

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

Journal of the RANDEC.

No. 1 1989

総説 コンクリート構造物の解体と再利用
原子力施設廃止措置の展望と課題
特集 汚染除去

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

目 次

デコミッションング技報の創刊を祝って

秋山 守

総 説

コンクリート建造物の解体と再利用 笠井 芳夫

原子力施設廃止措置の展望と課題 小松 純治

技術報告

(特 集)

★汚染コンクリート除去システム「クリーンカット工法」の開発…………… 16

木下 武彦 田中 勉 舟川 直芳

出村 肇 坂下 文夫 田実 芳輝

★動燃固体廃棄物前処理施設(WDF)における除染技術開発(I)…………… 26

塩月 正雄 池田 諭志 宮尾 英彦

★原子炉の解体に関する除染技術…………… 36

安中 秀雄 岩崎 行雄

JRR-3原子炉一括撤去…………… 46

大西 信秋 鈴木 正則

長瀬 哲夫 渡辺 守成

東海再処理工場 酸回収蒸発缶(273E30)の解体撤去…………… 56

大関 達也 綿引 誠一 高橋 啓三



デコミッションング技報の 創刊を祝って

東京大学工学部 秋山 守

わが国の原子力平和利用の活動は、すでに三十有余年を経過し、近年では安定的な電力の供給や各種の放射線利用などの面で、社会的に極めて大きな貢献を果しつつあります。その基盤となっている施設も、日新月歩の技術に支えられて、おおむね順調に稼働し、着実に実績を伸ばしていることは誠に喜ばしい限りであります。

しかし、施設にも定年があることから、それぞれ適切な時期を見定めて必要な措置をしていくことが肝要であり、この観点からデコミッションングに係わる諸般の取組みが展開されているわけではありますが、既に多くの技術的成果が挙げられているわりには、発表やコミュニケーションのための共通の場が少ないのが現状のように思われます。

デコミッションングは総合技術の典型的なものであり、各専門分野の技術を掘り下げることと並んで、それらを統合し、管理していくことが重要となってまいります。そうした横断的、統合的な新しい技術体系を發展させていくには、それに相応しい情報交流のための環境を整えていくことが正に必要であると考えられます。動力試験炉のデコミッションング事業もひととき大きな進展の段階を迎えたこの時期に、本誌が創刊されることは誠に意義深く、かつタイムリーなことと、心からお祝い申し上げる次第です。

本誌を通じて、デコミッションングに関係する全ての方々の間で、技術を中心に関連の情報も含めて、広くかつ深く交流が促進され、成果の活用が図られることは、技術体系の一層の充実にとっても、またそれに基づいてデコミッションングを合理的に進めていく上でも、益するところが極めて大きいと申せましょう。皆様から活発にご寄稿を頂き、またご討論を頂くことによって、本誌が将来とも充実した内容を持ち続けることを期待しております。

デコミッションングを円滑に実施していくことは、事業の直接的な運用にとって必要であるばかりか、原子力全体に対する人々の理解と信頼の向上にとって非常に大事なことであり、本誌がその意味でも十分に真価を発揮していかれるよう願って止みません。

創刊に際し、本誌ならびにRANDECのご発展をお祈りしつつ一言お慶びを申し上げます。

1 はじめに

原子力施設のデコミッションングにおいて、鉄筋コンクリート建造物(以下RC建造物という)の解体は、建造物の嵩容積が大きく、かつ発生した廃材の汚染・放射化の問題もあり、かつ量が多いことなどもあり、技術的にも解決すべきことが多く、重要な課題である。

ここでは、原子力施設のデコミッションングを念頭に置いて、RC建造物の解体と解体したコンクリートの再利用について述べたい。

2 原子力施設RC建造物の特徴・解体の際対処すべき事項など

原子力施設のデコミッションングに際しては、建造物の使用目的から、一般建造物の解体と大巾に異なる点がある(文献1)。特に建造物の形態、耐力・構造安全性などのほかに、原子炉に近い壁面は染汚されたり、放射化されている。これらの事項を整理すれば以下のようである。

2.1 原子力施設RC建造物の特徴

- ① 耐震・安全を重視した強固な構造体である。
- ② コンクリートの強度が大きく、太径鉄筋が使用されている。
- ③ 断面が非常に大きく、鉄筋量が多い。
- ④ 生体遮蔽コンクリートは炉側壁面からある深さまで、汚染あるいは放射化されている。
- ⑤ RC構造体の内部には各種配管類が埋設され、炉側RC壁面には鋼板製ライニングがある。
- ⑥ 原子炉格納容器は形状が半球筒状あるいは、半球状をなし、一般建造物と異っている。

2.2 汚染あるいは放射化されたRC建造物の解体の際対処すべき事項

- ① 放射能の強度に応じて、作業員の被爆時間を制限するが、できるだけ、遠隔操作ロボットなどにより作業する。
- ② 粉じん、汚泥水などの発生量をできるだけ少なくする。

- ③ 発生した粉じん、汚染水の処理を行ない、危険な物質は分離して保管し、環境保全を完全にする。
- ④ 発生した廃材および解体に用いた機材は放射能の強度に応じて、適切に処理する。

2.3 原子力施設RC建造物の解体着工時における前提条件

- ① 機器・配管類は全て撤去してあること。
- ② 原子炉圧力容器(炉内燃料などを含め)は撤去してあること。
- ③ 表面汚染はできるだけ除去してあること。
- ④ 残存放射能強度は可能な限り明示されていること。

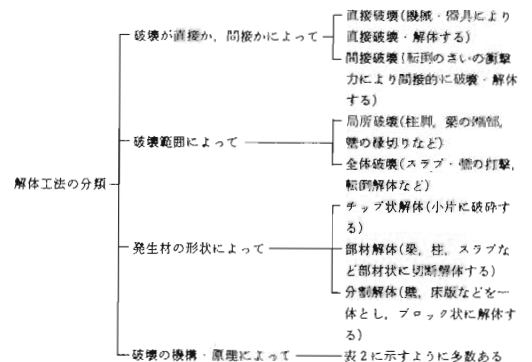
3 各種解体工法の概要

RC建造物の解体工法について、破壊・解体の原理を中心に概要を述べる。なお詳細については最近の成書、雑誌の特集号などを参考文献として最後に記述する。

3.1 解体工法の分類

RC建造物の解体工法の分類を表-1 および表-2 に示す。実際の建造物の解体に当っては多様な要求や条件があり、解体工法を選定したり、工法の開発を進めてゆく際、これらの分類が必要となる。

表-1 コンクリート建造物の解体工法の分類



1) 日本大学生産工学部建築科教授

表-2 破壊の機構・原理による分類

工 法	解 体 機 器
叩いて砕く工法	①ブレーカー(ハンドブレーカー、大型ブレーカー)、 ②スチールボール
油圧で押して砕く工法	①圧砕機、②パイル破砕機※、③油圧穴拡大機※
研削による切断・穴あけ工法	①ダイヤモンドカッター、②ダイヤモンドワイヤソー、 ③ダイヤモンドコアボーリング、④せん孔機、 ⑤アプレッシングウォータージェット、⑥スキヤブラー
高温で溶断する工法	①テルミットランス、②火焰ジェット、③レーザー光線※、 ④水素プラズマ※
膨張圧により砕く工法	①火薬(爆薬、破砕器)、②静的破砕剤、③ラバースブリッター※
熱応力による剥離工法	①鉄筋の電氣的加熱(直接通電、誘導加熱)、②マイクラ破
間接破壊・解体工法	①1層平面2〜3スパンの構架、②火薬による崩壊

注 ※印を付したものはここでは説明を省略した。また太字は実用化されているもの、並字は開発中のもの。

3.2 叩いて砕く工法

(1) ブレーカー

コンクリートの一点をのみで繰り返し叩き、ひびわれを進展させ、破壊する。手持ちのブレーカー(空気圧式)と自走式大型ブレーカー(油圧式)とある。

前者は、狭い場所、極く小規模な解体、開口の設置などに用いられる。後者は、地中梁、基礎など圧砕機の使用できないところに用いる。

評価：騒音・振動が大きく、最近では使用例が減っている。

(2) スチールボール

クローラ式のクレーンに取付たスチールボールでコンクリートを叩いて破壊する。能率は良いが、騒音、振動、ほこりが発生し、かつ危険であるため、わが国では現在使用されていない。

3.3 油圧で押して砕く工法

(1) 圧砕機

コンクリートを油圧式大型のジョーで押砕く機械。大型機から小割専用機まで、10社以上のメーカーが各種圧砕機を生産している。

評価：騒音・振動が殆どなく、能率もよいので、わが国ではビル解体工法の主流をなしている。原子力施設でも一般建屋の解体には多用されるであろう。

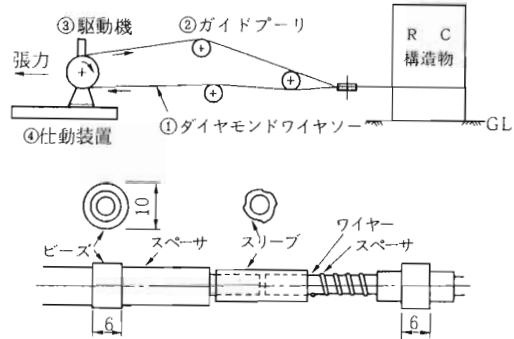
3.4 研削による切断・穴あけ、除汚工法

ここでいう研削とは、コンクリートを粉末状にすりへらし、切断・せん孔などを行なう工法をいう。

(1) ダイヤモンドカッター

ダイヤモンドをマトリックス金属に複合した刃を円盤の外縁部に融着したブレード(丸鋸)を用いてコンクリートと鉄筋を同時に切断する工法。

評価：騒音は中位である。切断後の切口は直線的



第1図 ダイヤモンドワイヤソー
文献(2-1)-3)による

で、平滑である。模様替工事の際壁に開口を設けたり、柱・梁の切断に用いる。JPDRの解体を目的として、大型機の試作が行なわれた。

(2) ダイヤモンドワイヤソー

ダイヤモンド粒子を金属マトリックスに複合させた算盤玉のような刃をワイヤに通して取付けたものである。ワイヤ状円環をコンクリートに巻きつけワイヤを適当に引張って刃をコンクリートに押付けながらモーターで回転駆動して切断する(図-1参照)。

この工法はわが国に導入されて日も浅く、今後の発展が期待されている。切断速度はカッターに比較して、速く、0.015~0.03m/minである。

評価：騒音が小さく、切口もきれいで、機械も簡単である。原子炉格納容器の切断には、外から2ヶ所さく孔貫通し、この孔にワイヤ刃を通して、駆動装置を外部において厚い壁体を任意の方向に切断できる。

(3) ダイヤモンドコアボーリング

ダイヤモンドを金属マトリックスに複合した刃を薄いパイプ状の本体の先端に溶着させたものをダイヤモンドコアビットと言い、通常50~150mmφ程度の孔を開けることができる。

評価：さく孔速度はコンクリートの品質、孔径などによって異なる。ドリルをコンクリート面にドライブットボルトで固定して穴あけを行なう。孔径が50mmを超える場合は本機を用いることが多い。JRR3の一括移動解体には厚さ3mの床を直径150mmφのコアビットを用いて、相互にボーリング孔の外縁部を連続させて切離し、原子炉を収容したまま生体遮蔽壁を切断して移動し、目的を達した(文献2-3)58頁参照)。

(4) せん孔機

一文字、Y字あるいは十文字のビットを用いコンクリートを打撃しながら回転させ、粉末にしてせん孔す

る。通常30～50mmφのさく孔に用いる。一般に手持ちせん孔機が多いが、自走式の大型機もある。火薬、静的破碎剤の装薬用のさく孔に用いる。

評価：さく孔速度は20～40cm/minで極めて速い。騒音、粉じんが極めて大きい。難点は鉄筋に当たると、せん孔できなくなることである。通常別のところへ孔をあけ直す。

(5) アブレッシブウォータージェット

2500～3000kgf/cm²程度の高圧水を直径約1.0mmのノズルから連続して放出する。これにアブレッシブ材としてガーネット、鋼粒子などを巻き込ませることによって強力な切断力を発揮し、コンクリートと鉄筋を同時に切断する。

評価：切断速度は比較的速い。切断深さは60～70cmである。騒音は中位であり、かなりの排水が発生する。

本工法は、JPDRのデコミッションングのため、開発された。

(6) スキャブラー

タングステンカーバイドのビットを組込んだ多点ハンマーでコンクリート表面を叩いてすりへらす。この機械は放射能で汚染されたコンクリート表面を除去するために開発された。

評価：表面汚染の除去には有効であるが、多量の粉じんを発生する(文献1)328頁参照)。

3.5 高温で溶断する工法

(1) テルミットランス

アルミニウム合金あるいは鉄合金の酸化燃焼による高温によってコンクリートを溶解し、孔をあける。下向きの場合傾め上向き、あるいは横向きに比し、のろの排出がスムーズに行なわれないので、孔あけ速度は遅い。

評価：鋼材の多い特殊なコンクリートへのさく孔、水中でも燃焼を継続するので、水中の鉄矢板の切断などに用いられる。地下室などでは排煙・換気の必要がある。

(2) 火焰ジェット

灯油と酸素をガス状にして噴射し、これに点火し、マッハ5～6の超高速火焰を用い、コンクリートを溶断する。火焰の温度は3000～3500°K程度であり、超高速の火焰であるため、騒音が120dBもある。

評価：騒音が大きいので市街地で使用することは困難である。水中での鋼材やRC部材の切断に有効な工法である。排煙・換気、火災に配慮しなければならない。

3.6 膨張圧により砕く工法

(1) 火薬

火薬による発破工法は①多量の爆薬による構造物の転倒解体、②梁・柱など部材の解体、③ミニプラスチックと称し、1孔当り少量(8～15g)の爆薬を多数孔発破して、壁、梁、杭頭などのコンクリートを破碎する工法などがある。

① 転倒解体工法

れんが、石造などでは、爆薬を構造物の要所に填薬し、順次発破することにより(これを段発という)計画通りの転倒崩壊解体ができる。

昨年わが国においても全国火薬類保安協会が、通産省の依頼を受けて、三菱炭鉱(株)の廃鉱となった長崎県高島の6階高(36戸)のRC住宅の発破による崩壊解体実験を行った。わが国の建物は耐震設計を行っているため、壁が多く梁・柱が頑丈にできているが、この建築では1部壁の撤去や壁と柱・梁の縁切りを行なうなど前処理を必要としたが、計画通りの崩壊を生じ、実験は成功した。

② 部材解体

爆薬あるいは破砕器(燃焼速度の遅い火薬)を用い、梁・柱などの端部を発破する。破砕器は建築物への適用を考え1965年～1975年頃精力的に実験・研究が行なわれたが、火薬消費の許可を得ることがむづかしく、普及しなかった。また破砕器は一時期転石の発破に用いられたが、最近では静的破碎剤に替わられた。

③ ミニプラスチック工法

薄い壁、小型の梁にドリルで多数の孔をあけ、1孔8～15g位の少量の爆薬を装薬して、段発させ、壁に開口を設けたり、梁を解体する。また、杭頭の縁切りに用いる。振動、騒音、飛散物が少なく、その防止も容易である。今後わが国でも実施される工法と思われる(文献2-2)、2-5)参照)。

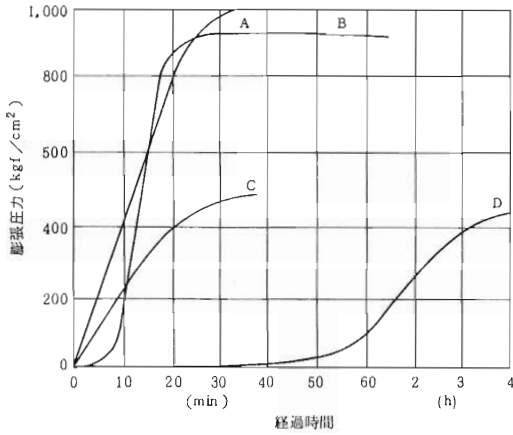
評価：発破は騒音、振動、飛散物はあるが、一瞬にして終るので、今後ブラストフェンスの開発を含め更に合理的な使用方法を開発すべきである。

(2) 静的破碎剤

生石灰系物質の水和膨張によりコンクリートを破碎する。破碎に至るまでの時間を12時間以上必要とするタイプと、1～2時間で破碎する速効タイプとある(図-2参照)。

静的破碎剤は原則として無筋コンクリートや転石、岩の破碎に用いられるが、少量の鉄筋では破碎を生ずるような強力な剤も開発されている。

評価：せん孔の際、騒音を発生するが、そのほかは



第2図 速効タイプ静的破碎剤の加水装薬後
経過時間と膨脹圧力の関係
文献2-1)72頁より

無騒音・無振動である。最近では速効タイプが多用されるが、せん孔から水和物が噴出することがあるので、剤を装薬後はその孔を真上からのぞいてはならない。使用マニュアルを厳守する。

3.7 熱応力による剥離工法

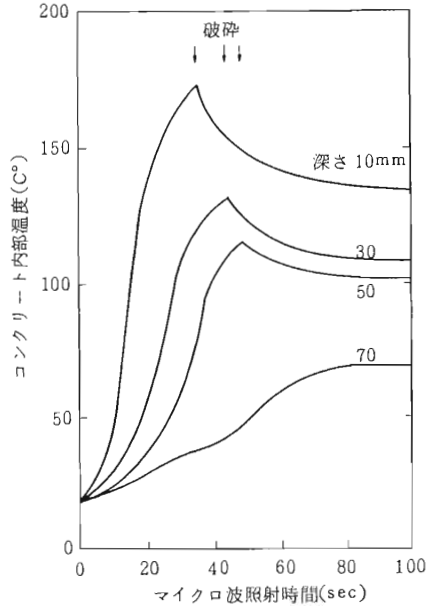
- (1) 鉄筋を電氣的に加熱してかぶりコンクリートを剥離する工法

この工法は電氣的に鉄筋を加熱して鉄筋とその周辺のコンクリートを膨張させ、コンクリートに加熱した鉄筋間を結ぶひびわれを発生させる。同時に鉄筋とコンクリートの付着力が消失する。加熱方法には、①鉄筋の両端を露出させ直接交流の低電圧・大電流を通電して加熱する方法と②外部から誘導加熱する方法とがある。前者は、実用化され都市排水の終末立抗に開口を設けるために使用された。後者は実験室実験の段階にある(文献2-2)、-3)参照)。

評価：本工法によるときは、かぶりコンクリートは加熱鉄筋を含め、板状に剥離するので、粉じんの発生が少ない。①の工法については、JPDR生体遮蔽壁やBWR格納容器などの実大模型についての実験が報告されている。

- (2) マイクロ波

コンクリートにマイクロ波(周波数300MHz~30GHzの電磁波)を照射すると、コンクリート中の水(H₂O)が交番電界のもとで、振動、回転などはげしく行い、分子間に摩擦熱が発生して発熱し、コンクリートは膨張する。表面から深さ10mmのコンクリートが175℃程度に発熱すると爆裂すると報告されている(図-3参照)。



第3図 マイクロ波照射時のコンクリート内部の温度変化
文献2-3)88頁
横田光男, 安中秀雄氏による

評価：表層コンクリートを低騒音、無振動で剥離破碎する。破碎物は層状に剥離し、粉じんは少ない。空気式吸引装置により除去する。汚染・放射化されたコンクリートの表層剥離に適した工法である。

原研東海研究所において、大型機が試作されている。

3.8 転倒工法

構造物の全体解体の際、床板を破壊し、壁と柱の結合部および梁端を縁切りして平面ラーメンとなし、柱脚部をVカットして転倒させる。高架水槽、煙突などはほとんど本工法によっている。

4 解体したコンクリートの再利用

RC構造物を解体すると多量のコンクリート廃材が発生する。この廃材はかつては一般廃棄物として埋立に投棄されていたが、約10年程前から産業廃棄物として処理することになった。埋立地も次第になくなり、コンクリート廃材を省資源・再利用の立場から見直すことになり、再利用のための研究が進められている。解体コンクリートを破碎して路盤材として使用するための工場も操業している。ここでは、コンクリート廃材の①発生量の予測、②再利用の現況、③再生コンクリート用骨材のための研究、④原子力施設の解体による

って発生するコンクリート廃材の再利用の問題点などについて述べる。

4.1 コンクリート廃材の発生量

わが国におけるコンクリート廃材の年間発生量についての統計は存在せず、全くわからない。各地でトラブルを発生しているのでもろもろ政策として建設廃材の統計を確立する必要があると考える。ともあれ、発生量を予測する方法は、現状では建築物の除却面積に歩掛り(建築物1㎡当りのコンクリート平均使用量)を乗じて求める以外にはない。この場合でも除却面積は木造と、非木造(RC造、S造、SRC造を合計したもの)とに分類されているのみである。例えば1987年には全国で木造30,088,902㎡、非木造9,093,890㎡解体された(文献2-4)参照)。非木造のうちのRC造の割合をどのように押えるかによって解体コンクリートの予測量はかなり相違する。假に非木造全部にコンクリートの歩掛り0.5㎡/㎡を乗じて、せいぜい1987年度に約450万㎡のコンクリートを解体したに過ぎない。

この値に木造建物の基礎コンクリートの量を歩掛り0.05㎡/㎡を乗ずると、約150万㎡となり両者を加えても約600万㎡程度である。更に土木構造物についても橋梁・道路などの解体によって生ずるものがあるが、詳でない。全部合計しても年間1000万㎡には達しないものと考えられる(計算方法については文献1)355頁参照)。

一方、この数年来、生コンクリートの生産量は年間約1億8000万㎡を記録しているので、解体量はその約5%程度ということになり、まだまだ日本列島へのコンクリートのストックは増え続けるものと見てよからう。

4.2 再利用の現況

コンクリート廃材の再利用は西独、オランダをはじめとするヨーロッパ諸国あるいは米国の方が、わが国より進んでいる。これらの状況は昨年東京で開催されたRILEM第2回コンクリートの解体と再利用国際シンポジウムに報告されているが、ちなみに西独では100以上の破碎工場が操業している(文献3-2)500頁参照)。同様にオランダでは1984年に30工場が操業している(文献3-3)参照)。筆者はかつてオランダの1工場を見学したが、クラッシャーによる破碎物をスクリーンを置いた水槽中に投入し、土、泥その他を洗い、表面に浮いた木片など比重の軽い物質はフォーク状のアームで表面をさらって除去する(float-sinktechnique)(文献3-3)参照)。この装置の特長は洗浄汚水を排水しないことで、破碎物に吸収された水量分だけ

水を加えるようなシステムになっている。水槽の底に集積した土砂は時々かき出して捨てる。

これらは何れも主として路盤材として再利用されている。

デンマークではコペンハーゲン空港、リングビーの道路、2ヶ所の高速道路などのコンクリート舗装を解体し、クラッシャーで破碎して新しいコンクリート用骨材として使用した(文献3-2)頁746参照)。筆者は数年前コペンハーゲン空港の工事現場を見学した。ここでは水セメント比および単位水量の小さい良質のコンクリートはモルタル部分と粗骨材とが一体となり、碎石のようであった。わが国の建築コンクリートは水セメント比が大きいため、再生骨材の品質がヨーロッパの硬練りコンクリートに比し、全く異なるものである。

米国では砂漠の中の道路の改修工事に解体したコンクリートを現場で破碎して、再生骨材をつくり、再度コンクリート骨材として使用している。

わが国の状況は1988年現在、再生骨材プラントは約6~7工場あり、年間30~50万トン路盤材として使用しているのではないかと。これを密度2.3トン/㎡で除して約13~20万㎡ということになり、解体量の数パーセントに過ぎない。

4.3 原子力発電施設のコンクリート解体廃材の再利用について配慮すべき点

原子力発電施設の解体に伴って発生するコンクリート排材は構造物の種類、部位・位置によってコンクリートが汚染されていたり、放射化されている。例えばBWRの生体遮蔽壁はJPDRの場合、厚さ3.0mある。汚染・放射化の程度は全運転時間によって異なるが、解体に際しては、コンクリートの放射能レベルに応じて解体後の保管や、処分方法が異なる。

以下再利用に際し配慮すべき点について述べる。

(1) コンクリートの汚染・放射化の程度に応じてコンテナに収容して慎重に保管したり、単に上屋を設けて保管する。無害(放射能レベルがいわゆるすそ切り値以下)のコンクリートは一般産業廃棄物として処理してよいものと考えられる。

(2) 解体コンクリートを放射能レベルによって分類するためには、解体前にボーリングして、コアの放射能を測定し、放射能のレベル分布を画く。この分布によって解体物の保管・処理を決めるが、解体の際破片が飛散したり、ほこりや解体に使用した水などによって無害コンクリートが汚染されることがあるので、無害コンクリートでもベルトコンベヤーを用いて自動的

に放射能レベルをチェックする必要がある。

(3) 上記のほか、一般コンクリート廃材と同様に以下の点についての配慮が必要である。

- ① RC構造物用再生骨材としては有害量の塩化物を含まないこと。
- ② コンクリートはアルカリ骨材反応を生じていないこと。再生骨材と通常の骨材を混合する際は特にアルカリ骨材反応のベシマム量について検討すること。

5 む す び

原子力発電施設のRCデコミッションを念頭にコンクリート構造物解体の要点をとりまとめた。

解体については既存の工法を有効に複合して施工することが必要であるが、更に新工法の開発や、解体用ロボットの開発などを進めることが肝要である。

また原子炉をバラバラに解体することなくその場で地下深く例えば100m以上沈潜する工法(筆者提案)が最も合理的と考えられるので、法規制、住民対策などの問題などを解決して、商業炉の解体にはぜひ沈潜工法を採用してもらいたいものである(文献1)436頁参照)。

コンクリートの再利用に際しては、すそ切値の決定と、配管、金属などの埋込みに基づく、局部的に放射能レベルの異なるコンクリートの区分方法、多量のコンクリート廃材の放射レベル測定方法などの技術開発が必要ではなからうか。

編集者の要望に答うべく努力したが、何分にも原子力施設についての知識がうといため、未熟な箇所が多

いことと思います。何らかの資料となれば幸いです。

参考文献

- 1) 原子炉デコミッションハンドブック サイエンスフォーラム(財)発行昭56年11月
- 2) 解体工法関係
解体工法についての成書は数冊あり、月刊誌の特集などもあるので、最近のものをあげる。文中で参考文献として特に指定のないものは何れもこれらの文献に記載されている。
 - 2-1) 解体工法研究会編 改訂・解体工法と積算 (財)経済調査会1988. 10. (コンクリートの再利用を含め283頁の成書)
 - 2-2) Edited by Y. Kasai. Demolition and Reuse of Concrete and Masonry Vol. I, Vol. II, Chapman and Hall, 1988. 11. 本書は1988年11月東京で行われた第2回RILEMコンクリートおよび組積造の解体と再利用に関する国際シンポジウムの発表論文である。Vol. Iには解体関係の論文54題が、Vol. IIには再利用関係の論文29題が集録されている。
 - 2-3) 特集 コンクリートの解体工法, セメント・コンクリートNo.487, 1987. 7. 解体工の変遷と評価のほか13編の解体工法について解説されている。
 - 2-4) 特集 建築解体工法の新段階 施工No.281. 1987. 第2回RILEMコンクリート組積造の解体と再利用に関する国際会議の総括報告のほか、14編の解体工法について解説されている。
 - 2-5) 特集 コンクリート構造物の解体工法, 建設機械292. Vol. 25, No. 7, '89. 7. 解体工法の現状と課題のほか騒音・振動対策, 粉じん対策, 原子炉解体技術の現状, その他解体工法4工法が解説されている。
- 3) 再利用関係
 - 3-1) 前掲2-1)に再利用について 財建築業協会「建設廃棄物処理再利用委員会」の研究結果などを含めてまとめた解説あり。
 - 3-2) 前掲2-2)参照。
 - 3-3) EDA/RILEM Conference 1985. Proceedings II "Reuse of Concrete and brick materials" June 1985.
 - 3-4) 建設省計画局調査統計課 「建築統計年報」

小松純治¹⁾

1 ま え が き

1942年シカゴパイルで、はじめて核分裂による連鎖反応に成功してから、45年余になる。以来、原子力は発電産業の主要な部分を占めるにいたり、日本では発電電力量の約25%が原子力によるものであり、フランスでは約70%を占めるにいたっている。これらは原子炉や核燃料施設を含めた原子力施設の健全な運転に負うところが大きい。一方、原子力炉施設では運転寿命は、一般に30～40年ということで設計されており、最近はその長寿化が図られているが、寿命のきた施設を解役あるいは廃止措置(デコミッションング)し、新しい施設におきかえてエネルギー供給を継続していくことが必要である。

最近、我が国においても廃止措置が話題になり、その専門の研究機関や組織ができるようになった。原子力開発に歴史のある欧米諸国では、1970年代初頭から国際的課題として取上げ、その技術開発が進められている。

ここでは、最近の海外調査¹⁾をもとに廃止措置に係わる話題を中心にのべる。

2 廃止措置政策の動向

(1) 政 策

我が国においては、1987年6月の原子力開発利用長期計画の中で、原子炉の廃止措置は安全確保を前提に、地域社会との協調を図りつつ進め、また敷地を原子力発電用地として有効利用することとしている。その進め方については、原子炉の運転終了後できるだけ早い時期に解体撤去することを原則とし、個別には合理的な密閉管理の期間を経る等諸状況を総合的に判断して定めることとしている。原子炉の廃止作業は現時点でも既存技術またはその改良によって対応できると考えられるが、作業者の安全性の一層の向上を図る等の観点から、実際の商業発電炉の廃止措置が必要となる時期を考慮して、1990年代後半までに技術の向上を図ることとしている。また、日本原子力研究所のJPDRを対象に将来の解体技術等の開発及び実地試験並びに

既存技術の確証試験を引き続き実施すること、廃止措置に係わる資金面の対応、また安全規制等の諸制度についての整備を図る等、原子力発電を円滑に進める上での廃止措置の基本的考え方が示されている。

本長期計画は前回の1982年6月に出された長期計画と基本的には同じである。前回の長期計画をうけて、通産省の総合エネルギー調査会、原子力部会では1985年7月に商業用原子力発電施設の廃止措置のあり方について、我が国の原子力開発利用長期計画に沿って報告書としてまとめている²⁾。その中で標準工程としては原子力発電施設の規模、炉型等に関係なく廃止措置方式は密閉管理—解体撤去方式とすることとし、密閉管理による安全貯蔵期間は5～10年程度とする。解体費用については、個別積算法で110万kWe級の原子炉で密閉管理5年の場合、約300億円(1984年価格)と試算している。但し、放射性廃棄物の処分費は含まれてない。今後費用対策等の具体化と解体廃棄物の処分等の検討の重要性を示している。

原子力施設の廃止措置は一般に技術的面より政策的、社会的、経済的要因にもとづいて決められる。技術はそれに充分応えられることが要求される。どのような廃止措置の方式—密閉管理、遮蔽隔離、解体撤去をとるかは種々の要因に基づいて決められる。それらは①国の原子力政策、②施設の物理的、放射線の状況、③原子力及び一般産業安全上からの要請、④解体廃棄物関連の問題、⑤再利用の可能性、⑥解体技術と人材の有効性、⑦費用、⑧社会的及び環境的インパクト等である。

イギリスのCEGBの場合には、原子炉施設については約100年間、核燃料施設については約50年間の密閉管理をして解体撤去する政策を考えている。フランスの場合は大型施設での経験を経てから廃止措置方式を決める考えで、現在はケース毎に技術開発と経験をつみ重ねている。西ドイツの場合も同様である。従って、現時点では廃止措置方式について敷地の特殊性や規則等のちがいを考慮して、どのような原子力施設にも適用できる法則や技術というものは出来ていない。

