



「もんじゅ」の総合機能試験

田辺 道夫 平山 尋盛 大戸 敏弘
井上 和彦 坂井 茂

高速増殖炉もんじゅ建設所プラント第1課

資料番号：93-1

MONJU Function Test

Michio Tanabe Hiromori Hirayama Toshihiro Odo
Kazuhiko Inoue Shigeru Sakai
(Operations Engineering Sec., Monju Construction Office)

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、各系統毎の機能確認および系統相互間の取合確認を目的とした総合機能試験を、平成3年5月から開始し、平成4年12月に終了した。

試験は、常温空気中試験、アルゴンガス中試験、ナトリウム中試験の順に進め、この中で、冷却系統、制御系統、燃料取扱設備、格納容器等について、ナトリウム充填状態での所期機能を確認した。試験の最終段階で行った冷却系総合試験では、冷却系と制御系を組み合わせた横断的な機能を確認するとともに、性能試験予測解析精度向上に資するプラント動特性および自然循環特性に係わるデータを取得することができた。

1. はじめに

「もんじゅ」の試験・試運転は、図1に示すように工場試験、据付機能試験、総合機能試験そして性能試験と段階を踏んで進めている。

総合機能試験は機器据付段階での機器単体の機能を確認する据付機能試験の後を受けて実施する

もので、軽水炉での系統機能試験に相当する。本試験は、系統としての機能が十分に確保されていることの確認、試験操作・運転を通しての機器単体の機能性能の確認、プラント全体にわたる組合せ試験による系統相互間の取り合いの確認を目的とし、合わせて試験期間を通してのプラント運転員の運転習熟という役割も持たせて実施した。

総合機能試験の手順は図2に示すようにナトリウムが系統に入る前に常温空気中で燃料取扱設備

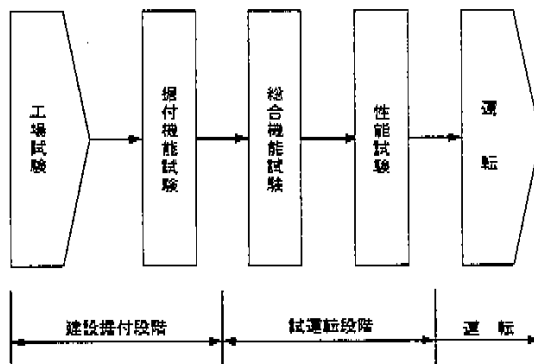


図1 もんじゅ試運転手順

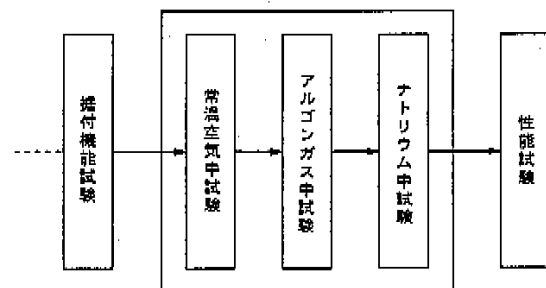


図2 総合機能試験手順

や制御棒駆動機構の機能確認を行う「常温空気中試験」、系統にナトリウムを注入するために系統中の空気をアルゴンガスに入れ替えて予熱・昇温を行う「アルゴンガス中試験」、そして冷却材であるナトリウムを系統に注入した後に冷却系統、制御系統、燃料取扱設備等の機能確認を行う「ナトリウム中試験」の3つのフェーズから成り立っている。

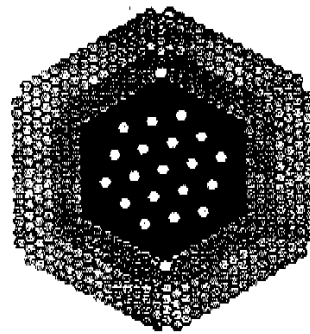
総合機能試験は、設計性能、運転性能の確認、さらに研究開発のためのデータ取得を目的とするもの等広範囲におよび、合わせて125の試験を実施した。これを細分化した試験項目は約300項目であり、この内、FBR特有の試験項目は約240項目であった。総合機能試験の概略工程を図3に示す。

先行試験として廃棄物処理設備（気体、液体、固体）と水・蒸気系の一部に関する試験を実施し、機器据付完了後のナトリウム充填前格納容器漏洩率試験を経て、平成3年5月の模擬炉心構成を最初に総合機能試験を本格的に開始し、平成4年12月に終了した。以下主要な結果について述べる。

2. 模擬炉心構成

模擬炉心構成の目的は、常温空気中で模擬の燃料および中性子源集合体を用いて炉心の仮組みを行うことにより、炉心を含めた1次主冷却系の流路を形成し1次主冷却系循環ポンプの運転性能試験を可能にすること、また、制御棒駆動機構、燃料取扱設備の炉内での試験を可能にすることである。

「もんじゅ」の炉心レイアウトを図4に示す。模擬炉心構成においては、炉心燃料集合体198体



● 炉心燃料集合体	198
● ブランケット燃料集合体	173
○ 制御棒	19
○ 中性子源集合体	2
● 中性子遮蔽体	324

図4 「もんじゅ」の炉心レイアウト

および中性子源集合体2体の計200体については形状を模擬した集合体を使用し、その他ブランケット燃料集合体、遮蔽体等は実際に使用される炉心構成要素を使用した。

模擬炉心構成にあたっては、炉心構成要素の炉心槽への装荷順序について、「常陽」での経験をもとに確実性と工程の短縮の観点から検討した。その結果、炉中心と最外周の角を結ぶ線上にまず装荷しこれで仕切られた各セクタを埋めるという方法を取り、平成3年5月中旬から6月上旬にかけて計画通り22日間で完了した。模擬炉心構成時の作業状況を写真1に示す。

3. 制御棒駆動機構関連試験

制御棒駆動機構の常温空気中の試験は、模擬炉心構成が完了した平成3年6月に実施した。試験では、主炉停止系（微調整棒駆動機構、粗調整棒駆動機構）、後備炉停止系（後備炉停止棒駆動機構）それぞれについて、制御棒をつかんだ状態で引抜

