

(財)原子力施設デコミッショニング研究協会誌

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC.

No. 3 1991

総 説 解体廃棄物の処理処分に関する海外情勢
技術解説 実用発電用原子炉廃止設備確証試験
——解体技術について——
米国におけるEM計画と技術開発

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

デコミッショニング技報No. 3 目次

1. 卷頭言	1
	川崎 稔
2. 総説「解体廃棄物の処理処分に関する海外情勢」	2
	石原 健彦
3. 技術解説「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験」 —— 解体技術について ——	13
	小野澤輝夫、杉原 正明
4. 技術解説「米国におけるEM計画と技術開発」	19
	小松 純治
5. 技術報告	
(1) 「燃料試験施設におけるセル等の除染」	28
	岩松重美、菅野義夫、寺門正吾、大枝悦郎 野村 勇、相澤作衛、山原 武、菊地 章
(2) 「コンクリートケーブ遮蔽扉駆動装置の改修」	37
	菊池輝男、塚田 久、三村 謙 富田 衛、足立 守
(3) 「ホットラボにおけるセル立入除染作業」	45
	中川哲也、佐藤 均、板倉 敦
(4) 「レジンblast法によるポンプの除染」	52
	梅井 弘、小林 俊一
(5) 「ウォータージェットによる切断技術開発」	56
	飛田 祐夫



R A N D E C に期待する

日本原子力研究所 川 崎 稔

今から丁度10年前、昭和55年11月、原子力委員会に廃炉対策専門部会が設置され、原子力発電所が運転を終了した後の原子炉の廃止措置（デコミッショニング）について種々の検討が行われました。その結果は、57年6月に原子委員会策定の「原子力開発利用長期計画」の中に盛り込まれ、デコミッショニングのあり方及び対策について国としての基本方針が示されました。すなわち、敷地の発電所用地としての継続利用、運転終了後早期解体撤去の原則、廃止措置の必要時期までに技術の向上と諸制度の整備・確立、J P D R を活用しての解体技術の開発と実地試験の実施などの方針が示されたことは御承知のことと思います。

わが国のデコミッショニング活動は、この基本方針に沿って進められてきたわけですが、この10年間の歩みをみると、その進展は目を見張るものがあります。

日本原子力研究所では、56年度から原子炉の解体に必要な技術分野全体にわたる技術開発を行い、61年度からその成果を適用して、J P D R の解体実地試験を進めています。原子力工学試験センターでは、原子炉圧力容器の切断、生体しゃへい壁内面の表面剥離などの確認試験が、エネルギー総合工学研究所では、各種廃炉技術調査が行われてきました。この他、デコミッショニングに係る種々の調査研究、試験が、国の機関や産業界で取り組まれています。また、海外においても、デコミッショニングの問題は重要視され、各国において種々の技術開発、解体計画が進められていますが、これらとの国際協力により有用な情報が入手されていると思います。このように、この10年間には、デコミッショニングに必要な種々のデータや経験が生み出され、蓄積され始めた時期とみることができます。

次の10年後には、原子力発電所のデコミッショニングが現実の問題となると考えられます。それまでに、より一層データや経験の集積を図るとともに、それらの整理、分析、評価を行い、実際のデコミッショニングの計画や実施に役立つように料理して、しかも利用し易い形にすることが重要なことと考えます。

原子力施設デコミッショニング研究協会(RANDEC)が昭和63年12月に発足し、活動を開始しましたが、その事業内容をみると、デコミッショニングに関する試験研究、技術・情報の収集・評価、国際交流の立案・実施、成果のとりまとめとその普及などが掲げられています。まさに、当を得た時機に、適切な機能を持って設立されたものと考え、RANDEC が今後果たす役割には大きな期待を寄せています。RANDEC の益々の活躍と発展を祈ります。

解体廃棄物の処理処分に関する海外情勢

石原 健彦¹⁾

1. はじめに

原子力施設の廃止解体は先進諸国においてもまだ広大な規模には行われていず、それから出される解体廃棄物、あるいはデコミッショニング廃棄物（廃止措置の全過程から出される廃棄物）の取扱い、処理処分についてもケースバイケースに行われるものが多く、体系的に取扱われるにはいたっていない。

運転を停止し解役されたばかりの原子炉では、全放射能の90%以上が使用済燃料に含まれていて、一般にこの使用済燃料を送りだしたあとからデコミッショニングがはじまるとされることが多い。しかし核燃料サイクル施設にあっては、その運転の諸過程から各種の放射性廃棄物が発生しており、廃止解役が決められた段階で大部分の放射能を含む廃棄物が除去され送りだされるということはない。この場合には残された運転時廃棄物とデコミッショニング廃棄物の処理処分の区別をつけることは一般に困難であり、それらの区別については便宜的に扱っていくことにする。

海外諸国をみた場合、それぞれ同じような問題意識をもって協議し協力している国々の存在が目につく。デコミッショニング全般については、IAEA が1973年にコンサルタント会議を開いて技術委員会その他の活動をはじめており、具体的にデコミッショニング廃棄物の問題がとりあげられるようになったのは、1979年にはじまったCEC（欧州共同体委員会）の（第1次）デコミッショニング研究開発5年計画からと言ってよい。計画では安全管理、除染、解体技術、プラント特性、廃棄物処理、廃棄物特性、および大型（廃棄物）容器の7分野で51の研究テーマがとりあげられ、域内諸国のそれぞれ得意とする機関が担当することになった。

それに続く第2次5年計画(1984~88)からは核燃料サイクル施設のデコミッショニングも含まれるようになり、現在は第3次の5年計画が進められており、その予算規模もほぼ2倍、2倍とふえて来ている。5年計画の終りには成果の報告討議

のための国際会議も既に2回開かれ、1989年の会議にはソ連や米国、日本等も招待講演を発表した。

OECD/NEAでも1979年には専門家グループによるデコミッショニング対策の検討を行ない、1981年にはスウェーデンのAgesta炉のデコミッショニングプロジェクトを6カ国共同ではじめた。1984年には協定を結んでデコミッショニングに関する科学技術情報の交換協力を積極的に進めることとし、参加9カ国の14プロジェクトの間では研究者の相互派遣も活発に行われている。NEAの放射性廃棄物管理活動については放射性廃棄物管理委員会(RWMC)が設けられていて全般的助言指導にあたっているが、委員会は廃棄物管理のほかにデコミッショニング問題も担当しており、デコミッショニング廃棄物の問題に対する理解も深い。

これら多くの国はヨーロッパに所在するが、それらとかけ離れた米国は一国としてはもっともデコミッショニングの経験をつみ重ねており、また近年の活発な廃棄物管理活動の一環としてデコミッショニング廃棄物についても注目すべき動きがみられる。

以下、最近のこの分野の話題をおうことにするが、意外に原子炉関係の情報が少なく、やや偏った紹介になるのではないかと怖れている。

2. デコミッショニング計画と廃棄物の発生

原子力施設の運転、運営から出される廃棄物が運転廃棄物であり、これについては各国の数1,000の施設における数10年にわたる取扱い、処理の経験が蓄積されており、さらに処分の経験知識もつけ加わってきている。デコミッショニング廃棄物もこの運転廃棄物に似かよったものがその多くを占めている。その大部分は低レベル放射性廃棄物であり、運転廃棄物の処理に適用されている多くの方法によって処理することができる。

ただ現在、運転廃棄物の場合にはその処理処分対策がおおむね準備されていて計画的にとりはか

1) (財) 原子力環境整備センター

らわれていくのに対して、デコミッショニング廃棄物の場合には実積の少なさもあり、その都度的な応対がみられがちである。

そのような傾向の強い核燃料サイクル施設のデコミッショニングのなかにあって、早い段階から全体的計画をたて着実に廃棄物対策を進めているものに、ベルギーの旧ユーロケミック(Euro-chemic)再処理工場がある。商業的施設ではなく国際的な共同実証試験施設としてつくられたこともあり、当初の再処理技術の開発実証の目的をほぼ達成したのち、まず計画的に除染が行われた。1985年にはベルギーへ移管され名称もベルゴプロセス(Belgoprocess)とかえられたが、引き続き廃棄物の処理およびデコミッショニング計画の検討と試験が進められている¹⁾。全体の廃棄物の発生とその処理のフローを図1に示す。高レベル廃液のガラス固化は西ドイツのKarlsruhe研究所と共同してPAMELA法により進められている。

全体の施設は図2に示すように配置されているが、解体にあたっては廃棄物の処理／貯蔵の施設と支援サービス施設は残し、中心の再処理、分析、ウラン・プルトニウム製品貯蔵、廃溶媒貯蔵等の施設を解体撤去することが検討された。一次廃

棄物は浅地埋設にまわされる低レベル廃棄物が約4,400t、3.7M Bq/kg以上あって地層処分されるものが約270tあり、二次廃棄物として低レベル廃液が約54,000m³、また浅地埋設される低レベル固体が約4,000m³出されるものと推定された。1992年導入予定の高圧縮装置および1996年導入の焼却炉の活用によって、最終的には一次廃棄物を3,010m³に、また二次廃棄物を370m³にすることができると考えられている。

この計画をすすめる前に1988年初めからウラン・プルトニウム製品および廃溶媒の貯蔵棟を対象としてパイロット解体計画が実施された。この結果、コンクリートの表面除染を自動的に行なう装置の開発の必要性が痛感されたという。規制除外レベルの確立、処理ずみ廃棄物、とくにプルトニウム汚染廃棄物の最終的な搬出・処分施設ができるないことも全体計画を定めるうえで大きな問題となっている。

各国の腐棄物処理技術の状況、廃棄物の貯蔵なし処分施設の整備状況、および放射性物質の規制状況によって、デコミッショニング廃棄物対策の戦略は大きく変わることになる。

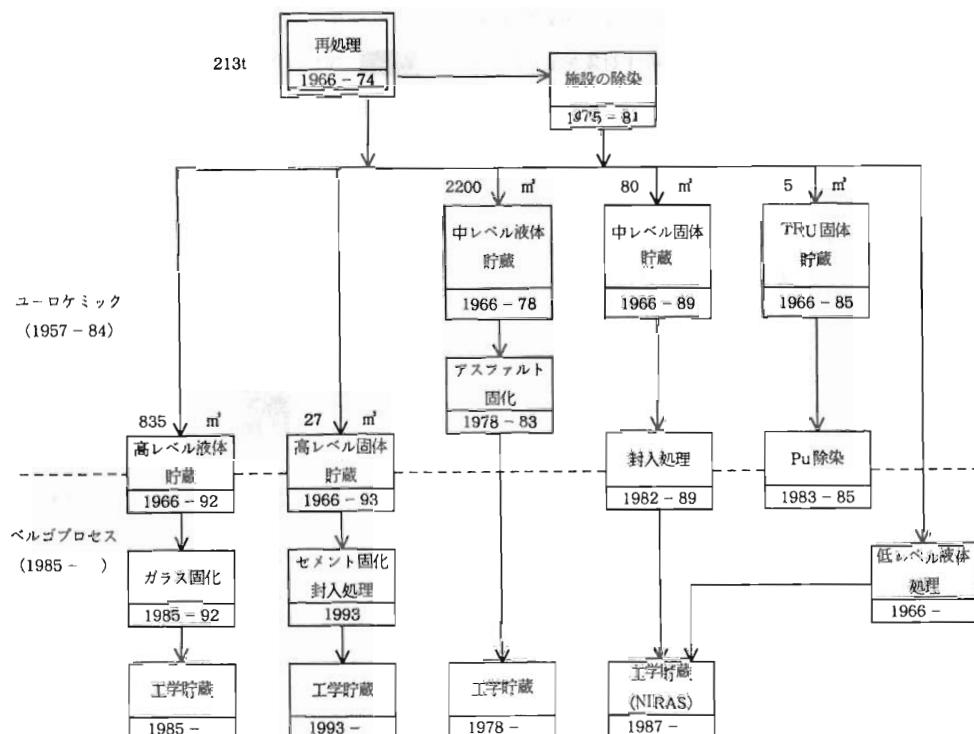


図1 旧ユーロケミック再処理工場における放射性廃棄物の発生とそのフロー
(原図を少しあげてある)

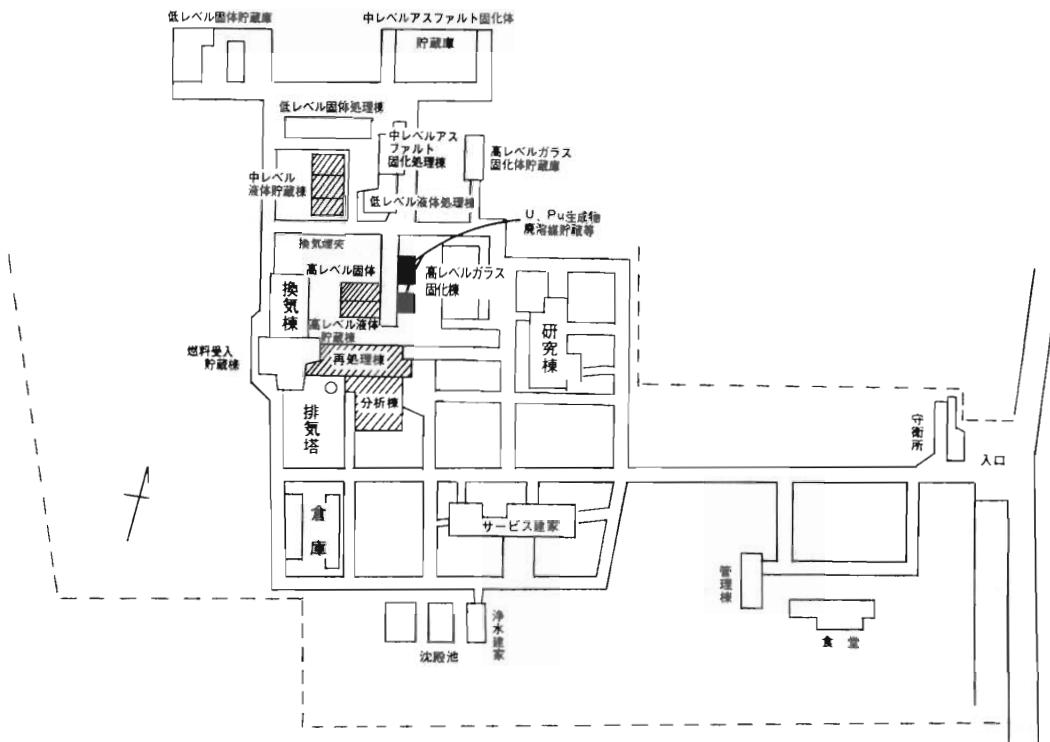


図2 旧ユーロケミック再処理工場のデコミッショニング計画

解体対象施設(第1期)、パイロット解体施設

3. デコミッショニング廃棄物の量

原子力施設を解体撤去するときには相当大量の廃棄物が出され、その適切な処理処分にあたって大きな障害となることが心配されたが、その後の検討と実際の例からそれほどのものではないことがわかつてきた。

OECD/NEAの原子力開発と燃料サイクルに関する技術・経済研究委員会(FCC)において各専門家が検討した結果を表1に示す²⁾が、炉型、利用される減容技術および廃棄物として扱われる定義・範囲によって影響はうけるものの、25年間の運転のあと解体撤去するとき出される廃棄物は、その運転期間中に出される廃棄物の量とほぼ同じ程度となっている。数値は少し異なるが、カナダからCANDU炉の運転廃棄物とデコミッショニング廃棄物の量がほぼ同程度であることを示す図3も発表されている³⁾。

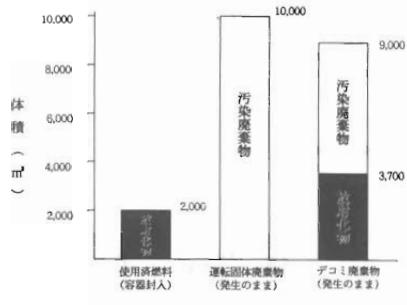


図3 CANDU炉の寿命間に発生する廃棄物量の比較

核燃料サイクル施設のデコミッショニングについては原子炉ほど充分な資料がないが、米国それぞれぞれ単独のサイクル施設について検討した値が発表されている(表2)⁴⁾。サイクル施設では運転廃棄物とデコミッショニング廃棄物の量は、原子炉の場合とちがってほぼ10:1となっている。原子炉に比べて運転時に出される廃棄物の量が多い

ということができる。また100万kWの発電炉に対応する廃棄物量を求め、それらを合計したサイクル施設のデコミッショニング廃棄物量と発電炉のそれを比べてみると、表のように前者は後者の3%程度であることがわかる。

デコミッショニング廃棄物のうち放射能により少しだけ汚染をうけているものは、除染により比較的容易に規制除外のレベル以下にされて放出されるが、大型PWR炉についてそれらの量的関係を示した図4⁵⁾は早くから知られていた。これに対し大型BWR炉⁶⁾(77万kW Brunsbuettel炉)を廃止

解体するとき発生するデコミッショニング廃棄物量について、その中の金属廃棄物を溶融してリサイクル使用する可能性に従って区分した図5が同じ西ドイツから発表された⁶⁾。ただ両図は1:1の対応はしていない。

なお原子炉のデコミッショニング廃棄物と運転廃棄物はほぼ同程度の量であるといつても、後者が25年ほどの全期間にわたって発生するのに対して、前者は5年ほどの期間に集中的に発生することは大きな違いである。

表1 原子炉の運転およびデコミッショニングからの低中レベル廃棄物量の推定 (m³)

国	カナダ	西ドイツ		スウェーデン		米国	
原子炉型と出力 (万KWe)	CANDU 4×51.5	PWA 120	BWR 80	PWR 90	BWR 100	PWR 100	BWR 100
25年間の運転廃棄物	6900~27500	6100~11000	6000~20000	6300	7500	21700	40000
デコミッショニング廃棄物	10000	6900	12400	7000	15000	15200	16300
合計廃棄物	16900~37500	13000~17900	18400~32400	13300	22500	36900	56300
デコミッショニング廃棄物/全廃棄物	0.3~0.6	0.4~0.5	0.4~0.7	0.5	0.7	0.4	0.3

表2 商業核燃料サイクル施設の(運転およびデコミッショニングからの)放射性廃棄物量の推定 (m³)

施設	代表的容量 (万KWe)	対応する原子炉出力 (万KWe)	デコミッショニング低レベル廃棄物量 (m ³)		100万KWe原子炉に対応するデコミッショニング廃棄物量 (m ³)	全寿命低レベル運転廃棄物量 (m ³)	(参考)* 100万KWe原子炉に対応する運転廃棄物量 (m ³)
			ウラン転換	ウラン濃縮			
ウラン濃縮	10000t/年	6000	1260	21	44000	733	
燃料加工	8.75×10^6 SWU/年	9000	25470	283	11200	124	
再処理	1000t/年	3300	1100	33	99000	3000	
	1500t/年	5000	{ 3100 4600 (TRU)	154	54000	1080	
計				491		4937	
(参考)*原子炉(米国100万KWe) (PWR、BWR平均)	100		15800	15800	30900	30900	

* (参考) 棚は筆者が書いたしたもの。

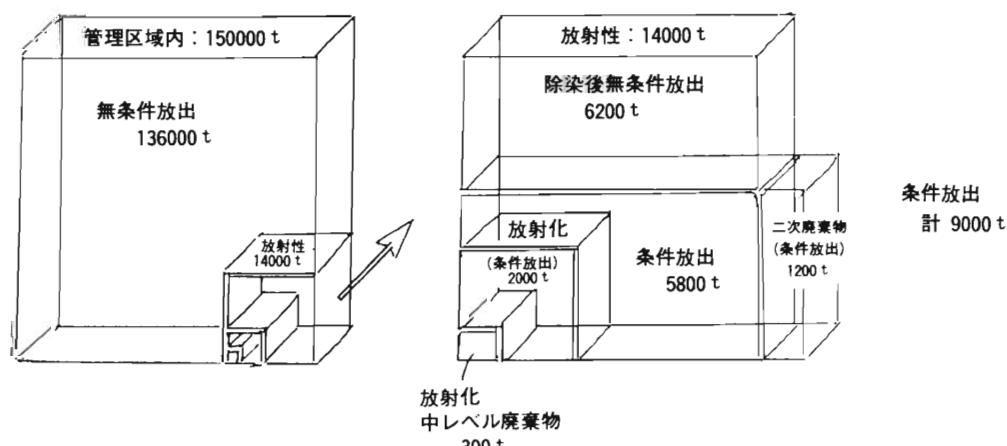


図4 PWR (120万kW、40年運転) の1年後デコミッショニング時の廃棄物発生量

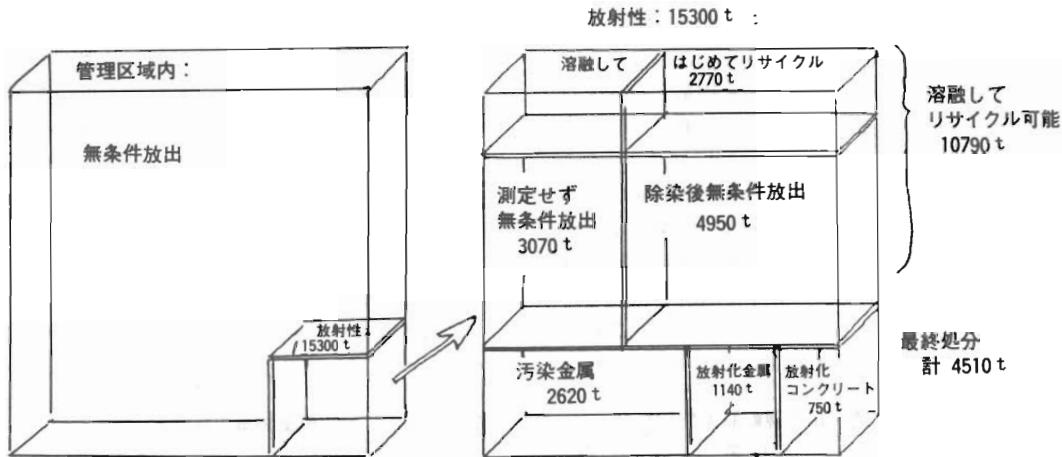


図5 BWR（ブルンスピュッテル型）のデコミッショニング廃棄物のリサイクルと処分量

4. デコミッショニング廃棄物の処理技術

デコミッショニング廃棄物は、一部の中レベルのものを除いて大部分が低レベル廃棄物であり、その処理はできるだけ減容をはかって一時的貯蔵あるいは処分にそなえることを大きな狙いとしている。現在は国際的に通用する規制除外の濃度レベルが確立されていないので、それら低レベルの廃棄物をさらに除染して無制限に放出し流通するようにすることはまだ特別の場合を除いて考えられない。

減容のためには先ず廃棄物容器内にすき間のないように細断あるいは粉碎してつめこむことがはかられ、さらに近年は高圧縮装置（従来の100 t級を上まわる1,000～1,500 t級のもの）の採用が盛んである。可燃性廃棄物を焼却灰化して減容をはかる焼却炉も次第に採用されるようになった。デコミッショニング廃棄物のなかでは比較的小量の鉄鋼その他の金属類は、高価なためそのまま細断、あるいは圧縮して廃棄するのではなく、溶融して放射能をスラグ部分に集めて除去し、リサイクルにまわすことでも小規模ではあるが行われるようになった。

西ドイツのSiempelkamp 社の誘導加熱溶融炉による減圧溶融法が注目され、本国のほか技術提携した英国、米国、日本でも行われはじめている。

イタリアの Casaccia には全国の放射性廃棄物の集中処理機関であるNUCLECO 社があるが、そこでは最近固体廃棄物の除染と圧縮処理を行なうICS - 42施設(図6)が完成し、デコミッショニ

ング廃棄物の受入れ、処理も行うことになった。大型のものは3,000°Cのプラズマトーチにより切断され、2,000 kN (204 t) の水圧プレスで予備圧縮されドラム缶につめられ、次に15,000 kN (1,530 t) のスーパー圧縮機にかけられる。1989年にコールド試運転がはじめられたところである⁷⁾。

米国のTRU廃棄物の大半はまずIdaho 国立工学研究所(INEL)の廃棄物貯蔵施設に集められ、Carlsbadの岩塩層処分施設WIPPの受け入れ条件にかなうか否かを、貯蔵廃棄物検査パイロットプラント(SWEPP)でX線とα線測定によって調べられている。そこで大型異型物を含んでいてそのままではWIPPへ送り出せないものが見つけられた場合には、プロセス実験パイロットプラント

(PREPP)において機械的に細断され、ロータリーキルン焼却炉へ送られ可燃物をもやされ、細片と灰はセメントと混合しドラム缶内で固化されることになる⁸⁾。このPREPPの機能もデコミッショニング廃棄物の処理ということができる。

これら廃棄物を入れる容器は一般に円筒形のドラム缶が広く用いられているが、貯蔵・運搬においてドラム缶相互の間の隙間の空間が効率上問題になる。米国では最近、高さが等しく、直径と等しい長さの辺をもつ角型ドラム缶(71gal, 268ℓ、図7)が同一価格で製造されるようになった。貯蔵空間に無駄がなく、1個あたり26%容量がふえ、全体として11～22%経費が安くなるとして注目されている⁹⁾。最近West Valley のデコミッショニングプロジェクトで実際に採用され使用されている。

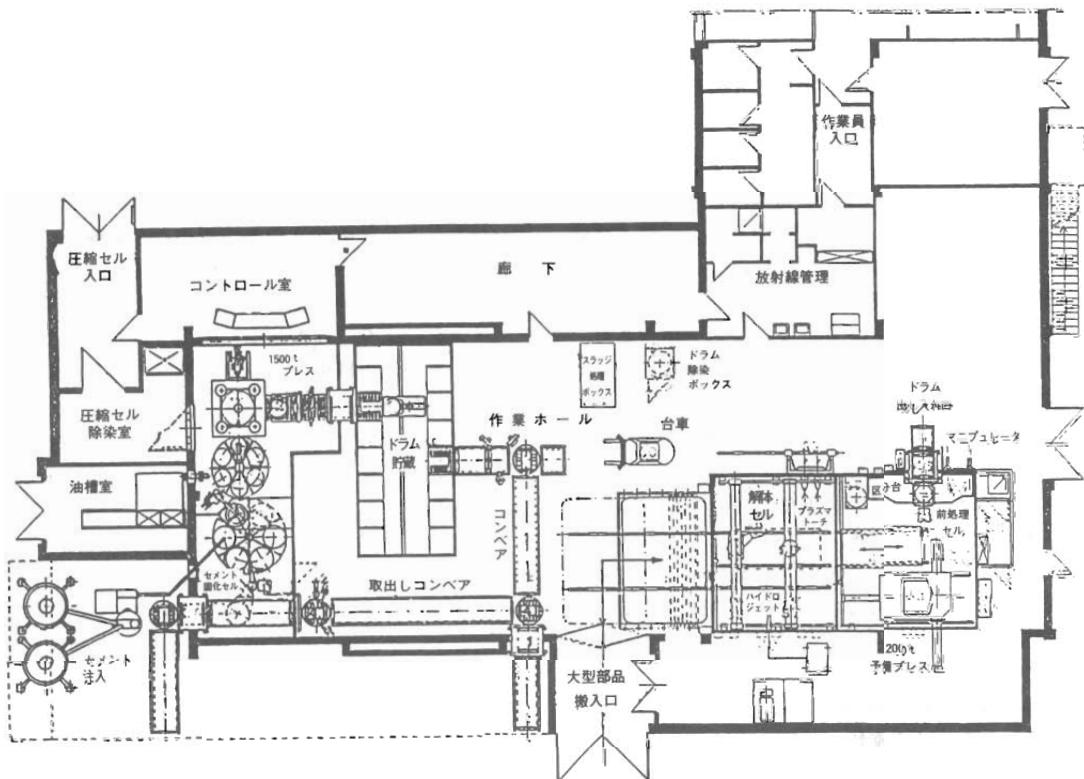


図6 NUCLECO社(イタリア・カサチア)の固体廃棄物解体圧縮固化棟ICS-42

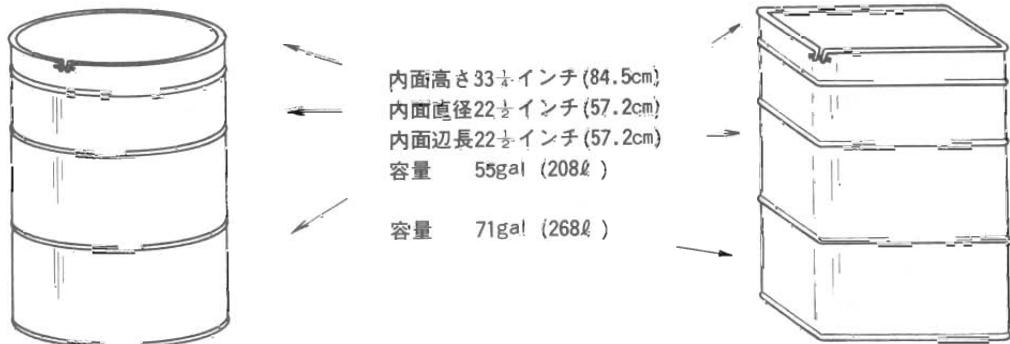


図7 円筒ドラム缶と角型ドラム缶

5. デコミッショニング廃棄物の処分

原子力施設の廃止解体においては比較的短期間のうちに相当量の廃棄物が出されるため、これを小型(約200ℓ)のドラム缶等の容器に分割して入れ処分にまわすことは必ずしも得策ではない。

ガス炉の大型の黒鉛減速材等は細断せずにそのまま深海底に投棄処分することがかつて検討され、また放射能で汚染した土壤を船につみこみ沖合に

投棄処分することも検討された。ドラム缶、長方形の鉄箱、木箱等に解体廃棄物を入れて所定の投棄海域へ処分することは原子力開発の初期から行われてきたが、ロンドン条約締約国協議会の1982年の停止決議以降はどの国も投棄作業を実施していない。

浅地埋設施設が準備されている国では低レベルのデコミッショニング廃棄物はそこへ埋設処分されている。初期には特に容器に入れることもせず

にそのまま埋設されたこともあるが、最近は原則として容器に封入し放射能を充分にとじこめるよう配慮されている。容器として200ℓ ドラム缶は小さいので、さらに大きな600ℓ ドラム缶、18m³長方形容器、38m³コンテナ等が使われることもある。Shippingport 原子力発電所のデコミッショニングにおいては、原子炉圧力容器／中性子遮蔽タンクを一体のまま撤去し、Hanford の半砂漠の処分地へ運ばれてそのまま埋設された。容器の体積は約300m³に及んだが、充分な処分場があり、輸送の手段も確保されておれば、作業員の被ばく線量も所要資材も少なくできる方法である。

ただ運転廃棄物の処分場との共用ではなくデコミッショニング廃棄物を主として考えている処分場としては、西ドイツの準備しているKonrad 処分施設があるだけである。1982年に、発熱性がないか無視できるような放射性廃棄物の長期貯蔵と処分を行なう連邦施設として、その建設および運営計画の申請が出されている。2000年までの西ドイツの原子力開発利用計画（発電炉22基、2,800万kW、再処理量2,800t、およびデコミッショニング）に由来する廃棄物の約95%がその対象として考えられている。800~1,300m の地下に掘られた旧鉄鉱山などの空洞100万m³を利用し、そこへ40年間にわたって廃棄物を搬入してその50%を埋める計画となっている。1985年には環境影響評価が廃棄物管理安全性研究(PSE)としてまとめられ、長期にわたる核種の移行とそれによる被ばく線量当量が計算されている¹⁰⁾。

米国ニューヨーク州Buffaloの南48kmにニューヨーク州エネルギー研究開発庁(NYSERDA)が管理する西部ニューヨーク核サービスセンター(WNYNSC、1350ha)のサイトがある。この中に州認可の処分地域SDA 6haとNRC認可の処分地域NDAがあり、前者にはかつてこのサイトで民間再処理工場を建設運転したNFS社が、1963年から'75年にかけて低レベル廃棄物の埋設処分を行なった14のトレンチがのこされている。ここへは同工場のほか原子力発電所、工場、研究所、除染業者、政府施設から出された66,500m³、27.2P Bq (736,000Ci) の廃棄物が埋設されたが、そのなかには特殊核物質²³⁵U、^{238.9}Pu を含む廃棄物55tも混じっていた。廃棄物パッケージは不透水性の粘土層に掘られた深さ約6mのトレンチに埋設され、1.3~2.4mの覆土が施された。処分後間もなくトレンチに水がたまりその水位が上昇して來

