)

液は中和して、環境放出可能と評価できた。この研究開発を通じて、プロセス廃棄物の知見、腐食対策、ホットテストによる除染性能確認等、その後の開発研究の基となったことと前述の如く廃樹脂の焼却の方向づけになった。唯一の実績である $\alpha$ -スラッジ焼却炉のフローシート (56kg/h) を Fig. 10に示す。排ガス処理等は、他の設備との関

係で湿式処理となっている。<sup>9)</sup>

### 3.3 水冷ジャケット炉

原子力施設では量の多少はあれ、塩ビ・ゴム類の難燃性廃棄物が発生する。少量であれば雑固体焼却炉で混焼することは可能であるが、可燃物全体に占める割合が多い場合、焼却するには、排ガス系の改造等 (HCl除去等) が必要となる。ま

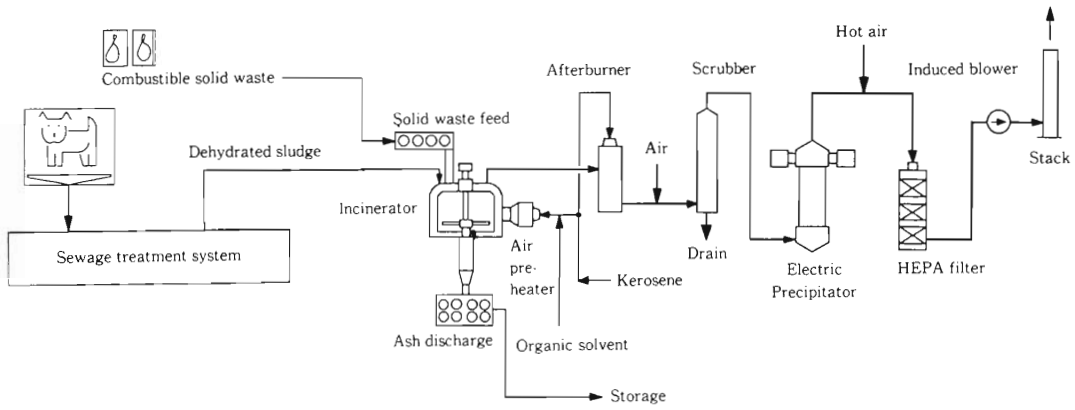


Fig. 10  $\alpha$ -sludge incineration system (56kg/h)

た、処分上の観点からは、有機物であり安定とはいえない。即ち分解し腐食性酸の発生の可能性や、添加有害物の溶出の可能性など処分場の負担になることが考えられ、焼却することが望ましいことは間違いない。

本炉は、それらのニーズを考え、コンパクトな炉の開発と、排ガス洗浄廃液の非放射性化をはかり無機化と減容とを両立させようと研究を行ったものである。<sup>10)</sup><sup>15)</sup> 焼却炉構造と試験装置のフローシートをFig. 11に、外観をPhoto 2に示す。

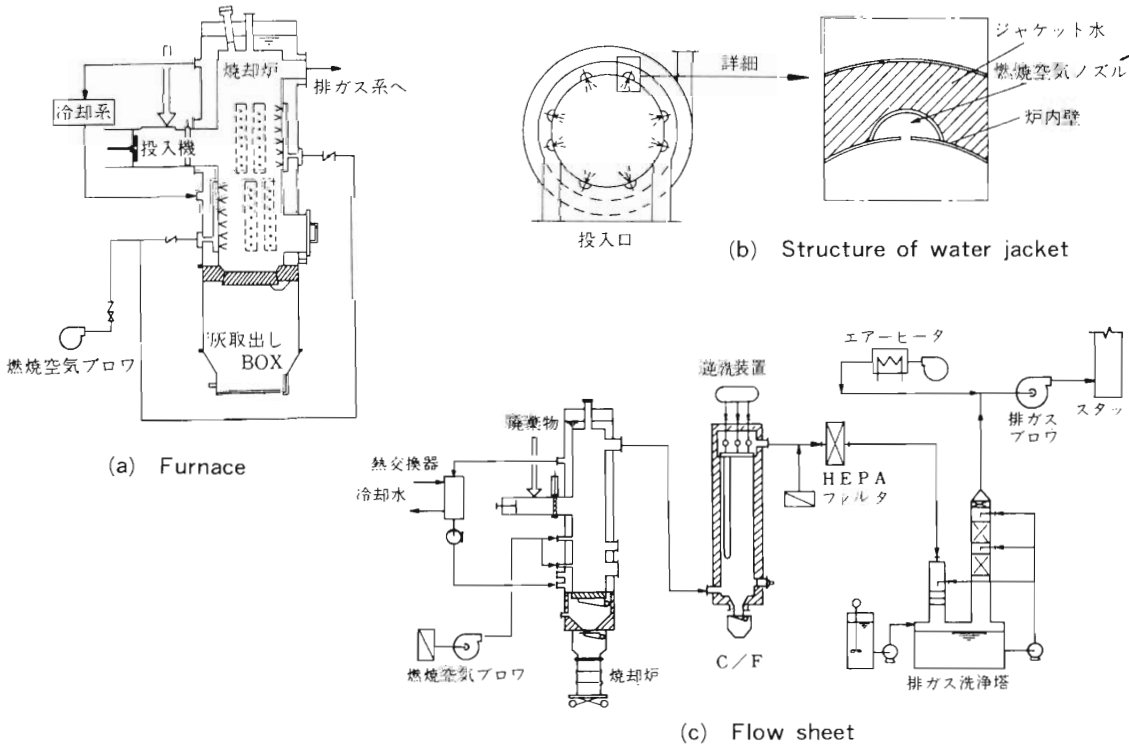


Fig. 11 Water jacket type incineration pilot plant (15 kg/h)



Photo 2 Water-jacket type incineration plant for PVC and rubber wastes

この炉の特徴は、

- (1)多数のノズルからの燃焼空気の高速ジェット供給により、分解ガスとの混合が良好なため、煤塵の発生量が少なく、排ガス系への負担が少ない、
- (2)炉内温度の局所的な高温化を防ぎ、熱分解速度の急激な上昇を抑制できるため、安定した燃焼が得られる、
- (3)高負荷燃焼が可能なことと耐火ライニングが無く、コンパクトである、
- (4)粉碎等の前処理が不要である。

Table 4に各廃棄物に対する焼却処理性能を示

Table 4 Combustibility of the water-jacket type incinerator

	防炎シート	ゴム靴	ゴム手袋	雑固体	設計値
処理量 (kg/h)	15	15	15	15~20	15
燃焼性	良好	良好	良好	良好	燃焼が継続すること
炉出口 煤塵量 [mg/N m <sup>3</sup> ]	360~390	110~260	120~190	130~200	< 2,000
焼却灰 熱均減量 [%]	3~9	5~8	2~8	3~9	≤10

す。焼却灰の熱均減量は特に良いとはいえませんが炉出口煤塵量が少ないことがわかった。排ガス系除染性能は、HEPAフィルタまでDF10<sup>6</sup>以上と高く、処理対象物の汚染レベルにもよるが、洗浄廃液は放出可能レベルであることを確認している。本プラントは、塩ビ・ゴム類の多い初期原子力発

電プラントや再処理工場あるいは核燃料施設への適用が期待できる。

### 3.4 抑制燃焼炉

これまでの焼却炉は、その設備容量にもよるが、袋詰めの大きさの制約があったことと、自動化されているとはいえ常時廃棄物の供給が行われており、その燃焼状態を監視する必要がある。これらの負荷を軽減したのが本炉である。原子力施設デコミッションング時に発生する大量の極低レベル廃棄物焼却の研究用としても開発されているが、ここでは燃料加工工場の例で設備内容と特徴を紹介する。(Fig. 12)。<sup>12)</sup>

焼却炉に1日の所定量を供給し、燃焼を開始する。最初は焼却炉本体内で廃棄物を低空気比 ( $m < 1.0$ ) にて部分燃焼し、その発生熱により熱分解(ガス化燃焼)した分解ガスを二次燃焼炉で燃焼する。廃棄物がほぼ熱分解したあと、熱分解残渣を空気比1以上で表面燃焼(置き燃焼)するものである。翌朝、灰を取り出す。

主な特徴は次の通りである。

- (1)空気制御ガス化燃焼方式であり、廃棄物を一日分一括して投入することができる。
- (2)燃焼(ガス化燃焼、置き燃焼)全般にわたって焼却炉出口ガス量が少なく、また、急激な燃焼が無いため、ダストの飛散が少ない。従って、放射能の密閉性が良く、排ガス処理系の負荷が軽減できる。
- (3)熱分解速度のコントロールは、燃焼空気量すなわち廃棄物の部分燃焼量を変更することにより可能である。
- (4)焼却炉内部に火格子・可動部が無く、堅牢である。
- (5)二次燃焼炉では、燃焼空気を高速噴流混合し、さらに、十分な滞留(燃焼)時間を得ることにより完全燃焼ができ、ダストの発生が少ない。
- (6)一括投入のため廃棄物の大きさに制限が無く、前処理が不要である。

なお、熟練を要しないようにするため運転操作が容易で燃焼制御を完全に自動化できたことが開発のポイントであった。<sup>13)</sup>Fig. 13に運転パターンを示す。

### 3.5 セラミックボール式乾留炉

本方式の乾留炉は、旧西独Nukem社よりの導入技術である。当社より、Nukem社に対し雑固体



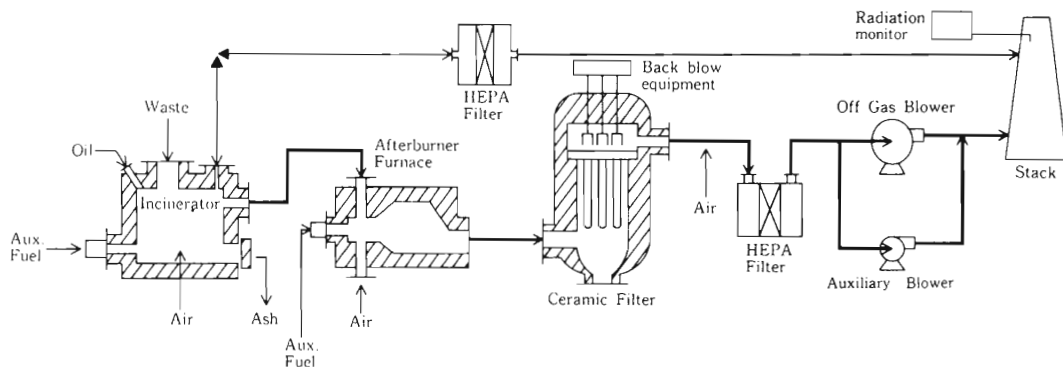


Fig. 12 Controlled air incinerator for U contaminated waste (100kg/d)

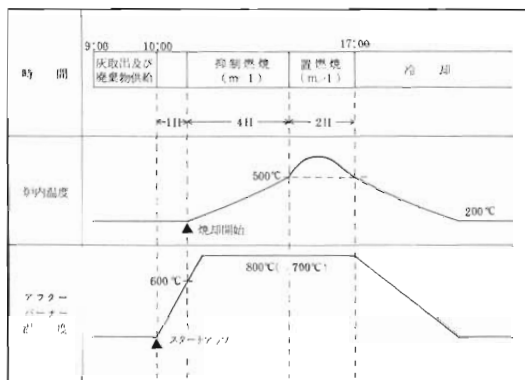


Fig. 13 Operation mode at the controlled air incinerator

焼却技術について技術供与を行っているが、その技術交換という意味合いもあった。

乾留は、反応炉内では不活性雰囲気（窒素）で熱分解するが、発生する可燃性ガスはアフターバーナーで燃焼するもので、いわゆるサーマルプロセスであり、広い意味で焼却処理の範囲に入れている。

Fig. 14は高線量使用済イオン交換樹脂の処理プロセスであり、樹脂を約600°Cで熱分解し残渣をセメント固化しようとするものである。焼却処理ではその灰の比放射能が高くなりすぎ、埋設処分上の濃度上限値を超える可能性とプラント側ではホットスポットが生じる可能性があるなどハンドリング上の課題が考えられるが、本方式は減容比、

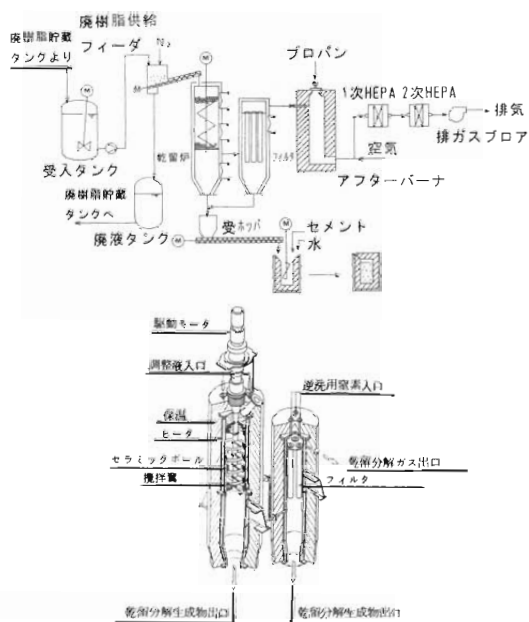


Fig. 14 Ceramic ball type pyrolysis plant for medium level spent ion-exchange resin (2drykg/h)

減重比が3～4程度であり、なおかつ無機残渣が得られることから焼却処理法の課題を克服するものである。（もちろん、単に減容の観点からは焼却法が良い）

この乾留炉は、外熱式の反応炉で内部にセラミックボールを充填し、攪拌しながら窒素雰囲気

で、効率よく反応させるものである。<sup>14)</sup>セメント固化体の性能試験結果によれば、埋設処分の技術基準を十分クリアできると判断している。最大の特徴はコンパクトであるということである。

Fig. 15は、日本原燃(株)六ヶ所再処理工場の

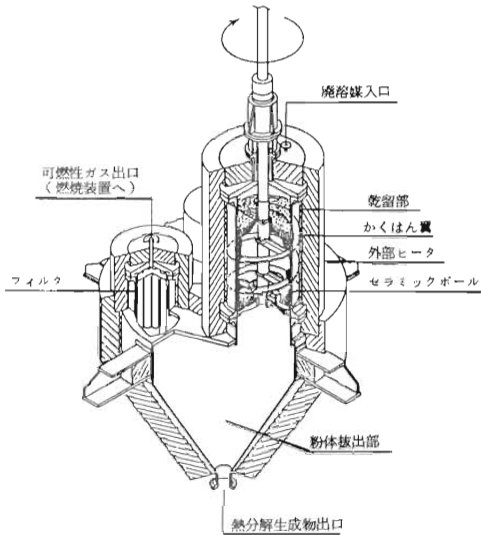


Fig. 15 Pyrolyzer for spent solvent from fule reprocessing plant

溶剤熱分解装置である。<sup>15)</sup>TBP (リン酸トリブチル) をCa(OH)<sub>2</sub>と混合し反応炉で熱分解しリン酸をリン酸カルシウムもしくはピロリン酸カルシウムに中和固定するもので、40 l/hのモックアッププラントで延べ1500時間以上の確認試験のすえ建設が決まったものである。

