

(財)原子力施設デコミッショニング研究協会誌

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC.

No. 2 1990

総 説 デコミッショニング技術の発展と将来の展望
技術資料 原子力船「オットー・ハーン」の解役



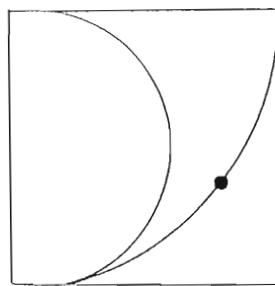
財団法人 原子力施設デコミッショニング研究協会
Research Association for Nuclear Facility Decommissioning

表紙の言葉

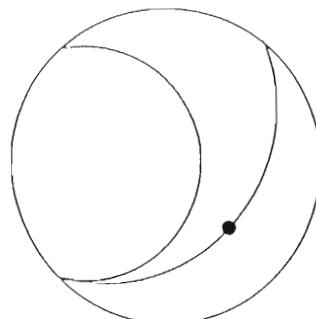
本会誌の表紙のデザインについて、何人かの方々から「何をイメージしたの？」
「どんな意味があるの？」等々の質問をいただきました。

このデザインは当協会のマークをその儘使用したもので、担当者としては特徴を出しながら、あか抜けしたものが出来たと自負しております。このデザインについては、会報「R A N D E Cニュース」第1号に“R A N D E Cマークが生まれました”と言う記事が掲載されておりますので転載致します。

R A N D E Cマークが生まれました



図案1



図案2

(説明)

原子力マークが  デコミッショニングによって消えました。

あとには、 新たな施設の誕生を暗示する小さな芽が力強く光芒を発しています。

若草色、ライトブルー、ダイダイそして真紅の組合せで、デコミッショニングをイメージしました。

マーク、表紙双方とも今後も宜しくお願ひ致します。

—— 目 次 ——

1. 協会誌「デコミッショニング技報」第2号発行にあたって	1	
小松 純治		
[総 説]		
2. デコミッショニング技術の発展と将来の展望	2	
鳥飼 欣一		
[技術資料]		
3. 原子力船「オットー・ハーン」の解役	7	
林 錦吾	山田 毅	
城 吉昭	岩男 義明	
[技術報告]		
4. 混合転換技術開発試験設備(2kg MOX設備)の解体撤去	16	
木原 義之	高橋 芳晴	大内 仁
5. 汚染金属廃棄物に関する化学除染法の開発	29	
—硫酸・セリウム系化学除染法—	諏訪 武	栗林 伸英
安宗 武俊		
6. JRR-3改造工事における原子炉冷却系統設備等の撤去	41	
鈴木 正則	伊藤 和博	大河原正美
荒木 俊豪	金子 茂雄	古市 昌久
7. 廃液処理装置の除染解体	50	
守 勝治	小松 茂	
編集後記	65	

デコミッショニング技報

第2号の発行にあたって

小 松 純 治

財原子力施設デコミッショニング研究協会は、平成元年から新しい事業を展開すると同時に、デコミッショニング技術に関する専門誌として、会誌の刊行を目指し、構想を練つて参りました。幸い会員皆様の絶大なるご支援とご協力により、昨年秋の創刊号につづいて、この度、第2号を発行することが出来ました。大変喜ばしく思うとともに、心から感謝の意を表します。

会誌は、デコミッショニングに関する技術開発、現場での実績、経験等の発表の場として活用していただき、関連情報も含めて、この分野の技術の一層の充実を図ることを目指しております。我が国では過去30年積極的に原子力開発が進められ、新しい施設や設備の建設、更新が行われてきました。しかし、それらの施設や設備の寿命に適切に対応し、具体的に措置していくことが必要になってきました。国内においてJ P D R等試験研究炉をはじめ、核燃料開発施設でデコミッショニングが進められております。これまで現場で行われてきた、解体撤去、廃棄物処理・処分、安全管理等の貴重な技術やデータ、経験等に陽をあて、それらの技術を体系化すると共に、新しい技術の開発が必要であります。海外でも、国際的課題として取上げ、活発に開発が進められております。この分野で活躍されている方々にとって技術面でお役に立てればと願っております。

デコミッショニングの技術は総合技術であり、各分野の技術の応用の場であります。個々の技術の開発はめざましく、それぞれ専門の学協会で発表の場もあるかと思います。本誌はそれら個々の技術のデコミッショニング分野への応用について発表の場を提供するとともに、施設の特殊性に応じた技術開発、経験等の発表の場としても広く活用し、技術の統合と体系化が図れればと考えています。最近は、解体廃棄物の処理、処分を含む技術開発の他に、P Aについても重要性を増しており、社会科学的アプローチがされております。開発した技術が社会に受け入れられるためには、単に技術だけでなく、環境や社会的な面からも成立しうる技術開発が必要になっています。デコミッショニングを円滑にすすめていく上で、本誌がその一端でお役に立てればと願っております。

今後、会員皆様からの活発なご寄稿とご意見を頂き、充実した内容にしていきたいと考えています。一層のご支援ご協力のほどをお願いする次第です。

デコミッショニング技術の 発展と将来の展望

鳥飼 欣一¹⁾

1. 原子力施設の廃止と解体のはじまり

最初に原子力施設を設けたのは米国で、戦時中のマンハッタン計画によりできた各種施設の不要化とともに、まず、廃止と解体が進められた。しかし、高放射能を持つもの、また、プルトニウムを含む施設及び土壤等に薄いが広く分布しているような施設は、最近まで土地の広いことから余り手をつけていなかった。要するに容易に作業ができるものが主に解体されてきた。

一方、欧州においては、原子炉等も近年廃止するものが現われ、将来はこのような原子力施設が年間相当の数に達するであろうとの予測のもとに、各国で協力して何等かの対策を早目に考えておいた方がよいとの気運になってきて、ウィーンにある IAEA でデコミッショニングのコンサルタント会議を 1973 年に開催し、その方策を探った。

我が国でも、日本原子力研究所が 1955 年創立されて、まず最初に我が国初の原子炉である JRR-1 (ウォーターボイラ型均質炉) が 10 年位の稼動の後デコミッショニングされたが、まだデコミッショニングの言葉さえ、一般には通用しなかった。その後いくつか後述するように解体作業がなされた原子力施設があったが、それ程世間の話題になることはなかった。1975 年頃になって、動力試験炉 (JPDR) の故障が続いて、初めてデコミッショニングに関心が集まるようになった。

2. 国際協力のはじまり

前述したように、各國が放射能に強く汚染された施設を解体廃棄するには、国際的に共通の基準があった方が、PA の関係からもよいとの考えから IAEA が中心で国際会議が開かれるようになった。これは従来情報交換も余りない分野であったので、お互に不便であった点をも改善しようとすることも含まれていた。

コンサルタント会議は、米、英、西独、IAEA だけで会議をしたが、もっと広く各国を入れて技術委員会をつくり、そこで情報交換やら基準等をつくろうということになった。それで、第 1 回のデコミッショニング委員会がウィーンで 1975 年に開催され、我が国からも、筆者の他電中研の遠藤氏、日立の和嶋氏が参加をし、情報交換を行うとともに、廃炉の方式を stage 1 、 stage 2 と stage 3 に分け、既に米国で guide が出されたものに合わせて名付けられた。これが今日まで欧洲では基準のように扱われている。

さらに、第 2 回のデコミッショニング委員会が 1977 年 ウィーンで再び開催され、やはり情報交換 (特に除染に関して) が行われ、IAEA としてのガイド的なものをつくるべくその素案を作成して、今日のデコミッショニングのガイドの骨格を国際的につくることができた。

上記の会議はヨーロッパが中心であったが、米国では既に多くのデコミッショニングに関する経験を有していたので、米国は別途国内で、技術報告会をはじめた。まず現 DOE (当時 ERDA) が 1975 年にアイダホで、第 1 回の ERDA 施設のデコミッショニングとデコンタミネーション (略して D & D と称す) の会議が、ウィーンの会議に少し先立ってアイダホで開催された。さらに米国では、PA の一つとして、NRC のデコミッショニングの政策について、知事等地方の公聴会を行ない、今後のやり方について矢張り欧洲に対抗するような形で競争的に進めはじめた。

我が国では、欧米各國の現状と JPDR の対応に対し、まずこの方面的調査を開始することになり、日本原子力研究所にデコミッショニング研究委員会が 1978 年に設置され、原子力に関する 5 グループ、電力会社、それ以外の建設業やメーカー等も一緒になり、日本原子力研究所員を中心に、国内外のデコミッショニングに関する調査が

1) 東京理科大学教授、

開始された。特筆すべきは、会を開く毎にメンバーが増え、従来余り原子力界には名の出なかった数多くの会社の参加を得ることができ、従来原子力は大会社によりほとんど表向きは実施されてきたように見られていた点が大きく変わってきたことであり、慶賀すべきことと考えられる。この調査結果を、毎年部厚い調査報告書にして出した。なお、本件は科学技術庁の委託調査によってなされたものである。このような調査研究以外にも独自の調査研究もなされ、1981年には「原子炉デコミッショニングハンドブック」(596頁)も出版されるに至った。この書の中には、国際的情報交換により知り得た多くの情報も集められている。

さて、本格的な国際的会合としては、国際シンポジウムがあるが、その最初のものがウィーンでIAEAとNEAとの共催で1978年に開催された。ここでは、各国で従来なされたデコミッショニングの経験とデコミッショニングを実施した場合の試算が出されたが米国からは余り論文の提出ではなく、ヨーロッパの中の会議と言った方が実際的であり、我が国での内外の調査の上で特に目新しいと思われるものは少なかった。ついで、NEAでも独自にデコミッショニングについても国際会議を持ちたいとの意向がでて、1979年には、そのための会合が開催され、各国の賛意を得た。米国はこのような状態を見て、NRCは再びシアトルを中心としてデコミッショニングの政策に関する公聴会を同年再び実施したが、これと併行してANSのD&Dのトピカルミーティングとして、サンバレー(アイダホ)で国際会議を開催した。これには、米国のデコミッショニングに関する経験と研究成果が公表され、また、TMI-IIについての討論会も実施される等数多くの知見が得られた。これには、我が国より40人程度の参加者があり大きな関心をよんだ。

このような米国の状況から、NEAは1980年に、専門家会議をパリで開催した。それは三つに会議を分けて開催し、一つは、デコミッショニングをし易いようにするための原子力施設の設計に関するものである。二つは、遠隔切断技術と除染技術に関するものであった。前者は、切断技術そのものより、ロボットやマニプレーターをどのようにするかが討論の対象で、サクレー研究所での見学も行われた。後者は、今後どう技術開発を進めて行くかが課題の中心で、化学除染について

次なる会議の準備にもなった。すなわち、同年にNEAは、ストックホルムとスチュドビックで、Ägesta重水炉を廃炉にしたのに伴ない、その除染を国際協力で各国分担で各国の方法で実施してみる方式の提案がなされている。

3. 我が国の解体技術開発の進展

各国のデコミッショニングに関する従来の知見が得られるようになると、さらなる技術開発が各国で考えられるようになってきた。

我が国においては、原子力委員会の策定する、「原子力開発利用長期計画が1982年に提出されたが、その中に我が国における廃炉のあり方及び対策についても示された。すなわち、運転を終了した原子炉の早期解体撤去の原則や解体技術の向上と諸制度の整備がうたわれ、具体的な主要事項として、解体技術開発における日本原子力研究所のJPDRの活用が示された。

日本原子力研究所では、デコミッショニング研究委員会を発展し、具体的な技術開発を1981年より科学技術庁の委託を受けて進めることになった。その主要項目として、残存放射能の評価、放射能汚染の非破壊測定、解体のための除染技術、解体廃棄物の処理処分法・解体に際しての放射線管理法、遠隔操作技術及び解体システム工学である。それは解体技術全般にわたり、本稿で技術全体の展望に代え得るものである。

3.1 原研の原子炉解体技術開発

JPDRの遮蔽コンクリートや圧力容器の内壁から試料を採取し、放射能を測定し、それと遮蔽コンクリートや圧力容器の放射能量を計算するコードによる結果と合わせ、内蔵放射能評価技術を確立し、炉内構造物に48%、炉心(制御棒、ポイズンカーテン等、燃料は除く)に50%、圧力容器に1.4%、遮蔽コンクリートに0.3%、配管に0.1%等が知られた。また、遮蔽コンクリートは、K-40の天然放射能レベルになる核種の比放射能($\mu\text{Ci/g}$)約 2×10^{-5} になる内面からの位置は、Eu-152で約100cm、Co-60で約80cm、E-154で約70cm、Cs-134で約50cmであった。

圧力容器は部厚い炭素鋼板でつくられ、内面にはステンレス鋼が内張りされたもので、刃と対象物間に直流大電流を流し発熱切断する回転円板のアークソーの試験が行われた。その結果、空気中では回転円板の加熱による変形を防ぐた

め、外周部に切れ目をいくつかつけること、切断部の装置が大きいこと等いくつかの課題が出された（E C では小管内に入るものもある）。

圧力容器内の炉内構造物はステンレス製で前述したように、放射能は極めて多く、解体には、水中切断が必要とみられ、それにプラズマアーク切断が考えられた。トーチの電極と対象物間にガスを流し、それに放電させて高温プラズマガスによる切断が炉外で試験されたが、発生するガスで可視化はかなり困難等の課題が示された。

また、圧力容器のノズル部を遠隔切断するため、管内にカッターを入れて、そのカッターを切断箇所で拡げて切るディスクカッターが試験され、容易にできることが証された。配管内からの切断としては、管内に成型爆薬を入れて切断する方式も試験されたが、刃物で切ったようきれいに輪切り状に切断できることも示された。

コンクリートの切断は、粉塵の飛散を嫌う等で、全体をこわすのではなく、切断面にうまく切れるように、制御爆破法、コアボーリング法、コンクリート溶断酸素ガス法、ダイヤモンド付ワイヤーによる切断法及び高圧水（2000気圧位）にガーネット等の研磨材を入れた水ジェット法等が試験された。空氣中で行うものは、多少の粉塵ができるのに対し、水を切断部にかけるものは粉塵が出ない代わりに、水中の放射能を含む物質が他の床等に流れていき、汚染を拡大する等の課題が示された。

原子炉の解体に伴なう廃棄物について、減容処理を金属製パイプの切断片の圧縮試験をして $2,000\text{kg}/\text{cm}^2$ の圧力で $100\text{kg}/\text{cm}^2$ の圧力の場合の約 $\frac{1}{3}$ になる等が示された他、コンテナについても安全評価として落下試験等を行った。

解体のための汚染除去として、1次配管系を除染して作業者の被曝を低減するべく、希薄液、濃厚液及び酸化還元電位除染法なる化学除染と流動研磨除染法について、炉外実験とともに、J P D R の1次系配管の系統除染を実施して評価をしてきている。Crの含有率の高い腐食生成物に対して、硫酸-セリウムを除染液とすることや、既存の濃厚液（0.5w/o以上濃度）に酸化前処理を付加した除染が注目された。また、コンクリートの表面汚染除去には、マイクロ波照射により表層剥離（表層の水分蒸発と熱応力

による）を試験し、成果を上げている。この他、解体撤去された機器等の処理のための除染として、磷酸によ電解研磨法が試みられ、成果を上げている。

遠隔操作技術は、解体作業にとって必須なものであるが、高放射能を扱う関係もあり、できることなら全てロボットで作業ができれば言うことではないが、現在の技術ではそこまで行っていない。それでまず感覚センサやシステム制御方法の試作試験が行われたが、重量物の扱いが精度よくできるように、扱い重量を大きくできるように開発が進められ、J P D R 炉内水中での作業をするための実規模での試験も行われた。

以上は、第1期での主な技術開発の成果であるが、第2期は、J P D R （1.25万kWe、改造により、熱出力では2.5万kWeに相当、BWR）が、1986年より実際に解体撤去が開発された技術をもとに進められてきて、1992年度までにすべて終了する予定になっている。既に原子炉格納容器内の原子炉圧力容器の周辺機器は解体撤去され、炉内構造物もプラズマトーチとスレーブマニピュレータによって水中で遠隔操作により解体撤去されている。

3.2 エネギー総合工学研究所の調査

通商産業省資源エネルギー庁では、エネルギー総合工学研究所に、廃炉に必要な技術、廃棄物の処理処分法、安全性及び経済性について検討を行わせ、長期的廃炉の実施方針の策定や技術基準等のあり方について調査検討を行うため、1979年より、1984年まで委託調査を実施させた。特に最終年度では、実用発電用原子炉として委託調査を実施させた。これ等は、日本原子力研究所の調査と結果的には類似したものである。すなわち、諸外国ならびに国内のデコミッショニング技術に關しては、ほぼそれまでの状況を捉んだと言えよう。

1985年からは、矢張り通産省エネルギー庁の委託により、廃炉の容易化技術の検討や廃炉における必要手続き等の調査を進めている。

3.3 原子炉工学試験センターの試験

1982年より、エネルギー総合工学研究所での調査検討結果をふまえて、通産省より解体技術の確証試験の委託が行われている。主なものをみると次のようである。

原子炉圧力容器に対して、アークガウジングによるステンレス肉盛（内面）をとかし、その

後、炭素鋼の部分をガス切断する技術（420 mm厚）、生体遮蔽に対して、ディスクカッターとくさび工法により切断する方法、高圧水ジェットで研磨材を入れた切断方法等を試験した。

また、1986年度より、炉内構造物をレーザーで切断する技術確認試験が行われている。

3.4 廃炉の廃棄物の処理処分技術

上記各種調査の結果、110万kW級の軽水炉よりは、解体撤去で50万tが廃棄物として出ることが予想された。そのため処理処分の合理的な方法（再利用も含めて）の検討と試験が科技庁の委託により原研で進められている。特に極低レベルのコンクリート廃棄物の埋設処分の実証試験や、1987年からは、500kgの放射性金属溶触炉をつくり、その精錬後どの部分にどこに核種や放射能が存在するかの研究がはじめられている。

また、原工試は同上年にやはり通産省より委託を受けて、解体廃棄物の放射能の測定技術や除染の確認試験を進めている。

原子力環境整備センターは、通産省より委託を受けて、解体廃棄物の合理的な処理処分方法の検討を進めている。

3.5 J P D R の解体

上記の解体技術を使って、原研はJ P D Rの解体を1986年頃より進め、周辺機器の解体は可成り進んでいるが、原子炉容器の解体等その中心となるものは1990年より開始され1992年に終了する予定である。本計画は、技術開発から始まって、実際の動力炉のstage 3に当たる解体撤去に到るまで一貫して行われるのは、世界でも初めてと言ってよいであろう。我が国のデコミッショニングの技術がこれによって、大きく世界に認められることになり、原子力では後進国扱いしてきた我が国に一つの先進的事項を加えるものであり、その波及効果は大きいと考えられる。

3.6 J R R - 3 の一括撤去

重水炉で国産第1号炉を、生体遮蔽と炉本体2,500tを一括して吊り上げ、水平移動後（推力は80t）、別の場所に再び吊り下げるという方法は、大型の放射性物体を短期に放射能を拡散させずにデコミッショニングするといううまい方法である。これが1982年より計画され実際の作業は2年間で1987年には終了している。後述のシッピングポート原子炉容器の一括撤去に先立つて実施されたことは特筆すべきである。

4. E C の解体技術開発の進展

第1期と第2期に分けてC E Cが中心となってE C各国へ補助金を出すと共に、テーマの調整等を行ってきた。何れも5カ年計画とし、第1期はその成果報告会をルクセンブルグにおいて、1984年に行い、第2期は、1989年にブリュセルで成果報告会を開催した。

第1期は、デコミッショニングの実験室的規模を中心とする研究開発であり、第2期は、来るべき実規模のデコミッショニングに備えるための試験研究で、燃料再処理関係も含めたものであった。前者は既にProceedingとして発行され、後者も間もなくそれが発行されることになろう。何れも、米国や我が国で行われている技術開発と大差はない、これでは、本格的解体には不充分との声もある。我が国より進んでいると思われるものは、解体廃棄物の再利用方法についてで、特に金属廃棄物は、溶解により、放射能をできる限り分離して再利用を計るとともに、廃棄物も減容することで、処理が容易になるとしている。我が国は解体廃棄物に限らず、放射性廃棄物はその名の通りに廃棄すること（安全に）にのみ力が入っているように見受けられ、この点別の専門家の参加が必要なことがいつものことながら痛感される。

5. 米国の技術開発の進展

サンバレーでの国際的会議後も米国はD O EやN R Cによりデコミッショニングの技術開発と安全対策について民間に委託を出して強力に進めしており、それらの多くの報告書が出されている。これらは、O R N Lにある情報センターにそろえられており、膨大なものであり、それを調査するだけで定常的業務に携わるかなりの人を要しよう。

主な成果は、シアトルでの国際会議、ナイヤガラフォールでの廃棄物処理の一つとしての国際会議、さらにピッツバーグにおける国際会議で発表され、前者の際には、ウラン鉱石処理場跡のデコミッショニング（薄く広く放射性物質が拡がるもののが埋設作業）、第2のものは、West Valleyの商業用再処理場のデコミッショニング（デコミッショニング技術開発のためにつくられたとの悪口もある）、後者の場合は、P W Rの名称の発祥地でもあるシッピングポートP W R（72MWe）の解体現場（1989年に実質的に終了）の見学会も

催されたが、我が国の技術と余り変わらぬとみられた。

なお、米国は停止されている原子力施設が数多くあり、少し大きいものとして、E BWR (ANL、1986年開始) 解体やHanford Pu生産炉8基(軍川)の現場埋設計画等があり、技術開発より現業が優先している感が深く、我が国の技術供与も夢でなくなるであろう。TMI-IIのあとかたづけも、デコミッショニングの部類に入り、既に我が国も参加している。

6. 国際協力

1980年にO E C D / N E A は、情報交換を目的として国際協力を定常的に行うよう各国の協定をまとめた。参加国は、日、米、英、独、仏、

伊、加、ベルギー等であり、それぞれ各国のデコミッショニングプロジェクト対象施設を登録し（現在15）、相互に情報交換をするようにした。Liaison Committee が中心となり、その諮問に Technical Advisor Group が応ずる形で会議討議が行われており、1989年時点では、前者は6回、後者は7回行われ、また、Technical Visit も、しばしば行われており、相互に益する所が多い。国際会議等では、現場はよく分からず、細部の点は不明なことが多いが、このような施設を対象にし、そこで会合があることはより国際協力の実を上げるものと思われる。唯、技術がより進むと、知的所有権の問題が出てくると思われるので、我が国としては（既にこの分野では先進国なる故）今後検討を進める必要があろう。

原子力船『オット・ハーン』の解役

林 錦吾¹⁾ 山田 毅²⁾ 城 吉昭³⁾ 岩男 義明⁴⁾

原子力船「オット・ハーン」は1968年に就役し、1979年にその使命を終えた。1980年12月に解役認可を受け、原子炉プラントの解体撤去の完了後1982年9月に解役の認定を受けた。

「オット・ハーン」の解役方法の特徴は、原子炉圧力容器を1次遮蔽タンクとともに一体として撤去し搬出したこと及びその他の管理区域内機器、構造物を撤去又は除染した後ディーゼル推進の貨物船に改造されたことである。

「オット・ハーン」の解役の方法とこの作業により得られたデータは今後の原子力発電所及び原子力船のデコミッショニングのために参考になると考えられる。そこで公表されている文献を調査し、「オット・ハーン」の解役の経過と経験を総合的にとりまとめることを試みた。

1. はじめに

10年以上の運航の後、1979年2月に原子力船「オット・ハーン」はその使命が解除された。この運航期間中に、本船は131回の研究及び輸送航海を行い、世界の22カ国の種々の港に入港し、合計約650,000海里を航海した。

1978年に経済的な理由から本船を解役することに決定した。既に1977年には解体撤去範囲についての研究が行われ、推進プラントの原子力部を全て撤去することに決定された。

1979年12月終わりに解役作業の契約がノエル社と結ばれ、解役作業は1982年6月に終了した。船は在来のディーゼル駆動の貨物船に改造され、現在「NORASIA SUSAN」として運航されている。

2. 解役の基本条件

2.1 推進プラントの説明

原子力船「オット・ハーン」の機関領域は船体の後部約1/3に設けられており、管理区域、隣接するタービン室及びボイラー室に区分されてい

る。

管理区域は原子炉プラントを含んでおり以下からなる。（図1参照）

* 安全容器を有する原子炉室（RR）

* 梯機室（NAR）

* サービスプールを有するサービス室（SR）
「オット・ハーン」の原子炉は改良型加圧水炉（FDR）であり、蒸気発生器と1次循環ポンプは原子炉圧力容器に内装され、従って1次水の大口径配管はない。

原子炉圧力容器の下部領域は遮蔽タンクで閉まれており、その上に鋳鉄製1次遮蔽体が設けられている。原子炉圧力容器及び原子炉補助設備の大部分の機器は原子炉室に配置されている。

2次遮蔽の外側には梯機室があり、上方は実験室、工作室等を含む運転用の室が配置されており、下方には原子炉の補助機器が設けられている。

サービスプールは燃料貯蔵のためのプールであり、その中の水は燃料取扱によって汚染されている程度であり、1次水のような放射能濃度出ではない。

2.2 放射線学的状況

「オット・ハーン」の運転は、1968年8月26日の最初の臨界で始まり、1979年3月22日の原子炉停止による第2燃料サイクルの終了で終わった。

1978年末までに原子炉運転履歴は約1,700全出力日数であり、また解役の開始まで約1年間の冷却日数と想定した。

この条件で、機器の全放射能量は約 4×10^5 Ciであり、その内 ^{60}Co は約 7.4×10^4 Ciである。汚染によるものは約48Ciであると評価された。

1980年2月に原子炉室、梯機室、サービス室及び第3と第4の貨物室のγ線々量率分布を測定した。その結果を図1に示す。最大表面線量率は浄化系で500 mrem/hであった。この測定

1) 2) 3) 4) 日立造船株式会社 原子力事業部

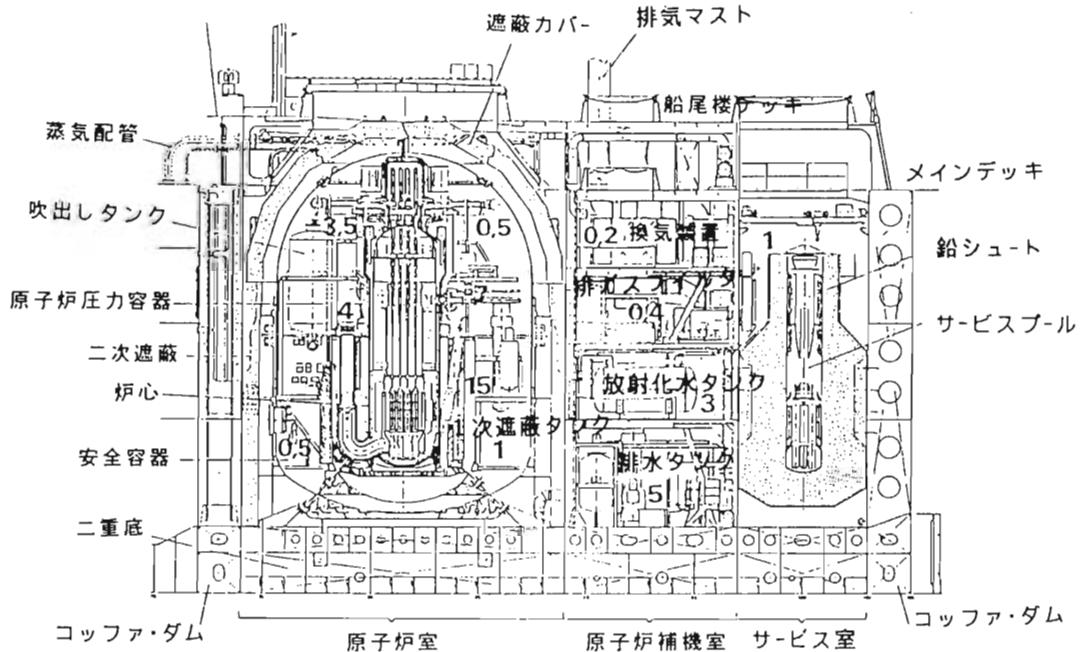


図1 原子炉部分及び解体開始前の線量率分布
(太字の数字は「線の局所線率mR/hを示す。」)

結果が解体作業員の予想被曝線量評価及び解体作業計画に反映された。

原子炉プラントの保有水量は約158.1m³であり、平均放射能濃度を 5×10^{-4} Ci/m³とすると全放射能量は約0.08 Ciとなる。

「オット・ハーン」の全重量は約14,000トンであり、その内約2,800トンが管理区域の放射性または非放射性機器である。2次遮蔽及びサービスプール遮蔽のコンクリート量はその内約1,780トンであり、管理区域の重畳の大部分を占める。

これらの重畳を自由に処分できるか又は除染後自由に処分できるものとそうでないものに区分した。その結果、2,800トンの内で310トンが放射線防護規則により自由に処分できないものとなった。

3. 解役の構想

3.1 概念設計

1977年に本船の解役のための構想について検

討された後、ニュークリアエンジニアリングサービス社に種々の解体方法及びそれらの技術的優劣と経済性の検討が委託された。種々の条件を考慮し、さらに「オット・ハーン」の原子炉圧力容器及びその他の機器の材料試験の計画を考慮して、原子炉部分の完全撤去、即ち「オット・ハーン」からの全ての放射性機器を撤去することに決定した。

1979年12月にノエル社に對して解役作業の施工を発注した。ノエル社により許認可申請のための解役構想がまとめられた。この構想の基本条件は、安全容器及び2次遮蔽とサービスプールのコンクリート構造物を除いて完全に撤去するものである。撤去される機器はなるべく船上で除染する。その際、約1,100トンの重量が解体もしくは除染されることになる。

