

ISSN 1343-3881

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

卷頭言：自動車修理とデコミッショニング

技術報告：コンクリート資源循環システムの開発・実用化
コールド・クルーシブルによる解体金属の溶融技術について(Ⅱ)
高温ガス炉臨界実験装置「VHTRC」の廃止措置
原子炉デコミッショニングの計画・管理

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

No. 24 2001

RANDEC

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

事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。



デコミッショニングに関する人材を養成します。



デコミッショニングに関する普及啓発活動を行います。

デコミッショニング技報

第24号（2001年9月）

一目 次一

卷頭言

自動車修理とデコミッショニング	1
	清水 太三郎

技術報告

コンクリート資源循環システムの開発・実用化	2
	坂詰 義幸、黒田 泰弘、中村 和行

コールド・クルーシブルによる解体金属の溶融技術について（Ⅱ）	14
	鈴木 正啓、宮尾 英彦、榎戸 裕二
	田中 努、内田 誠、桑山 真二郎

高温ガス炉臨界実験装置「VHTRC」の廃止措置	27
	竹内 素允、中嶋 勝利、福村 信男
	中山 富佐雄、大堀 秀士

原子炉デコミッショニングの計画・管理	48
	宮坂 靖彦

Journal of the RANDEC

No.24 Sept. 2001

CONTENTS

Technical Report

Development of Concrete Recycling System	2
Yoshiyuki SAKAZUME, Yasuhiro KURODA, Kazuyuki NAKAMURA	
Promising Technology for the Melting of Dismantled Metal by an Induction Cold Crucible	14
Masahiro SUZUKI, Hidehiko MIYAO, Yuji ENOKIDO, Tsutomu TANAKA, Makoto UCHIDA, Shinjiro KUWAYAMA	
Decommissioning of VHTRC	27
Motoyoshi TAKEUTI, Katutoshi NAKAJIMA, Nobuo FUKUMURA, Fusao NAKAYAMA, Hideshi OHHORI	
Planning and Management for Reactor Decommissioning	48
Yasuhiro MIYASAKA	

SUMMARIES

Development of Concrete Recycling System

Yoshiyuki SAKAZUME, Yasuhiro KURODA,
Kazuyuki NAKAMURA

J.RANDEC, No24 (Sept. 2001) page 2 ~13, 24 Figures,
10 Tables, 7 Photos

Using the existing "heating and rubbing method", aggregates available for concrete in structures and pulverized materials were produced from concrete rubble which had diameter of less than 40mm.

The coarse and fine aggregates produced by this method has equivalent quality designated by Japanese Industrial Standard. The specimen made with pulverized materials, standard sand and water had uni-axial strength of more than 200 kN/m². From these results, the aggregates can be used for concrete in structures, and the pulverized materials are available for soil stabilization.

The relation between cement-water ratio and compressive strength of concrete with the recycled aggregates was obtained from some tests at concrete mixing plant. Based on these results, the mix proportion of the concrete for structures and strength criteria for control was determined for construction of a building.

Promising Technology for the Melting of Dismantled Metal by an Induction Cold Crucible

Masahiro SUZUKI, Hidehiko MIYAO,

Enokido YUJI, Tsutomu TANAKA,

Makoto UCHIDA, Shinjiro KUWAYAMA

J.RANDEC, No24 (Sept. 2001) page 14 ~ 26, 11 Figures, 5 Tables

An induction cold crucible melting is one of the most promising technologies for the reuse of radioactively contaminated metals because it ensures a long life operation without generating secondary wastes under high temperature during the melting of dismantled metals.

After cold tests, hot tests on MERC(Melting and Recycling of Metals by Cold Crucible) process are going on in RANDEC. In MERC, an induction cold crucible, which mainly consists of a melter, decontaminator and continuous caster is used for the melting and solidification of metals contaminated by low level, together with the flux for decontamination, followed by cutting of ingot and delamination of slag.

Round stainless steel ingots of 140mm in maximum diameter and rectangular slabs of 50mm×170mm in maximum dimension were cut in every 300mm length by a dry mechanical saw. Observation that they had no crack in surface as well as no segregation in bulk, indicated promising the soundness of material for reuse. Not only stainless steel but also metals with high melting temperature(Mo, Zr, Ti), active metals(Al,Ti,Ni-based alloy) and other useful metals(Cu,Pb) were tested. All metals were successfully melted and cast, except for Mo, because of power shortage.

In hot test, UO_2F_2 was added as a tracer together with the flux mainly consisting of alumina, silica and lime during the melting of stainless steel. Decontamination effect of MERC process was confirmed by hot test.

This work was done under the sponsorship of Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

Decommissioning of VHTRC

Motoyoshi TAKEUTI, Katutoshi NAKAJIMA,
Nobuo FUKUMURA, Fusao NAKAYAMA,
Hideshi OHHORI

J.RANDEC, No24 (Sept. 2002) page 27 ~ 47, 13 Figures, 11 Tables

JAERI modified the Semi-Homogeneous Experimental Critical Assembly (SHE) which had been used for reactor physical experiments of graphite moderated reactor since January 1961 to the Very High Temperature Reactor Critical Assembly (VHTRC) in 1985 in order to carry out nuclear safety evaluation etc. for the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). Since HTTR, which was constructed in the Oarai Research Establishment, achieved criticality in November 1998, JEARI decided to decommissioning VHTRC in 1999.

The decommissioning project is planned to perform in two stages. At the first stage sampling and analysis were carried out for comparison of calculated results. Following these activities, reactor instruments, reactor control system and reactor itself were dismantled. The first stage was completed in FY2000. At the second stage, radiation shielding blocks and reactor building will be dismantled completely to green field conditions. These activities will be carried out after the clearance level is legislated in Japan.

The first stage activities, which are the site characterization, radioactive inventory evaluation, surface contamination measurements for releasing the control room and the machine room from radiation controlled area to unrestricted area, neutron activation estimation on the basis of theoretical calculations, sampling and analyses of reactor components, and dismantling of reactor etc., are described in this report.

Planning and Management for Reactor Decommissioning

Yasuhiro MIYASAKA
J.RANDEC, No24 (Sept. 2001) page 48 ~ 59, 8 Figures, 3 Tables

This report describes decommissioning strategy, planning process, regulation, management and organization, radiological characterization and safety.

Planning is used to identify, define and organize the requirements for decommissioning including decommissioning options, items to be accomplished (objectives, scope), to solve problems of how it is to be accomplished (methods, means and procedures), questions of who will execute it (resources, organization and responsibilities, interfacing), and time when it will be executed (schedule for meeting the objectives). A plan is highly dependent on the quality of the management team assembled to carry it out.

Radiological characterization involves a survey of existing data, calculation, in situ measurements and/or sampling and analyses. Using this databases decommissioning planner may assess options, considering: decontamination processes, dismantling procedures, tools required, radiological protection of workers and public / environment, waste classification, and resulting costs. Comparison and optimization of these factors will lead to selection of a decommissioning strategy, i.e. typically, immediate or deferred dismantling.

The planning and implementation of decommissioning for nuclear reactors should be referred both recent dismantling techniques and many decommissioning experiences. The technical lessons learned from many projects will help in the planning for future decommissioning projects. And systematic planning and management are essential to successful completion of a decommissioning project.

自動車修理とデコミッショニング



鹿島建設株式会社
常務取締役 清水 太三郎

もう半年以上も前のことになるのだがゴルフを終えて帰宅した際自宅の駐車場で自家用車を側壁に擦り付けてしまった。朝早くから車で出かけゴルフをした後さらに1時間以上も運転をしたので、疲れから注意力が衰えていたと自分自身を納得させたのだがなんとも気分が悪い。幸い車庫入れの時だったので車の傷は後扉にへこみが少し出来た程度で大したことはなかったが、無事故無違反を誇る身にとっては心に付いた傷の方が大きかった。その後車を目にする度に心が痛むので翌週末には早速修理工場へ出かけた。扉の内側から押し戻す程度で直ると思ったのだが、この方法は専門職の作業となりかなり修理費が高くなると言う。思わずうなったら廃車予定の扉を再利用する対案を示してくれた。コストも専門職作業の1/3以下で納まるとのことなので即座にこの修理法を採用することとした。車の形状や色が極めて標準的であったためか二週間もしないうちに代替品が手に入り修理が完了した。心配していた色むらも全くなく大変良かったので他分野への応用はと真剣に考えた。

建設業の立場としてデコミ関係の会合に出席することも多いのだがほぼ毎回の様に指摘されることがある。デコミで生じるコンクリート廃材は汚染部分こそ極めて少ないが全体の量が膨大でこの再利用が大きな課題となるという点である。コンクリート廃材の再利用は建設リサイクル法の制定を契機に一般建築分野でも大きな問題となっているが、通常はコンクリートを細かく破碎しこれを再びフレッシュコンクリートの骨材として利用する方法が採用されている。ところがこの再生骨材はオリジナルのものと比較すると品質、コスト等に問題があり利用範囲の狭さが悩みの種になっている。従ってデコミ分野に於いてコンクリート再利用を考えると再生骨材の高品質化という面に主眼が向きがちであった。これらの状況の中で筆者はかねてよりコンクリート部材を破碎することなく大ブロックのまま再使用できないかと思案していた。この機会にコンクリートの再使用で上記の自動車修理法が応用出来ないかを考えてみることとする。

汚染部分は除去することを前提に普通コンクリート部の解体、再使用を考えるのだが、解体に於いては從来から検討されているブレーカー等による破碎ではなくワイヤーソー等を使って柱、壁等をブロックで切断する。この解体法はコスト、工期等への配慮が必要だが技術的に可能である。さて切り出したブロックの再使用だが車の扉に相当する間仕切壁等非耐力部材について考えると、この場合は柱、梁等構造体への簡易で堅牢な接合法や表面にある埋め込み金物の再使用法等に対する技術開発が必要となる。続いて車の車体に相当する柱、梁、耐震壁等耐力部材についてだがこれにはコンクリートのブロックを使った新しい構造形式を考える必要がある。かなり難しい課題だが最近一般建築物でコンクリートのプレキャスト部材を鋼棒で緊結する架構も採用される様になっていることを考えると、柱、梁、耐震壁をPC鋼棒や鋼材等で一体化した耐震架構の開発もあながち不可能でもなかろう。もちろんこの他に長期間使用の為コンクリートの経年劣化対策等も考えなければならない。ともすれば解体法に傾注しがちのデコミ技術開発にあっても今後はこんな観点からの検討が必要ではないだろうか。

コンクリート資源循環システムの開発・実用化

坂詰 義幸*、黒田 泰弘**、中村 和行***

Development of Concrete Recycling System

Yoshiyuki SAKAZUMI, Yasuhiro KURODA, Kazuyuki NAKAMURA

Using the existing "heating and rubbing method", aggregates available for concrete in structures and pulverized materials were produced from concrete rubble which had diameter of less than 40mm.

The coarse and fine aggregates produced by this method has equivalent quality designated by Japanese Industrial Standard. The specimen made with pulverized materials, standard sand and water had uni-axial strength of more than 200 kN/m². From these results, the aggregates can be used for concrete in structures, and the pulverized materials are available for soil stabilization.

The relation between cement-water ratio and compressive strength of concrete with the recycled aggregates was obtained from some tests at concrete mixing plant. Based on these results, the mix proportion of the concrete for structures and strength criteria for control was determined for construction of a building.

1. はじめに

21世紀は環境の時代と言われている。この中で建設廃棄物の占める割合は、全産業の約20%に当たり、また、建設廃棄物の中で最も大量に発生する廃棄物はコンクリート塊であり、建設廃棄物全体の約1/3を占めている。

Fig.1には建設廃棄物の内、解体コンクリートの占める割合を示す。

現在、解体コンクリートは適当な大きさに砕かれ、道路造成用に約65%が再利用されており、残りの約35%は産業廃棄物として廃棄されている。しかし、数年後には解体コンクリートの発生量が道路造成に必要な量を上回るようになるとの予測

もされている。

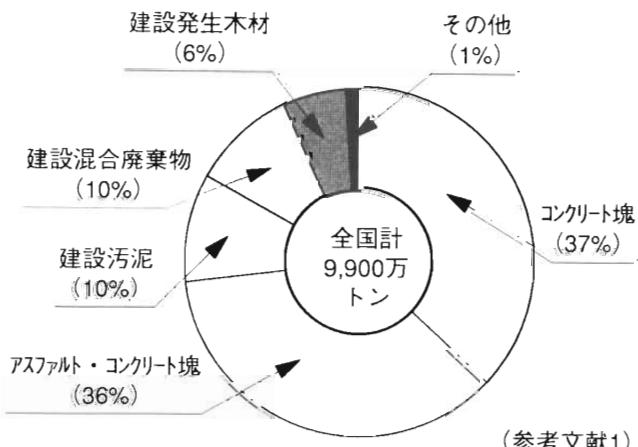


Fig. 1 Contents of Construction Wastes

* : 清水建設(株) エンジニアリング事業本部 (SHIMIZU CORPORATION)

** : 清水建設(株) 技術研究所 (SHIMIZU CORPORATION)

*** : 東京電力(株) 原子力技術部 (TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY)

一方、処分場は処分用地の確保が難しく、将来的に増大する解体コンクリートを受け入れる見込みのたたない状況にある。

Fig.2には解体コンクリートの発生量と道路造成に必要な骨材量の予測を、Fig.3には安定型処分場の残存容量の予測をそれぞれ示す。

また、建設活動に伴い使用される骨材需要は、年間約8億tonと膨大であり、骨材採取が周辺環境に与える影響も大きく、今後とも同じ水準で骨材採取を続けることは難しい状況になりつつある。

Fig.4には国内の骨材需要の変遷を示す。

発電所建物などの大型建築物を多数所有する電力会社でも、この問題は深刻である。Fig.5には、東京電力の所有する火力発電所と原子力発電所建物の解体に伴い発生する解体コンクリートの発生量の予測を示す。これは、現在建設計画中のものも含んでおり、また、火力発電所建物の寿命を39年、原子力発電所建物の寿命を60年と仮定した場合の推定結果であるが、今後、寿命を迎える火力発電所からは、年間3~4万m³の解体コンクリートが排出され続け、原子力発電所の解体時期を迎える2045年以降には、火力発電所の解体コンクリートの10倍を超える、膨大な解体コンクリートが発生するものと考えられる。

このような状況の中、解体コンクリートから骨材を再生して、再びコンクリートを製造し、建築物の構造体に利用する資源循環型の技術の確立が急務となってきている。

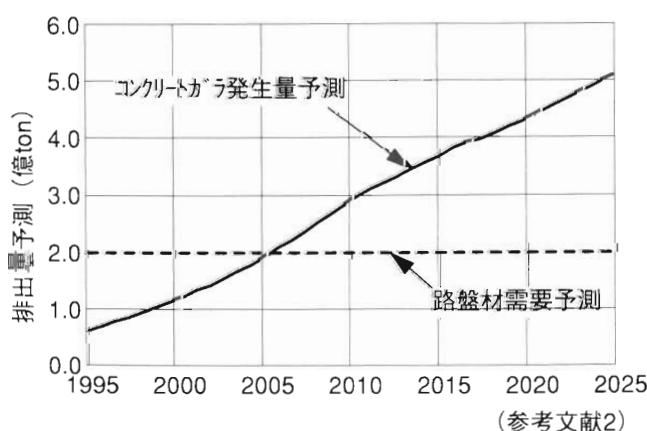


Fig. 2 Relationship between Concrete Wastes and Roadbeds
(参考文献2)

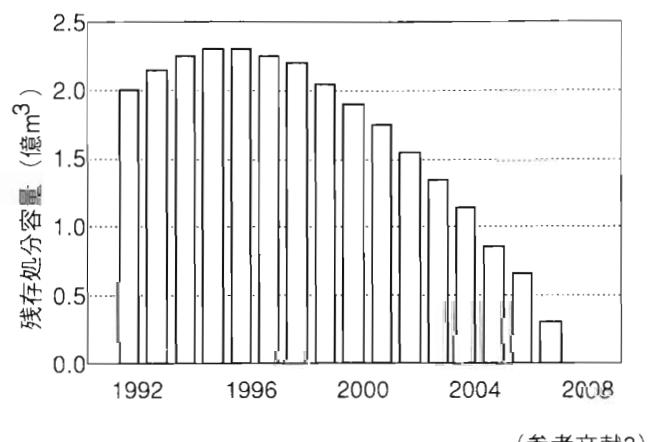


Fig. 3 Prediction of Disposal Capacity
(参考文献3)

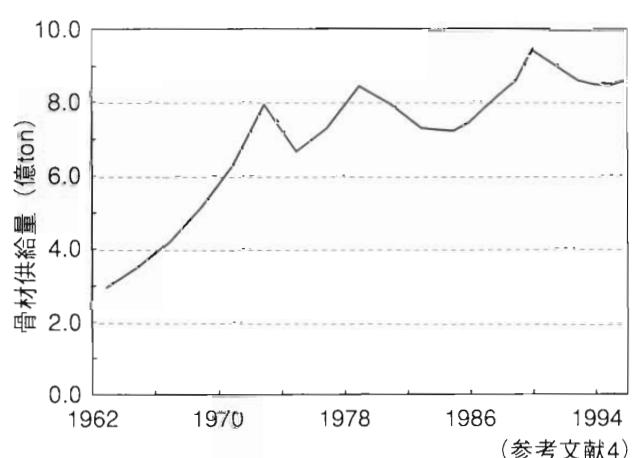


Fig. 4 Changes in Aggregates Demands
(参考文献4)

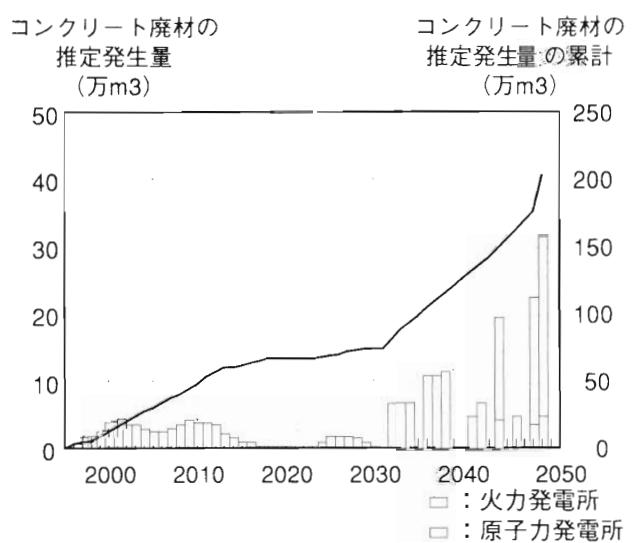


Fig. 5 Prediction of Concrete Wastes Amount (TEPCO)

2. コンクリート資源循環システム

コンクリート資源循環システムの概要をFig.6に示す。

このシステムはコンクリート造の解体建物から高品質の再生細骨材、再生粗骨材および微粉末を回収し、再生細骨材および再生粗骨材は建築構造用骨材として、微粉末はセメント原料あるいは地盤改良材として新規の建物建設に利用するもので、解体コンクリートが100%再利用できることが大きな特徴となっている。

また、建物解体時には、事前調査として塩化物イオン量、アルカリ骨材反応性や岩種調査を実施するため、良質の骨材であれば何度でも繰り返しの再利用が可能なシステムである。

このシステムの適用の手順は以下のとおりである。

(1) 事前調査

建物解体前にコンクリートの塩化物量や骨材のアルカリシリカ反応性の有無などを調査し、解体コンクリートのリサイクルへの適否を評価する。調査の結果、不適と判定された解体コンクリートは、従来どおり、道路造成

用骨材として再利用を図れば、道路造成用骨材の需要と供給のバランスは保たれると考えられる。

(2) 解体／破碎

事前調査の結果、リサイクルに適すると判定された場合、建物を分別解体し、解体コンクリートがらを40mm程度以下に破碎する。

(3) 構造用再生骨材製造

破碎した解体コンクリートがらを再生骨材製造プラントで約300°C程度に加熱して、骨材中に含まれるセメント水和物を脆弱化させ、これを選択的に磨碎・除去することにより、再生細骨材、再生粗骨材および微粉末に分離する。

(4) 微粉末再利用

微粉末はセメント原料の他、地盤改良材や汚泥処理剤として再利用を図る。

(5) 再生骨材再利用

構造用再生骨材はコンクリート製造に必要な骨材性能（絶乾密度／吸水率など）を確認した後、一般のコンクリートと同様な方法で、要求品質に応じた調合の選定を行い、建築構造物に打設する。

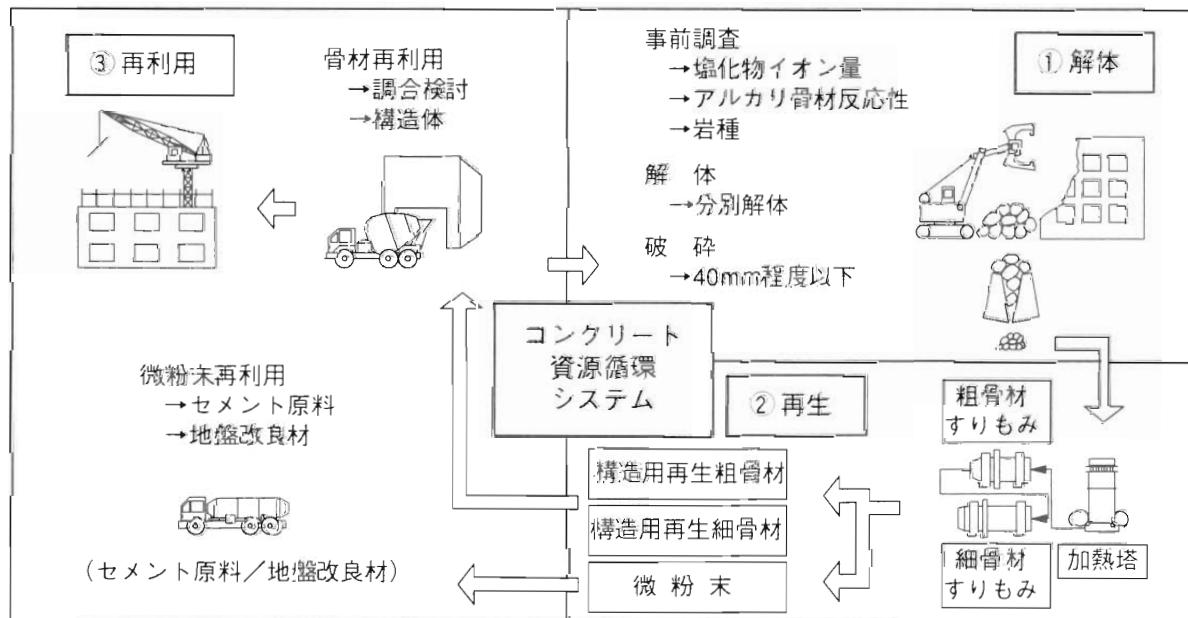


Fig. 6 Outline of Concrete Recycling System

3. 適用事例

3.1 解体／建設工程

今回、本システムを試行するに当たり、解体時期および建設時期の適合する建物の選定を行った。その結果、東京電力旧技術研究所解体工事(調布市つつじヶ丘)と、清水建設技術研究所の音響実験棟増築工事(江東区越中島)の建設工事が、工程／規模の面から最適であることが解り、本システムを適用した。

Table1に建物解体工事、再生骨材製造、建物建設工事の工程を示す。

3.2 解体建物

解体途中の建物状況写真をPhoto1に、敷地状況図をFig.7にそれぞれ示す。また、建物概要を以下に示す。

- ・建物所在地：調布市つつじヶ丘
 - ・建設年：昭和35年
 - ・構造：鉄筋コンクリート構造4階建て
(一部鉄骨鉄筋コンクリート構造)
 - ・建築面積：約2,700m²、延床面積：約9,100m²
- 外観の目視観察では、特に問題となるような劣化症状は認められず、健全であった。

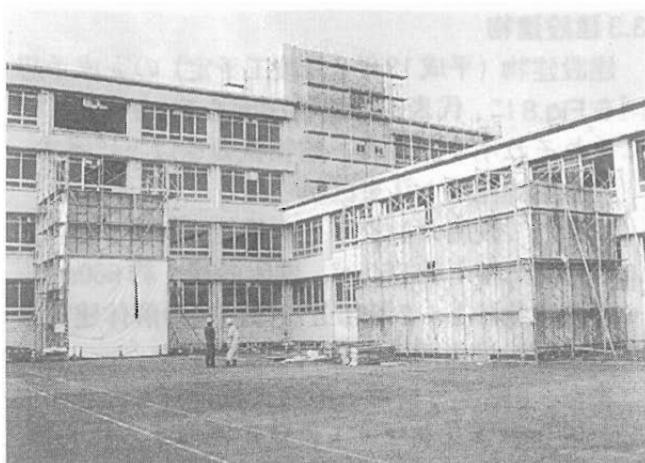


Photo 1 Exterior of Dismantled Building



Fig. 7 Site Plan of Dismantled Building

Table 1 Schedule

	2000					2001						
	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7
建物解体工程 (東京電力／旧技研)	調査 ▽	がら搬出 ▽										
着工		輸送				竣工						
高品质骨材製造 (北九州市黒崎)			サンプル ▽	製造	ストック	出荷 ▽						
						輸送	1F 2/27 ▽	2F 3/22 ▽	3F 4/19 ▽			
音響実験棟増改築工事 (清水建設／技研)	確認申請提出 ▽	着工 ▽	・ 実機 ▽									
			調合検討 →				打設 →					

3.3 建設建物

建設建物（平成13年8月竣工予定）の完成予想図をFig.8に、代表的な建物図面をFig.9～Fig.10にそれぞれ示す。また、建物概要を以下に示す。

- ・建物所在地：江東区越中島
- ・構造：鉄筋コンクリート構造3階建て
- ・建築面積：約350m²、延床面積：約660m²

建設建物の1～2階部分には前述の解体建物より回収した構造用再生骨材を使用した。

また、3階部分には一般的な天然骨材と混合使用した場合のコンクリート性状を把握する目的で、別の解体建物より回収した碎石／海砂起源のコンクリートから回収した構造用再生骨材を使用した。

本論では、建設建物1～2階部分に使用した構造用再生骨材に関する事項について報告する。

4. 事前調査

4.1 原コンクリート調査

解体建物に使用されていたコンクリートの調査結果をTable2に示す。立地条件は、海岸から1km以上離れており、建設年代も古く海砂は使われていないことから、塩化物イオン量の調査は簡易法で行った⁵⁾。

塩化物イオン量は検出範囲外であり、塩化物の問題がないことが確認された。

4.2 原骨材調査

原骨材の調査結果をTable3に示す。原骨材はコンクリートがらを25mm以下に小割りした後、5%塩酸溶液でセメント分を溶解して取りだした⁶⁾。塩酸溶液処理後、5mmふるいに留まるものを原粗骨材、5～0.15mmのものを原細骨材として、各種試験を実施した。

アルカリシリカ反応性は原粗骨材、原細骨材とも無害であることが確認された。また、いずれの骨材の絶乾密度、吸水率とともにJIS規格に規定された骨材品質を十分満足する結果となっており、当時の良質な骨材が使用されていたことが確認された。

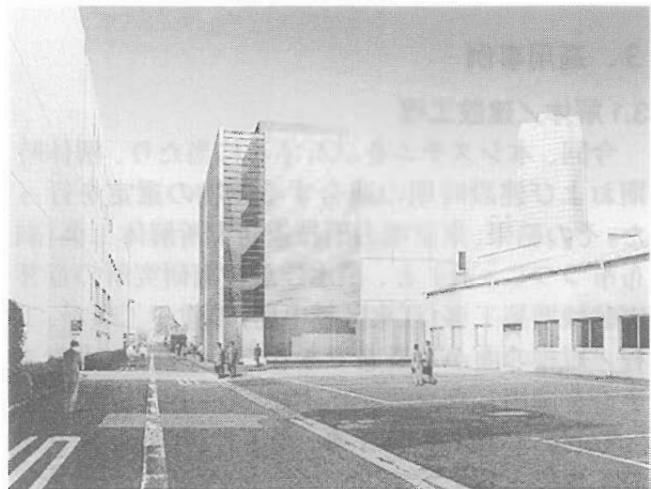


Fig. 8 Sketch of New Building

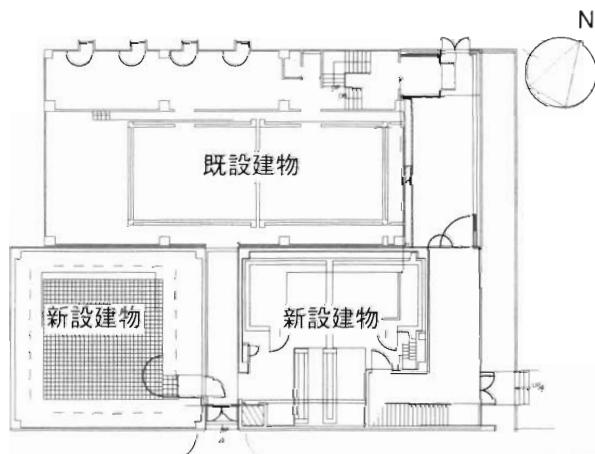


Fig. 9 1F Plan

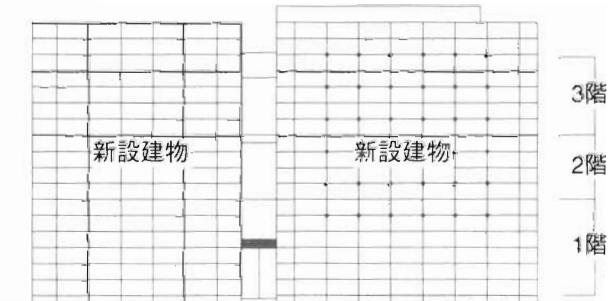


Fig. 10 South Elevation

Table 2 Characteristics of Used Concrete

採取位置	コア強度 (N/mm ²)	ヤング係数 (kN/mm ²)	絶乾密度 (g/cm ³)	推定W/C [*] (%)	塩化物量 ^{**} (kg/m ³)
柱部分	22.4	23.6	2.22	65.0	検出範囲外

^{*}) セメント協会法(F-18)による

^{**}) 文献2)による

Table 3 Characteristics of Used Aggregates

	岩種	絶乾密度 (g/cm ³)	吸水率 (%)	粗粒率	アルカリシリカ反応性
原粗骨材	川砂利	2.61	0.94	6.70	JIS A5308 無害 (Sc:36、Rc:44)
原細骨材	川砂	2.57	1.29	3.13	JIS A1804 無害 (相対動弾性係数86.6%)

5. 解体／破碎

5.1 解体／破碎工法

造作物／仕上げ材／設備類を分別解体し搬出した後、躯体コンクリートの解体作業を実施した。解体作業は圧碎工法と転倒工法の併用作業により実施された。解体したコンクリートからは、更に小割りして鉄筋を除去した後、移動式破碎機で40mm程度以下に破碎した。

尚、夾雑物の混入は製造される構造用再生骨材の品質に影響するばかりでなく、再生骨材製造プラントの運転にも支障をきたすため、破碎時にも夾雑物はできるだけ除去することとした。

5.2 破碎したコンクリートがらの品質

再生骨材製造プラントへ輸送したコンクリートからは概ね40mm以下(40mm以上は3.2%)であり、含水率は10.4%、夾雑物の含有率は0.54%と、プラント受け入れ基準(50mm程度以下、水が滴らない、夾雑物がほとんど含まれない)を満足していた。尚、5mm以下の粒径のものは32%とやや多めであった。

6. 構造用再生骨材の製造

6.1 製造プロセス

構造用再生骨材の製造は移設型のパイロットプラント²⁾で行った。再生骨材製造プラントの全景をPhoto2に、構造用再生骨材の製造プロセスをFig.11にそれぞれ示す。

