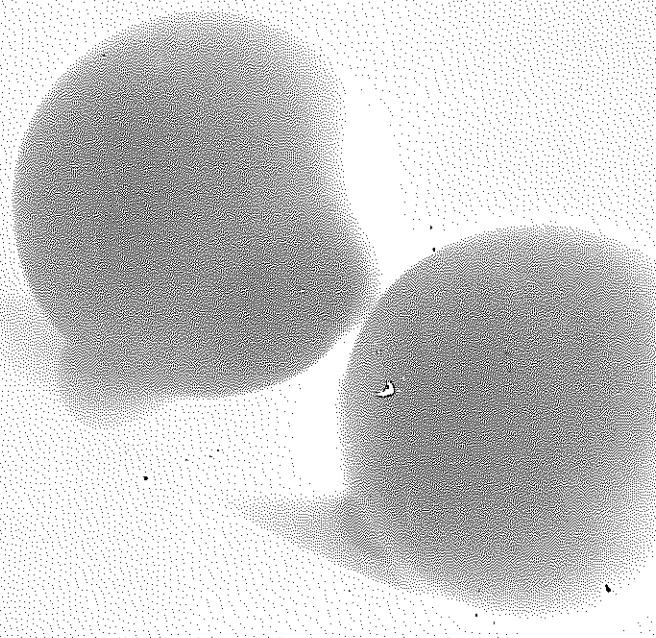


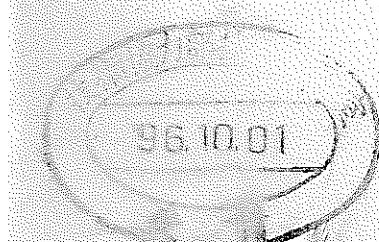
# 第29回 報告と講演の会 予稿集

安全と安心

信頼される原子力技術開発を目指して



96.10.01



平成 8 年 10 月 4 日



動力炉・核燃料開発事業団

## 目 次

### 1. 総 括 報 告

(1) 研究開発成果に関する総括 ..... 1

副理事長 須田 忠義

(2) 核不拡散と国際協力 ..... 53

副理事長 植松 邦彦

### 2. 各 部 報 告

(1) 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の反省と教訓 ..... 87

高速増殖炉もんじゅ建設所 所 長 菊池 三郎

(2) 高レベル放射性廃液ガラス固化技術の開発 ..... 135

環境技術開発推進本部 副本部長 鶴巻 宏一

# 1. 總 括 報 告

# 研究開発成果に関する総括

副理事長 須田忠義

1. はじめに .....	3
2. 核燃料の確保と軽水炉使用済燃料の再処理 .....	7
(1) ウラン資源の確保 .....	7
(2) 遠心法ウラン濃縮 .....	9
(3) 軽水炉使用済燃料再処理 .....	10
3. 新型動力炉開発とプルトニウム利用 .....	14
(1) 高速増殖炉開発 .....	14
(2) 高速増殖炉燃料開発 .....	28
(3) 高速増殖炉使用済燃料再処理技術開発 .....	29
(4) 新型転換炉開発 .....	30
(5) プルトニウム燃料加工 .....	35
(6) 先進的核燃料リサイクル技術開発 .....	39
4. 放射性廃棄物処理・処分研究開発 .....	43
(1) 高レベル放射性廃棄物の処理技術開発 .....	43
(2) 高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発 .....	43
(3) TRU核種を含む廃棄物の処理・処分研究開発 .....	45
5. 基礎・基盤技術開発 .....	46
(1) 分子レーザー法ウラン濃縮技術開発 .....	46
(2) 核種分離・消滅処理研究 .....	46
(3) 基盤技術 .....	47
6. おわりに .....	50

## 1. はじめに

21世紀が目前に迫った今日、来世紀に我々が直面する重要な問題は人口問題、エネルギー問題、地球環境問題であることが予測できます。これらの課題を解決し、明るく豊かな将来を拓くため、ますます原子力開発の重要性が増してくると考えられます。一般国民の皆様方には概ね原子力開発の必要性に対してご理解をいただいているものと考えていますが、それに加えて原子力施設との共生について安心感を抱けるよう原子力関係者が努力している中、昨年12月に、動燃事業団が建設し試運転中の高速増殖原型炉「もんじゅ」において2次系ナトリウム漏えい事故が発生しました。この事故に際し、地元をはじめ、関係各界の多くの方々に多大なご心配、ご迷惑をおかけし信頼を裏切ることになり、誠に申し訳なく深くお詫び申し上げます。動燃事業団は今回の事故を重大に受けとめ、現在、全社を挙げて事故の原因究明を進めているところであります。

平成6年6月に改定された「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」(以下、「長計」と略します。)の中で、動燃事業団の役割として、

- ① 国のプロジェクトとして高速増殖炉等の開発、使用済燃料再処理技術の開発、高レベル放射性廃棄物の処分の研究開発等の推進
- ② 実用化を見通した高速増殖炉固有の技術の研究開発、将来社会のニーズを考慮した先進的核燃料リサイクル技術に関する研究開発等の推進
- ③ 事業化が具体化しつつあるものについては民間との連携協力の下で技術移転、技術協力の推進

が期待されています。しかし、「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故を契機に、原子力開発に関する一般国民の皆様を含めた議論がより活発になり、動燃事業団が中心になって進めております高速増殖炉を含めたプルトニウム利用技術や放射性廃棄物の処理処分技術等に対する懸念の声が上げられているのも事実であります。将来の安定したエネルギー供給を確保するための原子力技術開発の

使命を負った動燃事業団は、これらの声を真摯に受けとめ、これまで着実に原子力開発を進め国民の皆様の信頼を築いてこられた諸先輩の方々の努力を無にすることなく、今後の研究開発の実績で皆様の懸念に応えていく必要があると考えています。各界と協力しながら、次のような考え方に基づき研究開発を進めています。

#### (1) 核燃料の確保と軽水炉使用済燃料再処理に関する研究開発

ウラン資源の安定確保のため、プロジェクトを精選して自主的な探鉱活動を継続していくとともに、探査技術を初めとした探鉱技術の開発および資源情報収集・解析を進めます。

ウラン濃縮については、原型プラントの安定運転を継続し、本年9月半ばからは再処理工場からの回収ウランを原料とした再濃縮を開始しました。また、新素材高性能遠心機の実用規模試験、高度化機の開発（共同研究）、国際競争力をもつ役務価格を達成できる先導機の開発を実施しています。

再処理については、東海再処理工場の安定運転と技術開発を六ヶ所再処理工場が操業開始を目指す2000年過ぎまで継続し、その後は技術開発を主眼とした施設に移行していきます。

#### (2) 新型動力炉開発とプルトニウム利用に係わる研究開発

「もんじゅ」は、昨年8月に初発電を行い出力試験を開始しましたが、12月8日に2次系ナトリウム漏えい事故が発生し、現在、事故の原因究明を進めています。

実験炉「常陽」については、高性能燃料の開発を効率的に行うため、その照射炉としての性能を向上させる「常陽」高度化（MK-III）計画を実施しています。昨年9月に熱出力を140MWに上昇するための原子炉設置変更許可を取得し、燃料集合体の製作、機器の設計・製作に着手しました。また、「もんじゅ」事故の経験を踏まえた対応策の検討を進めています。

高速増殖炉（FBR）の大型化および高性能化並びに安全性、信頼性およ

び経済性の向上等に係わる基盤的・革新的な研究開発を進め、FBR固有の技術体系の確立を目指して、実用化を見通した研究開発を幅広く実施しています。その中では、「もんじゅ」事故に鑑み、ナトリウム技術を従来にも増して高度化する研究も実施します。

また、新型転換炉（ATR）原型炉「ふげん」は着実な運転を継続しています。昨年8月に実証炉建設計画の見直しについての原子力委員会決定が出されました。 「ふげん」は今後とも安全・安定運転を継続し、柔軟性、多様性のあるプルトニウム利用計画の実現に寄与していきます。

高速炉燃料再処理の試験施設である「リサイクル機器試験施設（RETF）」は昨年1月の着工以来順調に建設工事を進めています。また、将来社会の多様なニーズに対応できる先進的核燃料リサイクル技術の研究開発を進めています。

以上のように、幅広い技術開発および施設運転を通してプルトニウム利用技術開発を円滑に進め、プルトニウムの総合利用を促進します。

### (3) 放射性廃棄物処分に関する研究開発

原子力開発利用に伴って発生する放射性廃棄物の処理処分を適切に行うこと、なかでも高レベル放射性廃棄物対策の円滑な推進は、核燃料サイクルを確立する上での重要な課題であります。

高レベル放射性廃棄物の固化処理技術の実証を目的としたガラス固化技術開発施設（TVF）は、コールド試験、ホット試験による施設の安全性確認を経て昨年12月に使用前検査合格証を取得し、開発運転に移行しています。

地層処分の研究開発については、長期に亘って多重バリアシステムの性能を理論や信頼性の高いデータに基づいて予測する「性能評価研究」として、地層処分基盤研究棟での試験を実施しており、併せて「処分技術開発」および「地質環境条件の調査研究」を進めています。

#### (4) 基礎・基盤技術開発の推進

これまでに蓄積してきた技術、経験等を活用し、技術のブレークスルーや創造的革新的な技術の創出により、次世代プロジェクトにつなげる基礎・基盤技術開発を進めています。

現在、分子レーザー法ウラン濃縮技術、核種分離・消滅処理技術や新材料、人工知能、計算科学等の基礎技術開発を進めています。

## 2. 核燃料の確保と軽水炉使用済燃料の再処理

### (1) ウラン資源の確保

世界の天然ウラン産業は、これまで長期間に亘って低迷を続けてきましたが、1995年以来、ウランのスポット価格が16ドル（1996年5月末）に急上昇し、増産計画や鉱山開発計画の発表が相次ぐなど活況を呈し転換点を迎えています。これは、大量の天然ウランの民間在庫量が取り崩され、現在の在庫量のレベルが需要量の2～3年分程度に減少したことと、旧ソ連と東欧諸国からの供給が減少していることが重なったためと考えられます。

一方、当面の開発対象と考えられる回収コストが80ドル/kgU以下の世界の確認ウラン資源量（レッドブック、1995）は212万tUですが、将来の原子力発電計画からみて、今後の探査努力によって新たなウラン鉱床が発見されなければ、2010年代後半には天然ウランが不足する可能性があります。

2030年までの日本の累積ウラン所要量は60万tUと推定されています。現在、我が国は必要な天然ウランの大部分を長期購入契約で賄っていますが、多量のウランを長期にわたって安定に確保していくためには、長期購入契約に加えて自主的な探鉱や経営参加による開発輸入を適切に組み合わせていくことが必要と考えられます。また、日本の民間会社によるウラン探鉱は、ウラン市況が長期間低迷してきたために、現在は全く行われていません。

このような状況を勘案し、動燃は、長期的な視点に立って技術、鉱業権等を維持するために、探鉱活動を行っています。また、動燃の活動を通して得られたウラン産業に関する情報を関係機関にも提供しております。動燃の活動の内容は以下のとおりです。

#### ① 採 鉱

高品位で大規模な鉱床が発見される可能性が高いカナダ、オーストラリアを重点地域として、カナダ5地区、オーストラリア3地区で探鉱を行っています。また、アフリカ（ジンバブエ）と中国それぞれ1地区で初期的

な探鉱を行っています。

#### ② 技術開発

地下深部の鉱床を発見するための物理探査、地化学探査等の探査技術の開発を行うとともに、鉱山開発から閉山後までの作業環境・自然環境への負荷を軽減するための採鉱・製錬、環境保全の技術開発を行っています。

#### ③ 情報収集解析

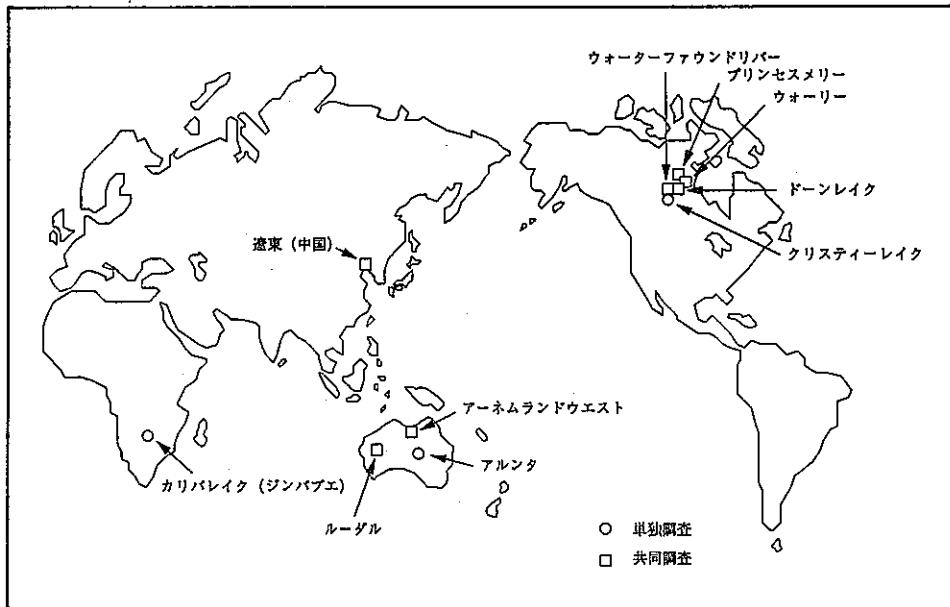
世界のウラン資源やウラン産業に関する情報を収集解析し、ウラン資源のポテンシャル調査、探鉱プロジェクト・鉱山の評価、ウラン需給予測などをしています。

#### ④ 技術協力

アジア諸国などの要請に応えて、ウラン探鉱や製錬技術の研修や実地指導などの技術協力をしています。

これまでの探鉱の成果として、1991年にカナダのミッドウェスト鉱床の権益を海外ウラン資源開発（株）に移転した他、カナダのプリンスメリー（シッソンズ）、ドーンレイク、クリスティーレイク、オーストラリアのマルガロック地区等においてウラン量約4万トンの地質鉱量を確認しています。

なお、ミッドウェスト鉱床を含めた鉱山の建設が順調に進んでおり、来年には生産が始まる予定です。また、オーストラリアのレンジャー、ナバレク鉱山などに隣接するアーネムランド地域で、先住民との交渉が成立し、探査を開始しました。



平成 8 年度 調査探鉱位置図

## (2) 遠心法ウラン濃縮

人形峠事業所のウラン濃縮原型プラントは、第1運転単位が昭和63年4月、第2運転単位が平成元年5月に操業運転を開始し、以来、現在まで順調に連続運転しています。本年9月12日からは、東海事業所の再処理工場で再処理し回収されたウランを用い、人形峠事業所の製錬転換施設で転換した回収ウランを原料とした再濃縮を開始しました。

一方、動燃事業団の技術開発の成果を基に建設され、平成4年3月に操業を開始した日本原燃（株）の六ヶ所濃縮工場の操業を技術的に支援するため、「ウラン濃縮施設の建設、運転等に関する技術協力基本協定」および「技術協力の実施に関する協定」に基づき技術情報の提供および設計・建設・運転への技術者の派遣等を行ってきています。

約1,000台の新素材高性能遠心機を用いた実用規模カスケード試験は、電気事業者及び日本原燃（株）との共同研究として、平成5年5月から人形峠事業

所でホット試験を実施しており、当初計画は試験を平成7年度末で終了しました。平成8年度は、日本原燃（株）との共同研究で信頼性試験を実施しています。また、民間の開発を支援する立場で、日本原燃（株）および電力10社との共同研究として平成5年度から新素材遠心機のさらに1.5～2倍の性能を向上した高度化機の開発を東海事業所で進めています。

平成6年8月に改定された長計に基づき、将来の遠心機技術開発に必要な基礎的データ、情報の蓄積のための基礎的・基盤的な研究開発、先導的な研究開発を進めています。特に、先導的な研究開発は、為替レート100円／ドル時代において国際競争力をもつことを目標に開発を進めており、平成7年度には目標の7割の分離性能を確認し、本年度初めには目標とした定格回転速度を達成しました。

また、濃縮試験に使用した遠心機の機微情報消滅のため遠心機処理技術の開発を進めています。

### (3) 軽水炉使用済燃料再処理

東海再処理工場は、昭和52年にホット試験を開始して以来、酸回収蒸発缶や溶解槽等の大型塔槽類の腐食による故障・不具合を経験しました。その都度国内技術の総力を結集して問題の解決を図りながら運転を行ってきました。近年は、予防保全の観点から計画停止期間を設け、大型機器の改良・更新等を実施し、その効果により平成6年度は、年間95.7tの処理実績を上げる等、年間90t処理の体制で運転を行っています。しかしながら、平成7年度においては、高放射性廃液蒸発缶の加熱蒸気配管の欠陥に伴う予備機への切り換えを行い、また「もんじゅ」事故の教訓から異常発生時の通報連絡体制等の見直しを行うなど、安全確保に向けた所要の措置を講じたため、処理量が減少しました。本年8月末現在までの累積処理量は、「ふげん」のMOX燃料約10.4tを含む約892.5tに達しています。

東海再処理工場におけるこれまでの技術開発は、主として工場の安全安定

運転を目指したものであり、これら運転・保守技術開発を通じて再処理技術の国内定着、技術基盤の育成に大きく寄与してきました。今後の東海再処理工場は、平成6年に改定された長計の趣旨を踏まえ、日本原燃（株）の六ヶ所再処理工場が操業開始を目指す2000年代初頭までの間は処理体制を維持しますが、同工場の操業開始以降は技術開発を主眼とする施設に移行します。

今後の技術開発の主要なものは以下の通りです。

① 新型転換炉使用済燃料の再処理に係わるデータ取得

新型転換炉原型炉「ふげん」のMOX使用済燃料の再処理を継続し、MOX使用済燃料の再処理に係わる技術データの蓄積を図ります。平成8年度の運転においては、「ふげん」MOX使用済燃料を約5.2t処理し、溶媒劣化に関する調査を行いました。

② 軽水炉MOX使用済燃料の再処理実証

軽水炉MOX使用済燃料の再処理については、基本的には既存の湿式法再処理技術の適用が可能ですが、軽水炉ウラン燃料に比べてプルトニウム量が増大することから、処理効率、臨界管理、溶媒劣化等の観点から東海再処理工場を利用して、集合体単位の実証を行うことを検討しています。

③ 高燃焼度使用済燃料の再処理実証

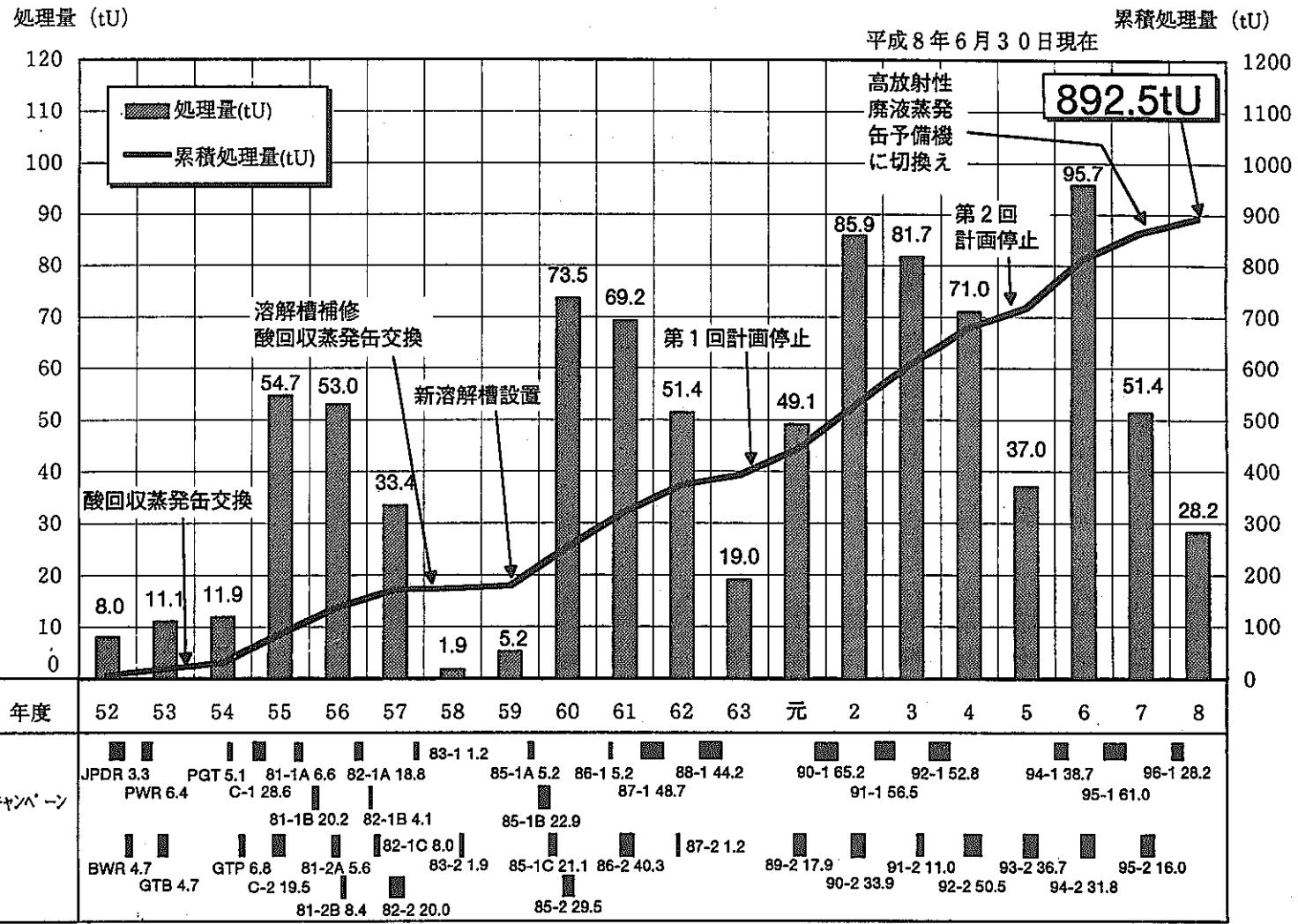
近年、軽水炉燃料の高燃焼度が進んでおり、そのような燃料の再処理に対応すべく東海再処理工場を利用して、集合体単位の実証を行うことを検討しています。平成8年度の運転からは、高燃焼度燃料処理に向けた各種データを収集し、高燃焼度燃料処理における再処理性能を評価します。

以上のほか、平成8年度においては、抽出器用新型界面計、運転支援エキスパートシステムなどの開発を行っています。また、多成分分析システムの開発や換気設備集中監視装置の設置など運転性能および安全性の向上のための技術開発並びに保証措置技術開発については今後とも継続して進

めます。

以上の主要な技術開発に加え、現在日本原燃（株）が建設を進めている六ヶ所再処理工場の運転に対しては、東海再処理工場の運転等によって得られた知見・経験を反映すべく技術協力をしています。

また、プルトニウム利用技術体系の確立を図る上で、高速炉燃料再処理技術開発は必須の課題であり、現在動燃事業団においては、プロセスおよび新型機器の工学規模でのホット確証のため、リサイクル機器試験施設（R E T F）の建設を行っているところでありますが、当該施設から発生する試験済溶液や廃液は東海再処理工場で処理する予定であり、軽水炉燃料再処理および高速炉燃料再処理相互の緊密な連携の下に再処理技術の効率的な開発を進める予定であります。



東海再処理工場の運転実績

### 3. 新型動力炉開発とプルトニウム利用

#### (1) 高速増殖炉開発

エネルギー資源の乏しい我が国にとって、準国産資源と言えるプルトニウム利用の実用化は重要な課題であり、高速増殖炉の開発はその根幹をなすものであります。昨年末、高速増殖原型炉「もんじゅ」において、2次主冷却系ナトリウム漏えい事故が発生しました。動燃事業団は、この事故を重大に受けとめ、事故で失った技術的信頼と社会的信用を回復すべく、現在、事故原因の究明に鋭意努力しているところであります。

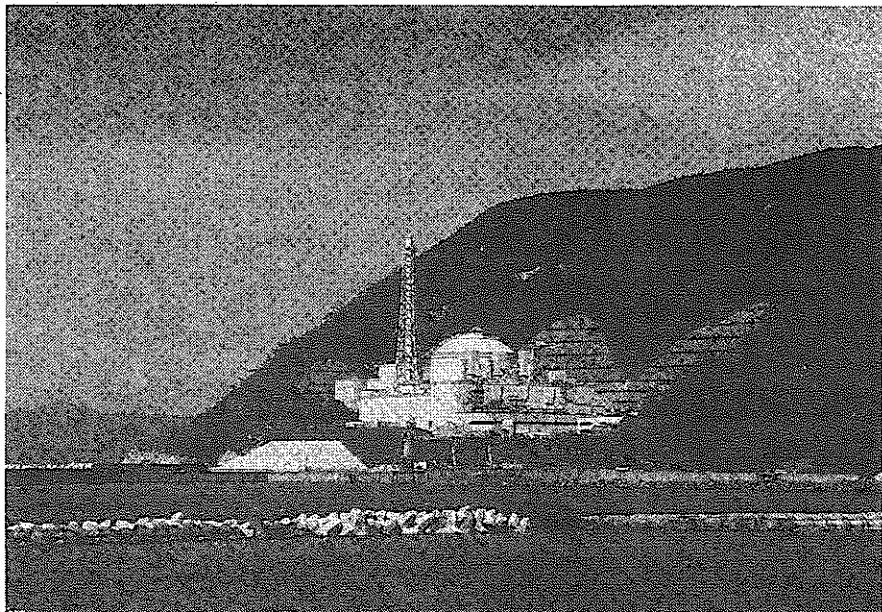
「もんじゅ」は、高速実験炉「常陽」の設計・建設・運転の経験および大洗工学センターでの研究開発をベースに自主開発で進めてきた技術の集大成であり、東海事業所でのプルトニウム燃料開発・製造とともに、動燃事業団の総力を結集したものです。「もんじゅ」は、試運転・運転・保守を通して安全性および信頼性を実証し、得られた技術成果を実証炉以降の研究開発に反映するとともに、FBR実用化へ向けた技術実証の場として、新しいFBR技術を生み出していく使命を担っています。

一方、「常陽」を始めとする試験施設およびソフトウェア開発部門では、平成6年に改定された長計に基づき、2030年頃までにFBR固有の技術体系を確立していくという長期的目標に向けて研究開発を進めています。「常陽」については、実用化に向けた高性能燃料及び材料開発を効率的に進めるために、照射能力、照射技術の高度化を図る「常陽」MK-III計画を推進中であります。FBR固有技術については、FBRの特徴を高温構造システム（ナトリウム技術を含む）、安全性、炉心・燃料という3分野に集約し、これらを活用した技術体系の確立をめざして研究開発を進めています。さらに、これらの固有技術を体系化していくための研究として、プラントシステム設計研究を進めています。

これらの研究開発を進めるに当たっては、仏国を中心とした欧州との研究

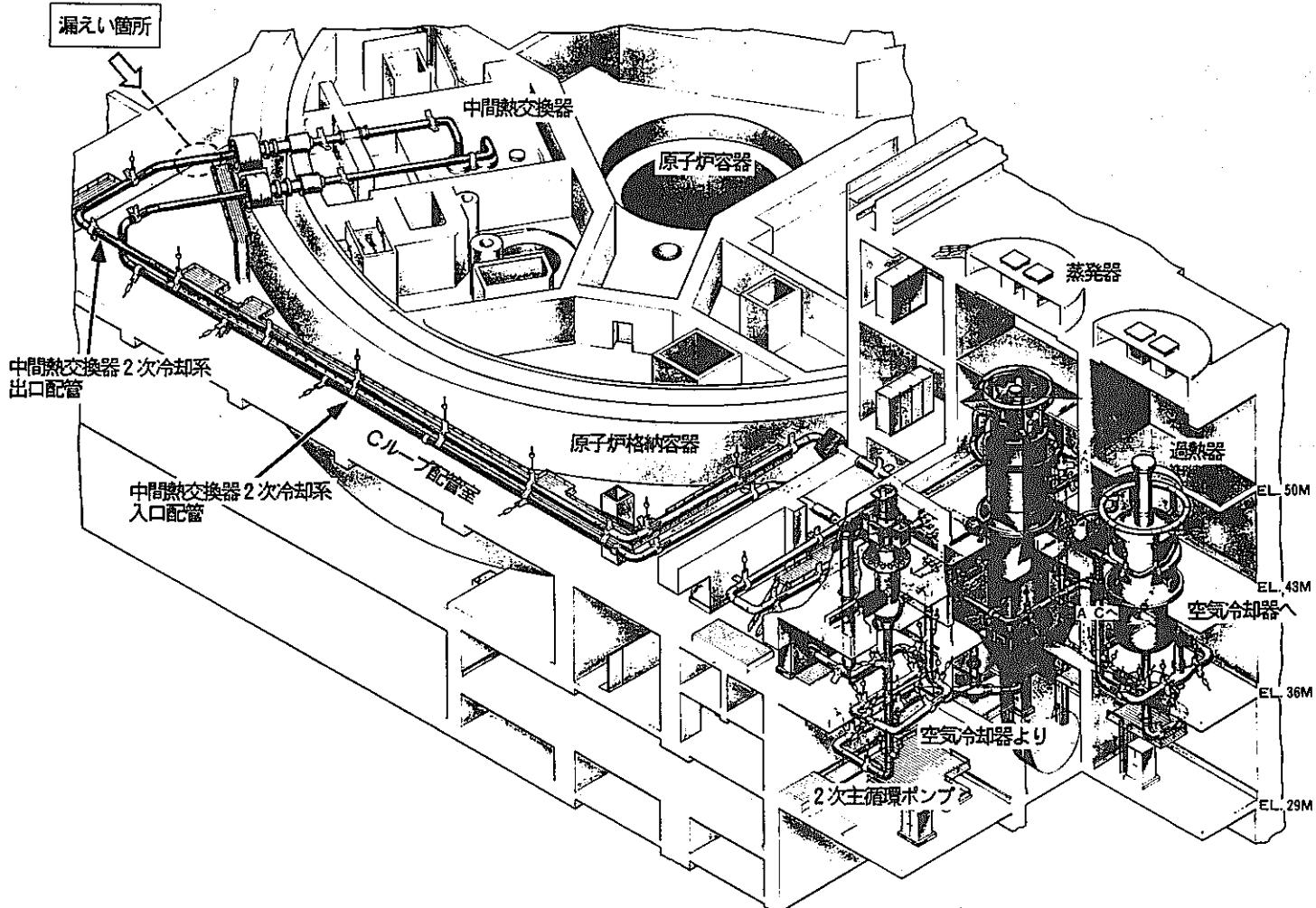
開発交流や人的交流を行っているほか、国際特別研究員制度によって経験豊かな欧米研究者を招聘するなど、国際協力を有効に活用しています。

実証炉関連の研究開発の実施に当たっては、動燃事業団、日本原子力発電㈱、電力中央研究所及び日本原子力研究所の4者で組織された高速増殖炉研究開発運営委員会で協議・調整を行っています。また、実証炉の建設主体である日本原子力発電㈱とは、人材の交流、技術情報の提供等幅広い技術協力を進めています。特に、実証炉の燃料・炉心の設計研究や炉心の安全性評価などについては、動燃事業団が分担して実施することとし、今年度から具体的な業務を開始しました。



高速増殖原型炉「もんじゅ」

- ① 「もんじゅ」での2次系ナトリウム漏えい事故の概要と原因究明作業  
昨年末に「もんじゅ」で発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について、動燃事業団では、全社を挙げて事故の原因究明に取り組んでいます。以下に今回の事故の概要、並びに、原因究明作業の概要を述べます。



「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故の状況  
(漏えい箇所)

### (a) 事故の概要

性能試験の一環である40%出力でのプラントトリップ試験のために原子炉出力を上昇中、昨年12月8日、2次主冷却系配管室（C）でナトリウム漏えいが発生しました。事故発生後、原子炉を手動停止するとともに、漏えいが発生した2次系および1次系のCループのナトリウムを抜き取り、現在、プラントは低温停止状態にあります。

漏えい箇所の調査の結果、本事故は、2次主冷却系Cループの中間熱交換器出口配管に取り付けられていた温度計のウェル（さや管）先端細管部が破損したことにより、0.7トン弱のナトリウムが漏えいしたものと判明しました。なお、周辺公衆および従事者への放射性物質による影響はありませんでした。

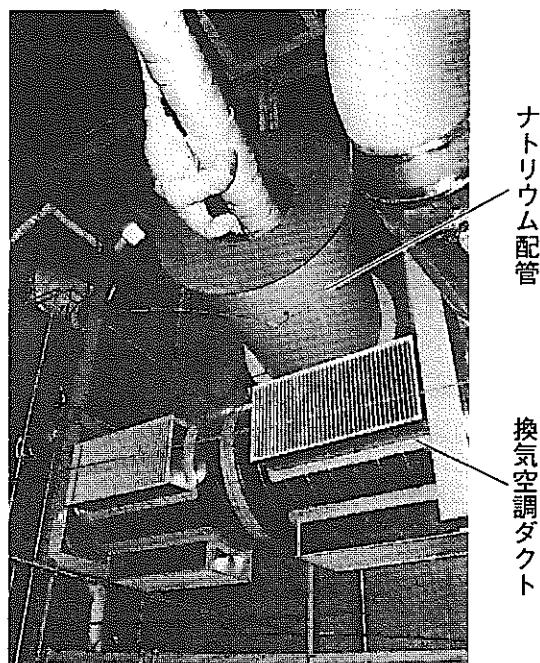
### (b) 原因究明作業

原因究明作業として、漏えい温度計部（回収された温度計さや管細管部を含む）の詳細調査、および流力振動に係わる試験・解析、並びにナトリウム漏えい燃焼に係わる試験・解析等を実施するとともに、2次主冷却系の各室に拡散したナトリウム化合物の回収・清掃作業、機器等への影響や健全性調査などを進めています。

温度計さや管の破損原因是、調査の結果、対称渦放出を伴う温度計さや管の流れ方向の振動による高サイクル疲労破損であることが判明しました。

漏えいしたナトリウムの影響に関する調査の結果、事故時のナトリウムの平均漏えい速度は約50g/secであること、破損した温度計部直下の鋼製の足場（グレーチング）に生じた損傷の主原因是ナトリウム酸化物と金属との高温化学反応と考えられること、漏えい箇所近傍の原子炉補助建物壁コンクリートに漏えいナトリウムの影響で変色等を生じたが構造強度等に影響を及ぼすものではないこと等が明らかになりました。また、ナトリウム漏えい燃焼挙動、空調ダクト、グレーチング等周辺設備

