

最近の放射性廃棄物処理処分技術と 発電プラント廃止措置技術

Recent Topics on Radioactive Waste Treatment and Disposal Techniques and Nuclear Power Plant Decommissioning Techniques

原子力発電所から発生する放射性廃棄物(ラドウェスト)処理処分の分野での最近の焦点は、平成4年ごろに操業開始が予定されている低レベル放射性廃棄物貯蔵センター(以下、貯蔵センターと言う。)への処分に対応した技術開発である。廃棄物の減容性、長期安定性に優れた無機固化処理技術として、セメントガラス固化法を開発し、2プラントで建設中である。また、ドラム缶詰め固化体を発電所から貯蔵センターに搬出する際に、非破壊で自動検査する搬出管理システムを開発し、実用化への見通しを得た。一方、将来の発電プラント廃止措置に対応し、各種技術を開発している。水中プラズマによる炉内構造物切断技術や、アークガウジング+ガス切断による圧力容器解体技術などを開発し、実証試験を終了するとともに一部JPDR(Japan Power Demonstration: 日本原子力研究所動力試験炉)解体工事に適用した。

玉田 慎* Shin Tamata
 菊池 恂** Makoto Kikuchi
 吉田 富治* Tomiharu Yoshida
 五月女裕夫* Yasuo Solome
 出海 滋*** Shigeru Izumi
 藤本 弘次* Hirotsugu Fujimoto

1 緒 言

1.1 放射性廃棄物処理処分技術の動向

原子力発電所で発生する気体状、液体状、固体状の放射性廃棄物は、おのおのそれらの種類、性状に応じて適切な処理が行われている。日立製作所では、総合プラントメーカーとしての立場から、原子力発電所での放射性廃棄物処理システムおよびその構成要素技術について、以下の基本方針に基づき開発を進め現在に至っている。

- (1) 環境への放出放射能低減
- (2) 設備信頼性の向上
- (3) 廃棄物発生量の低減
- (4) 発生廃棄物の最大減容
- (5) 最終処分への対応

これらの基本方針に基づいて開発した成果に、(1)廃棄物処理設備の軽量化、(2)埋設処分に対応した廃棄物の高減容無機固化および(3)ドラム詰め固化体のサイトから埋設施設へ搬出する際の搬出管理システムがあり、その概要について述べる。

1.2 廃止措置技術開発の動向

今後の原子力発電の推進にあたっては、核燃料サイクルの確立が必要であり、とりわけ、放射性廃棄物の処理・処分、原子力発電所の廃止措置に関する技術開発が重要であり、国、

電力会社およびプラントメーカーで技術開発が精力的に行われている。日立製作所は、これらの動向を踏まえ研究開発を進めている。わが国では、原子炉の運転終了後できるだけ早期に解体撤去することを基本とする考え方が示されている。解体にあたっては、既存技術またはその改良技術によって対応可能であるが、作業者の受ける線量の低減、作業の安全性向上、効率化などをいっそう推進するため、財団法人原子力工学試験センターの廃炉設備確証試験および日本原子力研究所のJPDR(Japan Power Demonstration: 日本原子力研究所動力試験炉)解体プロジェクトなどに積極的に参画し、技術の実証を進めている。

2 処理設備の軽量化(スリムラド)¹⁾

放射性廃棄物処理設備については、上流側設備をも含め、下記の観点から総合的処理の高度化、システムの簡素化を実施し、設備のスリム化を推進している。

- (1) 上流側設備の改善・新技術適用による総合的合理化設計
最近のプラントでの材料、水質改善および上流側設備(特に給復水設備)への最新開発技術の適用により、廃棄物発生量を低減しプラント全体として放射性廃棄物処理設備の小型化を

* 日立製作所 日立工場 ** 日立製作所 日立工場 理学博士 *** 日立製作所 エネルギー研究所 工学博士

推進している。

(2) 放射性廃棄物処理処分への最新開発技術の適用

放射性廃棄物処理設備に、最新開発技術を適用することにより、発生廃棄物の最大減容の確保、最終処分への対応、信頼性向上などを可能にしている。

(3) 最新稼動プラント運転実績反映による合理化

改良標準化初号機東京電力株式会社納め福島第二原子力発電所2号機の運転実績から、廃棄物発生量・比放射能の低減、機器・システム信頼性確保などの良好な成果が得られ、廃棄物処理設備構成機器の基数・容量など、設計条件の一段の適正化・合理化を図ることができた。

スリムラドを構成する各要素技術を表1に示すが、これらの技術によって設備の大幅なスリム化が図られ、従来の標準的な電気出力1,100 MWプラントと比較し、スリムラド設備では、タンク槽類基数で約 $\frac{2}{3}$ 、容量で約 $\frac{1}{2}$ に軽量化されるとともに、ドラム缶発生本数は、約100本/年・ユニット程度に低減できる見通しである。

3 廃棄物の高減容・無機固化(セメントガラス固化)技術^{2)~4)}

ドラム缶に詰められた低レベル放射性固体廃棄物は、平成2年3月末現在で約50万本に達しており固体廃棄物貯蔵庫に保管されている。

これらの固体廃棄物は、発電所から搬出され最終的に埋設処分されることになっており平成4年度の操業開始を目標に準備が進められている。

埋設計画の具体化に伴い、長期安定性、減容性に優れた廃

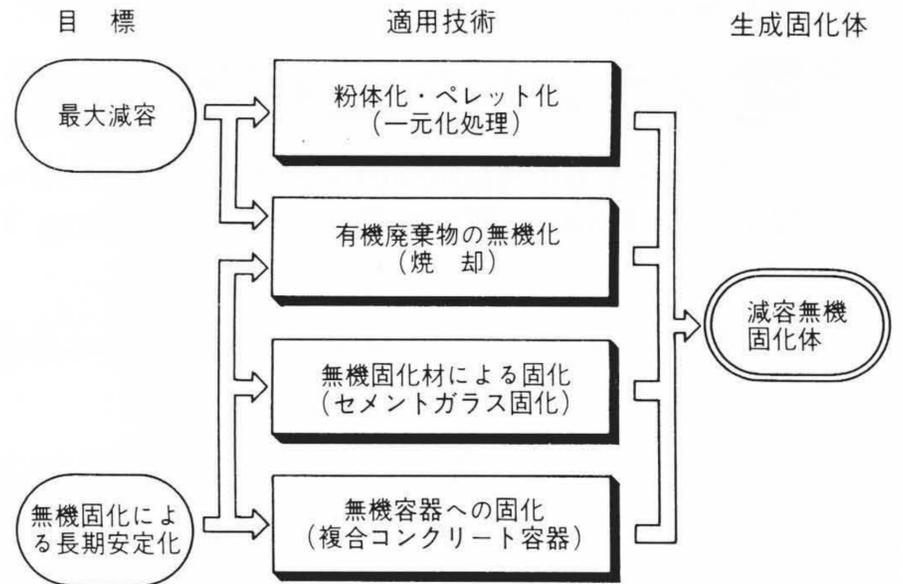


図1 放射性廃棄物無機固化技術の位置づけ 高い減容比で耐久性・安定性に優れた固化技術の中心技術として、セメントガラス固化技術を開発した。

棄物の固化処理技術のニーズが強く、それに対応して「減容無機固化技術」を開発実用化した。その考え方は、図1に示すように、(1)有機廃棄物は焼却などで安定な無機物に変換した上で、(2)廃棄物を粉体化・ペレット化減容し、(3)複合コンクリート容器へ、(4)セメントガラスで固定化することによって、埋設処分環境下で長期間安定な減容性の高い固化処理を行うものである。ここでは主要技術であるペレットセメントガラス固化技術の概要、特長、適用状況などについて述べる。

3.1 セメントガラス固化技術の概要

放射性廃棄物のペレットセメントガラス固化技術は、濃縮

表1 スリムラドシステム構成主要要素技術の採用状況と効果 スリムラドシステムでは、上流側設備と放射性廃棄物処理設備双方に多くの新技術を適用し、設備費・運転費の低減およびドラム缶発生本数の低減を図っている。