再生骨材製造プラントで受け入れた40mm程度以下のコンクリートがらは加熱設備内部で約300°Cに加熱される。

加熱されたコンクリートがらは、二重円筒型の粗骨材すりもみ設備へと投入される。この二重円筒は外筒と内筒から構成され、内筒は網目構造が

採用されており、その網目径は4mmメッシュに設定されている。

二重円筒内部でコンクリートがらは予め投入されていた鋼球とともに回転させられることにより、すりもみ作用を受ける。この際、4mm以下の細粒分は順次4mmメッシュ円筒より外部に排出されることにより、すりもみ効果が継続的に維持されるよう設計されている。

次に磨碎の終了した粗骨材と細粒分は、同時に細骨材すりもみ設備へと投入される。ここでは媒体を鋼球から粗骨材に代えてすりもみ工程が実施され、最終的に5mmふるいにより、構造用再生粗骨材と構造用再生細骨材に分級される。

尚、磨碎の効率を上げるため、微粉末(0.15mm以下の粉末)は発生した時点で通風により順次回収される。

6.2 ロット毎の品質変動

構造用再生骨材の製造に当たっては、JIS A5308またはJIS A5005を基に品質の管理基準を定め、管理基準を満足するように骨材の製造を実施し

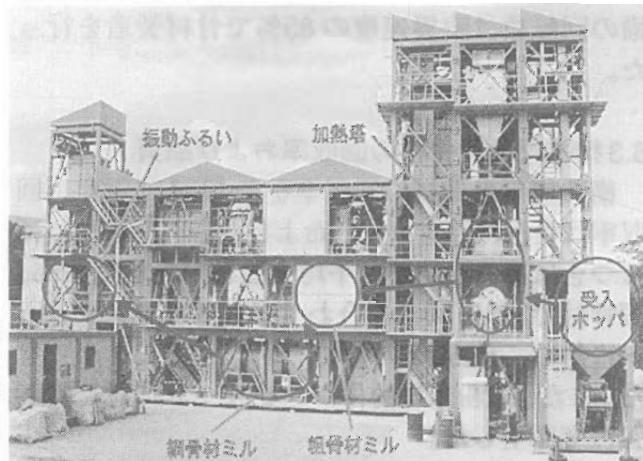


Photo 2 Exterior of Recycling Plant

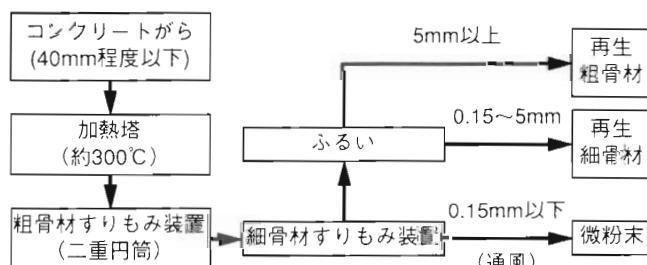


Fig. 11 Product Process of Recycling Aggregates and Powder

た。

管理基準は、構造用再生粗骨材は絶乾密度 2.5g/cm^3 以上、吸水率 3.0% 以下とし、構造用再生細骨材は絶乾密度 2.5g/cm^3 以上、吸水率 3.5% 以下とした。

約 1,200ton のコンクリートがらを受け入れて行った製造時の生産ロット（1回 / 日）毎の品質変動を Fig.12 ~ Fig.14 に示す。

構造用再生粗骨材の絶乾密度は $2.52 \sim 2.57$ (平均値 2.55) g/cm^3 、吸水率は $1.40 \sim 2.53$ (平均値 1.72) % であり、構造用再生細骨材の絶乾密度は $2.48 \sim 2.51$ (平均値 2.50) g/cm^3 、吸水率は $2.67 \sim 3.18$ (平均値 2.88) % と管理基準を満足する骨材を製造することができた。

また、構造用再生細骨材の粗粒率は $2.98 \sim 3.22$ (平均値 3.08)、構造用再生粗骨材の粗粒率は $6.36 \sim 6.57$ (平均値 6.47) であった。

尚、今回の構造用再生骨材の製造に当たっては、処理速度 $3 \sim 5\text{ton/h}$ 、コンクリートがらの平均加熱温度 $300 \pm 15^\circ\text{C}$ 、粗骨材すりもみ設備の回転数は臨界速度の $55 \sim 85\%$ 、細骨材すりもみ設備の回転数は臨界速度の 85% で骨材製造を行った。

6.3 構造用再生骨材の回収率および品質

構造用再生骨材の回収率を Table 4 に示す。回収率は骨材の製造ロットおよび製造条件によりばらつきはあるものの、平均すると粗骨材で 27%、細骨材で 34%、両者を合わせると解体コンクリートに対し、約 60% の骨材を回収することができた。また、微粉末は解体コンクリートに対し約 40% 程度発生した。

使用したコンクリートがらには 5mm 未満の粒子が 32% 程度含まれていたことが、推定されたコンクリート調合に対し、微粉末および構造用再生細骨材量が多くなった原因のひとつと推定される。

構造用再生骨材の品質の一覧を JIS 規格値と併記して Table 5 に、粒度分布を Fig.15 にそれぞれ示す。

構造用再生骨材の品質は、前述した絶乾密度と吸水率の他にも、粒度分布や塩化物量、アルカリシリカ反応性などの構造用コンクリート骨材とし

ての品質を満足していることを確認した。

このシステムにより製造された再生細骨材、再生粗骨材および微粉末を Photo 3 ~ Photo 5 にそれぞれ示す。

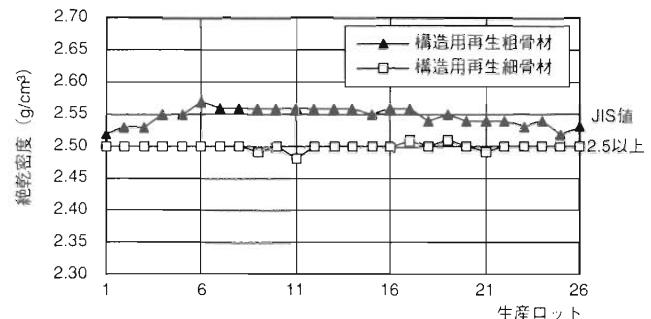


Fig. 12 Changes in Dried Gravity

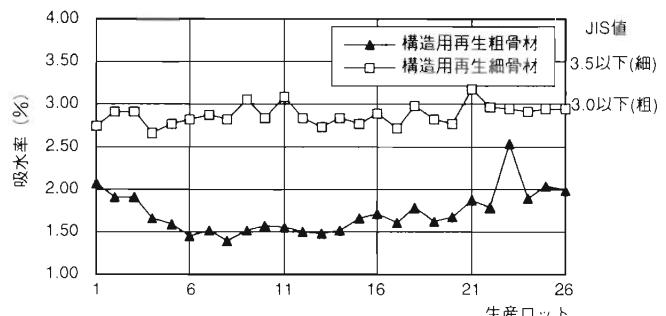


Fig. 13 Changes in Absorption

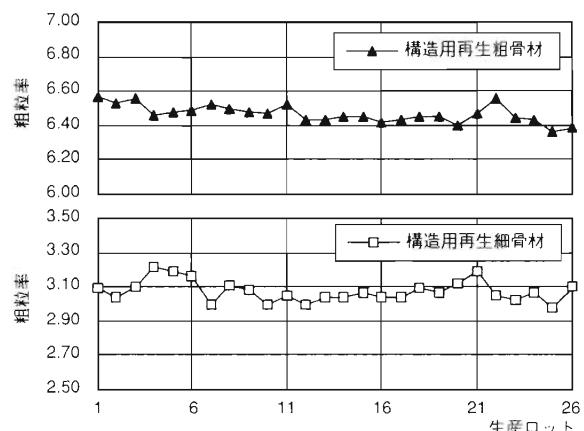


Fig. 14 Changes in Fineness Modulus of Aggregates

Table 4 Collecting Ratio of Products

	回収率 (%)		
	平均	Max	Min
構造用再生粗骨材	26.8	30.4	24.2
構造用再生細骨材	33.6	43.9	28.5
構造用再生骨材（全体）	60.4	74.3	57.0

7. 微粉末の品質と再利用用途の検討

得られた微粉末の品質を普通ポルトランドセメントと比較してTable 6に示す。微粉末は $150\text{ }\mu\text{m}$ の残分が15.1%程度あるものの、比表面積が比較用に示した普通ポルトランドセメントより大きく、全体としては非常に細かい粒子であった。

資源循環の観点からは、微粉末はセメント原料として再利用することが適当と考えられる。しかし、輸送やセメント製造に要するコストを考えると、地盤改良への適用がより現実的な用途と考えられる。

そこで、この微粉末を豊浦産標準砂にW/B=100%で、200kg/m³混合し、一軸圧縮強さを調べた結果をFig.16に示す。セメントを混合した場合と比較して強度発現は小さいものの、一軸圧縮強さは200kN/m²を超えており、地盤改良材として十分適用可能であることが確認された。

Table 5 Characteristics of Recycled Aggregates

管理項目	構造用再生粗骨材		構造用再生細骨材	
	品質	JIS規格値*	品質	JIS規格値*
乾密度(g/cm ³)	2.55	2.5以上AB	2.50	2.5以上AB
表乾密度(g/cm ³)	2.59	—	2.57	—
吸水率(%)	1.67	3.0以下AB	2.88	3.5以下A
粒径判定実験率(%)	65.0	55以上B	61.0	53以上B
粒度分布	標準粒度	標準粒度AB	標準粒度	標準粒度B
粗粒率	6.46	—	3.07	—
微粉分量(%)	0.01	1.0以下AB	0.29	7.0以下B
塩化物量(%)	—	—	0.003	0.04以下A
アルカリシリカ反応性(mmol/L)	無害 Sc:35 Rc:78	—	無害 Sc:26 Rc:136	—
1.95浮遊不純物量(%)	0.3	0.5以下A	0.3	0.5以下A

*: AはJIS A5308、BはJIS A5005による

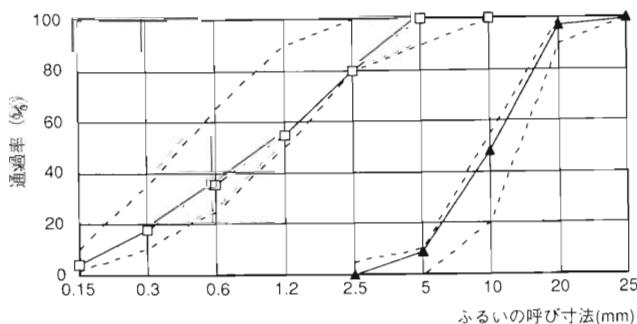


Fig. 15 Grading Distribution of Recycled Aggregates

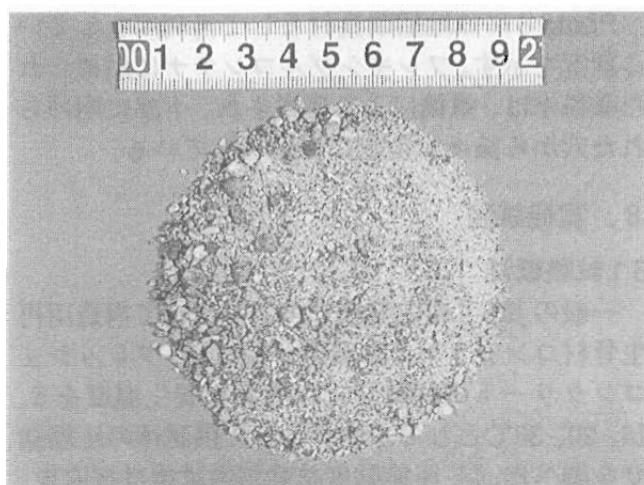


Photo 3 Recycled Fine Aggregate

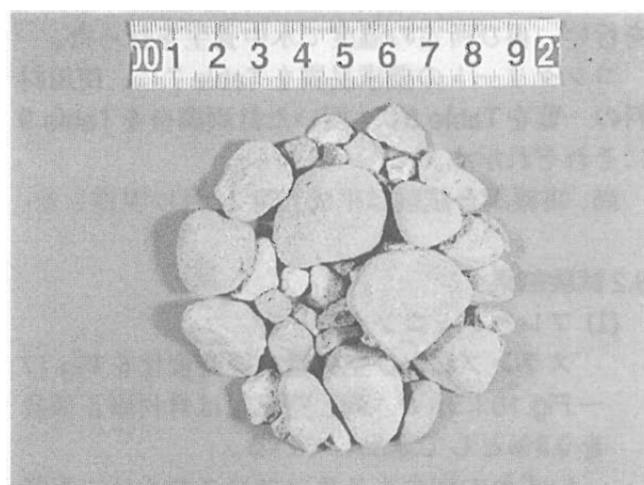


Photo 4 Recycled Coarse Aggregate



Photo 5 Pulverized Materials

Table 6 Characteristics of Pulverized Materials

	密度(g/cm ³)	比表面積(cm ² /g)	150 μm 残分(%)	90 μm 残分(%)
微粉末	2.49	6120	15.1	25.2
普通ポルトランドセメント	3.16	3430	0.0	1.4

Photo 6 には地盤改良材として再利用をしている状況を示す。フレキシブルコンテナに詰められた微粉末は、重機により運搬され、下部に明けられた穴から徐々に地盤に排出されている。

8. 実機試験

8.1 試験概要

一般のJIS工場で実機ミキサを用いて構造用再生骨材コンクリートの練混ぜを行い、フレッシュコンクリートの経時変化ならびに養生温度を5、10、20、30°Cとして水中養生した供試体の圧縮強度を調べた。尚、圧縮強度試験用供試体は採取後、直ちに所定の養生温度の恒温槽に入れ、翌日脱型を行い、再び所定の温度で水中養生を行った。

コンクリートの要求品質をTable 7に、使用材料の一覧をTable 8に、用いた計画調合をTable 9にそれぞれ示す。

尚、実機調合試験は平成12年12月に実施した。

8.2 試験結果

(1) フレッシュコンクリート

スランプおよび空気量の経時変化をFig.17～Fig.18に示す。尚、空気量は骨材修正係数を0.3%として算出している。

いずれの調合もスランププロスならびに空気量の変化は少ない結果となっている。

この結果より、練上がり時の設定はスランプ20±2.5cm、空気量5.0±1.5%とすることとした。

(2) 圧縮強度

セメント水比と材齢28日の標準養生強度との関係をFig.19に、材齢28日の標準養生強度から5、10、30°Cの水中養生強度を差し引いた結果を、養生温度別にFig.20に示す。

構造用再生骨材コンクリートの材齢28日の標準養生強度との関係式は、工場の実績による強度式と大差ない結果となった。

材齢28日回帰式は次のとおりである。

$$\sigma_{28} = -14.1 + 24.8C/W \quad (1) \text{式}$$

また、各温度条件で養生した供試体強度と標準養生強度との差より、JASS 5の予想平均気温による補正値Tは、予想平均気温が8°C以上16°C未満の場合および3°C以上8°C未満の場

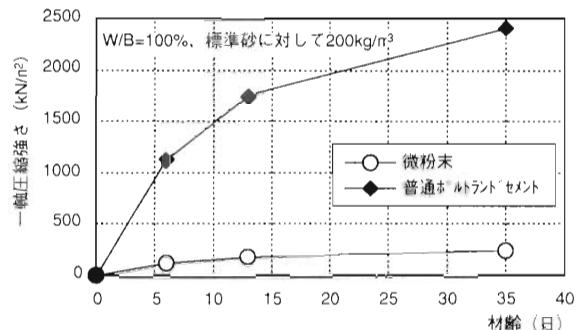


Fig. 16 Compressive Strength of Mortar

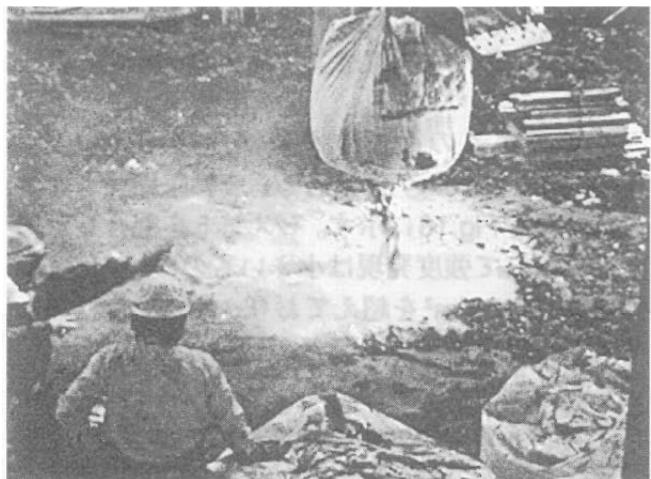


Photo 6 Soil Improvement Work

Table 7 Specified Mix Proportion of Concrete

設計基準強度	温度補正值	単位水量	スランプ	空気量
21 N/mm²	6 N/mm²	170 kg/m³以下	18 cm	4.5 %

Table 8 Materials

名称	記号	品質他	
		セメント	細骨材
セメント	C	普通ポルトランドセメント 密度3.16g/cm³、比表面積3,300cm²/g	構造用再生細骨材 表乾密度2.57g/cm³、吸水率2.84% FM3.04
粗骨材	RS		構造用再生粗骨材 表乾密度2.59g/cm³、吸水率1.92% 最大寸法20mm、実積率64.4% FM6.47
混合剤	No.70		AE減水剤

Table 9 Mix Proportions in Test

記号	粗骨材 嵩容積 (%)	W/C (%)	S/a (%)	単位量 (kg/m³)				No.70 (%)
				C	W	RS	RG	
R1	0.6	53.9	44.3	306	165	789	1000	0.25
R2	0.6	49.0	43.1	343	168	750	1000	0.25
R3	0.6	44.0	41.0	393	173	699	1000	0.25

合とともに、安全側の数値であることが確認された。

(3) 調合の決定

調合強度は次の2式を満足するように定めた。

$$F_{28} = 0.85 (F_c + \Delta F + T) + 3\sigma \quad (2) \text{式}$$

$$F_{28} = F_c + \Delta F + T + 2\sigma \quad (3) \text{式}$$

F_{28} : 調合強度 (N/mm^2)

F_c : 設計基準強度 (N/mm^2)

ΔF : 構造体コンクリートの強度と供試体の強度の差を考慮した割増し

$$(\Delta F = 3\text{N/mm}^2)$$

T : 予想平均気温による圧縮強度の補正值 ($T = 6\text{N/mm}^2$)

σ : 標準偏差 (N/mm^2)

標準偏差を $0.1 \times (F_c + \Delta F + T)$ と設定すると(2)、(3)式より調合強度は $F_{28} = 36.0\text{N}/$

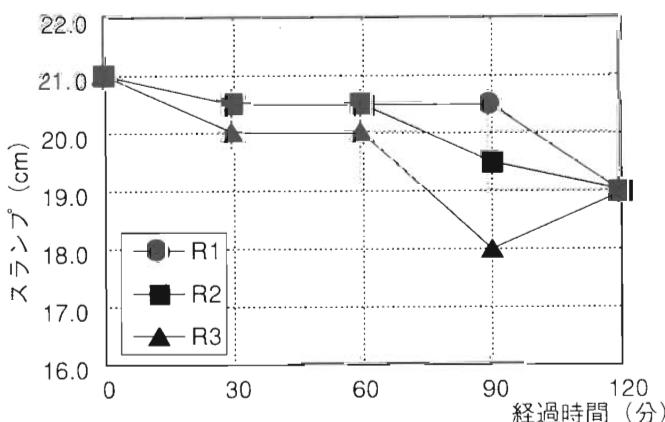


Fig. 17 Changes in Slump

mm^2 となる。(1)式よりセメント水比を算定すると $C/W = 2.02$ となり、これより水セメント比を安全側に設定して、 $W/C = 49.0\%$ とした。

尚、フレッシュコンクリートの状態がやや粗々しかったため、施工性を考慮して実施工の調合は、実機試験の際より細骨材率を少し大きく設定した。

実施工調合を Table 10 に示す。

9. 構造用再生骨材コンクリートの施工

9.1 施工時期／数量

1階立ち上がりの打込みは平成13年2月27日に、2階立ち上がりの打込みは3月22日にそれぞれ行った。打込み数量はそれぞれ 180m^3 、 130m^3 であった。コンクリートの打設状況を Photo 7 に示す。

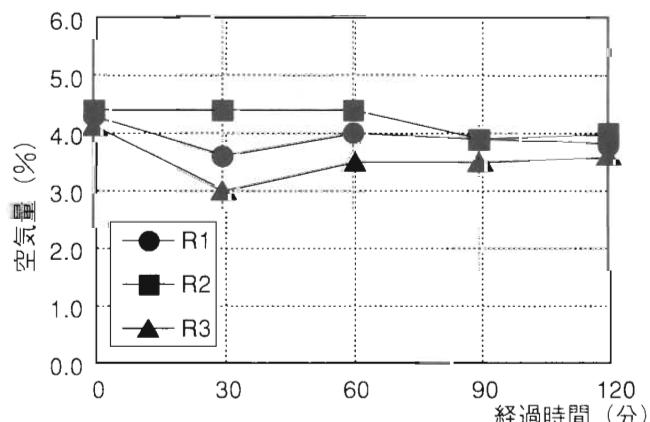


Fig. 18 Changes in Air

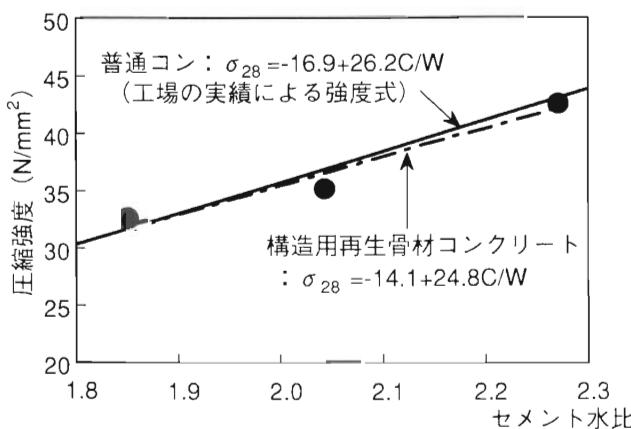


Fig. 19 Relationship between Cement-Water Ratio and Strength

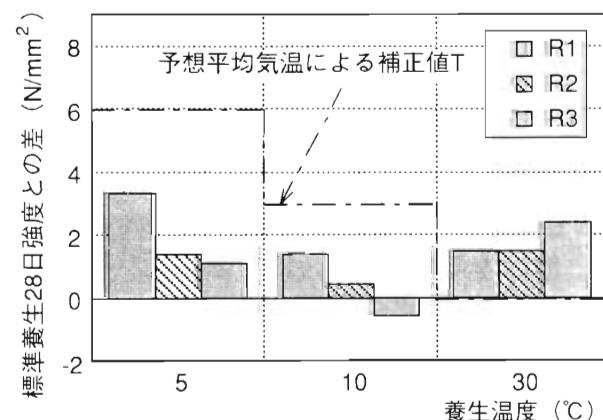


Fig. 20 Difference of Strength under Standard Curing

9.2 フレッシュコンクリートの検査

荷卸し地点におけるスランプの試験結果をFig.21に、空気量の検査結果をFig.22にそれぞれ示す。

検査結果はスランプ、空気量とも全て管理値を満足する結果となっている。

9.3 圧縮強度の検査

Fig.23に標準養生強度の検査結果を、Fig.24に現場水中養生強度の検査結果をそれぞれ示す。

材齢28日の標準養生強度は管理強度を上回っており、材齢28日の現場水中養生強度は品質基準強度($F_c + \Delta F$)を上回る結果となっている。

10. まとめ

事前調査の結果は解体コンクリートがリサイクルに適し、得られたがらの品質も再生骨材製造プラントの受け入れ基準を満たすものであった。

構造用再生骨材の製造では、細骨材・粗骨材とともに、JIS A5308あるいはJIS A5005の規格を満足する再生骨材を製造することができた。また、微粉末はセメント原料としてだけでなく、地盤改良材等への適用が可能であることが確認できた。

また、一般のコンクリートと同様の調合設計を行い、一般のコンクリートと同様の管理で実施工を行った結果、構造用再生骨材コンクリートのスランプ、空気量、圧縮強度とも問題のない結果が得られた。

現在、耐久性関連の試験を継続中であり、更にデータの蓄積を行う予定である。

今後、コンクリート資源循環システムの実用化を推進するにあたっては、こうした実績作りとともに社会的コンセンサス、法体系・基準の整備なども必要であると考えられる。

11. 謝辞

コンクリート資源循環システムの開発においては、北海道大学の友澤教授に御指導を賜りました。ここに厚く御礼を申し上げます。

構造用再生骨材の製造には、原子力発電技術機構殿の「解体廃棄物処理システム技術確証試験」における実用化開発の研究成果の一部を用いました。また、新エネルギー・産業技術総合開発機構

Table 10 Mix Proportion

呼び 強度	粗骨材 嵩容積	W/C (%)	S/a (%)	単位量 (kg/m ³)				No.70 (%)
				C	W	RS	RG	
30	0.57	49.0	46.0	343	168	802	951	0.25



Photo 7 Concrete Placing

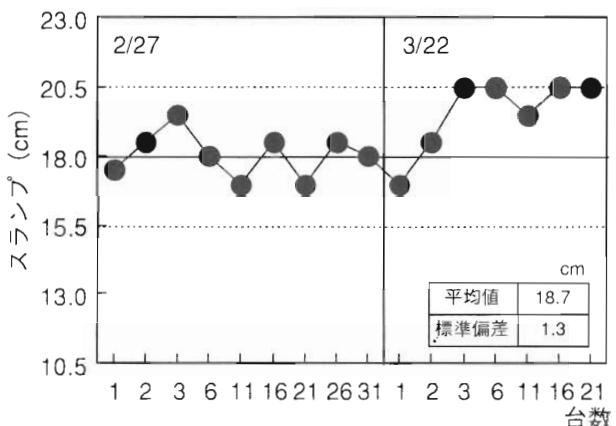


Fig. 21 Results of Slump Test

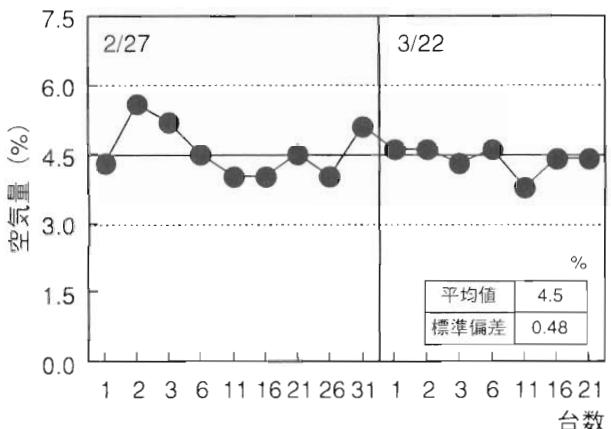


Fig. 22 Results of Air Test

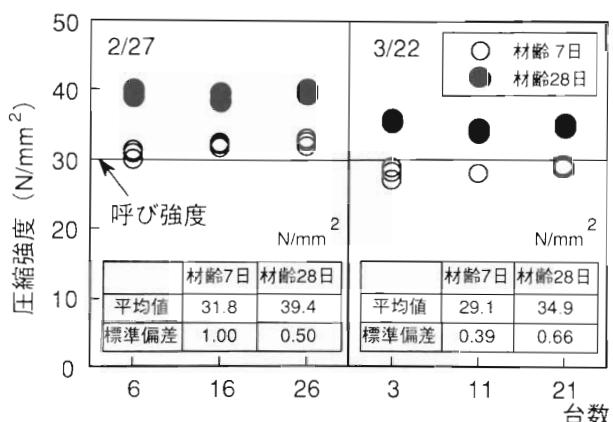


Fig. 23 Results of Strength Test (Standard Curing)

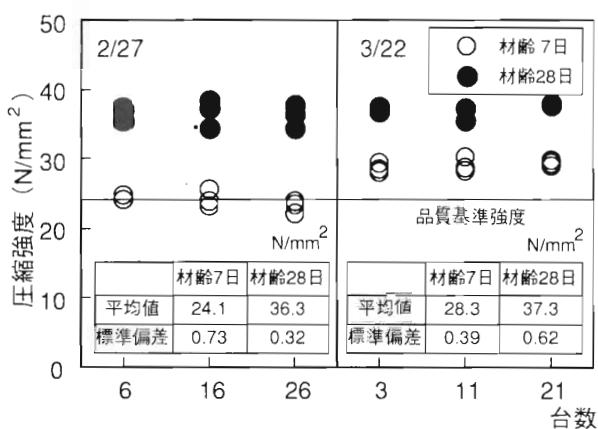


Fig. 24 Results of Strength Test (Water Curing in Site)

殿の「廃コンクリート等建材リサイクル技術の開発」の成果である研究資産を用いました。尚、構造用再生骨材の製造には、三菱マテリアル(株)殿の協力を得ました。ここに厚く御礼を申し上げます。

(参考文献)

- 1) 建設副産物リサイクル広報推進会議：総合的建設副産物対策 ?現場での実効ある対策の推進のために?、平成12年度版
- 2) 島 裕和他：加熱すりもみ法によるコンクリート塊からの高品質骨材回収技術の開発、コンクリート工学年次論文集、pp1093-1098、2000
- 3) 財団法人先端建設技術センター：建設リサイクル推進懇談会提言、1996
- 4) 工藤 勝弘：骨材産業の現状と今後の課題、セメント・コンクリート、1998.8
- 5) 太田 達見：硬化コンクリート中の塩化物量簡易測定法に関する一提案、日本建築学会大会梗概集、2001（予定）
- 6) 立屋敷 久志他：解体コンクリートからの高品質再生骨材の回収試験、コンクリート工学年次論文集、pp1099-1104、2000
- 7) 坂詰 義幸他：コンクリート資源循環システムの開発・実用化（その1 システム概要および事前調査）、日本建築学会大会梗概集、2001（予定）
- 8) 小澤 貴史他：コンクリート資源循環システムの開発・実用化（その2 構造用再生骨材および微粉末）、日本建築学会大会梗概集、2001（予定）
- 9) 黒田 泰弘他：コンクリート資源循環システムの開発・実用化（その3 調合検討および実施工）、日本建築学会大会梗概集、2001（予定）
- 10) 坂詰 義幸他：コンクリート資源循環システムの開発・実用化、FAPIG 第158号、第一原子力産業グループ（予定）

コールド・クルーシブルによる解体金属の溶融技術について（II）

鈴木 正啓*、宮尾 英彦*、榎戸 裕二*、
田中 努**、内田 誠**、桑山 真二郎**

Promising Technology for the Melting of Dismantled Metal by an Induction Cold Crucible

Masahiro SUZUKI * , Hidehiko MIYAO * , Yuji ENOKIDO * ,
Tsutomu TANAKA ** , Makoto UCHIDA ** , Shinjiro KUWAYAMA **

An induction cold crucible melting is one of the most promising technologies for the reuse of radioactively contaminated metals because it ensures a long life operation without generating secondary wastes under high temperature during the melting of dismantled metals.

After cold tests, hot tests on MERC(Melting and Recycling of Metals by Cold Crucible) process are going on in RANDEC. In MERC, an induction cold crucible, which mainly consists of a melter, decontaminator and continuous caster is used for the melting and solidification of metals contaminated by low level, together with the flux for decontamination, followed by cutting of ingot and delamination of slag.

Round stainless steel ingots of 140mm in maximum diameter and rectangular slabs of 50mm × 170mm in maximum dimension were cut in every 300mm length by a dry mechanical saw. Observation that they had no crack in surface as well as no segregation in bulk, indicated promising the soundness of material for reuse. Not only stainless steel but also metals with high melting temperature(Mo, Zr, Ti), active metals(Al,Ti,Ni-based alloy) and other useful metals(Cu,Pb) were tested. All metals were successfully melted and cast, except for Mo, because of power shortage.

In hot test, UO_2F_2 was added as a tracer together with the flux mainly consisting of alumina, silica and lime during the melting of stainless steel. Decontamination effect of MERC process was confirmed by hot test.