への影響を総合的に把握するため、ナトリウム漏えい燃焼実験－Ⅰ、および－Ⅱを実施しました。ナトリウム漏えい燃焼実験－Ⅱでは、床ライナーに「もんじゅ」事故では見られなかった損傷穴が認められるなど実機の状況と大きく異なる結果となりました。このため、実機と実験との条件の違いを含めて実験結果の分析を実施するとともに、詳細な検討を継続しています。



「もんじゅ」事故の原因究明作業  
(ナトリウム漏えい燃焼実験－Ⅱ)

## ② 「もんじゅ」建設の経緯

「もんじゅ」は昭和60年10月本格着工以来、順調に建設工事を進め、平成3年4月末には計画工程通り機器の据付を完了して、同年5月より総合機能試験を開始し、平成4年12月に終了しました。その後、性能試験を開始し、平成5年10月より炉心燃料の装荷を行い、平成6年4月5日に初臨界を達成しました。

平成7年8月には初発電を行い、順調に出力試験を開始しましたが、同年12月8日に2次主冷却系でナトリウムの漏えい事故が発生しました。

### ③ 事故発生までの「もんじゅ」性能試験の概況

「もんじゅ」の性能試験では、炉心に燃料を装荷して、出力がごく低い状態から定格運転状態に至るまでの間に、法令に基づく各系統設備の機能・性能に関する試験の他、原型炉として将来炉につなぐ技術の確証と展開を目的として、FBRプラントの特長的な技術課題に係わる試験および設計裕度評価を行い、今後のFBR開発の基礎となる実機データを取得・集約します。

性能試験は、プラント特性予備試験・臨界試験・炉物理試験・起動試験の4段階に分けて、試験状態を順次変えながら実施し、全体でおよそ130項目に上る試験を計画しています。

プラント特性予備試験は、平成4年12月から平成5年6月にかけて実施しました。臨界実験は、平成5年10月より開始し、平成6年4月5日に最小臨界炉心を、5月に初装荷炉心を構成しました。その後、炉物理試験を実施し、平成6年11月に終了しました。なお、炉物理試験の結果から予備的に評価した増殖比は約1.18となっています。

炉物理試験終了後、性能試験期間中の各設備の健全性を確認するための設備点検を行い、平成7年2月より起動試験に移行しました。

まず、核加熱による系統昇温を行い、水・蒸気、タービン系統の起動、調整を行う核加熱試験を進め、電力系統への初発電を平成7年8月29日に実施しました。

出力試験は、約40%、約75%および定格出力の各段階において、プラントの運転特性、制御特性、過渡特性等の性能確認・調整を行っていく計画でありましたが、40%出力でのプラントトリップ試験のために原子炉出力を上昇中であった平成7年12月8日、前述の2次主冷却系からのナトリウム漏えい事故が発生しました。

#### ④ 「もんじゅ」における研究開発

「もんじゅ」の試運転および運転は、安全・安定な発電技術を実証する目的に加えて、FBR実用化に向けた研究開発の一環として位置づけられます。このため、「もんじゅ」においては、以下のようなプラントに直結した研究開発を集中的に行ってています。

##### (a) 原型炉技術の総合評価

「もんじゅ」データと実績に基づいて設計技術、安全評価技術の裕度評価を体系的に行い、実証炉、実用化に反映するために、総合機能試験段階、性能試験段階および本格運転段階の3段階の計画で進めています。総合機能試験段階の評価は概ね終了し、性能試験段階の評価の一環として、炉物理試験データ等に基づき、炉心設計解析手法、主循環ポンプ設計技術等の妥当性評価を実施するとともに、増殖比評価における測定データの補正方法について検討を進めています。また、昨年12月に発生した2次系ナトリウム漏えい事故を踏まえ、漏えい対策設備等の評価を進めています。

##### (b) 炉心性能の向上

「もんじゅ」の炉心について、太径高密度中空燃料等によって高線出力化、高燃焼度化、運転サイクルの長期化等を図り、燃料サイクルコストの低減を目指すとともに、ブランケットの削除等の柔軟性のあるプルトニウム利用技術の検討を進めています。

##### (c) 運転・保守技術の高度化

運転・保守技術について、プラント運用における経済性、安全性、信頼性を向上させる観点から、運転・保守支援技術および制御技術並びにプラント異常診断技術を開発するとともに、実データを用いた信頼性評価手法の適用を検討しています。

##### (d) プラント（施設）の高度化

軽水炉と同等の炉内構造物の検査・補修技術を確保する観点から、ナ

トリウム透視型検査技術の開発を進めています。また、燃料交換時の作業の短縮、炉内での燃料のシャフリングによる燃焼度の向上を図るとともに使用済燃料の発生量の低減等を目指した燃料交換技術の検討を進めています。

#### ⑤ 高速実験炉「常陽」の状況

「常陽」では、昭和52年4月の初臨界以来、熱出力50MW及び75MWでのMK-I炉心（増殖炉心）運転を経て、昭和58年8月からMK-II炉心（照射炉心）として、熱出力100MWの本格的な照射運転を始め、本年9月末現在、累積運転時間約5万1千時間、積算熱出力約41億kWHを達成しました。

「常陽」は、FBRの実用化のために、燃料・材料の照射、運転保守技術の高度化等の使命を担っています。

まず、照射試験に関しては、FBRの実用化に向けた高性能燃料開発のための燃料・材料の照射試験を主体とし、他に日仏交換照射、日本原子力研究所との共同研究としての炭化物・窒化物燃料照射、大学連合からの受託照射等、内外のニーズに対応した試験を進めています。照射技術の開発では、再装荷機能を備えた温度制御型照射装置（MARICO）の開発を進めるとともに、より高度な照射を実現するため、ヒータ制御方式を用いたキャプセルをMARICOに組み込むための開発に着手しました。照射条件評価技術の開発では、照射量評価の高精度化、照射温度の精度向上に向け、原子炉ドシメトリー研究、リグ構造見直し、設計コードの改良に取り組んでいます。

一方、実用炉での目標燃焼度（15万～20万MWd/t以上）を踏まえた高性能燃料開発を目的に、「常陽」の高中性子束化と照射場の拡大等を図るための「常陽」高度化（MK-III）計画は、平成7年9月に熱出力を140MWに上昇するための原子炉設置変更許可を取得し、引き続きMK-III燃料集合体の製作及び中間熱交換器、主冷却器の設計製作に着手しています。

「常陽」のプラント運転は、平成7年5月10日から第11回の定期検査を

ていることを確認するための国の検査及び自主検査を実施するとともに、燃料交換機の保守性向上を図った新型燃料交換機への更新を行いました。

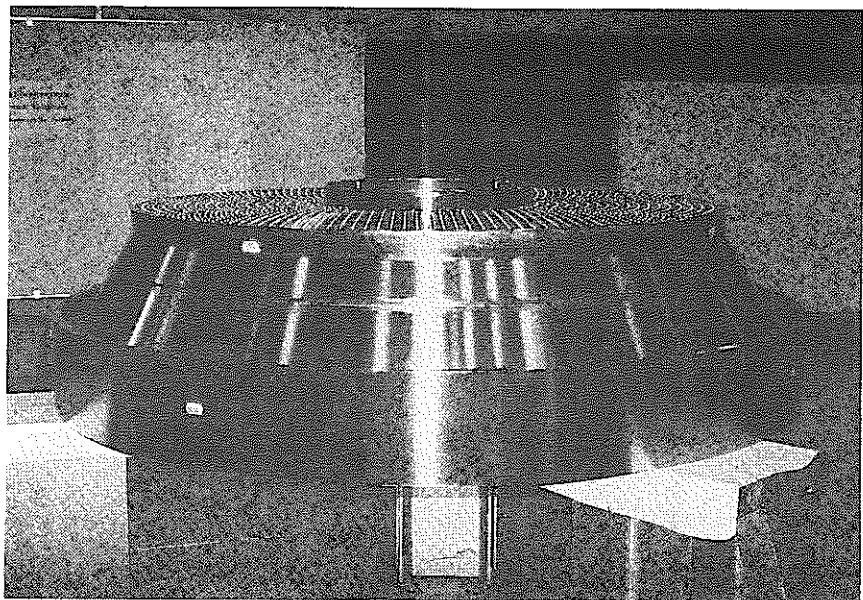


写真 「常陽」 MK-III計画 主冷却系機器類の製作  
(中間熱交換器上部管板)

また、「もんじゅ」漏えい事故に鑑み第11回定期検査と並行し、施設の点検、運転マニュアル類の再確認、さらにナトリウム漏えい防止対策、ナトリウム漏えいに対するプラント監視機能の充実、強化等の対応策の検討を進めています。

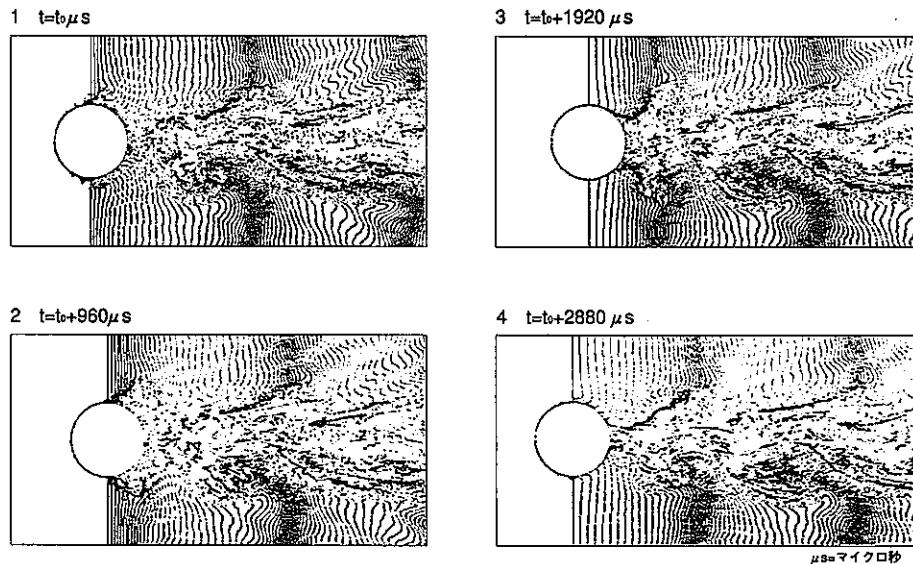
運転保守技術及びプラント管理技術開発に関しては、中性子束計算手法、 $\gamma$ 発熱量計算手法の高度化や、運転保守管理技術の高度化を図る一環として、A I技術を利用した運転支援システム及び保守支援システムの開発を取り組んでいます。また、高速炉信頼性データベースを拡充し、確率論的安全評価のための基礎データの提供を行っています。

## ⑥ 高温構造システムに関する研究

### (a) ナトリウム技術に関する研究

「もんじゅ」事故およびその後の原因究明作業の経験を踏まえ、これまでの研究開発で確立したナトリウム技術をさらに高度化することが重要と認識しています。ナトリウムの流動・伝熱およびその構造物への影響、ナトリウムの漏えい・燃焼挙動、ナトリウムおよびナトリウム化合物環境が材料に与える影響、ナトリウム中での計測技術等に関する研究を進めています。

ナトリウムの伝熱・流動に関しては、熱・流体・構造の挙動、さらには炉心の核的な挙動を統合して評価する統合シミュレーション技術の開発を進めています。また、大型のナトリウム施設を用いた試験としては、実証炉1号の研究開発として電力から国へ要望のあった原子炉冷却系総合試験について、試験装置の詳細検討を進めています。



ナトリウムの伝熱・流動解析  
(円柱の振動と円柱側面より対称に放出される渦の様子)

ナトリウム漏えい燃焼に関しては、従来の実験データを基に複合的な現象をマクロに解析する手法とは異なり、個々の現象についても忠実に再現することを目指したより汎用性の高い解析コードの開発を開始しました。また、基礎的な実験による個々の現象の解明を進めています。

ナトリウム漏えい時に、ナトリウム化合物が材料に与える影響としては、炭素鋼やステンレス鋼とナトリウム化合物との高温での化学反応に関する基礎試験を実施しています。

監視・計測技術に関しては、従来、ナトリウム中では計測が困難であった気液界面位置、気泡分布、流速分布等の計測を実現すべく、超音波を用いた計測法の開発を進めています。今後、ナトリウム漏えいの検知方法の高度化についても検討を行います。

#### (b) 構造、材料の研究

構造、材料に関しては、過度な保守性を排除した高度な高温構造設計手法を確立するための研究、構造物の寿命・余寿命診断技術の開発の一環としてのクリープ疲労損傷き裂の発生・進展メカニズムに関する研究、構造物が受ける荷重自体を緩和する方法の開発、構造上複雑な炉心の変形挙動を扱う構造解析手法の開発等を進めています。

例えば、荷重緩和技術に関しては、建屋水平免震技術と組み合わせて3次元的な免震効果を發揮するための機器上下免震技術として、コモンデッキ方式免震構造の概念に基づいた縮小モデルを用いた振動試験を行い、基本的成立性を明らかにしました。

また、炉心構造解析手法については、仏国CEAとの炉心耐震に関する共同実験等を実施しており、試験用炉心体系の変更、加振条件の設定等の試験準備を進めました。

### ⑦ 安全性に関する研究

#### (a) 炉心の安全性

炉心の安全性に関する研究としては、将来の高性能燃料の破損限界を

設定するための研究、燃料集合体内の局所的な異常が全炉心規模の損傷に進展しないことを確認するための研究、ナトリウムの自然循環による崩壊熱の除去や炉心の変形に伴う核的な負の反応度効果の投入等のいわゆる高速増殖炉の受動的な安全性に関する研究等を実施しています。また、高速増殖炉の炉心が有する安全裕度を調べる観点から実施する炉心損傷事故の評価に関しては、過度の保守性を排除した高度な評価手法を開発するとともに、適切な設計がなされた炉心においては炉心損傷事故が生じたとしても再臨界現象を想定する必要がないこと（再臨界排除）を示すための研究を実施しています。

例えば、燃料の破損限界に関連して、仏国の炉内安全性試験炉C A B R Iでの中空燃料の過出力試験や米国の高速実験炉E B R - IIを用いたO R T試験の試験後解析を実施し、中空燃料の過出力時の燃料破損限界が極めて高いこと等を確認しました。

また、炉心損傷事故に関する研究としては、日仏共同のC A B R I - F A S T計画（平成7年度で終了）により、中空燃料の破損挙動に関する知見を深めるとともに、評価手法の整備を進めました。また、平成8年度からの新計画（R A F T計画）の具体化を行いました。さらに、国際協力により解析評価手法（S A S - 4 A コード、S I M M E R - IIIコード）の高度化を進めており、この最新の手法を用いた実証炉の炉心安全性評価に着手しました。

高速増殖炉の実用化に向けて、安全性、経済性のバランスのとれた炉心設計を実現するためには、質の高い炉内試験炉で種々のデータを取得する必要があります。このため、炉内安全性試験計画（S E R A P H計画）の検討を実施しています。

#### (b) プラントの安全性

プラントの安全性に関する研究としては、蒸気発生器の健全性・安全性に関する研究、万一、仮想的な事故が発生した場合でもプラント外に

放出される放射性物質量は低いレベルに抑えられることを確認するための研究（ソースターム研究）を実施しています。

蒸気発生器の安全性に関連しては、伝熱管の高温ラプチャ挙動に関する試験を行うとともに、英國の高速原型炉 PFR で発生した大規模な伝熱管破損事故が蒸気ブローダウン特性などの PFR 固有の設計に起因したものであることを解析により明らかにしました。また、経済性の向上を目的とした 2 次系削除プラントの 2 重伝熱管蒸気発生器に関する伝熱流動試験を実施し、伝熱管の健全性を確認しました。

ソースターム研究に関しては、燃料からの FP 放出挙動の炉外ホット試験装置による予備試験をほぼ完了しました。また、FP のカバーガス中への移行挙動に関する基礎試験やナトリウムエアロゾル存在下での水素燃焼に関する予備試験を実施するとともに、炉内ソースターム挙動解析コード（TRACE）の検証を行っています。

#### (c) 確率論的安全評価（P S A）法の開発

確率論的安全評価（P S A）法の高度化を目的に、事故の事象推移や運転員の操作による状況の時間変化を考慮できる解析手法の開発を進めています。また、自己作動型原子炉停止機構（SASS）の信頼性定量化モデルなどの整備を進めています。

信頼性データベースについては、「常陽」等のデータ収集・整備を継続するとともに、機器信頼性データベースシステム（CORDS）に共通原因故障分析機能、機器故障率の更新機能を追加しました。また、大型炉モデルプラントへの P S A の適用研究を実施しています。

### ⑧ 炉心・燃料の開発

#### (a) 高性能炉心・燃料の開発

実用化に向けて、大型炉心の核特性や遮へい特性を精度良く評価する手法を確立するため、モンテカルロ法や六角体系用 3 次元輸送ノード法等最新の手法を用いた解析コードの整備を進めています。また、過去に

国際協力で実施した高速炉体系での実験（JUPITER臨界実験，JASPER実験）の評価を進め，核特性および遅へい特性に係わるデータベースの拡充を図っています。一方，窒化物燃料炉心については，FCAを用いた臨界実験を実施しました。

炉心・燃料設計手法の高度化については，炉心変形解析コード，炉内流量配分コードの検証・整備を行いました。また，英国の中空燃料照射データに基づく中空燃料挙動解析モデルの作成を行いました。

照射技術に関しては，エネルギー群構造の詳細化，炉定数更新などの炉心管理コードの高度化，炉心及び反射体領域の中性子照射量計算精度のデータベース作成，照射リグ内温度評価コードの改良，照射時の温度測定法の開発などを進めました。

#### (b) 高速炉炉心の多様化

マイナーアクチニド燃焼炉心のナトリウムボイド反応度の改善を目的とした検討，プルトニウム燃焼炉心のドップラー係数，燃焼反応度の改善を目的とした検討を進めました。また，核分裂生成物（FP）消滅炉心について消滅率を向上させる一方策として，ターゲット集合体をブランケット領域に配置する検討を行いました。

### ⑨ プラントシステム設計研究

FBRの実用化を目指し，安全性，信頼性および経済性のさらなる向上を図った実用プラント概念を創出・構築するとともに，さらに環境保全性や核不拡散性にも考慮した先進的核燃料リサイクル技術とも整合のとれた実用リサイクル炉心概念を構築するための大型炉設計研究と，リサイクルシステム技術を工学的規模で実証するための試験炉の開発を進めています。

大型炉設計研究については，マイナーアクチニド（アメリシウム，ネプツニウム，キュリウム）等を含有する混合酸化物燃料や窒化物燃料を使用した実用リサイクル炉心を設定し，その燃焼特性や炉心安全性の影響を定量的に明らかにしました。また，固体廃棄物の削除の観点から，ダクトレ

ス燃料集合体を採用した大型炉心の基本的概念を構築し、ダクトレス炉心特有の耐震特性、湾曲特性評価や成立性の検討を進めています。

## (2) 高速増殖炉燃料開発

FBR燃料の開発では、軽水炉と経済的に競合できる燃料サイクルコストを実現するため、燃料の高性能化を推進しています。燃料の高性能化の目標は、集合体取出平均燃焼度約15万MWh/t、線出力480W/cm以上に設定しています。これを実現するために、「常陽」、海外炉等での試験燃料の照射と運転用炉心燃料による性能確認試験を経て、段階的に実証していく計画です。

高性能燃料開発については、照射性能の優れた改良オーステナイト鋼被覆管と安全裕度および経済性の向上が達成できる太径中空MOX燃料を採用し、目標最大線出力480W/cm、集合体取出平均燃焼度9～10万MWh/tを目標にした燃料の照射試験を「常陽」等で継続実施するとともに、燃料設計に必要な基準類、物性データベースの拡充、燃料挙動解析コードの合理化を実施しています。

実用化を目指した長寿命炉心材料の開発では、極めて優れた耐スエリング（耐中性子照射）性と高温強度が期待できる酸化物分散型フェライト鋼（ODS）被覆管の合金設計、製造技術開発を仏国CEAとの共同研究を含め実施するとともに、「常陽」での照射試験を積極的に進めています。

また、FBR燃料の信頼性評価のため、非定常状態での挙動および破損時の継続照射挙動の把握を目的としたEBR-IIにおける日米共同の運転信頼性試験では照射試験を全て終了し、高性能燃料についての過渡条件での破損限界、燃料ピン破損の定量把握、安全評価指針等について総合評価を実施しています。

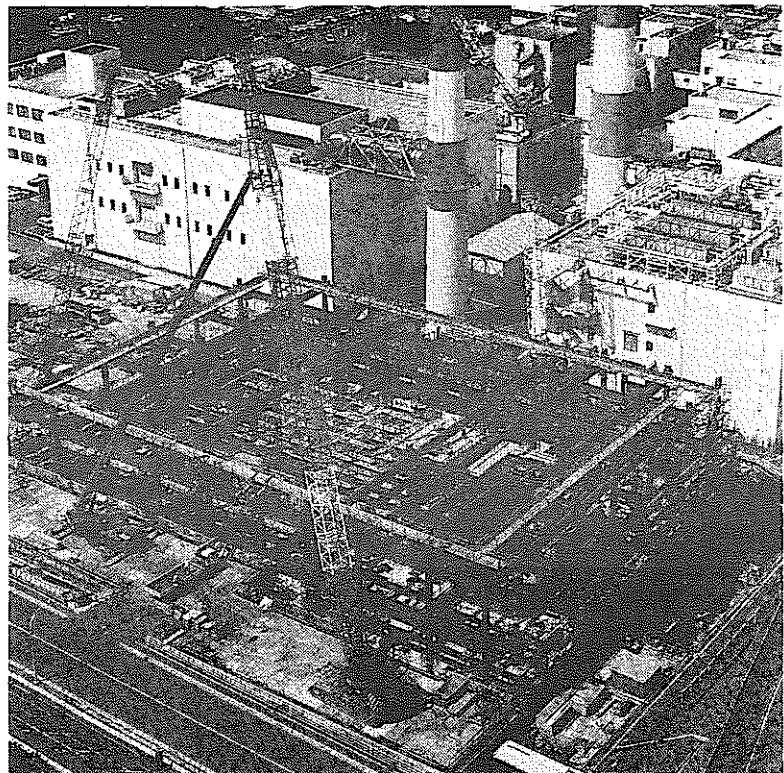
大型燃料集合体のバンドル挙動評価のための照射後試験の準備については、大洗工学センター照射燃料集合体試験施設（FMF）の増設部の総合調整試運転を継続しました。

### (3) 高速増殖炉使用済燃料再処理技術開発

高速増殖炉使用済燃料再処理（以下、「高速炉燃料再処理」と言う。）開発では、東海事業所を中心に進めてきた研究開発の成果を踏まえ、工学規模での技術の実証と将来プラントへの成果の反映を主な目的としたリサイクル機器試験施設（R E T F ; Recycle Equipment Test Facility）の建設が平成7年1月12日に本格着工し、建設工事を進めています。

昭和50年より開始したピューレックス法を基本とした高速炉燃料再処理についてのこれまでの開発で、工程機器およびプロセスの成立性の見通しをほぼ得ることができたと考えられます。しかしながら経済性・信頼性のある高速炉燃料再処理技術の確立のためには、要素技術の開発とともに、できる限り実際に近い条件で試験を行い、システムとしての最適化を図る必要があります。このための施設がR E T F であり2000年代初期のホット試験開始を目指しています。R E T F では、高速炉燃料再処理用の新型機器およびプロセスについて工学規模のホット試験を行い、機器の性能、遠隔保守性および信頼性を確認し、2000年代の早い時期に現行の湿式法に基づく再処理技術の確立を目指すとともに、これらの再処理試験を通して、「もんじゅ」の増殖性能の確認も合わせて行っています。

一方、経済性の向上、環境負荷の低減、核拡散抵抗性の向上を目指した先進的核燃料リサイクル技術の一環として、リン酸トリブチル（T B P）を使用するピューレックス法の改良および溶媒抽出工程から発生する廃液からのアメリシウム、キュリウム等のマイナー・アクチニド（M A）核種の湿式分離技術開発、新溶媒を用いたウラン・プルトニウムおよびM Aの分離回収についての技術開発、並びに金属、窒化物、酸化物燃料のいずれにも適用の可能性を有する乾式再処理技術開発を進めています。また、これらの技術によるプロセスの基礎的な実証などを効率的に行うため、高レベル放射性物質研究施設（C P F）の改造を行っています。



建設工事を進めるリサイクル機器試験施設

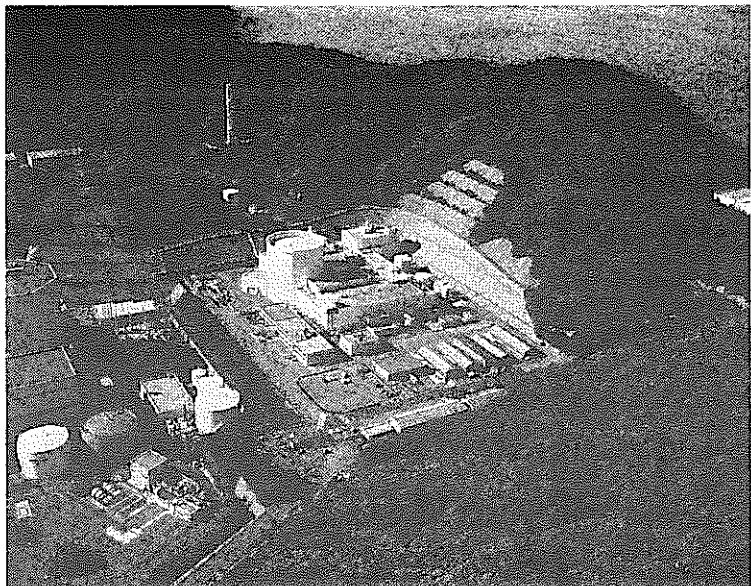
#### (4) 新型転換炉開発

##### ① 新型転換炉原型炉「ふげん」の現況

###### (a) 運転実績

新型転換炉（A T R）ふげん発電所（電気出力165MWe）は、昭和54年3月20日に本格運転を開始して以来、順調に運転を継続しており、本格運転開始から平成7年度末までの総発電電力量は約163億kWh、設備利用率は66.1%です。

この間、「ふげん」は安全・安定運転を継続しつつ原型炉としてA T Rの性能および信頼性の実証、運転保守技術の確立並びにそれらの高度化を図ってきました。



新型転換炉原型炉「ふげん」

平成7年度においては、第12回定期検査（平成7年1月6日開始）を計画通りに完了し、5月18日より運転を再開しました。その後、11月2日から11月24日にかけて燃料交換のための計画停止を実施し、平成8年4月22日より第13回定期検査に着手しました。

第13回定期検査では、原子炉施設や蒸気タービン等の各設備の点検・検査を行うとともに、主要改造工事として、予防保全、信頼性向上の観点から1次系冷却材の計測装置の更新、中央制御室換気系の変更、重水系機器の更新、配管ルートの変更等の改造等を実施しました。さらに、地震時に原子炉を停止するために従来から設けている水平方向に加え、鉛直方向地震加速度検出器を新たに設置しました。定期検査は計画通り進捗し、7月16日より調整運転を行った後、8月8日に総合負荷検査を受け本格運転を再開しました。

平成7年度の総発電電力量は約12.5億kWh、設備利用率は本格運転開始以来最高の86.2%を達成し、年間を通して安定な運転実績を残しました。

た。

なお、平成8年2月9日には、初送電開始以降の累積発電時間10万時間達成しています。

(b) MOX燃料の照射

「ふげん」は世界で初めてMOX燃料を本格的に使用した発電用熱中性子炉として今日まで世界有数のMOX燃料の使用実績を誇っています。平成8年8月末までに炉心に装荷されたMOX燃料の累積体数は638体（核分裂プルトニウム量で約1.1トン）に達しプルトニウム利用に係わる広範な技術体系の確立に寄与すべく着実かつ安定なプルトニウム利用実績を継続して蓄積しています。この中には、MOX燃料の高性能、高燃焼度化を目指した照射試験用燃料11体が含まれています。

また、高燃焼度燃料開発の一環としてMOX－ウラン・ガドリニア燃料の照射を継続するとともに、高耐食性燃料被覆管材等の照射を継続しています。なお、ATR実証炉建設計画の中止に伴い、確認試験として実施している国産圧力管材料等の照射試験はその成果のとりまとめを実施しています。

(c) 運転保守技術の高度化

「ふげん」では運転信頼性の向上、保守性の改善、被ばく低減等の観点から運転・保守技術の高度化を進めています。

主な項目は、AI（人工知能）技術等を適用した運転支援システムの開発、定期検査の効率化を目的とした保守支援システムの開発、被ばく低減化技術の開発等です。

平成7年度においては、運転技術の高度化技術開発として、AI技術を利用した燃料交換作業の自動化技術開発を完了し、実機に導入しました。引き続き原子炉起動操作の支援システムの開発等を進めています。また、使用済イオン交換樹脂の減容・安定化処理に係わる技術開発、被ばく低減化技術開発等を継続して実施しています。

(d) 実証炉建設計画の見直しに関する原子力委員会決定を受けての  
今後の計画

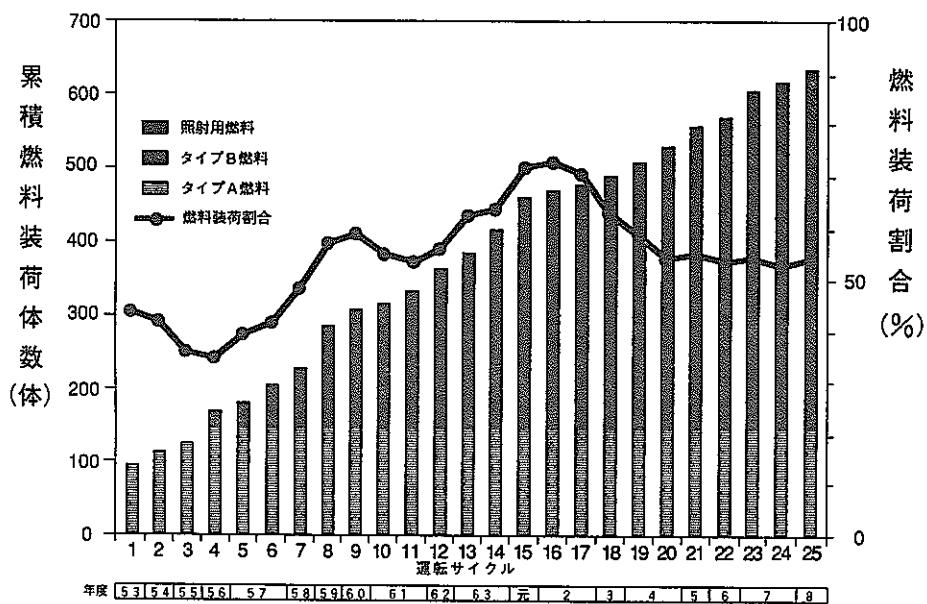
「新型転換炉実証炉建設計画の見直しについて」（平成7年8月25日原子力委員会決定）を受け、関係機関間で協議を進めてきた「ふげん」等新型転換炉関連施設の活用方策が、科学技術庁を中心とりまとめられ、12月8日に地方自治体および原子力委員会へ報告されました。これに関連し、「ふげん」の活用方策等に係わる技術的検討、調整を実施し事業団の方針策定に資するとともに、関連業務の見直し等所要の対応を行いました。

「ふげん」は、今後とも安全・安定運転を継続するとともに、これまでの順調なMOX燃料利用の実績等を踏まえ、今後、ATRの特長を活かしていくための調査・研究の実施、プルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設等として利用していくこととしており、その具体的展開を検討していきます。

(e) その他

科学技術庁の指導に基づき、プラントの安全性および信頼性のより一層の向上を図る観点から、定期安全レビュー（PSR）を実施することとしており、これらに係わる運転経験の包括的評価、最新の技術的知見の反映、アクシデントマネージメントに関する評価作業を実施しました。なお、これら評価作業は次年度も引き続き実施し、順次報告がとりまとめられ平成10年度には完了する予定です。

また、兵庫県南部地震に鑑み、原子力安全委員会で原子力施設に係わる耐震設計に関する関連指針類の妥当性について所要の検討作業が進められてきましたが、この対応として「ふげん」の耐震安全性に関する評価結果の取りまとめ作業を実施しました。



「ふげん」におけるMOX燃料の装荷実績

## ② ATRの研究開発

ATRに関する研究開発は、燃料、安全研究、原子炉基盤技術に係わる研究開発、ATRの高度化研究などの基盤研究と技術確証試験を実施してきました。ATR実証炉の建設設計画が平成7年8月25日の原子力委員会決定により中止されたことを受けて、基盤研究の内、実証炉および実用化に向けた研究開発は終了し、実施した範囲の成果を取りまとめます。また、

「ふげん」の運転のための研究開発は継続実施しています。電源開発㈱からの委託による技術確証試験は、委託元の電源開発㈱と協議の上、成果のとりまとめに必要な範囲に縮小し、総合評価を行うとともに、試験の終了に必要な作業を実施しています。なお、技術確証試験は、平成8年11月末で終了することとなりました。

### (a) 燃料に関する研究開発

燃料の高燃焼度化を図るためにMOX-ウラン・ガドリニア燃料につ

いて、「ふげん」において照射後、5体の照射健全性の確認（到達燃焼度40,000MWD/t）を実施しています。残り1体については最高燃焼度となる平成9年1月まで照射試験を継続する予定です。また、「ふげん」で照射済のセグメント燃料を用いたノルウェー・ハルデン炉における出力急昇試験を終了し、照射後試験を実施しています。

高性能・高燃焼度燃料（54本MOX燃料：最高燃焼度約60,000MWD/t）の「ふげん」における照射試験に向けて、核・熱水力解析コード、燃料設計コード等の改良整備、熱水力特性試験等を実施しています。

#### (b) 安全研究

高性能・高燃焼度燃料（54本MOX燃料：最高燃焼度約60,000MWD/t）の「ふげん」における照射試験に向けて、冷却材喪失事故時の健全性を評価するための下降管破断試験、主蒸気管破断試験等を実施しています。また、「ふげん」の事故時の安全裕度を評価するために、炉心損傷挙動評価、格納容器健全性評価、ソースターム評価、事故進展緩和等に関する手法の開発を行っています。