作業員及び環境保護のための放射線防護のために原子炉部分の解体は管理区域で行われ、全ての区域は微負圧に保たれ、空気の流れは管理

されエアロゾル放射能は連続的に監視される。そのために隣接する第4貨物室を新たに管理区域に設定される。

作業員の被曝防止のために汚染された構造物の解体分離には若干の例外を除いて機械的手法を用いる。解体は、汚染度の高い機器を先に撤去して、周辺の放射線々量率を低下させることが重要である。計画された方法によると作業員の集積線量は現場での作業時間を6時間とする27マンレムとなる。

設備に係わる放射線防護は船主であるGKSSが相当し、作業に係わるものはノエル社が遂行するものとした。作業に係わる放射線防護には構造物の放射能の管理と評価があり、その際自由に廃棄できる限界値の概念を導入し、その限界値は放射線防護規則に基づいて許認可用に定めた。

解役場所は、ハンブルグのホヴァルツヴェルケ・ドイチュ・ヴェルフト社のライヤースティーグ造船所が予定された。この造船所は本船の修理及び燃料交換場所として使われてきた場所である。

3.2 実施場所

解役に対して重要な点は人員計画であり、構

想では約25~30人の投入を想定しており、解体及び除染についてはホヴァルツヴェルケ社から派遣する予定である。

解体作業の開始前に個々の系統の水抜きが必要であるが、1次水は遮蔽のために原子炉圧力容器の取出しまで容器内に残しておく。系統からの水抜きで生じる水は運転中に実施された排水輸送の規程に従って別の処理プラントに輸送される。主な解体作業は次のとおりである。

- * 安全容器及び原子炉室内では、外部制御棒機構及び上部1次遮蔽の解体、除染と第3貨物室へ移送、各システム及び系統の解体、遮蔽タンク付の原子炉圧力容器の解体と輸送の準備、安全容器と原子炉室の壁の除染

- * 補機室内では、海水配管や中間冷却系の海水が接触する容器の解体、種々の甲板にある汚染された系統の解体、工作室及び実験室内機器の解体、補機室内の残りの構造物及び壁の汚染

- * サービス室では、燃料交換設備の解体と除染、クレーンを含むサービスプール内機器の解体とプールの除染、室内に残っている他の構造物と壁の除染

- * 更に第4貨物室とバラスト水タンクの除染

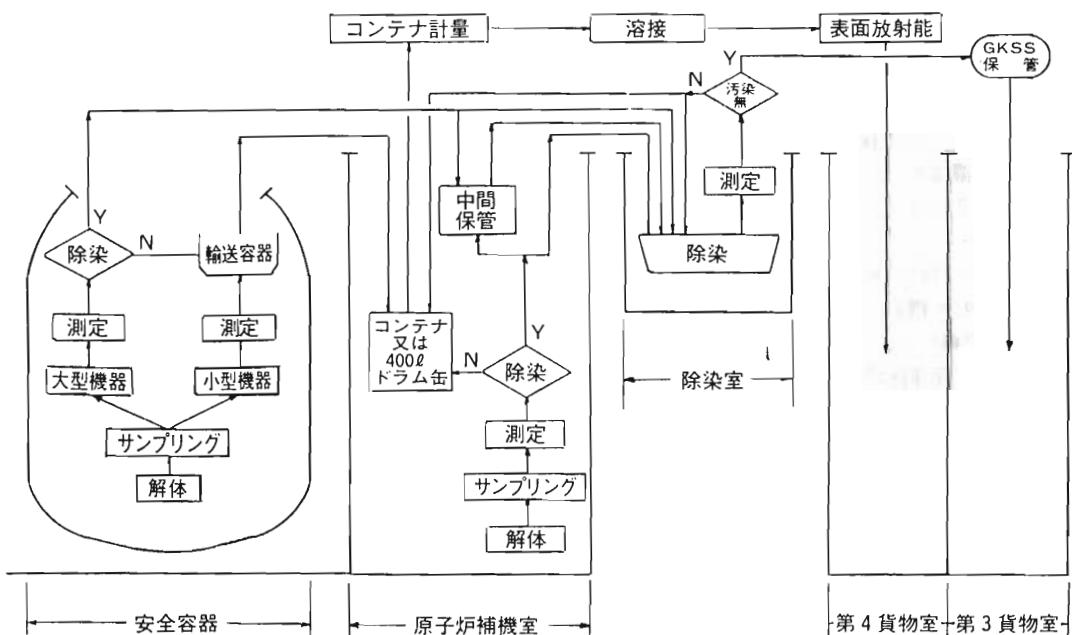


図2 材料の流れ

材料の取扱いは原則として除染が難しいか又は除染に費用が要する機器はその大きさにより400ℓ ドラム缶又は18m³ の特殊コンテナに収納する。一方、自由に処分できるか又は、除染後自由に処分できる機器は第3貨物室に通常のスクラップとして集める。

ドラム缶及びコンテナは第4貨物室に保管され、輸送される。

これらの材料の流れを図2に示す。

原子炉圧力容器は、炉内構造物の放射能濃度により一体として取扱う。全重量は約480トンであり、水路及び陸路輸送でGKSSの研究所に輸送される。

4. 許認可手続

4.1 解役許可

1980年4月21日にGKSSから「オット・ハーン」の解役のための認可申請が担当許認可官庁、即ち、ハンブルク労働保護局に提出された。1980年12月1日に解役認可が与えられた。その際、次のような要求が課せられた。

- * 全ての解体される機器はできるかぎり正確に調査し、記録に残すこと。
- * 比放射能が放射線防護規程に示す値より明らかに下まわるものについては通常のスクラップとして良い。
- * 比放射能が上記の値より明らかに上まわるものは放射性廃棄物として取扱うこと。
- * 比放射能が簡単に明らかでないものについては許認可当局が判断しやすいように今後どのような調査を実施することができるかの提案を作成すること。計測方法及び計測装置については、上記の区分けが明確にできることが必要である。その他の要求事項としてつぎのようなものがある。
- * 換気設備を強化すること。
- * 移動式の遮蔽、移動式の吸引機および線量警報計のような受動的及び能動的な個人防護機器を準備すること。
- * 解体対象区域の測定、表示及び安全対策を行うこと。
- * 広範囲で完全な図書を作成すること。

4.2 輸送許可

原子炉圧力容器を陸上及び水上輸送するためには許可が必要である。

遮蔽タンク付の原子炉圧力容器の放射能は新

しい評価では約30,000 Ciであり、主要核種は⁶⁰Co、⁵⁴Mn及び¹³⁷Csである。

約480トンの大重量のために更に特別の許可を必要とした。それらは、ハンブルグ港内でフロートクレーンを使用するため、1,000トン自動車クレーンの走行のためおよび長さ約21m、幅約6.2m、全高約7mのトレーラによる陸上輸送のための特別認可である。

5. 規制解除手続

5.1 規制解除手続の基礎と限界値

規制解除限界値として次の値を用いた。この値を明らかに下まわる必要がある。

1. 放射線防護規定の表IV. INの第4欄の10⁻⁴倍、⁶⁰Coの場合には10⁻¹⁰ Ci/g（単位重量当たりの限界値）
2. 放射能防護規定による1×10⁻⁵ μCi/cm²（表面積に対する限界値）

許可に対応して構造部品を3つのカテゴリーに区別した。

カテゴリー1：その比放射能が規定された値を明らかに下まわり、その形状が限界値を下まわっていることの証明が可能である部品。このカテゴリーには、簡単な形状をしている、例えば遮蔽板や換気ダクト等の汚染している部品が該当する。

カテゴリー2：その比放射能が規定された値を明らかに上まわっている部品。このカテゴリーには、放射性廃棄物として取扱うか又は梱包する必要がある部品が該当し、これらの部品はドラム缶又はコンテナに収納される計画である。

カテゴリー3：その比放射能が簡単に定めにくい部品。このカテゴリーにはその表面放射能密度が除染の前又は後で限界値のオーダーにある可能性があり、形状が複雑で簡単に汚染モニタにより測定できない部品、例えば配管、弁等が該当する。

管理区域の各部屋及びデッキの規制解除についても上記の値が採用された。そのために全表面汚染密度が限界値を下まわっていることの証明が必要となった。管理区域を規制解除するために労働保護局及びTUV北ドイツの代理人による抜き取り検査が行われ、最終的には第三者の検査協会により検査された。

5.2 測定方法及び測定器

カテゴリー1の部品は直接測定が可能であり、

α 、 β 及び $\beta\gamma$ 汚染モニタを利用した。

次の汚染モニタを使用した。

* 実効窓面積が 100 cm² のガスフローカウンター
($\alpha\beta$ 用)

* 実効面積が 100 cm² のクセノン充填の大面積
カウンター ($\beta\gamma$ 用)

* 実効窓面積が 200 cm² のガスフローカウンター
($\alpha\beta\gamma$ 用)

表面測定において、たった 1 カ所の場所でも表面限界値を上まわっている場合には、それは再除染された。表面の最大放射能濃度と質量及び表面積から放射能バランス及び重量バランスを求めた。

規制解除後も船に残る構造部品(デッキ、壁及び床ならびに遮蔽表面等)については、フェルトペン又はオイルペンを付けた測定器を走らせるこによりマークを付けた。限界値を下まわっている場合にはそのエリアに測定値を記入した。このようにして測定の網目ができ、この網目は次の段階に除染すべき領域を区別し、更に完全に測定が終了したことの証明にも役立った。

カテゴリー 2 及び 3 の部品の放射能はその形状のために直接測定ができなかった。そのための測定方法が開発された。ここでは、メタン大表面カウンター、波高分析器を備えたゲルマニウム・リチウム検出器が用いられた。

種々の形状のサンプルを短時間で十分な精度で測定できる方法が開発された。種々の系統、機器からサンプルが採取され、測定された。サンプルの測定値から表面の比放射能を求め、それにより放射能インベントリーを求めた。

6. 解役の実施

6.1 解役作業の経過

解役は次の 4 段階に区分できる。

第 1 段階：解役認可交付までの準備作業

第 2 段階：汚染された系統、システム及びプラント機器の解体

第 3 段階：遮蔽タンク付原子炉圧力容器の輸送

第 4 段階：船内に残っているプラント機器の除染

第 1 段階の作業は 1980 年 6 月から 12 月 1 日までであり、次の作業が行われた。

* 外部管理区域の設置、第 4 貨物室の跡片付けと床及び床上 2.5 m までの壁の除染

* 約 2 m の入口ゲートの拡大、サービスプールと原子炉補機室の全てのシステムの排水準備作業の間に次の機器が撤去された。

* 制御棒駆動装置を含む制御棒駆動装置部の支持構造

* 遮蔽タンク上板までの原子炉圧力容器回りの 1 次遮蔽

* 回転デッキと燃料交換機

解役認可の交付により解役作業は第 2 段階に入る。認可に際して要求された事項はこの段階で実施された。それらは、自動警報計の準備と警報設定の決定、移動型エアロゾルモニタの設置、移動式空気吸引器の準備、移動式遮蔽体の準備、安全容器の換気の改良等がある。

第 2 段階は解役認可の交付から 1981 年 1 月末までの汚染した系統及びシステムの撤去までの約 5 ヶ月である。この段階では廃水系統及び換気系統以外の放射性機器は全て撤去され、次の第 3 段階においてそれらは梱包または除染され、第 3 貨物室に貯蔵された。この段階の重点は安全容器、補機室及びサービス室内の系統、システム及び機器の撤去、細断及び梱包作業であった。解体作業は並行して 3 つの作業領域で実施された。除染は主として撤去された足場構造物のみが問題となった。

第 3 段階は、遮蔽タンク付の原子炉圧力容器の撤去、輸送が主であり、船上で遮蔽タンクにコンソール及び圧力容器蓋に吊上治具を取り付けること、圧力容器及び遮蔽タンクの排水、輸送のための除染や治具の取付等が主な準備作業である(図 3 参照)。第 3 段階は 5 月初めの本船上での準備作業から輸送の終了、跡片付けまでの 1981 年 6 月末までであり、約 2 ヶ月であった。

足場構造物を含む全構造物を安全容器から撤去し、遮蔽タンクにコンソールを取付けた。遮蔽タンクの排水後の周囲の空間線量率は 0.4 mrem/h であり、特別な対策は必要でなかった。圧力容器及び遮蔽タンクの全ての開口部は密閉された。又、1 次ポンプ支持部は蓋をされた。その後、圧力容器及び遮蔽タンクの除染を行い、剥離性で耐水性のペイントが塗布された。圧力容器の排水後の 1 次ポンプ領域での表面線量率は 800 mrem/h 以下であり、圧力容器蓋部では 400 mrem/h 以下であった。局所的な鉛遮蔽により危険物規則を満足するように線量率を下げた。合 480 トンの遮蔽タンク付圧力容器は 1981

年6月22日から6月25日にかけて輸送された。

第3段階では、今まで第4貨物室に保管されていたコンテナ及びドラム缶を搬出した。圧力容器と並行して管理区域内にある構造部品の撤去、除染及び梱包が行われた。

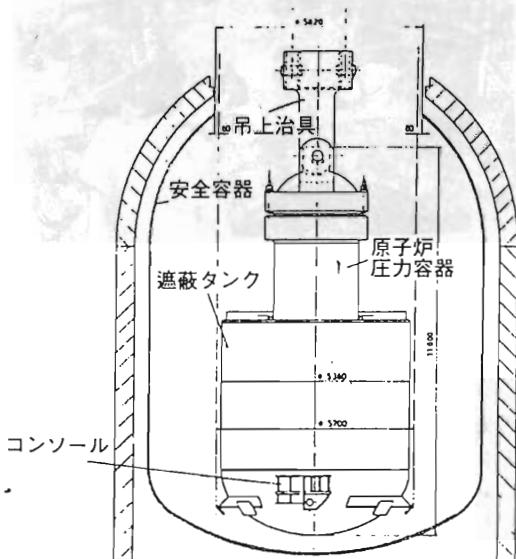


図3 全ての内部構造物の撤去後の安全容器内の遮蔽タンク付原子炉圧力容器

表1 解体に用いた工具

工具名称		使用範囲
剪断機	油圧シャー-	NW40 配管
	電気式ブリキ挟み	ブリキ板 4 mm
	電気式ブリキシャー-	ブリキ板 2 mm
鋸	電気式糸鋸	NW60 - 400 配管及びブリキ板 10 mmまで
	丸鋸	NW10 - 60 配管
	弓形鋸	部品
パイプカッタ-	NW500 - 2000 配管及び容器	
熱的切断機	自動ガスバーナ-	鉄性材料

の中にはスラッジがたまっており、そのため線量率は 19 R/h となった。スラッジは取出し、遮蔽容器内でセメント固化した。32 個のタンクの内 12 個のタンク（全表面約 2,000 m²）だけが除染する必要があった。

本船での解役作業は 1982 年 6 月 14 日に終了した。汚染のないことを最終的に確認するために 1982 年 6 月 14 日から 16 日にかけて検査された。

第4段階は 1981 年 7 月初めの除染作業の開始から 1982 年 6 月 16 日の管理区域の撤去までの約 11 カ月である。船体の安全容器の除染及び測定作業が始まった。この作業において、今後の他の領域のための作業標準が作成された。

* 汚染の大まかな配置を知るための大きな格子目の測定

* 1 回目の除染：全表面の 1 ~ 2 回の洗浄

* 1 回目の全表面汚染密度の測定

* 汚染されている格子目の除染

* 汚染されている格子目の除染

* 上記の除染した領域の測定

* 更に汚染の残っている領域の除染

* 3 回目の表面汚染の測定

* 更に汚染があればもう一度除染するか又は切断し、撤去し、梱包する。

* その後は検査機関による測定、検査

何回もの除染、測定の繰返しのために非常に手間を要した（特に安全容器）。バラストタンクの除染及び測定にも非常に時間と労力を要した。ここでは、約 1,200 m² の腐食防止被膜及び防蝕内張を撤去し、サビ取り、フランシング及び化学的な除染を行った。又、ここでの作業は呼吸防護器具の着用が義務付けられていたためである。

排水系の解体は 11 月に始まった。排水タンク

表2 サービスプールの除染効果

処理回数	除去量 (μm)	除去した放射能		除染係数
		全体 (mCi)	比 (Ci/m ³)	
1	3.60	1.45	970	2.3
2	1.55	0.50	330	4.3
3	0.20	0.27	180	8
4	2.80	0.21	140	23
5	1.47	0.08	50	85
6	0.46	0.009	6	120
7	0.77	0.011	7	250

6.2 使用した工具

原則として機械的工具が用いられた。ただ、機械的工具の採用があまり意味をなさない場合に熱的な方法を用いた。又、実際上、汚染していない部分についても熱的な方法を用いた。

表1に使用した工具を示す。

6.3 除染対策

放射能測定を含む除染作業は、本来の解体作業よりも時間がかった。種々の形状及び種々の

汚染状況のためにそれに適した除染技術が開発された。原則として機械的及び化学的除染方法が用いられた。又、それらを組み合せて最も高い除染結果を得られるようにした。

化学的除染には、酸性及び塩基性の溶液及び洗浄剤やクリーニング剤が使用され、機械的除染にはグラインド、カッタ、ドリルが用いられた。又、電解除染法も開発された。



図4 遮蔽タンク付原子力容器の輸送(ノエル社より提供)

サービスプールの汚染面積は 150 m² であり、全放射能は約 2.5 m Ci であった。合計 7 回行った除染段階の除染結果は表 2 に示す通りであり、最終的に限界値以下に達した(図 5 参照)。



図5 サービスプールの化学除染(ノエル社より提供)

安全容器の内面除染の場合は 3 回も処理を繰り返し、420 m² の処理面に対し、全部で 1,000 m² が測定された。このことは 200 cm² の測定面積の汚染モニタでは 50,000 回の測定が必要であることを示している。管理区域及びサイドタンクの除染、測定すべき面積は約 14,400 m² である。その内の一部の面積については、1 回目では全面積の 28%、2 回目では 5.5%、4 回目では 3% というように何回も行わねばならなく、100 万回以上の測定が全体で行われた。1 回当たりの測定時間を 20 秒とすると測定時間は約 6,000 時間に達する。

表3 解体により搬出した物量及び放射能量

構造部品

梱包の種類	物量(ton)	放射能量(Ci)
コンテナ	179.3	~1.79
200 ℥、400 ℥ ドラム缶	125.9	~1.99
小計	305.2	~3.77
規制を受けないスクラップ	374.2	---
遮蔽タンク付の原子炉圧力容器	480	~30,000
合計	1159.4	---

排水

種類	物量(m ³)	放射能量(Ci)
システム水	151.4	~0.08
洗浄水及び廃水	332.1	~0.10
合計	483.5	~0.18

当初の計画に反して、蒸気発生器のリークによって 2 次系も除染しなければならなくなってしまった。2 次系は酸性溶液により除染し、スラッジはセメント固化した。2 次系からは約 0.78 m Ci の放射能が除去された。

6.4 梱包及び輸送

構想に基づいてコンテナ (2.4" × 1.8" × 2.0" m) および 400 ℥ のドラム缶を選定した。初期の計画では 32 コンテナ及び 135 ドラム缶が必要と推

定した。しかし、除染しうる機器の割合が高くなると考えられ、又セメント固化および圧縮可能な廃棄物用として 200 ℥ ドラム缶に収納したので、解役終了時には

コンテナ：合計重量 179.3 kg、20 個

ドラム缶：合計重量 125.9 kg、400 ℥ ドラム缶は 224 個、200 ℥ ドラム缶は 139 個

となった。これは効果的で成功裡に終わった除

染の結果によりコンテナ数を減らすことができたことを示している。全体として上記の寸法のコンテナに収納することができたが、若干のケースで細断等を考慮すると1回り大きいコンテナがあった方が良かった。

遮蔽タンク付の原子炉圧力容器の輸送のために大型搬送装置が必要となり、そのため事前の工程管理と調整が必要であった。

排水輸送は特に重要であり、約22 m³のタンクローリーにより輸送された、合計22回の輸送で、システム水が151.4 m³、廃水が332.1 m³であった。

6.5 作業保護と放射線防護

作業領域に応じて線量警報計を25 mR/h又は100 mR/hで警報を発生するようにして作業員の被曝を抑制した。

第4段階から換気系の運転停止までの間、管理区域の排気のエアロゾル放射能を連続的に管理し、それにより必要な、例えばマスク、可動式吸引機の利用、完全な呼吸機具の着用等、放射線防護を行った。

6.6 放射能バランス

個々の系統内での放射能分布に関する全体状況の把握のために船上での全ての放射能バランスを調べた。

残留する放射能はほとんど⁶⁰Coおよび¹³⁷Csであり、多くの構造物の⁶⁰Co放射能比率は約

90%であった。

除染により多くの表面領域では自然放射能の汚染モニタの検出限界である $5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ であった。合計して1980年6月から1982年6月の解役期間中に表3に示す物量及び放射能バランスを得た。

従って、汚染に基づく原子炉プラントの放射能インベントリーは原子炉圧力容器を除いて3.95 Ciとなる。

既に除染された領域からのエアロゾルの放出については安全容器について実験した結果、その放出はないということが判明した。

構想では、集積線量を27マンレムと想定していたが解役範囲、期間が延びたにもかかわらず30マンレム（非公式線量計によるもの）及び35マンレム（公式線量計によるもの）となった。これは予想された範囲内であった。

有効作業時間と1ヶ月当たりの集積線量を図6に示す。放射能被曝の最大値は、1次遮蔽体の撤去時の解体作業の一番忙しい時期、排水タンクの解体時及びスラッジの固化時である。

1人当たりの年間平均線量は600mrem以下であり、1人の個人の最高線量は1,300 mrem/年であった。

空気中の最大放射能濃度は $2 \sim 4 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、作業領域内では $2 \times 10^{-10} \sim 1 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下であった。

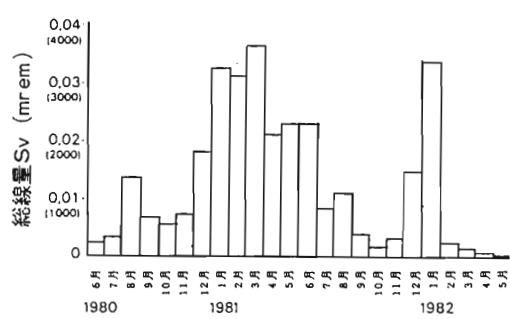
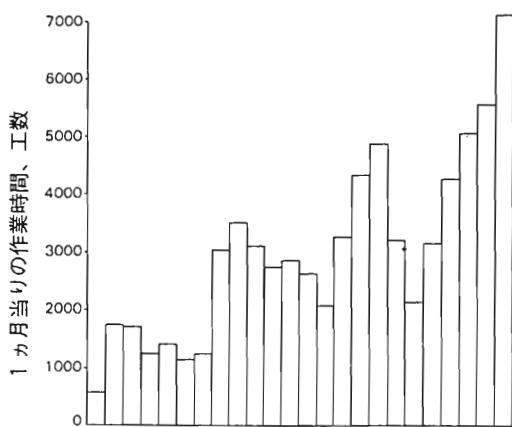


図6 原子炉の閉鎖期間中での1ヶ月当たりの有効作業時間及び1ヶ月当たりの総線量（総作業時間72,611h、平均投入人員26名/月、集積線量29,987mrem）

7. 管理区域の解除

1982年6月中旬に船上での解役作業が終了し、五つの機関による独立な検査測定の結果、除染が成功裡に行われたことが判明した。これによって放射性物質の取扱いに関するこれまでの制限がなくなり、労働保護局はこれに引続いて1982年9月に原子力船「オット・ハーン」に対する許認可取消決定書を授与し、解役を認定した。

管理区域の解消によって、解役目標が達成され、今後この船を自由に利用することができる。

8. おわりに

「オット・ハーン」の解役によって初めて原子力商船の解体が行われた。こうして多くの分野で今まで実際の経験が欠けていた新しい事をなしうることができた。解役作業は基本的には基本計画に従って行われたが、あらかじめ予想できなかった困難さや現場でのその他の困難さのために代替解決策が採用されなければならない点もあった。

このようにして得られた経験は採用した基本構想及び計画した方法が正しかったことを裏書きし、それらは原子力発電所および他の原子力船の解体撤去に対しても参考になるデーターを提供する。

参考文献

- 1) H.K.J.レットニン；原子力船「オット・ハーン」の解役；原子力船, No.166(1983.10.11.12)
- 2) ノエル社 パンフレット；Stillegung kerntechnischer ANLAGEN
- 3) J.Krouger, etal ; Die Stillegung des Kernenergiehandelschiffes OTTO HAHN ; GKSS 83/E/55.1983
- 4) L.Kees, etal ; ERFahrungen bei der Handhabung kontaminiertes SYSTEME, DASGESTELLT AN DEN AUSBAUARBEITEN DES NUKLEARTEILS DES NS "OTTO HAHN"
- 5) K.Hemming, etal ; Strahlenschutzaspekte bei der Stillegung der "Otto Hahn", atomwirtschaft, sept.1983
- 6) J.Obst, etal ; Demontage, Transport und Einlagerung der Aktivierten Reaktor - Druckbehälter des NS"OTTO HAHN"
- 7) J.Hannlik, etal ; Die Bestimmung der Kontamination und Dekontamination des Brennelement eckens des NS"otto hahn"

混合転換技術開発試験設備 (2 kg MOX 設備) の解体撤去

木原義之¹⁾ 高橋芳晴²⁾ 大内 仁³⁾

1. はじめに

動燃事業団では、昭和 63 年 1 月から平成元年 1 月にわたって、東海事業所プルトニウム燃料第二開発室に設置されていた混合転換技術開発試験設備（以下「本設備」と記す。）の解体撤去を実施した。当作業では、設備の汚染レベルが高く、かつ設備規模が大きいことから、従来の解体撤去経験をベースに作業員の被曝低減に重点を置き、作業方法の改良および厳重な作業管理を実施した。

各装置が設置してあるグローブボックス（総容積 107m³）をグリーンハウスで囲った後、グローブボックス及び内装機器を除染し、グリーンハウスの中でエアラインスーツを着装した作業員が直接作業によりグローブボックス及び内装機器を切断、解体したものである。解体に先立つグローブボッ

クス内の除染法として塗膜剥離除染法を新たに採用し、さらに解体時の外部被曝の低減、内部被曝の防止を目標として従来の解体技術に改良を加えて実施した。

その結果、内部被曝が無く外部被曝についても計画値を越えることなく作業を終了することができた。

2. 脱硝設備の概要

本設備は、プルトニウム燃料第二開発室 F-104 室にプルトニウム、ウラン混合転換技術開発を目的として昭和 53 年に設置された。昭和 54 年より昭和 59 年までに再処理工場で精製した硝酸プルトニウム溶液を受入れ 計 0.8 トンのプルトニウムをマイクロ波加熱直接脱硝法により PuU 混合酸化物粉末に転換する試験を実施した後、MOX

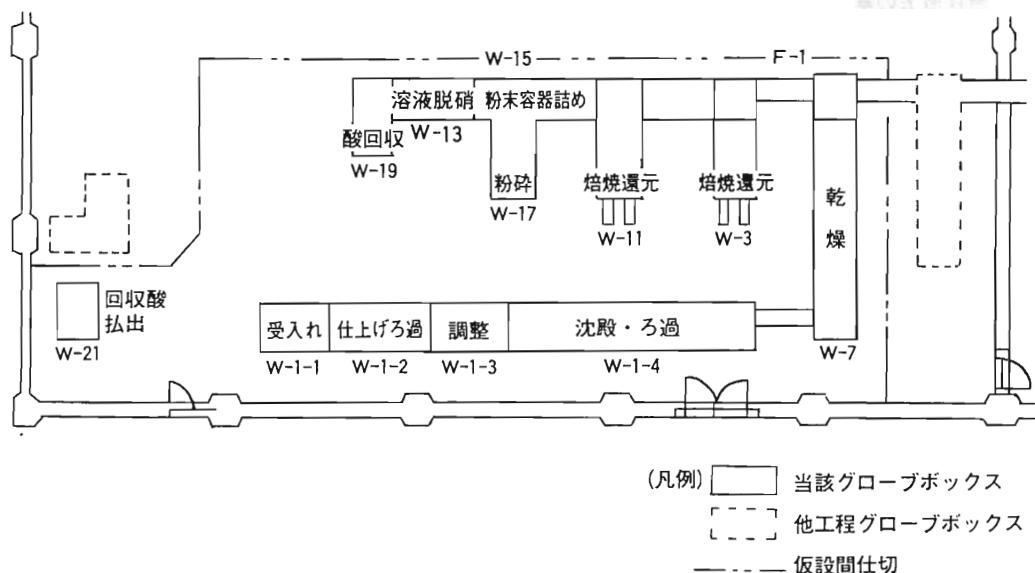


図 1. 解体撤去グローブボックス配置図

1) 2) 3) 動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所
核燃料技術開発部 転換技術開発室