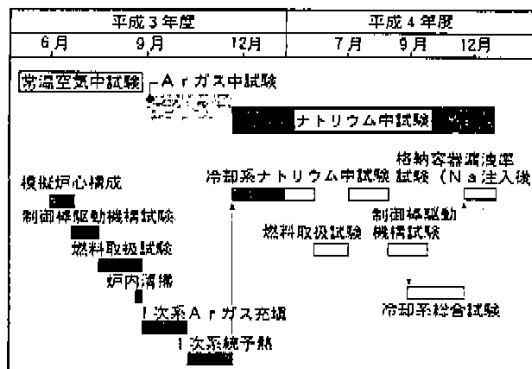


図3 総合機能試験主要工程

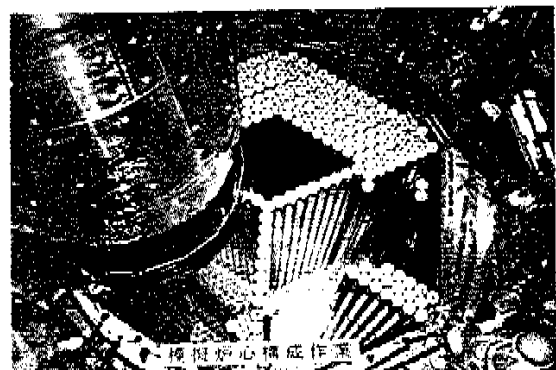


写真1 模擬炉心構成作業

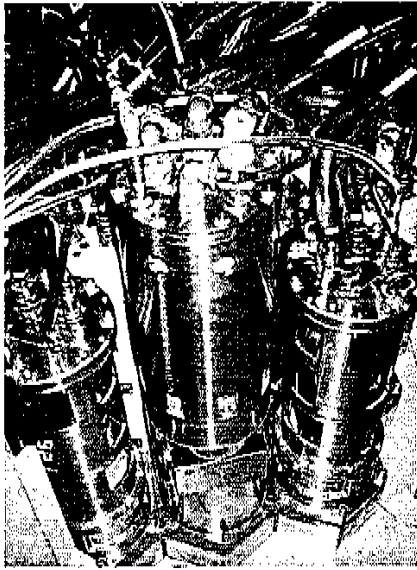


写真2 微調整棒駆動機構

挿入を行う駆動試験を行い正常に動作することを確認した。制御棒駆動機構の外観写真を写真2に示す。

また、ナトリウム中試験は平成4年8月に実施し、この中では駆動試験の他にスクラム試験を行い、全ストロークの85%までの挿入が1.2秒以内に行えることを確認した。一例として微調整棒駆動機構1号機のスクラム特性を図5に示すが、85%挿入位置まで1.2秒以内の設計条件に対し約0.6秒と余裕のある結果を示している。

4. 炉内燃料移送試験（空气中）

平成3年7月から約1ヶ月半にわたり、燃料交

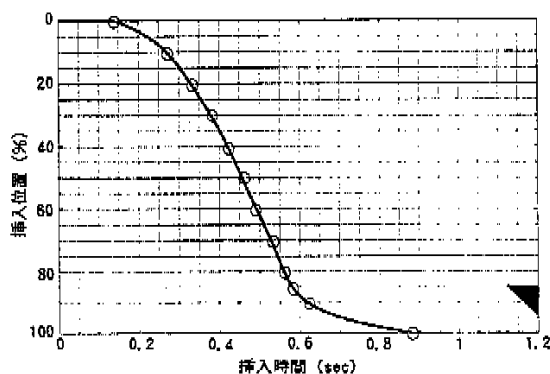


図5 微調整棒駆動機構1号機スクラム特性



写真3 炉内燃料移送試験状況

換設備の機能を確認する炉内燃料移送試験を実施した。試験の目的は、模擬炉心が構成されている状態での燃料交換設備の動作性能の確認、燃料交換に係わる基礎データの取得、ならびにナトリウム中試験および運転開始後にリファレンスとして使用する初期データベースの構築にある。試験では、燃料交換装置の作動ストロークの調整およびアドレスの確認等、ナトリウム充填後は見ることができない燃料交換装置の動作性能を試験員が原子炉容器の中に入って目視でも確認し、上述の燃料交換に関する基礎データを得た。写真3に原子炉容器内での燃料交換装置の作動確認状況を示す。

5. 原子炉容器予熱

以上の制御棒駆動機構、燃料取扱設備の炉内での機能を十分確認した後に、平成3年9月からナトリウム充填に向けてのアルゴンガス中試験の段階に入った。まず、原子炉容器、1次冷却系等ナトリウムに係わる系統内の雰囲気空気を空気からアルゴンガスに置換し、電気ヒータにより目標200℃まで昇温を行う予熱試験を実施した。

原子炉容器および中間熱交換器等の大型機器の予熱試験は、所定の時間内に構造健全性上の重要な部分について制限値を満足しつつ昇温できることの確認を目的として実施した。これらの大型機器は内部に構造物を有していることから、容器および内部構造物の温度を均一に上昇させることが難しく、これらの予熱制御に注意を払う必要がある。「もんじゅ」では、スケールモデルを用いたR&D結果に基づき、予熱制御温度設定をステップ状に上げていき、容器と内部構造物との間に過大な温度差がつかないように徐々に昇温を行うこととした。

原子炉容器の予熱は図6に示すガードベッセルの外壁に取付けられた電気ヒータによって行った。ここでは、原子炉容器の周方向の温度差を制限してできるだけ均一に予熱すること、また、昇温の過程で原子炉容器の内部の昇温が遅れないよ

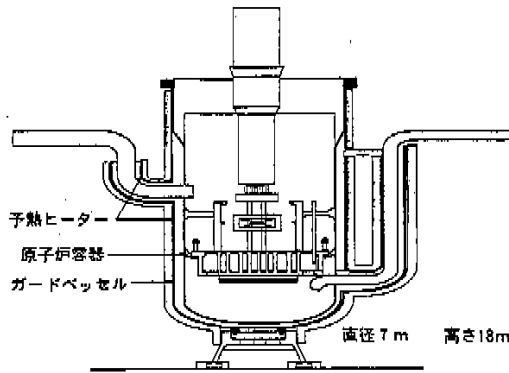


図6 原子炉容器およびガードベッセル

う、原子炉容器炉内支持構造物の径方向の温度差の制限を設けた。図7に結果を示すが、これらの制限値を満足しつつ所定の期間に予熱を完了することができた。

6. ナトリウム受入

「もんじゅ」の冷却材ナトリウムは、常温空気中試験およびアルゴンガス中試験と並行して約1700トン現地に受け入れた。ナトリウムは国際入札の結果、仏国から購入した。仏国の工場において移送用のタンクコンテナに入れたナトリウムは、冷却固化した状態で海上輸送し、神戸港に陸揚げしてトレーラで陸送した後、現地でタンクコンテナのタンクを昇温して融解し、2基の仮受タンクに受入れた。