This work was done under the sponsorship of Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

1. はじめに

原子力施設の解体または設備、装置等の更新に伴い発生する金属(解体金属)は、そのほとんどが汚染範囲が表面に限られており、残存放射能は低レベルであり、形状、大きさおよび核種は多種多様である。これらの解体金属は除染または溶融等

の処理により再利用可能な材料として有効活用することが、資源の有効利用ならびに環境汚染の負荷の低減等の観点から望ましい。

解体金属の表面に残存する放射性核種は、原子力施設の利用目的によっておおむね区分することができる。核種に応じて、解体金属を再利用するための適切な処理方法が選択可能である。核燃料

本成果は、文部科学省より受託している「クルーシブル法溶融試験」の一部である

* (財) 原子力研究バックエンド推進センター (RANDEC)

** 住友金属工業 (株) (Sumitomo Metal Ind. Ltd.)

製造施設から発生する解体金属には、 ^{238}U 、 ^{239}Pu のような長半減期の核種が残存している。特に、これらの核種では放射能の減衰が期待できることから、解体金属を積極的に除染することが望まれる。

除染技術の決定にあたっては、除染効果の他に経済性の評価および除染により発生する二次廃棄物の蓄積、処理等の見地から総合的な判断が重要である。

これまでにプラズマ溶融法やホット・クルーシブル誘導溶融法等、いくつかの溶融プロセスが国内外で提案されてきた^{1)~6)}。しかし、従来の方法では、坩堝が侵食を受ける、あるいは鋳型が汚染され、二次廃棄物の発生量が多いこと、また、放射性物質の散逸を防止するための装置が大きくなるなどの課題を有している。

コールド・クルーシブル（冷却坩堝）を用いる溶融・固化技術は、上記の課題解決を図るために、溶融・除染・成形を一連のプロセスとして実現し、装置の小型化とインゴットの品質向上を図る事を目的としてRANDECで開発が進められてきた⁷⁾⁸⁾。これは同じ坩堝内で連続した溶融・凝固過程を経てインゴットの引抜きを行うと共に、再利用に適した坩堝断面形状を選択することにより処理金属の成形を可能とし、さらに、インゴットを定尺に切断する過程を加えることによって、「連続」機能を高め、あわせて処理能力の向上を期待するものである。

RANDECではこれまでに、解体金属の再利用技術の一環として、解体金属の溶融、除染及び成形を可能にするコールド・クルーシブル溶融技術に基づいたMERCプロセス(Melting and Recycling of Metals by Cold Crucible)を開発し、ウランを使用した実証試験を行ったので、その概要を報告する。

2. コールド・クルーシブル法溶融技術

放射性物質に汚染された解体金属の誘導溶融において、坩堝材質の選定は、耐久性の見地から重要な課題である。その理由は、通常の誘導溶融に用いられる耐火物質坩堝は、解体金属と反応し損傷して、比較的短期間に耐火物が二次廃棄物となるからである。これに対して、水冷却構造の金属

材質から成る坩堝は、溶融した解体金属を保持することが可能で、長期間の使用に耐え、二次廃棄物として発生する頻度は少ない。一方、アーク溶融などに使用される広義の意味での冷却坩堝の構造では、誘導コイルにより形成される磁場が坩堝壁内に顕著に減衰するので、解体金属は交流磁場から遮蔽され、誘導溶融が実現できない。この誘導溶融を可能にするのがコールド・クルーシブルである。

2.1 コールド・クルーシブルの原理と特徴

コールド・クルーシブルの原理については、すでに20世紀の初頭、1931年に独国特許⁹⁾として提案された。この特許の要点は、冷却された金属坩堝の長手方向に沿ってスリットを配置し、隣接セグメントを互いに電気的に絶縁することにより、坩堝外壁に流れる誘導電流を坩堝内壁に導くことを可能とし、金属坩堝内で融点が坩堝材質より高温の金属を誘導加熱により昇温、溶融する点にある。

コールド・クルーシブルが有する3つの基本機能についてFig.1を用いて説明する。コールド・クルーシブルは、長手方向に沿ったスリットで絶縁された水冷却構造の複数のセグメントを有する坩堝（導電性材質、銅材質等）とその坩堝をらせん状に巻いた水冷却の高周波誘導コイルから構成される。このとき、坩堝とコイルが一種のトランス系を構成する。誘導コイルには高周波電源から高周波電流が供給される。

誘導コイルに高周波電流 J_0 (時計方向) が流れると、電磁誘導の結果、セグメントには、誘導コイルと逆回り（反時計方向）の誘導電流 J_s が発生する。この結果、坩堝内の金属には反時計方向に誘導電流 J_m が発生する。この誘導電流 J_m により金属の加熱および溶融が可能になる。これが、誘導加熱機能である。

また、誘導電流が流れることにより、坩堝内部の空間に磁束密度 B が発生する。坩堝内の金属に流れる誘導電流によって発生する磁束密度の向きは、セグメントに流れる誘導電流により発生するそれと同じ向きで、Fig.1の場合は下向きである。溶融材料に作用する電磁気力 F は、ローレンツ力を表す式 $F = J \times B$ において金属の表面から内部

に向かって金属を締め付ける方向に作用する。電磁気力は擬ベクトルなので、位相が反転し、誘導電流と磁束密度の方向が逆を向いている場合でも作用する力の向きは変わらず、一般に溶融材料を締め付ける方向に作用する。すなわち、この力はピンチ力として作用する。ピンチ力の発生はコールド・クルーシブルの形状制御機能と呼ばれる。溶融した金属はピンチ力と重力がバランスする結果、先端がドーム状に隆起し、溶融金属の殆どが坩堝内面と非接触の状態となる。

一方、一般的には、電磁気力は有限の表皮深さで減衰し、金属内部に電磁気力が分布するため、溶融状態にある金属の内部に流動現象が発生する。これは、コールド・クルーシブルの有する電磁攪拌機能である。この攪拌機能により溶融金属の均質性が向上する。また、溶融金属と溶融除染を目的に添加するフラックスとの接触を可能にし、汚染金属との化学反応を促進する。

この様に、コールド・クルーシブル内においては誘導加熱、形状制御および電磁攪拌の3つの基

本的機能が現れる。

これらの機能を利用して、従来、コールド・クルーシブルを用いた溶融・凝固法は、チタン合金や太陽電池材料の多結晶シリコンのインゴットのような、化学的に活性かつ高純度を必要とする材料の製造に適用されてきた¹⁰⁾¹¹⁾¹²⁾¹³⁾。

コールド・クルーシブルの特長を集約すると次のようになる。

- ①バッチ処理に比べ装置の小型化が可能であり、グローブボックスやセル内の使用が容易である。
- ②通常の溶融炉に使われる耐火物張りの高温坩堝壁を持たないために、ジルカロイ等の高融点活性金属の溶融においても坩堝の損傷は殆ど認められず、坩堝の寿命が長い。二次廃棄物の発生量が極めて少ない。
- ③低温坩堝壁と溶融金属が電磁気力の作用により一部非接触となるために、装置の維持管理が容易な上、インゴットの品質が優れている。
- ④電磁攪拌により溶融金属とスラグ間の反応が促進され、放射性核種をスラグへ移行させ、溶融除染処理が容易となる。

コールド・クルーシブルは従来の誘導炉にない多くの特徴を持つが、同時に多くの運転パラメータあるいは装置パラメータが存在する。溶融により得られるインゴットが、再利用に適した割れ、偏析等が存在しない健全な表面および内質を有するためには、適正なパラメータを選択することが必要である。主なパラメータとしては、坩堝の構造(スリット数、長さ、間隙)、コイルの配置、湯面の高さ、高周波電源の出力、周波数および引抜き速度等がある。

高温のため計測が困難でかつ電磁場が存在するために、溶融挙動が複雑な系を対象にパラメータの最適化を図ると共に、装置設計を進めるための数値解析が有効な手段になり得る¹⁴⁾。

2.2 コールド・クルーシブル溶融プロセス

RANDECで開発中のMERC溶融試験装置の主要部をFig.2に示す。また、MERC溶融試験装置の主な仕様をTable 1に示す。ここでは予熱用坩堝および溶融坩堝と称する2種類のコールド・ク

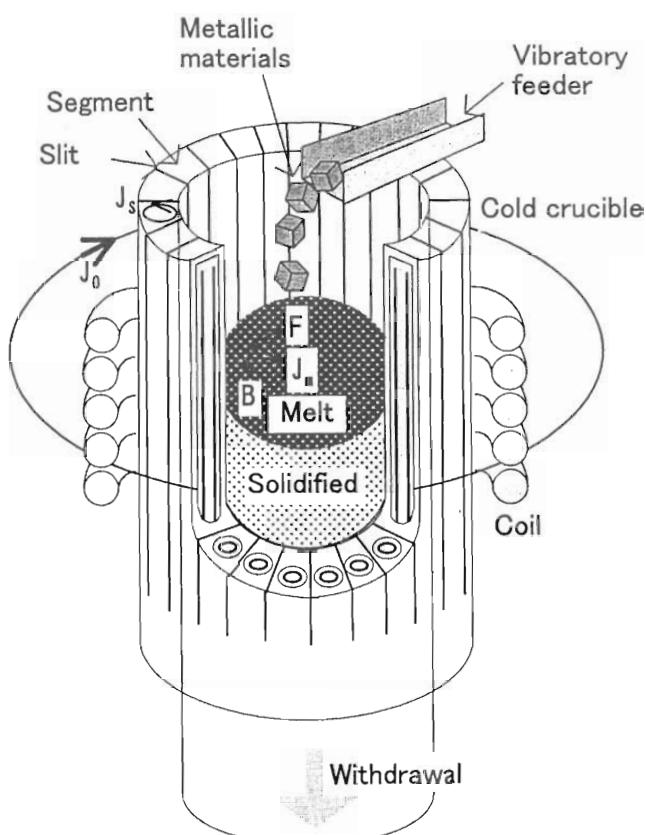


Fig. 1 Example of continuous type of cold crucible

ルーシブルを用いている。予熱用坩堝は出口断面を入り口断面より絞った収斂構造の冷却坩堝である。

解体金属は材料供給チャンバー内に設けられたケージに装入される。ケージは予熱用坩堝の直上まで水平に移動し、下降した後、ケージ底蓋が開いて予熱用坩堝に解体金属が装入される。予熱用坩堝内の解体金属は誘導加熱により昇温、溶融し、下方に位置する溶融坩堝内に流下する。

流下した溶融金属は電磁気力の作用により溶融坩堝の上部において坩堝壁と非接触の状態になると共に、振動フィーダから供給されるフラックスと接触し、スラグは溶融する。

溶融坩堝内ではインゴットが所定の速度で下方に引抜かれるので、やがて溶融金属は冷却された坩堝壁と接触し、固化する。インゴットの品質を高めるため、予熱用坩堝に印加する高周波電源の出力および引抜き速度が調整され、溶融坩堝における湯面高さは高精度に自動制御される。

溶融坩堝内で溶融金属が引抜かれてインゴットが形成された後、インゴットの切断、スラグ剥離などの工程を経て、インゴットはインゴットの搬出チャンバーまで搬送、一時保管される。インゴットが常温まで冷却された後、インゴット吊り上げ装置を用いて、インゴットはチャンバーの外

に取り出される。

一方、コールド・クルーシブルを放射性解体金属の再利用に適用した例は、過去に報告されていないが、仏国CEAではステンレスの燃料被覆管の減容処理を目的に、直径200mm、引抜きインゴット長さ1m(200~250kgに相当)、処理能力約40kg/hのコールド試験を経て、直径60mm、長さ180mm、質量約3.5kgのインゴットを製造するホット試験まで行っている¹⁵⁾。

また、露国VNIINMでは仏国と類似の目的で、ステンレスおよびジルカロイを対象に120mm~280mm長さのインゴットを鋳造する実験を行っている¹⁶⁾。

仏国CEAと露国VNIINMのインゴット製造方法の概略をFig.3に示す。仏国CEAでは誘導コイルを固定し、インゴットを下方に引抜く方法であるが、露国VNIINMでは誘導コイルを上方に移

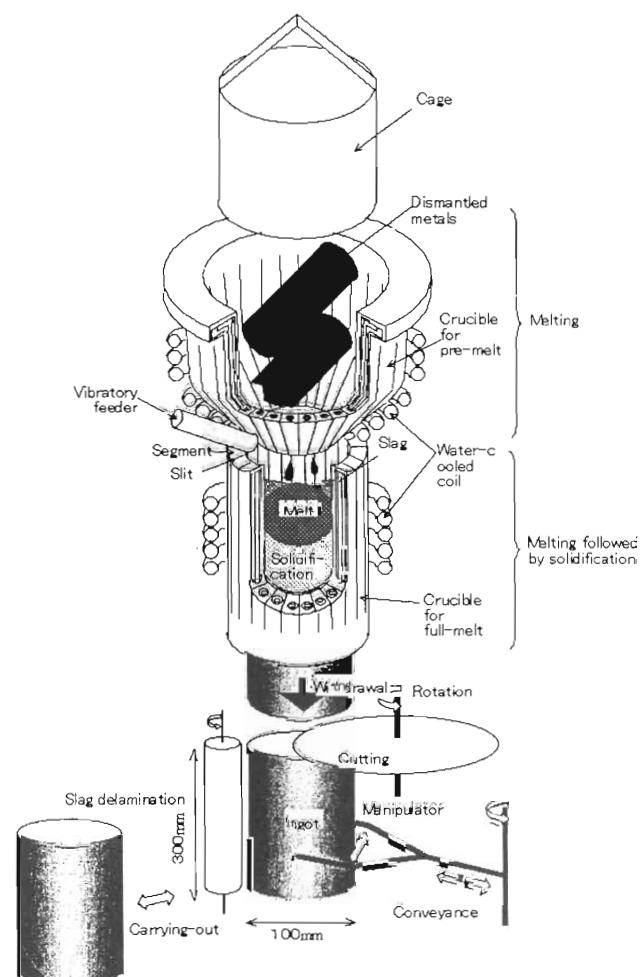


Fig. 2 Major part of testing melt equipment of MERC

Table 1 Major specification of testing melt equipment of MERC

Item		Specification
Object of melt		<ul style="list-style-type: none"> Small metallic chip, such as $\phi 5 \times 10$mm or 10mm square with several mm in thickness Metallic materials that can be supplied in a convergent cage of 220mm square at entrance and 350mm deep
Melting method		Combined melting of pre-melt and full-melt
Withdrawal of ingot	Length	Approximately 300mm
	Velocity	1~15mm/min
Melting atmosphere		Ar gas
Treatment of exhaust gas		<ul style="list-style-type: none"> Gas cooler Re-usable bag filter Medium efficiency particulate air filter High efficiency particulate air filter
Cutting of ingot		Rotary hard metal saw
Delamination of slag		Rotary brush
Conveyance of ingot		<ul style="list-style-type: none"> Manipulator Maximum mass of conveyance: 40kg
Electric power for pre-melting	Maximum output	300kW
	Frequency	15kHz
Electric power for full-melting	Maximum output	150kW
	Frequency	25kHz

動し、インゴットを定期的に取り出す方法を採用している。どちらもインゴットの取り出しがバッチ方式であり、連続的な処理には向いていない。

3. 溶融除染効果

解体金属の再利用を進めるためには解体金属から放射性核種を分離・除染することが重要な因子の一つである。

3.1 溶融除染原理

溶融した汚染金属にフラックスを添加し、特定の元素を溶融フラックスに移行させることは熱力学的に可能である。これは、Fig.4に示すように、分離元素（例えばU）と回収元素（例えばFe）の酸素などに対する親和力の差に着目し、分離元素を酸化などした後、添加されたフラックスとともにスラグ化し、金属中の分離元素をスラグとして回収元素から分離するものである。

酸化剤としては、酸素に対する親和力が分離元素と回収元素の中間に位置する元素（例えば SiO_2 ）を選択する必要がある。なお、分離元素の中で揮発性の高い元素（例えばCs、Zn）は溶融過程で回収元素から分離して排気ガスに移行する傾

向がある。

3.2 コールド試験

ステンレス金属にCo、Sr、Hf、Ce、Cs、Znの各模擬トレーサを添加すると共に、アルミナ、シリカ、ライムなどを主要成分とする酸化物系のフラックスを添加してインゴット、スラグ、その他（ダスト）に移行する割合（分配）についてコールド試験を行った。なお、Hf、Ceはそれぞれ、PuおよびUを模擬するトレーサである。

試験装置としてはFig.2に示す溶融試験装置を用いた。その際、予熱用坩堝は用いず、溶融に必要な材料は全て振動フィーダから供給した。コールド試験ではトレーサ添加試験（溶融除染試験1）の他に、溶融除染試験1で得られたインゴットの再溶融除染に関する試験（溶融除染試験2）も行った。

インゴットからドリル穿孔で回収した金属試料およびインゴットの表面から回収したスラグを対象に誘導結合型プラズマ質量分析装置（ICP-MASS）による元素分析を行った。溶融除染試験1および2におけるCo、Sr、Hf、Ce、Cs、Znの各模擬トレーサのインゴット、スラグおよびダス

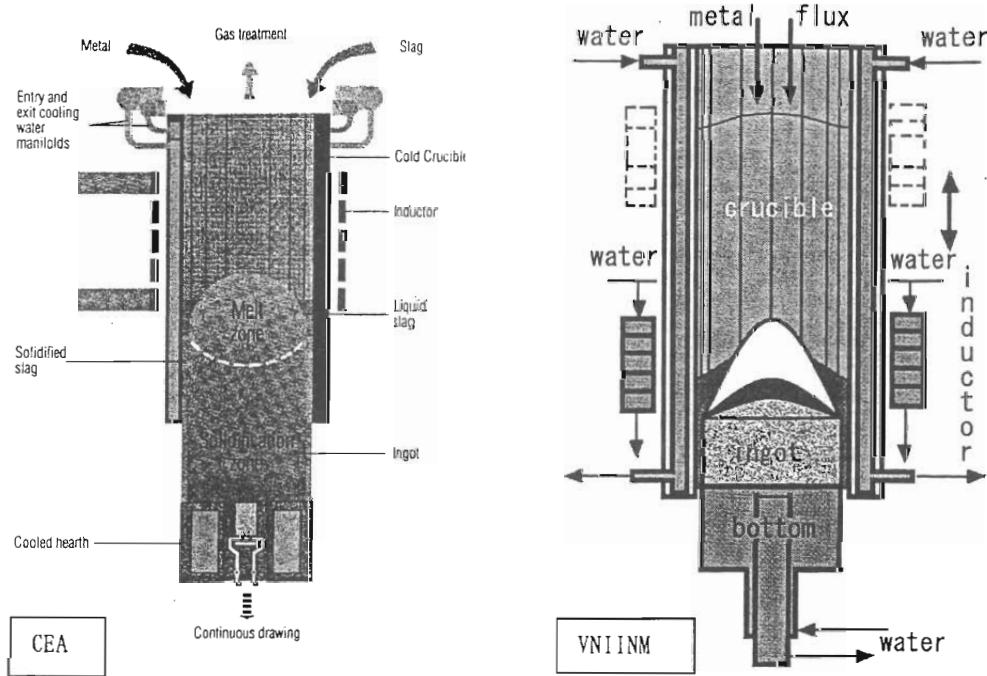


Fig. 3 Models of the cold crucible used in CEA and VNIINM

トにおける分配結果を Fig.5 に棒グラフで示す。また、添加トレーサからインゴットおよびスラグに分配されたトレーサの残りをダストへの移行量とした。

Fig.5 から、酸化物生成標準自由エネルギーが

Feに近いCoはインゴット、FeおよびSiより低いSr, Hf, Ceはスラグへ、低沸点のCs, Znはダストへ多く分配される傾向にあることがわかった。インゴット中のHfおよびCeの除染係数DFを(1)式で定義すると、除染係数は3000程度のオーダーになる。

$$DF = \frac{\text{試験中に添加したトレーサ}}{\text{インゴットに残留するトレーサ}} \cdots \cdots (1)$$

溶融除染試験2では、再溶融除染を行った場合、スラグ除染が難しいと考えられているCoは、インゴット中の分配比が0.97から0.94に3%程度下がることがわかる。また、Sr, Hf, Ceは分析限界値以下であり、再溶融除染の効果は確認できなかった。

3.3 ホット試験

ペレット状のステンレス材料を溶融引抜きする際に、フラックスと共にカプセルに封印したUO₂F₂ (弗化ウラニル) をトレーサとして添加し、Fig.2 に示す溶融試験装置を用いてホット条件での溶融除染試験を行った。試験は、約18kgのインゴットに対して、UO₂F₂のトレーサをそれぞれ、0.3g および 3.0g 添加した二条件とした。

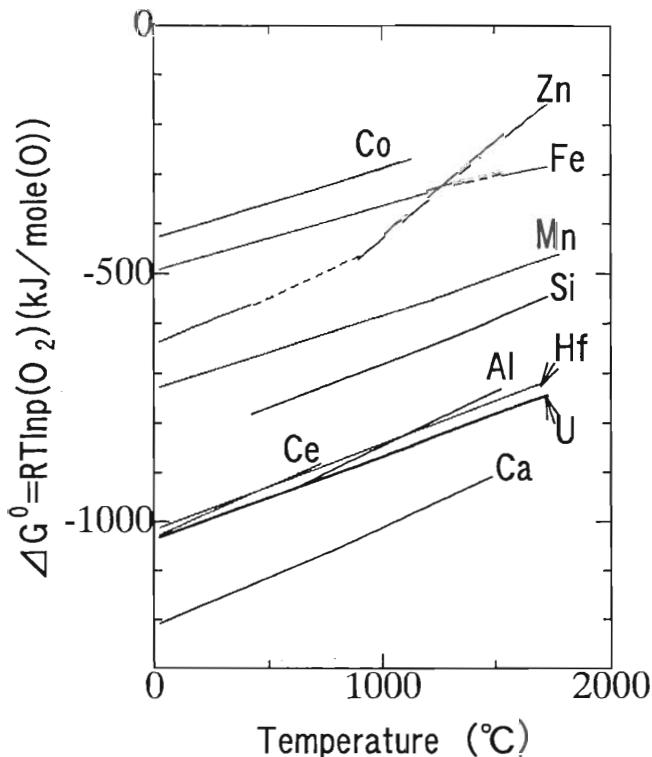
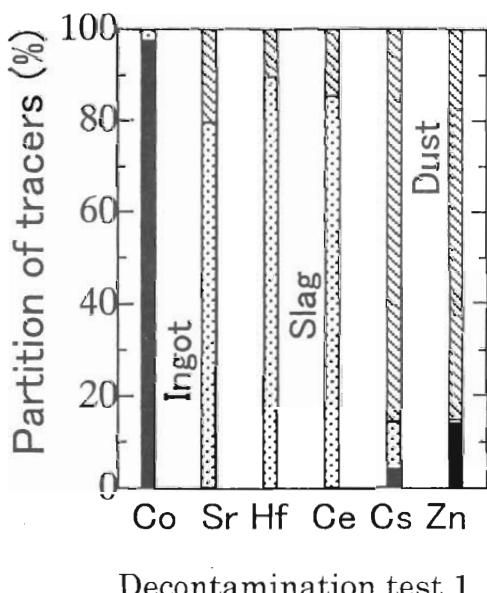
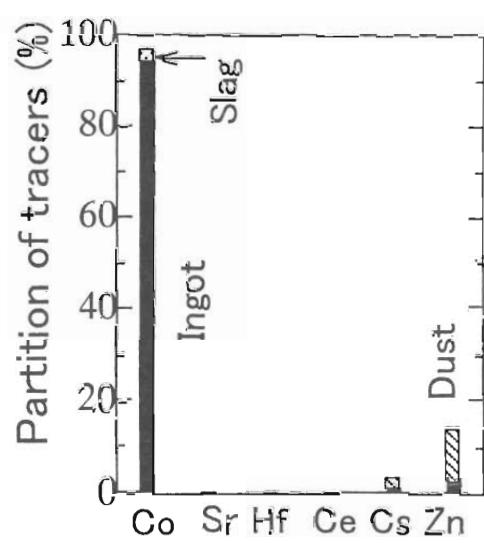


Fig. 4 Standard free energy of oxidation



Decontamination test 1



Decontamination test 2

Fig. 5 Partition of tracer among ingot, slag and dust

その結果得られたインゴットに含まれるUの分析結果をTable 2に示す。(1)式で定義したUの除染係数DF_Uとしては最大1000程度の値が得られた。その際、市販のペレット状のステンレス材料に微量に含まれるUはDF_Uの値を高める方向に作用するが、その数値は現時点では明らかでなく、今回はゼロとした。インゴット中のU-238レベルは 10^3 Bq/gのオーダーであり、今後、引き続き行うトレーサ試験によりデータを蓄積する予定である。

なお、CEAでコールド・クルーシブルを用いて、ステンレス製燃料被覆管を溶融処理した例では、 α 放射能の0.1%以下がインゴットに残留、95.2%がスラグに移行したと報告しており、除染係数はおよそ1000以上に相当するものと考えられる¹⁷⁾。

4. 溶融対象金属の拡大試験

原子力施設ではステンレス鋼が多用されているが、Table 3に示すようにステンレス鋼以外に、高融点金属(Mo、Zr、Ti)、活性金属(Al、Ti、Ni基合金)、その他の有用金(Cu、Pb)など、多様な金属が使われている。内径約100mmの溶融坩埚を用いてステンレス鋼を含む複数の金属種を対象に溶融引抜き試験を行った。その結果をTable 4に示す。

試験を行った処理材料は、Moを除いて、溶融引抜きが可能であった。Moは表面の一部を溶融することができたが、他の金属のように上部全体が溶融して、ドーム状に隆起する現象は認められなかった。その理由として、試験に使用した高周波電源の出力が、150kWでは出力不足であることを数値解析の結果から確認した。

低融点金属のPb、Alは、印加電力が大きい場合は湯漏れを防止するため、高周波電源出力を適切に管理する必要がある。Cuは融点が特に高いわけではないが、電気伝導度が高く、熱伝導に優れているため、溶融に必要な電力はMoを除く他の金属に比べて大きく、炭素鋼、Ni基合金、Zr、Ti

Table 2 Decontamination effect of U

Mass of UO_2F_2 added during test [g]	Concentration of U in a specimen [ppm]	Mass of U contained in ingot [mg]	Decontamination factor DF _U	Activity of ingot [Bq/g]
0.3	0.098	1.76	130	1.2×10^{-3}
3.0	0.125~0.654	2.25~11.7	195~1022	$1.6 \times 10^{-3} \sim 9.1 \times 10^{-3}$

はステンレスと類似の溶融挙動を示した。

このように、MERCプロセスは処理対象金属の種類を拡大する上で自由度の高い事がわかる。

5. 坩埚構造試験

コールド・クルーシブル法によって製造されるインゴットは、溶融坩埚の形状や寸法によってその形も変わる。これは、解体金属をどのような製品として再利用し、かつ二次溶融しないで済むようなインゴットを得るかにかかわる課題である。

そこで、インゴットの加工性を考慮して、坩埚内径が100mmと140mmの円形坩埚と、内寸法が50mm×110mmおよび50mm×170mmの平形坩埚の4種類を試作した。円形坩埚からはパイプなどへの加工を想定した円形断面ペレットが、また平形坩埚からは板などへの加工を想定した長方形断面インゴット(スラブ)が得られる。

解体金属を模擬する材料として、ステンレス鋼製のペレット状小片(Φ5mm×10mm)およびパイプ(Φ20mm×500mm)を用いた。

初めに坩埚内に挿入するダミー材として、ステンレス鋼製母材を坩埚底部の開口部より、坩埚内で溶融するために適正なレベルまで挿入した後

Table 3 Various metals used in MERC test

Metal species	Used form of metals
Mo	Sintering furnace
Carbon steel(SS400)	Structural materials
Ni based alloy(Alloy690)	Steam generator
Zr	Hull
Pb	Shielding materials
Stainless steel(SUS304)	Piping, valves, glove box
Al	Mechanical parts,
Cu	Electrical wire
Ti alloy	Mechanical parts, Resolver

Table 4 MERC test results for the melting of various metals

Metal species	Necessary power for the beginning of melting [kW]	Applied power [kW]	Melting temperature [°C]	Density [g/cc]	Linear expansion coefficient [μ/K]	Electric conductivity [MS/m]
Mo	>150	150	2617	10.22	5	19
Carbon steel (SS400)	90	100	~	7.86	12.1	10
		110				
Ni based alloy (Alloy690)	90	100	1371~1427	8.43	12.1	0.82
Zr	120	120	1852±2	6.51	5.2	2.5
Pb	20	20~40	327.5	11.35	29	4.8
Stainless steel(SUS304)	90	110	1427	8.02	17.3	1.4
Al	45	50	660	2.70	25	37.7
Cu	115	120	1083.4±0.2	8.96	16.6	59.9
Ti	90	100	1660±10	4.54	8.5	2.4

に、チャンバー内の雰囲気をArガスで置換した。次に、誘導コイルに電力を印加して母材を溶融させた後、さらに印加電力を増加し、電磁気力によって溶融した母材をドーム形状に隆起させた。

溶融金属は電磁気力の影響により、その上面側で冷却坩堝内壁と非接触状態となるため熱効率が向上する。

母材が溶融した後、ペレット状あるいはパイプ状の金属材料を振動フィーダーあるいはリニアフィーダーを介して、坩堝上部の開口部からドーム状に隆起した溶融金属（溶湯ドーム）上に供給した。また、所定量のフラックスを振動フィーダーを介して供給した。

電磁気によるピンチ力で隆起した溶湯ドームは、ドーム高さの最適化およびフラックスの添加により安定化する。

また、坩堝壁面のスリットは、隙間0.2mm未満に精度良く加工されており、かつ溶融スラグが優先的に隙間に流入するために、スリット隙間への溶融金属の差込みは発生しない。

試験中は、引抜き速度および金属材料の供給速度を制御することによってドーム高さを一定の値に維持し、溶融・凝固の連続処理過程を経た後、インゴットを取り出す。

解体金属の再利用において、処理された材料の加工性あるいは十分な除染効果を得るために、インゴットの品質を確保することが重要である。たとえば、インゴットの引抜き中に表面割れが発生し、その割れの隙間に溶融スラグが差し込むと、インゴットからスラグを容易かつ確実に除去することが困難になるからである。

溶融引抜き条件として、溶湯ドームの高さ、引抜き速度および印加電力を最適化した結果、最大質量約37kgの健全なインゴットが得られた。直径100mmおよび140mmで300mm長さに切断したスラグ剥離後の円形断面インゴット表面の外観および引抜き方向に沿った縦断面凝固組織をFig.6に示す。また、Fig.7には、円形断面インゴット（φ140mm）および平形状インゴット（170mmx50mm）を連続的に溶融・凝固するための冷却坩堝を示す。

インゴットの表面は平滑であり割れの発生が認められず、残存スラグが容易に除去可能であると

予測される。実際に、インゴット表面に付着したスラグの一部は冷却中のインゴットの熱収縮により自然に剥がれ、一部は簡単な衝撃を与えることにより容易に剥離できた。このように、本プロセスでは、表面品質が健全なインゴットが得られ、汚染核種の濃縮したスラグを除去する事により、容易に除染が行われるものと考えられる。

供給材料は完全に溶融しており、インゴットはスラグを含有していないことが縦断面の凝固組織からわかる。凝固組織に認められる線状の模様は、拔熱流束の方向を表すと考えられる。これらの線状模様の観察から、凝固の初期と末期を除いて、拔熱流束はインゴット表面近傍では水平であるがバルク中で徐々に上向きに曲げられ、インゴット中心軸上では垂直になっていることがわかる。