各国とも共通していることは、廃止措置にあつ

1) ㈱原子力施設デコミッションング研究協会

表1 原子炉廃止措置費用の推定³⁾
1300MWe 25%コンテナンジェンシー
百万ドル(1984年1月アメリカドル価格)

	カナダ		西ドイツ		フィンランド		スウェーデン		アメリカ	
	IWR	PWR BWR	PWR BWR	PWR BWR	PWR BWR	PWR BWR	PWR BWR	PWR BWR		
0% ディスカウント費用										
Stage3 即時解体	145	119 173	105 -	107 140	97 113					
Stage1/ 30年間貯蔵/ 解体	117	121 181	- 126	- -	121 141					
Stage2/ 100年間貯蔵/ 解体	-	- -	- -	- -	158 186					
5% ディスカウント費用										
Stage3 即時解体	129	105 153	93 -	95 124	86 100					
Stage1/ 30年間貯蔵/ 解体	29	30 44	- 29	- -	41 49					
Stage2/ 100年間貯蔵/ 解体	-	- -	- -	- -	56 68					

て、安全を確保すると共に放射線防護の上からもそれを保証するものでなければならないことである。

(2) 費用

廃止措置に要する費用は廃止措置方式としての3段階の組合せ方や各期間のとり方、技術レベル等で異なってくる。即時解体撤去方式の場合は、放射線防護上から遠隔操作技術を取り入れコスト高になる傾向にあるが、密閉管理や安全貯蔵にかかる費用は安くなる。一方、冷却期間を充分とってから行う遅延解体では放射物線の線量も低下し、直接解体が可能となるが、安全貯蔵期間中の施設の維持管理や点検等に費用がかかることになる。

1986年のOECD/NEAの報告では³⁾、130kWe級の原子炉で25%の臨時費(コンテナンジェンシー)を含めて即時解体費用はPWRで95~120Mドル、BWRとPHWRで125~175Mドル(1984年USドル価格)と試算している。表1にその例を示す。実用炉での解体実績のない現時点でのコスト評価はコスト・コンポーネントの積算精度も悪く不確定要素が多い。今後その精度向上が望まれるところである。最近のデータでは廃止措置費用の建設費に対する割合は6~18%にわたっている。廃止措置費用は、試算上の不確定要素やディスカウントレート、施設の寿命評価にも依存するところが大きい。しかし、全発電コストの2%程度以下であり、発電コストに大きな影響はおよぼさないと考えられている。

廃炉費用の確保については欧米では引当金方式等で手当する方法を確立している。我が国においても電力会社は積み立て期間27年として引当金の積み立てを

1989年からはじめるることになった。

一方、核燃料関係施設の廃止措置費用については、原則として製品の中に含まれている。参考までに100万kWe級軽水炉1基当たりで試算するとつぎのようである³⁾。

UF ₆ 転換工場	230kUSドル
²³⁵ U 濃縮工場	160kUSドル
燃料加工工場	140kUSドル
再処理工場	2800kUSドル
合計	3330kUSドル/原子炉

費用的には原子炉の場合に較べて小さい値である。

(3) 国際協力

1970年代のはじめから、各国とも廃止措置は重要な課題としてとりあげられ、費用や技術等の問題が論じられるようになった。このような関心の高まりと共にIAEA, OECD/NEA, CEC等の国際機関が中心になり国際協力の場が展開されている。その目的は①R&Dの重複をさける、②廃止措置によって得られる他国の情報、経験、技術を収集しデータとして共有する、③廃止措置の特殊技術ニーズを明確にする、④廃止措置問題に対し国際的に許容できる解決策を確立する等である。

データベースを構築して国際的に許容できる技術、情報を共有しようとするものである。

1985年の秋にはアメリカの提案によりOECD/NEAにおいて、日本、イギリス、アメリカ、フランス、西ドイツ、カナダ等9ヶ国で原子力廃止措置に関する科学技術情報交換協力協定が発足し、日本からはJPDRプロジェクトを有する原研が代表で参加している。現在、OECD/NEAで展開しているプロジェクトは表2に示すとおりである。協定に基づき海外から得られる情報は1985年11月に発足した国内委員会で活用し廃止措置に関する技術開発の効率的推進を図っている。

今後とも国際協力は益々活発になり原子力開発利用の円滑な推進を進める上で重要性を増すものと考えられる。特に、日本に対しては世界各国から大きな期待が寄せられておりそれに応えることが必要である。

3 廃止措置技術の開発

(1) 技術的経験

現在までの廃止措置は研究施設や300MWt以下の原子炉等を対象にした、小規模原子力施設での解体が主であり、それらの経験を通し、技術の開発を進めている。まだ商業規模での経験をもってはいないが、密閉管理、遮蔽隔離、解体撤去という3段階の廃止措置方

表2 OECD/NEAデコミッションング協力計画各国プロジェクト計画の状況

施設名	特徴		ステージ	解体期間	実施者	計画概要
	出力等	運転期間				
Gentilly-1 (加)	250MWe HWLWR 研究用	1970~1979	1 & 2	1980 ~ 1986	AECL	系統を切り離し、液体の排出の後、原子炉建家、タービン建家を密閉。サービス建家は除染後再利用。
Nuclear Power Demonstration (NPD) (加)	250MWe HWLWR 研究用	1962~1987	1 & 2	1987 ~ 1990	AECL	系統を切り離し、液体の排出の後、原子炉建家、タービン建家を密閉。サービス建家は除染後再利用。
Rapsodie (仏)	40MWe FBR 研究用	1967~1982	2	1983 ~ 1991	CEA	原子炉容器、安全容器等を含む原子炉部及び一次系ナトリウムポンプ等の撤去後、コンクリートで遮蔽。
G-2 (仏)	45MWe GCR 商業用	1958~1980	2 & 3	1982 ~ 2000	CEA	一次系の切り離し及びSG撤去。ステージ3計画は検討中。
AT-1 (仏)	1 kg/day 再処理施設	1969~1979	3	1982 ~ 1991	CEA	建家を再利用するため、セルを遠隔操作機器を用いて撤去。系統除染も実施。
Niederaichbach (西独)	100MWe HWGCR 商業用	1972~1974	3	1979 ~ 1990	KFK	全施設を解体撤去。原子炉圧力容器は遠隔操作技術により解体。金属は、溶融して再利用を計画。
Lingen (西独)	256MWe BWR 商業用	1968~1977	1	1979 ~ 1986	リンゲン原子力発電所	管理区域内の配管を切断、液体を排出。換気系は、一部運転維持。25年間密閉管理。
Garigliano (伊)	160MWe BWR 商業用	1964~1978	1	1986 ~ 1993	ENEL	原子炉格納容器内は密閉。タービン建家は、除染後、解体撤去。
JPDR (日)	12.5MWe BWR 研究用	1963~1976	3	1983 ~ 1992	原研	全施設を解体撤去。
WAGR (英)	33MWe AGR 商業用	1962~1981	3	1981 ~ 1995	UKAEA	圧力容器、格納容器を解体撤去。4基の熱交換器のうち2基をジャッキアップし、そのスペースへ廃棄物梱包建家を設置。
BNFL Co-precipitation plant (英)	混合酸化物燃料の製造施設	1969~1976	3	1985 ~ 1988	BNFL	α汚染しているグローブボックスを取り除き、施設を除染して他の目的に使用する。
Shippingport (米)	72MWe PWR 商業用	1957~1982	3	1979 ~ 1990	DOE	原子炉圧力容器等のコンポーネントを一体として撤去。ハンフォード処分場へ運搬船により搬出。
West Valley (米)	再処理施設 処理能力： 300トン/年	1966~1972	-	1982 ~ 1991	DOE	サイト内廃棄物を固化。処分。固化に使用された施設の除染・解体。
Eurochemic Reprocessing plant (ベルギー)	再処理施設 処理能力： 100トン/年	1966~1974	-	1987 ~ 2002	Belgoprocess	第1段階として、7つの建家を解体撤去。

ステージ1：密閉管理 ステージ2：遮蔽隔離 ステージ3：解体撤去

式の実証試験も行ってきており、技術的には大型炉の廃止措置にも充分適用できるレベルに到達していると考えられる。現在、世界の状況は技術的あるいは安全上の理由から原子力施設を早急に解体撤去しなければならない状況になく、技術開発や改良を行うに十分な余裕をもっている。大型炉の解体にあたっての系統隔離、放射性物質の取扱い、原位置系統除染、圧力容器やコンポーネント等の遠隔解体技術、解体廃棄物の処理、処分、解体システム解析手法等は開発の余地が残されており、またコスト低減や被曝低減のための技術

改良も必要とされている。

核燃料サイクル施設については、ベルギーのユーロケミック再処理工場やアメリカのウエストバレー再処理工場での廃止措置の経験が生まれつつあり、またPNC、BNFL、WH、GEなどでは、ウランやプルトニウム燃料製造施設の廃止措置を実施し、グローブボックスや装置の解体撤去を行っている。

(2) 残存放射能

廃止措置にあたって必要な原子力施設の残存放射能の評価は大きく2つに分類できる。一つは中性子による

表3 原子力施設廃止措置における主要放射性核種⁴⁾

核種	半減期(年)	崩壊モード	γ線エネルギー(MeV)	核種生成材料
(A) 原子炉の中性子放射化生成物				
H-3 ^b	12.3	β ⁻	-	C, O, S ^b
C-14	5730	β ⁻	-	G, M, S
Na-22 ^b	2.6	β ⁺ , EC	0.51, 1.28	O
Cl-36	3.1×10 ⁵	β ⁻ , EC	-	C
Ar-39 ^b	269	β ⁻	-	C
Ca-41	1×10 ⁵	EC	-	C
Ca-45	0.4	β ⁻	-	C
V-49 ^b	0.9	EC	-	S ^b
Mn-54	0.9	EC, γ	0.83	A, M, S
Fe-55 ^b	2.7	EC	-	C, M, O, S, S ^b
Co-57 ^b	0.7	EC, γ	0.12, 0.14	S ^b
Co-60 ^b	5.3	β ⁻ , γ	1.2, 1.3	C, M, O, S, Z
Ni-59	7.5×10 ⁴	EC	-	C, M, O, S, Z
Ni-63 ^b	100	β ⁻	-	C, M, O, S ^b
Zn-65	0.7	β ⁺ , EC, γ	0.51, 1.12	A
Zr-93	1.5×10 ⁶	β ⁻	-	O, Z
Nb-94	2×10 ⁴	β ⁻ , γ	0.70, 0.87	M, O, S, Z
Mo-93	3.5×10 ³	EC, γ	0.3	M
Ag-108m	130	EC, γ	0.4, 0.6, 0.7	M, O, S
Ag-110m	0.7	β ⁻ , γ	0.6, 0.9	M, O, S
Ba-133 ^b	10.7	EC, γ	0.08, 0.36	C
Sm-151	93	β ⁻ , γ	0.02	C
Eu-152	13.4	EC, β ⁻ , γ	0.1	C, G
Eu-154	8.2	β ⁻ , γ	0.1, 1.3	C, G
(B) 核燃料施設のウランと超ウラン元素				
U-232	72	α, γ	0.06, 1.3	1, C
U-233	1.6×10 ⁵	α, γ	0.04, 1.0	1
U-234	2.4×10 ⁵	α, γ	0.05, 0.1	1
U-235	7×10 ⁸	α, γ	0.2	3
U-237	0.02	β, γ	0.2	2
U-238	4×10 ⁷	α, γ	0.05	2, 3
Np-237	2.1×10 ⁶	α, γ	0.02, 0.08	2, 3
Pu-238	87.7	α, γ	0.04, 1.1	2, 3
Pu-239	2.4×10 ⁴	α, γ	0.05	2, 3
Pu-240	6537	α, γ	0.04, 0.9	2, 3
Pu-241	14.7	α, β ⁻ , γ	0.03, 0.15	2, 3
Pu-242	3.8×10 ⁵	α, γ	0.04	2, 3
Am-241	432	α, γ	0.05, 0.8	2, 3
Am-243	7380	α, γ	0.07, 0.6	2, 3
(C) 再処理施設の核分裂生成物				
上記(B)の他次の核種				
Sr-90 (29 a, β ⁻)			Cs-137(30a, 0.7MeVβ ⁻ , γ)	
Ru-106(1a, β ⁻)			Ce-144(0.7a, β ⁻ , 0.1MeVγ)	
Cs-134(2 a, 0.8MeVγ)				

a 燃料破損からFPが希に存在する

b 核融合炉でも重要

c 施設種類 1=Th-U-233燃料施設 2=Pu-U燃料施設 3=U濃縮燃料施設

C=コンクリート, G=黒鉛, O=その他, A=Al, Z=Zr合金, S=ステンレス鋼, M=鉄鋼, EC=軌道電子捕獲

る放射化放射能の評価と、他は汚染として系統の内外表面に放射性物質が存在する汚染放射能の評価である。この残存放射能の量や核種、形態、分布を適切に評価することは、廃止措置を開始する時期や密閉管理、遮蔽隔離、解体撤去という3つのステージの間隔を決めたり、解体工法、廃棄物の処理、処分、作業員や一般公衆への放射線被曝量を評価する上できわめて重要である。

若し残存放射能が短半減期の核種から成るものであれば、短い安全貯蔵期間で放射エネルギーの減衰が大いに期待され、作業性の向上や放射性廃棄物量の低減をはか

ることができる。逆に、長寿命核種、特に超ウラン元素等から成る場合は放射能の減衰は期待できない。例えばα汚染のある再処理工場等核燃料施設の解体では著しい放射能の減衰は期待できず、設備の複雑性、サーベイランスや検査の難しさ、腐食問題などから遅延解体の利点はあまり期待できないことになる。

現在、同位体元素として2600種以上の存在が知られているが、1年以上の半減期を有するものは僅か79種類である。その中、残存放射能評価上重要な核種は原子炉では高々に12種程度、核燃料施設では数種類である。原子炉の鉄鋼材料で問題となる核種は、炉停止後

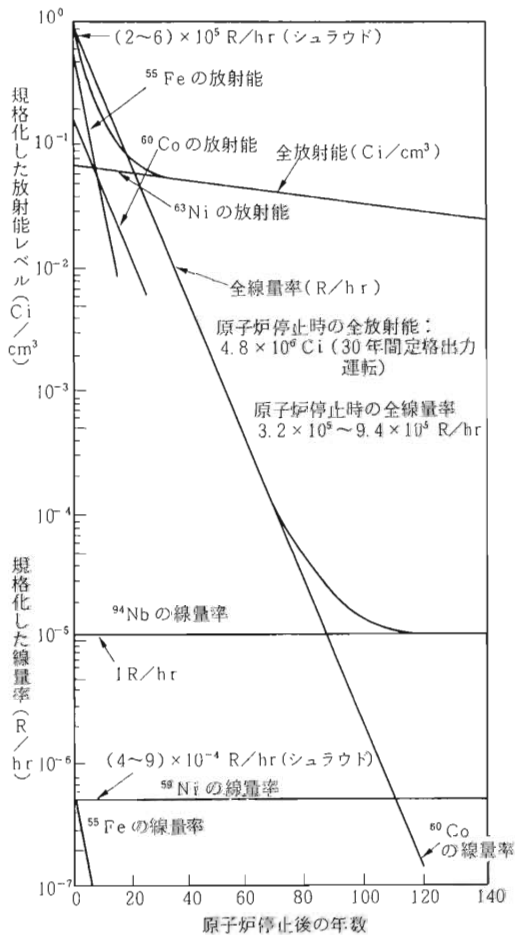


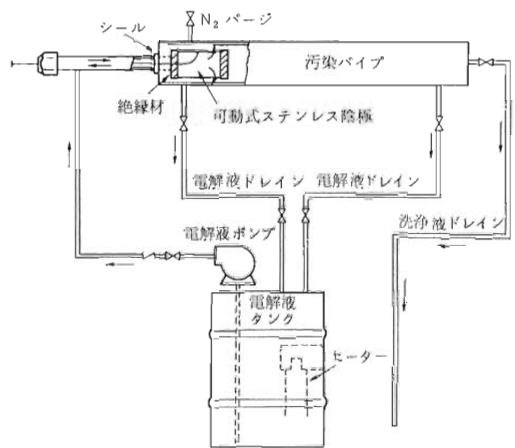
図1 PWRにおける放射化構造物の放射能レベルと線量率の経時変化⁵⁾

最初の50-100年に線量率が支配的となるCo-60である。その他長期的にはNb-94, Ni-59, Ni-63, Ag-108m等がある。ガス炉や重水炉ではC-14やH-3が重要核種となる。表3に廃止措置のとき存在する主要な放射性核種を示した⁴⁾。図1にはPWR炉心シュラウドの放射能と線量率が原子炉停止後どう変るかを示した⁵⁾。

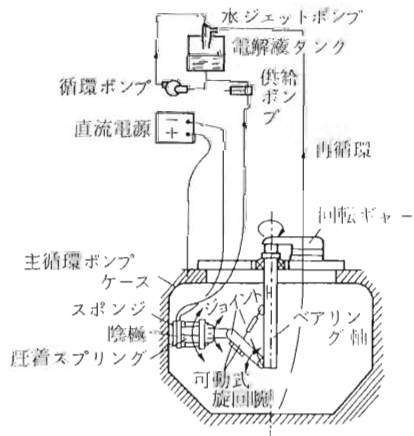
現在、残存放射能量評価の計算手法は種々開発されているが、その精度向上の点から炉内機器や構造物の組成、微量元素、コンクリート中の水分量等を正しく評価することが求められている。

(3) 除染技術

放射化生成物や核物質あるいは核分裂生成物の附着による、汚染放射能を除去する目的には2つの意味がある。1つは作業性向上を図るもので、解体前除染に



(a) 試験ループ内の可動式電解研磨装置



(b) WWR-440炉(ハンガリー)の主循環ポンプケーシングの除染

図2 電解研磨除染法^{6), 7)}

より作業者の被曝低減や作業環境への汚染拡大防止をするものである。他は解体廃棄物量の低減を図るもので、解体後除染を徹底して行い、再利用や再生等資源の有効利用と廃棄物処分量の低減をめざすものである。その技術は一般産業界ですでに確立されているクリーニングの技術を基にしている。廃止措置時の除染は原子力施設の運転期間中に行う除染とことなり除染剤も反応性の強いものを使用できる。然し、放射線被曝や2次廃棄物の発生量を少なくする技術の開発が必要で、費用対効果について充分考慮することが必要である。

除染にあたって高い除染係数(DF)を達成するには、種々の要因について考慮することが必要である。例え

表4 除染方法の種類と特徴⁸⁾

除染方法	原理	特徴	問題点
物理的(機械)除染	物理的な作用で堆積・付着物を除去	<ul style="list-style-type: none"> 除染範囲の限定が容易で小規模な工事で除染可能 除染による本設備の健全性に与える影響小 除染廃棄物の処理が容易 	<ul style="list-style-type: none"> 強固に付着した除染物の除去難 除染装置の適用範囲の融通性小
化学的除染	酸溶液で鉄等の金属酸化物を溶解し、溶解した金属イオンをキレート剤が捕捉し、キレート結合して金属酸化物の溶解反応を連続進行	<ul style="list-style-type: none"> 除染効果が大 除染範囲が広い 複雑な対象物等の適用範囲の融通性大 	<ul style="list-style-type: none"> 除染廃液の処理が必要 局部的に多量に堆積したクラッドの除去難
電気化学的除染	除染対象物(金属)を陽極とし、陰極を設定して加電し、除染物の母材表面層を溶解させ、付着堆積物を除去	<ul style="list-style-type: none"> 除染効果が極めて大 化学除染より除染時間が小 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済電解液の処理が必要 除染装置の適用範囲の融通性小 電源容量の制約で大規模の除染は難

ば、①施設の形態とその工程(原子炉や核燃料施設等)、②運転履歴、③材料、④表面状態(滑らか、粗い等)、⑤汚染物の形態(酸化物、クラッド、スラッジ等)、⑥汚染物の組成(放射化物、FP、アクチニド等)、⑦必要DF、⑧除染後の取扱い(再利用、処分等)、⑨除染期間、⑩構造物の形体(配管、槽類等)等である。

除染方法としては次の2つに大別される。

(a) 化学除染

一般に汚染した金属類表面の除染に利用される。除染試薬濃度1%程度を境に高濃度と低濃度除染に区別されている。その他電気化学除染、泡沫除染、ゲルおよび剥離性塗膜除染などが開発されている。

電気化学除染法の一つとして、電解研磨法は電解液中で汚染物が陽極になるようにして電流を流し、汚染表面を溶解させる方式で高DFが得られ、また遠隔操作向きである。図2に一例を示した^{6), 7)}。ただし、高価で形状の複雑なものには適用が難しく、水素が発生するなど問題がある。西ドイツのGundremmingen発電所(BWR)では6トンの汚染金属をこの方法で規

制除外レベルまで除染した実績をもっている。

(b) 機械的除染

機械的除染法は金属やコンクリート表面の汚染物を物理的に除去する方法で2つに分類できる。1つは表面クリーニング法、他はコンクリート表面の剥離除去法などである。本法では大量の塵埃、エアロゾル、フェーム、固体または液体の廃棄物等が発生するので汚染拡大防止や内部及び外部被曝を防止する必要がある。除染法には、①真空吸引法、②洗浄、払き取り、ブラッシング法、③水ジェット法、④研磨ジェット法、⑤スポーリング法、⑥火陥スポーリング法、⑦スカリファイヤー法等がある。

(c) その他

化学的、機械的方法の他に、①超音波除染法、②フレオン法、③溶融法など開発されている。表4に各種除染方法の特徴を示した⁸⁾。

除染法については開発が進行中で、種々の溶剤や方法を組合せた実験が行われている。

この分野は特許にしている技術も多い。日本原子力

表5 配管、タンク、コンポーネント類切断法の特徴⁴⁾

方 法	適 用	使用法	コスト	備 考 ^{a)}
スパークエロージョン	金属類, 厚さ5cm	R	高	厚さ10cmステンレス鋼切断 装置一式, 25KUSドル
アークソー	金属類, 厚さ90cm	R	高	
プラズマアークトーチ	金属類, 厚さ15cm	P. R. S	高	
酸素アセチレン切断	軟鋼, 厚さ制限なし	P. R. S	低	手持式トーチ, 3 KUSドル
テルミット反応ランス	金属類, 厚さ制限なし	P	低	
爆破切断	金属類, 厚さ15cm	R	高	サイズ, 型式により2K-3KUSドル
ハクソー及びギロチンソー	(a) パイプ, 直径45cm	P. R	低	
	(b) パイプ, ストック直径60cm, 金属類	S	低	
研 磨 切 断	(a) パイプ, ストック, 5cm コード, 金属類	P	低	0.4~0.8KUSドル 研磨盤5 USドル
	(b) パイプ, ストック, 20cm コード, 金属類	S	低	
サーキュラーカッター	パイプ直径15cm, 肉厚7.5cm, 金属類	P. R	低	7 KUSドル

a USドル表示, 概算値 P=可搬式 R=遠隔式 S=定置式

研究所では最近コンクリート汚染表面除去技術としてマイクロ波を利用した, マイクロ波照射コンクリート表層破砕除去装置を開発している。また動燃事業団では, 氷粒やドライアイス類を用いたアイスブラスト除染法を開発し, 粒子投射時の衝撃力と低温効果を利用し2次廃液発生量の極めて少ない除染法を開発している。フランスCEAでは泡沫除染とゲルスプレー除染法を開発しており, 化学ゲル法をG-2炉の除染作業に利用し0.5Bq/cm²以下まで除染し, スクラップとして再利用した実績を有している。直径60-160cmの配管除染を原位置でできる設備も開発している⁹⁾。

本来, 除染技術は廃止措置費用を下げるために開発されるものでさらに技術改良が必要である。大型のナトリウム汚染物や蒸気発生器, 冷却弁などの除染法はまだ確立されていない。また, 強力な腐食性除染剤を使用する方法についても利点があるのか検討が残されている。

廃止措置の最後の段階では敷地を無条件で解放するための除染が必要である。工程の放射能が建物内に完全に閉じ込められている場合には敷地の除染は問題ないが, 災害を受けた原子力施設の場合には, 敷地をはじめ市街地, 田園や森林地帯等を含めた広域除染が必要で, 最近の話題になっている。

(4) 解体技術

原子力施設の解体では炉容器, タンク類, 配管その他コンポーネントなどの鋼構造物の分割切断が必要になる。またコンクリートの場合には放射化されたり, 放

射能汚染した部分を破砕したり, 剥離したりして除去することが必要になる。

現在, 対象物に応じた切断技術として, つぎのような方法が開発されている。

(a) 原子炉容器と炉内構造物の切断法

アークソー, プラズマアークトーチ, 酸素アセチレンガス切断, テルミット反応ランス, 水ジェット等。

(b) 配管, タンク類, その他コンポーネントの切断法

アークソー, プラズマアークトーチ, 酸素アセチレンガス切断, テルミット反応ランス, 爆破切断, ハクソーとギロチン切断, 研磨切断, サーキュラーカッター, 水ジェット等。

(c) コンクリート構造物の破砕と表面剥離法

制御爆破, 破壊用ボールまたはスラブ, バックホー付ラム, 火鉋切断, 岩石破砕機, 破砕用薬剤, 床及び壁面用切断機, コアステッチドリル, ペイブメント・ブレイカー, ドリルとスポール, スカリアファイヤー, マイクロウエーブ等。

表5に配管, タンク, コンポーネント類の切断適用例を示した⁴⁾。その他, 鋼構造物やコンクリート構造物の解体に, レーザを適用した技術の開発が行われている。断熱用石綿の除去技術も種々の方法が開発されており, カナダのGentilly-1号炉の場合は, ジッパー付バッグを使用した技術開発が行われている。

現在, 開発されている解体, 破砕, 切断法はそれぞれ

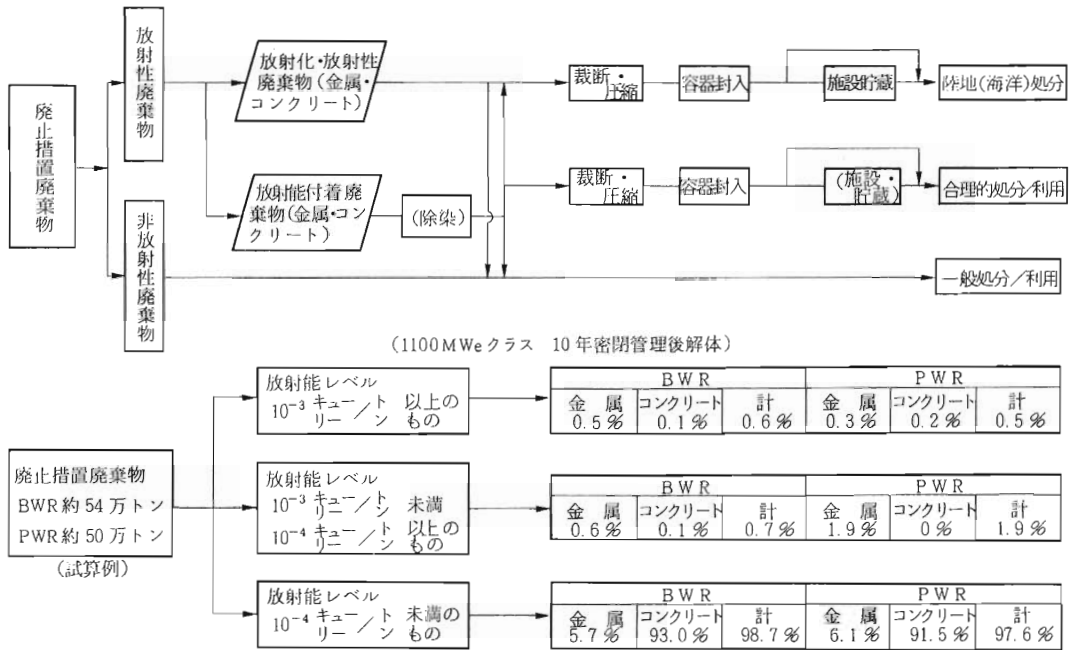


図3 原子炉廃止措置時発生廃棄物処理処分基本フロー¹⁰⁾

れの用途に応じた使い分けがされており、2次汚染を最少にするための、工具や換気系の改良、厚肉鋼構造物や生体遮蔽コンクリート等の切断能力の向上、被曝低減や汚染防止の上で利点のある水中切断への適用、遠隔自動化の採用など今後更に開発を要する項目が残されている。

(5) 廃棄物管理

廃止措置に伴って発生する廃棄物の処理、処分の方法は、基本的には他の原子力産業で行われている方法と同様である。然し、放射化原子炉圧力容器、炉内構造物、汚染した配管、機器類等の金属廃棄物と放射化生体遮蔽コンクリートや汚染した建屋コンクリート類は、運転中の原子力施設からは通常発生しない廃棄物である。施設の運転期間中に発生する廃棄物総量より多量の廃棄物が、短期間に集中的に発生するのが解体廃棄物の特徴である。

(a) 廃棄物の発生量と処理、処分

解体廃棄物の発生量は、1985年7月の総合エネルギー調査会原子力部会の報告によると、110万kWeの原子力発電施設で約50～55万トンであり、安全貯蔵期間を5年とした場合で、その98%が放射能レベル 10^{-4} Ci/t (3.7MBq/t) 未満のもので、その大半はコンクリートである。残り約2%が 10^{-4} Ci/t 以上の廃棄物であり、その大半が金属であると推

定している。解体廃棄物は低レベルおよび極低レベル放射性廃棄物と放射性廃棄物として扱う必要のないものから成り、その大部分は放射性廃棄物として取扱う必要のないものである。図3に廃炉時発生廃棄物の処理処分についての基本フローの例を示す¹⁰⁾。低レベル及び極低レベルの放射性固体廃棄物の処分については、1984年8月に原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会の中間報告で、また1985年10月の原子力安全委員会でのその処分の基本的考え方が示されている。低レベルと極低レベル廃棄物を区分する特別区分値や放射性廃棄物として扱う必要のない一般区分値あるいは無拘束限界値については現在検討が進められている。これらの値は安全を保障するとともに、現実的で合理的な値とすることが重要である。この一般区分値あるいは無拘束限界値はIAEAでは規制除外レベルと呼ばれ、まだ国際的に統一された値になっておらず各国独自の値が用いられている。

除染等で発生する液体廃棄物はイオン交換、ろ過、薄膜分離、化学処理、蒸発凝縮等通常の方法で処理される。放射性物質を吸着した樹脂や残渣等はセメント、ビチューメン、ポリマー等で固定し核種のとじ込めをして処理されている。その他、少量のトリチウムを含む水蒸気等は吸着材で、エアロゾル

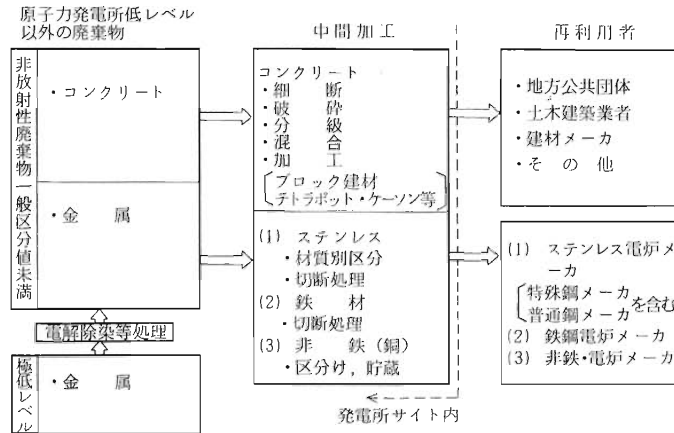


図4 廃止措置廃棄物再利用基本フロー概念図¹⁰⁾

や有毒ガスやフェームなどもフィルターで捕集して処理する方法が開発されている。また、Cs等が除染廃棄物に混入した場合の処理技術についても開発が進められている。

(b) 廃棄物再利用

解体廃棄物には、放射化されてない汚染廃棄物が多量に発生する。これらを除染して再使用したり、再生して資源として有効利用し、解体廃棄物処分量の低減化を図る技術が開発されている。図4に廃止措置に伴って発生する廃棄物の再利用基本フロー概念の一例を示す¹⁰⁾、西ドイツのWürgassen発電所では100 tの金属スクラップを再溶解して再利用した実績をもっている¹¹⁾。また、Gundremmingen発電所でも1100 tの金属と400 tのコンクリートを無条件で再利用した経験があり、140 tの鋼材は再溶解して廃棄物容器に加工して使用している⁶⁾。スウェーデンの例では1982年以来、1500 tの再溶解金属スクラップを船舶用プロペラに加工し使用している¹²⁾。CEC(欧州共同体委員会)では鋼材廃棄物の減容化、放射性核種のとじ込め、また再利用の点から再溶解法が有望とされ開発が進められている。今後、再利用技術については大きな進歩が期待される。