系統設備へは、仮受タンクからそれぞれの設備のダンプタンク等へアルゴンガスにより加圧移送

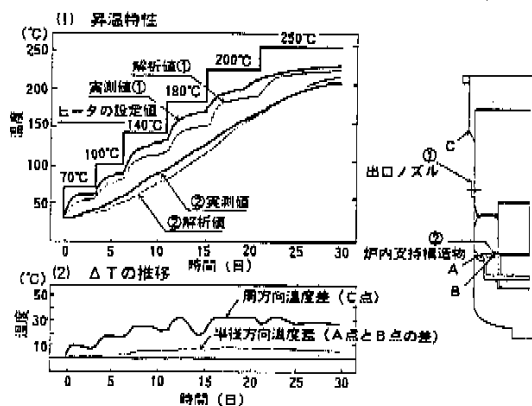


図7 原子炉容器予熱特性

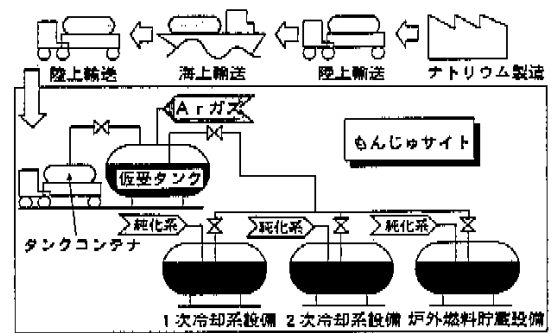


図8 ナトリウム受入概念図

し、計画通りの受入を完了した。

ナトリウム受入の概念を図8に、受入実績を図9、タンクコンテナを写真4に示す。

7. 1次系フラッシング運転

平成3年11月に1次主冷却系へのナトリウム充填を行い、総合機能試験はナトリウム中試験の段階へと進んだ。平成3年12月には1次主冷却系の系統試験に先立ち1次主冷却系のフラッシング運転を実施した。フラッシングは系統内に異物が残っていないことを確認することにより清浄度管理の妥当性を検証するもので、合わせて1次主冷却系循環ポンプの試運転性能の確認を目的とした。

フラッシングでは、図10に示すように1次主冷却系逆止弁部に仮設のフィルタを取付けた状態で循環ポンプを運転し、冷却材であるナトリウムを循環させた。フラッシング運転は図11に示したように40%流量、系統温度約200°Cで50時間実施し、

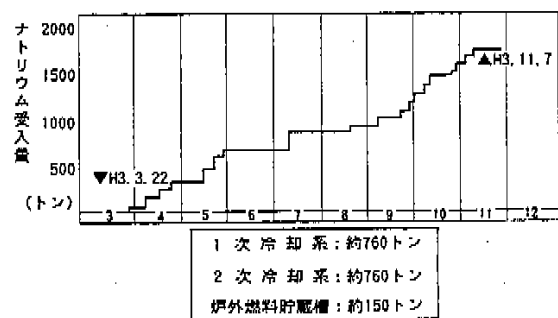


図9 「もんじゅ」のナトリウム受入れ実績

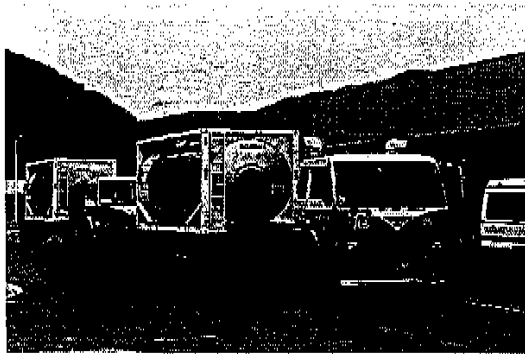


写真4 ナトリウムタンクコンテナ (サイト到着)

この間、フィルタの目詰まりを示す流量の低下および圧力の上昇は認められなかった。その後、写真5に示す如く仮設フィルタを取外して洗浄した結果、異物の存在は認められず建設時および模擬炉心構成時の清浄度管理が充分であったことが確認できた。また、ポンプの運転状況に関しても良好な結果を得た。

8. 燃料取扱設備総合試験

燃料取扱設備総合試験は、燃料交換装置、燃料出入設備等の各燃料取扱設備をナトリウム中で作動させ、模擬炉心構成要素の取扱いが円滑に行えること、また、使用済燃料の洗浄、缶詰等の燃料処理貯蔵モードでの移送操作が円滑に行えることを確認するものであり、平成4年6月に実施した。

「もんじゅ」の燃料等の取扱ルートを図12に示す。「もんじゅ」の燃料取扱設備は、燃取操作室より遠隔自動で運転できる。自動化においてはマンマシンインターフェイスを重視しており、機器の運転状態、運転情報をCRT画面上に表示する

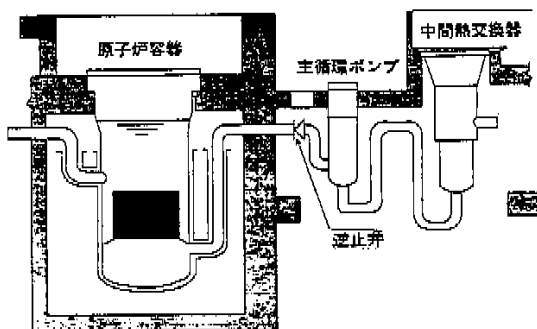


図10 1次系統フラッシング概要

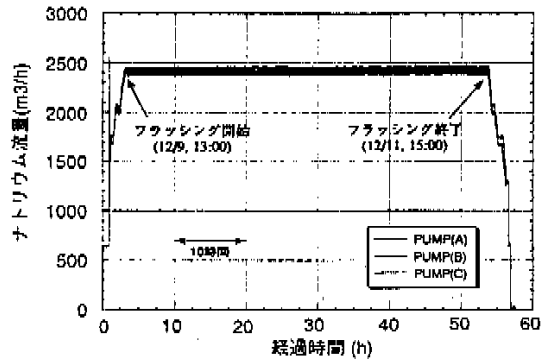


図11 1次ナトリウムフラッシング運転試験

等運転に係わる人的負担の軽減を図った設計としている。例えば、炉内燃料交換では、燃取操作室の運転員がスタートボタンを操作した後は、CRT上に提示された画面により燃料交換装置がどの位置にあるか、また、旋回角、旋回トルク等のプロセス量が正常であることの確認をするだけでよく、自動的に燃料交換が可能である。

原子炉容器内と炉外燃料貯蔵槽間の燃料交換に係わる試験では、模擬炉心構成要素を用いて、燃料交換装置および燃料出入機等により、炉内および炉外側より同時に各10体ずつ、連続的な交換を行った。この試験により自動運転による1日10体の燃料交換が設計通りであることを確認した。1体分の燃料交換の標準工程を図13に示す。

燃料処理貯蔵に係わる試験では、模擬集合体を使用済燃料集合体と見立てて洗浄および缶詰処理操作を実施した。集合体を、炉外燃料貯蔵槽から燃料出入機にて燃料洗浄設備へ移送して洗浄を行った後、燃料缶詰設備により缶詰缶に収納し、燃料出入機および水中台車を介して燃料移送機に