#### (c) 原子炉基盤技術に関する研究開発

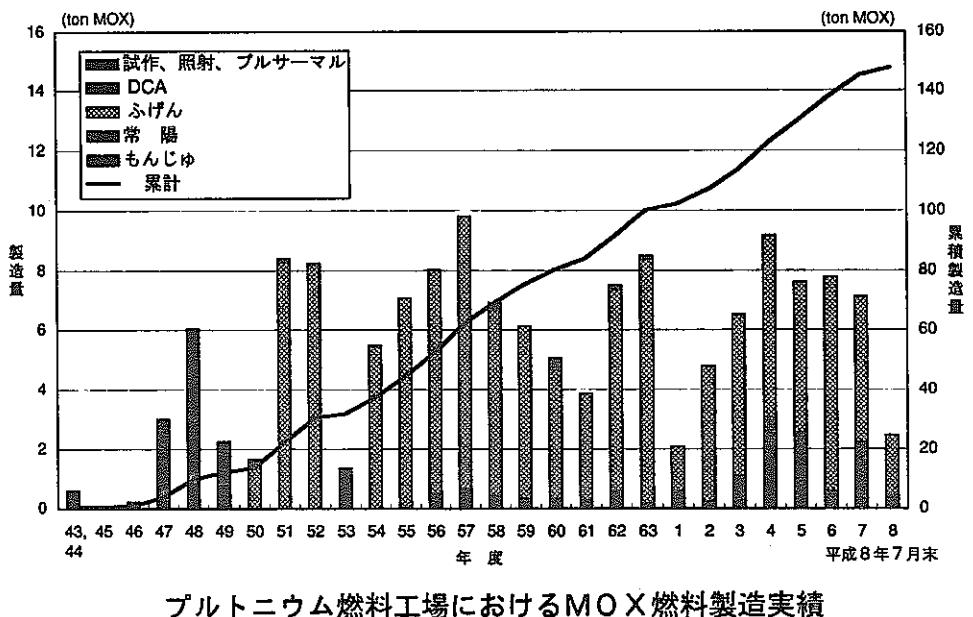
ATRの特有機器である圧力管の余寿命評価に関する研究については、評価コードの開発、圧力管の照射特性の評価試験（PIE）、水素化物非破壊測定技術等の開発を行っています。

### (5) プルトニウム燃料加工

#### ① プルトニウム燃料の製造技術開発

動燃事業団では、ATRおよびFBR用MOX燃料の製造を通し、プルトニウム取り扱い技術、プルトニウム燃料製造技術開発を進めてきました。

昭和41年製造開始以来、本年7月末までのプルトニウム燃料工場におけるMOX燃料製造の累積は、約148トンMOXに達しています。



プルトニウム燃料工場におけるMOX燃料製造実績

## (a) MOX燃料の製造

これまでの技術開発の成果を踏まえ、MOX燃料量産技術の実証および経済性の見通しを得るため、プルトニウム燃料製造施設において継続的に技術の開発及び実燃料FBR, ATRの製造を進めています。

FBR燃料製造については、第3開発室FBRラインにおいて、「もんじゅ」初装荷燃料の製造経験を基に、海外返還プルトニウムを用いた「もんじゅ」取替燃料の製造を行い、計画通り燃料集合体組立作業を本年3月に終了しました。引き続き、「常陽」取替燃料製造を実施しています。

本ラインでの運転を通して、燃料製造方法および工程に改良を加えるとともに製造設備の高度化等、製造技術開発を積極的に進めた結果、目標とした処理能力を達成できるようになり、MOX燃料の量産技術の見通しを得つつあります。

ATR燃料製造については、第2開発室ATRラインにおいて「ふげん」取替燃料の製造を着実に進めています。

第3開発室A T R棟は、 A T R実証炉の建設計画中止決定を受け、 新型MOX燃料製造技術開発施設として、 FBR高度化燃料開発およびMOX燃料の加工技術等の民間への円滑な技術移転を目的とした官民共同の技術開発の場として幅広く活用していく方向で検討を進めています。

(b) 燃料製造技術開発

MOX燃料の製造については、 経済性向上を図ることが実用化に向けた重要な課題であります。

動燃事業団では、 これまでに蓄積した経験や知見に基づき、 燃料製造技術の高度化およびプロセスの合理化等の開発を進めるとともに、 MOX燃料の高性能化（高線出力、 高燃焼度）に向けてFBR用中空ペレット燃料の製造技術開発を進めています。また、 製造工程設備のコンパクト化および高速自動化等の技術開発として本年度は、 混合造粒設備をはじめペレット仕上検査設備等の開発を行い、 現場据え付け工事を行いました。

これらの内、 ペレット仕上検査設備は、 従来、 外径密度選別、 外周研削および外観検査をそれぞれ別の設備で行っていましたが、 これらを集約した装置とすることにより合理化を図っています。さらに本設備は、 工程内滞留プルトニウム量の低減対策・メインテナンス性の向上を図ると同時に、 高速処理化を達成しています。本設備は従来設備と比較して処理能力で2～3倍程度に向上し設備設置面積上では約3分の1までコンパクト化しました。また、 設備の製作コストについても約4分の1まで低廉化しています。

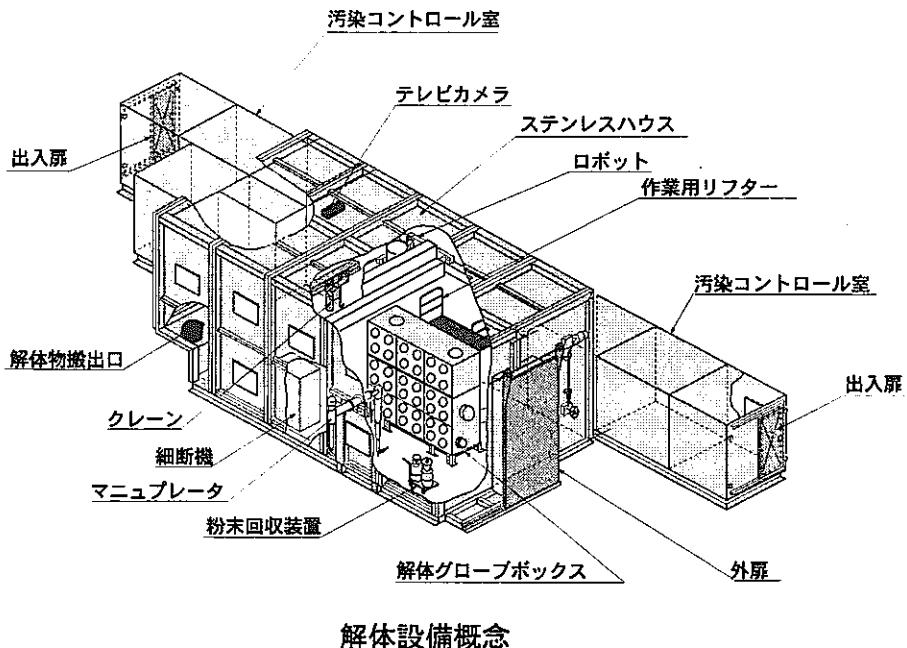
これらの設備は、 近々から供用を開始する計画であります。

(c) 工程内滞留プルトニウム量の低減化対策

製造工程内に滞留するプルトニウムを低減する対策として、 粉末飛散防止および粉末回収技術を取り入れた製造設備の開発を行うとともに

既存設備内のクリーンアウト作業および設備・機器の分解回収作業を進めています。

一方、老朽化した設備を安全に撤去・解体する技術開発も行ってきており、グローブボックスおよび内装設備をマニュピュレータおよびロボットによって遠隔解体を行う「解体設備」を開発しました。本設備は、本年5月から供用を開始しており、設備に滞留しているプルトニウムの回収にも役立っています。本年7月までに旧成型設備1台の解体を終了しており、引き続き、順次解体を進めていく計画であります。



#### (d) 周辺技術開発

MOX燃料製造施設で発生する核燃料付着物（プルトニウムやウランが付着した設備の解体物等）から、プルトニウム等の付着量を極力低減するために金属等除染設備の設計を実施しています。本設備は、金属類および難燃物を対象に超音波洗浄法による除染を行いプルトニ

ウム等を回収する設備であります。

また、プルトニウム利用体系の完結およびプルトニウムの有効利用の観点から、そのままでは原料粉末として再使用できない不純物を含む規格外プルトニウムを精製処理するための設備設計を実施しています。本設備は、熱処理等で粉末の不純物を除去した後、MOX粉末を固溶化処理するための前処理設備と固溶化したペレットを硝酸溶液で溶解し、精製、脱硝を行い、再び原料として使用できるようにするための湿式回収設備から構成されています。

## ② プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設は、混合転換施設、すなわち再処理工場で回収される硝酸プルトニウム溶液を硝酸ウラニル溶液と混合し酸化物の粉末に転換する施設ですが、本施設は昭和58年の操業開始以来順調に稼働しています。同施設においては、技術開発運転を通して転換技術の改良および高強度で長寿命化を図る観点からセラミックス製脱硝皿の開発等を進めるとともに「ふげん」、「常陽」および「もんじゅ」用原料粉の転換を行っています。本年7月末までの生産実績は、約5.5トンPuに達しています。

これらの実績を踏まえ、日本原燃（株）の六ヶ所再処理工場に本技術が採用されることとなっています。

## (6) 先進的核燃料リサイクル技術開発

動燃では、酸化物燃料・PUREX法湿式再処理を用いた高速増殖炉リサイクルシステムの開発を進めており、現在実証段階にあります。より一層の経済性の向上のみならず、核不拡散の強化、環境保全性を念頭においた高速炉技術体系の可能性をさらに追求することが重要であります。

そこで、再処理と燃料については、プロセスそのものの変更や、燃料の種類を豊富な実績を持つ混合酸化物から、高性能で安全性の強化が期待さ

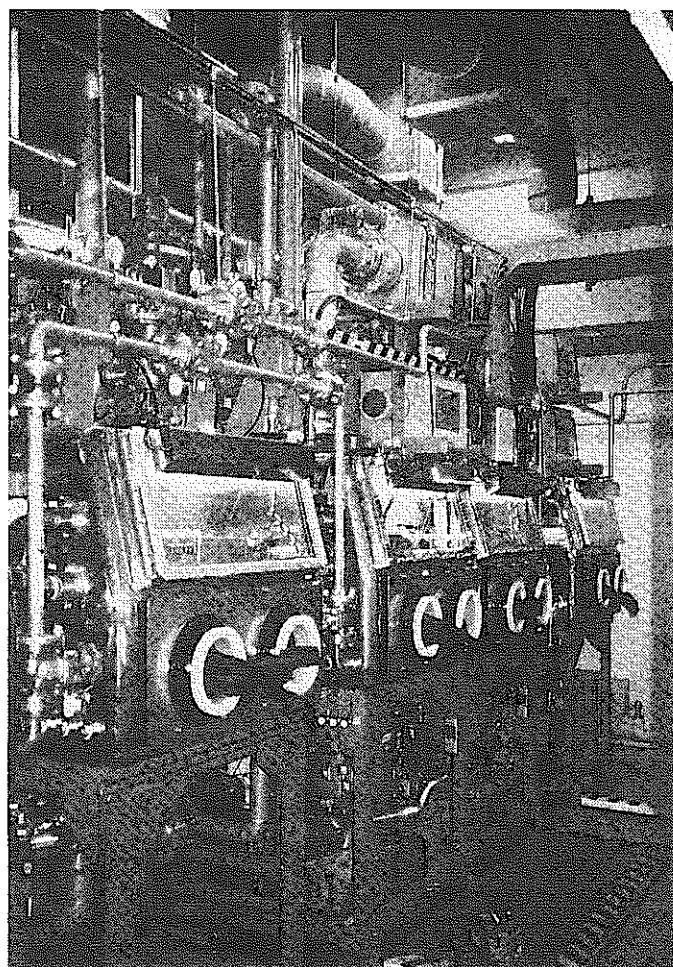
れる新しい燃料に変更することも視野に入れた先進的核燃料リサイクルの概念について、その成立の可能性を追求しています。

高速増殖炉の利用を前提とすれば、再処理においてウラン、プルトニウムから不純物を必ずしも高い分離効率で除去する必要はなく、また、ネプツニウム、アメリシウム等を燃料として使用することができます。そこで動燃では、P U R E X 法による湿式再処理をベースに分離回収工程の高度化、回収物の精製工程削除などを取り込んだ先進湿式再処理技術について、フローシート開発や晶析法等の補完技術の開発を含めた検討を進めています。また、先進再処理の有力候補である乾式再処理技術については、システム概念評価やプルトニウム系に係わる基礎試験を準備しています。これらの技術開発を既存の施設を有効利用して効率的に実施するため、ホットラボ C P F (Chemical Processing Facility) 等の改造を実施しています。

燃料開発では、酸化物燃料の他に、酸化物を上回る核的性能、安全性、照射挙動等が期待できる燃料として、窒化物燃料と金属燃料を候補に挙げています。いずれの燃料も、酸化物燃料と比較し、個々の優れた性能は認められているものの、具体的にそれらを総合的に実証したデータベースは少なく、工学的実証に至る研究開発が必要です。窒化物燃料については、原研との共同研究で原研で製造した短尺ピンの「常陽」照射試験を実施していますが、平成 6 年には動燃東海事業所に不活性雰囲気制御グローブボックスが完成し、各種物性試験、高燃焼度化のポテンシャルを実証するための「常陽」燃料照射等の準備を行っています。また窒化物燃料については、現状の高速炉炉心体系で基本的に利用可能ですが、受動的安全性が達成できる高速炉プラントの検討も行っています。

さらに燃料の製造法そのものの改良も検討しており、先進再処理に連動した振動充填法が有力な候補技術であります。振動充填燃料製造は、工程自体が簡素かつ連続的であり、遠隔自動化および経済性向上という目的に沿うものとして着目され、酸化物、窒化物等の顆粒燃料に対して適用可能

であります。国内メーカーではウラン試験が開始されています。動燃では、振動充填燃料の製造技術、照射性能評価、燃料設計などに関し、国内メーカーやスイスのポール・シェラー研究所（P S I）との共同研究を進め、必要な基礎データを取得し、技術を育てる計画を進めています。



窒化物燃料の研究開発  
(不活性雰囲気制御グローブボックス)

先進リサイクルのプラントとして、先進的湿式MOXプラントの概念を検討しています。精製サイクル数を大幅に削減した低除染型のPUREX再処理工程と遠隔自動振動充填燃料製造工程を一体化することで、抜本的に簡易化された酸化物燃料のバックエンドを実現しようとする構想です。これまでの設計研究から、大幅に簡素化された再処理工程と遠隔燃料製造のラインは、一貫した遮へいセルに配置することができるものと見込まれます。また、先進的湿式MOXプラントの建設費は、現行の湿式MOXプラントと比較し大幅な削減が期待できると試算しています。

先進的核燃料リサイクル技術を国内技術として定着発展させていくためには、施設の整備や、これを支えるための、基盤技術、専門の技術者の育成等が不可欠です。このため、動燃、原研だけでなく、大学、メーカー等、我が国の関係機関で適切な役割分担を決めるとともに、動燃、原研等のプルトニウム試験施設を、各々が有効に活用できるよう、開かれた制度の検討などが肝要です。また、先進的核燃料リサイクル体系を国際的なものに確立していくことが重要です。このため、すでに多くの技術開発の経験があるフランス等との協力を実施しています。

## 4. 放射性廃棄物処理処分研究開発

動燃事業団は、原子力委員会の方針に基づき、高レベル放射性廃棄物処理処分研究開発の中心的な機関として、研究開発を進めるとともに、再処理、MOX燃料加工等の核燃料サイクルから発生する多種多様なサイクル廃棄物を対象とした処理処分技術の研究開発を進めています。

### (1) 高レベル放射性廃棄物の処理技術開発

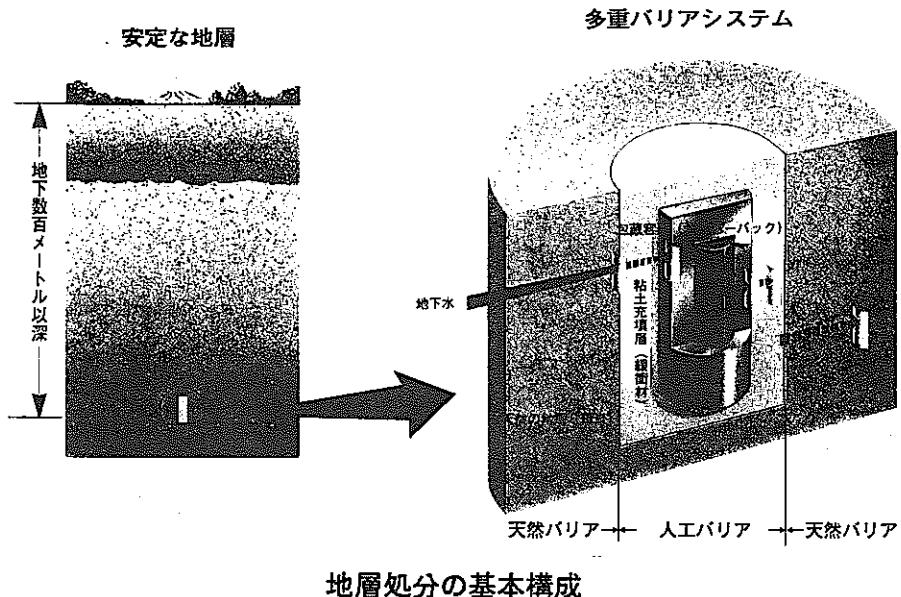
高レベル放射性廃液のガラス固化技術開発については、動燃事業団は、昭和50年から直接通電型セラミックメルタ（LFCM : Liquid Fed Ceramic Melter）に関する研究開発を開始し、機器およびプロセスの開発を目的とした工学試験、並びに、プロセスの性能確認と遠隔操作・保守技術の開発を目的とした種々のモックアップ試験を進めてきました。また、昭和57年12月からは高レベル放射性物質研究施設（CPF）において実廃液を用いたガラス固化試験を開始し、この高レベルガラス固化体を用いた特性評価試験を行ってきました。

これらの研究成果に基づき、ガラス固化技術開発施設（TVF : Tokai Vitrification Facility）の設計・建設を進め、平成4年4月末に建設が終了しました。平成4年5月から約3年半にわたるコールド試運転、ホット試運転により、設備・機器の性能および施設の安全性の確認を行い、平成7年12月に使用前検査合格証を取得し、開発運転に移行しました。なお、平成8年3月末でのガラス固化体の保管量は22本です。

### (2) 高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発

原子力委員会は、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の処分方策として、冷却のため30年～50年間貯蔵した後、地下深部の地層中に処分（地層処分）を行うことを基本方針としています。地層処分の目標は、人間が長期に亘って高レベル放射性廃棄物による影響を受けないよう安全に隔離すること

です。この目標を達成するため、人工バリアと天然バリアを組み合わせた多重バリアシステムによって安全を確保することが地層処分の基本的な考え方です。



地層処分研究開発の目標は、安全な地層処分が実現できることを科学的、技術的に明らかにし、国民の理解の醸成に資することにあります。動燃事業団における地層処分研究開発は、長期に亘る多重バリアシステムの性能を理論的および信頼性の高いデータに基づく解析により予測し、結果を評価する「性能評価研究」を中心にして、併せて「処分技術開発」、「地層環境条件の調査研究」をそれぞれ進めています。また、地層処分研究開発の基盤となる深部地質環境の科学的研究として「地層科学研究」を推進しています。

動燃事業団が平成4年9月に公表し、国へ報告した技術報告書（「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書－平成3年度」）に対して、国は「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の進捗状況について」と題した報告書を平成5年7月にとりまとめ、技術報告書の内容は概ね妥当であると評価するとともに、将来に向けての課題と進め方等を示しました。

平成6年に改定された長計では、動燃事業団は2000年前までに研究開発の成果を取りまとめ、これを公表するとともに、国はこの報告書を受け、我が国における地層処分の技術的信頼性等を評価することになっています。現在、この取りまとめの目標であるニアフィールド性能の定量的評価（人工バリアとその近傍の岩盤による核種の閉じ込め性能を定量的に明らかにすること）およびファーフィールド性能の概略的評価のために、東海事業所の地層処分基盤研究施設での試験や国際協力等を広範に展開するとともに、地層科学的研究に関しては、釜石鉱山での原位置試験および東濃鉱山とその周辺地域での調査研究を行っています。

また、本年12月には第4回地層処分研究開発報告会を開催することとしています。

### (3) TRU核種を含む廃棄物の処理処分研究開発

動燃事業団では、TRU核種を含む廃棄物の発生量低減・減容安定化のためにプルトニウム廃棄物処理開発施設において、プルトニウム燃料製造施設で発生する固体廃棄物の減容安定化処理技術の実証試験を行っています。また、TRU核種を含む廃棄物の除染技術の開発および廃棄物中に含まれる核種を測定するための非破壊測定法の研究開発を行っています。

また、使用済燃料の再処理、MOX燃料の加工により発生するTRU核種を含む廃棄物は、長寿命の核種が多く含まれることから、その処分に当たっては長期間に亘り人間の生活圏に影響を与えないように隔離する必要があります。

平成6年に改定された長計では動燃事業団を中心としてこれらのTRU廃棄物の処分研究開発を行うこととされています。現在、動燃事業団では、高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発の成果を活用しつつ、廃棄体、人工バリア構成等の相違に起因するTRU廃棄物の処分に特有な課題を中心とした研究を進めています。

## 5. 基礎・基盤技術開発

### (1) 分子レーザー法ウラン濃縮技術開発

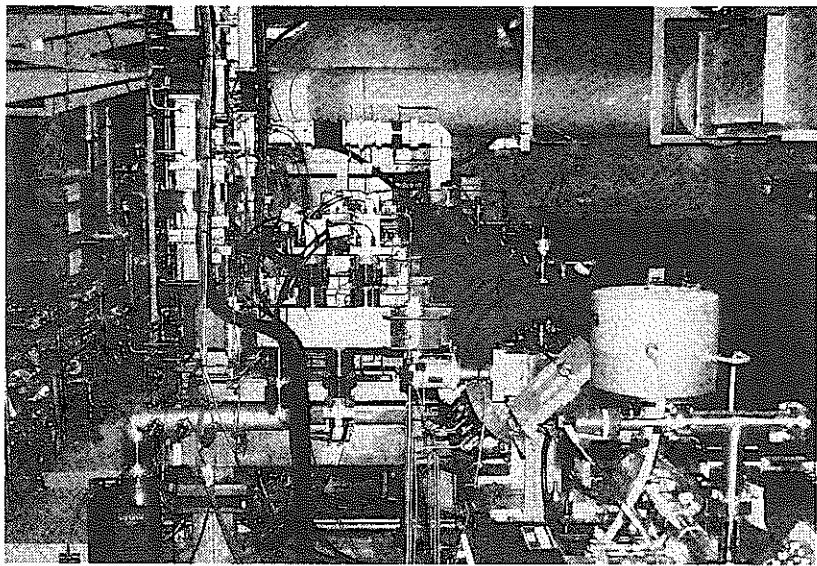
理化学研究所と協力し、赤外レーザーとラマンレーザーを組み合わせた分子レーザー法によるウラン濃縮技術開発を行っており、この内動燃事業団では工学実証試験を実施しています。試験では、工学規模で、プロセス特性の把握およびレーザー技術の向上に重点をおいて進めています。これまでの試験成果としては、一回のレーザー照射で軽水炉燃料の原料以上にまで濃縮が可能となる見通しが得られています。

### (2) 核種分離・消滅処理研究

加速器による核分裂生成物（F P）の消滅処理に関しては、ガンマ線による核変換を中心に種々の核変換方式について、理論解析を含めた消滅処理システム研究を行うとともに、ガンマ線源を得るための大電流電子線形加速器の開発を進めています。

平成 8 年 3 月より加速器入射部のビーム加速器試験を開始し、大電流加速の見通しを得ました。平成 9 年度から加速部を含めた全ての機器を用いたビーム加速試験を行う予定です。その他に、再処理工程における不溶解残渣からの有用金属の回収、超高温分離技術等に関しても基礎的なプロセス研究を行っています。

核種分離・消滅処理研究においては動燃事業団はフランス C E A との先進技術分野における協定に基づく情報交換を行うとともに、経済協力開発機構（O E C D / N E A）のオメガ研究計画に参加し情報交換を行っています。



大電流電子線加速器の入射部

### (3) 基盤技術

新型炉および核燃料サイクル技術の高度化、また、安全性、信頼性の向上を図るために、各プロジェクトに共通な基盤技術における研究開発のポテンシャルを高めることが重要です。

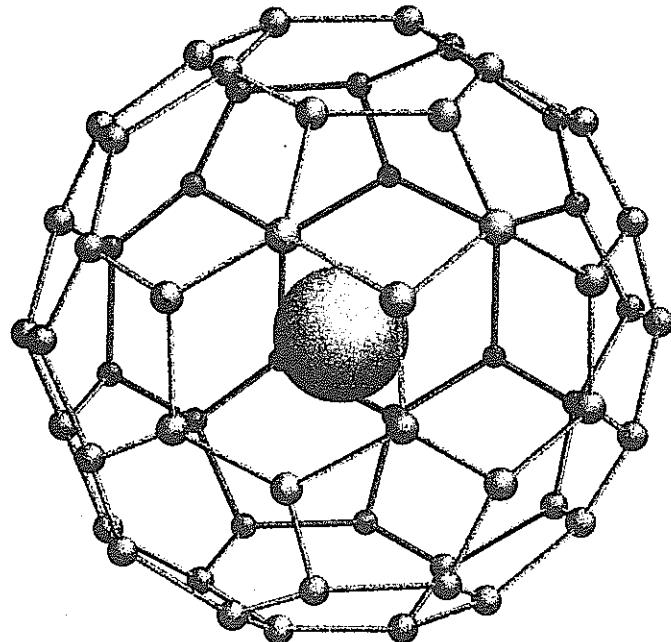
このため、動燃事業団では、以下の分野における人材の育成と併せて、国内外の研究機関、大学および民間企業との積極的な交流を行いつつ研究を進めています。

#### ① 新材料技術開発

次世代原子力プラントの経済性を大幅に向上させるために、高速炉用材料としてマルチコンポジット材料（複合機能材料）、透明放射線遮へい材等の開発を進めるとともに、各種ビームを利用した表面改質技術の研究を実施しています。

新機能材料として原子力分野への多くの応用が考えられるフラーレン、

ナノ粒子等の新炭素物質の創製研究を進め、特に、ウラン、トリウム等のアクチニド元素を炭素分子構造に内包した新物質を合成し、これらの原子力分野への応用に関わる基礎的研究を進めています。



新機能材料（フラーレン）

## ② ソフト系科学技術開発

高速炉等の原子力プラントの運転、保守に人工知能技術を利用することにより、運転制御およびプラント保守を人間の判断に極力頼ることなく自動的に行うことができる自律型プラントを目指した研究を進め、高速炉での自律プラントのシステム概念を具体化するとともに自律制御の基本概念をシミュレータ等を用いて検討しています。

また、原子力プラントの異常事象に対応する運転員の心理挙動を考慮した知的活動支援システムの研究も行っています。

## ③ レーザー利用技術開発

再処理工程の高度化および簡素化の可能性を探るため、光照射による溶

液中のプルトニウム、ネプツニウム等の原子価調整およびこれらの元素の分離、共抽出研究、核物質の光化学的溶解促進に係わる基礎試験を実施しています。また有用元素の窒素15を炭酸ガスレーザーにより分離する基礎プロセス研究も進めています。

④ 計算科学技術開発

高速炉等の原子力プラントで発生する多くの事象による相互作用や複雑な形状の境界内で発生する複雑現象、原子力用構造物の挙動とその劣化・損傷形態等を予測するため、超並列計算機等の高速計算機を利用したアルゴリズム、シミュレーション技術に関する開発を行っています。また、アクチニド化合物の量子計算科学に関する研究を行っています。

⑤ ビーム利用技術開発

新しい原子力材料特性を把握する手段として有効な陽電子ビームを電子線加速器で生成し、損失無く収束、輸送する技術について研究を進めています。

## 6. おわりに

プルトニウム利用の推進を巡る国際環境は、核不拡散等との関連、安全性、経済性の観点から依然として厳しいものであります。また、国内では、昨年末の高速増殖原型炉「もんじゅ」の事故を契機にプルトニウム利用の必要性、安全性に関する議論が高まっています。このような状況の中では、平成6年に改定された長計に基づき、安全と核不拡散を車の両輪にするとの視点を重視しながら研究開発に邁進し、着実な成果を上げて世に問うことが最も重要と考えます。

厳しい状況の中で、本年も、人形峠事業所のウラン濃縮原型プラントにおける回収ウランを原料とした再濃縮の開始、高速実験炉「常陽」高度化計画（M K－Ⅲ）のための主冷却機器類の製作の開始、新型転換炉原型炉「ふげん」の累積発電時間10万時間達成、リサイクル機器試験施設（R E T F）の建設工事の着実な進展、ガラス固化技術開発施設（T V F）における開発運転の開始等、新型動力炉と核燃料サイクルの研究開発に進展を見ることができました。これは、関係各界からの多大なご指導ご支援の賜物と感謝いたしております。

- 一方、今後に目を向けると長計に示されたように、研究開発の重要な課題は、
- ① 高速増殖炉等の開発、使用済燃料再処理の技術開発等プルトニウム利用技術体系全般の技術開発
  - ② 実用化を見通した高速増殖炉固有の技術の研究開発、先進的リサイクル技術に関する研究開発
  - ③ 高レベル放射性廃棄物処理・貯蔵・処分の研究開発  
に集約されます。

その実施に当たっては、21世紀を見据えて技術開発の幅に広がりを持ち、新しい国際社会の中で国際協調の重要性を認識し将来の核燃料サイクルの実用化に向けた技術開発センターとして、動燃事業団の特徴を活かし、技術的整合性と社会融合性に十分留意しつつ進めていきたいと考えています。

また、技術開発を進める中で、現在、各界各層の方々で、幅広い議論がなされています「原子力政策円卓会議」でのご意見等を踏まえて、動燃事業団としての役割を果たしていくことが重要であると認識しております。

今後とも各界各位のご理解とご支援をお願いいたします。

# 核不拡散と国際協力

副理事長 植松邦彦

1. はじめに	55
2. 核不拡散	57
(1) 核不拡散をめぐる最近の情勢	57
(2) 動燃事業団の取り組み	60
3. 国際協力の充実及び国内関係機関との連携強化	64
(1) 国際協力の充実	64
(2) 国内関係機関との連携強化、研究開発基盤の整備	70
4. 信頼回復に向けて	75
(1) 安全に徹した動燃	75
(2) 開かれた動燃	77
(3) 地元重視の動燃	81
5. おわりに	85

## 1. はじめに

昨年12月8日に高速増殖原型炉「もんじゅ」で2次系ナトリウム漏えい事故が発生し、その後の対応の不手際もあり、動燃に対する社会的信用と技術的信頼を著しく失う結果となりました。

それに先立つ7月には電気事業連合会から関係機関にATR実証炉計画の見直し要請があり、8月にはATR実証炉計画の中止が決定され、新型転換炉原型炉「ふげん」及びATR関連施設の位置づけに大きな影響を与えました。また、この中止決定は平成6年6月に原子力開発利用長期計画が決定されてから1年ほどが経過した時点がありました。

また、昨年以来米軍基地用地に関する国と沖縄県との間の問題など国の政策と地域住民との間の意志との乖離も国民的关心を呼んできていました。

このような大きな変化が起点となって、国民の間に動燃事業団に対する不信とともに、国の原子力政策への疑問が呈されました。

このような情勢の中で本年4月には福井・福島・新潟の三県の知事から今後の原子力政策の進め方について国民的合意の形成に向けて国が一層努力すべきであるとの提言が出されるに至り、国民各界各層の方々から幅広く意見を伺うために原子力政策円卓会議が開催されることとなりました。この中では原子力開発利用長期計画や従来の原発立地政策などへの疑問、政策決定プロセスへの国民参加及び情報公開への要望など様々な意見が提起されてきています。

更に、このような状況の中で、本年7月には石川県珠洲市において原子力発電所立地の是非を争点とした市長選挙が行われ、立致推進派の市長が当選される一方、同8月には新潟県巻町において原子力発電所立地への賛否を問う住民投票が行われ、立地反対が多数を占める結果となりました。

これらにより、現状では原子力政策のみに留まらず、国の政策と地域住民の意志との間の乖離の問題が顕在化し、間接民主主義と直接民主主義の関係など、政策決定プロセスに国民がどのように参加できるのか、どのように参加すべき

なのかなどの問題について国民的議論と言えるレベルまで到達した感があります。

一方、国際問題に目を転ずると、9月10日の国連緊急総会で議決されたが、今後の調印に未だ課題を残しているC T B T（全面的核実験禁止条約）締結問題、核兵器解体問題など冷戦構造終結後における核問題が立ちはだかっているとともに、欧米及び日本において原子力開発のテンポが停滞している状況の中で、中国などの発展途上国が原子力開発を積極的に進める様相が現実味を増し、その地域での原子力の安全確保が世界的な懸案となりつつある情勢です。

本年4月に開催された原子力安全モスクワサミットにおいては橋本総理が原子力安全のための国際協力の一環として地域協力の重要性を指摘し、特にアジアの国としての立場から本年中を目途に東京でアジア原子力安全会議を開催することを明らかにしており、我が国としてもアジア地域の原子力安全確保に積極的に協力していくことが示されています。

## 2. 核不拡散

### (1) 核不拡散を巡る最近の情勢

#### ① 世界の核不拡散動向

本年4月、原子力安全モスクワ・サミットが開催され、原子力安全問題の他、核不拡散問題についても討議され、安全を最優先にすること等を確認したサミット宣言、全面核実験禁止条約（C T B T）交渉の早期終結を確認した声明等が発表されました。また併せて、核兵器解体核物質の処置に関する専門家会合をフランスで開催することが決定され、本年10月末の開催に向けた各国の取り組みが進んでいます。この核兵器解体核物質、特にプルトニウムの処置に関連し、米国エネルギー省は本年2月、米国における50年間の取扱い実績等に関するレポート（プルトニウム：最初の50年）をとりまとめ、米国内のプルトニウム在庫量や余剰プルトニウム量等を公表するとともに、余剰プルトニウムの処置方策についてM O X燃料化、ガラス固化等を対象とした環境影響評価（案）を発表しました。

また、核軍縮の面で全世界が大きな関心を寄せているC T B T締結については、一部の国の反対によりジュネーブ軍縮会議での合意が達成できず、国連の緊急総会で圧倒的多数により決議案を採択することで一つの決着をみました。しかし、インド、パキスタン、イスラエルなどの調印が条約発効の条件とされていることから、条約が実際に発効するまでには未だ克服すべき課題が残されています。

一方、非核兵器地帯の設置については、昨年12月、東南アジア非核兵器地帯条約が調印されたのに続き、本年3月、仏、米等の核兵器国がラロトンガ条約を遵守する合意をし、4月にはアフリカ大陸非核兵器地帯条約（ペリングダバ条約）が調印され、従来のトラテロルコ条約と併せ、非核兵器地帯構想の拡大が進んでいます。

これらの核不拡散情勢の動向は、厳に原子力の平和利用に徹する我が国

としては大いに関心のあるところであり、積極的に核不拡散課題に取り組み、広く国際社会に貢献するとの立場から、昨年秋より科技庁主催による「核不拡散と保障措置に関する勉強会」が開催され、今春、今後の我が国の取り組みに対する提言が取りまとめられたところであります。