直径約100mmの円形断面のインゴットを対象に、ステンレスの主要元素であるFe、Cr、Ni、Mnについて、引抜き方向に沿ったインゴット内部の元素の分布をFig.8に示す。インゴット内部に引抜き方向に沿うマクロ偏析は認められない。溶融材料の組成が変化する場合は、引抜きに伴って当然インゴットの組成も変わる。しかし、溶湯プールの深さの内部では均一であり、半径方向で元素分布が均一なことを確認している。インゴットにおけるCu濃度は、供給材料の初期濃度と同等であり、銅製の冷却坩堝が全く腐食または損傷しないことが確認された。

この様に、MERCプロセスでは、坩堝の形状を変えることによって再利用に適した形状のインゴットが得られることが確認できた。

円形断面インゴットおよび平形断面インゴットを対象に、印加電力と引抜き速度の関係をFig.9に示す。図中、黒塗りと白抜きの記号はそれぞれ、溶融引抜きが可能であった条件と、不可能であった条件を示す。図中破線で示すように、印加電力の増加と共に溶融引抜き可能な速度の上限は増加する。破線の傾きは円形断面インゴットの場合よりも平形断面インゴットの場合の方が大きい。インゴットの周囲長さに対する断面積の割合に関する比拔熱量の大きい方が傾きが大きいようである。

Fig.9からMERC溶融試験装置の処理速度を評

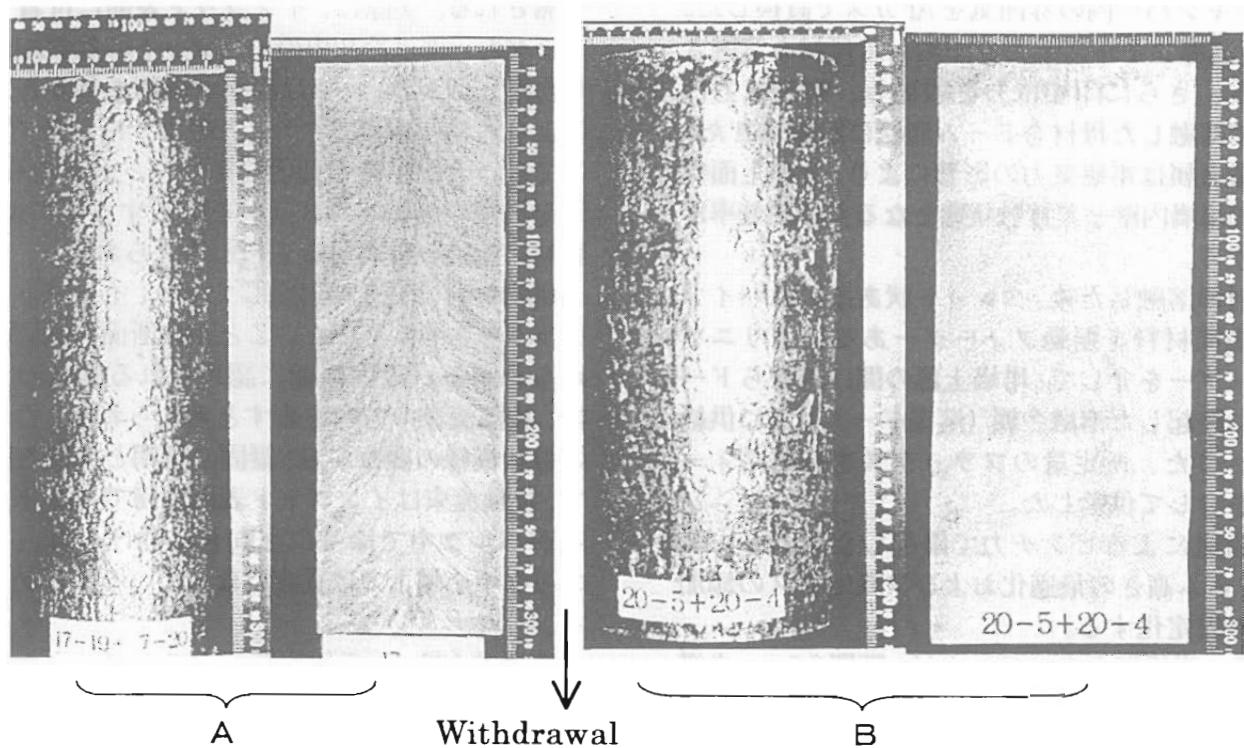


Fig. 6 Surface and etched macro structure pattern of round ingots continuously cast by MERC.
A : $\Phi 100\text{mm} \times 300\text{mm}$, B : $140\text{mm} \times 300\text{mm}$

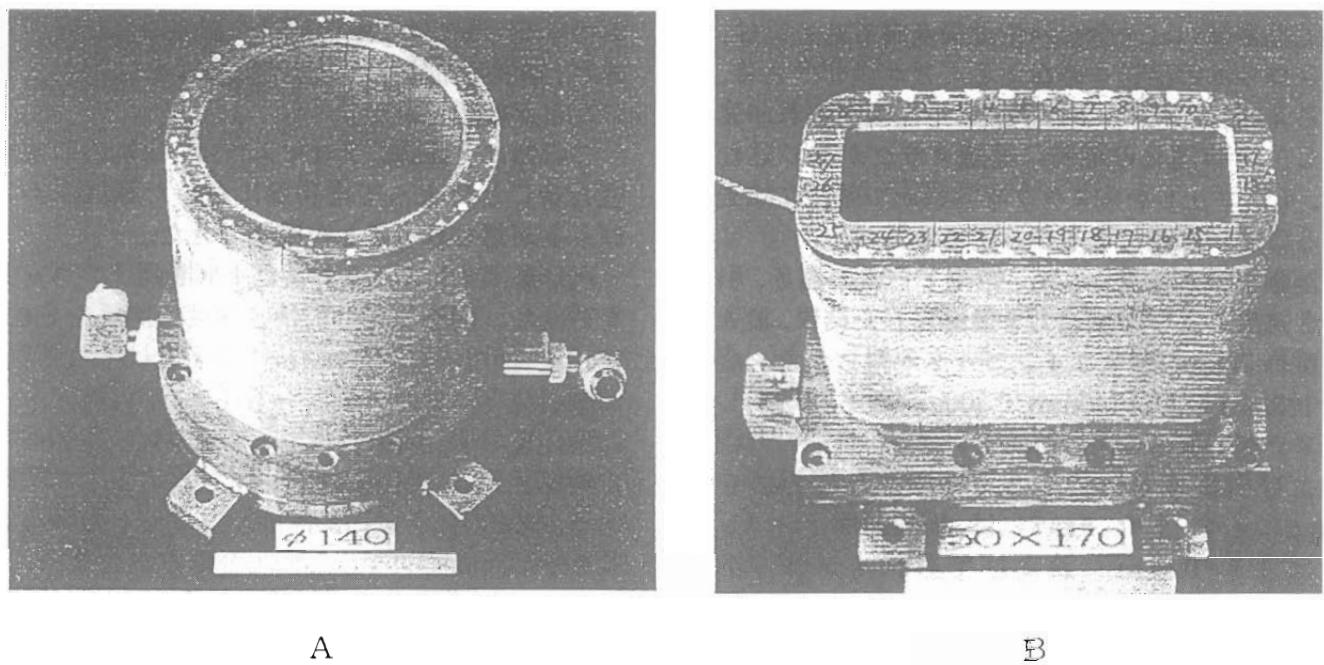


Fig. 7 Cold Crucibles for Melting round ingots and rectangular slabs.
A : $\Phi 1140\text{mm}$, B : $50\text{mm} \times 170\text{mm}$

価した。その結果をTable 5に示す。円形断面で拔熱に関する比表面積が小さい直径100mmのインゴットの場合、処理速度は0.35kg/kWhと評価された。

6. ホット試験のための溶融試験装置の改造

ホット試験を行うために改造したMERC溶融試験装置の概要をFig.10に示す。コールド試験で用いたFig.2の溶融試験装置との主な相違点は以下の通りである。

- 1) 全体をチャンバーで覆い、減圧維持により放射性物質の飛散を防止する。
- 2) グローブおよびバッgin、バッgアウト用ポートを設置し、解体金属の供給、イン

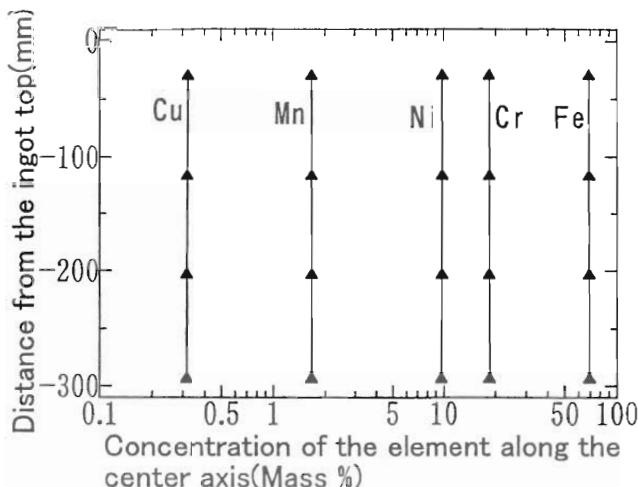
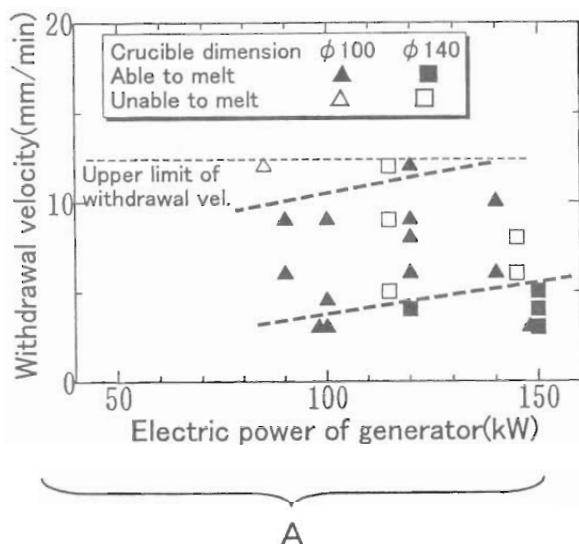
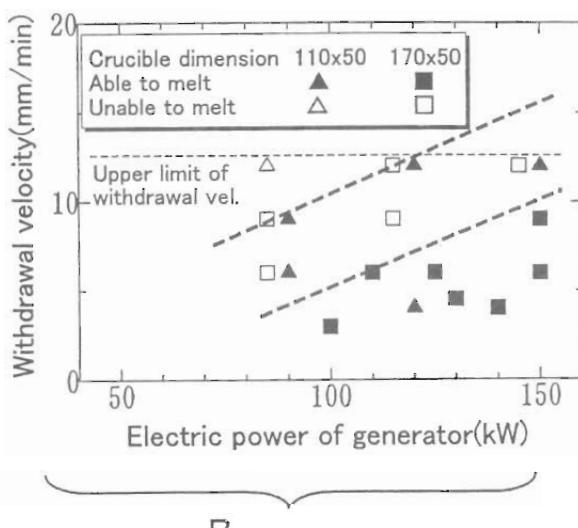


Fig.8 Longitudinal distribution of the element



A



B

Fig.9 Relation between applied electric power and withdrawal velocity

ゴットおよび分析サンプル（切断屑、スラグ）の取り出しを行う。

- 3) 予熱用坩堝の保守点検を行うチャンバーを設置する。
- 4) インゴット切断用工具交換用のチャンバーを設置する。
- 5) インゴットの寸法等測定、写真撮影、分析サンプル採取等を行いうインゴット測定チャンバーを設置する。

このような改造を行った結果、ウランを使用するトーレサ試験を行うことができた。

7. 技術の発展

MERCプロセスにおけるコールド・クルーシブルの成型機能を利用すれば、将来の発展形態として再利用品に近い半製品を直接鋳造することが期待できる。一例として、二重坩堝を用いる半製品製造プロセスの概念をFig.11に示す。

従来のコールド・クルーシブルの内部に内径の小さいコールド・クルーシブルを同軸状に配置した構造であり、中空円筒状インゴットを直接鋳造

Table 5 Treatment rate of stainless steel by MERC

Ingot dimension	Withdrawal velocity [mm/min]	Applied electric power [kW]	Treatment rate [kg/kWh]
φ100mmx300mm	12	130	0.35
φ140mmx300mm	4	150	0.25
110 mm x50 mmx300mm	12	120	0.26
170 mm x50 mmx300mm	9	150	0.22

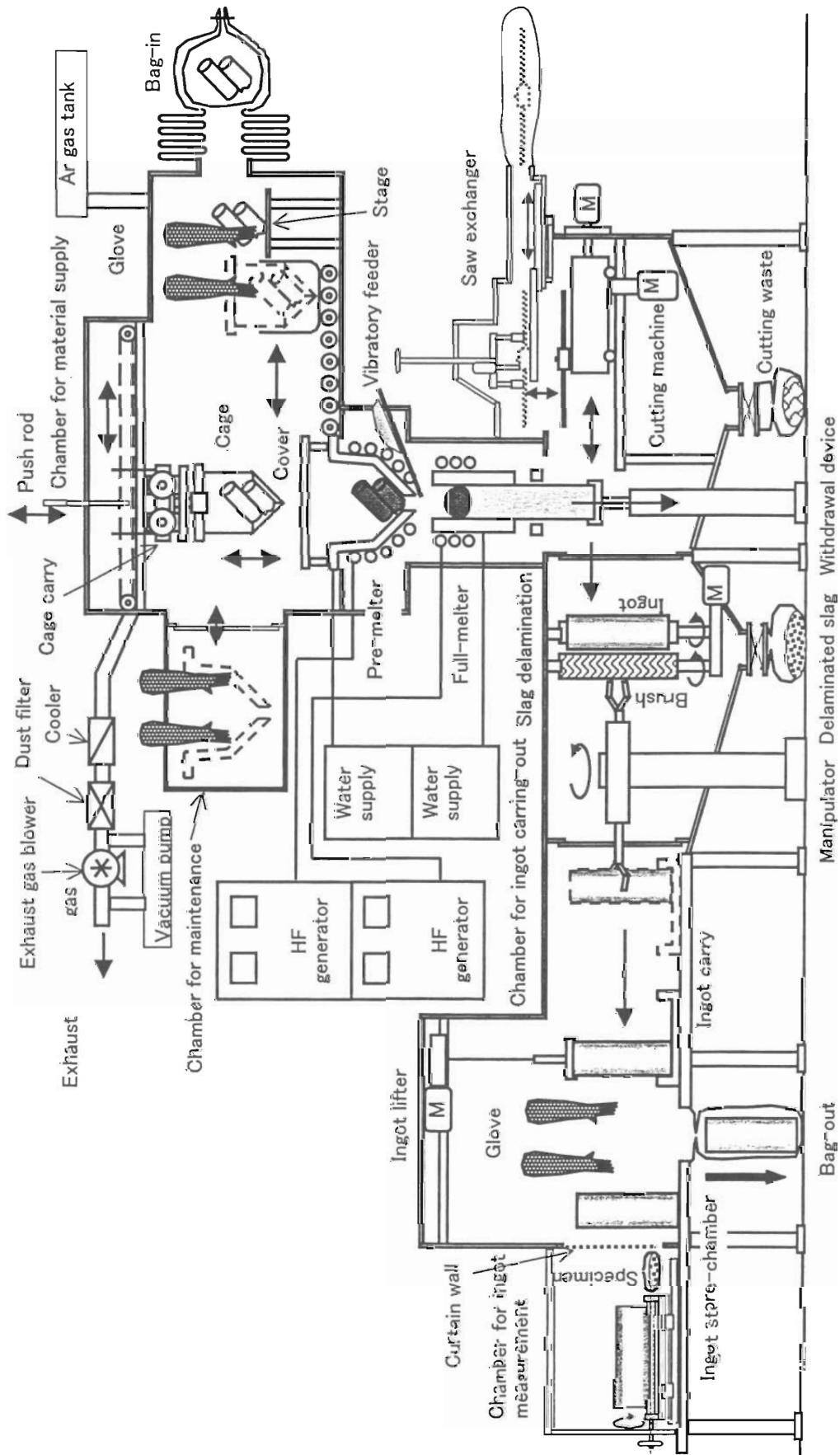


Fig.10 Schematic view of MERC equipment used for hot test

する。このため、円形断面あるいは平形断面のインゴットに比べて、インゴットを製造した後の再利用品への加工工程の内、いくつかの工程が省略される特徴を有する。解体金属から、コンテナ容器などの再利用品に近い形状のインゴットが直接製造できることが期待される。

8. あとがき

処理装置の規模が大きくなると、処理装置そのものが放射性廃棄物の対象となる。再利用のためには、極力二次廃棄物の発生量の少ない処理技術を採用することが望まれる。この観点から、コールド・クルーシブル溶融技術は有用であり、今後の試験を通じて、経済性に見合った処理能力を確保することが必要になるものと考えられる。

処理装置をコンパクト化することにより、規模の小さい原子力施設への導入が可能となり、サイト内または近隣原子力施設への移設が期待できるものと考えられる。

コールド・クルーシブル溶融技術は、今後、溶融除染データが蓄積され、近い将来制定が期待されているクリアランスレベルとの比較評価が可能になることで、更に再利用技術として有用なものになるものと考えている。

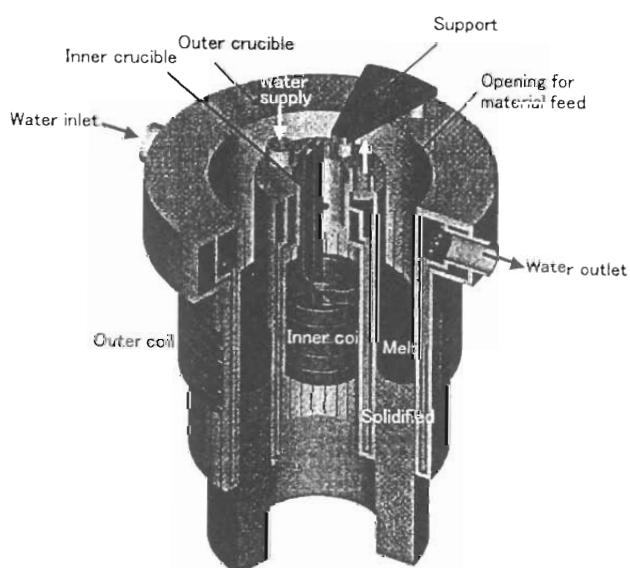


Fig.11 Annular type cold crucible

文 献

- 1) Y.Nakamura,K.Obara,Y.Tsuji,R.Haun and R.Eschenbach,"Cobalt and Cesium Volatility Test in Plasma Arc Centrifugal Treatment" :Incineration Conference Houston (1995).
- 2) H.Nakamura, K.Kanazawa and K.Fujiki,"R&D on Melting of Radioactive Metal Wastes at JAERI" :The 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering,4 (1995),1785.
- 3) S.Abe, M.Yamamoto, S.Morishita, K.Kimura, K.Takahashi, A.Umemura, D.Sakurai and S.Iiboshi,"Demonstration Test on Manufacturing 200L-Drum Inner Shielding Material for Recycling of Reactor Operating Scrap Metal": 1994 Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, (1994), M27.
- 4) 中村 寿、平林 孝園,"放射性金属廃棄物の限定再利用技術開発 - 廃棄物収納容器鋳造試験-",日本機械学会,第6回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(1998-11-10,11川崎), 371.
- 5) 石倉 武、最首貞典、阿部清治、梅田高照、"解体廃棄物金属の再利用技術開発",日本機械学会,第6回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(1998-11-10,11川崎), 365.
- 6) M.Sappok,"Experience with the melting of beta-gamma radioactive metals at SIEMPELKAMP foundry",Technical Seminar on Melting and Recycling of Metallic Waste Materials from Decommissiong of Nuclear Installations, Krefeld, Germany, October 26-29(1993),67.
- 7) 鈴木正啓、田中 努、池永慶章、"コールド・クルーシブルによる解体金属の溶融技術について",デコミッショニング技報,16(1997),58.
- 8) 鈴木正啓、鶴巻邦輔、秋山孝夫、福村信男、吉田直嗣、田中 努、池永慶章、"解体金属の再利用を対象とするM E R C技術",日本機械学会,第6回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(1998-11-10,11川崎), 377.
- 9) German Pat.518499, Siemens & Halske Akt-Ges. In Berlin-Siemensstadt,"Verfahren zum Schmelzen schworschmelzbarer Metalle, insbesondere von Tantal, Wolfram, Thorium

- oder Legierungen dieser Metalle in einem wassergekühlten Behälter", Jan.29(1931).
- 10) P.G.Clites, "The Inductoslag Melting Process" : Bulletin of the United States Bureau of Mines, 673(1982),1.
- 11) T.Tanaka,A.Kuroda and K.Kurita,"Continuous casting of Titanium Alloy by an Induction Cold Crucible",ISIJ Int.,32(1992),575.
- 12) K.Kaneko,T.Misawa and K.Tabata, "Cold Crucible Induction Casting of Semi-Conductor Silicon" :Proceedings of The Sixth International Iron and Steel Congress,Nagoya,ISIJ,4(1990),254.
- 13) M.Garnier, I.Leclercq, P.Paillere and J.F.Wadier, "The Cold Crucible Continuous Casting Process Applied to Titanium Scrap Melting" :Proceedings of The Sixth International Iron and Steel Congress,Nagoya,ISIJ,4(1990),260.
- 14) T.Tanaka,K.Kurita and A.Kuroda, "Liquid Metal Flow Coupled with Heat Transfere in a Cold Crucible Confined by Free Surface and Solidification Front", ISIJ Int.,31(1991),1416.
- 15) N.Jacquet-Francillon,A.Jouan,J.P.Moncouboux and C.Sombret,"Melting:A Promising Technique for Processing Metallic Decladding Materials from Irradiated Nuclear Fuels",Mineral Processing and Extractive Metallurgy Review,10(1992),165.
- 16) V.G.Pastushkov, A.V.Molchanov, V.P.Serebryakov, T.V.Smelova, I.N.Shestoperov, "Technology and Equipment based on Induction Melters with Cold Crucible for Reprocessing Active Metal", Atalante 2000, Montpellier, France, Posters session P4.22.
- 17) R.Piccinato,J.P.Ruty,R.Caraballo,N.Jacquet-Francillon,"Compactage par fusion haute température des déchets de gaines actives en creusets froids",Commission des Communautés européennes(1993).

高温ガス炉臨界実験装置「VHTRC」の廃止措置

竹内素允^{*1}、中嶋勝利^{*1}、福村信男^{*2}、中山富佐雄^{*2}、大堀秀士^{*3}

Decommissioning of VHTRC

Motoyoshi TAKEUTI^{*1}, Katutoshi NAKAJIMA^{*1}, Nobuo FUKUMURA^{*2},
Fusao NAKAYAMA^{*2}, Hideshi OHHORI^{*3}

JAERI modified the Semi-Homogeneous Experimental Critical Assembly (SHE) which had been used for reactor physical experiments of graphite moderated reactor since January 1961 to the Very High Temperature Reactor Critical Assembly (VHTRC) in 1985 in order to carry out nuclear safety evaluation etc. for the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). Since HTTR, which was constructed in the Oarai Research Establishment, achieved criticality in November 1998, JEARI decided to decommissioning VHTRC in 1999.

The decommissioning project is planned to perform in two stages. At the first stage sampling and analysis were carried out for comparison of calculated results. Following these activities, reactor instruments, reactor control system and reactor itself were dismantled. The first stage was completed in FY2000. At the second stage, radiation shielding blocks and reactor building will be dismantled completely to green field conditions. These activities will be carried out after the clearance level is legislated in Japan.

The first stage activities, which are the site characterization, radioactive inventory evaluation, surface contamination measurements for releasing the control room and the machine room from radiation controlled area to unrestricted area, neutron activation estimation on the basis of theoretical calculations, sampling and analyses of reactor components, and dismantling of reactor etc., are described in this report.

1. はじめに

日本原子力研究所東海研究所は、1961年1月から1982年10月まで半均質臨界実験装置(SHE)によって黒鉛減速炉の炉物理実験を行ってきた。このSHEは、大洗研究所の高温工学試験研究炉(HTTR)の詳細な核的安全性などの検証を行う目的で改造され、1985年から「高温ガス炉臨界実験装置」(VHTRC, 熱出力10W)として、実験に供されてきた。大洗研究所に建設されたHTTRは、1998年11月に初臨界を達成し、臨界特性試験が

完了したのを機会に、VHTRCは所期の目的を達成したとして、2000年3月17日、科学技術庁に解体届を提出した。

VHTRCは出力が小さく、残存放射能が無視できる程度であることから、極力、所内での再利用あるいは産業廃棄物として処分する方針とした。解体工事は2段階に分け、第1段階では、まず、原子炉の機能停止に係る制御設備と計装設備の電源開放及び残存放射性物質評価のための試料採取を行い、次に、原子炉本体周辺の機器類、制御材駆動設備及び原子炉本体の解体撤去を行い、2000年

*1 日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部

*2 (財) 原子力研究バックエンド推進センター (RANDEC)

*3 太平電業株式会社

度中に完了した。

第2段階は、放射線遮蔽体及び炉室建屋の解体撤去であり、現在、国において検討が行われているクリアランスレベルに関する法令の施行後に実施する計画で、2002年以降に更地化の予定である。

本報告では、第1段階の解体工事で行われた施設特性評価、物量評価、一部管理区域解除のための表面密度測定、試料分析と計算による放射化放射能評価及び原子炉本体等の撤去工事について述べる。

2. 高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）の施設概要

2.1 施設の概要

高温ガス炉臨界実験装置（以下、VHTRCと記す）の施設概要をFig.1に示す。

VHTRCは、炉室、制御室、燃料貯蔵室、機械室などから構成されている。

炉室には、VHTRC本体、架台駆動装置、制御安全棒駆動用空気圧縮機、中性子源装置などが配置され、炉室全体は、遮へい壁で囲まれている。制御室には、制御盤、モニタ盤、パルス中性子発生

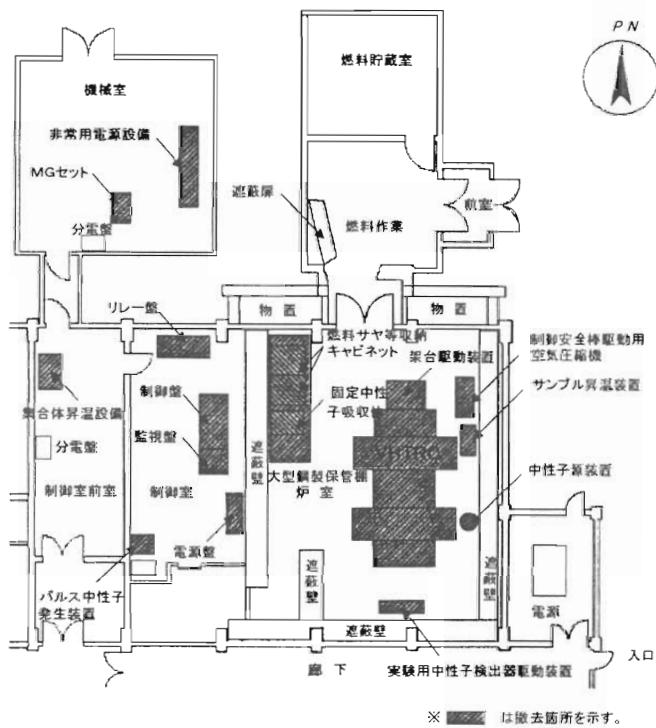


Fig. 1 VHTRC plane view

装置などが配置されている。

これらで構成される各室の内、放射線管理区域作業に係る解体工事は主に炉室を使用し、資材及び放射性廃棄物の搬出入経路としては、燃料作業室と前室を使用した。

2.2 原子炉の構造と機能

VHTRCの構造と特徴は以下のとおりである。VHTRCの外観をFig.2に、概略構造をFig.3に示す。

- (1) 炉心は2つの黒鉛集合体から構成された水平二分割型でそれぞれ炉心黒鉛ブロック並びに反射体黒鉛ブロックを積み上げた平径約2.4m、軸長約1.2mの横置六角柱状をしている。
- (2) 炉心黒鉛ブロックは、被覆粒子燃料コンパクトを黒鉛製のさやに封入した燃料棒の他、可燃性毒物棒等が装荷できる構造になっている。
- (3) 反射体黒鉛ブロックは、炉心昇温用電気加熱器の他、放射線検出器等が装荷できる構造になっている。
- (4) 運転時には固定側集合体に移動側集合体を密着させる。反応度制御は2本の制御棒によって行う。この他、緊急時の反応度制御に用いる6本の安全棒と架台分離機能がある。
- (5) 最高熱出力は10Wであり、炉心の温度依存性を検証する必要性から、炉心の最高温度を210°Cまで昇温できる。

3. 廃止措置計画

VHTRCの解体工事は、前述したとおり2段階に分けて行う。第1段階では原子炉の機能停止に係る措置、原子炉本体等の解体撤去を行う。第2段階では、放射線遮へい体、原子炉建屋等の解体撤去を行い、跡地は更地化する予定である。VHTRC廃止措置の全体計画をTable 1に示す。