ることが見出され、さらに一部ではその水が覆土をとおして周辺へ浸み出して來たので処分は中止された。

このトレンチの水は地域内の小池に移して沈殿処理の後小川へ放流され、覆土の上には漂石粘土を1.2m厚さまでかぶせる等の改修工事が行われた。しかしトレンチからの水の浸みだしに続き、調査の結果、問題のトレンチを横切って透水性のよい砂・小石層が走っていることがわかった。モニタリングにより³Hが水中に検出されたが微量であり、その他の核種のトレンチ外への移行は見出されていない¹¹⁾。

現在、このWest Valley の地はこのいわば非計画的な出来事によってではなく、計画的な再処理施設のデコミッショニングによって関心を集めている。NFS社は1966年から'72年にかけて640 t のウランを再処理したが、1976年には事業の継続を断念して施設を閉鎖した。この民間施設を国が引きとてこれを最大限に活用してデコミッショニングおよび廃棄物処理処分技術の実証に使うことが考えられ、West Valley 実証プロジェクト(WVDP) 法が1980年に成立した。1982年にはWestinghouse電気会社の子会社、West Valley ニューカリアサービス社 (WVNS) が中心となつて計画がはじめられた¹²⁾。

1988年には施設(図8)¹³⁾¹⁴⁾の70%以上が除染され再利用もできる状態になった。残された廃棄物の処理のうち最難関は、大部分の高レベル廃液が中和してタンクに貯蔵されていて、タンク内の下層にスラッジとして堆積していることであった。そこで図9¹²⁾に示すように先ず上澄液を4本のゼオライト塔(径91cm、高さ6m)に通してCsとSrを除去してから、蒸発濃縮し、セメントと混ぜて固化体にする。一方スラッジは水洗し、Cs、Srを吸着したゼオライト、および別のタンクに貯えられている酸性の高レベル廃液と混合調整してからガラス固化処理にまわすことにした。ジュール加熱のセラミック溶融炉(容積860ℓ)は処理能力50~150ℓ/hであり、同方式のSavannah River の軍事廃棄物処理施設(DWTF)の中核をなす溶融炉には3年遅れの1995年にホット運転をはじめ、1997年には約300体のキャニスターへの充填を終える計画となっている¹⁵⁾。

ガラス固化体を充填した660ℓ のキャニスターはサイト内の一時貯蔵施設におさめられ、現在政府が計画している地層処分場ができればそこへ送っ

て処分される。また低レベル廃棄物はセメント固化されるが、デコミッショニング全体では1,420 m³発生すると推定されており、これは鋼板建家内の50cm遮蔽コンクリート壁をもつ施設に貯蔵される。サイトに埋設することが認められればそのまま覆土して墳丘（チュムラス）状処分が行われることになる¹⁶⁾。

Hanford ではレドックス／ピュレックス再処理パイロットプラント（1961年以降は Sr 回収施設に改造）が部分解体の後、残存部と地下部分が7.6m の盛土の中に埋設されている。現在その地域では、1944~'71年に運転された 8 基のプルトニウム生産炉のデコミッショニング計画が検討されており、そこでは付属の小建家、煙突、ボンド等を解体撤去した後、原子炉本体を原位置に埋めこんでしまう工法が、放射線被ばく面でも経済面でも有利であると伝えられている。

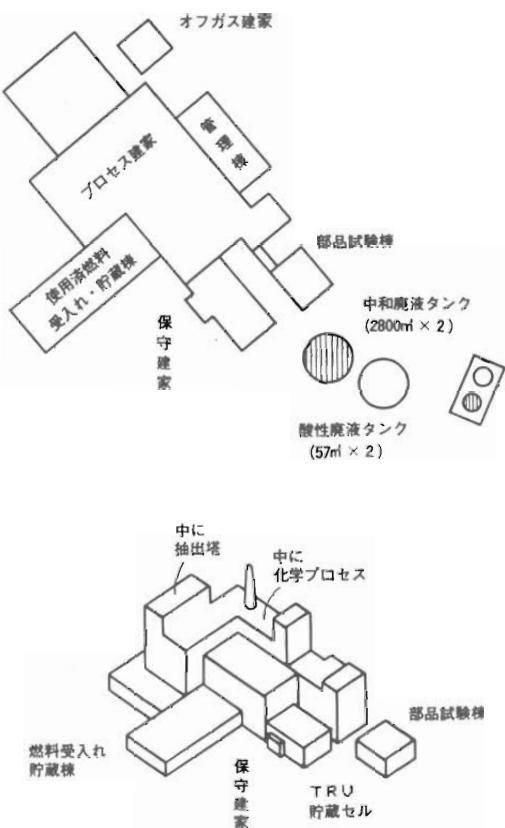


図8 旧ウェストバレー再処理施設 (配置図と透視図)

6. デコミッショニングと環境回復

デコミッショニングは元来原子力施設を廃止解体することであり、その一環としてそれから出される発生物の廃棄物を適切に処分することが注目されてきた。ところが最近はその範囲がさらに広ってきて、それらの運転や解体作業により影響ないし損傷をうけた周辺環境を修復して元の状態にもどすことが強調されるようになってきた。

特に米国では初期のウラン鉱製錬施設やManhattan計画関連施設の跡地の修復の必要性が指摘され、1974年には初期使用サイト修復活動(FUSRAP)が30サイトはじめられ、また1978年にはウラン鉱津修復活動(UMTRA)が24サイトはじめられた。さらに軍事にかかわりのないShippingport原子力発電所等の15サイトについても除染・解体・復旧の作業が余剰施設管理計画(SFMP)としてはじめられた。UMTRAは今世紀中に完了するが、他の2計画は2002年までかかるものと推定されている。

これらの他さらに、放射能汚染は低いが有害物質によって汚染された施設や周辺環境（土壌、地下水等）が、エネルギー省傘下の軍事生産試験施設を中心にして数1000個所あり、それらの汚染を除去し、不用施設は解体撤去し、発生する廃棄物は処理し安全に処分して環境回復をはかるために、従来のFUSRAPおよびSFMPの100倍ほどの予算が必要ではないかと推定されている。エネルギー省はこの課題を最重点事項として今後30年をかけてその達成をはかることとし¹⁷⁾、1990年11月には省内に環境回復・廃棄物管理局を発足させた。

現在、米国では軍事関係の低レベル廃棄物の年間発生量は約200万m³、民間（主として原子力発電）のそれが約100万m³であり、わが国の年間6,000 (~8,000) m³とは比較にならない。その民間低レベル廃棄物の年間発生量に対してFUSRAP 廃棄物のそれは約10%であり、SFMP廃棄物は約2 %である¹⁸⁾。この点では有害廃棄物は現在の推定では52,000m³ほどと見積られており¹⁹⁾、量的にはさほど怖れることはなさそうである。しかし放射能の場合にはその分散を抑えて減容固型化して隔離しながら時間による減衰を待てばよかつたものが、有害物質の場合には時間による減衰ではなく、捕捉して固型化するか分解をはかるかしなければならない。しかも多くは安定であって容易に分解しないのである。地中に浸透した有害有機物蒸気を捕

探し固定するための蒸気真空抽出法(図10)²⁰⁾をみてもその容易でないことが推察されよう。
心ないドライクリーニング業者の廃溶剤の処分や、半導体メーカーの化学洗剤の放出のようなこ

とがわが国の原子力施設で行なわれているとは考えられないが、万一類似の行為が行なわれた場合にはデコミッショニング廃棄物の処理処分にあたっては過大な重荷を負わされることになる。

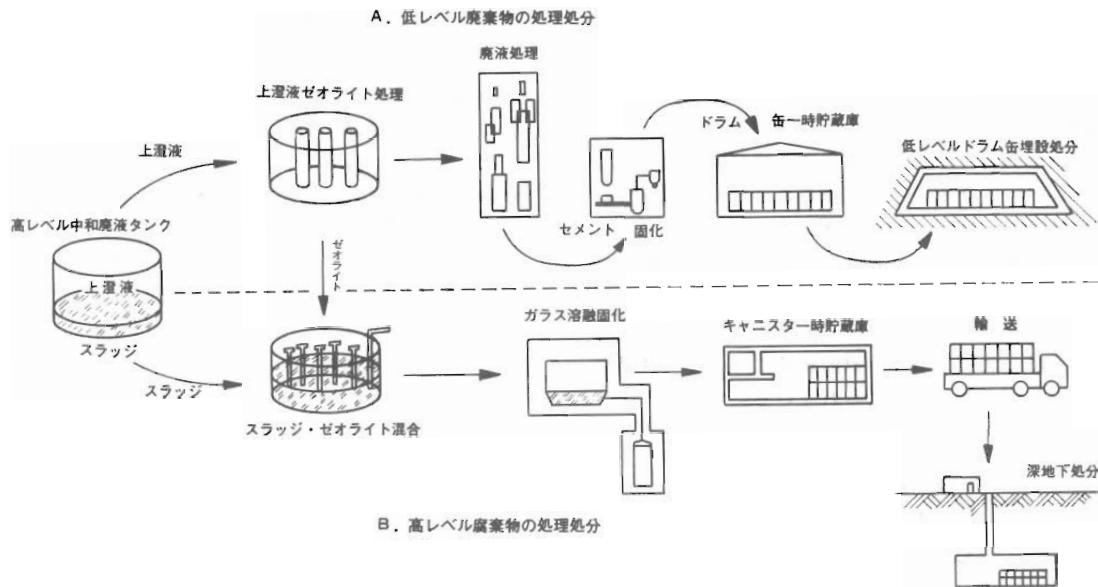


図9 ウエストバレー実証プロジェクトにおける高レベル中和廃液の低レベル廃液処理と高レベルスラッジ処理

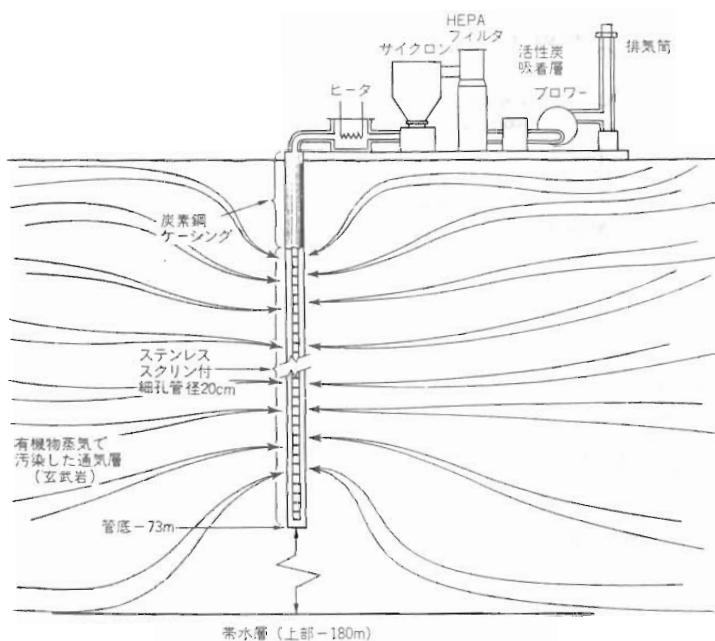


図10 地中汚染蒸気の真空抽出の実証試験

7. 廃棄物の規制除外と再利用

低レベル固体廃棄物の浅地中処分において放射線障害防止の観点からなされる管理の規制を除外することに関して、ICRP Publ. 46およびIAEAの専門家グループ声明（ともに1985年）の考え方が参考にされる。わが国では放射線審議会が1987年にその規制除外（の基準）線量として $10\mu\text{ Sv}/\text{年}$ を用いることが妥当であると報告している。

また、1988年に原子力安全委員会が決定した埋設施設の安全審査の基本的な考え方でも、埋設廃棄物に起因する一般公衆の被ばく線量が埋設地の管理期間終了以後は規制除外線量の $10\mu\text{ Sv}/\text{年}$ をこえないことを目安としている。またデコミッショニング廃棄物を一般社会に還元し再利用する場合の基準についても、規制除外線量と同様の考え方が適用できるとしている。

放射能レベル（放射能濃度と表面汚染密度）の非常に低いデコミッショニング廃棄物を無拘束（非限定的に）再利用することが多くの国で小規模に実施されているが、その多くはケースバイケースで評価され許可されたものであり、国際的に統一された再利用にかかる放射線防護上の基準濃度が設定されているわけではない²¹⁾。

この再利用にかかる基準値の検討について1986年にはIAEAのワーキング資料が、また1988年にはCECの放射線防護原則No.43が発表されている。特にCECでは各国にシナリオをまかせてマチマチの基準が導かれることのないように、ワーキンググループで検討して統一的な濃度基準値を導くようと考えた²²⁾。

米国では従来ケースバイケースで放射能使用の煙探知器等について規制懸念以下(BRC)であるとして許可をしてきたが、1988年にNRCは規制懸念からの除外についての政策ステートメントの予告を発表した²³⁾。これをうけて1990年6月にはBRC廃棄物とその他物質についての最終政策ステートメントを発表して、デコミッショニング廃棄物をはじめとする全分野について規制除外を許可するにあたっての一般的指針を示した²⁴⁾²⁵⁾。規制除外の個人線量限度は、作業者等の限られた人々だけが被ばくする場合は 10m rem ($100\mu\text{ Sv}$) / 年以下とされ、デコミッショニング廃棄物のリサイクルやコンシューマープロダクトのように広く利用されるものの場合は暫定値として 1 m rem ($10\mu\text{ Sv}$) / 年が示されている。また集団線量は $1,000$

man rem (10 man Sv) / 年以下とされている。

ただこの声明に対しては直ちに反対派から激しいキャンペーンが起り、原子力産業界でも規制除外の申請をさしひかえる動きも見られ、最終的に規則がきめられるのはさらに遅れる模様である。従来米国では規制除外についてかなり高いレベルの値が主張され、低いレベルの値ではデコミッショニングをする経済的メリットがなくなると言わっていた。今回の声明で作業者等に限られるとはいえ、わが国等の10倍の値が示されたことにより産業界は確かに胸をなでおろしているのではなかろうか。

8. おわりに

デコミッショニング廃棄物についてはその処理技術はともかく、埋設処分施設の整備、非限定的再利用の基準値の設定等が行なわれていなければ、部分的な解体撤去にとどまりデコミッショニングのメリットを充分發揮できないままにおかれることがある。こんご処分施設や再利用基準値の確立に努めるほか、安全で経済的なオンライン暫定貯蔵技術の確立をはかることも必要と考えられる。

また計画的デコミッショニングでは考えなくてよい問題かもしれないが、施設周辺の土壤・地下水等の汚染除去、環境回復について、ソ連が南ウラルのKyshtymおよびチェルノブイリ周辺において、また米国が主としてHanford地域において、互に情報交換しながら大規模な対策をすすめており注目される。我々としても関心をもち続けていくことが必要であろう。

参考文献

- 1) CLAES, J. et al: *Proc. of the 1989 Joint Int. Waste Management Conf.*, 1, 441 (ASME, 1989)
- 2) NEA (FCC Expert Group): "Decommissioning of Nucl. Facilities, Feasibility Needs and Costs", 33 (OECD/NEA, 1986)
- 3) HOYE, D. S. et al: *Proc. of the 1989 Joint Int. Waste Management Conf.*, 1, 193 (ASME, 1989)
- 4) NEA (FCC Expert Group): "Decommissioning of Nucl. Facilities, Feasibility, Needs and Costs", 35 (OECD/NEA, 1986)

- 5) 角谷省三ほか：“放射性廃棄物管理ガイドブック”，53（日本原子力産業会議，1988）
- 6) SAPPOK, M. : *Proc of the 1987 Int Decommissioning Symp., Pittsburgh, 1987*, 1, III- 115 (DOE.CONF-871018)
- 7) RISOLUT, P. et al : *Proc of the 1989 Joint Int. Waste Management Conf.*, 1, 235 (ASME, 1989)
- 8) 石原健彦：原子力工業, 33 [9], 61 (1987)
- 9) GREAVES, J. D. : *Waste Management '87*, 3, 575 (1987)
- 10) ILLI, H. : *Waste Management '88*, 1, 1001 (1988)
- 11) ANDERSON, D.B. : *ibid.*, 643
- 12) MCINTOSH, T. W. et al : *Waste Management '88*, 2, 785 (1988)
- 13) DAUGHERTY, H. E. et al : *Waste Management '84*, 2, 375 (1984)
- 14) KNABENSCHUH, J. L. et al : *Waste Management '85*, 1, (1985)
- 15) BARNES, S. M. et al : *Waste Management '88*, 2, 195 (1988)
- 16) MCVAY, C. W. et al : *Waste Management '89*, 2, 407 (1989)
- 17) USDOE : “Environmental Restoration and Waste Management Five-Year Plan” (DOE/S-0070, 1989)
- 18) KLEIN, J. A. : *Waste Management '87*, 3, 483
- 19) JORDAN, E. A. et al : *Waste Management '90*, 1, 119 (1990)
- 20) RENO, H. W. et al : *ibid.*, 101
- 21) (鈴木隆夫)：第27回原子力研究会年会報告書, V-52 (日本原子力産業会議, 1990)
- 22) (参考) 川上 泰：廃棄物再利用基準調査委員会, 参考資料, 1990年7月4日 (日本原子力研究所保健物理部)
- 23) SILVERMAN, D. J. : *Waste Management '90*, 2, 365 (1990)
- 24) 日本原子力産業会議：諸外国における原子力発電開発の動向, 1990年8月, 1
- 25) Nuclear Waste News, 10 [26] 253 (Business Publishers, Inc, 1990)

実用発電用原子炉廃炉設備確証試験

解体技術について

小野澤輝夫¹⁾ 杉原 正明²⁾

1. はじめに

(財)原子力工学試験センターでは、近い将来に現実化する原子力発電プラントの廃止措置に対応するため、通商産業省から委託を受け「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験」を昭和57年度より実施中である。(表1全体工程参照)

この内容は、

- (1) 原子炉圧力容器切断技術
- (2) 生体遮蔽壁表層剥離技術
- (3) 炉内構造物切断技術
- (4) 解体廃棄物処理システム技術
- (5) 解体前放射能低減技術
- (6) 建屋残存放射能等評価技術

からなり、その目的は切断・剥離等の解体技術ならびに一次冷却系、解体廃棄物および残存建築物に対する放射能測定・除染技術等について、安全

性、信頼性の観点から確証することである。

試験対象としては、既設および建設中のプラントで最大級のものに適用することが可能であることを前提として、1,100MWe級のBWRおよびPWRを想定した。

この確証試験の運営にあたっては、関係各位の参加を得て、「廃炉確証試験実施委員会」および各試験に関する分科会を設置し、試験計画・実施内容・評価等について審議を行っている。

本稿においては、確証試験を終えて成果を得た、或いは得つつある解体技術について、原子炉圧力容器、生体遮蔽壁及び炉内構造物の切断・剥離技術に関する確証試験の概要を紹介する。

表1 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験全体工程

項目	年 度																
	56	57	58	59	60	61	62	63	H1	2	3	4	5	6	7	8	9
原子炉圧力容器切断技術確証試験										調査	基	予	確	証	評		
生体遮へい壁表層はく離技術確証試験										調査	基	予	確	証	評		
炉内構造物切断技術確証試験										調・基	予	確	証		評		
解体廃棄物処理システム技術確証試験										調査	基	予	確	証	評		
解体前放射能低減技術確証試験											調査	基	確	証	評		
建屋残存放射能等評価技術確証試験											調査	基	確	証	評		

(調査：調査設計、 基：基本試験 予：予備試験 確証：確証試験 評：総合評価)

1) (財)原子力工学試験センター 開発部

2. 原子炉圧力容器切断技術確証試験

2.1 工法の選定

原子炉圧力容器は、最大部で420mmの板厚を有する低合金鋼と、その内側に肉盛りされたステンレス10mm(max)よりなっている。

放射化された原子炉圧力容器の解体においては、作業時の被曝低減対策上から、水中において遠隔操作により切断し得ることが条件となる。

昭和56年度の財エネルギー総合工学研究所における調査の結果、上記の要求に対応する工法として、工業技術院四国工業試験所において開発された「アークガウジング+ガス切断」工法が選定された。この工法は、先ず溶融温度の高いステンレス鋼の肉盛り部をアークガウジング(アーク放電)により溶融し、直後方よりジェット水により溶融したステンレスを除去して低合金鋼を露出させる。

次にアークガウジングトーチと一緒にされたガス切断トーチが、水中においてエアカーテンにより局部的に空洞を確保し、プロパンガスと酸素の混合ガスにより母材である低合金鋼を加熱溶融させる。そこへ高压酸素を噴射して酸化反応を促進させて酸化熱により、より高温を得て厚肉鋼を溶融切断するものである。(図1参照)

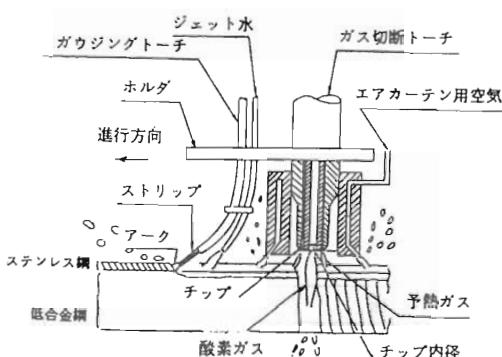


図1 「アークガウジング+ガス切断」原理図

2.2 試験内容および結果

(1) 基本試験

調査・設計として当工法に関する技術調査、確証試験設備試験体の設計および試験法案の立案等を2年間行った後、昭和59年度に基本試験を実施した。

基本試験では、「アークガウジング+ガス切

断」工法の基本的な切斷性能を把握することを目的とした。試験体としては、アークガウジング用に平板ステンレス鋼、ガス切斷用にくさび型低合金鋼およびアークガウジングとガス切斷の組合せ一体化工法用に平板クラッド鋼を用いて、水中において切斷試験を行った。

試験の結果は、いずれも20cmの水深において良好な結果が得られた。

(2) 預備試験

基本試験の結果を反映して、昭和60年度には実炉のPWRのフランジ部およびBWRの下鏡部を模擬した試験体を「アークガウジング+ガス切斷一体化トーチ」により遠隔操作装置と組合せて水中切斷試験を行った。

(i) 切断性能試験

フランジ部を模擬した420mm厚(クラッド6mm)の試験体を、水深約20cmにおいて各姿勢にて切斷した結果、30~40mm/minの速度で切斷することが可能であった。

下鏡部を模擬した175mm厚(クラッド10mm)の試験体を上記と同様の水深および姿勢で切斷した結果、100~150mm/minの速度で良好な切斷が可能であった。

(ii) 遠隔操作性試験

切斷トーチの設定精度、ガウジング用ストリップの追従性、マニピュレータ先端の振れ及び監視性能について確認した。

(3) 確証試験

昭和61、62年度には、基本試験および予備試験の結果を反映した試験条件に基づき、原子炉圧力容器を模擬した試験体を遠隔操作により水中切斷した。試験体は図2のように実炉の板厚を模擬したものである。

試験状況の模式図を図3に示す。

下記の条件で切斷試験を行った結果、いずれも良好であった。

(i) 脊フランジ部(420mm厚)

水深1.3~2m、立向き及び水平姿勢
切斷速度: 30~80mm/min

(ii) 脊フランジ部と下鏡部(290mm厚)の接続部

水深2m、水平姿勢
切斷速度: 80mm/min

(iii) 下鏡部(175mm厚、CRDスタッフ付)

水深2.2~3.2m
立向き→下向き、水平姿勢
切斷速度: 80mm/min

また、遠隔操作性においては、水中 I T V カメラによる監視性及びマニピュレータの先端部振動について調査したが、いずれも充分な实用性が確認された。

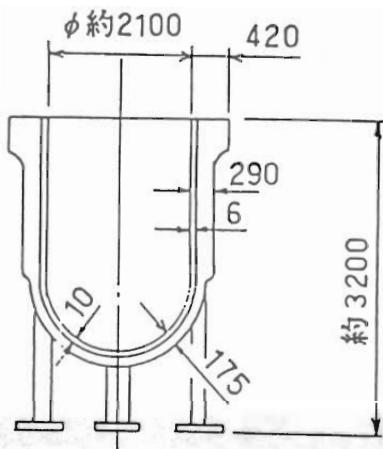


図2 確証試験体形状図

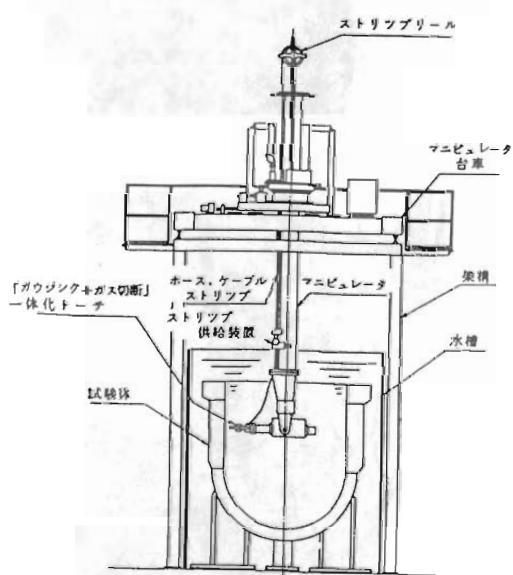


図3 原子炉圧力容器切断技術
確証試験実施状況模式図

3. 生体遮へい壁表層はく離技術確証試験

3.1 工法の選定

内面に数10mmの鋼板がライニングされ、最大では51mmに及ぶ太径鉄筋が高密度に配筋され最大3mの厚さをもつ生体遮蔽壁は、約1m程度の深さまで放射化されている。この表層部を剥離する工法として、昭和56年度の(財)エネルギー総合工学研究所における調査により、「ディスクカッタ工法」による切断と「くさび工法」による剥離を組合せた工法が選定された。

3.2 試験内容および結果

(1) 基本試験

生体遮蔽壁に関する周辺関連技術の調査、確証試験計画等を2年間行った後、昭和59年度に基本試験を実施した。

基本試験では、鋼板ライナおよびコンクリートを切断する「ディスクカッタ」、太径鉄筋を切断する「鉄筋カッタ」、およびコンクリートを剥離する機械的および化学的「くさび」の基本的な切断・剥離能力の調査を行った。

試験体としては、9mmステンレスライナおよび16mmスチールライナを有し、51mmφの鉄筋を内包する0.8mの厚さのコンクリートを用いた。

(2) 予備試験

昭和60年度に、基本試験結果を反映した設備により、実炉の一部を模擬した試験体を切削・剥離して、確証試験条件を得た。

試験体は、表面側に9mmステンレスライナ、裏面に16mmスチールライナを有し、太径(51mmφ)鉄筋、22φつなぎ筋、I型鋼等を高密度に内包した1m厚のコンクリートである。

(3) 確証試験

昭和61～62年度に1,100MWe級PWR原子炉生体遮蔽壁を模擬した試験体を、遠隔操作のディスクカッタ及び機械的くさび工法により表層約1mの深さまで切削・剥離し、また、二次生成物捕集装置の性能を把握し、それぞれの技術の実機への適用性を確認するために確証試験を実施した。

試験体は実機の形状・寸法を模擬し、図4に示すように内部に高密度の鉄筋を有したものである。ディスクカッタおよび機械的くさびにより構成される切削剥離装置は、図5のようにマニピュレータに組込み図6の支持装置に取り付けた。



図 4 確証試験体配筋状況図

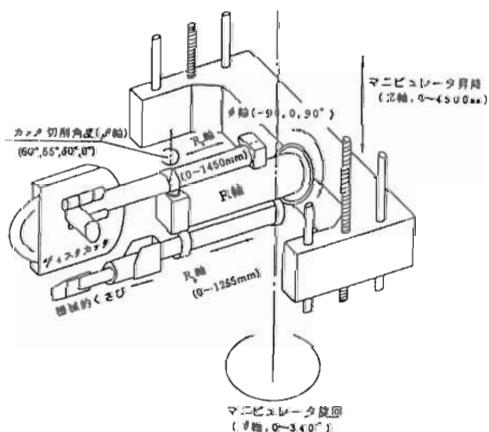


図 5 切削剝離装置の取付状況図

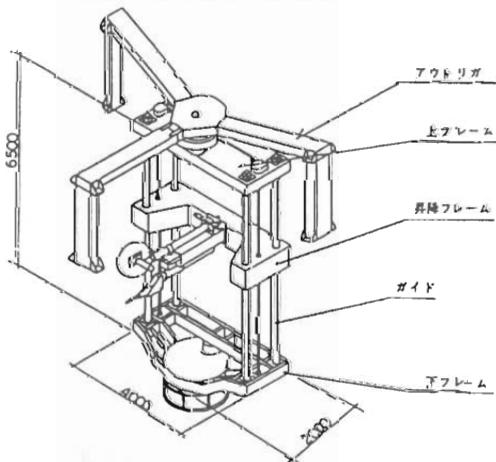


図 6 マニピュレータ支持装置概念図

切削剝離工程は、三角柱状ブロック剝離と四角柱状ブロック剝離により行った。先ず、内壁表面の鋼板ライナおよび太径鉄筋をディスクカッタにより水平切削した後、二方向からの斜め垂直切削することにより三角柱状ブロックを剝離した。第2層も同様の工法で縦方向の太径鉄筋部までを剝離した。第3層のコンクリート部は、ディスクカッタによる垂直および水平切削した後、機械的くさびにより四角柱状ブロックの剝離を行った。

切削速度は、鋼板ライナもしくは太径鉄筋を含めて切断する場合は $48\sim90\text{cm}^3/\text{min}$ で、コンクリートのみの場合 $780\text{cm}^3/\text{min}$ であった。機械的くさびにより、約2分間で1ブロックを剝離した。

図7に試験実施状況と図8に切削・剝離された試験体を示す。



図 7 切削試験状況



図 8 切削・剝離された試験体

4. 炉内構造物切断技術確証試験

鋼構造物の解体技術として非常に困難な対象の一つに厚板ステンレス鋼の切断がある。当確証試験は、レーザによる厚板ステンレス鋼の切断技術の開発と確証を目的として、昭和61年度より実施中であり、基本試験及び予備試験を経て平成元年度には、5kWC Oレーザによる約60mmまでの板厚を対象とする薄板切断（気中）確証試験として、模擬試験体切断試験を行った。

4.1 工法の選定

炉心支持板等の炉内構造物は、耐蝕性の必要からステンレス鋼製（一部にインコネルを含む）であり、切断対象となる最大厚さは約300mmである。

この炉内構造物の切断工法としては、切断能力、遠隔操作性、二次生成物発生量等において優れているレーザ切断工法を選定した。

レーザビームは、集光レンズあるいはパラボリックミラーによって集光すると、極めて大きいパワー密度になる。集光ビームは金属等の固体に照射・吸収されると、そのエネルギーは、大部分が熱となって金属を溶融、蒸発させやがて穿孔に至る。金属の切断においては、溶融部にアシストガスとして酸素を噴射して酸化反応を促進し、反応熱により高温を得るとともに溶融金属を排除して切溝・切断を行う。

レーザ切断の原理図を図9に示すが、特徴としてはレーザビームの比較的長距離伝送が可能であり、切断ヘッドが切断時に受ける反力はアシストガスの推力程度である。また、切断物との距離の許容幅を大きく取り得ることから、制御・操作性において有利である。

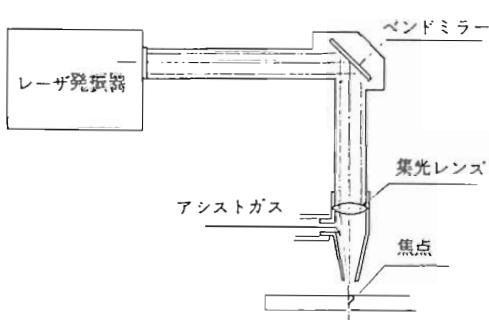


図9 レーザ切断原理図

最近のレーザ加工機としては、波長 $10.6\mu\text{m}$ のCO₂レーザを用いたもの、または微細加工用に $1.06\mu\text{m}$ のYAGレーザが普及しているが、当試験では高効率で大出力が得られる波長が約 $5\mu\text{m}$ のCOレーザを用いて実施している。