## ② IAEA保障措置の強化・効率化

IAEAは、イラク問題などを契機として未申告原子力活動を早期に探知するために、「特別査察の活用」や「設計情報の早期提出」などについて、理事会の合意を得るとともに、IAEA事務局は、1993年から1995年までの2ヶ年をかけて、IAEA保障措置の有効性及び効率を改善するための方策（「93+2計画」）を技術的、財政的及び法的観点から保障措置実施に関する常設諮詢委員会（SAGSI）の協力を得ながら検討を進めてきました。

本計画には、①国内計量管理制度に関する情報や過去及び現在の原子力活動に関連する情報等の申告（拡大申告、環境モニタリング、情報の解析方法の改良を含む）、②査察官が立ち入れる場所の拡大（強化立入、無通告立入の活用等）、③現行システムの最適利用等の強化及び効率化、が含まれています。

IAEA事務局は、「93+2計画」の個々の方策を、現行の保障措置協定内で実施可能な方策（パート1）と、実施のためには新たな法制措置が必要な方策（パート2）とに分けて検討してきましたが、そのうちのパート1が、1995年6月の理事会で合意されました。パート2については、1996年12月を目途に保障措置協定議定書でこれを明確にするための作業を実施中です。

## ③ 国際プルトニウム管理

プルトニウム平和利用計画のスローダウンや核兵器解体に伴うプルトニウムの発生が予測されることから、余剰プルトニウムの発生が国際的に懸念されるようになり、1992年12月、プルトニウムの管理に関するIAEA

非公式会合（核兵器 5ヶ国、日本、ドイツ）が開催されました。

本会合は、翌年11月に再度開催された後、検討の形態として関係国（核兵器 5ヶ国、日本、ドイツ、ベルギー、スイス）のイニシアチブ（IAEAはオブザーバー）により開催されることにより、1994年2月より1996年6月までに計9回の会合が開かれています。会合では、プルトニウム利用に関する透明性の向上を図るために仕組みについての検討がなされ、これまでに参加国の毎年末時点の分離プルトニウム量（100 kg単位）及び使用済燃料中のプルトニウム量（1 t 単位）を共通の様式によって再処理施設、加工施設、原子炉施設等の区分ごとに公表することが合意されている他、プルトニウムの管理に関し、核不拡散、核物質防護、保障措置、国際移転、情報開示等について定めたガイドラインについても各国の検討努力により大筋合意が得られています。

なお、我が国ではこの合意に先立ち、平成6年から原子力白書上に前年度末における分離プルトニウム量及び原料となる酸化プルトニウムの年間使用状況をキログラムオーダーで公表しています。



「核不拡散国際フォーラム」の模様

## (2) 動燃事業団の取り組み

### ① 核不拡散全般

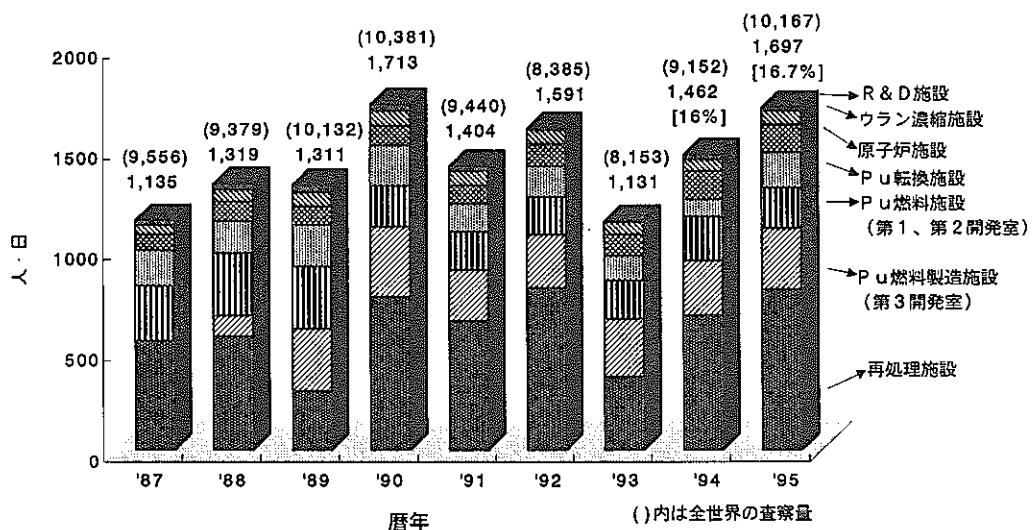
動燃事業団は「安全と核不拡散は車の両輪」を業務運営の基本方針に掲げており、核不拡散分野の基盤整備・強化に向けた対応を図ることが重要と考えています。具体的な活動としては、核不拡散対策室を平成3年に設立して以来、核不拡散情勢の分析、年次行事としての「保障措置強化月間」の開催、保障措置実施状況の巡視、核不拡散関連の講演会の開催等、実績を積み重ねてきました。特にこの一年間においては、昨年度発足させた外部有識者を中心とする「核不拡散対応研究会」はその後8回の会合を重ね、研究を深めています。事業団業務への理解と透明性向上を図るための一策として、事業団の核不拡散関連情報をインターネットを利用して発信することを試験的に開始し、近々、海外向け発信も併せ正式にスタートさせる予定です。また、昨年秋には「核不拡散対応研究会」と共催で「核不拡散国際フォーラム」を開催し、NPT新体制における原子力平和利用に係る核不拡散上の課題等について専門家を中心に活発な議論が行われ、内外より評価して頂いています。本年11月にはその第2弾として、原子力平和利用にとっての世界環境やアジア地域と核不拡散等をテーマとした議論を予定しています。

さらに国際的な協力としては、米国エネルギー省と共同で「常陽」を用いた遠隔監視技術の実証試験や透明性の概念研究を進め、核不拡散分野における技術の向上を図っているほか、国を通じた協力としてプルトニウムの国際管理に関する検討やカザクスタンのBN-350(FBR)の計量管理システム等に対する技術援助を行っています。

### ② 保障措置

動燃事業団は、転換、濃縮、再処理、MOX燃料加工等の核燃料サイクル施設はもとより、高速増殖原型炉「もんじゅ」をはじめ高速実験炉「常陽」、新型転換炉原型炉「ふげん」等、原子炉を含む核燃料サイクル全般

にわたる施設を保有しています。これらの施設では、多量の核物質を取り扱っているため、国は勿論のこと IAEA の主要な査察対象となっており、昨年事業団が受けた IAEA の査察量は、IAEA の全査察量（10,167人日）の約 17% を占めております。



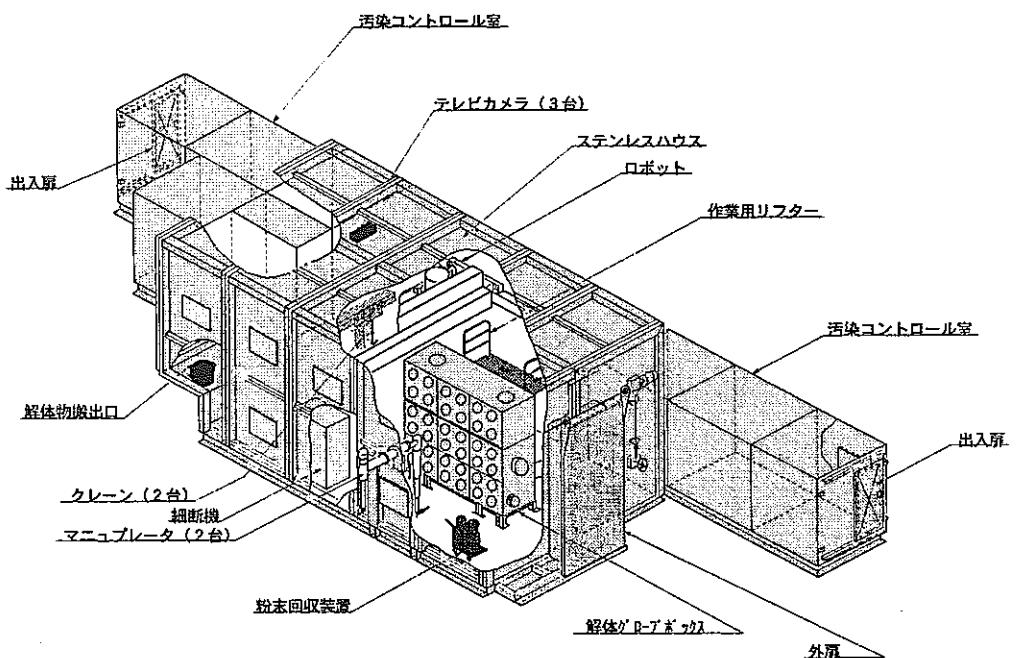
### 動燃施設に対する IAEA 査察実績

一方、事業団では、原子力の平和利用を進める立場から、IAEA の保障措置が効果的・効率的に実施・運用されるために、日常の査察活動及び保障措置技術開発の分野で、これまでの経験を活かし、積極的に支援・協力をを行うとともに、一層国際的に信頼性のあるものとして受け入れられるよう適切な保障措置体系の確立に向けて努力しています。特に、保障措置技術は、査察機器等から得られる情報の真正性が求められていることから、事業団は、第 3 者機関である米国エネルギー省 (DOE) 等との間で保障措置技術開発協力協定を締結し、①遠隔制御非破壊測定技術、②封じ込め／監視システムの真正性評価技術、③MOX 利用炉における燃料の流れの検認技術等の保障措置技術の開発を進めています。さらに、分析技術の改善・向上、近実時間計量管理 (NRTA) システムの開発等を IAEA と

進めています。これらの技術開発の成果として、すでに多くの機器が国及び IAEA に提供され、各施設の査察現場で実際に使用され、国及び IAEA の保障措置実施において多大な効果が得られています。

また、現在、日本原燃㈱が青森県六ヶ所村に建設を進めている大型再処理施設の保障措置システム構築のため、東海再処理工場及びプルトニウム転換技術開発施設での経験を基に日本原燃㈱と締結している技術協力協定に基づき、保障措置に係る技術支援を積極的に進めています。

なお、1994年5月に提起されたプルトニウム燃料第3開発室におけるプルトニウムの工程内滞留問題については、工程内滞留が発生しにくい新設備の導入、機器の分解掃除、回収作業の強化等の取り組みをした結果、昨年9月の国及び IAEA による実在庫検認時で、当初の約3分の1（約25 kg）まで低減することができました。その後も回収作業を進めると同時に、本年度当初より旧グローブボックスを解体して回収するためのグローブボ



グローブボックス解体設備鳥瞰図

ックス解体設備の導入により着実に改善を図っており、今秋には技術的に可能な範囲まで滞留量を低減する予定です。

### ③ 核物質防護

事業団は、核燃料リサイクル技術開発のため、核物質の種類や量、化学的形態、物理的形態等が異なる様々な核物質を取扱っています。核物質を取り扱う施設の内、プルトニウムを2kg以上取扱う施設については、法律上、核物質防護措置を最も厳しく規定されている区分Ⅰの施設として管理しており、その他の施設についても、法律に従って核物質防護の区分を設定し、適切な核物質防護措置を施しています。核物質防護措置については、定常的な管理によって機能の保全を図るとともに社内で巡視チームを編成し、自主的な点検を行い、これらが適切に運営されていることを確認しています。

核物質を輸送する場合の核物質防護措置は、国際的にも慎重な対応が求められています。これについては、輸送情報の適切な管理、連絡通報体制の充実及び自主警備により実施しています。また、状況に応じ、公安当局に警備をお願いして慎重を期しています。

核物質防護は、最近の原子力利用における情報公開、透明性向上の流れの中で、その役割が増加していると認識しており、核物質防護の観点からの警備、情報管理の必要性について理解を求めるために努めていきたいと考えています。

### 3. 国際協力の充実及び国内関係機関との連携強化

#### (1) 国際協力の充実

高速炉、再処理、プルトニウム利用に関する自国における研究開発及び、国際協力を行わないとする米国政府の方針により、昨年、「高速増殖炉協定」を「原子力技術の協力」に改訂、米国との従来の協力関係の見直しを行いました。又、動燃の強力なパートナーであった英國原子力公社が本格的な民営化を迎え、BNFLが英國における原子力の研究開発の中心的な役割を占めつつあることなど、欧州との協力関係も大きく変わりつつあります。

日本の対ロシア支援政策については、事業団は大きな役割を果たしつつあり、又、対アジア諸国との関係については、将来アジア諸国の経済向上に伴う原子力依存度が高まる可能性もあり、今後、協力可能性の検討が必要とされております。

このように、事業団を取り巻く国際環境は、大きく変動しつつあることから、国際情勢を十分に把握しつつ、国際協力を進めるとともに、国際貢献を図っていくことが事業団に求められている役割であると認識し、国際協力の諸活動を展開していきます。

##### ① 欧米との協力

###### 1) 米国との協力

事業団は、現在、エネルギー省との間で、原子力技術、放射性廃棄物管理、及び保障措置・核不拡散の3分野において協定を締結し、協力を行っています。

- イ) 昨年4月に改訂された原子力技術協力協定については、協力の具体的内容の検討を行っています。
- ロ) 放射性廃棄物管理の分野では、専門家会合による情報交換や高レベル放射性廃棄物処分の性能評価に係る共同研究を実施しており、今年12月に協定の更新を予定しています。

八) 保障措置・核不拡散技術開発については、査察機器からの情報の真正性確保、及び核物質の透明性向上のための各種共同研究を行っています。

その他、ブルックヘブン国立研究所とは、消滅処理研究の分野において協力をしています。

## 2) カナダとの協力

カナダとは、従来より、カナダ原子力公社（A E C L）及びオンタリオハイドロ社と重水炉についての協力をしています。また、放射性廃棄物処分の分野関連では、A E C Lとの協力協定の下で、地下研究施設（U R L）を利用した共同研究や定期的な専門家会合による情報交換を行っています。

## 3) 欧州との協力

フランスとの協力では、フランス原子力庁（C E A）との先端技術協定及び日欧高速炉協定の下で、高速炉、放射性廃棄物、プルトニウム燃焼等のリサイクルに関する協力を行っており、①高速増殖原型炉「フェニックス」と「もんじゅ」の技術交流、②その他の分野での専門家の相互派遣、③先進リサイクル技術を含む各分野における専門家会議による情報交換及び共同研究等を実施しています。また、フランス電力公社（E d F）との情報交換協定に基き、高速増殖炉「スーパーフェニックス」と「もんじゅ」の運転及び保守経験に関する情報交換を行っています。

英国との協力では、英國原子力公社（U K A E A）との高速炉協定及び先端技術協定に基き、高速炉及び放射性廃棄物の分野において、引き続き、共同研究等の協力をしています。B N F Lとは、研究開発分野での協力の可能性について検討を行っています。

ドイツとの協力では、カールスルーエ原子力センター（F Z K）との高レベル放射性廃棄物管理に関する協力協定の下で、ガラス固化分野の

専門家会合の開催等を行っています。

スイスとの協力では、スイス放射性廃棄物管理共同組合（NAGR A）との放射性廃棄物管理に関する協力協定に基き、地下研究施設を利用した高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する共同研究を行っています。

スウェーデンとの協力では、地下研究施設（HRL）計画に引き続き参画し、高レベル放射性廃棄物の地層処分研究に関する研究を行っています。

昨年度は、以上の欧米諸国との二国間協定に基いて、動燃事業団から海外への長期駐在者を11名派遣し、事業団への長期駐在者を6名受け入れました。

その他、事業団は、今年6月より、スイスNAGRA、フランス放射性廃棄物管理庁（ANDRA）、及びベルギー王立原子力研究センター（CSK/SCN）等が参画する堆積岩を対象とした高レベル放射性廃棄物地層処分の国際共同研究モンテリープロジェクトへ参画することになりました。

#### 4) その他の国、国際機関に対する協力

旧ソ連・東欧諸国への協力については、日本政府の方針に基き、原子炉の安全性及び信頼性の向上等の分野において、二国間及びIAEA、OECD/NEA等の国際機関を通じた協力をしています。

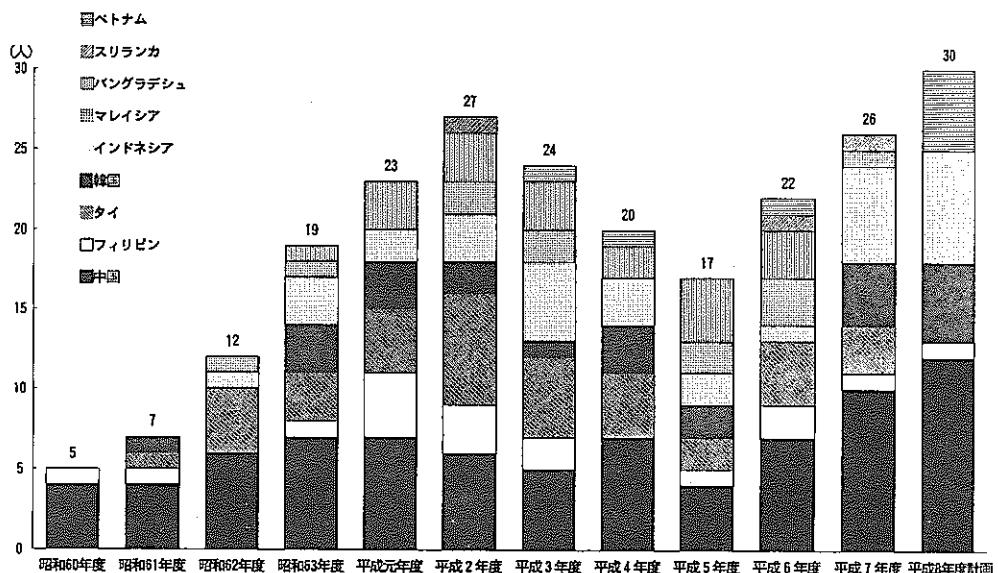
ロシアの核兵器開発に従事していた研究者の民生用研究への転換を支援するため、モスクワに設立された国際科学研究センター（ISTC）についても、積極的な協力をしています。

また、IAEA、OECD/NEAに対しては、事業団から職員を派遣しており、これら国際機関の専門家会議等には、多数の専門家を派遣しています。

#### ② 近隣アジア諸国との協力

高度の経済成長に伴い、原子力の利用が進みつつある近隣アジア諸国に対する協力として、事業団は、昭和60年度より開始された科学技術庁の原子力研究交流制度に基き、中国、韓国、アセアン諸国（フィリピン、タイ、インドネシア、マレーシア、ベトナム）、バングラディッシュ、及びスリランカの9ヵ国を対象に、ウラン資源開発技術や原子炉安全工学、放射線安全管理、放射性廃棄物管理研究、及び保障措置技術の各分野において、毎年約20～30名の研究者の受け入れ並びに毎年十数名の動燃技術者の派遣を実施しています。

昨年度の実績としては、中国、韓国、タイなどから、東海事業所、大洗工学センター、東濃地科学センター、人形峠事業所、ふげん発電所に合計26名（累計202名）の受け入れを行いました。



原子力研究交流制度 受入実績推移表（国別）

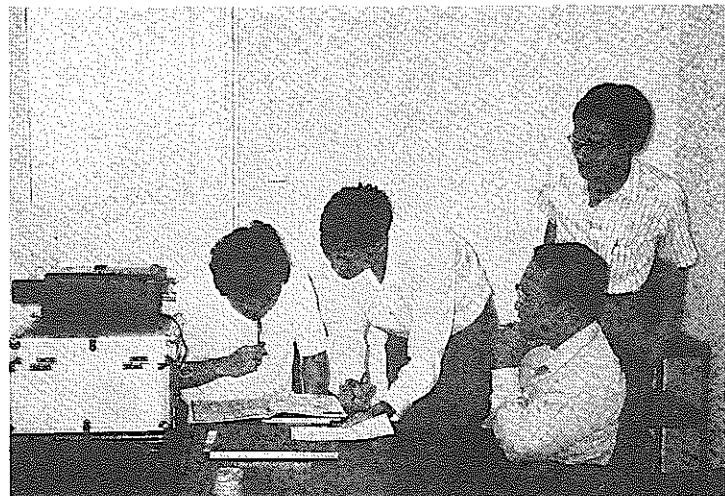
一方、同制度に基き事業団技術者を、インドネシア、中国、韓国等に9名（累計93名）派遣しました。

また、平成2年度から国際協力事業団で実施している放射線安全管理実務者コースにも事業団は協力しており、昨年度は、インドネシア、中国、タイ、フィリピン等から6名（累計33名）の技術者を受入れまた動燃技術者1名をトルコへ派遣しました。

今後とも、年々増加するアジア地域からの要請に応え、有意義な協力をしていくため、受け入れ分野、研究項目等に、各国の要望を反映させるよう努力してまいります。

また、「ふげん」発電所等事業団の大型施設を国際協力のために更に活用していくよう、受け入れ体制の一層の充実を図っているところです。

さらに、事業団では、中国核工業総公司と昭和59年より、ウラン資源の共同調査を開始し、一昨年からは、中国遼東半島地区において、共同調査を実施しています。



東農地科学センターにおけるマレーシア、  
フィリピン、中国研修者受入れ風景

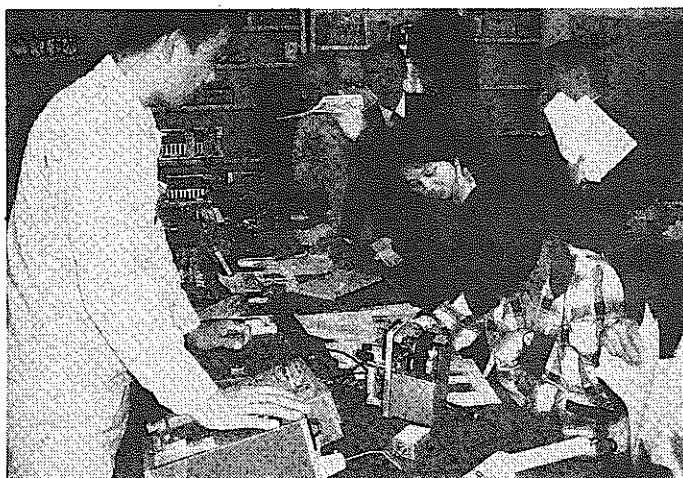
### ③ 国際特別研究員制度

動燃事業団は、海外の優れた研究者を招聘し、事業団の研究開発に参画してもらい、事業団業務に従事してもらうとともに、事業団の研究活動の

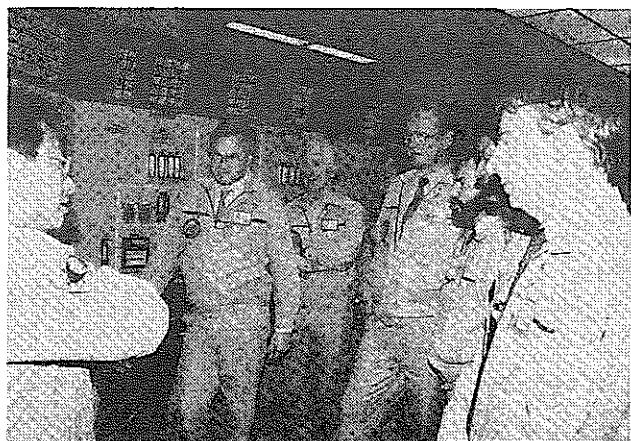
国際化及び透明性の向上に資するため、平成6年度より設立した国際特別研究員制度を通じて、これまで、米国、英国、仏国、独国、伊国から18名の高速炉、核燃料サイクル、高レベル放射性廃棄物処分等の分野で優れた実績のある研究者を、もんじゅ建設所、大洗工学センター、及び東濃地科学センターに受け入れています。

本年度は、受け入れ人数を30名に増やす計画です。

今後とも、研究者の増員、対象国の拡大を含め、受け入れ分野・施設の拡大など、国際特別研究員制度の拡充に努めてまいります。



東海事業所における放射線安全管理実務者研修風景



「もんじゅ」中央制御室における「国際特別研究員」との打合せ風景

#### ④ その他

海外の原子力発電所との情報交換等積極的な交流による「もんじゅ」及び「ふげん」の運転保守管理等の信頼性の一層の向上に資するため、世界原子力発電事業者協会（WANO）に対し、来年より加盟するための加盟申請を今年8月に行いました。

海外の発電所の運転、トラブル等に関する情報を積極的に取り入れるとともに、動燃の情報の提供にも努めてまいります。

#### (2) 国内関係機関との連携強化、研究開発基盤の整備

動燃事業団は、新型動力炉の開発及びMOX燃料の開発、再処理技術、ウラン濃縮技術等の核燃料サイクル技術の研究開発を推進するとともに、これらの研究開発成果を民間事業主体に対して事業化が円滑に進められるよう技术的・人的協力を実行する役割を担っています。これらの事業を円滑に行うにあたって、動燃事業団は自ら研究及び技術開発を実施することはもとより、我が国の核燃料リサイクル技術開発の中核的研究機関として、開かれた研究体制や研究開発基盤を整備し、研究協力、施設の共同利用、技術情報の提供、技術の移転、技術者の受け入れ・派遣等、大学、国立の研究機関、民間企業等の国内の研究機関との連携を強化しつつ、効果的に研究開発を推進しています。

##### ① 民間との協力

###### 1) 高速増殖実証炉に関する協力

動燃事業団では、高速増殖実証炉についての事業主体である日本原子力発電(株)との間で、平成元年3月に「高速増殖実証炉の研究開発に関する技術協力基本協定」および「技術協力の実施に関する協定」を締結し、より経済性を考慮した合理的な設計と技術革新を踏まえた研究開発のために、日本原子力発電(株)へ経験豊富な技術者の派遣および技術情報の提供などを継続しています。

高速増殖原型炉「もんじゅ」については、昨年12月の2次系ナトリウ

ムの漏えい事故に伴う原因調査が進行中であり、これらの経験を今後高速増殖実証炉の設計に反映できるように事業主体との情報交換を行っています。

また、原型炉「もんじゅ」の開発と並行して、動燃事業団が進めている高速炉固有の技術の研究開発成果を実証炉の設計研究に活かすとともに、事業主体への技術移転を円滑に行うため、平成8年度から実証炉に関して、燃料設計研究、炉心安全性（炉心損傷事象）評価研究及びこれらに係る炉心設計研究を動燃事業団が分担実施することについて合意がなされ、実証炉の設計研究の協力を実施しています。

## 2) 新型転換炉実証炉に関する協力

動燃事業団は、新型転換炉実証炉の建設について、事業主体である電源開発㈱との間で、昭和58年2月に「新型転換炉実証炉の開発に関する相互協力協定」を締結し、技術情報の提供及び技術者の受入れ等を行ってきています。さらに、電源開発㈱が通産省の委託を受けて実施する新型転換炉技術確証試験のための協力協定についても、昭和62年12月に締結し、確証試験を実施してきています。しかし、昨年決定された大間地点における実証炉の建設計画の中止に伴い、技術確証試験計画を見直すとともに実証炉の開発に関する相互協力協定の終了に向けて協議を行っています。

## 3) ウラン濃縮事業に対する協力

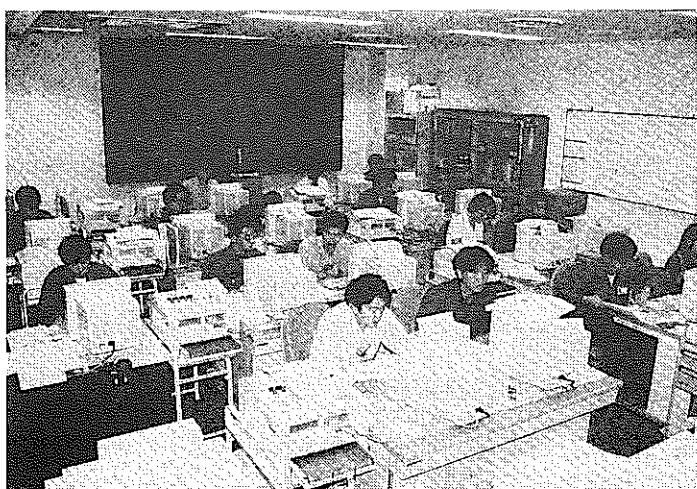
日本原燃㈱への具体的な技術協力については、昭和60年7月に「ウラン濃縮施設の建設、運転等に関する技術協力基本協定」を、同年11月に「技術協力の実施に関する協定」を締結して以来、青森六ヶ所のウラン濃縮施設の設計、建設、運転等の進捗に合わせて、技術情報の提供、設計・建設・運転等の技術的に必要とする人員の派遣及び日本原燃技術者を受入れての教育訓練などを行っています。（昨年度末までの研修終了者総数は177名）

一方、より経済性を重視した遠心機の開発のため、電気事業者及び日本原燃㈱との間で複合材料胴遠心機による実用規模カスケード試験及び高度化機の開発に係る共同研究を実施しています。

日本原燃㈱のウラン濃縮工場における遠心機停止事象については、日本原燃㈱と一体となって現象解明、対策等の検討の技術支援を行っています。

#### 4) 軽水炉再処理事業に対する協力

日本原燃㈱への具体的な技術協力については、昭和57年6月に「再処理施設の建設、運転等に関する技術協力基本協定」を、昭和60年2月に「技術協力の実施に関する協定」を締結して以来、再処理施設の設計及び建設の進捗に合わせて、技術情報の提供を行うとともに、日本原燃㈱の技術的課題について、東海再処理工場の運転経験、運転実績に基づく技術コンサルティングによる情報提供等の技術協力を実施しています。一方、主工程、プルトニウム転換、放射性廃棄物処理・貯蔵・放射線安全等の分野において、日本原燃㈱が技術的に必要とする技術者を派遣し、また技術者を受入れその教育訓練を行っています。（昨年度末までの研修終了者総数は301名）



日本原燃㈱から受入れた技術者の教育訓練風景

また、高レベル廃棄物のガラス固化に関しては、事業主体である日本原燃㈱からの受注メーカーである石川島播磨重工業㈱との間で昭和63年1月に「高レベル放射性廃液ガラス固化技術に関する協力協定」を締結し、この協定の下で施設の設計・建設を支援しています。今後も引き続き建設および施設の運転に資するため、建設工程の進捗状況に合わせ支援していきます。

#### 5) MOX燃料利用に関する協力

電力業界を中心とする民間においては、ヨーロッパで加工したMOX燃料を国内軽水炉に利用したり、国内MOX燃料加工事業の立ち上げの準備などを進めています。動燃事業団としては「ふげん」におけるMOX燃料使用経験及びMOX燃料加工に関して蓄積してきた技術、知見をベースに民間におけるMOX燃料利用に積極的に協力すべく準備を進めています。

#### ② 大学等との協力体制

動燃事業団は、従来より新型動力炉を含む核燃料サイクル技術の確立のために、大学等との間で委託研究、共同研究等の研究協力を行ってきています。

今後はさらに、平成6年に改定された「原子力開発利用長期計画」を受けて、施設の共同利用を含めて大学等と連携強化を図るとともに、事業団と大学等の研究者とが相互に啓発し合い、基礎に立ち返り、技術レベルと信頼度を一層向上させることが重要であると考えています。平成6年度の大学との研究協力の推進方策の検討結果をもとに、平成7年度から先行基礎工学協力研究制度を発足させ、動燃事業団の施設を利用した基礎的な研究分野について、研究テーマ及び研究者の公募による研究協力を推進しています。今後、実施範囲、規模等を順次拡充する等研究制度の充実を図っていく計画です。また、研究者の養成・育成、外部研究者に対する良好な研究の機会の提供等の観点から、連携大学院制度の導入、博士研究員（ポ

スドク)による研究協力、地元の大学等との研究協力の推進等について検討を行っています。

### ③ 信頼される技術の確立をめざして

動燃事業団は研究開発の多くを国から出資された資金を基に進めてきており、その時々の技術、経済性の流れを十分に把握し、民間のニーズも踏まえた上で、民間において容易に実施できない先端分野について先取りして研究開発を行い、次代の技術を信頼されるものとする役割を担っています。

前述しましたように、「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故の経験の高速増殖実証炉への反映、日本原燃(株)のウラン濃縮工場における遠心機停止事象への対応に関する支援など、従来の動燃の技術蓄積をベースにしてその時々の情勢の変化に対応して民間事業主体に協力するとともに、遠心機における経済性重視の開発など民間事業主体の経済性へのニーズに応えられるよう努力をしてきています。

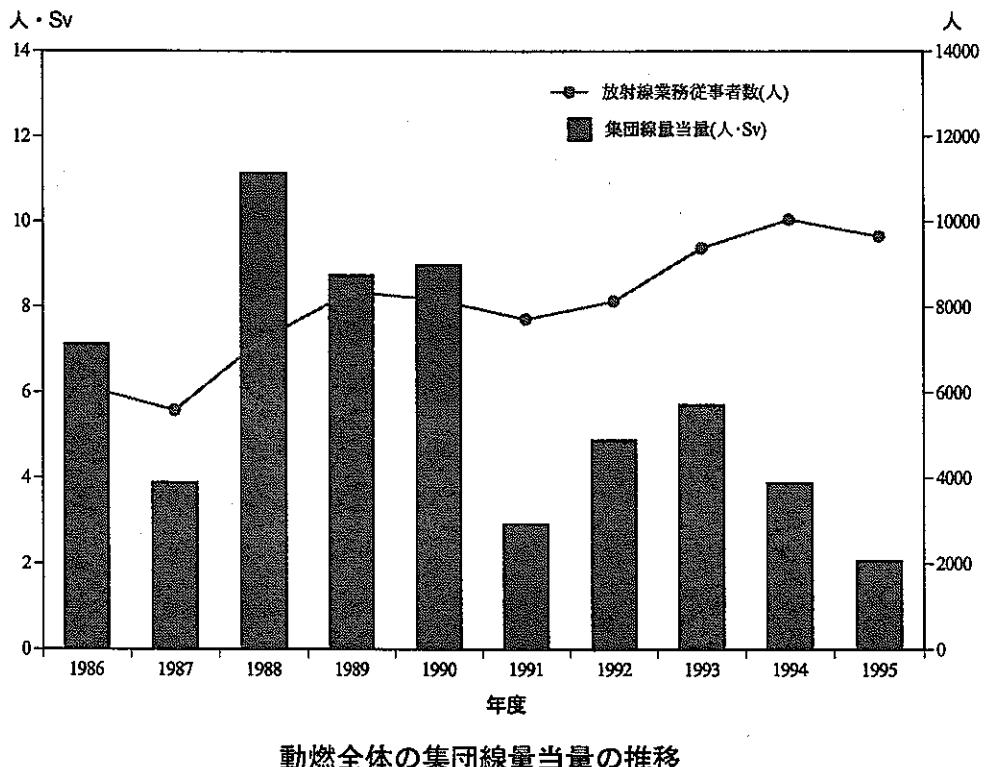
このように民間事業主体のニーズに着実に貢献できるよう今後とも最大限の努力を続け、信頼される技術を確立していきます。