なお、排ガス処理は、アフターバーナー→スプレー冷却塔→洗浄塔→凝縮器→HEPA→よう素フィルタの構成で、RuおよびI対策を講じている。

#### 4. 熔融炉の技術開発

##### 4.1 熔融炉の概要と特長

当社は汚泥処理焼却分野でトップクラスにあることは既述の通りであるが、その分野で15年以前から焼却灰熔融技術に関して、キューポラ、マイクロウェーブ、高周波誘導加熱、反射炉、電気抵抗炉、プラズマアーク炉および巡回流燃焼熔融法等の技術開発を行ってきた。経済性や、下水汚泥処理場の条件等から実用化されているのは巡回流燃焼熔融法(スラッジを乾燥後焼却熔融する)

であるが熔融についての技術蓄積がはかられている。一方、当社の金属事業部門や関連会社の鋳造工場では、100kgより約30ton炉迄の誘導加熱炉により、非鉄金属や鋳鋼の熔融技術・経験を有している。

このような技術蓄積的な背景をふまえ、焼却灰や不燃性雑固体を減容無機安定固化したいというユーザーの要求に応え高周波誘導加熱による熔融固化技術の開発を行ってきた。濃縮廃液の熔融ガラス固化技術も確立しており、濃廃、焼却灰および不燃性雑固体の一元的な熔融固化も可能であるが、ここでは不燃性雑固体(焼却灰を含む)のインキャン方式による熔融固化技術を中心に説明する。

Fig. 16は不燃性雑固体(金属、保温材、フィルタ、焼却灰、ガラス、コンクリート等)の高周波熔融固化プラントの概念図であり、Photo 3はモックアッププラントである。

炉は、500~1,000Hzの誘導炉でキャニスタ自体を発熱させるので、金属も非金属も制約なく熔融できるインキャンメルト方式である。約1,500℃で熔融した廃棄物は、キャニスタごと取り出し冷却したのちドラム缶に入れセメントモルタル等で固定化する。プロダクトは金属塊とガラス層に分かれるが投入される廃棄物の種類や量によってその比率は異なる。

熔融固化は高温処理という点を除けば、プロダクトの強度、耐水性、核種浸出率、均質性にすぐれ、処分上有害な物質が混入する可能性もほとんどなく、廃棄体としての“あるべき姿”といえよう。経済性に関しては各々の発電所の廃棄物の発生比率と量によって変わり得るが、減容性が高い(減容比5~10)ため、処分コストを考えればトータルでは非常に有利となるだけでなく、一つの設備でほとんどの不燃物に対応できることも魅力である。

インキャン方式のメリットは、熔湯出湯操作が不要であること、ハンドリングや自動化が容易であることに加え、炉のメンテナンスがほとんど不要で放射性物質取り扱い設備として望ましいシステムと考えている。

##### 4.2 モックアッププラントによる熔融性能

モックアッププラント(周波数500~1,000Hz、600kW、セラミックキャニスタ内容量120 l)による熔融試験結果の一例を Table 5 に示す。セメン

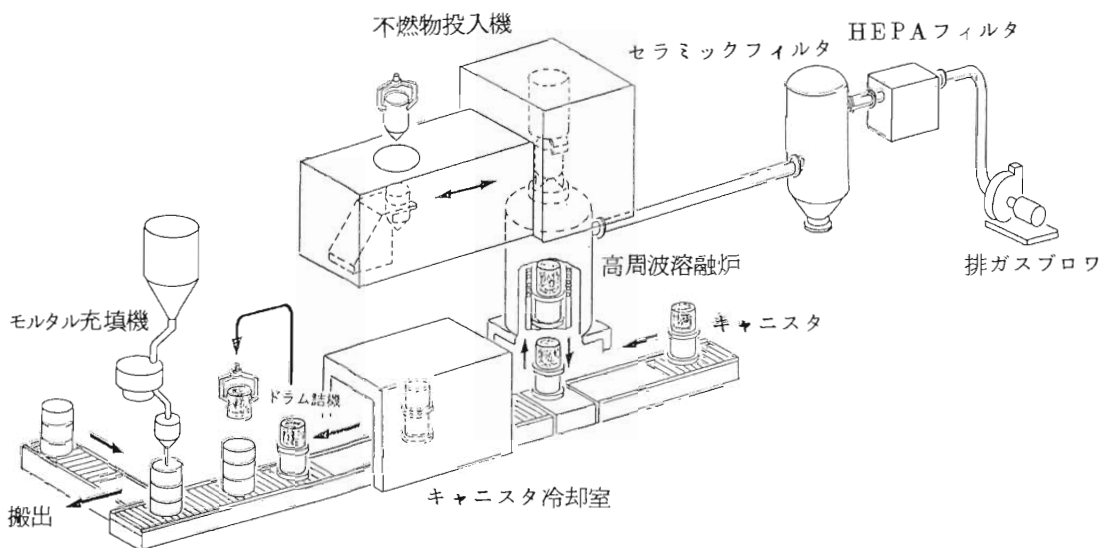


Fig. 16 Schema of induction heat melting/solidification plant for non-combustible solid wastes

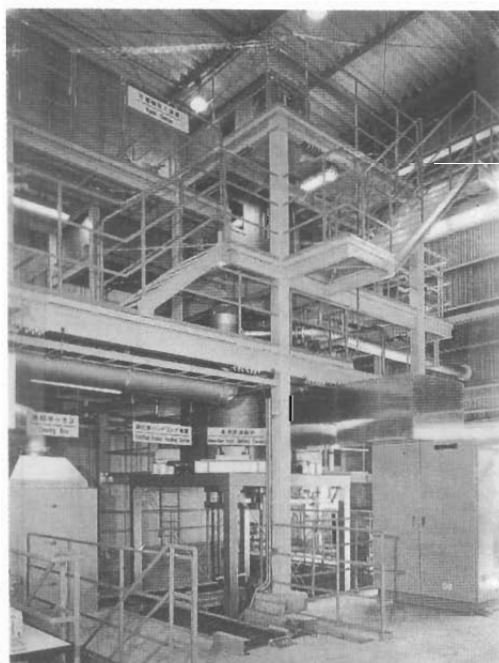


Photo 3 Mock-up plant of induction heat melting system

トモルタルによる充填固化ではその性状に課題の多い保温材やHEPAフィルタも良好に熔融固化さ

れていることがわかった。

#### 4.3 熔融固化における核種挙動

Photo 4に示すラボスケールのホットテストにより、熔融時の放射性核種の挙動について、オフガス系への移行、固化体内の分布および浸出試験の一例を示したのがTable 6である。<sup>(6)</sup>埋設処分評

Table 5 A operation test result at the induction heat melting mock-up plant

試験条件	周波数	1,600Hz (出力最大 600kW)		
	熔融温度	1,500℃ (キャニスタ外縁)		
	熔融時間	3.8hr		
	消費電力	1,600kWhr		
	排ガス量	200N m <sup>3</sup> /h		
熔 融 物	炭素鋼 (SS41、パイプ、板)	300kg	300ℓ	
	HEPA (3ユニット)	60kg	300ℓ	
	保温材 (珪酸カルシウム保温磚)	120kg	600ℓ	
	可燃物	10kg		
	合 計	490kg	1,200ℓ	
熔融固化体		セラミック磚	150kg (12.8kg/ℓ)	
		金属層	336kg (7.7kg/ℓ)	
		キャニスタ	1,099kg	—
		合 計	619kg	—
焼 容 比	6 (200ℓドラム缶にパッケージした場合)			
処理能力	125kg/h			

Table 6 Radionuclide behavior at induction melting and solidified product

項目	研究目的	試験条件	試験結果															
溶融時の核種残存率  固化体の核種分布	<p>溶融時の残存率(揮発率)が核種により異なるため、溶融処理前後ではスクレーピングファクタが変動する。このため、核種ごとの揮発挙動を評価し、溶融体のスクレーピングファクタ設定時の検討に反映する。</p> <p>溶融固化体は、溶融する廃棄物に応じてセラミック層/金属層から構成される。このとき各層間での核種の分配が生じるため、放射能評価上の重要核種について分配挙動を評価し、放射能評価技術の検討に反映する。</p>	<table border="1"> <tr><td>評価核種</td></tr> <tr><td>・ C-14</td></tr> <tr><td>・ Co-60</td></tr> <tr><td>・ Ni-59</td></tr> <tr><td>・ Ni-63</td></tr> <tr><td>・ Sr-90</td></tr> <tr><td>・ Tc-99</td></tr> <tr><td>・ Nb-94(コールド)</td></tr> <tr><td>・ I-129</td></tr> <tr><td>・ Cs-137</td></tr> <tr><td>・ <math>\alpha</math> (Ceで代用)</td></tr> </table> <table border="1"> <tr><td>模擬廃棄物</td></tr> <tr><td>・ 金属</td></tr> <tr><td>・ 保温材料</td></tr> <tr><td>・ 焼却灰</td></tr> </table>	評価核種	・ C-14	・ Co-60	・ Ni-59	・ Ni-63	・ Sr-90	・ Tc-99	・ Nb-94(コールド)	・ I-129	・ Cs-137	・ $\alpha$ (Ceで代用)	模擬廃棄物	・ 金属	・ 保温材料	・ 焼却灰	<p>溶融時の核種挙動は次の3グループに分類。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほぼ 100% (&gt;99%) が揮発し固化体中に残存しない核種 : C-14, I-131, H-3</li> <li>・ 一部揮発する核種 : Cs-137</li> <li>・ 揮発せず固化体中に 100% (&gt;99%) が残存する核種 : Co-60、Ni-63、Sr-90、Tc-99、(Nb-94)、(<math>\alpha</math>)</li> </ul> <p>放射能は、核種によってセラミック層/金属層に分配され、層内ではほぼ均一になる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Co、Ni、Tcは金属層への分配が大半を占める。</li> <li>・ Nb、Sr、Cs、(<math>\alpha</math>) はほぼ 100% がセラミック層に分配される。</li> <li>(・ C、I、Hは固化体中に残存しない)</li> </ul>
評価核種																		
・ C-14																		
・ Co-60																		
・ Ni-59																		
・ Ni-63																		
・ Sr-90																		
・ Tc-99																		
・ Nb-94(コールド)																		
・ I-129																		
・ Cs-137																		
・ $\alpha$ (Ceで代用)																		
模擬廃棄物																		
・ 金属																		
・ 保温材料																		
・ 焼却灰																		
固化体の核種閉込め性	<p>溶融固化体の核種閉込め性について、規制対象核種全般にわたる浸出挙動を検討し、埋設処分時の安全評価に資するデータの蓄積を図る。</p>	<table border="1"> <tr><td>模擬廃棄物</td></tr> <tr><td>・ 金属</td></tr> <tr><td>・ 保温材料</td></tr> <tr><td>・ 焼却灰</td></tr> </table> <table border="1"> <tr><td>溶融条件</td></tr> <tr><td>・ 溶融温度 : 1400~1500°C</td></tr> </table>	模擬廃棄物	・ 金属	・ 保温材料	・ 焼却灰	溶融条件	・ 溶融温度 : 1400~1500°C	<p>固化体の浸出率は充分小さく、優れた核種閉込め性を有するものと云える。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Nb、Sr、Cs (セラミック層に分配) : <math>10^{-4}</math> g/cm<sup>2</sup>・d レベル以下</li> <li>・ Co、Ni、Tc (金属層に分配) : <math>10^{-5}</math> g/cm<sup>2</sup>・d レベル以下</li> </ul>									
模擬廃棄物																		
・ 金属																		
・ 保温材料																		
・ 焼却灰																		
溶融条件																		
・ 溶融温度 : 1400~1500°C																		

価に必要な核種の挙動を明らかにでき、かつ、優れた固化体性能を証明できたものである。



Photo 4 Hot test apparatus of induction heat melting.

#### 4.4 今後の展開

現在検討がすすめられている不燃性雑固体の埋設処分対応設備の1つとして実機化をすすめるとともにTRU廃棄物等への適用開発を進める予定である。

### 5. 高圧縮プレスおよびコンディショニングの技術開発

#### 5.1 不燃性雑固体処理について

原子力施設において放射性廃棄物の減容がすすめられた中、本格的に着手されなかったのが不燃性雑固体である。不燃性雑固体は、それ自身の複雑さ(材質、形態、混在状態など、まさに不燃性物質を主体としたごみ)以外に処分廃棄方法の不透明さ、金属類主体のすそ切り/リサイクルへの期待等複雑にからみあっていた。

昭和62年当社はKfKにより除染-コンディショニング技術の導入をはかったが、当時のKfKの不燃物処理システムはFig. 17に示すようなものであった。1984年より、金属廃棄物のリサイクルの為の除染が本格化してきたことと、Konrad廃鉱への処分が計画されていたこと等、当社にとって貴重な知見が得られると期待した。

熔融とプレスについては、KfKの動向をみながら既に当社独自で開発をすすめていたが、不燃性雑固体の処理は、除染、熔融、プレス、コンディショニング及び放射能測定であり、発生形態から

その前処理の重要性、複雑さを認識すると共に、これら技術開発をさらにすすめる必要性を感じたものである。特に、プレス廃棄物や、直接コンディショニング体について、KfKではガス発生、塩ビ混在物のガス発生と腐食等Konradへの処分対応上その安全性を評価する試験研究がすすめられており、プレス、コンディショニングの課題を教えられたことである。

すなわち、高圧縮プレスについては、一時的な減容ニーズで応えるべく開発をすすめてきていたが、処分対応上は、直接コンディショニングを含めた課題の試験研究をすすめる必要があった。以下にその内容を述べる。

#### 5.2 高圧縮プレス

すでに原子力発電所にてFig. 18に示すプラント1基が稼動し、金属廃棄物を年間約3000本処理している。<sup>1)</sup>すなわち、これは200ℓドラムに金属類等の廃棄物に入れたまま表面線量と重量を測定した後、縦絞り部で径方向に圧縮し(絞り)、ついで本プレス1,000~2,000トンで圧縮し、圧縮体とする。これらの圧縮体を線量、重量、高さをパラメーターとして、選択して組み合わせ新しいドラム筒に入れ、パッケージとするものである。減容比は3~5(金属廃棄物)である。