4.2 試験実施結果および状況

(1) 基本試験

昭和61年度から2年間に亘り、レーザ切断に関する基礎的なデータを収集することを目的として基本試験を行った。また、CO₂レーザ1kW～5kWおよびCOレーザ0.6kWを用いて、切断能力に関係する下記の各因子について調査し、有益なデータを得た。

- (i) 焦点距離
- (ii) 焦点位置
- (iii) パルス周波数、デューティ比
- (iv) アシストガス圧力・ガス種別・ノズル形状
- (v) 酸化促進剤
- (vi) 短波長レーザ重畠

特に焦点距離、焦点位置及びアシストガスの供給方法が切断能力に大きく影響することが判明した。

(2) 予備試験

昭和63年度に5kWC Oレーザを用いて、次年度以降に実施予定の薄板切断確証試験の試験条件を定めるための試験を実施した。

この試験により、ステンレス鋼55mm、炭素鋼80mmまでの5kWC Oレーザの切断試験条件を明らかにした。また、基本試験におけるCO₂レーザーと比較すると、COレーザの切断能力がかなり大きいことが明確になった。

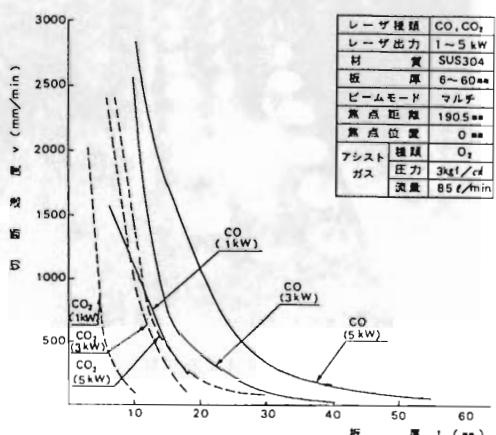


図10 CO、CO₂レーザ切断性能図

(3) 薄板切断(気中)確証試験

平成元年度には、5 kWCOレーザによりPWR、BWRとも炉内構造物の重量において約50%に相当する約60mm以下の部材を目標として、切断能力調査試験、模擬試験体切断試験、二次生成物調査試験を行った。

試験の内容および結果は下記であった。

① 切断能力限界調査試験

(a) ステンレス鋼75mm、炭素鋼120mmまでの切断が可能であった。

(b) 切断能力、品質については、長焦点距離レンズの採用及び焦点位置を切断物表面より10mm上方へ設定することが有利である。

② 模擬試験体切断試験

実炉の各部材を模擬した下記の試験体を切断し、良好な切断結果を得た。図11に下部炉心板模擬試験体の切断試験の実施状況を示す。

• PWR模擬試験体

炉心槽 (円筒状) : (57mm t)

炉心バッフル及び取付板

(板状組立) : (22、35mm t)

下部炉心板 (平板状) : (51mm t)

• BWR模擬試験体

炉心支持板 (平板状) : (52mm t)

気水分離器スタンドパイプ

(管状) : (170mm ϕ × 7 mm t)

制御棒案内管 (管状) : (270mm ϕ × 4 mm t)

③ 二次生成物調査試験

ガス、気中浮遊物、固体物等について調査したが、切断条件により発生量が大きく影響されることが判明した。各切断条件による生成物の性状、発生量等の滤過、換気対策に必要なデータを収集するため、今後も継続して調査を行う計画である。

4.3 平成2年度の実施内容

今年度は、薄板切断(水中)確証試験として、約50mmまでの板厚を対象として、前例のないレーザによる水中切断試験を実施中である。

4.4 今後の計画

平成3年度には、板厚範囲がBWRの100%に相当する100mmの中厚板切断試験を実施する。

平成4、5年度には、PWRに対しても総ての板厚(300mm)に対応する厚板切断試験を行い、平成6年度の総合評価を以て終了する予定となっている。

5. おわりに

コンクリート及び鋼構造物の解体工法について、当センターで実施している確証試験の一部を紹介した。

確証試験の趣旨は、要素技術およびその適用技術の開発を行い、それらを確証することにある。したがって、実炉の解体において、これらの技術を適用するに際しては全体システムの構築・管理が必要であり、且つ重要であることを付しておきたい。

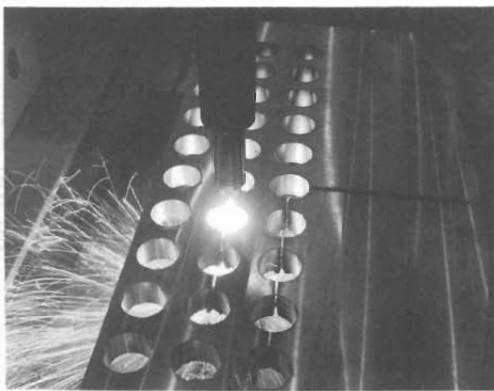


図11 模擬試験体切断試験状況

米国におけるEM計画と技術開発

小松 純治

1. まえがき

18世紀後半の産業革命以来、すばらしい技術革新と高度成長をとげてきた人類社会において、地球環境問題という新しい局面が展開されている。高度成長の産物として、地球温暖化、酸性雨、オゾン層の破壊、熱帯雨林の破壊、砂漠化等人類を含めた生態系への影響が無視できない状況になっている。自国の発展だけ考えていればよかつた時代から、地球規模での発想の転換が必要とされ、環境問題が国際社会の大きな話題となり、サミットをはじめとする国際会議が開かれている。従来の物質文明追求型の発展から、人間と環境が調和し、共生できる社会システムと新しい価値感にもとづく発展が迫られている。そのような中で原子力はクリーンなエネルギー供給源として、生活の中に確固たる地盤を築いてきている。しかし、クリーンがクリーンであるためには、人間の英知と努力が必要であることを忘れてはならない。最近の米国における原子力の環境 Clean up 計画について紹介する。

2. 背 景

米国は第2次世界大戦において、原子爆弾の製造をめざし、1942年にマンハッタン計画を発足させた。相手国に先がけて、4年間で3発の原子爆弾を製造することが至上命令で、このため、当時の価格で20億ドルの資金と、200人の一流科学者を含めた50万人を動員し、機密裏にこの計画を短期間で成功させ大戦を終結させた。当時は核反応についてのデータも情報も乏しく、暗中模索の状態で目標を達成せざるを得ず、多くの犠牲が払われた。放射性廃棄物の取扱いについてもその1つで、廃棄物への軽視と知識不足から管理のずさんと予算不足もあって、放射性廃棄物は長期間野ざらしにされることになった。

米国ではこのマンハッタン計画時代の軍事用核物質生産活動のつけが、今日の環境問題として大きくのし上っている。1970年代初頭から、3つの大きな環境修復プロジェクトを発足させていている。

概要はつぎのようである。¹⁾

(1) FUSRAP(初期利用サイト修復計画)

本計画は1974年に発足した。マンハッタン計画時代に、核物質生産活動に利用したサイトを対象としており、既に除染され無条件解放されたサイトを、再度現行の環境保護規則に従って修復作業をめざすものである。2001年の完了を目指に7億ドル(1987年価格)を投入している。

(2) SFMP(余剰施設管理計画)

本計画は1977年に発足した。操業停止したり余剰になった汚染施設やサイトの除染と解体撤去を実施している。約9億ドル(1987年価格)を投入し2000年までに完了しようとしている。この計画には原子炉施設のほか、製錬、加工、再処理等の核燃料施設、臨界実験施設、ホットラボ等の研究施設とそれらの附属施設等が対象にされている。DOEはこれらの施設の処分で開発した、除染、解体撤去等の技術や経験、コストを将来民間が行う商業炉等のデコミショニングに反映しようとしている。

(3) UMTRAP(ウラン鉱滓修復プロジェクト)

本計画は1978年に開始された。サイトは当時のAEC(DOEの前身)の所有ではなかったが、ウラン製錬施設として、マンハッタン計画を遂行する上で、国が支援してきた民間施設であり、国が費用の90%、州が10%を負担して廃滓処理と環境修復をめざすものである。当時、ウラン廃滓は住宅や工業用建築資材とし、また埋め戻し材に用いられていた。対象は24のウラン処理施設と約5,000の汚染した土地、建物等の修復活動で、約10億ドル(1987年価格)を投入し1994年完了を目指している。

この姉妹プロジェクトとして、ウラン製錬を行っていた、コロラド州の GJRAP (Grand Junction Remedial Action Project)は、1972年に開始され、実質的には1988年で終了している。14,000以上の建物の調査と600以上の土地や家屋の Clean up を行ってきた。West Valley Project もこのプロジェクトと並んで修復活動が実施されており、米国唯一の民間再処理工場

として、1966～1972年まで稼動した。1994年までのPhase I 活動では約7.5億ドルをかけて、高レベル廃液のガラス固化処理を、また、1999～2020年までのPhase II では施設の除染と解体撤去で2.5～5億ドル(1987年価格)かかるという。

以上のように環境修復や廃棄物管理活動は、1970年代初頭から進められてきた。しかし、これらの活動はDOE内で軍事、原子力、エネルギーという3つの研究部署で、別々のプログラムの下で分割管理され、体制の複雑さに加えて、チェック体制や責任の不明確さ、予算面の拮抗もあり、必ずしも実効をともなったものではなかった。このことがDOE内の士気の低下と原子力に厳しい世論に対して不信感を与えることとなっていた。

3. EM計画

3.1 概要

環境回復と廃棄物管理計画と呼ばれるEM計画(Environmental Restoration and Waste Management Plan)は、1989年2月 James D. Watkins 氏がDOE長官に着任して開始された。

Watkins 長官は着任早々、DOEの立直しと士気の向上、社会的信頼を回復するため、新しい方針を打ち立てた。即ち、DOEはこれまで機密重視で独善的に国防や原子力の研究開発を最優先し、環境や廃棄物問題を軽視してきた。しかし、これからのDOEの研究開発は、社会に対し開かれた、安全でかつ公衆の健康と環境に悪影響を及ぼさないよう遂行されてこそ、DOEの使命を達成することができる。このことが、社会的信頼を回復できる唯一の道であるという新しい理念を掲げた。1990年代を新生DOEの時代として、EM計画を新しい気風のもとで発足させることとした。

徹底した計画管理のもとでEM計画を進めるため、1989年11月には組織を再編成し、Office of Environmental Restoration and Waste Management (OEM) を発足させ、プロジェクトの集中管理と予算の一元化を図った。これまでの修復活動はEM計画に吸収されることになった。

1989年8月に1991年度から開始する最初のEM 5ヶ年計画²⁾をまた11月には技術開発5ヶ年計画³⁾を完成し議会に提出した。計画作成に当っては、従来とちがって州政府、インディアン部族、EPA、科学アカデミー等DOE外の関係機関の参画とコメントをもとに完成させた。

現在、Clean up 対象施設はDOE(エネルギー

省)関係が3,000サイトあり、その他 DOD(国防省)関係8,000サイト、EPA(環境庁)のSuper Fund 計画だけで1,300サイト以上あるという。広大な環境のClean up と云う新しい未知の課題に対し、新技術の開発、人材確保、産業界の協力、地域住民の参画等を得て、30年間に2,000億ドルを投入し環境Clean up を達成しようとしている。丁度、半世紀前、マンハッタン計画において軍事用核物質生産を短期間に達成しなければならなかつた状況に通じるものがある。然し、今回の問題は環境保護と公衆の健康、安全を至上課題とするものである。

最初のEM 5ヶ年計画の活動範囲は環境回復、廃棄物管理活動、是正活動、応用研究開発の4分野に亘っている。

(1) 環境回復活動

放射性廃棄物や有害廃棄物あるいはそれらの混合廃棄物で汚染された不稼動あるいは余剰の施設やサイトの修復活動。 予算：約68億ドル

(2) 廃棄物管理活動

稼動中施設の操業で発生する放射性廃棄物、有害廃棄物、混合廃棄物、衛生廃棄物等の低減化、処理、貯蔵、処分に関する活動。

予算：約100億ドル以上

(3) 是正活動

稼動中あるいは停止中の施設について、空気、水、固体廃棄物等に関する最近の法規制や協定に基づく是正活動。 予算：約9.1億ドル

(4) 応用研究開発

科学や技術の応用による技術革新と新しい開発技術の実証を行う。 予算：約10億ドル
プログラムの実行にあたっては、次の基準による。優先順位を考えている。順位決定に当たっては州や自治体、部族の参画のもとに行われている。⁴⁾

表1 プログラム優先順位の基準

順位	内 容
1	従事者、公衆あるいは環境に対し短期に悪影響防止を必要とする活動
2	DOEと地方自治体、州、連邦機関との協定条件を満足するための活動。この協定では法的にDOEが同意したスケジュールに則って計画を遂行しなければならない。
3	順位1および2に含まれない環境保護規則を守るために必要な活動
4	規定で定められてはいないが、実施することが望ましいとされる活動。例えば、規定より厳しいDOE令などである。

つぎに、EM計画を実行するにあたり、遵守し、満足しなければならない環境保護上の法規制やDOE令が新しく制定されたり、改定されたりしている。

現在、関係する米国内法の主要なものはつぎのようである。

AEA、(Atomic Energy Act)、CAA (Clean Air Act)、CWA (Clean Water Act)、CERCLA (Comprehensive Environmental Response、Compensation、and Liability Act)、NEPA (National Environmental Policy Act)、RCRA (Resource Conservation and Recovery Act)、SARA (Superfund Amendments and Reauthorization Act)、SDWA (Safe Drinking Water Act)、TSCA (Toxic Substance Control Act)

等連邦政府の法規制に加えて、州や地方自治体の規制、協定を満足する必要がある。このような規制類はClean upコストにも直接関係し、未知の分野の仕事を実行していく上で新たに規制をもうけたり、改定する必要が生じたりし、EM計画に参画する民間企業もDOEとの契約を進める上で重要項目になっている。

つぎに、EM計画の主要な2つの活動について述べる。

3.2 環境回復活動

この活動は過去にDOEの軍事計画、原子力研究、その他のエネルギー研究活動で汚染した不稼動施設やサイトの修復を目指すものである。

基本的には次の2つの活動から成っている。

(1) 修復活動

修復活動では汚染サイトの発見、汚染規模の分析、Clean up、サイト閉鎖、監視という一連の活動が伴い、地表水や地下水の汚染、建物、構造物、土壤の処理が必要になる。この活動の中には潜在的に汚染の危険がある不稼動の廃棄物サイトも含まれる。

(2) 除染とデコミッショニング(D/D)活動

D/D活動では原子炉、ホットセル、処理施設、貯蔵タンク等不稼動の汚染施設を対象とするが、地下水や土壤の汚染についても場合によって対象となる。余剰施設のD/D活動も含まれる。

本活動の対象施設と予算の概要を表2に示した。

この活動には1970年代から継続しているFUSRAP、SFMP、UMTRAPなども吸収されている。

表2 DOE環境回復関係予算

施設	1989年度予算 ×1000ドル	1990年度予算 ×1000ドル	1991-1995年度 5ヶ年予算 ×1000ドル
吸入毒物学研究所	0	185	12,615
カンサス市工場	5,598	2,413	28,038
ロスマラモス国立研究所	7,358	11,086	164,318
マウンド工場	15,429	21,398	179,365
パンテックス工場	2,200	3,240	52,845
パインラス工場	800	1,200	21,117
ロッキーフラット工場	15,982	18,130	186,917
サンディイヤ国立研究所(アルバカーキー)	1,884	5,042	44,955
サンディイヤ国立研究所(リバーモナー)	780	1,120	7,367
サウスバレー	150	0	8,000
ウラン鉱津修復プロジェクト	85,203	73,325	465,025
シカゴ地区施設(アルゴンス国立研究所他)	12,401	11,051	181,735
アイダホ地区施設(アイダホ国立研究所他)	65,650	86,254	504,134
ネバダ地区施設(ネバダ実験場他)	1,486	2,630	227,708
原料生産センター	19,392	1,379	656,259
初期利用サイト修復プロジェクト	17,690	11,365	301,340
オークリッヂ国立研究所	27,632	43,060	530,422
オークリッヂY-12工場	28,315	46,425	265,390
オークリッヂガス拡散工場	40,386	44,633	647,013
バデューカガス拡散工場	10,045	20,748	141,981
ボーツマスガス拡散工場	12,385	17,089	82,594
ウェルドン・スプリングサイト修復プロジェクト	16,272	12,425	345,306
ハンフォードサイト100地区(原子炉)	4,689	22,078	284,588
200地区(化学処理、廃棄物管理)	11,084	18,377	238,564
300地区(研究室、燃料加工)	3,931	10,318	119,262
1100地区(車輛保守)	2,567	1,010	18,470
サンフランシスコ地区(ローレンスリバーモア国立研究所他)	19,880	16,998	168,107
サバリナリバーサイト	35,279	61,474	363,045
合計	464,468	564,444	6,246,482

施設のデコミッショニングが計画されている SFMP では100 施設が登録されており、発生廃棄物の予想量は図1 のようである。これには原子炉や再処理施設、ホットセル、ポンド、タンク類の解体撤去が含まれている。また、軍用施設やサイトの D / D 関係では 7 州が関係し、それから発生する低レベルと TRU 廃棄物は、図2 のようである。中でも最大の D / D はオークリッジ、K - 25 のガス拡散工場である。一方、米国軽水炉のデコミッショニング予想は表3 に示すようである。

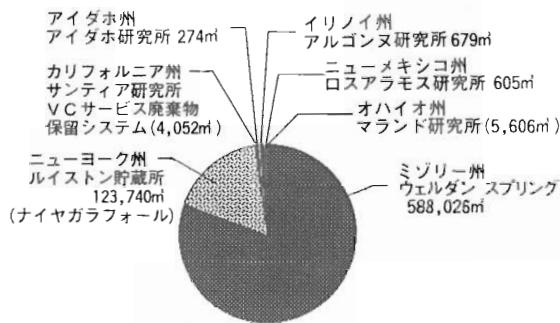


図1 余剰施設管理活動からの発生廃棄物量

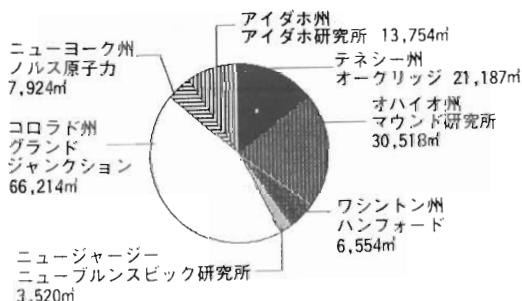


図2 軍用施設の D / D より発生する低レベル及び TRU 廃棄物予想量

表3 転水炉運転最終停止予想 (デコミッショニング対象)

会計年度末	転水炉		転水炉		
	数量	MWe	会計年度末	数量	MWe
1987	1	48	2010	5	3670
1999	3	436	2011	2	1935
2001	1	247	2012	7	5726
2002	1	50	2013	4	3642
2005	1	650	2014	5	4396
2006	1	620	2015	3	2656
2007	3	2157	2016	4	3620
2008	8	5288	2017	2	1971
2009	15	11,982	2018	1	907
合 計 (1987 - 1 2020)	70	54,882			

予定通りに実施されるとは考えられないが、 Rancho Seco 炉や Ft. St. Vrain 炉のデコミッショニング計画の作成は完了している。

3.3 廃棄物管理活動

廃棄物管理活動は、基本的には 6 分野からなっている。即ち廃棄物発生源の低減、処理、貯蔵、処分、運転の継続、研究開発である。運転の継続には、計画管理施設や装置の運転保守管理、教育、環境保護規制等の遵守、廃棄物検査等が含まれ一連の運転活動を安全に継続していくことを目ざしている。これらの目標は、

- 1) 経済的な廃棄物管理活動
- 2) 法規制、協定等を遵守した廃棄物管理活動にある。

米国はこれまで軍事用の核物質生産活動と、それに関連した研究活動によって、莫大な放射性廃棄物を発生してきた。表4 には、1988年までに蓄積された DOE 関係の軍用廃棄物量を示した。¹⁰

表4 DOE 廃棄物集積量(1988年12月末)

種類	体積 (m³)	放射能 (Ci)
高レベル廃棄物	382.8×10^3	$1,174 \times 10^6$
TRU 廃棄物	59.7×10^3	$3,879 \times 10^3$
低レベル廃棄物	$2,472 \times 10^3$	$13,416 \times 10^3$
混合低レベル廃棄物	52.1×10^3	不明

廃棄物量の80%は低レベル廃棄物であるが、放射能の98%は高レベル廃棄物によるものである。さらに、低レベル廃棄物については、1990~2020 年に年間130,000~200,000m³ の発生が予想され、高レベルと TRU 廃棄物についても、年間5,000 m³ 以下の発生が予想されている。

各廃棄物の管理方針はつぎのようである。

(1) 高レベル廃棄物

使用済燃料再処理から発生する廃棄物であり、ガラス固化法が主流である。過去に仮焼法で顆粒化した廃棄物もあり INEL (アイダホ国立工業研究所) ではその処分を行っている。ガラス固化技術については

DWYF (Defence Waste Processing Facility)、 HWVP (Hanford Waste Vitrification Plant)、 WVDP (West Valley Demonstration Project) での開発が進められている。処分場はネバダ州の Yucca mt. を候補地に調査が行われているが難行している。

(2) TRU廃棄物

TRU廃棄物はプルトニウム燃料の生産や研究活動から発生する。目標は安全貯蔵に必要な処理、貯蔵およびWIPPでの実証試験により最終処分方法を確立することである。

現在、米国には商用再処理工場はないので、TRUは軍用施設からの発生が主で、そのような施設の修復活動や燃料サイクル施設のD/Dによるものが大部分である。原子番号92以上、半減期20年以上で、 100 nCi/g 以上の濃度を有するものをTRU廃棄物としている。1970年以前はHANF、INEL、LANL、ORNL、SRP、SNLの6箇所で低レベル廃棄物と同様にピットやトレーナーで処分されていた。1970年以降は低レベル廃棄物と区別し、包藏性に重点をおき、回収取り出し可能な形で処分するようになった。米国内のTRU廃棄物は2013年以降、ニューメキシコ州のWIPP(Waste Isolation Pilot Plant)で一括最終処分しようとしている。現在、TRUを貯蔵しているサイトでは過去に埋設されたTRU廃棄物を再取り出し梱包してWIPPへ搬出するための処理施設の設計と建設計画が進められている。

Retrieval containment Building (Idaho)、Transuranic Waste Treatment and Storage Facility (TWTSF, Idaho)、Transuranic Waste Facility (Savannah River)、Waste Receiving and Processing Facility (Richland)、Waste Handling and Packaging Plant (Oak Ridge)

等がある。表5には、1987年までに埋設されたTRUの場所と量及び土壤の汚染量を示した。

表5 DOE運用関係埋設TRU廃棄物とサイト
(1987年 累積量)

埋設サイト	容積 (m ³)	汚染土壤容積 (m ³)
ハンフォード研究所	109,000	31,960
アイダホ国製研究所	57,100	56,000 – 156,000
ロスアラモス国立研究所	14,000	1,140
オークリッヂ国立研究所	6,250	12,000 – 60,000
サンディエゴ国立研究所	3	
サバンナリバーエンジニアリング	4,534	
合計	190,837	139,100 – 287,100

(3) 低レベル廃棄物

低レベル廃棄物については、廃棄物の集約化と減容処理、処分が基本となっている。液体廃棄物については蒸発凝縮、イオン交換法など一般的な処理法を基本にグラウト処理、逆浸透法、超

ろ過法の開発をしている。可燃性廃棄物は焼却処理を、不燃性廃棄物は200トン圧縮法を利用する。金属には溶融処理を考えている。固体低レベル廃棄物はTumulus方式による、浅地層処分法がコストが安く有望で、ORNLが開発しており1996年に実規模実証試験を予定している。

DOE関係の軍用廃棄物の発生量は商用原子力施設からの廃棄物の2倍になっている。また、新規の商用原子力発電所の建設がないという長期シナリオでは、更に高くなる傾向にある(図3)⁴⁾。

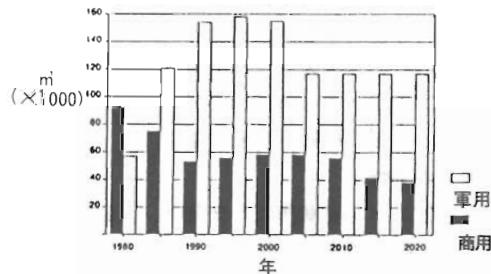


図3 低レベル廃棄物の発生量と予想量

現在、廃棄物は浅地層処分されており、埋設処分費は1980年では10–12ドル/ft³であったのが、1990年には40ドル/ft³に高騰した。低レベル廃棄物処分市場は軍用関係では21.7億ドル、民間関係では7,000万ドル市場になるという。EM計画のもとでの廃棄物産業が大きな事業になろうとしている。図4には1987年までに商用と軍用処分場で埋設された低レベル廃棄物の量と場所を示した。65%が軍用廃棄物である。

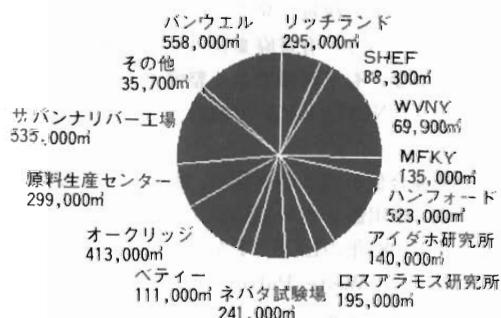


図4 1987年までに埋設された低レベル廃棄物量と場所

現在、米国の商用低レベル廃棄物処分場は1960年代から始まり、ワシントン州ハンフォード、ネバダ州ビーティ、サウスカロライナ州バーンウエルの3処分場が使用してきた。1980年のLLRWPA (Low Level Radioactive Waste

Policy Act) では、処分の責任を州政府に帰属させると共に各州が他州と協力協定を結んでコンパクト(グループ)を結成し、処分場の早期開発を定めた。しかし、進展がはかばかしくなく、1985年に修正法を成立させ1992年末迄に処分場の開設が出来ない場合は、既存施設に持込む場合に懲罰金が科せられ、また受入先はこれを拒否すよことも出来る内容となった。その結果、9つのコンパクトが形成され、サイト開発が始動した。然し、地元の反対もあり難行している。カリフォルニア州(南西コンパクト)、ネブラスカ州(中央州コンパクト)、テキサス州(単独州)の3州がどうにか新規サイトを選定できた。全国で6つのコンパクトが出来ることになる。他州の対応が今後の課題になっている。

(4) 混合廃棄物

混合低レベル廃棄物は、発電所、医療、研究機関その他産業界から発生しており、全商用低レベル廃棄物の3~10%に相当するという。また、DOEの軍用施設から発生する廃棄物は、放射性物質と有害物質の混合した廃棄物が多い。例えば、放射能汚染した溶媒、PCB、有害金属、油、ベンキ、蛍光染料、石綿、多環式芳香族炭化水素、シャン化合物等である。現在、米国内ではこの混合廃棄物が大きな話題になっている。原因是この廃棄物がAEA(原子力法)とRCRA(資源保全再生法)の二重規制をうけていることにある。NRC関係の10CFRの61とEPA関係の40CFR Part 261の規制内容に矛盾があったり、また複雑で発生元ではその処理に頭をいためている。有害廃棄物は処理基準や貯蔵禁止条項なども不明確でよく整備されてないといわれる。NRCとEPAで検討がつけられている。

従来混合低レベル廃棄物は、低レベル廃棄物と一緒に商用低レベル処分場で処分されてきた。然し、1985年のLLRWPA (Low Level Radioactive Waste Policy Amendment Act)によりサイト保管となり、処分場も決まっていない。混合廃棄物中の有害物質についてはRCRAの規制を、放射性物質についてはAEAの規制を適用することで当座の措置がとられている。発生元では混合廃棄物中の有害物質を非有害物質に分解して放射性廃棄として処分するか、有害物質のみ分離回収して処分するなどの努力が払われている。将来の混合廃棄物処分候補地と

して、Savannah River Site, Nevada Test Site, LANL, INEL, Hanford Reservation 地区があがっている。

(5) 有害廃棄物

この廃棄物は放射性物質を含まず、EPAと州の規制に従って処理されている。55ガロン入りドラム缶に収納され、RCRAに従って貯蔵され商用の処理、処分施設に輸送されている。DOEの総てのサイトは有害物質を90日までしか貯蔵できず、サイト外処理場に常時輸送するようになっている。

DOEは以上の廃棄物管理活動の実効をあげるために、DOE施設が環境、安全、健康(ES&H)を守る上で正しい活動をしているかどうか査察するためTIGERチームを編成し、環境班、安全・健康班、管理・組織班の3班に分かれて各サイトを巡回している。連邦、州、地方自治体の環境保護上の法規制、協定主務省令等の遵守状況またDOEやサイト契約者のES&H管理状況等の査察も行ない、エネルギー局長に報告することとしている。

4. 技術開発

過去の軍用核物質生産活動にもとづく環境汚染は、汚染物質の長年に亘る浸透、蒸発、移行により土壤、地下水、飲料水、建物等広範囲に拡がることになった。このような環境のClean upで急務とされている技術的課題は、これまでと異なり、放射性物質や有害物質濃度の極めて低い大量の物質を迅速に分析、評価でき、汚染区域や範囲の同定、処理、処分を安いコストで出来る技術を開発することにある。これには既存技術の応用と改良、また全く新しい技術の創造が必要とされ、5年以内の短期開発計画と5~20年間に亘る長期計画が立てられている。技術開発は産、官、学一体となり、また国際協力等も含めて行う計画が立てられている。環境技術の開発と併行して教育や環境技術者の育成、確保も計画に取り入れている。

4.1 期待される技術革新

環境技術開発の各分野で期待される技術革新としてつぎのようなものが考えられている²⁾。

(1) サイト内特性評価関係

- i) 放射性あるいは有害物質による汚染の範囲、進行状態の同定と画像化が穿孔やサンプリング採取によらないでできる。また、廃棄物を取り出す前に埋設物の位置や内容物を同定できる技術の開発。例えば、地下状況をレーダーを

- 利用した探査ロボットで調査するなど。
- ii) 地下水や土壤の汚染測定を土壤中の穿孔に測定ケーブルを入れて迅速にしかも経済的に測定できる技術。穿孔には、通常のドリルに代って、100フィート深ちまでレーザ光による穿孔などが検討されている。
 - iii) 地下貯蔵タンクの漏洩検査。
 - iv) 地下有害物質の移動状況を電気的に検出把握する技術。
 - v) 埋設配管系統の汚染探知と位置ぎめ。
 - vi) 地表面下の状態の遠隔画像化技術。
- (2) 修復関係
- i) 地下貯蔵タンクからの汚染物漏洩と拡大阻止等に応急措置がとれる技術。
 - ii) 汚染地帯を通る地下水水流の阻止と広範囲の掘削なしに汚染隔離ができる技術。
 - iii) 地下汚染区域を原位置修復するに必要な動力供給技術。
 - iv) 汚染地下水の処理技術、地下水の汚染物除去技術。
- (3) D / D関係
- i) 遠隔切断と溶融処理技術。
 - ii) 遠隔D / D技術。
- (4) 廃棄物処理関係
- i) 廃棄物埋設場で汚染物の分解処理、あるいは土壤やその含有物質を処理して不溶解性にし永久処分する技術。
 - ii) 銅製ドラムで廃棄物を収納処分する法の代替法。
 - iii) 有害有機物をコストの高い焼却法でなく、別エネルギーで破壊する技術。例えば、バイオテクノロジーや光分解技術の利用。現在、廃棄プラスチックを微生物によって炭酸ガスと水に分解する方法や廃棄物発生低減につながるバイオプラスチックの開発が進められている。また、P C Bを微生物で分解する技術も進んでいる。
- (5) 廃棄物発生低減化関係
- i) 低レベル廃棄物から有害物質を分離する技術。
 - ii) 廃棄物からT R Uを抽出回収し、精製後リサイクルして、T R U廃棄物を発生させない技術。
 - iii) 工程改良により有害廃棄物を発生しない試薬の利用。
- 表6にはDOEのアイダホ運営事務所とEG & Gのグループが、埋設処分廃棄物による汚染修復技術として提案している例を示した。