## 4. 信頼回復に向けた取り組み

### (1) 安全に徹した動燃

#### ① 放射線安全施策の展開

放射線被ばくは、原子力開発を旨とする事業団の業務遂行に関し、社会的安心感を形成するにあたって最も注意すべき事項のひとつであり、これまでも管理手法の改善、工程設備の自動化、遮蔽対策の充実、除染手法の確立など、放射線に係る安全施策を推進してきています。特に、平成5年12月に発生した再処理施設における被ばく事故等の経験に鑑み、放射線安全管理基盤の充実・強化を図ってきており、これら施策については、継続的な展開を通じて、被ばく事故の撲滅、放射線業務従事者の被ばく低減を図ることが必要です。放射線被ばくの低減については、下図に示すとおり、事業団施設における放射線業務従事者が増加の傾向にある中で、総線量当



量を従来以下に抑えるよう、努力を続けており、平成8年度においても、継続して現場に密着した被ばく低減化策の推進、放射線作業に係る基本動作の徹底等の放射線安全施策の積極的な展開を図っています。

一方、国際放射線防護委員会の勧告（ICRP1990年勧告）の国内法令取り入れについては、放射線審議会等における検討が着実に進んでおり、事業団としてもその作業の進捗状況に注目しつつ、導入のための先行的検討を進めることとしています。

## ② 施設全般の安全への取組の強化

事業団はこれまで主として一般安全と放射線安全の観点から全社的な安全活動を開拓してきており、施設の信頼性確保に係わる活動はそれぞれの施設で展開して参りました。

しかしながら、昨年12月8日に発生した「もんじゅ」2次系ナトリウムの漏えい事故により、これまで培ってきた地元を始めとした関係者、関係機関等との信頼関係が損なわれてしまったことを重く受け止めております。

「もんじゅ」においては、事故の徹底した原因究明を行い、万全の再発防止対策を講じるとともに、その他の施設についても改めて安全性・信頼性の確保のための取り組みの徹底を図る必要があります。

これまでの事故・トラブルの発生に鑑み、適宜、安全活動の見直し・改善を図ってきたところですが、「もんじゅ」事故の反省に立ち、安全を支えるのは一人ひとりの自己責任意識であることを改めて認識し、常に安全サイドに行動する基本動作の徹底習熟と現場に密着した安全確保策の充実のための活動等を継続的に行い、安全最優先の気風を更に高めるとともに、ハード・ソフトの両面から予知・予防的な安全施策を推進していくことが必要であります。

また、本社と事業所の緊密な連携のもとに原子力開発の安全に対する地域社会の技術的信頼と社会的信用の回復を目指し、より一層、緊急時・事故時の対応体制の充実・強化を図ることが求められています。このため、

後述する自己改革運動や阪神・淡路大震災を契機とした危機管理意識の醸成と相まって、事故時・緊急時における組織体制の見直し・整備を行うとともに、適切な情報伝達のための設備の充実を図ってきました。具体的には、一斉同報FAX、一斉呼び出しシステム、携帯電話等を充実配備し、関係者への連絡が迅速・確実に行えるようにしました。また、指揮命令系統の明確化、安全担当理事の機能強化、全社相互支援体制の確立等を図りました。これらの対応については、実際の場面で有効に機能することが不可欠であり、今後とも実戦に即した訓練を繰り返し行っていくことといたします。

このような常日頃の安全意識の醸成や事故時対応の見直しほかに、一昨年から「保障措置強化月間」とともに「安全強化月間」を設定し、全社的な安全強化活動を展開しています。平成8年度安全強化月間は、「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故の経験を踏まえた安全確保に向けた様々な取り組みの一環として、安全経営の更なる推進及び現場重視の強化の観点から、7月を安全強化月間、6月をその準備月間に設定し、危険に対する感受性の向上と異常時の備えの徹底を図りました。

現在、社会が求める「安全」とは技術的な安全対策を充実・強化するだけでなく、地元の方々に「安心感」を持って受け入れていただくことだと認識し、これから事業団はこれまで以上に「安全」に徹し、事業の透明性を高め、技術的信頼の向上を図るとともに、危機管理体制や地域対応の充実・強化などにより、社会的信用の回復を図っていくことといたします。

## (2) 開かれた動燃

### ① 情報公開への取り組み

平成7年12月の「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故以降、原子力開発に対する不安感、不信感の高まりの中で、国民及び地元の皆様方の理解と信頼を回復することが、事業団にとって極めて重要であり、また、緊

急の課題であると認識しています。

皆様方の理解と信頼を回復するためには、事業団の全てを知って頂くための情報公開が非常に重要と考えています。

事業団では、従来から一般的広報やマスコミを通じた広報活動、研究開発成果の報告会、学会発表などあらゆる機会、方法を通じて、事業団活動に関する情報を提供し、理解を深めて頂くよう努力していますが、必ずしも十分な公開感がもたれていないことも残念ながら事実です。

特に、「もんじゅ」事故に関しては、事故後の情報提供の不手際から、地元の皆様はじめ多くの方々の信頼を失うこととなり、深く反省しています。

この教訓をもとに、正確で判りやすい情報をタイムリーに提供すると同時に、事業団から一方的に情報を提供するのではなく、情報を受けとる方の立場に立ち、受けとる方の要望を踏まえた情報提供となるよう双方向性を持った形での情報提供の重要性を再認識し、情報公開への取り組みの強化を図っています。

具体的には、情報公開に関わる専任の部署として、本社広報室に情報公開課を本年4月に新設し、それと同時に各事業所に情報公開総括者を選任しました。これらの連携により全社一体となった情報公開が実施できる体制を整備し、情報公開に対する職員の意識改革を促進するとともに、地元を始め、全国各地において開催される対話集会、事業団主催の双方向の対話集会などを実施し、「開かれた動燃」をモットーに情報公開活動を積極的に推進しています。

対話集会については、参加した市民団体からも、その成果について肯定的な評価がなされています。

また現在、国の行政改革委員会行政情報公開部会において、情報公開法の法制化が検討されていますが、事業団においても「原則として全てを公開」の基本的な精神を尊重した情報公開のあり方について検討を進めてお

り、年内にも事業団としての情報公開に係わる基準等を策定する計画です。

一方、情報提供に関わる施設等の整備については、本社及び各事業所等（合計7ヵ所）に「どうねんインフォメーションルーム」を開設し、「もんじゅ」設工認などの事業団の主要施設の許認可関係資料、トラブル報告書、「動燃技報」などの事業団資料を一般の方の閲覧に供していますが、今後さらに内容の充実を図ります。

また、情報をより広範囲に、かつ速やかに提供するため、インターネット及びフリーダイヤル方式のファックスボックス（どうねん情報ボックス）を用いて、プレス発表文、「もんじゅ」事故報告書などの情報を提供していますが、インフォメーションルームの内容充実に合わせて質・量の向上を図ります。

## ② 広報活動

動燃事業団が行っている業務や役割りの理解促進を図っていくことは、事業運営を円滑に進めていく上で重要であり、広報の担う役割りは一段と大きくなっています。特に、昨年12月に発生した「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故とその後の対応の不手際は、事業団に対する社会の信頼を損なうことになりましたが、この失われた信頼を回復していくことが、現在の事業団にとって最も大きな課題となっています。この点、広報活動の如何が大きなカギの1つを握っているとも言えます。

こうした観点から、広報室は「開かれた動燃」をモットーに、社会の信頼回復を図るべく、各種広報活動を積極的に実施しています。

「もんじゅ」事故においては、発生当時は現地にいち早くプレスセンターを開設し、東京も含め事故の状況、原因究明状況等を逐一発表・説明するとともに、その後もきめ細かく正確な情報の提供に努めています。また、新聞広告の掲載や企画記事の掲載など、色々な分野での理解活動を行っています。さらに、プレス発表だけでなく、動燃事業団が行っている事業内容について、報道関係者と各種懇談会、勉強会、見学会なども開催し、よ

り一層の理解の推進に努めています。

一方、プルトニウム利用・放射性廃棄物処理処分の研究開発に関する動燃事業団の主要業務への理解活動について、進捗状況に合わせて着実に実施しています。

一般広報活動としては、今回の「もんじゅ」事故を契機に、動燃事業団業務の透明性の確保及び的確な情報提供の観点から、福井県民や敦賀市民を対象としたモニター制度の導入や懇話会の設置を図るとともに、従来から実施している「もんじゅ」施設見学会に事故概要の説明や現場視察を含め、また「もんじゅ」事故報告リーフレットを継続的に発行し、理解の推進に努めています。

また一方で、動燃事業団は、業務や原子力全般にわたる正確な知識の普及・啓蒙を図ることも重要であるとの認識から、各事業所と協調・連携して、一般施設見学会、春の「科学技術週間」、夏休みや秋の「原子力の日」にイベントや親子教室を開催するとともに、各種外部展示会・イベントにも積極的に参加し、理解の推進に努めています。このため、動燃事業団は、業務の進捗に合致したパンフレット、ビデオ・映画や外部展示用展示物を作成するとともに、各事業所展示館の強化・充実に努めています。これらのパンフレットなどの広報資料の作成や、展示館・展示会での説明・対応には積極的に女性を参画・起用するなど、より分かり易い広報活動を図るよう努めています。

また、原子力関係機関との連携強化を重視し、日本原子力文化振興財団を通じ一般市民を対象とした勉強会・説明会へ講師を積極的に派遣しています。

さらに、海外向け広報活動については、日本プレスセンターにおいて、直接海外のプレス関係者に対して、「もんじゅ」の説明、「もんじゅ」関係プレス発表文（英訳）のリアルタイムでの配布、及び見学会の実施などをを行い、海外プレス関係者への適切かつ迅速な情報提供を図ってきています。

す。このほか、海外に対しても幅広く理解と協力の推進を図るため、英文リーフレットの作成・配布を行うとともに、国際展示会や国際会議の提示セッションなどへも積極的に参加しています。



「敦賀まつり」に参加した時の模様

### (3) 地元重視の動燃

#### ① 地域社会とのコミュニケーションの強化

昨年年12月8日に発生した「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故における対外対応の不手際から、これまで地元との間で築き上げてきた事業団に対する信頼を損なったことを深く反省し、信頼回復に向けて様々な努力を行ってきてているところですが、原子力施設は地域と共存共栄を図り地域と共に生きていくという理念の下に、この間、地域社会との一層のコミュニケーションの強化を図るために、地域の方々の意見が反映出来るよう公聴活動、対話活動、地元行事への参加等の取り組みを敦賀地区事業所をはじめ人形峠事業所、東濃地科学センター、東海事業所、大洗工学センターなどにおいて積極的に行ってまいりました。具体的には、大阪、神奈川

など地域の御要望の強いところにおいて、双方向型の住民対話集会を実施し「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故や「核燃料サイクル」に関する説明、質疑応答を実施してきており、今後も、地域の方々の御要望に応じ、適宜、住民対話集会を実施してまいります。

また、一般市民の方々を対象とする『もんじゅ一般公募見学会』を月一回の頻度で行い、事故現場の配管室見学や質疑応答を含めて実施し「もんじゅ」の現状を実地で御理解頂けるよう努力しております。

更に、敦賀地区においては『どうねん敦賀懇話会』等の地域懇話会や『どうねんモニター』の活動を開始し、地元地域の皆様の声を直接、広範に聞く場を設け、地域の方々の御意見を事業団事業推進の参考にさせて頂くとともに、事業団に対する御質問に対して直接答える場としての、更に、事業団業務をわかりやすく御説明する場としての機能も果たしてきております。

人形峠事業所、東海事業所、大洗工学センターなどの各事業所に設置されている展示館では、春休み、夏休み、冬休み等の季節毎に、映画会、工作教室などの事業団主催のフェア行事を開催し、より身近で親しみが持てる事業団となるよう努力してきております。また、地元地域団体の書道、生け花、絵画、パッチワーク等の各種展示会場としての役割のお手伝いも出来るよう努めてきております。

## ② 地域との協調の下でのプロジェクト推進

事業団は、東濃地科学センターにおいて従来から実施している地層科学研究を一層推進するため、岐阜県瑞浪市内の事業団所有地において「超深地層研究所」を設置する計画について、平成7年8月1日に岐阜県、瑞浪市、及び土岐市に対して申入れを行いました。

その後、地元の御理解と御協力を得るため、市議会での説明や地元住民への説明会などを鋭意実施し、昨年12月28日、科学技術庁立ち会いの下に、岐阜県、瑞浪市及び土岐市との間で協定を締結しました。

本研究所は、地表から地下数千メートル程度の立坑を中心とした施設であり、結晶質岩における深部地下の岩盤の性質、地下水の流れや水質等の研究を行う計画であり、この研究から得られる成果は地層処分研究開発に反映します。なお、本研究には放射性廃棄物を持ち込むことや、使用したりすることは致しません。また、研究終了後、本研究所が処分場になることはありません。

本研究施設については、岐阜県が進めている東濃研究学園都市構想に相応しい国内外に開かれた研究施設として、地震研究等学術的な研究の場を広く提供していくとともに、深地層に関する一般の方々の理解促進の場としても活用することとしています。



協定書に調印される梶原岐阜県知事

事業団が北海道幌延町に計画している「貯蔵工学センター」は、深地層の試験等の処分研究と放射性廃棄物の貯蔵及び高レベルガラス固化体からの熱や放射線を有効利用する試験研究を行う総合研究センターを目指したものです。本計画につきましては、地元及び北海道の理解と協力を得て推

進することとしており、現在、幌延連絡所及び札幌連絡事務所を拠点に精力的に広報活動を展開しております。幌延連絡所に設置しております幌延展示室（サイエンスプラザ45）には、毎年約1万人の方が訪れており、また、各種展示館行事の実施により、地元の方々からも親しまれています。

事業団は、岩手県釜石市の既存空洞を利用して、花崗岩における地下水の動きや科学的性質、岩盤の性質などの調査・研究をすすめるための原位置試験を実施しております。本原位置試験については、地元の方々を対象とする見学会を定期的に開催する等、事業の透明性を確保しながら推進しています。

## 5. おわりに

以上、核不拡散と国際協力、並びに信頼回復に向けた取り組みについて現況を説明してきました。

これらの業務とともに、「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故を契機に動燃事業団に寄せられた指摘や外部有識者のご意見を拝聴して、事業団として反省すべきは反省し、地域社会の一員として自覚を持つよう、意識の改革を軸とした信頼回復を目指して、自己改革推進運動を全員参加のもとに展開しています。

自己改革推進運動は大きく3つの段階で進めており、最初の段階は、全社的な問題意識の共有及び改革意識の醸成を図ることを目的に、自己改革について5本の柱、即ち、「意識の改革」「危機管理体制の強化」「情報公開の徹底」「地域社会とのコミュニケーションの強化」「地域関係の重視」をテーマとして、社会的信用の回復に重点を置いて改革を進めています。

運動を円滑に進めるため、各事業所に自己改革推進本部を設置し、本部内に運動の核となる運動推進班を設けて各種の行事を行っています。そして、全社一丸となった運動にするため、小グループに分かれて職場討論を実施しており、討論を活発化させるため、多くの方から意見を拝聴しながら進めている状況です。

平成8年2月末に自己改革本部を設置した時には、何故今自己改革なのか等の疑問も一部には見受けられましたが、職場討論を進めることにより、問題の重要性の浸透が図られ、各職場の改善点が摘出されるようになってきています。なお、自己改革推進運動は、それ以前から各事業所に於て進められている信頼回復運動を更に加速するために展開されているものであり、各事業所に於ては、実施できるものから適宜、実施している状況にあります。例えば緊急時体制の見直しや情報公開課の設置等がこれに当たります。特に敦賀地区においては、地元の方々の意見を拝聴する懇話会やモニター制度の運用を開始しています。

次の段階は、5本の柱に更に技術的信頼の回復を目指した「技術信頼性の確立」を加えて、具体策の実践を図るための運動を展開し、最終段階としては、ここまで段階で摘出された具体策を組織、業務計画に組み込むなど自己改革の定着を目指す予定で進めております。また、自己改革推進運動の目指すところは「意識の改革」であることから、絶えることなくその改革の努力を続けていくことが重要と考えております。

最後に、次代のエネルギー開発という使命を担って設立され、今まで幾多の研究開発を進めてきた動燃事業団ですが、設立から約30年を経過し社会環境が大きく変貌した現在でもその使命は薄らぐどころか、より重くなっていることを全従業員が改めて心に銘じるとともに、社会のニーズに的確に対応して自己の改革を図り、今後一層社会に貢献できるよう全力を傾注していくことをお誓いし、結言といたします。

2. 各 部 報 告

# 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の 反省と教訓

高速増殖炉もんじゅ建設所

所長 菊池三郎

1.はじめに	89
2.原因究明の現状	94
2.1 ナトリウム漏えい発生原因の調査	94
2.2 温度計の設計の反省と教訓	102
2.3 ナトリウム漏えい時の運転操作の調査	104
2.4 ナトリウム漏えい時対応の反省と教訓	114
2.5 ナトリウム漏えい燃焼実験	115
3.事故時の対外対応について	117
3.1 事故発生第一報について	117
3.2 初期現場入域調査結果の情報提供・対外対応について	118
3.3 技術広報について	120
3.4 反省と教訓	121
4.信頼回復に向けて	125
4.1 技術的信頼の向上	125
4.2 総点検について	127
4.3 社会的信用の回復	129

## 1. はじめに

高速増殖原型炉もんじゅ（定格電気出力28万kW。以下「もんじゅ」という。）においては、電気出力40%での性能試験の一環として12月9日に実施を予定していたプラントトリップ試験のため、平成7年12月6日22時00分に原子炉を起動し、原子炉出力約45%に向けて出力上昇操作を行っていました。

12月8日19時47分に、Cループ2次主冷却系「中間熱交換器・C2次側出口Na温度高」の警報が発報しました（事故発生）。この時の原子炉出力および電気出力は各々約43%および約40%がありました。事故発生の6秒後に火災検知器からの警報が、また1分12秒後に「C2次主冷却系Na漏えい」警報が発報しました。

警報発報後、運転員は、警報の発報したCループ2次主冷却系配管室とナトリウム漏えい検出器盤の設置されている現場制御盤室に出向きました。また、中央制御室では2次主冷却系のナトリウム液位に顕著な変化がないことを確認しました。当直長は、これらの報告を受けナトリウム漏えいの規模は小さいと判断し、原子炉の通常停止手順に基づき原子炉出力降下操作（制御棒挿入操作）を20時00分に開始しました。

20時頃から30分間程度火災検知器の新たな警報の発報はありませんでしたが、20時50分頃に火災検知器の警報の発報が急増しました。このため、運転員は再度Cループ2次主冷却系配管室および現場制御盤室に出向き状況を確認し報告しました。当直長は、ナトリウム漏えい規模が拡大したと判断して、21時20分に原子炉手動トリップ操作を行いました。

22時40分に、運転員はCループ2次主冷却系過熱器出口ナトリウム温度が約400°Cであることを確認して、22時54分にCループ2次主冷却系配管からナトリウムを抜き取る操作を開始し、翌9日0時15分に操作を終了しました。ナトリウム抜き取り操作に伴い、事故が発生した部屋の換気を行っている換気空調設備は、「蒸発器ナトリウム液位低低」信号により自動停止しました。

今回の事故において、原子炉は安全に停止するとともに、その後の崩壊熱除去の運転等も正常に行われました。

放射性物質およびナトリウム化合物（エアロゾル）による周辺環境への影響はありませんでした。

ナトリウム漏えい事故は、「もんじゅ」の施設設備について高い信頼性を確保するとしていたにも拘わらず、現実にナトリウム漏えいが発生し、原子炉を停止するまでに時間がかかったこと等により漏えいが続き、ナトリウム漏えい・火災による影響を拡大させたこと、さらに事故発生後の情報公開等に係る不適切な対応によって多くの方々にご迷惑をおかけし、信頼を大きく損なったことはきわめて遺憾であります。

今回のようなナトリウム漏えい事故は、これまで進めてきた高速増殖炉（FBR）開発の中で、初めての経験であり、温度計の破損により2次系ナトリウムが漏えいし、火災が発生するとともにナトリウム化合物が施設内外に拡散しました。

ナトリウム技術については、FBR固有の主要な技術の一つとして大洗工学センター設置以来、大型ナトリウム研究施設により高温構造の健全性を中心としたナトリウムを漏らさないようにする技術と、空気中のナトリウム燃焼試験を含む、ナトリウムが漏れた際の挙動に対する評価と安全設備に関する技術の開発を進めてきましたが、これらの経験が十分に反映されず今回の事故において、設備の一部が損傷したことは、ナトリウム漏えいの影響を抑制する措置が十分でなかったと考えています。

破損の原因となった2次系ナトリウム温度計は、軽水炉等で十分に実績のある汎用温度計を使っていましたが、今回の事故の結果からは、温度計がナトリウム配管系の構造の一部を形成していることについてのより慎重な配慮が欠けていたと考えています。

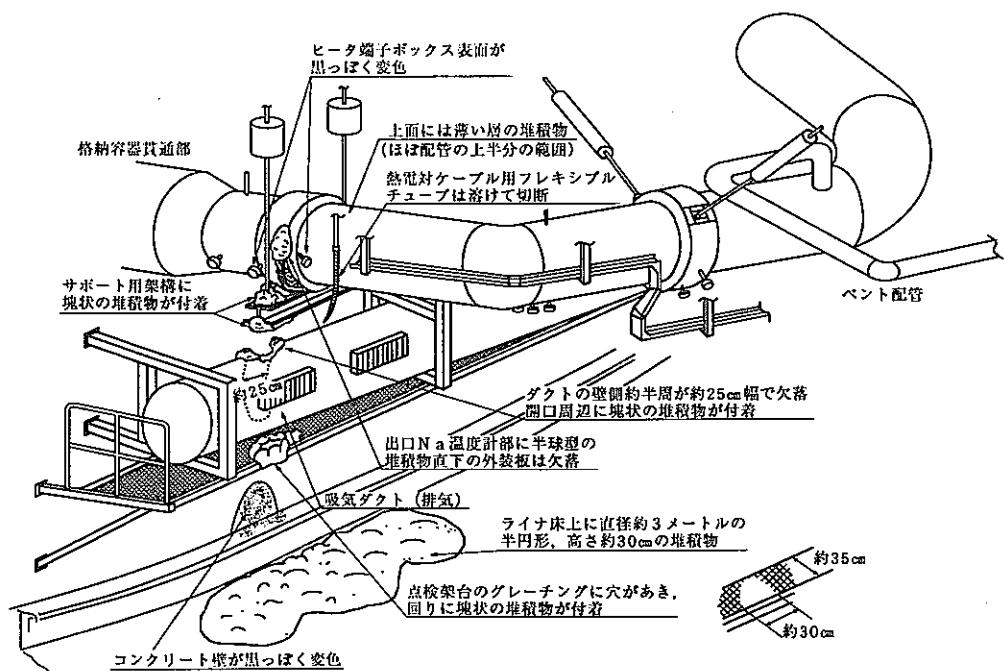
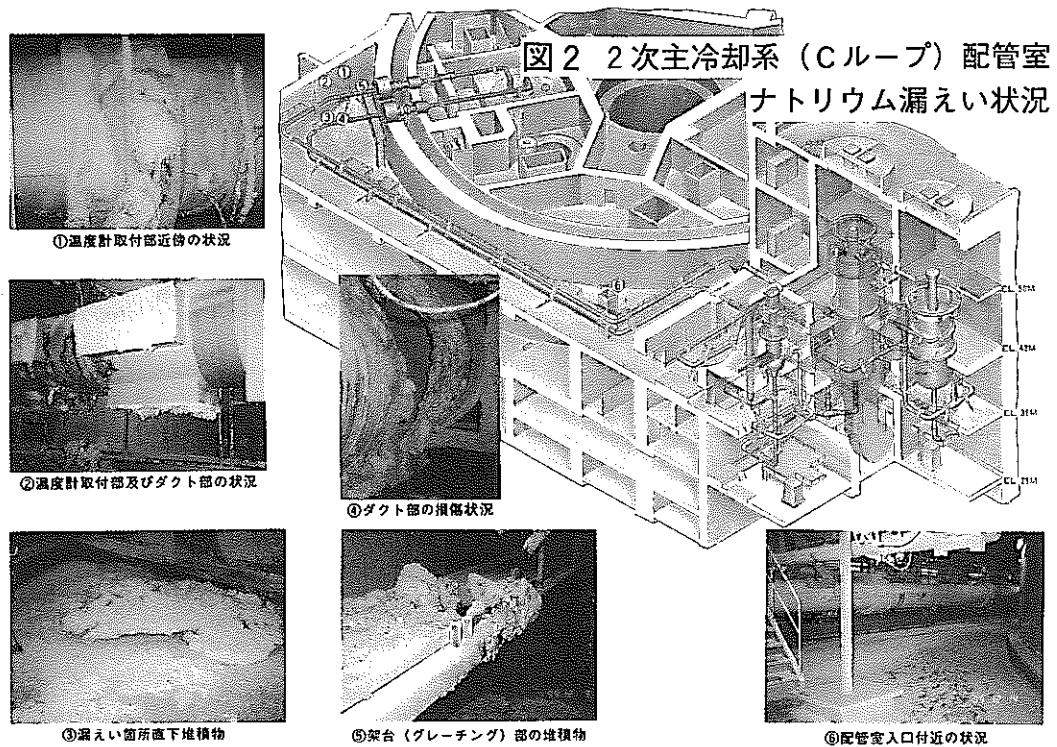
また、「もんじゅ」の運転については、研究開発段階の原型炉であることを踏まえ、慎重な試験運転を進めることによって安全確保に努めてきましたが、今回の事故においては、これまでの運転マニュアルに不明瞭な点や運転員の教

育方法に見直すべき点があったことから、結果的に漏えい後の拡大防止ができなかったと反省しています。

「もんじゅ」がFBRの原型炉であることの原点に立ち返って今回の事故について深く反省し、技術的信頼と社会的信用の回復を図るべく努力していく所存であります。

平成7年 12月	平成8年 1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月
事故発生			漏えい温度計部調査					
ダクト撤去、保溫材外し 温度計部切断 配管内X線撮影 DD		合意 切替 輸送 終了			外部機関による調査			
			動燃による調査.....					
			その他2次系温度計調査 Aループ温度計部健全性確認 CループJ11X入口温度計切替 切替 輸送 動燃による調査					
			Cループその他の温度計調査 (生存海水、補助冷却水) Cループその他の温度計切り出し (2箇) 調査					
			設備健全性確認・強化		輸送			
		2次系温度計部シール強化作業 ナトリウム漏えい腔個体化作業 Aループ 火災報知装置確認 第1回員員及び第2回員 (一社、X線撮影)						
			Cループ火災報知装置点検 ロストバーツ探索・回収作業 第3回員 (過熱器分配部)					
			確認 回収					
		グレーティング片、 ダクト片切り出し	漏えいナトリウムの機器・設備への影響調査 一部輸送 グレーティング・ダクト片 外部機関による調査					
			(グレーティング、ライナ、コンクリート等)					
			機器等影響調査及び清掃作業 機器、管外面及びエリヤ清掃・点検 (各部屋)					
			機器及び盤内部清掃・点検					
			機器点検・清掃 (ケーブル、電動機類、支持構造物等)	輸送 終了	輸送 終了	輸送 終了	輸送 終了	カ工場における調査

図1 2次主冷却系ナトリウム漏えい事故原因調査実施工程



**図3 漏えい状況概念図**

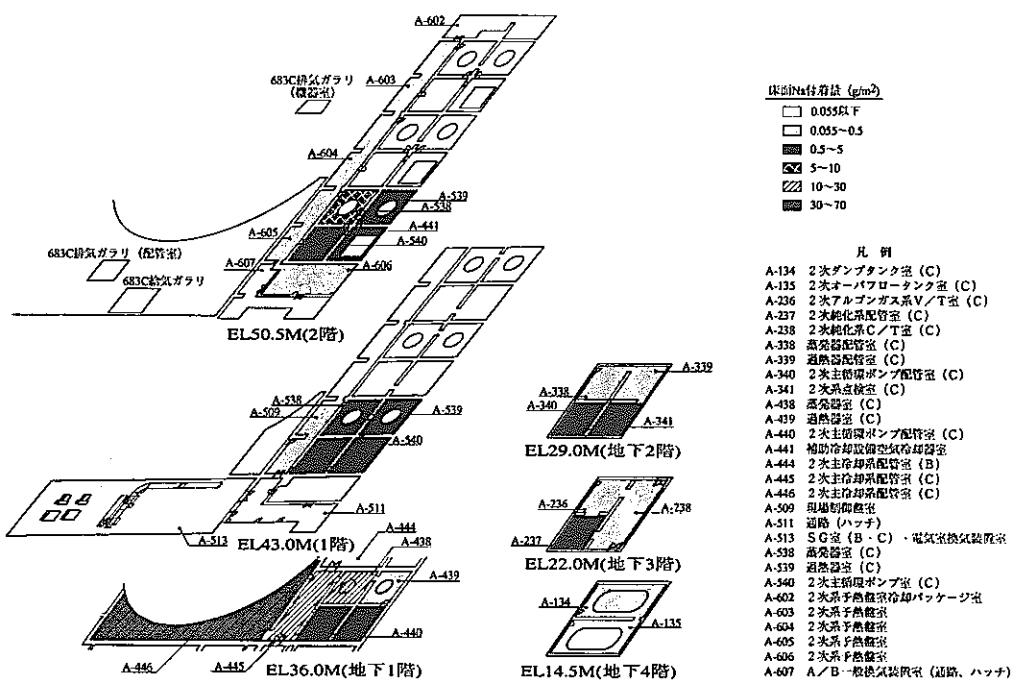


図4 サンプリングによる床面Na付着量評価

## 2. 原因究明の現状

ナトリウム漏えい事故の原因究明に係る調査は、科学技術庁原子力安全局に設置された『「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故調査・検討タスクフォース』(以下「タスクフォース」という。)の指導を仰ぎながら進めてきました。

ナトリウム漏えい原因の調査については、破損した温度計を切り出して日本原子力研究所および金属材料技術研究所において破面等の調査を行うとともに、事業団において、破損した温度計さや細管部の回収・調査、Cループ2次主冷却系中間熱交換器入口ナトリウム温度計等他の温度計の調査、流力振動水試験等の模擬試験および解析による調査、ならびに設計、製作および検査の経緯に関する調査を進めました。これらの結果、温度計の破損は配管内を流れるナトリウムの流体力により温度計さや細管部に振動が発生し、さや管段付部に高サイクル疲労が生じ、破損に至ったと判断しました。

漏えい時運転操作等に関する調査としては、事故の経過およびプラント応答状況をまとめるとともに、異常の早期収束の観点から事故発生時の運転操作を分析しました。

### 2.1 ナトリウム漏えい発生原因の調査

Cループ2次主冷却系ホットレグ配管の中間熱交換器(IHX)出口部に設置された温度計部からのナトリウム漏えいについて、破損温度計のX線撮影および切り出し後の観察等の調査により、さや(ウェル)細管が段付部で折損していることが認められました。

破損温度計の破断部の破面観察等は主として日本原子力研究所および金属材料技術研究所により行われました。その結果、温度計さやの破損は段付部下端に生じた高サイクル疲労によるとの推定が得られました。さや段付部以外の部分では破損の徴候は認められませんでした。

温度計さや段付部の高サイクル疲労の要因を検討した結果、配管内のナト

リウムの流れに伴う対称渦放出によって励起される抗力方向の流力振動が主要因であり、他の負荷による影響は小さいことが判明しました。

温度計さやの流力振動については、模擬温度計を用いた打振・加振試験、流力振動水試験および水中疲労確認試験等の模擬実験、ならびに温度計さや単体の振動特性解析、および流体・構造連成解析等の検討を行い、その特性を詳細に調査しました。

これらの実験および解析で把握した特性を実際の運転履歴にあてはめて、温度計さや段付部でき裂が発生・進展し、破断に至った経緯を解析的に評価し、観察結果と矛盾しない推定結果を得ました。

2次主冷却系および補助冷却系の他の温度計については、全数を据付け状態で超音波探傷法等で観察するとともに、更に3本を切り出して詳細に調査し、破損温度計以外は健全であることを確認しました。

### 2.1.1 温度計破損部の破面等の調査

破損した温度計の破断部について日本原子力研究所および金属材料技術研究所が行った調査結果の概要は以下のとおりであり、これらの結果から、温度計さやの破断は段付部下端に生じた高サイクル疲労によると推定されました。

- (1) 破断面にはナトリウム上流側の主き裂に加え、ナトリウム下流側で2つの副次き裂が確認されました。
- (2) 破断面は、面上の金属組織形態から、き裂発生・合体領域、組織・結晶依存型破面領域、ストライエーション（縞模様）領域、およびディンプル（窪み）領域に区分できました。
- (3) き裂発生・合体領域においては16個の段差が存在していたことから、最少で15箇所からき裂が発生したことが推定されました。
- (4) 初期にき裂が進展した面は、主応力が作用したと考えられる面と一致していました。

(5) ナトリウム上流側および下流側で発生したき裂が最終的に合体した位置には約 1 mm の段差が生じていました。

(6) 温度計さや段付き部下端隅の丸み半径は約 0.1mm ありました。

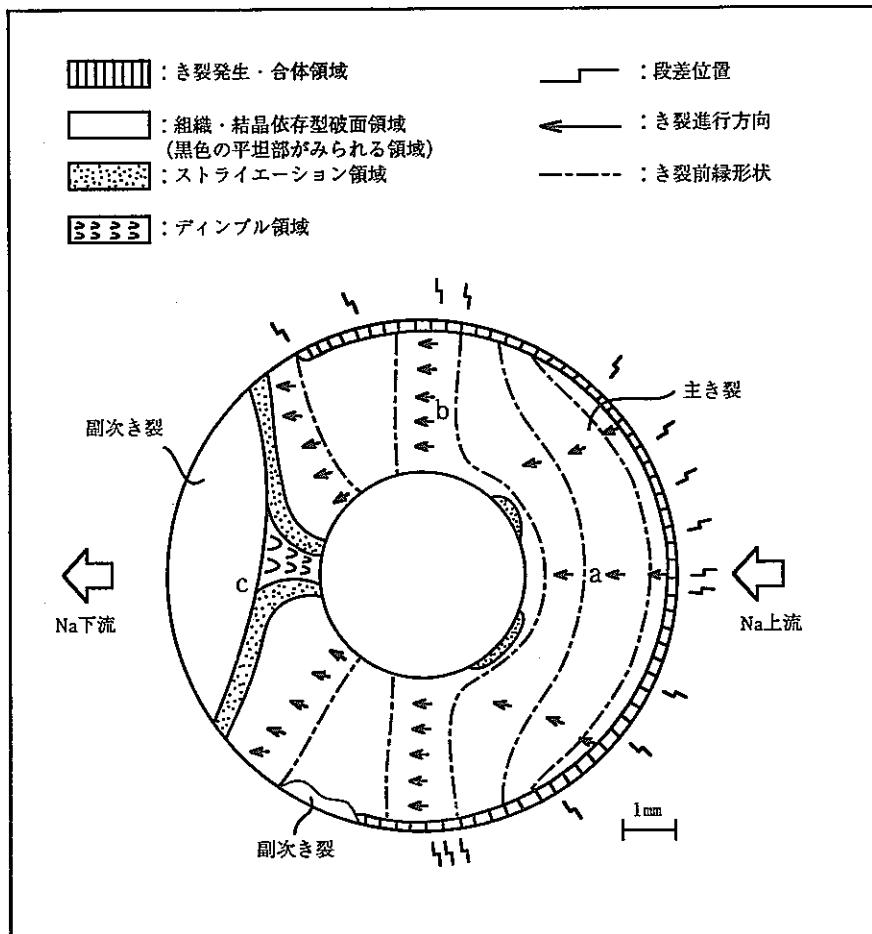


図5 き裂進行方向について

ストライエーション：疲労破壊した場合に破面に生じる縞模様  
ディンプル：延性破壊した場合に破面に生じるくぼみ

## 2.1.2 溫度計破損原因に関する調査

温度計さやの破損原因となった高サイクル疲労による破損の原因となる繰り返し荷重としては、流体力によるものと熱によるものがあります。流体力による繰り返し荷重としては渦による振動（流力振動）等が考えられます。破損温度計の条件を模擬した流体・構造連成解析および流力振動水試験を行ったところ、対称渦の放出に伴う流れ方向の有意な振動が生じ得ることが確認されました。