第1段階は、Table 2に示す工程で行い平成12年度中に完了したので、これに関して行った活動について述べる。

4. 施設特性評価

第1段階の一つとして、放射能に関する評価のための施設特性調査を行った。この特性調査は、

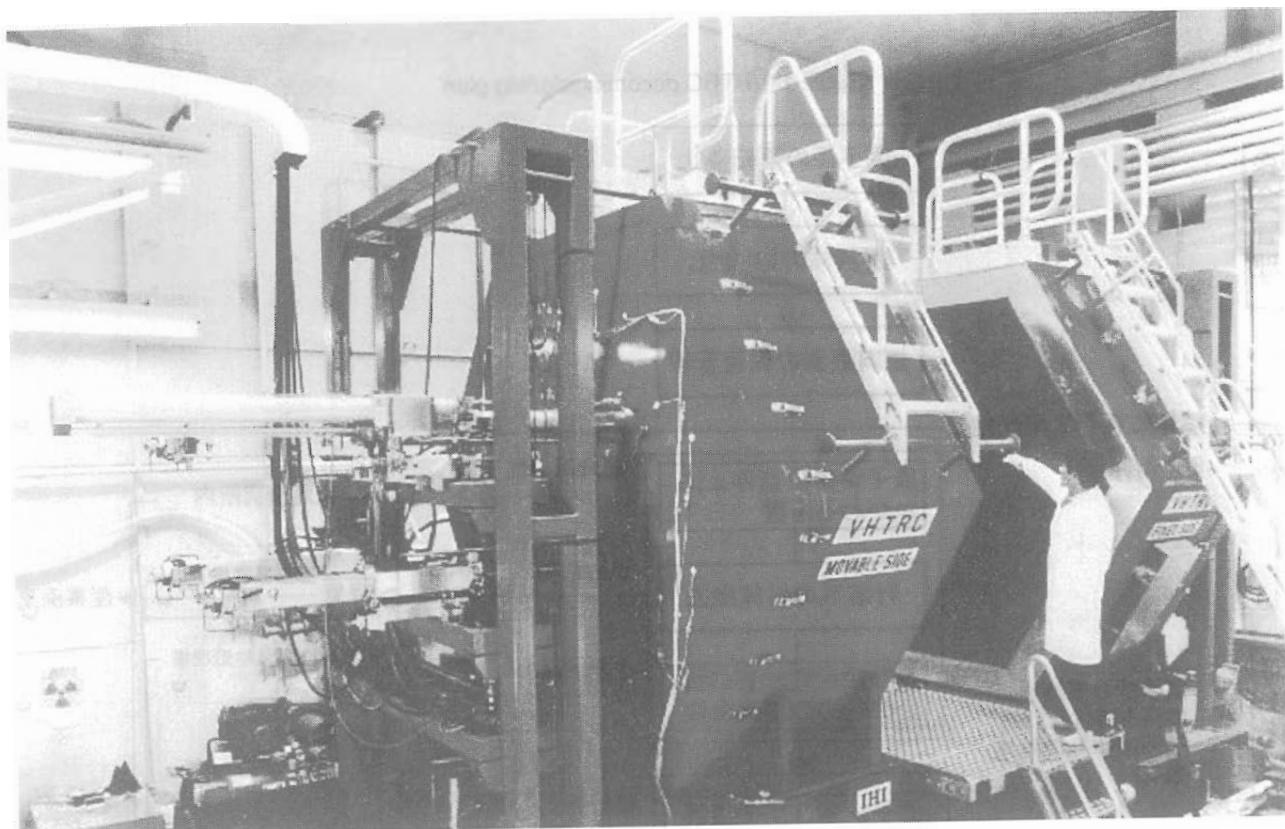


Fig. 2 External appearance

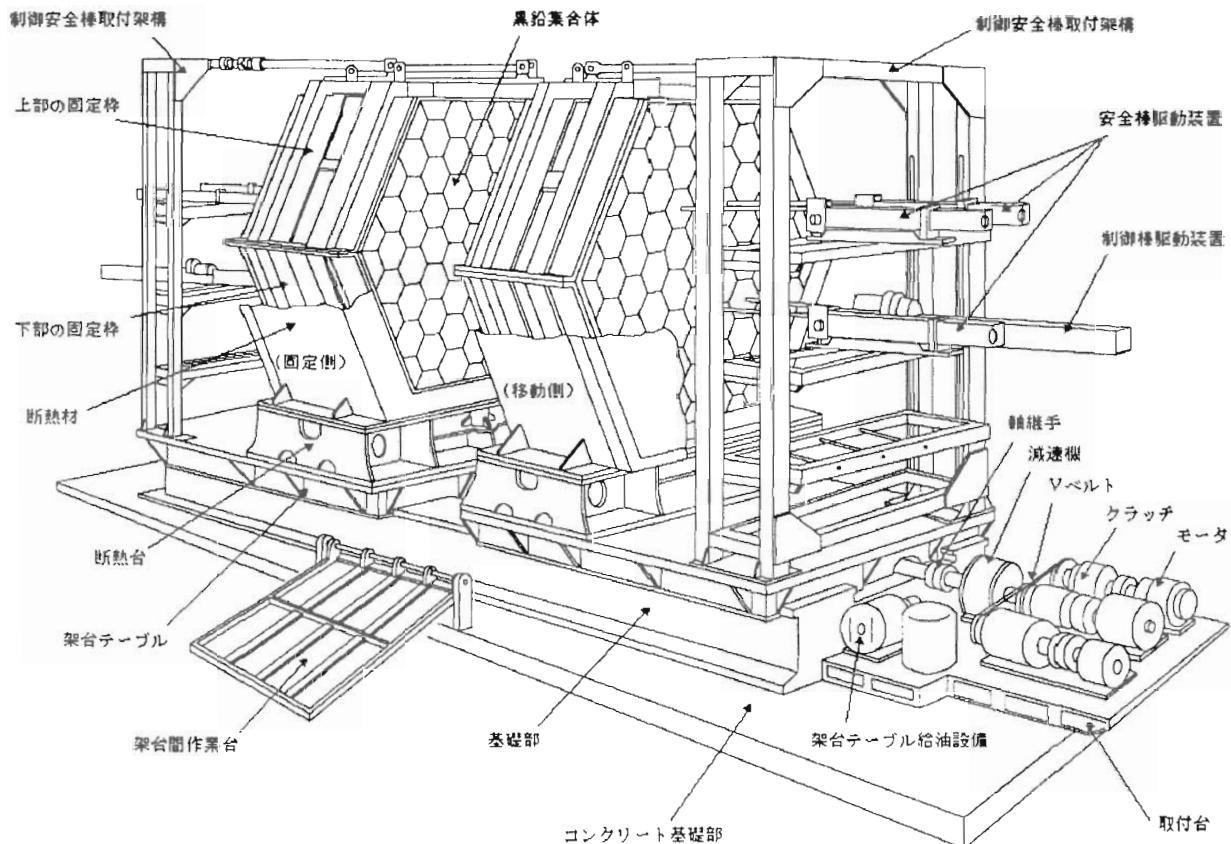


Fig. 3 Conceptual figure of VHTRC

Table 1 VHTRC decommissioning plan

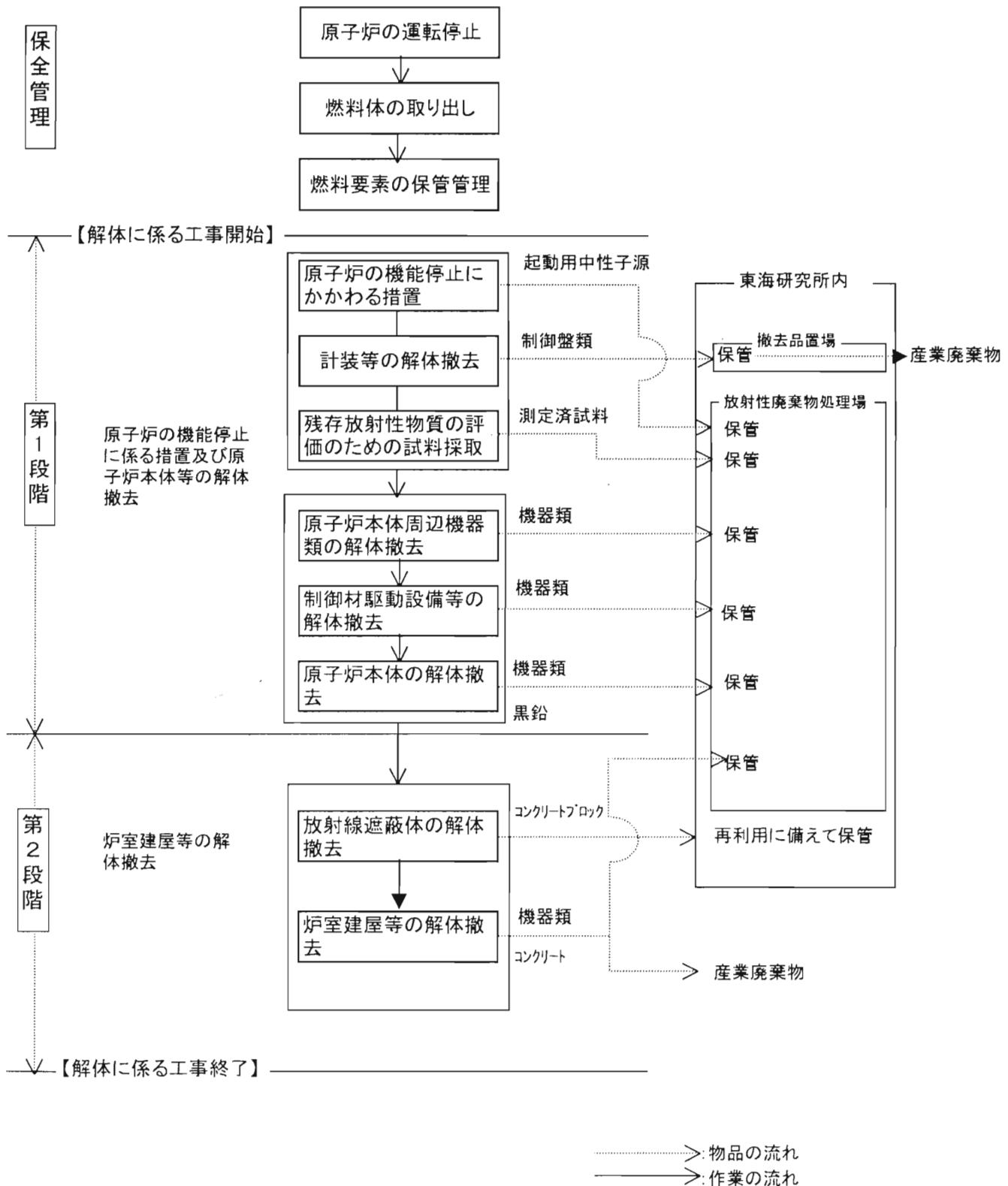


Table 2 First stage program of VHTRC dismantling

項目	工期(年度)	FY1999		FY2000	
			▼解体届提出	← 第1段階 →	原子炉の機能停止に係る措置及び原子炉本体等の解体撤去
原子炉の機能停止に係る措置					
計装等の解体撤去					
残存放射性物質の評価のための試料採取					
原子炉本体周辺の機器類の解体撤去					
制御棒駆動装置等の解体撤去					
原子炉本体等の解体撤去					

廃止措置を合理的かつ経済的に推進するために必要なデータを得るために廃止措置工程の最初のステップである。

その調査内容は、除染の必要性や方法、建屋・構造物・設備等の解体・撤去の方法、核種のインベントリー評価、廃止措置費用の算定等に必要となる放射能に関する情報を得ることである。

VHTRC の廃止措置に当たっては、(1) 履歴情報の調査、検討、(2) 物量評価、(3) 汚染評価、(4) 放射能インベントリ評価のための計算及び試料採取と分析を行ったので、以下に述べる。

4.1 履歴情報の調査

履歴情報については運転履歴と汚染履歴を調査した。

(1) 運転履歴

VHTRC は、当初、半均質臨界実験装置(SHE)として1961年1月から黒鉛減速炉の炉物理実験に使用され、1983年3月末までに、総運転時間7,932時間、総熱出力量5,659Wh運転された。1985年からは高温工学試験研究炉(HTTR)の核的安全性等の検証のため、炉心

を改造した熱出力10Wの高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)として、1999年6月まで運転された。VHTRCの総運転時間は4,876時間、総熱出力量は、1,960Whである。

(2) 汚染履歴

表面汚染密度は原研の放射線管理担当部門が行っている定期サーベイ記録から調査した。

調査の結果、1969年及び1970年頃に³Hによる軽微な汚染の発生はあったが、それ以降の発生はない。汚染履歴及び担当者からの聞き取り調査結果も加味して、試料採取計画を立案した。

4.2 物量評価

VHTRC 原子炉施設の解体で発生する放射性固体廃棄物としては、原子炉本体を構成する黒鉛ブロック、制御棒等の部材及び固定枠、梁台等の構造物、遮へい壁があり、放射化されているものと推定する。また、遮へい壁、炉室建屋(床、壁、天井)、炉室クレーン等の炉室内機器も放射化の可能性がある。

これらを製作図面等から算出した結果、総重量

は約700トンと推定された。材料ごとの重量をTable 3に示す。これらは放射能濃度評価の結果、いずれもクリアランスレベル以下の濃度であった。

Table 3 Estimated inventory of solid radioactive waste

材料	重量(トン)	備考
金属	57	
コンクリート	620	遮へい壁、天井スラブ、床スラブ、建屋コンクリート
黒鉛	21	
その他	5	保温材、ケーブル等
合計	703	

4.3 汚染評価

管理区域内にある制御室及び機械室に設置された機器を「放射性廃棄物でない廃棄物」として廃棄するため及びこれら部屋の管理区域解除のための確認測定として、機器及び室内の表面汚染密度測定を行った。

制御室については、室内の壁、床、天井及び機器を直接測定法及びスミヤ法で測定した。直接測定法にはガスフロー型表面汚染検査計を用い、スミヤ法にはGM型表面密度汚染検査計を用いた。

また、制御室は、炉室と隣接しているため、放射化による汚染も考慮して、スミヤ試料（化学雑巾）を何枚かにまとめて測定用容器（タッパー）にいれて、全数についてゲルマニウム検出器を用いて γ 核種測定を行った。機械室についても、床、壁及び機器、配管の外表面について原子炉制御室と同様に直接及びスミヤ法で測定した。

なお、制御室及び機械室の機器、配管等の撤去に際しては、放射線管理者がこれら機器等及び撤去した後の床面などの表面密度測定を行った。

床、壁、天井については、約2m²に区画して、機器等については各面ごとに、また、約2m²を超える面については分割して表面密度を測定した。これら測定結果をもとに測定マップを作成した。

測定結果は、いずれも自然計数率と差異はなく、汚染は検出されなかった。

4.4 放射能インベントリ評価

(1) 試料採取及び分析による評価

計算による放射化放射能量の妥当性を検証するために、遮へい壁、原子炉建屋、原子炉構造物及びその他原子炉建屋内の機器等から試

料を採取して、ゲルマニウム検出器による γ 核種を測定し、放射能濃度(Bq/cm³)を求めた。

また、炉室と隣接している制御室についても放射化放射能の確認のため、室内機器、床、壁から試料を採取した。その他、原子炉建屋周辺のダクト、機器等からも試料を採取し、各々ゲルマニウム検出器による γ 核種測定を行った。

① 採取方法

原子炉構造物以外で軽微に放射化されていると思われる遮へい壁について、東、南及び西の各遮へい壁の炉心中心に相当する位置からコアボーリング試料を各1本採取した。

また、原子炉建屋の床コンクリートについては、距離による放射化の減衰を評価するために、炉心近傍とそこから距離をおいて2箇所の位置からコアボーリング試料を各1本採取した。

これら以外の原子炉建屋構造物コンクリートからは、コンクリートドリルにより試料採取した。試料採取位置をFig.4に示す。この図においてコアボーリングによる試料採取位置は、試料番号「コン-1」、「コン-2」、「コン-3」、「コン-4」、「コン-5」、「コン-24」の6箇所である。また、コアボーリングによって採取した試料の例をFig.5に示す。

原子炉構造物の金属については、採取位置と構造を考慮して、ホールソー、ドリル、バンドソーの工具を適宜選択して試料採取した。一方黒鉛ブロックはセイバーソーを用い、黒鉛棒については高速カッターを用いて試料採取した。

② 試料形状と採取量

試料については、 γ 核種測定者が定めた標準試料に形状と重量を合わせて採取、調製した。コアボーリング試料については、表面、表面から200mm、および表面から400mmの位置から各々約250gを採取し、粉碎して均一になるように混合調製して測定容器（タッパー）に入れた。

コンクリートドリルで採取したコンク

リート試料は、そのうちの約250gを分取して形状を調製して容器に入れた。金属は切断片、切削屑、きり粉の形状で約200～250gを分取し測定容器に入れた。

黒鉛は炉心黒鉛ブロック、黒鉛棒および燃料さやから試料を採取し、粉碎、混合した後、200～250gを分取して測定容器に入

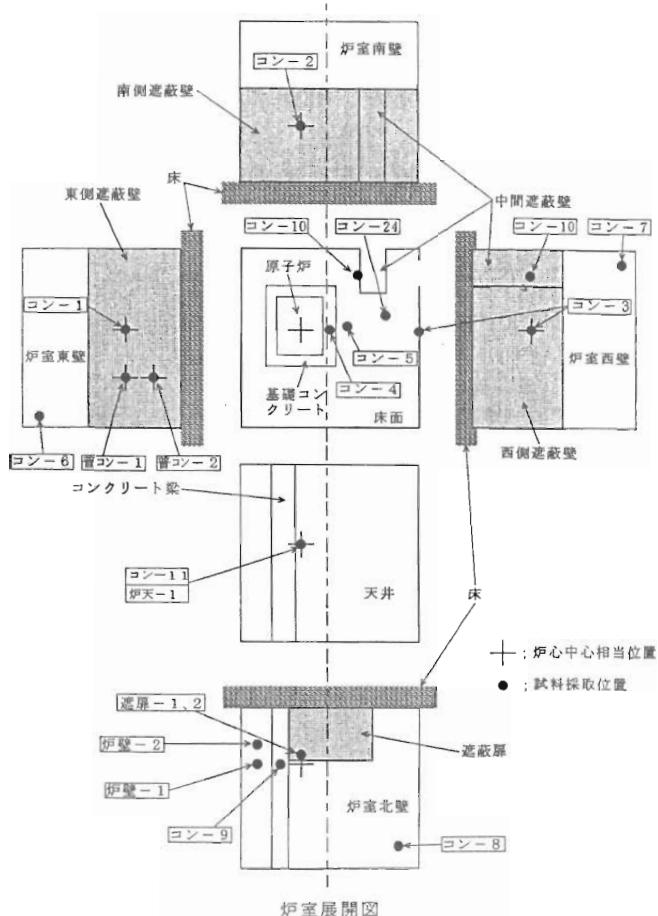


Fig. 4 Sampling positions

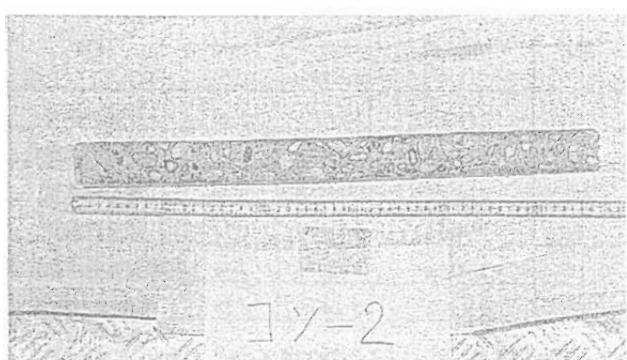


Fig. 5 Core boring sample

れた。

構造物ごとの採取試料数をTable 4に、材料ごとの採取試料個数をTable 5示す。

③ 測定結果

測定結果のうち、制御安全棒取付架構の構造材 (SS) が 1.84×10^{-2} Bq/g と最も高い ^{60}Co 核種の放射能濃度を示したが、この値は、現在、国が検討しているクリアランスレベル (^{60}Co 値 0.4Bq/g) の 20 分の 1 以下である。この試料以外は、すべて検出限界 ($10^{-2} \sim 10^{-3}$ Bq/g オーダー) 以下であり、クリアランスレベルを十分に下まわる値であった。

(2) 放射化放射能評価

放射化放射能の計算精度を評価するため、測定値と計算値とを比較評価した。前述のように、かなり詳細なデータが測定で得られているため、計算モデルも極力詳細化することとした。従って、3次元計算モデルにより、中性子束分布を導出し、Fig.6に示す手順で放射化放射能量を算出した。これらの評価結果を以下に示す。

① 中性子束分布の計算精度の評価のために、VHTRC炉心の10W時で測定された炉室内および制御室内的熱中性子束分布を算出した。結果をFig.7に示す。

この図から中性子束は、炉室内では炉心

Table 4 Numbers of samples of each component

構造物	試料個数	材料	構成部品名
放射線遮へい壁	12	コンクリート	東、南、西、中間の各遮へい壁（東、南、西遮へい壁から各1本をコアボーリングし、各3試料を採取）
炉室建屋	23	コンクリート SS、 ロックウール	壁、天井、床トレレンチ蓋、遮へい扉、天井クレーン（床は、3箇所から各1本コアボーリングし、各3試料を採取、ただし、1本については床素質の開きから、2試料採取）
	26	黒鉛、SS、 鋼鉄、SUS、 Al	黒鉛ブロック、黒鉛鉢、燃料さや（黒鉛）、固定枠、断熱材外装部、支架テーブル、断熱枠、制御安全棒取扱架構、支架間作業台、基盤部、支架駆動装置取付台、崩落ネジ
制御設備等	6	鋼鉄、SS、SUS	架台駆動装置、駆動装置保護板、電源設備、大型調製保護機、燃料さや等収納キャビネット、制御安全棒駆動用空気圧荷機
合計	67		

Table 5 Numbers of samples of each material

材料名	試料個数	構成部品名
コンクリート	30	放射線遮へい壁、炉室建屋(床、壁、天井、炉建屋外壁、遮へい層)
鉄筋	5	原子炉本体(架台テーブル、基礎部)、制御設備等(架台駆動装置)
SS	20	炉室建屋(床トレーン蓋、遮へい層、天井クレーン)、原子炉本体(断熱台、制御安全棒取付架構、支架駆動装置取付台、固定栓、断熱材外套部)、制御設備等(電源設備、大型鋼製保護棚、燃料さや等収納キャビネット、制御安全棒駆動用空気圧縮機)
SUS	2	原子炉本体(吸ネジ)、制御設備等(駆動装置保護板)
AI	1	原子炉本体(葉室間作業台)
黒鉛	8	黒鉛ブロック、黒鉛棒、燃料さや
ロックワール	1	炉室建屋(炉室天井)
合計	67	

を中心としたほぼ同心円状に分布している。しかし、制御室内では、炉室と制御室の仕切壁が天井近くで薄いため、そこから中性子が漏れ出す分布となっている。また、西側遮へいブロック壁近傍の制御盤付近でも、中性子が存在していることがわかる。

この計算結果と炉室内および制御室内で測定された熱中性子線量当量率との比較結果を Table 6 に示す。この結果から、どのデータをとっても 8 倍以内で一致していることがわかる。

- ② この中性子束分布の結果を用い、各炉心の運転履歴を考慮し、放射化放射能量を求めた。この結果を測定値とともに主要機器についてTable 7に示す。ただし、表に示した指定核種とは、クリアランスレベル核種

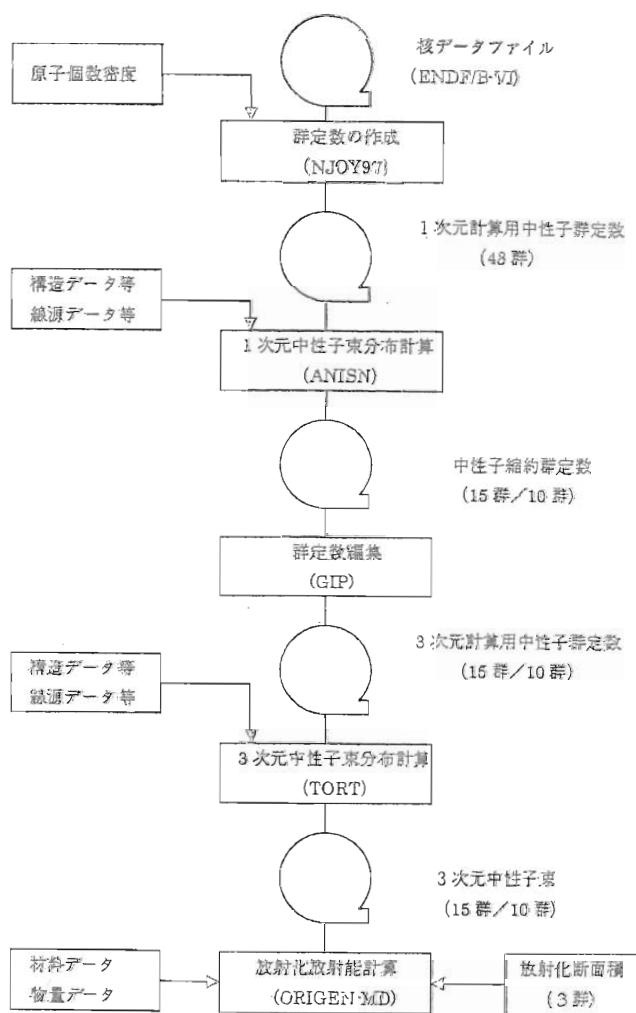


Fig. 6 System of inventory calculation

のうちガンマ線放出核種および ^{65}Zn の7核種を指す。

この表から計算値の最大濃度は、駆動装置保護板で ^{60}Co 濃度が、 $1.16 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$ となっていることがわかる。これは、SUSに含まれる不純物のCo量が、他の機器構造材よりも多いためと考えられる。また、計算値は、測定値の約5倍で良く一致している。

- ③ 放射能測定データの最大値は、既述した
ように制御安全棒取付架構の $1.84 \times 10^2 \text{Bq/g}$
(^{60}Co) であるが、計算値は、約3桁過小評
価している。これは、詳細な端面外套の放
射化量を評価するための計算モデルにおい
て、Cdを含んだ端面外套を全域に考慮した
ことによるものである。

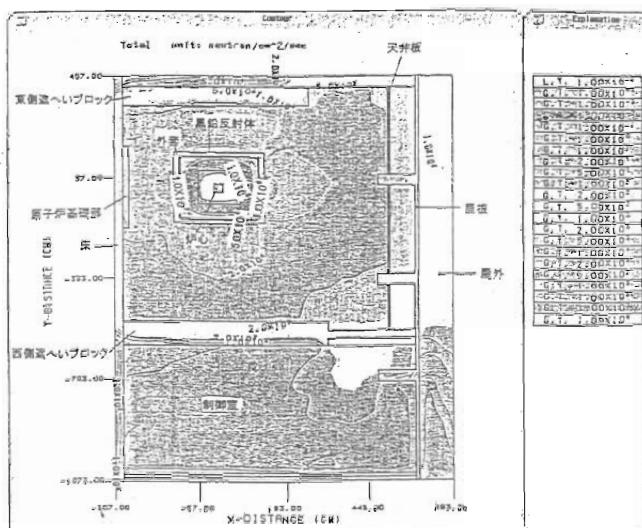


Fig. 7 Neutron flux distribution
(X-axis : Floor → Ceiling, Y-axis: West → East)

Table 6 Comparison of thermal neutron dose rate between measurements and calculations*

No	測定値	計算値		備考
		TORT	C/E	
1	3.24E-01	5.71E-01	1.76	炉室内東壁
2	5.83E-02	1.48E-01	2.54	炉室内北壁
3	4.04E-01	3.12E-01	0.77	炉室内西壁
4	7.94E-01	5.72E-01	0.72	炉室内南壁
5	3.42E-04	2.68E-03	7.84	制御室内制御盤近傍
6	6.40E-04	3.03E-03	4.73	制御室内東壁

* 全ての値は、熱中性子束の線量当量率であり、線量当量率換算係数は、 $5.76E-5(\text{mSv}/\text{h})/(\text{n/cm}^2/\text{s})$ を用いた。

Table 7 Specific activity

設備	構成品目	材料	試料番号	測定番号	上段:計算値、下段:測定値 單位:Bq/g							
					⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁶⁵ Zn	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹⁵² Eu	¹⁵⁴ Eu	備考
原子炉本体	黒鉛棒	黒鉛	黒棒-1	1103	4.9E-09 <1.03E-03	6.73E-05 <1.11E-03	2.27E-07 <2.33E-03	1.64E-20 <1.11E-03	- <1.13E-03	9.90E-06 <2.99E-03	1.18E-06 <4.79E-03	
					5.22E-09 <1.04E-03	7.27E-05 <1.28E-03	2.43E-07 <2.23E-03	1.89E-20 <1.06E-03	- <1.11E-03	1.08E-05 <3.33E-03	1.27E-06 <4.61E-03	
燃料さや	黒鉛	燃サ-1	1105		4.25E-07 <8.29E-04	6.45E-04 <1.14E-03	3.50E-06 <1.94E-03	2.52E-18 <1.12E-03	- <1.12E-03	7.15E-05 <3.11E-03	1.45E-05 <4.31E-03	
					4.28E-07 <9.61E-04	6.50E-04 <1.02E-03	3.51E-06 <2.40E-03	2.55E-18 <1.08E-03	- <9.48E-04	7.16E-05 <2.79E-03	1.47E-05 <6.35E-03	
					8.52E-13 <1.05E-03	1.47E-03 <9.98E-04	3.80E-12 <2.37E-03	6.82E-18 <1.03E-03	5.08E-46 <1.89E-02	1.08E-03 <3.29E-03	5.68E-05 <4.11E-02	
SHEの黒鉛棒	黒鉛	黒S-1	1107		8.52E-13 <1.06E-03	1.47E-03 <9.05E-04	3.80E-12 <2.25E-03	6.82E-18 <9.19E-04	5.08E-46 <1.53E-02	1.08E-03 <3.09E-03	5.68E-05 <4.03E-03	
					7.80E-06 <1.04E-03	7.76E-04 <2.20E-03	1.13E-07 <2.37E-03	3.10E-07 <1.04E-03	8.80E-09 <9.68E-04	1.96E-05 <3.47E-03	9.80E-07 <4.78E-03	停止後10ヶ月
架台テーブル	鋼鉄	架テ-1	1109		7.81E-06 <1.10E-03	7.87E-06 <1.43E-03	3.11E-07 <2.13E-03	3.94E-09 <9.48E-04	8.98E-09 <9.89E-04	1.94E-05 <3.35E-03	9.80E-07 <3.98E-03	
					1.14E-05 <1.25E-03	9.72E-05 <1.40E-02	1.63E-07 <2.98E-03	4.19E-07 <1.17E-03	2.47E-11 <1.14E-03	1.16E-07 <3.54E-03	1.05E-07 <6.19E-03	
制御安全棒取付架構	SS	断熱台	断台-1	1903	9.64E-04 <1.25E-03	8.83E-04 <2.20E-03	2.17E-03 <2.37E-03	9.43E-04 <1.04E-03	9.00E-04 <9.68E-04	2.75E-03 <3.47E-03	3.86E-03 <4.78E-03	
					1.95E-05 <1.25E-03	5.45E-05 <1.40E-02	1.87E-07 <2.98E-03	2.26E-07 <1.17E-03	1.77E-11 <1.14E-03	7.05E-08 <3.54E-03	6.22E-08 <6.19E-03	
					1.32E-06 <2.18E-03	1.23E-05 <2.77E-03	2.57E-08 <5.14E-03	4.99E-08 <2.04E-03	3.85E-12 <2.56E-03	1.82E-08 <8.10E-03	1.31E-08 <9.94E-03	
					2.60E-05 <1.04E-03	9.38E-05 <1.84E-02	2.44E-07 <2.04E-03	3.98E-07 <9.86E-04	2.79E-11 <1.06E-03	1.16E-07 <2.79E-03	1.05E-07 <4.36E-03	
					2.17E-06 <1.10E-03	2.23E-06 <1.25E-03	4.06E-08 <2.50E-03	9.35E-08 <1.10E-03	6.32E-12 <1.25E-03	3.02E-08 <3.51E-03	2.39E-08 <4.41E-03	
					5.01E-06 <1.03E-03	4.34E-05 <7.68E-03	5.87E-08 <1.76E-03	1.65E-07 <9.51E-04	5.75E-08 <8.86E-04	4.83E-08 <2.67E-03	4.12E-08 <3.19E-03	停止後16ヶ月
					3.32E-06 <9.18E-04	1.99E-05 <4.71E-03	3.63E-08 <7.86E-03	7.35E-08 <8.86E-04	6.81E-12 <9.90E-04	2.90E-08 <2.49E-03	2.25E-08 <3.76E-03	
					7.71E-08 <9.13E-04	3.12E-05 <8.51E-04	1.71E-06 <2.16E-03	2.13E-20 <1.01E-03	4.26E-09 <1.14E-03	1.61E-20 <3.07E-03	6.02E-21 <4.51E-03	
					1.91E-06 <1.08E-03	7.05E-05 <3.03E-03	4.40E-08 <2.29E-03	4.12E-07 <1.02E-03	8.46E-09 <9.40E-04	1.88E-05 <1.01E-03	8.96E-07 <2.76E-03	停止後10ヶ月
コモンベース	SS	コペ-1	1908		7.55E-07 <7.47E-04	1.14E-03 <1.35E-03	9.52E-09 <1.77E-03	3.60E-08 <8.22E-04	4.14E-08 <7.75E-04	3.14E-05 <2.19E-03	4.15E-06 <3.73E-03	
					8.95E-07 <1.43E-03	7.50E-03 <1.50E-03	1.52E-07 <2.50E-03	1.45E-07 <1.10E-03	7.83E-08 <1.25E-03	1.13E-05 <3.94E-03	5.32E-07 <7.62E-03	
黒鉛ブロック	黒鉛	黒ブ-1	907		1.71E-06 <1.26E-03	1.75E-03 <1.31E-03	7.49E-06 <2.74E-03	2.13E-20 <1.14E-03	1.10E-50 <1.22E-03	1.96E-04 <3.67E-03	4.13E-05 <6.15E-03	
					1.15E-06 <1.08E-03	1.74E-03 <3.03E-03	7.45E-06 <2.02E-03	2.02E-17 <1.04E-03	1.09E-50 <1.04E-03	1.95E-04 <3.11E-03	4.13E-05 <5.59E-03	
固定枠	SS	固枠-1	909		3.85E-05 <1.35E-03	1.25E-03 <2.34E-03	1.56E-06 <2.68E-03	2.13E-06 <1.02E-03	1.21E-09 <1.12E-03	5.70E-06 <3.22E-03	9.16E-07 <4.44E-03	
					1.49E-05 <1.26E-03	4.36E-04 <4.46E-03	6.10E-07 <2.73E-03	6.98E-07 <1.02E-03	9.42E-04 <9.42E-04	3.56E-03 <3.56E-03	5.47E-03 <5.47E-03	停止後16ヶ月
断熱材外殻部	SS	断外-1	911		2.07E-05 <8.54E-04	1.40E-04 <7.75E-04	1.54E-07 <7.71E-03	5.56E-07 <7.39E-04	3.81E-11 <7.45E-04	1.59E-07 <2.17E-03	1.57E-07 <3.33E-03	
					1.44E-05 <8.70E-04	9.62E-05 <1.02E-03	1.11E-07 <1.09E-03	3.79E-07 <9.43E-04	2.65E-11 <9.99E-04	1.11E-07 <2.75E-03	1.08E-07 <4.56E-03	