基本方針	対応技術	採用状況		効果			備考
		BWR改良標準化プラント	将来プラント	設備費低減	運転費低減	ドラム缶低減	
1. 放出放射能低減	(1) 希ガスホールドアップ装置	○	○	○*	—	—	塔数低減
	(2) タンクベントヨウ素除去装置	○	○	—	—	—	—
	(3) ドライクリーニング装置	○	○	○	○	—	—
2. 設備信頼性向上	(1) 高耐食廃液濃縮器	○	(○)	—	○	—	—
	(2) 金属触媒式再結合器	—	○	○	—	—	—
3. 廃棄物発生量低減	(1) 非助材型フィルタ	—	○	◎	○	◎	使用済み樹脂貯蔵設備容量低減
	(2) ヒータドレンポンプアップ方式	—	○	○	○	○	復水浄化系設備容量低減
	(3) 復水浄化系脱塩器非再生運用化	—	○	○	—	○	再生廃液発生抑止
	(4) 高電導度廃液の汙過+脱塩処理	—	○	◎	○	○	脱塩器非再生化が前提
4. 発生廃棄物の最大減容	(1) 粉体化・ペレット化装置	—	○	—	—	○	—
	(2) 樹脂焼却・分解	—	○	—	○	◎	—
	(3) 不燃性雑固体高圧プレス	—**	○	—	○	◎	—
	(4) エアフィルタ可燃化	—	○	—	○	○	—
5. 最終処分への対応	(1) セメントガラス固化	—	○	—	—	○	無機素材による安定固化
	(2) 複合コンクリート容器	—	○	—	—	—	

注：◎(特に効果の大きいものを示す。) * 希ガスホールドアップ塔塔数低減効果あり。 ** 高圧プレスは開発済み技術である。

廃液などの廃棄物を乾燥・造粒して減容し、容器に充てんした後セメントガラスペーストを注入し固定化するものである。設備は図2に示すように乾燥・造粒プロセスと固化プロセスに分けられ、各プロセスの概要は以下のとおりである。

(1) 乾燥・造粒プロセス

本プロセスでは、BWR(沸騰水型原子炉)プラントおよびPWR(加圧水型原子炉)プラントから発生する濃縮廃液を遠心薄膜乾燥機で乾燥粉体化し、造粒機でアーモンド状または円筒状のペレットに圧縮成形する。この乾燥・造粒によって従来のセメント固化法に比較し約 $\frac{1}{8}$ (BWR濃縮廃液の場合)の減容効果が得られる。使用済み樹脂、可燃性雑固体を焼却した焼却灰についても同様にペレット化できる。ペレットは内張りのついたドラム缶などの容器に充てんされる。

(2) 固化プロセス

本プロセスでは、粉末状のセメントガラス固化材と添加水を所定量(水/セメントガラス ≈ 0.3)混練した後、すでにペレットが充てんされている容器に、セメントガラスペーストを上方から注入するだけで粘性が小さく流動性が良いためペレット間の空隙(げき)に浸透し、ボイドのない均一な固化体を生成することができる。ペレットの代わりに廃棄物として不燃性雑固体の場合でも、同様な操作で固化することが可能である。

3.2 セメントガラス注入固化法の特長

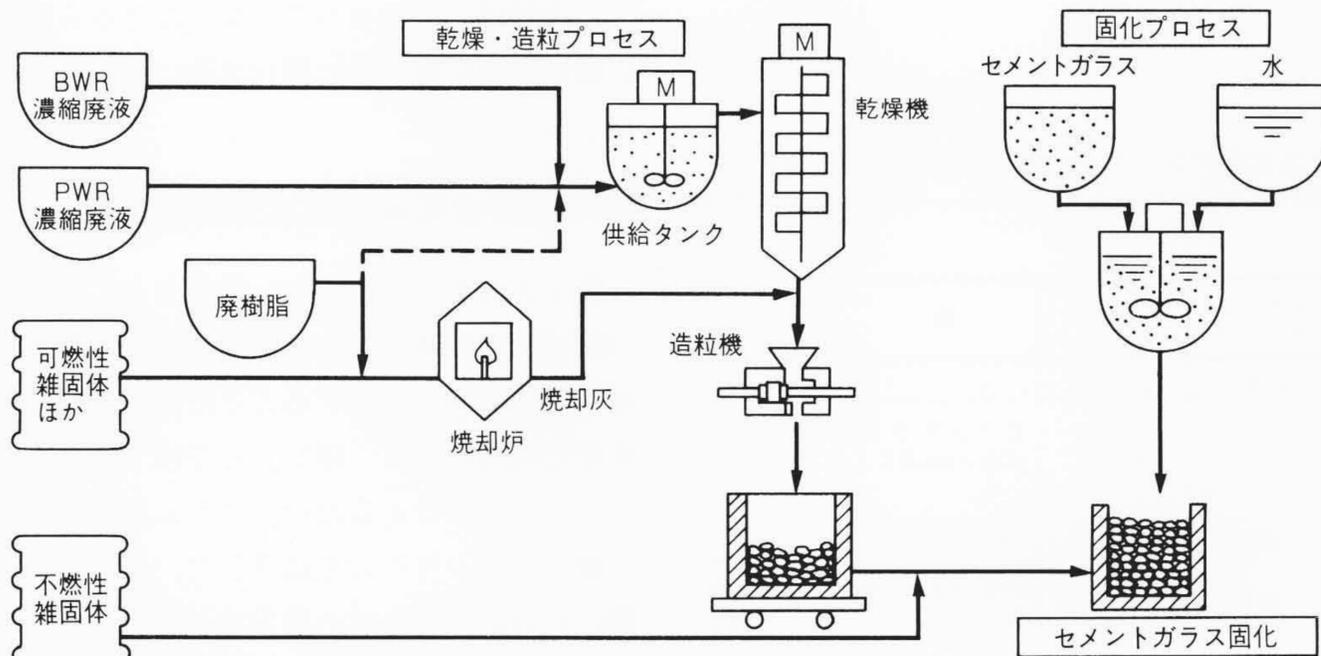
セメントガラス注入固化法の主な特長をまとめて表2に示す。

従来実用化されてきた各種固化法は、いずれも廃棄物と固化材の混練操作を必要とするのに対して、廃棄物だけを充てんした容器に固化材ペーストを注入する方式のため、設備が簡素であり以下の特長を持っている。

表2 ペレットセメントガラス固化法の特長 セメントガラスは天然粘土を原料としているため、放射性核種の吸着特性に優れるとともにセメントと同様に粉状で取り扱いが容易である。

特 徴	内 容
(1)高 減 容 (2)一元化処理	乾燥粉体の圧縮造粒により、従来のセメント固化の約 $\frac{1}{8}$ (BWR濃縮廃液の場合)である。 多種廃棄物を一つの設備で処理が可能である。
(3)設備の運転保守が容易	注入固化が可能(廃棄物との混練不要)なため、主要機器は非汚染機器である。 セメントと同様に、水硬化性のため設備の水洗浄が可能である。常温硬化が可能のため、養生設備が不要である。
(4)長期耐久性に優れた固化体 (5)注入固化が可能 (6)廃棄物の溶解・膨潤防止可能 (7)廃棄物との化学反応防止可能 (8)放射性核種の保持能力大 (9)異常時の硬化停止容易 (10)硬化収縮・クラック防止可能	無機固化材のため、耐久性・耐火性など良好 低粘性固化材(セメントの約 $\frac{1}{4}$)で高流動性 [固化材中の遊離水が低減されているため、固化対象廃棄物が多種(濃縮廃液・廃樹脂・焼却灰・不燃性雑固体など)] モンモリロナイト系粘土を原料としているため、Cs, Srの吸着性能はセメントの10~60倍 余剰水添加(水/固化材比 ≈ 7)で硬化停止が可能である。 ブリージング水の発生もなく硬化発熱も小さく(<50°C)クラックの発生などもないため、ポストフィリングなどの後処理が不要である。

- (1) 固化材混練装置が非汚染機器であり運転保守が容易である。
- (2) 固化材混練装置が水で洗浄でき、洗浄排水が再利用で



注：略語説明 BWR(沸騰水型原子炉), PWR(加圧水型原子炉)