200ℓドラムを再利用したいという発電所のニーズに応えた縦絞り機構(Fig. 19に原理を示す)を付加したことが特徴である。

これも2,000tonのモックアッププラント(Photo 5)により開発を行ったものである。

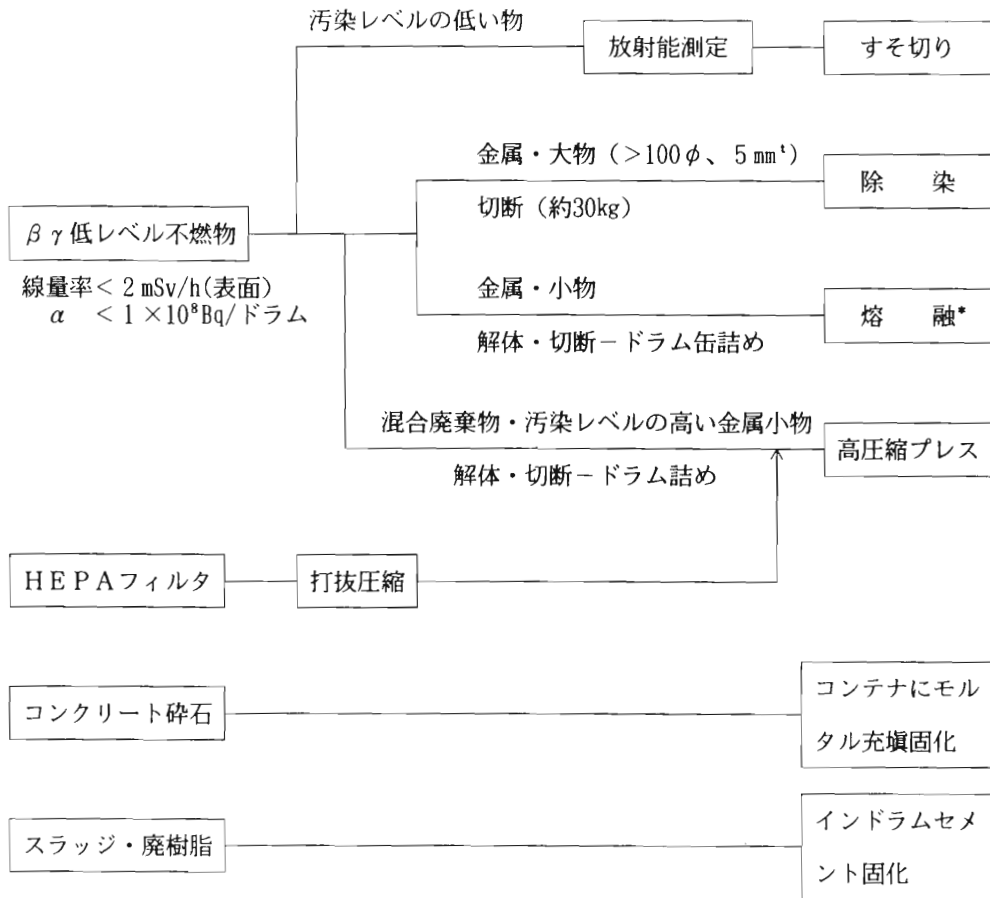
この開発を通してわかったことは、プレスそのものよりは、前処理から廃棄体作成までの強いシステムとしての概念と、スプリングバック、膨潤、空隙、ガス発生、核種閉じ込め性、廃棄体強度、放射能測定等の課題の認識とその検討評価の必要性と複雑さを痛感したことである。

#### 5.3 コンディショニング

高圧縮プレスの開発は、どちらかといえば減容処理するという考えで始めたものであったが前記課題や、その後の埋設処分の検討がすすむにつれ不燃性雑固体の廃棄体の性能把握が必要となった。

基本的には、その廃棄体が物理的、化学的に安定かどうかを中心に検討を行ってきた。他の技術開発と異なりむしろ、性能評価が中心の研究である。

固化材としては流動性の良いプラスチックも検



\* 溶融処理はSiempelkamp 社で実施、30%~50%が放射性廃棄物として中間貯蔵

Fig. 17 Management of non-combustible solid wastes at KfK (excluding α wastes)

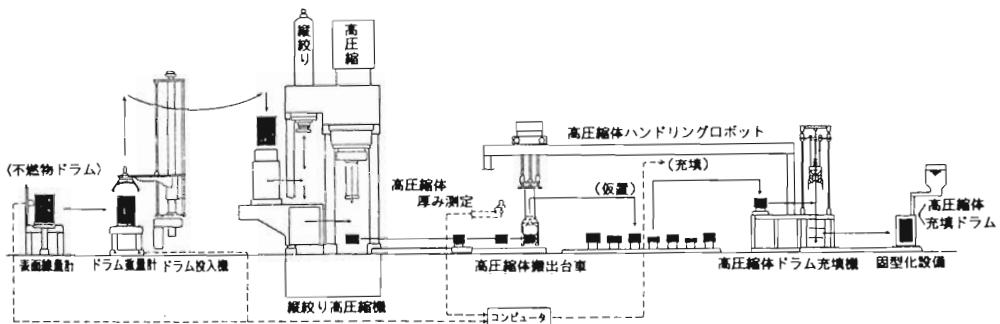


Fig. 18 NGK high pressure compaction system.

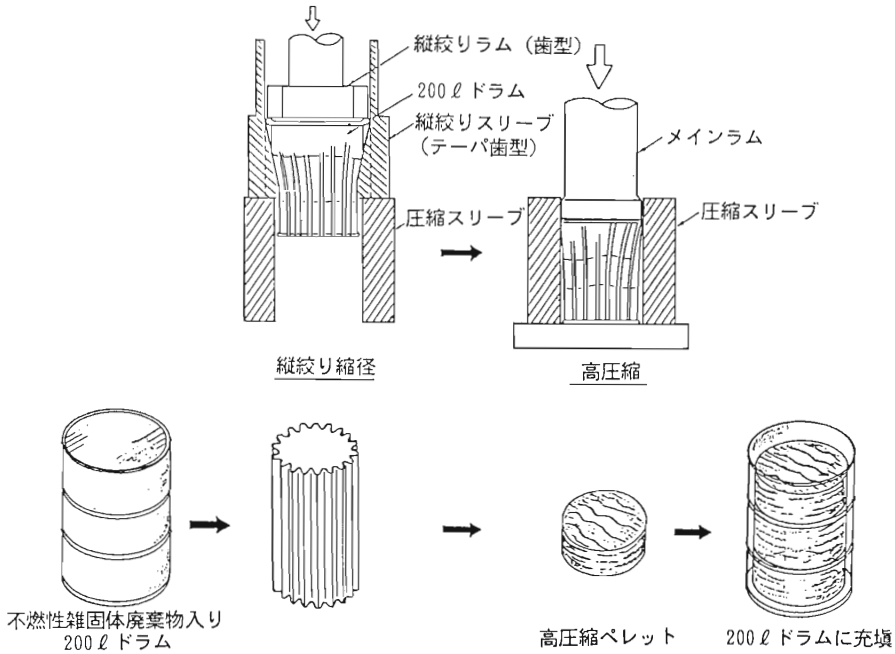


Fig. 19 Compaction principle of NGK super compactor

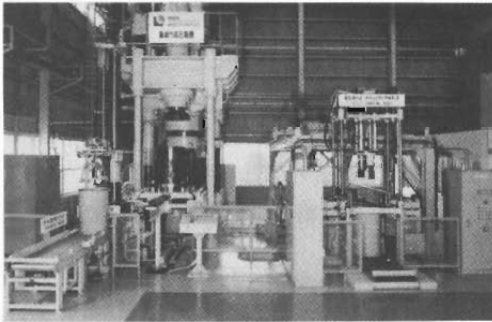


Photo 5 Mock-up plant 2000 ton super compactor

討したが、その不安定さとコストの面から断念し、セメント系モルタルを選定した。コンディショニングの前処理としては、圧縮以外細断と破碎を検討した。破碎については冷凍破碎試験も行った。細断や破碎は、設備面と作業面からみて必ずしも望ましいとは思えず、200ℓドラム缶に入れるために切断するレベルにとどめ、減容が必要なら高圧縮プレスするか、あるいは熔融固化が望ましいのでは無いかと考えられた。

廃棄体の物理的、化学的安定性や性能については Table 7 に示すような試験を行い、把握してき

Table 7 Evaluation test items on the conditioning of non-combustible solid waste by cement mortar

	評価試験内容	備 考
固 化 材	流動性	
	強度	
	放射性核種分配係数	ゴールド、ホット
	放射性核種拡散係数	ゴールド、ホット
圧 縮 体	スプリングバック	ゴム、塩ビ類
	膨 潤	保温材、フィルタ
	変 形 率	
	強 度	8段階積み強度評価
直接充填体	ガス発生	フィルタ、アルミニウム、マグネシウム
	吸水性	保温材、フィルタ
	変 形 率	パイプ、ホース等
	強 度	8段階積み強度評価
内 張 り 容 器	透水係数等の基礎物性	
	強 度	8段階積み強度評価

たが、処分施設の構造等の条件によりよし悪しが軽率には判断できず、ここでは結果を示すことはしないが、少なくとも、不燃性雑固体の約半分を占める炭素鋼については、適切な分別管理の後、直接セメントモルタルで固めたり、高圧縮後セメントモルタルを充填して固化した廃棄体は処分可

能であろう。その他の材質の廃棄物は慎重な評価が必要である。すなわち分別前処理方法も含め、処分対応上の課題解決のための試験研究が引きつづき必要である。

ここでは、炭素鋼（パイプ、アングル）を2,000tonで高圧縮したプレス体のコンディショニングについて、モックアッププラント（Photo. 6）によるセメントモルタル充填時の空

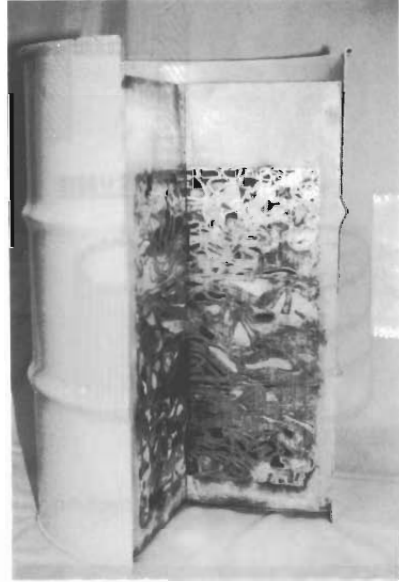
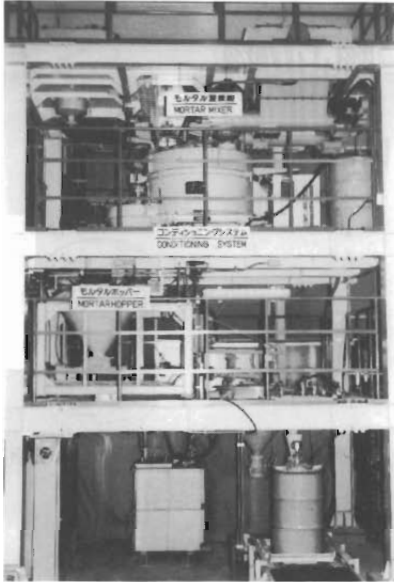


Photo 6 Mock-up plant of conditining system and its product

隙率と加振時間の関係の試験結果の一例を示すこととする。<sup>18)</sup>

Fig. 20は、流動性セメントモルタルを充填したときの空隙率は約33%であるが、加振により、約20%以下（目安は30%以下とした）になることがわかる。この空隙は、上部空間7ℓと圧縮された

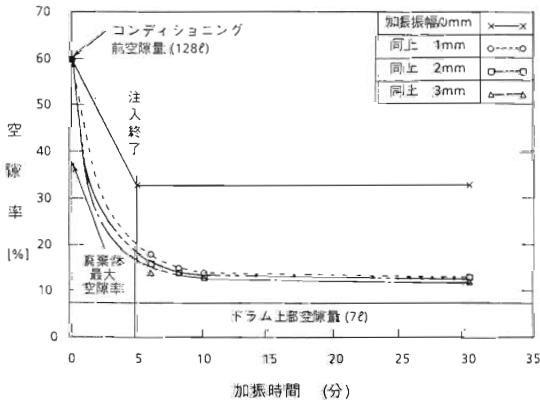


Fig. 20 Relation between vibration time and void in the conditioned package of compacted carbon steel pipe and angle

パイプの閉空間である。

## 6. 金属除染技術の開発

### 6.1 KfKの除染技術の該異様と当社除染システムの概念

金属除染技術の開発としては、KfKにより技術導入する以前は、薬液超音波除染技術（超音波による物理的除染と酸による化学除染の相乗効果をねらった除染）の開発を行っていただけであった。1984年旧西独で本格的なリサイクルのための除染が開始されたことから、処理コストに裏付けられたKfK除染技術を勉強する意義があると考え、技術導入をはかり、当社技術に消化すべく技術開発を行っている。

KfK技術の概要をTable 8に示す。古くは機器の再使用が多かったが、リサイクルを開始してから除染の主体が変わり、ドライブラストやピクリング（強酸除染）等除染力の強い方式に変わってきている。当社としては将来のいわゆる“すそ切り”やデコミッションング時に有用と思われる技術開発を行うこととしFig. 21に示すシステムを



Table 8 The outline of decontamination technologies at Kfk

除染の目的	除染技術	対象物	処理実績 (1987年)
Re-Cycle (金属の再利用)	ドライブラスト除染 (鑄鉄グリットによる表面研削)	炭素鋼・鉛 (パイプ・板材 ドラム・遮蔽体等)	600ton/年
	ピクリング除染 (強酸による表面の溶解)	ステンレス鋼・アルミニウム (パイプ等)	100ton/年
	HPJ (高圧水による洗浄)	前除染・リンス用	——
Re-Use (機器の再使用)	酸による洗浄 (ピクリングよりマイルド)	{ マニピュレータ グローブボックス等 }	180m <sup>3</sup> /年
	HPJ	前除染・リンス用	
	電解研磨除染	平滑面の必要なもの (熱交等)	
	ウエットブラスト除染	使用頻度殆どない	
	マスクのスプレー除染	(全面マスク)	

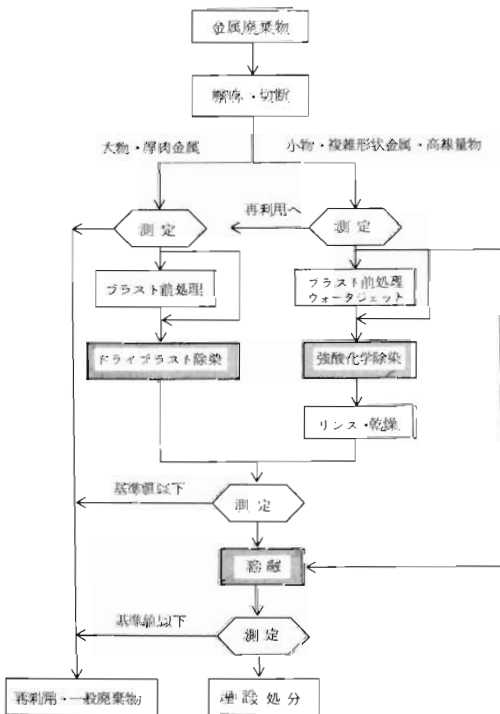


Fig. 21 Conceptual flow of the decontamination system for contaminated metallic wastes

想定した。すなわち、

- (1)前処理、除染、測定が経済的に出来る大物・厚肉金属と、それ以外の小物・複雑形状金属・高線量物に分類する、
- (2)大物・厚肉金属は、ドライブラスト除染により処理する、
- (3)小物・複雑形状金属及び高線量物は、化学除染により処理する、
- (4)除染処理により汚染が基準値以下とならないものは熔融処理する、
- (5)熔融処理後、基準値以下とならない廃棄物は放射性廃棄物として埋設処分する、