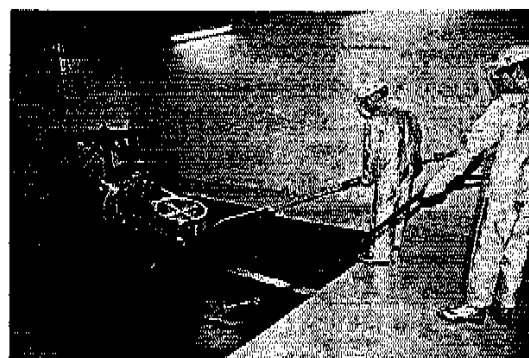


写真5 仮設フィルタナトリウム洗浄

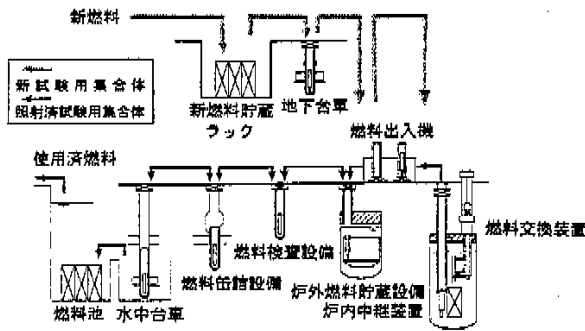


図12 もんじゅ燃料等の取扱ルート

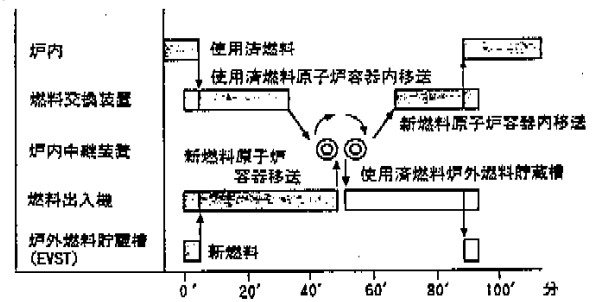


図13 燃料交換試験1体分標準工程

て燃料池内の使用済燃料ラックまでの移送操作を行い、これらが円滑に処理できることを確認した。燃料処理貯蔵試験の実績工程を図14に示す。

これらの燃料取扱設備総合試験の結果、燃料交換については1体あたり約90分、また洗浄、缶詰操作については1体を約9時間で処理できることを確認した。

また、引き続き燃料交換設備の洗浄性の確認試験を実施し、良好な洗浄結果を得た。写真6に洗浄前後の燃料交換装置グリッパの状態を示す。

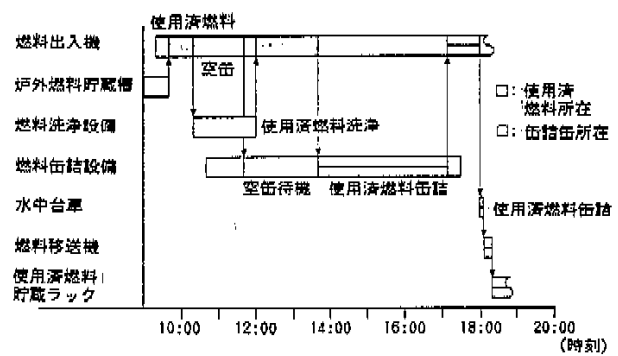


図14 燃料処理貯蔵試験実績工程

9. 冷却系総合試験

冷却系総合試験は、総合機能試験の最終段階として冷却系と制御系を組合せて横断的に行う試験であり、また性能試験の前準備としての位置づけも持たせて、1次主冷却系、2次主冷却系等の

個々のシステムの機能・性能確認が完了した平成4年9月から開始した。本試験は、予備解析およびそ

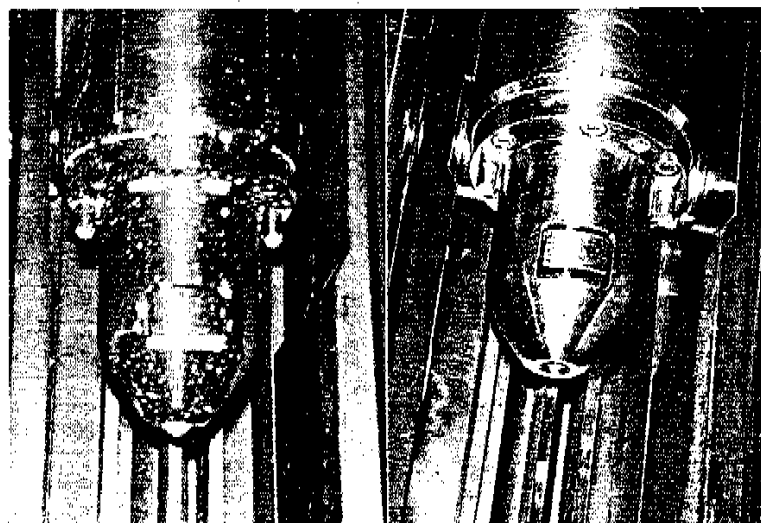


写真6 燃料交換装置グリッパ洗浄前/後

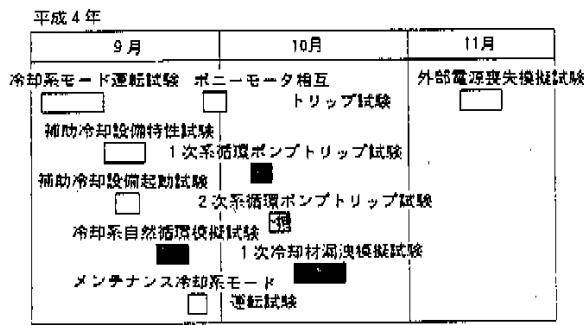


図15 冷却系総合試験 主要工程

の結果を踏まえた試験手順の作成から、試験の実施までを、「もんじゅ」建設所を中心として大洗工学センター、本社FBR部門との協力体制の下に実施した。

冷却系総合試験の目的は、冷却系の総合的な機能の確認およびプラント運転員の運転習熟である。これに加えて、試験前後の解析を通して、プラント動特性解析コードS-COPDおよび自然循環解析コードNATURAL等の高度化による性能試験予測解析精度の向上を図ることとした。

冷却系総合試験は、図15の主要工程に示したように、主冷却系循環ポンプのトリップ試験、外部電源喪失模擬試験等10の項目について約2ヶ月半にわたり実施した。

ここで各試験の説明に入る前に、関連する系統等を概説する。「もんじゅ」の原子炉冷却系の概略を図16に、プラントの運転モードおよび運転状態を図17および図18に示す。