燃料スクラップの回収精製試験に使用してきた。

溶液の受入・貯蔵、脱硝、焙焼還元、粉碎および廃液処理等、溶液から酸化物までの多様な形態のプルトニウムを9年間にわたり大量に取扱つて

きたが、技術開発を終了したため解体撤去したものである。

図1に解体撤去を実施したグローブボックスの配置図を、図2にグローブボックス概略図を示す。

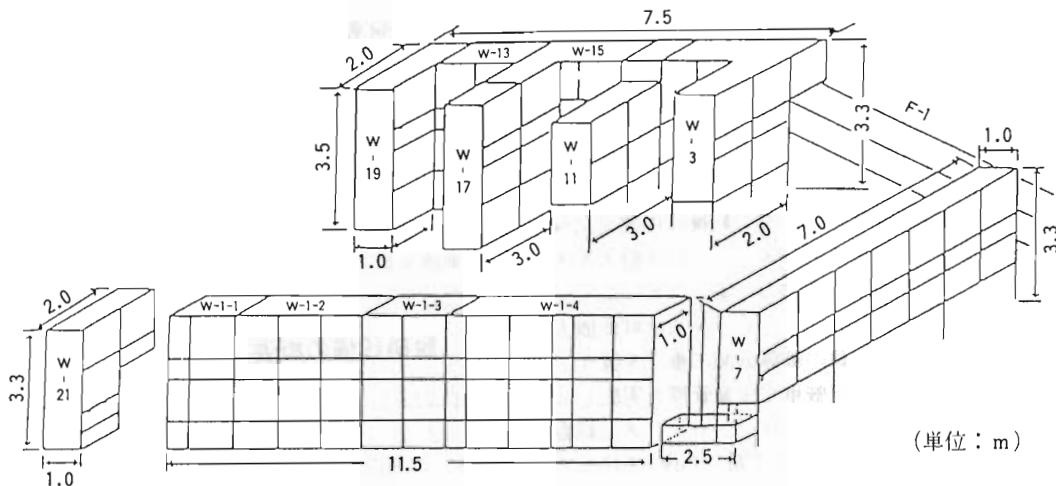


図2 グローブボックス概略図

3. 解体撤去の方法

3.1 解体撤去の基本方針

動燃事業団東海事業所プルトニウム燃料施設において実施したグローブボックス収容設備の解体撤去例を表1に示す。

昭和52年に容積4m³グローブボックスに設置された小型焼却炉をプラズマ溶断等により解体撤去

して以来、解体方法、放射線防護方法等の開発を進めるとともに解体撤去ノウハウを蓄積してきた。なお本設備の解体撤去が過去の解体撤去例と異なる点は以下のとおりである。

- (1) 大量の硝酸プルトニウム溶液を取り扱い濃縮、脱硝をくり返し実施したためグローブボックス内壁及び内装機器の残存放射能レベルが高い。
- (2) 動燃におけるプルトニウム取り扱い設備の解体

表1 グローブボックス解体撤去実施例

実施年度 昭和	場 所	グローブボックス 容積 (m ³)	解体撤去期間 (月)
52	プルトニウム燃料第一開発室. R-4室	4	2
53	プルトニウム燃料第二開発室. F-104室	89	8
54	プルトニウム燃料第一開発室. R-125室	65	11
55	プルトニウム燃料第二開発室. A-104室	47	9
56	プルトニウム燃料第一開発室. R-116,120室	10	6
56	プルトニウム燃料第一開発室. R-135,2,3室	11	4
58	フルトニウム燃料第二開発室. A-104室	69	11
61	フルトニウム燃料第二開発室. C-101室	12	2
63	フルトニウム燃料第二開発室. F-104室	107	13

注) この他11件の実例がある。

撤去としては規模が 107m³ であり最大である。

- (3) 工程室内に余裕がなくグローブボックス（以下「G B」と記す。）が設置してあるため、グリーンハウス（以下「G H」と記す。）の設置面積が限定される。

上記の点を考慮し、以下に示す目標を設定し、解体撤去した。

- (1) 作業員の外部被曝による線量当量を極力抑える。
- (2) プルトニウム等の内部被曝（ゼロ）を目指す。
- (3) 廃棄物発生量を少なくする。
- (4) 一般災害（高所作業による落下、怪我、火災等）の発生（ゼロ）を目指す。

前記の前提条件を踏まえて、解体撤去計画を作成した。

従来と異なる点は下記の通りである。

- (1) 解体の前段階として実施する G B 内の除染については、従来の拭き取り除染法から塗膜剝離除染法に変更し、作業員が高線量の G B に接する時間をできるだけ少なくした。ただし、塗膜剝離除染法を G B 内除染に採用するのは、初めての試みであるため、先行試験を実施し綿密な除染法を確立した。G B 規模が大きいため、除染用の G H を 3 基設営し平行作業を実施する。
- (2) 除染終了後の G B 排気ダクトの切り離しについては、ダクトがステンレス鋼であるため、事前にモックアップ試験を実施し、切断方法を確認した。
- (3) 解体用 G H 設営にあたっては、離れた位置にある G B W - 21 を G B W - 19 近傍へ移動してまとめて計 2 つの G H とする。また各 G H が大型化することから、G H 内の換気量を増すため、排気プロアを従来の 2 台から 3 台にするとともに、排気プロア間にインタロックを設け、夜間時に故障等で排気プロアが停止した場合でも他の排気プロアが起動し、常時 G H 内負圧が維持できるようにする。この排気プロアは、非常用発電

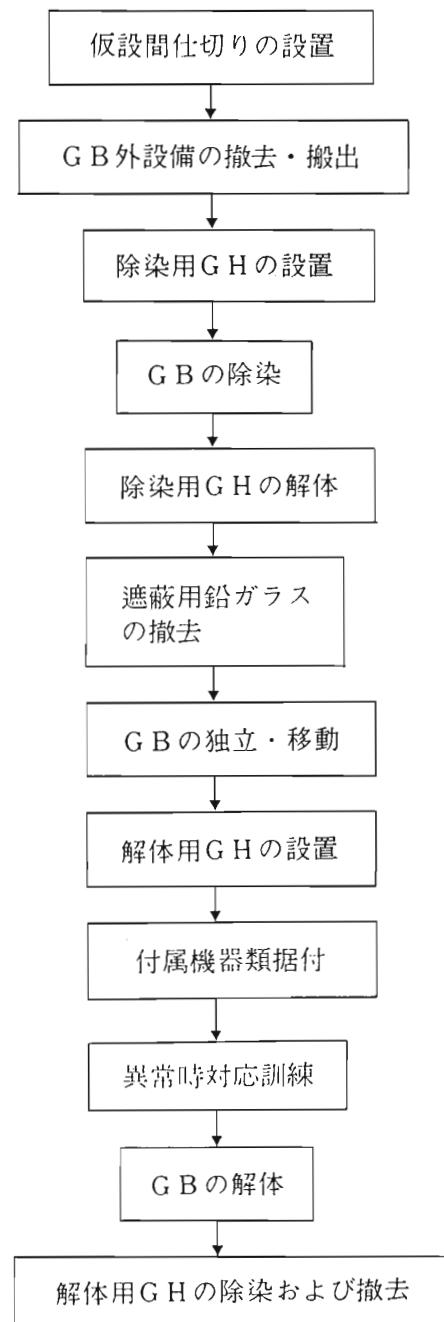


図 3 解体撤去作業手順

* グリーンハウス（以下「G H」と記す。）とはグローブボックス解体撤去等放射性物質の封じ込め機能を解体する際に発生する汚染を封じ込めるために設営するもので、除染用、解体用に分けて作製する。いずれも鉄パイプで骨組し、酢酸ビニルシートで作製したテントを吊し、グローブボックスを囲うものである。

機に接続する。

- (4) エアラインスタッフ作業員の呼吸用空気供給のために専用のコンプレッサを設置すると共に万一、停電等によりコンプレッサが停止した場合を想定し、空気ボンベを設置する。この空気ボンベからのラインについては、全て電磁弁等を用い手動バルブとする。電磁弁が作動せず、作業員への空気供給が断たれることのないようとしたものである。
- (5) 解体エリアが広く、かつG B等が大型のため死角が生じ監視所から十分な監視ができなくな

るのを防ぐためモニターテレビを設置する。

- (6) 解体廃棄物は処理方法に合わせできる限り細区分し、異種の廃棄物が混同しないようにする。以上の内容を盛り込んで解体撤去の作業手順を作成した。

3.2 作業内容

解体撤去における作業手順を図3に示すとともに、主要な作業項目について以下に述べる。

3.2.1 G B内の除染

プルトニウムの空気中濃度をエアラインスタッフで作業可能なレベルまで低減するためにG B

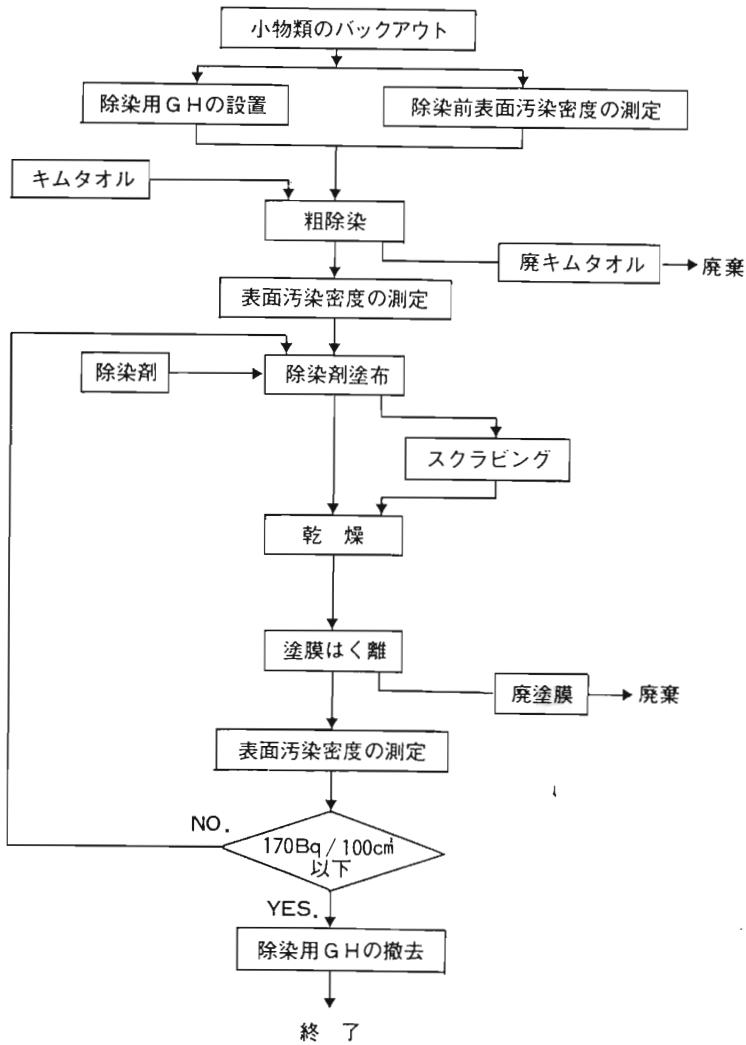


図4 除染作業の手順

内の解体に先立ちG B内の除染を実施した。

本設備は、G B表面およびG B内機器表面の線量当量率が高く、従来の拭き取り除染法ではグローブ作業による作業員の外部被曝による線量当量が大幅に上昇し、かつ除染に使用するウエス等（紙・布）の廃棄物量も大量に発生することが予想された。

そこで、線量当量の低減および廃棄物発生量の減少を図るため、塗膜剥離除染法を採用した。この方法は、除染剤をスプレー塗布し、一定時間放置後乾燥した塗膜を剥離し、汚染源を塗膜とともに取り除くものである。

今回実施した塗膜剥離除染法は、以下の手順で実施した。（図4参照）

除染作業は、まずG B内の小物品をG Bの搬出口からバッグアウトした後、キムタオルでG B内の塵埃を拭き取りG B内全域にわたり表面汚染密度を測定しバックデータを整備する。

その後、除染剤をスプレー塗布するが、表面に凹凸のある所には除染剤がよく浸透するようナイロンタワシ等を用いてこすりつけた。

乾燥後、生成した塗膜を剥離し、表面汚染密度を測定する。除染目標（ $170 \text{ Bq}/100\text{cm}^2$ ）を満足しない場合には塗膜剥離除染をくり返す。今回の除染作業では、キムタオルによる拭き取り除染（粗除染）1回と塗膜剥離除染法による除染3回でG B内の表面汚染密度を $17\sim170\text{Bq}/100\text{cm}^2$ まで低減することができた。

3.2.2 G Bの独立・移動

G Bは原則として、給排気系により内部の空気を置換しながら工程室内に対し $-30\text{mmH}_2\text{O}$ の負圧に保持されている。

このための排気ダクトがG B天井に設置されている。また、G B間を結ぶ溶液移送配管、さらには消火ガス配管等各種の配管が設置されている。解体用G Hを設営するためにはこれらのダクト、配管類を切断・撤去しなければならない。この作業をG Bの独立という。従来、解体撤去したG Bの排気ダクトは、塩ビ製であったが今回初めてステンレス製の排気ダクトを切断した。ダクト内はブルトニウム等によって汚染されており、切断時に汚染が外部に漏れないよう前もって切断予定部をビニルシートで密封し、その中で切断を実施する。

今回の排気ダクトはステンレス製であり、塩ビ製のダクト切断に使用した糸ノコ切断は困難

と予想されたためモックアップ試験を実施し、ステンレス用パイプカッターによる切断方法を採用した。（写真1、2に排気ダクトの設置状態、排気ダクトの切断作業状態を示す。）

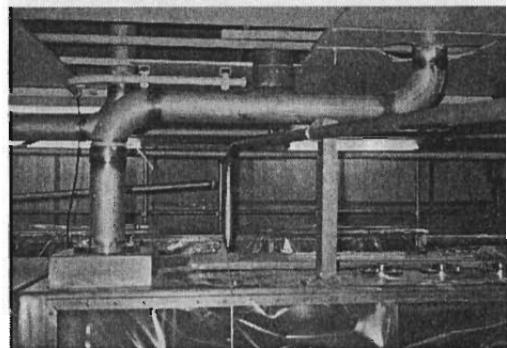


写真1 グローブボックス排気ダクト設置状況

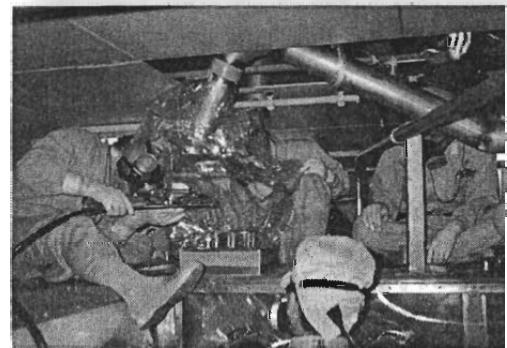


写真2 排気ダクト切断状況

また、解体用G Hを設営するにあたり、今回のように解体撤去対象の各G Bがお互い離れた位置にある場合には（図1、G Bの配置図参照）作業の効率化を図るため、一方のG Bを独立後他のG B近傍まで移動しG Hを共有させるようとする。（写真3、G Bの移動風景）

3.2.3 付属機器類の据え付け

解体用G H設営後、放射線管理機器、G H負圧確保用の排気プロア、空気供給用コンプレッサ、G H内作業員と指揮所間の連絡に使用する無線通話装置、作業監視用モニターテレビ、非常用空気ポンベ等の付属機器類を設置する。

更に、解体撤去専用の非常用発電を設置し、万一、作業中に停電が発生した場合でも作業員



写真3 グローブボックス移動状況

の安全が確保されるように主要な機器に接続する。(図5、6に解体撤去時の機器類の配置状況を示す。)

3.2.4 GBの解体

本設備は規模が大きいため、解体用のGHを図7に示すように2個設営し、A、B2班を編成して並行作業で実施した。(図8に作業手順を示す。) GH-1の解体エリアにおける作業は、エアラインスーツを着た作業員がGB窓板パネル(材質:アクリル樹脂)を取り付けてあるグローブの取外しから開始した。次に窓板パネルを外し、その後GB天井板、側壁板(ともにステンレス鋼)を電動ニプラ等を用いて切断した。

GBの天井板及び側壁板を除去した後、内装機器をロータバンドソー等で切断し、最後にGBの底板(ステンレス鋼)を電動ニプラ等で切断した。切断・解体物は、GH-1内に設けた簡易フード内でディスクグラインダを用いて細断した。

細断片の大きさは廃棄物処理施設の受入仕様に合わせ50cm角以下にした。細断物は酢酸ビニ

ールシート等の可燃物(後の処理が焼却等容易)で養生し、GH-1に接続してある廃棄物用コンテナに収納した。

解体廃棄物のうち、ステンレス鋼や内装機器については不燃物に区分し、窓板パネルやエアラインスーツのスツカバー等は可燃物、グローブは難燃物に区分けし、各々専用容器に収納した。

これら一連の解体作業における安全対策として以下のような措置を講じた。

(1) 放射線安全

① 外部被爆による線量当量を極力抑えるために、エアラインスーツの上に専用の鉛エプロン、鉛手袋を着用した。また、TLDバッジの測定を1ヶ月毎の測定に加え半月毎に実施し、線量当量が放射線管理基準を超えないよう管理した。かつGH内の表面の線量当量率の測定を一作業毎に実施し、場合によっては鉛板等で放射線を遮蔽した。

② 内部被曝を防止するためにGH内の空気中プルトニウム濃度の確認等を頻繁に行い、プルトニウム濃度が一定レベルを超えたときは作業を一時中断し、GH内に散水、ペイント固定を行う等、厳重な作業環境管理をした。

高汚染機器切断時のプルトニウム飛散、粉塵飛散を防止するため、解体用GH内にさらに簡易フード、局所排気装置を設け、GH内のプルトニウム濃度の上昇を防止した。更に、GH外への汚染源の拡散を防ぎ、エアラインスーツのプルトニウム汚染を防止するために、エアラインスーツの上に着るオーバースーツを従来の2重より増し、3重とした。

(2) 一般安全

① 一般災害及び放射線災害を防止するため、GH外に指揮所からの死角を無くするためにモニターテレビを設置し、無線による作業指示を行った。(写真4)

② 火の粉の発生する切断作業は、防災シートで作製した簡易フード内で実施し、切断作業終了後は散水を励行し、火災防止を徹底させた。

③ 高所作業における足場の昇降時、エアラインスーツを着用した作業員が滑落しないよう踏板に滑り防止用テープを貼りつけた。

④ 高所作業時には安全帯を義務づけられているが、エアラインスーツの上から安全帯を着

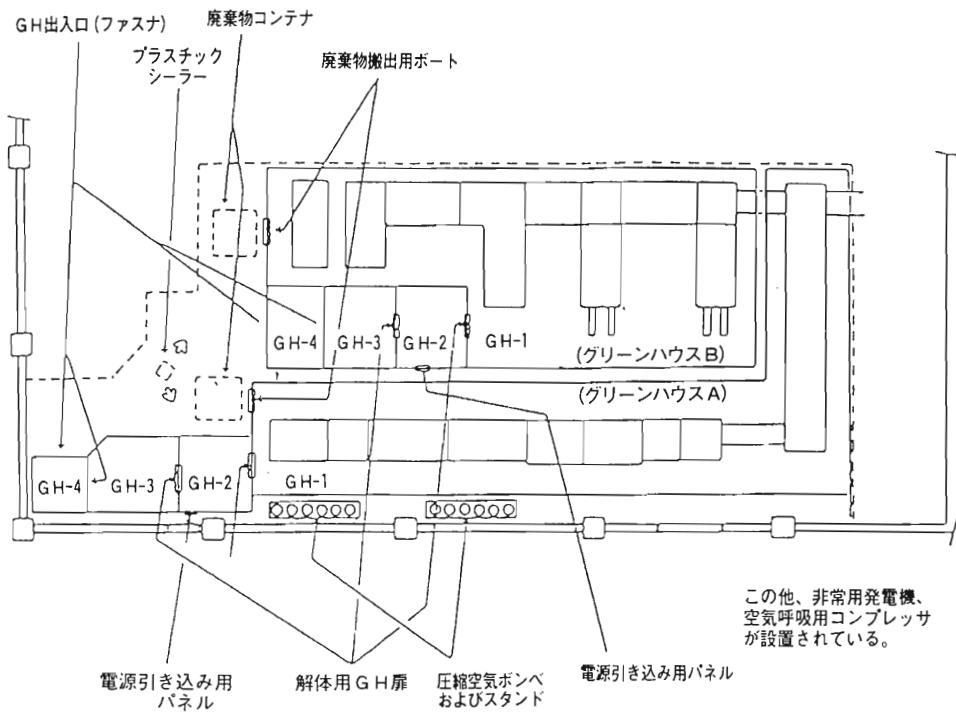


図5 解体撤去用機器類の配置状況(1階)

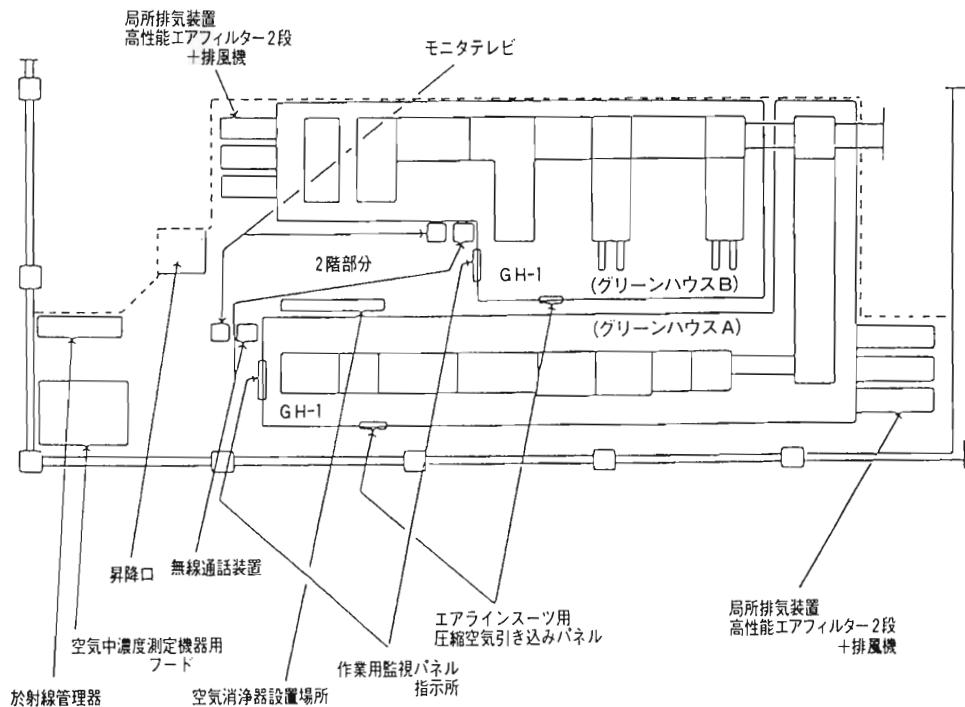


図6 解体撤去用機器類の配置状況(2階)

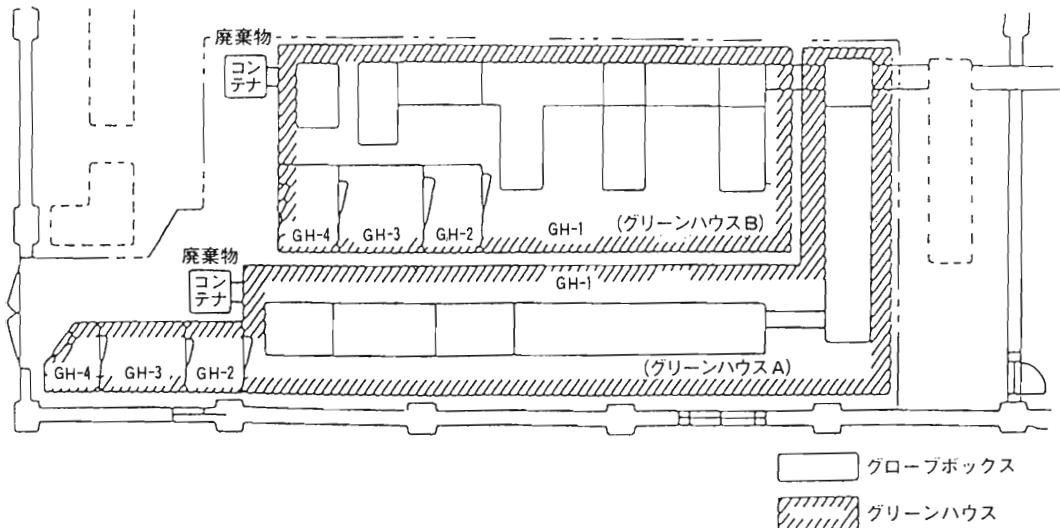


図7 グリーンハウス(GH)配置図

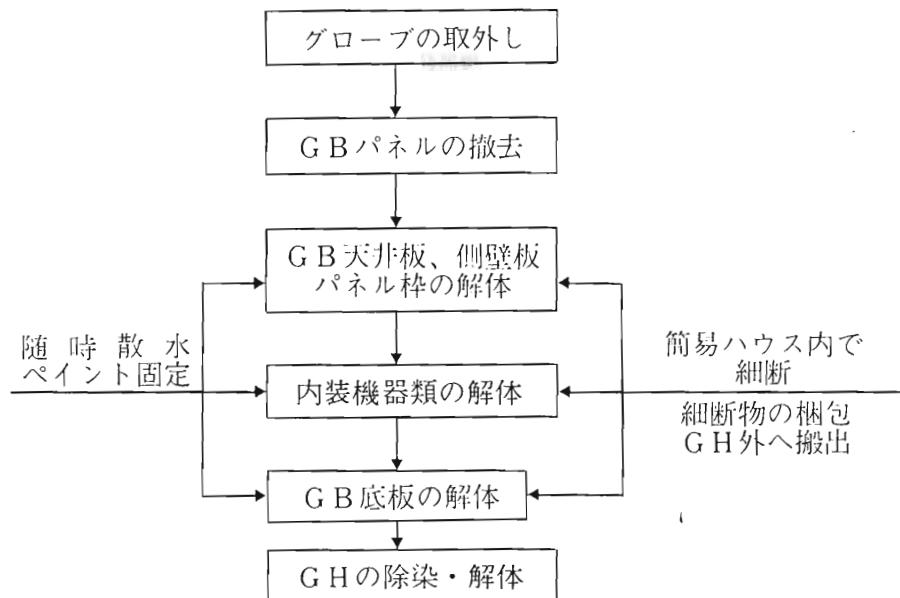


図8 グローブボックスの解体作業手順

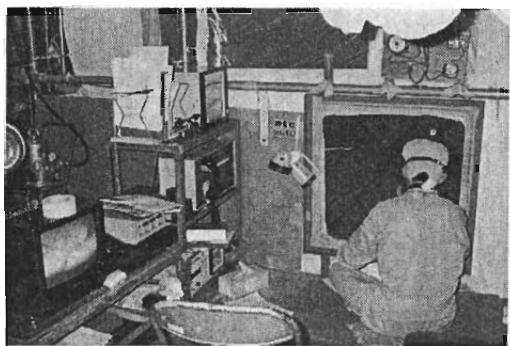


写真4 指揮所風景

用することができないため、作業台に転落防止用の棚をとりつけた。

- ⑤ ステンレス鋼等の切断片の切り口を、使用済みのスツカバーで養生し、エアラインストースを傷つけないようにした。

3.2.5 放射線管理

(1) 放射線モニタリング

G B解体撤去時の放射線モニタリングは、外部被爆の低減、内部被爆ゼロを目指とし、空気中プルトニウム濃度、表面汚染密度、線量当量率について図9に示す測定点を設けて測定した。この測定点については、作業の進捗状況により位置を変更し、測定結果を迅速に作業員に周知するとともに、場合によってはG H外作業員に対し防護具等を着用させた。

また、G H - 1内の汚染はG H - 2で留まり、G H - 3ではすべての検出限界値以下に管理できた。

(2) 線量当量の管理

作業員の外部被爆管理のためTLDバッジ及び指リング線量計を着用した。定期的に交換(1ヵ月用、15日用)して線量当量を測定するTLDバッジとは別に、今回はポケット線量計を着用し、毎作業終了時に線量当量を測定した。

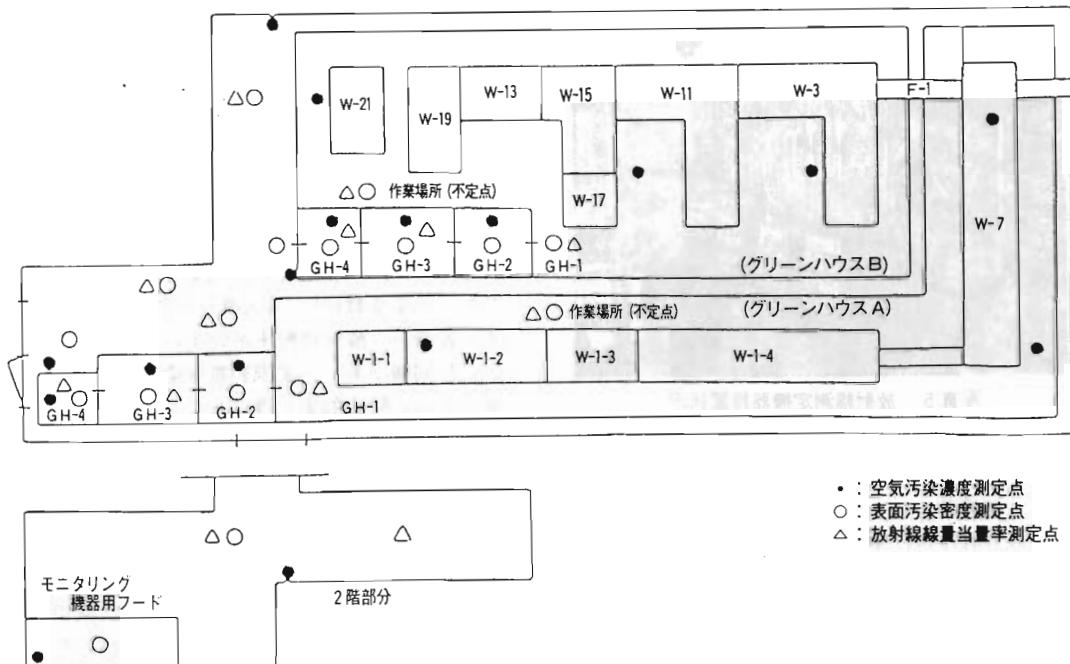


図9 G B解体作業時の放射線管理測定点

1日の線量当量が多い場合、または3ヶ月の線量当量が管理基準を超える恐れが出た場合等は人員交替等を行い、線量当量の分散化を図るようにした。

(3) 施設の汚染管理

解体作業はGH内で実施されるが、このGHは解体エリアのGH-1及び汚染コントロールエリアのGH-2~4によって構成されている。GH-1及びGH-2は汚染濃度の高いエリアであるため、万一、GHが破損した場合でも汚染をGH外へ出さないよう2重構造となっている。