である。熔融は放射性核種の希釈効果と放射能測定精度・コストを考えたものであることは周知の通りである。

要素技術としては、当面、機械的除染でありコスト的に魅力のあるドライブラストと高線量物や小物・複雑形状物処理に相応しい化学除染の異なる2方式の開発を行い除染技術にアプローチすることとした。

### 6.2 ドライブラスト除染

Fig. 22がドライブラスト除染パイロットプラントである。研削材は直径約1mmの鑄鉄グリットを使い数kg/cm<sup>2</sup>の圧縮空気で噴射し、金属表面を

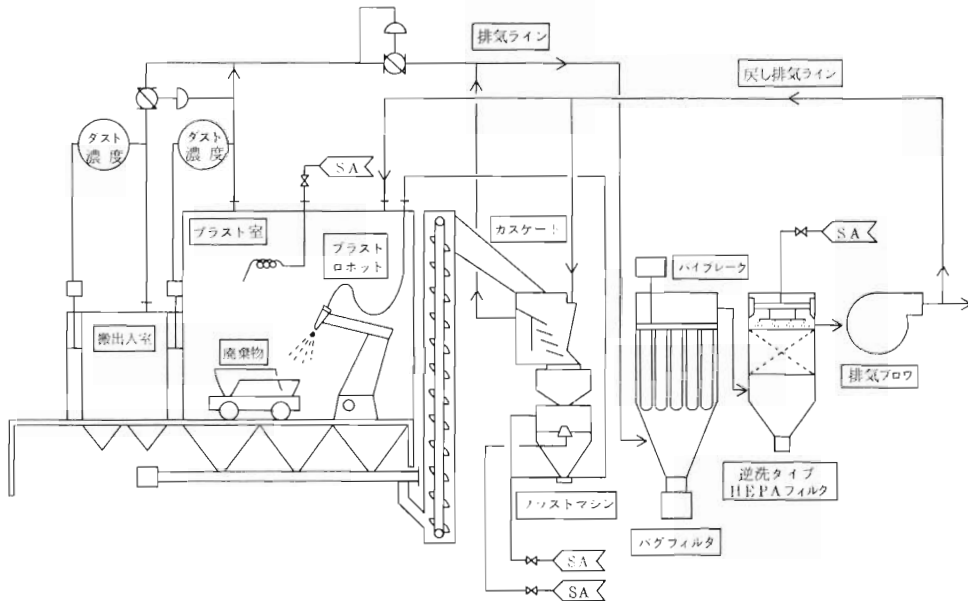


Fig. 22 Frow sheet of the dry blasting pilotplant

研削するものである。研削材は回収し、風力分級機で削り屑と分離したのち再使用をする。およそ500回程度噴射に使われると約50%が消費される。クロスコンタミのためグリット循環使用時の除染係数は、約20（再使用しない場合は100～1,000）と低いが2次廃棄物量が少ないのが特長である。

このグリット循環使用の評価試験結果をTable 9に示す。これは軽水炉原子力発電所の廃

Table 9 Dry blasting test results for actual carbon steel and stainless steel wastes

(a) 研削材1回使用時の除染係数測定結果

廃棄物種類	表面汚染密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )		除染係数
	研削前	研削後	
汚染された炭素鋼	11~18	< 0.12	> (90~150)
腐食した炭素鋼	2.3~20	< 0.12	> (20~160)
ステンレス鋼	10~23	1.3~2.1	7~10

研削材噴射量 0.056kg/cm<sup>2</sup> (炭素鋼20μm研削に相当)

(b) 研削材循環使用時の除染係数等測定結果

表面汚染密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )		平均除染係数	平均研削材放射能濃度 (Bq/cm <sup>2</sup> )
研削前	研削後		
2.1~6	< 0.12~0.34	19	0.24
10~26	0.32~0.94	25	0.89

研削材噴射量 0.084kg/cm<sup>2</sup> (炭素鋼30μm研削に相当)

材で小型ホットテスト装置を用いて試験したもので、上記性能が得られていることが証明できた<sup>19)</sup> ステンレス鋼についても、グリット材質を変更することにより炭素鋼と同様の性能が得られるこ

とを確認している。

さらに約7トンの炭素鋼配管廃材（口径3及び4インチ）を半割り切断し除染を行ったときの2次廃棄物発生量をTable 10<sup>20)</sup>に示すが、除染表面积1㎡当たりダスト0.8kg、切断切り粉など約0.9kgの2次廃棄物量（3.7%）であった。除染せずにドラム詰めしたときと比較すれば減容比58となる。実際の除染対象金属廃材は厚いので減容比はさらに大きくなる。

Table 10 Dry blasting test results for actual carbon steel pipe wastes

廃棄物	表面汚染密度		2次廃棄物
	除染前	除染後	
曲ドレン配管	最大	0.2Bq/cm <sup>2</sup>	切り粉等 143kg(0.9kg/㎡)
オフガス配管	78Bq/cm <sup>2</sup>	以下	ダスト 120kg(0.8kg/㎡)
(口径3及び4インチ)	平均	7Bq/cm <sup>2</sup>	合計 260kg(1.7kg/㎡)
約7ton			(11.1MBq)
ドラム缶58本分	1.6Bq/g		
減容比 : 27	除染済金属を放射性		
減容比 : 58 (ドラム缶58本→1本)	廃棄物に数えない場合		

本方式は、板材や口径の大きい配管でかつ汚染レベルの低い金属廃材（炭素鋼のみならず、ステンレス鋼及び鉛）に極めて有効と考えられる。デコミッションング時には切断・前処理等と大量の処理のための自動化が課題であろう。

6.3 化学除染

KfKでは除染の目的と材質により弱酸から強酸まで多くの酸洗除染を行っている。大物金属は、廃液発生量抑制の観点からペースト除染を行っている。除染廃液はKfK所内の他の廃液と共に蒸発缶で処理しセメント固化している。ステンレス鋼の除染に多用している硝酸-フッ酸-塩酸系の廃液も同様に蒸発缶の腐食には支障ないとのことである。これは他の廃液による希釈のため害害が無いものとも考えられ、この方式がどこでも適用できるとは考えられない。特に化学除染は廃液の発生量が多く、何の為の除染かが問われるケースが多いと聞く。国内で研究がすすめられている電解除染やレドックス除染等の化学除染もその強力な

除染力に期待しているだけでなくその廃液発生量抑制の観点から開発されていると理解している。

当社では、化学除染法として、浸漬、ペースト、泡除染等の除染条件把握とともに廃液発生量の激減を目指した開発をすすめているところである。強酸除染の廃液対策等に対しては当社鉄鋼酸洗プラントや化学プラントへ耐酸製品・技術を活かすことができる。

ステンレス鋼の化学除染液としては、硝酸-フッ酸-塩酸系をベースに試験研究を行っているが、浸漬除染性能の一例をFig. 23に示す。硝酸20%フッ酸3%塩酸2%の除染力の強さがわかる。

化学除染で最も重要なのは廃液処理と思われる。Fig. 24は、除染廃液処理パイロットプラントのフ

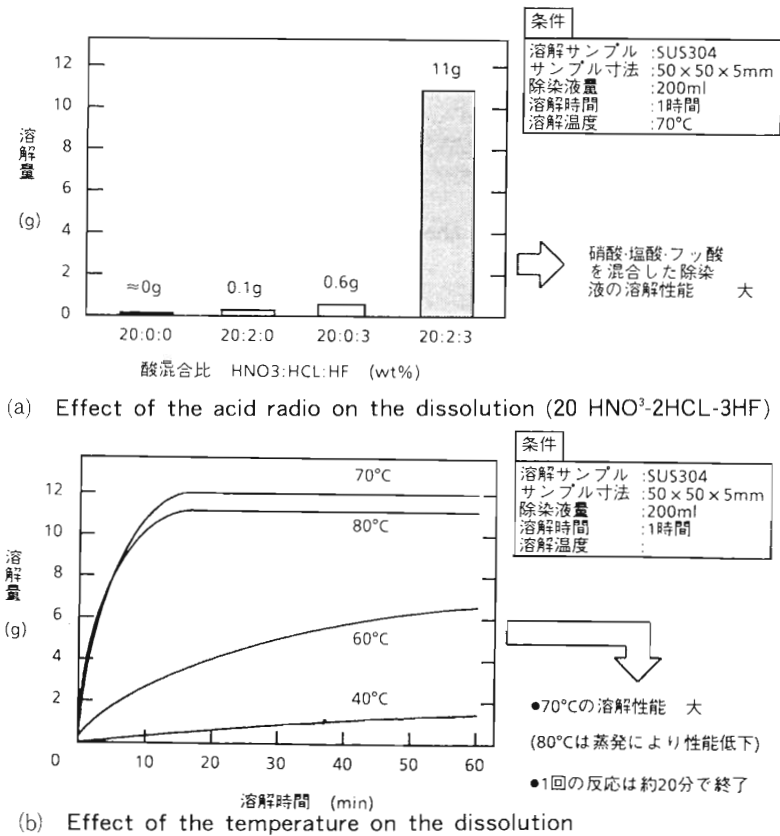


Fig. 23 Decontamination for stainless steel by mixed acids

ローシートである。廃液中の未使用酸を拡散透析で回収再利用し、残った廃液は加熱分解し酸回収を行うものである。拡散透析は常時、除染槽を

バックアップするものである。

加熱分解残渣(酸化物)は、熔融またはセメント固化し除染による2次廃液を徹底的に減らそう

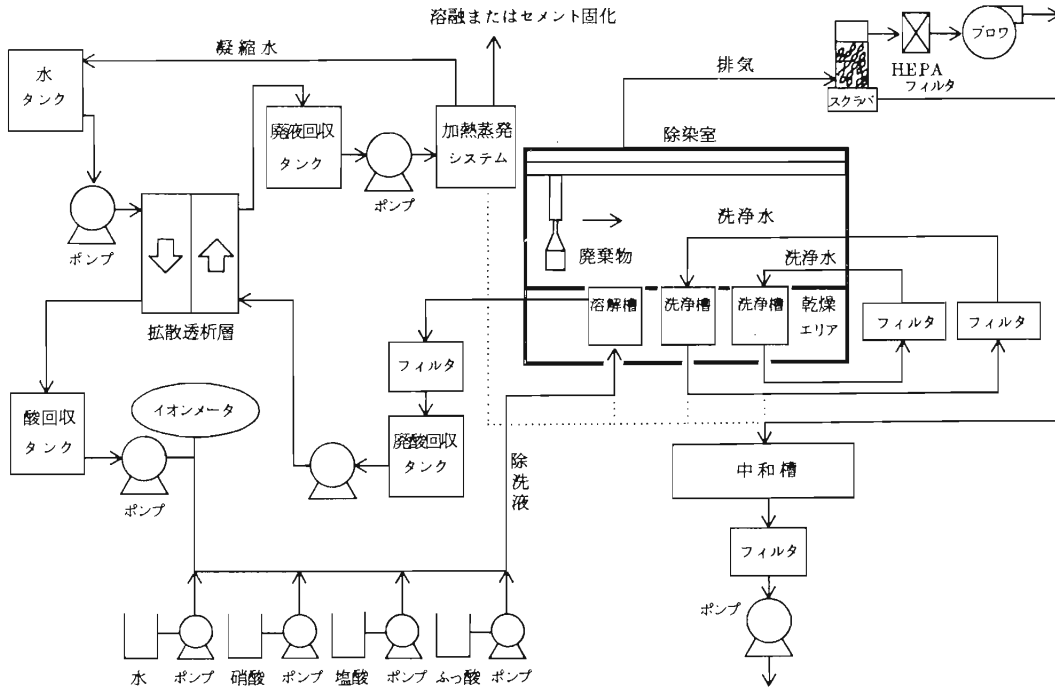


Fig. 24 Flow sheet of the chemical decontamination pilot plant

とするものである。硝酸を使う理由は、ステンレス鋼酸洗の代表的な酸であるばかりでなく、後述するように、窒素と酸素に分解可能で2次廃液量を大幅に抑制できるからである。現在試験研究中であるがフッ酸の回収率(約70%)の改善が課題である。また放射性核種の分離技術の応用により、TRU廃棄物の場合の廃棄物の非TRU化や廃液の非放射性化をはかる研究も実施中である。

除染については単一の方法で対処することが難しいと考えられており、いくつかの除染法の組合せが必要であるといわれている。この認識にたち代表的な異なる二つの方式の技術開発を通して、実用的なシステムが可能と考えている。できるだけ実廃棄物による試験を通して経験を積み重ねる必要があろう。

### 7. 固化技術

これまで述べた内容は雑固体廃棄物処理技術が中心であり、当社もそれなりの知見・経験を有する分野であった。放射性廃棄物の分野で重要であり、かつ、過去に開発競争がくりひろげられたものとして濃縮廃液の固化処理技術がある。当社も

放射性廃棄物処理を総合的に勉強する意味もあり、Table 1に示したような固化技術を開発してきた。

#### (1)セラミック固化(低温ホットプレス)

濃縮廃液乾燥粉体に、ガラスフリットを混合して約600℃で加圧焼結する技術である。浸出性自身は必ずしも悪い結果ではなかったが、固化体自身が水に溶解し崩壊してしまった。これは、濃縮乾燥粉が水に可溶性な塩( $\text{Na}_2\text{SO}_4$ 、 $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$ 、 $\text{NaNO}_3$ 等)のためである。水に可溶性でないクラッドスラリー乾燥粉( $\text{Fe}_2\text{O}_3$ )や焼却灰には、この現象は無い。廃棄物は酸化物に変えてからセラミック固化すべきであろう。

#### (2)コーティングセメント固化

乾燥粉体に有機性膜をコーティングしセメント固化することによって廃棄物/セメント比を上げ減用性を向上させたものである。これは、コーティング自身の難しさ(原子力施設への適用上)と、本質的な安定性欠如から開発を断念した。

#### (3)含浸固化

これはいわゆる米国でいうHIC (High Integrity

Container) ともいふべき、秩父セメント製PIC容器を用い、核種の閉じ込め性は容器で確保し粉体は固めてしまおうとするものである。

含浸剤は無機質で良いものがみつからずスチレンモノマー等を選定したが、(これのみが無機固化でない) 粉体性状の微妙なちがいにより固化不良が発生し、重合反応の難しさを痛感した。さらに、HICの我が国における位置づけが不明であり、かつ塩の廃棄物の本質的な不安定さがあり、断念した。

(4)蒸発固化

濃縮廃液を蒸発固化するもので、インドラム方式(KIK実施中)とアウトドラム方式(Nuk-

em社、グントレミンゲン等で稼動)<sup>21)</sup>がある。鑄鉄コンテナのIntegrityにより、性能を確保しようとするものでKonrad処分場で受け入れられることになっている。Konradでは許容されるが、我が国では中間(減容)貯蔵の位置付けにしかならず処分時の固化技術とは到底考えられず、技術導入を断念した。これらの研究開発や技術検討を通じて痛感したことは、廃棄物は無害化即ち、この濃廃の場合は水に溶けにくい化学形態にすべきということである。