表6 アイダホ国立工学研究所の放射性廃棄物管理施設における
処分廃棄物修復技術の提案

制御方法	<input type="radio"/> 蒸気・真空・回収／土壤換気 <input type="radio"/> 地下水面上部層の乾燥／凍結 <input type="radio"/> Puのバイオ濃縮／骨髓濃縮 <input type="radio"/> キレート剤 <input type="radio"/> 浸出と回収 <input type="radio"/> 不飽和地帯の熱処理	<input type="radio"/> 負圧・蓋（キャノピー） <input type="radio"/> 地下水水流の転向 <input type="radio"/> バイオによる修復 <input type="radio"/> オゾン処理 <input type="radio"/> 滯水層中水のポンプアップと処理 <input type="radio"/> 土壤洗浄	<input type="radio"/> 電気浸透法 <input type="radio"/> Pu吸着植物 <input type="radio"/> β崩壊の加速
再取出し法	<input type="radio"/> 遠隔操作 <input type="radio"/> サイト剤処分 <input type="radio"/> 超臨界流体抽出	<input type="radio"/> マクロ装置 <input type="radio"/> 汚染土壤の掘削	<input type="radio"/> 低温掘削剤 <input type="radio"/> 廃棄物のプラズマ処理
閉じ込め法	<input type="radio"/> 浸透、侵蝕、排水制御 <input type="radio"/> 亀裂や空隙のグラフト <input type="radio"/> 地下探査レーダー	<input type="radio"/> 微生物をグラフト材に利用 <input type="radio"/> 水分地質学的障壁 <input type="radio"/> 地表面下の排水	<input type="radio"/> 爆発グラフト
安定化法	<input type="radio"/> 原位置ガラス固化 <input type="radio"/> 原位置焼結 <input type="radio"/> 原位置重合化 <input type="radio"/> オゾンによる有機物の原位置処理	<input type="radio"/> 無機物または粘土で原位置被覆 <input type="radio"/> 原位置熱処理 <input type="radio"/> 原位置硫酸塩固化 <input type="radio"/> 原位置グラフティング	<input type="radio"/> 原位置バイオ分解 <input type="radio"/> 原位置凍結

4.2 技術開発の例

環境技術開発の中から、いくつかの話題を紹介する⁴⁾。

(1) 原位置ガラス固化—In-Situ Vitrification

PNLでは1980年から、DOEの委託をうけて、汚染土壌を原位置でガラス固化し、汚染物質拡大防止の技術開発を進めている。方法は汚染した土壌中にMoあるいは黒鉛電極を挿入し、電流を通して汚染土壌を溶融固化し、比較的安定なガラス固化体あるいは結晶性物体に変えようとするものである。図5にその概要を示した。本来、乾燥した土壌は導電性がないため、最初に、黒鉛とガラスフリットの混合物を電極間に入れて通電する。土壌は1,100°C～1,400°Cで溶融し、溶融域が成長すると、その中に放射性物質や非揮発性有害元素が取り込まれる。熱分解生成物はガラス化領域表面に集まり、酸素の下で燃焼してしまう。発生ガスは土壌の上に被せたフードで回収処理される。電極表面にSiC被覆をすると溶融土壌と電極の反応がなく電極寿命が長くなるという。ガラス化土壌の金属成分の浸出試験も行われており基準値以下のデータが出されている。

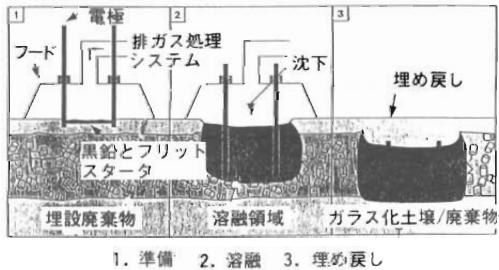


図5 原位置ガラス固化法

(2) 蒸気真空回収法—Vapor Vacuum Extraction

INELのRWMC (Radioactive Waste Management Center) で埋設処分廃棄物による汚染修復技術として設計研究が進められている。

地下の揮発性有機廃棄物から発生する汚染蒸気を回収しようとするもので、地層中に穿孔し、それを利用して減圧吸引して揮発性の有害廃棄物を回収する。図6にその概要を示した。

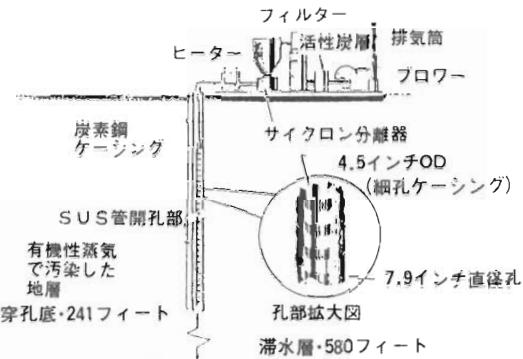


図6 蒸気真空回収法

(3) 埋設廃棄物再取り出し技術—Retrieval

過去に地層処分した廃棄物を、再度安全に取り出し、処理して輸送する技術の実証が必要とされている。INELでは埋設処分済みのTRU廃棄物が大量にあり、それによる環境汚染も話題になっている。将来、再梱包してWIPPに輸送することを計画している。過去のTRU廃棄物を掘り出すことは、考古学上の遺跡発掘と似て、汚染をおこさないよう、ゆっくり時間をかけた安全作業が必要である。このため、安全でコストのかからない、また工業規模(～61m³/日)で取り出し作業ができる技術の実証試験が行われている。地下処分場のピットにあるTRU廃棄物を遠隔操作で掘削、再取り出し、再梱包処理して輸送できるようにする技術開発である。図7にその概要を示した。

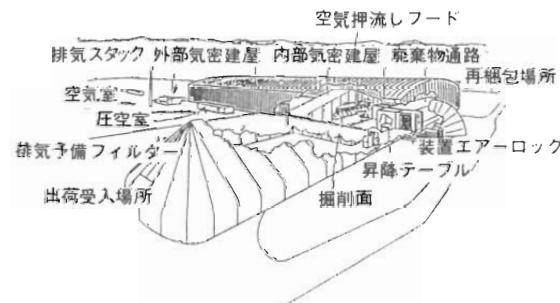


図7 廃棄物再取出し法

(4) 施設デコミッショニング

マンハッタン計画時代、Pu生産活動の核心地として活躍したハンフォード地区には、8基のPu生産炉を含む100以上の施設が休止中で、余剰施設に登録されている。1976年からD/Dを始め35施設の撤去が完了している。この中で8

基のPu生産炉のデコミショニング計画が進められている。

1983年から検討が行われて、1989年にはEIS (Environmental Impact Statement)がDOEに提出された。1990年10月にはデコミショニング方式が選択される予定である。表7には5つのデコミショニング方式によるコストと被曝評価の結果を示した。この中で安全貯蔵期間は75年で評価している。図8には原位置デコミショニングの概念図を示した。

8基の炉は皆同型の2,000–4,000 MWeの黒鉛炉である。建屋の概略寸法は縦76M、横70M、高さ29Mのブロック構造で、炉心ブロックと燃料貯蔵タンクからなっている。

表7 ハンフォードPu生産炉8基のデコミショニングのコストと被曝量¹⁾

デコミショニング方式	全コスト (百万ドル)	職業被曝量 (人・年)	1万年間集積線量 ²⁾ (人・年)	井戸水中的最大線量率 ³⁾ (ル/年)
現状維持 (デコミなし)	24	41	50000	1.2
即時一括撤去	159	191	1900	0.04
安全貯蔵 ⁴⁾ – 遅延一括撤去	51	198	1900	0.04
安全貯蔵– 遅延解体撤去	532	217	1900	0.04
原位置デコミショニング	33	181	4700	0.03

- 1) 被曝量は8基分 コストは100年間費用
- 2) 天然放射能から1万年間に90億人・レムの集積線量をうける
- 3) 廃棄物体近くの井戸水を1万年まで飲んだ時の最大線量率
- 4) 安全貯蔵期間 75年



図8 原子炉の原位置デコミッショニング

その他、大きな計画として燃料再処理パイロットプラントや放射性廃棄物や有害物質を含む廃液を貯蔵している一重壁で容量210~3,800m³の大型地下埋設タンクの修復作業が進められている。

(5) ロボットの開発

ロボットの開発は他の技術開発と同様、5年以内の短期開発計画と5~20年の長期開発に分けて進められている。修復作業のコスト、時間、被曝の低減と作業安全を狙いとしている。ORNLでは軍用ロボットを改良して、γ線検出器、爆発性ガス検出器、有害ガス検出器、金属探知器、地下異常検出器、蛍光X線検出器等を搭載し、センサーから送られる情報をもとに汚染地域の同定、図形化、埋設物位置分析ができるHERMIES-Ⅲロボットの開発を進めている⁵⁾。

5. むすび

1990年代は環境の時代といわれる。そのなかで、米国の原子力は、過去の廃棄物管理に端を発した環境回復という新しい局面の中で環境技術の開発が進められている。環境問題の解決には科学的にメカニズムや因果関係を明確にし、環境修復技術を開発するという自然科学的課題のほかに、コストやP.A.、国際協力など政治的・社会的課題も含め総合的な取り組みが必要とされる。米国のEM計画はこのような観点から新しい課題に真正面から取組んでいくものであり、その成果が注目される。

6. 参考文献

- 1) IMech E, Proc. Int. Conf. on, Decommissioning of Major Radioactive Facility, Birdcage Walk, London 11–12 Oct ,1988 , P.43 – 49
- 2) U.S. Department of Energy, Environmental Restoration and Waste Management Five Year plan (DOE/S - 0070), 1989
- 3) U.S. Department of Energy, Applied Research ,Development ,Demonstration, Testing and Evaluation Plan , 1989
- 4) Roy G. Post, Waste Management '90 , Vol 1. 1990 , P3 – 7 , P77 – 82 , P95 – 100 , P101 – 108 , P195 – 202 , P645 – 655
- 5) Trans ANS Vol 61 , 416 , 1990

燃料試験施設におけるセル等の除染

岩松 重美、菅野 義夫、寺門 正吾、大枝 悅郎
野村 勇、相澤 作衛、山原 武、菊地 章

1. はじめに

燃料試験施設^{1)、2)}は、原研・東海研究所の海岸通りの北端に位置し、昭和54年(1979年)12月の稼動開始以来、原子力発電所で使用された実用燃料及び研究炉または試験炉で照射されたプルトニウム系燃料の照射後試験を行い、燃料安全性及び燃料挙動に関する数多くの貴重なデータを取得してきた。

図1に示す燃料試験施設の試験棟には軽水炉(PWR、BWR)燃料及び新型転換炉(ATR)燃料の照射後試験を行う $\beta\gamma$ セルとプルトニウム系燃料の照射後試験を行う $\alpha\gamma$ セルがL字型に配置されている。

サービスエリアにはアイソレーションルームやプール等が設けられている。アイソレーションルームはコンクリートセルの除染時等にセル内の汚

染を直接外部へ持ち出さないための隔離室である。プールは専用輸送容器によって輸送されてきた燃料集合体の取り出し、一時貯蔵及びプール内での照射後試験に使用される。 $\beta\gamma$ コンクリートNo.1セルは燃料集合体及び燃料棒の外観検査、寸法測定等の非破壊試験に、No.2セルは燃料棒のX線検査、酸化膜厚さ測定等の非破壊試験やパンクチャーテストに使用される。No.3及びNo.4セルはそれぞれ燃料集合体の解体・再組立、燃料棒の切断等の破壊試験及び被覆管試料の機械強度試験に使用される。No.5及びNo.6セルはそれぞれペレットの破壊試験及び金相試料の作製に使用される。 $\beta\gamma$ 鉛No.1～No.3セルは金相試料の光学顕微鏡試験やマイクロ γ スキャニング等の試験に使用される。

$\alpha\gamma$ コンクリートNo.1及びNo.2セルはアルゴンガス雰囲気での運転が可能であり、それぞれプル

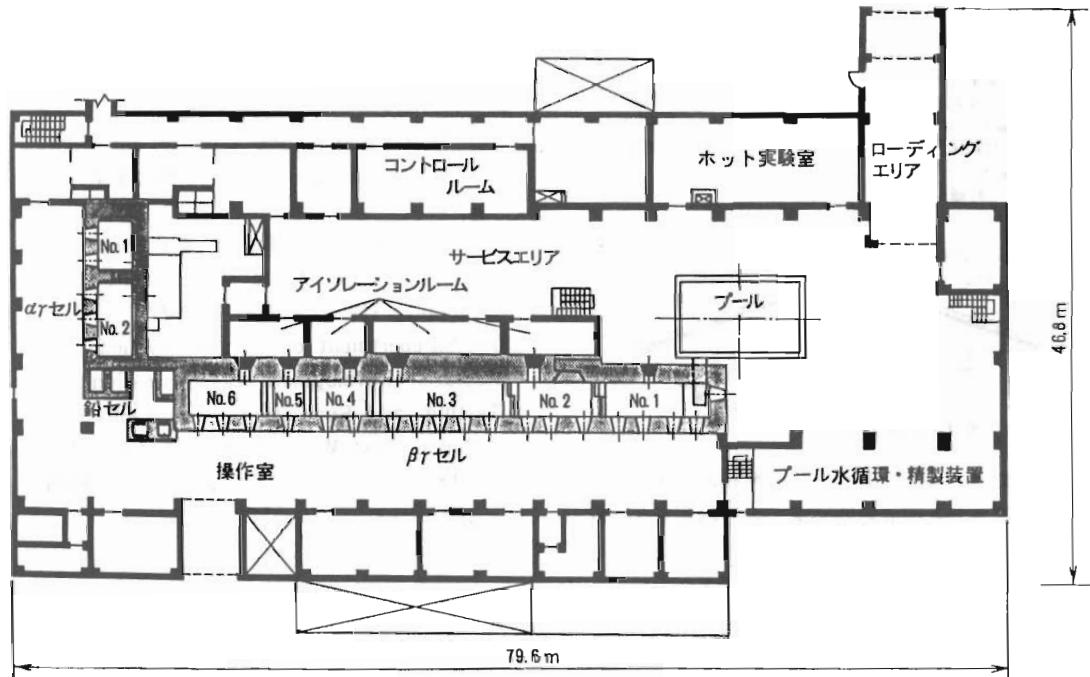


図1 燃料試験施設試験棟

トニウム系燃料ピンの非破壊試験及び金相試料作製等の破壊試験に使用される。 $\alpha\gamma$ 鉛No.1及びNo.2セルは光学顕微鏡試験や走査型電子顕微鏡試験に使用される。各セルの主な仕様及び機能を表1に示す。

燃料試験施設では、施設の稼動開始以来、BW

R燃料集合体2体、PWR燃料集合体6体、ふげん炉燃料集合体2体、PWRガドリニア入り燃料棒、PWR高燃焼度燃料棒等の実用燃料並びに3回のウラン-プルトニウム混合炭化物燃料の照射後試験を実施してきた。

これらの照射後試験を円滑に行うため、燃料試

表1 セルの主な仕様と試験・検査項目

区分	内寸法(m)	遮蔽壁 厚さ(cm)	遮蔽 窓数	最大取扱 量(GBq)	試験・検査項目
プール	(深さ) 10×6×15.5	—	—	3.6×10^9	燃料集合体・燃料棒の搬入、搬出、貯蔵、No.1セルへの移送 燃料集合体・燃料棒の外観検査、放射線測定
$\beta\gamma$ コントロールセル	間口×奥行×高さ 8.5×3×12.6	重コンクリート 120	8	3.0×10^8	燃料集合体・燃料棒の外観検査、写真撮影、寸法測定 間隙測定、重量測定、 γ スキャンニング、放射線測定 燃料集合体・燃料棒の洗浄及びクラッド採取 ペレット被覆管間の残留ギャップ測定
ンクリートセル	No.2 6×3×7	120	3	3.0×10^8	燃料棒のX線検査、渦電流探傷、被覆管酸化膜厚さ測定、 燃料棒のバンクチャーテスト・FPガス捕集
	No.3 10×3×7	120	5	3.0×10^8	燃料集合体の解体、再組立て、燃料棒引抜力測定 燃料棒の切断、脱燃料、試験試料作製、重量測定、 応力腐食割れ試験、再照射試験燃料の作製、 NaKキャブセル開封処理
	No.4 4×3×4.5	100	2	3.3×10^6	被覆管の外観検査、寸法測定、引張試験、内圧破裂試験 被覆管形状測定、マンドレル拡管試験
	No.5 2.5×3×4.5	100	1	3.3×10^6	燃料のアウトガス分析、燃料棒の背割切断、樹脂注入 マイクロサンプリング、X線微小分析試料作製
	No.6 6×3×4.5	100	3	3.3×10^6	金相試料の作製(切断、埋込、研磨、エッティング) マイクロ写真撮影、被覆管の内外面観察写真撮影
$\beta\gamma$ 鉛セル	No.1 1.2×1×2	鉛 17.7	1	3.7×10^3	金相試験
	No.2 1.7×1×2	17.7	2	3.7×10^3	金相試験、重量・密度測定、硬度測定
	No.3 2×1×2	17.7	2	3.7×10^3	マイクロ γ スキャンニング、オートラジオグラフィ モザイク写真撮影、X線回折試験
$\alpha\gamma$ コントロールセル	No.1 4×3×4.5	重コンクリート 100	2	3.3×10^6	外観検査、写真撮影、寸法測定、 γ スキャンニング FPガス捕集、燃料の重量・密度測定、気孔率測定
	No.2 6×3×4.5	100	3	3.3×10^6	脱燃料、樹脂注入、金相試料の作製(切断、埋込、研磨、エッティング) オートラジオグラフィ、NaKキャブセル開封処理
$\alpha\gamma$ 鉛セル	No.1 1.5×1.8×2	鉛 17.7	1	3.7×10^3	モザイク写真撮影、被覆管押抜け試験
	No.2 1.3×1.8×2	17.7	1	3.7×10^3	金相試験
ホット実験室					X線微小分析、被覆管水素分析、ガスクロマトグラフィー、 マススペクトロメトリー

験施設では各セルについて毎年1回の除染とそれに続く施設及び試験装置類の保守点検を実施してきた。これらの作業は照射後試験工程と施設管理の関係から全セルについて同時にすることは困難であり、 $\beta\gamma$ コンクリートNo.1及びNo.2セル、同No.3及びNo.4セル、同No.5、No.6、鉛No.1～No.3セル並びに $\alpha\gamma$ セルの4回に分割して実施している。除染に際しては作業員の安全確保及び被曝の低減を図ることが最も大切であり、遠隔操作除染、教育訓練、セル立入り除染、除染期間を通しての毎日のミーティングを実行している。

以下に燃料集合体専用輸送容器を含め燃料試験施設のセルの除染について紹介する。

2. 燃料輸送容器の除染

照射後試験用の燃料集合体は、照射後試験用の燃料集合体を輸送するために製作された燃料輸送容器³⁾を用いて当施設に搬入される。この輸送容器は、内部容器を取り替えることによりBWR、PWR、ATR燃料集合体及び燃料棒等の照射済燃料を輸送できる構造となっている。

当施設では、現在までにサイトから送られてきた燃料集合体10体の搬入及び照射後試験終了後の燃料集合体7体の動燃再処理工場への搬出を行ってきた。

輸送容器は、専用のトレーラによりローディングエリアからサービスエリア内に搬入され、輸送容器用に設けられた70トンクレーンによってプールサイドの除染エリアに仮設置される(写真1)。

ローディングエリア及びサービスエリアにはゴムマットとビニールシートで二重に養生したトレーラローディング用バリアを設置し、作業領域の区別を明確化している。また除染エリアでは、輸送容器をプールに搬入するための準備作業が行われる。この作業は、輸送容器表面に露出しているボルトや隙間部にテープ等を行い、プール水(汚染濃度:約 5×10^{-2} Bq/cm³)の侵入を防ぐために実施される。

輸送容器は、専用の水中吊り具によりプール内に沈められ、内部の燃料集合体の取出し、または燃料集合体の装荷等を行った後再び除染エリアに戻される。この際、吊り具及び輸送容器表面に純水を放水し、プール水による汚染をある程度除去している。また輸送容器表面は、バフによる鏡面仕上げとなっており、プールからの離出後行う除染作業を容易にしている。

輸送容器は、直径が約1mで高さが約5mの円柱構造であるため、除染エリアに戻した際は転倒防止対策を行った後、輸送容器の4方向から除染が行える3段構造の除染足場を使用して効率よく除染を実施する。

輸送容器内外部の除染は、水及び洗剤等を使用した湿式により行われる。また局部的には、化学雑巾あるいはアルコール等を使用したふきとり除染が行われ、表面密度が基準値の0.4 Bq/cm²以下になるまで除染作業が実施される。

除染時作業員は、特殊作業衣(ワンピース)の上にビニール系アノラックスーツ(湿式除染時)またはタイベックスーツを着用し、手足には布手袋、ゴム手袋及びゴム長靴を着用する。また呼吸防護具として半面マスクを着用する。

輸送容器搬出入作業の標準的作業人員は7～8名程度で、作業日数は約2週間を要している。

作業員の放射線管理は、フィルムバッジ及び熱ルミネッセンス線量計(TLD)により作業日毎に管理する。なお、作業期間内の個人線量当量は0.2 mSv以下であった。

輸送容器の搬出入期間に発生する放射性廃棄物の数量は、カートンボックスで約100個である。



写真1 輸送容器の除染

3. $\beta\gamma$ セルの除染

3.1 概要

$\beta\gamma$ セルは、6基のコンクリートセルと3基の鉛セルで構成されている。図3に $\beta\gamma$ セルラインの概略を示す。各セルはそれぞれ使用目的が異なるため、セルを汚染させる核種及び汚染レベルに

も違いが生じる。この関係を表2に示す。

セルの除染は、遠隔除染とセル立入り除染に区分される。

遠隔除染では、セル内の燃料、高線量物等をプールまたは他のセルに移動した後、マニブレータにより可能な限り除染を行う。その後、線量当量率及び表面密度の測定を行い、線量当量率の測定結果より計画線量当量を設定し、表面密度の測定結果より最初のセル立入り除染時の呼吸防護具を決定する。使用する呼吸防護具の着用基準を表3に示す。

セル立入り除染は概略、初期除染、中期除染、後期除染の3段階で実施している。初期除染ではエアーラインスーツ(ALS)を着用して、線量当量率測定、セル内フィルターの交換、遠隔除染で発生した低レベルの廃棄物や小型汚染機器の搬出等を行うと共にセル架台面を中心に自給式スーツで立入り可能なレベルまで除染する。中期除染では、自給式スーツによりセル内全体を全面マスクで立入り可能なレベルまで除染する。後期除染では、全面マスクによりセル内全体を最終除染目標値まで除染する。全面マスクを着用する場合には、顔面とマスクの密着度を確認するためマスクマン

テスト装置^④により、防護係数の測定を行っている。ALS、自給式スーツ及び全面マスクの装着状態をそれぞれ写真2、写真3及び写真4に示す。

除染方法は、液体廃棄物の発生量の低減を図ると共に、セル内に設置されている試験装置類の性能維持を図るために、洗剤、ぬれウエス等によるふきとり法を採用している。

各セル背面にはアイソレーションルームが設置しており、セル立入り時の汚染物質のセル外拡大防止、セル内より搬出する小型汚染機器及び廃棄物等の梱包、これらの物品の一時保管並びにセル内へ搬入する物品の中継場所として使用している。汚染された物品のセル内からの搬出、作業者の退室等は汚染物質を拡大する可能性があり、アイソレーションルームの管理は、除染作業の円滑な遂行上特に重要である。

除染作業者の線量当量は、各セルの状況に応じて予め設定した計画線量当量を越えないよう、各種線量計により管理している。セル除染期間全体の実効線量当量はフィルムバッジ、日毎の線量当量はTLD、手先の線量当量はリングバッチにより測定する。また、場合によってはアラームメタを着用する。

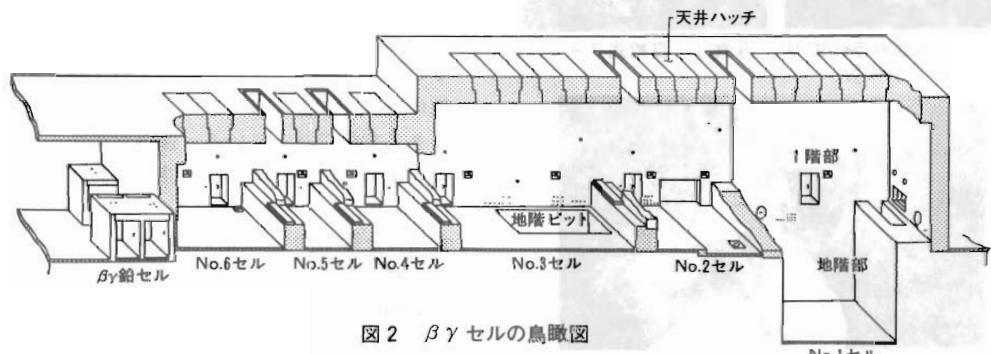


図2 βγセルの鳥瞰図

表2 各セルの汚染物質と汚染レベル

セル名 項目	No.1 セル	No.2 セル	No.3 セル	No.4 セル	No.5 セル	No.6 セル	鉛123 セル
汚染物質	クラッド + F・P	クラッド + F・P	F・P + クラッド	F・P	F・P	F・P	F・P
汚染レベル	中	中	高	中	中	高	低
試験内容	非破壊試験	非破壊試験	破壊試験	破壊試験	破壊試験	破壊試験	破壊試験

注1 クラッドの主要核種は⁶⁰Co、⁵⁴Mn

2 F・Pの主要核種は、¹³⁷Cs、¹³⁴Cs、¹⁰⁶Ru-Rh、¹⁴⁴Ce-Pr 等

表3 呼吸防護具の着用基準

表面密度 (Bq/cm ²)	呼吸防護具	防護係数
<4	必要に応じて平面マスク	10
4 ~ 40	平面マスク又は全面マスク	-
40 ~ 400	全面マスク	100
400 ~ 4000	自給式スーツ	1000
>4000	エアラインスーツ	>1000



写真2 $\beta\gamma$ セルエアーラインスーツ ($\beta\gamma$ ALS)



写真3 自給式スーツ



写真4 全面マスク呼吸具

3.2 $\beta\gamma$ No.1 及びNo.2 セルについて

No.1 及びNo.2 セルは、主に非破壊試験を目的としたセルであるため汚染レベルが他のセルに比べ低く、遠隔除染及び立入り除染を比較的容易に行う事ができる。しかし、セル内の汚染状況は取り扱う燃料集合体の種類により大きく異なる。特に、クラッドの付着量が多い燃料集合体を取り扱った場合は、セル内にクラッドが飛散し表面密度を上昇させると共に、集合体洗浄装置に蓄積するクラッドにより空間線量が上昇し、除染作業者の線量当量に大きく影響する。

遠隔除染は架台表面で100~500 Bq/cm² 程度の表面密度までふきとり除染を行うが、内装機器が大型であるため、除染が困難な状況にある。

初期除染は通常ALSで行うが、汚染のレベルにより自給式スーツで行う事もある。No.1 セルはセルの高さが12.6mと高く、その中間部に簡易な架台（中間架台）が設置されているのみであり、除染可能な部分は地下の架台部分と、中間架台の部分に限定される。中間架台部の立入り除染は、命綱を使用した除染となるため自給式スーツで行っている。集合体洗浄槽内部の除染は、高線量であるため洗浄水とスポンジ等により行う。廃液はフィルター、イオン交換樹脂により放射能濃度を下げ廃液タンクに排水する。これらの除染にもかかわらず高線量部が残った場合は、遮蔽を施し保守点検作業に支障がないようにしている。立入り除染の目標除染レベルは、保守点検作業がタイベックスーツと全面マスクで可能なように、1.7 Bq/cm²としている。

3.3 $\beta\gamma$ No.3 及びNo.4 セルについて

No.3 セルでは、各種燃料集合体の解体・再組立^{5),6)}、燃料棒の引抜、燃料棒の切断、脱燃料、加工等の破壊試験を実施している。これら一連の試験で生じるクラッドの脱落、UO₂微粒子粉末等によりセルの汚染は他のセルと比較してレベルが高くなっている。遠隔除染は、マニブレータ等を駆使して他のセルと同様にぬれウエス、化学雑巾を用いたふきとり法で行っている。遠隔除染後のセル内線量当量率は約0.6 mSv/h（空間平均）、表面密度は3 kBq/cm²程度と汚染レベルは高く、ALSを着用した除染作業期間は比較的長くなる。また除染面積が他のセルと比較して1.5~2倍であるため、除染期間は約3週間を要している。なお、壁面やインセルクレーン及びパワーマニブレータ等の高所部に舞い上がった塵埃は立入り時に脚立等を用いて除染している。

No.4 セルでは被覆管の引張、バースト試験等の材料強度試験を実施している。このセルの汚染の特徴は試験片の破片やクラッドが装置の一部である電気炉内等に蓄積する局所汚染である。この様な部分の除染は中性洗剤、有機溶剤を用いて集中的に行っている。

汚染核種は、主に¹³⁷Cs、¹³⁴Cs、¹⁰⁶Ru-Rh、¹⁴⁴Ce-Pr、⁶⁰Co であり、相対比はNo.3 セルの場合¹³⁷Csを1.0とすると¹⁰⁶Ru-Rhが0.23~0.73、¹³⁴Csが0.35~0.44、⁶⁰Coは0.02と低くなつて

いる。

3.4 $\beta\gamma$ No.5、No.6 セル及び $\beta\gamma$ 鉛セルについて

No.5 セルでは燃料の燃焼度測定のためのマイクロサンプリング、燃料棒の縦割り切断、脱ミート等を、No.6 セルでは金相試料作製のための燃料棒細切断、金相試料研磨等を実施する。これらの作業でセル汚染の原因となるのは、①燃料棒の切断に使用する切断機の冷却水の飛散、②金相試料研磨時に発生する微粒子を含む研磨廃液の飛散、③金相試料洗浄水の飛散、④ペレット取扱いによるペレットの粉末化とその飛散等である。

切断機及び研磨機は、汚染拡大防止処置を施すと共に小型可搬式とし、セル除染時は他のセルへ移動できるようにした。金相試料洗浄水については、セル流し口にフィルターを2段に設置することにより、配管内へ汚染物質が流入することを防止した。これらの措置により、セル内の線量当量率及び表面密度を低下する事ができ、遠隔除染後の表面密度は、当初の1/10から1/100 に低下してきており、現在の除染方法で十分対応できている。

作業者が除染のためにセル内に立入ると、セル内の汚染物質が浮遊して空気中濃度を上昇させる。これを防止するため噴霧器等で除染面を湿らせ、半湿式の状態で除染することがふきとり法では効果的であり、特に初期除染においては有効である。

鉛セルでは、金相試料の顕微鏡写真撮影、ペレット密度測定等を実施するが、ペレット密度測定以外はアクリル管にエポキシ樹脂で埋め込まれた金相試料の取扱いであり、セルの表面密度は低く、試料に接触する装置の一部分を除き、ほぼパックグラントレベルまで容易に除染できる。

3.5 $\beta\gamma$ セル除染のまとめ

$\beta\gamma$ セルについて最近行われた除染作業の結果を表4に示す。これは過去3年間の平均値を表したものであるが、前記のセルの試験目的と汚染レベルで区分した表2と良い一致を示している。

汚染レベルが高いのは、No.3 及びNo.6 セルである。これは燃料棒等の切断、研磨等を行うため、微粒子となった燃料がセル内に飛散するためと考えられる。汚染レベルは、除染作業における作業員の線量当量、人工、作業期間、廃棄物の量等に直接影響してくる。特に、No.3 セルについては除染日数、延人数とも多くなっており、個人平均線量当量は他のセルに比べ1桁高い値となっている。しかし、除染係数が165となり除染効果は十分得られている。

No.6 セルの遠隔除染後の表面密度が200 Bq/cm² と他のセルに比べ低い値を示しているが立入り除染後の表面密度は逆に高い値を示している。これはセル内の養生が十分に行われていたため遠隔除染の効果が高く、逆に、立入り除染では汚染源がセル内に飛散した燃料の微粒子であるため、除染効果が飽和する傾向となり、除染係数が低く現れているためと考えられる。