図2 放射性廃棄物のセメントガラス固化処理システムフロー 発電所から発生する、各種廃棄物を一元的に減容安定固化する。

きる。

(3) 固化反応時に遊離水がほとんど発生しないため固化材と廃棄物の反応，廃棄物の溶解・膨潤がない。

(4) 固化時の発熱が少なく (>50℃)，収縮もない。

(5) モンモリロナイト系粘土を原料としているため，CsやSrなどの放射性核種の吸着能力が大きい。

セメントガラスのこれらの特性を，従来のセメントと比較して表3に示す。セメントガラスは先に述べたように遊離水の発生がなく，添加水の量が少ないにもかかわらず粘性・流動性・洗浄性に優れていることがわかる。

3.3 固化体物性

200 l固化体が作製可能な実用規模パイロットプラントにより，各種実証試験を実施した。

試験対象廃棄物としてBWR濃縮廃液，PWR濃縮廃液，使用済み樹脂，可燃性雑固体の焼却灰および不燃性雑固体を用い注入特性，硬化発熱温度，容器との密着性評価などの固化特性試験を実施した。また，ビーカ規模および200 l実規模セメントガラス固化体を製作し物性試験を実施した。その結果を表4に示すが，従来のセメント固化体と同等またはそれ以上の物性を持っていることが総合的に確認された。

3.4 埋設処分基準への対応

貯蔵センター計画の具体化に伴い，廃棄物の作製などにかかわる技術基準「核燃料物質または核燃料物質によって汚染された物の廃棄物埋設の事業に関する規則：総理府令第1号」「核燃料物質の埋設に関する措置等に係わる技術的に細目を定める告示：科学技術庁告示第2号」が昭和63年1月に公布された。ペレットのセメントガラス固化法も，セメントガラス自体のJIS規格はないが水硬性セメントの一種であるのでJISに示された「セメントの物理試験方法」に基づき測定した強度および安定性が規格値を満足することなどで，この技術基準に適合していることを確認している。

表3 セメントガラスとセメントのペースト特性比較 セメントガラスは，流動性に優れるためペレット間に流入し，安定に固型化することができる。

No.	項目	セメントガラス	セメント	備考
1	水/固化材比	0.32	0.45	
2	遊離水	なし	あり	セメントガラスは， $\text{Na}_2\text{O} \cdot n\text{SiO}_2 \cdot m\text{H}_2\text{O}$ として水和している。
3	粘性	1,500 cP	6,000 cP	C型粘度計による。
4	流動性	~50 cm	~3 cm	45度の傾斜ガラス板上の流下速度
5	付着性	1	~20	セメントガラスの付着量を1.0とした場合の相対比
6	洗浄性 (4時間放置)	1	~10	同上

表4 セメントガラス固化体物性まとめ 各種物性試験の結果，従来の固化体と同等以上の物性を持っていることを確認している。

No.	項目	規模*	試験方法	セメントガラスペレット固化体の物性
1	固化体比重	○	—	約1.3以上
2	圧縮強度	○	一軸圧縮強度	約14.7 MPa以上
3	耐候性	○	温度サイクル (-19~+15℃) 300サイクル負荷	質量変化率：約-0.3%以下 寸法変化率：約+0.1%以下
4	耐火性	◎	800℃・30分加熱	質量減少率：約1.6 wt%以下
5	浸出率	○	¹³⁴ Cs・ ⁵⁸ Coの浸出量測定	約10 ⁻⁶ g/cm ² ・d
6	落下強度	◎	1.2 m自由落下	内容物飛散なし
7	耐放射線性	○	10 ⁸ /rad照射	強度変化率：約-3%以下 質量変化率≈0
8	固化体発熱特性	◎	固化体中心部発熱温度測定	約50℃以下**
9	容器との密着性	◎	200 l規模載荷試験	密着性良好

注：* ○(小規模固化体)，◎(実規模固化体)，** 雰囲気温度(20℃)

3.5 実機適用状況および今後の展開

以上述べたペレットセメントガラス固化技術は，BWR，PWRプラントに適用できる。本技術のうち乾燥・造粒設備は，BWRの2プラントでそれぞれ1984年，1985年から運転中である。これらプラントでは生成ペレットは中間貯蔵しており，固化設備は将来設置の計画である。固化まで含めたペレットセメントガラス固化設備は，BWR，PWR各1プラントが現在建設中である。

今後，セメントガラスの高い流動性および廃棄物との化学的反応性が低いなどの特性を生かし，不燃性雑固体の固化への適用を図っている。また，放射性核種の吸着能力が大きいことを利用し，再処理プラントなどから発生する比較的放射能濃度の高い廃棄物の固化処理にも適用するため各種実証試験を行っている。

4 放射性廃棄物搬出管理システム

原子力発電所で発生し，貯蔵されているドラム詰め固化体(廃棄体)を貯蔵センターに搬出するに際しては，廃棄体が前述の技術基準に適合することについて，法令に基づき指定廃棄確認機関による「確認」を受検することになっている。このニーズにこたえるため，ドラム缶自動検査装置を中心とした搬出管理システムを開発した。検査装置には，これまで開発した自動計測などの要素技術を結集するとともに，廃棄物処理設備の運転経験を反映して，運用上の諸条件を考慮した設計になっている。

廃棄体の表面汚染密度，表面線量率，核種別放射能濃度な

どの測定・データ処理を遠隔自動で行えるシステム化が図られることから、確認の迅速化、作業員が受ける線量の低減化が可能となることはもちろんのこと、確認の信頼性の向上、画一化が図れ、P.A.(パブリック・アクセプタンス)上のメリットも生じてくるものと考えられる。

4.1 システムの概要と特徴

放射性廃棄物搬出管理システムは、廃棄体の搬送設備と検査設備とで構成されており一例を図3に示す。

(1) 廃棄体の搬送設備

各発電所での廃棄体の搬送は、検査時の装置間の搬送と専用輸送船への船積み時の搬送とに区分される。検査時の搬送は、各検査装置間を確実にかつ円滑に移送する必要があるため、ローラコンベヤで検査装置間を移送し、引き込み装置でローラコンベヤから検査装置へ移動させる方式としている。これにより、連続的な廃棄体の検査が可能となる。廃棄体は、パレットで検査システムへ供給され、各検査装置間をローラコンベヤで移動し検査終了後コンテナに収納される。検査装置の能力は約30本/日である。

一方、専用輸送船への船積み時の搬送は、短期間に約数千本の廃棄体を貯蔵庫から搬出して船積みするため、各発電所の状況に応じた最適な搬送システムを構築する必要がある。

(2) 廃棄体の検査設備

廃棄体の各検査装置は、移送用のローラコンベヤと引き込

み装置とを一体化したユニット構造とし、検査設備の可搬性および機能の拡張性(検査ユニットの追加)を確保している。各検査装置の基本仕様をまとめて表5に示す。

4.2 検査装置の概要

以下に、各検査装置の原理および機能を述べる。

(1) 外観・質量・表面汚染検査装置

廃棄体の外観上の損害の有無は、遠隔操作で廃棄体を回転させながら、3台のITV(工業用テレビジョン)カメラで廃棄体の上面、側面、底面を目視確認する。同時に廃棄体の外観を画像記録装置に記録する。また、底面の画像については、画像処理を行いドラム缶のJIS刻印の識別を容易にする処理を行う機能を持たせている。

廃棄体質量は、廃棄体支持部のロードセルによって測定する。表面汚染検査は、3本のアームによって廃棄体の上面、側面、底面を同時に行う。スミア試料の採取は、 $\phi 50$ mmの濾紙を吸引方式でアームのスミアヘッドに保持して行い、濾紙の供給、スミア採取、計測、濾紙の排出を自動で行う機構としている。

(2) 線量率・放射能測定装置

廃棄体中に含有されている放射性物質のうち、 γ 線を放出する核種については、廃棄体中の自己遮への効果を補正して非破壊で測定する必要があるため、補正方法として、 γ 線が遮へいされるとコンプトン散乱を起こすことを利用した独自のスペ