これまで、除染した機器や設備を原子力産業の中で条件をつけて再使用することは実施されてきたが、無条件にそれを一般社会の中で使用することは、一部を除いてまだ行われていない。そのためには、無条件で利用できる規制除外レベルを国際的に明確にすること、また除染後本当に規制除外レベル以下であることを保証できる技術を開発すること

表6 再利用のための規制除外放射能レベル¹³⁾
CEC提案値

β-γ放射能	① 最大1 t 当りの平均放射能濃度 1 Bq/g 以下 但し10Bq/g 以上のスクラップ金属塊を含まぬこと
	② 非固着汚染: 300cm ² 当り平均表面汚染密度 0.4Bq/cm ² 以下
α放射能	③ 固着汚染: ①を適用
	④ 300cm ² 当りの平均表面汚染密度0.04Bq/cm ² 以下

が必要である。現在、IAEAとOECD/NEAが中心になり、規制除外レベルの国際基準づくりが進められている。

CECは原子力産業からの金属スクラップ再利用についての基準を1986年に提案している¹³⁾。表6にその概要を示す。表7には西ドイツのNiederachbach発電所とKfKにある金属溶隔炉EIRAMでの再利用基準を示す。

一方、再利用にあたっては経済性が重要な要素になりうるが、西ドイツのように廃棄物量低減化方針に従って、再利用を義務づけている国もある。再利用の利点は廃棄物の処分費が不用で、資源として再利用できることであるが、これらの利点は、再利用に要する費用をうまわるものでなければならない。中、低レベルの放射性廃棄物の処分費は、国情により、また廃棄物の種類や処分場によってもかなりの差があり、100米ドル/m³以下のものから5 K米ドル/m³以上のものまでであり不確定要素が大きい¹⁴⁾。経済性については更に検討がつけられているところである。

以上、廃棄物の処理、処分は社会的にもまた技術的にも多くの課題が残されており、各国ともその解決に

表7 ニーダライヒバツハ発電所(KKN)と金属溶融炉(EIRAM)の再利用基準¹⁾

	K K N	E I R A M
比放射能	10^{-5} × 制限値(放射線防護法令, 第4条表4の数値) / g, (10kg平均値)	<0.5Bq/g : 無条件再利用 0.5Bq/g - 74Bq/g : 条件付再利用 >74Bq/g (1kg平均値) : 原子力利用のみ
加算方式	考慮すべき核種 H-3, Mn-54, Fe-55, Co-60, Ni-59, Ni-63, Nb-94, Cs-134, Ba-133, Eu-152, Eu-154	不 用
表面汚染密度	0.37Bq/cm ² (100cm ² 平均)	(100cm ² 平均値) <0.05Bq/cm ² : 無条件再利用 0.05Bq/cm ² ~ 0.5Bq/cm ² : 条件付再利用 >0.5Bq/cm ² : 原子力利用のみ
測定法	比放射能 : サンプル測定 表面汚染密度 : 直接測定	比放射能 : 鑄造物サンプル測定 表面汚染密度 : 拭き取りサンプル測定
測定装置	比放射能 : 多重波高分析装置 表面汚染密度 : 窓面積100cm ² の汚染モニター装置	比放射能 : 多重波高分析装置 表面汚染密度 : 汎用測定装置

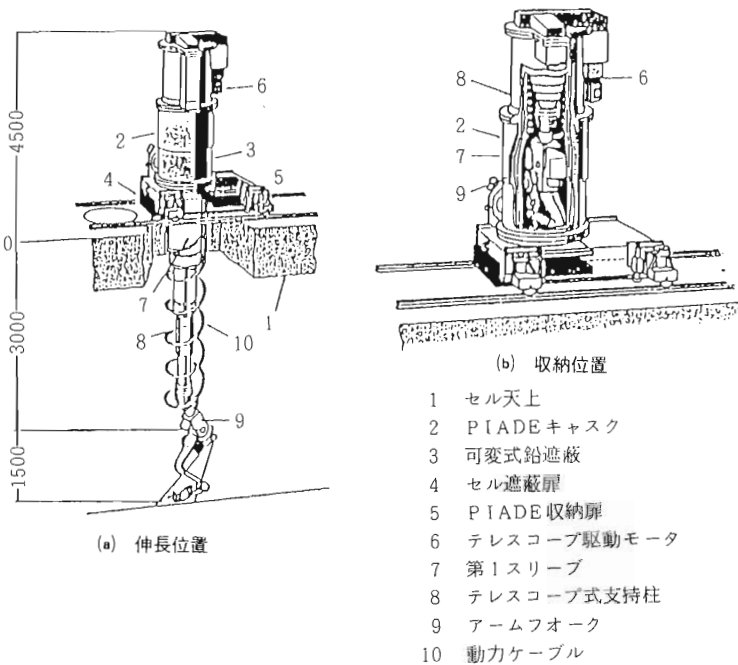


図5 PIAD E : コンピュータ制御式TVとテレスコープ式支持柱を塔載したサーボマニプレータ¹⁵⁾

力が注がれている。イギリスではNIREXが、低レベル廃棄物の貯蔵を、これまでの浅地層処分から深地層処分に切替え、新しい処分場を調査している。フランスはラ・マンシエの処分場が1990年代初頭に満杯になるためSoulaines-Dhuysに、100万m³の貯蔵能力を有する新しい低レベル廃棄物の浅地層処分場の開拓をはじめており、1991年に使用開始の予定である。廃棄物の処理処分は国際協力をますます必要とする分野であると考えられる。

(6) 遠隔操作技術

廃止措置作業は、放射線の強いまた汚染のある環境下で行われ、形状の複雑な重量物を狭い作業空間で取り扱うことが必要になる。被曝低減や作業性向上のため、安全で信頼性の高い、汚染拡大を起さないような遠隔操作やロボット技術の開発が必要である。その他視覚映像システム、センサーや制御技術等の開発も必要で、しかも耐放射線性であることが要求される。また、重量物を扱い、狭い作業空間で機能発揮できるためには、除染や解体に必要な工具やマニプレータを搭載して移動できるキャリアーの開発も必要である。図5にはフランスCEAで開発した、PIADEというキャリアーに25kgの把持能力をもつマニプレータを搭載して作業できるロボットを示した¹⁵⁾。このロボットはCs-137線源製造施設の廃止措置で使用された実績をもっている。

4 あ と が き

原子力施設の廃止措置技術は、研究用や原型規模の原子炉や核燃料施設の解体経験を通して、技術の開発がすすめられている。このような小規模施設で確認した技術が、大型施設での廃止措置に充分適用可能であると思われるが、今後それを実証していくことが必要である。さらに、大型施設で予想される解体撤去や廃棄物処理、処分技術さらに耐放射線性の遠隔操作やロボット技術の開発も必要である。安全を確保し、被曝

低減と低コストで廃止措置ができる技術の開発をめざしながら、蓄積した技術を体系化してデータベースとし、それを基に廃止措置の最適化が図れるエンジニアリングシステムの確立が望まれる。

参考文献

- 1) 原子力施設デコミッショニング研究協会：原子力施設廃止措置海外調査団報告，1989年8月。
- 2) 総合エネルギー調査会原子力部会：商業用原子力発電施設の廃止措置のあり方について，1985年7月。
- 3) OECD/NEA：Decommissioning of Nuclear Facility, Needs and Costs, 1986。
- 4) IAEA：Methodology and Technology of Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Report Series No.267. IAEA, Vienna, 1986。
- 5) USNRC, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0130, 1978。
- 6) N.Eikelpasch, M.Lasch, Electrochemical Decontamination Experience at Gundremingen Power Plant, Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Bournemouth, UK, Oct. 17-21, 1983。
- 7) Pavlik：Decontamination of Nuclear Facilities by Electrochemical Methods, Hungarian Academy of Science, Research contract 3667, 1985。
- 8) 石樽願吉監修：原子力施設における除染技術，テクノ・プロジェクト，1984
- 9) A.Cregut：Reactor Decommissioning Experience and Perspectives, Proc. Int. Conf. Decommissioning of Major Radioactive Facilities, Oct. 11-12, London, 1988。
- 10) 大田邦弘：原子炉廃止措置に伴う廃棄物の処理処分，原子力工業 31(11)1985。
- 11) K.Ramcke et al：KWW, Schadhose Verwertung Von 900 t Radioaktiver Komponenten, Atomwirtschaft (Nuclear Compacts), 1984。
- 12) Statistics for Licensed Material for Unrestricted Use, Swedish National Institute of Radiation Protection, Stockholm, 1986。
- 13) CEC：A Working Party on the Radiological Protection Criteria for Recycling of Materials from Decommissioned Nuclear Installation, 1986。
- 14) IAEA：Factors Relevant to the Recycling on Reuse of Components Arising from the Decommissioning and Refurbishment of Nuclear Facilities, Technical Report Series No.293, IAEA, Vienna, 1988。
- 15) J.Vertut et al：Remote System Technology Vol.2, Proc. 28th Conf, Washington D.C. 1980。

汚染コンクリート除去システム「クリーンカット工法」の開発

木下武彦¹⁾／田中 勉²⁾／舟川直芳³⁾
出村 肇⁴⁾／坂下文夫⁵⁾／田実芳輝⁶⁾

1 はじめに

原子力発電所、核燃料施設やRI取扱施設などの原子力施設をデコミッションする場合や改修工事を行う場合に、原子力施設建屋の床、壁などコンクリート構造物の表面に放射性汚染があれば汚染を除去する必要がある。コンクリート表面の汚染はコンクリートが多孔質性のために、コンクリート内部にまで浸透しており、表面だけの拭き取り除染や化学的除染では汚染の除去はできず、多くの場合、汚染コンクリートを物理的に除去しなければならない。

コンクリート表面除去の在来工法として、チップングハンマ、スクャブラやグラインダなどが用いられているが、これらの工法には放射性粉じんの飛散による作業員の内部被ばくや二次汚染、あるいは非汚染コンクリートまで除去することによる放射性廃棄物量の増大、さらに破砕片回収や残存汚染測定の困難さなど多くの問題がある。

これら問題点のすべてを解決できる方法として、新たに機械式研削工法を考案し、多くの実験および装置の試作を繰り返し、「クリーンカット工法」(CCRS*と略称)を完成させた。「クリーンカット工法」の原型は金属加工に使われるミリング方式のカッターをコンクリートに応用するというアイデアに基いて生れた新しい研削工法で、コンクリート表面からの研削深さを予め設定してその除去部分のみを正確に研削し、同時に発生したコンクリート粉体をはほぼ100%捕集して、これを直接ドラム缶に回収するものである。この「クリーンカット工法」の原型装置は、科学技術庁より「原子力施設被ばく低減化技術開発促進費補助金(昭和59年度～昭和61年度)」を受けて開発された。その後さらに研究開発を進めて、改良された小型のミリングカッター方式の研削機や、より高性能のピーティングカッター方式による装置が完成しており、原子力施設の保守、改修やデコミッションの際のコンクリート表面除

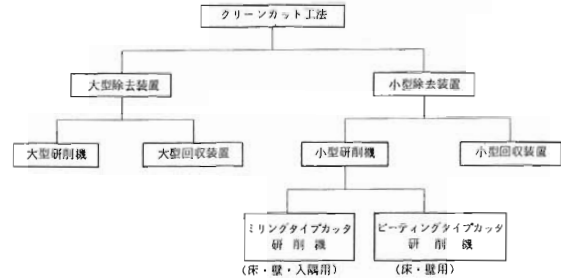


図-1 クリーンカット工法の構成装置

染に大いに役立つものと期待が寄せられている。

2 クリーンカット工法の概要

2.1 工法の概要とシステム構成

「クリーンカット工法」の除去システムは図-1に示すように原子力施設のデコミッションや改修など大規模な施設の除染に適用できる大型除去装置、運転期間中や定期検査期間中の小規模な施設や狭い場所での除染に適用できる小型除去装置がある。

小型除去装置は小型研削機と小型回収装置とで構成されている。小型回収装置は集じん機能を1ユニットにまとめたコンパクトで、高い安全性を備えた粉体回収装置である。小型研削機に研削面を極めて平滑に研削できるミリングタイプカッターを装着した研削機と、その10倍以上の研削能力をもつピーティングタイプカッターを装着した研削機の2種類がある。これら2種の研削機は用途に合わせた専用機種として製作することも、また、研削機本体は共用してカッター部の取替えだけで、それぞれの目的に合わせて使用できるようにすることも可能である。

大型除去装置は遠隔装置化された大型研削機および研削機と連動機能をもつ大型回収装置から構成されている。

これら除去装置は試作や実証試験により性能を確認し、実用機を製作しているもので、カッターの移動機構

1) 佐藤工業株式会社 技術本部エンジニアリング部専門部長

2) 佐藤工業株式会社 技術本部エンジニアリング部長

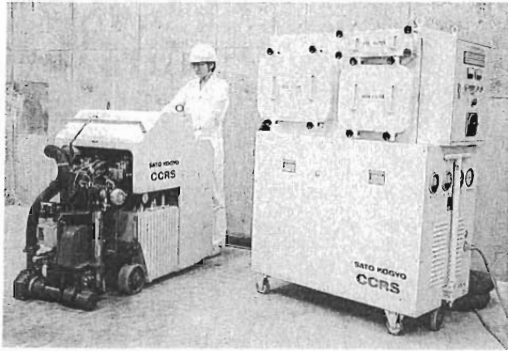
3) 佐藤工業株式会社 技術本部エンジニアリング部課長

*CCRS: Clean Cut Removal Systemの頭文字をとる。

4) 佐藤工業株式会社 技術本部エンジニアリング部主任

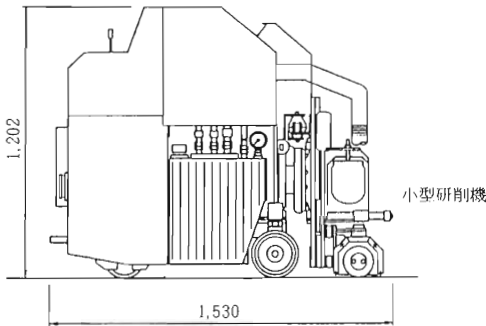
5) 佐藤工業株式会社 技術本部技術開発部課長代理

6) 佐藤工業株式会社 関東支店建築部建築作業所

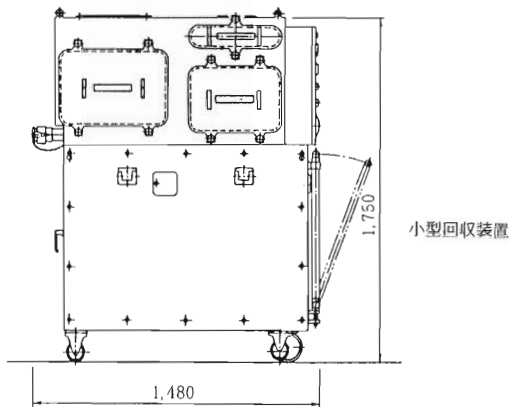


小型研削機(床・壁・入隅用) 小型回収装置

写真-1 小型除去装置



小型研削機



小型回収装置

図-2 小型除去装置外形図

や支持機構を研削場所の広さに合わせて変えること、また、さまざまなコンクリート面に対応できる装置を新たに設計、製作することもできる。写真-1に床・壁および入隅部の研削に共用できる小型除去装置、図-2に小型除去装置外形図を示す。また写真-2に大型研削機、写真-3に大型回収装置、図-3に大型除去装置外形図を示す。

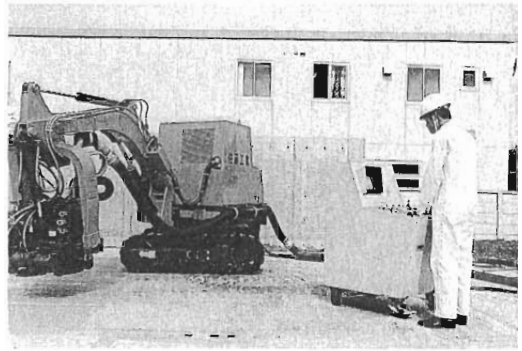


写真-2 大型研削機

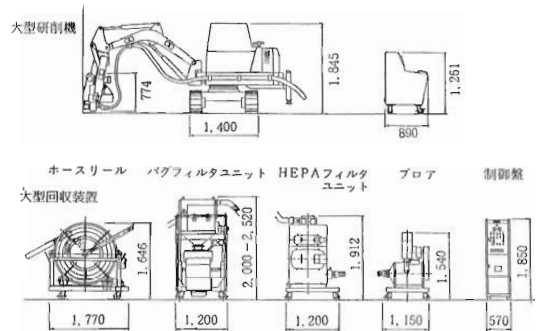


図-3 大型除去装置外形図

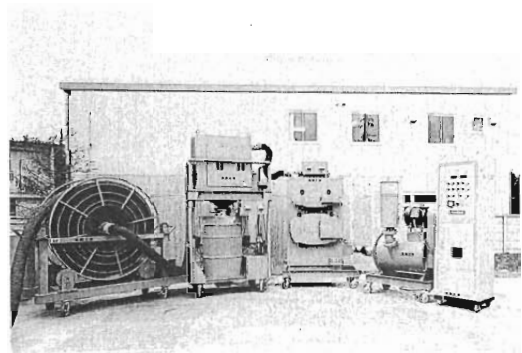


写真-3 大型回収装置

2.2 クリーンカット工法の特徴

本工法は、従来工法に見られる作業員の被ばくや、放射性廃棄物量の増大などの問題点を解決し、安全にかつ経済的に放射性汚染コンクリートの除去が行えるもので、以下は述べるような特徴を有している。

(1) 内部被ばく、二次行染の防止

カッターで研削されたコンクリートはほとんど全量が粉体となり、しかも研削面に残されることなく全量がブロアにより吸引され、カッターフードやフレキシブル

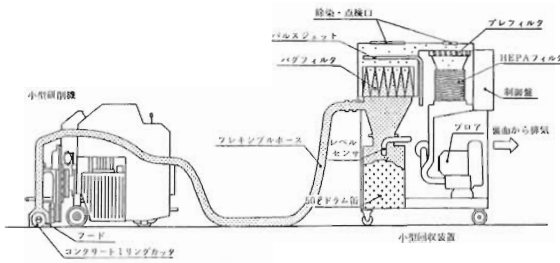


図-4 粉塵回収フロー

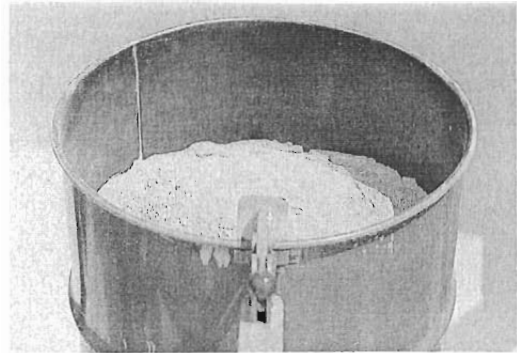


写真-4 ドラム缶に回収された研削粉体

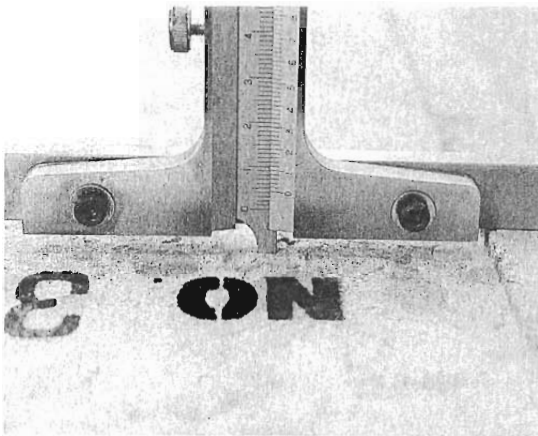
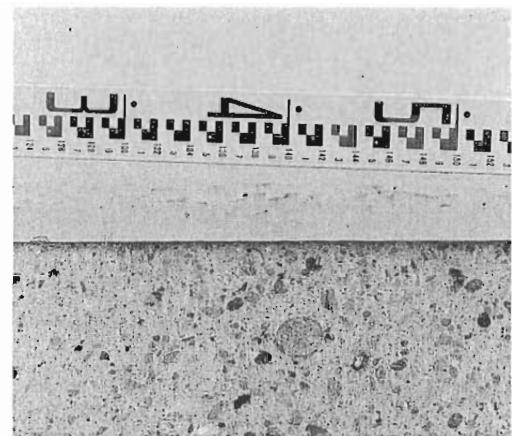


写真-5 研削面



ホースの中を通過してバグフィルタに送られる。粉体のほとんどはバグフィルタに捕集され、バグフィルタ下部にセットされたドラム缶に直接回収される。バグフィルタを通過した微小粉じんはプレフィルタ、HEPAフィルタで捕集され、最終的に排出される空気には粉じんは含まれていない。このため、作業員は内部被ばくを受けることがなく、二次汚染を引き起すこともない。図-4に研削粉じん回収フローを、写真-4にドラム缶に回収された研削粉体の状況を示す。

(2) 放射性廃棄物量の低減

ガイド機構により研削深さを調整できるため、汚染の浸透深さを予め設定してその分だけを正確に研削できる。これにより、余分な非汚染分までも研削しないので、発生する放射性廃棄物量を最小限に押えることができ、処分費用を低減できる。写真-5に研削面を示す。

(3) 残存汚染検査、補修作業の効率化

油圧シリンダの働きにより、研削時の衝撃や反力を

吸収し、コンクリート面の凹凸に追従して研削でき、コンクリート中の硬い骨材をも研削できるため、均一な深さで平滑な研削面が得られる。したがって、スマイヤ法やサーベイ法による残存汚染検査を精度良くかつ効率的に行うことができ、また、ライニング塗装のやり替えなどの補修作業も容易になる。

(4) 外部被ばくの低減

除去装置は除染場所から離れた所で遠隔操作できる。そのため、作業員が立入ることができない高線量率区域における除染も可能で、作業員の外部被ばく低減にも有効である。

(5) 作業の簡素化

機器は1人の人員で操作でき、除染場所に特別な養生囲いやグリーンハウスなどを設置する必要がないため、作業が繁雑にならない。

3 開発試験

コンクリート研削技術および研削によって発生する

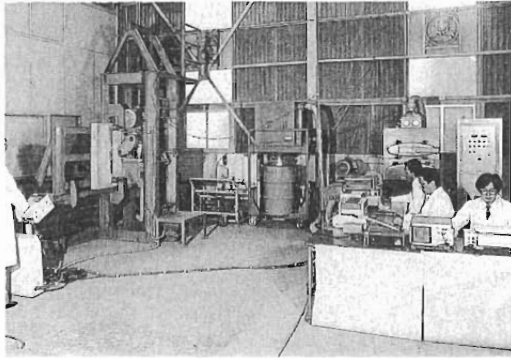


写真-6 研削と粉体回収の基礎実験

研削粉体回収技術について昭和58年以来研究開発を進めた。基礎実験や試作機の製作、実物大試験体による実証試験などによって多くの問題点を解決し、実用機を完成した。

3.1 コンクリート表面研削技術の開発

コンクリートの研削は金属切削と異り、素材の不均質性やその中の硬い骨材のために非常に難しい。例えば大きな反力や衝撃力、負荷の変動、刃先の欠けや摩耗などさまざまな問題が予測された。文献調査を行っても金属切削に関するデータはあるが、コンクリート研削のデータは皆無に近く、基礎実験から始める必要があった。百数十枚の平板状コンクリート試験体(圧縮強度300kg/cm²)を製作し、写真-6に示すような実験装置において研削と粉体回収の基礎実験を行った。

3.1.1 研削能力に関する実験

コンクリート研削実験として、カッタの寸法、回転速度、回転方向、移動速度、研削深さなどをパラメータにして、反力、振動、負荷などの測定を行った。

実験の結果、カッタのうける反力は移動速度の影響が最も大きく、次いで研削深さに影響される。またカッタ回転速度の影響は小さく、回転速度が速くなる程、反力は小さくなる傾向がある。また反力とカッタ巾は比例関係にあり、カッタ巾20cm、研削深さ5mm、移動速度100cm/分のとき、最大垂直反力は1000kgであった。

3.1.2 振動の測定

カッタ部に衝撃力を吸収する機構がない場合、研削時の振動加速度はコンクリート中の骨材を削り取る時にピーク値を示した。研削機部分における振動が最も大きく、実験架台、試験体の順に小さくなる。振動加速度の大きさは振動周波数によって異なり、低(50~150Hz)、中(300~500Hz)、高(800~900Hz)の3領域で大きくなる。最大加速度は30Gを越えるものがあ

た。

3.1.3 刃先の選択

刃先の材質にとって最も重要な要素は硬さとじん性である。超硬合金系、サーメット系、コーティング系など多種の切削工具体種の刃先を用いて実験を繰返し、最終的に超硬合金系の刃先を選定した。また実験のし易さと実用化のことを考えて、カッタは刃先が交換できるよう設計した。

実験中に刃先が硬い骨材にあたった時に大きな衝撃力がかかり、刃先が欠けたり割れたりしたことがあった。この対策として油圧時衝撃吸収機構を採用した結果、刃先の欠損や割れは殆んどなくなった。刃先は延長約80mのコンクリート表面研削で1mm程度摩耗し、研削性能の低下、反力や振動の増大が始まった。正方形チップはその4辺が刃先として使用できるため、1個のチップで延長約320mの研削が十分可能であることがわかった。

3.2 コンクリート研削粉体回収技術の開発

コンクリート表面を研削するとき生ずる大量の研削粉体の回収は、作業者の内部被ばくや二次汚染の防止という点から考えて非常に重要な課題である。これを解決するため、発生粉じんを完全に回収できる装置の開発に取り組んだ。

3.2.1 研削粉体の粒径の測定

10 μ m以下の研削粉体はエアロゾル粒子となり、内部被ばくの原因となる。また1mm以上の研削片は粉体輸送を難しくする。標準ふるい法とアンドリアゼンベット法(液相沈降法)により、粉体の粒径分布重量比を測定した。実験結果から導かれたロージン・ラムラー分布は次式で示される。

$$R = 10^{-0.00081 \times D^{1.158}} \times 100$$

R : ふるいに残った粉体重量(%)

D : 粒径(μ m)

ミリングカッタで研削されたコンクリート粉体は10 μ m~1mmの範囲に約90%分布しており、1mm以上のものが約7%、10 μ m以下のものが約2.2~2.8%であった。粉体はほぼ均一であり、殆んどが1mm以下で粉体輸送に最適であった。

3.2.2 吸引空気量と圧力損失の測定

研削粉体を吸引空気と共に粉体輸送する計画であったので、フード、研削部、ホース、回収部、フィルタ等について、吸引空気量と圧力損失の関係を測定した。また、ホース内に粉体が堆積しないための空気速度は、粒径1mmの粒子の終末沈降速度7.5m/秒の2倍の15m/秒以上であることから、フレキシブルホー

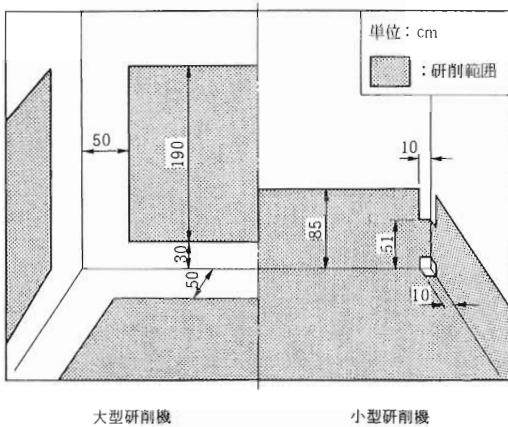


図-5 研削範囲

スの太さ、曲り形状、方向などを色々を変えて実験を行った。これらの実験結果をとり入れて原型機を設計した。

3.2.3 粉体回収機構の実験

研削粉体を作業環境に漏出させることなく、容易かつ安全に回収できる方法を選定するための幾つかの実験を行った。

例えばバグフィルタに堆積した粉体を除去する方法、フィルタや粉体回収ドラム缶の交換方法、ドラム缶内の粉体容積の検知法や低減法、フィルタやフレキシブルホースの破損に対する検知と拡大防止法などについて実験を行った。

3.3 実物大試験体による実証試験(コールドテスト)

除去装置の有効性を確認するため、コンクリート製模擬建家(実物大試験体)を造り、種々の実証試験を行った。試験体は巾6m、長さ8m、高さ3.7mの部屋で、その床と壁の一部はエポキシ樹脂塗装となっており、鉄板も埋込んであった。

粉じんの飛散状況を測定するために用いた局所クリーンルームは、2m×2m×3mの鉄枠を静電防止シートで囲い、HEPAフィルタを通した清浄な空気を送って、クリーンルーム内の粉じん濃度を極めて低くできるものとした。

3.3.1 研削範囲の確認

大型研削機および小型研削機を用いて床、壁を研削し、それぞれの研削範囲と両方を併用した場合の研削範囲を確認した。図-5左側に大型研削機による研削範囲を示す。床面に対しては壁際から50cmまでの範囲を除く全面が研削可能であり、壁面に対しては、床上30cmから220cmまで研削できる。同図右側に小型研削機による研削範囲を示す。床面に対しては隅部(3面

表-1 回収装置集塵効率

回収装置	大型回収装置	小型回収装置
HEPAフィルタ 上流粉塵数	7,721	25,000以上
HEPAフィルタ 下流粉塵数	0.3	0

注) 値は平均値、単位は空気0.01ft³中に含まれる粒径0.3μm以上の粉塵数である。

の隅)10cmを除く全面が研削可能であり、壁面に対しては床上85cmまで研削できた。

3.3.2 エポキシ樹脂塗装と鉄板の研削

塗装厚さ1~3mmのエポキシ樹脂塗装面および鉄板面について、研削および研削片の回収がコンクリート面の場合と同様に行えるかを確認した。エポキシ樹脂塗装面についてはコンクリート表面研削と同条件で研削でき、研削片の回収も可能であった。工法によっては摩擦熱のためにエポキシ樹脂が軟化熔融して剥離できないことがあるが、本工法ではカッタの形状特性とその空冷効果によりエポキシ樹脂が高温にならないためと考えられる。

鉄板面については、研削速度をコンクリート研削時の5分の1、研削深さを1mmに設定することで研削が可能であった。鉄板の研削片はコンクリート粉体に比べ密度が大きいため回収はかなり難しいがカッタフードと研削面を密着させて吸入空気流速を上げること、研削面からの落下量を著しく減らすことができた。

3.3.3 除去効果の確認

床面に塗装した蛍光塗料を模擬汚染とし、これを除去装置で除去して、紫外線ストロボを用いて写真を撮り、残留汚染の有無を確認した。試験の結果、コンクリート面に塗布された塗料はアップカットでは若干残るが、ダウンカットではほぼ完全に除去できた。