「もんじゅ」の冷却系設備は、1次主冷却系、2次主冷却系、水・蒸気系および補助冷却設備より構成される。1次主冷却系は、原子炉で発生し

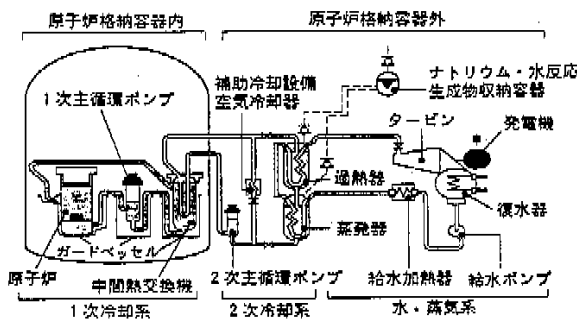


図16 「もんじゅ」冷却系系統図

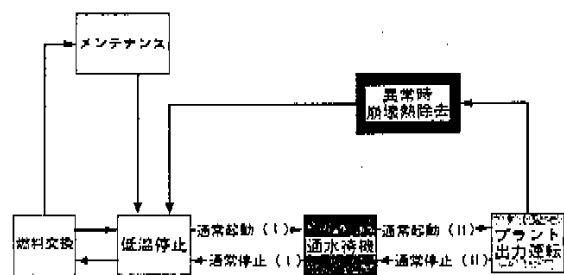


図17 プラント運転モード

た熱を中間熱交換器を介して2次主冷却系に伝える。原子炉運転中には、2次主冷却系はその熱を格納容器の外側にある蒸気発生器（蒸発器、過熱器）に伝え、高温高压の蒸気を発生させる。「もんじゅ」では、これらの系統がそれぞれ3組設置された、いわゆる3ループの構成となっている。補助冷却設備は燃料交換時および原子炉トリップ後の状態において、1次主冷却系および2次主冷却系の一部とあいまって炉心からの崩壊熱を除去する設備である。

プラントの通常起動は、メンテナンスまたは燃料交換後、プラントの運転状態を低温停止とした状態から行き、低温停止、通水待機およびプラント出力運転の順で定格運転に至る。

低温停止モードは、原子炉が停止状態で、補助冷却設備により崩壊熱除去運転を行っている状態である。1次および2次主冷却系循環ポンプは、ポニーモータによりそれぞれ、約8%、約6%の流量で運転されており、2次主冷却系のナトリウムは補助冷却設備側を流れ、補助冷却設備空気冷却器により崩壊熱が除去される。

通水待機モードは、1次および2次主冷却系循

主要設備	原子炉	1次冷却系	2次冷却系	補助冷却系
プラント運転モード	原子炉運転	原子炉運転	原子炉運転	原子炉運転
低温停止	制御棒全挿入 崩壊熱発生 冷却材温度約200℃	ポンプ停止 約8%流量	ポンプ停止 約6%流量	Na側は定格流量 空気冷却器は待機熱除去運転
通水待機	制御棒全挿入 崩壊熱発生 冷却材温度約200℃	主モータ運転約80%流量	主モータ運転約40%流量	Na側は微小流量 空気冷却器は停止状態
プラント出力運転(定格)	待機時での出力調整 原子炉出力100% 冷却材温度R/V出口529℃	主モータ運転100%流量	主モータ運転100%流量	Na側は微小流量 空気冷却器は停止状態

図18 主要設備の運転状態

環ポンプをボニーモータでの運転から主モータによる運転状態とするとともに、2次主冷却系ナトリウムの主流路を補助冷却設備側への流れから蒸気発生器側に切替えて水・蒸気系で熱除去を行う運転状態としたものである。この時の1次主冷却系は約50%流量、2次主冷却系約40%流量、また、給水系は約10%流量の運転状態となっている。原子炉はこの通水待機モードから起動することとしている。この時、補助冷却設備は、空気冷却器が停止状態、またナトリウム流路へは若干量のナトリウムを流し待機状態に置く。また、1次および2次主冷却系ナトリウム流量は、プラント出力に合わせ、定格出力で100%となるように制御される。定格運転時には、原子炉出力制御系により、原子炉出口ナトリウム温度は529℃に制御される。

9.1 冷却系モード運転試験

冷却系モード運転試験では、低温停止モードおよび通水待機モード等各種運転モードの設定が可能であること、運転所要時間、運転操作ガイドが所期のものであることの確認を行い、関連する運転上のデータを得ることができた。

9.2 系統昇温

1次、2次主冷却系を対象とした系統昇温は、プラント出力運転を模擬した冷却系昇温試験と、系統温度保持試験として実施した。

冷却系昇温試験では図19に示す如く、1次主冷却系および2次主冷却系のナトリウム流量を100%の運転状態としてポンプ入熱により系統を325℃まで昇温した。系統温度を代表する1次冷却系中間熱交換器出口ナトリウム温度の上昇率について、昇温開始当初の低温域では約7℃/h、300℃

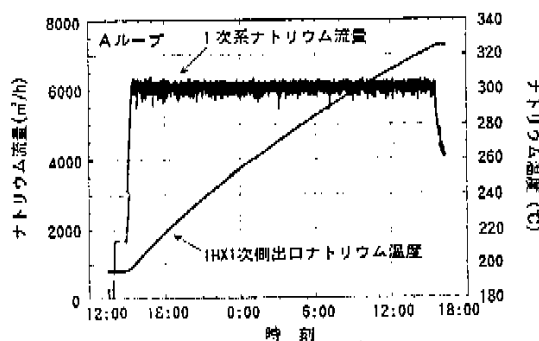


図19 冷却系昇温試験

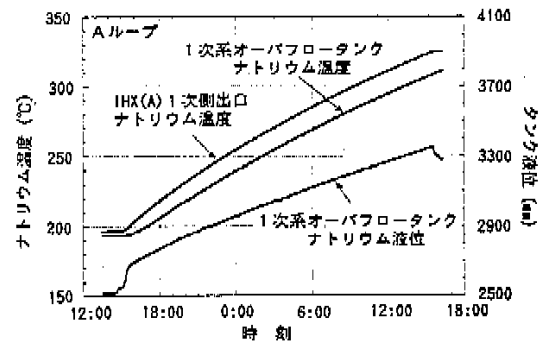


図20 冷却系昇温試験

前後からは約5℃/hとなることがわかった。この結果と予備評価の比較により系統からの放熱量が設計値より少なく、保温設備の機能が十分発揮されていることが確認できた。

図20に、冷却系昇温試験時の1次オーバーフロータンク内のナトリウム温度、液位を示す。オーバーフロー系は、原子炉容器内のナトリウム液位を維持するための系統である。オーバーフロータンク内ナトリウム温度は、中間熱交換器出口ナトリウム温度に対して20℃未満で追従しており、冷却系昇温中、オーバーフロータンクから炉容器へのナトリウム汲上げに過大な温度差のないことが確認できた。また、系統ナトリウム温度の上昇とともに、ナトリウムの熱膨張により、オーバーフロータンク内液位が上昇している。このデータは、原子炉起動時に1次オーバーフロータンク内に貯留しておく必要のあるナトリウム量の設定にあたり有効なものであるが、初期の予測と良く一致した。