全体的には最終の表面密度が1.4~20Bq/cm² と全面マスクの着用基準まで汚染が除去されており、現在行われているふきとり方式による除染作業で十分な効果が得られている。また、局部的な高線量部が残った場合は立入り除染の最終段階でその箇所に遮蔽を施し、空間線量を下げている。

除染後のセル内保守点検作業での平均個人線量当量は約0.1~0.2 mSv/日(セル作業時間約4時間) であり、着用する放射線防護具もタイベックスーツと全面マスクで十分である事から、現在の $\beta\gamma$ セルの除染作業は十分な除染効果を得ていると考えられる。なお、立入り除染後の表面密度は1部のセルにおいて半面マスクでも作業が可能な値になっているが、当施設では大型の試験装置類の保守点検作業における顔面の汚染等を考慮し、原則として全面マスクを使用している。

表4 $\beta\gamma$ セルにおける除染結果

項目	セル名	1セル	2セル	3セル	4セル	5セル	6セル	鉛24セル
除染日数		6	6	15	6	5	7	2
延人数		73	70	208	78	64	96	18
個人線量当量 期間最高(mSv) 1日平均(mSv)		0.44 0.03	0.25 0.02	0.9 0.1	0.27 0.04	0.15 0.01	0.7 0.01	0.02 -0.001
遠隔除染後 空間線量率(mSv/時) 表面密度(Bq/cm ²)		0.22 77	0.17 670	0.7 3309	0.35 200	0.2 499	0.3 200	- -
立入り検査 空間線量率(mSv/時) 表面密度(Bq/cm ²)		0.06 4	0.05 6	0.2 20	0.1 1.4	0.0% 5	0.2 18	<0.01 -9.4
除染係数		19	112	105	112	92	31	-
廃棄物量		1 2 118	2 47 111	41 9 389	5 9 107	2 6 110	7 12 167	- - -0.0

注1 係近の3年間に行われた除染結果の平均値を表している。

注2 表面密度の値は、ふきとり効率を10%として計算した。

注3 鉛24セル当時の期間最高値とは、除染期間を通じて人が被曝した最大の線量当量を示す。

注4 線量当量の値は、TLDRによる値である。

注5 廃棄物量は、立入り検査期間中に発生したカートンボックスの数を示す。

高レベル：2 mSv/時以上、中レベル：2~0.5 mSv/時、低レベル：0.5 mSv/時以下

4. $\alpha\gamma$ セル等の除染

$\alpha\gamma$ セル等(図3)⁷⁾は、プルトニウム系燃料の照射後試験施設として整備され、コンクリートセル2基と鉛セル2基がある。コンクリートセルの背面及び天井にはメンテナンスボックスがそれぞれ接続され、セル背面メンテナンスボックスの外側

はアイソレーションルームで囲まれている。プルトニウムを扱う施設として専用の更衣室を設けて α 放射能の汚染拡大防止に対処している。コンクリートNo.1及びNo.2セル（以後No.1及びNo.2セルという）の内面は全面をステンレス鋼板でライニングが施されている。

今までJPR-2で照射したウラン・プルトニウム混合炭化物燃料((U-Pu)C)^{8),9)}の2回の試験とJMT-Rで照射した第3回目の試験の実績がある。第3回目の燃料は平成2年9月現在も試験を実施中である。試験燃料の照射前プルトニウム富化度は20w/oで、燃焼度は第1回試験燃料：約10,000MWd/t、第2回試験燃料：約13,000MWd/t及び第3回試験燃料：約25,000MWd/tであった。

以下にこれらウラン・プルトニウム混合炭化物燃料の照射後試験を実施してきた $\alpha\gamma$ セル等の除染の特徴及び除染結果について述べる。

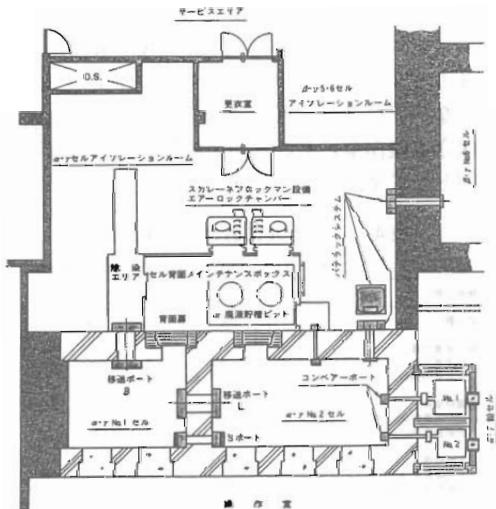


図3 $\alpha\gamma$ セルラインの構成

4.1 除染作業管理と放射線防護

$\alpha\gamma$ 放射能によって汚染された環境での作業管理手法として、特に α 放射能の内部被曝管理のため、セル除染に先立ち(U-Pu)C燃料の核種分析を実施し、 α 放射能と $\beta\cdot\gamma$ 放射能の比を求めた。この比は燃焼度、冷却時間等により変化するが、照射特性から計算した $\alpha:\beta\cdot\gamma$ は、約(1:50)～(1:30)の間にあった。セル内表面密度測定のために採取したスマア試料からの値は、低エネルギー β 放射能の測定が困難なために(1:20)以上であった。

α 放射能に対する放射能管理は、測定の迅速性、正確度および放射線作業に対する早い対応を考慮して $\beta\cdot\gamma$ 放射能測定を行い、 $\alpha:\beta\cdot\gamma$ 比から α 放射能を逆算して行った。また、分析結果から¹⁰⁶Ru-Rh、¹⁴⁴Ce-Prの存在割合が高く、高エネルギー β 放射能による被曝に対しても十分注意を要する事が明らかになった(表5)。

$\alpha\gamma$ 放射能封じ込め系(セル及びメンテナンスボックス)内に立入るための放射線防護施設は、フランスのラ・カレーネ社製のフロッグマンシステム(以下 $\alpha\gamma$ ALSという)を使用した(写真5)。この $\alpha\gamma$ ALSはセル立入り除染の初期段階から中期段階まで使用し、表面密度の状況に応じて装備の軽減(全面マスク呼吸具、ビニールアノラック着用)を図った。

(U-Pu)C燃料は化学形態が炭化物であり、アルゴンガス雰囲気から空気状態に移った際、酸素と水分に対して活性となる。廃棄物の長期保管には発火、火災等に対する安全確保が必要になる。従って、この燃料によって汚染された可燃性個体廃棄物は、遠隔除染中に一定期間(10日以上)空気中に放置した後、安全を確認して搬出処理が行なわれた。



写真5 $\alpha\gamma$ エアラインスーツ($\alpha\gamma$ ALS)

4.2 セル等の除染

$\alpha\gamma$ セル等の除染¹⁰⁾は、セルの年間使用計画に基づいて除染作業計画を策定し、詳細に検討した遠隔除染及び立入り除染等の計画書に従って実施している。 $\alpha\gamma$ セルは $\beta\gamma$ セルから分離して設置されているために、高放射線レベルの汚染機器(切断機等)や遠隔除染で発生した廃棄物の一時保管が作業中の外部被曝低減対策上、重要な要因となっている。また、一時保管のため、容器に収納する場合でも $\alpha\gamma$ 放射能封じ込め系と同等の条件が必要である。

遠隔除染は、セル立入り除染に先がけて、前章の $\beta\gamma$ セルと同じ手法で行っている。遠隔除染後

表5 $\alpha\gamma$ セルの除汚結果

年 セ ル 名	1987		1988		1989	
	No.1セル	No.2セル	No.1セル	No.2セル	No.1セル	No.2セル
除染日数	10	22	10	14	11	22
延人數	101	193	111	126	98	171
P I E 燃料	(Pu-U)C		(Pu-U)C		UO ₂	
核種組成 ²⁾						
¹⁹⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	2.6		5.3		0.91	2.4
¹⁴⁴ Ce- ¹⁴⁴ Pr	2.1		3.9		0.08	2.6
集団線量当量(人・ μ Sv)	14X ²⁾	19X	14X	15X	14X	15X
個人線量当量(μ Sv)						
全身 最大	X	X	X	X (1400) ³⁾	X(X)	X (500)
平均	X	X	X	X (-430)	X(X)	X (-240)
手 最大	—	—	—	900 (4800)	X(X)	600 (4800)
平均	—	—	—	360 (2000)	X(X)	230 (860)
遠隔除染後						
最大線量当量(mSv/h)	2.7×10^{-2}	1.8	1.0×10^{-1}	6.0	3.0	1.0×10^3
平均線量当量(μ Sv/h)	3.6	5.0×10^2	5.0×10^1	8.0×10^2	2.5×10^3	1.4×10^3
表面密度(Bq/cm ²)	1.5×10^1	1.5×10^3	9.3×10^1	2.1×10^3	1.6×10^2	1.2×10^3
立入除染後						
最大線量当量(mSv/h)	1.8×10^{-2}	1.0×10^1	3.0×10^{-2}	1.2	2.0	1.0
平均線量当量(μ Sv/h)	4.2	9.0×10^1	9.0	2.0×10^2	5.0×10^1	1.4×10^2
表面密度(Bq/cm ²)	5.5	3.2×10^1	7.0	1.2×10^1	4.8×10^{-1}	1.5
除染係数	3	5.7	1.3	1.75	3.3	800
廃棄物(個)						
高レベル	0	9	2	1.1	0	6
中レベル	0	12	0	1.4	0	8
低レベル	133	275	164	215	153	272

1); 137Csに対する相対比。 2); Xは検出限界線量当量(200 μ Sv)を示す。 3); ()内は β 線による被曝

のNo.1セルの線量当量率の平均は50 μ Sv/h、表面密度の平均は90Bq/cm²であった。No.2セルについては、線量当量率の平均は0.8 mSv/h、表面密度の平均は2 kBq/cm²であった。

除染資材の供給は、セル背面のメンテナンスボックスよりビニールバッグを介して、常に $\alpha\gamma$ 封じ込め系を構成して行われた。中低レベルの廃棄物搬出は、同じくビニールバッグで行い、プルトニウムによる内部被曝の防止及び汚染拡大防止を図った。

立入り初期除染および中期除染は、 $\alpha\gamma$ ALSによって行っている。No.1セルの立入り除染の時は高放射線レベルの汚染機器及び廃棄物はNo.2セルに保管されるが、この逆の保管では既に除染したセルへの汚染拡大を防止するための処置を遠隔操作で、慎重に行う必要があった。立入り除染の後期は、全面マスク呼吸具、ビニールアノラック着用による防護処置に変更して除染を行った。

$\alpha\gamma$ セルにおける除染及び保守点検等のセルに立入る作業では、セル背面及び天井のメンテナンスボックスは汚染拡大防止に効果的に機能している。そのために、このボックスも必要に応じて幾度となく繰り返し除染を実施した。

除染結果を表5にまとめて示す。No.2セルは、燃料の切断、脱燃料及び金相試料の研磨等の破壊試験を実施しているため、No.1セルに比べて相対的に汚染レベルが厳しい状況にある。図4にNo.2セルの表面密度に見られる除染効果の例を示す。

$\alpha\gamma$ セルでの3回の試験を通して得た $\alpha\gamma$ 放射能に対する作業管理、特に除染についてまとめる。

① プルトニウム等を含む $\alpha\gamma$ 放射能の放射線管理では、その線源の正確な核種分析から得られる α 放射能と $\beta\gamma$ 放射能の比を用いることで、作業に対する確度の高い素早い対応ができる、汚染拡大、内部被曝もなく安全に作業を進めている。

② $\alpha\gamma$ 放射能の高汚染区域：セルに対して4重に設けられるバリアと資材の供給・廃棄物搬出処理でのバッグシステムは汚染拡大防止、内部被曝防止等に有効に機能している。

5. おわりに

原子力発電所で使用した実用燃料の照射後試験に対処して設置された大型の $\beta\gamma$ セルとプルトニウム系燃料の試験研究のための本格的な $\alpha\gamma$ セル等を持つ、原研・燃料試験施設における汚染除去

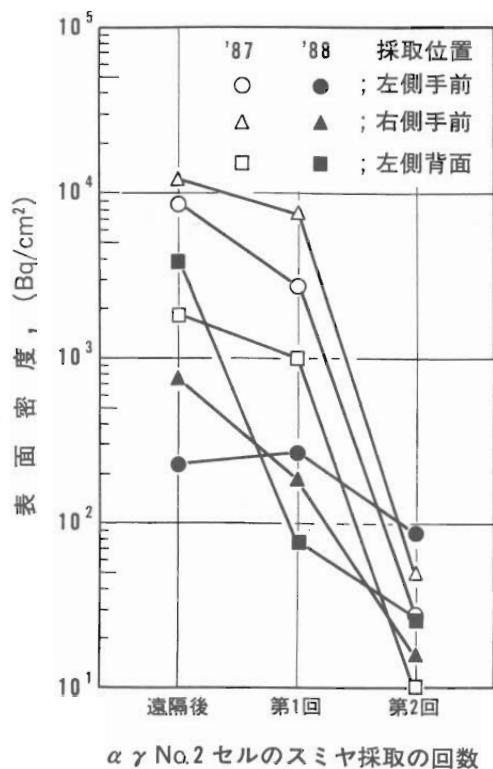


図4 $\alpha\gamma$ No.2セルの表面密度にみられる除染効果

について報告した。

稼動以来11年間、セルの除染は遠隔除染と立入り除染の順を追って実施し、それぞれセル内の線量当量率及び表面密度を厳密に監視しながら作業員の安全確保と被曝低減に努力を払って進められてきている。セルの汚染は各セルの試験内容によって状況が異なるが、ふきとり除染乾式法を原則とした適切な除染技術で対処している。試験機器・装置等の初期性能を維持し照射後試験を円滑に実施するために、毎年1回行われる除染及び保守点検は欠く事のできない作業である。近年、燃料の高燃焼度化が進められ、照射後試験のセル内汚染レベルも上昇する傾向にある。これに対してセル内及び試験装置の事前の十分な養生等の汚染防護策で対処している。

セル及び試験機器、装置並びに設備等の除染・保守は究極的には、多くのデータを迅速かつ安全確実に取得し、燃料の開発研究に寄与する重要な役割を担っていることから、今後除染技術のより一層の高度化を図っていく必要があると考える。

参考文献

- 1) 松本：“燃料試験施設の建設”原子力工業、第25巻、第3号（1979）
- 2) 松本、他：“わが国における照射後試験施設の現状Ⅱ”原子力学会誌、Vol. 21、No.12（1979）
- 3) 森：“照射後試験燃料輸送用N H-25型容器による燃料輸送の経験”原子力学会誌、Vol. 24、No.3（1982）
- 4) 泉、他：保物学会「第24回研究発表会」要旨集、B 6（1989）
- 5) A. SAKAKURA, et al : "Post-Irradiation Examination Facility of JAERI for Power Reactor Fuels" ANS 1982 Winter Meeting on Remoto Systems Technology, Nov., 1982
- 6) K. ISHIMOTO, et al : "Reconstitution Technique on the Power Rector Fuel Assemblies affter Post Irradiation Examinations" IAEA Technical Committee Meeting on Underwater Inspection, Repair and Reconstitution of Water Reactor Fuel, Nov., 1987
- 7) 相澤、他：原子力学会「昭和60年度秋の分科」予稿集、H43、H44（1985）
- 8) 前多、他：ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料の低線出力（第1回）照射及び照射後試験 J A E R I - M - 88-219
- 9) 岩井、他：ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料の中線出力（第2回）照射及び照射後試験 J A E R I - M - 89-186
- 10) 相澤、他：原子力学会「昭和63年度秋の大会」予稿集、B 13（1988）

コンクリートケーブ遮蔽扉駆動装置の改修

菊池 輝男¹⁾/塚田 久¹⁾/三村 謙¹⁾/富田 衛¹⁾/足立 守¹⁾

1. はじめに

ホットラボは、原子炉で照射した燃料や材料等の高放射性物質を取扱う施設である。現在では、原研、動燃をはじめ、民間、大学等もホットラボを所有しており、種々の照射後試験を実施し、原子力の発展を影で支える力になっている。

原研東海ホットラボは、研究炉で照射した燃料、材料の照射挙動の研究をするために、昭和34年に第1期建設に着手し、昭和36年に完成し、運転を開始した。続いて、日本原子力発電株式会社東海発電所の燃料モニタリングを実施するために、昭和38年に増設工事（第2期建設）に着手し、昭和40年に完成し、利用運転を開始した。この2期の建設により、現在のホットラボの輪郭が出来上がった。

東海ホットラボは、日本で最初のホットラボで、第1期の運転開始から数えて29年、第2期の運転開始から数えて25年が経過しているため、全体的に施設の老朽化が目だってきてている。特に、コンクリートケーブ用遮蔽扉の駆動装置については、

ヒンジ部の摩耗や油圧装置のオイルシリンダーからの油漏れ等が生じ、これらの故障のため、ホットラボの運転を停止することが度々起こっている。このため、これらの扉の駆動装置部の改修を迫られていた。今回このような大掛かりな改修は、ホットラボの建設以来初めてのもので、改修に当たって、扉の駆動装置等の詳細図が紛失しているものもあり、その詳細が分らないまま、多分に試行錯誤的に実施した作業も一部にあったが、無事これらの改修作業を終了することが出来たので、その作業の概要を報告する。

なお、ホットラボは核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及び放射線障害防止法に規定される核燃料物質使用施設及びR I 使用施設であるため、改修に当たっては監督官庁に施設検査の申請をし、検査に合格したあとで使用を開始した。

2. 遮蔽扉の概要

東海ホットラボのコンクリートケーブの遮蔽扉の概要を表1に、ケーブ内の設置位置を図1に示す。

表1 コンクリートケーブ遮蔽扉の概要

	冶金ケーブ			モニタリングケーブ			化学ケーブ		
	A扉	B扉	C扉	A扉	B扉	C扉	A扉	B扉	
設置数	4	3	3	4	4	4	2	1	
開閉方式	下降式	下降式	上昇式	ヒンジ式	ヒンジ式	上昇式	ヒンジ式	上昇式	
重量(ton)	17	24	12	12	18	9	11	18	
駆動方式	旧 新	油圧 ボールスク リュウ電動	油圧 ボールスク リュウ電動	油圧 ボールスク リュウ電動	手動、電動 手動、電動	ロータリエア シリンダ 圧縮空気 リンク式電動	スクリュウ シャフト電動 スクリュウ シャフト電動	セクターギヤ 電動 リンク式電動	スクリュウ シャフト電動 ボールスク リュウ電動
ロック装置	旧 新	圧縮空気 電動	圧縮空気 電動		電磁	電磁	電磁	電磁	

1) 日本原子力研究所 研究炉管理部 ホットラボ管理室

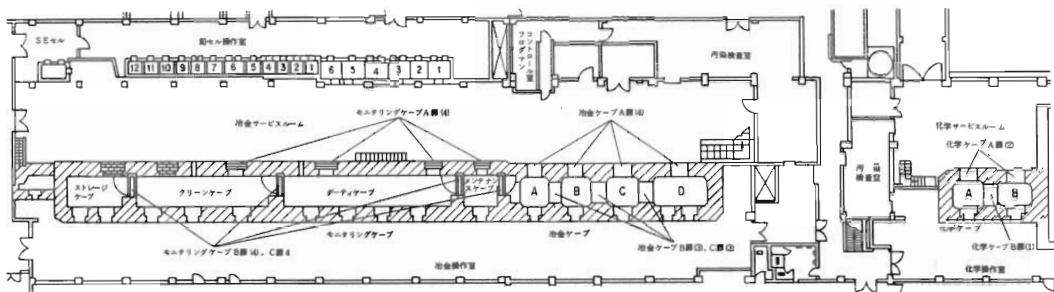


図1 東海ホットラボコンクリートケーブ配置図

す。コンクリートケーブとは、モニタリングケーブ、冶金ケーブ及び化学ケーブの総称で、γ線の遮蔽に重コンクリートを用いたケーブのことである。ここで、A扉とは、ケーブの背面に取付けられている扉で、除染作業の際の作業者の出入り、物品の搬出入のために使用する。B扉とは、ケーブ間の間仕切りのための扉で、インセルクレーンの通過及びセル間の物品の移動の際に使用する。C扉はB扉の上部に設置されている扉で、インセルクレーンを通過させるために開閉する扉である。化学ケーブにおいては、間仕切り扉全体を上方に引上げる方式であるため、1つの扉でB及びC扉の両方を兼ねている。

遮蔽扉は、それ自身遮蔽機能を有するために重量物であり、駆動機構もこれに応じた強度と駆動トルクを必要とする。冶金ケーブの場合、A、B扉は下降式、C扉は上昇式で、これらを油圧シリンダにより駆動していた。冶金ケーブのB、C扉の構造を図2に示す。A扉の構造はB扉とほぼ同じである。この扉の油圧シリンダは、油漏れがひどくなっているため、更新することにした。ロック装置は、A及びB扉の全数を更新することにした。

モニタリングケーブのA扉はヒンジ式で、その4個のうち1個は電動駆動、他の3個は手動による駆動である。B扉はヒンジ式で、ロータリーエアシリングを圧縮空気により駆動する方式であった。C扉は電動によりスクリュウシャフトを駆動し、上方に吊上げる方式であった。A扉の構造を図3に、B及びC扉の構造を図4に示す。A扉については長年の使用により、軸受部の摩耗や油脂の固化により、開閉動作がしづくなっていた。B扉についても同様のことが起こっているのに加え、圧縮空気による駆動力が低下していた。なお、

A扉の調速機及び駆動装置は、故障していてその役割を果たしていなかった。ロック装置については、A及びB扉の全部について更新することにした。

化学ケーブのA扉はヒンジ式で、駆動装置を除いてモニタリングケーブのA扉と同じ形式である。

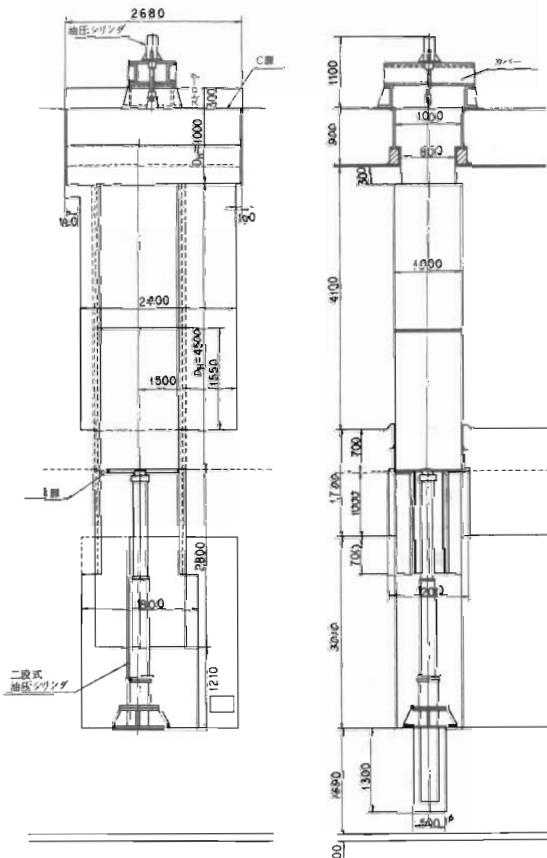


図2 冶金ケーブB、C扉駆動方式

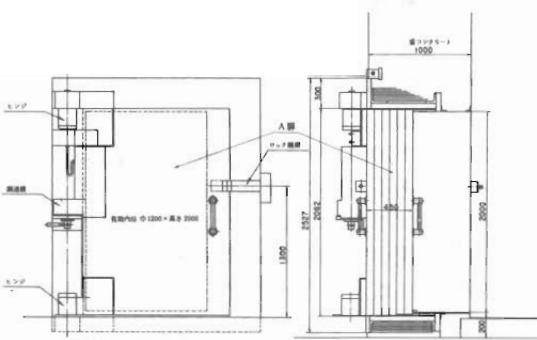


図3 モニタリングケーブルA扉

開閉はセクターギヤを電動により駆動する方式をとっていた。B扉は、2本のスクリューシャフトを電動により駆動し、上方に開ける方式である。これを図5に示す。A扉については、セクターギヤの破損や長年の使用による摩耗等のため、開閉が重くなっていた。B扉の駆動装置は、作動に際して異音が生ずるなど、スクリューシャフトの摩耗がみられるため、更新することにした。化学ケープのA扉のロック機構についても、更新することにした。

東海ホットラボの遮蔽扉の仕様をみてみると、ケーブ毎に多種多様の方式を採用している。これ

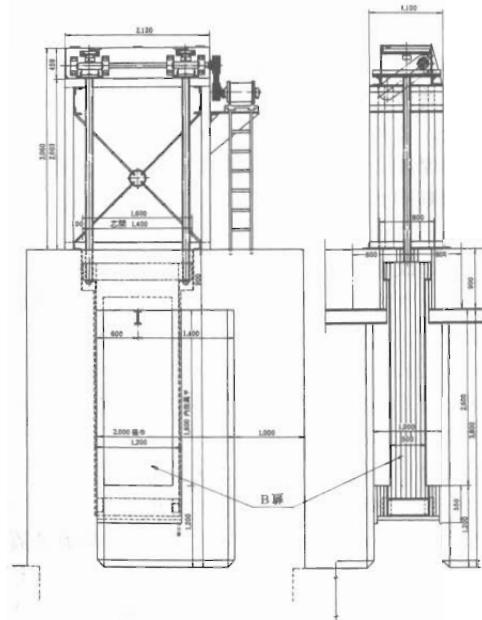


図5 化学ケーブル扉

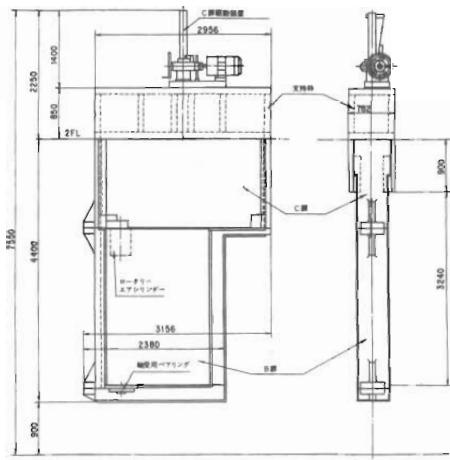


図4 モニタリングケーブルB及びC扉

は多分に、建設当時、ホットラボの運転経験がなかったために、どの方式が最良であるかの判定が出来なかつたためと考えられる。冶金ケーブのA B扉のように、下降式の場合、駆動部を設置する、地下室が必要であるが、ヒンジ式のように扉の開閉の際に死空間を生ずることはない。従つて、ケーブ内空間の有効利用が図れる。化学ケーブのB扉のように、上昇式にすると、遮蔽扉の数を一枚減らすことが出来るが、扉の重量が重くなることと、ケーブ間のインセルクレーンのレール連結に工夫が必要になる。駆動トルクを圧縮空気により発生させる場合、摺動部が摩耗すると、駆動力が低下する。油圧により駆動力を発生させる場合にも、同様な問題が起るのに加えて、漏洩油の回収の問題も出てくる。このような経験を踏まえて冶金ケーブのA、B及びC扉の駆動装置は、油圧駆動を止めてボールスクリュウシャフト電動駆動に、モニタリングケーブのB扉の駆動装置は、圧縮空気駆動を止めてリンク式電動駆動に変えた。化学ケーブのB扉の駆動装置は、スクリュウシャフトをボールスクリュウシャフトに改めた。

3. コンクリートケーブの除染

コンクリートケーブの遮蔽扉の駆動部の改修を行なう場合、ケーブの運転を一時的に止めなければならない。東海ホットラボでは、コンクリートケーブの全てを全面的に止めるのでなく、部分的に交互に止めて、ホットラボの運転を継続しながら

ら、改修工事が進められるように工程を組んだ。コンクリートケーブ内の作業は、照射後試験の工程の上流に当たるため、ここでの作業の休止は、下流に作業が流れなくなるため、特にこのような配慮が必要である。そこで、工事を2期に分け、前期でモニタリングケーブ及び化学ケーブの扉の工事を、後期で治金ケーブの扉の工事を行なうことにして、工事を行なっていないケーブで、解体等の上流側の照射後試験を実施することにした。

遮蔽扉の駆動部の改修においては、その駆動部の分解、点検、部品の交換等が主な作業であるから、ケーブからの遮蔽扉の取外し、ケーブ内やケーブ外での部品の分解、点検等が当然の作業として入ってくる。このために、ケーブ内の除染を、十分に行なう必要がある。また、この機会をとらえて、ケーブ内の不要物品の解体撤去と廃棄も行なった。

ケーブ内の試料や内装機器等は放射性物質で汚染しているために、これらの全てを一時的に、他のケーブに移動させることから作業を開始した。モニタリングケーブ及び化学ケーブの扉の工事の場合は治金ケーブに、治金ケーブの扉の工事の場合は、モニタリングケーブに試料等を移動した。

除染は、遠隔除染から開始した。まず、ケーブ内のビニールシート、排気フィルタ等をマニプレータを使って取除き、線量当量率に従って区分し、梱包して廃棄した。続いて、ケーブ床面及び壁面を、マニプレータを使用して、水で湿らせた紙ウエスで拭きとる作業を行った。この作業を、設定した線量当量率になるまで繰返す。もし廃棄したい内装機器がある場合は、拭き取り除染に先立って、これらの機器の除染、解体を行なった。

遠隔除染により、設定した線量当量率まで汚染レベルを下げたあとは、エアラインスーツまたは自給式スーツを着用し、作業者がケーブ内に立入り、人間による拭きとり除染を行なった。拭きとり除染は、洗剤を溶かした水をケーブの壁や床面に吹付け、湿らせた紙ウエスで拭きとっていく。この工程を繰返し、設定した汚染レベル値まで下げていった。設定値まで下がったところで、放射線防護具を加圧式フード又は全面マスクに替え、除染作業を続けた。このようにして、最終的には、スミヤ法により放射性汚染が検出されないレベルまでもっていく。モニタリングケーブのなかではダーティケーブが、燃料要素やキャブセル等の切断を行なっていたため、他のケーブに比較して汚

染が著しく高かった。

4. 遮蔽扉駆動部の改修

4.1 モニタリングケーブ遮蔽扉駆動部の改修

遮蔽扉駆動部の改修はモニタリングケーブのA扉から開始した。モニタリングケーブA扉は、幅1200、高さ2000、厚さ450 (mm) で、重量は約12 (ton) である。扉の形式は、片持ヒンジ式で、全開角は180°である。A扉については、最初にヒンジ部の、続いて調速機及び電動駆動装置の分解、点検を行った。まず、調速機を取り外し、電動装置が設置されているものはそれを取り外し、扉を半開にし、吊り具を取り付け、クレーンのフックにチェンブロックを取り付け、これにより吊上げて外し、ヒンジ部品の洗浄、点検、不良部品の交換、注油を行なって組立てた。なお、これは全てのヒンジ部について当てはまることがあるが、20年以上も分解点検を行なっていなかったために、油脂の固化等により部品を取り外すのが極めて困難であった。調速機、電動駆動装置は、分解、点検を行なった後、再度取付けた。ロック機構については、全面的に再設計し、製作して取付けた。調速機及び電動駆動装置については、分解、点検、調整の結果、正常に作動するようになった。

モニタリングケーブのB扉は、幅1450、高さ2600、厚さ450 (mm)、重量約18 (ton) である。ヒンジ式で、駆動装置は扉本体に内蔵されており、ロータリーエアシリンダに圧縮空気を送込み駆動する方式である。この扉は、今回の改修の対象となった遮蔽扉のなかでは、最も動きのわるい扉であった。これは、エアシリンダ内のローターの摺動部の摩耗による駆動力の低下に加えて、軸受け部の摩耗やグリスの固化等による摩擦の増加が原因であった。

今回の改修では、この圧縮空気による駆動方式を、リンク式電動駆動に改めた。リンク式電動駆動装置を、図6に示す。この方式は外蔵式であるため、これを設置することによりケーブ内のスペースは若干犠牲になるのに加えて、装置の放射能による汚染等の問題が生じるが、メンテナンスは逆に容易になる。また、この装置を取付けるためには、ケーブ壁を貫通する孔が必要であるが、幸いなことに、これを取付ける位置に前の駆動装置の配管のためのプラグ孔があったので、これを利用して駆動装置のシャフトを取付けることができた。この装置の設計製作にあたっては、ケーブ内