3.3.4 集じん性能の確認

研削試験中の回収装置のHEPAフィルタ上流側および下流側の粉じん数をパーティクルカウンタを用いて計測を行い、集じん性能を確認する。表-1にHEPAフィルタ上流側と下流側における粉じん数の測定結果を示す。大型回収装置および小型回収装置ともHEPAフィルタの捕集効率は99.99%以上であり、排気された空気には粉じんが含まれていないことが実証された。

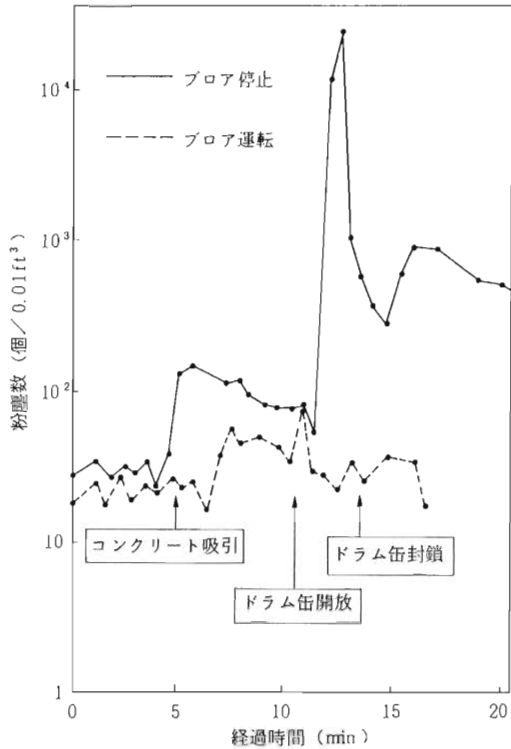


図-6 ドラム缶交換時粉塵数経時変化

3.3.5 粉じん飛散の測定

ブローも微速運転しながらドラム缶の交換を行う場合と、運転せずに行う場合のバグフィルタユニット周辺の粉じん数をパーティクルカウンタを用いて計数を行い、粉じんの飛散防止効果を確認した。図-6に粉じん数の経時変化を示す。ブローを微速運転する場合と停止状態とでは、払い落して数値のオーダーに変化がみられないが、ドラム缶開放後には明らかに停止状態の方が粉じん数は多い。このことより、ドラム缶交換時に微速運転することで粉じんの飛散を大幅に低減できることが判明した。

3.3.6 騒音の測定

小型研削機のカッター部から1.5mの位置に騒音計を置き、研削時の等価騒音レベルおよび周波数分布を測定し、チップの摩耗量との関係を調べた。騒音レベルはチップの摩耗量の増加とともに高くなる傾向があり、新品のチップの場合で89dB、摩耗量0.3mmの場合で93dB、この時の暗騒音は47dBであった。同条件でのプレーナ、スクャブラの測定結果では、それぞれ108dB、106dBであり、本工法は他工法に比べ静かであるといえる。また、周波数分布測定では高周波や低周

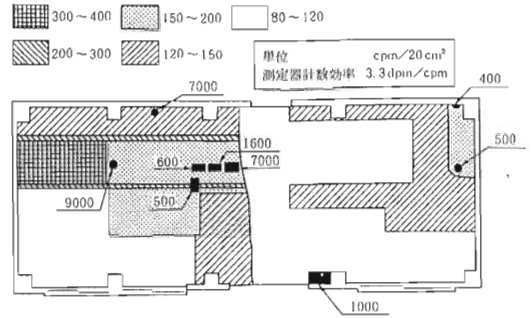


図-7 研削前汚染密度分布



写真-7 コンクリート床面の研削除染

波成分も少なく、本工法による作業員への影響も少ないと考えられる。

4 除染実証試験(ホットテスト)

4.1 試験概要

放射性廃棄物処理施設で除染、改修計画のあった建家において、汚染コンクリート表面の除本を本工法により実施し、放射線作業上の安全性を実証するための試験、測定を行った。試験したのはコンクリート床面で、研削面積は約33㎡である。汚染状況は図-7に示すように80~200cpm/20cm²の汚染箇所が大部分を占めていたが、以前機器が設置されていた場所は局部的に500~9000cpm/20cm²の汚染があった。使用機器は小型研削機試作機と大型回収装置で、研削状況を写真-7に示す。

4.2 試験の方法と結果

4.2.1 研削効果の確認

汚染の有無にかかわらず、床面全面を研削深さ3mmで研削した。第1層研削後、GMサーベイメータを用いたスキヤニング速度10cm/sec程度で残存汚染の走査を行った。許容基準値はバックグラウンドの100cpm/20cm²とした。なお、測定器の計数効率は3.8



写真-8 研削後の残存汚染測定

dpm/cpmである。

残存汚染検査を行う際、研削面は平滑で凹凸がないため、床面と測定器検出窓との距離を一定に保つことができ、信頼性の高い測定結果を得ることができた。第1層研削により床の表面汚染の大部分を除去することができた。例えば表面汚染密度9000cpm/20cm²、7000cpm/20cm²と高密度に汚染されている場合でも、第1層研削のみで100cpm/20cm²以下になるなど研削効果は大であった。研削後の残存汚染測定状況を写真-8に示す。

4.2.2 浸透汚染の除去

コンクリート表面から内部に浸透した汚染を1回の研削深さ3mmずつ局所的に研削し、基準値以下まで除染できることを確認した。図-8に残存汚染箇所と研削1回当りの汚染減少状況を示す。第1層研削後に残存している汚染は直径5cm程度のスポット的なもの

表-2 研削機フード周辺における空气中放射能濃度

試料 No.	試料計数率 cpm	正味計数率 cpm	吸引時間 hr	検出感度 $\mu\text{Ci}/\text{cd}$	平均濃度 $\mu\text{Ci}/\text{cd}$
1	28.2	< 7.6	2.5	8.6×10^{-13}	$< 8.6 \times 10^{-13}$
2	29.0	< 7.6	6.75	3.2×10^{-13}	$< 3.2 \times 10^{-13}$
3	27.9	< 7.6	3.67	5.9×10^{-13}	$< 5.9 \times 10^{-13}$
4	25.3	< 7.6	7.5	2.9×10^{-13}	$< 2.9 \times 10^{-13}$

表-3 建屋内部の空气中放射能濃度

試料 No.	試料計数率 cpm	正味計数率 cpm	吸引時間 hr	検出感度 $\mu\text{Ci}/\text{cd}$	平均濃度 $\mu\text{Ci}/\text{cd}$
1	27.5	< 7.6	4.83	4.5×10^{-13}	$< 4.5 \times 10^{-13}$
2	28.7	< 7.6	7.0	3.1×10^{-13}	$< 3.1 \times 10^{-13}$
3	24.6	< 7.6	3.8	5.7×10^{-13}	$< 5.7 \times 10^{-13}$
4	28.9	< 7.6	7.5	2.9×10^{-13}	$< 2.9 \times 10^{-13}$

注) 表-5、表-6とも以下の条件で測定を行った。

- 1) 測定器 : GM計数管
- 2) 計数効率 : 33%
- 3) 自然計数率 : 28.0cpm
- 4) 検出限界計数率 : 7.6cpm
- 5) サンプラ流量 : 80 l/min

で、浸透深さは最大2cm程度まで達している箇所があったが、汚染箇所の周囲から徐々にすり鉢状に研削を行うことで基準値以下にすることができた。

4.2.3 空气中放射能濃度の測定

建家内部、カッターフード周辺およびプロア排気口の空気をポータブルダストサンプラを用いてフィルタに採取し、その放射能をGM計数管を用いて計数し、試験中の空气中放射能濃度を求めた。同様に、ドラム缶交換時におけるバグフィルタユニット周辺の空气中放射能濃度を測定した。

表-2、3にカッターフード周辺の空气中放射能濃度

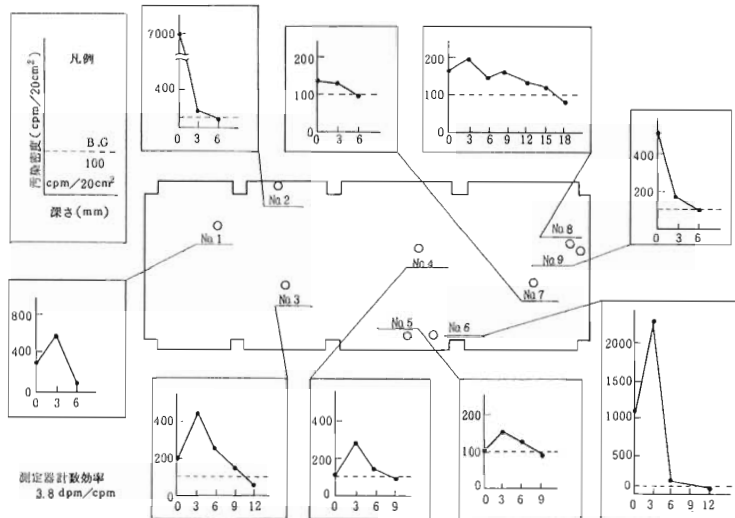


図-8 残存汚染箇所と研削1回(深さ3mm)当りの汚染減少状況

および室内空気中放射能濃度の測定結果を示す。試験期間中を通して空気中放射能濃度はいずれも常に測定器の検出限界以下であり、これは放射性粉じんが研削機フードや研削機と回収装置を連結するフレキシブルホース等から漏洩しないことを示している。また、HEPAフィルタユニットから排出された空気放射能濃度についても検出限界以下であり、回収装置から排出される空気は安全で清浄なものであることが実証された。

4.2.4 廃棄物量低減の確認

試験終了後、回収された研削粉体の全量を計量し、他の工法により発生する破砕片廃棄物量と比較した。

約33㎡を研削後、回収した研削粉体をドラム缶内で装置付設のパイプレタにより圧密したところ、廃棄物量は約140ℓであった。即ち、本工法により1㎡を3mm深さで研削すると約4.2ℓの廃棄物が発生することになる。以前筆者らが行った従来工法の実績値は、ドリル&スポーラ：12ℓ/㎡、ブレーカ：8ℓ/㎡、スクャブラ：6ℓ/㎡、ブレーナ：5ℓ/㎡であった。これらとの比較では本工法による廃棄物量が最も少なく、発生する廃棄物量を最小限にできることが実証できた。

4.2.5 汚染した除去装置の処置

汚染コンクリートを研削したため、研削粉じんの回収ルートとなるカッターフード内面、カッター本体、フレキシブルホース内面、バグフィルタ、プレフィルタ、HEPAフィルタには汚染粉じんが付着している。コンクリート除染試験の後、除去装置を管理区域外に搬出するには装置の汚染を除去して管理区域外への持出基準値以下にする必要がある。フィルタ類は除染困難、フレキシブルホースは測定困難、チップは消耗品という理由で、当初の計画通り放射性廃棄物として処理した。一方、カッターフード、フィルタケーシングなど廃棄しなかった装置部品はすべて除染施設において、水洗またはぬれウエスによる拭き取りで残存汚染は検出されなくなり、管理区域外に搬出できた。

5 ま と め

床、壁、入隅共用の小型除去装置と、床、壁用大型除去装置を用いて行った実物大試験体による実証試験では、①床面はほぼ全面、壁面は高さ220cmまで研削できる。②エポキシ樹脂塗装面および鉄板面も研削可能である。③粉じんをほぼ100%の効率で捕集する。④ドラム缶交換時にも粉じんの飛散を防止できる。⑤

騒動は従来工法に比べて低い。などの結果が得られた。

また、床、壁共用小型研削機試作機と大型回収装置を用いた除染実証試験では、⑥表面汚染は第1層研削のみでほぼ完全に除去できる。⑦表面汚染だけでなく浸透汚染の研削除去も可能である。⑧特別な囲いや換気設備を設置せずに、空気中の放射能濃度を測定器の検出限界以下に保って安全に作業できる。⑨除染作業使用後、装置に付着した汚染は水洗で除去できる。などが実証された。

一方、実証試験では床、壁、入隅共用研削機を用いたため、研削速度が遅くて広範囲の研削除染には一層の高性能化が望まれた。特に原子力発電所のデコミッションングでは、広範囲のコンクリート床面の除染を必要とすることを想定して、共用タイプより軽量、小型で2倍余の研削速度をもつ床専用のミリングタイプカッタ式小型研削機を完成させた。さらに研削面はやや粗くなるが、ほぼ同じ重量、寸法でその10倍以上の研削速度をもつピーティングタイプカッタ式床専用小型研削機も完成している。

クリーンカット工法の開発については、その成果をデコミッションング国際会議(米国ピッツバーグで1987年開催)や日本建築学会大会(名古屋で1985年開催)などで発表している。一般に新規な機械装置の開発や改良は、数多くの設計、制作および供用の場を経験しながら技術向上が図れるものである。現在、クリーンカット工法は実用技術として完成しているものであるが、実績を積みながら、一層の技術向上を目指している。そのため、パンフレットやビデオを製作し、さらに実演するなどして、あらゆる機会をとらえて内外の関係機関にPRしている。しかし、原子力施設のデコミッションングやコンクリート表面除染を要する大改修工事は限られており、実際の除染工事への適用実績は少なく、今後、関係方面からの引合いを期待しているものである。

6 謝 辞

本工法を開発するに当り、補助金交付により開発資金の助成と研究計画の推進に絶大な御支援を戴いた科学技術庁、および除染技術面で御指導と御協力を戴いた日本原子力研究所の方々に深く感謝いたします。また、装置の運転や試験の分担をして戴いた弊社中央技術研究所、および装置の製作に協力戴いた本社機材部と千葉機械工場の関係者に謝意を表します。

動燃固体廃棄物前処理施設(WDF)における除染技術開発(I)

塩月正雄¹⁾／池田論志²⁾／宮尾英彦³⁾

1 はじめに

再処理工場、プルトニウム燃料加工施設等の核燃料サイクル施設及び照射後試験施設(以下、核燃料サイクル施設等)のデコミッションング技術開発の一環として、動燃事業団では除染技術の開発を実施している。核燃料サイクル施設等は核燃料物質であるプルトニウム等の超ウラン(TRU：TRans Uranium)核種あるいはストロンチウム-90及びセシウム-137等の核分裂生成物(FP：Fission Product)を取扱っているため、デコミッションングにおける除染技術の適用にあたっては、安全管理、解体廃棄物対策並びに核物質管理等の観点から腐食生成物(CP：Corrosion Product)であるコバルト-58、60及びマンガン-54等の $\beta\gamma$ 系核種のみを除染対象核種とする原子炉系除染とは、若干異なったアプローチを要求される。例えば①除染作業時の厳重な内部被ばく対策②核種の包蔵性管理及び③二次廃棄物の低減化対策等の徹底が挙げられる。又、除染対象物の形態に関しても大型塔槽類、配管、セル内壁並びにグローブボックス等、そして対象の材質、汚染物の化学形態及び汚染履歴等も多種多様であるために、選定される除染手法としては除染効果の高いことのみならず広い適用性が要求される。

動燃事業団では、再処理工場における機器更新作業¹⁾及びプルトニウム燃料転換・加工施設内グローブボックスの解体撤去等での除染作業において、いくつかの化学除染法、物理除染法の適用実績並びに現場作業の経験を有している²⁾。特に昭和63年に実施したMOX転換施設内グローブボックスの実績^{3)、4)}では、従来の拭き取り・スクラビング法に換えてストリパブルペイントを用いたことにより、初期表面汚染密度、外部線量率とも従来の例の各々約10倍、約40倍を呈していたにもかかわらず、作業時の被ばく線量は約1/2、二次廃棄物発生量は約1/5に低減化を達成している。

本報告では、将来の核燃料サイクル施設等の本格的なデコミッションングに反映することを目途として、動燃大洗工学センター内固体廃棄物前処理施設(WDF：Waste Dismantling Facility)にて開発実証中の除染技

術のうちアイスプラスト法及び電解研磨除染法に関する開発の現状を述べる。

2 固体廃棄物前処理施設(WDF)⁵⁾

動燃大洗工学センター内のWDFは、主として高速実験炉「常陽」にて照射された燃料及び材料の照射後実験(PIE：Post Irradiated Examination)施設等から非定常的に発生する大型汚染機材等の減容化を目的として建設された廃棄物処理施設であり、昭和59年3月にホット運転を開始している。

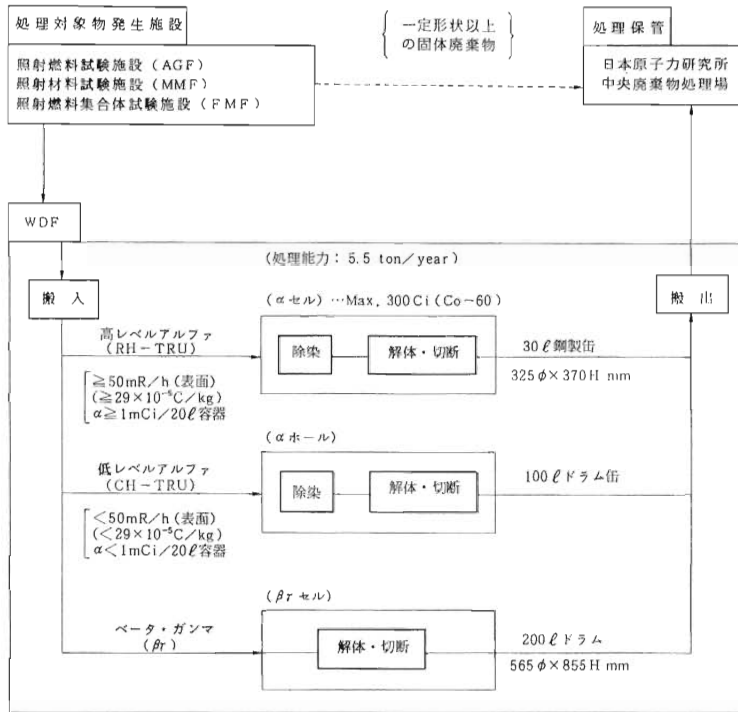
施設の総床面積は5400 m^2 であり、取扱う対象の汚染核種及び表面線量率に対応した、 α セル、 α ホール並びに $\beta\gamma$ セルの三種類の処理系統を有している。施設の計画処理能力は年間5.5トン、遮蔽能力は α セルにてコバルト-60の γ 線換算で最大300Ci(1.11×10^{13} Bq)、処理体の最大寸法及び重量は各々2 m \square 、2トンである。

なお、減容処理後の廃棄物は所定のドラム缶等に収納の後、隣接の原研大洗研究所内中央廃棄物処理場にて保管廃棄等されている。

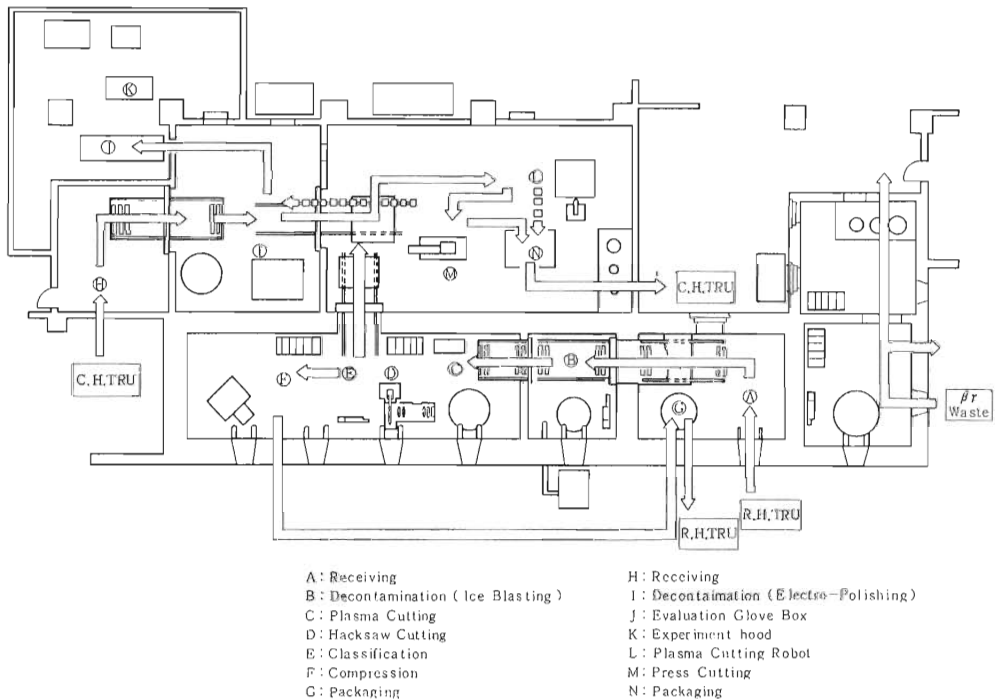
第一図にWDFの処理フロー概念図を、第二図にWDFの三系統の主要処理工程を示す。

減容処理工程としては主に除染と解体の工程が挙げられ、表面線量率50mR/h(1.29×10^{-5} C/kg)以上の比較的高線量のTRU廃棄物(RH-TRU：Remote Handled-TRU)を取扱う α セルでは、アイスプラスト除染(第2図中B)、プラズマ切断C及び高圧縮プレスE等を全て遠隔にて実施している。又、50mR/h(1.29×10^{-5} C/kg)以下の低線量のTRU廃棄物(CH-TRU：Contact Handled-TRU)を処理する α ホールにおいては、電解研磨除染①及び粗解体作業等を特殊な気密服(フロッグマンスーツ)を着用した作業者が直接作業に行っており、プラズマ切断については遠隔自動化を図った専用ロボットLを活用している。 $\beta\gamma$ セルではプラズマ及び遠隔治工具を利用した解体処理を行っている。なお、除染前後の廃棄物の汚染量等の性状評価及びピーカスケールのホット試験等を行うためのグローブボックス及びフード(第2図中

1)、2)、3) 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター 管理部 環境技術課



第1図 WDFの処理フロー概念図



第2図 WDFの主要処理工程

区分	メカニズム	技術	除染数
一次除染	(1)核種剥離 (2)核種(溶解)溶解除去	スプレー除染 アイスプラスト除染	低
徹底除染	(3)表面バルク溶解除去	化学除染	
	(4)金属製錬	電解研磨 ESR法	高

第3図 除染技術の分類

①, ②)をαホールに併設しており、各種除染技術開発及び除染廃液処理技術開発を効果的に遂行できる様対応が図られている。

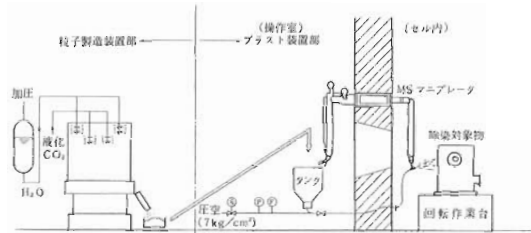
WDFにおいて開発実証されている個々の除染技術、解体技術、遠隔技術等は、別途実施計画されている個々の技術のデコミッションへの適用化研究及びシステムエンジニアリング技術開発等とともに、核燃料サイクル施設等のデコミッションに反映される重要な要素技術として体系づけられている。

3 WDFにおける除染技術開発の現状

除染技術は、ルーズな汚染を効率的に除去し、その後の取扱い時等における被ばく線量の低減及び核種の飛散の防止を目的とするいわば相対的な除染効果を期待する①「一次除染」と、絶対的な放射能低減効果を期待する②「徹底除染」とに分類される(第3図)。

WDFでは、セル内装設備機器等の複雑な形態を呈する対象や平滑なセル壁・床等あるいは金属、非金属等様々な材質に対して広い適用性を有する一次除染法として(1)アイスプラスト法、セル壁・床等の効果的除染及び解体後廃棄物の除染として徹底除染である(2)電解研磨法、並びに広い適用性と効果的な除染効果を兼ね備え、電解研磨法を補完する徹底除染の一手法である(3)レドックス法を核燃料サイクル施設等のデコミッション用除染技術として適応を図るべく開発を進めている。

上記(1), (2)の技術については、2章に述べた様にWDF内に実証試験設備が設置されており、実廃棄物



第4図 アイスプラスト除染システム

を試験対象に多くの除染効果等のデータを蓄積してきている。

3.1 アイスプラスト法

ガラスやアルミナ等の研摩材を高圧流体を利用して被除染物の表面に投射するアブレシブ(Abrasive)除染法の概念を基に、より二次廃棄物発生量の低減を図ることを目的として氷、ドライアイス、又はそれらの混合粒子をブラスト材とした除染法を特にアイスプラスト法と呼んでいる。平成元年7月現在、動燃事業団は国内はもとより、米・英・仏国にて本法の基本特許を有している。WDFの除染装置は、施設内の計装用圧縮空気(Max 7 kg/cm²)をブラスト粒子の搬送媒体として利用している。

第4図にWDFのアイスプラストシステム概念図を示す。

本システムは粒子製造部(ペレタイザ)とブラスト装置部(ブラスタ)の二つの設備から構成され、特に汚染環境であるセル内に設置される機器は、メンテナンスの不要な耐圧ホースとブラストノズルに限られる。

WDFでは本除染法の開発を昭和58年度より行って

おり、良好なブラスト性及び高いブラスト力を得るために必要なプラスタの設計製作、ブラスト条件の試験評価⁶⁾並びに液化炭酸ガスと水から氷/ドライアイスの混合プラスト粒子を製造するベレタイザの設計製作を実施するとともに、WDF内にて実際の汚染物を対象としたホット試験⁷⁾を行っている。

3.1.1 最適除染条件評価結果

除染効果に及ぼす諸因子の影響をレンガ及び塗装片を試験対象として評価した。

以下に評価した因子とその結果を記述する。

(1) 氷/ドライアイス混合比

ドライアイスの密度は水の値よりも大きく、ブラスト時の粒子の運動エネルギーは水粒よりも大きい、ドライアイスの圧縮強度は水の約1/3であるため、除染対象物表面での衝突時に、研削作用あるいは剥離作用は低減し、粒子自身の破壊にエネルギーが消費され、レンガの研削量が低下する。よって除染効果向上のためには水分率を高めることが望ましい。

又、ドライアイス単独粒子の場合二次廃液の発生量は皆無となるが、除染時の核種の回収性の観点からは水の添加が必要である。

これらのことからベレタイザでは0~20wt%の水混合ドライアイス粒子(4 mφ×5 mmL)を1時間当たり約200kg製造する様設計されている。

(2) ブラスト粒子/搬送空気混合比

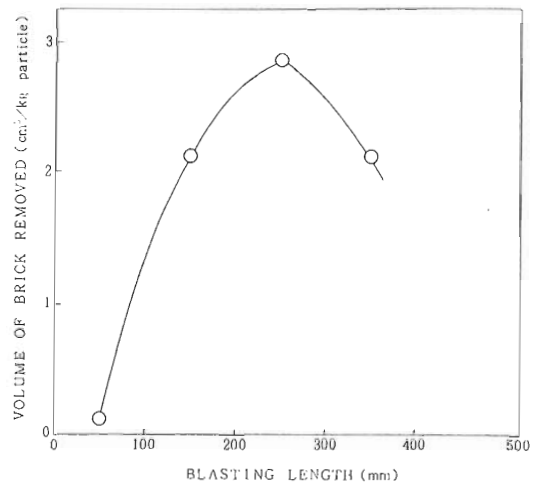
搬送空気に対するブラスト粒子の比率を低下させることによって、研削能力が上昇する。

ショットピーニング等の他のブラスト技術の場合においても同様の最適の混合比が存在する⁸⁾。しかしながら、低速による粒子の供給を安定して行うためにはプラスターのフィーダーモーターのトルクを増大させる等の機械的課題を解決する必要があり、極端に低い混合比を達成することは困難となっている。

粒子比率の増大が研削能力を低減する原因としては、投射面で跳び返った粒子、もしくは粒子の融解により除染対象表面に生成した水膜が、順次投射される粒子の研削、剥離作用を阻害していることが考えられている。

又、粒子/搬送空気混合比は、ブラスト時のセル内の視界にも影響を及ぼす。すなわち粒子量が極端に多い場合雰囲気中の水分がドライアイスにより凝結し、多量のミストを生じるためである。

現在のところWDFでは、粒子/搬送空気混合比を、両者の重量比がほぼ1:1となる様、粒子フィーダ回転数及び圧縮空気流量(圧力)を調整し、安定なブラ



第5図 ノズル被対象物間の効果

Blasting Pressure : 5 kg/cm²
ICE/DRYICE mixing ratio : 3:1(wt/wt)
particle feed speed : 4.7 ~ 5.6 kg/min

トを保っている。

(3) 投射距離(ブラストノズル被除染物間距離)

第5図に投射距離とレンガの研削量との関係を示す。

研削量は250mm付近で最大値を示すが、投射距離は除染面積にも関係するため、除染対象物の形態等に応じて効率の高い条件を設定することが重要である。

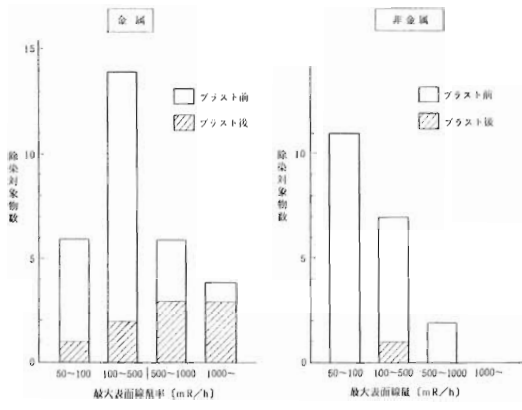
さらに以上の(1)~(3)の条件に加え投射圧力、投射角度、ノズル形状等についても評価を行っている。

得られた条件を基にアイスブラストでの被処理物に与える衝撃力を圧力測定用フィルム(富士フィルム製)にて測定したところ、ブラスト中心部約3 cmφの範囲は数100kg/cm²に達していた。

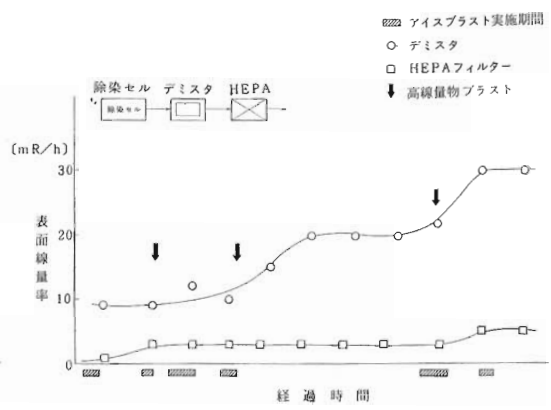
被処理物表面にて、100kg/cm²オーダーの衝撃力を水スプレーによって得ることは不可能に近いことから、本法がスプレー除染に比較して、より除染効果の高い手法であることが考えられる。

3.1.2 除染試験

本除染法によって得られる除染係数(DF : Decontamination Factor)は被除染物の表面状態や汚染履歴等により変化するものの、概ね金属廃棄物に対して5~20、プラスチック等の非金属廃棄物に対して10~100の値が得られている。第6図は、金属、非金属廃棄物に対する除染結果をヒストグラムで表わしたものである。本図において横軸は除染対象の初期最大表面線量



第6図 アイスブラスト法の除染効果



第7図 排気系への核種の移行

第1表 アイスブラストによるレンガの研削効果

レンガ種類 Sample	圧縮強度[kg/cm ²] Compressive Strength	ブラスト粒子量[kg] ① Particle Weight	研削重量[g] ② Removal Weight	単位研削量[g/kg Particle] ②/① Removal Ratio
ISOLITE 1	63	D 1K	21.0	21
ISOLITE 2	63	M 0.2	9.0	45
AZ-GS 1	2750	M 1K	0	0
AZ-GS 2	2750	D 1K	0.6	0.6
SK-34	-	D 1K	1.1	1.1
CS-3	3000	D 1K	0.2	0.2
K-3	2000	D 1K and M 1K	0.1	0.1