一方、熱による繰り返し荷重には、原子炉トリップ時等の冷却材の過渡温度変化（熱過渡応力）や中間熱交換器伝熱管出口ナトリウム間の温度差によるものが考えられます。これらについて検討した結果、配管内を流れるナトリウムの流体力以外では疲労破損につながるような大きな応力は生じないことがわかりました。

## 2.1.3 溫度計の流力振動特性の調査

流れの渦による振動は、流速と温度計の固有振動数との関係によって、流れに直角方向（揚力方向）に生じる場合（従来良く知られているカルマン渦による振動）と流れ方向（抗力方向）に生じる場合とがあります。破損温度計の場合は、流力振動水試験を行った結果、対称渦の放出に伴う流れ方向の振動が生じ得ることが確認されました。

### (1) 温度計さやの固有振動数

- ① 破損温度計さやの 200°C のナトリウム中における固有振動数をはり要素モデルにより求めると、温度計全体が管台の支持部近傍を中心に回転するモード（1次モード）が約 165Hz、さや細管部のみがほぼ単独でしなりながら振動するモード（2次モード）が約 260Hz ありました。
- ② さや先端変位の周波数伝達関数を解析的に求め、破損温度計さやが流れの中で振動する場合には2次モードが主となり、1次モードは無

視できるほど小さいことを確かめました。

③ 流力振動によってさや段付部においてき裂が進展すると、固有振動数の低下に伴って流力振動挙動が変化します。そこで、き裂の進展による温度計の振動特性の変化について解析により評価しました。その結果、き裂が細管断面中央部に達する段階での固有振動数はき裂なしの場合の約80%に、最終破断直前では同40%程度に低下することを確認しました。

### (2) 流体・構造連成解析による振動メカニズムの把握

- ① 100 %流量条件での解析において、温度計さやはその両側面からほぼ同時に渦（対称渦）を放出しながら主として流れ方向（抗力方向）に振動する様相が再現されました。
- ② さや破断時の流量に相当する40%流量条件での解析において、き裂がない健全な温度計さやのモデルを用いると、抗力方向、流れと直交する方向（揚力方向）ともほとんど振動しない結果となりました。
- ③ 一方、40%流量条件でも、さや段付部でき裂が進展した状態に対応する（さやの固有振動数を低下させた）モデルを用いた解析では、対称渦放出を伴う抗力方向振動が生じる結果となりました。

### (3) 流力振動水試験による特性の把握

- ① 100 %流量条件（流速約5.5m/s）では、対称渦が認められ、温度計は主として抗力方向に振動します。
- ② 40%流量条件（流速約3.2m/s）では、健全な温度計さやモデルではこの振動が発生しません。
- ③ き裂が深くなつて固有振動数が低下した状態を模擬した温度計モデル（固有振動数約100Hz）では、40%流量条件においても、主として抗力方向の流力振動が発生します。

## 2.1.4 流力振動による高サイクル疲労に関する調査

### (1) 運転履歴

破損温度計が設置されていたCループの累計運転時間は 100%の流量条件で約 720時間、40%の流量条件で約 5,000時間です。

### (2) き裂の発生の推定

100 %流量での運転期間中の比較的早い時期に、疲労き裂が発生した可能性があると推定できます。

なお、抗力方向振動が主体であることが確認された水中疲労確認試験においても、曲げ応力が最大となる上流と下流側だけでなく、左右の側面からも段差が観察され副次き裂も生じています。このようなき裂発生の様相は、破損温度計の破断面の観察においてき裂発生・合体領域がほぼ半周にわたって見られたことや、主たる振動方向と直交する方向にも副次き裂が見られたことと良く対応しています。抗力方向の曲げ荷重繰り返しによって、これと直交する方向にも副次き裂が生じる理由としては、主き裂の進展による曲げ中立点の移動や、段付部による局所的な応力集中効果を考えています。

### (3) き裂の進展と破損に至る経過の推定

初期の 100%流量状態においてさや段付部に疲労き裂が発生していたとして、その後の運転履歴下における疲労き裂進展を、き裂進展に伴う流力振動応答の変化を考慮に入れた解析により評価しました。

流量が 100%から40%またはその逆の流量の増減の過程で、一時的に振動振幅が大きくなりき裂が進展します。き裂が深くなると、さや段付部の残存する面積が減少し、減衰効果が大きくなり振動が小さくなってしまいき裂は停留します。一方、き裂が深くなると温度計さやが徐々に下流側に傾き、き裂先端の開口変位が大きくなり、き裂進展に要する応力が低

くなっています。

40%流量状態において、き裂は再び進展を開始し加速的な進展の後、残存断面の減少によって応力が材料の強度を超えると破断に至ると考えられます。

#### (4) 水中疲労確認試験結果との照合

推定した破損経過の妥当性を検討するため、水中疲労確認試験を行いました。熱電対設置後3時間の100%相当流量での運転継続により、停留状態が生じる（振幅が低下し極めて小さくなる）ことを確認しました。この段階での温度計の固有振動数は180Hz（抗力方向）がありました。

き裂の停留を確認した後、流量を100%相当流量から40%相当流量の間で変化させ、き裂が進展した状態での振動挙動を観察しました。この結果、低流量状態でも抗力方向の振動が生じ、き裂進展とともに固有振動数が更に低下することが確認できました。

### 2.1.5 設計・施工等の調査

#### (1) 温度計の設計経緯

温度計の基本的仕様は事業団が定めており、温度計さやの具体的形状については、メーカーが設計して事業団に提案しその承認を得ています。事業団は承認過程で、さやの配管への取り付け方法および熱過渡応力対策に着目した設計の審査を行っていますが、流力振動に対する健全性に関する検討についてはメーカーが実施しました。

① 2次主冷却系について、事業団は契約段階（昭和59年1月）で、定格運転条件（ループ当たりの除熱量、温度、主循環ポンプ流量、およびカバーガス圧力）、配管の材料、口径および厚さ、ならびに設計圧力および設計温度等とともに、ナトリウムのバウンダリは第3種機器として構造設計を行うことを指定しています。温度計については、形

式、精度（ $\pm 0.75\%$ 、ただし安全保護系に組み込む蒸発器出口温度計は $\pm 0.4\%$ ）等を指定しています。

- ② 温度計さやの形状は、2次主冷却系配管担当メーカーが検討し、昭和60年10月に配管配置図中に記入して、事業団に承認申請しました。事業団は、温度計さやの配管への取付け部の強度評価をすべきこと、冷却材温度変化時に大きな熱応力が生じないように温度計さやの配管への取付部分にフレキシビリティを持たせること等のコメントをメーカーに伝えました。
- ③ 流力振動に対する評価はメーカーが検討を行うに止まりました。メーカー側から事業団に対しきやの流力振動について特段注意を喚起した証左は認められません。

## (2) 構造健全性評価

構造健全性の面からの妥当性については、定常流体抗力に対する評価、外圧に対する座屈強度の評価および熱応力に対する評価がメーカーにてなされました。このうち事業団は熱応力の評価のみを提出させ、その確認を行いました。流力振動を含むその他の評価結果についてはメーカーからの提出はありませんでした。

流力振動の評価については、メーカーはカルマン渦の放出周波数（定格流量条件に対し 116 Hz）と温度計の固有振動数（はりモデル有限要素法の計算により 230 Hz）を比較し、その比が約 0.5 で共振発生防止の目安値としていた 0.8 を下回ることを確認しており、問題となるような流力振動は生じないと考えていました。

## (3) 製作および検査

温度計さやは、SUSF304 の丸棒形状の鍛造品から、内面を穴加工し、外面は汎用旋盤で削り出して製作しています。この際、表面粗さ

については後工程の浸透探傷試験に支障のないような程度になると考へて、また、さや段付部の隅の丸みについては特別な指定をせず、切削性を考慮して選定したバイト刃先の丸みのみで加工しました。

事業団は、さや单品の検査について、材料、寸法、耐圧漏えい、および外観検査を、また、溶接部の検査について、管台と主配管との溶接およびさやと管台との溶接に関する検査ならびに2次主冷却系配管の耐圧漏えい検査を実施し、更に温度計全体について、据付検査等を実施しました。

なお、破損温度計の熱電対については、平成3年2月に断線が確認され、同年3月に新しい熱電対と交換していました。

## 2.2 温度計の設計の反省と教訓

### (1) 振動による破損の防止

流力振動に関して、メーカーは揚力方向の振動に着目したカルマン渦による共振の回避についてのみ評価を行いました。今回の温度計破損原因になった流れの抗力方向の振動について設計上の認識がなく、評価を行いませんでした。平成3年12月にASME B&PV Code Sec. III の付録において抗力方向の振動を含む流力振動に対する設計指針が追加発行されましたが、ASMEの新規追加内容に気が付きませんでした。

メーカーが設計で行ったカルマン渦による共振の回避の評価では、ASMEの基準を参考にして揚力方向に共振が発生しないことを確認していますが、この基準はテーパ形状に関するものであり、そのまま段付き形状に適用できるかについて検討するなど何らかの配慮が施されるべきがありました。

さや細管部の長さを外径の15倍にあたる150mmとしたことにより、細管部およびさや全体の剛性が低下し、流力振動による応答を増大させる結果となりました。

## (2) 設計管理

メーカはカルマン渦との共振回避により、特段の荷重を受けないと考え、段付き部の丸みを刃先の曲率で加工する程度で良いと考え、温度計さやの加工業者への製作図面でこの丸みを指定しませんでした。このため丸みが極めて小さく細管付け根部に応力集中を生じやすい形状になりました。

## (3) 温度計設計の審査

事業団は、2次主冷却系配管等の「構造等の技術基準」で第3種機器に区分される構造物については、その健全性を確認するため原則として構造設計条件書等の設計書をメーカより提出させ、妥当性を審査することとしています。温度計は、機器種別の区分外であることおよび温度計さやは構造が単純であり汎用技術の延長で設計できるものと考え、メーカに設計を任せることとしました。温度計がナトリウムのバウンダリを構成する計装機器であることを考えれば、設計審査については他の第3種機器と同等に行うべきでありました。

平成3年のASME B&PV Code Sec. IIIの付録の追加発行に関しても、温度計設計との関連で問題意識を持たず、メーカに対して設計見直しの指示を行うことはありませんでした。基準類の改訂動向を的確に把握して設計に反映させるべきでありました。

事業団の設計検討では、1次系と2次系の温度計の設計について、さやの配管への取り付け方に関する比較は行いましたが、さや形状を比較検討することはませんでした。同様に「常楊」の温度計設計との比較も十分に行いませんでした。また、仏国スーパーフェニックスの温度計での漏えい情報を入手しましたが、温度計設計の留意点として十分に注意を喚起するに至りませんでした。温度計の審査に当たり、これまでにない形状の温度計との認識を持ち、先行炉の経験の反映などして慎重に行うべきでありました。

#### (4) ナトリウムのバウンダリに対する配慮

温度計はナトリウムのバウンダリを構成する計装機器であり、配管部から直接保温材の外側に突き出ている構造となっています。今回の漏えいは、配管内部に挿入されている温度計さやが折損して発生したため、漏えいナトリウムが直接部屋に流出し、火災検知器がナトリウム漏えい検出器より先行して発報することとなりました。設計では、2次主冷却系の配管部に漏えいが発生した場合、漏えいナトリウムは配管からその外側にある保温内装板および外装板を経て室内に漏出するためナトリウム漏えい検出器が発報した後、火災検知器等が検知すると想定していました。今回の推移はこのような設計の想定と異なるものがありました。

#### (5) 今後の教訓

- ① 2次系ナトリウムのバウンダリの重要性を再認識し、漏えい防止と万一の漏えい時の対策について十分な措置を行うよう取り組みます。
- ② 2次系ナトリウムのバウンダリを構成する機器設備について、想定すべき全てのナトリウム漏えいに対する漏えいの検出、確認、拡大防止等の事故対応が適切に行われていることを確認します。
- ③ 設計・製作以降も継続的に海外を含む最新の関連技術情報を収集し「もんじゅ」への反映の視点を持った分析および評価を行います。
- ④ さらに、事業団は再発を確実に防止するため、品質保証体系の点検と評価を行う必要があります。また、設計メーカについても今回の反省を踏まえ、設計製作および製作後の管理が確実に実施されることを事業団として確認します。

### 2.3 ナトリウム漏えい時の運転操作の調査

#### 2.3.1 プラントの運転経緯

- (1) ナトリウム漏えい発生前（原子炉出力上昇時）

「もんじゅ」（定格電気出力28万kW）は、電気出力40%での性能試験の一環として12月9日に実施を予定していたプラントトリップ試験のため、平成7年12月6日22時00分に原子炉を起動し、12月8日16時30分に発電機を併入して、原子炉出力約45%に向けて出力上昇を行っていました。

事故発生前の12月8日19時47分直前の主要プラントパラメータは以下に示すとおりであります。

原子炉出力	約43%
電気出力	約112MW <sub>e</sub>
原子炉出口ナトリウム温度	約480°C
原子炉入口ナトリウム温度	約360°C
中間熱交換器2次側出口ナトリウム温度	約480°C
中間熱交換器2次側入口ナトリウム温度	約285°C
1次系ナトリウム流量	約48%
2次系ナトリウム流量	約39%
主蒸気温度	約475°C
主蒸気圧力	約120kg/cm <sup>2</sup>
給水温度	約193°C
給水流量	約40%

## (2) 事故発生から原子炉出力低下まで

① 19時47分、原子炉出力約43%（電気出力約40%）の状態において、「中間熱交換器・C2次側出口Na温度高」警報が発報（事故発生）し、6秒後に火災検知器警報が発報しました。引き続き1分12秒後に「C2次主冷却系Na漏えい」警報が発報しました。

警報の発報後、原子炉出力上昇操作を中断し、原子炉出力を約43%に保持しました。

- ② 運転員は、ナトリウム漏えい警報の発報箇所、蒸発器ナトリウム液位、オーバフロータンクナトリウム液位および火災検知器の警報発報状況を確認して当直長に報告しました。
- ③ 当直長は、運転員に確認を指示しました。
- ④ 現場へ向かった運転員は、2次主冷却系配管室（C）（原子炉補助建物 A-446室）に行き、配管室の扉を開けてうっすらともやっている程度の煙の発生を確認しました。一方、他の運転員は、ナトリウム漏えい検出器盤が設置されている現場制御盤室（原子炉補助建物 A-512室）に行き、ナトリウム漏えい検出器のうち、C-HD-3（原子炉補助建物 A-445, 446室 ホットレグ配管）、C-HD-11（原子炉補助建物 A-445, 446室 コールドレグ配管）の指示が振り切れて警報が発報していることを確認しました。
- ⑤ 現場から戻った運転員からの報告を受けた当直長は、異常時運転手順書「2次主冷却系のナトリウム漏えい」に従って、蒸発器ナトリウム液位およびオーバフロータンクナトリウム液位の有意な変化が認められないことから、漏えい規模を小規模漏えいと判断しました。
- 当直長は、プラント第一課長に状況を報告し、プラントを通常停止する旨の了解を得て、運転員に原子炉の出力降下操作を指示しました。
- ⑥ プラントパラメータのうち、ナトリウム漏えい箇所である中間熱交換器（C）2次側出口ナトリウム温度計の指示値は、「中間熱交換器・C 2次側出口Na 温度高」警報が発報する約1分30秒前にわずかに温度低下し、その後、瞬時に約480℃から200℃以下まで低下しました。その後、再び元の温度である約480℃近傍まで復帰して、同温度近傍を上下した後、600℃に振り切れ、約10分間継続しました。（この間、数回にわたり600℃以下に一時的に戻っています）この間、オーバフロータンク（C）ナトリウム液位および蒸発器（C）ナトリウム液位の低下は認められず、その他のプラントパラメータの

挙動についても異常は認められませんでした。

(3) 原子炉出力低下から原子炉手動トリップまで

- ① 20時00分、運転員はプラントの通常停止操作を実施するため、中央監視盤において制御棒挿入操作を開始しました。

運転員はプラント通常停止操作中も蒸発器ナトリウム液位およびオーバーフロータンクナトリウム液位の監視を継続しました。

- ② 運転員は火災報知盤の監視を連続的に行っていましたが、20時頃から約30分間火災検知器の新たな警報の発報がなくなったこと、また、オーバーフロータンクのナトリウム液位等のプロセス量に変化がなかったことから漏えいが拡大していないと考え、出力降下中は同盤の監視が断続的になりました。

- ③ 20時50分頃、運転員が新たな火災検知器の作動がプリントアウトしていることを確認し、当直長に報告しました。当直長は、運転員に2回目の配管室の状況およびナトリウム漏えい検出器盤の確認を行うように指示しました。現場に向かった運転員は、配管室の扉を少し開け、白煙の増加を確認しました。また、現場のナトリウム漏えい検出盤で、C-HD-3およびC-HD-11以外の複数の検出器の指示値も増加していることを確認しました。

- ④ 21時00分頃、現場から戻った運転員は当直長に現場の状況を報告しました。これを受けて原子炉主任技術者、プラント第1課長および当直長は、オーバーフロータンク(C)ナトリウム液位および蒸発器(C)ナトリウム液位に有意な変化が認められませんでしたが、火災検知器警報の増加、配管室の白煙の増加および新たなナトリウム漏えい検出器の指示値の増加をもってナトリウムの漏えい規模の拡大が懸念されると判断して、21時10分頃原子炉手動トリップを決定しました。

- ⑤ この間のプラントの各パラメータは、中間熱交換器(C)2次側出

口ナトリウム温度を除いて、原子炉出力低下時の動きとなっており、異常は認められませんでした。

中間熱交換器（C）2次側ナトリウム出口温度計の指示値は、 $600^{\circ}\text{C}$ に振り切れた状態の後低下し、約 $150^{\circ}\text{C}$ から約 $210^{\circ}\text{C}$ の範囲を上下しました。また、オーバフロータンク（C）ナトリウム液位および蒸発器（C）ナトリウム液位は、原子炉出力低下に伴うナトリウム温度の変化による緩やかな低下はあるものの、A、Bループと同様に推移しました。

(4) 原子炉手動トリップから2次主冷却系Cループナトリウムドレン開始まで

- ① 運転員は、21時15分に発電機を解列し、21時19分にタービン手動トリップ、21時20分に原子炉手動トリップ操作を行い、崩壊熱除去運転に移行しました。
- ② 原子炉停止前のオーバフロータンク（C）ナトリウム液位に有意な変化がなかったため、1次・2次冷却設備運転手順書「2次ナトリウム充填ドレン系」の緊急ドレンに従って、ドレン対象のナトリウムの最高温度である過熱器（C）出口ナトリウム温度が約 $450^{\circ}\text{C}$ から約 $400^{\circ}\text{C}$ になるまで、補助冷却設備で崩壊熱除去運転を継続しました。
- ③ この間のプラントパラメータの挙動は、中間熱交換器（C）2次側出口ナトリウム温度を除いて、原子炉手動トリップによる過渡的な変化、また各種インターロックによる動作や操作に見合った動きをしたものであり、異常は認められませんでした。

中間熱交換器（C）2次側出口ナトリウム温度計の指示値は、約 $170^{\circ}\text{C}$ から約 $210^{\circ}\text{C}$ の範囲を推移していました。

(5) 2次主冷却系Cループナトリウムドレン開始より終了まで

- ① 22時40分に、運転員は過熱器（C）出口ナトリウム温度が約400°Cであることを確認して、2次主冷却系（C）配管部のドレンを開始しました。
- ② 蒸気発生器室換気装置（C）は、A系が原子炉出力降下中の21時15分に蒸気発生器室内の室温低下（15°C以下）に伴い自動停止し、B系の1台運転に移行しました。B系は、ドレン操作に伴う「蒸発器ナトリウム液位低低」の自動停止信号により、23時13分に自動停止しました。
- ③ プラントの各パラメータの挙動については、ナトリウムドレンによる2次系オーバフロータンク（C）および蒸発器（C）ナトリウム液位の変化を含め、異常は認められませんでした。

過熱器（C）入口ナトリウム温度の変化は、2次主冷却系（C）のドレン操作に伴い、過熱器内部の高温のナトリウムが流れ込んできた影響で一時的に上昇し、ドレン終了後に自然放熱によりゆっくりと低下したものです。

中間熱交換器（C）2次側出口ナトリウム温度計の指示値は、ドレン開始時の約200°Cから徐々に室温近くまで低下しました。

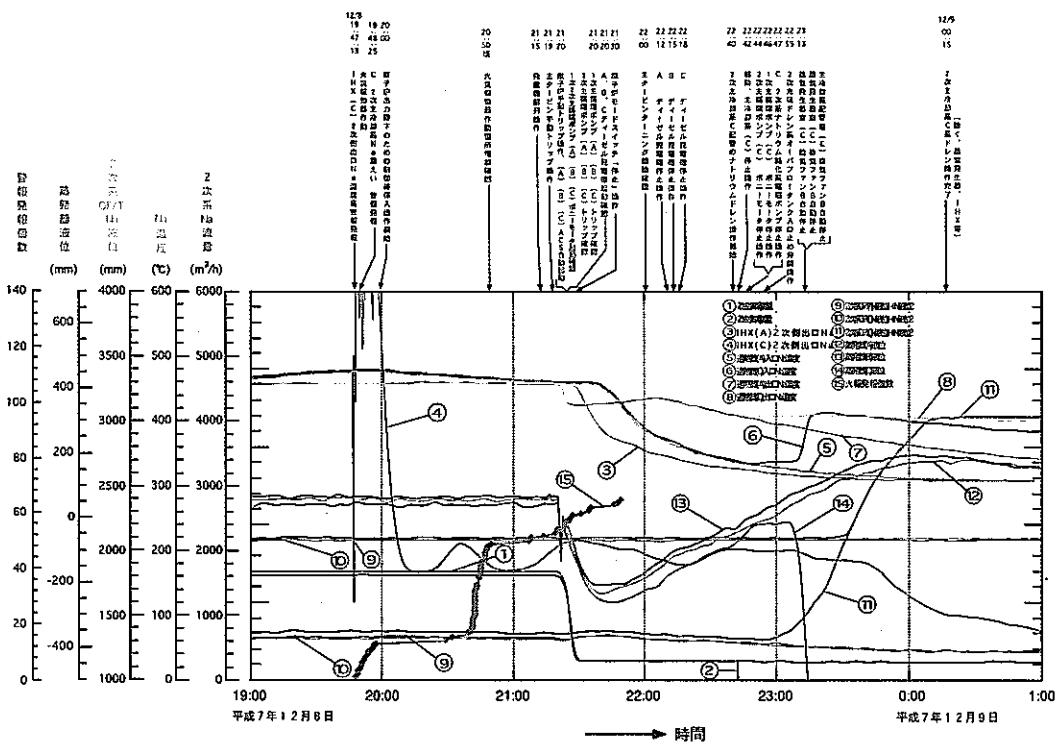


図 6-1 運転記録 (1/2)

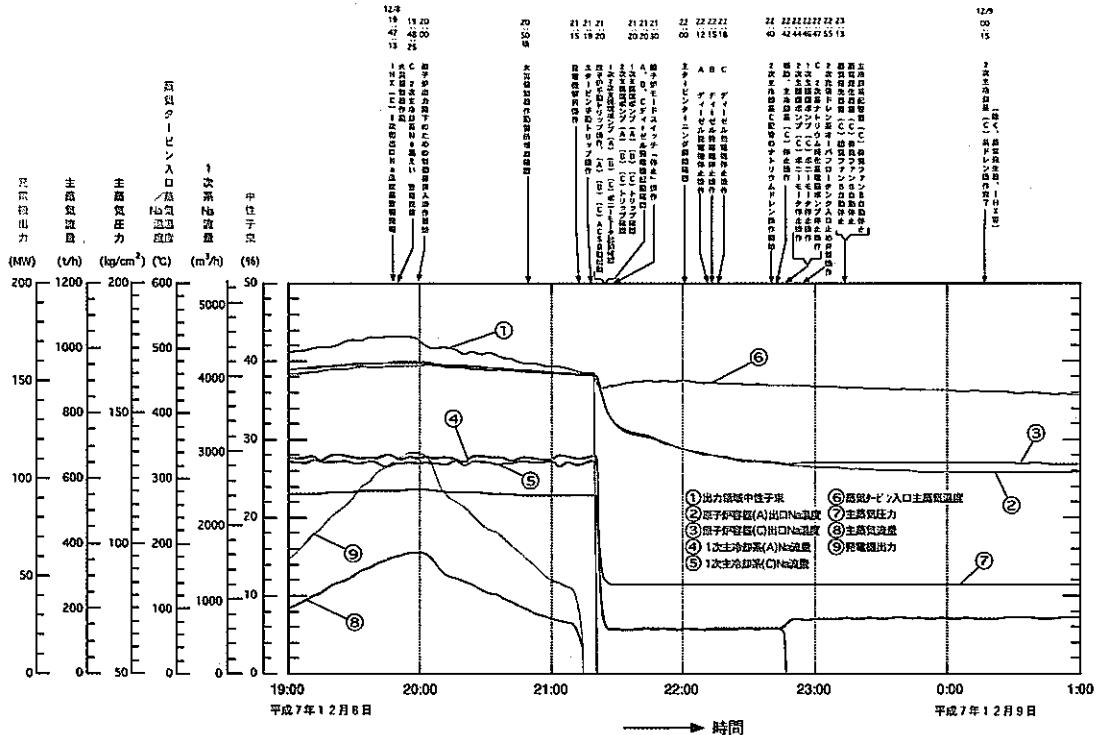


図 6-2 運転記録 (2/2)

## 2.3.2 ナトリウム漏えい時の運転操作の分析

### (1) 漏えいの確認

- ① ナトリウム漏えい検出器の記録計が現場盤にあり、中央制御室ではその指示値を確認できないことから、漏えいの状態変化を早期に把握することができませんでした。
- ② 運転員は、最初の火災検知器警報発報時にベルの鳴動を確認するとともに、CRT画面で発報場所の確認を行いました。その後、非常に大きなベル音が連続して鳴動するため、運転操作の妨げになるとしてベルの停止操作を行いました。

しかし、新たに異なる場所で火災検知器が作動した場合に再度ベルを鳴動させる機能となっていましたため、火災検知器警報再発報の認知が遅れました。

### (2) 漏えい規模の判断

- ① 蒸発器およびオーバフロータンクのナトリウム液位の変化が認められなかったことから、漏えい規模を小規模漏えいと判断して原子炉通常停止操作を行いました。

ナトリウム漏えいの早期収束の観点から、煙（ナトリウムエアロゾル）が確認され、また火災検知器の警報が発報した時点で、中規模漏えいの手順に従い原子炉を手動トリップすべきでありました。

- ② 「白煙」の定義が曖昧であり、現場でのナトリウム漏えいの規模の把握が適切に行われませんでした。

### (3) 漏えい拡大の判断

- ① ナトリウムの漏えいが確認され、原子炉の通常停止操作を行っている間、オーバフロータンクのナトリウム液位等のプロセス量に変化がなかったことから漏えいが拡大していないと考え、火災報知盤の監視

が断続的になりました。

このため、その後の火災検知器の新たな作動が順次プリントアウトされたのに気付くまで、再度の現場確認が行われず、現場状況の変化の確認が遅れました。

② 火災検知器の発報状況、ナトリウム漏えい検出器の指示値、および現場の状況等を連続的に監視することは、状態変化の早期発見に重要です。今回の事故ではこれらを連続監視する必要がありました。

#### (4) 漏えい量の抑制

① 原子炉手動トリップを決定した後、発電機解列操作およびタービン手動トリップを行った後に原子炉手動トリップを行ったため、原子炉停止を遅らせる結果となりました。

② 漏えいループの停止およびドレン操作は、オーバフロータンクの液位の有意な変化がなかったことから、2次充填ドレン系への熱過渡が緩和されるよう系統の温度低下を待って実施しました。しかし、ナトリウム漏えい量の抑制の観点から、漏えい状況に応じて可能な限り早期にドレンするための設備および手順について改善すべき点がありました。

#### (5) 漏えいの影響の緩和

漏えいループの換気装置の停止操作について、手順書では、中規模漏えいの場合、原子炉手動トリップに引き続いて、漏えいループの補助冷却設備の停止およびナトリウムのドレンを行い、その後換気装置の手動停止（またはドレンに伴う「蒸発器液位低低」信号による自動停止）を行うこととしており、事故時の操作はこの手順に従っています。

ただし、ナトリウムエアロゾルの放出・拡散を抑制する観点から、漏えい状況に応じて可能な限り早期に換気装置を停止する等、より具体的

な設備および手順について改善すべき点がありました。

(6) その他

① ナトリウム漏えい発生後、当直長は手順書に従いプラント第一課長に速やかに連絡を行ない、状況報告後通常停止操作を行う旨の了解を得ました。

今後は、当直長が直ちに必要な措置を講ずることができるようにする必要があります。

② ナトリウムの漏えいと判断した時点で消防署に通報すべきありました。

③ ナトリウム漏えいの現場状況の確認については、安全確保の観点から、複数名で行く必要がありました。

④ 火災検知器の警報が発報した当該室の現場確認について、人身事故防止の観点からの「煙を確認した場合は入室するな」との当直長補佐の指示は適切でした。

⑤ ナトリウム漏えい時の初期消火について、防護服、防護マスクおよび携帯用空気ボンベ等の消火支援器具が、構内の自衛消防隊の器材庫に一括保管（これら消火支援器具が自衛消防隊の器材であることによる。）してあったため、初期消火を行えませんでした。

ナトリウム火災の消火は自然鎮火が基本ですが、消火器材による初期消火が有効な場合も考えられ、消火支援器具の充実を図る必要があります。

事故後、中央制御室をはじめ原子炉補助建物の各階 2 次系のナトリウム機器のある部室付近に消火支援器具計 24 セットを配置しました。特に中央制御室付近に配置したものについては、初期対応の迅速性を配慮し、装着性および行動性を考慮した防護服としました。

## 2.4 漏えい時対応の反省と教訓

- (1) 設計段階でのプラント運用の考え方について、異常の早期収束の観点から改善すべき事項を整理しました。

今後は、異常の早期収束の観点からナトリウム漏えいが確認されれば同時に原子炉を手動トリップするとともに、先行炉の経験も参考としてITVを含む中央制御室からの漏えい検知および監視機能の充実等、早期に漏えい量抑制および漏えい影響の緩和ができるよう設備および手順を改善します。

- (2) 異常時運転手順書の作成過程において、中・小規模のナトリウム漏えいの発生の際の判断基準や運転方法を具体的かつ詳細に定めようとする努力に不足がありました。

今後、異常時運転手順書については、漏えいの確認、判断、漏えい量の抑制等の記載に関して、異常の早期収束という観点で運転操作が適切に行えるよう内容の充実、適切な用語の使用、表現の統一等を図るとともに、当直長が直ちに必要な措置を講じることができるよう見直します。

- (3) 従来の異常時対応の教育訓練は、シミュレータを中心とした中央制御室内の運転操作訓練が主体でありました。また、設計の考え方についての教育が充分でなく、運転員の基本動作訓練についても、異常の早期収束の観点が徹底されていない面がありました。

ナトリウム取扱訓練については、運転員全員を対象として1年に1回の訓練を義務づけました。また、教育訓練を通して得られた改善点を手順書に反映する方策を定めました。

今後、ナトリウム漏えい時対応に係る教育訓練は、プラントの実際の状況を前提に現場確認・操作の訓練を充実させます。また、設計の考え方についての教育、運転員の基本動作についての教育を充実させます。さらに、

ナトリウム漏えいに関しては系統の理解に加えて漏えいナトリウムの挙動、影響について深い理解が得られるような教育の実施を検討します。

## 2.5 ナトリウム漏えい燃焼実験

ナトリウム漏えい燃焼実験は、「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい・燃焼挙動、空調ダクト、グレーチング等周辺機器への熱影響を把握するための参考として、大洗工学センターにおいて「ナトリウム漏えい燃焼実験－IおよびII」を行いました。

### 2.5.1 ナトリウム漏えい燃焼実験－I

ナトリウム漏えい燃焼実験－Iは、温度計周辺の機器配置を模擬して行いました。

実験は、480°Cのナトリウムを約1.5時間にわたって約44 g/secの漏えい速度で約 240kgの漏えい量を模擬漏えい配管から漏えいさせました。実験結果から漏えい初期の落下・飛散挙動は液滴状で、ダクトで跳ね返り広範な飛散となりました。「もんじゅ」の約半分の漏えい時間でしたが、ダクトへの影響は少ないものでした。しかし、グレーチングのナトリウム落下位置の中心域の鋼板に一部欠損や薄肉化など、欠損初期の状態が認められました。周囲の構造物の温度は、換気ダクト温度が約600～700°C、グレーチング温度が約 800°C前後で推移し、床ライナを模擬した受け皿温度が約700～800°C以下で推移しました。

### 2.5.2 ナトリウム漏えい燃焼実験－II

ナトリウム漏えい燃焼実験－IIは、配管換気空調ダクト、グレーチングおよび床ライナの配置を模擬して行いました。

実験は、480°Cのナトリウムを約3時間40分にわたって約50 g/secの漏えい速度で約 690kgの漏えい量を模擬漏えい配管から漏えいさせました。

実験結果については、現在分析を行っている段階ですが、実験後換気空調ダクトとグレーチングに実機より広範囲な欠損が観察されました。また、模擬漏えい部直下近傍の床ライナには、大小 6 か所の破損孔が認められ、床上の堆積物は実機より少ないものでした。