このGHは、解体作業期間中は内部の汚染された空気をGH外へ出さないようにするために、GBと同様常時負圧に管理する必要がある。そこで排風機は専用の非常用発電機に接続してある。

このように通常は汚染がGH外に出ることはないと、作業員のGH-1からの退室時に間違って汚染を持ち出さないよう、GH-2~4間で靴のはきかえ、サーベイメータによる入念な汚染チェックを行うなど厳重な管理を実施した。

(写真5)

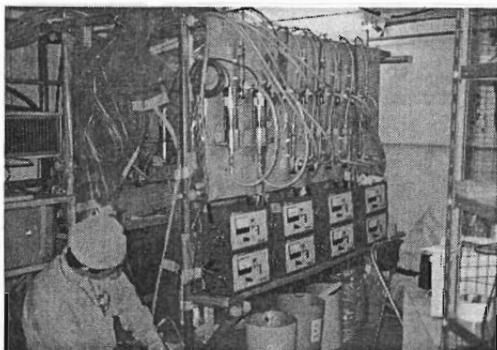


写真5 放射線測定機器設置状況

(4) 防護具

GB解体時に使用した放射線防護具は、内部被曝防止用としてエアラインマスク、外部被曝防止用としてエアラインマスク用鉛エプロン、鉛手袋である。防護具は、作業環境条件によりどのような防護具を使用するか、その目安値が放射線管理基準により定められている。

内部被曝防止用の防護具としては、空气中汚染濃度の低い順から半面マスク、全面マスク、

エアラインマスクとなり、最も濃度の高い環境での作業はエアラインマスクの着用となっている。

また外部被曝防止用として、グローブボックス作業時には、身体に着ける鉛エプロンの他グローブボックス表面に鉛ガラスを貼りつける等、作業員の被曝防止に努めている。しかし、今回の解体では前記のような防護方法が不可能なため、エアラインマスク専用の鉛エプロン等を作製し着用した。

4. 解体撤去の結果及び評価

4.1 GB内の除染

今回実施した塗膜剝離除染法に関して次の知見を得た。

除染剤を塗布する前に実施した、濡らしたキムタオルでの拭き取りによる粗除染は、乾式系のGBのうち粉碎装置のあるGNB-NaW-17を除いては全般的に除染係数は低く、平均2.1であった。一方、GNB-NaW-17では床面、パネル面および機器面での除染係数がそれぞれ他のGBに比べ大きい除染係数が得られた。

これは、他のGBでは溶液あるいは沈殿物などが強固に付着しているのに対し、GNB-NaW-17では乾燥した酸化物粉末による汚染であるため、拭き取り法でも高い除染効果が得られたためと考えられる。

今回実施した1回の粗除染、3回の塗膜剝離除染法によって、除染前の表面汚染密度が $1,700 \sim 17,000 \text{ Bq}/100\text{cm}^2$ であったものを $33 \text{ Bq}/100\text{cm}^2 \sim 1,000 \text{ Bq}/100\text{cm}^2$ の範囲内まで低減することができ、除染係数 10^4 （最大値）を得た。この効果は、溶液系、酸化物粉末系いずれの汚染形態においても同様であり、塗膜剝離除染法は、拭き取り法では高い除染効果が得られなかった溶液あるいは沈殿物の除染にも有効であると言える。

一方当初の目標とした廃棄物発生量の低減、外部被曝による線量当量を極力抑える件について、従来の拭き取り除染法と比較し、図10に示す。廃棄物発生量については、除染作業による布、紙等の廃棄物が少なくなったため、約 $\frac{1}{2}$ に低減できた。また外部被曝については、グローブを使った作業が減ったため約 $\frac{1}{2}$ に抑えることができた。

以上の点を考慮すると、今回のGBの除染法として初めて採用した塗膜剝離除染法は今後のGB、特に高線量下のGBの除染法として有効であるこ

とがわかった。

4.2 GBの解体

解体時の作業環境の汚染レベルは表2に示すとおりである。

このようなGH内での作業方法として、線量当

量の管理値を超えないよう自主的な管理レベルを設定するとともに、作業環境中の放射能レベルを上げない方法として、前述した簡易フード、局部排気装置（以下「簡易フード等」という）を設置した。

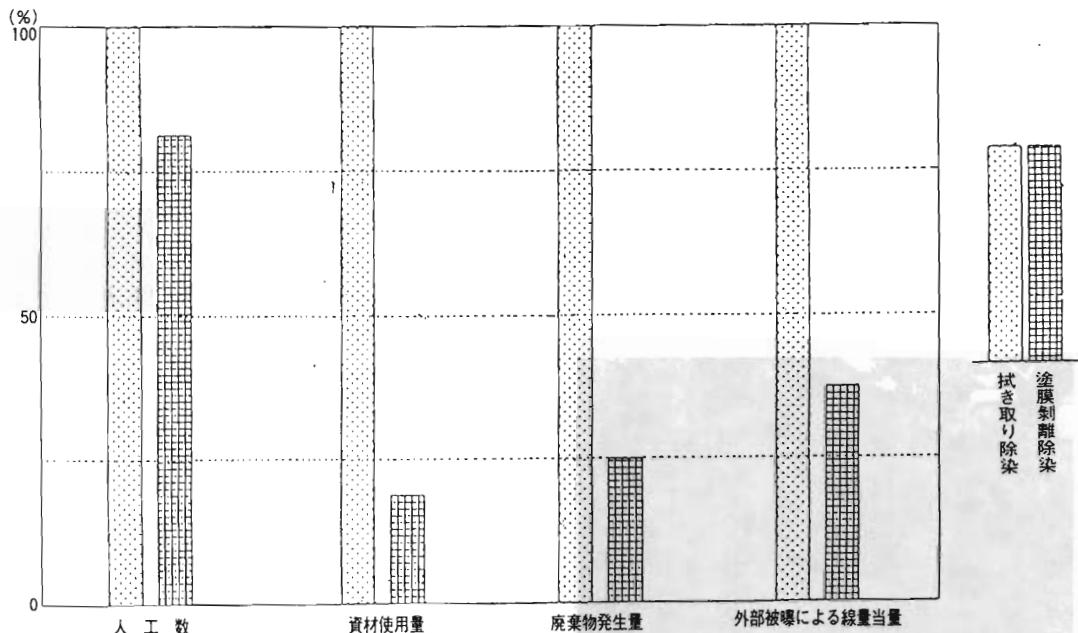


図10 拭き取り除染法との比較結果（拭き取り除染法を100とした比較）

表2 グリーンハウス内汚染状況

空間線量率 (r線 n線)	GB内の機器表面	最大 $1.3 \times 10^{-3} \text{ c / kg.h}$
	GB内の機器からの距離50cm	最大 $1.3 \times 10^{-4} \text{ c / kg.h}$
	GB内部表面	最大 $5.2 \times 10^{-5} \text{ c / kg.h}$
グリーンハウス内空気中Pu濃度		最大 $3.7 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$
解体機器の表面汚染密度		最大 $3.3 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^2$

その結果、G H内の空気汚染密度を低い状態に維持することができた。

また、解体作業時のプルトニウム濃度の飛散防止としてスプレー散水、ペイント固定を実施したが、この方法は飛散防止だけでなく、舞い上がったプルトニウム等の粉塵を短時間で抑えるのに極めて有効であった。

線量当量については、エアラインスーツ作業用に考案した防護具（鉛グローブを使用して作製したエプロン、鉛手袋）の着用により、従来の解体撤去方法で実施したと仮定した場合に比較して著しく低減させることができた。

脱硝設備解体撤去後のF-104室内風景を写真6に示す。



写真6 脱硝設備解体撤去後のF-104室内

5. ま と め

今回実施したG Bの解体撤去は、G B12基、総容積107m³と従来の解体撤去例を大幅に超える規模であった。

また、G B内の残存放射能量も多く、直接作業による解体撤去としては、厳しい作業環境であった。このため、トラブルをゼロにすることは勿論であるが、作業員の外部被爆線量当量をいかに低減することができるかに細心の注意を払い、作業計画を作成した。その結果、本報告に記したような対策を講じ、作業期間13ヶ月、延べ工数8,000人・日を要した作業を無事故、無災害で終了することができた。(表3に解体撤去工程実績を示す。)

今回の解体撤去で得られた知見が今後のG B解体撤去に留まらず、核燃料施設のデコミッショニング技術の確立へ貴重な経験となることを期待する。

表3 解体撤去工程表

年 月	63 1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	元 1
諸 準 備													
室内仮設間仕切り													
非汚染機器撤去													
汚染用G Hの設置													
G B内汚染													
汚染用G Hの解体等													
解体用G Hの設置													
G Bの解体													
解体用G Hの除染・撤去													
残 处 理													

参考文献

- 1) 大島 博文他：“脱硝設備の解体撤去”
動燃技報No70 (1989)
- 2) 嘉代甲子男他：原子力学会「1989年会」
予稿集、K 38 (1989)
- 3) P N C 資料：F B R回収工程W - 1系、
W - 3系グローブボックス解
体撤去にかかる放射線管理報
告、P N C S N841-78-68
(1978)
- 4) P N C 資料：F-104大型グローブボックス
- 5) P N C 資料：A-104室グローブボックス解
体撤去工事、P N C S N841-
82-27 (1982)
- 6) P N C 資料：脱硝設備の解体撤去(I)— グ
ローブボックスの除染 —
P N C S N8410 89-015
(1989)

汚染金属廃棄物に関する化学除染法の開発

硫酸・セリウム系化学除染法

諏訪 武¹⁾ 栗林伸英²⁾ 安宗武俊³⁾

1. はじめに

原子炉解体関連の化学除染技術は、解体時における従業員の被曝低減を目的とした解体前の系統除染と解体後の機器除染に大別される。

解体後機器除染は汚染金属廃棄物の減容、更には再利用を図るために、国内外で盛んに研究開発が進められている¹⁾⁻³⁾。また、稼働中の原子力発電所では保守点検、改修等メンテナンスの過程で汚染金属廃棄物が大量に発生している。このため機器除染法の開発は将来的なことではなく現実的な課題となっている。

汚染金属を無拘束レベルまで除染するためには、表面に付着したクラッドのみならず母材内部にまで拡散した放射性核種をも除去する必要がある。我が国では無拘束レベルは決定されていないが、ヨーロッパ各国では β 、 γ 核種の汚染対象物に関しては $0.37\sim1 \text{ Bq/g}$ ($1\times10^{-5}\sim2.7\times10^{-5} \mu\text{Ci/g}$)を設定している⁴⁾。従って少なくともこの無拘束レベル以下まで達成可能な高い除染効果が得られる除染法でなければならない。

欧州共同体では1979年から5ヶ年計画で除染法の開発が進められ、化学除染では、①硝酸、塩酸、硫酸、弗酸等の無機酸、及びこれらの混合溶液、②無機酸-酸化剤(レドックス)溶液、③有機酸とキレート化剤、を除染剤として用いる方法が検討された。現在、化学除染技術は、高いDFを達成するのは当然であり、如何に除染廃棄物の減容化を図るかに開発の重点が移っており、各國とも二次廃棄物の最終的な処理・処分に関心を払っている。

我が国では、短時間に大きな除染効果を達成できることから、電解研磨法の研究開発が民間企業を中心に進められ、日本原子力研究所(原研)ではこれらについて技術評価試験に協力してきた。その結果、単純形状物には非常に優れているが、複雑形状物に対し均一に除染できないという欠点が明らかになってきた。一方、化学除染法は、電解研磨法に比較して除染に長時間を用するが、バルブ等の複雑形状物の除染に適することから、無機酸あるいはレドックス溶液を要いる除染法開発が、原研、東芝、動燃、中部電力、日立プラント、日揮等で独自あるいは共同研究として開発が進められている⁵⁾⁻⁹⁾。

原研では、動力試験炉(JPD-R)をモデルに原子炉解体技術開発を進めており、その一環として原子炉解体関連の各種除染技術の研究開発を進めてきた。全体の開発概要については既に本誌に紹介されている¹⁰⁾。レドックス除染法の一つで、 $\text{H}_2\text{SO}_4-\text{Ce}^{4+}$ (SC)溶液を用いるSC法は、解体前系統除染を目的に開発したものであるが、当初から解体後機器除染へも適用可能であるとの観点に立って研究を進めてきた。SC法による解体前の系統除染については、JPD-R強制循環系で実証試験を行い、将来の実用炉にも十分適用できることを報告している¹¹⁾⁻¹³⁾。ここではSC法による解体後機器除染の開発状況を中心に紹介する。

2. SC除染法の開発概要

2.1 開発経過

開発試験経過の概要を図1に示す。昭和58~

1) 日本原子力研究所 東海研究所 化学部 放射化学第1研究室 主任研究員

2) 日本原子力研究所 東海研究所 化学部 放射化学第1研究室 主査

3) 日本原子力研究所 東海研究所 化学部 放射化学第1研究室 研究員

(注記)

2)1990年4月以降、(株)東芝

3)1990年4月以降、三菱化工機(株)

※本技術開発は、科学技術庁の委託を受け、日本原子力研究所が実施したものである。

62年度はSC法による解体前系統除染法の開発を進めてきた。62年度後半からSC法の解体後機器除染への適用性について本格的に着手した。

機器除染では、短時間で高DFが要求されるために除染剤濃度を高くする必要がある。除染剤濃度を高めることによって、除染効果、母材の腐食(溶解)速度、Ce³⁺のCe⁴⁺への電解再生にど

のような影響を及ぼすかを明らかにし、標準的な除染条件の選定を行った。更に、基本的な除染プロセスの検討を行い、除染試験装置規模と除染処理能力、廃棄物発生量の予測等を行った。

平成元年度には、除染試験装置の設計・製作を行い、2~4年度に工学的データの取得を行う計画である。

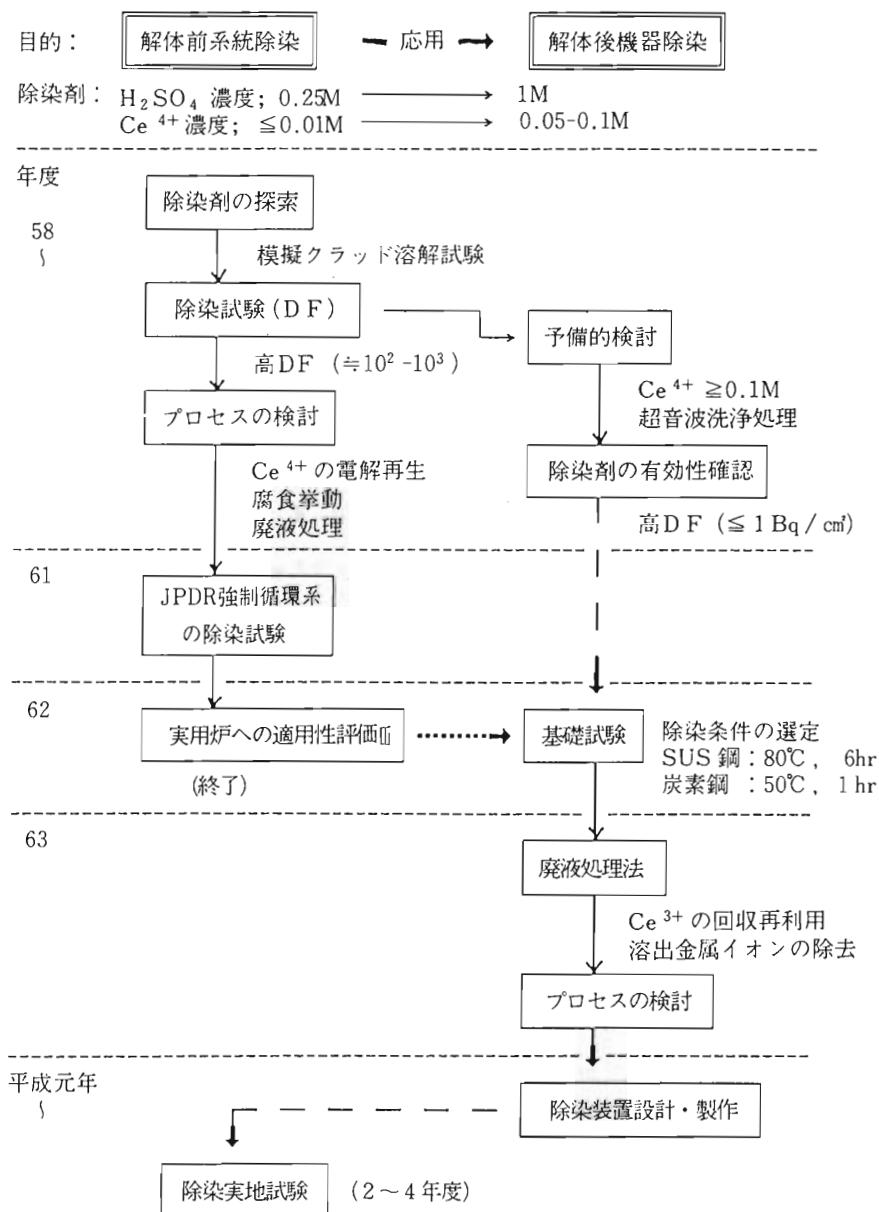


図1 SC法の開発試験概要

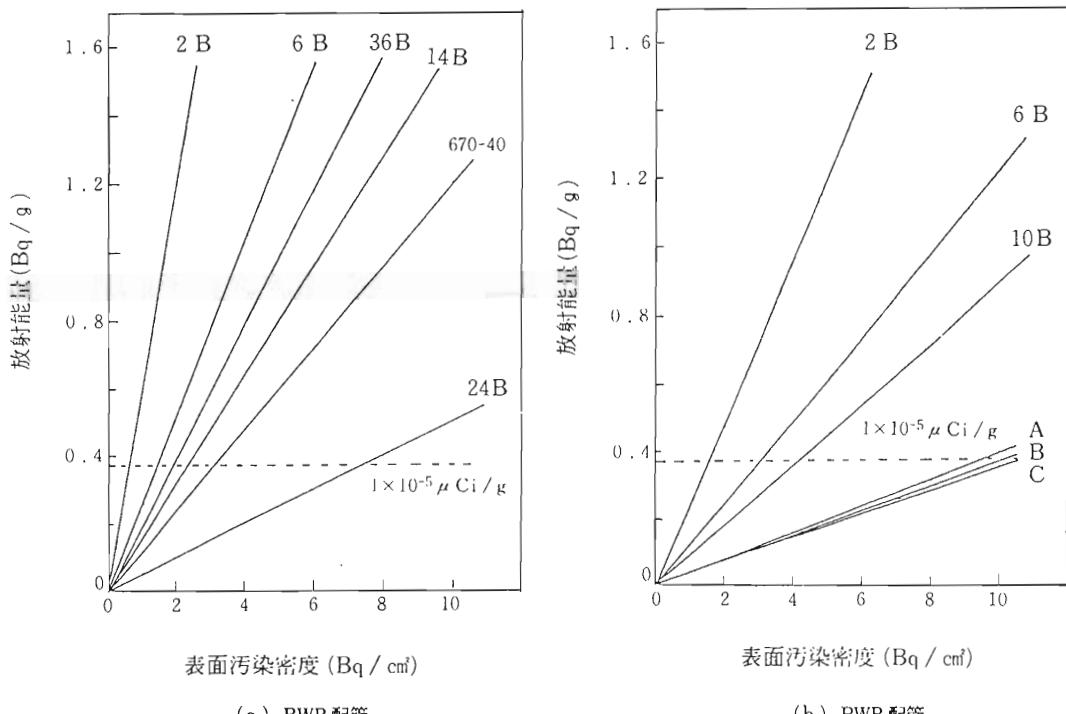


図2 各種配管類におせる単位重量当たりの放射能量と汚染密度の関係

表1 BWR、PWR配管の仕様、重量、表面積、単位重量当たりの放射能量^{a)}

炉型	呼び径 (in)	Sch.	内 径 (mm)	厚 さ (mm)	重 量 (kg/m)	表面積 (m²/m)	S/W m²/kg	放射能 Bq/g ^{b)}	図中の 記 号
BWR	2	40	52.7	3.9	5.44	0.331	0.0608	0.6085	2B
	6	60	146.6	9.3	35.8	0.921	0.0257	0.2570	6B
	14	60	325.4	15.1	127	2.044	0.0161	0.1609	14B
		40	526	16.3	221	3.303	0.0150	0.1497	—
	24	120	517.6	46.0	639	3.251	0.0051	0.0509	24B
		160	491	59.5	807	3.084	0.0038	0.0382	—
		40	670	20.4	349	4.208	0.0121	0.1206	670-40
	36	20	889	12.7	282	5.583	0.0198	0.1980	36B
PWR	2	160	43.1	8.7	11.1	0.271	0.0244	0.2434	2B
	6	160	128.8	18.0	66.0	0.809	0.0123	0.1226	6B
	10	140	216.6	25.4	152	1.360	0.0089	0.0895	10B
		444.5	25.4	294	2.791	0.0095	0.0949	—	
		698	58.9	1099	4.383	0.0040	0.0399	—	A
		737	62.0	1221	4.628	0.0038	0.0379	—	B
		787	65.8	1383	4.942	0.0036	0.0357	—	C

a) 原子炉デコミッショニングハンドブック、P.99~100、表8.9；P.106、表18参照、
重量は $p = 7.85 \text{ g/cm}^3$ として計算

b) 表面汚染密度 1 Bq/cm^2 の場合

2.2 開発課題

S C 法に限らず化学除染法によって汚染金属を無拘束レベルまで達成する場合の基本的な開発課題は以下のとおりである。

- (1) 除染後の表面汚染密度をどこまで低下させればよいか?

前述したように β 、 ν 核種の汚染対象物に関しては $0.37 \sim 1 \text{ Bq/g}$ を達成する必要がある。実際の除染では除染対象物の形状により単位重量当たりの放射能量 (Bq/g) と表面汚染密度 (Bq/cm^2) の関係は異なる。便宜上単純形状の BWR、PWR 配管の場合について計算した結果を図 2 に示す。また、表 1 に配管の仕様、重量、表面積、単位重量当たりの放射能量を示す。大口径の配管では数 Bq/cm^2 で 0.37 Bq/g 以下に達するが、6 B 以下の細管になるとかなり厳しいことが予想される。

- (2) 放射性核種の母材内部への拡散状況は?

表面汚染密度と母材の溶解厚さには相関関係がある。従って、各種汚染試料についてどの程度母材を溶解すれば無拘束レベルに達するか、予め明らかにする必要がある。

- (3) 除染時間の短縮を図るには?

除染時間はクラッドと母材の溶解(腐食)速度によって支配される。従って、除染時間の短縮を

図るために両者に対して溶解速度の大きい除染剤が望まれる。S C 溶液の場合には母材の溶解速度が律速となる。

(4) 廃棄物発生量の低減化

除染による二次廃棄物発生量を少なくするためには除染剤の再生利用を図る廃液処理プロセスの開発が必要である。

3. 基礎試験結果

最適除染条件を選定することを目的に、S C 溶液の場合、 $1 \sim 3 \text{ M H}_2\text{SO}_4$ 、 $0.05 \sim 0.1 \text{ M Ce}^{4+}$ 、 $60 \sim 80^\circ\text{C}$ で数時間から数十時間、硫酸単独溶液の場合、 $1 \sim 3 \text{ M H}_2\text{SO}_4$ 、室温～ 80°C で行った。

3.1 除染効果

3.1.1 実験方法

(1) 汚染試験片

除染試験に用いた汚染試験片は J P D R 各系統から採取したステンレス鋼と炭素鋼、及び実用炉 (BWR、PWR) 一次系配管から採取したステンレス鋼である。これらのクラッド組成及び付着放射能量をまとめて表 2 に示す。試験片は、前者で $3 \times 1.5 \text{ cm}$ 、後者で約 $3 \times 2 \text{ cm}$ の短冊状に加工して用いた。

表 2 汚染試験片のクラッド組成および付着放射能量

試験片	採取場所	材質	クラッド組成 (%)			クラッド付着量 ²⁾ $\mu\text{g/cm}^2$	^{60}Co 付着量	
			Fe	Cr	Ni		Bq/cm^2	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$
E-74-2	J P D R 清浄化系	SUS 304	47	24	28	710	2.3×10^3	6.2×10^{-2}
G-20-1	〃	SUS 304	44	16	35	460	1.9×10^3	5.2×10^{-2}
MS-1-11	J P D R 主蒸気系	STPA 24	99.5	0.3	0.5	1840	3.0×10^0	8.2×10^{-5}
A 1	PWR 一次系	SUS 316	57.1	16.2	25.5	730	1.9×10^5	5.2
B 2	〃	SUS 304	51.8	25.9	20.4	410	1.6×10^5	4.4
C 2	BWR 一次系	SUS 304	75.4	8.4	14.2	640	1.7×10^5	4.7

a) 超音波+陰極剥離+陽極溶解(30秒)

(2) 除染条件

容量 1 dm^3 のガラス製セパラブルフラスコに所定濃度の除染溶液 0.75 dm^3 を入れ、所定温度に達した後、試験片 1 枚を浸漬して除染を開始した。ステンレス鋼では SC 溶液を、炭素鋼では硫酸単独溶液を用いた。SC 溶液で除染する場合には、 Ce^{4+} 濃度を一定に維持するために、 Ce^{3+} から Ce^{4+} への電解酸化（電解再生）を行った。硝酸溶液あるいは電解研磨法による試験も基本的には同じ要領で行った。

3.1.2 J P D R 汚染試験片の除染結果

各系統から採取したステンレス鋼、炭素鋼とも、大部分除染後の表面汚染密度は、母材の溶解厚さ $d \geq 20 \mu\text{m}$ で検出限界 ($0.15 \text{ Bq/cm}^2 \approx 4 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/cm}^2$) に達した。除染試験結果の一例を図 3 と図 4 に示す。

炭素鋼の除染は、図 4 に示すように 1 M 硫酸と 2 M 硝酸溶液による比較試験を行った。室温で 1 時間除染後の表面汚染密度は、硫酸では 0.8 Bq/cm^2 に低下したが、硝酸では僅かに低下しただけであった。なお、図中 1 時間のところで表面汚染密度が急激に低下しているのは、超音波洗浄による結果である。

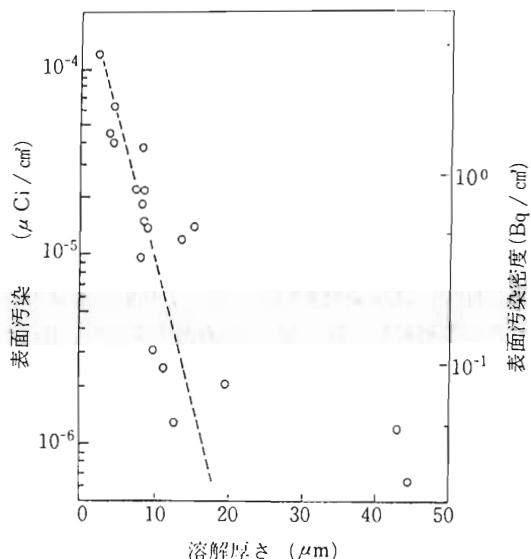


図 3 SC 溶液によるステンレス鋼の除染結果
(硫酸濃度、 Ce^{4+} 濃度、時間等の除染条件を広範囲に変化させた場合)

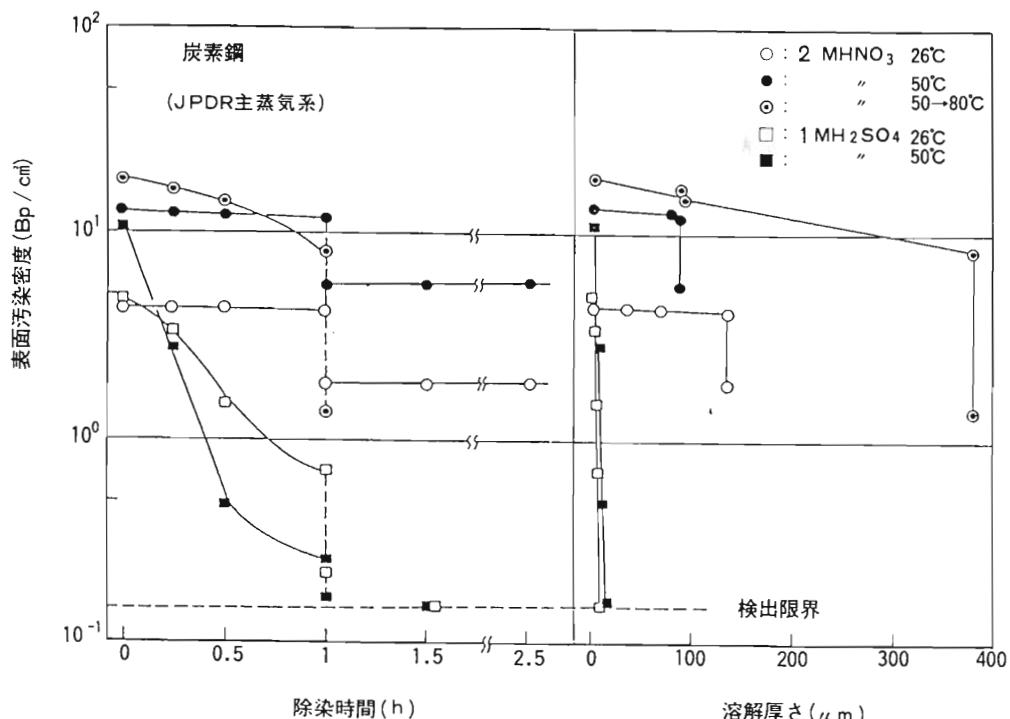


図 4 硫酸及び硝酸溶液による炭素鋼の除染結果

3.1.3 実用炉汚染試験片の除染結果

実用炉（BWR、PWR）試験片のSC溶液による除染結果を図5に示す。両試験片とも溶解厚さ $d = 30\mu\text{m}$ 程度で表面汚染密度は約 3.7 Bq/cm^2 ($1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/cm}^2$) に達した。