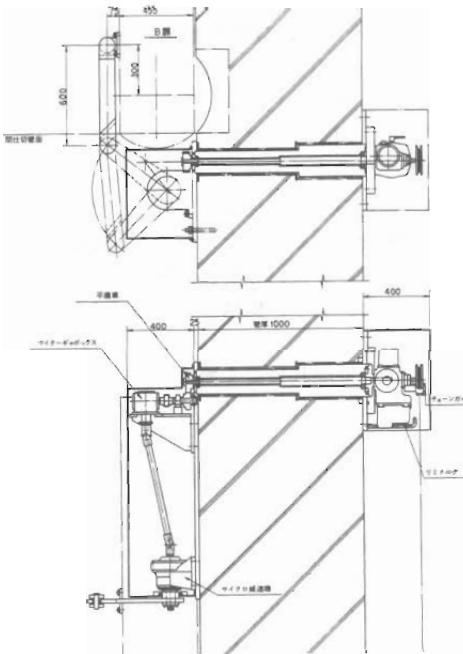


図6 モニタリングB扉用新駆動装置

作業やパワーマニプレーターの走行の妨げにならないように、出来るだけ小型化し、また水密構造を採用した。

作業工程としては、先ずC扉を取り外し、圧縮空気用配管を撤去し、インセルクレーン用レールを取り外した後、B扉に吊具を取り付け、クレーンの吊具に取付けたチェンブロックにより吊り上げ、上部ヒンジ部を分解する。ヒンジ部及び駆動装置の部品の取外しは困難であった。B扉を600 (mm) 程度吊上げ、仮置架台を下に入れてそれに乗せ、次に下部ヒンジ部の点検とベアリング等の交換を行なった。B扉の組立てに際しては、扉の傾きを調整した。ベアリングの摩耗、グリスの変色、固化等は、A、B両扉に共通してみられた。ロック機構については、それを更新した。圧縮空気用コンプレッサ、弁及びその配管等は不要となつたので撤去した。

C扉は、幅2750、高さ1500、厚ち540 (mm)、重量約9 (ton)である。スクリューシャフト下端のC扉との連結部のボルトを取り外し、駆動装置を支持架台ごと取外す。次に、遮蔽扉を取り外した。駆動装置については、分解、点検を行なった。当初、スクリューシャフトについては、交換を予定していなかったが、点検の結果予想以上に摩耗がすすんでいたので、交換することにした。製作に当たっ

ては、出来るだけ精度良く加工し、取付けて作動させたところが、シャフトに荷重が掛った途端、電動機が回転を停止した。最初、この原因がよくわからなかつたが、前に使用していた摩耗のはげしいスクリューシャフトに変えると作動するので、原因はシャフトのガタにあるらしいことがわかつた。そこで、スクリューシャフトの加工の公差をゆるめ、多少のガタをもたせたシャフトに加工し取付けた結果、動くようになった。

C扉の動き難い原因として、このほかに扉自身の脹れによりケーブル壁とのクリアランスの減少による干渉もあった。これは、内部に充填してあるコンクリートの脹れのためで、配筋用鋼材の腐蝕が考えられるが、詳細については不明である。クリアランスの減少に対しては、扉表面をグラインダにより研削して、取付けた。この他の交換部品としては、スクリューシャフトを駆動するウォームホイルがある。C扉及びこの駆動装置の組付けは、B扉の分解点検終了後に行なった。

4.2 冶金ケーブ遮蔽扉駆動部の改修

冶金ケーブのA扉は、幅1400、高さ2950、厚さ1000(mm)、重量約17(ton)である。B扉は、幅1400、高さ4500、厚さ1000(mm)、重量約24(ton)である。両者は油圧シリンダにより上下駆動しているが、A扉のストロークは1850(mm)、B扉のストロークは2810(mm)で、前者は油圧シリンダ1段により、後者は油圧シリンダ2段により駆動している。改修に際しては、A扉は1段ボールスクリューシャフトに、B扉は2段ボールスクリューシャフトに変えた。

これらの扉の油圧シリンダは、油漏れがひどく修復不可能であるため撤去し、新たに製作したボールスクリューシャフト式電動駆動による方式に取替えた。B扉用駆動装置を図7に示す。油圧シリンダは、扉の真下の地下室に設置してあるため、改修工事は扉の真下での作業となる。作業は扉を全閉の状態にしてロック機構を作動させ、さらに、落下防止板を扉に溶接により取付け、二重の落下防止対策を施し、作業の安全を確保したうえで、油圧駆動装置、油圧用配管等の撤去を行なった。続いて、ボールスクリューシャフト式電動駆動装置を取り付け、これを作動させて扉を支持し、旧ロック機構を撤去し、新ロック機構を取付けた。なお、旧ロック機構は圧縮空気による駆動であるが、新ロック機構は電動による駆動である。新駆動装置は旧装置同様、任意位置で停止出来る。これは

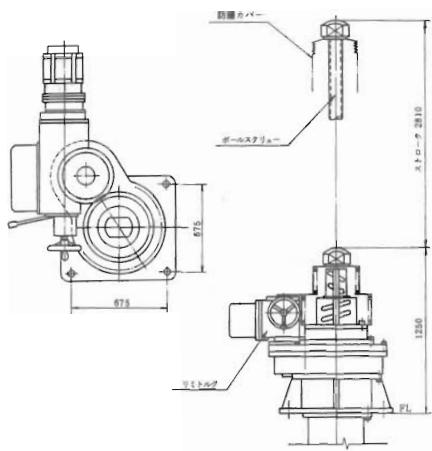


図7 治金ケーブB扉用新駆動装置

ボールスクリュシャフト駆動部に、電磁ブレーキを設けることにより行なっている。これらの撤去及び据付等の作業は、非常に狭い、限られたスペースの中で実施しなければならないので、非常に苦労した。

冶金ケーブでは、気密保持のため、A扉の背面とB扉の両面にアクリルの気密扉を取り付けているが、これらを新たに製作し更新した。その結果、冶金ケーブの気密度は格段に向上した。

C扉は、幅2680、高さ1000、厚さ1000(mm)、重量約12(ton)、ストロークは300(mm)である。駆動はA、B扉と同様、油圧駆動である。この駆動装置も、ボールスクリュシャフト式に改めた。改修後のC扉駆動装置を図8に示す。油圧装置や圧縮空気装置の廃止とともに不要になった油圧ポンプ、配管、油タンク、弁、コンプレッサの類は全て撤去した。

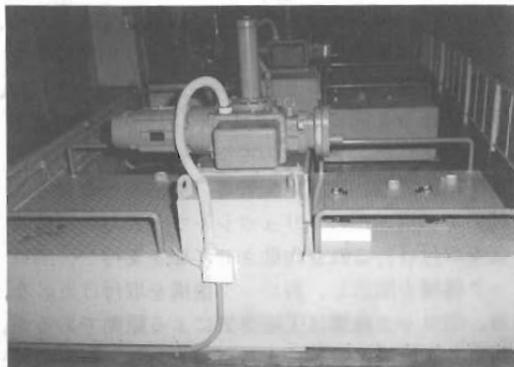


図8 治金ケーブC扉新駆動装置

4.3 化学ケーブ遮蔽扉駆動部の改修

化学ケーブのA扉は、幅1450、高さ1900、厚さ500(mm)、重量約11(ton)の片持ちヒンジ、片開き式である。開閉は扉に固定されたセクターギヤを電動機で駆動する方式で、全開角は160°である。駆動方式については従来の方式をやめ、リンク式電動駆動を採用し、新たに製作して取付けた。ヒンジ部については、分解、点検及び注油脂にとどめた。また、ロック機構は、電磁式を採用し、更新した。

A扉は、扉駆動装置を撤去したあと、扉を半開にし、吊具を取り付け、吊上げ用支持架台に取付けたチェンブロックにより吊上げてヒンジを分解し、ペアリングを取り出し、交換した。天井クレーンの吊上げ能力は5(ton)しかないので、吊上げ用支持架台を特別に製作し、使用した。注油脂を行なって、再度組立てた。これに新しく製作した電磁ロック装置及び扉駆動装置を取付けた。改修後の化学ケーブA扉の外観を図9に示す。

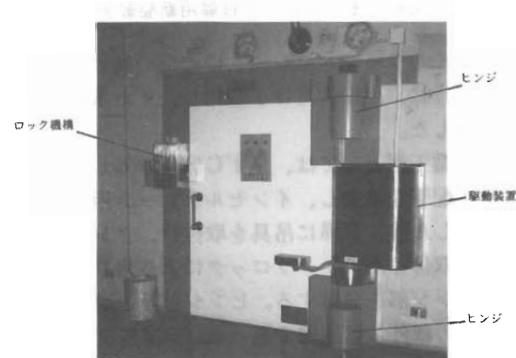


図9 化学ケーブA扉新駆動装置

B扉は、幅1200、高さ3500、厚さ500(mm)、重量約18(ton)で、電動機により、スクリュシャフト2本を回転させ、扉を開閉させる。駆動装置は、支持棒を含め、全て更新した。新駆動装置の動力は電動とし、スクリュシャフトはボールスクリュシャフトに変更した。

B扉の改修は、次のような手順で行なった。旧装置の撤去に先立ち、扉を約150(mm)ジャッキにより持上げておく。この後、駆動装置を解体し、撤去した。支持架台を乗せるベースのレベルを正確に出したあと、このベースに駆動装置の支持架台を乗せ、この支持架台に駆動装置の部品を、順次組んでいった。扉をさらに800(mm)程度上げて、旧装置のナットを撤去し、新装置のナットを取付

けた。組立て終了後、駆動装置を作動させ、扉に嶋ませて置いたジャッキを取り外した。改修後の化學ケーブB扉の駆動装置を図10に示す。

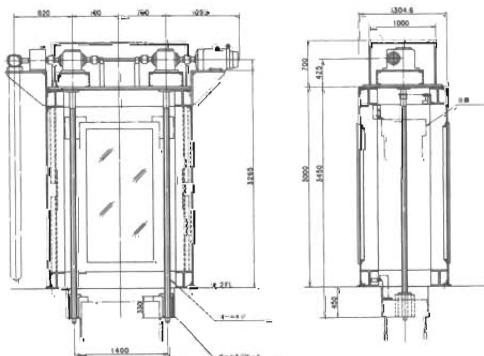


図10 化學ケーブB扉用新駆動装置

4.4 扉制御装置の改修

ホットラボは、第1期と第2期に分けて建設されたために、扉の開閉操作のための操作盤の配置や操作手順等において、必ずしも統一がとれていないところもあり、実際に運転してみると若干問題となるところがあった。それを今回の遮蔽扉の駆動装置の改修を機会に、これらの操作盤等の統一を図ることにした。また、扉のシーケンス制御に、ロジック回路や機械式リレーを使用しており、現在の技術水準からみると、著しく旧式になってしまことや、インバーター制御等の新しい技術が開発されていることなどもあり、これらの最新のIC技術や制御技術を取り入れて行なうこととした。

遮蔽扉の開閉を行なう制御装置の回路を図11に

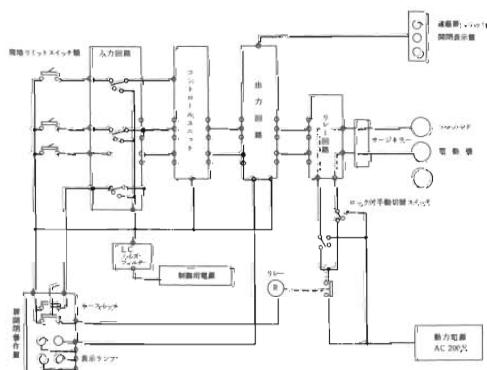


図11 遮蔽扉制御回路概念図

示す。制御回路は、入力回路、コントロールユニット、出力回路、動力回路、表示回路及び動作表示パネルから構成されている。入力回路は、各操作盤スイッチ、各種リミットスイッチ、インタロックユニット等からの入力信号を結集し、コントロールユニットに出力するとともに、クランプ付トグルスイッチにより全入力を、テスト用模擬信号として出力出来る。コントロールユニットには、FA汎用シーケンスコントローラを採用し、モニタリングケーブル、冶金ケーブル及び化學ケーブについては、従来通りそれぞれ個別に制御系を設けた。入力回路とコントロールユニットのAC電源は、LCによるフィルターを介して供給し、電磁シールドボックス内に収納した。各動力回路の電源は、各操作盤のキースイッチに連動させ、キースイッチが断る状態では、扉の動力系統に電力を供給することが出来ない。また、動力系の各負荷には、手動切替スイッチを設け、手動操作にて運転が出来るようにした。なお、手動切替スイッチには、ロックバーを設けた。動力回路の電磁開閉器には、サージキラーを設けた。

これまで冶金ケーブルとモニタリングケーブルの扉制御盤は、それぞれ別の場所に設置されていたが、改修を機に一箇所に集めた。化學ケーブについては、これまでと同じ場所に設置した。制御盤には作動を示すランプ及び電流計を、別盤には開閉状況を表示するグラフィック表示板をとりつけた。操作盤、制御盤、表示盤の表示燈は、全てLEDを使用した。今回の改修で新たに、扉制御装置の故障の際各扉を独立に開閉操作出来るように、ロック付き手動操作回路を設けた。今回の更新に当っては、従来の設計条件を出来るだけ踏襲して、インタロック条件や操作手順は変更しなかったが、誤動作やノイズの原因となる旧配線、リミットスイッチ等のスイッチ類等は全て更新した。制御には使用実績のある電子式コントローラを、電動機の制御にはインバータ制御を使用して信頼性を確保したほか、ノイズによる誤動作の皆無を期した。

遮蔽扉のロック機構の改修は、全ての扉について行なった。改修に際しては、耐震安全を向上させるために、大型化し、強度の増強を図った。

以上で、ホットラボのコンクリートケーブの遮蔽扉駆動装置の改修を一通り終了したわけであるが、作動試験の結果、いずれも改修前と比べて作動状況は著しく改善がなされている。その後1年

半程度の使用経験においても特に問題は出でていな
い。

5. あとがき

東海ホットラボの建設以来はじめて、コンクリートケーブの遮蔽扉駆動装置及び関連装置の改修を実施したわけである。作動試験の結果、いずれも良好に作動するようになった。その後、1年半程度の使用実績を積んできたが、改修前のみられた制御盤のノイズ等による誤動作は全く起こっていない。また、扉の開閉動作の不円滑さも、完全に解消している。

改修に着手する前は、管理区域での重量物取扱いの未経験、扉の駆動装置の詳細図がなかったことや、遮蔽扉の取外しが首尾よくいくかどうかといった問題で頭を悩ませていたが、実際にこれらの作業が終わってみると、一部に困難はあったものの、これらは無駄な心配であることがわかった。しかし、この成功には、重量物の取扱いに馴れた業者を、選んだことが上げられる。

また、改修を終っていくつかの問題もあることがわかった。その一つがコンクリートを充填して

いる扉の脹れである。扉は外部を支持枠により覆われているため、内部の状況がわかりにくく、扉を取り外し詳細に点検してはじめて、コンクリートの脹れがわかったわけである。ホットラボの中心となる設備はコンクリートケーブで、その寿命は半永久的と考えられていたが、本当にそう考えてよいのかということである。コンクリートが劣化するとなれば、コンクリートケーブの寿命を定める因子の中に、これを加えておく必要がある。

今回のホットラボの遮蔽扉の駆動装置の改修に当たって感じたことをまとめると、

1. ヒンジ部や扉駆動装置の詳細図が無い状態で、試行錯誤的に分解点検を実施したが、無事終了することが出来た。
2. ヒンジ部の分解は、油脂の固化等のために、非常に困難であった。
3. コンクリートを充填している遮蔽扉の一部に脹れが見られた。脹れ扉の数は今後、増加するものと予想される。
4. ホットラボの運転を継続しながら、遮蔽扉駆動装置の改修工事をすすめたが、スケジュール的にはかなりきびしかった。

ホットラボにおけるセル立入除染作業

中川 哲也¹⁾／佐藤 均²⁾／坂倉 敦³⁾

1. はじめに

照射後試験施設（ホットラボ）における放射性物質の汚染除去は、セル内作業に関する試験機器及び設備の性能維持のために、必要かつ、重要な作業である。セル内及び各種内装試験機器は、照射済燃料・材料試料の切断や破壊試験等により、高いレベルに汚染されている。このため、セル内汚染の蓄積抑制を図るとともに、内装機器、遮蔽扉、インセルモニタ及び給排気設備等の保守点検を実施するに先だって年1回のセル内立入除染作業（約4週間）を行っている。

放射性物質汚染の除染方法には、機械的除染法、化学的除染法、水洗浄法及び拭き取り法がある。当施設においては、当初、最も基本的なウエス・洗剤等を使用した拭き取り方法により行っていたが、現在は作業の省力化、期間の短縮、資材の削

減、放射性廃棄物発生量の減量及び作業の安全性の向上等を図る目的で、従来の除染方法に塗膜剝離材を使用する化学的除染方法を併用して実施している。

ここでは、燃料試料の照射後試験を行う汚染レベルの高い、コンクリートセルの除染作業について紹介する。

2. 試験セルの概要

大洗研ホットラボ施設は、主に材料試験炉（JMTR）で照射された燃料・材料試料の各種照射後試験を行うため、昭和46年から運転されてきた。施設建家内には、燃料試験用としてコンクリートセル8基及び顕微鏡鉛セル4基のβ・γセルと、材料試験用としての鉛セル7基及び鉄セル5基が設置されている。図1に施設平面図を示す。コンクリートセルの各セル背面には、セル除染や汚染

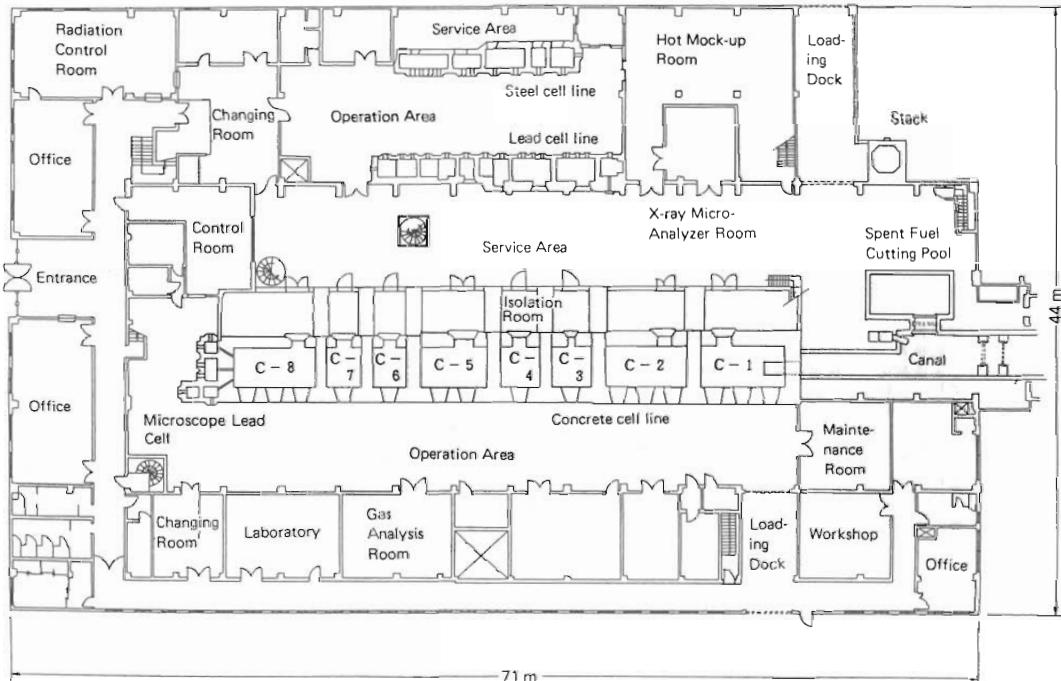


図1 大洗研ホットラボ施設平面図

1)2)3) 日本原子力研究所材料試験部ホットラボ課

機器の点検修理作業時の汚染拡大防止のためのアイソレーションルームが設けられている。

表1は、コンクリートセルの主な仕様を示す。各セル内の天井、床及び壁の表面は、エポキシ樹脂塗料で滑らかに仕上げるとともに、作業架台には厚さ4mmの磨いたステンレス鋼板を使用するなど、除染が容易にできるように考慮されている。

当施設の照射後試験の流れは、コンクリートNo.1セル（以下、C-1セルのように記述する。）における照射済試料のカナルからの搬入、C-2セルでのキャプセル解体及び試料取り出し作業、C-3セルからC-6セルでの各種非破壊試験、

C-7セルでの金相試験のための燃料・材料の切断、C-8セルでの研磨作業と続いている。材料の試験試料はC-2セルから遮蔽容器を使用して材料試験ラインに移送される。表2にコンクリートセルで行われている試験項目と主な試験機器を示す。

コンクリートセルの中で最も汚染レベルが高いセルは、C-2の解体セルと金相試料製作を行うC-7、C-8セルである。これらセルの主な汚染源は、前者がキャプセル等の切断に伴うCo、Ta等で、後者は燃料試料切断に伴うCe-Pr、Zr-Nb等の核種である。

表1 コンクリートセルの主な仕様

セル No	セル内寸法 (cm)	壁 遮 蔽 厚 (cm)	天井遮蔽厚 (cm)	ライニング (mm)	天 井 ハッチ	負 圧	セル内 雰囲気	遮蔽窓	マニブレータ
1	L 600 × W 300 × H 550	1 1 0 重コン比重3.8	1 0 0 重コン比重3.8	厚さ4.5 SS41 合成樹脂系 塗料	3分割	1 0 mm水柱 以上	空 気	3 基	3 対
2	600 × 300 × 550	" 1 0 0	" 1 0 0	"	"	"	"	"	"
3	300 × 300 × 550	重コン比重3.8	重コン比重3.4	"	1 基	"	"	1 基	1 対
4	300 × 300 × 450	"	1 2 5 重コン比重2.8	"	"	"	"	"	"
5	500 × 300 × 450	" 1 0 0	" 1 2 5	"	3分割	"	"	2 基	2 対
6	250 × 300 × 450	重コン比重3.1	重コン比重2.2	"	1 基	"	"	1 基	1 対
7	250 × 300 × 450	"	"	"	"	"	"	"	"
8	600 × 300 × 450	"	"	"	3分割	"	"	3 基	3 対

表2 試験項目と主な試験機器等

セル No	C-1	C-2	C-3	C-4	C-5	C-6	C-7	C-8
試験項目	試料搬出入 外観検査 放射能測定 燃料ビン組立 BOCA組立	キャプセル 試料解体 廃棄物調製	X線検査 γスキャン 測定	渦流探傷検査 ギャップ測定 Nak処理	寸法測定 FPガス分析 リーク検査 試料蒸着	密度測定 FPガス放出	燃料切断 樹脂注入	金相試料研磨 エッティング
内装機器	試料搬入装置 ペリスコープ 端栓溶接装置 BOCA端栓 綿付装置	プレスカッタ 回転カッタ ハックソー ミーリングマ シン	X線撮影装置 γスキャン 装置 ステレオスコ ープ	渦流探傷装置 ギャップ測定 装置 Nak処理 装置	寸法測定装置 FPガス捕集 装置 リークロケ タ 真空蒸着装置	密度測定装置 FPガス放出 装置 ペリスコープ	マイクロカッ タ ペリスコープ	粗研磨機 仕上研磨機 電解研磨機 超音波洗浄器 乾燥機 流し ステレオスコ ープ
	パワーマニブ レーティ	パワーマニブ レーティ	パワーマニブレータ		パワーマニブレータ		パワーマニブレータ	
	インセルホイスト			インセルホイスト			インセルホイスト	

3. ホットセルの汚染核種

コンクリートセルの中で汚染が最も著しいC-2セルとC-8セルの汚染核種は、遠隔除染後のスミヤ試料を γ スペクトル法により測定した結果、表3に示すような核種になっている。

この結果から、C-2セルの主要核種の存在比は、従来、支配的であった ^{60}Co より ^{182}Ta の方が多くなっていることが分かった。これは、キャップセルに内蔵している熱電対の放射化物として生成された ^{182}Ta が、キャップセル切断時にセル内に拡散したことによるものと推定される。C-8セルについても、最近、JMTRで行われている軽水炉燃料出力急昇試験燃料や濃縮度低減化に伴うシリサイド燃料等、冷却期間の短い試料の試験があるため、表3に示すような通常的な核種の外に ^{131}I 、 ^{140}La のような短半減期核種の存在もみられるようになっている。

表3 主要セルの汚染核種

C-2セル(解体セル)		C-8セル(研磨セル)	
核種	存在比	核種	存在比
^{182}Ta	5.5%	$^{144}\text{Ce}-^{144}\text{Pr}$	6.5%
^{60}Co	3.6	$^{95}\text{Zr}-^{95}\text{Nb}$	1.9
^{51}Cr	5.4	$^{106}\text{Ru}-^{106}\text{Rh}$	6.6
^{134}Sb	2.8	^{137}Cs	4.1
^{64}Mn	0.8	^{182}Ta	4.0
		^{103}Ru	0.5
		^{60}Co	0.4
		^{125}Sb	0.3
		^{134}Cs	<0.1

4. 放射性ダストの粒径

セル内の立入除染作業を実施するにあたっては、外部被ばくより内部被ばくの防止が安全上重要な課題となる。セル内は給排気設備による換気量が多いため、風速が高く汚染物が飛散されやすい状況にある。このため、当施設では内部被ばくに寄与する放射性ダストの粒径を測り、作業環境に適応した防護具の選定と除染方法の改良に役立てた。

ダイレック社製のアンダーセンサンプラ測定器を用いて遠隔除染後のセル内の放射性ダストの粒

度評価を行った結果、キャップセル等の解体切断を行うC-2セル及び隣接セルのダストの粒径は、 $11\mu\text{m}$ 以上が殆どであった。金相試験のための試料研磨を行うC-8セルでは、 $11\mu\text{m}$ 以上が53%、 $11\sim 7\mu\text{m}$ が8%、 $7\sim 4.7\mu\text{m}$ が24%、 $3.3\sim 4.7\mu\text{m}$ が8%であった。これらのデータからC-2とC-8セルの粒径の違いは明瞭であり、C-8セルで粒径 $11\mu\text{m}$ 以下の汚染物が約40%を占めているのは、試料研磨により発生した研磨ダストによるものであると推定される。

5. 汚染除去作業

5.1 汚染除去作業の手順

セル内立入除染作業は、下記の手順により実施される。

(1) 除染作業計画

- 1) セル使用の状況把握(特別な試験等の実施有無の確認)
- 2) 遠隔除染作業を含む工程の検討及び計画書作成
- 3) 除染資材の種類、使用量の検討

(2) 遠隔除染作業

遠隔除染は、マスタースレーブマニピレータ、パワーマニピレータ、ホイストを使用して以下の手順により実施する。

- 1) 試料の整理、貯蔵
- 2) 内装試験機器の整理
- 3) 吸引掃除機による内装試験機器、作業架台面の清掃
- 4) 通常の汚れは含水ウエスで、油脂等の汚れは有機溶剤での拭き取り
- 5) 塗膜剥離除染材をナイロンタワシで塗布
- 6) 塗膜剥離除染材剥がし
- 7) スミヤ採取
- 8) 上記4)~7)を2~3回繰り返す
- 9) 作業架台面、内装試験機器及び作業エリアの線量当量率を電離箱サーベイメータで測定
- 10) セル内表面密度及び線量率マップ作成

(3) 立入前準備作業

- 1) 区域放射線管理課と遠隔除染後のサーベイ結果をもとに打合せ、保護衣及び呼吸防護具の選定、計画線量当量値の設定
- 2) 保護衣及び呼吸防護具の点検、必要に応じてALS(エアラインスーツ)試運転
- 3) 汚染拡大防止バリア設定(3重)
- 4) 除染資材の搬入

- 5) 通話設備の点検
- 6) 放射線管理測定機器の準備（ダストサンプラー、A P D [アラームポケット線量計]、線量率測定器等）
- 7) 作業者との最終打合せ及び放射線作業教育訓練〔セル内状況の周知〕
- 8) 作業者の体内汚染測定（作業前ホールボディ測定）
- 9) 作業者の分担配置検討
- (4) 立入除染作業
 - 1) 保護衣、呼吸防護具の着装
 - 2) 遠隔測定器（テレテクタ）によるセル内線量当量率の確認
 - 3) セル内立入
 - 4) 作業架台、内装機器、治工具類の簡易除染及び搬出
 - 5) 排気フィルタの搬出及び交換
 - 6) 含水ウエスによる拭き取り→洗剤・ナイロンタワシによる洗浄→紙ウエスによる拭き取り
 - 7) スミヤ採取、汚染レベル確認
 - 8) セル外退出（外部被ばく線量確認）
 - 9) 保護衣、呼吸防護具の脱衣
 - 10) スミヤ及びダストサンプラー測定結果より次回の防護装備の選定
 - 11) 水噴霧を併用して壁→床→作業架台の順に洗剤・ナイロンタワシ→紙ウエスによる拭き取りの繰り返し作業
 - 12) 内装機器除染（セル内またはアイソレーションルームバリア内）
 - 13) 天井面及び γ ゲートポートの除染（重量23tの天井ハッチ吊り上げ）
 - 14) セル内最終仕上げ除染
 - 15) 最終スミヤ採取、汚染レベル確認
- (5) 後片付け等
 - 1) 汚染拡大防止バリア解除
 - 2) 作業者の体内汚染測定（作業後ホールボディ測定）

5.2 保護衣・呼吸防護具

セル内立入除染作業時の保護衣・呼吸防護具の着用にあたっては、安全管理上の着用基準に従うとともに、作業環境に応じて適切な保護衣・呼吸防護具を着用しなければならない。保護衣・呼吸防護具は、遠隔除染後のセル内空間線量当量率、汚染密度の測定結果や予想される存在核種、浮遊粒子の粒径及び作業内容等を総合的に評価して選

定する必要がある。表4に大洗研究所放射線安全手引による保護衣・呼吸防護具の適用基準を示す。

選定基準となるセル内の空気中放射性物質濃度を予め明確に測定することは困難なため、汚染物粒径の極めて小さな研磨セル（C-8セル）とその他のセルの過去10年間の除染作業時のセル内の表面密度と空気中放射性物質濃度の関係を測定評価した。その結果、ホットラボのセル内のような換気量の多い場所での塵埃の再浮遊係数値(cm^{-1})は、安全手引の算出となっているDunsterらの値 $2 \times 10^{-8} \text{ cm}^{-1}$ より 10^3 程度大きい値であった。このため、当ホットラボでは安全手引の適用にあたっては、より安全を期するために基準を1ランク上げて管理している。

エアラインスーツ(ALS)を着用した作業状況を写真1に、また、自給式加圧服及びビニールノラック・全面マスク着用状況を写真2に示す。

当施設では、最近、短い冷却期間の燃料の照射後試験を実施するケースが増えてきているので、ヨウ素等に対処出来るようにALSの他にエアラインマスク(AML)も準備している。



写真1 エアラインスーツ
(ALS)での作業状況



写真2 自給式加圧服及びビニールノラック・全面マスク着用状況

表4 保護衣・呼吸防護具の適用基準

作業時の空気中の放射性物質の濃度(DAC)※1	作業場の表面密度※2(Bq/cm ²)	使用する防護具※3	
		顔面	身体
< 1	α : < 0.4 β (γ) : < 4	必要に応じて半面マスク	黄色実験衣 特殊作業衣 (ワンピース)
1 ~ 10	α : 0.4 ~ 4 β (γ) : 4 ~ 40	半面マスク又は全面マスク	特殊作業衣 (ワンピース) ビニールアノラック
10 ~ 100	α : 4 ~ 40 β (γ) : 40 ~ 400	全面マスク 自給式空気呼吸器(デマント型) エアラインスーツ 浄氣式加圧服(自給式加圧服)	ビニールアノラック
> 100	α : > 40 β (γ) : > 400	浄氣式加圧服(自給式加圧服) エアラインスーツ	