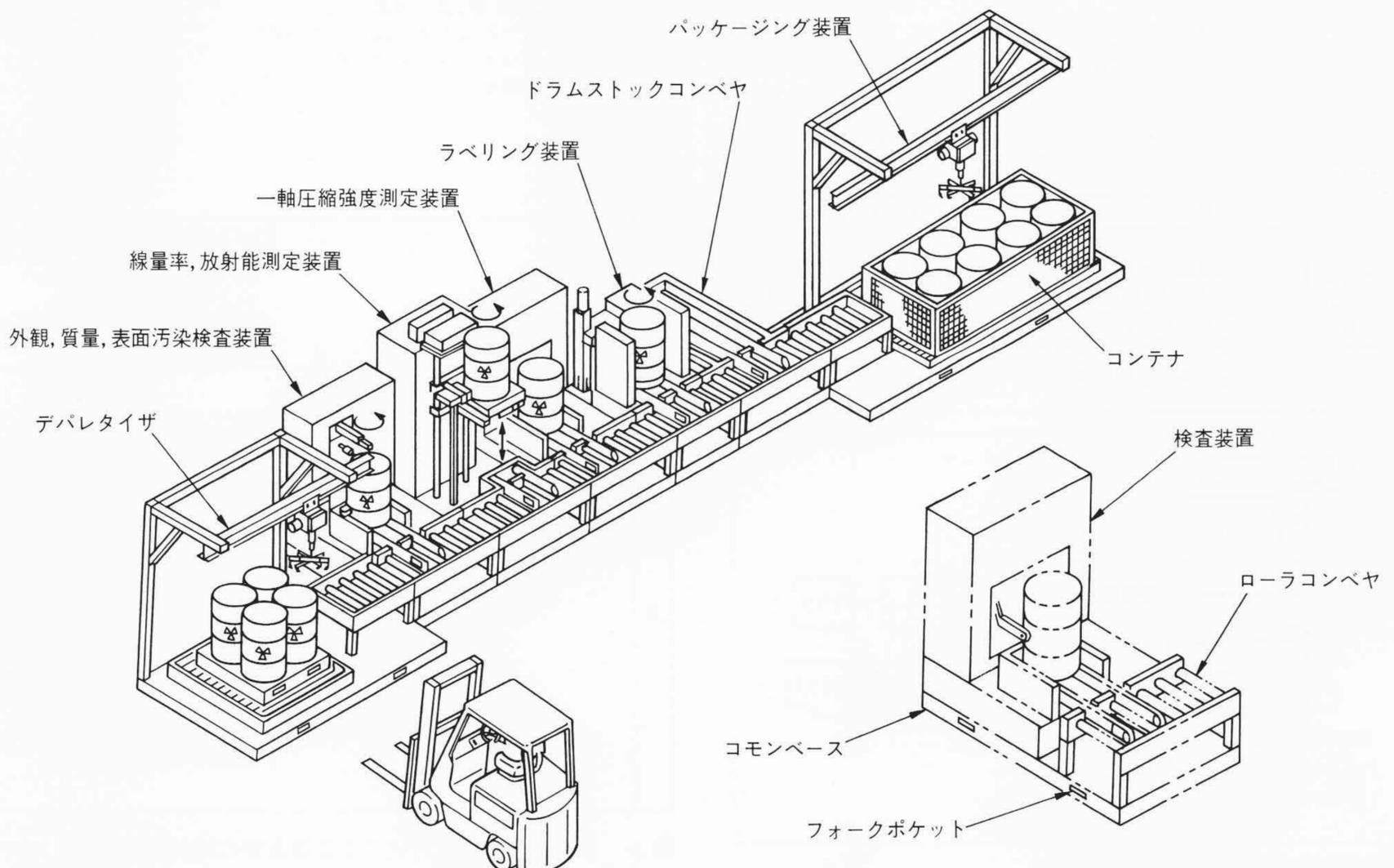


図3 搬出管理システム構成例 検査装置とローラコンベヤを一体構造としたユニットとしており、装置の組み合わせおよび移動が容易である。

表5 検査装置の基本仕様 固化体のハンドリングおよび検査設備を含めたシステム機能の観点から、各種検討を実施している。

No.	装置名	測定項目	測定方式	基本仕様
1	外観, 質量, 表面汚染検査装置	(1) 外観	ITV画像録画 (画像処理)	● 廃棄体外周の目視観察 ● 容器JIS刻印読み取り
		(2) 質量	ロードセル	● 測定時間: 約1分 ● 測定レンジ: 1,000 kg
		(3) 表面汚染密度	スミア方式(自動) ● φ50 汚紙ふき取り式 ● 端窓型GM管	● ふき取り時間: 約7分 ● 検出限界: 3.7×10^{-2} Bq/cm ²
2	線量率, 放射能測定装置	(1) 線量当量率	電離箱式測定器	● 測定時間: 約5分 ● 測定レンジ: 0.001~10 mSv/h
		(2) 放射能測定	スペクトル補正方式	● 測定時間: 約5分 ● 検出限界: 0.37 Bq/g (Co-60) ● Co60/Cs137比: 1/30 (Co-60: 37 Bq/g)
3	一軸圧縮強度測定装置	一軸圧縮強度	超音波伝搬法	● 測定時間: 約5分
4	ラベリング装置	ラベリング	印字プリンタ式	● 色帯, 整理番号などの表示

クトル補正方式を開発した。原理および装置構成を図4に示す。本方式では、補正をソフト的に処理するため装置構成が簡易で、かつ補正原理が物理現象に基づいているので、雑固体のように放射能や密度の偏在の大きい廃棄体でも精度よく測定することができる。雑固体の放射能測定をシミュレーションによって評価した結果を図5に示すが、約±20%の精度で測定できる性能を持っている。また、廃棄体の表面線量率を放射能測定と同時に測定することにより、測定時間の短縮を図っている。

(3) 一軸圧縮強度測定装置

この装置は、セメント固化体の超音波伝搬速度を測定して、動弾性係数を求め、この動弾性係数とセメント固化体の一軸圧縮強度との相関関係を利用して非破壊で強度を測定するものである。測定装置は、廃棄体の容器(ドラム缶)とセメント固化体間の空隙部をなくすために、超音波発受信センサを廃棄体に押し付ける油圧駆動系と、廃棄体中の超音波伝搬時間を測定する検出系とで構成されている。