注) 測定値の横のくは抜き閾界未満を示す。

実際には、取付架構の位置で制御棒及び安全棒の案内孔に Cd が含まれていないので、この領域では中性子ストリーミング効果により、熱中性子束が大きくなる。

従って、端面外殻を外した期間を模擬した計算モデルを用い、計算した結果では、約 1 桁以内で測定値と一致する。このように、局所領域の測定値と計算値とを比較評価する場合、より詳細な計算モデルを用いる必要があることが明らかとなった。

④ 以上から VHTRC の残存放射能を詳細に計算評価した結果、計算値は測定値の約 1 桁以内で再現でき、計算手法の妥当性が確認できた。また、機器等は、全てクリアランスレベル以下で、総放射能量は、炉停止 1 年後で約 2.0×10^8 Bq、50 年後でも約 1.9×10^8 Bqとなる。この総放射能量のほとんどがコンクリート内の ^{40}K (半減期: 1.28×10^9 年) である。

今回の計算評価では、コンクリート内の

機器	構成品目	材料	試料番号	測定番号	上段:計算値、下段:測定値 單位:Bq/g							
					⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁶⁵ Zn	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹⁵² Eu	¹⁵⁴ Eu	
制御設備等	駆動装置保護板	鍍鉄	駆駆-1	1910	5.08E-07 <8.17E-04	7.17E-04 <2.18E-03	9.32E-09 <9.46E-04	2.88E-08 <9.46E-04	8.90E-09 <9.46E-04	1.98E-05 <2.56E-03	9.14E-07 <4.07E-03	
					1.25E-06 <9.70E-04	1.61E-02 <2.09E-03	7.78E-08 <2.14E-03	7.35E-08 <9.85E-04	1.25E-07 <9.82E-04	1.79E-05 <2.69E-03	8.27E-07 <4.10E-03	
大型鋼製保護管	SS	保構-1	1913		3.88E-06 <8.03E-04	9.01E-04 <1.94E-04	1.25E-06 <1.94E-04	7.87E-07 <8.93E-04	4.76E-09 <8.93E-04	1.21E-05 <2.60E-03	7.80E-07 <3.83E-03	停止後10ヶ月
					9.24E-06 <8.03E-04	1.01E-03 <1.72E-03	1.29E-06 <1.72E-03	9.61E-07 <7.91E-04	5.73E-09 <7.70E-04	1.43E-05 <2.47E-03	9.30E-07 <3.47E-03	
燃料さや等吸収キヤビネット	SS	キヤビ-1	1914		2.25E-06 <9.15E-04	1.12E-03 <1.09E-03	1.10E-06 <2.34E-03	6.09E-07 <1.02E-03	8.51E-09 <9.05E-04	2.03E-05 <2.92E-03	1.12E-06 <4.51E-03	
					7.64E-07 <9.60E-04	7.71E-06 <2.21E-03	9.81E-09 <9.25E-04	2.47E-08 <1.00E-03	3.84E-12 <2.97E-03	1.75E-08 <4.35E-03	停止後16ヶ月	

天然K含有率(⁴⁰Kは0.0117w/o)は、NUREGの文献値0.75w/oを用いて評価した。³⁹Kの放射化生成物⁴⁰Kの放射能量と天然のKの放射能量を比較評価したところ比放射能で約9桁の差があり、もともとコンクリート内に含まれているKの放射能が大きいことを確認した。

さらに、コンクリート内に、もともと含まれている天然トリウム（含有率約3.5×10⁻⁴w/o）や天然ウラン（含有率約2.7×10⁻⁴w/o）の崩壊による娘核種の放射能の寄与が、VHTRCのような臨界実験装置では、かなり大きいので、放射平衡を考慮して計算評価することが重要であることを確認した。

なお、VHTRCで多く使用されている黒鉛の放射化量は、不純物として含まれているCoによる⁶⁰Coが最大(SHEの燃料さやで約10³Bq/g)となるが、クリアランスレベルの約2桁以下であることも確認した。

5. 原子炉本体等の解体撤去

5.1 解体撤去工事の基本方針

VHTRCの炉心を構成する黒鉛集合体及び上部、下部固定枠、制御棒、安全棒等の原子炉構造物には、放射化による放射性物質のインベントリーがほとんどなく、放射性物質による汚染も少ない臨界実験装置である。しかし、解体工事に当たっては、より高い安全性を確保するため、原子力研究所のJPDR、JMTRC、及びJRR-2で得られた知見を参考にしつつ合理的に行うこととし、次の基本方針の基に行った。

(1) 放射線被ばくの低減

工事に当たっては、ALARAの精神に基づき、放射線業務従事者の被ばくの低減に努める。このため、作業環境の放射線モニタリングを実施するとともに、放射能インベントリ評価結果を基に作業計画を立案する。

また、工事期間中の周辺公衆の平常時の実効線量当量率及び解体に伴う事故時の実効線量当量率が、無視できるほど小さいことを放射能インベントリ評価結果から確認する。

(2) 汚染拡大の防止

工事に当たっては、必要に応じてあらかじめ汚染除去を行ったうえ、汚染拡大防止用い、局所排気装置等の汚染拡大防止のための措置を講じる。また、解体撤去工事で発生する固体廃棄物の運搬に当たっては、所定の容器に収納するなど適切な措置を行い、線量当量率及び表面汚染密度が規定値以下であることを確認する。

(3) 放射性廃棄物の処理処分

解体工事の対象となる全ての機器類は、放射化及び放射能汚染が極めて少ないと、解体廃棄物は放射能レベル区分及び性状区分を行い、容器に収納する。収納に当たっては、十分に減容を行うこととする。

解体撤去作業に伴う廃棄物発生量の低減に努める。また、固体廃棄物は、放射能レベル区分及び性状区分に従い、所定の容器に収納して東海研究所の放射性廃棄物処理場へ搬出し、保管する。

解体撤去工事中の気体廃棄物及び液体廃棄物の処理は、原子炉運転中と同様に既設の設備等を用いる。

なお、第2段階で発生する炉室建屋のコンクリート撤去物については、放射性廃棄物のクリアランスレベルに関する法令の施行を待ち、それに従い処分する。

(4) 作業の安全対策

工事に当たっては、あらかじめ事故の誘因となる人為事象及び環境事象を評価して作業計画を立案し、労働災害に対する防止対策を講じる。特に、重量物の解体撤去作業における落下、挟まれ等の一般労働災害、火氣使用時の可燃物及び油脂による火災防止、また黒鉛集合体の切断時の粉塵火災、爆発防止等の安全対策を講じ、その徹底を図る。

(5) 施設の維持管理

核燃料貯蔵施設、気体廃棄物の廃棄施設、液体廃棄物の廃棄施設及び一部の放射線管理施設は、解体工事開始後も使用するため施設定期自主検査のほか、国の施設定期検査を受けつつ適切に維持管理する。

5.2 解体撤去工事の概要

VHTRCの解体撤去工事では、汚染拡大防止及び放射線被ばくの低減並びに一般労働災害防止対策を講じ、作業の安全を確保する事に留意して工事計画をたてた。

解体撤去工事の中で特徴的な作業としては、中性子源の取り外し作業と黒鉛集合体の切斷作業である。これら作業に先立ち、中性子源の取り外し作業では、取り外し用治具を考案、製作し、モックアップテストと習熟訓練を行った。また、黒鉛集合体の切斷作業では予備切斷試験を行い、黒鉛粉塵に係る安全性のテストを行った。

解体撤去工事は、まず電源を開放した後、作業員の被ばく低減、解体作業スペース及び撤去ルートの確保等に配慮しながら、設備機器を解体撤去し、最後に原子炉本体を解体撤去した。解体撤去工事用電源は、撤去されない分電盤または照明用配電盤を使用した。

5.2.1 原子炉の機能停止に係る措置

(1) 制御設備及び計装設備電源の開放と措置

制御設備及び計装設備電源の開放は、原子炉の機能停止に係る措置と制御設備及び計装設備の解体撤去に係る電源の開放を兼ねて行った。

制御設備及び制御盤等の電源の開放は、電源室の電源盤において各系統のブレーカーを遮断して行った。

(2) 電源開放と措置

電源開放は、電気事故防止を図り、安全を確保するため電源室で制御室の電源盤、制御前室及び機械室の分電盤に係るブレーカーを遮断し、「投入禁止」の表示を行った。

(3) 解線作業と措置

解線作業は、制御室の電源盤、制御室前及び機械室の分電盤の受電側端子部において、電源が遮断されていることを確認してから、電源ケーブルの解線作業を行った。解線は、端子盤またはブレーカーの2次側で行い、先端を絶縁処理した後「接続禁止」の表示を行った。

また、この作業中は、気体廃棄系統、放射線管理系統の電源が遮断されるため、炉室等

への立ち入りは禁止した。

(4) 電源ケーブルの撤去

解線作業と措置を実施した後、制御室の電源盤と制御盤、監視盤及びリレー盤間の電源ケーブルの他、上述分電盤の不要電源ケーブルを撤去した。

(5) 一時停止設備の復旧

解線作業時において、適宜停止させた放射線管理設備、給排気設備等は、当日の作業終了の都度、電源を復旧し運転を行なった。

5.2.2 起動用中性子源装置の解体撤去

VHTRC施設の起動用中性子源装置（線源Ra-Be 1.85×10^{10} Bq）は、表面線量当量率が $5.5 \mu\text{Sv/h}$ ($\gamma : 2.5 \mu\text{Sv/h}$, $n : 3.0 \mu\text{Sv/h}$) と最も高い。また、中性子源を取り外し、同装置の鉛へい体内に再収納する作業時に被ばくの可能性があるため、事前検討と対策を講じてから実施した。

(1) 中性子源取り外し治具の製作とモックアップテスト

中性子源装置の解体撤去に伴う作業員の被ばく低減を図るために、鉛遮へい体付中性子源の取外し治具を製作した。作業手順の習熟及び作業時間の短縮を図るために、モックアップテストを実施した。

(2) 装備と環境整備

中性子源を取扱う作業員には、含鉛ゴム手袋、鉛エプロン及び補助遮へい体等で装備し、被ばくの低減を図るとともに、リングバッジ及び警報付ポケット線量計を着用するなど、被ばく管理を徹底した。

また、作業場所には、作業の進捗に伴い防火シート等による養生、グリーンハウス、粉塵収集装置、高性能フィルター付局所排気装置、足場、消火器等を設置して実施した。

(3) 作業方法

起動用中性子源装置の解体撤去作業手順をFig.8に示す。解体撤去作業は、駆動部の電源が開放していることを確認後に着手した。以下に手順ごとに作業内容を記す。

① 駆動部と駆動ワイヤーの連結を外し駆動部、上部遮へい体、内部遮へい体及び中性子源案内管を撤去した。

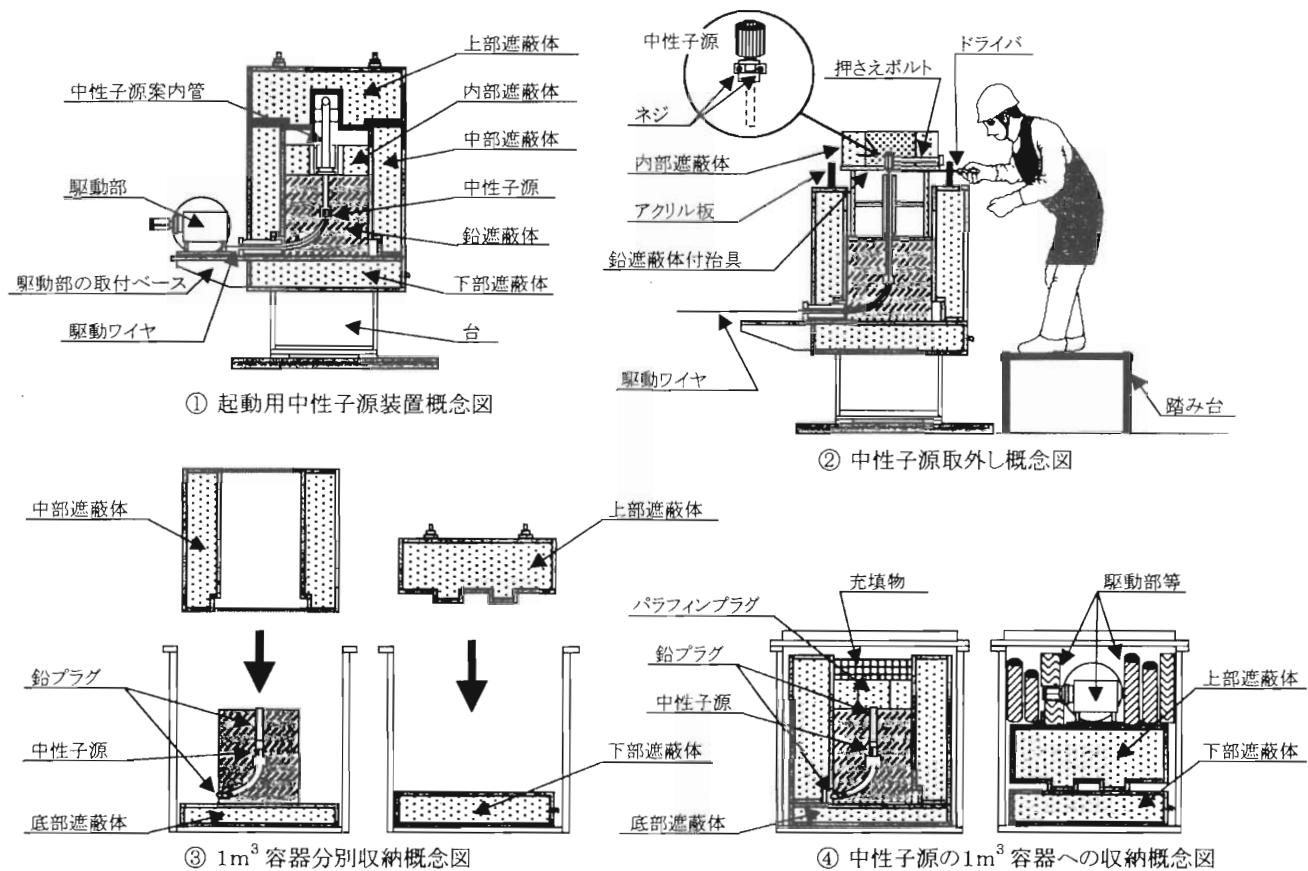


Fig. 8 Conceptual chart of dismantling of start-up neutron source equipment

- ② 装置内の汚染の有無をスミヤ法で測定した結果、汚染はなく中性子源の密封性が健全である事を確認した。
- ③ 鉛遮へい体付中性子源の取外し治具とアクリル板を設置し、駆動ワイヤと押さえボルトを操作して、中性子源を駆動ワイヤから外し鉛遮蔽へい体に収納した。
- ④ 駆動ワイヤを抜取り、中部遮へい体を外した後、鉛遮へい体上部開口部及び鉛遮へい体側面の駆動ワイヤ挿入孔に、遮へい用鉛プラグで施栓した。
- ⑤ 準備した底部遮へい体の上に鉛遮へい体を固定した後、1m³容器の中央に収納した。
- ⑥ 1m³容器内の鉛遮へい体に中部遮へい体を戻し、鉛遮へい体の上部には新たに制作したパラフィンプラグを挿入し、上部空隙は充填物で塞いだ。
- ⑦ 別の1m³容器には、下部遮へい体、上部遮へい体、駆動部等を順次収納した。

(4) 解体廃棄物の廃棄

解体した起動用中性子源装置及びその付帯撤去物は、放射性固体廃棄物として、放射能レベル区分及び性状別に分類し、全て1m³容器に収納した。また、解体作業に伴う放射性廃棄物は、バンドソー刀、紙ウェス、布手袋、ゴム手袋及びフィルタ等であり、可燃物、不燃物に分別しカートンボックスに収納した。

これらの廃棄物収納容器には、施設名、封入年月日、表面線量当量率及び性状等の表示を行い、放射性廃棄物処理場へ搬出した。

5.2.3 制御設備・計装設備等の解体撤去

非管理区域の制御室、制御室前室及び機械室に設置されている制御盤、中性子発生装置、中性子エリアモニター、集合体昇温装置、MGセット等を解体撤去した。

(1) 解体撤去作業

- ① 電源開放の確認

制御設備、計装設備等の電源が、開放されていること及び受電端が解線されていることを検電器により確認し、作業に着手した。

② ケーブル及びケーブルダクトの解体撤去
ケーブルは、管理区域側と非管理区域側に分けて撤去した。

制御盤等の盤内のケーブルは端子台で切断し、炉室へ渡るケーブルは非管理区域側壁面で切断し、ケーブルダクトから引抜いて撤去した。ケーブルダクトは、切断して撤去した。

③ 制御盤及び各装置の解体撤去

屋外に直接搬出できない制御盤は、搬出が可能な寸法に分解またはバンドソーやガス切断機等を使用して切断して解体し、撤去した。

④ 開口部の措置

解体撤去後、炉室に通じるケーブルダクト及び小配管による開口部は、酢酸ビニールシート等により一時的に隔離措置を行なった。

(2) 解体撤去物の廃棄

① 非管理区域である制御室前室、制御室及び機械室に設置されている機器は放射性廃棄物に当たらない。しかし、念のため汚染のないことを確認後、一般の撤去品として東海研究所内の撤去品置場に搬出した。ただし、蓄電池は産業廃棄物として適法に処分した。

② 炉室側で撤去したケーブル及びケーブルダクトは、放射性廃棄物として放射能レベル区分に従って、ドラム缶に収納し、表面線量等量率及び性状を表示して、東海研究所の放射性廃棄物処理場に搬出した。

5.2.4 原子炉周辺設備機器類の解体撤去

原子炉本体の解体撤去に先立ち、解体撤去物の分解・切断作業を行なうグリーンハウスを設置するスペースと作業通路等を確保する必要があった。そのため、Fig.1に示す大型鋼製保管棚、燃料サヤ収納キャビネット、固定中性子吸収体、空気圧縮機、サンプル昇温装置等の周辺設備機器を解体撤去した。

また、原子炉本体の解体撤去作業において実施する黒鉛集合体の切断作業の安全性について評価、確認するために、予備切断テスト及び安全性確認テストを実施した。

(1) 解体撤去作業

① 環境整備

黒鉛収納キャビネット及び大型鋼製保管棚の解体撤去を行なう前に、収納及び切断作業を行なう床面を保護するため、ブリキ板及び難燃性ビニールシートで養生を行なった。

② 原子炉周辺設備の解体撤去作業

原子炉本体の周辺設備機器類の解体撤去作業は、次のとおり実施した。

a. 黒鉛収納キャビネット及び大型鋼製保管棚の解体撤去

これらに収納保管されている予備の黒鉛棒、燃料サヤ、黒鉛ペレット、ネジ蓋、予備の制御棒及び安全棒、実験用中性子検出器及び駆動装置等を撤去した。黒鉛収納キャビネット及び大型鋼製保管棚は、バンドソー及びガス切断機で解体した。

解体物は、SUS鋼、鉄材、黒鉛材等を材質別に分類し、放射能レベル区分に従い、1m³容器及びドラム缶に収納した。

b. 固定中性子吸収体を一時移動し、解体作業場所を確保した。

③ グリーンハウスの設置

解体作業場所として使用する床面をベニア板で養生し、難燃性ビニールシート囲いによる3000W×3500L×2500Hのグリーンハウスを設置した。グリーンハウス床面及び側面には、防火シート及びブリキ板を敷き、粉塵収集装置、高性能フィルタ付局所排気装置を設置した。(Fig.12 参照)

④ 原子炉周辺装置の解体撤去作業

解体撤去する装置の電源が遮断されていることを確認後、撤去作業に着手した。撤去品の分解及び解体作業は、グリーンハウス内で行なった。

a. 固定中性子吸収体はバンドソーで解体し、黒鉛材とSUS材に分別した。

b. 制御安全棒駆動用空気圧縮機及び配管の

撤去は、空気タンク及び配管が大気開放されていること並びに冷却水系配管内が排水されていることを確認してから撤去し、分解またはバンドソー及びガス切断機で解体した。

c. サンプル昇温装置及び実験用中性子検出器駆動装置は、分解またはバンドソー及びガス切断機で解体した。

⑤ 放射性廃棄物の処理処分

解体撤去した放射性固体廃棄物及び付随す

る解体廃棄物は、前項5.2.2(4)と同じ措置を講じ廃棄した。

(2) 黒鉛切断作業の安全性確認テスト

黒鉛集合体の切断に当たっては、粉塵の発生と着火、爆発の可能性が考えられたので、次のテストを行い安全性を確認した。切断試料体は、黒鉛ブロックの代替品として未使用的黒鉛棒を用いた。

① 黒鉛棒の切断テスト

Table 8にバンドソー切断テストと切断に

Table 8 Evaluation of graphite powder generation

1. 黒鉛棒の外径:46.75mm

2. 黒鉛棒の切断試験

読み取り限度1200g/0.1g

バンドソー(CB10SA:刃1130) 0.64×13W×1130L				
試験回数		①	②	③
1	切断前黒鉛棒重量	903.6g	866.1g	833.9g
2	使用前シート重量	243.0g	238.0g	199.8g
3	切断後黒鉛棒重量	900.7g	863.1g	831.0g
4	シート+黒鉛粉重量	245.9g	241.0g	202.8g
5	発生黒鉛粉重量	(903.6-900.7) 2.9g	(866.1-863.1) 3.0g	(833.9-831.0) 2.9g
6	発生黒鉛粉回収重量	(245.9-243.0) 2.9g	(241.0-238.0) 3.0g	(202.8-199.8) 3.0g
7	切断時間	10秒	10秒	10秒

軽バンドソー(22F:刃1855mm) 0.64×16W×1855L				
試験回数		①	②	③
1	切断前黒鉛棒重量	802.9g	773.7g	749.6g
2	使用前シート重量	211.0g	279.8g	161.8g
3	切断後黒鉛棒重量	799.8g	770.7g	746.6g
4	シート+黒鉛粉重量	214.1g	282.9g	164.9g
5	発生黒鉛粉重量	(802.9-799.8) 3.1g	(773.7-770.7) 3.0g	(749.6-746.6) 3.0g
6	発生黒鉛粉回収重量	(214.1-211.0) 3.1g	(282.9-279.8) 3.1g	(164.9-161.8) 3.1g
7	切断時間	10秒	10秒	10秒

評価: 上記表より試験による黒鉛粉の回収は、ほぼ100%回収できた。

1) 黒鉛棒の46.75 φ × 0.64tの重量(W) $W = (4.675^2 \pi / 4) \times 0.064 \times 1.68 = 1.844g$

2) 従って上記2種類のバンドソーによる切断時の発生黒鉛粉回収重量と計算上のwとを比較すると、実際に切断した時の方が値が大きくなる。これはバンドソーが振動することにより刃の幅0.64mmよりも幅が広く切断されたものと推定する。

伴う黒鉛粉末発生量の評価を示す。

切断テストは、2種類のバンドソーにより黒鉛棒を各3回切断し、切粉を回収して重量測定をしたところ、ほぼ100%回収されていることが判った。

また、切断時の粉塵の発生は、目視観察では全く観測されなかった。

② 着火、爆発テスト

着火、爆発テストは、黒鉛棒切断テストで回収した黒鉛粉末を用いて行なった。

a. 着火テスト

黒鉛粉末を数グラム燃焼皿にとり、直接小型ガスバーナーの炎で着火の有無をテストした結果、局部的に赤く(橙色)なり酸化はするものの着火しないことを確認した。

b. 爆発テスト

Fig.9に粉塵爆発実験装置を示す。

粉塵爆発実験装置に黒鉛粉末を数グラム装填し、小型プロワーで粉末を空中に浮遊させて小型バーナーの炎を導入したところ、炎の範囲に入った粉末だけ赤く(橙色)なり、酸化が認められたが、爆発しないことが確認できた。

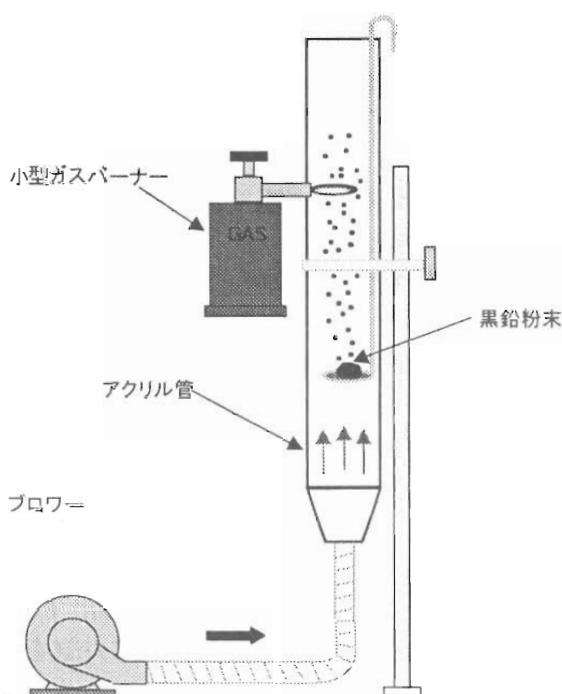


Fig. 9 Equipment for graphite dust explosion test

5.2.5 制御棒駆動設備等の解体撤去

原子炉本体の解体撤去に先立ち、炉心内外に設置されている制御棒、安全棒及びこれらの駆動装置並びに架台駆動装置等の設備機器を解体撤去した。撤去物の分解及び切断作業は、グリーンハウスを使用した。

(1) 環境整備

床面をベニヤ板及びビニールシートで養生を行なった。ちなみに、中性子源装置撤去後の室内線量当量率は、約 $0.2 \mu \text{Sv/h}$ であった。

(2) 解体撤去作業

各駆動装置の電源等が遮断されていることを確認した後に解体撤去作業に着手した。作業に係る撤去物の分解及び解体作業は、グリーンハウス内で行なった。

① 核計装の検出部と温度計の検出部を取り外し、次いで制御棒、安全棒を炉心から引き抜き撤去した。

② 制御棒駆動装置及び安全棒駆動装置は、電線ケーブルをコネクター部で外した後に撤去し、分解した。

③ 架台駆動装置は、ケーブルの切断撤去、液面計配管、クラッチ排油口及び減速機の排油口から潤滑油を全量抜き取った後に駆動軸継手部を外し、解体撤去し、分解した。

④ 架台駆動装置取付台をコンクリート基礎部から撤去し、ガス切断機で解体した。

(3) 放射性廃棄物の処理処分

解体撤去した放射性固体廃棄物及び付随する解体廃棄物は、前項5.2.2(4)と同じ措置を講じ廃棄した。

5.2.6 原子炉本体の解体撤去

原子炉本体を構成する制御及び安全棒取付架構、断熱材、上部の固定枠、黒鉛集合体、下部の固定枠、断熱台、架台間作業台、架台テーブル、基礎部の順に撤去した。本解体撤去作業の特記すべき作業は、黒鉛集合体の切断及び鋳鉄製架台の切断である。撤去物の分解及び解体作業は、架台テーブル、基礎部を除くすべての作業をグリーンハウス内で行なった。