今後、得られたデータを解析することにより、床ライナ等の破損条件、損傷メカニズムを明らかにする予定です。

### 3. 事故時の対外対応について

#### 3.1 事故発生第一報について

今回の事故では、当直長は、事故発生を知らせる警報発報後、ただちに現場の状況を確認した上で、プラント第一課長に報告したのち（8分後）、プラントの安全確保を図るため、原子炉の出力降下等の措置を講ずるとともに、所長に連絡しました（29分後）。所長は事業所対策会議を召集、設置し、事態の把握に努めるとともに、技術課長他に指示し、科学技術庁、福井県、敦賀市をはじめとする関係機関に通報を行いました（科学技術庁56分後、福井県48分後、敦賀市61分後）。

##### 3.1.1 連絡責任者の配置

過去の事故時通報の経験において、国と地方自治体への連絡内容について齟齬を生じたことから、従来、本社担当部長まで報告し、事業団内で事実関係の確認を行った上で、国および地方自治体に対して、同一内容、同一時刻を基本とした通報連絡を行うこととしていました。これまでの通報連絡体制は、多段階で確認を行うこととしていたことから、第一報については、迅速さに欠けることになりました。

これらのことから、通報連絡の第一報については、原則として本社担当部長まで報告してから外部機関等に通報連絡していたものを、現場責任者の判断で直ちに通報連絡をするよう改善しました。

通報連絡に係る現場責任者（連絡責任者）は、時間外および休日を含め所長が予め指名することとし、事故が発生した場合、連絡責任者は、当直長からの連絡を受け、その内容を確認して第一報を作成し、直ちに一斉同報FAX、電話等の通信機器を用いて、科学技術庁、地元自治体および本社等事業団内外関係箇所へ通報連絡を行うよう改善しました。

また、通報連絡訓練については、訓練頻度や訓練内容の見直しを行い、

より一層の充実を図ることとします。

### 3.1.2 時間外連絡体制の強化

今回の事故では、現場の担当者は、異常事態の中で、精一杯の努力をしたと考えていますが、事故が夜間に発生したこともあり、事業所関係者および本社への連絡に時間を要しました。時間外および休日における関係者への連絡については、改善の必要がありました。

現地においては、時間外や休日の連絡責任者および連絡補助者を予め指名し、自宅待機させるなど、迅速かつ確実に連絡できる体制を整えました。

「もんじゅ」においては、時間外および休日の連絡責任者を当面サイトに当直させることとしました。

本社側にも、通報連絡に係る責任者を置き、時間外および休日における事業所からの第一報通報連絡に対応できる体制を整えることとしました。

### 3.1.3 設備面等の改善

設備面等の改善としては、既にポケットベルや携帯電話を充実配備しました。今後、ポケットベルコールバックシステムを順次、導入するとともに、最新情報システムの設置について検討することとします。

なお、通報連絡については、現在、強化策を国等が検討を進めており、これらの検討結果を踏まえ、更に改善を行うこととします。

## 3.2 初期現場入域調査結果の情報提供・対外対応について

今回の事故時において、情報の混乱と錯綜の中で事故後第1回目の入室の情報等について、本社および安全規制当局ならびに関係機関に重要な情報が、連絡毎に差異なく正確に連絡されませんでした。これは、指揮すべき者が外部対応のため、緊急対策室に不在な時間が多かったということもあり、連絡すべき情報に関する適切な指揮がなかなかされなかつたことが主な原因と

考えています。

また、得られた情報が速やかに正確に伝達されないことは、より大きな不信、不安感を社会に与えることになるとの認識が不足していました。

さらに、これまでの事業団の対応は、放射能による影響の防止等の技術的安全性に偏りがちであり、作業者の対応ぶりそのものが社会の関心事になることの認識が希薄がありました。

今回の事故に関する初期の活動における動作については、危機管理のあり方に対する意識の欠如、情報提供の混乱、情報公開マインドの欠如、役割分担の不明確さと要員不足がありましたが、これらの事実経過全体に共通する問題点については、特に厳しく反省しております。

### 3.2.1 問題点

#### (1) 危機管理に対する意識の欠如

実験炉「常陽」では、ナトリウム漏えい事故が現在まで発生したことがないからこそ、ナトリウム漏えい事故発生の防止を過信し、役職員の危機管理意識を希薄なものとしていた点は否定できません。

#### (2) 情報提供の混乱

現地と本社動力炉開発推進本部間、現地事故対策本部と本社事故対策本部間の2つの主要な情報ルートが円滑に機能せず、正確で迅速な情報提供を安全規制当局ならびに関係機関に対して行うことができませんでした。

このほか、現地と敦賀事務所の情報ルートも円滑に機能しませんでした。

#### (3) 情報公開マインドの欠如

現場の状況を正確に把握し、関係機関に正しく迅速に報告することが

基本でありますと、事故後第1回目の入室等について必要な情報の連絡が本社および安全規制当局ならびに関係機関に差異なく正確に報告がなされなかったこと、そのため、現地、福井、東京でのプレス会見における報道内容にも差異を生じ、混乱の原因となりました。

また、ビデオについても主として漏えい箇所の特定等技術的観点から観察し、マスコミを含め一般に公開する資料という広報意識が薄かったことも大きな問題点がありました。

#### (4) 役割分担の不確さと要員不足

事故時の初動体制で最も重要なことは、役割分担を徹底し、現場を熟知した職員が、事故処理に専念できる体制の確立にありますと、今回の事故では、役割分担がある程度は明確であったものの、予測をはるかに上回る外部対応の必要性により、要員が不足し、結果的に報道関係者への対応体制、事故対応体制とも不十分となりました。所長等の幹部の指揮者のレベルでも同様の問題が生じ、対外対応に忙殺されて指揮をする者が不在の状態が発生しました。

### 3.3 技術広報について

事故時の報道対応として「もんじゅ」にプレスセンタを開設しましたが、取材のため入構した報道関係者は約200人に及びました。事故状況を適時公開するため朝夕2回の会見を設定し対応しましたが、要員の不足により、一元的な対応ができないなどにより内容に差異が生じ混乱の原因となったり、技術論的対応が多く報道関係者に理解をしてもらうという意識が薄かった等の問題点がありました。

また、事故の発生した12月には、現場視察等で約900人の来訪者があり、その対応に所長等の幹部が忙殺され現場指揮者の不在の状態が発生する等の問題点がありました。

結果的に外部対応を行う技術広報体制が不十分であったことが大きな反省点でありました。

なお、12月10日に約50名、12月17日に約500名の原子力に対する反対の立場を持つ人が、「もんじゅ」の事故に対して抗議行動を行いました。

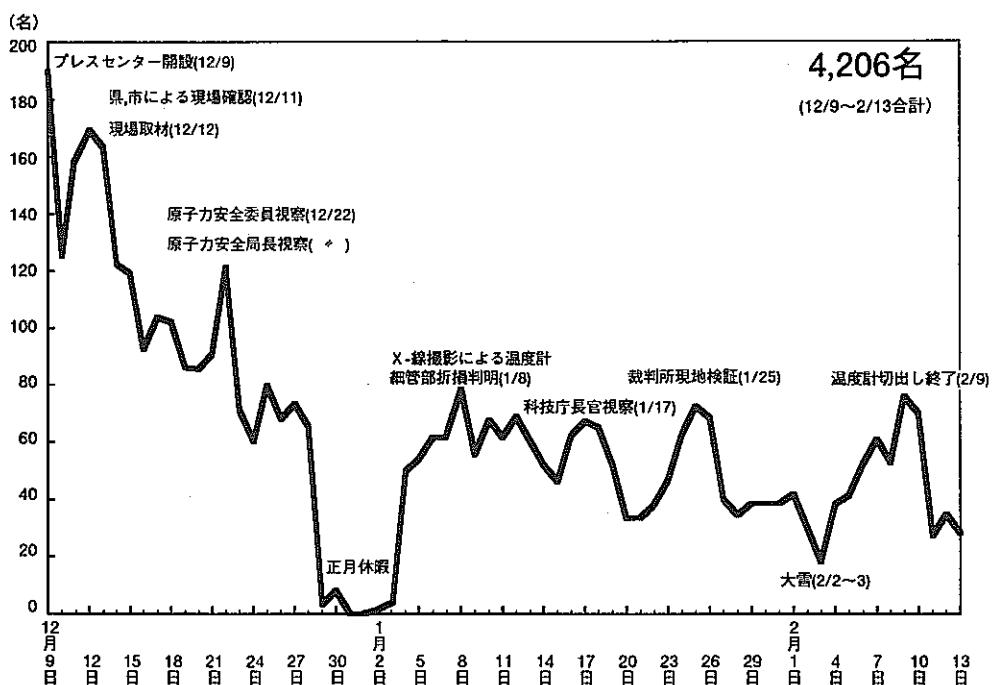


図7 報道関係者もんじゅ入構状況

### 3.4 反省と教訓

#### 3.4.1 危機管理に対する意識の徹底

事故訓練をより現実的なものとするよう努め、抜き打ちの通報連絡訓練などにより実践的訓練の実施を徹底します。その他、別に述べる自己改革推進活動により、危機管理に対する意識の徹底を図っていくこととします。

#### 3.4.2 情報ルートの確立と短縮化

(1) 現地と本社事故対策本部に情報の流れを一本化

今回の事故対応においては、2時ビデオ等の重要と思われる情報が、現地の一部の担当者と本社の一部の担当者との間でやりとりされた事実はありましたが、現地事故対策本部と本社事故対策本部との間で当該情報がやりとりされた事実はありませんでした。

今後は、現地と本社の事故対策本部間で正しい判断およびチェックができるよう、現地と本社事故対策本部に情報の流れを一本化して、情報交換の齟齬や遺漏が生じないような仕組みとします。

#### (2) 適切な情報処理体制の確立

現地本部および本社本部等の中で、事故対策を指揮する者およびこれを補佐する者を確保し、指揮体制を確立するとともに、情報が錯綜・混乱する状況の中でも、情報を収集し確認した後、事業団内外に迅速にかつ正確に発信できるようにするため、本社および現地に情報専任者を配置するなど情報処理体制を整備します。

#### (3) テレビ会議システム等の情報通信機器の整備

現地と本社事故対策本部との情報交換は、FAXと電話という紙と声の媒体によるのみでなく、映像も含めて情報交換でき且つFAX待ちや電話待ちがなく速報性の高いテレビ会議システム等の情報通信機器の整備を進めます。

#### (4) 教育訓練の実施

事故時対応の教育訓練については、今回の事故事例はもちろん、過去の各事業所の事故の教訓を教育訓練計画に反映させます。これに基づく徹底した訓練を行うこととします。

### 3.4.3 適時的確な情報提供を行う意識の徹底

10時入室の問題、2時ビデオおよび16時ビデオの問題については、社会的にも大きな問題となり、事業団に対する信頼が失われる結果となりました。事業団は、今後このような事態の再発を防止するため、以下の方針の下に役職員全員に、適時的確な情報提供を行う意識の徹底を図ります。

- (1) 判明した事実は、正しく、その都度迅速に公表します。
- (2) できる限りわかりやすく解説できるよう努力します。
- (3) ビデオ・写真等は、技術的な素材としてだけでなく広報的な素材としても重要であるという意識を持ちます。

### 3.4.4 即応支援体制の確保

#### (1) 他事業所からの即時支援体制の確保

今回のように、社会的注目度も高くマスコミ等の多数の来訪者が殺到するような事故の場合、今後は、現地本部における各員が自分の役割に首尾一貫して専念できるよう、充分な支援要員を他事業所から即時召集できる体制を確保します。

このため、敦賀地区においては、「もんじゅ」「ふげん」「敦賀事務所」が、事故時には互いに支援要員の即時派遣が可能となるような体制をあらかじめ組むこととします。また、敦賀地区3事業所間の人員の融通でも不足する場合は、本社、大洗工学センター、東海事業所等の敦賀地区外の事業所からも支援要員を派遣できるような体制をあらかじめ組むこととします。

#### (2) 大規模な対外対応が必要な場合の対応体制

今回は、所長等の幹部が当初想定していた以上の外部関係者の来訪により、来訪者対応等の業務に追われ、止むを得ず『指揮をする者』ではなく『作業者』となってしまう場面がみられました。

また、担当者のレベルでも、役割分担は決まっていたものの、業務量が多いため、現場作業に従事する要員、原因と対策を検討し現場に指示を出す要員、マスコミ等の来訪者に対応する要員、説明資料等を作成する要員、庶務的業務を行う要員など、各班の人数が不足し、一人で何役もこなすこととなり、結局どれも不完全な業務遂行となる場面が見られました。

これは、本社担当部門でも同様の事情がありました。

また、本社事故対策本部においては現地および本社担当部門から適時的確な情報が伝えられなかったため、本社事故対策本部としての機能が充分果たされなかった場面がみられました。また、本社事故対策本部は、現地および本社担当部門に対して、もっと積極的な情報収集努力をすべきありました。

以上を踏まえ、今後は各箇所における班別編成を確立して役割分担を明確化し、即時支援体制とも連動させ、大規模な対外対応が必要な場合も、各班各員が当該業務に専念・集中できる体制を確保することとします。

### (3) 指揮をする者の確保、確立

「もんじゅ」では、前述のように、予想を超える対外対応のため、事故処理を指揮をする者が、自らが『作業者』となったり、所長、副所長等の間で指揮をする者が断続的に入れかわるということとなり、統一的・体系的に状況を把握して正しい決断を下すという指揮をする者が明確でない状況が生じた場面がありました。また、「指揮をする者」を常に支援・補佐する予め決められた補佐者の存在も不明確がありました。

今回の場合、所長以下は、2時入室の結果を関係者に伝えるよう明確に指示をだす等の現地で指揮をする者として適切な役割を果たすことができませんでした。

今後は、指揮をする者および補佐をする者は、自分の役割に専念し、統一的・体系的な指揮がとれる体制を確保することとします。

## 4. 信頼回復に向けて

昭和42年の事業団設立以来、約30年にわたって実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」と順調に進めてきたFBR開発の中で高い信頼性を確保することとしていたにもかかわらず、現実にナトリウム漏えい事故が起きたこと、さらに、事故発生後の混乱した事態の中でのプラント操作および対外対応に問題があつたことから、地元をはじめとする多くの方々に不安感、不信感を与える結果となりました。

このため、FBR技術の高い安全性は言うまでもなく、今もっとも求められているのは事業団に対する「技術的信頼」と「社会的信用」の回復と確立であると認識しています。ナトリウム技術への取り組み強化はもとより、情報の積極的な公開と事業の透明性の確保、危機管理体制の強化確立、地域を原点とした事業の展開等を進めていくとともに、これを確実なものとする意識の改革と制度の確立を早急に図ることが必要と認識しています。かかる観点から、「もんじゅ」事故の反省を契機に種々の方策等について具体化するとともに、さらに、これらに関する施策を一層総合的に進めるため全社的な推進組織として「自己改革推進本部」を設置して、強力に進めることとしました。

この推進本部には、理事長を本部長とする本社組織ともんじゅ建設所をはじめとする各事業所の所長を本部長とする事業所推進本部を設置し、全社的な取り組みを展開しています。

### 4.1 技術的信頼の向上

事業団は、将来の原子力エネルギーの中核として位置づけられているFBR技術体系の確立を目指し、これまでナトリウム技術を含めてFBR固有の技術はもちろんのこと、常に安全を第一に信頼性のある優れた実用的FBR技術の開発を総合的に進めてきました。言うまでもなく、FBRは燃料としてのプルトニウムと冷却材としてのナトリウムを用いることが技術的な特徴

となっています。

プルトニウムについては、国際的にも機微な物質であることから長年にわたり厳重な取扱技術を確立するよう努めてきました。

ナトリウムについても、高い化学的活性ゆえに、開発の当初から、事業団の大洗工学センター等においてナトリウム安全試験を積み重ねるなど豊富な技術経験を基に、実験炉「常陽」において臨界以来19年間にわたって優れた安全と利用の実績を示してきました。しかしながら、今回の「もんじゅ」におけるナトリウム漏えい事故により、改めて、ナトリウム技術の重要性を強く認識するところとなりました。

事業団としては、今後、原因究明にもとづく事故後の適切な再発防止対策を実施し、さらなるFBR技術の実用化開発に向かって再出発するため、これまで培ってきたFBR固有の技術開発をもとに、ナトリウム技術の継続的発展向上を図ることとします。さらに、実用・一般技術への技術的評価能力の向上を図り、技術開発集団としての総合力を強化して、地元をはじめ外部からみて技術的信頼の向上と開発に携わる技術陣に対する信頼性の醸成に一層努めていくことが重要と認識しています。

なお、原因究明にもとづく事故後の適切な再発防止対策を図るため、「もんじゅ」建設所内に「対策検討班」を設置し、対策検討を専任で行えるよう体制の強化を図ったところであります。

#### 4.1.1 ナトリウム技術等の継続的発展向上

現在、原因究明作業が鋭意行われていますが、事業団として、ナトリウムを含めた機器や施設の安全の確保を一層確かなものとするようFBR機器の品質管理の強化を行うとともに、「もんじゅ」の総点検を実施することとします。

大洗工学センターには、世界的規模を有する我が国の唯一最大の大型ナトリウム試験施設が整備されています。これまでここで得られたナトリウ

ム技術の蓄積に立って高度化を図るべく、中核的拠点として、継続して充実し、更に有効に活用できるようにして、ナトリウム技術の基盤整備の強化を図ることとします。

FBRには、プルトニウム、ナトリウム技術などのFBR固有の技術の他、今回の事故の原因となった温度計など一般に用いられている様々な技術も用いられています。これらの技術について統合したFBRのプラントエンジニアリングにレベルアップしていくため、地元の研究機関をはじめ国等の関係機関との連携を図りつつ、高度化開発を進めることとします。

#### 4.1.2 技術陣への信頼の向上

「もんじゅ」の運転・保守や広範な技術開発業務を通して、FBR技術の実用化を担っていく一般技術分野まで含めた技術知見を有する人材の育成を行っています。

「もんじゅ」に「ナトリウム技術総括管理者」を新たに設置し、「もんじゅ」におけるナトリウム技術全体を見渡すことができるようになります。

「もんじゅ」には、およそ200名の技術陣が運転・保守ならびに技術開発を進めており、そのうち約半数がナトリウム取扱に係る経験者です。今後も、長期的視点に立って、ナトリウム技術について、「もんじゅ」と大洗工学センターが緊密な連携の下に研究・教育訓練の充実を図ることにより、ナトリウムに対する人材面での継続的発展基盤の充実を図ることとします。

### 4.2 総点検について

#### 4.2.1 総点検の位置づけ・目的

2次主冷却系ナトリウム漏えい事故は、「もんじゅ」に関する技術的信頼はもとより事業団に対する社会的信用を損なった重大な問題と認識しています。

事業団の技術陣に対する技術的信頼の回復を図るため、「もんじゅ」の総点検の確実な実施と、教育訓練の充実等を強力に進めています。また、社会的信用の回復のため自己改革推進本部を設置し活動を行うとともに、積極的な情報公開、危機管理体制の強化等、意識の改革を進めています。

「もんじゅ」の総点検は、安全確保に万全を期すとの観点から設備、運転手順書等について点検し、改善すべき事項については所要の改革方針を明らかにして安全性・信頼性のより一層の向上を図ります。以て「もんじゅ」の安全性に関する社会全体の安心感の醸成に供するものとします。

なお、事業団は、総点検結果を踏まえて自主保安の強化を図り、「もんじゅ」の安全性・信頼性の不斷の向上につなげていきます。

#### 4.2.2 総点検項目

今回、2次系の温度計が破損し、ナトリウムの漏えいが発生したことから、ナトリウム漏えい防止およびナトリウム漏えい時の対応・影響緩和の対策が十分かどうかを点検することが重要です。

施設の安全性を確保するためには、単一機器だけでなく、制御システム等も含めた設備全体に不備がないこと。さらに、保安規定や運転手順書類が、明確なものになっていることが重要です。

「もんじゅ」が研究開発段階の炉であることを十分配慮して、建設を経て試運転までの経験を当初の設計思想と対比しつつ点検・評価するとともに、研究開発の成果および最新の技術的知見が適切に反映されていることを点検します。さらに、FBRの固有な技術について設計思想まで遡った点検を行うことは重要であると考えています。

設備、手順書類等を点検対象とするのみならず、設計から製作・施工に至るまでの過程、ならびに手順書類の作成プロセスおよびその運用が適切であったかどうかに着目し、「もんじゅ」施設全体としての品質保証体系・活動等も点検する必要があります。

## 4.3 社会的信用の回復

今回の事故での対応の不手際から、これまで地元との間で築き上げてきた事業団に対する信頼を損なったことを深く反省し、事業団への社会的信用の回復に向けて、積極的に情報公開を進めるとともに、緊急時危機管理体制の確立や地域対応の充実等に積極的に取り組みます。

### 4.3.1 意識改革の推進

今回の事故について、社会との間に認識のギャップがあること、広報や情報公開が不十分であること、特に立地地域への配慮が不足していることの認識が不足していること等、事業団の意識に関し、問題があったと考えています。

このような事業団としての反省に立ち、今後、地域をはじめとする国民の信頼が得られるよう、今回の事故をはじめとする原子力の安全性についての社会の認識とのギャップの是正と教育の実施、事業団の業務の理解促進のための積極的な広報、情報公開の推進、地域との相互理解促進のための地域との対話の推進、広聴の推進、国民とともにある原子力、地域の一員であるとの認識のもと、地域を原点とした意識に基づく事業の展開、および技術信頼性の確立、安全思想の徹底を行い、これらを通じて意識改革の推進を図ることとします。

### 4.3.2 情報公開の徹底

原子力の開発に取り組む者として、事業の透明性を確保し、説明する責任を果たしていくことが重要と認識しており、これまでもインフォメーションルームの設置、成果報告会、学会発表、施設見学会の開催等あらゆる機会を通じて情報公開等に積極的に取り組んできたところであります。しかしながら、今回の事故後の対応の不手際を深く反省し、事故時においては情報の正確さと迅速性が特に重要であることを強く認識し、改めて情報

公開の徹底を図るための諸活動を強化・実施することとします。

- (1) 本年4月に、新たに本社広報室に情報公開課を設置するとともに、各事業所においても情報公開担当責任者を置くなど、全社的な体制整備を行っています。また、それが有効に機能する仕組みの確立を早急に図ることとします。
- (2) 事業団からの一方的な情報提供ではなく、情報提供を受ける側のニーズ等に配慮した、情報の内容の充実を図るとともに、報告会および双方向の説明会を適時開催します。

また、特に地元を中心としたオピニオンリーダーや報道関係者との定期的な懇談の場を設けるなど広聴・広報活動を積極的に進めることによって、開かれた「もんじゅ」の運営に資するよう、その実施を図ることとします。
- (3) 「アトムプラザ」において、現場作業、試験等のビデオサービスや資料、パネル、模型などを展示し、「もんじゅ」の状況等が市民の方々に理解されるよう地元の情報の拠点としての機能強化を図ることとします。さらに、「もんじゅ」サイトにおいても訪問者用の情報提供機能の強化を図ることとします。

また、これまで実施している「もんじゅ」施設見学会の充実を引き続き積極的に行うこととします。
- (4) 全社で展開しているインフォメーションルームやインターネットの提供情報の質・量など内容の充実を図っていくと同時に、地元の新聞、テレビなどマスメディアを活用してきめ細かな情報提供を行っていくこととします。
- (5) 設工認等の資料については、核不拡散、核物質防護等、特に配慮を必要とすべきものを除いて、従来より、積極的に公開してきていますが、このうち、「もんじゅ」の設工認資料については、非公開とすべき部分を見直し、最大限公開することとします。

#### 4.3.3 危機管理体制の強化

今回の事故においては、事故処理、対外対応等の業務と情報が混乱、錯綜する中で、適切な事故対応を行なうことができなかったことに鑑み、今後、以下のように事故時等の危機管理体制を整備強化します。

##### (1) 安全担当理事の機能強化

これまで、事故が発生した場合、本社においては当該施設の事業担当理事が事故対応を指揮していましたが、今後、全体的把握、事故対応のノウハウの継続性等の観点から、安全担当理事が事業担当理事の協力を得て全ての事故対応を一元的に処理することとし、危機管理体制の充実強化を行ないます。

##### (2) 全社相互支援体制の確立

事故時の初動体制で最も重要なことは、現場を熟知した職員が事故処理に専念できる体制を速やかに確立することであると認識しています。このため、従来、原則として、事故直後に一斉召集する要員は原則として当該事業所の職員を対象としていましたが、今後、速やかに召集できる他の事業所の職員についても対外対応等の要員として、予め定め召集することとします。さらに、その後の状況によっては、速やかに全社的な支援体制を確立できるようにします。

##### (3) 適切な情報処理体制の確立

事故時の情報が錯綜・混乱する状況の中でも、情報を収集し確認した後、事業団内外に迅速にかつ正確に発信できるようにするため、本社および現地に情報専任者を配置するなど情報処理体制を整備します。

##### (4) 危機管理行動規範の整備および訓練・研修の実施

事故時等の危機に際し適切に対処できるよう、現場指揮者等の危機管

理の行動規範を整備するとともに、実践に則した訓練および過去の事例を参考にした研修を実施します。

#### 4.3.4 地域社会とのコミュニケーションの強化

社会・地域とのコミュニケーションを一層深めるため、公聴活動、定期的な対話活動等社会、地域との対話を積極的に進めることとします。

このため、新たにモニタ制度の導入を図るとともに、事業団の業務のあり方、意識改革、情報公開、地域とのコミュニケーションの進め方等について地域との対話集会や懇話会を行います。また、定期的な事業計画報告会、研究開発成果報告会を開催するとともに地域との意見交換の場を積極的に開催します。さらに地域の催物等について、従来にまして積極的に参加して地域との一体感の形成に努めることとします。

#### 4.3.5 地元自治体対応の充実強化

地元自治体との安全協定等の的確かつ誠実な履行はもとより、よりきめ細かな対応ができ、かつ、現場の判断により24時間体制で迅速な通報連絡が行えるよう、「もんじゅ」においては時間外および休・祭日の連絡責任者を当面、サイトに常駐させるなどの体制強化を実施しましたが、今後、通信機器の整備・充実を行うこととします。

さらに、福井事務所、敦賀事務所およびもんじゅ建設所に専任の技術系職員の増強を行うなどの渉外広報の強化を行ってきました。

また、地域性を考慮して、渉外担当者の継続性を図り、地元自治体への日頃からのきめ細やかな対応を行うとともに、定期的な事業報告と意見交換等を通して日頃からコミュニケーションの充実を図り、トラブル時には迅速かつ誠意ある対応を行うこととします。

以上のように事業団の技術的信頼の向上を図るとともに、施設の安全確

保を図り、意識改革、情報公開、危機管理体制の強化、地域とのコミュニケーションなどによる社会的信用の確保と相まって、「もんじゅ」技術への安心感を共有することができるよう、技術に対する謙虚で信頼される事業と技術者像の確立を目指して、その意識を涵養していくこととします。

# 高レベル放射性廃液ガラス 固化技術の開発

環境技術開発推進本部

副本部長 鶴巻 宏一

1. はじめに .....	137
2. 高レベル放射性廃液ガラス固化技術 .....	139
(1) 高レベル放射性廃液の性質 .....	139
(2) ガラス固化技術 .....	140
(3) ガラス固化体の特徴 .....	141
3. ガラス固化技術開発 .....	143
(1) 技術開発の経緯 .....	143
(2) ガラス固化体の開発 .....	144
(3) ガラス固化プロセスの開発 .....	144
(4) 遠隔保守技術の開発 .....	145
4. ガラス固化技術開発施設 (TVF) .....	147
(1) TVFの概要 .....	147
(2) 設計及び建設 .....	153
(3) コールド試運転 .....	154
(4) ホット試運転 .....	155
(5) 開発運転 .....	156
5. おわりに .....	158

## 1. はじめに

原子力発電により発生する使用済燃料を再処理して回収したプルトニウム及びウランを再び利用するという核燃料サイクルの推進は、わが国原子力政策の基本です。再処理工程において分離される核分裂生成物等を含む高レベル放射性廃棄物の処理・処分に関するわが国の方針については、平成6年6月の「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」に以下のように定められています。

「高レベル放射性廃棄物は、安定な形態に固化した後、30年間から50年間程度冷却のための貯蔵を行い、その後、地下の深い地層中に処分（以下「地層処分」といいます）することを基本的な方針とします。」

動力炉・核燃料開発事業団（以下「動燃」という）は、昭和50年以来高レベル放射性廃液をガラス固化するための様々な技術開発を実施しており、その成果を基に、東海事業所再処理工場に「ガラス固化技術開発施設」（Tokai Vitrification Facility：以下「TVF」という）を建設しました（図1.1）。TVFは平成4年4月に竣工し、試験運転を経て平成7年2月にわが国初の実規模のガラス固化体を製作しました。

TVFにおける技術開発成果は、日本原燃株式会社が青森県六ヶ所村に建設中の商業再処理施設に導入され、国産技術による商業ガラス固化が実施される予定であり、技術協力及び人的交流等を通じて、円滑な技術移転を進めています。

また、ガラス固化体の地層処分研究についても、「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」に基づき、動燃が中核推進機関となり研究を推進しており、西暦2000年までには第2次報告書を取りまとめ、地層処分の技術的信頼性を示すことにしています。

本稿においては、高レベル放射性廃液のガラス固化技術開発及びTVFの概要について報告します。

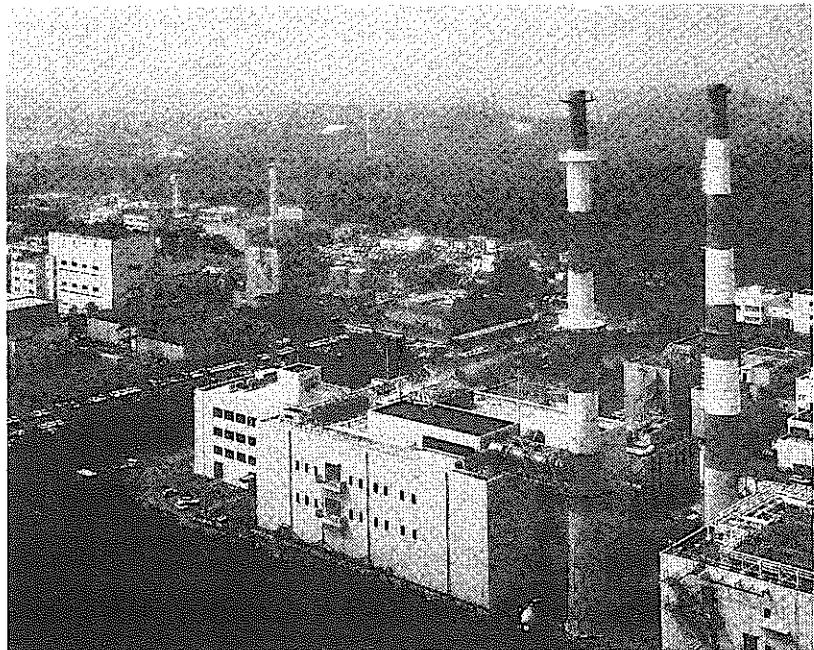


図1.1 ガラス固化技術開発施設（TVF）全景

## 2. 高レベル放射性廃液ガラス固化技術

### (1) 高レベル放射性廃液の性質

高レベル放射性廃液は、使用済燃料を再処理し、ウラン及びプルトニウムから分離される核分裂生成物とアクチニド元素等を含む極めて放射能の強い液体です。また、放射性核種の発熱も大きく、TVFの設計条件では燃焼度28000MWD/T、5.5年冷却の使用済燃料1トンから分離される高レベル放射性廃液の発熱量は、約1.4キロワットです。

高レベル放射性廃液の放射能強度は、最初の1000年間に比較的半減期の短いセシウム-137やストロンチウム-90等が減衰し、当初の数千分の1まで低下します。それ以降は長半減期核種のゆるやかな減衰が長期に亘って続きます(図2.1)。それに伴って発熱量も減少し、30~50年程度経過した時点においては数百ワットまで減少します。

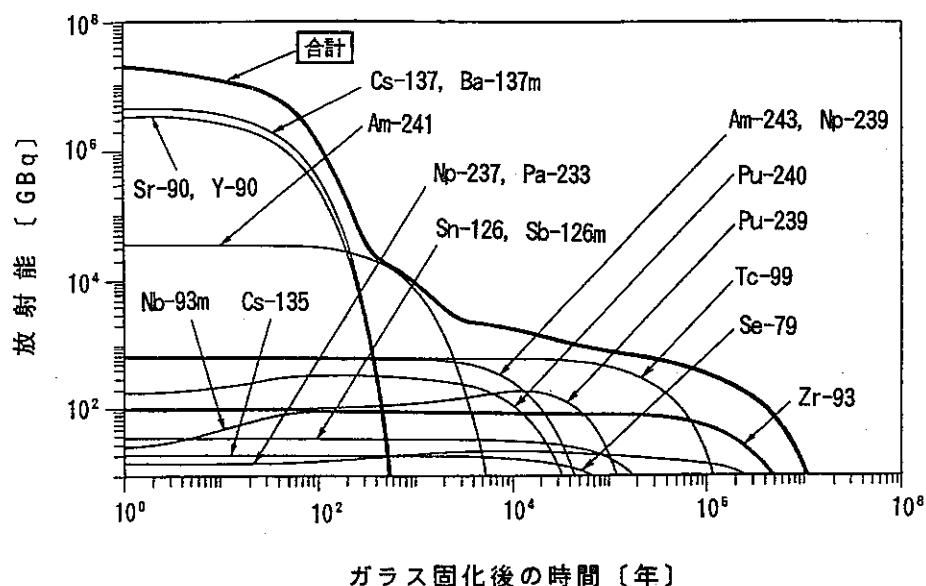


図2.1 ガラス固化体1本あたりの放射能の時間変化の計算例  
(燃焼度：33,000MWD/T)

## (2) ガラス固化技術

ガラス固化とは、冷却しながら貯蔵される高レベル放射性廃液を、安定な形態とするため、ガラス原料とともに溶融し、ガラス固化体容器（キャニスター）に注入し固めることです。

固化材料としては、ガラスの他セラミックスあるいはシンロック等の人工岩石が検討されました。様々な廃棄物成分を取り込むことが可能であること、物理的、化学的性質に優れていること、長期に亘りその性質を持続できること、及び一般産業での工業用ガラス製造技術の応用が可能であり、技術としての完成度が高いこと等の理由により、ガラスが選定されました。ガラス組成については、欧米の研究機関と同様に次の諸点において優れたホウケイ酸ガラスを中心に研究を実施しました。