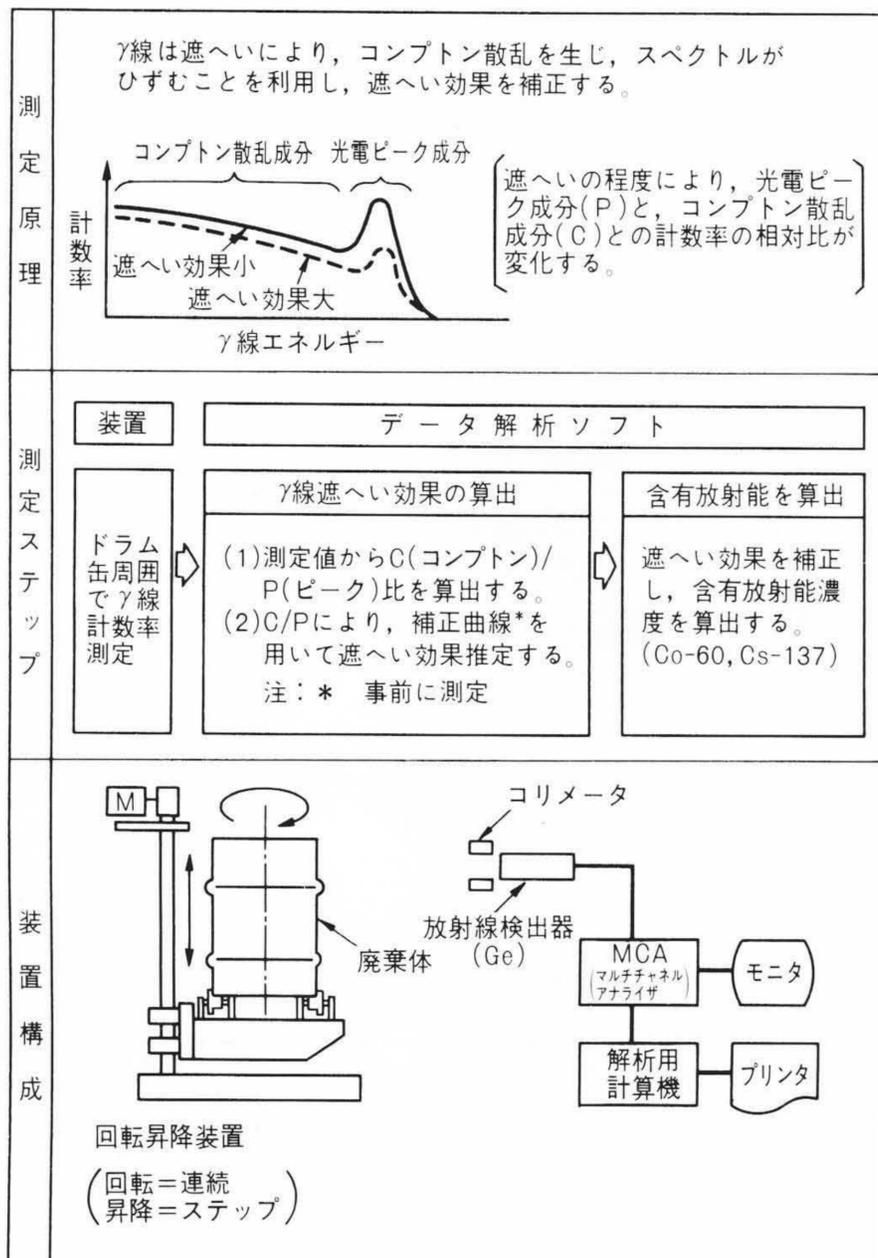


図4 スペクトル補正法の原理 固化体中の含有放射エネルギーを測定するスペクトル補正法の測定原理、装置構成を示す。

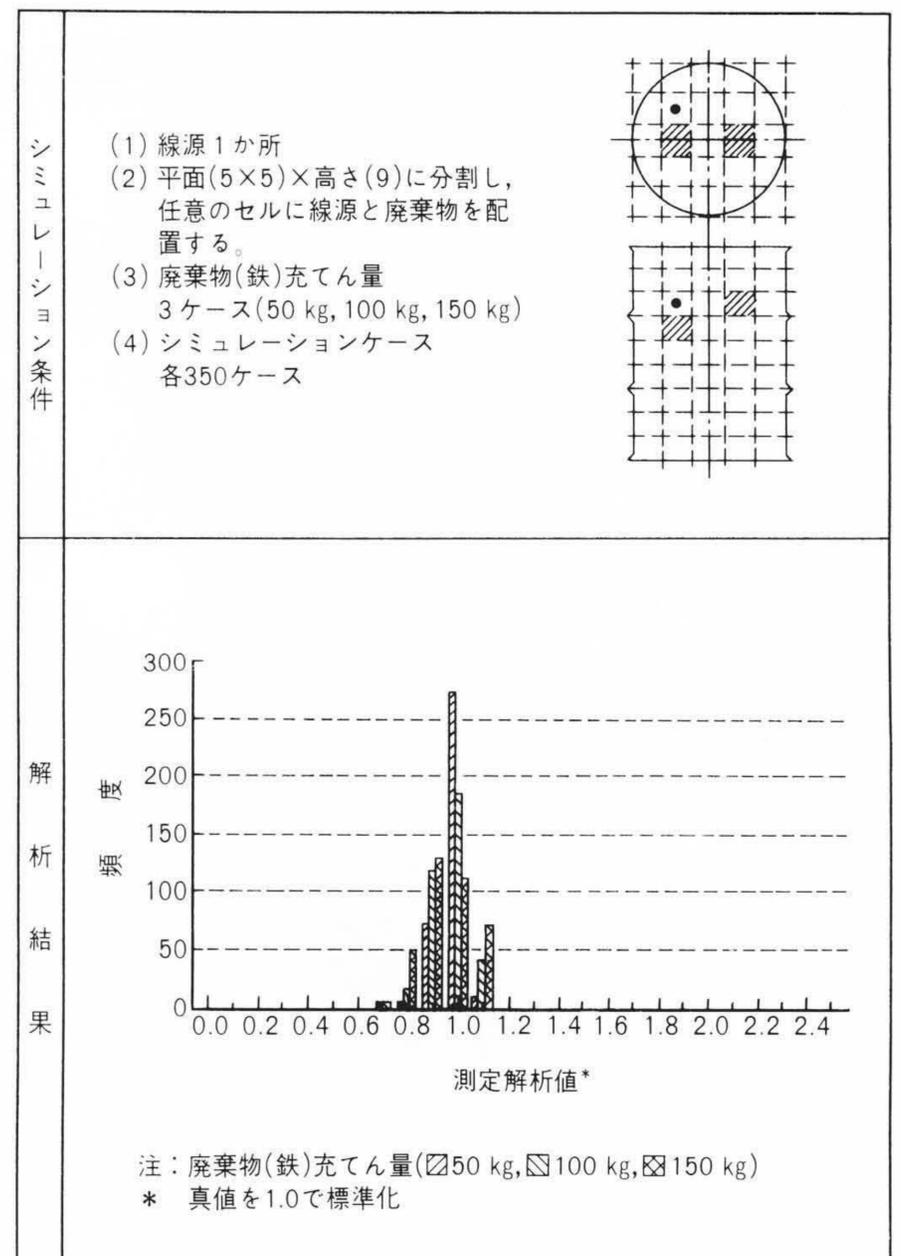


図5 スペクトル補正方式による雑固体の放射能測定シミュレーション結果 スペクトル補正法による雑固体測定シミュレーションによる測定精度検討結果を示す。

4.3 検査装置の実証試験と今後の展開

以上述べた各種検査装置は、実際の廃棄体を用いた実証試験をほぼ完了しており良好な性能を確認できた。今後、各原子力発電所での実機建設に向け、高信頼性の運転しやすいシステムの実現を図っていく考えである。

5 廃止措置技術開発

原子力発電所の廃止措置に対して、日立製作所は除染、解体、遠隔操作、廃棄物処理処分などの要素技術と、廃止措置全般にわたる総合技術について研究開発を推進してきている。特に、要素技術としては、(1) 炉内構造物を切断する水中プラズマアーク切断技術、(2) 配管を切断する成型爆薬切断技術、(3) 原子炉圧力容器を切断するアークガウジング+ガス切断技術、(4) 解体時の線量当量を低減させるための解体前除染技術などの開発、実証を進めている。

また、わが国初の本格的原子炉解体工事として、1986年度から実施されているJPDR(電気出力12.5 MW BWR)の解体実地試験にも技術開発当初から参画し、鋭意推進している。以下に廃止措置に関する主な技術の開発状況を述べる。

5.1 JPDR解体

JPDRを対象とした解体技術の開発は1981年度から開始され、日立製作所は炉内構造物の解体に使用する水中プラズマ切断技術、および圧力容器接続配管の解体に使用する成型爆薬切断技術の開発を行ってきた。これらの技術は、遠隔操作技術の特徴としており、実機形状を模擬した実物大の試験装置によって切断能力を実証している。

これらの実証成果を実機に適用して1988年12月～1989年11月にわたり炉内構造物および圧力容器接続配管の解体を実施し、成功裡に解体は終了した。

5.1.1 プラズマアーク切断技術

(1) 炉内構造物解体の概要

解体対象の炉内構造物は、高度に放射化された複雑形状のステンレス鋼製の構造物であることから、解体する際には、作業者の受ける線量の低減、解体作業の効率向上を図るために水中遠隔切断を行う必要がある。このため、水中遠隔切断するための技術として、**図6**に示すような水中プラズマアーク切断技術、および遠隔操作技術をはじめ、切断時に発生する気中・水中浮遊物を回収するための副次生成物回収技術、切断片を移送するためのハンドリング技術、切断状況の確認をするための監視技術など各種の技術開発を進めてきた。

以下、水中プラズマアーク切断性能および遠隔操作技術開発の概要について述べる。

(2) プラズマ切断技術の開発

プラズマ切断は、**図7**に示すように電極とノズルの間にパイロットアークを発生させた後、電極と被切断物との間にプラズマアークを発生させて、被切断物を溶融切断する方法で