図21に、性能試験の反応度温度係数測定時のプラント条件を確認するために行った系統温度保持

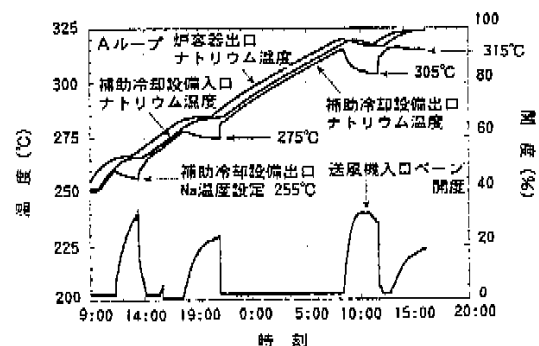


図21 系統温度保持試験

試験時のデータを示す。この時のプラント状態は、1次主冷却系は100%流量、2次主冷却系はポニーモータ運転で、補助冷却設備による自然通風除熱状態である。試験は、系統の温度上昇の過程で、250℃での運転状態から空気冷却器出口ナトリウム温度の設定を、255℃、275℃、305℃、315℃と変化させ、入口ペーンの動き等の制御性を確認した。各温度設定のいずれについても、1次および2次主冷却系とも系統温度を1℃の幅以内で、非常に安定して保持できることが確認できた。

9.3 原子炉トリップ関連試験

原子炉トリップは、プラントにおける代表的な異常事象であり、適切なプラント操作が要求されることから、運転習熟の点からも重要な試験と位置づけて行った。「もんじゅ」の原子炉トリップのフローを図22に示す。

この試験は、何らかの原因で原子炉がトリップした場合に、関連系統機器の安全動作が正常に行われること、すなわち1次および2次主冷却系循環ポンプ主モータがトリップしてポニーモータ運転に引継ぐこと、補助冷却設備が自動で起動することを確認するものである。

図23に原子炉トリップ模擬から約3分間についての1次主冷却系Cループの状態の推移を示す。この中で、原子炉トリップ信号により1次主冷却系循環ポンプの主モータはトリップし、ナトリウム流量が減少している。原子炉トリップで1次主冷却系循環ポンプの主モータ運転を停止する理由は、制御棒の急速挿入に伴う炉心での発熱の減少に合わせ炉心流量を減少させることにより、原子炉容器出口ナトリウム温度の変化幅を抑えるためである。流量半減時間6秒という結果が得られた

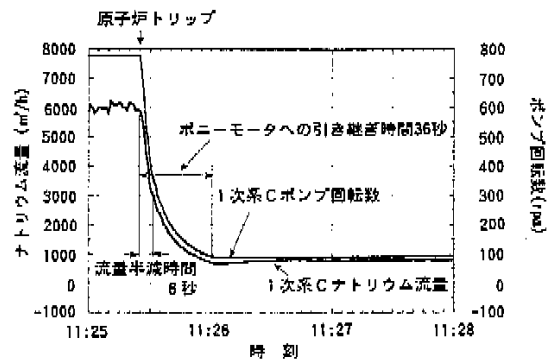


図23 1次主冷却系循環ポンプトリップ試験

が、4.6秒以上という設計条件に対して余裕のある値である。また、36秒後には正常にポニーモータに引き継がれ、安定した運転状態が継続された。この他、前述の関連系統機器の安全動作がすべて正常に行われることを確認した。

「もんじゅ」では、1次または2次主冷却系循環ポンプのポニーモータが不動作となった場合に、中間熱交換器の熱過渡を緩和することを目的として、対応するループの2次または1次のポニーモータを停止させるインタロックを設けている。本機能の確認のための試験も実施した。図24に示す試験結果は1次主冷却系Aループのポニーモータの運転を阻止した状態で原子炉をトリップさせたものである。1次主冷却系Aループの流量は、逆止弁機能が正常に働いて0m³/hになっている。また、1次主冷却系Aループ循環ポンプの回転数は、ポニーモータでの運転がなされていないことから低下し、これを受けて2次主冷却系Aループの循環ポンプ回転数が所定の時間後に低下して

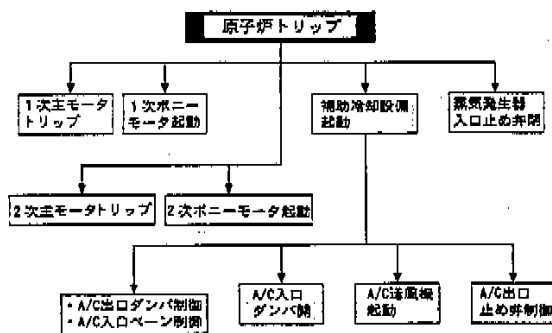


図22 原子炉トリップ試験フロー

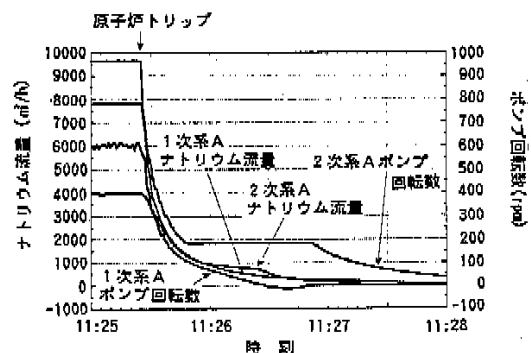


図24 ポニーモータ相互トリップ試験

いる。これは、1次および2次ポンプモータを相互に停止させるインタロックが正常に動作したことを示している。

9.4 補助冷却設備起動試験

この試験の目的は、原子炉トリップおよび停止時における崩壊熱除去機能、すなわち補助冷却設備が自動で起動すること、補助冷却設備起動後、補助冷却設備空気冷却器出口のナトリウム温度が所定の目標温度に制御できることを確認するものである。

ここで、原子炉がトリップした場合の補助冷却設備の自動起動の流れを概説する。原子炉がトリップすると、1次および2次主冷却系循環ポンプ主モータはトリップしポンプモータに引き継がれ、2次主冷却系のナトリウム流路は蒸気発生器側より補助冷却設備側に切り替わる。補助冷却設備では、まず、空気冷却器送風機が自動起動し、次に、空気冷却器入口ダンパが開となり、その後、送風機運転が安定したところで入口ベーン、出口ダンパが開きその開度を変化させることにより空気冷却器出口ナトリウム温度が所定の温度となるよう制御される。空気冷却器送風機は崩壊熱のレベルに応じて、高速運転、低速運転と停止の状態に自動的に切り替わる。

試験では、1次および2次主冷却系定格流量の状態から原子炉トリップ信号を発信させ、所定の動作が行われることを確認した。図25に、原子炉トリップ時の補助冷却設備の各パラメータの推移を示す。ここに、試験前の系統温度は325℃、原子炉トリップ後の初期の補助冷却設備出口ナトリウム温度の設定は295℃である。送風機がまず高速で回転し、1分後に低速に切り替わり、1時間