Fig. 25は我が国における濃縮廃液固化方式の変遷を筆者なりに描いたものであるが、セメン

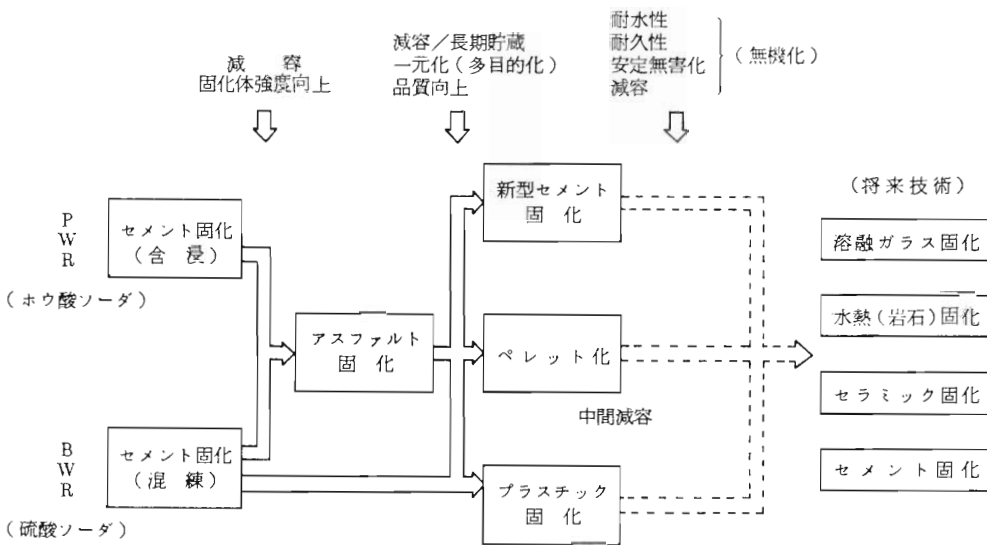


Fig. 25 History of the solidification process for liquid wastes

ト固化を含めた無機固化方式に移行しつつあると認識している。前記固化技術と並行して開発したのが、熔融ガラス固化である。不燃性雑固体のインキャン方式高周波熔融固化の対象廃棄物として一元的に固化は可能であるが、ここではPumpable Waste用として単独で処理するケースをFig. 26に示す。濃縮廃液の乾燥粉体をガラス固化剤と共に1,200~1,400℃で熔融し、ガラス固化するもので固化体はTable 11<sup>22)</sup>に示すように水に不溶な無機安定固化体とみなすことができ減容性もセメントに比し1/10程度と

なる。PWRのホウ酸ソーダは元来ガラスの原材料であり、ガラス固化が妥当であろう。BWRの硫酸ソーダの場合に発生するSO<sub>2</sub>は、排ガス中の放射性物質を除去した後アルカリ洗浄で吸収中和し環境へ放出する。BWR廃液でSO<sub>2</sub>の環境への放出(上記の場合廃液として放流)と、それに伴う極微量放射能放出を懸念する向きもおおるが、水に可溶性放射性廃棄物を処分するよりは長期にわたってむしろ処分場の負担とならずプラスであるという考え方も一考に値すると思

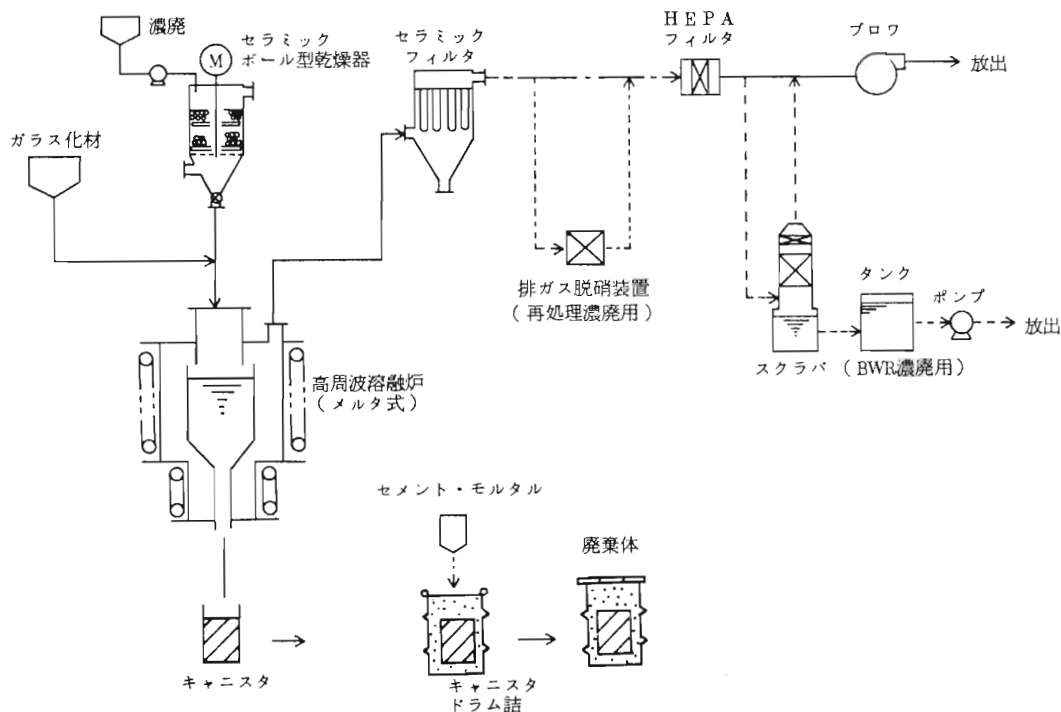


Fig. 26 Vitrification system for liquid wastes by induction heat melting

Table 11 Characteristics of the induction heat melted and solidified products

廃棄物	焼却灰	濃縮廃液の乾燥粉体		不燃性雑固体
		PWR	BWR	
処理条件	温度 (°C)	1300~1400	1200~1300	1400~1500
固化体性	密度 (g/cm³)	2.8~3.2	2.3~2.6	2.3~3.2
	圧縮強度 (kg/cm²)	1000	1000	1000
性状	浸出率 (ホット)	Co-60 : 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-6</sup> μCi/cm <sup>2</sup> ・day Cs-134 : 10 <sup>-4</sup> ~10 <sup>-5</sup> μCi/cm <sup>2</sup> ・day		
ガラス構造	アルミノケイ酸ガラス	ホウケイ酸ガラス	ソーダガラス	アルミノケイ酸ガラス
減容性	1/5	1/2.5 (対アス固化)	1/1.5 (対プラ固化)	5/2・3/277・1/1/2 (対樹脂) 1/16 (保温材)

われるが如何であらうか。その意味では、放射性廃液中より核種を除去し水溶性の塩は一般廃液として放出するという考えは合理的と思える。

再処理工場より発生する低レベル廃液（硝酸ソーダ）もガラス固化することが最適ではなかろうか。特に硝酸は酸素と窒素に分解可能であり、水溶性塩が残らず高窒素廃液の放出が避けられる。前述した化学除染液に硝酸を使う理由でもある。

なお、TRU廃棄物は、TRU核種のみを分離しジルコニア系のセラミックスに固化する基礎研究を遂行中である。

固化技術については、当社のセラミック技術が応用でき貢献できる分野と考え技術開発をすすめる予定である。

## 8. おわりに

当社が放射性廃棄物処理プラント分野に参入してから約20年間の開発技術と実績の概要を記述した。この間廃棄物処理屋にとって上流にあたる原子炉プラントの変化と下流にあたる処分場の状況変化に対応しつつ、そのときどきのニーズに合わせた処理技術の開発を行ってきたはずであった。しかしながら技術導入した、雑固体

焼却炉（堅型円筒炉）以外、実用化となると数少なく、廃棄物処理技術開発の難しさを痛感している。幸いなことに、これらの処理技術開発を通じて、ほとんど全ての低レベル廃棄物（固体が中心であるが）についての知識、経験を積み重ねることができた。開発した技術がいつか役立つであろうこと、及び蓄積した技術が次の開発に有効に結びつくことを期待したい。

これらほとんどの処理技術は、電力会社をはじめ研究機関、関係官庁およびプラントメーカー等との共同研究、委託研究もしくは補助金研究等で開発したものであり、関係各位の御支援と御指導に感謝する次第である。

近い将来の原子力施設デコミッションング時に向けて、廃棄物処理の面で貢献できるようにこれら開発技術の改良と新しい技術開発を鋭意すすめる予定であり、一層の御支援と御指導を改めてお願いする次第である。

#### 参考文献

1. 目黒、油井他；火力原子力発電 Vol. 31、No. 4 (Apr. 1980) p. 417
2. 天沼；デコミッションング技報No. 4、p. 1 (1991) より言葉を借用
3. 刈田；日本原子力学会、『原子燃料サイクルにおける新技術とその応用』p. 153 (1989)
4. 刈田；原子力工業 Vol. 29、No. 11、p. 1 (1983)
5. 高森、井上他；NGK・原子力技報 No. 1 p.1 (1987)
6. 加藤清他；日本原子力学会 昭和58年、年會要旨集、第2分冊 F 5 (1983)
7. 手寫他；日本原子力学会 昭和60年、年會要旨集G16 (1985) 手寫他；NGK 原子力技報 No. 1 p. 13 (1987)
8. K. Matsumura, S. Mutoh al.; Incineration Conference, Knoxville, Tennessee U.S.A, May 1-5 (1989)
9. 倉橋他；NGK原子力技報 No. 3 p. 29 (1991)
10. 手寫他；NGK原子力技報 No. 1 p. 24 (1987)
11. 服部昭教他；日本原子力学会 昭和62年、年會要旨集 (第Ⅱ分冊)、J 58 (1987)
12. H.Kawai et al; 1991 Joint International Waste Management Conference, Seoul Korea Vol. 1、p. 61 (1991)
13. 川合他；NGK原子力技報 No. 3 p. 23 (1991)
14. 神田他；日本原子力学会 1991年 年會要旨集 K 37 (1991)
15. N.Sakuramoto et al; 3rd International Conf. on Nuclear Fuel Reprocessing a Waste Management (RECOD '91) Vol. 1、p. 422 (1991)
16. 手寫他；日本原子力学会 1992年秋の大会 F 25 (1992)
17. T.Kurahashi et al; 1991 Joint International Waste Management Conf. Seoul Korea Vol. 1、p. 475 (1991)
18. 部田他；日本原子力学会 1991春の年會 K 41 (1991)
19. 西脇他；日本原子力学会 1991秋の大会 J 61 (1991)
20. 西脇他；日本原子力学会 1993春の年會 J 37 (1993)
21. Nukem社資料
22. 刈田他；産業機械 No. 422、p. 18 (1985)

## JPDRにおける内蔵放射能評価について

助川武則\*、畠山睦夫\*

### *Evaluation of Radioactive Inventory in JPDR*

#### *Due to Neutron Activation*

Takenori SUKEGAWA, Mutsuo HATAKEYAMA

It is essential for planning the decommissioning the reactor to estimate the radioactive inventory involved in it accurately. For this purpose, computer code system has been developed mainly consisting of neutron transport calculation codes and its validity was verified by analyzing measured radioactivities in the reactor pressure vessel, its internals and biological shield concrete of JPDR.

This paper describes the procedures and results of calculations and measurements on the radioactive inventory in JPDR.

The calculated values are found to predict radioactivity fairly well in the reactor internals and pressure vessel. In the biological shield, however, they overestimate as compared with the measured one by a factor 2 to 3 at the core midplane.

### 1. まえがき

原子炉施設の解体計画を策定する上で、放射能インベントリ（内蔵放射能）を評価することは極めて重要である。放射能インベントリのデータは、解体方式の決定、解体作業に伴う従事者被曝線量の推定、解体工程計画の策定、放射性廃棄物収納機器や同保管管理施設の設計等の為の基礎的データとなるものである。したがってこれを正確に把握することによって安全かつ合理的に解体工事を進める事ができる。

運転を終了した原子炉施設に内蔵される放射能としては大きく分けて次の二種類があげられる。一つは原子炉内及び原子炉近傍の機器、構造物等が炉心からの中性子の照射を受けて放射化することにより生成する放射能であり、もう一つは燃料棒表面から漏出した一部の核分裂生成物や一次冷却系内に生成した放射性腐食生成物が付着または漏洩することによって生じる放射能である。この中で前者の放射化による放射能が全内蔵放射能の大部分を占める。本報告では、放射化放射能に限

定して原研の動力試験炉（JPDR）を対象として行った計算と測定による評価について述べる。

炉心及びその周辺の構造物の放射能を計算で求めるためには、先ず①中性子束の計算、次いで②放射化量の計算の二つのステップが必要である。原子炉解体に関連した放射能インベントリ評価計算はすでに米国やEC諸国等で多数行われており、基本的にはこのステップに沿って計算が行われている。計算による評価例は数多くあるが、その結果を測定値と比較し系統的に計算精度と手法の検証を行っている例はまだ少ない。原研では原子炉解体技術開発の一環として、放射能インベントリ評価法の開発を計算と測定の両面から実施してきた。

計算による評価法では、輸送コード（ANSN、DOT-3.5）による中性子束の計算、燃焼計算コード（DCHAIN改良版またはORIGEN改良版）による放射化量を計算するコードシステム及びそれに必要な核定数ライブラリを整備し、JPDRを対象とした放射化放射能の評価計算を行った。一方、測定による評価法の開発では、放射能の測定

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



技術の検討を行い、その結果に基づき放射化構造物の放射能測定を実施した。測定データは解体計画策定等のための基礎資料として活用されるとともに、計算コードによる評価結果の精度を検討する上で重要なデータとなった。

以下、JPDR原子炉体系内の中性子束分布及び代表的な構造物中の放射能分布についての計算方法とその結果を述べる。また、構造物の放射能の測定方法と測定例を示すとともに、実測した放射能に基づいて計算コードによる評価結果の精度を検討したので紹介する。

ここで評価の対象としたJPDRの主要諸元の概要をTable 1に、格納容器全体の概略図をFig. 1に示す。

Table 1 Major specifications of JPDR

Type of reactor	BWR
Thermal power	90 MWt (45 MWt initially)
Core assembly	
core diameter	130 cm
active fuel length	147 cm
number of fuel assemblies	72
Pressure vessel	
material	ASTM-A302-56 GrB
inner diameter	2.1 m
height	8.1 m
thickness	7 cm
Biological shield	
material	reinforced concrete
thickness	1.5 to 3 m
inner diameter	2.7 m
Reactor enclosure	
inner diameter	15 m
height	38 m