(1) 解体撤去手順

Fig.10に解体撤去手順の概要図を示す。

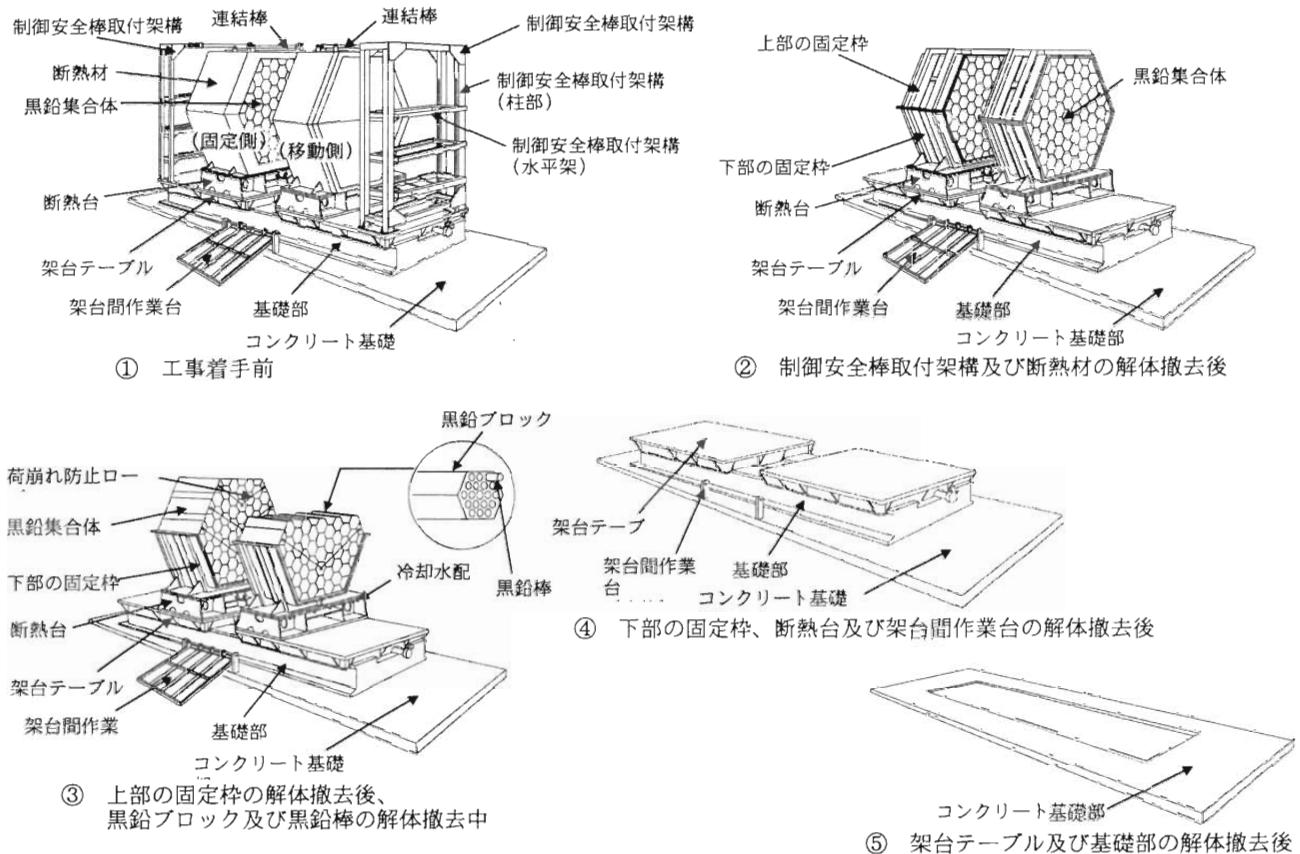


Fig. 10 Conceptual figure of reactor dismantling procedure

- ① 制御・安全棒の取付架構の解体撤去は、架台テーブル及び上部の固定枠の連結ボルトを外して撤去し、分解した後にガス切断機で解体した。
- ② 断熱材の解体撤去は、外套部と固定枠を外して撤去し、外套部を分解し材質別に分類した。外套部鋼材は、バンドソー及びガス切断機で解体した。
- ③ 上部の固定枠の解体撤去は、上部及び中心部の黒鉛ブロックの貫通孔を利用して、ロープで炉心中心方向に締めつけ、黒鉛ブロックの荷崩れ防止措置を行った上で、下部の固定枠と連結を外して撤去し、ガス切断機で解体した。
- ④ 黒鉛集合体の解体撤去
Fig.11に黒鉛集合体の撤去及び切斷作業の流れを示す。
- Fig.12に黒鉛集合体（黒鉛棒及び黒鉛ブロック）切断設備及び作業の概念を示す。

a. 安全対策

黒鉛集合体の切斷作業の安全性については、前項5.2.4 (2) で確認されているが、一層の安全を配慮して、次の対策を実施した。

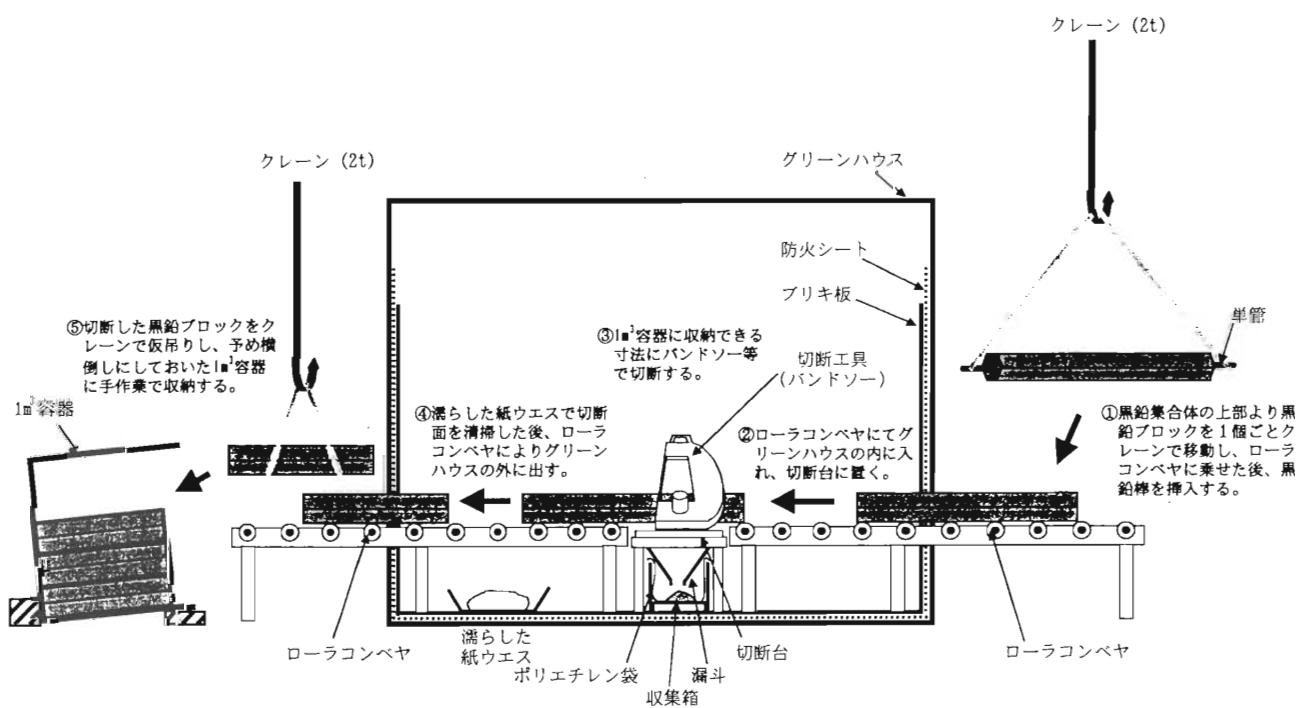
イ. 作業員は、防塵マスク及び保護眼鏡の着用の徹底を図った。

ロ. 黒鉛粉塵発生量の低減

- ・ バンドソーによる切斷作業では、微細な粉塵の発生を抑えるため粗目の刃を使用し、かつ切斷速度を低速にした。
- ・ 容器への収納を考慮して切斷寸法を検討し、切斷回数を少なくした。

ハ. 火災、爆発防止対策

- ・ 切断機のモーター部は、黒鉛粉塵の付着による漏電と発火を防止するため、冷却用ダクトを設置して外気を導入した。
- ・ 切断工具、切断台、収集箱及びローラー



注) グリーンハウスの設備の内容等、黒鉛の切断に係る安全管理は、別紙-2「黒鉛ブロック等の切削作業における火災、爆発等の防止対策について」に記述するところにより行う。

Fig. 11 Conceptual figure of graphite block cutting procedure

燃料作業室の排気口を経て気体廃棄物の廃棄施設へ

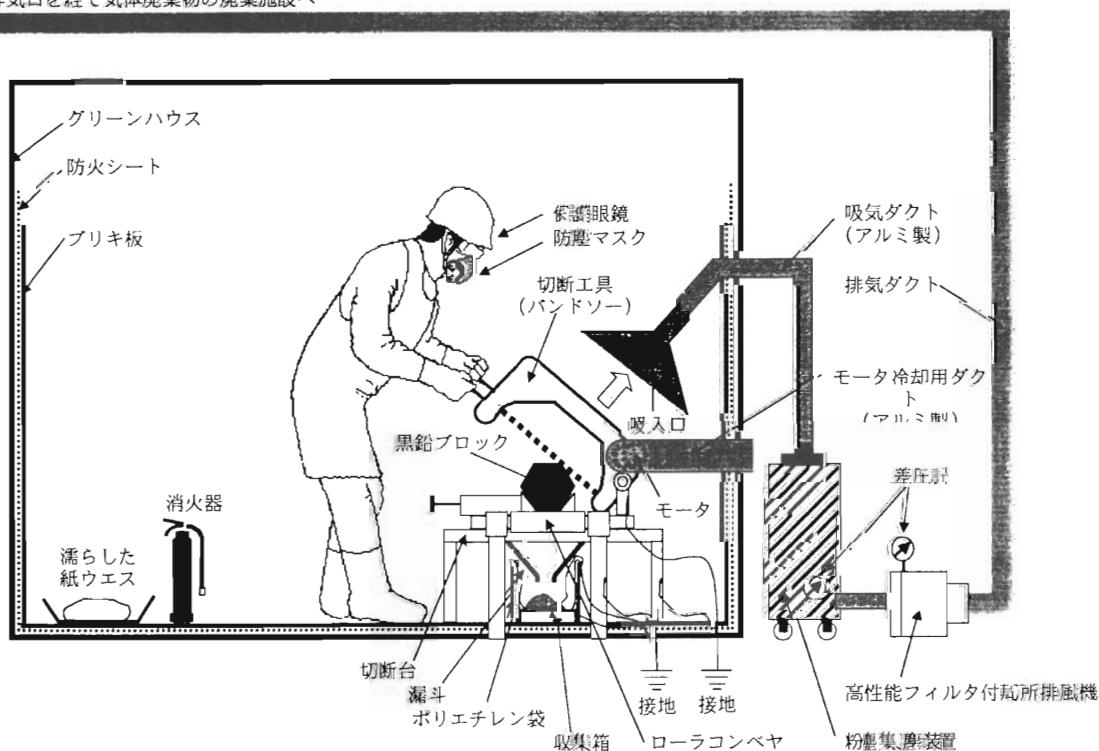


Fig. 12 Conceptual figure of graphite block cutting work

- コンベアを電気的に接地し、静電気にによる火花の発生を防止した。
- ・グリーンハウス内には火気持込みを厳禁し、ウェス等可燃性物質の持ち込みを最小限に止め、万一に備え濡れエスと消火器を常備した。
 - ・黒鉛は容易に切断されるが、熱伝導性が高く、切断時の摩擦熱や衝撃による発火が無いことを確認した。
- b. 解体撤去作業
- イ. 黒鉛棒を黒鉛ブロックから抜き取り、Fig.11に示したローラーコンベアに乗せグリーンハウス内に移送し切断機で切断し、1m³容器に収納した。
 - ロ. 黒鉛ブロックはクレーンを使用し、黒鉛棒と同じ方法で解体した。
 - ハ. 1m³容器への収納方法は、収納効率を考慮し黒鉛棒を黒鉛ブロックの孔に収納した。
- ⑤ 下部の固定枠及び断熱台の解体撤去
- 黒鉛集合体がすべて撤去された後、下部の固定枠及び断熱台の取り付けボルトを外して撤去し、ガス切断機で解体した。
- ⑥ 架台間作業台の解体撤去
- 作業台、支柱等を取り外して撤去し、ガス切断機で解体した。
- ⑦ 架台テーブルの解体撤去
- a. 架台テーブルは、固定テーブル、移動テーブル及びそれを乗せる基礎部(ベッド)から成っており、各々の主材は60mmの鋳鉄製であり、バンドソーでは切断が困難である。さらに、移動側集合体の架台テーブルを基礎部上面でスライドさせるために潤滑油を使用しており、広範囲に油脂類の付着があるため、切断熱によっては、ミストを含んだ煙が発生し、作業環境を悪くし、また排気用フィルターの目詰りを起す要因ともなる。これらを考慮するとガウジング及びプラズマによるガス溶断は不適切であるので、汎用工具を利用した専用の機械式切断工具を考案した。
 - b. この切断機は、405 φの鉄・ステンレス用チップソーを減速機付きモータに取付け

たものである。この切断では、切粉の飛散防止と刃の損耗を軽減させるため、回転数を30 rpmに設定し、モックアップテストを行い良好な結果を得て、実際の切断作業に使用した。この切断機による60mm鋳鉄板の切断速度は26.7mm/minであった。モックアップテスト風景をFig.13に示す。

c. 架台テーブル及び基礎部の解体撤去

架台テーブルの周囲を切粉の飛散対策のため、防火シートで養生した。

解体撤去は、製作した切断機で切断し解体した。切断時の粉塵吸引のため、局所排気装置を設置した。

② 放射性廃棄物の処理処分

解体撤去した放射性固体廃棄物及び付随の解体廃棄物は、前項5.2.2(4)と同じ措置を講じ廃棄した。

5.2.7 コンクリート基礎部のはつり作業

架台テーブルの解体撤去後にグリーンハウスを撤去し、コンクリート基礎部のはつり作業を行った。

(1) 装備と環境整備

粉塵作業となるため、作業場所を酢酸ビニールシートで養生し、粉塵収集装置及び高性能フィルタ付局所排気装置を設置した。また、作業には、防塵マスクと保護眼鏡を着用した。環境の線量当量率は、すべての機器が

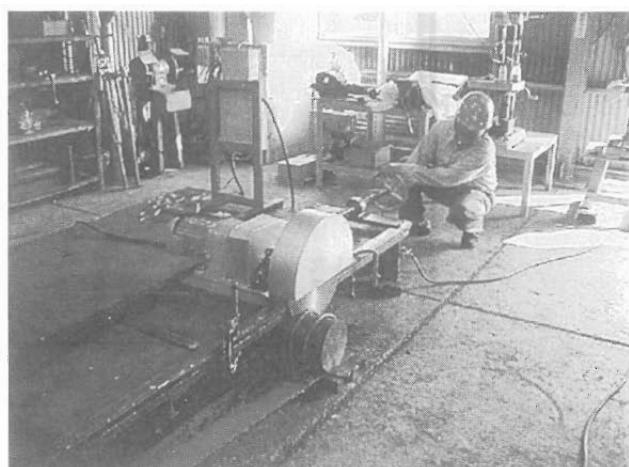


Fig. 13 Test of cutting machine for cast iron plate

撤去されていることから、バックグラウンドと同程度の約 $0.2 \mu\text{Sv/h}$ であった。

(2) 作業方法

コンクリート基礎部の表面をエアハンマで 2 cm 程度にはつり、モルタルで平坦化処理し、乾燥後ウレタン樹脂で塗装した。

(3) 放射性廃棄物の処理処分

解体撤去したコンクリートはつり片及び付随の解体廃棄物は、前項 5.2.2(4) と同じ措置を講じ廃棄した。

5.2.8 エリアモニタの撤去

解体撤去工事期間中に管理区域内外の線量当量率を連続して測定監視していた高レベル γ 線エリアモニタ及び低レベル γ 線エリアモニタは、原子炉本体等炉室内解体撤去作業の終了に伴って、解体撤去した。

(1) 電源の開放と措置

前項の 5.2.1(1) と同じ手順方法で電源を開放した。

(2) 解体撤去作業

エリアモニタの電源が遮断されていることを確認後、設備機器を撤去した。

電線ケーブルは、非管理区域側で切断し撤去した。

(3) 解体廃棄物の処理処分

- ① 炉室に設置した検出器及び電線ケーブルは、放射性廃棄物として前項 5.2.2(4) と同じ措置を講じ廃棄した。
- ② 非管理区域の制御室及び廊下に設置されていた撤去物品は、東海研究所の撤去品置き場へ搬出した。

5.2.9 電線ケーブル等の撤去

管理区域内の電線ケーブル等の撤去作業は、原子炉本体周辺の機器類の解体撤去からエリアモニタの解体撤去までの間に、設備機器の解体撤去工事の進捗に合わせ適時行った。

(1) 撤去作業方法

炉室の壁、ピット等に敷設されていた電線ケーブル及びケーブルダクト、電線管、中継箱等は、撤去後、解体作業場所において切断した。

(2) 開口部の措置

電線ケーブル、ケーブルダクト、電線管等の撤去により生じた炉室の壁面、ピット等の開口部は、モルタルを充填して塞止した後、塗装を行った。

(3) 解体廃棄物の処理処分

管理区域内に敷設されていた電線ケーブル、ケーブルダクト、電線管等は、放射性廃棄物として、前項 5.2.2(4) と同じ措置をして廃棄した。

6. 解体撤去工事に係る管理

6.1 工程管理と安全管理

工程管理は、事前に策定した「解体工事に係る工事方法」を基に全体工程を決め、月間工程、週間工程を作成し、進捗状況を毎日把握し、調整を行ないつつ作業を進めた。

安全管理は、事前に策定した「一般安全管理の方法」に基づき、毎日の作業開始前には、「KY ミーティング」を励行し、当日の作業内容の確認と注意事項の周知徹底を図り、一般労働災害防止及び放射線事故防止に努めた。

その結果、無事故無災害で工程どおり第 1 段階の解体工事を完了できた。

6.2 放射線管理

解体撤去作業中は、作業の進捗に伴って線量当量率の変動等が予想された。特に高放射線作業では、作業計画の段階で、解体工法、使用工具、作業手順等を十分検討し、放射線業務従事者の被ばく低減を図った。

初めにも述べたとおり、VHTRC は、燃料体、炉心構造物に放射能インベントリーが少なく、放射性物質による汚染も少ない装置であるが、入念な養生と区画管理により、本工事の汚染は皆無であった。

また、唯一の高放射線作業である起動用中性子源装置の解体撤去においては、作業の経緯で述べたように、遮へい体付解体治具を製作し、モックアップでの手順の習熟訓練を行った。その結果、従事した作業員の集団実効線量当量率は、計画被ばく線量率の 10 分の 1 以下に抑えることができた。

作業場所の線量当量率及び集団実効線量当量率計画値と実績をTable 9に示す。

6.3 廃棄物管理

本工事に伴って発生した放射性廃棄物は、主として放射性固体廃棄物であり、その他、少量の放射性液体廃棄物と放射性気体廃棄物であった。

(1) 放射性固体廃棄物の処理処分

放射性固体廃棄物は、定められた性状による区分及び放射能レベル区分に従い $1m^3$ 容器、金属容器、ドラム缶及びカートンボックスに収納し、東海研究所放射性廃棄物処理場へ搬出した。また、搬出に当たっては、施設名、封入年月日、性状及び容器表面の表面線量当量率を記載した。

発生した放射性固体廃棄物の重量は、ほぼ予測どおりであったが、容積については容器の収納効率を考慮して切断等を行うことにより、特に $1m^3$ 容器の使用個数は計画数量以下で処理することができた。

解体で発生した放射性廃棄物量と使用容器の計画と実績をTable 10及びTable 11に示

す。

(2) 放射性液体廃棄物と放射性気体廃棄物の処理

解体撤去作業中に発生した放射性液体廃棄物は、手洗い水及び断熱台の冷却水配管内に残留していた極く少量の冷却水であった。放射性気体廃棄物は、ガス切断による煙を含んだ空気のみであり、これらの廃棄物は、既設の廃棄施設を通して廃棄した。

7. おわりに

第1段階解体撤去工事は、延べ102日間を完全無災害で行なうことができ、被爆低減等についても当初に掲げた基本方針をほぼ達成することができ、満足すべき成果が得られた。

今回の工事をとおして、改めて再認識した重要なことは、先ず、施設の状況、環境及び装置の機能、構造を理解し、適切な治工具の準備、解体撤去の手順の検討、被ばく低減対策及び作業スペースと搬出ルートの確保であり、解体物の放射線遮へい対策、収納方法と収納効率を考慮することであった。

Table 9 Radiation exposure control plan

対象工事	作業場所の 線量当量率 (mSv/h)	集団実効 線量当量計画 (人・mSv)	集団実効 線量当量実績 (人・mSv)
制御設備及び計装等の電源の開放	—	—	—
起動用中性子源装置の解体撤去	6.2	2.5	0.19
計装等の解体撤去	—	—	—
残存放射性物質の評価のための試料採取	0.0002	0.03	0
原子炉本体周辺の機器類の解体撤去	0.0002	0.24	0
制御棒駆動設備等の解体撤去	0.0002	0.15	0
原子炉本体の解体撤去	0.0002	0.52	0
コンクリート基礎部のはつり	0.0002	0.06	0
エリアモニタの解体撤去	0.0002	0.03	0
電線ケーブル等の解体撤去	0.0002	0.07	0
全 体		3.6	0.19

上記計画に対し、集団実効線量当量の実績は、起動用中性子源装置に係る作業の0.19人・msvのみであった。

Table 10 Weight of radioactive waste and normal waste

単位: 約トン

		放射性廃棄物	一般廃棄物
計画		80.5	14
実績	放射化金属	49.12	
	黒鉛	23.38	
	線源	1.91	
	その他	2.52	11
	計	76.93	11

Table 11 Number of container for radioactive waste

単位: 個

	1m ³ 容器	金属容器	ドラム缶(200L)	カートンボックス
計画	82	-	40	210
実績	70	15	29	291

重点作業であった起動用中性子源の取外作業において、実施したモックアップテストによる確認と習熟訓練は、被ばく低減防止に大いに有効であった。これらに加え、放射性廃棄物の容器への収納方法等原研の先行原子炉施設の解体から得られた知見を参考にするところが大きかった。

VHTRC 解体撤去工事の中で、特に、起動用中性子源装置の解体撤去や黒鉛集合体の解体撤去は、今後予定される研究炉や発電炉の撤去計画に大いに貢献できるものと考える。

原子炉デコミッショニングの計画・管理

宮坂 靖彦*

Planning and Management for Reactor Decommissioning

Yasuhiko MIYASAKA

This report describes decommissioning strategy, planning process, regulation, management and organization, radiological characterization and safety.

Planning is used to identify, define and organize the requirements for decommissioning including decommissioning options, items to be accomplished (objectives, scope), to solve problems of how it is to be accomplished (methods, means and procedures), questions of who will execute it (resources, organization and responsibilities, interfacing), and time when it will be executed (schedule for meeting the objectives). A plan is highly dependent on the quality of the management team assembled to carry it out.

Radiological characterization involves a survey of existing data, calculation, in situ measurements and/or sampling and analyses. Using this databases decommissioning planner may assess options, considering: decontamination processes, dismantling procedures, tools required, radiological protection of workers and public / environment, waste classification, and resulting costs. Comparison and optimization of these factors will lead to selection of a decommissioning strategy, i.e. typically, immediate or deferred dismantling.

The planning and implementation of decommissioning for nuclear reactors should be referred both recent dismantling techniques and many decommissioning experiences. The technical lessons learned from many projects will help in the planning for future decommissioning projects. And systematic planning and management are essential to successful completion of a decommissioning project.

1. はじめに

わが国における原子炉デコミッショニングに関する最近の動向では、日本原子力発電（株）東海発電所の解体届けが間もなく提出される予定であり、「ふげん」発電所の永久停止も2003年に予定されている。

日本の試験研究用の原子炉は、現在、運転中のものが19基あり、そのうち建設から30年を経過した炉が10基ある。これら運転中の研究炉施設については、今後のデコミッショニングに備えるべ

き時期が間近にきている。

一方、これまでにデコミッショニングを実施した研究炉施設は、完了した炉施設が5基あり（うち臨界実験装置4基）、解体中のものが2基及び安全貯蔵中が5基である。

世界の商業用原子力発電炉は、31ヶ国で約440基（休止状態の約10基を含む）が稼動しており、主要な電気エネルギーとして定着している。一方、2000年末までに閉鎖された発電炉は、出力1万kWe以上の小型パイロットプラントを含めると98基であり、これら発電炉の多くは、解体中

* (財) 原子力研究バックエンド推進センター (RANDEC)

や安全貯蔵のための工事中または安全貯蔵中である¹⁾。

一般に、原子力施設のデコミッショニングは、長期で大型プロジェクトとなり、コストも高く、放射性廃棄物も多く発生する。わが国では、日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）のデコミッショニングの経験²⁾及び研究炉JRR-3の原子炉をデコミッショニングして、その跡に新炉JRR-3Mを建設した経験を持ち、経済的及び技術的知見を蓄積している。しかし、今後は一層合理的なデコミッショニング方策が求められる。

原子力施設のデコミッショニングは、サイト選定、設計、建設、供用開始、運転終了に続く最終フェーズである。このデコミッショニング活動は、施設特性調査、施設の除染と解体、建屋の解体、廃棄物の処理処分であり、作業者の健康と安全、さらに一般公衆の安全、環境保全に配慮した複雑なプロセスである。

デコミッショニング・プランニングとは、次の要件を明確にし、体系化し、確認することである³⁾。

デコミッショニング方式の選択

達成すべき目標、スコープ

課題の解決；方法、手段、手順

実施体制；人的資源、組織、責任体制、

実施計画；目標に合ったスケジュール

また、初期プランニングにおいて、次の安全上の重要な要件を考慮しておかなければならぬ。

解体中施設の維持管理

作業者の被ばく低減、公衆の安全

放射性廃棄物の取扱い

特に、作業者の被ばく低減のために、解体撤去の手順に従って被ばく評価すべきである。また、公衆への影響を評価する必要がある。

デコミッショニングの最終計画書は、規制と整合していかなければならない。また、申請にあたっては、指針との整合が求められるので、計画する者は規制等に精通していかなければならない。

一つのデコミッショニング・プロジェクトを安全かつ合理的に達成するには、まず、系統だった計画及び管理の確立が非常に重要である。

デコミッショニングに関する情報、知見は、ただ、技術的な観点だけでなく、総合的に整理し、体系化し、関係者が利用できるようにする必要があ

る。ときには、技術的な面だけ過度に強調され、あるいは政策、社会経済的な観点だけが問題にされる。

デコミッショニング活動を達成するには、計画立案に十分な時間と労力を投入することが重要である。各施設には、一般に、デコミッショニング経験者もその専門家もない。また、既存の施設は、解体を考慮した設計や運転管理が十分に行われていないのが現状である。しかし、類似の施設や他の施設の解体経験は、計画段階で重要な情報を与える。

本報告では、廃止措置計画立案プロセス、組織、規制、施設特性、廃棄物管理、安全性などについて紹介する。

2. コミッショニング戦略

(1) デコミッショニング戦略の基本

デコミッショニング戦略を構築するには、まず、施設所有者、施設管理者がデコミッショニング・プロジェクトを長期的に見据えて、課題を先送りするのではなく、積極的に取り組み、創造的なテーマと認識することが必要である。

原子炉のデコミッショニングをどのように行うか、また、どのようなデコミッショニング方式を選択するかは、多くの因子により影響をうける⁴⁾；

- ①放射性廃棄物の管理、処理処分を含む国の原子力政策、整備状況
- ②使用済み燃料の貯蔵、再処理に関する国の原子力政策、整備状況
- ③対象原子炉施設の特性（規模、放射能レベル、物量等）
- ④将来のサイト利用計画、建屋の再利用計画（最終目標）
- ⑤サイトの放射性廃棄物処理、貯蔵設備（追加設備の必要性）
- ⑥活用可能なデコミッショニング技術（既存技術で可能か、技術開発の必要性）
- ⑦組織、人的資源、従業員の安全確保
- ⑧コスト、予算の確保、資金の活用
- ⑨規制、申請要求、規制整備状況
- ⑩公衆、環境の安全確保

⑪社会情勢、社会との共存

このうち、使用済燃料、解体廃棄物の貯蔵、処理処分に関することは、デコミッショニングを遂行する上で最も重要なことである。

さらにデコミッショニング戦略の構築には、即時解体、安全貯蔵期間（例えば10年から50年間）をパラメータにしたコスト評価（維持管理を含む）、廃棄物処理処分評価、人的資源評価、及び社会的状況の調査、検討が必要である。

(2) 試験研究炉のデコミッショニング戦略

試験研究炉のデコミッショニング戦略を検討する上で1994年IAEAが提案しているデコミッショニング方式の分類が参考となる。その分類では、ステージ1（監視付貯蔵）、ステージ2（制限付サイト解放）、及びステージ3（無制限サイト再利用）に区分している。また、IAEAの調査によると、大型炉と比べ、小型研究炉では、安全貯蔵期間が長くなるほど維持費の比重が大きくなり、小型炉のコストは、即時解体に対し安全貯蔵期間10年で約2倍、20年で約3倍、30年で約5倍との報告がある⁴⁾。

当センターのプール型原子炉（TRIGA型MⅡ）の解体事例研究においても、安全貯蔵期間を長くすると維持管理費の負担が大きく、即時解体が経済的に有利であることを示した。

また、米国では、研究炉について、放射能レベルが低いことから即時解体で行うことを規制当局が指導している⁵⁾。

(3) 諸外国のデコミッショニング戦略

米国では、即時解体（DECON）、安全貯蔵（SAFSTOR）、及びサイト内遮へい隔離（ENTOMB）の中から設置者が合理的なものを選択し、原則として60年以内にデコミッショニングを完了することとしている⁶⁾。1990年代に入って、主に経済的な理由により米国の商業炉9基が閉鎖され、そのうち5基がDECONを選択している⁷⁾。さらに、これまでSAFSTOR中の3基の施設では、施設に精通した人的資源等が失われるリスクを考慮して計画を変更し、解体を再開している。また、最

近、廃棄物処分施設の確保がだんだん困難になってきたことから、これまで原則としてENTOMBを認めないこととしていた方針を変えざるを得ないと動きがある。このENTOMBは、放射能レベルの高い部分（炉内構造物）を先に撤去し、放射性レベルが低い残存構造物の放射能が減衰するまでサイト内に遮へい隔離することで放射性廃棄物の発生量を大幅に減らす。そのためには100年以上の遮へい隔離が必要になるため、これまでの規制を見直し、ENTOMBを認めることが検討されている^{8), 9)}。

イギリスでは、これまでに8基のGCRを停止し、長期安全貯蔵のための工事が進められている。この方式は、炉心部の解体に遠隔装置を用いなくても容易に解体できるまで安全貯蔵（135年間）することである¹⁰⁾。この戦略について、あまりに長期にわたることから、米国のようにデコミッショニングを60年以内に完了すべきとの議論もある¹¹⁾。

フランスでは、これまで長期の安全貯蔵—解体撤去方式が選択されていた。しかし、長期間の閉鎖により、発電所に関する情報が失われるリスクを考慮すべきであるとの仏原子力施設安全局（DSIN）の見解に基づき、仏電力公社（EDF）は、解体を早めることを2000年末に決定した¹²⁾。即ち、6基のマグノックス型ガス冷却炉を含む8基の第一世代原子炉を当初の計画よりも約25年早く2020年から2025年までに解体する計画である。このため極低レベル処分場の開設、中レベルの黒鉛廃棄物処分対策が最優先課題として計画検討を進めている。

ドイツでは、雇用、人的資源の確保、課題を先送りしないなどを理由により、即時解体を原則としている。これまでに2基が解体を完了し、ヴュルガッセンなど11基が完全解体を目指して解体工事中である¹³⁾。グライフスヴァルトのサイトでは、世界最大のデコミッショニング・プロジェクト、VVER型8基の解体を2012年完了に向け進めている¹⁴⁾。現在、ドイツでは廃棄物処分施設の確保ができないことから、このプロジェクトでは、サイト内に

廃棄物の処理・保管するための廃棄物中間貯蔵施設を建設している。また、高温ガス炉など3基が安全貯蔵中である。

日本の商業炉については、平成9年1月14日付け「商業用原子力発電施設の廃止措置に向けて」(総合エネルギー調査会報告)によると5~10年安全貯蔵後の解体撤去を標準工程としている。

以上のように商業用原子炉のデコミッショニング戦略は、各国の事情により異なるが情報喪失のリスク、人的資源の確保の観点から早期解体の傾向にある。

3. 廃止措置プロセスと計画内容等

3.1 全体プロセス

デコミッショニングの全体プロセスは、Fig.1に示すようにデコミッショニング活動をタイムリーニングで示す。実際のデコミッショニング活動を開始する前に、次のステップで進めることである。なお、IAEAのガイドでは、設

計、建設段階から将来のデコミッショニングを考慮することとしている³⁾。

—初期計画（予備的研究）

—概念計画

—最終計画（申請前）

—実施計画

また、計画からサイト開放までの代表的なステップをTable 1に示す。

(1) 初期計画（予備的研究）

運転中に将来のデコミッショニングに備えるため、ケーススタディを含む予備的研究を行うべきである。放射性廃棄物の発生量、コスト、作業者の被ばく量を知ることは、特に、将来計画を考えるうえで重要である。

日本の商業炉の場合には、総合エネルギー調査会報告によれば解体コスト、廃棄物発生量とその処分コスト、また、標準工程が示されている。これに基づき廃止措置の費用を運転中から積立てるための解体引当金制度が昭