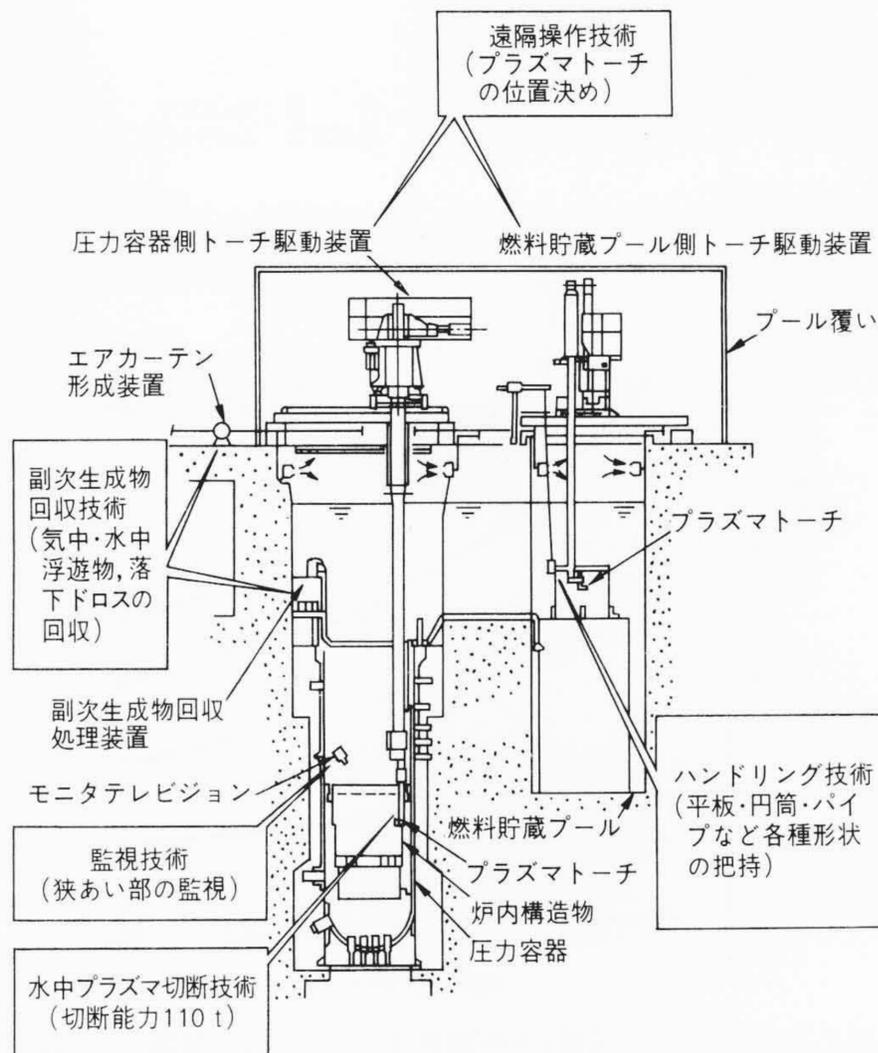


図6 炉内構造物解体技術の開発項目 炉内構造物解体には、この図に示すとおり種々の技術開発が必要であり、とりわけ遠隔操作技術、切断技術の開発が重要である。

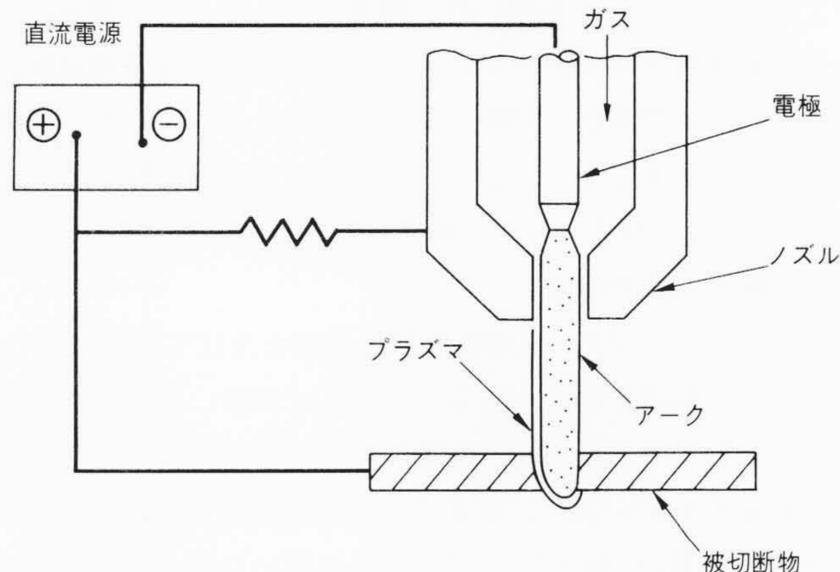


図7 プラズマ切断の原理 プラズマ切断とは、電極と被切断物間にプラズマアークを発生させ、被切断物を溶融する方法である。

ある。今回、JPDRの炉内構造物のうち最大の板厚(110 mm)を持つステンレス鋼製の構造物を、水中切断可能にすることを目的としたプラズマ切断技術の開発を行った。切断性能の評価上、主に考慮した試験パラメータは、切断電流動作ガスの種類と流量、トーチ移動速度などである。また、作業の安全性を評価することを目的に取得したデータは、ドロスの発生量、気中や水中浮遊物の発生および特性である。

開発したプラズマトーチは、供給する切断電流が大きいほ

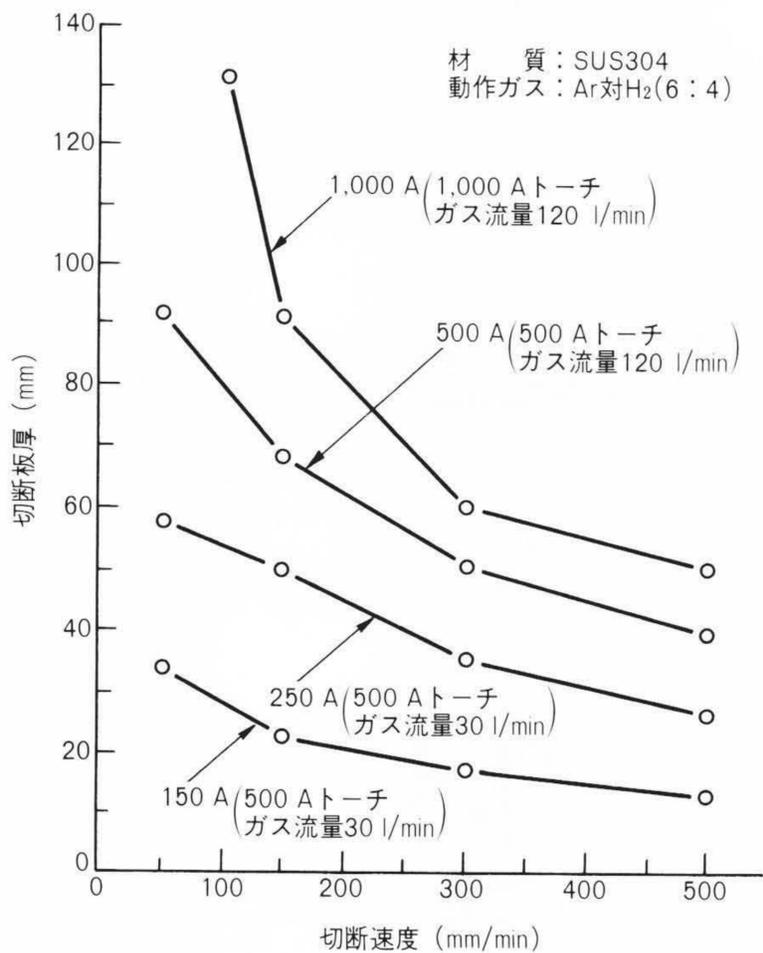


図8 水中プラズマ切断での切断板厚と切断速度の関係 1,000 A トーチの場合、最大130 mmのステンレス鋼の切断が可能である。

ど切断可能板厚は大きくなるが、200 Aトーチ、500 Aトーチおよび1000 Aトーチを用いた。図8は、ステンレス鋼を、トーチ移動速度をパラメータにし、水中切断した場合の試験結果を示すものである。切断トーチの種類によらず、トーチ移動速度を遅くすることにより、切断可能な板厚を厚くすることができ、1,000 Aトーチの場合、最大130 mmのステンレス鋼の切断が可能である。