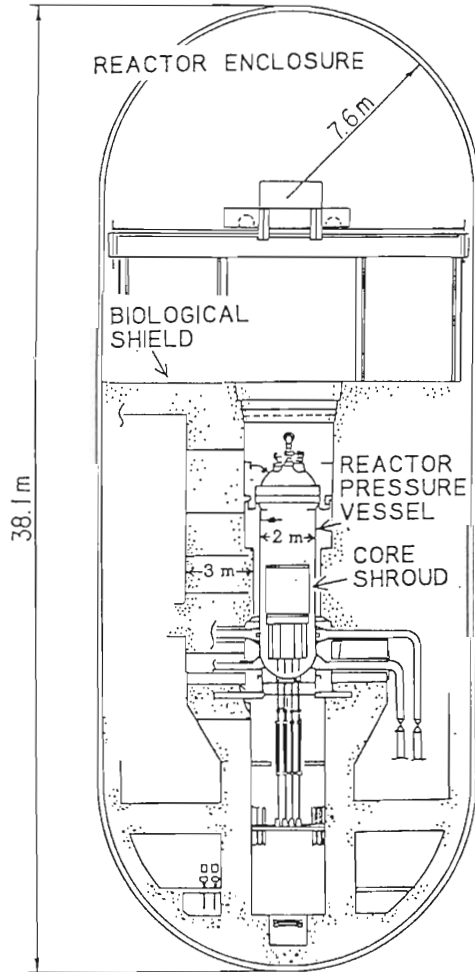


Fig. 1 Schematic view of reactor enclosure building of JPDR

## 2. JPDR放射能インベントリ計算の方法

### 2.1 中性子束分布計算

原子力発電プラントの解体に関連した文献、例えば米国NUREGレポートに報告されている放射能インベントリ評価において、中性子束分布の計算は、1次元輸送コードANISNによる計算値を用いたものであった。実際の原子炉体系は様々で複雑な形状をなし、またキャビティ領域も含むため、中性子束分布を半径方向と軸方向についてそれぞれ1次元計算で表現するには無理がある。より正確な放射能インベントリを評価するためには、2次元的中性子束分布に基づき行う必要がある。

本計算でも2次元輸送コードとしてDOT-3.5を用いた。

#### (1) 群定数の作成

通常の遮蔽解析では熱中性子は1群で取り扱われる場合が多いが、放射能インベントリ計算には放射化断面積の大きい熱中性子領域のスペクトル情報が重要である。そのため評価済核データ(ENDF/B-IV)をもとに群定数作成コードシステムAMPX-IIを用いて、熱群として45群を有する208群の中性子定数ライブラリを作成した。また、このライブラリをもとに、簡便な入力で実効断面積が計算できる自己遮蔽因子テーブルを内蔵した48群(熱群数4)の定数

セットを作成した。本計算ではこの定数セットを用いてANISN用の群定数を作成した。

1次元計算では炉心中心を通る半径方向、軸方向の上部及び下部について原子炉体系を簡略化し、それぞれの物質領域をFig. 2のようにモデル化した。ANISNを用いて半径方向と軸方向のそれぞれについて中性子スペクトルを算出し、重み付けをして48群自己遮蔽因子テーブル内蔵ライブラリからDOT3.5用の少数群(7群)実効巨視断面積を作成した。

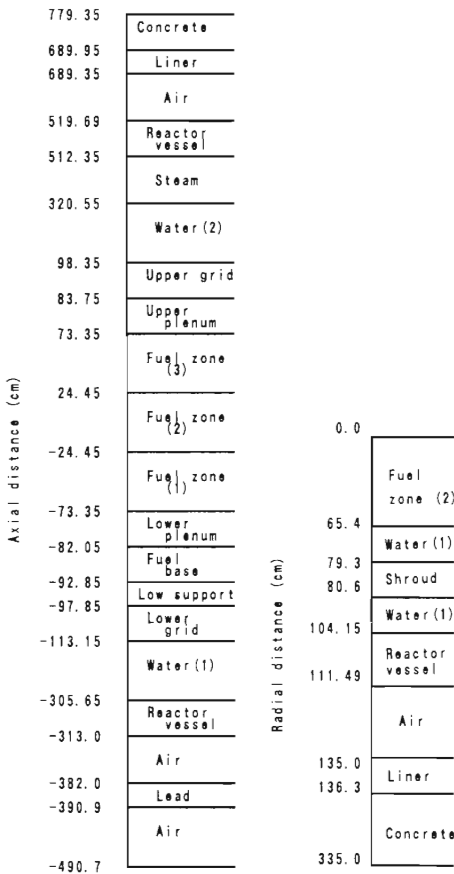


Fig. 2 Axial and radial component model for ANISN calculation

炉内構造物や原子炉圧力容器等の物質組成はミルシートから、炉心領域の物質組成は、領域温度、炉水中のボイド分布の違いなどを考慮してそれぞれ作成した。また燃料、被覆材、炉水、炉内構造物等の混合領域ではそれぞれの体積比で物質組成を作成した。生体遮蔽コンクリート

領域では、鉄筋や埋設冷却管などは無視し、コンクリート中の水分量は水分実測値とANISNによる計算結果から評価して約7%とした。

炉心シュラウド、圧力容器などは比較的単純な形状であり、形状のモデル化にそれほど問題はないが、炉心燃料部、上部及び下部グリッド(燃料格子板)のような複雑形状部のモデル化については、物質組成の均質化と単純化を行った。

ANISNによる計算では、外部反復計算を十分行い、解の収束状況を高める必要がある。反復回数を変化させてサーベイ計算を行った結果の一例をTable 2に示す。特にコンクリートの深い位置では、反復回数が少ないと熱中性子束の値が小さく、反復回数が増えるにしたがい、熱群内での上方散乱の効果が出ることがわかる。このようなサーベイ計算の結果に基づき、外部反復計算を十分行った上で少数群断面積を作成した。

Table 2 Survey on number of outer iterations in ANISN calculation

Thermal flux <sup>1)</sup> (n/cm<sup>2</sup> · sec)

Region	Number of outer iterations			Thermal flux (DOT3.5)
	3	10	50	
Reactor core	1.61E13	1.63E13	1.60E13	1.58E13
Core shroud	1.09E12	2.36E12	3.31E12	3.29E12
Reactor vessel	1.93E10	3.42E10	4.84E10	4.85E10
Concrete 1cm	1.12E10	1.52E10	1.52E10	1.45E10
Concrete 38cm	1.48E9	3.90E9	4.86E9	4.42E9
Concrete 62cm	1.16E8	3.37E8	5.55E8	5.10E8
Concrete 94cm	5.41E6	1.47E7	2.72E7	2.44E7

<sup>1)</sup> Energy range : 1.855 ~ 3.307E-5(eV)

<sup>2)</sup> Depth from inner surface

(2)中性子束計算

DOT 3.5による2次元計算では原子炉体系を円柱形状にモデル化した。炉心部は等価直径の円柱とし、その外側の水層や構造物の層は半径方向の厚さを保存するようにモデル化した。線源分布は核熱水力コードFLAREによる計算結果等を参考に軸方向と半径方向にそれぞれ与えた<sup>2)</sup>。線源強度は、炉心全体で定格熱出力が発生している状態における中性子数を与えた。

JPDRの圧力容器は高さ約8 m、炉頂部の遮蔽プラグからアニュラス部下部のドレンサンプまでが約22m、遮蔽コンクリートは厚さが最大3 mである。DOT 3.5による計算で全体系の中性子束分布を求めるには、非常に多くの計算メッシュ数が必要である。そのため計算機容量の制限から、軸方向に計算体系を6分割し、ブーツストラップに基づく接続計算を行った。角度分点数は48とした。Fig. 3に2次元計算モデル(一部)を示す。全体系のメッシュ数は半径方向で162メッシュ、軸方向で975メッシュであった。

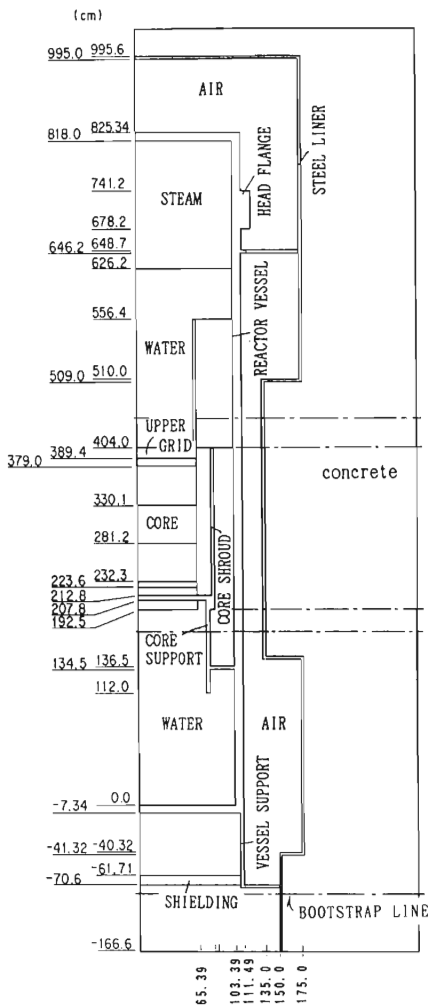


Fig. 3 Two dimensional model for DOT3.5 calculation

DOT 3.5による計算ではANISN計算により48群から7群に縮約した群定数を用いた。各群毎の計算の収束度については、高速群で $10^{-4}$ オーダー、熱群で $10^{-2}$ オーダーが得られるようにした。また、空気層が多いアニュラス部では下方からの熱中性子の散乱の影響を加えて中性子束を決めた。

2.2 放射化計算

放射化計算のための各領域の中性子束は、輸送計算で求めた中性子束を当該領域ごとに平均化して与えた。そのため燃焼計算コードの中性子束入力部分を改良し、DOT 3.5やANISNで計算したスカラー中性子束をそのまま読み込み、自動的に放射化量の計算まで実行できるようにした。放射化断面積は、読み込んだ中性子束を3群(高速、中速、熱中性子)にまとめ、これから実効的な放射化断面積を編集できるようにした。

放射化計算にあたっては、遮蔽解析では通常無視している微量元素でも、それらが中性子により放射化して生成する放射性核種の濃度が高い場合がある。鋼材中のCo,Nb,Sn等、コンクリート中のLi,Co,Cs,Eu等が該当する重要元素である。Fe,Ni等の主要成分とともにこれらの元素については可能な限り放射化分析等の実測に基づく組成を使用して放射化計算を行った。放射能インベントリ評価上重要な放射性核種の親核種の組成をTable 3に示す。

Table 3 Nuclide contents of structural material and impurity elements

Element	Core internals	Reactor vessel	Bio-shield
	SUS 27	ASTM-A302B	Ordinary concrete
Density (g/cm <sup>3</sup> )	7.9	7.85	2.3
Li %			0.002
C %	0.06	0.18	0.13
N %	0.045	0.0084	0.012
O %			50.7 *
Si %	0.83 *	0.29 *	32.6 *
Cl %	0.007	0.004	0.0045
Ca %	0.0019	0.0014	7.2 *
Cr %	19.3	0.074 *	0.015 *
Mn %	1.6 *	1.3 *	0.041 *
Fe %	70.7 *	97.4 *	1.9 *
Ni %	9.2 *	0.55 *	0.0013 *
Co ppm	1300 *	200 *	6.2 *
Nb ppm	89	19	12.0 *
Mo ppm	1900 *	1200 *	2.0 *
Sn ppm	50 *	180 *	2.0 *
Cs ppm	0.3	100	2.0 *
Ba ppm	500	273	400 *
Eu ppm	0.02	0.03	0.59 *
U ppm	2.0	0.2	2.7

\* ) Based on analyses of sampled materials from JPDR structure

解体前原子炉の放射能インベントリ評価の場合、運転停止後の冷却期間を考慮すれば半減期が1年

程度以下の核種は、無視して良いと考えられる。放射性核種のうち生成量が多く、外部被曝をもたらす核種は<sup>60</sup>Coであり、計画立案の段階では<sup>60</sup>Coの残存量の評価が第一に重要となる。しかし、将来にわたる長期保管や処理・処分等の観点からは、<sup>3</sup>Hi, <sup>14</sup>C, <sup>36</sup>Ci, <sup>41</sup>Ca, <sup>59</sup>Ni, <sup>63</sup>Ni, <sup>94</sup>Nb, <sup>108m</sup>Ag, <sup>152</sup>Eu, <sup>154</sup>Eu,  $\alpha$ 線放出核種、核分裂生成核種等相当数の核種を評価する必要がある。JPDRは発電用試験炉という性格上、複雑な運転履歴を経てきたが、Fig. 4に示すように運転と冷却を20個のパターンにまとめ、この履歴により放射化計算を実施した。一つの運転期間は一定の平均出力で運転されているとし、その出力と定格出力との比で中性子束が与えられるとした。

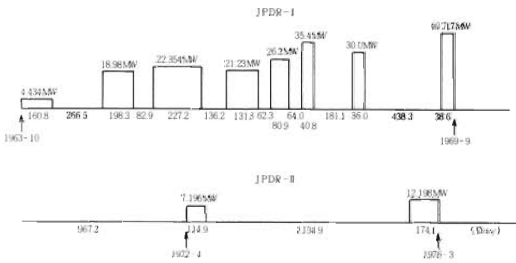


Fig. 4 Operational history of JPDR

Fig. 5に中性子束計算から放射化計算までのフローを示す。

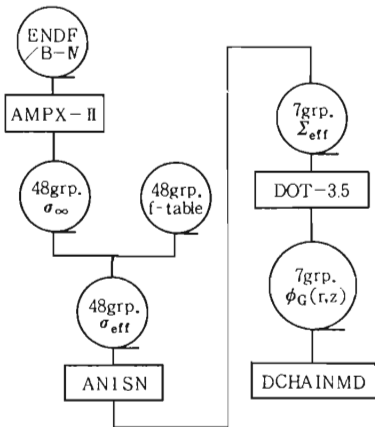


Fig. 5 Flow diagram of the inventory calculation code system

### 3. 測定による放射能インベントリ評価の方法

放射能インベントリ測定は、計算による評価が

難な場合や構造材の物質組成が未知の場合に不可欠であり、また、放射化量や線量当量率の計算精度を評価するためにも必要である。

測定の方法は、試料を採取して行う破壊測定法と測定器を対象物に近づけて線量当量率等を測定する非破壊測定法がある。以下にJPDRの放射化構造物を対象に行った測定の方法を述べる。

#### 3.1 試料採取と放射能測定

放射能測定及び組成分析の対象は、放射能インベントリの大部分を内蔵する炉内構造物、压力容器、生体遮蔽コンクリート等である。

##### (1) 炉内構造物、原子炉压力容器

燃料集合体、制御棒などを取り出した後も原子炉压力容器内には高度に放射化した炉内構造物が残っており、压力容器自体もまた高度に放射化している。そのため、压力容器は水を張った状態で解体まで管理される。

したがって、JPDRではこれらから測定試料を採取するため、水中遠隔の試料採取装置を製作した。試料採取の装置先端部は、鋼材切削用のドリル、試料捕集フィルタ、反力用空気シリンダ等で構成されている。モーター、回転シャフト等のドリルを駆動する部分は、压力容器フランジ部に設置した架台に据え付け、試料採取作業を行った。