D : Dry Ice only M : Dry Ice & Ice Mix

率を、縦軸は対象物の個数を示しており、その内斜線部は除染後においても低線量化(50mR/h以下)されない個数を表わしている。

金属廃棄物の場合、結晶粒界等のミクロな空隙に入り込んだ汚染核種を取り除くことがアイスブラスト法では困難であることからDFは比較的大きくないものの、非金属の場合はミクロな空隙が少く、かつ除染された核種の再付着(再汚染)が少ないため、高いDFが得られている。

除染において除去された放射性核種の大部分は、ブラスト粒子中に含まれる水の融解水とともに施設廃液系統に移行するが、除去された核種の5%程度は施設排気系に移行する。これら飛散核種はデミスタ及び

HEPAフィルタにて容易に回収することが可能である(第7図)。

又、本除染技術の適用拡大の一環として、耐火レンガの除染及びレンガ表面に付着したガラスの除去方法として本法の利用を検討している。第1表に試験に利用したガラス溶融炉で使用しているレンガ材の圧縮強度とブラストによる研削量等を示す。圧縮強度が63kg/cm²のISOLITEについては顕著な研削効果が認められるものの、ガラスと直接接触するk-3、CS-3等の高圧縮強度レンガについては研削効果はほとんど認められない。これは3.1.1章に述べたアイスブラスト時の粒子の衝撃力数100kg/cm²の値に相当する圧縮強度を境界として、研削効果が左右されるためと考えら

第2表 電解液の選定

項目 Item	研 摩 能 力		電 解 液 の 特 性			安 全 性		総 合 評 価
	研 摩 効 率 Removal Efficiency	均一溶解性 Throwing Power	寿 命 Life	金属イオンの回収 Removal Metal Ion	二次廃棄物 Secondary Waste	ミント・ガス Mist Gas	取り扱い Control	
5% H ₂ SO ₄	△	○	△	○	○	○	○	◎
25% H ₂ SO ₄	○	△	△	△	○	△	△	○
50% H ₃ PO ₄	△	△	○	×	△	△	△	×
50% H ₃ PO ₄ + 25% H ₂ SO ₄	△	○	○	×	×	×	△	△
3% NaCl + 50% HNO ₃	△	×	×	△	△	×	△	×

れる。

但し、ガラス接触部のレンガ自身の研削は期待出来なくとも、廃棄物ガラス自身の破壊強度は400~600kg/cm²であるため、ガラスの除去並びに通常の可燃物等の焼却炉に用いられている低圧縮強度の耐火レンガの除染については本法にて効果を示すことが予測される。

3.2 電解研摩法

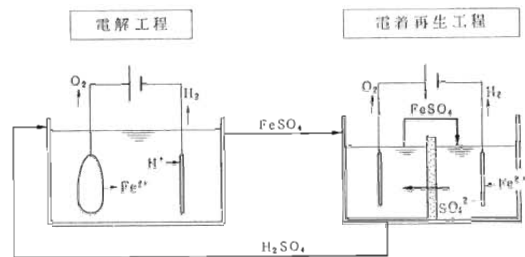
一般工業界で金属の表面処理に利用されている電解研摩技術を除染に応用したものである¹⁰⁾。

本除染法の原理は、導電性を示す電解液中にて金属廃棄物に正の電荷を加えると、表面がのイオン形態で溶解し、同時に汚染核種を取り除く電気化学的反應である。このため汚染表面全域を良好に研摩することができれば、理論的には100%除染ができる。又、電解研摩の効率除染液中の金属イオン濃度の蓄積にも影響を受け、さらに電解液の種類により均一研摩能力等の研摩特性が変化する。

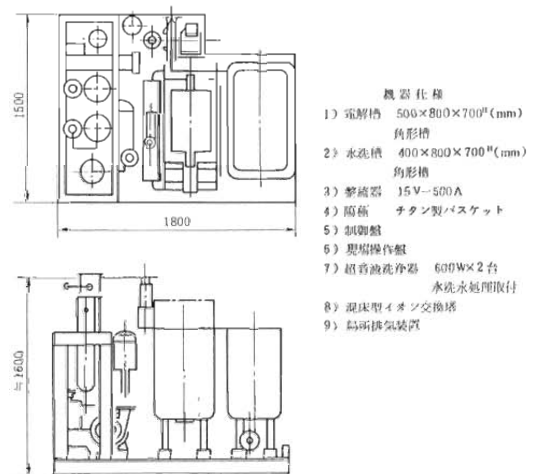
WDFでは上記除染液の特性の評価に加え、二次廃液である劣化電解液の処理方法も検討し、22種類の酸、アルカリ及び中性塩の電解液の中から5 vol%硫酸を選択している¹¹⁾(第2表)。

5 vol%硫酸電解法での金属イオンの蓄積した劣化電解液の処理方法としては、金属イオンを回収し液の長寿命化を図る隔膜電着再生法を採用している。この方法は電解と逆の作用により電解液中の金属イオンを効率的に陰極表面上に析出させるもので、メッキの原

理を応用したものである(第8図)。



第8図 電着再生工程概念図



- 機器仕様
- 1) 電解槽 500×800×700^{mm} 角形槽
 - 2) 水孔槽 400×800×700^{mm} 角形槽
 - 3) 整流器 15V-500A
 - 4) 隔膜 チタン製バスケット
 - 5) 制御盤
 - 6) 思箱操作盤
 - 7) 超音波洗浄器 600W×2台 水洗水処理取付
 - 8) 混床型イオン交換塔
 - 9) 島崎換気装置

第9図 WDFの電解研摩除染装置(a除染ホール内)

第3表 電解研摩除染技術開発試験の経緯

項目		年度	60	61	62	63	1	成 果
電 解 研 摩 ホ ッ ト 試 験	キャンペーン1 (SUS平板)		□					10 μ mの平均研摩厚(ART)でBGレベルまでの除染を行うことができた。
	キャンペーン2 (SUS平板)		□					ARTとDFとの間には明確な相関性が認められた。
	キャンペーン3 (アングル)				□ □			キャンペーン1, 2で得られたDFと同様高いDFが得られた。
	キャンペーン4 (バルブ)				□			腐食層及び表面不純物の共存位置並びに内部非開口部に汚染が残留しているためDFが極端に低い。
	キャンペーン5 (A1パイプ)				□			A1は研摩効率が極めて低いため除染が困難であった。
	キャンペーン6 (アングル)					□		10 μ m以上の高いDFを確認。
電解研摩コールド試験				□				電解研摩による液劣化傾向の確認。
電解研摩コールド試験			□			□	□	電着再生の最適条件を把握確認。
電着再生ホット試験						□		

3.2.1 ホット除染試験

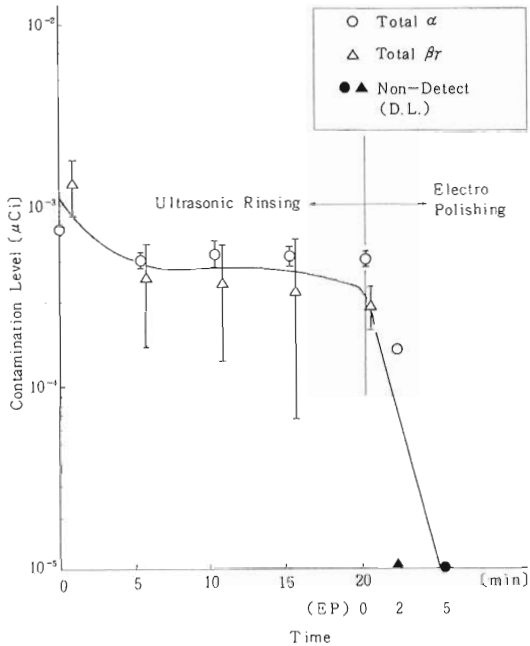
WDFでは昭和57年度より本除染法の開発を行っており、5%vol硫酸電解液を用いた電解研摩・電着再生システムを選定の後(第2表)、昭和58年度に α ホール用電解研摩除染実証試験装置の製作を、昭和59年度には電着試験装置の製作を行い、昭和60年度から実廃棄物を対象としたホット試験を開始している。

第9図にWDFの電解研摩除染装置を、第3表に電解研摩除染技術開発試験の経緯を示す。

電解研摩のホット試験では、比較的低汚染で単純形状のSUS製平板状廃棄物47枚を試験片としたキャンペーン1及び2¹²⁾、形状をアングル、バルブとした

キャンペーン3及び4、材質をA1としたキャンペーン5、並びに比較的高汚染の試験片を除染したキャンペーン6を実施している。

キャンペーン1, 2では5 μ m程度の平均研摩厚(ART: Average Removal Thickness, 重量減少量から算出した研摩厚)にてDF100程度の除染効果が得られており、本法の高い除染能力及びARTとDFとの間の高い相関性を認めている。又、合わせて超音波洗浄法との比較評価を行っている。この結果を第10図に示す。超音波洗浄法では初回の5分間の除染において有意な効果を認められるものの、その後はtotal 20分間まで除染を継続しても汚染量の低下は見られない。しか



第10図 超音波洗浄法と電解研磨法の除染効果

しこの対象を電解研磨すると、5分間の処理にて検出限界値(DL: Detectable Limit)以下まで除染された。この時の研磨量はART約3 μmに相当する。

硝酸セルロースフィルム(コダックCN-85)を利用したαトラック法により除染前後のPu等の分布状態を観察した結果からは、除染前においては試験片の金属結晶のバルク及び粒界に汚染は存在するが、超音波洗浄法では粒界中の汚染が残留し、電解研磨後の試験片からは、結晶粒界、バルク双方からも汚染の残留は認められなかった。

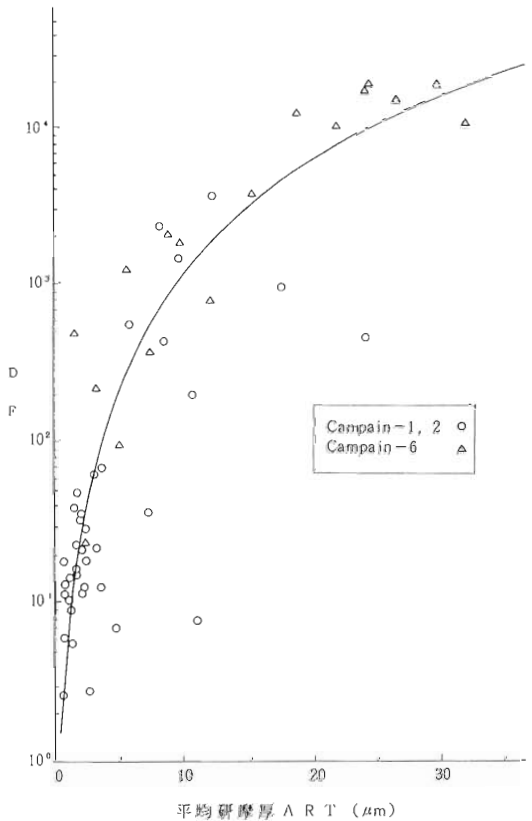
走査型電子顕微鏡により電解研磨後の金属面を観察すると、5%硫酸電解液特有の結晶粒界から選拓的に研磨が進行するいわば腐食の形態を呈しており、これが少ない研磨量で高い除染効果の得られる要因であることが考察される(写真1)。

キャンペーン3のSUS製アングル廃棄物の除染例においても、前述の結果と同様に少ない研磨量で高い除染係数が得られたが、キャンペーン4のバルブでは表面腐食層やゴムパッキン部等の非開口部に汚染が残留し、除染効果が低下している。

電解研磨法の場合、廃棄物金属自身を陽極とした電気化学的反応を利用しているため、ペイント等の非導電性物質の共存や錆等の強固な酸化物は除染効果を大きく阻害する。これらの阻害物質を持つ対象物を除染

第4表 酸性溶液中の標準酸化還元電位Eo

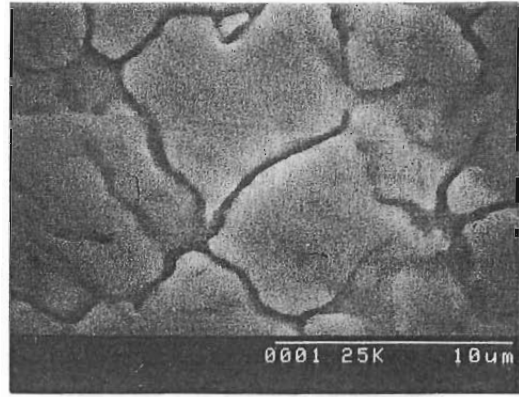
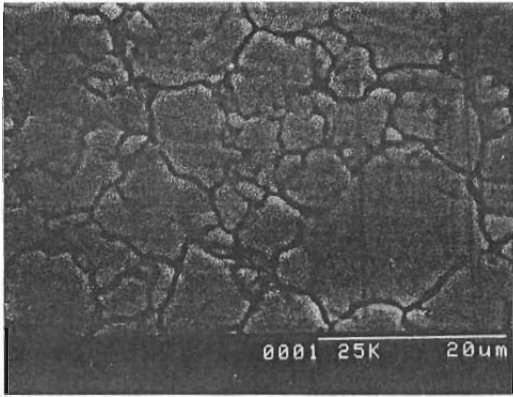
種別	反応	Eo[V]
核分裂生成物	$Cs^+ + e^- = Cs$	-2.92
同上	$Eu^{3+} + 3e^- = Eu$	-2.41
腐食生成物	$Co^{2+} + 2e^- = Co$	-0.28
ステンレス基材	$Cr^{3+} + 3e^- = Cr$	-0.74
同上	$Fe^{2+} + 2e^- = Fe$	-0.44
同上	$Ni^+ + 2e^- = Ni$	-0.25
	$H^+ + e^- = H$	0



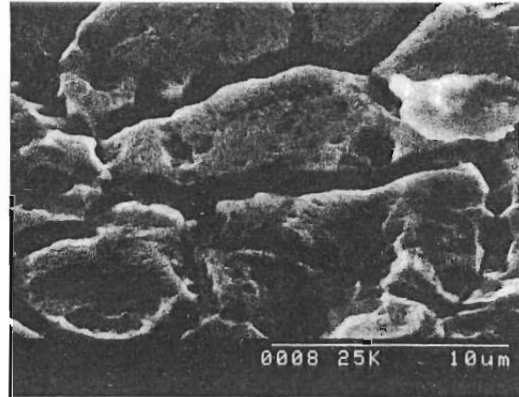
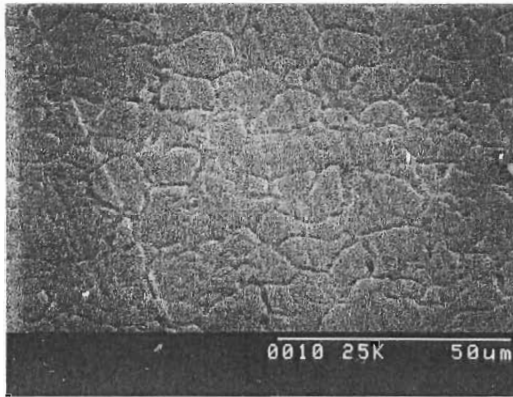
第11図 平均研磨厚(ART)とDFとの関係

する場合においては、アイスプラスト法等を粗除染として前後に活用すること等により、期待される除染効果的を得ることが可能であり、本除染法の適用範囲の拡大を図ることができる。

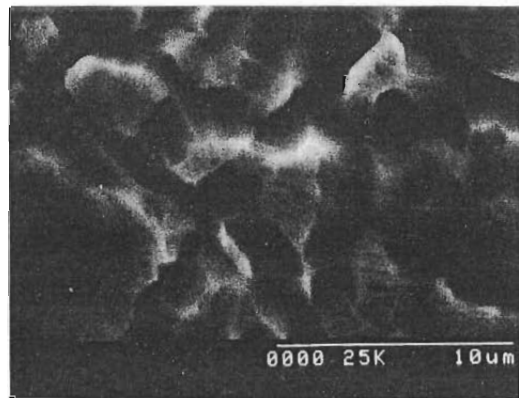
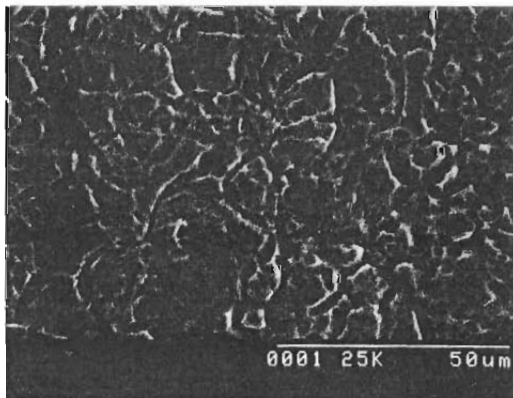
又、高い電流密度を得ることが難しく、表面に強固で安定な酸化被膜を有するAl製廃棄物を対象としたキャンペーン5では、試料表面の研磨(溶解)は重量変化から認められないものの主要汚染核種である¹⁵²Eu、



研 磨 前



研磨後 (平均研磨厚 $0.9 \mu\text{m}$)



研磨後 (平均研磨厚 $1.7 \mu\text{m}$)

写真1 硫酸系電解研磨によるSUS表面状況

^{127}Cs , ^{60}Co とも初期汚染量 $10^9\sim 10^{11}\mu\text{Ci}$ ($3.7\times 10^4\sim 3.7\times 10^6\text{Bq}$)オーダーから60分間の除染にて各々 $10^{-1}\mu\text{Ci}$ ($3.7\times 10^3\text{Bq}$)オーダーに低下しており、有意な除染効果が得られている。これは電解研摩が汚染核種(金属)自身に電気化学的作用を及ぼし、それらをイオン化し電解液中に移行させたものと考えられる。第4表にそれぞれの核種の酸性溶液中における標準酸化還元電位を表わす。標準酸化還元電位 E_0 は相対的な溶解反応性の優劣を考えるためには有益な知見であり、より低い E_0 を示す金属がイオン化し易いことを表わしている。

キャンペーン6では、硫酸系電解法での高い汚染効果を確認するために、比較的高汚染を示すSUS材について試験を行っている。

試験の結果からは、 $30\mu\text{m}$ 程度の平均研摩量から、最大24000のDFが得られ、本除染法の高い除染効果を認めることができた。

又、本試験でのARTとDFとの関係を先のキャンペーン1, 2の結果とともに第11図に示した。

これより、キャンペーン6により得られたARTとDFとの関係(Δ プロット)とキャンペーン1及び2で得られたARTとDFとの関係(\circ プロット)は、同一曲線上にあることを認めることが可能であり、5%硫酸系のEPにおいて、ARTとDFとの関係は初期汚染量が影響せず、明確な相関関係にあるとすることができる。

この相関関係は初期汚染量に応じた除染研摩目標値及び研摩条件を求める上で有益であるとともに、本除染法の除染メカニズムを考える上で重要である。現在統計的手法を用いた関係解析を他の除染手法との比較評価等を行うことを含めて実施している。このARTとDFとの関係から着眼すべき項目を以下(1)~(3)に記す。

- (1) ARTとDFの間には明確な相関性が認められる。
- (2) ARTとDFとの関係には初期汚染量が影響しない。

い。

- (3) あるART以上では、除染は完全に行われるという様な除染限界研摩量「しきい値」は存在しない。

4 おわりに

動燃大洗工学センター固体廃棄物前処理施設(WDF)にて開発実証中の除染技術開発のうち、アースブラスト法、電解研摩法の二手法について開発及びホット試験の現状を中心に報告した。今後はこれらの技術を核燃料サイクル施設等のデコミッションングに反映していくために、適用化研究、及びシステムエンジニアリング等とともに体系的な技術開発を進めていく計画である。

なお、次報では、劣化電解液の再生手法である電着再生法及びレドックス除染法の開発状況を報告する予定である。

参考文献

- 1) S. HAYASHI, et al "Experience in the Replacement of the Failed Acid Recovery Evaporator at the Tokai Reprocessing Facility", Specialist Meeting on Decommissioning Requirements in the Design of Nuclear Facilities, OECD/NEA March, 1980
- 2) M. SHIOTSUKI, et al "Decommissioning of Nuclear Fuel Facilities Technological Experiences and R&D", SPECTRUM '88, 1988
- 3) 嘉代甲子男他：原子力学会「1989年会」予稿集, K38(1989)
- 4) 大島博文他：“脱硝設備の解体撤去”，動燃技報No.70(1989)
- 5) 稲田栄一他：“固体廃棄物前処理施設(WDF)の運転実績”，動燃技報No.54(1985)
- 6) 一関強他：原子力学会「昭58分科会」予稿集, K1, K2(1983)
- 7) 塩月正雄他：原子力学会「昭62秋の大会」予稿集, M54(1987)
- 8) 広瀬：“ショットピーニング”，誠文堂新光社(1964)
- 9) “新しいガラスとその物性”，経営システム研究所
- 10) R. P. Allen, et al "Electropolishing As A Decontamination Process: Progress and Applications", USDOE Report PNL-SA-6858(1978)
- 11) 会川英昭他：原子力学会「昭58分科会」予稿集, K3(1983)
- 12) 立石嘉徳他：“電解研摩除染技術”，動燃技報No.58(1986)

原子炉の解体に関する除染技術

安中秀雄¹⁾／岩崎行雄²⁾

1 はじめに

就役を終えた原子力施設の廃止措置は、出来るだけ早期に解体を行うか、あるいは必要に応じて密閉管理や遮蔽隔離の措置を一定期間行ったのち解体を実施するいずれかの方法がとられるが、いずれにしても廃止措置に際しては、解体工程の段階に応じて必要とする解体前除染、解体撤去後除染及び建家コンクリート除染が計画実施される。

解体に際しての除染は、i)解体作業者の放射線被ばくの低減を図り、解体作業を行いやすくするために行う解体前除染。ii)解体された鋼構造物等の再利用、及び放射性廃棄物として処分される廃棄物容量の低減のために行う解体撤去後除染。iii)解体する建家の放射線管理区域指定解除、及び汚染コンクリート廃棄物容量の低減のために行う建家コンクリート除染の3つの汚染状態を異にする除染対象領域に大別される。

除染目標のDF(除染係数)は、それぞれの目的、除染による解体作業等の被ばく線量の低減効果、除染廃液処理作業における被ばく線量等々のバランスによって適切に決められるべきもので、一律に固定すべきものではない。

原子炉の解体に関連する除染技術は、運転供用中に必要とする除染技術と共通する部分もあるが、除染後の施設・設備等の健全性を保証する必要がないことから、ハードな除染条件あるいは除染方法を用いることが出来るため、供用中除染技術とは自ずと異なる技術開発が存在する。このため、解体除染技術の開発研究が各国において進められている。わが国においても、日本原子力研究所(以下、原研と呼ぶ)が動力試験炉(JPDR)をモデルとして原子炉解体技術開発を進めており、その技術開発の一環として解体除染技術の開発を行っている。

以下に、原研における解体除染技術開発の概況について述べる。

2 クラッドの性状と除染効果

2.1 一次冷却系クラッドの特徴

原子炉一次冷却系内の腐食生成物(クラッド)の性状は、一次系統構成材、水質条件及び運転履歴によって異なる。復水及び給水ラインにおいて発生したクラッドの一部は、原子炉内で放射化され一次冷却系内に付着しあるいは沈着して被膜を形成する。

一般のBWRの一次冷却系の主要な構成材はステンレス鋼と炭素鋼であり、PWRではインコネルとステンレス鋼である。また、一次冷却系の雰囲気は、BWRの場合は酸化性雰囲気であるのに対して、PWRの場合は水素添加による還元性雰囲気におかれている。

したがって、BWRとPWRのクラッドではその性状が大きく異なる。表1にBWRとPWRの一次冷却系及びクラッドの特徴を示す¹⁾。

BWRではクラッドの主成分は α - Fe_2O_3 及び Fe_3O_4 を主とした鉄酸化物であり、Feはそのほとんどが3価の状態にあるため、溶解除去を行うにはFeを3価から2価に還元して溶解しやすくするいわゆる還元溶解が主に用いられている。

一方、PWRのクラッドは鉄の他、ニッケル及びクロムを多量に含み還元性雰囲気であるために、マグネタイトやニッケルフェライト(NiFe_2O_4)の他、クロム酸化物(FeCr_2O_4 、 Fe_2CrO_4 、 NiCr_2O_4 等)がある。このクロム酸化物中のCrは、3価の状態にあって難溶性である。これを溶解除去するには可溶性の6価に酸化する必要がある。PWRクラッドのようにCr含有量の多いクラッドは、還元性薬品では溶解されにくいため、先に酸化剤でクロムを酸化して溶解・除去した後、還元溶解を行う二段階除染法が主に用いられている。

また、BWRでありながらクラッド中のクロム含有量が15~25%にも及ぶクロムリッチなプラントもあり、JPDRもその一つである。表2に実用炉PWR、BWR及びJPDRの一次冷却系統配管付着クラッドの金属元素組成を示す²⁾。

1) 日本原子力研究所 東海研究所 動力試験炉部解体廃棄物管理室長
2) 日本原子力研究所 東海研究所 動力試験炉部解体廃棄物管理室長代理

表1 BWRとPWRの一次冷却系およびクラッドの特徴¹⁾

炉 型		B W R	P W R
一 次 冷 却 系 の 特 徴	構成材料と接液面積比率(%)(燃料棒を含む)		
	ジルカロイ	40~44%	25~28%
	ステンレス鋼	38~42%	4~6%
	インコネル	1%以下	65~70%
炭素鋼	16~20%	-	
その他の合金	-	1%以下	
冷却材性状			
添加物	純水 酸素添加する場合あり	硝酸添加 水酸化リチウム添加 水素添加	
pH	5.6~8.6	4.5~10.2	
液性	酸性性	還元性	
冷却材容量(1000MWeの場合)			
一次冷却材	400m ³	350m ³	
炉心流量	800m ³ /min	1,000m ³ /min	
給水量	100m ³ /min	-	
浄化系流量	1m ³ /min	0.3m ³ /min	
炉水温度(炉心出口)	287℃	325℃	
ク ラ ッド	化学組成比		
	Fe	80~90%	20~40%
	Ni	7~10%	25~60%
	Cr	1~10%	15~45%
形 態 (腐食生成物)	外 層	α -Fe ₂ O ₃ (主成分) Fe ₃ O ₄ NiFe ₂ O ₄	Fe ₃ O ₄ (主成分) NiFe ₂ O ₄ FeCr ₂ O ₄
	内 層	Fe ₃ O ₄ (主成分) α -Fe ₂ O ₃ NiFe ₂ O ₄ FeCr ₂ O ₄	FeCr ₂ O ₄ Fe ₂ CrO ₄ NiCr ₂ O ₄

表2 異なる原子炉プラントのクラッド中の金属元素組成²⁾

試 験 片	金属含有率 ($\mu\text{g}/\text{cm}^2$)	組 成(%)				放射能 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)
		Fe	Cr	Ni	Co	
実用PWR(RTD, 2"炉)	690	59.7	22.1	16.3	0.29	5.8
実用BWR(浄化系, 6"炉)	990	75.0	10.2	12.8	0.32	4.8
JPDR(浄化系)	714	47.3	24.4	27.9	0.01	0.062
JPDR(強制循環系)	400	64.4	12.2	21.2	0.34	0.025

2.2 クラッド中のクロム含有率と除染係数

JPDRの原子炉水浄化系から採取した汚染配管試料付着クラッドの組成は、およそFe:47%, Ni:28%, Cr:24%となっており、NS-1あるいはLND-101Aのような還元性除染剤では、高い除染効果は得られないことがわかった。

クラッド中のクロム含有量の異なる汚染試験片に対する種々の除染法の除染効果を比較すると、図1に示すようになる。また、この場合の各除染法の除染条件

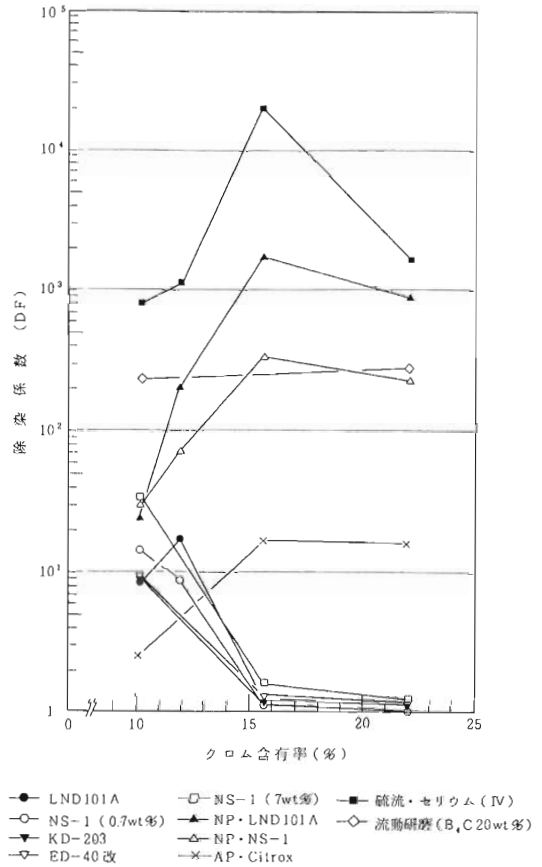


図1 クラッド中の金属元素にしめるクロム含有率と各除染法による除染係数²⁾

を表3に示す。

試験No.1~5の還元除染法は、Cr含有率がほぼ12%以下においてDF:10程度の除染効果を示すものの15%以上においては、ほとんど除染効果がなくなる。しかし、これらの除染法も酸化前処理(NP酸化前処理あるいはAP酸化前処理)を行った後還元除染を行う二段階除染では、高Cr含有クラッドに対しても除染効果が顕著に改善されている(試験No.6~8参照)。試験No.10は12時間の除染の結果を示しているが、Cr含有率に係わりなく高い除染効果を得ている。除染時間を更に延長すれば、するだけ、除染効果のグラフは、上方に平行移動するものである。

3 解体前除染

解体前除染には、原子炉一次系統除染及び燃料プールや廃液貯留タンク等の除染があり、化学除染が主体となる。

表3 各種除染法の比較試験の除染条件一覧表²⁾

試験No.	除染法		除 染 条 件				除染法区分	備 考			
			除染剤(研磨材)	濃 度	温度(℃)	時間(h)					
1	NS-1 (dil)		NS-1	0.7wt%	120	24	化学的還元除染法				
2	キャンデコン		LND-101A	0.1wt%	120	24					
3	エバラデコン		ED-40改	2.0wt%	120	24					
4	クリデコン		KD-203	0.1wt%	120	24					
5	NS-1		NS-1 (conc.)	7.0wt%	120	100					
6	NP / NS-1 (dil)	NP	KMnO ₄ HNO ₃	1 g/ℓ 5 g/ℓ	120	6	化学的酸化前処理 プラス 還元除染法	腐食性大			
		還	シュウ酸	1.42 g/ℓ	60	0.75					
		除	NS-1	0.7wt%	120	24					
7	NP / キャン デコン	NP	KMnO ₄ HNO ₃	1 g/ℓ 5 g/ℓ	120	6		化学的酸化前処理 プラス 還元除染法	腐食性大		
		還	シュウ酸	1.42 g/ℓ	60	0.75					
		除	LND-101A	0.1wt%	120	24					
8	AP / Citrox	AP	KMnO ₄ NaOH	32 g/ℓ 105 g/ℓ	105	4			化学的酸化前処理 プラス 還元除染法	腐食性大	
		Ci	シュウ酸 クエン酸第二アンモン 硝酸第二鉄 ジエチルチオ尿素	25 g/ℓ 50 g/ℓ 2 g/ℓ 1 g/ℓ	85	48					
9	レドックス		硫酸 硫酸第二セリウム (Ce(IV))	14.5 g/ℓ 2.06 g/ℓ (4.8mmol)	80	48				化学的酸化除染法	腐食性大
10	流動研磨		B ₄ C(炭化ホウ)	20wt%	常温	12				機械的除染法	