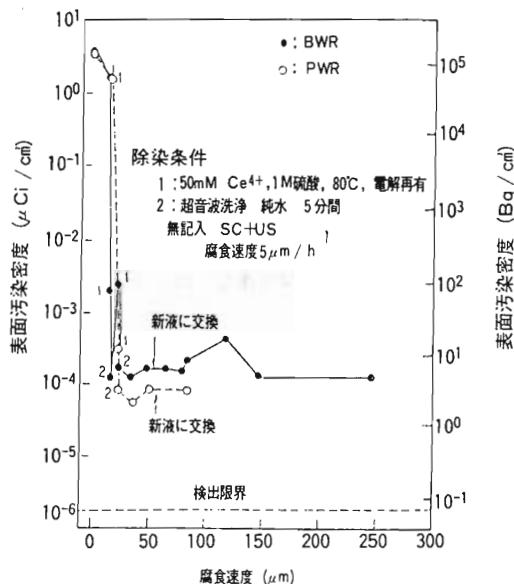


図5 SC法による実用炉汚染試験片の除染結果

図6に実用炉試験片の10W%硫酸溶液を用いた電解研磨（EP）法による結果を示す。PWR試験片の方がBWR試験片に比べて除染効果が大きい。前者では $d = 20\mu\text{m}$ で $1 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^2$ ($2.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/cm}^2$) に低下したのに対し、後者では $d = 100\mu\text{m}$ でも $1 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^2$ ($2.7 \times 10^{-1} \mu\text{Ci/cm}^2$) であった。

そこで、85W%磷酸溶液を用いたEP法で表面汚染密度と溶解厚さの関係を検討した結果、SC法と同じ約 3.7 Bq/cm^2 に達するには、BWR試験片では $d \approx 500\mu\text{m}$ 、PWR試験片では $d \approx 100\mu\text{m}$ であった。

3.1.4 化学除染法と電解研磨法の比較

図5のSC法及び図6のEP法による結果から、
(a) SC法はEP法より優れていること、
(b) EP法ではPWR試験片の方がBWR試験片より除染し易いこと、
が明らかになった。この原因はクラッド組成の影響によるものと考えられる。

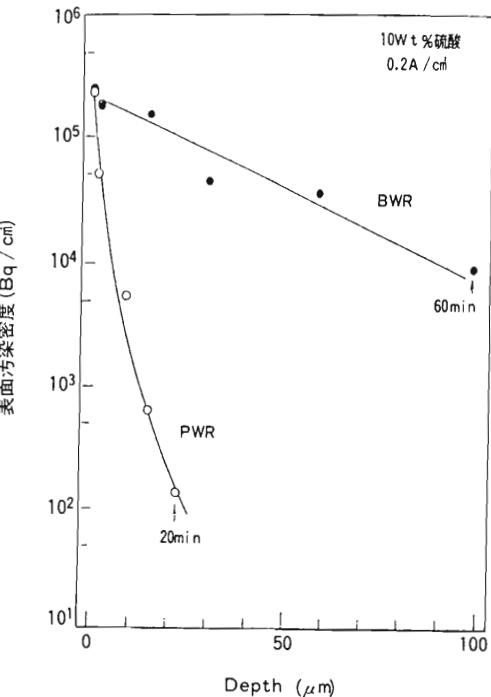


図6 電解研磨法による実用炉汚染試験片の除染結果

JPDRC素鋼試験片について、硫酸及び硝酸溶液中で除染した結果、母材の溶解速度は硝酸溶液の方が大きいにもかかわらず、除染効果は硫酸溶液の方が優れていた。即ち、硝酸溶液を用いた場合、EP法と類似の挙動を示した。

一般にクラッド組成は、BWRでは $\alpha-\text{Fe}_2\text{O}_3$ 、 Fe_3O_4 等の鉄酸化物、PWRでは $\text{Cr}_{x}\text{Ni}_{y}\text{Fe}_{3-x-y}\text{O}_4$ で Cr, Ni含有率が高い。化学除染の場合、前者は還元溶解、後者は酸化溶解で大きな溶解速度が得られる。機器除染の場合、母材を溶解すれば表面に付着したクラッドは溶解しなくても剥離すると考えられていたが、クラッド組成の影響を無視出来ない場合もあることが明らかになった。

EP法は酸化溶解であり、母材の溶解には優れているが鉄酸化物の溶解には適さないことを考慮にいれて適用する必要がある。

3.2 金属材料の腐食（溶解）挙動

母材の腐食速度 (R_c 、mdd) は解体後機器除染においては、除染時間のみならず、電解再生、廃液処理等の除染プロセスに大きな影響を及ぼす。このために原子炉一次冷却系の主要構成材料であるSUS304、SUS316、インコネル600等の腐食挙動を検討した。さらに、除染試験装置用の耐食

材料選定のために、ジルカロイ-2、ジルカロイ-4、タイコレックス (Ti-Ru-Ni) 等の検討を行った。

一例として、SUS 304 の腐食速度の Ce^{4+} 濃度

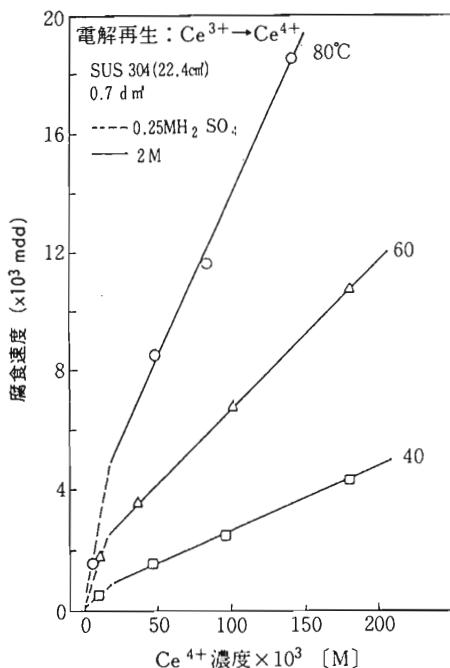


図 7 SUS 304 の腐食速度に及ぼす Ce^{4+} 濃度の影響

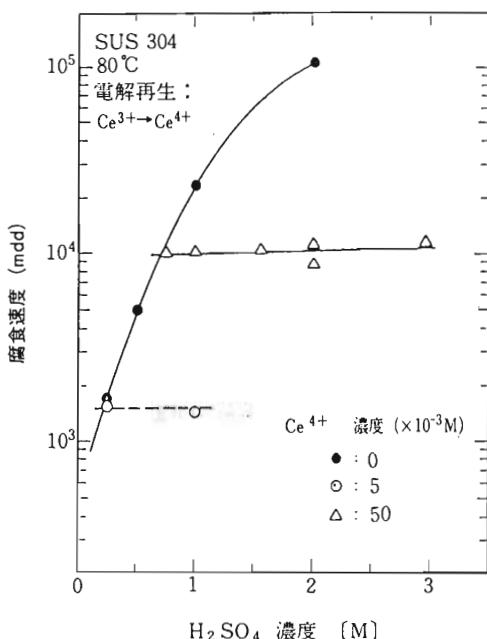


図 8 SUS 304 の腐食速度に及ぼす硫酸濃度の影響

及び硫酸濃度依存性を図 7 及び図 8 に示す。SC 溶液中における腐食速度は Ce^{4+} 濃度に比例して増加し、硫酸濃度には影響を受けない。一方、 Ce^{4+} の存在しない硫酸単独溶液では、腐食速度は硫酸濃度の増加とともに増大し、SC 溶液中より大きくなる濃度領域が見出された。

各種金属材料の腐食試験結果をまとめて表 3 に示す。SUS 316 とインコネル 600 の腐食速度は、SC 溶液中では、SUS 304 とほぼ同じ挙動を示した。硫酸単独溶液中では、前者は硫酸濃度とともに増大するが、後者は硫酸濃度の影響を受けない。

表 3 各種金属材料の腐食速度 (mdd, mg/dm²/day)²⁾

金属材料	1M H ₂ SO ₄	2M H ₂ SO ₄	SC 溶液 ^{b)}
SUS304	2×10^4	1×10^5	1×10^4
SUS316	600	7×10^3	1.3×10^4
インコネル600	300	370	2.4×10^4
ステライトD6	1.2×10^4	-	-
STPT38	2.6×10^5	-	-
ジルカロイ-2	2	-	1
ジルカロイ-4	2	-	1
タイコレックス	180	-	4
チタン	1.3×10^3	3.6×10^3	1

a) 温度: 80°C一定

b) 1M H₂SO₄-0.05M Ce⁴⁺溶液

ジルカロイは、両溶液中でほとんど腐食（溶解）をしない。チタンあるいはタイコレックスは、SC 溶液では腐食しないが、硫酸単独溶液には多少腐食する。現在、ジルカロイの孔食について検討中である。

3.3 Ce^{4+} の電解再生

同一除染液を用いて汚染対象物を繰り返し除染すると、溶出金属イオン濃度が上昇し、 $Ce^{3+} \rightarrow Ce^{4+}$ の電解再生における電流効率 η_e (%) が低下する。除染液中の溶出金属イオン濃度は、 η_e を低下させない範囲で可能な限り高くなるまで使用する方が、廃液発生量の低減のために得策である。

溶出金属イオン濃度 $10g/dm^3$ ($1 \times 10^4 ppm$)、 $Ce^{3+} 0.1M$ の模擬廃液 (SUS 304 と同一組成) を用いて電解再生試験を行った結果、電流密度 $i =$

10mA/cm²、80°Cで $\eta_e \geq 80\%$ 、70°Cで60%、60°Cで42~48%を維持出来ることが明らかになった。

3.4 標準的な除染条件の選定

最終的な除染条件は、除染後の表面汚染密度、除染対象規模と構成材料、クラッド付着量及びその組成、廃棄物発生量等から総合的に判断する必要がある。

(1) 除染剤の選定

構成材料とクラッド組成が重要な因子となる。炭素鋼では硫酸単独溶液、ステンレス鋼ではクラッド組成により硫酸単独溶液かSC溶液、インコネルではSC溶液が除染に適している。

(2) 除染条件

J P D R汚染試料の場合について、 $d = 30\mu\text{m}$ とした場合の標準的な除染条件を示す：

- ①炭素鋼：1M H₂SO₄、50°C、1時間
- ②SUS 304：(a) 1M H₂SO₄、0.05M Ce⁴⁺
(Ce⁴⁺/Ce³⁺ = 1) 80°C、6時間
- (b) 2M H₂SO₄、80°C、1時間

除染時間を短縮するためには、Ce⁴⁺濃度を高くして腐食速度を大きくする方が有利である。しかし、Ce³⁺溶解度の限界（表5参照）及び除染操作の容易性を考慮すると、Ce⁴⁺濃度は0.05~0.1M程度が望ましい。

(3) 除染時間の予測

溶出金属量 (W_R , g) や母材の溶解厚さ (d , μm) と除染時間 (t , hr) の関係は、腐食速度をパラメータにして以下の式であらかじめ予測できる。母材の表面積を $S(\text{cm}^2)$ とすると、溶出金属量は：

$$W_R = 10^{-2} R_c S t / 2.4 \quad (1)$$

上式から母材の溶解厚さ d と除染時間 t (h) の関係は：

$$d = 10^{-2} R_c t / 2.4 \rho \quad (\rho = 8 \text{ g/cm}^3) \quad (2)$$

(2)式による計算結果を図9に示す。 $R_c = 1 \times 10^4 \text{ mdd}$ (5 $\mu\text{m}/\text{h}$) の場合、 $d = 30\mu\text{m}$ まで溶解するには約6時間要することがわかる。

インコネル600については除染試験を行っていないが、SUS 304のSC溶液で除染する場合とほぼ同じ条件で行えるものと予測される。

4. SC除染プロセスの検討

4.1 除染プロセスと試験装置

除染試験装置の概念図を図10に示す。あらかじめ重量、表面積、表面汚染密度等を測定した除染

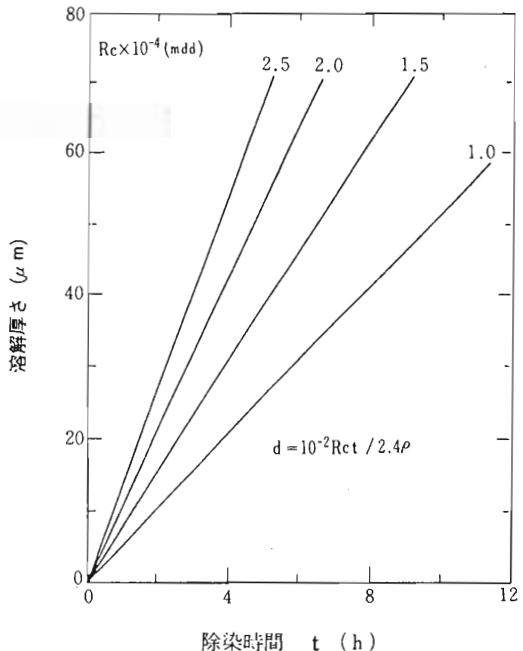


図9 母材の溶解厚さと除染時間（計算値）

対象物を除染浸漬槽内にセットし、所定時間除染を行った後、超音波洗浄槽で水洗し、乾燥後表面汚染密度を測定する。除染液は電解再生槽で循環再生し、除染中 Ce⁴⁺濃度は一定に維持する。超音波洗浄槽の脱塩水はイオン交換樹脂塔で浄化し、常時放射能を除去し除染対象物への再付着を抑制する。除染廃液処理方法は現在検討中であり、4.4で述べる。

試験装置の規模は、除染液 $V = 1 \text{ m}^3$ とし、1バッチ当たりの汚染対象物 $S = 1 \text{ m}^2$ を前提に、現在製作中である。なお、電解再生槽は J P D R 解体前系統除染に用いたものを再使用する¹³⁾。

4.2 電解再生槽の容量

除染処理能力は主として電解再生槽の容量に支配される。再生電流 (I, Amp) はクラッドの溶解による項を無視すると次式で表される¹²⁾：

$$I = 0.707 R_c S / \eta_e \quad (3)$$

$S = 1 \text{ m}^2$ とした場合の再生電流と腐食速度の関係を図11に示す。標準除染条件における腐食速度は $1 \sim 1.5 \times 10^4 \text{ mdd}$ であるから、 $\eta_e \geq 50\%$ を維持できれば電源は200Aで足りる。1バッチ当たり 2 m^2 除染処理する場合には400Aとなる。

4.3 除染廃棄物発生量の推定

廃液処理の観点からは、除染可能なかぎり溶出金属イオン濃度が高くなるまで除染液を更新しな

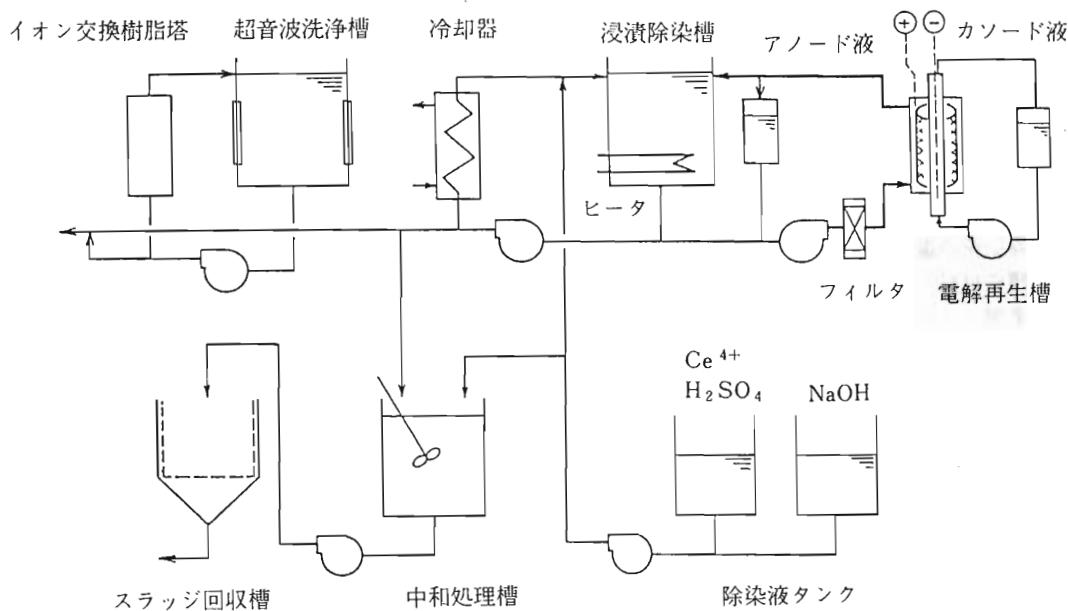


図10 SC溶液を用いた解体後汚染機器の除染試験装置概念図

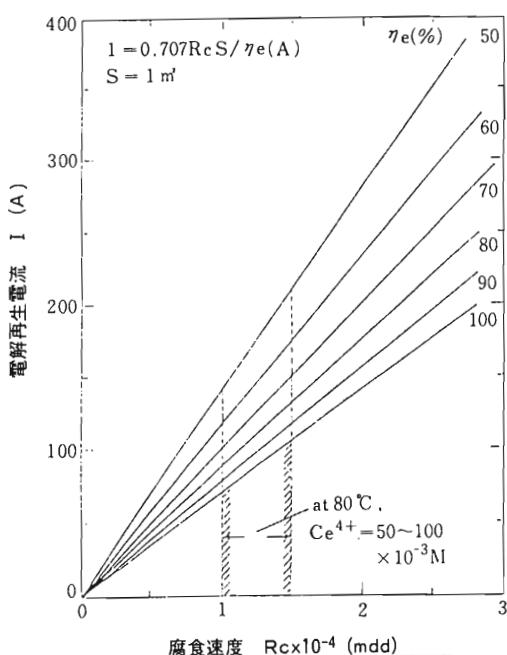


図11 電解再生時における電解再生電流と腐食速度の関係

表4 除染廃棄物発生量の推定²⁾

除染廃液量: 4 m ³	
H ₂ SO ₄ : 390 kg	中和
Ce ³⁺ : 60 kg	スラッジ ^{b)} : 160 kg
溶出金属: 40 kg	Fe(OH) ₃ .Ce(OH) ₃ : 320 kg
合計: 490 kg	Na ₂ SO ₄ : 570 kg
	合計: 730 kg

a) 計算の仮定

- ①除染剤濃度: 1M H₂SO₄, 0.05M Ce⁴⁺ (Ce⁴⁺/Ce³⁺=1)
- ②処理表面積: 80m² (ステンレス鋼10トン)
- ③母材の溶解厚さ: 60μm
- ④除染液の更新: 10kg/m³ (1×10⁴ ppm)

b) 溶出金属イオンはFe, Cr, NiであるがFe³⁺に換算した。

いで使用した方が得策である。この限界は除染液中の金属イオン濃度 (η_eの低下) と放射能濃度に主として支配される。

1バッチの処理は汚染対象物 S = 1 m³、除染液 V = 1 m³、母材の溶解厚さ d = 30~60μm、溶出金属イオン濃度 10kg/m³ (1×10⁴ ppm) に達した段階で除染液の更新をすると仮定し、汚染対象物処

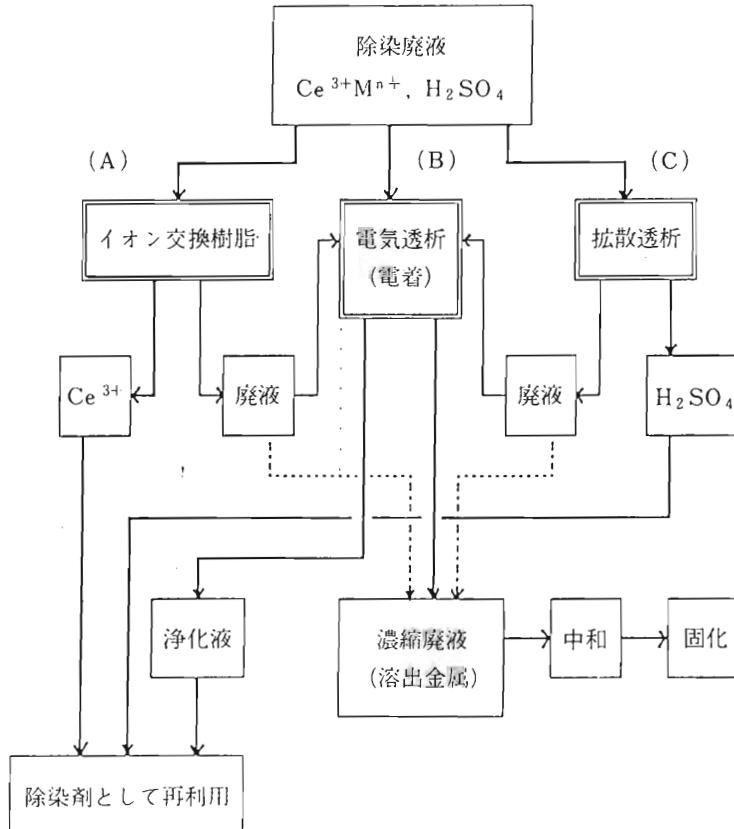


図12 S C除染廃液の処理プロセス

理面積を予測した。 $d = 30$ 及び $60\mu\text{m}$ とするとそれぞれ 40m^2 及び 20m^2 となる。

同様の条件でステンレス鋼を10トン ($S = 80\text{m}^2$) 除染した場合の廃棄物発生量を予測した結果を表4に示す。除染廃液 4m^3 、溶出金属40kgとなる。廃棄物全体に占める割合は除染剤が大部分で、溶出金属は10%以下である。

4.4 除染廃処理法の開発

S C法が将来実用炉の解体後機器除染で適用可能かどうかは、廃液処理法の開発に大きく依存する。表4の予測結果は中和処理法の場合である。除染廃棄物の大部分は硫酸に起因する。従って、硫酸の循環再利用を図り、中和処理は最終段階でやむを得ない場合のみ実施する方法を開発する必要がある。

上記の観点から、現在図12に示す廃液処理プロセスの開発を進めている。 Ce^{4+} の回収再利用に関しては、陽イオン交換樹脂を用いる方法を検討

した¹⁴⁾。除染液中の溶出金属イオン及び放射性核種の除去に関しては、電気透析法及び電着法を検討した。さらに除染廃液から硫酸のみを回収し再利用する拡散透析法について検討中である。今後、これら各種組合せによる廃液処理プロセスの評価検討を行う予定である。

5. おわりに

我が国における牛乳等食料品の β 、 γ 核種の放射能濃度規制値は 0.37Bq/g であるが、原子炉施設から発生する汚染金属の無拘束レベルは決定されていない。

ヨーロッパ各国並の $0.37 \sim 1\text{Bq/g}$ であれば、J P D R解体汚染金属は十分に除染によって一般廃棄物にすることが可能である。実用炉汚染金属に関しては、採取試料が少なく断定はできないが、大口径の配管や機器については十分対処できると考えられる。

S C 法による機器除染法の開発は、現在実証データの取得を目標に除染試験装置を製作中である。さらに、S C 法は、①除染時間が長い、②廃液発生量が多い、という問題点がある。これらを解決するために、ステンレス鋼に関しては硫酸単独溶液で除染可能な方法を検討し、基礎試験はほぼ終了している¹⁵⁾。実証試験では両溶液による比較を行う予定である。

また、電解研磨法は本質的にはレドックス除染法と同じである。即ち、クラッド及び母材の溶解機構に関しては両者とも酸化溶解である。今後、両者は相互補完技術として位置づけて更に開発を進める必要があろう。

注記：レドックス除染法について

現在、既存の代表的な化学除染法は、ほとんど酸化環元（レドックス）反応によってクラッドの溶解除去を行っている。Can - Decon、NS - 1、LOMI、PNS - シトロックス法等は環元性、N P、A P 法は酸化性除染剤を用いている¹⁶⁾。Cr 含有率の高いクラッドの除染には、上記環元性除染

剤を用いる除染法はいずれも A P あるいは N P 法と組み合わせて使用されている。従って、これらの除染法もレドックス除染法である。

しかし、狭義には無機酸と強酸化剤を組み合わせた除染剤溶液を用いる除染法をレドックス除染法と呼んでいる。代表的な除染剤は、 HNO_3-Ce^{4+} (N C) と $H_2SO_4-Ce^{4+}$ (S C) 溶液である。N C 法は米国で再処理施設用の除染法として開発された¹⁷⁻¹⁸⁾。原研では最初から模擬クラッドを用いて両溶液の特徴を把握した上で、原子炉クラッドの除染には S C 溶液の方が優れていると判断して開発を進めてきた。

S C 溶液と N C 溶液の特徴をまとめて表 5 に示す。両溶液の最大の相違はクラッドの溶解性能にある。S C 溶液は、Fe、Cr、Ni いずれも溶解するのに対し、N C 溶液は Fe の溶解速度が小さいことである。今後、既設の廃棄物処理施設の有効利用等の観点から、再処理施設には N C 溶液、原子炉施設には S C 溶液を用いた除染法が適用されるものと考えられる。

表 5 $H_2SO_4-Ce^{4+}$ (S C) と HNO_3-Ce^{4+} (N C) 溶液の比較

項目	S C 溶液	N C 溶液
クラッド溶解速度	Fe, Cr, Ni 同時に溶解	Fe の溶解速度小
母材の溶解速度 (SUS 304)	大 ($2M H_2SO_4$ より小)	SC よりやや大
Ce ⁴⁺ の安定性	非常に安定	低濃度では不安定
Ce ⁴⁺ の溶解度 (25°C)	0.75M ($1M H_2SO_4$)	SC より大
Ce ³⁺ の溶解度 (25°C)	0.19M ()	()
溶液の電位 (E ₀ vs NHE)	1.44V	1.62V
電解再生時の溶液安定性	安定 (H_2O の分解が主)	HNO_3 の分解
除染対象	一次冷却系統 再処理施設 機器除染	◎ △ ○
		△ ○ ○

◎：適； ○：部分的に適； △：不適

参考文献

- 1) IMechE : Int. Conf. on Decommissioning of Major Radioactive Facilities, p.111 - 157, 11 - 12 Oct. 1988, London
- 2) IAEA : IAEA - TECDOC - 511, Decontamination and decommissioning of nuclear facilities, 1989.
- 3) CEC : 1989 Int. Conf. on the Decommissioning of Nuclear Installations, Vol.2, p.477 - 570, 24 - 27 Oct. 1989, Brussels.
- 4) S.M.スターク : 原子力施設の廃止措置によって発生するコンポーネントの再利用再使用、原子力資料、No. 209, p.15, 1988.6.1
- 5) 藤田玲子、森末哲夫 : レドックス除染技術の開発とその展開、原子力工業、33,(12),60 (1987).
- 6) R.Fujita, et al. : REDOX Decontamination Technique Development, (I), J. Nucl. Sci. & Technol., 26, 339 (1989).
- 7) idem : REDOX Decontamination Technique Development, (II), ibid., 26, 449 (1989).
- 8) 日本原子力学会「昭63秋の大会」予稿集
1988年10月
 - a) 諏訪武他 : JPDR 解体後機器除染への硫酸 - セリウム (IV) 法の適用. I, J3, p.127.
 - b) 大沼務他 : 硫酸と硫酸 - セリウム (IV) を用いた科学除染技術の開発. J4, p.128.
 - c) 石部忠生他 : BWR における REDOX 除染法の適用性評価研究 (II), J5, p.129.
 - d) 小林秀彦他 : セリウム (IV) - 酸性溶液系の科学除染システムにおけるセリウム (IV) の電解再生, J6, p.130.
- 9) 富井格三 : 原子炉施設のデコミッショニングの動向, RANDECニュース, No.1, p.10 - 21, 1989/3.
- 10) 安中秀雄, 岩崎行雄 : 原子炉の解体に関する除染技術, 本誌, No.1, p.36 (1989).
- 11) T.Suwa, N.Kuribayashi, E.Tachikawa : Development of Chemical Decontamination Process with Sulfuric Acid - Cerium (IV) for Decommissioning. Single Step Process to Dissolve Chromium - Rich Oxides, J. Nucl. Sci. Technol., 23, 622 (1986).
- 12) idem. : Development of Chemical Decontamination Process with Sulfuric Acid - Cerium (IV) for Decommissioning. System Decontamination Process with Electrolytic Regeneration of Ce⁴⁺ from Ce³⁺, J. Nucl. Sci. Technol., 25, 574 (1988).
- 13) 諏訪武他 : 硫酸 - セリウム (IV) 溶液を用いた原子炉解体用科学除染法の開発. JPDR 強制循環系における実証試験, 原子力誌, 30, 1020 (1988).
- 14) 諏訪武他 : 汚染除去剤廃液中のセリウム回収法, 公開特許 平1 - 101500.
- 15) 安宗武俊他 : 放射能汚染廃棄物の科学除染 I, II, 日本原子力学会「昭64秋の大会」予稿集, 1989年10月, A51, 52, P, 16 - 17.
- 16) 立川圓造他 : 原子炉除染の科学, 原子力誌, 28, 390 (1986).
- 17) R.E.Lerch : Corrosion of stainless steel in solution of cerium (IV) - nitric acid, BNWL - CC - 1646 (1968).
- 18) J.A.Partrige, R.E.Lerch : Chemical decontamination of metals, HEDL - SA - 1880 (1979).