※1 1時間作業の場合を目安にしている。

※2 広範囲の汚染面積で、かつ、表面が乾燥して状態で作業を行う場合の指針

※3 半面及び全面マスクの場合、塵埃には繊維フィルタ入りカートリッジ(カニスタ)を、トリチウム水蒸気、ヨウ素などのガスには活性炭入りカニスタを用いる。ただし、カニスタについては有効時間に注意し、トリチウム水蒸気については、皮ふからの吸収などを考慮する。

5.3 塗膜剥離除染材

昭和60年度以前の遠隔除染は、中性洗剤や有機溶剤を使用して行っていたが、被ばく量及び発生廃棄物量の低減化、並びに作業時間の短縮化を図るために塗膜剥離除染材の使用を試みた。この除染材は、TMI事故時の建家復旧除染作業での使用実績及び各種確認試験の結果、有効な除染材として評価されているものである。特徴は、①除去率が大きい、②剥離性がよい、③固体廃棄物で減容率が大きい、④可燃性で有毒ガスの発生が無い、⑤水溶性である、など取扱い上の利点も多いので今後普及するものと考えられる。

当施設での使用に先立って、数種類の塗膜剥離除染材を用いての除染効果試験を実施した。試験の結果を図2に示す。このデータは遠隔操作での効果を見たもので、各セルにおける除去率の相違は、試験内容、セル使用時間及び油脂等による表面汚れの状態や塗膜剥離除染材を塗布する際のナイロンタワシでのこすり具合の違いによると考えられるが、最大の要因は汚染物の粒径の大小にあると推測された。

本塗膜剥離除染材の使用を遠隔除染作業に導入した結果、①高レベル廃棄物量の減少、②除染作業日数の減少、③セル立入り除染時の被ばく量減

少、などについて良い結果が得られた。従来の除染方法と塗膜剥離除染材を用いた除染結果の比較を表5に示す。

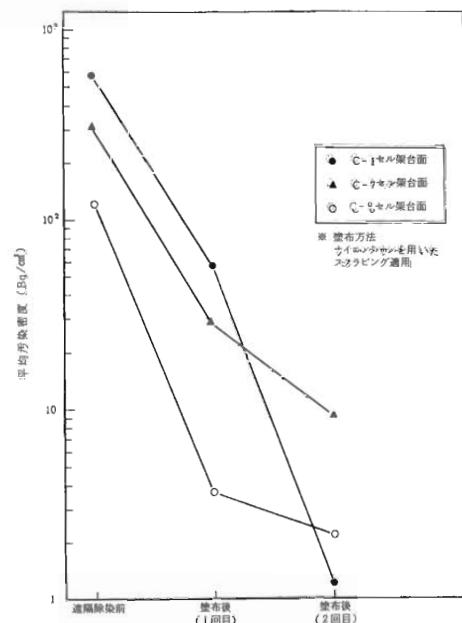


図2 塗膜剥離材使用による遠隔除染結果

表5 従来の除染方法と塗膜剝離材使用時の除染結果

単位 Bq/cm²

セル No.	昭和59年		平成元年			
	遠隔除染後 (最大)	立入最終 除染後 (平均)	遠隔除染後 (最大)	立入最終 除染後 (平均)		
C-1	2.7×10^2	3.0	< 0.4	4.9	7.4	< 0.4
C-2	2.2×10^2	5.9	0.7	4.4	6.7	< 0.4
C-3	6.0	9.0	< 0.4	1.4	3.5	< 0.4
C-4	1.5	3.8	< 0.4	1.2	< 0.4	< 0.4
C-5	2.1	4.3	< 0.4	2.6	0.5	< 0.4
C-6	1.3	3.2	< 0.4	4.5	1.0	< 0.4
C-7	3.8×10^2	4.5	0.9	5.1	2.3	< 0.4
C-8	2.0×10^2	4.2	< 0.4	1.3	1.8	< 0.4

5.4 廃棄物の発生量

除染作業を実施することにより大量の廃棄物が発生するが、廃棄物処理場での処分の経済性や管理性を考慮して、可能な限り発生量を少なくする努力が必要である。このため、初期作業の遠隔除染時に放射性汚染物を効率よく回収し、少量の高レベル固体廃棄物として処理するとともに、セル内立入除染時に発生する不燃性の低レベル固体廃棄物の量を極力少なくする努力も必要である。

当施設のセル内除染作業で発生する廃棄物は、全て固体廃棄物であるが、低レベル固体廃棄物の発生量を減らすために、以下に示すような使用資材の変更等を行ってきた。

- ① ホットラボ運転開始当初の除染方法は、含水ウエスを主体とした拭き取り方法であったが、昭和52年頃から紙ウエスを併用してきた。
- ② 除染作業で大量に使用する不燃性の塩化ビニールシートを可燃性の酢酸ビニールシートに替えた。
- ③ 遠隔除染時に使用する塗膜剝離材は、可燃性のものを採用した。

上記の対策を講じた結果、昨年の廃棄物発生量は、それ以前の約40%減少することができた。図3に除染作業時に発生した低レベル固体廃棄物量の変化推移を示す。また、図中に作業者の平均の

外部被ばく量を示す。外部被ばく量は、塗膜剝離材の使用により昭和60年度以降大幅に低減した。

除染時の廃棄物発生量、外部被ばく量は、照射後試験で取り扱う試料の量、試験内容等によっても変わるものであるが、除染技術の向上、除染手順の改良及び使用資材の改良等によって大幅に低減することができた。

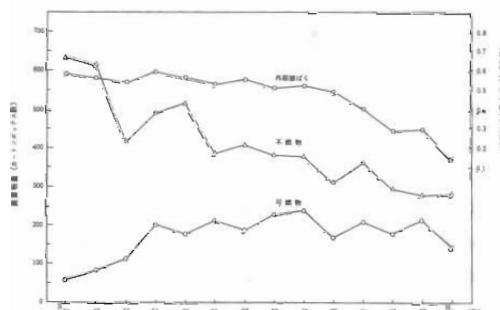


図3 低レベル固体廃棄物の発生量および
作業者の平均外部被ばく線量当量の推移

5.5 作業人員と配置及び日程

セル内立入除染作業にあたっての作業員は、完全密封に適した保護衣、呼吸防護具を着用するため、1回当たりの作業時間の制約を適切に行う必要が

ある。作業計画に際しては、作業場の線量と汚染の状態、作業スペース及び作業員の疲労度や被ばく量の平均化等を十分に考慮して適正な人員配置を行うことが必要である。

当施設の中で汚染が著しくまた、除染面積が大きいC-1、2、8セルの除染に必要な人員は10名程度であり、内装機器等の除染を含めた作業期間は約4日間である。セル内入室の1回当たりの作業時間は、アノラック衣・全面マスクを着用した場合では長くとも約1時間程度である。

作業員の配置は、セル内入室についてはALS装備の場合2名(通気ホースの引き回しのためのスペースの制約)、自給式加圧服装備の場合は3名、アノラック衣・全・半面マスク装備の場合は4~5名であり、セル外については汚染拡大防止用の3バリアに各1名、その他資材の搬入や廃棄物の整理のために若干名配置される。職員については、ALS用の空気圧、温度、湿度の調整をするためにコントロール室に1名、作業員の管理やマニプレータ、ホイスト等の操作のためにセル操作室側に1名、及びセル背面のサービスエリアに3名程度配置される。放射線管理課員は、隨時立会うとともにスミヤ採取試料の測定や空気汚染監視等を行う。

5.6 放射線管理

除染作業実施にあたっては、保安規定及び放射線安全取扱手引に基づき、①計画被ばく線量当量、②保護衣・呼吸防護具の選択、③測定器の種類、④モニタリング頻度、⑤被ばく低減化条件等について区域放射線管理課と協議の上、作業が進められる。

(1) 作業中の管理

- イ. 指定された放射線防護装備の着用確認
- ロ. A P D のアラーム設定と着用確認
- ハ. バリア設定状況の確認
- ニ. 遠隔測定器によるセル内線量当量率測定と結果の掲示

- ホ. パーソナルエアサンプラーの着用確認
 - ヘ. 作業エリアの空気連続モニタリング
 - ト. 搬出物品の線量当量率測定
 - チ. 除染ステップ毎の汚染状況の測定
 - リ. 発生廃棄物の線量当量率測定
 - ヌ. 作業者の被ばく線量当量(A P D、P D指示)の記録
 - ル. 作業区域周辺の床面表面密度の隨時測定
- (2) 作業終了後の管理
- イ. 作業区域周辺の床面表面密度測定
 - ロ. 作業者の被ばく線量当量(P D指示)の集計
 - ハ. 作業者の身体表面汚染検査
 - ニ. 呼吸防護具の洗浄と汚染検査

6. おわりに

大洗研ホットラボでは、過去20年間セルの放射性汚染除去作業を実施してきた。これまで得た問題点や他の施設の経験などを参考にして、作業の安全管理面や除染技術の改良及び経済性について検討を行ってきた。これらの積重ねによって、当初に比較して作業者の被ばくと廃棄物発生量は大幅に減少してきている。

ホットセル内の放射性物質の蓄積は、一般的には使用時間に比例して増加するものと思われる。従って除染に要する時間と作業量も、セルの使用時間によってかなり違ってくるので、使用目的が異なる全セルについての画一的な除染の必要性の有無については、今後検討すべき課題である。

研究試験用ホットラボは、多目的な使用要求があるために装置の入替えや改造の頻度が多く、定期的な除染作業の他にスポット的な除染作業が行われている。除染作業を安全かつ、効率的に実施するためには、積重ねられた経験を生かすとともに一層の技術改良を進める必要がある。

レジンブラスト法によるポンプの除染

梅井 弘¹⁾、小林 俊一²⁾

1. はじめに

JMTRは、軽水減速・冷却タンク型で熱出力50MWの汎用材料試験炉で、昭和43年3月(1968年)に初臨界に達し、以来、原研の研究ばかりでなく大学や民間企業など広範な研究分野の需要に応じて照射試験を行っている。

JMTRの安全かつ安定運転を確保するために、点検・検査及び補修を実施しているが、一次冷却系統施設、放射性廃棄施設などに設置されているポンプは、供用期間中に分解点検を行い、点検後に組立再使用するため健全性を保証する必要があり、ポンプ部品の除染方法には十分配慮しなければならない。

従来、この除染はウエット法(洗剤を用いた水洗、拭擦りなど)で行っていたが、複雑な形状の部品や狭い隙間部は十分除染できなく、そのため点検・組立作業においては、適切な遮へい、作業時間の制限など作業現場での制約が多くあった。

今回試みた除染はドライ法(以下レジンブラスト法という。)で、サンドブラスト法に用いられている砂などの代わりに、約0.6mmφの粒状プラスチックを使用するもので、JMTRタンクヤードのタンクに設置されている廃液ポンプの部品について行った。

レジンブラスト法の特長として、①対象物の表面を傷つけずに除染が可能であること、②除染終了後のブラスト材は真空掃除機などで容易に吸引回収できること、③ブラスト材は焼却可能なので二次廃棄物量の発生が少ないと、④在來のブラスト材噴射装置のノズルを専用ノズルに交換し、空気との混合比を調節するだけで簡単に使用できることなどが挙げられている。

今回の除染作業は、これらの特長を確証するため試みたが、その結果は、除染効果は良く、部品の再使用が可能であり、当初の目的を十分に達成することができた。

レジンブラスト法は、除染対象物の形状、材質、作業現場などを勘案して、ウエット法と合理的に組合せて実施することにより、他の施設・機器の除染作業においても効率よく行える知見が得られたので、試験的に実施した作業経験を紹介する。

2. 除染作業

2.1 簡易ハウスの設置

レジンブラスト法による除染作業は、圧縮空気を噴射して使用するための汚染物(特に使用するブラスト材ダスト)の飛散による二次汚染を防止することを考慮し、ある程度減圧されたハウスの中で作業を行うことがウエット法との相違である。

そのため、簡易ハウスを設け、さらに高性能エアーフィルタ付の局所排気を取付けるなど、建屋排気設備の負荷軽減と作業性を考慮して設置した。簡易ハウスの概略は次のとおりである。

- 1) 簡易ハウスは、第1種管理区域内にある機器点検室内をビニールシートで床二重、壁面一重に養生し、この部屋に設置した。
- 2) まず、木枠製のビニールハウス(No.2ハウス 1800×2000×2500)を組立て、木枠はビニールシートで覆い、上部に空気取り入れ兼逆流飛散防止のプレフィルタ(350×200)を取付けた。
- 3) このハウスの内部にもう一個の木枠製ビニールハウス(No.1ハウス 1100×1300×2000)を組立て、No.2ハウスと同様に木枠はビニールシートで覆い、上部に空気取り入れ兼逆流飛散防止のプレフィルタ(350×300)を取り付けた。側面にはプレフィルタ(610×610)とHEPAフィルタ(610×610)を装備した排気用ダクトを設けた。

- また、床は使用済ブラスト材の後始末が容易なように、ビニールシートで三重に養生した。
- 4) No.2ハウスの外にダンパーとプロアーを設け既設の排気孔に接続した。

既設の排気孔は通常約20mm H₂Oであり、こ

1) 2) 日本原子力研究所大洗研究所 材料試験炉部原子炉第2課

こに接続することによってハウス内は約 $-6\text{ mm H}_2\text{O}$ 程度の負圧維持が可能であるが、プラスチック空気量を考慮してプロアーを設置した。

- 5) プラスチック材を噴射する装置(プラスタ)は汚染区域外に設置し、作業区域内に入れるプラスチック用ホース、ケーブル及びスイッチはビニールシートで二重に覆った。噴射装置のスイッチはフットスイッチとし、また、ノズルホースは作業性を考慮して作業者が容易に動かせるようハウス天井より吊り下げた。

図1に簡易ハウスの配置状況図、図2に除染作業概念図を示す。

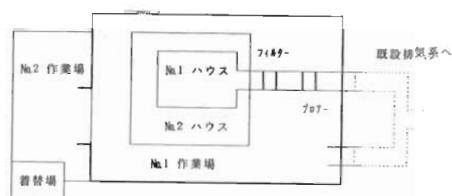


図1 簡易ハウス配置状況図

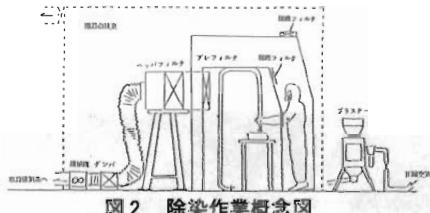


図2 除染作業概念図

2.2 作業時の防護装備

本作業においては、部品に付着している放射性ダスト及びプラスチック材ダストによる作業者の内部被ばくが考えられるので、全面又は半面マスクを使用するなど種々考慮し、特にプラスチック作業者は、内部被ばくを防止するため完全防備とした。

作業者の防護装備を表1に示す。

表1 除染作業防護装備

装備	No.1 ハウス	No.2 ハウス	No.1 作業場	No.2 作業場
布帽子	○	○	○	○
カバーオール	○	○	○	○
靴下	○	○	○	○
布手袋	○	○	○	○
ゴム手袋	○三重	○二重	○	
R I シューズ	○	○	○	○
シューズカバー	○	○	○	
オーバーシューズ	○	○		
腕カバー		○		
タイベックスーツ	○	○		
半面マスク	○			
全面マスク	○		○	○
ガーゼマスク				

2.3 使用機材

本作業に使用した主な機材は次のとおりである。

- (1) プラスチック装置 吐出圧 5 kg/cm^2
ノズル径 $5\text{ mm}\phi$
- (2) プラスチック材 サンプラスチックNRT(プラスチック)
- (3) プレフィルタ NS-30/30型 $\eta : 30\%$
- (4) HEPAフィルタ ATM-31-P $\eta : 99.97\%$
- (5) プロアー 局所排気用 $60\text{ m}^3/\text{min}$ 、
 $-40\text{ mm H}_2\text{O}$
- (6) ダンパー
- (7) 作業台 ショット用回転式
- (8) ダクト 簡易可搬式
- (9) マノメータ

2.4 プラスチック材の特性

本作業に使用したプラスチック材の特性は次のとおりである。

主成分 热硬化型樹脂(プラスチック) 98%、構成原子 N、C、H、O、金属酸化物 2%、酸化チタン等
ハロゲン原子及び热軟化型樹樹脂の含有なし。
樹脂特性 粒径 $0.6\text{ mm}\phi$ 比重 1.5
硬度(モース) 3.5
热分解温度 312°C
発熱量 $3,940\text{ cal/g}$
燃焼ガス成分 CO_2 、 NO 、 NO_x
 HO
灰分 2% (注1)

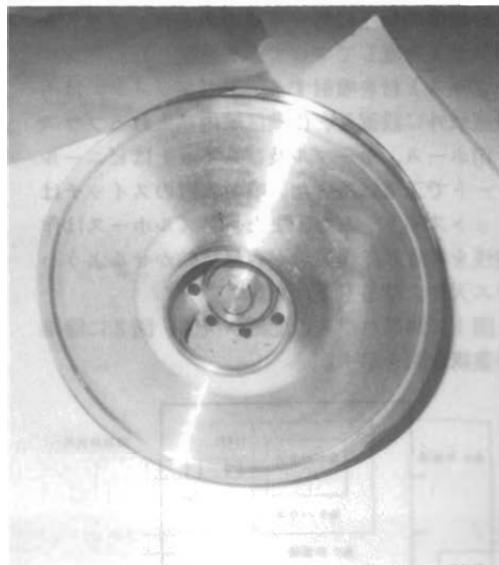
(注1) このデータは名古屋工業研究所がJIS K6910に基づいて実施したもので、(株)セルナックから提供頂いたものである。

2.5 除染方法

- 1) 作業手順は、ポンプ分解⇒水切りウエス拭き⇒乾燥⇒スミヤ測定⇒除染作業⇒エアープロー⇒濡れウエス拭き⇒スミヤ測定の順で行った。
- 2) 除染作業はNo.1ハウス内に作業台を設け、その上で行った。作業に先立ち除染むらの有無を目視確認するため、予め各部品に白色ラッカーを全面塗布しておき、空気圧 5 kg/cm^2 にてプラスチック材を噴射し、除染状態を目視確認しながら除染作業を行った。図2に除染作業の概念図を示す。



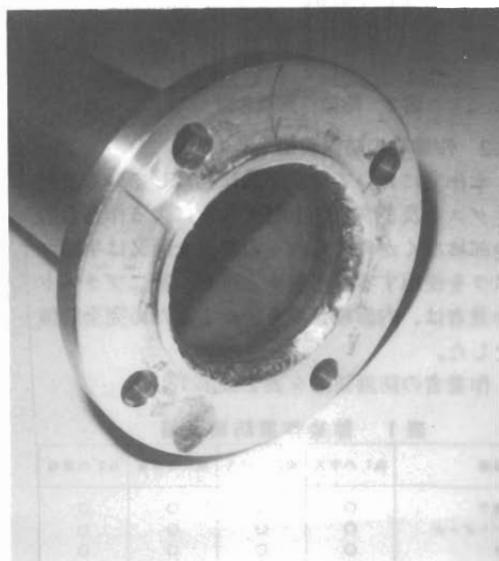
羽根車除染前



羽根車除染後



配管除染前



配管除染後

- 3) ポンプ部品除染時のプラスチック材噴射中は、排気用プロアーを運転しNo.1ハウス内を約-2mmHgの負圧を保持しながら行った。
- 4) 除染後エアーブローし、No.2ハウス内に搬出しウエスにて空拭きした後、No.2作業場にてスミヤ法による汚染度測定を行った。

2.6 作業場所の撤収

- 1) 除染作業終了後、ビニールハウスを撤去し、汚染検査後カートンボックスに詰めて処理した。
- 2) 除染作業に使用したプラスチック材の表面線量当量率は $1.5\mu\text{ Sv}/\text{h}$ であった。また、プレフィルタ表面は $3\mu\text{ Sv}/\text{h}$ 、HEPAフィルタ表面は $0.3\mu\text{ Sv}/\text{h}$ 、No.1ハウス内の床シートは $2.2\mu\text{ Sv}/\text{h}$ であった。なお、使用したプラスチック材は可燃物カートンボックスに収納し処理した。
- 3) 作業エリア全域の養生を撤収後、汚染検査を行い汚染のないことを確認した。

3. 除染結果

除染後、ポンプの各部品をスミヤ法にて汚染度測定を実施した。測定結果はすべて管理基準($0.4\text{ Bq}/\text{cm}^2$)以下であった。

表2に汚染度測定記録を示す。(写真参照、表中の測定箇所は図3参照)

表2 汚染度測定記録

測定箇所	除染前		除染後	
	計数率 (cpm)	表面密度 (Bq/cm ²)	計数率 (cpm)	表面密度 (Bq/cm ²)
1	2 6 3 0	1 1	3 0	< 0.4
2	5 9 3 0	2 4.6	3 0	< 0.4
3	4 3 0	1.8	3 0	< 0.4
4	1 8 0	0.7	3 0	< 0.4
5	3 0	< 0.4 (付2)	3 0	< 0.4
6	5 0	< 0.4 (付2)	3 0	< 0.4
7	3 0	< 0.4 (付2)	3 0	< 0.4
8	8 0	< 0.4 (付2)	3 0	< 0.4
9	1 3 0	0.5	3 0	< 0.4

(注2) スミヤ法の除染前測定箇所5~8の値の低いのは、ポンプ解体時にウエス拭きを行い水切りした時ルーズコンタミを除染したためと思われる。



図3 スミヤ法の測定箇所

4. まとめ

- 1) 粒状プラスチックを用いたレジンプラスチックによる除染は、ルーズコンタミの場合には極めて短時間で除染できた。除染後の部品の表面は新品と同様の光沢があった。
- 2) フランジパッキンの剥がれないところ、或いはカーボンメタル、ステンレス鋼製物など表面アラサの違うところは、予想以上に除染時間を要した。しかし、除染後の部品の点検或いは組立作業が、コールドでの作業状態とほぼ同様にでき作業の改善が図られた。
- 3) 簡易ハウスは、構造、負圧の程度が適正であったことが確認できた。即ち、管理区域内にビニールハウスを設置する時は、2重ハウスとし排気フィルタは、プレフィルタとHEPAフィルタを組み合わせて用い、吸込側フィルタは粗塵フィルタを取り付けることで十分である。
- 4) 除染前部品の表面には、除染作業の進行状況把握と除染むらを確認するために、予め有色ペイントなどを塗布することは極めて有効であった。
- 5) ステンレス鋼製物表面の除染は、作業の能率化のため表面アラサに対応させてプラスチック材の粒径の選択、噴射時間の調節が必要である。
- 6) プラスチック用ホースは柔らかい(ブレードホース12mmφ)ものを使用し、先端ノズルは作業し易い小型の物が望ましい。又、作業手順によりプラスチック材の使用量が著しく増減するので十分な検討が必要である。
- 7) 当該ポンプの除染作業をウエット法とドライ法を比較すれば、装置ではドライ法は若干手間がかかるが、狭い隙間を除染できその後の作業がコールド状態と同様な環境で作業できることは長所である。除染方法をどちらにするかは、除染対象物の大きさ、形状、物量、作業現場等に合わせて選択すれば、除染作業が合理的に実施できることが判った。

ウォータージェットによる切断技術開発

飛田 祐夫¹⁾

1. はじめに

ウォータージェットによる切断技術は、一般的には土木、建築業界において実用化され、主として、木材、コンクリート、金属材等の工作あるいは解体等に適用される。

この技術は、原子力施設のデコミッショニングを進める上においても大型塔槽類、機器塔等の解体手法のひとつとして、他の切断技術と同様に注目すべき手法であると考えられる。特に、ウォータージェットによる切断技術は溶断法による切断技術に比べ、汚染物の巻き込みが少ない等の利点があることから、TRU核種等で汚染され、かつ、細片後に除染しやすい金属構造材に適し得ると考えられる。

しかしながら、この技術を採用するにあたっては切断に必要な水や研磨材が二次廃棄物となることから、極力低減化を図ることが重要な要因である。

最近、ウォータージェットによる切断技術は、原子力施設のデコミッショニングの一環として、その実証性が試みられているところもある。例えば、日本原子力研究所のJ P D Rの解体への応用¹⁾、動燃事業団における核燃料施設の内装機器の撤去への応用等が技術開発を含めて計画されている。

本報では、動燃事業団が1984年にアプレシブウォータージェットによる金属切断技術の適用可能性に関する基礎的な試験を実施したので、そのフィージビリティスタディの成果²⁾について報告する。

2. フィージビリティスタディの内容

アプレシブウォータージェットは、研磨材を高圧水のジェットにより加速して被切断物に衝突させ、摩耗により切断するものである。

フィージビリティスタディは、被切断物に主と

して金属を対象に研磨材（ガーネット、クルミ殻粉末、氷及びドライアイス）の量、ジェットの条件等をパラメータとした、幅広い条件下での切断性能確認試験、2次廃棄物発生量の低減の観点から使用済研磨材の再使用試験を行った。切断性能確認試験及び使用済研磨材の再使用試験について、主として切断能力、切断面・研磨材の観察、2次生成物の発生量、操作性について評価した。

3. 試験装置の概要

本試験に用いた超高压ウォータージェットに研磨材を混入して噴射する、いわゆるアプレシブウォータージェット^{3)、4)、5)}は、世界に先がけて開発したFlow Industries社（アメリカ）製のものである。図1に試験装置の概略構成を示す。

ジェットポンプは、図1に示したように、ジェットパック55 E D及び55 E Tを各1台、並列運転とした。この装置によれば理論上、最高吐出圧3,800kg f/cm²、最大流量19l/minで、最大水出力馬力が約210HPとなる。このような大出力のポンプを採用した理由は、本試験が放射性核種で汚染されたものを対象とするため、研磨材を主とする2次廃棄物の量を最少とするパラメータを広く調査できるよう配慮したことによる。

研磨材の供給系について、氷；ドライアイスは、G·Galecki⁶⁾等の報告に基づき、液体窒素を媒体とするクラッシャーを製作し、適切な粉径に製造しガーネット、クルミ殻粉末と同様、研磨材ホッパーを介し、ジェットノズルへ供給する装置とした。

超高压と研磨材の混合方式は図2に示すように高圧水噴射時のサクションを利用した方式を用いた。

また、使用済研磨材の回収等については、2次生成物回収装置を介し、使用済研磨材乾燥用バーナーにて乾燥させ、ガーネットにつき磁力選別機を用いた。

1) 動力炉・核燃料開発事業団 環境技術開発推進本部 処理・貯蔵研究グループ

* 本技術開発は、大成建設株式会社に委託して実施したものである。

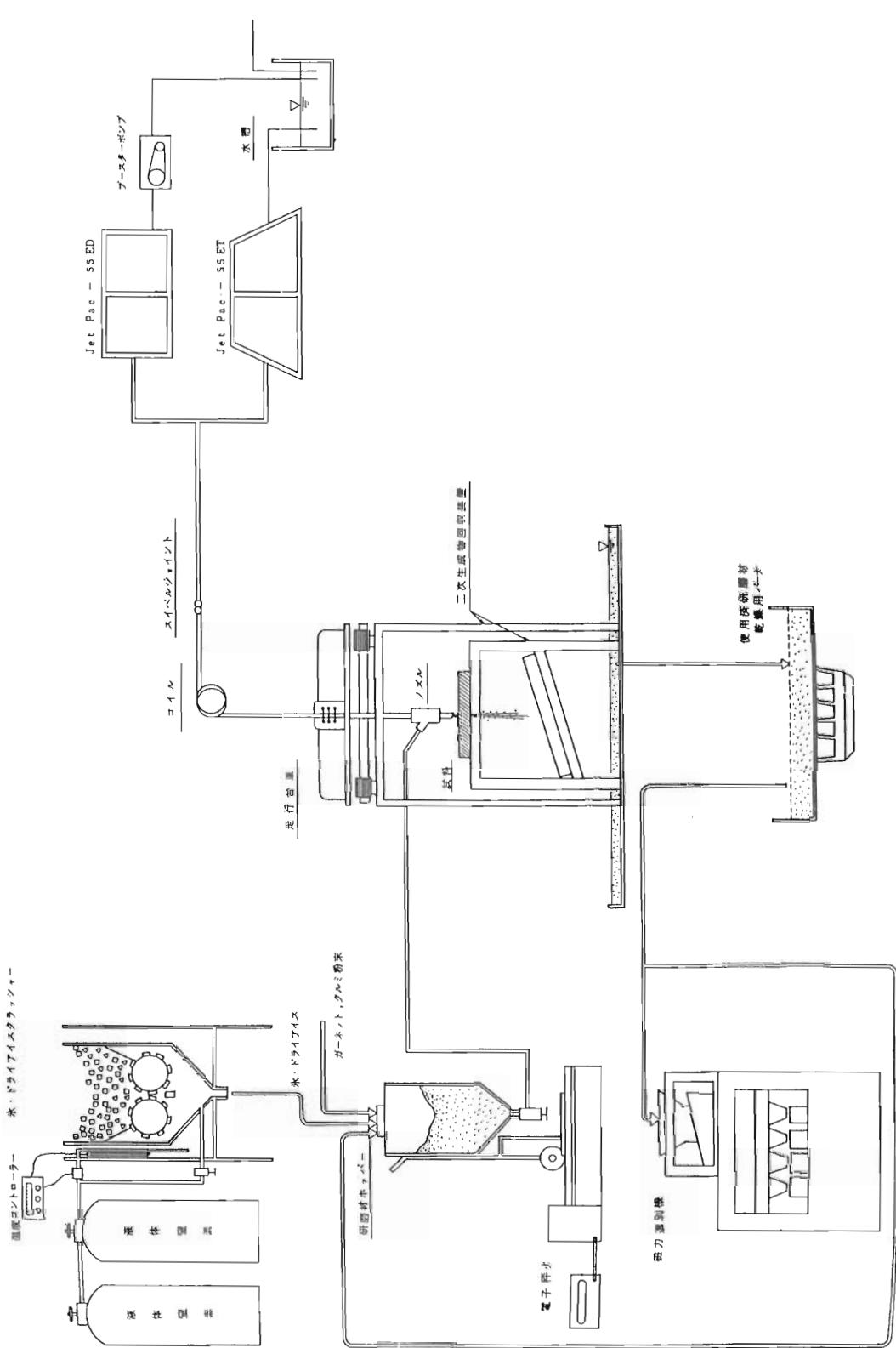


図1 試験装置の概略構成図

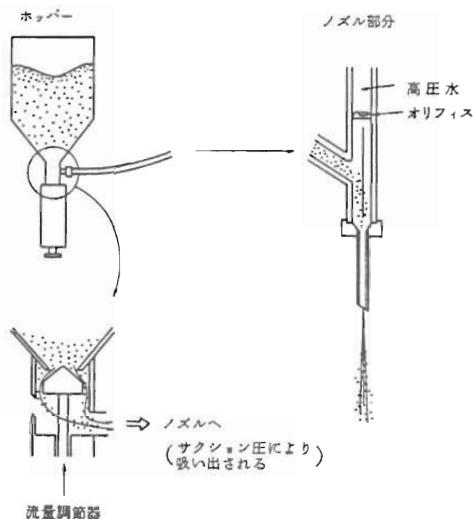


図2 超高圧水と研磨材の混合方式

これら試験に用いた装置の主な仕様を表1に示す。

表1 装置の主な仕様

装置名		主仕様	
超高压ジェットポンプ	ジェットパック 55ED	最高圧力	3,800kgf/cm ²
		最大流量	7.6 l/min
		所要動力	56 kw
ノズル	ジェットパック 55ET	最高圧力	3,800kgf/cm ²
		最大流量	11.4 l/min
		所要動力	94 kw
走行台車	人造サファイヤ、直徑 0.762 mm	走行速度	0~150cm/min
磁力選別機 (試験用対極磁選機)	磁束密度 0~28,000 ガウス	処理能力 (珪砂の脱鉄)	200~400kg/hr
水・ドライアイス クラッシャー	処理能力 2kg/min	所要動力	1.5 kw

4. 試験方法

4.1 切断性能確認試験

被切斷物（試験片）は、以下の材料を用いた。

○ S U S 304材……厚さ：50mm、12mm、
6mm、2mm

○ S S 41材……厚さ：50mm、25mm

○電鋸レンガ

上記の被切斷物について、表2のパラメータ条件により切斷試験を行った。

表2 切断性能確認試験パラメータ

試験片	研磨材	ジェット関係パラメータ
SUS304	ガーネット、 普通鋼(SS41)	圧力：2,200~3,800 kgf/cm ²
電鋸レンガ類	クリミ粉末、 氷、 水、 ドライアイス	スタンダオフ距離：10~50 mm トラバース速度：各試験片を切断できるまで 研磨材供給量：0.5~1.5 kg/min