NS-1 : ニュークリア・ソルベント-1(ダウ・ケミカル社)
LND-101A : キャンデコン用除染剤(ロンドン・ニュークリア社)
ED-40改 : エバラデコン40改良型除染剤(エバラ工業洗浄社)
KD-203 : クリデコン203除染剤(クリタエンジニアリング社)
NP : Nitric acid Permanganate(硝酸・過マンガン酸カリウム水溶液), 酸化剤
AP : Alkaline Permanganate(アルカリ・過マンガン酸カリウム水溶液), 酸化剤
Ci : Citrox(シトロックス)還元除染剤
レドックス : 硫酸・セリウム(IV)除染法

これまでの化学除染は主として供用中の除染として開発されたもので、原子炉の保守、点検時の作業者の放射線被ばくの低減化を図るものである。したがって除染による一次系構成材料の腐食、損耗、機器の性能劣化、更には再汚染等の除染後効果を十分考慮するものであり、除染条件は比較のおだやかなものである。

これに対して解体のための除染ではプラントの復旧を前提としないため、構成材料の腐食や損傷への配慮が大幅に軽減されることから、高DFを得るために用いる除染剤、除染条件、除染方法の選択の範囲が広げられ、独自の除染法の開発や、既存の除染法の改良開発が可能である。

3.1 解体前系統除染法

解体前系統除染を行うに際しては、系統構成材、クラッド性状等を考慮して除染効果が高く、除染廃液の処理が容易で、一連の作業の円滑化と効率化の図れる除染法を選択する必要がある。また、解体前系統除染の場合の除染目標は、実用炉の一次冷却系の汚染レベルを考慮して、DF=500を目標とする。

3.1.1 既存除染法の改良技術

-NP/NS-1 (dil)除染法-

PWRやBWRの一部の系統での放射性腐食生成物(クラッド)ではCr含有量が高く、還元反応を用いる除染剤では十分なDFを得ることが非常に困難である。

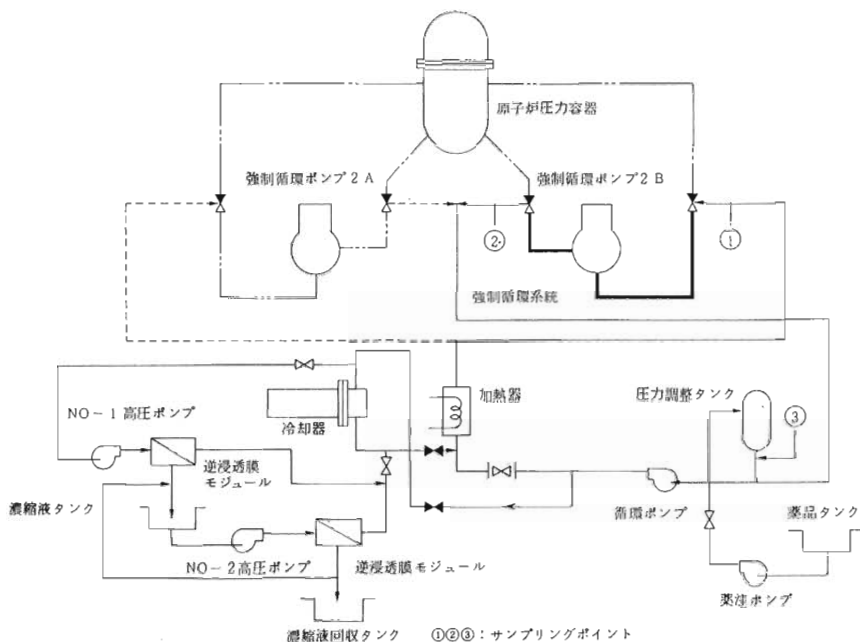


図2 NP/NS-1 (dil) 除染法のJPDR一次系統除染システム概要図^{2), 3)}

表4 NP/NS-1 (dil) 除染法の系統除染条件と除染結果²⁾

酸化前処理条件	酸化前処理剤	NP(硝酸, 過マンガン酸カリウム)
	濃度	0.6wt%
	温度	~120℃
還元除染条件	濃度	NS-1
	濃度	0.7wt%
	温度	~120℃
廃液浄化処理法	時間	24h
	時間	6h
廃液浄化処理法	逆浸透法	
除染結果	除染係数	90~740(平均520)
	発生廃棄物	濃縮廃液, 膜モジュール

これについては、酸化前処理を行った後、通常の還元除染を行うマルチステップ除染法が、かなりDFを改善出来るが、廃液の発生量が多くなる欠点があるため、廃液発生量を抑える工夫が必要となる。

還元除染法の代表的なNS-1 除染法の改良において、①DFを高めるため除染プロセスには硝酸・過マンガン酸カリウム(NP酸化処理法)による酸化前処理を加えて、NS-1 除染法と組合せる2段階除染法を選択した。②二段階法の欠点である大量の廃液の発生を抑制するため除染廃液の系内浄化に逆浸透処理法を

採用し、除染プロセスが連続的に円滑に行えるように除染システムの改良を図った。

図2にJPDR一次系統の一部に適用したNP/NS-1 (dil) 除染法の系統除染システムの概要図を、表4に除染条件等を示す。系統除染の結果は、DF90~740。平均的にはほぼ500を得ている。発生廃液は、酸化前処理及び除染に使用した液量の10%以下の濃縮廃液を回収した。

3.1.2 硫酸セリウム(IV)を用いるレドックス除染法^{2), 4)}

BWR, PWRにかかわらずCr含有量の多いクラッドに対する除染は、従来酸化前処理でCrを溶解し、引き続き未溶解のFe酸化物及びNi酸化物を還元溶解する二段階法がとられているが、除染工程が複雑になり、除染廃液量も増える欠点がある。

原研では、Ce(IV)の強い酸化力によりCr含有量の多いクラッドに対しても一液処理で高DFを達成出来る、硫酸セリウム(IV)溶液を用いるレドックス除染法を開発した。

除染プロセスの基本的フローを図3に示すように、工程は除染工程と廃液処理工程の二つに大別される。除染剤溶液の流れは図の上から下方へ連続的になっており、途中での除染剤の追加あるいは交換等の操作を必要としない。図中の二重の枠は除染剤及びの廃液を

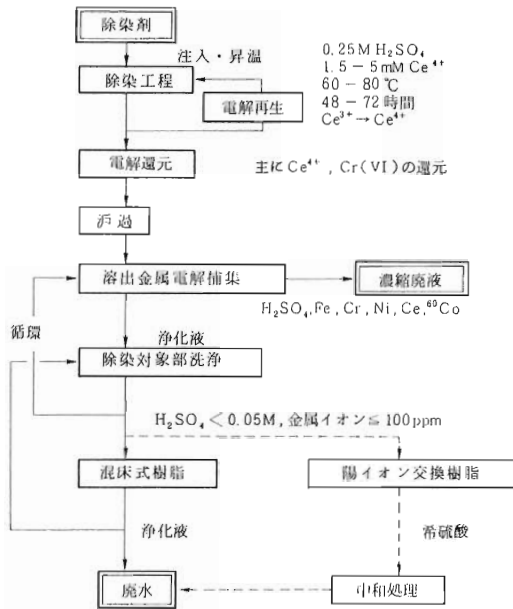


図3 硫酸-セリウム(N)系化学除染プロセス4)

示し、一重の枠は各操作を示す。

除染工程では除染剤の酸化溶解能力を一定に維持するために電解再生を行い、 $(Ce^{4+}/Ce^{3+}) < 1$ に制御する。除染終了後、除染液の電解還元を行い廃液処理

表5 硫酸-セリウム(N)法の系統除染条件と除染結果4)

除染条件	除染剤濃度 温度 時間	$H_2SO_4 + Ce^{4+}$ 0.25mol 2 mol 70~80°C 106 h
除染剤再生法	電解再生法	
廃液浄化処理法	電気透析法 イオン交換樹脂	
除染結果	除染係数 発生廃棄物	300~1,200(平均900) 濃縮廃液, 再生希硫酸, イオン交換樹脂, イオン交換膜, カートリッジフィルタ

工程に移る。廃液処理は電気透析槽を用いて硫酸と金属イオンの濃縮回収を図り、希薄溶液に達した段階で混床式樹脂で廃液を浄化する方法である。

図4にJPDR一次系統の一部に適用した硫酸-セリウム(N)を用いるレドックス除染法の系統除染システムの概要図を、表5に除染条件等を示す。系統除染の結果は、DF300~1200、平均的にはほぼ900を得ている。発生廃棄物はイオン交換樹脂、イオン交換膜とカートリッジフィルタの固体状で、液体は濃縮廃液と再生希硫酸を回収した。

3.1.3 流動研磨除染法²⁾

解体前系統除染の場合、必ずしも化学除染であ

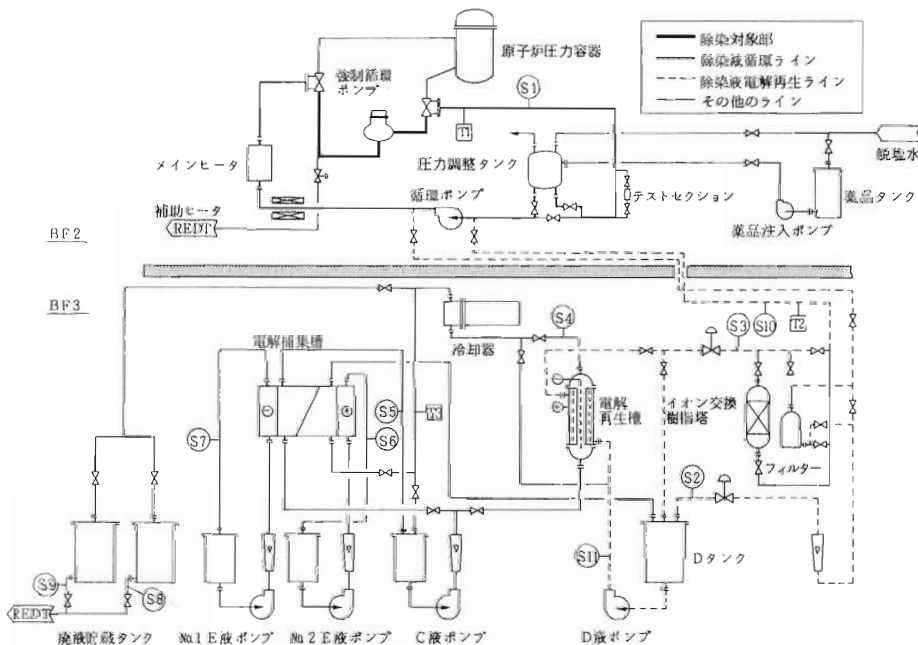


図4 硫酸-セリウム(N)法のJPDR一次系統除染システム概要図^{2), 3), 4)}

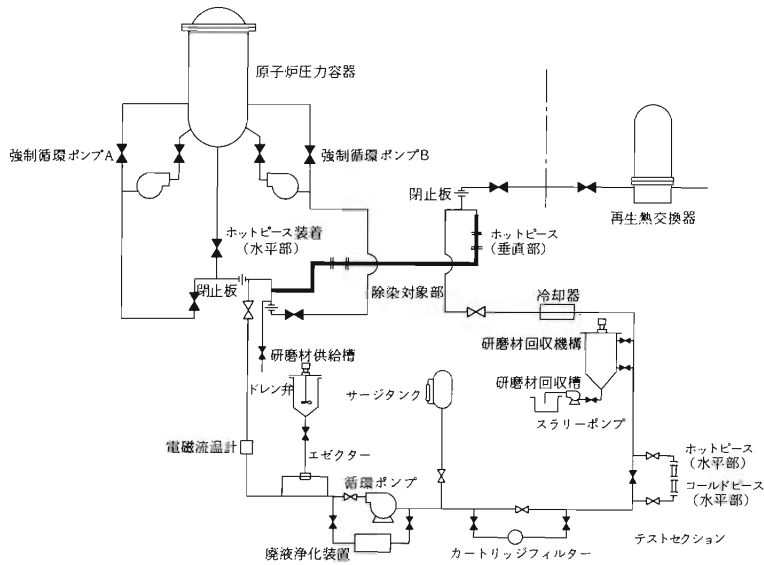


図5 流動研磨除染法のJPDR一次系統除染システム概要図²⁾, 3)

る必要はなく、クラッド中のCr含有量に係りなく、クラッドを機械的研磨作用によって除染を行うことも可能であって、常温の系統循環流水中に選定した研磨材の微粒子を混入し、規定流速以上に懸濁流動させて、クラッド付着面を流動粒子による機械的研磨作用によって除染を行う流動研磨除染を開発した。

この除染法の特徴は、除染時間と流速により除染目標(DFの値)を任意に決めることが出来、循環ポンプを途中で止めて除染を断続的に行うことも可能であり、クラッド中のCr含有量に関係なく高いDFが得られるばかりでなく、除染廃液の処理がフィルタ汚過のみで容易に出来ることである。

流動研磨除染法をJPDRの一次系統の一部に適用した系統除染システム概要図を図5に、除染条件等を表6に示す。系統除染の結果は、DF200~1660、平均的に1100が得られた。除染廃液は、フィルタの使用によ

表6 流動研磨除染法の系統除染条件と除染結果²⁾

除染条件	研磨材添加濃度	ボロンカーバイド微粒子 20wt%
	流速	4.8~6.7 m/sec
廃液浄化処理法	温度	室温
	時間	35 h
除染結果	除染係数 発生廃棄物	200~1,660(平均1,110) 研磨材, スラッジ, フィルタ

る汚過のみでも十分浄化出来、発生廃棄物は、スラッジ、フィルタ及び使用済研磨材である。

3.2 燃料プール・廃液貯留タンク等の解体前除染

燃料プールや廃液貯留タンク等の解体前除染に用いる除染法は、主として高圧水ジェット洗浄法や、ストリップャブルコーティング除染法等が適用される。

高圧水ジェット洗浄法は、広い平面や比較的単純形状表面に付着している汚染を高圧水の衝撃力で、除去する方法である。

また、ストリップャブルコーティング除染法は、エマルジョン塗料の中にキレート剤等の除染剤を配合した剥離性塗料を汚染面に塗布し、塗膜中に汚染を取り込んで固定した後、塗膜を剥し取ることによって除染することが出来る。高圧水ジェット洗浄廃水は汚過することによって浄化され、剥離した塗膜は焼却等によって処理が容易である。

これらの除染目標は、除染終了後における解体作業域の線量当量率を約0.2mSv/h以下とすることである。

4 解体撤去後除染³⁾

発電炉の解体に伴い発生する金属廃棄物の量は、例えば110万kWのBWRやPWR原子力発電施設の場合4~5万トン程度であり、このうち約1万トンの放射性金属廃棄物は、表面汚染したものである。これらの殆どは、表面除染により除染が可能であり、放射性廃棄物量の低減とともに、資材の有効利用にもつながる

表7 各種電解液の特徴

電解液	除染面の状況	液寿命	電解液持出し量 ¹⁾	水洗性	用途・目的
高濃度リン酸	鏡面光沢	金属イオン温度 約50~70g/ℓ	液の粘性が高く、持出し量多い。 (約0.01cc/cm ²)	粘性膜を生ずるので水洗性が悪い。	再利用を目的とした除染。
希薄硫酸	失光沢 (エッチング状)	金属イオン濃度 約20~30g/ℓ	リン酸に比べ持出し量少ない。 (約0.005cc/cm ²)	水洗しやすい。	廃棄物の除染。
中性塩	失光沢 (エッチング状)	液成分が消費されないため、寿命は長い。	持出し量は少ないが金属水酸物の持出しがある。	水洗しやすい。	廃棄物の除染。

注 1) 除染対象物によって水洗槽へ持出される電解液の量

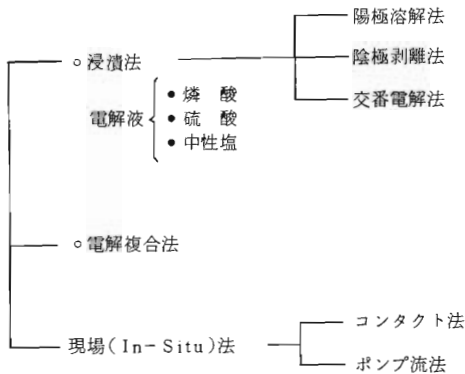


図6 電解除染法の分類

ものである。

解体撤去後除染の究極的な目標は、この汚染鋼材を徹底除染して無拘束再利用化あるいは限定再利用化を図ることにあるが、解体撤去後除染では、汚染測定管理を含めた除染コストを除染しないで廃棄物処理・処分する場合のコストとのバランスで評価される。

経済的な資源再利用化に向けて、最適な解体撤去後除染技術として位置づけられるものに、①電解除染法と、②浸漬槽による化学除染と、③グリッドブラスト除染があげられる。これらの3つの除染法の概要を以下に述べる。

4.1 電解除染法³⁾

電解液の中に浸した除染対象物を陽極として、直流電流を流して除染対象母材金属を溶出させると同時に除染対象物表面に付着している放射性物質を取り除く

方法である。

電解除染法は、適用の仕方によって図6のように分類することが出来る。また、電解液にはリン酸(70%以上)あるいは硫酸(10%以下)が通常用いられるが、この他に硫酸ナトリウム水溶液等の中性塩を用いる場合がある。

表7に各種電解液の特徴を示す。リン酸による除染では、平滑で光沢のある表面が得られるが、粘性のある高濃度液のために除染終了後の水洗性が悪く、また、廃液処理も容易ではない。

希硫酸による除染では、除染面は梨子地状となるが除染終了後の水洗がしやすく、廃液処理も比較的容易である。

中性塩溶液による除染では、希硫酸と同様に水洗、廃液処理のいずれも容易であるが、炭素鋼に対する除染効果が低いという難点がある。

電解除染は、金属表面を溶解させることから、時間的な経済性を無視すれば、まさに、完璧な徹底除染技術として位置付けられる。しかし、除染に要する時間は、除染コストに大きく影響を及ぼす経済因子である。実際の汚染配管等の電解除染で、材質の違いや、汚染状態の相異、とくに粒界腐食の深さの相異等により、短時間で除染が完了するものと、汚染レベルが4 Bq/cm²(10⁻⁴μCi/cm²)位までにはすぐ到達するが、0.4 Bq/cm²(10⁻⁵μCi/cm²)以下は容易に下がらずに長時間を要するもの等がある。

図7に、除染対象材質及び電解液の違いによる除染効果の比較を示す。

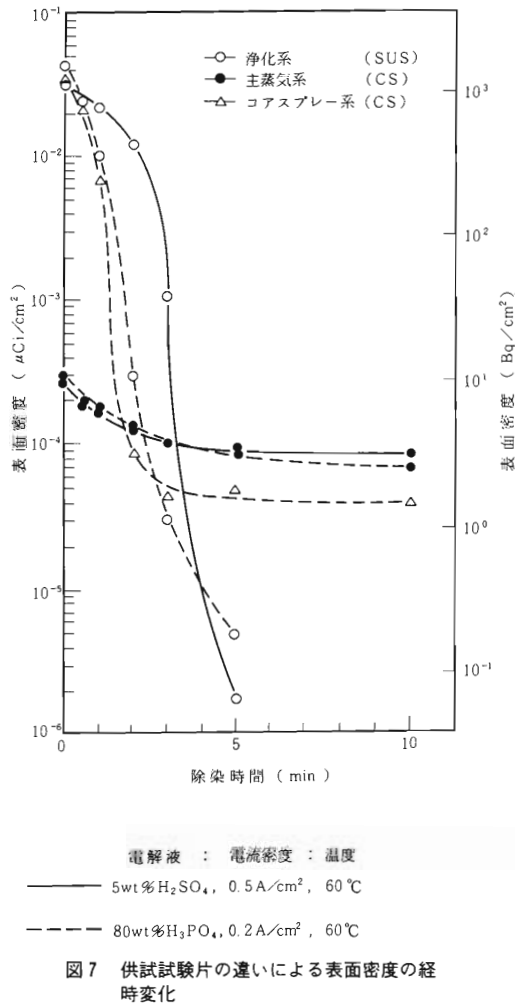


図7 供試試験片の違いによる表面密度の経時変化

4.2 浸漬化学除染法

撤去した汚染機器類を化学除染液に浸漬し、化学除剤によって機器表面に付着したクラッドを溶解させて除染を行う方法である。

除染対象物の材質、汚染状況によって除染剤を選択することが出来るために、高い除染効果が得られる。

また、除染装置を腐食性の材料で製作することにより、金属の溶解力の強い薬品を除染剤として使用することが可能で、強力な酸化還元反応を用いるレドックス除染が効果的であり、硫酸-セリウム(IV)法(原研)、硝酸-セリウム(IV)法(東芝)が有力である。

浸漬化学除染は、超音波を併用する場合に特に除染効果が顕著になる。

4.3 グリッドブラスト除染法

ポンプで加速した高速流体に研磨剤を混入し、ノズ

ルの小さい穴から噴射して汚染面に衝突させ、その衝撃力で付着しているスラッジあるいはスケール等を除去する方法である。

グリッドブラスト除染は、高圧噴射流体と研削微粒子がともに回収再利用出来るタイプのものが望ましい。それには高圧噴射流体に溶剂を用いる溶剂噴射型グリッドブラストが効果的で、除染による二次廃棄物の発生量をきわめて少量に抑えることが出来る。溶剂噴射流体を用いる場合、油性汚染に対しては溶剂除染として利用出来、また、比重が1より大きい溶剂を噴射流体に用いる場合、水噴射の場合より研削微粒子の加速効果が大きく、除染効果が高くなる。

解体撤去後除染では、除染目標にDF>10⁴を設定することもさして困難ではない。

5 建家コンクリート表面除染

110万kWの大型原子力発電施設の解体の場合、内部まで放射化されている生体遮蔽コンクリート部を除いた建造物のコンクリート量は、およそBWRで16000 m³、PWRでは11000 m³もある。建家の床、壁等の汚染を除染しないでそのまま建家を解体すると、この膨大な量の放射性汚染廃棄物を生ずる。建家解体前に床や壁等の汚染しているコンクリート表面を除去すれば、汚染コンクリート廃棄物量は、およそ1/50~1/200に減量することが出来る。また、全て除染した後の建家の解体は、一般のビル等の解体工法を利用することが可能となり、解体作業が容易に、迅速に行えるため経済的にも、安全上にも大きなメリットを生ずる。

コンクリート面の汚染は、床等が汚染水等で汚染していた場合でも、コンクリート汚染の大部分は表面層3~5 mm位までで、たとえ浸透が大きくてもそのほとんどの場合、1 cm前後程の表層部にとどまっているものである。そこで、コンクリートの汚染表面層を5 mmあるいは、2 cm位の深さに剥離除去出来れば良いと考えられる。

コンクリート表面除去法には、水ジェット等の洗浄法は用いないで、あくまでも乾式機械的にコンクリートの表面層を剥離する方法が推奨される。

コンクリート表層の除去技術としては、一般の建築・土木工事で用いられてきている工法の応用がある。たとえば、スクャブラ、小型ブレーカ、ブレーナ等で、これらの工具に破砕片回収及び粉じんの飛散防止回収用の真空吸引装置を組合わせて使用する。この他、米国ではドリルアンドスポーラ、高圧水ジェット及びスクャブラが実際の除染に用いられており、また

表8 コンクリート表面除染各工法の比較一覧表^{3), 5)}

項目	マイクロ波	ドリル&スポーラ	小型ブレーカ	スキャブラ	ブレーナ	スチールショット	
適用場所	水平面, 垂直面, 広い室内の作業に適	水平面, 垂直面, 局所的な除去に有効	水平面, 垂直面, 入隅全てに使用可能	水平面(垂直面は3WCD) 広い方が良い	水平面 広い方が良い	水平面, 垂直面隅狭い場所にも可	
破碎深さ	15~40mm	10~25mm	5mm以上	3~30mm	2~10mm	1~5mm	
破碎効率 (㎡/hr)	1.8~2.0 (深さ) 20~30mm	1.4~2.0 (加力ピッチ) 20cm	2.5~3.0 (深さ) 5~10mm	7.0~7.5 (深さ) 約7mm	4.0~6.0 (深さ) 4~6mm	0.5~0.7 (深さ) 3~4mm	
破砕片の粒径	最大20mm程度 5~20mmが 80%以上	最大半径10cmの扇形 20mm以上が 90%以上	最大20mm程度 2~20mmが 80%以上	最大12mm程度 0.2~3mmが 70%以上	最大3mm程度 0.05~1mmに 均等に分布	最大1mm程度	
粉塵	回収有	数mg/㎡	微量*	数mg/㎡	数mg/㎡	微量	50~100mg/㎡
	回収無	150~200 mg/㎡	20~30 mg/㎡	200 mg/㎡	900 mg/㎡以上	700~800 mg/㎡	大量
備考		*ドリル削孔時のみ		クロスビット スキャブラU 7の値を示す		二次廃棄物が, 破砕体積の6~11倍 (重量で20~40倍)	

西独ではコンクリートの汚染表面を火焰で焙って破碎するフレームスカーフィング法を開発している。

我が国では、原研が開発しているマイクロ波照射法⁵⁾の他にスチールショットブラスト法やミリングカッタ⁶⁾を用いるクリーンカッタ等が開発されている。原研ではこれらの方法に加えて、スキャブラ、小型ブレーカ、ブレーナ及びドリルアンドスポーラ等についても、コンクリート表面除去法としての適用性の検討を行っており、それぞれが一長一短の特徴を有している。

コンクリートの表面層を3~5mm位に浅く削り取るのに適しているのは、クリーンカッタ(ミリングカッタ)、ブレーナ及びスキャブラであり、コンクリート表面層を2cm以上の深さに破碎剥離するのに適しているのは、マイクロ波照射法、ドリルアンドスポーラ及び小型ブレーカである。

また、床に対しては、どの方法も適用出来るが、壁面にも容易に適用出来るものは、マイクロ波照射法、ドリルアンドスポーラ、クリーンカッタ、スチールショットブラスト法、スキャブラ及び小型ブレーカである

が、天井スラブ面に容易に適用出来るものは、マイクロ波照射法、スチールショットブラスト法等ごく限られたものとなる。

表8にこれらの工法の比較一覧表を示す。また、汚染コンクリートの表面除去法としてのシステムの例を、図8に示す。

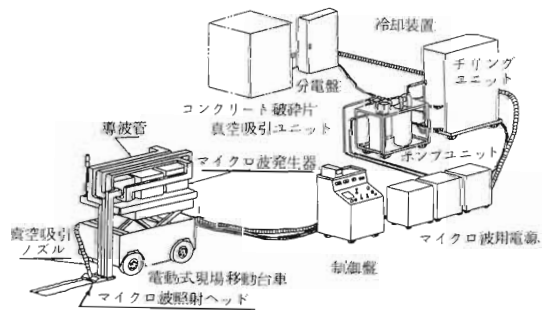


図8 原研で開発したマイクロ波照射コンクリート表面破碎除染装置

6 ま と め

(1) 化学除染法による除染効果は、除染対象システムのクラッド中のクロム含有量によって差が生ずる。また、原子炉プラントの一次冷却システム内クラッドの性状は、一次冷却システム構成材、水質条件及び運転履歴によって異なるので、解体前システム除染に当っては除染対象システムのクラッドの特性を調査する必要がある。可能ならば、汚染配管を切り出してクラッドの分析及び除染ラボ試験を行い、除染効果を確認することが望ましい。

(2) 還元性除染剤のみの化学除染では、クラッド中のクロム含有率がおよそ12%まではDF:10程度の除染効果が得られるが、クロム含有率がおよそ12%より高くなると除染効果はなくなる。クロム含有率がおよそ12%以上のクラッドに対しては、還元性除染剤を主成分とする希薄液除染法あるいは濃厚液除染法による除染に先立って酸化前処理を施せば高い除染効果が得られる。

また、強力な酸性除染剤である硫酸セリウム(N)を用いるレドックス除染法では、一液除染であってもクロム含有率の高いクラッドに対して極めて高い除染効果が得られる。

一方、研磨材微粒子の機械的な研削によりクラッドの剥離を行う流動研磨除染法では、クラッド中のクロム含有率の大小にかかわらず除染時間とともに任意の高い除染効果を得ることが出来る。

(3) 撤去後除染の電解除染法、浸漬化学除染法及びグリッドブラスト除染法は、それぞれの欠点を長所で相互に補完し合う位置関係にある。即ち、電解除染は配管等の単純形状のものについては、短時間に究めて効果的に除染出来るが、複雑な形状や特にすき間や溝、細孔のあるもの、及び汚染部分に油や塗膜等の付いているものの除染は困難あるいは不可能である。これに対して、浸漬化学除染は、すき間や溝、細孔等のある複雑な形状のものに対しても除染が可能であるが、除染時間が長いことと、塗膜や油汚れのあるものの除染が出来ない欠点がある。グリッドブラスト除染

は、微粒子研磨材を吹き付けて汚染面を機械的に研削して除去する方法であるので、塗膜や油汚れ、あるいは固くこびり付いた汚染面の除染に適用出来るが、入り組んだ複雑形状面やすき間、溝、細孔等には除染困難であり、単純形状であっても電解除染ほどの短時間除染は出来ない。

以上のようなことから、この三つの除染方法は、解体に伴って発生する様々な金属廃棄物の解体撤去後除染に必要な最少限の組合せである。

(4) コンクリートの除染は、表面層を3mm位の厚さに削り取れば除去出来る表面汚染が大部分である。このような所の除染には作業能率の高いブレーナ、クリンカッタあるいはスクャブラ等が適するが、浸透汚染のあるところでは、2~3cm位の深さに剥離出来るマイクロ波照射法等が適している。

また、汚染は床のみならず、場所によって壁あるいは天井や階段等もあり、それぞれの除染対象部の形状に合わせて、いくつかの工法を組み合わせることが必要になると考えられる。

参考文献

- 1) 安中秀雄：“除染技術の現状と各種除染法”，石博顯吉監修，原子力施設における除染技術，p.p.75-110，(株)テクノ・プロジェクト，1984
- 2) E. Tachikawa, H. Yasunaka, T. Suwa, T. Gorai and M. Kawasaki: Research and Development on LWR System Decontamination. -Mechanical and Redox -Decontamination Method, 1988 JAIF Int. Conf on Water Chem. in Nuclear Plants, Proceedings Vol.2 p.p. 443-448, Tokyo, 1988
- 3) 立川圓造，安中秀雄：原研の原子炉解体技術開発(2)，Ⅲ 原子炉解体技術開発の現状2，原子炉解体関連除染技術：原子力工業，第32巻，第6号 p.p.65-72, 1986
- 4) 諏訪武他：硫酸セリウム(N)溶液を用いた原子炉解体用化学除染法の開発-JPDR強制循環系における実証試験 -日本原子力学会誌，Vol.30, No.11, p.p.1020-1029, 1988
- 5) H. Yasunaka, et al.：“Microwave Irradiation Technology for Contaminated Concrete Surface Removal.” Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, Vol.1, p.p.280-289, Chapman and Hall(London), 1988
- 6) N. Funakawa, et al.：“New Method for Decontamination of Concrete with Milling Cutter.” Proceedings of 1987 International Decommissioning Symposium, Vol.2, p.p. iv-217-229, Pittsburgh, 1987

JRR-3 原子炉一括撤去

大西信秋¹⁾／鈴木正則²⁾
長瀬哲夫³⁾／渡辺守成⁴⁾

1 はじめに

茨城県東海村にある日本原子力研究所(以下「原研」と略記)の研究炉JRR-3 (Japan Research Reactor No. 3)は別名「国産1号炉」とよばれているように、燃料及び減速材・冷却材の重水以外をすべて国内で製造した最初の研究用原子炉である。写真-1にJRR-3 外観、写真-2に稼働中の炉室内状況を示す。