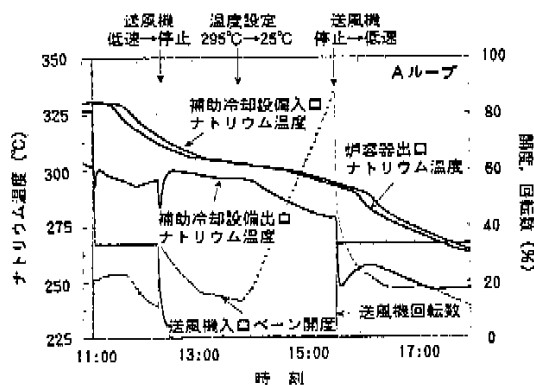


図25 補助冷却設備起動試験

半後には、補助冷却設備出口ナトリウム温度が下がったことにより入口ベーン開度が10%まで閉となり、これを受けて送風機は停止して自然通風に移行している。系統温度が落ち着いた後、補助冷却設備出口ナトリウム温度の設定を250℃とすることにより、15℃/hで補助冷却設備出口ナトリウム温度設定が下がっている。これに対応して、入口ベーンは開いていき、入口ベーン開度90%で送風機は再度低速で回転し冷却を続けることにより、最終的には、平均約15℃/hで系統温度を約250℃まで降下させることができた。この試験を通して、空気冷却器出口ナトリウム温度の設定に追従した送風機の高速運転から低速運転への移行、送風機の停止という一連の動作を確認することができた。また、ここで得たデータに基づき、S-COPDコードの検証および改修を進めている。

9.5 外部電源喪失模擬試験

外部電源喪失模擬試験は、例えば送電線の故障等により外部よりの電力がなくなった場合に、安全に原子炉が止まること、また、その後の崩壊熱の除去が行えることを確認する試験である。図26に示すように、試験では電力系統側からの受電しゃ断器を切として所内電源を喪失させ、これにより常用母線電圧の低下により原子炉がトリップすること、非常用母線電圧の低下によりディーゼル発電機が自動起動し非常用電源が確保されること、ならびに1次および2次主冷却系循環ポンプ主モータがトリップし、ポンプモータによる運転に引き継がれること、また、補助冷却設備による崩壊熱除去運転が正常に行われることを確認した。

図27に、受電しゃ断器を切として外部電源を喪失させた前後60秒についての機器の動作を示す。

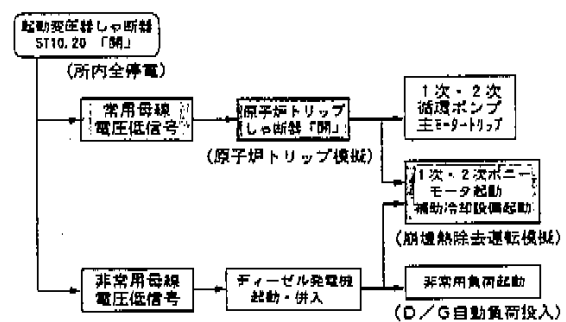


図26 外部電源喪失模擬試験フロー

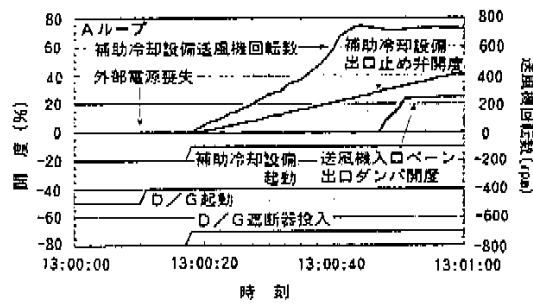


図27 外部電源喪失模擬試験

外部電源喪失にてディーゼル発電機が自動起動し、その後10秒以内の設計条件に対して約7秒後にディーゼルしゃ断器が投入され非常用電源が確保されている。これと同時に補助冷却設備が起動して空気冷却器送風機回転数が上昇し、補助冷却設備出口ナトリウム弁が開となり、また、送風機回転数が安定したところで空気冷却器入口ベーン、出口ダンパが開いて温度制御が開始され、設計通り、補助冷却設備による崩壊熱除去機能が正常に動作したことが確認できた。

9.6 1次冷却材漏洩模擬試験

1次冷却材漏洩模擬試験は、1次冷却材であるナトリウムが漏洩したという信号を発した時における一連の安全動作が正常に働くことを確認するものである。

「もんじゅ」の1次冷却材漏洩事故時の冷却能力確保の考え方は、炉心を冷却するという観点から、1次主冷却系の循環を維持するために、原子炉炉容器内において保たれる最低限度の冷却材レベルを確保するというものである。

試験では、原子炉炉容器内ナトリウムをダンプタンクにドレンすることにより漏洩を模擬し、1次冷却材漏洩信号により原子炉がトリップすること、これにより1次および2次主冷却系循環ポンプ主モータがトリップしてポニーモータ運転に引き継がれること、原子炉炉容器液位が低い状態でポニーモータによる運転が安定に行えること、また、温度低下に伴うナトリウム熱収縮により原子炉炉容器内のナトリウム液位が低下した場合でも1次オーバーフロー系により所定の液位に制御されることを確認した。

図28は、1次冷却材漏洩模擬試験の結果を、試験開始から10時間にわたっての各パラメータの変化で示している。1次冷却材漏洩模擬信号により

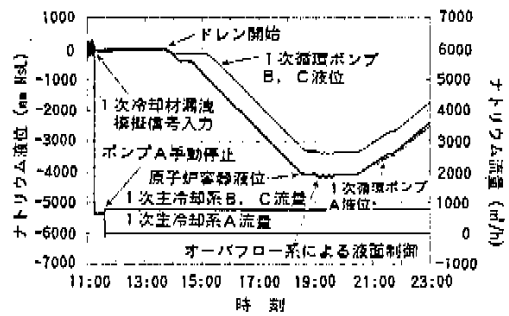


図28 1次冷却材漏洩模擬試験

原子炉がトリップして、これにより1次主冷却系循環ポンプ主モータがトリップして流量は減少してポニーモータ運転に引き継がれ、所定の流量で運転が継続されている。その後、警報により1次主冷却系Aループからの漏洩であることを運転員が認知してAループ循環ポンプポニーモータを手動にて停止した。Aループ循環ポンプの停止に伴い、Aループの流量は、逆止弁機能が働いて0m³/hとなっている。また、B、CループはAループ循環ポンプの停止に伴う炉心圧低下の分だけ流量が増大している。

図28のドレン開始時より約5時間後の炉容器ナトリウム液位は、通常液位から約4m下方の炉心冷却の上から十分余裕のある液位で、1次オーバーフロー系による液位確保のための液面制御が正常に行われたことを示している。また、B、Cループのポンプ内ナトリウム液位は、炉容器内液位が低くても、これよりもポンプヘッド分に近い約800mm上方に確保され、ポニーモータによる循環ポンプ運転が安定した状態で行えることが確認できた。

9.7 自然循環模擬試験

「もんじゅ」では万一全電源が喪失し、ポニーモータが作動せず、循環ポンプの運転が3ループすべてできなくなった場合でも、自然循環能力により崩壊熱の除去が可能となるよう、図29に示す如く中間熱交換器や空気冷却器を炉心部より高い位置に配置する設計上の配慮がなされている。試験はこの機能の確認の第一歩として、1次主冷却系循環ポンプ入熱に対する2次冷却系自然循環特性の把握を目的とした。すなわち、1次主冷却系循環ポンプを運転した状態で、2次主冷却系循環ポンプを停止し、空気冷却器ベーンダンパが全開となり冷却することにより、2次主冷却系の自然