4.2 使用済研磨材の再使用試験

回収した研磨材により、繰り返し切斷試験を行い、切斷性能を確認した。表3に使用済研磨材の再使用試験パラメータを示す。図3に試験の流れを示す。

表3 使用済研磨材の再使用試験パラメータ

試験片	研磨材	ジェット関係パラメータ
SUS304 厚さ 50mm	ガーネット 1.5kg/min 繰り返し回数 1 4	圧力：3,000 kgf/cm ² スタンダオフ距離：50 mm トラバース速度：試験片を切断できるまで

4.3 評価内容

(1) 切断性能

被切斷物に対して、切斷可能なパラメータ条件（圧力、スタンダオフ距離、トラバース速度、研磨材供給量）により最適条件を見出し、評価した。

(2) 切断面、研磨材の観察

切断面は目視による観察を行い、研磨材については顕微鏡観察、粒度分析による調査を行った。

(2) 2次発生物の発生量

切斷試験時に発生する2次生成物（水+研磨材+切斷材料の切くず）は、簡易的な回収装置により回収し、その回収率及び発生量について評価した。

(4) 操作性

全体の試験を通じての操作性について考察した。

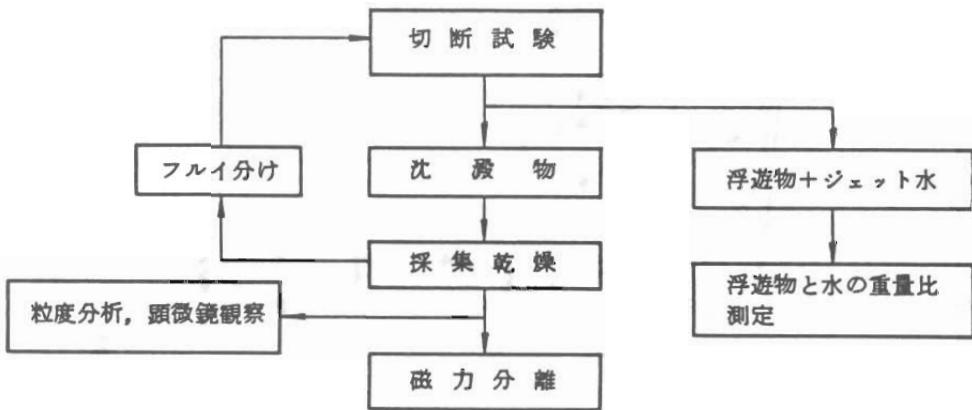


図3 試験の流れ図

5. 試験結果

5.1 切断性能確認試験

切断性能確認試験では、種々の研磨材（ガーネット、クルミ殻粉末、氷、ドライアイス）に対して、同一切断条件（スタンドオフ距離、トラバース速度及びジェット圧力）で試験し、その切断能力を比較評価したところ、ガーネットと他の研磨材による切断性能には大幅な差異があった。そのため、ガーネットによる切断試験と他の研磨材による切断試験のパラメータサーベイは別々に実施した。ガーネットによる切断結果の一例を図4に、他の研磨材による切断結果の一例を図5に示す。また、図6にガーネットの供給量変化による単位面積あたりのガーネット使用量を示す。

これより、ガーネットを研磨材としたアプレシブジェットでは、厚物金属の切断も可能であり、切断性能に関しては充分に実現性があるものと考えられる。また、他種類のものを研磨材としたアプレシブジェットでは、切断性能は悪いが2~3mm程度の薄肉金属の切断は可能である。

また、ガーネットを研磨材としたアプレシブジェットでの切断結果（図4、6）から次のようなことが言える。

- (1) 切断深さは、トラバース速度に比例的な傾向にある。また、スタンドオフ距離を短くすること、高いジェット圧力を用いること、研磨材の流量を多くすることなど、切断速度が上昇すると考えられるパラメータについては、妥当な傾向を示している。

(2) 単位面積を切断するのに必要なガーネット使用量を低減するためには、ジェット圧力を増大、スタンドオフ距離を短くするとともに、単位時間あたりのガーネット噴射量を減らすことが重要であることがわかった。すなわち、図6よりガーネット供給量が0.5kg/min以下になると切断に必要とする単位面積あたりのガーネット使用量は一定値となる。これは、ジェット流によるガーネットの加速が順調に行われ、0.5kg/min以上のガーネット供給では、次第に加速力が低下してくることによるものと考えられる。次に、ガーネットを研磨材としたアプレシブジェットでの切断面と研磨材を観察した結果は、以下のとおりである。

- (1) 切断面については、切断条件にもよるが、条件の悪い場合は凹凸の著しい切断面がみられるが、よい場合は平坦な切断面であった。また、巻き込み現象についてはいずれの条件下でもまったくみられなかった。写真1、2にSUS340と電鋸レンガをガーネットにより切断した結果を示す。
- (2) 研磨材の観察については、切断条件にもよるが、衝撃力による細粒化が認められるが、粒子そのものは角張った形状をしていることがうかがえる。（写真1、2）

5.2 使用済研磨材の再使用試験

本試験では、ガーネットによって金属（SUS304、t=50mm）を切断した場合の研磨材の再使用の可能性について検討した。

試験は切断性能が充分に低下するまで実施する

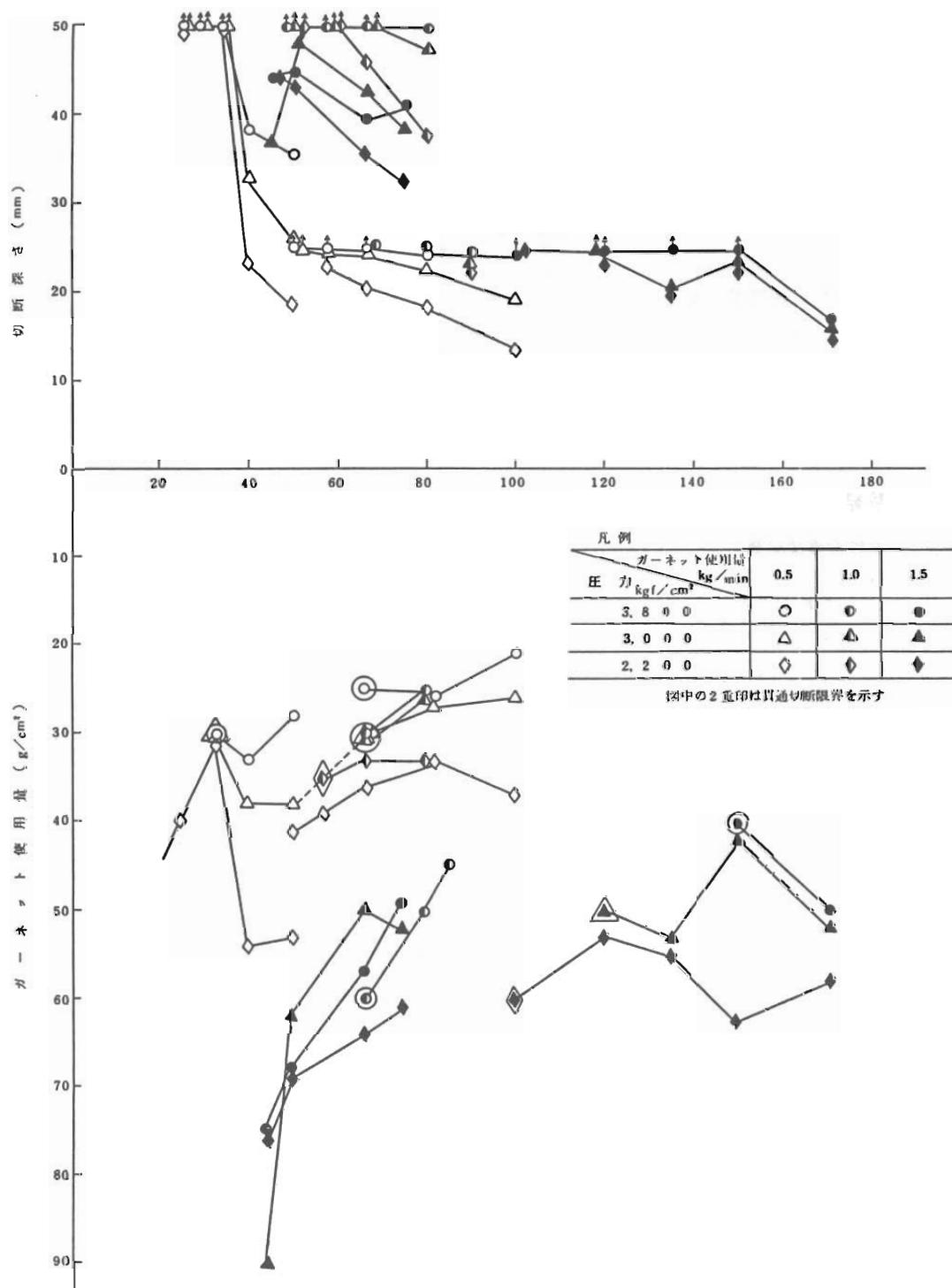


図4 SS41 ($t = 5.0, 2.5 \text{ mm}$) 切断試験結果
スタンドオフ距離 2.0 mm

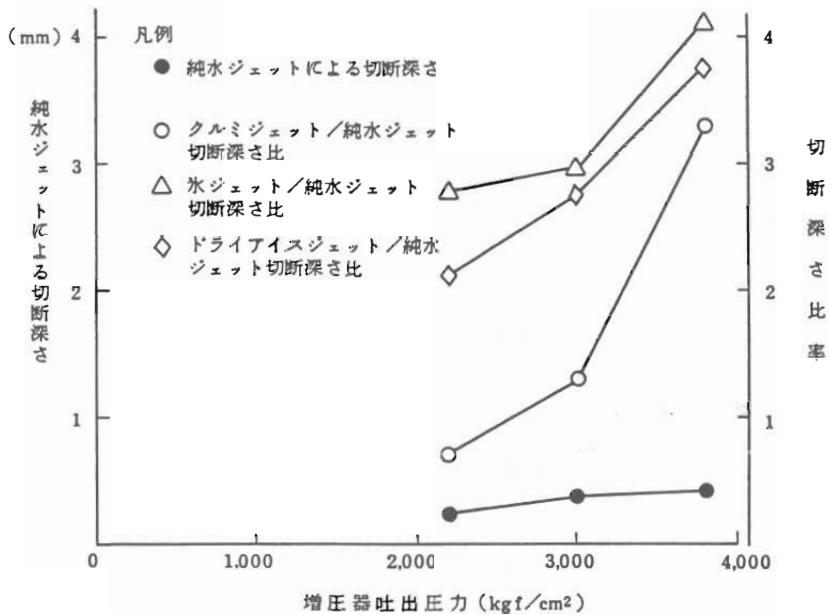


図5 純水ジェットによる切断深さおよび純水ジェットと
(クルミ、氷、ドライアイス) ジェットとの切断深さ比
率 (SUS 304、スタンドオフ距離 5 mm、25 mm)
25 mm)

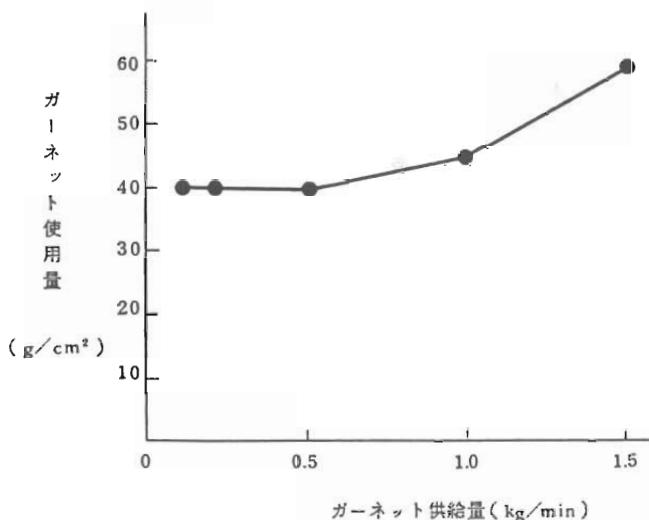


図6 ガーネットの供給量の変化による単位面積当たりのガーネット使用量
(SS 41、t = 50 mm 切断貫通時、スタンドオフ距離 20 mm、
増圧器吐出圧力 3,000 kgf/cm²)

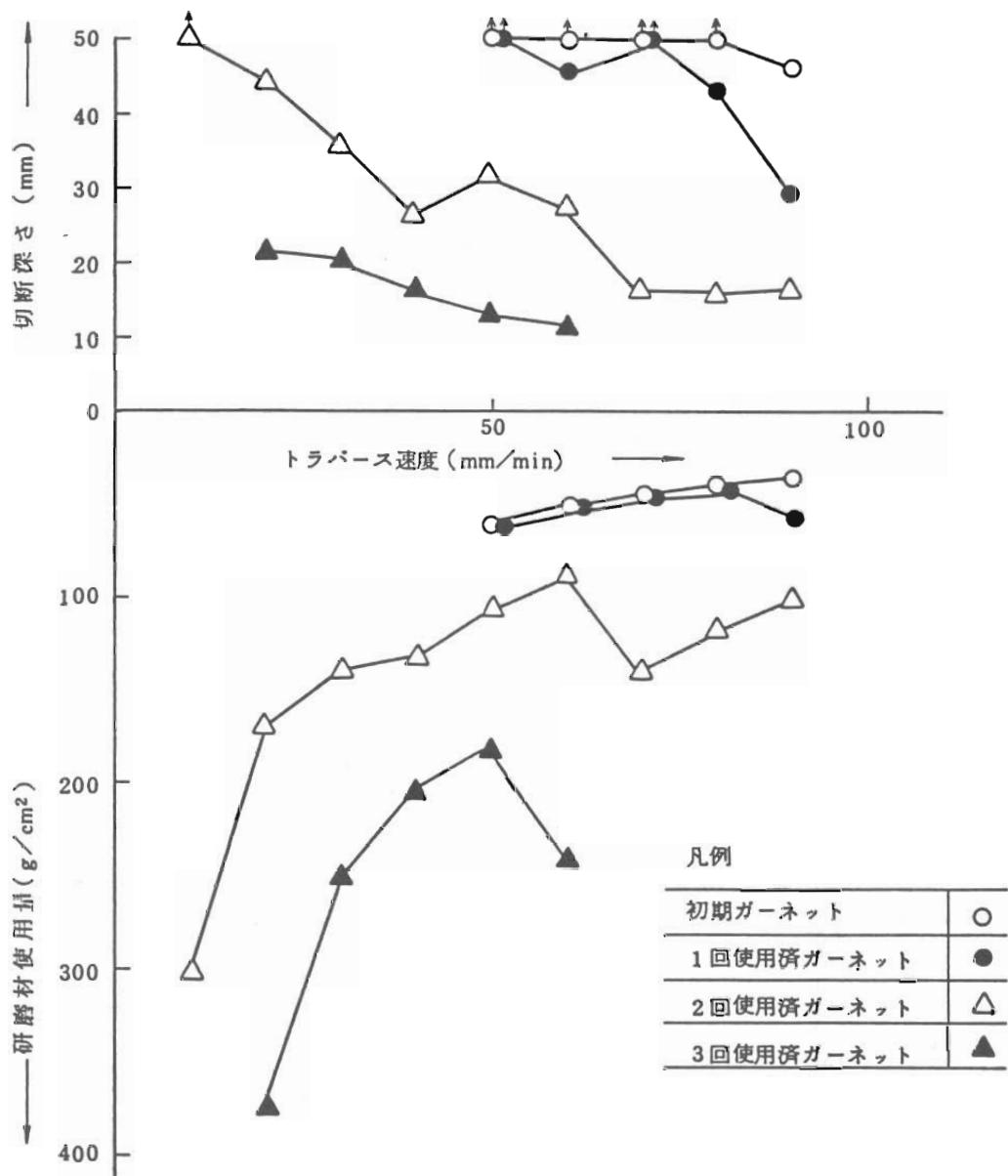


図7 使用済ガーネット再使用試験結果
 (SUS304、 $t = 5.0\text{ mm}$ 、増圧器吐出圧力 3000 kgf/cm^2 、
 ガーネット噴射量 1.5 kg/min 、スタンドオフ距離 20 mm)

予定であったが、研磨材の微粒化によってノズル部での目詰まりが発生し、4回の繰り返し試験にとどまった。使用済ガーネット再使用試験の結果を図7に示す。

以下に使用済研磨材の再使用試験の切削性能及び研磨材の回収効率について述べる。

(1) 切削性能

図7より使用済ガーネットによる切削性能は、繰り返し回数ごとに次第に低下することがわかる。また、切削性能の低下に伴い、必然的に単位面積を切削するのに必要とするガーネットも増加することがわかる。図7に示した切削深さをトラバース速度が50、60mm/min時の繰り返し回数との関係で示すと図8のとおりである。

これより、両者の間には、直線的な関係があることがうかがえる。

次の図9は、使用したガーネットの粒径加積曲線を示したものである。試験に使用したガーネットは第3回使用済ガーネットまでである。また、ガーネットの顕微鏡観察結果を写真3に示す。粒度分析、顕微鏡観察から明らかなように、繰り返し使用ごとに細粒化が認められる。

また、顕微鏡観察からは、粒子は細粒化しても角張った形状をしており、衝撃力による破碎で細粒化が起こっていることがうかがえる。

(写真3)

(2) 研磨材の回収効率

切断試験時に発生する2次生成物(水+研磨材+切断材料の切くず)は簡易的な回収装置によって回収していたため、オーバーフローとミストによって回収装置外に流れ出していた。オーバーフロー水は、濁水状態であった。ミストは、ジェット機水が温水状態(70°C前後と考えられる)であったため水蒸気とジェット流に伴

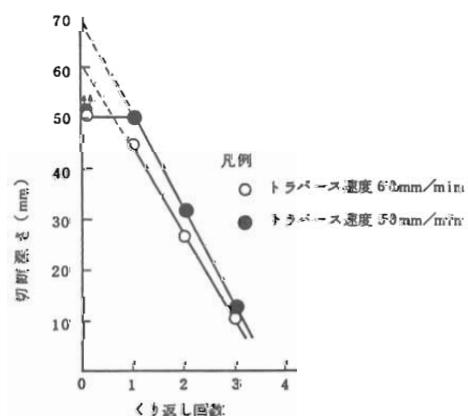


図8 くり返し回数による切削深さの低減
(1は貫通切断を示す)

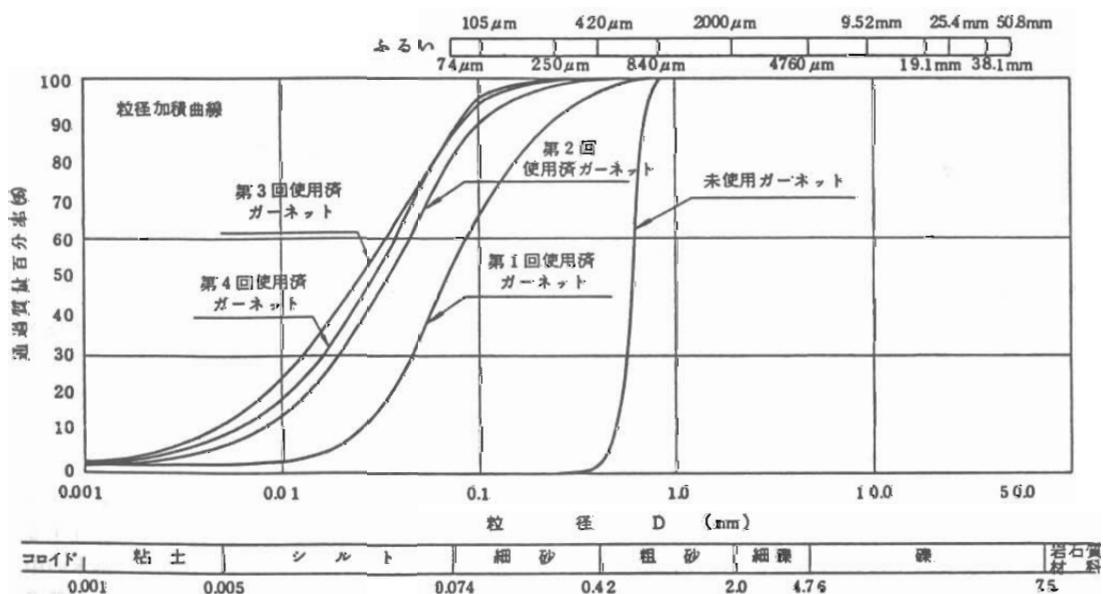


図9 使用済研磨材の粒径加積曲線

う泡末によるもので、わずかに研磨材、切粒が含まれているものと考えられる。ここでは、使用済研磨材の再利用試験を行う際のオーバーフロー水中の固体物の量を推定し、回収効率を考察する。表4は、固体物の測定結果を示したものである。

表4 オーバーフロー水中の固体物測定結果

試料採取時	浮遊物重量(g)	水(g)	重量比(浮遊物/水)
第1回使用済研磨材による切削試験時	13.60	1,886	0.72%
第2回使用済研磨材による切削試験時	25.64	1,512	1.70
第3回使用済研磨材による切削試験時	17.16	1,818	0.94

本試験においては、増圧器吐出圧力は3,000kgf/cm²、水量は16ℓ/minである。また、ガーネットは、1.5kg/minの噴出量を行っているので、固体物の流出量及び流出比率は次のとおりである。

$$\text{固体物の流出量} = 16 \times (0.72, 1.70, 0.94) / 100 = 0.12, 0.27, 0.15 \text{ kg/min}$$

$$\text{流 出 比 率} = \frac{0.12}{1.5} \times 100, \frac{0.27}{1.5} \times 100, \frac{0.15}{1.5} \times 100 = 8, 18, 10\%$$

したがって、回収装置内に沈殿した固体物（回収効率）は、それぞれ92%、88%、及び90%と推定される。

6. まとめ

今回のフィージビリティスタディでは、主として金属切断をアブレシブジェットで行う場合の研磨材として、ガーネット、クルミ殻粉末、氷及びドライアイスを使用し、ステンレス材、普通鋼、一部電鋳レンガの切断を行った。試験を通じて得られた技術的な知見は、次のとおりである。

(1) 切断性能

ガーネットを研磨材としたアブレシブジェットでは、薄物金属の切断も充分に可能であり、切断性能に関しては、実用的であるといえる。また氷、ドライアイス粒子及びクルミ殻粉末を研磨材としたアブレシブジェットでは切断能率は悪いが、2～3mm程度の薄物金属の切断は可

能である。

今回、使用した大出力、超高压アブレシブジェットは、他に例をみないものであるが、試験を通じて超高压水系統（ジェットポンプ、パイプ、ジョイント、オリフィス等）には、何ら問題が生じなかった。超高压水系統に関する装置面での技術的問題はないといえる。

(2) 切断面、研磨材の観察

切断面については切断条件にもよるが、条件の悪い場合は凹凸の著しい切断面がみられるが、よい場合は平坦な切断面であった。また、巻き込み現象についてはいざれの条件下でもまったくみられなかった。

研磨材の観察については、切断条件にもよるが、衝撃力による細粒化が認められるが、粒子そのものは角張った形状をしていることがうかがえる。

(3) 2次生成物の発生量

種々の厚さの金属板の切断に対処するためには、研磨材はガーネットのような硬質無機物を選択したほうが望ましいことが判明した。この場合、研磨材を主とする2次廃棄物の発生量が問題となるため、最小の研磨材使用量で最大の切断効率を上げるために条件選定をすることにより実現可能性は充分にあると考えられる。

また、使用済研磨材は、繰り返し使用回数ごとに微粒になっていくが、微粒化した研磨材は水ジェット流との混合部（ノズル部）で詰まりを起こす。この原因は、粒子が微粒化することによって比表面が増大し、それにより吸水能力が増し、ノズル部の内壁面に付着し、次第にそれが増大して最終的に閉塞現象を起こすものと推定される。この対策としては、ノズル部の形状の改良、研磨材の圧送などが考えられ、対処は可能であろう。

(4) 操作性

切断作業を密閉された室で、完全な遠隔操作で行う場合は、研磨材の供給方法やハンドリング面での工夫を講じれば、特に大きな問題はないが、直接切断作業を行う場合は、次のような問題がある。

- ① ジェット水が高温であるため水蒸気が発生し、また、ジェットの泡末もかなり存在する。切断作業時には、これらの水蒸気、泡末の中に切くず粒が含まれる可能性が強く、作業者への付着や呼吸吸引などに対して配慮が必要

である。

- ② 超高压水であるため、可とう性のあるホースが使用できず、超高压水は金属パイプによってノズル部まで導く必要がある。この場合、可とう性を得るために、関節式ジョイント、コイルなどを用いることとなるが、このような導水管を装着したノズルを入力のみで動かすには、やや困難であると思われる。
- ③ 本試験で使用したような大出力のウォータージェット流の反力は、20kgf程度のものがあると推定される。安全面と上記の問題から、ノズル部を手持式とするのは問題があると考えられる。

参考文献

- 1) 青木義弘：原子炉の解体工法・解体機器(II)、
RANDECニュース、No 4、p. 8~10、(1990)
- 2) PNC資料：ウォータージェットによる金属切斷
技術開発、PNC-SJ199 84-44 (1984)
- 3) M. Hashish : THE APPLICATION OF
ABRASIVE JETS TO CONCRETE
CUTTING, 6 th International Symposium
on Jet Cutting Technology. 447~464p.
- 4) M. Hashish : STEEL CUTTING WITH
ABRAVIVE WATER-JETS, 6th
International Symposium on Jet Cutting
Technology. 465~488p.
- 5) R. E. P. Barton and D. H. Saundar :
WATER/ABRASIVE JET CUTTING
OF CONCRETE AND REINFORCED
CONCRETE, 6th International Symposium
on Jet Cutting Technology 489~518p.
- 6) G. Galecki and G. W. Vickers : THE
DEVELOPMENTS OF ICE BALSTING
FOR SURFACE CLEANING, 6th
International Symposium on Jet Cutting
Technology. 59~85p.

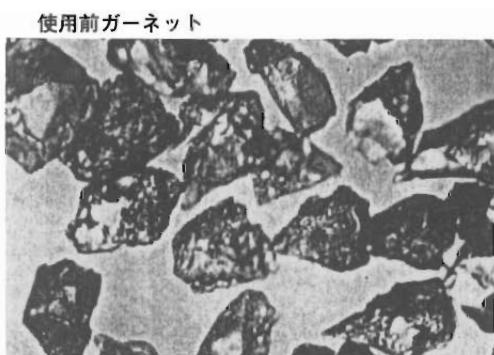


写真1 SUS304のガーネットによる切断状況

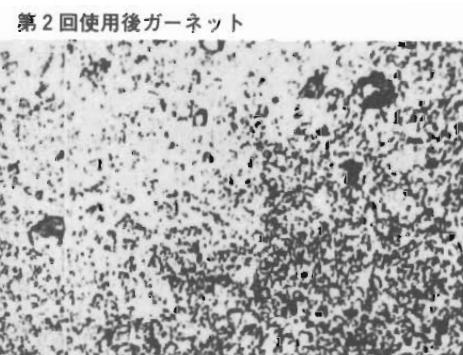
写真2 電鋳レンガのガーネットによる切断状況



写真3 ガーネットの顕微鏡写真



第1回使用後ガーネット



第2回使用後ガーネット



第3回使用後ガーネット

編集後記

ようやく「デミッショニング技報」第3号を発行することが出来ました。編集担当者が一時他の仕事と掛け持ちであったことで、せっかく貴重な知見をご投稿頂きながら発行が遅れたことは誠に申し訳なく、お詫び申し上げる次第です。

今回は、財原子力環境整備センターの石原氏から解体廃棄物に関する総説を、また財原子力工学試験センターからは解体技術開発に関する技術解説をご寄稿頂き、技術報告も原研のホットラボ施設の経験等面白いものが揃ったように思っております。

会員読者の皆様にも次号以降ふるってご投稿頂きたいと希望する次第であります。

訂正表(デミッショニング技報, No.2, 1990)

汚染金属廃棄物に関する化学除染法の開発 硫酸・セリウム系化学除染法

誠訪 武、栗林伸英、安宗武俊

頁	行(図表)	訂正前	訂正後
29	右 19	$H_2SO_4-Ce^{4+}$ (SC)	$H_2SO_4-Ce^{4+}$ (SC)
31	図2	各種配管類における	各種配管類における
31	表1	--- 放射能量 ²⁾	--- 放射能量 ¹⁾
32	左 7	β , γ 核種	β , γ 核種
33	図3	(図中の説明欠落)	JPDR浄化系試験片 (SUS 304)
	図3左縦軸	表面汚染	表面汚染密度
34	図5横軸	腐食速度 (μm)	溶解厚さ (μm)
	図6横軸	Depth (μm)	溶解厚さ (μm)
35	表3	(mdd, mg/dm ² day) ²⁾	(mdd, mg/dm ² day) ¹⁾
35	右 下から2	$Ce^{3+} 0.1M$ の	$Ce^{3+} 0.1M$ の
37	表4	---- 発生量の推定 ²⁾	---- 発生量の推定 ¹⁾
		Ce_{3+}	Ce^{3+}
38	図12	$Ce^{3+} M^{n+}, H_2SO_4$	Ce^{3+}, M^{n+}, H_2SO_4
40	参考文献 8)b, d 13), 15), 16)	科学除染 科学除染 除染の科学	化学除染 化学除染 除染の化学

正誤表「米国におけるEM計画と技術開発」

誤

正

22頁

下から8行目 アイダホ国立工業研究所 アイダホ国立工学研究所

下から6行目 DWYF DWP F

" " Processing Processing

25頁 表6

1行目	蒸気・真空・回収、	蒸気真空回収
"	負圧・蓋	負圧蓋
6行目	不飽和地滯の熱処理	不飽和地帯の熱処理
7行目	低温掘削	低温掘削
8行目	サイト剤処分	サイト外処分
10行目	微生物をグラフト材に利用	微生物をグラウト材に利用
11行目	亀裂や空隙のグラフト	亀裂や空隙のグラウト
"	水分地質的障壁	水理地質学的障壁
"	爆発グラフト	爆発グラウト
15行目	原位置重合化	原位置重合化
"	原位置硫酸塩固化	原位置硅酸塩固化
"	原位置グラフティング	原位置グラウティング

22頁 図1

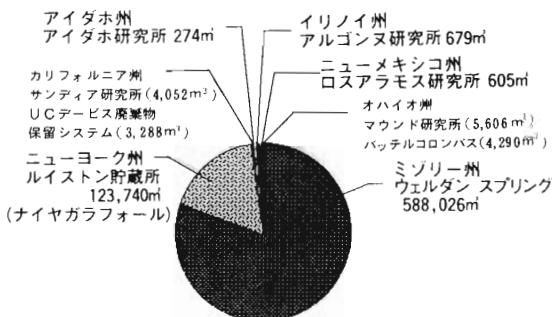


図1 余剰施設管理活動からの発生廃棄物量

27頁 表7

デコミショニング方式	全コスト (百万ドル)	被爆量 (人: レム)	1万時間 集団線量 ³⁾ (人: レム)	井戸水からの 最大線量率 ⁴⁾ (レム/年)
現状維持 (デコミなし)	41	24	50000	1.2
即時一括撤去	191	159	1900	0.04
安全貯蔵 ⁵⁾ -遷延一括撤去	198	51	1900	0.04
安全貯蔵-遷延解体撤去	217	532	1900	0.04
原位置デコミショニング	181	33	4700	0.03

1) 被爆量は8基分。コストは100年間費用

2) 天然放射能から1万年間約90億人・レムの集団線量をうける

3) 廃棄物本近くの井戸水を1万年まで飲んだ時の最大線量率

4) 安全貯蔵期間 75年

財団法人 原子力施設デコミッショニング研究協会誌

© デコミッショニング技報 第三号

発行年月日：平成3年1月21日 21／1／1991

発 行：(財)原子力施設デコミッショニング研究協会

住 所：茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100
TEL 0292-83-3010.3011 FAX 0292-87-0022