JRR-3は、1962年初臨界に達したのち累計運転時間47135.5時間、出力量累計419073.5MWHの実績を残し1983年に原子炉を停止した。

その間、ビーム実験、燃料材料の照射及びRI生産等の大型利用施設として原研の内外の利用者に広く活用されてきたが、最近の利用者のニーズに充分こたえられず、性能向上と利用拡充を図ることが重大な課題となっていた。

研究炉の利用拡大と利用技術の進展に対処するため1980年にJRR-3の改造を骨子とした「研究炉整備計画」が原研で策定され、現在この計画に沿って改造工事が進められている。1990年には、改造炉が臨界に達する予定である。改造計画では、原子炉を撤去した跡に、まったく炉型の異なる原子炉を設置する。国内では最初の大型冷中性子源装置が設けられる等最新技術や装置が採り入れられており、高性能の汎用研究炉として甦るものと期待されている。図-1にJRR-3改造炉の概略図、表-1に新旧原子炉の緒元を示す。

本稿では、旧原子炉本体の撤去について、その工事方法及び工事結果について述べるものである。

2 原子炉本体の撤去工法

原子炉本体の撤去方法には、大別して、コンクリート及び炉内構造物等を切断して細分割し、容器に詰めて保管廃棄する工法と、一括して取り出し保管廃棄する工法がある。さらに後者は、①潜函工法、②一括搬出工法、③炉直下ジャッキウ工法、④横移動ジャック



写真-1 JRR-3 外観

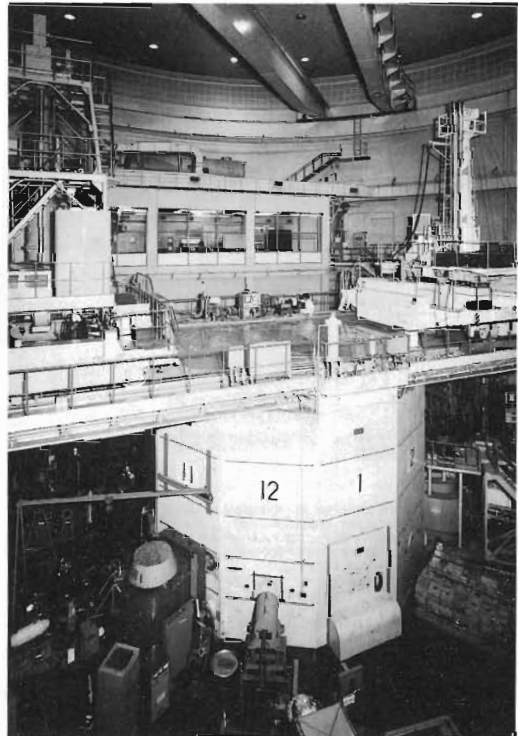


写真-2 撤去前JRR-3 原子炉

1) 日本原子力研究所 東海研究所 研究炉管理部 研究炉開発室長
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 施設管理グループリーダー
3) 清水建設株式会社 原子力本部 技術部長
4) 清水建設株式会社 原子力本部 技術部 課長

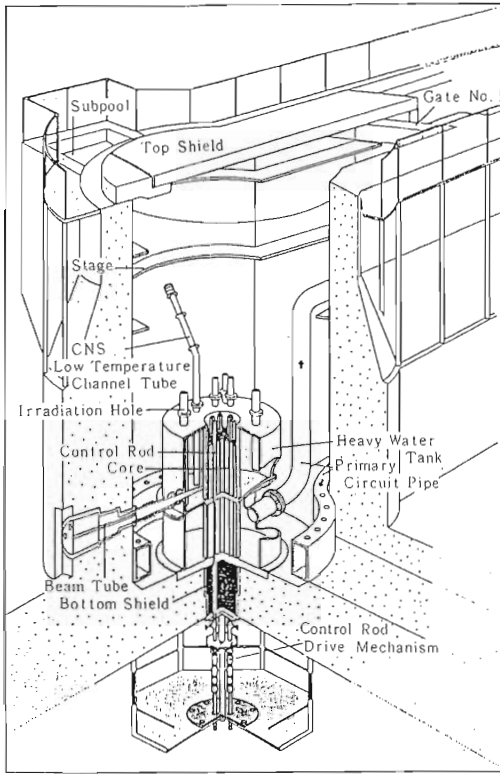


図-1 JRR-3改造炉の概略図

表-1 JRR-3新旧原子炉の諸元

名称	現 状	改 造 後
炉 型 式	重水減速重水冷却 黒鉛反射体タンク型	軽水減速、軽水冷却 重水反射体付プール型
熱 出 力	10MW	20MW
最大熱中性子束	約 3×10^{13} n/cm ² ·sec	約 2×10^{14} n/cm ² ·sec
炉 心 形 状	円柱(約260cmφ×210cmH)	円柱(約60cmφ×75cmH)
燃 料	1.5%濃縮UO ₂ ペレット (4本クラスター型)	20%濃縮U-A1分散型板状 (MTR型)
制 御 棒	カドミウム吸収体(円筒型)	ハフニウム吸収体(箱型)
水 平 実 験 孔	4本	9本(中性子導管5本)
ビーム実験装置	4基	18基
ループ装置	極低温度照射装置 1基	冷中性子源装置 1基
照 射 設 備	垂直孔 5本	垂直孔 16本
	気送管 3本	気送管 3本
		水カラビット 2本

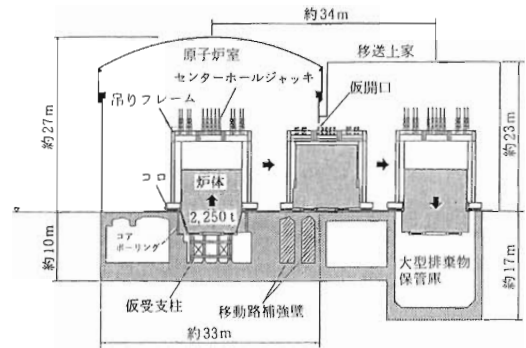


図-2 JRR-3原子炉一括搬出工法の概略

表-2 各種撤去工法の比較

	1. 潜函工法	2. 一括搬出工法	3. 炉直下ジャッキダウン工法	4. 横移動ジャッキダウン工法	5. 火薬解体工法	6. ジャイアントブレーカー工法
工法説明図						
工法の特徴	<ul style="list-style-type: none"> 炉心部と生体遮蔽体および炉体支保壁を一体として建設技術で潜函工法を用いて直下に沈め、周囲を注入防水する。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心部と生体遮蔽体を一括して建屋躯体から切離し、ジャッキアップ後コロ引移動させて炉室建屋外の炉体保管庫へと搬送し格納する。 	<ul style="list-style-type: none"> 仮設のフレームを設け吊下し用ジャッキにより炉心部と生体遮蔽体を一括して炉直下の保管庫へ格納する。 	<ul style="list-style-type: none"> コロ転動装置を持つ仮設フレームを設け吊上用ジャッキにより炉心部と生体遮蔽体を一括して地下の適当な場所へ格納する。 	<ul style="list-style-type: none"> 生体遮蔽コンクリートの放射化されていない部分を火薬またはジャイアントブレーカーにより削り取り重量を軽くした後、炉心構造物とともに一括搬出する。比較的放射化の低い炉の処理に適している。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心部をそのまま一体として処理できるので被爆のおそれがない。 建屋外へ塵砂を出さないで済む。 メリット <ul style="list-style-type: none"> 地下へ直接沈めることの法的責任がつかない。 塵砂の管理がむづかしい。
工法の特徴	<ul style="list-style-type: none"> メリット <ul style="list-style-type: none"> 炉心部はそのまま一体として処理できるので被爆のおそれがない。 建屋外へ塵砂を出さないで済む。 デメリット <ul style="list-style-type: none"> 地下へ直接沈めることの法的責任がつかない。 塵砂の管理がむづかしい。 	<ul style="list-style-type: none"> メリット <ul style="list-style-type: none"> 同左 塵砂を細分割しないので塵濁物としての容積が小さい。 塵砂の保管管理が容易。 デメリット <ul style="list-style-type: none"> 保管場所の確保が必要。 	<ul style="list-style-type: none"> メリット <ul style="list-style-type: none"> 同左 建屋外へ塵砂を出さないで済む。 吊下しによる格納が容易。 デメリット <ul style="list-style-type: none"> 炉直下につき塵砂の保管管理がむづかしい工夫が必要。 地下工事の工費が大。 	<ul style="list-style-type: none"> メリット <ul style="list-style-type: none"> 同左 同左 塵砂の保管管理が容易。 デメリット <ul style="list-style-type: none"> が室地下の適当な場所が得にくいことが多い。 地下工事費が大。 	<ul style="list-style-type: none"> メリット <ul style="list-style-type: none"> 同左 軽量になるので遠距離の運搬が容易になる。 デメリット <ul style="list-style-type: none"> 遮蔽体の削り取りの際の炉心に対する配線が多い。 放射化コンクリートの掘削範囲の問題。 	<ul style="list-style-type: none"> メリット <ul style="list-style-type: none"> 同左 同左 デメリット <ul style="list-style-type: none"> 同左

キダウン工法、⑤火薬解体工法、⑥ジャイアントブレーカー工法等が考えられる。表-2に各種撤去工法の概要を示す。

JRR-3の場合は、工期、工費、撤去した炉体の管

理等を考慮し、一括搬出工法が最適な撤去工法として採用された。

原子炉本体の撤去に採用した一括搬出工法は、原研と清水建設が共同で開発した特許工法で、主要な炉内

構造物を生体遮蔽体(重コンクリート)内に内蔵したまま、一括して連続コアボーリング工法等によって建屋躯体より切り離し、原子炉建屋外に新設された大型廃棄物保管庫まで運搬・搬出し、保管廃棄するというものである。

図-2にJRR-3原子炉一括搬出工法の概略を示す。

一括して搬出する原子炉本体の総重量は、約2200トンである。炉体の撤去時の吊り上げ下げには、鉄骨造の吊りフレーム及びセンターホールジャッキシステム、水平移動には、コロ転動装置等を用いて行う。

このように、一括搬出工法は、一般的な建築技術を巧みに組み合わせて信頼性の高い新しいシステムとしたのが、大きな特徴である。

これらの特徴をまとめると下記ようになる。

- ① 炉内構造物には、ほとんど手をつけないので、環境への放射性物質の拡散を防止できる。
- ② 生体遮蔽体を被曝低減のための遮蔽体として積極的に利用でき、作業員への放射線影響が極めて少ない。
- ③ 発生する放射性廃棄物量が少なく、取り扱いが容易である。
- ④ システムを構成している要素技術は、主に土木、建築工事に一般的に用いられており、実証済みで確立した技術である。
- ⑤ 原子炉建屋の再利用が可能であり、かつ、構造物に悪影響を及ぼさない。
- ⑥ 効率的に短期間で行え、経済的である。

3 工事計画

JRR-3原子炉一括撤去工事計画にあたっては、一般に行われている施工計画、安全計画、品質管理計画、放射線管理計画等のうち特に次の点を考慮した。

- ① 吊り上げ下げ機構はフェイルセーフ機構とし、つねに負荷バランスを保ち、かつ機器に故障が生じても炉体重量を完全に支持できるシステムとする。
- ② 炉体縁切り時に炉体重量が建屋躯体からスムーズにバランスよく仮受支柱に移行すること。
- ③ 仮受支柱及びステップロッドは、工事期間中、応力値をモニターし、その値が管理限界値以内であることを確認しつつ作業ができること。
- ④ 水平移動時には、コロ間隔を保持することと共に移動方向を測定し、大幅なズレのないことを確認できること。

このように、今回の工事計画は、特に安全対策を最

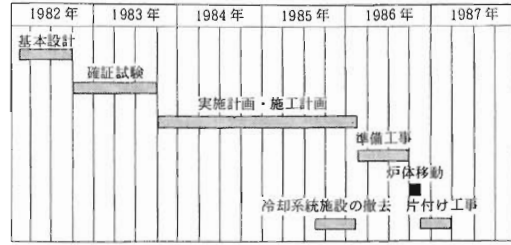


図-3 JRR-3原子炉一括搬出工法開発スケジュール

重点としており、炉体撤去において予測される状況、すなわち一括搬出工法を構成している各サブシステムの故障モードを想定した確認試験及び多数の実験や地震時等の解析を実施し、それらの結果を十分に安全設計に反映させたものを採用した。

なお、1983年には、工事に先立ち、実機寸法の1/2(重量で1/8)の試験体を用いて、炉体撤去時の安全性、施工法の妥当性及びその有効性を確認するために確認試験を実施した。図-3にJRR-3原子炉一括搬出工法開発のスケジュールを示す。

4 工事手順

一括搬出工法によるJRR-3原子炉本体の撤去工事の手順フローを図-4に示す。また図-5に工事に使用した仮設備の概要を示す。

主要工事手順の内容は以下の通りである。

4.1 仮設備の設置

主要な仮設備について以下に述べる。

① 水平移動機構

吊り上げた原子炉を吊りフレームごと水平移動するための機構で、コンクリート製の移動路盤、木製の軌条床50kgNレール(片側7本づつ)を炉室内より大型廃棄物保管庫まで設置する。その上にφ80mmのコロ(SS41)を200mmピッチに等間隔に片側81本、計162本設置し、吊りフレームを設置するための、鉄板(厚32mm)、緩衝用ゴムを並べる。

② 吊り上げ下げ機構

炉体を取り囲むように、鉄骨のフレームを組立て、吊り上げ時の支持構台とする。その上部に、100トンクラスのセンターホールジャッキを36台バランスよく設置する。炉体の下部には、炉体重量を支える定着金物が設置されており、両者はセンターホールジャッキ、ステップロッド、継手金物、吊り綱棒で継がれている。

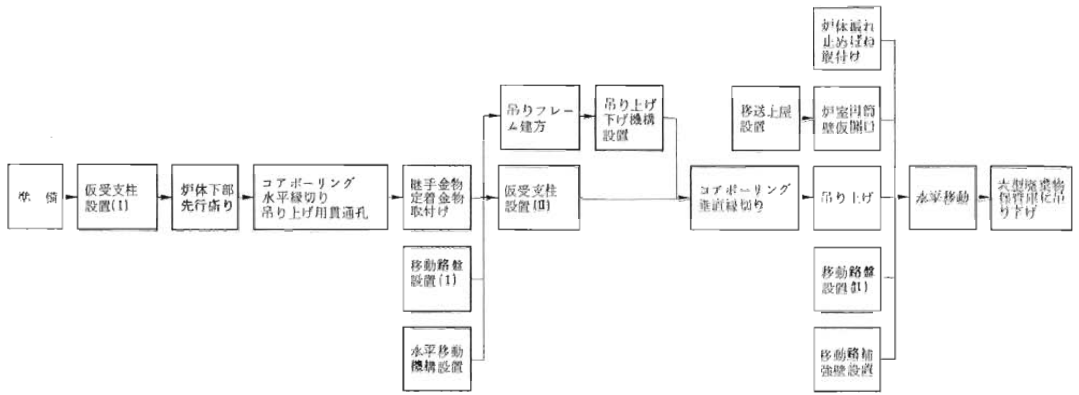


図-4 工事手順フロー

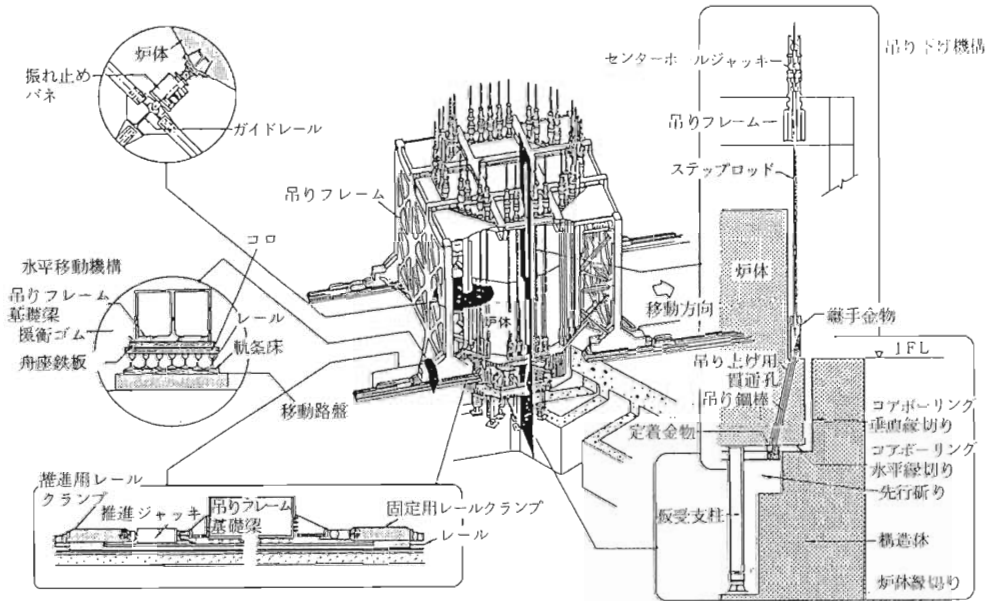
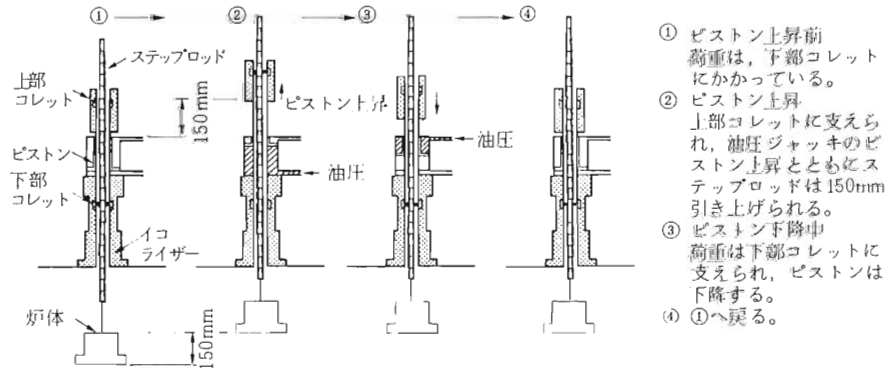


図-5 仮設備の概要



- ① ピストン上昇前
荷重は、下部コレットにかかっている。
- ② ピストン上昇
上部コレットに支えられ、油圧ジャッキのピストン上昇とともにステップロッドは150mm引き上げられる。
- ③ ピストン下降中
荷重は下部コレットに支えられ、ピストンは下降する。
- ④ ①へ戻る。

図-6 吊り上げ下げジャッキの動作概要

表-3 コアボーリングマシンの仕様

構成機器	仕 様
駆 動 源	400 Hz用周波数変換機 (米國コンクリートコーリング社製)
モーター	400 Hz用ME421A 空冷式 (米國コンクリートコーリング社製)
ギ ア	400 Hz用CD-510 水冷式 (米國コンクリートコーリング社製)
ビ ッ ト	ダイヤモンドコアビットBG48NS 150φ (米國コンクリートコーリング社製)

表-4 吊り上げ下げ機構の主要機器仕様

機 器 名 称	仕 様
センターホールジャッキ	100 t型UD, 上昇側受圧面積 442cm ² , ストローク 220mm
イコライザー	100 t型, 受圧面積 318.3cm ² , ストローク 80mm
サブシリンダー	200 t型, 受圧面積 651.1cm ² , ストローク 200mm
油圧ポンプ	吐出圧 314kg/cm ² , 吐出量 75ℓ/min
ステップロッド	直径 85mm, 材質 SCM-435

4.2 炉体の切り離し

コアボーリングマシンにより床及び壁を連続穿孔することにより、原子炉建屋躯体より水平、垂直縁切りする。そのさい、炉体下部には、切り離れた炉体荷重を安全に支えるため仮受支柱(山留鋼材H-300×300×10×15)180トンクラスユニバーサルジャッキを設置する。表-3に穿孔に用いたコアボーリングマシンの仕様を示す。

4.3 炉体の吊り上げ

約2200トンの炉体をセンターホールジャッキで水平移動できる高さまで吊りあげる。センターホールジャッキの1ストロークは150mmであり、これを繰り返すことにより所定の高さまで吊り上げる。図-6にジャッキの動作の概要を示す。そのさい、荷重制御機構により36台のジャッキの負荷の均一を確認しながら作業を行う。

表-4に吊り上げ下げ機構の主要機器の仕様を示す。

4.4 炉体の水平移動

100トンクラスの水平加力ジャッキ4台を駆動し、水平移動機構のコロ上を約34m炉体を水平移動する。水平移動中は、地震等の水平力に対しても安全が確保できるように前方または後方のいずれかのレールクランプが必ずレールに固定されている仕組みになっている。また、水平移動・地震等による炉体の横振れを防止するために振れ止めバネを炉体と吊りフレームの4隅の間に設置した。図-7に水平加力ジャッキの動作の概要を示す。

移動方向のズレはレーザーセオドライト、下げ振り等により計測管理し、方向修正はジャッキのストローク制御、コロの方向替えにより実施する。

表-5に水平移動機構の主要機器の仕様を示す。

4.5 炉体の吊り下げ

所定の位置まで水平移動したのち、吊り上げ時と逆の方法で、センターホールジャッキ内に組み込まれたステップロッドを継ぎ足しながら炉体を徐々に保管庫内に降ろしていき、収納する。

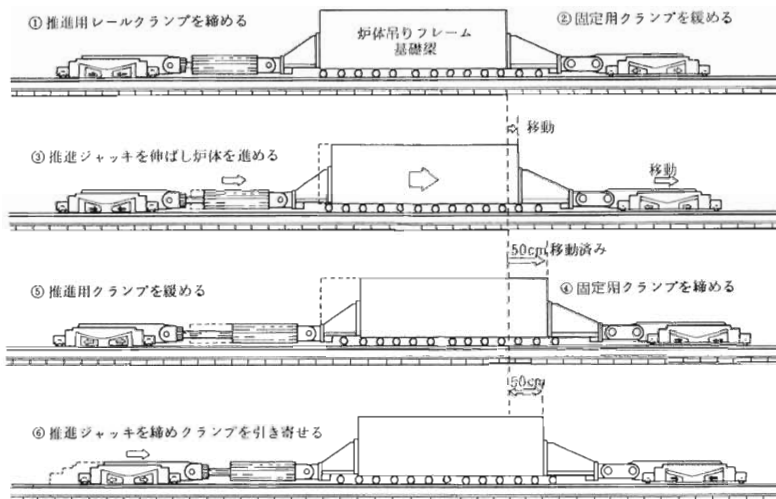


図-7 水平加力ジャッキの動作概要

表-5 水平移動機構の主要機器仕様

機器名称	仕様
推進ジャッキ	100 t 型, 受圧面積 283.5cm ² , ストローク 500mm
同上用油圧ポンプ	吐出圧 500kg/cm ² , 吐出量 6.2ℓ/min, 電動機 3.7Kwx4P
レールクランプ	水平耐力 100 t, クランプ力 300 t, 常用圧力 500kg/cm ²
同上用油圧ポンプ	吐出圧 500kg/cm ² , 吐出量 3.7ℓ/min, 電動機 3.7Kwx4P
レール	50 kgN, 片側 7本づつ
コロ	直径 80mm, 材質 SS41

5 工事結果

以上の工事計画, 工事手順に基づき, 1986年実際の JRR-3 原子炉本体の撤去工事の準備工事に取りかかり, 1986年10月14日に原子炉の吊り上げを開始し, 水平移動, 吊り下げ工事を行い, 同年11月7日に無事完了した。

原子炉本体撤去の主要工事について, その結果を以下に述べる。

5.1 炉体の切り離し

原子炉本体の縁切りは, 炉体底面部を下部の構造壁より切り離す先行斫り, 水平縁切りと炉体の下部側面を周囲の床版より切り離す垂直縁切りとによって行った。先行斫りは, 炉体下部の定着金物を設置するスペースを確保するためのものであり狭い空間で, ハンドブレイカーを使用し, 横向きにコンクリートを斫り撤去した。水平縁切りは, 縁切り深さ(約1 m)の管理を十分行いつつ, 3台のコアボーリングマシン(φ150 mm)を対称になるように配置して, バランスよく穿孔した。穿孔した穴には, 硬練りのコンクリートを詰め込むことにより炉体の重量の一部を負担させた。穿孔延べ長さは, 190 m であり, 11日間で完了した。

垂直縁切りは, 炉体下部に設置した仮受支柱への荷重移行をモニターしながら, 原子炉の周囲の厚さ 3 m の床を連続コアボーリング穿孔により, 垂直方向に縁切りした。この作業も, 7台のコアボーリングマシンをバランスよく配置して進め, 穿孔延べ長さ約820 m, 259本の穿孔を約一ヵ月で完了した。写真-3~4に水平・垂直縁切り状況を示す。

仮受支柱の軸力に関しては, 支柱設置時に, プロードとして炉体想定重量2250トンの約20%, 仮受支柱1本当たり15トンの荷重をかけておき, この値を基準として, 荷重の自動計測を行った。この結果, 水平縁

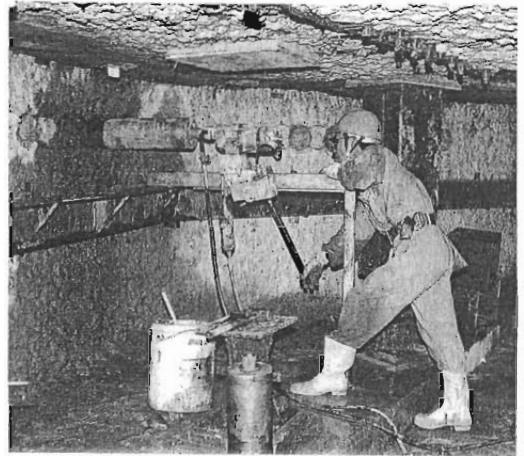


写真-3 水平縁切り状況

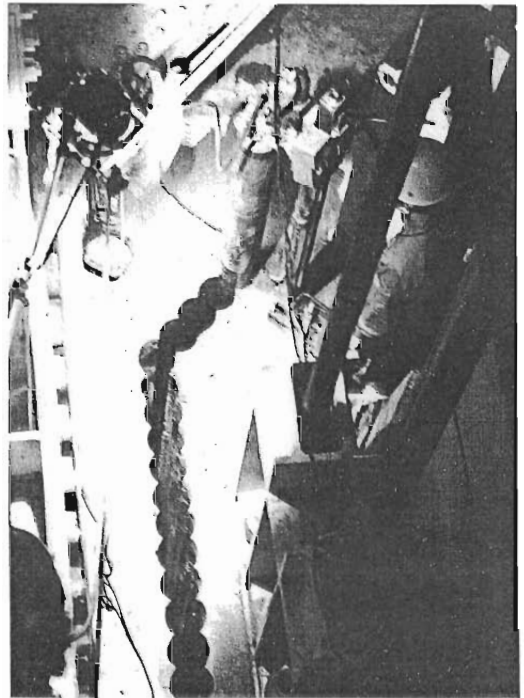


写真-4 垂直縁切り状況

切り完了時の最大値は16.2トン, 最小値14.6トンであり, 垂直縁切り完了時には, 最大値16.5トン, 最小値13.7トンであり, ほぼ予定通りの数値であった。図-8に水平縁切り中間時点での仮受支柱軸力測定結果の例, 図-9に水平縁切り時の結果の例を示す。

コアボーリング穿孔時に使用する冷却水は, 放射性廃棄物の処理量を少なくするため回収し, 中のコンクリートスラリーを沈澱させ, うわ水を再利用した。

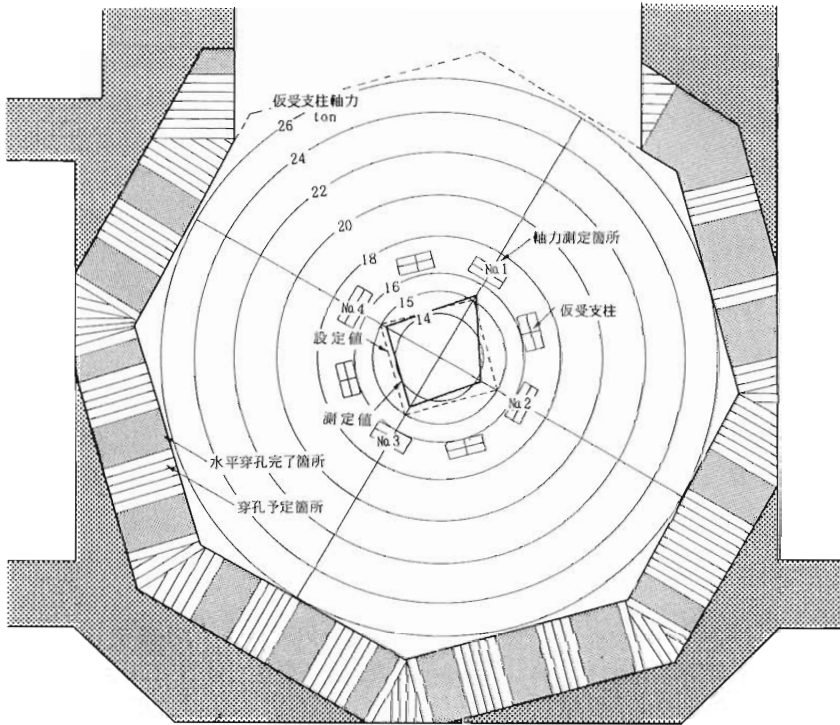


図-8 仮受支柱軸力測定結果（水平縁切り時）

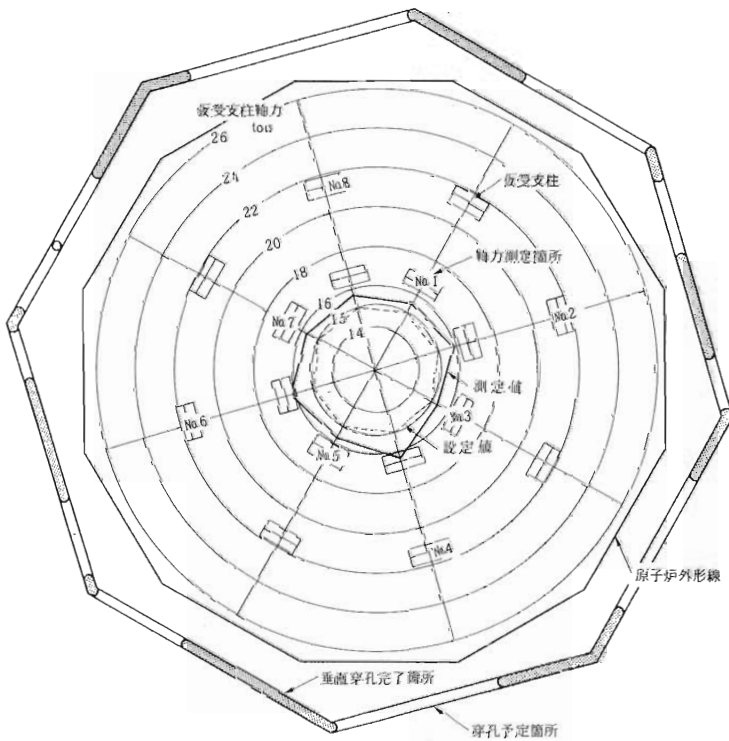


図-9 仮受支柱軸力測定結果（垂直縁切り時）

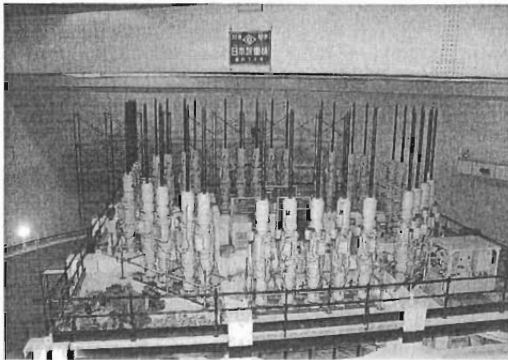


写真-5 センターホールジャッキ設置状況



写真-6 センターホールジャッキ操作状況

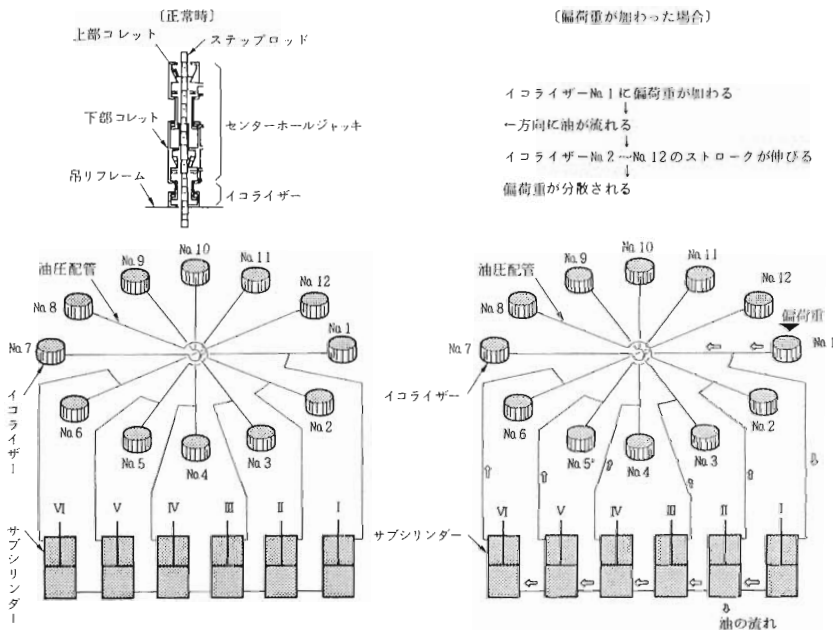


図-10 荷重均等化システムの概要

5.2 炉体の吊り上げ

緑切りされた炉体を吊り上げるシステムは、センターホールジャッキ(1ステップ150mm)、イコライザー(ストローク20mm)、サブシリンダー、油圧ポンプ、ステップロッド、操作・制御盤等から構成されている。写真-5～6にジャッキ設置状況、操作及び測定状況を示す。