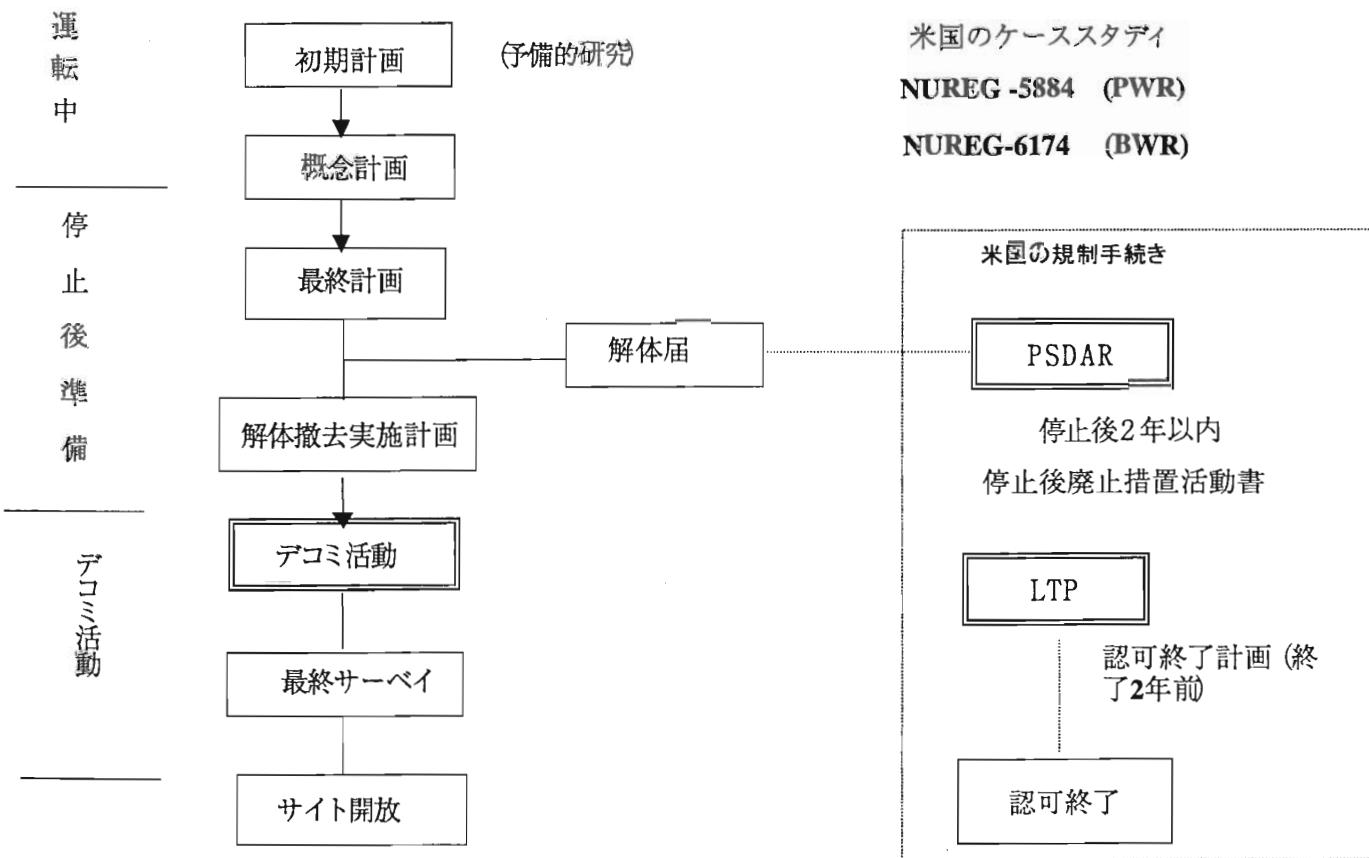


Fig. 1 Decommissioning Proces

和63年度から開始している。110万kW級の発電所の解体コストは、約300億円（昭和59年）、また、解体廃棄物の処理処分費用の試算約200億円（平成11年）¹⁵⁾と見積もっている。

一方、試験研究炉等の原子力施設は、このような制度がないため、今後、何らかの予算システムを検討する必要がある。

予備的研究を行うことは、施設の資料整備、汚染記録などの施設特性データが得られ、将来の解体のためだけでなく運転管理にも寄与する。予備的研究は、規制、新しい知見、類似施設の経験等を参考に継続して行う必要がある。

(2) 概念計画

概念計画は、運転停止前（例えば；2年前）に実施することが望ましい。これは、デコミッショニング戦略を決定するための基礎資料を得るために行うもので、運転から停止にいたる人員計画、スケジュールが含まれる。

(3) 最終計画

最終計画は、原子炉停止後、解体届を提出する前にまとめる必要がある。この計画には、

Table. 1 Typical Steps for Decommissioning of Reactor

ステップ	内容
1	原子炉及び関連設備の明確化及び現状の確認
2	安全及び環境理念の明確化
3	施設内/放射性及び有毒物質のインベントリ調査
4	廃棄物管理手順の確立
5	デコミッショニング・オプションの評価/選択
6	デコミッショニング・オプションの妥当性評価
7	費用を含む詳細計画
8	必要装置、要員計画の明確化
9	安全及び環境評価の実施
10	費用見積り、資金源の決定（及び許可取得）
11	デコミッショニング計画の準備
12	最終計画、規制当局への申請
13	規制上の許可（了解）
14	計画の履行(stage1, 2 or 3)
15	解体完了
16	最終サーベイ計画の許可取得
17	最終サーベイ完了と敷地の整備
18	敷地開放の許可

解体方式の選択、目標、スケジュール、施設特性、停止後の作業、解体撤去工法、廃棄物管理、施設管理、安全対策が含まれる。

(4) 実施計画

解体撤去の実施計画は、各工程前に詳細に決まるのが一般的である。工法等が変わる場合には、解体届等の変更を伴う。

3.2 計画内容等

デコミッショニング計画段階では、重要な技術、予算、スケジュール、申請業務等の事項が検討される。そのためには、まず全体を総括したデコミッショニング計画書のまとめが必要であり、IAEAのガイドを参考に代表的な内容をTable 2に示す。また、デコミッショニング計画を進めていくには、さらに次に示す詳細な内容を記述した書類の準備が必要である。

—施設特性調査計画／報告

—原子炉停止後の廃止措置準備活動計画

—安全アセスメント

—廃棄物管理計画

—放射線管理計画

—緊急時計画

—品質保証計画

—最終サーベイ計画／報告

また、Fig. 2に示すようなデコミッショニング・プロジェクト総合管理報告システム¹⁶⁾の準備は、計画遂行に有効である。

Table. 2 Example of Contents of A Decommissioning Plan

	内容
1	概要
2	施設の概要（施設特性を含む）
3	デコミッショニングの方策
4	・目標 　・オプションの選択 　・安全性の考え方
5	・廃棄物の種類、容量及び輸送・費用/資金計画（予備計画）
6	計画管理（組織、教育、報告と記録）
7	デコミッショニングの活動
8	・除染 　・解体撤去 　・監視/保守計画
9	安全評価： 管理放出、被ばく線量等
10	環境への影響評価
11	品質保証計画
12	放射線防護及び安全計画
13	連続監視/保守計画（ステージ変更に対応）
14	最終サーベイ計画
15	最終報告
16	将来のデコミ活動（ステージ変更に対応）

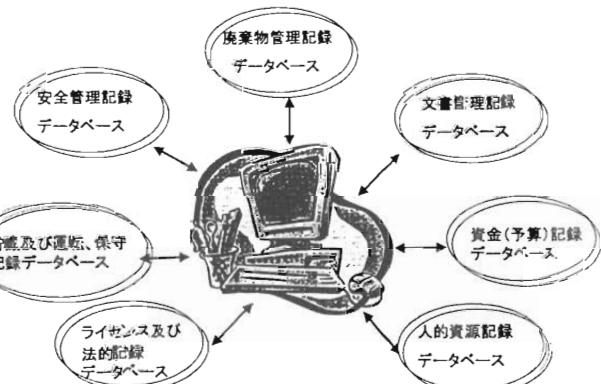


Fig. 2 Integrated Management Information System for Decommissioning Project

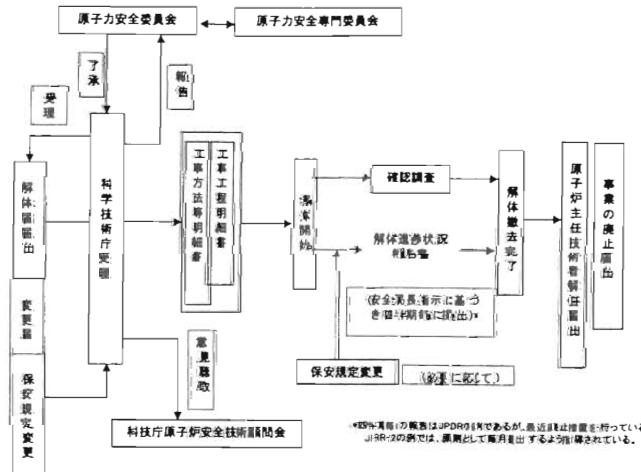


Fig. 3 License Flow for JPDR

4. 規制

我が国の原子炉廃止措置に係わる法律では、原子炉規制法第38条第1項に「原子炉の解体」が規定されている。また、解体届の記載事項は、原子炉の設置、運転等に関する規則に規定されている。この主な内容は、解体方法及び工事工程表、並びに核燃料物質等の処分の方法である。JPDRの場合、我が国で初めて本格的に解体を実施したことから、これを補完する意味で原子力安全局長から原研理事長に対して昭和58年1月8日付で指示書が出了された。これは、解体工事に当たり安全性を確認するため解体工事の内容の詳細及び進捗状況を適宜把握することとしたものである。これによると解体に係わる安全規制は、基本的には解体届と保安規定を工事進行に伴い、変更し、安全確保を図ることとしている。実際には、具体的な作業のフェーズ区分に対応して変更手続きをとり、進められた。

試験研究炉の場合、現状では、JPDRの解体届の例に基づき、審査されている。そのフローを Fig. 3 に、また、法手続きと時期の検討例を Fig. 4 に示す。また、商業用原子炉の法手続きの検討例を Fig. 5 に示す。

試験研究炉の解体届は、JPDRの解体に当って原子力安全委員会で決定した指針「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」(平成13年8月一部変更)¹⁷⁾に基づいて審査される。また、米国の原子力学会標準¹⁸⁾が参考となる。日本原子力学会の標準委員会でも研究用原子炉の廃止措置標

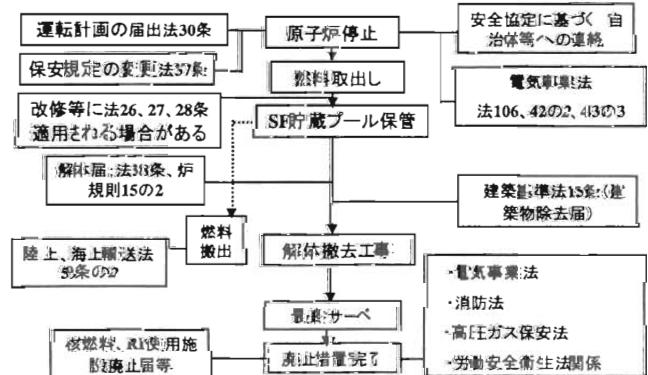


Fig. 4 An License of Process for Demonstration Power Reactor



Fig. 5 Example of Decommissioning License Flow for Power Reactor

準について、現在、検討が進められている。

一方、商業用原子炉については、現在、「実用発電用原子炉の廃止措置に係る安全確保及び安全規制の考え方について」の検討が進められ、総合資源エネルギー調査会の原子力安全・保安部会廃止

措置小委員会から報告書が2001年8月発表された。廃止措置を計画するに当っては、今後の規制整備の動向に注意しなければならない。

5. 組織管理

原子力施設のデコミッショニングを決定したならば、最初にそのプロジェクトを進めるための組織・体制を整える。即ち、プロジェクト・マネージャーとプロジェクト・チームを定め、計画立案、安全、規制等の観点で責任をもってプロジェクトが進めるられるようにするべきである。

デコミッショニング組織を作るには、次の事項を考慮しておく必要がある。

—プラントに精通した人の参加

—プロジェクトの進行に対応した組織、管理体制

(運転中の準備期間、運転停止後から解体開始、解体撤去、サイト解放)

—施設管理、維持に対応した組織、管理体制
代表的な組織をFig. 6に示す³⁾。また、JPDRの例をFig. 7に示す。

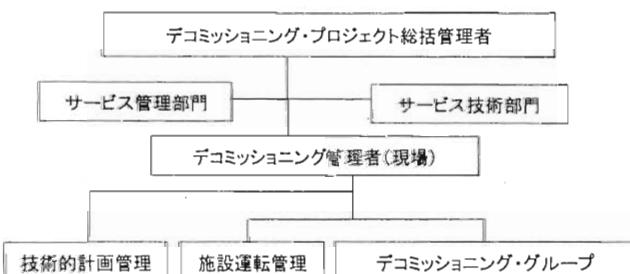


Fig. 6 Example of Management Structure for A Decommissioning Organization

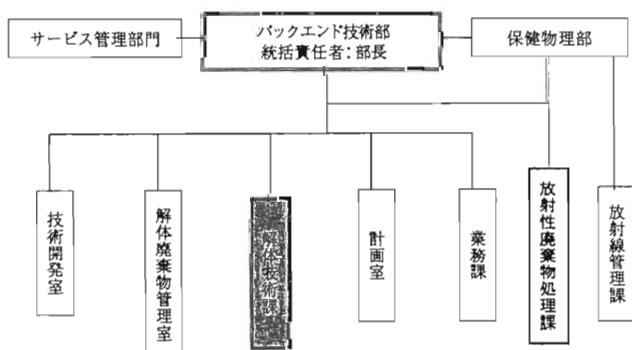


Fig. 7 Organization of JPDR Decommissioning

6. 施設特性調査¹⁹⁾

原子炉の永久停止後、燃料、冷却材を除去した後も残存放射能が残が、その特徴として、次のことがあげられる。

—炉内構造物から放射能レベルの比較的高い放射性廃棄物が発生する。商業炉等では非常に高く、 10^5TBq オーダーとなり高 $\beta\gamma$ 放射性廃棄物に区分される。一方、小型研究炉では、低レベル放射性廃棄物である。

—大部分の放射性廃棄物は、低レベルである。その廃棄物の最も多いものに遮へいコンクリート等がある。

—解体の進行に伴って、施設内の放射線レベルが変化する。

—解体の進行に伴って、保安に必要な設備等の状況が変わる。

施設特性調査は、デコミッショニング計画から工事期間、サイト解放まで継続的に必要となる。この調査は、施設規模、デコミッショニング方式、解体撤去工法等により、その方法や程度が大幅に変わる。予備的調査、解体撤去開始前の本格調査、解体完了後の最終サーベイまでのフローをFig. 8に示す。

これらの調査では、施設の汚染トラブル、補修、改造等を含む運転履歴、設計書類、写真、運転記録、さらに運転中の中性子束レベル、サンプリングによる放射能レベル測定が有効な情報を与える。また、この調査では放射能インベントリ計算、サンプリングによる分析等から放射能レベル区分毎、材料毎の解体廃棄物量が評価される。これら

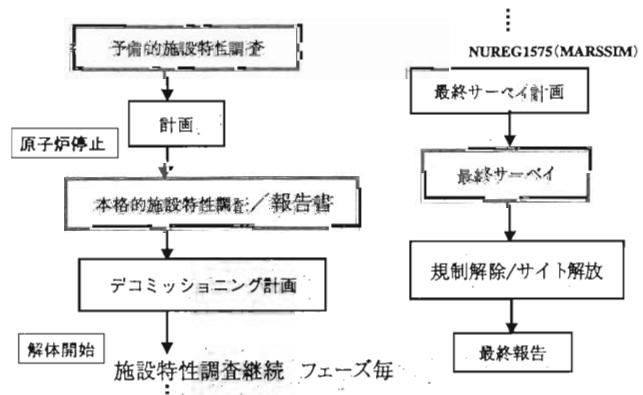


Fig. 8 Overall Flow of Characterization Process³⁾

の調査結果は計画立案の基礎となる。さらに解体廃棄物には、有害物が含まれている場合があるので、その調査も安全管理、廃棄物処理処分の観点から重要である。

7. 原子炉停止後の準備活動計画^{3), 4)}

原子炉停止後の準備活動には、燃料取出し及び搬出、冷却材の排水、プラントの安全閉鎖、施設特性調査等がある。これらは、一般に解体届の前に行うことができるが、運転中の規制を受けることを考慮して計画する必要がある。準備活動には、次のことが含まれる。

- プラントの各系統、構造、機器に対する炉停止後の要求機能評価
- 統一、機器等の隔離、分離閉鎖
- 技術仕様、規制要求のための補修等
- 放射線レベル、汚染調査
- 使用済み燃料の貯蔵、搬出
- 安全防護設計及び実施
- 運転中に発生した放射性廃棄物及び準備期間中に発生する放射性廃棄物の処理
- 放射線防護及びALARAプログラムの開発、準備
- 組織の整備

8. 安全性^{3), 4), 17), 20)}

計画段階で安全対策を内部要因、外部要因に区分し、考慮しておかねばならない。これらは、次のカテゴリに区分できる。

- 解体撤去作業、除染等に関わる事象；汚染機器等の落下、フィルタ損傷
- 施設維持設備事象；電源喪失、冷却材の喪失、制御用空気源喪失
- 火災、爆発
- 外部事象；地震、台風

これらの対策は、最終的に解体届または解体変更届提出までに完了しておかなければならぬ。

8.1 放射線防護プログラム

放射線防護プログラムについては、デコミッショニングフェーズに対応したプログラムが必要であり、それぞれの作業毎に安全対策が立てられなければならない。

最初のステップは、放射能インベントリ評価¹⁸⁾を基にした放射線防護プログラムであり、ALARA原則を取り入れ、デコミッショニング活動を安全かつ確実に遂行できるよう計画する。次のステップは、放射線モニタ等の計測データを基にしたデコミッショニング作業中の放射線防護プログラムである。最後は、完了確認のための建屋、サイトのサーベイプログラムである^{21), 22)}。

8.2 安全アセスメント

デコミッショニング計画の策定には、次のような安全アセスメントが必要である。

- 運転制限、条件
- 計画放射能放出基準
- 計画作業被ばく量、ALARA証明
- 放射線モニタ、放射線防護システム
- 核物質等の管理、物的防護、
- 緊急対策
- 安全管理体制
- リスク解析
- 運転規則、指示書
- 作業者の安全判断基準、一般公衆及び環境基準

8.3 一般安全対策

一般安全対策について、計画段階及び実施段階で考慮しなければならない。特に、有害物質を調査すべきである。また、換気系のフィルタ破損、火災による放射性エアボーンの発生対策が重要である。一般安全には、人為事象、侵入対策なども含む。

9. プロジェクトの基盤事項

9.1 解体技術

解体技術について、作業者の被ばく低減、環境の安全を前提に作業効率等を総合的に調査することは、デコミッショニング・プロジェクトを計画、遂行するのに不可欠である。次に、広範囲な原子炉解体技術を考える場合以下の項目に留意する必要がある。

- 解体システムエンジニアリング；手順とその評価 (COSMARD コード²³⁾)
- 施設特性；放射能インベントリ計算、放射能

汚染測定、放射線測定（ γ カメラ、クリアランス検認、最終サーベイ）

—除染；系統除染、機器除染、解体後除染

—解体撤去、遠隔技術

—放射線管理、監視

—解体廃棄物管理、処理処分、再利用

デコミッショニング戦略の構築には、特に、除染技術、放射能が比較的高い炉内構造物、原子炉圧力容器及び大型機器等の解体技術、並びに遮へい体の解体技術が重要であり、一般的に推奨されることは、可能な限り既存の技術で単純なものを採用することである。しかし、解体に多くの被ばくが予想される場合には、当然、遠隔技術が用いられる。これには、安全確保のためのモックアップ試験が必要となる。

最近、原子炉停止後の系統除染により高い除染効果(DF15~30)が得られる技術(CORD法、DFD法等)が開発され、実施されている⁷⁾。この技術により即時解体でも作業の被ばくの低減化が可能になっている。これにより米国及びドイツでの幾つかの炉で、即時解体を選択できている技術的な理由の一つである。

9.2 人的資源

施設管理経験者は、一般に原子炉及び関連施設に関し、貴重な知識ベースを持っている。これらの人人が施設から移動、または退職する前にその知識ベースを確保することは、特に、記録が乏しい場合、重要である。ときには、建設、初期運転に従事した経験者の知識ベースの記録等が重要となることがある。

運転中に記録の保存に早くから取組むことが知識ベースの確保になり、計画に有効である。

9.3 廃棄物管理

デコミッショニングから発生する廃棄物は、運転中に発生する廃棄物と比べ、短期間に多量に発生し、放射能レベルの高いものも存在する。その程度は、施設特性により大きく異なる。本格的な解体撤去を始める前に廃棄物管理システムを確立し、処理、貯蔵、または処分の方策を明らかにしておくべきである。廃棄物の分類は、処理処分のためだけでなく、再利用、リサイクルの観点から

重要である。また、有害廃棄物については、放射能汚染がなくても確実な管理、処分が要求される。

JPDRでは、解体廃棄物の放射能レベルを将来の処理処分を考慮して4区分に分類し、管理している¹⁾。また、建家解体にあたっては、汚染物質を取り除き、管理区域解除後に既存工法で解体している。これには、原子力安全委員会が了承した「放射性廃棄物と放射性廃棄物でない廃棄物」とに区分する考え方により行われた¹⁾。

廃棄物のリサイクル、クリアランス検認方法など計画段階で検討しておくことは、今後、ますます重要な課題である。ドイツ等では、すでに解体廃棄物の再利用、限定再利用が放射能測定に基づき認められている。ドイツのKRB A発電炉では、5,200トンの金属廃棄物の60%を無制限再利用、33%を制限付再利用とし、残り7%のみ処分したとの報告がある²⁴⁾。我が国でもIAEAドラフト(TECDOC-855)を参考にクリアランスレベル案²⁵⁾が検討され、現在、検認方法の検討が行われている。また、EC委員会は、放射線防護89で材料中の放射性核種(代表核種)にクリアランスレベル(Bq/g、Bq/cm²)の推奨値を提示している²⁶⁾。

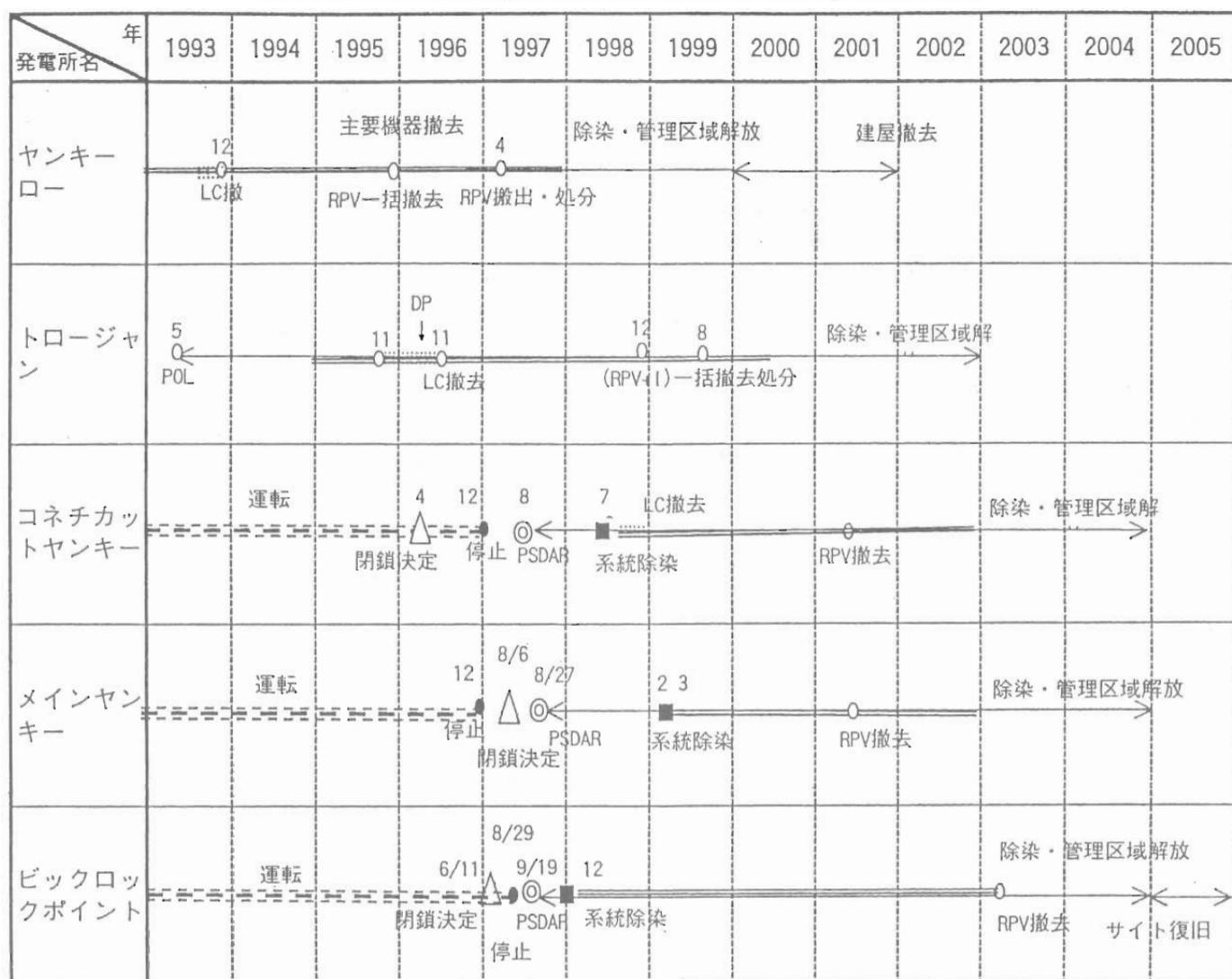
9.4 コストとスケジュール

計画段階でのコスト評価作業は、プログラム、技術的選択肢の査定に、また、デコミッショニング方式の選択に必要である。特に、安全貯蔵期間の影響を評価すべきである。正確なコスト評価は、プロジェクト成功に必須のことである。デコミッショニング・プロジェクトのスケジュールは、多くの作業活動項目とその実施期間に依存するため、コスト評価及びコスト確定の重要な部分である。

米国のNRCは、参考炉(BWR,PWR)を選定し、各種のデコミッショニング方式に対するコスト等の評価結果を設置者のデコミッショニング計画に参考となるよう公表している^{27)、28)}。

米国での最近の傾向は、技術の進歩、経験により即時解体を可能にし、Table 3⁷⁾に示すように工期が短縮化している。また、ドイツのグライフスヴァルト・サイトでも5基の発電炉を2012年までに即時解体する計画が進められている²⁹⁾。これ

Table. 3 Decommissioning Schedule of Recent DECON Projects in the U.S.



らのことは、コスト的に有利であり、また、サイト従業員の雇用、地域社会の受け入れの観点から評価されている。

適正なコスト、妥当なスケジュールで廃止措置が実施できるかどうか、また、人的資源等が確保でき知識ベースが維持できるかは、社会的に受け入れられ、容認されるのに非常に重要である。

10. まとめ

デコミッシュニング・プロジェクト成功の鍵は、まず、十分な施設特性調査に基づくプランニングである。そのためには、施設を熟知した人の確保と適切な組織の確立を考慮すべきである。運

転中の早い段階での取り組みが重要である。早期の最適シナリオ選定のための基本的パラメータスタディの実施が戦略構築に不可欠である。大型炉のデコミッシュニングには、期間、コスト、物量の観点で大型プロジェクトになることから具体的な計画及び経験実績から学ぶことで、特に、方法、技術等の情報収集、整理が計画立案に有効である。また、各種のデコミッシュニング・ハンドブックなども参考となる^{20), 30), 31), 32)}。

これから計画には、解体廃棄物の処理、処分の観点で、特に、処分量の低減、解体物のリサイクル方策を考慮するべきである。これらに関係する規制関連の整備は、今後、多くの関係者の課題

である。

最終的には、デコミッショニング計画が一般、地域住民に対して信頼され、受け入れられ、容認される説得力を持たなければならない。このためには、最新の解体技術等の取り入れが重要であり、合理的な廃止措置のための技術開発は、今後も不可欠である。

なお、次号において最近の原子炉解体技術動向について紹介する予定である。

参考文献

- 1) 世界の発電用原子炉の廃止措置概況、
RANDEC デコミニュース第16号（2001）
- 2) 宮坂靖彦、他、"解体実地試験の概要と成果"、
原子力誌、38,[7]、553(1996)
- 3) Planning and Management for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities, IAEA 1993, Technical Reports Series No.351
- 4) Decommissioning Techniques for Research Reactors, IAEA 1994, Technical Reports Series No.373
- 5) 中山富佐雄、海外における試験研究用原子炉のデコミッショニング、RANDEC デコミ技術講座第12回（2001/3）
- 6) Decommissioning of Nuclear Power Reactors, Regulatory Guide 1.184 (July 2000)
- 7) 宮坂靖彦、米国の発電用原子炉デコミッショニングの最新動向、デコミッショニング技報第21号（2000年3月）
- 8) Donald Vernon et al., Entombent: It is Time to Reconsider This Technology (Spectrum 2000 Conference)
- 9) Donald Vernon et al., Waste In-Situ Stabilization /Entombment Research and Development Project
- 10) イギリスのマグノックス型商業用発電炉の遅延安全貯蔵戦略、RANDEC デコミニュース第4号（1998/6/1）
- 11) (英) ガス炉 135 年間の廃炉計画に対して NII が反対、(ニュークレオニクス・ウイーク日本語版－1999.7.8)
- 12) (仏) EDF、第1世代原子炉の早期解体推進を確認、(ニュークレオニクス・ウイーク日本語版－2001.1.11)
- 13) Weil, Decommissioning of Nuclear Installations in Germany, (ANS and NEA Avignon-France, March 1998)
- 14) Papp et. Decommissioning of Nuclear Facilities in Germany-Status at BMBF Sites, (ANS and NEA Avignon-France, March 1998)
- 15) 総合エネルギー調査会原子力部会中間報告－商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて－（平成11年5月18日）
- 16) Michele Laraia, Planning, Management of and Other Organizational Point in Decommissioning of Nuclear Facilities, IBC Global Conferences Limited (Sep. 2000)
- 17) 原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（昭和60年12月19日原子力安全委員会決定、平成13年8月6日一部変更）
- 18) American National Standard for Decommissioning of Research Reactors, ANSI/ANS-15.10-1994
- 19) Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes, IAEA 1998, Technical Reports Series No.389
- 20) Decommissioning Handbook ,DOE/EM-0142P , March 1994
- 21) 10CFR Part20,et,al, Radiological Criteria for License Termination; Final Rule6239058(1997)
- 22) NUREG-1575 (MARRSSIM: Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual) 1997/12
- 23) S. Yanagihara, et al., Development of Planning and Management of Reactor Decommissioning, J. Nucl., Sci. Technol.,38[3],193(2001).
- 24) N.Eickelpasch, et al., Lessons Learned by Dismantling Two German BWRs, RADWASTE , Jan.1997
- 25) 主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて、原子炉安全委員会放射性廃棄物基準専門部会、平成13年3月17日
- 26) 放射線防護89、原子力施設の解体金属再利用のための推奨する放射線学的防護基準 (EC委員会、1998)、翻訳版：発行 RANDEC

- 27) H.D.Oak,et al., Technology, Safety and Cost of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0672 (1980)
- 28) G.J.Konzeck,et al., Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-5884 (1995)
- 29) 藤田 昭、ドイツEWN社で実施中の廃止措置 の紹介、デコミッショニング技報第21号(2000年3月)
- 30) Handbook on Decommissioning of Nuclear Installations, EUR16211EN, 199
- 31) デコミッショニング用語辞典、RANDEC 1999/ 1
- 32) 汚用廃止措置情報データベース、RANDEC、1999/2

RANDEC's Capability

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility

Decommissioning Technology Center

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.**

お知らせ

第13回 「報告と講演の会」

当推進センター主催の第13回「報告と講演の会」は、次の日程で開催することになりましたので、お知らせ致します。

1. 開催日時 平成13年11月20日(火) 13:15~16:50

2. 開催場所 石垣記念ホール(赤坂・三会堂ビル9F)

3. プログラム(予定)

(1) 特別講演 「低レベル放射性廃棄物処分の諸問題」

国立舞鶴工業高等専門学校・校長

(京都大学名誉教授) 東 邦夫 氏

(2) 事業報告

①総括事業報告

②新規事業総括報告

③技術報告

・解体廃棄物のリサイクル技術開発

・高速炉冷却材の処理技術開発

なお、「報告と講演の会」の詳細なご案内を11月初旬までに送付させて戴きます。皆々様のご来場を心からお待ち申し上げております。

第13回 「原子力施設デコミッショニング技術講座」

当推進センター主催の第13回原子力施設のデコミッショニング技術講座は、以下の日程で開催の予定です。

なお、講座のプログラムにつきましては、追って会誌・会報等を通してご案内させて戴きます。

開催日時：平成14年2月12日(火) 10:00~17:00

開催場所：石垣記念ホール(赤坂・三会堂ビル9F)

© デコミッショニング技報 第24号

発行日 : 平成13年9月27日

編集・発行者：財団法人 原子力研究バックエンド
推進センター

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100
Tel. 029-283-3010, 3011
Fax. 029-287-0022

ホームページ : <http://www.sphere.ne.jp/randec/>
E-mail : randec@olive.ocn.ne.jp