また、プラズマアーク切断性能に影響を及ぼすものとして、動作ガスの組成と流量がある。プラズマ切断に用いられる動作ガスとしては、冷却能力の優れた水素(H₂)および不活性ガスであるアルゴン(Ar)、窒素(N₂)などの混合ガスが用いられているAr+H₂とAr+N₂の混合ガスを用いた場合の切断性能を評価したところ、Ar+H₂の混合ガスのほうが切断性能が優れており、750 Aの切断電流では、ステンレス鋼の切断板厚は110 mmであった⁵⁾。

また、ArとH₂の混合比は、一般にH₂の混合割合を増加させると切断能力は向上するが、H₂の混合割合40%が最適である。

(3) トーチ位置決め技術の開発

炉内構造物を、プラズマアーク切断によって水中遠隔切断を行う場合、トーチ先端の被切断物の距離(スタンドオフ)を精度よく設定し、スタンドオフを一定にし、トーチを駆動することが切断性能の確保のうえで必要である。このため、超音波センサを用いた切断トーチの相対位置決め方法を開発した。この方法は、超音波センサを用いてスタンドオフおよび

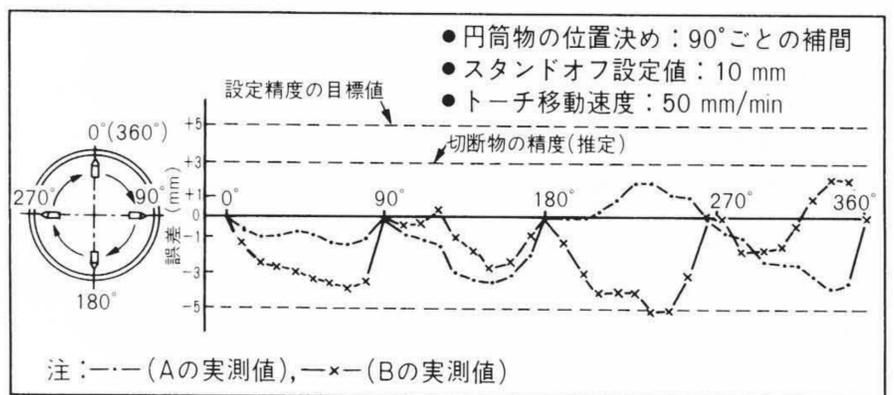


図9 スタンドオフ測定結果 円筒構造物に対する切断トーチの位置決め精度は、スタンドオフ設定の要求精度±5 mmを満足した。

トーチ角度を検出し、所定の位置に切断トーチを設定し、その位置を基準とした相対座標系に基づいてトーチを駆動させる方法である。図9は、円筒構造物に対する切断トーチの位置決め精度の確認試験結果を示したものであるが、円筒構造物の内側から同方向にトーチを駆動させたときのスタンドオフ設定の要求精度±5 mmを十分満足している。また、この方法は任意の相対座標系によってトーチを位置決め可能であることから、トーチの再設定、座標の再計算などがなくなり、位置決め作業効率の向上が図れた。

5.1.2 JPDR解体状況

JPDR解体作業は、まず原子炉周辺機器やダンプコンデンサ建家内機器の解体から着手し、現在炉内構造物の解体を終了している。JPDR解体実地試験の全体工程を図10に示す。日立製作所はこれまでに、ダンプコンデンサ建家内機器、原子炉周辺機器、燃料プール内機器、炉内構造物解体工事など重要な工事を担当し、いずれも順調に終了することができた。今後、圧力容器解体、生体遮へい壁解体と難作業が続くほか、タービン設備、廃棄物処理設備などの施設の解体も並行して行われ、1992年度にはすべての解体を終了する予定である。以下、主要な機器の解体状況について述べる。

(1) ダンプコンデンサ解体および格納容器周辺機器解体

ダンプコンデンサは、本体の大きさが幅約3.2 m、長さ9.5 m、高さ5.7 mで、内部に外径1インチの黄銅製冷却管1,840本が設置された質量約55 tの鋼製機器である。解体には、気中プラズマ切断、バンドソー、電気丸のこ、ガス切断機など各種切断工法を試み、例えば冷却管であれば、電気丸のこが作業環境への影響が少なく最も効率がよいなど、今後の商業炉解体に有効な知見も多く得られている。解体に伴い発生した放射性廃棄物は、1 m³容器などに詰めて保管している。また解体作業時の1人当たりの最大線量当量は約0.03 mSvと小さな値に抑えることができた。現在ダンプコンデンサ建家内は、換気空調系、電気系統など施設の維持管理に必要な設備を残してすべて撤去が終わり、放射性廃棄物の一時保管場所として有効に利用されている。

また、格納容器建家内機器も、原子炉圧力容器および施設

工程 (年度)	西歴	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992
	昭60	61	62	63	平1	2	3	4
エンジニアリング	解体設計							
原子炉格納容器建家解体		周辺機器解体(1)	周辺機器解体(2)	燃料プール・炉内構造物	圧力容器	生体遮へい壁	格納容器・建家	
その他原子炉施設解体	ダンプコンデンサ建家内機器	燃料建家内プール機器		タービン建家内機器	その他建家機器	建家	整地	

図10 JPDR解体実地試験スケジュール JPDR(Japan Power Demonstration Reactor)解体実地試験は、1986年度から実工事を開始し、1989年度には炉内構造物の解体を終了している。

の維持管理設備を除いて解体撤去が終わっている。周辺機器の代表的なものとしては、強制循環系ポンプがある。ポンプは2台あり、炉水を循環させるため12インチの配管がループ状に接続されており、内面は放射性物質で汚染されている。強制循環系ポンプ周囲には配管・架台が設置されており、作業場所が非常に狭いため、まず配管などを切り離し作業場所の確保を図った。

解体は、ポンプ本体と電動機を接続するカップリングを取り外し、それぞれ3m³容器に一体で収納する方法をとるなど作業の効率化、線量当量低減などを目標に、事前の工事計画を十分に検討のうえ実施している。一連の作業での1人当たりの最大線量当量は、約0.15 mSvであった。

(2) 燃料チャンネルボックスおよび炉内構造物の解体

使用済みチャンネルボックス75体は、燃料貯蔵建屋内プールに保管されていたが、遮へい容器に効率よく収納するため、水中プラズマアーク切断を用いて4分割に水中遠隔切断した。チャンネルボックスの水中切断状況を図11に示す。

炉内構造物の解体作業は、複雑形状をし、高度に放射化した炉内構造物を水中遠隔プラズマアーク切断する作業であることから、作業者の受ける線量の低減、作業の信頼性向上、安全性の確保を図る必要がある。このため、炉内構造物解体計画時に切断作業、除染、ハンドリング、副次生成物回収作業などを総合的に事前検討を行い、解体工事の信頼性向上を図った。この炉内構造物解体作業は、まず原子炉での一次切断(粗断)を行い、切断片を水中で燃料貯蔵プールに移送し、二次切断(細断)して遮へい容器に収納した。水中プラズマ切断条件は、プラズマ切断技術開発で得られた切断速度、切断電流、スタンドオフなどの切断データをもとに決定した。また、切断作業の信頼性を確保する上で、超音波センサを用いた切



図11 チャンネルボックス切断状況 チャンネルボックスは、プラズマアーク切断によって4分割に水中切断された。

断トーチの相対位置決め方法、および炉内での切断監視システムの確立を図った。切断時に発生する副次生成物の回収については、水浄化装置による炉内およびプール内の水中浮遊物の回収、ならびに原子炉上部にエアカーテンを設置し気中浮遊物の回収を行った。水中切断作業の一例として、CR(制御棒)ガイドチューブの原子炉での切断状況を図12に示す。

5.2 アークガウジング+ガス切断技術開発

原子炉圧力容器は、極厚の低合金鋼(最大厚さ約400 mm)の内面に約10 mmのステンレス鋼の内張りが施されている原子力発電所の心臓部とも言うべき容器である。したがって、解体時には極厚構造物の切断技術に加え、ステンレスと低合金鋼との複合材の切断技術が必要となる。さらに、この原子炉圧力容器は、特に炉心部で中性子照射によって放射化しているため遠隔切断技術が要求される。