炉心シュラウド及び压力容器内壁からは、円周上の角度を4方向に決め、高さ方向に一定間隔で所要量(100mg程度)の試料を採取した。上部グリッド(燃料格子板)からは、燃料集合体用スペーサーブロックの3箇所から試料を採取した。

制御棒案内管(燃料領域より下部の位置)からの試料採取には、案内管内に挿入して内面を削る小型の装置を製作し、16本の案内管のうち10本から試料を採取した。

##### (2) その他の鋼構造物からの試料採取

制御棒及びポイズンカーテンについては、それらが貯蔵されていたプールの中で、延長シャフト付き電動ドリルで表面を削り、試料を採取した。

##### (3) 解体後の試料採取

原子炉解体前には、試料を採取することが困難であったり、不可能な箇所がある。炉内構造物のインコアモニターチューブ、压力容器中心部の母材内部等は、これらが切断・解体された

後の切断片から試験片を採取・加工して放射能測定用の試料を作成した。

#### (4) 生体遮蔽コンクリート

生体遮蔽コンクリートは炉心から遠い部分まで広く深く放射化していること、鉄筋とコンクリートの混合体であること及びコンクリートの組成が骨材の種類等によって大きく変動することから、測定による評価が有効である。

JPDRでは、試料の位置が正確に得られるコアボーリング法を選び、遮蔽体外側から炉心に向け、水平方向に高さ位置を変えて6本のコアを採取した。コアの最大長は炉心高さ位置で3mである。さらに、遮蔽体内表面の内張り鋼板もコアボーリング孔を利用して採取した。コンクリートコアは厚さ1～2cmの円板に切断し、または粉末にして測定用試料に加工した。

#### (5) 採取試料の放射能測定・組成分析

JPDRは試料採取時で停止後6年以上経過しており、短半減期核種はほとんど減衰している。残存する主な核種として、鋼材中で $^{60}\text{Co}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{125}\text{Sb}$  ( $\gamma$ 線放出核種)、 $^{56}\text{Fe}$  (特性X線核種)、 $^{63}\text{Ni}$  ( $\beta$ 線放出核種)等があり、コンクリート中で $^{60}\text{Co}$ 、 $^{152}\text{Eu}$ 、 $^{154}\text{Eu}$  ( $\gamma$ 線放出核種)、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$  ( $\beta$ 線放出核種)等が考えられる。採取した構造材の試料から、これらの核種のうち $\gamma$ 線強度の大きい $^{60}\text{Co}$ 、 $^{152}\text{Eu}$ 等は、Ge半導体検出器-MCAにより直接核種ごとに放射能を定量した。

$\gamma$ 線強度の小さい $^{54}\text{Mn}$ や $\beta$ 線放出核種等は、 $^{60}\text{Co}$ と化学的に分離した後、さらに核種ごとに分離操作を繰り返し、放射能を測定した。化学分離操作を必要とする核種の定量は非常に手間がかかるため、測定試料を限定して行った。

原子炉の各所から採取した鋼構造物、遮蔽コンクリート試料は組成分析のためにも用いた。組成分析は発光分析法(高周波誘導結合プラズマ分析器)、放射化分析法などで行った。

### 3.2 放射化構造物の線量当量率の測定

試料採取による方法は、採取作業やその後の試料の加工、分析・測定等の作業に大変な労力を要する。これに対し、測定器を対象物に近づけ線量当量率を測定する方法は、連続的な測定が可能であり、放射能の分布を把握する場合に特に有効である。

JPDRでは、アイオネックス線量計をコリメー

タ付き鉛容器に入れた測定器及び小型GM管をコリメータ付きタングステン合金容器に入れた測定器を製作し、炉心シュラウド、圧力容器内壁、インコアモニターチューブ等の放射能分布の測定に適用した。これらの測定器は、周囲のバックグラウンド線源の影響を防ぐため、鉛またはタングステンで検出器を遮蔽した。両者は、測定対象物の線量当量率によって使い分けた。

また、先端部を水密構造にした塩ビパイプにアイオネックス線量計を入れた簡易測定器で炉心シュラウド、インコアモニターチューブ表面の線量当量率を測定した。この方法は、極めて簡便な測定法であるため、解体作業の計画等のために水中雰囲気での放射化構造物の線量当量率を短時間で把握したい場合などに用いることができる。

## 4. 計算値と測定値の比較・検討

### 4.1 中性子束分布計算結果

Fig. 6に原子炉が定格熱出力(JPDR-I: 45MWt)で運転されているときの原子炉体系内の熱中性子束分布のDOT3.5による計算結果を示す。炉心部における中性子束密度は、設計値や過去の測定値にてらして、ほぼ妥当な値が得られた。全体的には、圧力容器まわりの空気層において上部及び下部方向へ向かって中性子のストリーミング効果が見られる。圧力容器の下部(キャビティ)には制御棒駆動装置等があり、実際は中性子束の減衰が期待できるが、計算モデルではこれを無視しているため、キャビティの内壁で中性子束はほとんど減衰していない。また、圧力容器母材の内部では、空気層からの中性子の散乱によって上部及び下部では外面の方が中性子束が高くなっている。

Fig. 7は、炉心中心高さにおける半径方向の中性子束分布を示す。圧力容器と生体遮蔽体の間の空間では、半径方向に中性子束はほとんど一定である。圧力容器母材内部や生体遮蔽体表面部では、熱中性子と高速中性子では減衰の形に大きな違いが見られる。

### 4.2 放射能計算値と測定値との比較・検討

放射化放射能の計算精度は、鋼構造物に対しては $^{60}\text{Co}$ 放射能濃度の計算値と測定値との比較で、コンクリート構造物に対しては $^{60}\text{Co}$ 、 $^{152}\text{Eu}$ 及び $^{154}\text{Eu}$ の放射能濃度の計算値と測定値との比較によってそれぞれ行った。

以下、主要構造物についての比較・検討の結果

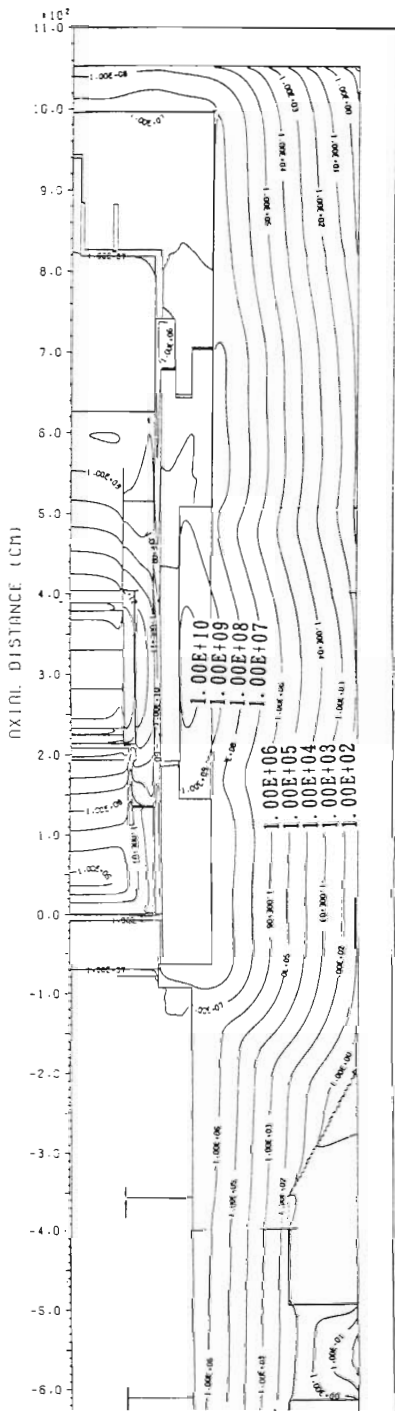


Fig. 6 Thermal neutron flux distribution around the reactor vessel

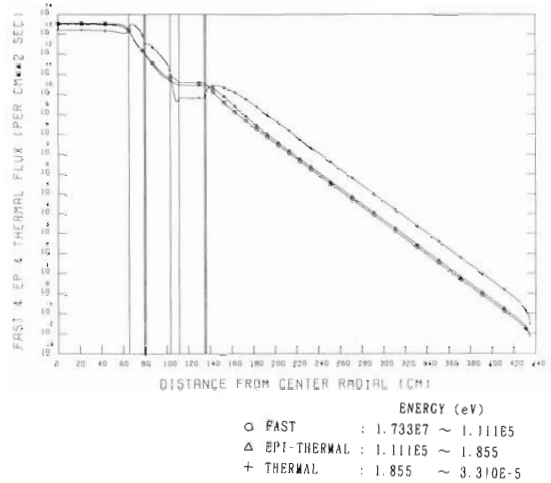


Fig. 7 Radial distribution of neutron flux at the core midplane

を示す。

(1) 炉内構造物

Fig. 8に炉心シュラウド及び压力容器被覆材内表面の<sup>60</sup>Co及び<sup>55</sup>Fe放射能の軸方向分布の計算値と実測値の比較を示す。炉心近傍の構造

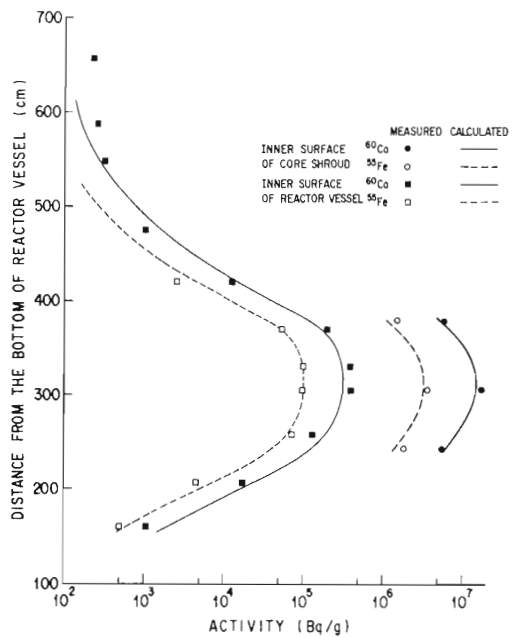


Fig. 8 Vertical activity distribution of <sup>60</sup>Co and <sup>55</sup>Fe at the inner surface of shroud and reactor vessel

物のうち放射エネルギーの1/3程度を占める炉心シュラウドは、軸方向の分布も含めて測定値と比較して20%程度の誤差内に入っていることが確認できた。ただし、炉心シュラウドを含めて炉心近傍の構造物の放射能分布は燃料の燃焼分布の影響が強くていることが炉内計測管等の測定から実証された。すなわち、Fig. 9に示す炉心シュラウド内面の角度ごとの線量当量率測定結果に基づけば、燃料に近い所と遠い所で50%程度の差があることが分かった。2次元円柱計算による結果は角度方向には平均的な値とみななければならない。

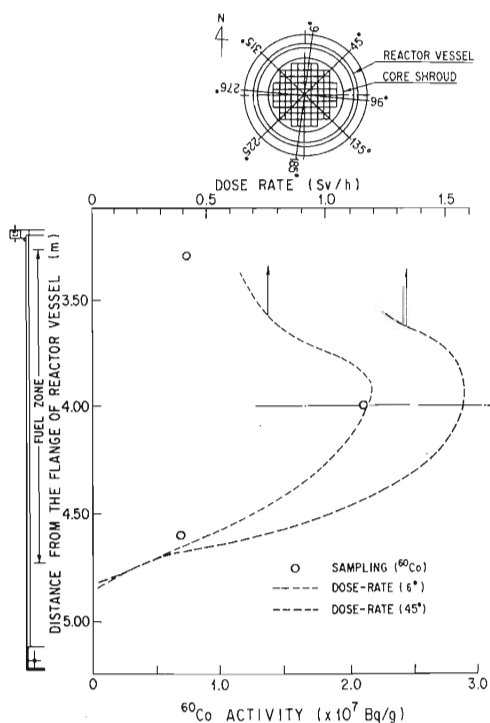


Fig. 9 Dose rate and  $^{60}\text{Co}$  activity distribution at the surface of core shroud

炉心の上部に位置する上部グリッドでは2~4倍の過大評価となり、炉心に近い構造物であっても複雑形状のものでは誤差が大きくなることが示された。

(2) 圧力容器

Fig. 10に示したように、圧力容器内面の被覆材(ステンレス鋼の肉盛り溶接)では、炉心高さ付近であれば30%程度の誤差で評価できるこ

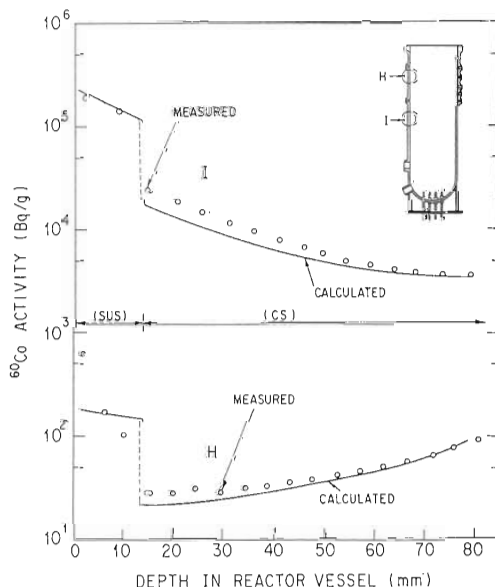


Fig. 10 Radial distribution of  $^{60}\text{Co}$  activity within the reactor vessel

とが確認できた。しかし炉心から数m以上離れた部分では50%以上の誤差となり、炉内構造物のモデル化、炉水のボイド分布等をさらに詳細に検討する必要がある。

圧力容器内面の被覆材だけでなく、母材内部の放射能分布が解体切断片を用いた測定で確認できた。炉心高さ付近とフランジに近い部分の $^{60}\text{Co}$ の測定値と計算値をFig. 10に示す。この図から放射能計算値は測定値と良い一致を示していることが確認された。フランジに近い部分では炉心近傍と異なり、圧力容器まわりの空気層での中性子ストリーミングにより母材外側で放射能が高くなっている。また、この部分の内表面では、測定値が計算値より大きくなっているが、これは腐食生成物による放射能の影響と考えられる。なお、この計算では、圧力容器の厚さ(約8 cm)方向に細かくメッシュをとったが、インベントリ評価上は、5メッシュ程度でよいと思われる。

(3) 生体遮蔽コンクリート

生体遮蔽コンクリートについては、水平方向にボーリングしたコアに沿った放射能測定によって遮蔽体中の放射能の減衰傾向を把握し、計算値との比較を行った。Fig. 11にコンクリー