J R R - 3 改造工事に於ける 原子炉冷却系統施設等の撤去

鈴木正則¹⁾ 伊藤和博²⁾ 大河原正美³⁾

荒木俊豪⁴⁾ 金子茂雄⁵⁾ 古市昌久⁶⁾

1. はじめに

1962年初臨界以来、着実にその成果を収めてきた日本原子力研究所東海研究所（以下「原研」と言う）の国産1号炉「J R R - 3」は、研究炉長期整備計画に基づき、1983年3月累計運転時間47,135.5時間、累計出力419,073.5MWHの実績を残して原子炉の共同利用運転が停止された。以来、より高性能な汎用研究炉とするための改造工事が進められてきたが、すでに新しい原子炉

については、据付工事及び各種機能試験を完了した後、1990年3月15日から燃料体の装荷を開始し、3月22日初臨界に達した。

この改造工事に先駆け、1985年8月から既存施設のうち改造後に再利用しない施設の撤去工事が行われたが、本稿ではこの撤去工事のうち、原子炉本体を除く原子炉冷却系統施設等比較的線量当量の高い部分の撤去工事についてその概要を紹介するものである。

撤去前の施設の配置概要を図1に示す。

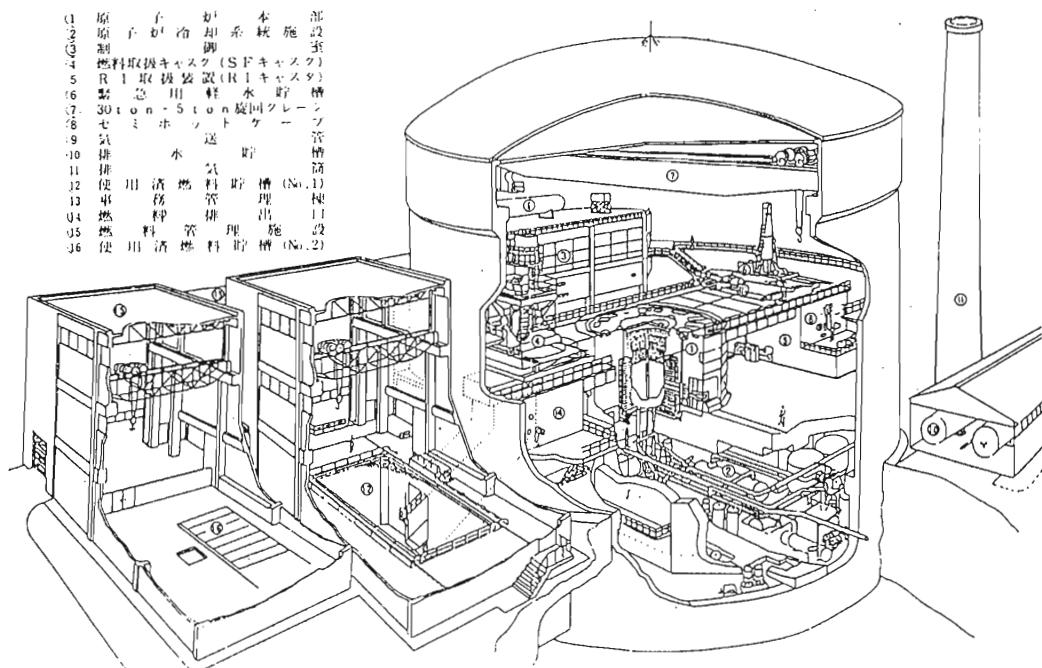


図1 撤去前のJRR-3施設概要

- 1) 日本原子力研究所東海研究所 研究炉管理部研究炉開発室 施設管理G.L
- 2) 日本原子力研究所東海研究所 研究炉管理部研究炉開発室 主査
- 3) 日本原子力研究所東海研究所 研究炉管理部研究炉開発室
- 4) 太平電業(株)工事本部原子力工事部部長代理
- 5) 太平電業(株)工事本部東海作業所作業長
- 6) 太平電業(株)技術本部技術課主査

2. 施工範囲

撤去の範囲は次に示す各施設である。これらの施設機器類、配管等を撤去解体し、簡易除染細断等を行い、容器に収納して、原研構内に設置された保管廃棄施設に運搬、保管廃棄した。

また、原子炉本体については、開口部のシール及び放射線測定用チャンネルの据付けを行った。

- (1) 原子炉本体（本体を除く関係設備の一部）
- (2) 核燃料物質の取扱い施設及び貯蔵施設
- (3) 原子炉冷却系統施設
- (4) 計測制御系統施設
- (5) 放射性廃棄物の廃棄施設
- (6) 放射線管理施設
- (7) その他原子炉の附属施設

3. 工事計画

撤去工事に当たっては

- ① 工事の効率化、短期化、経済性
- ② 放射性物質の拡散防止と被爆低減
- ③ 実証ずみの確立した工法の採用
- ④ 放射性廃棄物の発生量の低減化と放射能レベルに応じた保管廃棄
- ⑤ 工事中の各施設の適切な維持管理を基本方針に以下のような計画を立てた。

(1) 工具の選定

ア. 作業開始後の不測のトラブルを極力避けるため使用方法の確立された機械式汎用工具を主体とし部品についても互換性、即納性を配慮した。

イ. 作業員の被曝低減を図るため、遠隔自動操作方式の導入、ハンディで着脱操作が簡単であること、及び切断時間が短いことに着眼した。

ウ. 切断時の切粉等の飛散による汚染を防ぎ、切粉の回収を容易にするため、切断部の駆動はできるだけ低速のものとした。

(2) 撤去手順の確立

先ず原子炉の機能を喪失させるため、計測制御施設の撤去を、次いで核燃料物質取扱施設、続いて原子炉冷却系統施設の順で撤去を行うこととした。

また、放射線管理上特に問題が無い箇所については並行作業を、線量当量率の高い箇所の作業及び汚染拡大の恐れのある箇所についてはシリーズに作業を行うこととした。

(3) 作業区画の設定

ア. 各種系統の配管、機器が混在錯綜している地階は、室内的線量当量率と系内の表面密度を考慮して、撤去区画を設定し、区画毎作業の集中管理を行うこととした。区画区分を表1、図2に示す。

イ. 作業種別毎の区画としては、撤去部品の解体、検査、容器収納、搬出等一階原子炉本体周囲に作業区画を設定し、区画名称と矢印を表示して作業の流れが整然と行われるようにした。

表1 区画内の主な設備

室名	区画	主な設備
冷却機器室	A	重水系、二次冷却系、緊急冷却系
	B	熱遮へい系
	C	ヘリウム系、炭酸ガス系、重水系
付属機器室	D	計測・実験用空気系
F F D 室	E	F F D 系
ループテスト室	F	水ガス系検出槽・操作盤・分析室

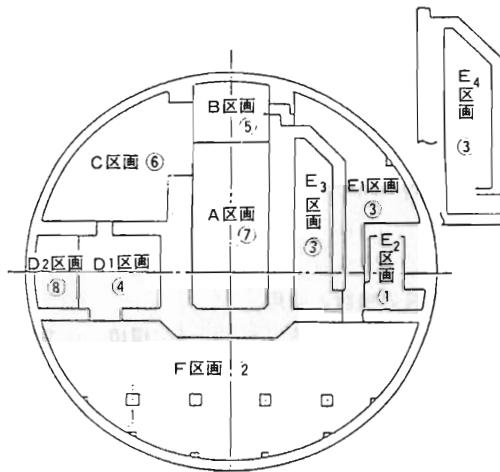


図2 炉室地階区画区分
(丸数字は撤去順序を示す)

(4) 撤去対象物の識別表示

同一区画内の設備系統を明確に区分し、作業員等に周知させることと、解体細断後放射能レベル区分に従った仕分けに誤りがないよう、作業前に系統別・表面密度別の識別シールを随所に貼付することにした。

(5) 大型廃棄物の処置

特定の大型機器については、作業性及び放射線管理の観点から解体切断等は行わず、表面の線量当量率を規定値以下になるまで内部の除染を行い、更に開口部をシール溶接してから表面の簡易除染を行い、大型廃棄物としてそのまま原研構内の保管廃棄施設に運搬、保管することとした。

4. 経緯と実績

撤去開始前の状況として、燃料体、一次冷却材（重水）及び炭酸ガス等の抜き取りは既に完了しており、一次冷却系内は重水によるトリチウムと放射化腐蝕生成物である⁶⁰Co 等が附着し、作業環境の線量当量率は概ね表2のとおりであった。

表2 作業環境の線量当量率

	最 高	平 均
冷却機器室における空間の表面の線量当量率	150 mR/H (1.5 mSv/H)	15 mR/H (0.15 mSv/H)
重水系撤去機器・配管の表面の線量当量率	9~10 R/H (90~100 mSv/H)	20~30 mR/H (0.2~0.3 mSv/H)

1984年12月より撤去工事計画の検討に着手し'85年8月2日、設工認が認可される迄の間に撤去手順の確立、作業要領の検討及び解体工具の選定とその実証テスト等を行った。

4.1 工具の検討と適用

先に述べた方針に基づき、口径、環境、作業性等を勘案し、表3の工具について確認テストを行い、その結果必要な改造・対策を加え、更にテストを重ね適用を決定した。

ここでは、これらの工具の内、有効な改造を施したもの及び解体作業に顕著な効果があったものについて紹介する。

(1) 遠隔式レシプロソー

市販のレシプロソーを原研とH社の協同により遠隔式に改造されたものについてテストを行ったが、回転数が速く直線往復運動であるため、切粉が細かく、切断後半には切断面及び鋸刃の温度が約250~300°Cに急上昇し、鋸刃の損耗著しく、切断時間はSUS304TP 250A sch20で約

表3 主な切断工具

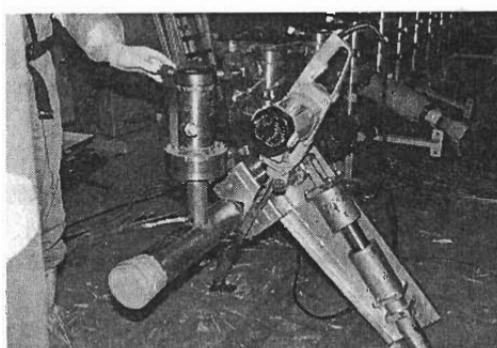
工具名称	切 断 対 象	
	寸 法	材 质
レシプロソー (遠隔式)	400~100A	SUS 304TP, SGP
ギロチンカッター (遠隔式)	250~125A	SUS 304TP, SGP
携帯鋸盤	250~50A	SUS 304TP, SGP
ローターパン ドソー	100A以下	SUS 304TP, SGP 型鋼
電子セーバー ソー	100A以下	SUS 304TP, SGP 型鋼
油圧剪断機	40A以下	SUS 304TP, SGP
鉄筋カッター	25A以下	SUS 304TP, SGP
ニ ブ ラ	4 mm以下 6 mm以下	SUS 板 軟鋼板

115分を要した。

実用化するための性能向上と切粉抑制の対策として回転数を下げるのことと、鋸刃の選定について検討を重ねた。結論としては、鋸刃の駆動回路に可変抵抗器を入れ、電圧調整を行うことにより速度を下げることとした。

確認テストでは回転数120r.P.m S社製鋸刃にて前記パイプを約70分で切断でき、切粉の飛散、温度上昇も抑えられ刃の損耗も2~3回の切断には性能において影響がない結果が得られた。

本工具は、主として遠隔操作による400~100Aの現場配管の切断を行うこととした。

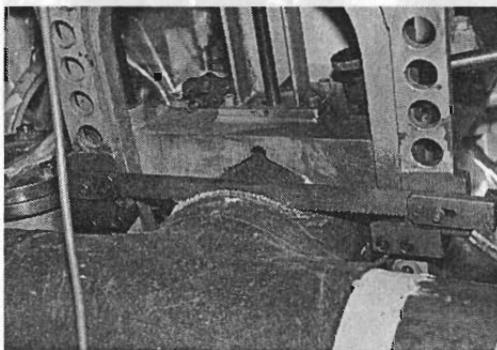


レシプロソーによるFFD 気水分離器母管の切断

(2) 遠隔式ギロチンカッター

汎用品をモデルとして、原研にて試作した250A以下を対象とする遠隔式小型タイプについてテストを行った。

各種テストの結果、性能的にはSUS 304 TP 250 A sch 20の切断時間は約60分で切粉の飛散もなく鋸刃の損耗状況もS社製にて2~3回の切断では性能に支障を来さないことが判った。



ギロチンカッターによる主重水配管の切断

しかしながら、機械的に鋸刃駆動モーター及び刃送りモーターが一体となっており、また配管の固定は油圧ジャッキによるクランプ締めつけ方式となっているため、全體重量が約150kgと重く、機械の大きさからも、現場の配管に取付けて使用することは困難であると判断され、軽量化、小型化の検討を行った。

重量と大きさに対する要因が、駆動モーターと配管取付け機構にあったので、駆動を空気運動式とし、取付けをチェーン掛け方式に改造した。その結果重量は50kgとなり、2名で配管に着脱できるようになった。確認テストでは、電動式と同等の性能を確認し、信頼性も充分で、遠隔操作による250A、200Aの一次冷却系配管の現場切断に適用することとした。

(3) 携帯鋸盤

市販の汎用品について確認テストを行った。性能的には前記SUS 304 TP 250 Aで切断時間が30~40分切粉の飛散もなく、鋸刃の損耗も2~3回の切断には、問題が無かった。また、50A以下の小口径配管も切断箇所前後を固縛しておけば、何本か同時に切断することができた。

操作は、対象物をセットして電源スイッチを入れれば、鋸刃と弦の重力で自動的に切断が行

われ、終了は弦が機械的にトグルスイッチをヒットして停止するので、切断中は付添いの必要



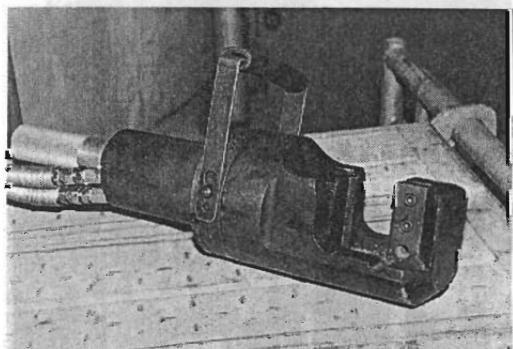
携帯鋸盤による解体室内での細断作業

がなく、被曝低減にも効果があった。

但し、刃の送りが重力式であるため、機械のセットが床面でなければならず、現場配管にセットして使用することは不向きと判断された。このため、現場から大きく取外した配管を容器に収納するため、解体室として設けたグリーンハウス内で細断するのに使用することとした。

(4) 油圧剪断機

小口径配管の切断工具として、ローターパンドソー、セーバーソー等汎用工具を検討したが、これらはハンディーで操作も簡単であるが、切断時間が分単位であるため40~25 Aの高線量率配管を対象として、更に切断時間の短縮を狙って油圧による剪断機を試作した。



油圧剪断機

確認テストでは取扱いも簡単で、切断時間はSUS 304 TP 40 A sch 20で約40秒、同25 Aで約15秒であったが、剪断刃(SK3)がもろく、2~3回の試用で欠損したので刃の強度につ

いて検討を要した。

刃の耐久性をもたすため、同じ材質で焼き入れ、焼き戻しをおこない、表面硬さをロックウェル・Cスケールにて60以上とした。また、本体取付けも欠損した場合その場で即応できるよう180°回転させて両面使用できるようにした。

確認テストにて刃の信頼性を十分確認し40~25Aの切断に使用することとした。

(5) 鉄筋カッター

市販汎用品2機種について確認テストを行った。

操作性は良く、性能は

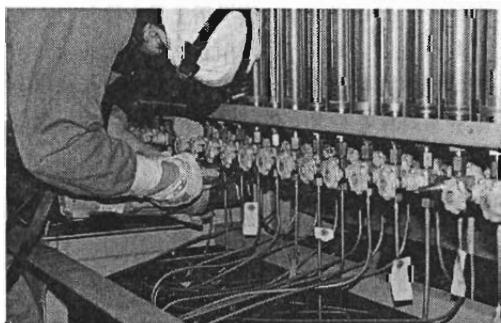
D C - 32型で

S U S 304 T P 25 A sch 80の切断に約7秒

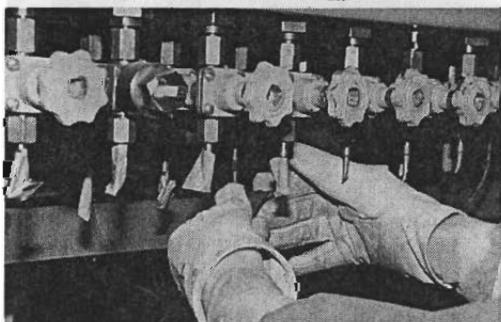
D C - 19型で

S U S 304 T P 15 A sch 40の切断に約3秒

と殆んど瞬時に剪断できることを確認したがD C - 32については自重が36kgと比較的重く、現場では足場の条件が良いこと2人で操作すること等の配慮が必要とされた。その他には特に問題はなく、25A以下の切断に使用することとした。



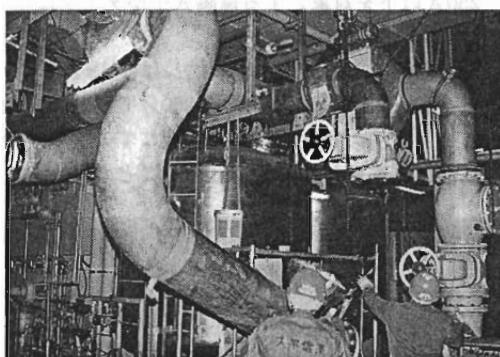
鉄筋カッターによるFFD重水流量計
下部チューブの切断



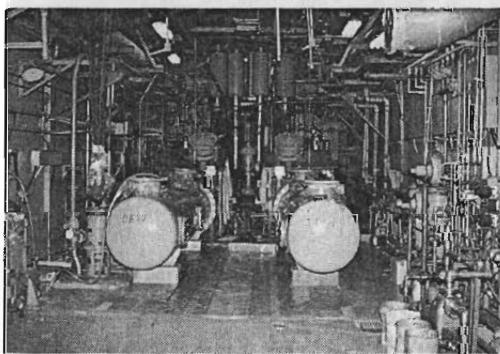
切断後の仮シール作業

4.2 主な作業の実施概要

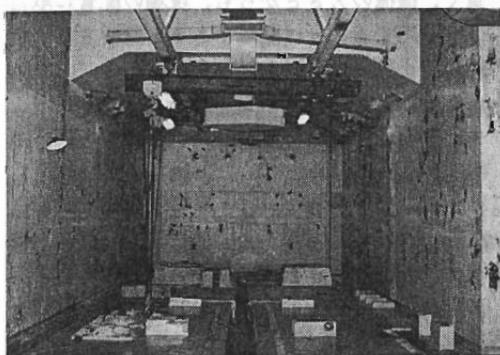
(1) 冷却系統施設の撤去



C O₂配管の撤去作業



一次系撤去前の炉体下部



撤去完了後の炉体下部
冷却機器室

一次冷却系設備については、冷却材に重水を使用していたことから、トリチウムが生成（1 mCi / ml (3.7×10^7 Bq / ml) され汚染されていた。

このため系内のトリチウム除去と機器、配管等取外し時における放射性物質の空気中への飛散による内部被曝を防止するため、系内を軽水

で洗浄した。

系内及び排水の放射能濃度を測定しながら充水・排水を4回行い、作業上の安全が確保できる状態を確認し撤去作業にとりかかった。

軽水洗浄に伴うトリチウムの除去量は、約16 Ci ($6 \times 10^{11} \text{Bq}$) であった。

区画内での撤去順序は、作業スペース及び搬出経路(ハッチ下部等)の確保のための撤去を行い、続いて周辺部の低線量当量率部から逐次中心部の高線量当量率部へと移った。この間必要に応じ高線量当量率部の機器には仮遮へいを行った。

配管等の切断には口径、線量当量率、内部表面密度の状況及び作業性を勘案し、実証された各種切断工具の使い分けを行った。また、現場での解体、取外しは、作業性、線量当量の低減を考慮して、極力大きなブロックで行い、解体作業室に搬入して細断・梱包の作業を行った。

(2) 炉体開口部のシール

ア. 炉体上部、回転遮へい体の下、サンプリング

配管ボックス及び実験孔シャッター駆動装置等は全て鋼板を全周溶接にて取付けシールを行つ



炉頂部シール溶接作業



炉体下部昇降水管撤去後、樹脂注入作業

た。また、炉心部と直接通じていないケーブル用上部ダクトは鋼板蓋をタップ溶接にて固定した。

イ. 炉体下部、重水系昇降水管、緊急重水汲上管及びオーバーフロー管には、内部約800mmの厚さでシール用樹脂を注入し、重水系昇降水管には50mmの遮へい鉛板を取付けてから鋼製の盲フランジで蓋をした。

更にこの上から一括して鋼板製キャップをケミカルアンカーにて取付けた。

炉体底部シール要領を図-3に示す。

(3) 放射線測定用チャンネルの設置

炉体保管期間中、必要に応じ内部の放射線の測定を実施するため、炉心孔No.5及びNo.196に放射線測定用チャンネルを製作・設置した。材質はステンレス鋼製とし上段遮へい体貫通部を気密構造とし、シール用鉄板部に遮へい効果を持った蓋を取り付け回転遮へい体上から取り付け、取り外しできる構造とした。

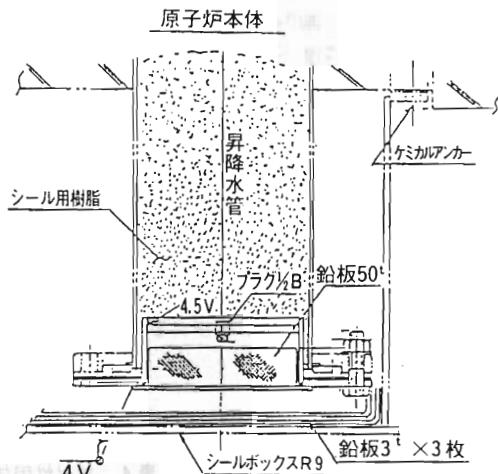
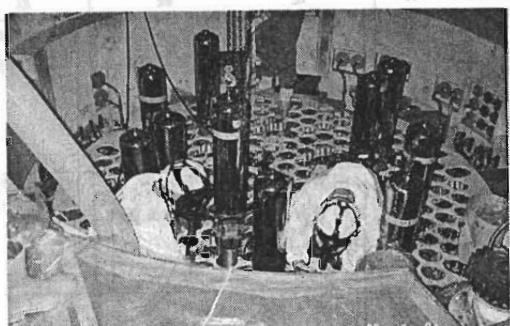


図3 炉体下部シール詳細図



炉頂部制御棒、駆動装置撤去作業

4.3 放射線管理

定められた「保安規定」及び「放射線安全取扱手引」に基づき、「作業管理」「管理区域出入管理」並びに「廃棄物の管理」を行った。

(1) 作業管理

ア. 被曝低減化対策

- (ア) 作業区画中心部の高線量当量率部分には仮遮へいを行い、周辺部から撤去を行って、まず撤去物品の搬出路と作業スペースの確保を行った。
- (イ) 中心部の高線量当量率の部分の撤去方法については、作業方法、手順等について十分に検討を行った。
- (ウ) 自動制御方式の切断機器を採用し、モックアップ等にて着脱訓練を実施して本番での時間短縮をはかった。
- (エ) 不要の被曝を避けるためモニタテレビ等にて作業中の監視を強化し、退避や予定期間終了の指示を行った。
- (オ) 作業中は区画内のトリチウムのモニタリングを行い、濃度上昇時の退避勧告と局所排気装置を増設するなど、濃度低下と被曝低減化の処置を行った。
- (カ) 作業終了後の被曝記録をその日のミーティングに反映させ、翌日の作業手順・要領・配員及び計画線量当量を決定し、個人の被曝線量をコントロールした。
- イ. 汚染拡大防止対策
 - (ア) 作業前には区画内床及び必要に応じ壁面・

機器表面等のビニールシート養生を行った。床の養生は2枚以上重ねて行い配管切断時など部分的に汚染を生じた場合速やかに除染を行うか、あるいは表面の汚染したシートを廃棄し貼替えるなどの処置を行った。

- (イ) 切断箇所は、部分的に小さなグリーンハウスを設置するか、場合によっては切断工具と操作員の手だけが入る程度の空間をビニールシートで覆い、局所排気装置の吸引ダクトを接続した。
- (ウ) 塵埃等は直接吸引ダクトにて吸収らせ、下部にはパレット等にビニールシートを敷き、落下した切粉を包み込んで回収した。
- (エ) 汚染された撤去物品の細断には大きなグリーンハウスを設置し、ハウス内換気と切断箇所の局部吸引の2台の排気装置を運用した。
- (オ) 周辺汚染の可能性の大きい作業区画では区画をさらに小さくし、2段構えのバリヤを設置し、衣服・装備の着脱と靴の履替えを行った。
- (カ) 撤去物品は細断して容器に収納するものも全て開口部をシールし、さらにビニールシートにて梱包を行ってから収納を行った。

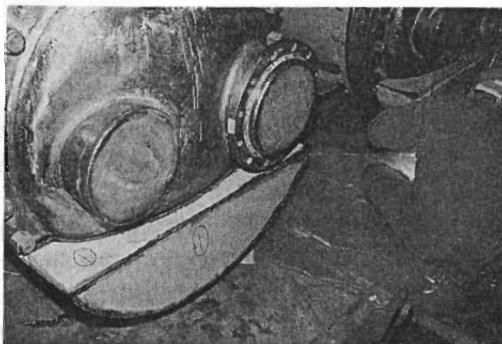
(2) 放射性廃棄物の処置

ア. 廃棄物の区分

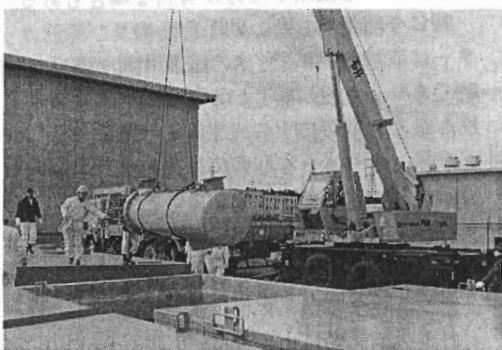
撤去工事で発生する放射性固体廃棄物は定められた規程に基づく放射能レベルにより「低レベル固体廃棄物」と「極低レベル固体廃棄物」

表4 放射性固体廃棄物の区分および処置

区分	定義	放射能レベル	
極低レベル固体廃棄物	汚染または放射化されているものおよび使用履歴等からみてそのおそれのあるものであって、放射能レベルが極めて低く一定レベル以下のもの	放射能濃度 ${}^3\text{H} \text{を除く } \text{B} \cdot \text{r}$ 核種 $\leq 10^{-4} \mu\text{Ci/g}$ ${}^3\text{H} \leq 2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/g}$ ($\leq 740 \text{ g}$)	輸送のための容器を用いて輸送し、放射性廃棄物処理施設に保管廃棄する。
低レベル固体廃棄物	汚染または放射化されているものであって「極低レベル固体廃棄物」以外のもの	放射能濃度 ${}^3\text{H} \text{を除く } \text{B} \cdot \text{r}$ 核種 $> 10^{-4} \mu\text{Ci/g}$ (3.7Bq/g) ${}^3\text{H} > 2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/g}$ ($> 740 \text{ Bq/g}$)	廃棄物容器として規格化されている各容器に封入し、放射性廃棄物処理施設に輸送して処理および保管廃棄する。
原子炉本体	—	—	生体遮蔽体と一緒に搬出し、大型廃棄物保管庫に保管廃棄する。



熱交換器開口部のシール溶接と遮へい板の取付け



低レベル保管廃棄施設への熱交換器の吊り卸し

とに区分した。放射性固体廃棄物の区分を表4に示す。

「低レベル固体廃棄物」は原則として細断し、廃棄物容器に収納して、また「極低レベル固体廃棄物」は輸送容器等を使用して、「原研」内指定場所に運搬・保管した。

なお、大型廃棄物については、2-(5)項に述べた通りの措置を行った。

イ. 廃棄物収納容器と収納方法

収納容器は、鋼製3m³容器、同1m³容器及びドラム缶を使用した。

また、二次発生物品を主体として可燃、不燃に分け各々赤・白の蓋付紙バケツ（カートンボックス）を使用した。

ウ. 体積の低減

ダクト類、盤、配管等解体できるものは極力解体し、鋼板、ケーブル、保温材等種類毎に束ねて体積を小さくした。

4.4 撤去実績

(1) 工程

実績工程を表-5に示す。

(2) 工数

ア. 計画及び準備作業に要した人工数	1474人
イ. 撤去工事に要した人工数	8018人

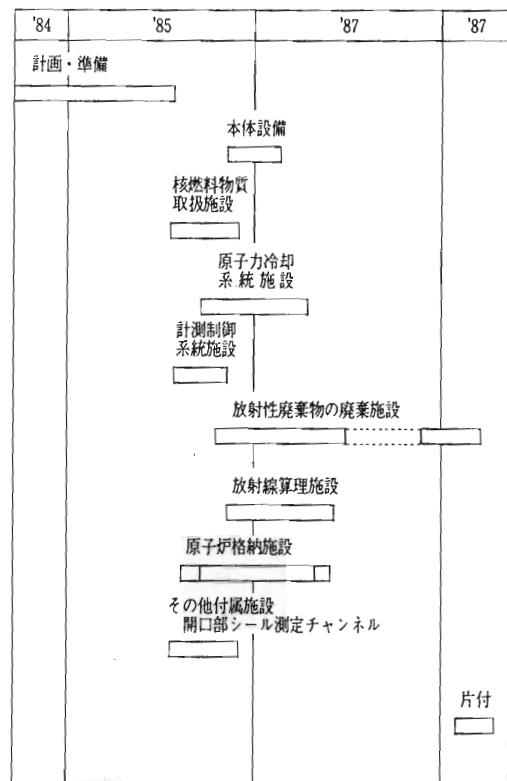


表5 冷却系統施設等の撤去実績工程

(3) 被爆線量

項目	値	実績	予測値(計画)
個人最大被ばく線量当量	890 mrem (8.9 mSv)	1,300 mrem (13 mSv)	
平均被ばく線量当量	160 mrem (1.6 mSv)	400 mrem (4 mSv)	
総被ばく線量当量	10,000人-mrem (100人-mSv)	20,000人-mrem (200人-mSv)	