本システムは、36台のジャッキの負担荷重を均一にするために、荷重均等化システムを採用した。図-10に荷重均等化システムの概要を示す。これは36台のジャッキを12のグループに分け、それを対角線同士連結し、

更にサブシリンダーで全体を継ぎ、偏荷重を分散させる機構で、フェイルセーフ機能を有している。

ステップロッドにかかる負荷は、各グループの代表として12本の軸力を計測管理した。結果は、ジャッキ停止中は勿論、ジャッキ作動中においても±10%以内とばらつきは小さく、荷重制御は非常に良好であった。図-11にステップロッド軸力の測定結果を示す。

実際の吊り上げは、各ステップごとに計測値の確認、主要機器の点検等を綿密に行い、重量約2200トンの原子炉を約15時間かけ3.73m吊り上げ、計画通り完了した。

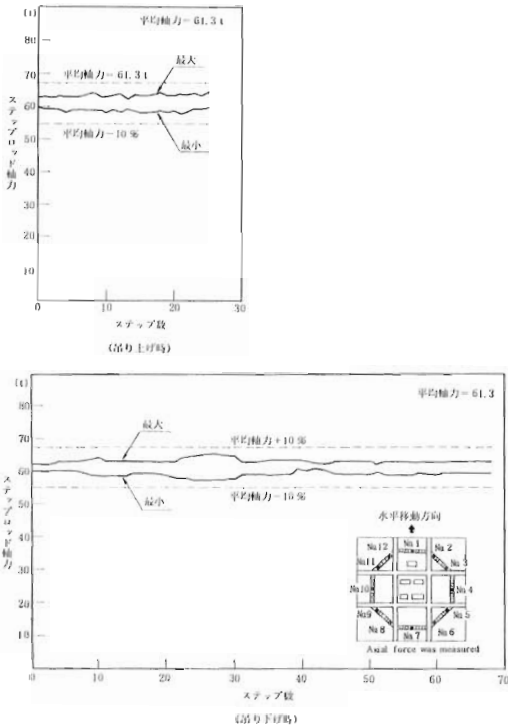


図-11 ステップロッド軸力測定結果

5.3 炉体の水平移動

吊りフレーム内に取り込んだ原子炉本体の水平移動も、吊り上げと同様に、各ステップ毎の計測確認、主要機器点検を行い、1日10ステップ、5mのスピードで、33.6mを7日間かけて実施した。水平移動の直進性は、左右のジャッキストロークをロータリエンコーダーにより自動制御した。また、レーザーセオドライトにより進行方向のズレを確認しながら移動させた。進行方向に対する直進性のズレは、最大18mmと小さく、最終目標時点では、計画位置に精度良く水平移動ができた。

図-12に水平移動中の直進性計測の結果を示す。

進行方向のズレの修正は、左右のジャッキの推進力の調整または、コロの向きの調整により実施した。

原子炉本体を吊り上げた状態の吊りフレームを含めた全重量は2500トンである。これを水平移動するために必要な推進力は約80トンであった。コロの転がり摩擦係数は、0.128cmとなった。

写真-7に推進ジャッキとレールクランプの設置状況、写真-8に水平移動の状況の写真を示す。

水平移動中に、地震が数回あったが、原子炉を吊っているステップロッドの軸力の変化はなく、システム

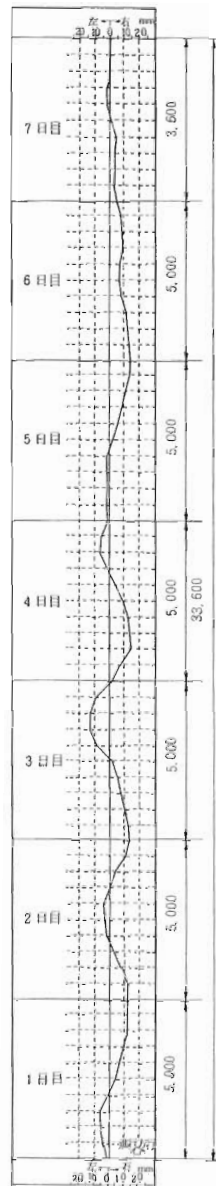


図-12 水平移動中の直進性計測結果

の信頼性が確認された。

5.4 炉体の吊り下げ

原子炉本体の吊り下げは、吊り上げ時と同様な管理を行いながら、約13.5m下の大型廃棄物保管庫へ3日間かけて行った。写真-9に保管庫に収納される炉体の状況を示す。

5.5 品質管理

原子炉という重要構造物の撤去で、しかも世界で初

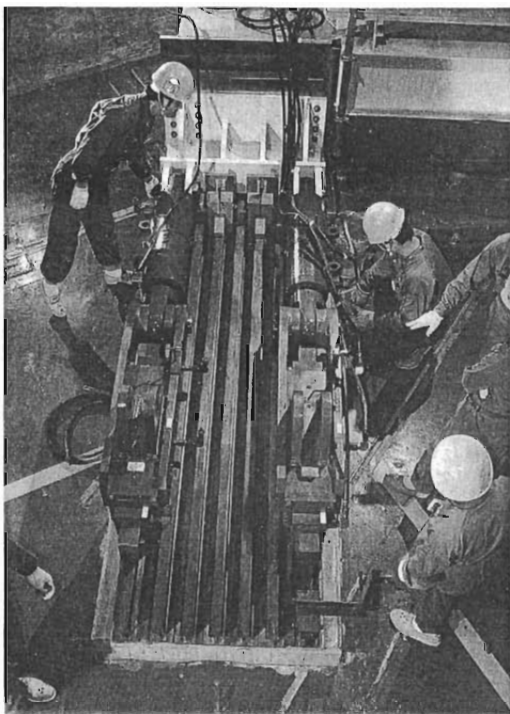


写真-7 水平加力ジャッキ、レールクラン
プ設置状況

めてということ、要求品質を確保するため、作業フローに合わせ、外観、寸法、溶接、組立て検査等のうち必要に応じてきめ細かな検査を実施した。検査は計画書、要領書に基づいて、業社の自社検査、原研の立会検査、科学技術庁の立会検査を実施し、要求品質を満足していることを確認した。

5.6 放射線管理

放射線管理区域内作業は、国が定める法令、諸規則及び原研が定める諸規定、手引き等を遵守して行った。

一括搬出工法による原子炉撤去時の全作業従事者の放射線被曝は、フィルムパッチの検出限界(<20 mrem)以下であった。これは、適切な放射線管理を行ったこと及び本工法が生体遮蔽体を有効に活用した工法であったことによるものといえよう。

5.7 おわりに

一括搬出工法によるJRR-3原子炉の撤去は、作業従事者の放射線被曝を最小限におさえ、短工期で安全かつ確実に行うことができた。本工事により一括搬出工法が原子炉撤去の有効な方法の一つとして、実証されたといえる。

本工事は、対象物が小型研究用原子炉であったが、

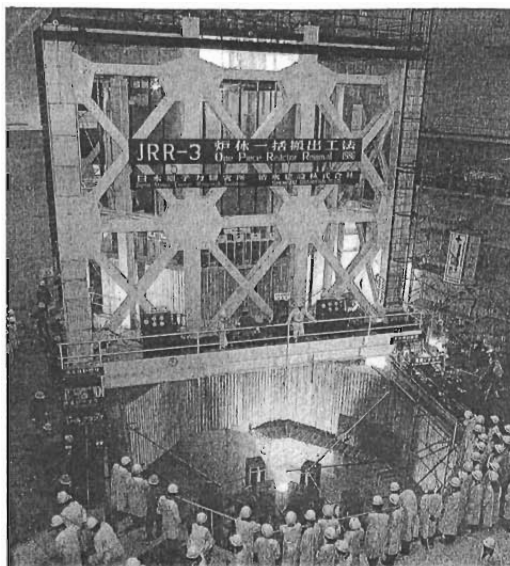


写真-8 水平移動状況

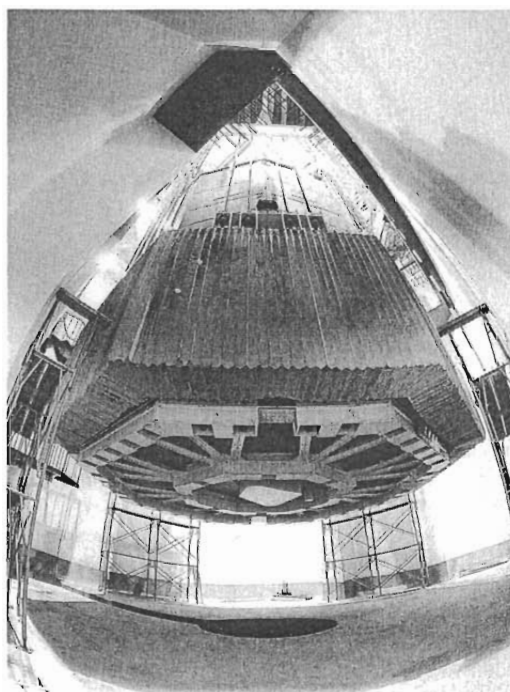


写真-9 保管庫内に収納される原子炉本体

原子炉撤去における様々な貴重なノウハウ及びデータを取得することができた。将来、同様な要請があった場合には、これらの経験を生かし、炉型、規模等が異なったものに対しても、最適なシステム構築のための技術提供ができるものと確信している。

東海再処理工場 酸回収蒸発缶(273 E30)の解体撤去

大関達也¹⁾／綿引誠一²⁾／高橋啓三³⁾

1 概要

酸回収蒸発缶は、分離及び精製施設から排出する少量の核分裂生成物を含む硝酸溶液を加熱蒸発する装置である。

蒸発した硝酸分は次工程の酸回収精留塔で回収し、試薬調整工程に送り再使用する。

酸回収蒸発缶は、対流型の蒸発缶で酸回収セルに設置されている。材質は現在のTi-5Ta製に交換する以前は、ステンレス鋼(高クロムニッケル鋼)製であった。

昭和53年8月24日、酸回収蒸発缶の缶内容液が加熱蒸気凝縮水系へ漏洩し再処理工場の試運転の最終段階である総合試験が中断された。そのため、再処理施設の設計及び工事の方法について科学技術庁に対し、変更申請を行い認可後、事業団の定める再処理施設保安規定に基づき特殊放射線作業計画を立案し、酸回収蒸発缶の更新を行った。

本報告は、更新作業のうち解体・撤去について述べる。

我国初のホットセル内での大型機器の解体撤去作業は、昭和54年3月から5月にかけて当初の予定を2週間短縮した約3カ月で終了した。

2 セルの概要

酸回収セルは、主工場を南北に走る中央保安区域のほぼ中央部西側に位置し、その開口部を1階(EL±0.00mm)に有している。

セルの底面はEL-5350mmにあり6630mm×9180mmの長方形で、セルの高さは最大15900mmである。

セルの換気は中央保安区域側の側面上部より入気し、反対側壁面下部から排気している。セル内機器配置状況は、図-1「酸回収セル セル内機器鳥瞰図」に示す通りである。

3 放射線状況

セル除染終了後、すなわち解体撤去作業開始前のセル内の放射線状況は次の通りであった。

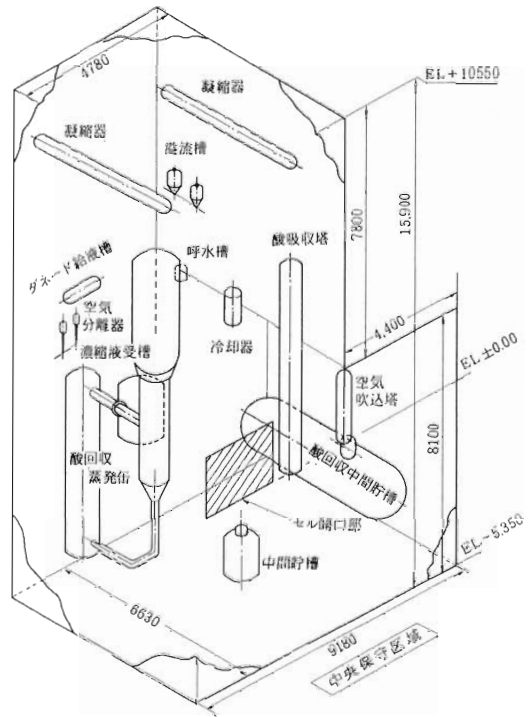


図-1 酸回収セル、セル内機器鳥瞰図
単位(mm)

Reference 再処理工場の運転「保守・補修」1985年 動燃技報

(1) 表面密度

370~3700Bq/cm²

(養生ビニルシート上0.37~3.7Bq/cm²)

(2) 空間線量当量率

ガンマモニタ(濃縮液受槽の下部床土0.5m);

0.38mSv/hr

酸回収蒸発缶リボイラ上部;0.20mSv/hr

酸回収蒸発缶リボイラ底部;7 mSv/hr

酸回収蒸発缶上部連通管 ;0.50mSv/hr~

0.90mSv/hr

濃縮液受槽上部

;0.15mSv/hr~

0.18mSv/hr

濃縮液受槽底部

;4 mSv/hr

1), 2), 3) 動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所再処理工場 工務部 技術課

(3) 空气中放射性物質濃度

最大 $1.11 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$

4 セル開口(3360mm×1990mm)

酸回収セルの開口部は①外部パネル、②コンクリートブロック、③内部パネルから構成されており、この一部に作業口(マンホール1200mm×600mm)が設けてある。

旧酸回収蒸発缶の解体撤去及び新酸回収蒸発缶の据付に伴う、搬出・搬入作業では約1500φ×3000mmを超える解体物を出し入れするため、この作業口のままでは無理であるのでセルの開口部を次の手順で開口した。

(1) 外部パネル撤去

パネル廻りの詰めモルタルをノミではつり、ボルトを取り外しチェーンブロックにより吊り上げ、外部パネルを取り外した。取り外したパネルは一時保管場所に運搬・保管した。

(2) ブロック撤去

粉塵飛散防止用養生ハウスを設置し、電動式ハンマードリル及びバールを用いて詰めモルタルを取り除いた後重コンクリートブロック(約800個)を取り外し、運搬・保管した。

作業エリアの広い部分のブロックは簡単に撤去できたが、門柱脇の狭い部分のブロック撤去は作業場所が狭い上、重コンクリートモルタルが充填されていたため撤去作業が難化した。このため、作業手順を変更し中央保守区域のマンホール部の支柱(門柱)を先に撤去

することにより、作業エリアを広げて行った。

(3) グリーンハウスの設置

ブロックと門柱を撤去し、清掃を行い、粉塵飛散防止用養生ハウスを取り外した後グリーンハウス(図-2)の設置に取り掛った。サポート、軽量アングルで骨組みをした後、内部にビニルシート、外部にビニロンシートを張りグリーンハウスを製作設置した。グリーンハウスの外側に通路を設けたことで、のちの作業でのセル内の監視、セル内への指示等、作業を進める上でこの通路が非常に役立った。

(4) 内部パネル撤去

3分割になっている内部パネルをチェーンブロックで吊り上げ撤去し、ビニル梱包した後、搬出し保管した。

5 足場補強

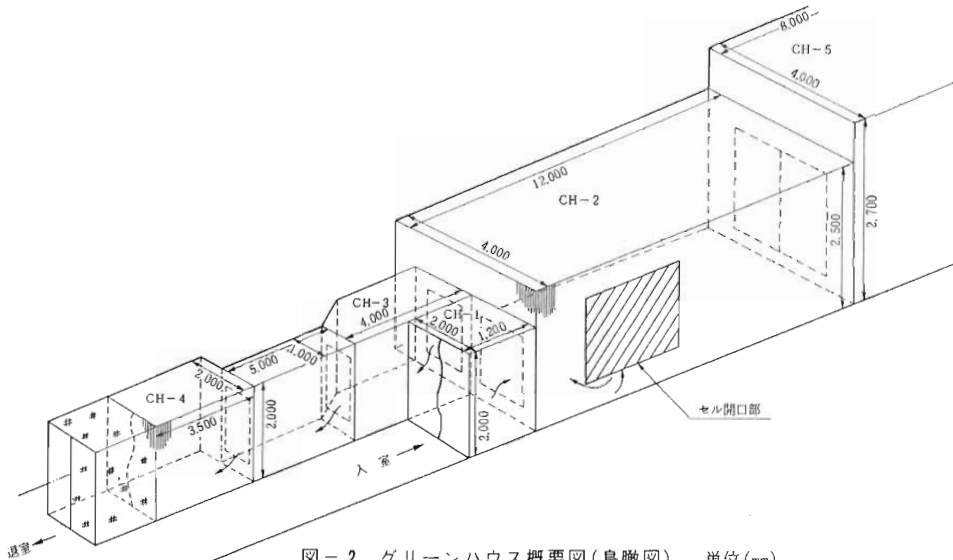
酸回収蒸発缶の解体撤去作業は重量物を取り扱う作業である。この作業に必要な作業床を確保するため、セル内検査で用いられた足場を使用して補強した。

(1) 仮設ダクトの設置と材料の搬入

足場板により空気の流れが遮られるため作業環境を改善する目的で、セル底部から排気口へ蛇腹タイプの仮設ダクトを設けその後、強力サポート、鋼管パイプ等の材料をセル内に搬入した。

(2) 強力サポートの建込、補強

ドリフトレイをゴムマット2層及びベニア板で養生した上に敷板、床材を滑車を使って降ろし、敷き並べた。



次に搬入した強力サポートをコーナ部に建込み、ベース釘打ち及び根がらみを施し、脚部の滑動防止措置を講じた後で、強力サポートを順次建込み同様な方法で固定し、枠組を決めた。

その後、鋼管パイプを用いて水平つなぎを2 m以内毎に設けると共に筋かいを入れ強化した。

なお、上部への足場組みは補強サポートを用いて積み上げ、水平つなぎ、筋かいを用いて強化しながら足場組みを行った。

(3) 床材の敷込み

足場組みが終了した段階でバタ角材をサポートにはめ込み固定後、梁材、床材を敷き込み強力サポート足場の組立を終了した。

(4) 丸太足場の設置

蒸発缶カラム部切断に必要な丸太足場を強力サポート足場上に組立てた。

上述した作業は重量物を取扱う作業であり放射線防

具を着用するため、一般作業と作業条件が大きく異なるので作業開始の前2週間位、現物を使ってのモックアップトレーニングを屋外において、セル内作業時と同じ装備で繰り返し行った。

なお、セル内で操作する最大重量物は、解体物としては約5 tの加熱及び新製作物としては約6 tの加熱部である。そのため、補強足場は補助サポートを結束させ9 tの耐力を有するものとした。

6 解体撤去

酸回収蒸発缶は切断機を使用して、酸回収セルの開口部手前上部から順に①カラム換気配管、②カラム上部、③上部連通管、④カラム下部、⑤下部連通管、⑥スチームジェット抜出しライン部、⑦多管式加熱部の7個に分割解体し酸回収セル外へ撤去し廃棄保管容器に収納後保管廃棄した(図-3参照)。

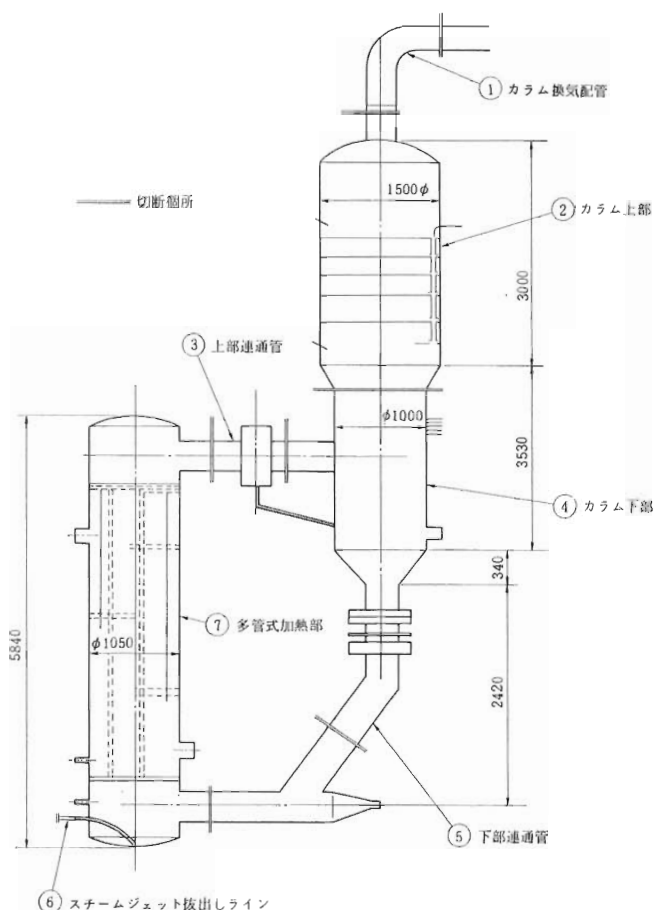


図-3 酸回収蒸発缶切断箇所概要図 単位(mm)

(1) 準備作業

蒸発缶撤去時に解体物を吊り上げるのに必要なチェーンブロック及びリフティングラグをそれぞれ天井及び蒸発缶本体に取付けた。その後、プラットフォーム、梯子等の一部切断撤去を行い、蒸発缶の解体撤去に必要な準備作業を実施した。

(2) 蒸発缶関連配管及び干渉配管の切断

蒸発缶接合配管及び撤去作業に防げとなる干渉配管をビニールバックで養生した後、パイプカッターで切断しビニールシートで梱包し搬出した。

なお、多管式加熱部シェル側下部管板部、多管式加熱部下部鏡部及びスチームジェット供給スチーム管部は構造上放射性物質によって汚染された液が残存している可能性があり、解体物を撤去・保管廃棄する際、汚染拡大のおそれがあるので残液処理を行った。液抜き操作実施後の少量の残液はウレタン系樹脂と反応させるという科学的方法を用いて固定した。

多管式加熱部シェル側下部管板部は当初モレキュラシーブ等の吸着剤により残液を吸着させるという物理的方法を用いて固定することを検討したが、蒸発缶当該個所のセル外検査を考慮して液抜き処理のみ実施した。

(3) 蒸発缶の切断搬出

蒸発缶を汚染防止ビニールバック内でハックソー、デルタカッター等で切断し、ステンレス製キャップ等で切断口を養生した後チェーンブロック等で吊り上げ、コロ引きによりセル外に搬出した。

次に、ビニールシートで梱包した後収納容器に入れ、一時保管場所へ運搬保管した。

各部の解体は切断機で行い、切断によって出来る開口部はキャップ止めて密封したのち酸回収セル外に搬出したが、解体物は放射性物質によって汚染されているので、切断に際しては次に述べるように汚染拡大防止の措置をした。

① 中口径部(外径300～500mm)の場合

切断箇所及び切断機を一つのビニールバックにおさめ養生し、封じ込めることで切断中及び切断後におこる放射性溶液の飛散を防止して切断した。切断によって出来る開口部はメクラ板及びビニールシートを用いて封じた。

封じ込んだ開口部は、その後ステンレス鋼製キャップ、ステンレス鋼製バンドによってさらに密封した。

② 小口径部(外径300mm以下)の場合

関連配管、接合配管等の小口径部の配管について

はビニールバックの中で切断後キャップを施し密封した。

③ 大口径部(外径500mm以上)の場合

カラム上部の切断開口部の大口径の切断箇所は切断に先立ってポリウレタンを注入することにより内部の放射性物質が外に出ないようにした後、切断屑受けを用意して切断し、最終的にキャップを施し密封した。

切断後の選定に当たっては、モックアップテストを行うとともに各切断機の特徴を考慮し行った。

7 保管廃棄容器(収納容器)

廃棄保管容器とは、酸回収蒸発缶の解体物を保管廃棄するための容器である。蒸発缶の解体物はこの容器に入れ、最終的に第2低放射性固体廃棄物貯蔵場へ運搬し保管廃棄した。

この保管廃棄については使用済燃料の再処理の事業に関する規則の運搬及び廃棄の規定を遵守した。

固体状の放射性廃棄物の保管廃棄方法としては容器に封入し、放射線障害防止の技術的基準に関する法律により定められた廃棄保管施設に保管廃棄する方法(再処理規則16条12号ロ)を適用し、更に保管廃棄容器は再処理規則16条9号の基準に従いステンレス鋼製、補強部材としてSS41のH形鋼を用いた。

蓋及び本体はテフロンガasketボルト止めとして密封性をもたせ、水抜き、空気抜きのパイプも設けた。

加熱部、カラム部及び下部の大型容器にはキャストを設け、その他の容器にはハンドパレットを使用し運搬を容易にした。

8 被ばく管理

作業にあたり被ばくの管理目標値を1mSv/日、3mSv/週と定めた。

セル開口及び足場補強、解体撤去の一連の作業にあたっては各作業毎に計画被ばく量を算定し、管理目標値を超えないように計画した。計画被ばく量は、各所の空間線量当量率と作業所要時間を考慮して算定した。

実際の作業においては、防護具の下にTLD、ポケット線量計、アラームメータなどを着用し、各作業毎の被ばく管理を行った。

今回の作業において作業の区切り毎にセル内放射線状況の測定を行うとともに通信器による作業連絡及びセル内テレビ設置による監視を行い被ばく管理に役立

てた。

9 防 護 具

セル開口作業及び足場補強作業等のセル内作業時にはカバーオールの上にタイベックスーツ2枚の防護具を着用した。

手には綿手の上にチオックス3枚、さらにその上に軍手あるいは革手を着用した。

足は靴下、バレーシューズを履きシューズカバー4枚、さらにアームカバー2枚を着用した。

顔には全面マスクを使用した。

解体撤去時には足場補強作業時等の経験から、手の感触を重視し作業性を改善するためチオックスを1枚減らした。さらに、切断個所の放射線状況により装備の変更も行った。

切断時に養生が完全にできないもので空気汚染のおそれのある対象については全面マスクに代えエアラインマスクを使用した。また、液体の飛散があるうる対象のものについては紙製のタイベックスーツに代えて酢ビスーツ(黄色、透明)を着用した。

防護具の選定にあたっては、セル内放射線状況、切断個所に対する汚染拡大防止対策及び作業性等もあわせて総合勘案して装備を決定した。

10 モックアップテスト

セル内という特殊環境下で作業を実施するに当たっては、モックアップテストを十分行い技術を習得し、問題点を摘出・解決しておくことが安全な作業を遂行する上で重要である。そのため作業に先立ち以下の項目についてモックアップテストを実施した。

(1) 防護具着脱装(随時)

作業員全員に防護具を手順に従って着脱装させ、その手順を熟知させるとともに着脱時の作業性等について確認させた。

(2) 補強足場組立(2週間)

今回の足場は従来の丸太足場と異なり、強力サポートを使ったものであるため、まず防護具を着用しないで組立て概要を掴んだ後、防護具を着用して再度実施した。

(3) 切断具操作(5週間)

各種切断具(パイプカッター、ジグソー、ハックソー、ホールソー、デルタカッター)を用いて切断対象と同じサイズの配管の切断を実施し、操作性、切断速度等を検討し、切断具の選択に反映させた。

また、作業員に繰り返し訓練させることにより各種切断具の操作を習熟させた。

併せて、切断時の養生についても検討を加えた。

(4) 重量物の吊り上げ、吊り下ろし(2日間)

ボイラ部撤去時に使用するチェーンブロックを使って5Tブロックの吊り上げ、吊り下ろしを防護具を着用して実施し、吊り上げ速度、作業員の疲労度を調べ、計画に反映させた。

(5) 発泡ウレタン注入(2週間)

カラム切断時の汚染拡大防止用発泡ウレタンの注入操作を原寸の模擬カラムを使って実施した。

当初、注入口は1つで十分と考えていたが、モックアップテストの結果、これでは充填度が不十分であることがわかり、注入口の数を増やし再度テストを実施し良好な結果を得た。

併せて充填部の切断のモックアップテストも実施した。

(6) エアラインマスク着用時の作業性の確認(随時)

エアラインマスクを着用しての作業が未経験であったため、作業員にマスクを着用させ、セル内(補強足場上)でのホース管理等の作業性の確認を行った。

(7) 換気配管切断時の切屑の飛散状況の確認

(2日間)

管内圧を $-150\text{mmH}_2\text{O}$ に設定した配管を切断し、切屑の飛散状況を確認した。その結果、切断による切屑の飛散は余り問題が無いことが判った。

11 ま と め

作業性・安全性についてはモックアップテストで十分実証しながら工事を進めた事により我国初のセル内での大型機器解体撤去が無事故・無災害で完遂できたものとおもわれる。

また、その結果として約2週間の工程短縮ももたらされた。

編集後記

この度協会誌として「デコミッショニング技報」第1号を発行することが出来ました。

会誌はデコミッショニングに関する技術開発、廃止措置の実施に関する実績、作業の経験等の発表の場として企画したもので、既にデコミッショニングに携わっている方々、またはこれから手がけられようとしている方々にとって、技術面で役立つことを目標に編集に当たりました。

デコミッショニングの現場で直接実作業に従事しておられる技術者を中心とした技術報告、研究報告、技術解説を重点に、各方面の専門家による広い視野からの総説を交えた「デコミッショニング技報」が皆様のためお役に立てば幸いです。

今後、年2回ずつ発行したいと考えておりますが、会員の皆様から技術開発の状況とその成果、経験と実績および問題点などについて報告、紹介等をご投稿頂きたいと存じており、これにより「技報」が会員相互の技術交流等に生かして頂ければ編集担当としてこれに過ぎる喜びはありません。

今後とも会誌の編集などにつきご意見、御提言を賜りながら、皆様の「技報」として末永く育成していただきますようお願い申し上げます。

財団法人 原子力施設デコミッション研究協会誌

デコミッション技報 第一号

発行年月日：平成元年10月20日 20/10/1989

発行：(財)原子力施設デコミッション研究協会

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