- ① 廃液の組成及び量の変動に対し許容幅が広く、廃棄物成分を均一に固化できること。
- ② 化学的耐久性、熱的安定性に優れていること。
- ③ 溶融温度を低くすることが可能であること。

現在、仏国、英国、米国、獨国及び日本においてホウケイ酸ガラスによるガラス固化技術が採用されていますが、その流れは、大きく AVM／AVH 法(Atelier de Vitrification de Marcoule／Atelier de Vitrification de La Hague)及び LFCM 法 (Liquid Fed Joule-heated Ceramic Melter: 液体供給式直接通電型セラミックメルタ) の 2 つに分類できます (表2.1)。

AVM／AVH 法は、仏国で開発され、英国においても採用されている方式であり、高レベル放射性廃液をロータリキルンにより仮焼して粉体とした後、ガラス原料と混合してインコネル製のガラス溶融炉に入れ、誘導加熱方式により溶融するものです。

LFCM 法は、米国、獨国及び日本が採用している方式であり、高レベル放射性廃液を液体のまま供給し、ガラス原料と共にセラミック製溶融炉内で

溶融するものです。ガラスは高温状態では電気の伝導体であり、電極間を流れる電流により溶融ガラスが発熱することを利用した炉形式で、広くガラス工業の分野で用いられているものです。

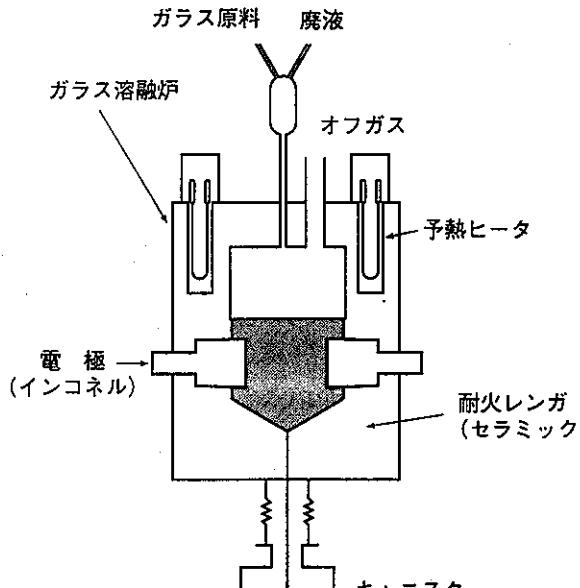
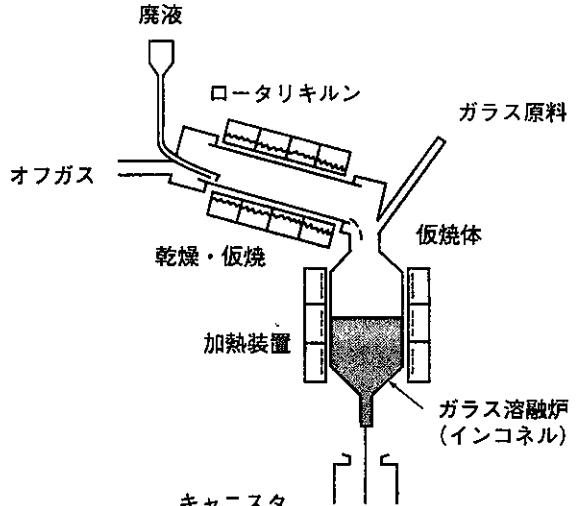
AVM／AVH法、LFCM法のいずれの方式についても、高レベル放射性廃液のガラス固化をプラント規模で行っており、ガラス固化技術は、実証ないしは商業段階にあります。

### (3) ガラス固化体の特徴

高レベル放射性廃液をガラス固化することにより製作されるガラス固化体は、時間の経過とともにその放射能量が減少します。かつ、ガラス固化体とすることにより、高レベル放射性廃棄物は、液体に比較して取扱いが容易になるのみならず、物理的、化学的に安定な形態となります。

また、ガラス固化体の発生量は、1トンの使用済燃料から発生する高レベル放射性廃液をガラス固化した場合で約110ℓのガラス固化体1本となります(TVFの場合)。100万kW級の原子力発電所からは毎年約30トンの使用済燃料が発生しますが、日本の原子力発電容量は約4000万kWであるので、わが国の原子力発電所から発生するガラス固化体の量は、約110ℓのガラス固化体に換算すると年間1000本のオーダとなります。

表2.1 ガラス溶融プロセスの比較

方 式	L F C M 法	A V M/A V H 法
ガラス溶融プロセス		
特 徴	プロセス構成：ガラス溶融炉 溶融炉加熱方式：直接通電ジュール加熱 溶融炉材料：セラミック 廃液供給：液体供給方式	プロセス構成：ロータリーキルン（カルサイナ）、ガラス溶融炉 溶融炉加熱方式：誘導加熱 溶融炉材料：金属（インコネル） 廃液供給：廃液仮焼後粉粒体供給

### 3. ガラス固化技術開発

#### (1) 技術開発の経緯

動燃における高レベル放射性廃液ガラス固化技術の開発は、図3.1に示す様に昭和50年に開始されました。ガラス組成開発及びガラス固化の基本プロセスを設計するために必要な基礎試験を行うことから着手し、昭和50年代中頃からは、模擬廃液を対象に工学規模設備による前処理・供給、直接通電型セラミックメルタによるガラス溶融及びオフガス処理までの機器開発及びプロセス試験を実施しました。さらに後述するTVFと同規模のモックアップ試験設備を作成し、模擬廃液とガラス原料をセラミックメルタ内で溶融し、実物大のガラス固化体を製造するモックアップ試験を実施しました。また、両腕型マニプレータ等遠隔保守技術に係わる試験を実施しました。

		(年度)																					
		昭50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	平元	2	3	4	5	6	7	8
		1975	1976	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996
ガラス固化技術開発			基礎試験	工学試験		実規模モックアップ試験																	
			ホット試験（実験室規模） 高レベル放射性物質研究施設（CPF）																				
ガラス固化技術開発 施設（TVF）			設 計 建 設 コールド試運転 ホット試運転 開発運転																				

図3.1 動燃におけるガラス固化技術の開発経緯

一方、工学試験及びモックアップ試験と平行して、高レベル放射性物質研究施設（Chemical Processing Facility：以下「CPF」という）において、東海再処理工場の高レベル放射性廃液をガラス固化するとともに、作られたガラス固化体の特性評価を実施し、所定の特性であることを確認しました。

上記の技術開発成果は、第4章において詳述するTVFの設計、建設及び運転に反映しました。

なお、動燃は、内外の研究機関等との協力によりガラス固化技術開発を推進してきています。特に、ドイツのカールスルーエ研究センター及び米国エネルギー省（DOE）とは技術情報の交換及び人的交流等を行ってきており、今後とも継続の予定です。

### (2) ガラス固化体の開発

ガラス固化体の組成開発のため、ビーカースケールで、約700種類の模擬固化ガラスを作製し、密度、熱伝導率、高温粘性、高温電気抵抗、機械的強度などを測定するとともに、固化ガラスの耐久性を評価する浸出試験及び熱的安定性試験を実施しました。これらの試験結果を評価し、TVFにおいて目標とするガラス固化体の組成を決定しました。

また、前述のCPFにおいては、再処理工場の高レベル放射性廃液について組成分析後、ガラス原料と混合し、直接通電型セラミックメルタ方式の小型ガラス溶融炉で溶融し、固化ガラスを作製しました。作製した固化ガラスについては、発熱量、 $\gamma$ 核種の分布状態、密度、熱特性等を測定するとともに、光学顕微鏡観察、EPMA観察、浸出試験を行いました。その結果から、コールド試験で作成した標準固化体が、高レベル放射性廃液から作製した固化ガラスと同様の特性を有していることを確認しました。

### (3) ガラス固化プロセス開発

工学規模の直接通電型セラミックメルタを用いて、ガラス溶融炉構造、ガラスを抜き出すための流下方法等の性能確認試験を行い、得られた成果をTVF設計に反映しました。すなわち、ガラス原料供給方式（ガラスファイバーカートリッジ）、流下ノズルの高周波加熱方式、炉底部の傾斜構造等、ガラス溶融炉の基本構造は、工学試験においてほぼ設定され、モックアップメ

ルタの試験を経て、現在のT V F のガラス溶融炉に反映されました。

モックアップ試験設備は、模擬廃液の供給工程からガラス固化体を製造する工程までT V F とほぼ同じ機器構成となっており、プロセス全体の性能を確認しました。模擬廃液は、濃縮器により所定の濃度まで濃縮され、2段エアリフト方式によりガラス溶融炉に定量的に供給され、ガラス原料はガラスファイバーカートリッジという形態でガラス溶融炉に供給しました。ガラス溶融炉への廃液及びガラス原料供給、ガラス溶融炉の運転及びオフガス処理設備の運転は、安定運転が可能で、プロセス全体の性能が満足されていることを確認しました。

この他に、溶融ガラスをキャニスタに注入し、蓋を溶接して密封するキャニスタハンドリングなどについても性能を確認しました。

また、換気設備の合理化の観点から固化セルに採用された低風量換気システムの成立性確認のための熱流動解析及び保管中のガラス固化体の温度解析、万一の事故時におけるガラス固化体の健全性を確認するための模擬ガラス固化体落下試験、保管ピットの耐震試験等を実施しました。

#### (4) 遠隔保守技術の開発

T V F 内のプロセス機器の多くは、高レベル放射性廃液を内蔵するために作業員のアクセスが不可能です。

このような機器の保守方式として、仏国の商業再処理施設等で採用された方式は、各機器を小規模のセルに分散して設置し、保守時には必要に応じて除染を実施し、作業員が機器に直接アクセスして保守を行う、「直接保守方式」でした。これに対し、T V Fにおいては、作業員の被曝の低減化と施設稼働率の向上を目的として「全遠隔保守方式」を採用することとし、そのための技術開発を実施しました。

主な技術開発項目を以下に示します。

- ① 両腕型マニプレータシステム（遠隔保守機器）

② 大型セル方式とラックシステム（機器のモジュール化と集中配置による遠隔保守の効率化）

③ 遠隔継手（遠隔着脱式継手）

特に、両腕型マニプレータシステムについては、昭和57年から、設計、試作、試験、改良を繰り返して開発を進め、TVFに採用するに至りました。また、ガラス溶融炉等を対象として、遠隔保守技術に係わる実規模試験も実施しており、これらの技術開発成果は、TVFにおける成果も含め建設中のリサイクル機器試験施設（Recycle Equipment Test Facility : RETF）等にも反映しています。

## 4. ガラス固化技術開発施設（T V F）

### （1）T V F の概要

ガラス固化技術開発施設（T V F）は、高レベル放射性廃液をガラス固化する技術及び遠隔操作・保守技術をプラント規模で実証することを目的とした施設です（図1.1）。

T V Fは、地下2階、地上3階建ての鉄筋鉄骨コンクリート造のガラス固化技術開発棟、地上4階建ての鉄筋コンクリート造のガラス固化技術管理棟及び地上高さ約90mのガラス固化技術開発施設付属排気筒で構成されています。

主要工程は、受入・前処理、ガラス溶融、ガラス固化体取扱・保管、オフガス処理（槽類換気）、廃液処理からなっており、溶融炉の廃液処理能力は1日当たり $0.35\text{ m}^3$ 、ガラス固化体の保管能力は420本です（図4.1）。

なお、T V Fにおいて製作されるガラス固化体の仕様及び標準化学組成を図4.2に示します。

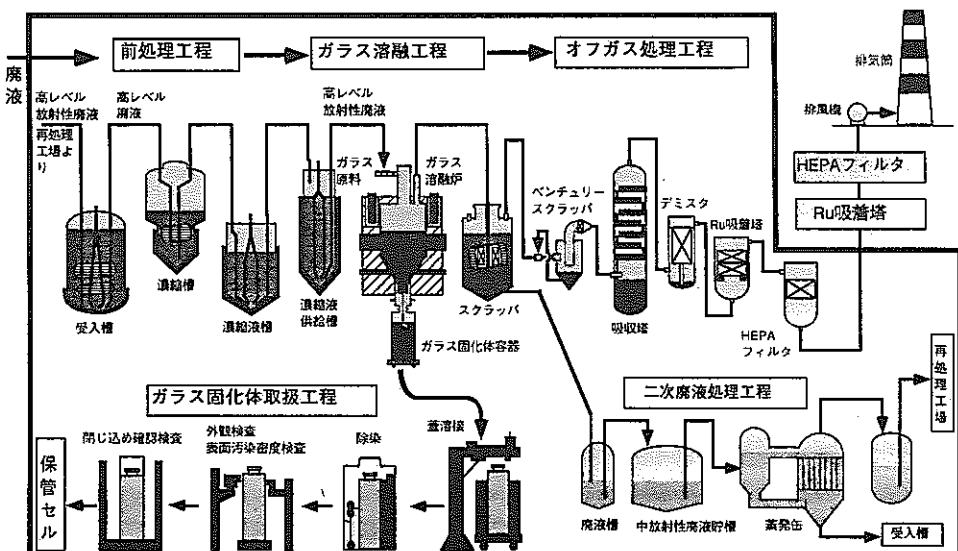


図4.1 T V F 主要工程

項目	内 容																				
外形寸法	43 φ × 104h (cm)																				
固化ガラス体積	約110 ℥																				
全重量	約380kg																				
固化ガラス重量	約300kg																				
容器材質	SUS 340L (一部SUSF304L)																				
標準化学組成 (wt%)	ガラス原料 (75wt%) <table> <tr><td>SiO<sub>2</sub></td><td>46.7</td></tr> <tr><td>B<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>14.3</td></tr> <tr><td>Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>5.0</td></tr> <tr><td>Li<sub>2</sub>O</td><td>3.0</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>3.0</td></tr> <tr><td>ZnO</td><td>3.0</td></tr> <tr><td>廃棄物 (25wt%)</td><td></td></tr> <tr><td>Na<sub>2</sub>O</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>核分裂生成物</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>その他</td><td>5.1</td></tr> </table>	SiO <sub>2</sub>	46.7	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	14.3	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	5.0	Li <sub>2</sub> O	3.0	CaO	3.0	ZnO	3.0	廃棄物 (25wt%)		Na <sub>2</sub> O	10.0	核分裂生成物	9.9	その他	5.1
SiO <sub>2</sub>	46.7																				
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	14.3																				
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	5.0																				
Li <sub>2</sub> O	3.0																				
CaO	3.0																				
ZnO	3.0																				
廃棄物 (25wt%)																					
Na <sub>2</sub> O	10.0																				
核分裂生成物	9.9																				
その他	5.1																				

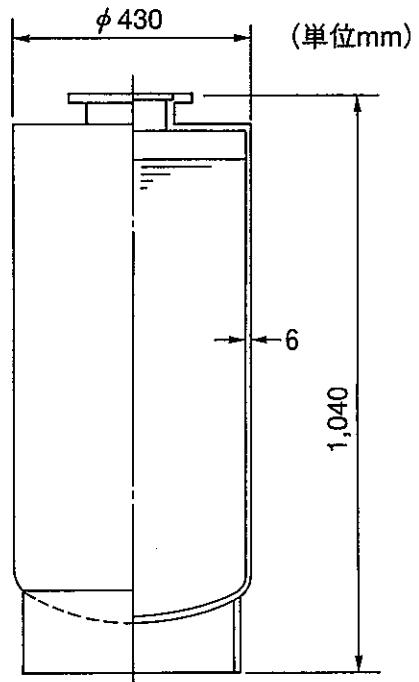


図4.2 TVF ガラス固化体仕様と標準化学組成

TVFの特徴は、以下に示す通りです。

### ① 液体供給式直接通電型セラミックメルタ（図4.3～図4.4）

ガラス固化方式としては、前述の通り世界的にAVM/A VH法とLF CM法（液体供給式直接通電型セラミックメルタ）の2方式が主流となっています。TVFにおいては、ガラス溶融炉の長寿命化とガラス固化プロセスの簡素化を図る観点から液体供給式直接通電型セラミックメルタを採用しました。

また、ガラス溶融炉に高レベル放射性廃液とガラス原料を供給する方式として、ガラス溶融炉からの粉塵の発生を抑制しオフガス処理工程の負担を軽減する観点から、ガラスファイバーカートリッジ方式を採用しました。

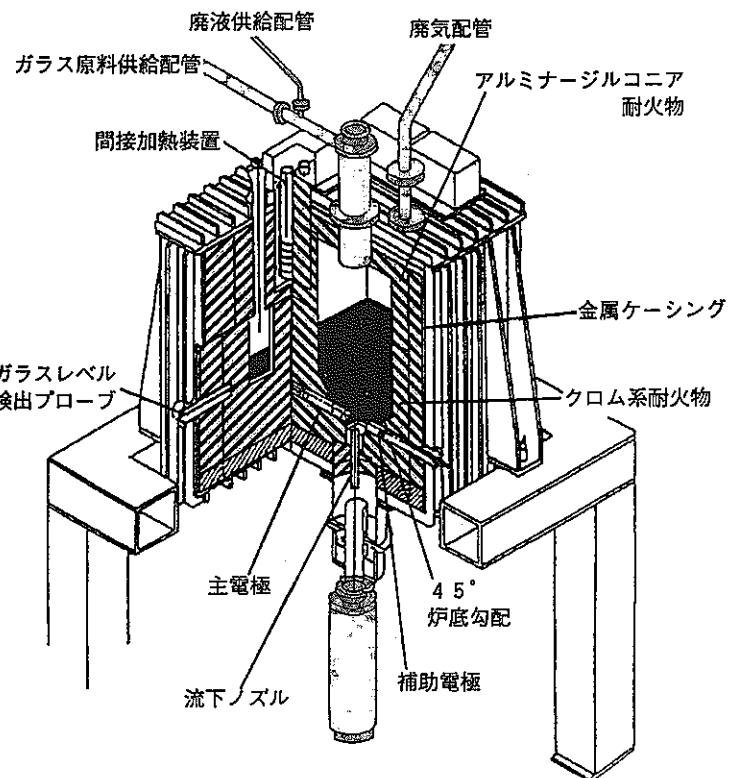


図4.3 ガラス溶融炉鳥瞰図

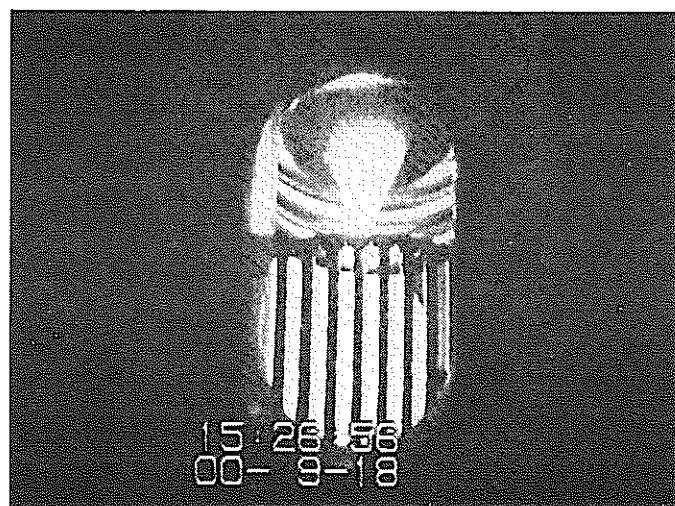


図4.4 ホット試運転におけるガラス流下

## ② 全遠隔保守方式（図4.5～図4.8）

TVFにおいては、作業者の被ばく量の低減と施設運転稼働率の向上の観点から、ガラス固化プロセスの主要機器の保守方式として、遠隔操作可能なクレーン、両腕型マニプレータ等の遠隔保守機器により保守を行う、「全遠隔保守方式」を採用しました。これら「全遠隔保守方式」の対象機器は、遠隔保守機器の効率的運用を図るため、固化セルと呼ぶ、高さ13m、長さ27m、幅11.6mの大型セル内に設置されています。

さらに、遠隔操作・保守を容易にするため、セル内機器をモジュール化し、ラック単位に組み込むと共に、配管を繰り返す遠隔継手を採用しています。

## ③ 低風量換気システム

固化セルの換気方式は、換気風量の低減化による換気設備の合理化を目的として、「低風量換気方式」を採用しました。本方式は、固化セル内に設置されたインセルクーラによる温度制御により、固化セル内の負圧を維持しながら換気回数を1日1回程度まで低減する方式です。

以上のことにより、作業者の被ばく量の低減と建設費の削減を図りました。

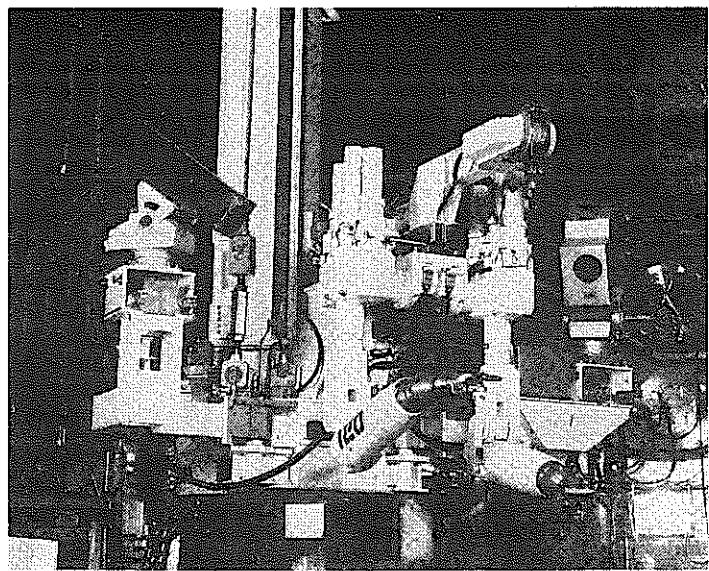


図4.5 両腕型マニピレータ



図4.6 両腕型マニピレータの操作

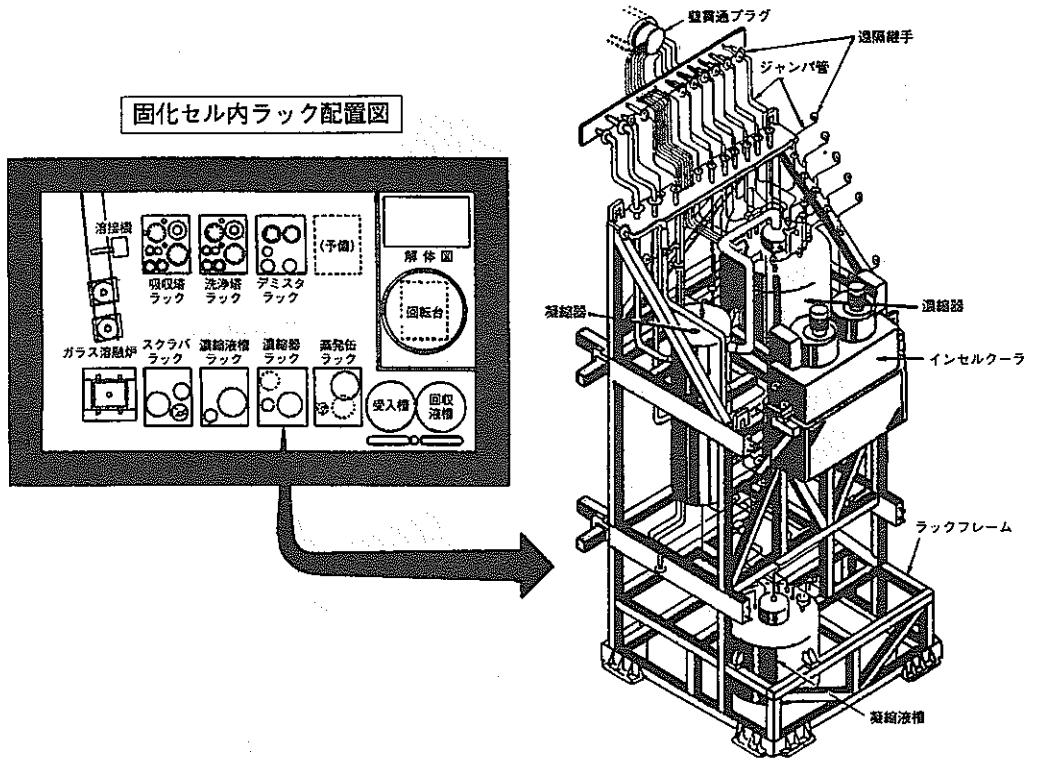


図4.7 ラックシステムの概念

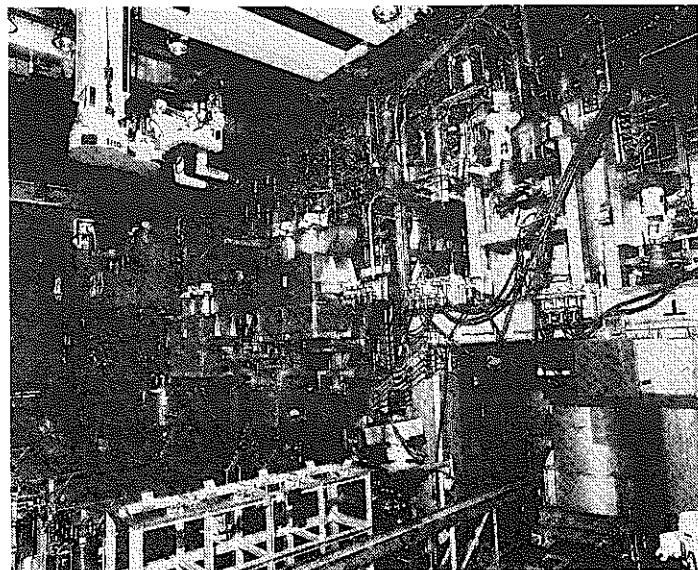


図4.8 固化セル内部

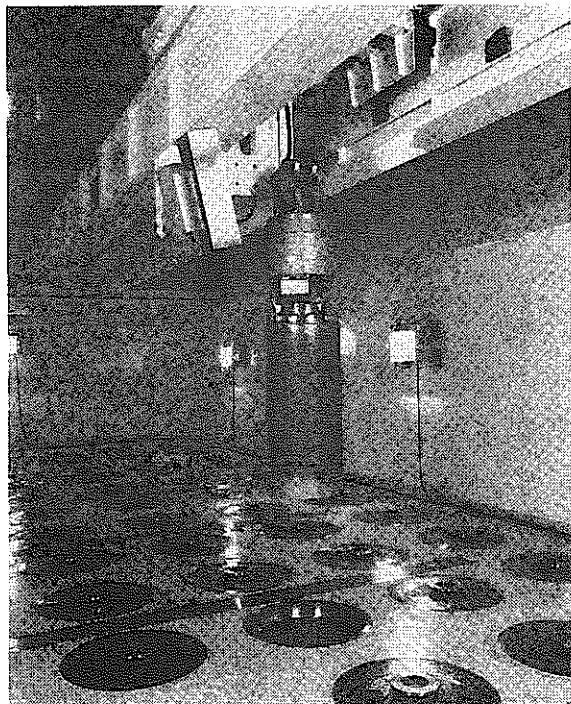


図4.9 ガラス固化体（模擬）のハンドリング

## (2) 設計及び建設

TVFの設計は、昭和55年度の概念設計から、昭和62年度の実施設計まで、平行して実施した技術開発及び合理化検討の成果を反映しつつ実施し、これら設計成果をもとに、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」にもとづき昭和62年3月に再処理施設設置変更承認の申請を行い、昭和63年2月に承認を得、さらにこれに続く設計及び工事の方法の認可を得ました。

TVFは、昭和63年6月に着工し、平成元年1月からは機器類の製作・据付が始まり、平成3年2月に建築工事が終了し、同年6月に機器類の据付が終了しました。平成3年7月からは作動試験を実施し、平成4年4月に竣工しました。

TVFの建設工事は、動燃事業団の施工管理の下、建築工事、電気工事、換気工事を担当する各建設共同企業体及び、主要な内装設備を担当する機器メーカーにより実施されました。本工事は、工期約4年、工事に要した延人数約30万人、ピーク時の作業人数は1日に約700人におよぶ大型工事でした。

### (3) コールド試運転

施設・設備の安全性、運転性及び保守性を確認すると共に運転員の操作の習熟を目的として、非放射性の模擬廃液による「固化プロセス運転試験」及び「遠隔操作・保守試験」を平成4年5月から約2年間に亘り実施しました。

固化プロセス運転試験では、非放射性の模擬廃液により、約80本の模擬ガラス固化体を製造することにより以下の試験を実施しました。

- ① 施設・設備の安全性（オフガス処理機器の除染性能確認等）
- ② ガラス溶融炉運転モードの確認、白金族元素の挙動確認
- ③ 運転性、機器の信頼性・特性の確認
- ④ 廃液濃度推定精度、定量供給精度、及び廃棄物含有率の管理精度の確認によるガラス固化体製造における品質管理方法の確認

固化セルをクローズした後には作業員がセル内に入室することができないため、遠隔操作・保守試験では、固化セル内に設置された全ての設備機器、即ち、プロセス設備のほか遠隔操作機器自体についても、遠隔操作による取外し・再取付け操作を実施し、遠隔操作・保守性を確認するとともに、保守方法・機器類の改良等を実施しました。対象とした設備機器は、溶融炉1基、ラック7基、遠隔継手414本、ボルト4085本等、遠隔操作機器を加えた遠隔脱着総数は6668点でした。また、遠隔操作を補助する総数315基のインパクトレンチ、緩み確認治具及びラック吊り上げ治具の取扱い総数は、延べ3032回でした。本試験を通じて、遠隔操作機器の各設備へのアクセス性について

も確認すると同時に、固化プロセス試験との交互実施により、運転による熱負荷等の影響の把握、あるいは、保守後のプロセス全体としての健全性確認を実施しました。

コールド試運転の結果を踏まえ、気液分離器の遠隔化（予防保全）、ガラス原料供給機構の改良（操作性の向上）、廃気冷却管の改造（信頼性・耐久性の向上）及び遠隔操作用の把持部形状変更などの改善処置を実施し、ホット試運転に備えました。

#### (4) ホット試運転

ホット試運転においては、環境への放出放射能量及びセルしゃへい性能等に係わる施設の安全性を確認する安全性確認試験、及び、ガラス固化体の製造及び保管に伴うガラス固化プロセス設備の性能等を確認する固化プロセス性能確認試験を実施すると共に、線量当量率等の性能に係わる使用前検査を受検し、合格証を取得することを目的としました。

平成6年9月2日に管理区域を設定し、再処理工場との配管接続工事を9月26日に終了し、ホット試運転に係る設備機器の準備を終了しました。

IAEA及び日米原子力協定に基づく保障措置上の手続きを経て、平成7年1月24日に第1回目の高レベル放射性廃液の受入れを実施しました。

当初は、高レベル放射性廃液を希釈し、段階的に廃液の放射能濃度を高めながらガラス固化処理を行い、放出放射能量、しゃへい性能、プロセス設備・機器の性能などの確認を実施しつつ、2月20日にはわが国初の実規模ガラス固化体を製作しました。

2月22日に第3本目の溶融ガラスを流下中に「溶融ガラスの流下停止」が発生したため、ガラス溶融炉の運転を停止し、原因の究明、再発防止対策の検討結果に基づき結合装置等の改造等を8月末までに実施しました。本トラブルは、ガラス流下時の炉底部溶融ガラス温度が低下し、溶融ガラスが、流下ノズルの正常な位置から偏って流下し、結合装置内に冷えて堆積したとい

うものでした。しかし、溶融ガラス温度の管理方法の改善と結合装置の改良により、問題の解決を図りました。

その後、9月から実濃度の高レベル放射性廃液により20本のガラス固化体を製作するとともに、放出放射能量、しゃへい性能などの安全性確認及び設備機器の性能並びに運転特性を確認しました。

ホット試運転においては、下記の試験を実施しました。

- ① 高レベル放射性廃液の受入れに伴う廃液の漏洩の有無（含む遠隔継手部）
- ② セルしゃへい性能
- ③ ガラス溶融炉、濃縮器等の放射性物質の廃ガスへの移行率及び廃ガス処理機器の除染性能
- ④ 環境への放出放射能量
- ⑤ 固化セル温度制御特性（低風量換気システムの確認）
- ⑥ プロセスマテリアルバランスデータの取得
- ⑦ ガラス溶融性の確認及びコールド試運転により確立したガラス溶融炉運転モードの確認（含む白金族元素の挙動確認）
- ⑧ ガラス流下精度の確認
- ⑨ 固化体取扱性の確認
- ⑩ 固化体品質の確認

10月26日には、線量当量率などの性能に関する科学技術庁の使用前検査を受検し合格した後、12月1日に使用前検査合格証を取得し、開発運転を迎えることとなりました。

#### (5) 開発運転

開発運転に移行後、施設の安全性、放射能収支、大型セルに伴う保守性の評価とともに、ガラス固化プロセス各設備機器の性能並びに信頼性評価を継続し、溶融炉の安定運転データの蓄積等に係わる試験を平成8年4月から6

月まで実施し、運転データを取得するとともに、20本のガラス固化体を製作しました。

なお、ホット試運転開始後、平成8年8月末現在で累積42本のガラス固化体を製作しました。

今後、動燃は、プラント規模でのガラス固化技術の蓄積とより一層の信頼性の向上を図るため、下記の開発を実施していく計画です。

- ① 設備・機器の信頼性の向上
- ② ガラス溶融炉解体技術の実証
- ③ 運転及び遠隔保守支援システム開発
- ④ ガラス溶融炉の伝熱・流動数値解析技術の向上

## 5. おわりに

高レベル放射性廃棄物を、安定な形態に固化した後、30年間から50年間程度冷却のための貯蔵を行い、その後、地下の深い地層中に処分することは、わが国の高レベル放射性廃棄物対策の基本的な方針です。

動燃は、ガラス固化技術についてガラス組成に係わる基礎試験からスタートし、ガラス固化プロセスの研究、工学試験及びモックアップ試験等の工学的研究及びC P Fにおけるホット試験等、多岐にわたる技術開発を実施してきました。これらの成果を踏まえて、ガラス固化技術開発施設（T V F）を建設し、約3年にわたるコールド試運転及びホット試運転を経て、開発運転の段階に達しました。平成8年8月末現在、製作されたガラス固化体の総本数は42本であり、高レベル放射性廃液のガラス固化技術が着実に実証されつつあります。

今後共、T V Fの開発運転を通してガラス固化技術をプラント規模で実証するとともに、信頼性の向上を目指した開発を継続していきます。

一方、T V Fの建設及び運転について技術開発成果を日本原燃株式会社のガラス固化施設に円滑に反映すべく、設計への協力、及び、日本原燃株式会社職員のT V Fにおける運転研修等の協力を行っており、今後とも協力を継続していく所存です。