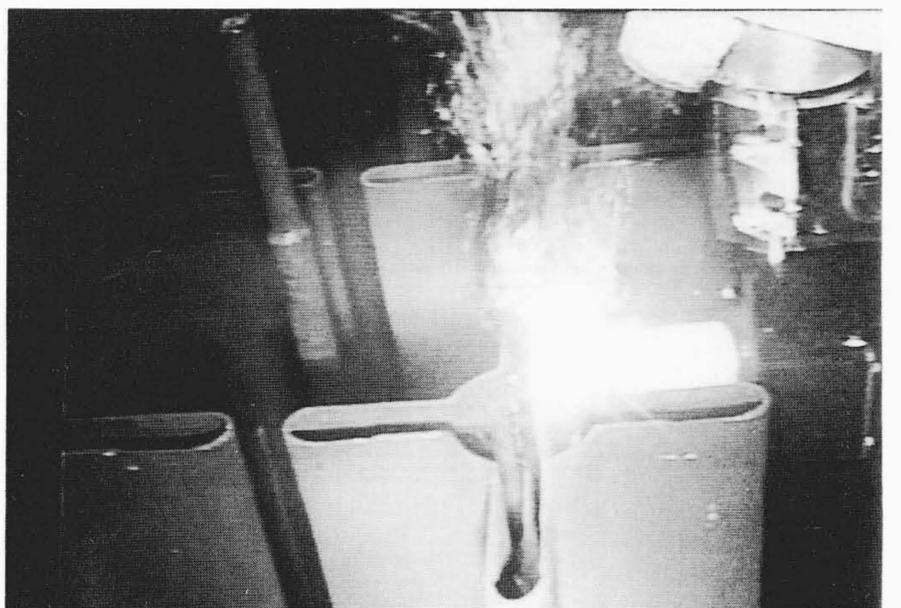


図12 CRガイドチューブ切断状況 CRガイドチューブは最も狭い場所での切断作業であり、この写真は切断作業に最も威力を発揮した水中監視カメラの映像から写したものである。

このような原子炉压力容器の解体切断に対し、日立製作所は、バブコック日立株式会社と共同でアークガウジング+ガス切断技術を通商産業省工業技術院四国工業技術試験所の指導のもと、基礎的な試験から遠隔装置に至る技術開発を進めてきた。

このアークガウジング+ガス切断技術は、融点が約2,200℃と高いステンレス鋼に対しては、アーク放電によって溶かしたあとジェット水によって吹き飛ばし、一方、切断温度が約1,500℃の低合金鋼については酸素ガスで低合金鋼を酸化させ、その酸化反応熱によって熔融し切断するものである(図13参照)。この工法は、切断装置が単純かつ軽量であるため遠隔操作性に優れていること、さらに、切断トーチの交換頻度がきわめて少なく取扱い性が良好なことが特徴である。

この技術は、通商産業省の委託を受けた財団法人原子力工学試験センターでの実用発電用原子炉廃炉設備確証試験の一項目である原子炉压力容器切断技術確証試験に採用され、1982年から1988年にわたって確証試験が実施された。

確証試験は、バブコック日立株式会社の所有する遠隔操作用マニピュレータ、および試験装置を用いて、基本試験、予備試験、確証試験の順序で実施した。基本試験は、切断速度、二次生成物発生量、性状などの基本性能を、予備試験では、円弧状試験体によって遠隔水中切断性能を、確証試験では、実炉模擬試験体による実機への適用性を確証した⁶⁾。

実炉模擬試験体は、最大板厚である420 mmのPWRフランジ部を持ち、板厚変化部、突起部を含む試験体であり、電気出力1,100 MW級のPWR、BWR原子炉压力容器を模擬したものである。

試験の結果、解体手順計画に従って連続的に効率よく切断でき、周切断線と縦切断線の切断線の移行も優れており、試験体全切断線長26 mの切断を一つの切断トーチによって円滑

に実施できることが確証できた。

試験結果から、アークガウジング+ガス切断遠隔操作装置利用によって実機原子炉压力容器切断を、正味切断時間約130時間程度で、高い信頼性で安全に実施適用できる見通しを得ることができた。

5.3 今後の展開

これまで説明してきたとおり、廃止措置技術では安全性、経済性向上などの観点から、技術開発とその実証が進められている。将来予想される商業炉の解体撤去を、より安全に、より効率的に実施するためには、JPDR解体などこれまでに得られた解体技術の知見を基に、さらに高度化を図っていく必要がある。

一方、作業者の受ける線量の低減、作業の効率化および解体に伴い発生する放射性廃棄物の合理的な処理処分が、今後廃止措置を進める上で重要な課題となってきた。これらの課題に対し、解体前除染技術の開発、また解体に伴い発生する廃棄物を弁別するための測定技術、放射性廃棄物量低減と廃棄物を有効に再利用するための除染の要素技術の開発や、これら処理技術のシステム化および周辺環境への安全性を、より確保した処分技術の開発に現在着手しているところである。

6 結 言

以上で述べたように、日立製作所は原子力発電所から発生する放射性廃棄物の減容性、長期安定性に優れたペレットセメントガラス固化法やドラム缶詰め固化体の搬出管理システムなどの開発により、処理の高度化、システムの簡素化を実現し、より小型化された信頼性の高い放射性廃棄物処理設備の開発を推進してきている。

また、商業用原子力発電所の廃止措置に向けて、要素技術の開発および実証を推進するとともに、信頼性・安全性の高い解体撤去システムの確立のため、鋭意研究開発を進めている。

参考文献

- 1) 堀内, 外: 放射性廃棄物処理設備の軽量化(スリムラド), 日立評論, 68, 4, 301~306(昭61-4)
- 2) 隅谷, 外: 放射性廃棄物のセメントガラス固化技術, 火力原子力発電, 40, 4, 53~60(平1-4)
- 3) 菊池, 外: 放射性廃棄物の無機固化処理技術, 原子力工業, 34, 8, 31~39(昭63-8)
- 4) 堀内, 外: 放射性廃棄物のセメントガラス固化技術, 日立評論, 70, 4, 411~416(昭63-4)
- 5) 柳原, 外: JPDR解体計画における炉内構造物切断のためのプラズマアーク切断技術開発, 日本原子力学会誌, 30, 3, 31~42(1988)
- 6) 市川: 原子炉を解体撤去するための技術の確証, エネルギーレビュー, 21~23(1985-9)

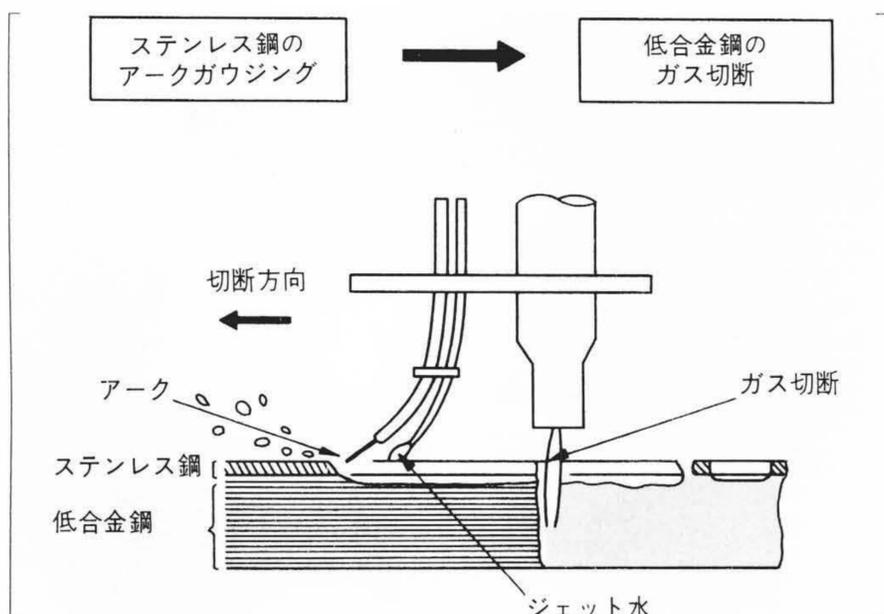


図13 水中「ガウジング+ガス切断」工法原理 ガウジング+ガス切断とは、表面のステンレス鋼をアークガウジングによって除却した後、ガス切断で低合金鋼を熔融切断する工法である。