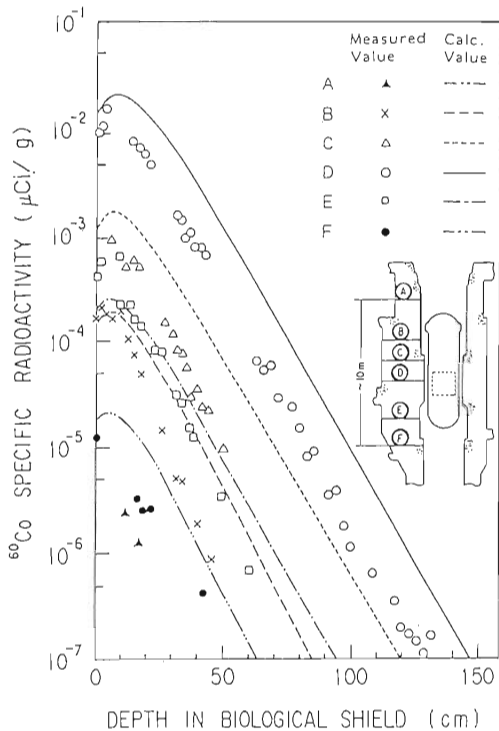


Fig. 11 Horizontal distribution of  $^{60}\text{Co}$  activity within biological shield at the level from A-to F-lines

トコア位置の $^{60}\text{Co}$ 放射能の測定値とその位置の計算値の比較を示す。また、Fig. 12に炉心高さ位置における $\gamma$ 線放出核種 ( $^{60}\text{Co}$ 、 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{152}\text{Eu}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ ) 放射能の減衰を示す。これらの図に示されるように、遮蔽体内表面ではどの核種についても計算値と測定値は、かなり良い一致を示している。 $^{152}\text{Eu}$ の場合で30%程度計算値が大きい。

炉内構造物、圧力容器及び生体遮蔽コンクリートの炉心高さにおける計算値と測定値との比較から、放射化計算に用いた中性子束データと運転履歴に関するモデルに十分信頼性があることが確認できた。しかし、コンクリート表面近くでの熱中性子のビルドアップによる放射能濃度のピークや遮蔽体内部での減衰率の違いから計算値が過大評価になる傾向があった。

遮蔽体中の中性子の減衰を決定する重要な因子は、コンクリートの組成、水分量、内部の鉄筋の重量比等である。今回の解析では、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{152}\text{Eu}$ 等の $\gamma$ 線放出核種の計算には親元素存在量

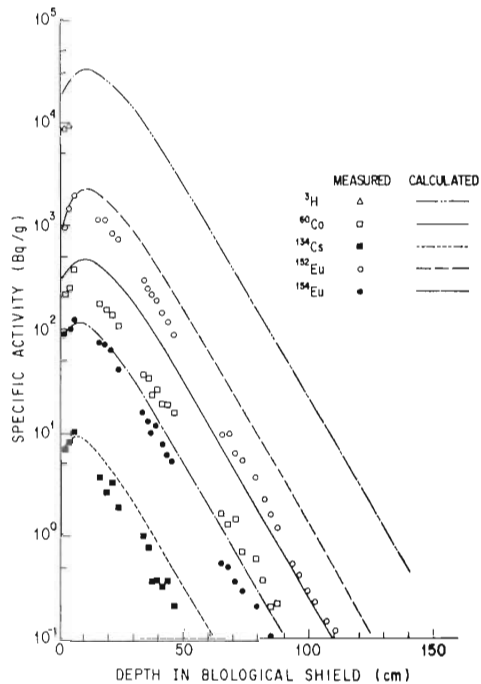


Fig. 12 Horizontal activity distribution within biological shield at the core midplane

として実際のJPDRのコンクリートの組成分析値を用いたことにより良い結果が得られたと考えられる。

Fig. 12で、 $^{152}\text{Eu}$ 以外の核種に着目すると、コンクリート表面付近の放射能のピークが $^{152}\text{Eu}$ のそれより小さく、ピーク位置が炉心側によっていることがわかる。これは、それぞれの放射化断面積のエネルギー依存性が異なることによる。Fig. 7の中性子束分布図から分かるように、コンクリート表面付近では中性子エネルギースペクトルが大きく変動する。したがって、ここでの放射能のピークを精度良く計算することが遮蔽体全体での計算精度を上げることになる。

生体遮蔽体の内張り鋼板(厚さ1.3cm)の放射化は、 $^{60}\text{Co}$ の濃度が高いため、線量当量率への寄与などを考慮する場合コンクリート以上に重要である。前述のコンクリートコア採取箇所と同一位置で内張り鋼板試料を採取し、放射能を測定し、計算値と比較した。測定、計算とも $^{60}\text{Co}$ で鋼板がコンクリートより約20倍高い濃度であった。この差は、コンクリートと鋼板中の



Co含有量の違いによるものである。Fig. 13に内張り鋼板とそれに接触するコンクリート中の<sup>60</sup>Coの濃度分布を示す。なお、これは炉心高さ位置での分布なので、コンクリート内と同様に鋼板の内部でも外側の方が放射能が高くなっているのが認められた。

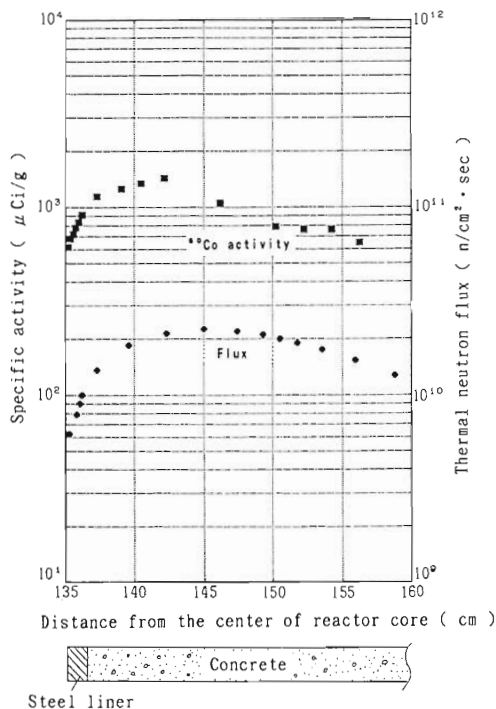


Fig. 13 Radial distribution of <sup>60</sup>Co activity and thermal neutron flux at the core midplane

JPDRの生体遮蔽コンクリート内の放射能の全体分布として<sup>3</sup>Hについて等濃度曲線をFig. 14に示す。4.3でも述べるように、<sup>3</sup>Hはコンクリート中の主要な核種の内でも最大の放射エネルギーを有しているから、この分布曲線は全放射能についての等濃度曲線といえるものである。<sup>3</sup>Hはコンクリート中に微量に含まれるLiから生成されるものであり、これらの不純物元素の組成分析が計算精度をあげるために必要である。今回の計算ではコンクリート中のLiの存在量は文献<sup>3)</sup>による値を用いている。

遮蔽コンクリート表面の軸方向分布についてコンクリート中の<sup>152</sup>Euの測定値と計算値との比

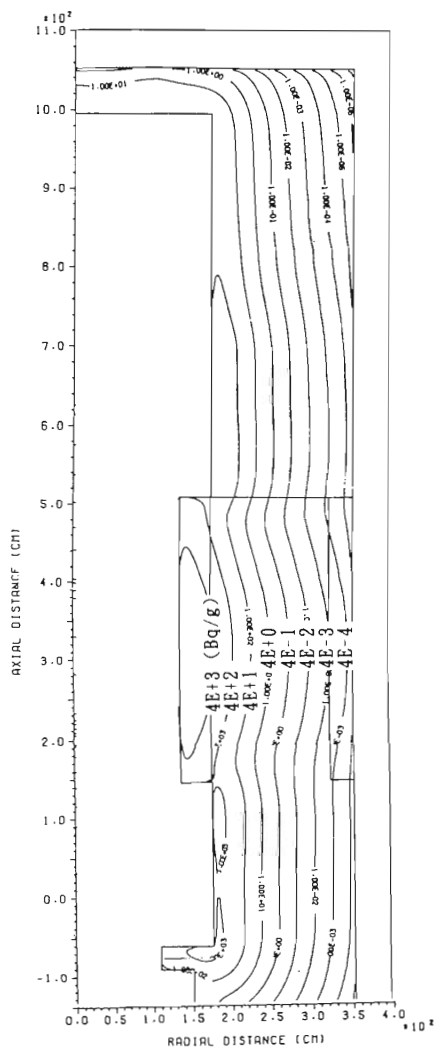


Fig. 14 Distribution of tritium in the biological shield concrete

較及び内張り鋼板中の<sup>60</sup>Co放射能測定値をFig. 15に示す。原子炉下部遠方を除けば表面については計算値と測定値は十分良い一致を示している。深さ方向の濃度分布について一定の補正を行えば、この分布図に基づき遮蔽体全域の放射能を十分精度良く評価できると思われる。エレベーション約1m（炉心高さがエレベーション10mにあたる）における<sup>60</sup>Co放射能は、制御棒スクラム空気系統の鋼製機器の試料を採取して測定したものである。この他の位置では内張り鋼板中の放射能がコンクリート中の

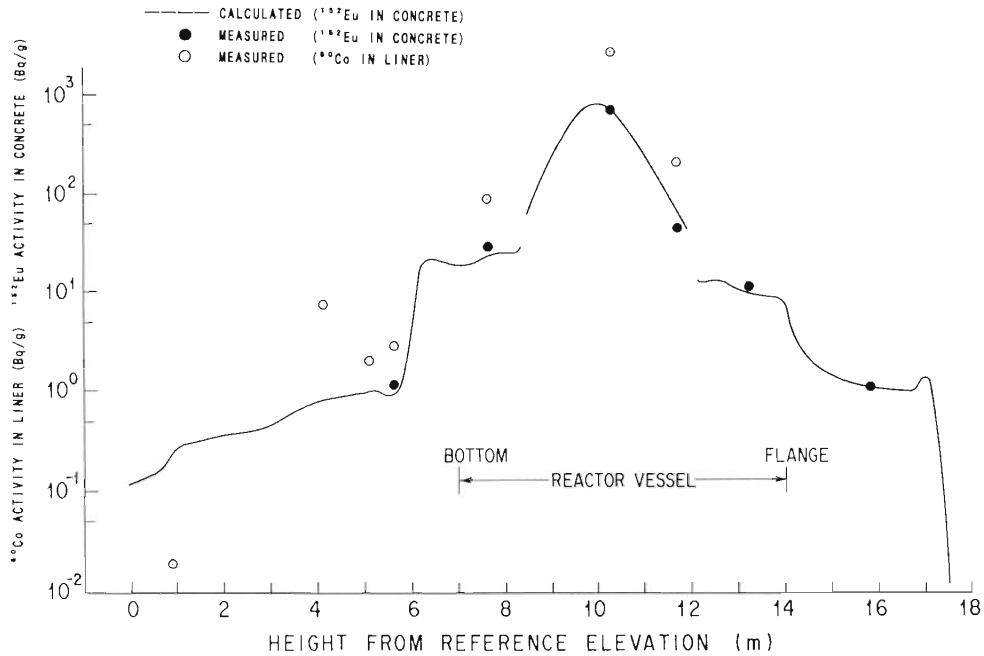


Fig. 15 Vertical distribution of <sup>152</sup>Eu activity at the inner surface of biological shield

<sup>152</sup>Eu計算値の分布と相似であるから、原子炉下部遠方では計算による分布に比べて十分減衰することがうかがえる。

4.3 放射能インベントリ

原子炉体系内の中性子束分布に基づき構造物毎の内蔵放射エネルギーを求めた。まず対象となる構造物が存在する領域の平均中性子束を求め、次に放射化計算を行って核種ごとの平均放射化量を求め、これに構造物の重量を掛けて内蔵放射エネルギーとした。計算結果を集計し、炉内構造物、圧力容器及び生体遮蔽体の3つにまとめたものがTable 4である。

本表に示すように、放射能の大部分は、圧力容器内の炉内構造物に含まれる。核種別には、原子炉停止後の経過年数が長くなると<sup>60</sup>Coと<sup>63</sup>Niの濃度割合が高くなり、本表では、両者で約90%を占めている。生体遮蔽コンクリートでは、<sup>3</sup>Hと<sup>152</sup>Euの濃度が高く、両者で95%を越えている。<sup>56</sup>Fe、<sup>60</sup>Co等は鉄筋及び内張り鋼板からの寄与である。また<sup>14</sup>C、<sup>41</sup>Ca等の長半減期核種の存在も重要である。

Table 4 Estimated radioactive inventory in neutron-activated components (Bq)

as of March 1992

Component Isotope	Core internals	Reactor vessel	Biological shield
<sup>3</sup> H	-	-	1.3E11
<sup>14</sup> C	3.2E10	2.8E8	2.2E8
<sup>41</sup> Ca	-	-	6.0E8
<sup>56</sup> Fe	7.9E12	2.3E11	2.4E10
<sup>60</sup> Co	4.4E13	2.2E11	1.2E10
<sup>63</sup> Ni	3.1E13	1.3E11	8.3E8
<sup>152</sup> Eu	1.2E12	3.5E9	1.4E10
<sup>154</sup> Eu	9.2E10	1.3E8	9.6E8
Total	8.5E13	5.9E11	1.8E11

5. 結論

JPDRを対象に行った放射化放射能の評価について述べた。計算評価及び測定値との比較・検討の結果をまとめると以下の通りである。  
(1)適切な中性子束分布データ及び運転履歴モデルを与えることにより炉心高さ位置での炉内構

造物、圧力容器及び生体遮蔽体表面部での放射能を精度良く評価できることが分かった。

(2)鋼材中のCo、コンクリート中のCoやEuのような微量元素が、内蔵放射能に大きく寄与する。計算精度を上げるためには、これらの核種の親核種について実測された組成データを用いる必要がある。

(3)生体遮蔽体中の中性子束・放射能の減衰率を決定する重要な因子はコンクリート中の水分量である。水分量を実測値より多めに設定しても若干減衰が緩やかであり、そのため遮蔽体に深く入るにしたがって計算値が過大評価になった。現実的に水分量を高精度に評価することは難しいことと思われる。

(4)圧力容器と遮蔽体間の空気層や圧力容器下部の空間では、計算上は中性子束・放射能の減衰がほとんど無く、炉心から遠方になるにつれて過大評価となった。

(5)内蔵放射能評価の要求精度はその評価値が何

に使われるかによって当然異なってくる。現状で計算のみで全てについて実用上容認できる精度で評価することは、極めて困難であり、実測値と計算値を組み合わせる評価するのが現実的な方法であろう。

#### 参考文献

- 1) H. D. Oak, et al. : Technology, safety and costs of decommissioning a reference boiling water reactor power station, NUREG/CR-0672(1980).
- 2) Sukegawa, T., et al.: Accuracy verification for calculation of inventory in JPDR due to neutron activation, INDC (JPN) -164, IAEA (1993).
- 3) J. C. Evans, et al.: Longlived activation products in reactor materials, NUREG/CR-3474 (1984).

---

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8号 発行日：平成5年6月30日

発行所 (財)原子力施設デコミッションング研究協会

編集発行人 新谷英友

〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100

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

印刷所 ニッセイエプロ(株) TEL 0292-82-7321

# **RANDEC's Capability**

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

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

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

---

**Provide technical information on decommissioning.**

---

**Train for decommissioning.**

---

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

財団法人

原子力施設デコミッションング研究協会

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