(4) 廃棄物処理量

ア. 低レベル廃棄物

区分	数量	重量
大型廃棄物	7	約111トン
3m ³ 容器	54	約28トン
1m ³ 容器	169	約65トン
ドラム缶	169	約34トン
計		約238トン

イ. 附隨発生廃棄物（カートンボックス）

区分	数量	重量
可燃物	3,650	約5トン
不燃物	1,930	約6トン
計	5,580	約11トン

5. まとめ

今回のJRR-3撤去工事においては、原子炉本体が一括搬出工法により撤去されたため、現場での切断解体では配管が主たる解体対象となった。熱交換器等大型機器約110トンは撤去後開口部シール等の処置を行い、そのまま大型廃棄物として保管廃棄したが、配管その他約400トンの設備については、前記工具を用いて解体・撤去し、更に細断を行って容器収納等の処置を行った。

撤去工事の規模と種類により、その工法や使用工具は異なると思うが、今回の工事に関して得られた成果、教訓は次の通りである。

- (1) 汎用機器又はそれらを一部工夫改良することにより、今回行った設備の解体及び細断については、確立されている工法を用いて十分対処できた。
- (2) 大きな配管（今回対象は400～100A）は、内部洗浄等により解体前にある程度作業環境を良

くすることができるが、小配管、枝管は、重水や内部附着物の除去が困難で、放射線作業環境としては注意を要した。

- (3) 主配管ラインに対して、遠隔操作機器を使用する条件としては、先ず周囲の小配管、枝管の撤去が必要であるが、これらの配管は、ラインが複雑かつスペースも画一的でないので、自動遠隔機器を考慮するより、ハンディな切断時間の短い工具を使用した方が有利な場合もある。

特に今回使用した、油圧剪断機及び鉄筋カッターは取扱が簡単で、かつ切断時間が殆んど瞬時であり、さらに切り口が潰されるのでシール性も良く、期待以上の成果があった。

- (4) 今後、より大きな設備の撤去計画が進められるに当たっては、高度な解体機器の開発がおこなわれることと思うが、これらの開発された機器を有効に活用するためにも、在来の小型機器の役割を見逃すことはできない。

- (5) 安全面においては、周到な計画、管理により、作業区画以外への汚染の拡散は皆無であり、先に述べた綿密な作業管理により、集積被曝線量も計画の約50%に止まった。

また、完工迄約7万6千時間の完全無災害を達成できたが、高所作業、粉塵作業、火気使用作業等に対する対策と、汚染拡散防止、被曝低減、廃棄物低減等に対する対策及び、作業員の健康管理対策を如何に調和させるかが重要である。

廃液処理装置の除染解体

守 勝治¹⁾ 小松 茂²⁾

1 はじめに

日本原子力研究所東海研究所放射性廃棄物処理場液体廃棄物処理施設には、低レベル¹⁾放射性液体廃棄物蒸発処理装置（以下『低レベル蒸発処理装置』という。）、中レベル²⁾放射性液体廃棄物蒸発処理装置（以下『中レベル蒸発処理装置』といふ。）および汚染海水廃液等を処理する凝集沈殿処理装置が設置されている。

従来、大型放射性廃棄物は、開口部を密閉するのみで保管廃棄施設に貯蔵してきた。中レベル蒸発処理装置処理前廃液貯槽（以下「中レベル廃液貯槽」という。）が撤去され、従来と同様の措置が考えられたが、大型放射性廃棄物の解体減容の必要性が提起され、移動や取扱いが容易で、定常業務の範囲内で解体作業が実施できる等の理由により、廃液貯槽の解体を試験的に実施した。その後、低レベル蒸発処理装置の主要機器類が撤去された際に、前回同様解体技術の検討評価、減容効果に関するデータの蓄積を行うとともに腐食部位のサンプリングを併せて行った。

本報告は、中レベル廃液貯槽を酸素アーカー切断法と砥石切断法、低レベル蒸発処理装置を酸素アーカー切断法とプラズマアーカー切断法を各々組み合わせて試験的に実施した作業経験を一つにまとめたものである。

2 切断方法の検討

ステンレス鋼の切断は、一般的に表1に示すような方法がある。これらの中から、

- 1 安価であること。
- 2 小型、軽量で取扱いが容易なこと。
- 3 熟練を余り必要とせず簡単に操作できること。
- 4 除塵、排煙等の装置が自作できる範囲にあること。
- 5 放射能の飛散が少ないとこと。

等の理由により、中レベル廃液貯槽の解体には、(1)砥石切断法と(2)酸素アーカー切断法を組合せ、低レベル蒸発処理装置撤去機器の解体は、酸素アーカー切断法と(3)プラズマアーカー切断法を選定した。

表1 各種切断法

方法	名称	長所	短所
機械切断	研削 砥石 ニブラー ジグソー ハクソー カッタ	取扱いが容易 小型軽量。 薄板に適している。	砥石の選定が重要 厚材は困難。
ガス切断	パウダ	厚材に適している。	パウダの取扱いが困難。
アーカー切断	酸素アーカー プラズマアーカー アーカエア アーカソ	切断速度が早い。 切断ひずみが少ない。 穴あけ、溝掘りに適している。 大形厚物に適している。	煙が出る。 トーチノズルで決定。 直流電源が心要。 装置が複雑。

1)日本原子力研究所保健物理部放射性汚染処理第2課

2)放射性汚染処理第1課

* 日本原子力研究所放射線管理規定による区分

* 1 低レベル $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ ~ 37Bq/cm^3

* 2 中レベル 37Bq/cm^3 ~ 37kBq/cm^3

以下に選定理由および改造した点等について述べる。

(1) 砥石切断法

この方法は、電動機の一端に切断用砥石を取りつけて回転させ研磨切断する方法で、プラズマアーク切断や酸素アーク切断で発生する多量の熱や燃焼ガスの発生はなく、切断粉と極微量の火花の

軽に実施できるが、これは便宜的な使用方法である。市販品の中から使用目的に合致していると判断した酸素アーク溶断棒・アーク用（“スターカッテンド” 酸素アーク工業株）を選定した。この専用切断棒は、被覆剤を塗布した芯線内に助燃線を封入した電極棒である。使用方法は、電極棒をトーチに挟み酸素を噴出してからアークを発生さ

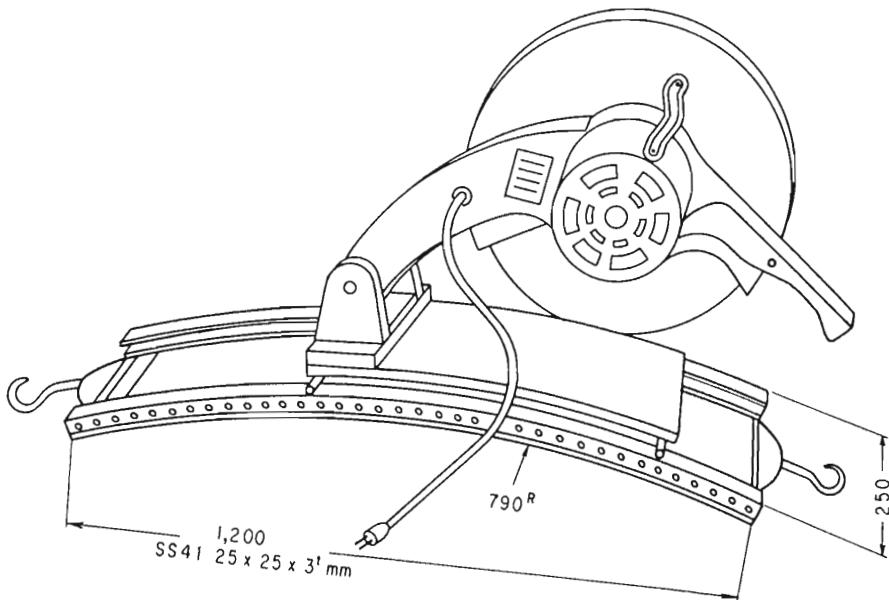


図1 砥石切断機

単位：mm

みである。このため、排気浄化処理が簡単で、フィルタエレメントの交換頻度がアーク切断より少なくて済むと考えた。この方法で廃液貯槽胴部の平滑な曲面の切断に使用できるようにパイプ、アングルや丸棒等の切断に使用していた台座を取り外して図1に示す中レベル廃液貯槽胴部切断用に改造した。改造点は、廃液貯槽曲面と同曲線を持つガイドレールを造り、このガイドに沿って切断機を移動させ胴部を輪切りに切断することにした。

(2) 酸素アーク切断法

アーク切断は、高温のアーク熱を利用して母材を溶融し、流し落として切断する方法である。従来から、炭素鋼溶接棒を使用した手法が溶接作業現場で行われており交流アーク溶接機があれば手

せ溶融した母材を吹き飛ばしながら切断するので切断速度が早い。取扱いは、酸素ガス切替えバルブ付の手溶接用ホルダーに酸素ガスホースを接続し電極棒を挟むだけなので簡単である。酸素アーク切断法の概要を図2に、また、試験的に実施したステンレス鋼（SUS 316L 55mm）および鋼材（SS 41 55mm）の切断面を写真1に示す。

使用する切断棒は、切断される機器の板厚（SUS 304 6～8mm）に合致したSC-7型（全長600mm）を選択した。この切断棒を使用した時の作業条件は、アーク電流120A、酸素ガス圧力7kg/cm²、切断棒1本の切断距離は約35～40cm、その作業時間は1分間であった。

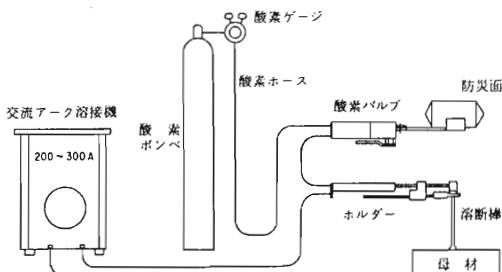


図2 酸素アーク切断法フローシート

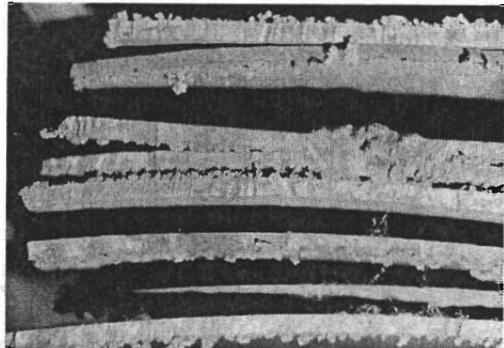


写真2 プラズマアーク切断面



写真1 酸素アーク切断面

(3) プラズマアーク切断法

プラズマアーク切断法は、タンクステン電極と母材の間にアークを発生させ小口径のノズルでアークを絞ると高温部が細く長く伸びた高速気流となり切削作業に適している。プラズマアーク切断装置の選定は、次の項目を検討した。

- 1 移動、運搬が容易なこと。
- 2 小型、軽量で設置面積が小さいこと。
- 3 最大定格電流は、100A未満であること。
(これは、建屋電気設備容量から制約した)。
- 4 使用するガスは当所で容易に入手できること。
- 5 トーチは、小型、軽量でハンドリングが容易であること。
- 6 溶断および溶接作業は、特別な技能や熟練を必要としないこと。

この結果、市販品の中から『ウェルペン』〔NP-100型、日本ウェルディング(株)〕を選定した。このプラズマアーク切断装置を使用して、鋼板(S S 41)およびステンレス鋼管(S U S 304

$25\text{mm}\phi$)を試験的に切断した。写真2にステンレス鋼管をアルゴンガス単独で切断した切断面を示す。この試験的切断の結果は、次のとおりである。

切断速度は、ステンレス鋼板(S U S 10 m m t)に対し、アルゴンガス流量 $25\ell/\text{分}$ 、電流 $90\sim 100\text{A}$ に設定した場合 $200\text{mm}/\text{分}$ であった。鋼板の厚さを変えた場合、同一条件において 20m m t 鋼板では $80\text{mm}/\text{分}$ 、 30m m t 鋼板では $20\text{mm}/\text{分}$ と極端に能力が低下した。また、板厚が薄くなれば電流やアルゴンガス流量も少量で済み切断速度も早くなることなどが得られたが、板厚 $6\sim 10\text{m m t}$ の間では余り切断速度に差はなかった。このほか、切断材質を普通鋼板に変更すると同じ板厚のステンレス鋼板より切断速度は、10%程度低下した。

アルゴンガスに窒素ガスを混入した場合は、アルゴンガス単独の場合より切断速度が早くなり板厚も 30m m t が切断できましたが窒素酸化物が発生した。この窒素酸化物は、人体に有害であるほか排ガスの処理が困難なことから窒素ガスを混入しないことにした。

3 除塵装置

廃液貯槽の切断作業は、作業に付随して発生する粉塵の拡散を防止するため簡易フードを設置して実施した。発生した粉塵の除塵方法を図3に示す。

また、機器に付着している放射性物質は、除染により大部分が除去されたと考えられるので作業者に対して粉塵対策を考慮した。

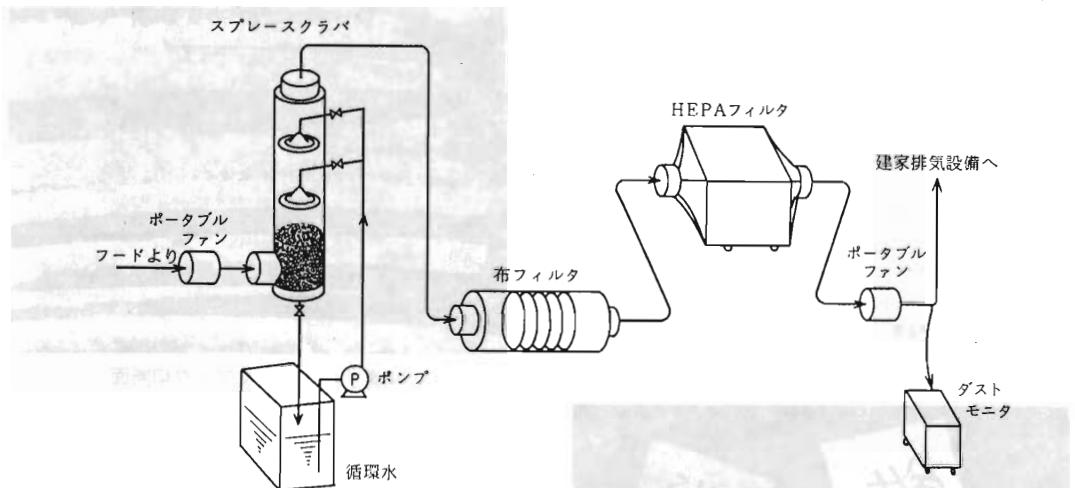


図3 防塵方法フローシート

(1) 簡易フード

切断作業中に発生する粉塵や燃焼煙などは、簡易フード（以下『フード』という。）を設置してこの中で作業を行うことにより建屋内に拡散しないようにした。

フードの製作は、次の点に注意した。

- ① 組立法が簡単で堅固である。
- ② 切断作業に支障のない充分な広さ、高さである。
- ③ 切断作業内容および切断作業状態を確認できる。
- ④ 切断作業中の排気による負圧に耐えられる。
- ⑤ 解体機器の搬入や搬出の取扱いが容易に出来る。
- ⑥ 使用後の廃棄が容易でかつ減容が大きい。

以上の点から、フードは鋼製角パイプを使用し

てボルト、ナットで組み立て後、ビニルシートで覆った。フードの概要は、図4に示すように内部を切断室と準備室に2分した。排気口は、切断室側面下部に設けて発生した粉塵や燃焼煙を吸引できるように考慮し、給気はフード内空気を排気して生じる差圧で流入する空気とした。給気口は、切断室上部のフード覆い（以下『フードカバー』という）を切り抜きプレフィルタをはめこんだ。プレフィルタは、フード内の排ガスが建屋内に流出を防ぐ目的も兼ねている。ビニルカバーは、透明塩ビシート（0.1mm青色）を裁断して高周波溶接機（KV-3000TR 楊電舎工業株）を使用して、骨組みの上から覆うタイプ（3枚）と骨組みの内側に吊るすタイプ（1枚）の2種類を作製した。

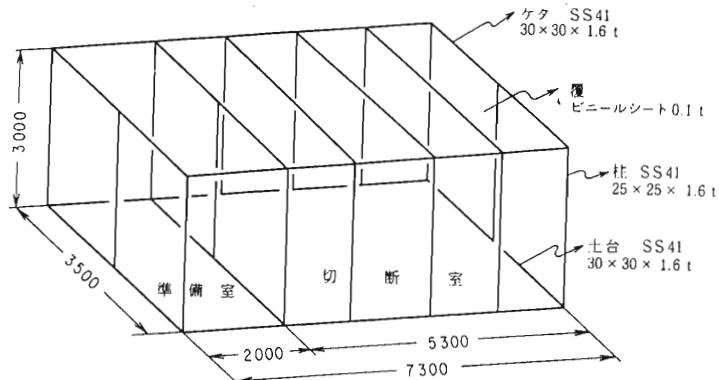


図4 簡易フード

単位:mm

(2) スプレースクラバ

酸素アーカー切断作業中のフード排気は、切断棒被覆剤の燃焼煙や切断粉など多量の粉塵を含むため、布フィルタやHEPAフィルタはすぐ目詰まりを起こしてフィルタ交換に要する時間が長くなり本来の切断作業時間が短く、また、フィルタ類も多量に廃棄されるだろうと判断した。このため、スプレースクラバを製作してフード排出空気に水を噴出し粉塵等を洗い落とし、フィルタ類の目詰まりの延長を計った。図5に示すように、鋼製容器(50l 廃棄物収納ドラム缶)3本をアセチレンガス溶接して本体とした。2個のスプレー口を取りつけ下から排ガスが上昇するところに上から水を噴霧して燃焼煙等を洗浄し、下部に詰めた充填物(ラシヒリング ステンレス鋼製 10mmφ × 10mmL)で気液の接触時間を長くして粉塵の除去効

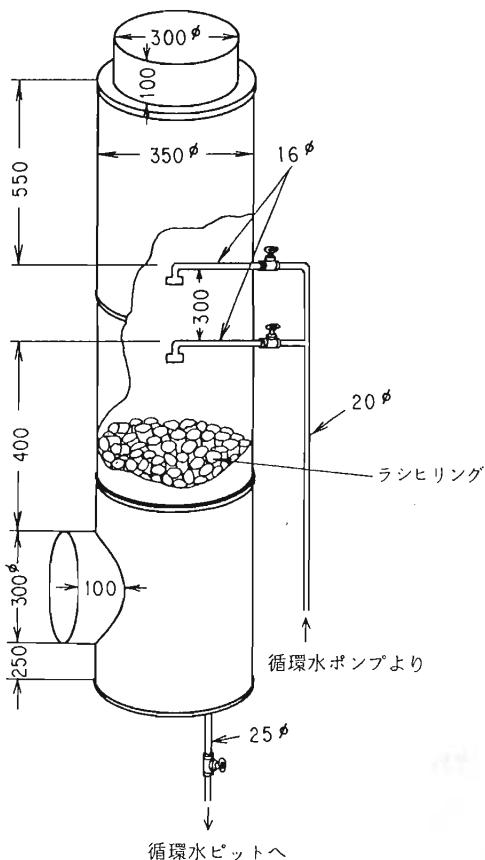


図5 スプレースクラバ 単位:mm

率が高まることを期待した。

スプレー水は、汚染除去場建屋内に設置されている機器除染槽(ステンレス鋼製 6m³以下、『循環水ピット』という。)に浄水を流入し循環させて使用した。ポンプ吸水口は、フィルタを取りつけないため水面近くに位置し、洗浄後の戻り水は循環水ピット下部に排出して洗浄除去された粉塵が吸引され、スプレー口が閉塞することを防止した。

(3) 布フィルタ

布フィルタは、スプレースクラバで除去できない粉塵粒子の捕集およびHEPAフィルタの負荷軽減を目的として設置した。フィルタボックスは、図6に示すように鋼製廃棄物容器(200l ドラム缶)を利用し、容器の蓋と底板に通気口を取りつけ本体とした。濾布は、油水分離器に使用しているダブルオイルプロッタ(三井化学株)をボックスの直径より大きく切り、枠(鉄棒 9mmφ)に貼り付け出来上がった濾布板を適当な間隔で5層にして使用した。

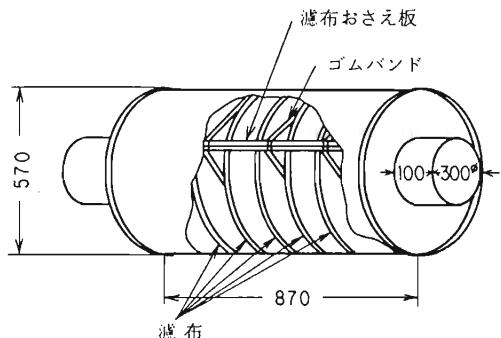


図6 布フィルタ

単位:mm

(4) HEPAフィルタ

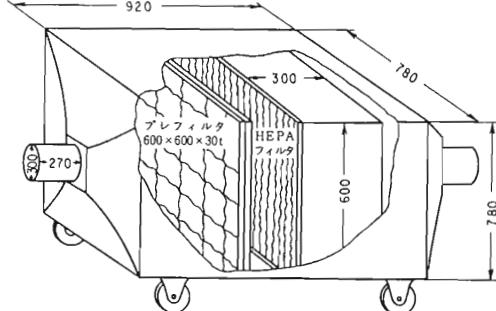
HEPAフィルタは、排出空気の最終除塵および建屋排気設備の負荷軽減用として設置した。フィルタボックスは、図7に示すように鋼製(780H × 940W × 2000L 3.2mm厚、SS41)で作り、移動が容易なようにキャスターを取りつけた。使用するフィルタの種類は、プレフィルタ(600 × 600 × 30mm厚 濾材フィレドン)1枚、HEPAフィルタ1枚の構成である。

4 切断作業時の防護装備

切断作業員のチーム編成および防護装備を表2に示す。切断主作業員1名は、粉塵の体内取り込みを防止するためエアラインスーツ（T S式 黄色塩化ビニル製 重松製作所㈱）を装備し、準備室の切断補助員1名は送風マスクと黄色塩ビ製防護服を着用した。フード外には、切断用ガスの調節及び電源スイッチの操作をする操作員1名、作業全般の指示監督1名で編成した。

切断作業者が着用する防護衣や使用する機器等の配置は、次の点に注意した。

① エアラインスーツや送風マスクに使用する電動送風機は、埃を含まない新鮮で清浄な空気を



単位：mm

図7 HEPA フィルタ

表2 切断作業防護装備

作業員名	中レベル廃液貯槽		低レベル蒸発処理装置	
	人数	汚染防護装備	人数	汚染防護装備
切断員	1	エアラインスーツ、特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋、耐熱皮手袋、靴下、ゴム長靴	1	エアラインスーツ、特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋、耐熱皮手袋、靴下、ゴム長靴、耐熱カバー
切断補助員	1	送風マスク、特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋、耐熱皮手袋、靴下、ゴム長靴	1	送風マスク、特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋、耐熱皮手袋、靴下、ゴム長靴 ビニルアノラック（上・下）
監視監督員	1	特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋 軍手、靴下、R I 作業靴	2	特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋 軍手、靴下、R I 作業靴
操作員	1	特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋 軍手、靴下、R I 作業靴	1	特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋 軍手、靴下、R I 作業靴
付帯作業員	—		2	特殊作業衣、布帽子、布手袋、ゴム手袋 軍手、靴下、R I 作業靴
計	4		7	

送風するとともに、ゴミや埃を分離するため活性炭入りの空気清浄器を通した。

② 電動送風機のエアホースは、出入りや運搬等の作業者に支障とならないように布テープで床に固定し、エアラインスーツのホースは、切断作業に必要な長さに調節するとともに、送風マスク用エアホースも補助作業範囲内に調節した。

③ 準備室には、切断作業後退出してきた作業者に付着している粉塵の清掃に必要なウェス（布、紙）、廃棄物容器（紙パケツ）、シールや固定に使用するテープ類（布、紙、ビニール）、工具類（ハンマー、スパナ、ドライバー、レンチ等）、酸素アーク切断棒、プラズマアーク切断用予備火

口等を準備し整理した。

④ 低レベル蒸発処理装置の酸素アーク切断作業は、中レベル廃液貯槽の切断作業経験からエアラインスーツの保護と作業者の発汗を減少させるためアルミ加工クロス（ニチアス No. 3000 900W×1400Lmm）を装着した。

5 機器の切断解体

5.1 中レベル廃液貯槽の切断

5.1.1 汚染除去作業

中レベル廃液貯槽は、昭和37年に設置以後、53年7月まで16年間にわたり中レベル放射性廃液を貯留してきた。貯槽は、円筒横型（1.6φ×2.1H

$\times 3.2\text{Lm}$ S U S 304 3基)で2基は硬質塩ビライニング(5mm)仕上げ、他の1基は下半分にステンレス鋼(S U S 304 8mm)をライニングしている。貯槽には、液面計等の計装用、廃液搬入系および処理装置への廃液輸送管が接続されている。貯槽の汚染核種は、主にCo-60、Cs-137、Cs-134であり中性洗剤水溶液(3%wt)、スコッタワシ、デッキブラシを使用して擦り洗い後水洗いした。除染によって、塩ビライニング貯槽に最大 $1.6\text{Bq}/\text{cm}^2$ の汚染が残存したがライニングを剥離撤去した。塩ビライニングを撤去した貯槽の汚染度は、拭き取り法で $2.6\text{Bq}/\text{cm}^2$ の汚染が検出されたので再度中性洗剤水溶液(3%wt)、スコッタワシ、デッキブラシを用いて擦り洗い後十分水洗いし乾燥した。乾燥後、拭き取り法による検査では表面密度の管理基準値($0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$)以下であった。

5.1.2 切断作業

汚染除去場除染ホールに簡易フードを組み立て、その中に廃液貯槽を据えつけた。貯槽の座りを良くするため角材を使用して床面との間隔を設け、角材のうえは亞鉛引き鉄板(1mm)を敷き、塩ビシートや床塗料の損傷防止を図った。次に塩ビシートを被せて布テープにより固定後、スプレースクラバ、サイクロン、布フィルタ、HEPAフィルタ、建屋排気口の各間を塩ビ製ダクト(300mmφ)で接続した。フード内の排気は、ポータブルファンをフード排気口とスプレースクラバの間に設置した。

(1) 砕石切断

本方法は、貯槽胴部の縦方向のみを切断しただけである。以下にその作業内容を述べる。

① 排風機、ダストモニタ等を運転後、切断作業者は表2に示す防護具を装備した。

② 廃液貯槽胴部の切断箇所にガイドレールを取りつけチェンブロックで胴曲面に密着させ、切断機が滑らかに動作することを確認して、電源を入れ貯槽上方から下方に向けて切断を行った。

③ 切断作業中のフード内は、金属火花が切断機カバーから僅かに飛び散る程度で煙の発生はないため透明に近くフード内切削作業の状況観察は容易であった。また、砥石による切削距離は、1枚当たり約2mであった。

④ ガイドレール取りつけ箇所の切削が終了後、ガイドレールを緩めて切削線がずれないように順次スライドさせ、再度締めつけて切削作業を継続

した。

⑤ 切断作業者は、エアラインスースに付着している切断粉を濡れウェスで拭き取り後、防護装備を脱衣して汚染検査をした後退出した。排風機等の運転は、作業者が退出後フード内に粉塵が浮遊していないことを確認してから停止した。

(2) 酸素アーク切断

酸素アーク切断は、粉塵の発生量や溶断時の発熱が他の方法に比し著しく多いことを考慮し、以下の様に切削作業を実施した。

① スプレースクラバ循環ポンプ、排風機、ダストモニタ等を運転して各機器が正常に作動していることを確認後、酸素ガス圧力を $6\sim 7\text{kg}/\text{cm}^2$ 、交流アーク溶接機の電流値を80~120Aにそれぞれ設定した。

② 切断作業者は、表2の防護装備を着用して貯槽上部のマンホール部(450×250mmH)を溶接部分から溶断し、4分割して取扱いが容易な重量、大きさに切断した。次に、貯槽に接続された廃液輸送管および計装用配管を同様に切削した。

③ 鏡板の切削は、切断作業者の危険防止のため切削片が貯槽内部に落ちるように中央部に600mm四方の孔を空け、貯槽内に折り曲げて溶断した。次に、貯槽上部から下方に向けて溶断し順序よく貯槽内に切削片を落とした。切削が進み下倒すは、円周の溶断中は作業者の足元に落下しないよう切削片を内側に折り曲げて貯槽内に落とした。

④ 貯槽胴部は、砥石切削機により輪切りになっているので上部から横方向に切削して貯槽内に落とした。貯槽内に切削片が多くなったため、それらを準備室へ取り出し、中性洗剤水溶液(3%wt)、スコッタワシで除染、乾燥後、測定して塩ビシートで包装した。

⑤ 貯槽内に蓄積した溶断ドロスを除去後、残存部分を上から下方に向けて切削し、脚部はアセチレンガス溶断により4分割した。これらの切削片は、前期と同様の処置をした。

⑥ 切削作業を終了した作業者は、エアラインスースの粉塵を拭き取ってからスースを脱ぎ去り汚染の無いことを確認して退出した。フード外の監視員は、各切削機器を停止後、粉塵の浮遊がないことを確認して運転を停止した。

5.2 低レベル蒸発処理装置の切削

5.2.1 汚染除去作業

各施設から発生した放射性廃液は、廃液貯槽でpHを中性付近に調整され図8に示す廃液供給槽

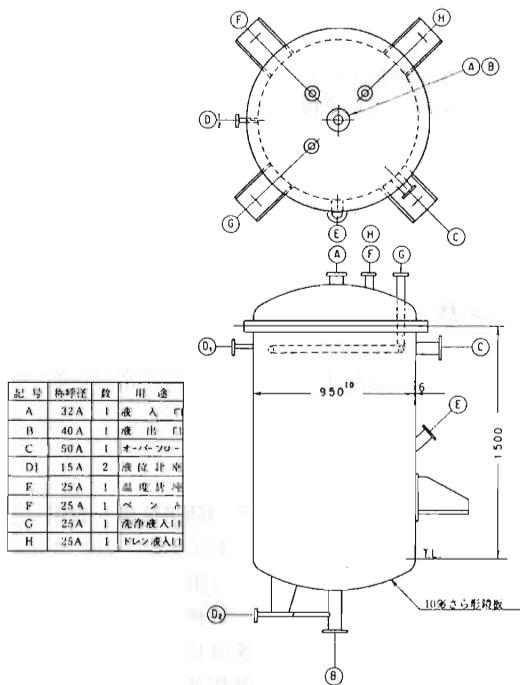


図8 廃液供給槽

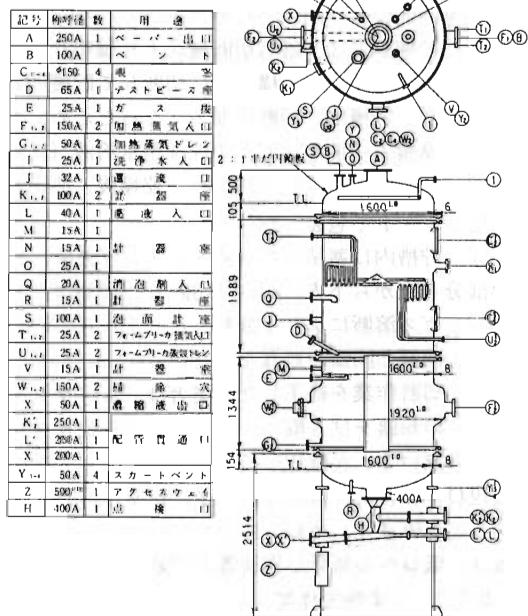


図9 蒸発缶

を経て蒸発缶に入り蒸発濃縮する。蒸発缶は、図9に示すように熱交換部中央に還流管を持つ竪型自然循環型で胴体上部にフォームブリーカを取りつけている。蒸発した蒸気は、図10に示すミスト分離器、図11に示す充填塔でミストを分離後、凝縮され凝縮水は図12に示す凝縮液貯槽に貯留後、水中放射能濃度が排水基準以下であることを確認して排水する。撤去機器は、ミスト分離器、蒸発缶が7年、廃液供給槽、充填塔および凝縮液貯槽は26年間使用したものである。

撤去機器の除染は、除染計画を立てて表面汚染が少なく寸法や重量等取扱いが容易な機器から順次大型の機器で取扱いの困難な機器へと4回に分けて除染した。腐食試料を採取した後解体をするため、汚染度の測定は綿密に行い、機器内の付着物、スラッジおよびスミヤ試料等を γ 線波高分析装置（東芝US-5型 検出器3×3インチNaI(Tl））で測定した結果、主な汚染核種はCo-60、Cs-137であった。各機器の除染目標値は、東海研放射線管理規則の搬出物品持ち出し基準値以下に定め、除染作業を繰り返し行った結果、一部を除き表3に示す結果が得られた。機器毎の作業内容を以下に示す。

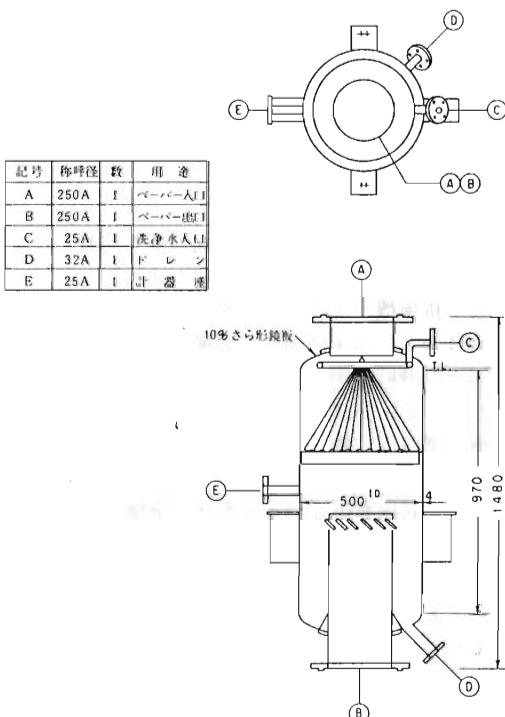


図10 ミスト分離器

表3 汚染度測定記録

機器名	除染前汚染度 (Bq/cm ²)		除染後汚染度 (Bq/cm ²)	
	サーベイ法	スミヤ法	サーベイ法	スミヤ法
ミスト分離器	8	1.8	(<4)	(0.4)
廃液供給槽	220	50	(<4)	(0.4)
凝縮液貯槽 No.1	3.3	0.4	(<4)	(0.4)
充填塔	1.3	0.5	(<4)	(0.4)
凝縮液貯槽 No.2	2.8	(0.4)	(<4)	(0.4)
蒸発缶胴体・上部鏡板	42.5	10	11	(0.4)
蒸発缶 蒸気配管	28	11	63	(0.4)
蒸発缶 下部鏡板	45	8.6	8.8	(0.4)
蒸発缶 炉然管	24 μ Sv/h	220	8.8	(0.4)
蒸発缶 加熱管	24 μ Sv/h	220	280	(0.4)
凝縮ポンプ等	7.5	20	32	1.3

測定器

サーベイ法 1. 大口径表面汚染検査計 TGS-113
2. 電離箱表面線量計 ICS-202
スミヤ法 GM管自動試料交換式測定装置 JDC-151

記号	称呼径	数	用途
A ₁	150A	2	ヘント入出
B	250A	1	ヘント排出口
C	25A	1	廃水注入口
D	25A	1	ブロウ
F	25A	1	温度計座
G	15A	1	圧力計座
T ₁	20A	4	冷却管取付口
U ₁	15A	2	冷却管取付口
S ₁	-	-	ラシビリング
R	-	-	ワイヤメッシュ

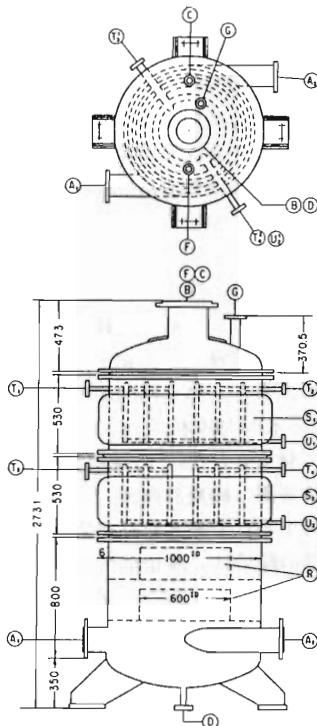


図11 充 填 塔

記号	称呼径	数	用途
A	50A	1	凝縮液入口
B	50A	1	凝縮液入口
C	25A	1	ヘント
D	15A	1	温度計座
E ₁	25A	2	液面計座
F	500 ^{1/2}	1	マンホール
G	50A	1	連通管
H	20A	1	冷却水入口
L	20A	1	冷却水出口

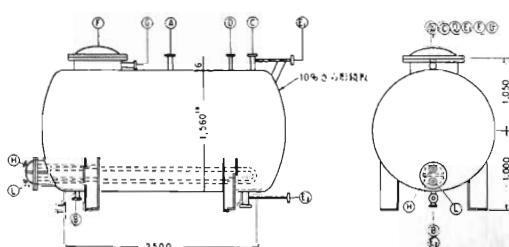


図12 凝縮液貯槽

1) ミスト分離器は、ビニル梱包を開封し配管のフランジを外して除染前の表面密度を測定した。内外面とも中性洗剤水溶液（3% w t）、スコッタタワシ、ステンレスブラシで擦り洗い後、水洗いした。手が入らない場所は、パイプクリーナ（L P型 2.2 kW 200V 日進クリーナ工業株）を使用した。除染後は温水で洗浄し乾燥後、残存汚染密度を測定し汚染が除染目標値以下に除去されたことを確認した。

2) 廃液供給槽は、ビニル梱包を開封し供給槽上蓋を取り外して表面密度を測定した。槽内壁には、油脂状の付着物があり紙ウェスで拭き取り後、中性洗剤水溶液（3% w t）、スコッタタワシで除染し、固着した壁面汚染物は、パイプクリーナを使用して擦り洗い後、温水で洗浄した。乾燥後、残存汚染密度を測定し汚染が除染目標値以下に除去されたことを確認した。

3) 充填塔は、ビニル梱包を開封後、配管や外面の表面密度は、検出感度以下で汚染は検出されなかったので水洗い後乾燥した。胴部は、フランジ部から上蓋、ラシビリング充填部（2段）、下部の4個に分解した。充填物のラシビリング（10φ × 10φ × 0.4 mm t SUS 304）およびワイヤメッシュミスター（495φ × 8 t × 330 mm H）は、赤錆色に変色していたが汚染のないことを確認したのち取り出し、それぞれ廃棄物容器（白色紙バケツ）に収納した。

スコッタタワシ、ステンレスワイヤブラシおよび中性洗剤水溶液（3% w t）を用いて壁面を除染した。水洗いし乾燥後、残存汚染密度を測定し汚染が除染目標値以下に除去されたことを確認した。

4) 蒸発缶のベーパー出口からミスト分離器、充填塔を経て凝縮器入口まで配管された蒸発蒸気配管は、外径250mmφ (SUS 304) でビニル樹包を開封して除染前表面密度を測定後、スコッチタワシ、ステンレスワイヤブラシおよび中性洗剤水溶液 (3% w t) を用いて除染した。乾燥後、残存汚染密度を測定し汚染が除染目標値以下に除去されたことを確認した。

5) 蒸発缶は、熱交換部フランジ上部と下部に二分したので2回に分けて除染した。以下にその作業内容を述べる。

① 蒸発缶胴体部は、上蓋と内部にフォームブリーカを取りつけた胴上部に二分した。除染は、



写真3 蒸発缶胴内部除染作業

写真3に示すようにフォームブリーカ配管の間隔が狭く擦り洗いは非常に困難であるためパイプクリーナを使用することとし、胴内からフォームブリーカ配管を金切鋸で切断して取り出した。その後、中性洗剤水溶液 (3% w t)、スコッチタワシによる除染で上蓋および胴体部とも除染目標値以下まで除染できた。

② 熱交換部は、下部鏡板とに二分し汚染度測定を行ってから下部鏡板をスコッチタワシ、中性洗剤水溶液 (3% w t) により除染目標値まで除染出来た。熱交換部加熱管 (カランドリア) は、670本の内69本 (10%) が沈積物で閉塞した状態で発見された。この沈積物を取り出してγ線波高分析装置 (線量計測課 ORTEC社製 Ge (Li) 検出器) で測定した結果を図13に示す。熱交換部の除染は、除染前汚染度測定後、フランジ板表面の付着物を紙ウェスで拭き取り後、未閉塞の加熱管を高压水パイプクリーナ (ジェットパワー MK-Ⅲ 水圧 30kg/cm² ムサシ工業(株)製) を使用して両面から交互に3回ずつ擦り洗ったのち温水で洗净した。閉塞加熱管は、フランジ板の切断部付近を重点的にスコッチタワシ、中性洗剤水溶液 (3% wt) で擦り洗い後濡れウェスにより清浄にして残存汚染がないことを確認後、ビニルシートで包装した。

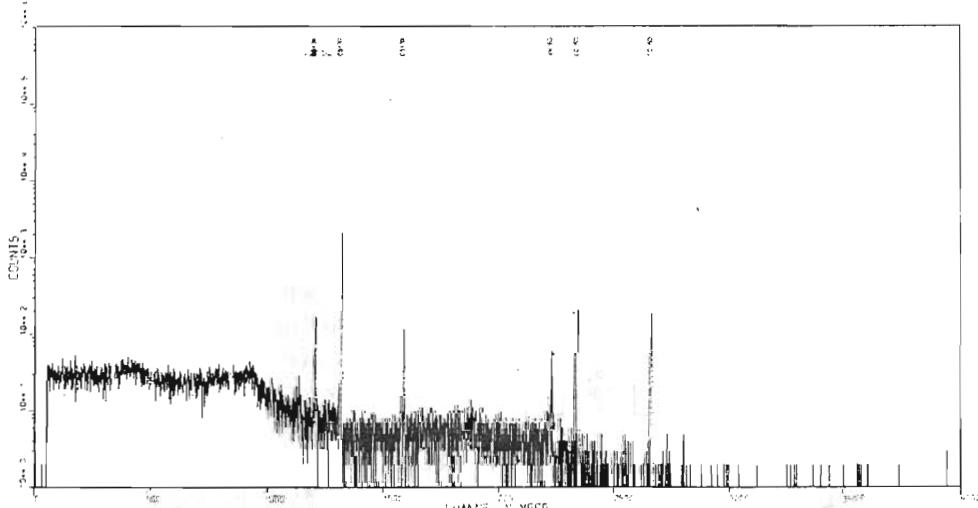


図13 加熱管沈積物γ線スペクトル

5.2.2 切断作業

蒸発缶の切断には、簡易フード、除塵装置等は中レベル廃液貯槽の切断に使用したものをそのまま流用した。しかし、サイクロンは捕集効果が認められなかったので使用せず、排気量を増すためポータブルファンをHEPAフィルタの前に設置した。

(1) 酸素アーク切断

酸素アーク切断法で解体した処理装置は、以下の通りである。

A 凝縮液貯槽

凝縮液貯槽の切断作業は、除染により汚染が検出感度以下となったので切断線をマジックインキで書きそれにしたがって切断を開始した。まず、貯槽上部のマンホール部、凝縮液排出輸送管、計装用配管等胴体から突き出ている部分を溶接部から溶断した。次に鏡板、凝縮液保温用蒸気管および取り付け部フランジを胴部から切り離した。胴部および脚部の切断は、前述の解体切断と同様に溶断した。切断片の大きさは、約40~50cm×60cmで写真4にNo.1凝縮液貯槽の解体片と解体のNo.2凝縮液貯槽を示す。



写真4 凝縮液貯槽解体片

B 充填塔

充填塔の解体は、フード内に下部鏡板と上部鏡板、充填部2個を重ねたものと2か所に分けて作業が容易に行えるように配置した。最初は上部鏡板を切断し、次に下部鏡板のミスト分離板を切り離して取り出し、胴体を切断した。充填部2個は、充填物保温用蒸気配管が溶接されていたのでこれを切り離し、保温ジャケットを取り出してから胴

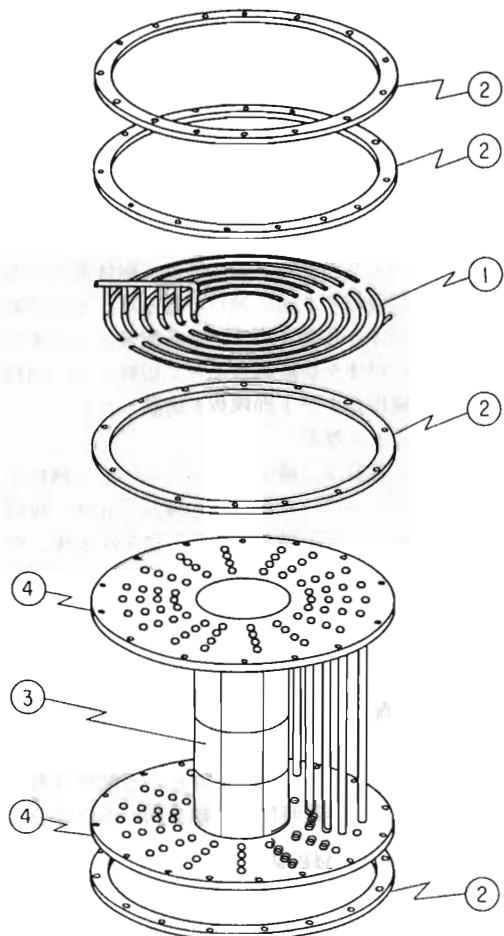
体を切断した。保温ジャケットは、上部と下部の円周に沿って溶断し、縦割にして解体した。

C 廃液供給槽

廃液供給槽は、上蓋と胴部に二分して切断した。脚部は、鋼板(S S41 10mm t)製のためアセチレンガスで溶断した。

D 蒸発缶熱交換部およびフォームブリーカ

フォームブリーカは、30~50cmの長さに切断し、



順序	用途	切断片(個)
1	フォームブリーカ	135
2	フランジ環	64
3	加熱管・還流管	682
4	熱交換部フランジ板	6

図14 蒸発缶 (酸素アーク切断)

胴部フランジを50cm前後に切断後、これらを整理した。その後、図14に示すように熱交換部の切断を行った。加熱管は、フランジ部から切断し腐食検査用試料として5本を採取し、その他は粉塵を拭き取りビニル包装をして整理した。熱交換部フランジ板(55mm厚2枚)は、重量物であるが4分割で終了したため、取扱いは天井クレーン(3t)を使用した。

(2) プラズマアーク切断

プラズマアーク切断作業時に発生する粉塵の除塵は、酸素アーク切断作業に使用した除塵方法と機器を利用して同じ配置、配列にして作業を行った。プラズマアーク切断法で解体した処理装置は、以下のとおりである。

A 蒸発缶

蒸発缶は、胴体部、上部鏡板、下部鏡板の3個に分割してあり、フードの広さから胴体部と上部鏡板、下部鏡板の2回に分けて行った。その切断順序は、胴体から突き出ている各配管ノズルを切断し、次に胴体を切断線に沿って切断した。同様に、上部鏡板および下部鏡板を切断した。

B ミスト分離器

ミスト分離器は、補強のためステンレス鋼板で二重張りになっているが、他の機器と同様に接続された配管ノズル、脚部等の突起物を除去後、胴体を切断した。腐食検査用試料の作製は、切断片を点検して腐食の著しい部分を中心とし、その周囲を切断して試料片とした。

C 蒸発蒸気配管

蒸発蒸気配管は、撤去時に取扱いが容易な様に50~80cmの長さに切断(計11本)した。また、作業所要時間と減容効率の関係から、各配管は軸方向に3分割して作業時間の短縮を図った。

6 除塵装置の状況

作業時における除塵機器の状況は、下記のとおりである。

(1) 砕石切断

① 切断機の砕石から発生する火花が良く見え作業者の行動が把握できた。

② スプレースクラバは、煙を発生しないので運転をしなかった。

③ サイクロン下部のバスケットには、粉塵等は全く捕集されていなかった。

④ 布フィルタの濾布は、5枚のうち入口側2枚が貯槽の切断粉と砕石磨耗粉によりわずかに銀

灰色に着色していた。

⑤ H E P A フィルタは、プレフィルタおよびH E P A フィルタとも粉塵の捕集は確認されなかった。

(2) 酸素アーク切断

① フード内は、切断作業を開始してから10分もしないうちに切断棒フラックスの燃焼によって茶褐色の粉塵で不透明となり、約45分後には切断作業の監視が困難となった。また、フードカバーは、排気による減圧がポータブルファンの能力不足から陽圧となり膨らんでしまった。この原因は、燃焼による温度の上昇と切断用に使用する酸素ガスの供給が考えられる。これらのことから、切断作業時間を45分以内と決定した。写真5に作業の状況を示す。



写真5 酸素アーク切断作業

② スプレースクラバ循環水は、5分後に淡褐色、15分後には褐色の粉塵が水面に浮遊するようになり、作業時間が増すにつれ黒褐色に変化した。

③ 布フィルタは、ボックスにマノメータを取り付けなかったので切断作業時間(45分)終了後、濾布を交換した。ボックスの上蓋を取り外して濾布を引き出したところ5枚とも黒褐色に変色していた。その変色度合いは、フードに近い濾布がH E P A フィルタ側と比較してわずかに黒く裏側も着色していた。このことから、交換時期を遅らせるとH E P A フィルタの目詰まりが早まるので切断作業時間を定め濾布の交換を行った。

濾布の交換作業は、捕集した粉塵が細かい粒子で軽く濾布から剥離しやすいため、ハンドスプレーで水を噴霧して粉塵を湿らせてからビニルシ-

トに包装して廃棄物容器（白色紙パケツ）に収納した。

④ H E P A フィルタは、マノメータを取り付けていないため布フィルタの粉塵付着状況を観察して濾布の交換5~8回に1回の頻度で交換した。使用済みのフィルタ表面は、布フィルタ側の濾材表面に粉塵が多量に付着していても裏側には粉塵が通過した様子は見られなかった。

(3) プラズマアーク切断

① フード内は、アルゴンガス単独使用のため酸素アーク切断作業と比較して煙が発生するようなことはなかった。これは、ステンレス鋼で塗装がなされていないためと考えられる。これらのことから、透明度が良く内部の切断作業者の状況がよく把握できた。写真6に切断作業の様子を示す。

② スプレースクラバ循環水は、作業を開始して45分過ぎる頃にやや薄黒くなった程度でその後は、色の変化は見られなかった。

③ 布フィルタは、2時間の切断作業を行ってから点検した結果、鋭い角のある粉塵が濾布に突き刺さるように付着し、フード側（入口）は濃く出口に行くに従って徐々に薄い色になった。これらの粉塵の付着状況は、酸素アーク切断作業の場合より少なかったので2~3時間ごとに濾布の交換をすることにした。濾布の交換時は、酸素アーク切断作業と同様の措置をした。

④ H E P A フィルタは、濾材表面に捕集された粉塵により黒色に変色したときに交換したが、使用済みのフィルタ表面は、入口側は黒色に着色していたが粉塵が裏側まで通過した様子はなかった。

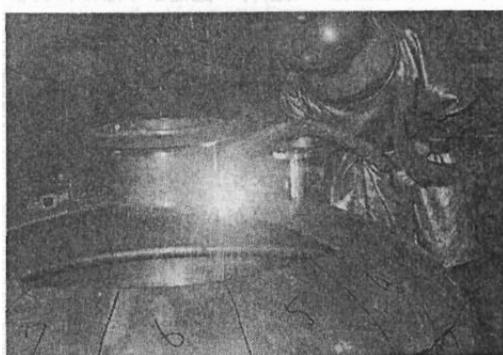


写真6 プラズマアーク切断作業

7 放射線管理

切断作業中の放射線管理は、空気中の放射能濃度の測定をフード内およびH E P A フィルタ出口にローカルサンプラーを設置して行った。この結果、各切断作業中の放射能濃度は、2ヶ所とも検出感度以下 ($0.5\mu\text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下) の値を示した。

切断作業中に発生した粉塵やドロスおよび除塵装置の使用済み布フィルタやH E P A フィルタの放射能は、大口径表面汚染検査計（T G S - 110型 Aloka(株)）を用いて検査したがいずれも検出感度以下 ($0.4\text{Bq}/\text{cm}^3$) であった。

スプレースクラバ循環水は、作業日毎に水中放射能濃度を測定した結果、中レベル廃液貯槽の切断では $3.7\sim 4\text{mBq}/\text{cm}^3$ 、低レベル蒸発処理装置の切断作業中は $37\sim 40\text{mBq}/\text{cm}^3$ と僅かに増加した。

8 廃棄物

切断作業によって発生した廃棄物を表4に示す。

これら廃液処理装置は、熱交換部フランジを除いて約40~60cm四方に切断し再汚染防止と後日の取扱いのため各々ビニルシートに包装して大型廃棄物容器（鋼製内寸 $1.0\text{W}\times 1.0\text{L}\times 1.0\text{H m}$ 内容積 1m^3 ）および（鋼製内寸 $1.6\text{W}\times 1.7\text{L}\times 1.3\text{H m}$ 内容積 3.5m^3 ）に重量等を考慮し、空間が少なくなるように順序よく配列して収納した。切断作業に付随して発生した廃棄物は、布ウェスや紙ウェス、腕カバー、布手袋、ゴム手袋等が可燃性低レベル固体、塩化ビニル製フードカバー、アノラック、エアラインスーツ、布フィルタ濾布、全面マスクカートリッジ等は不燃性低レベル固体として廃棄物容器（紙パケツ 20ℓ ）に収納した。除塵装置のH E P A フィルタやプレフィルタは、各々ビニルシートで包装後不燃性廃棄物（フィルタ等）として取扱った。これらの発生量は、ウェス等可燃性固体 1.18m^3 、切削粉 0.4m^3 、充填物 0.76m^3 、その他の不燃性固体 1.4m^3 であった。

解体による減容効果は、中レベル廃液貯槽（外径寸法 $3.2\text{L}\times 2.1\text{H}\times 1.6\phi\text{ m}$ 約 11m^3 ）が体積 $0.65\sim 0.77\text{m}^3$ となりおよそ $\frac{1}{3}$ 、低レベル蒸発処理装置をそのまま収納保管する場合は、約 74m^3 の体積を占めるが、切削により約 6m^3 に減容し $\frac{1}{12}$ となつた。

表4 廃棄物発生量

中レベル廃液貯槽						低レベル蒸発処理装置							
固体廃棄物				液体廃棄物		固体廃棄物				液体廃棄物			
貯槽番号	切断片(個)	体積(m³)	その他の性状区分		区分	容量(m³)	機器名	切断片(個)	体積(m³)	その他の性状区分		区分	容量(m³)
			性状区分	体積(m³)						性状区分	体積(m³)		
No.1	46	0.65	H E P A フィルタ	0.324	洗浄水	0.3	廃液供給槽	77	0.18	HEPAフィルタ	0.756	除染液	9.2
			プレフィルタ	0.072			蒸発缶	1,263	3.16	プレフィルタ	0.86		
			濾布	0.3			ミスト分離器	90	0.54	滤布	0.44		
			フードカバー 塩ビシート	0.46			充填塔	396	0.8	フードカバー 塩ビシート	0.8		
No.2	112	0.75	ビニル	0.1	循環水	1.0	スプレー			エアラインスツーツ ビニルアノラック	0.04	スプレー 循環水	6.0
			アノラック				凝縮液貯槽(2基)	436	1.03	切斷粉	0.36		
			切斷粉	0.04			蒸発蒸気配管	319	0.29	充填塔ラシピリング	0.76		
			ウェス等	1.06			ウエス等			ウエス等	0.12		
合計	218	2.17	合計	2.356	合計	1.3	合計	2,581	6.00	合計	4.136	合計	15.2

9まとめ

上記の通り、廃液処理装置の試験的除染解体作業は、特記するトラブルもなく終了した。

今回の作業経験から得られた技術的知見は以下に述べる通りである。

① 解体片の寸法は、収納容器の内寸と作業中の取扱いの容易な重量等から算出した。これにより解体片1個の重量は、4～6kg、30～50cm角の大きさが適当であることが判った。また、機器表面にマジックインク等で切断線を描くことにより、作業の概略のイメージが掴めるとともに、切断作業の能率化を図ることが出来た。

② 酸素アーク切断面は、丸みを帯びているので取扱いが容易であった。このほか、溶接されて構造が複雑となっている箇所や、配管が集合した

り板厚が急に変化している箇所も容易に切断できた。また、切断幅は切断棒の直径より僅かに大きくなる程度であり、ドロスの排出も容易であることが判明した。

③ プラズマアーク切断は、アルゴンガスを単独で使用したので、ドロスが分離しにくく母材の切断面下部に断続的に溶着した。この溶着部は、鋭い角を持っているためゴム手袋のうえに皮手袋を着用して取り扱う必要があることが判った。切断トーチのノズル直徑は、1.6mmφと小さいため切断幅は2～3mmと狭く酸素アーク切断と比較するとさであつた。また、ドロスは高熱、高速度で切断されるので細かい鋭い角を持った粉塵となり、作業エリヤ、機器設備等の清掃や拭き取り作業により多くの時間を要する事が判明した。

④ 砥石切断は、対象材料の板厚が薄く、表面

が平滑な機器や小口径の配管に対して有効であり、簡単なフード、局所排気および排気浄化装置等で実施できる利点があるが、切断速度はやや遅く切断面にバリが出るほか砥石交換に要する時間も無視出来ないことが判った。

⑤ 除塵装置は、各々所定の効果を發揮した。簡易フードは、効果的に粉塵の拡散を防止したが、給気と排気のバランスを考慮する必要がある。また、今回のようにスモーク、ダスト、ヒューム等が発生する場合はスプレースクラバが有効であることを確認するとともに、布フィルタとHEPA

フィルタの組合せも所期の効果が得られる事を実証出来た。

⑥ 大型の放射性廃棄物は、除染を行うことにより、下位のグレードの軽装備で作業を実施出来る利点がある。このため解体作業が全般的に容易となり、減容効果を高め、保管施設の貯蔵能力の余裕を生じる。

また、切断工法、機器装置等についても、対象物の形状、材質などを勘案して合理的に組合せて運用することにより効率よく作業が実施できることを確認することが出来た。

編集後記

ようやく「デコミッショニング技報」第2号を発行するところまでこぎつけました。第1号のこの欄で、“既にデコミッショニングに携わっている方々、またはこれから手掛けられようとしている方々にとって、技術面でお役に立つことを目標に編集に当たりました”と申し上げたのは、担当者として率直な気持ちであります。

この点では会員の一部からではありますが、好意的な反響を聞かせて頂き大いに勇気づけられました。今後とも初心を忘れず努力致す所存であります。

未だ第2号の発行をおこなったばかりですから、これからも皆様のご理解を得て、協会誌として質量共に更に充実したものになると確信しておりますが、会誌をより良いものにするのは一つに会員の皆様のご助力に依るものと存じますので、更に忌憚の無いご意見、ご提言を賜るとともに、技術的経験、実績、成果等につきご投稿頂くようお願い致します。

訂正

◎「デコミッショニング技報」第1号(1989)訂正

P11 図1 (4~9) $\times 10^{-4}$ R/hr (シュラウド) → (4~9) $\times 10^{-2}$ R/hr (シュラウド)

財団法人 原子力施設デコミッショニング研究協会誌

◎ デコミッショニング技報 第二号

発行年月日：平成2年6月15日 15／6／1990
発 行：(財)原子力施設デコミッショニング研究協会
住 所：茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100
TEL 0292-83-3010.3011 FAX 0292-87-0022