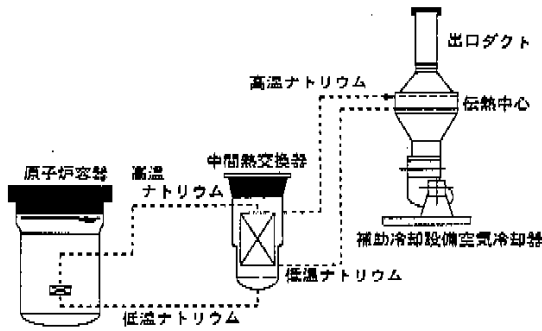


図29 「もんじゅ」補助冷却設備機器高低図

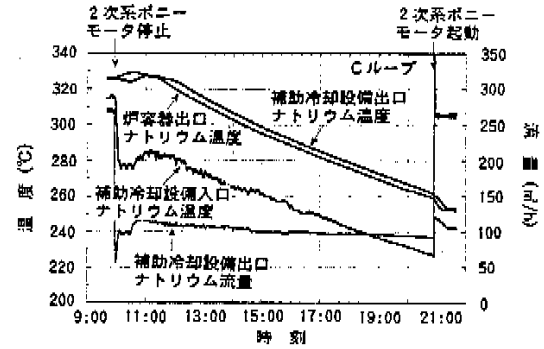


図31 2次冷却系自然循環試験

循環流が発生して系統ナトリウム温度を低下させることができることを確認するものである。

図30に試験の結果をNATURALコードによる予備解析結果とともに示す。2次系ポンプモータの停止でナトリウム流量は一旦減少しているが、約60 m³/hに低下した時点で自然循環力により流量が増大し、補助冷却設備入口、出口ナトリウム温度差約50°Cで約100 m³/hの自然循環流量が得られている。補助冷却設備出口温度は、解析値の方が低い傾向を示しているが、これは、解析に用いている熱伝達係数の値が低流量域において、若干大きめに見積もっているためと考えている。また、流量はほぼ一致した傾向を示しているが、これについても、今後、一循の自然循環力と圧力損失を詳細に検討した上で評価する必要がある。図31に自然循環試験開始から約11時間にわたる各パラメータの変化を示すが、2次主冷却系自然循環流量は長時間にわたり安定し、1次主冷却系統のナトリウム温度も着実に低下しており、2次主冷却系自然循環による安定した熱除去機能があることが確認できた。

一方、自然循環による崩壊熱の除去能力を検討する上で、低流量時の原子炉容器下部プレナムにおける冷却材混合（ミキシング）特性を把握しておく必要もある。「もんじゅ」では写真7に示す如く1次主冷却系の原子炉容器入口配管ノズルを下向きとし、水平方向に若干振ることによりミキシング効果を高める配慮がなされている。試験は、ポンプモータ運転状態で、補助冷却設備出口ナトリウム温度の設定を変えることにより、1次主冷却系Bループのナトリウム温度をA、Cループより低下させた状態で、また、A、Cループの

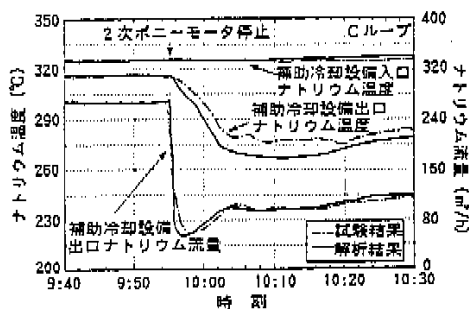


図30 2次冷却系自然循環試験



写真7 原子炉容器入口配管ノズル

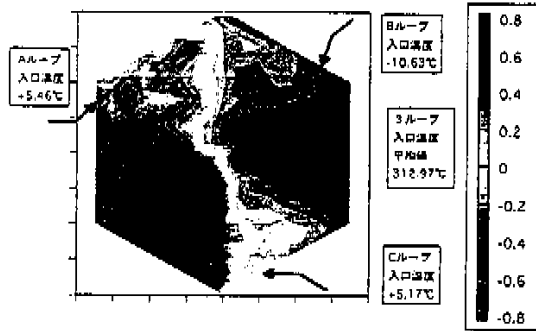


図32 補助冷却設備起動模擬試験（その2）
1ループNa温度低下試験 燃料集合体出口温度差（炉心燃料集合体温度のみ）

ナトリウム温度をBループより低下させた状態での2つのケースについて当該部のミキシング特性を把握するものである。

図32は、Bループの入口温度を低下させた場合の結果を、炉心燃料集合体出口温度分布により示したものである。原子炉容器入口の平均ナトリウム温度に対し、Bループ入口温度が約 -11°C 、A、Cループ入口温度が約 $+5^{\circ}\text{C}$ と、最大 16°C のナトリウム温度差に対して、燃料集合体出口温度で 2°C 以下の温度差まで緩和されている。また試験結果から、原子炉容器入口より入ったナトリウムは、 180° 旋回して集合体に入っている様子が伺え、入口ノズルのミキシング促進の効果が現われている。A、Cループの原子炉容器入口ナトリウム温度をBループより低下させた状態での試験についても同様な結果が得られている。

以上述べた自然循環試験で得られたデータに基づき、3次元熱流動解析コードAQUAの検証および改修を進めている。

以上、冷却系総合試験について述べたが、全体を通しての成果として、冷却系の総合的なインタロック動作・機能の確認、性能試験に向けての予備解析に必要なデータの取得、およびプラントの運転習熟という所期の目的を達した。

10. 原子炉格納容器ナトリウム充填後漏洩率試験

原子炉格納容器全体漏洩率試験は、ナトリウム充填状態で格納容器バウンダリを構成し、格納容器内を窒素ガスで試験圧力まで加圧し、状態が安定したところで漏洩率を測定するものである。

この原子炉格納容器全体漏洩率試験を行うにあたっては、「もんじゅ」が冷却材としてナトリウムを使用していることから、いくつかの特徴がある。その1つは、炉心を冷却するため1次および

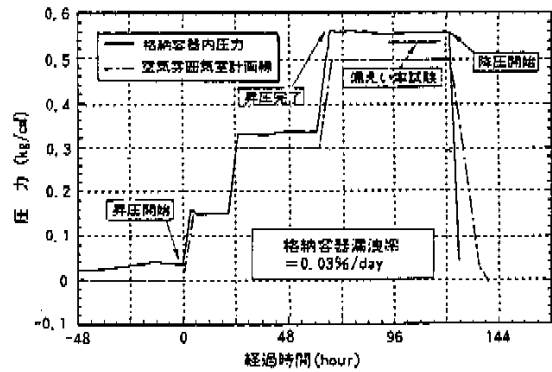


図33 格納容器全体漏洩率試験 昇降圧曲線

2次主冷却系を運転状態にするということであり、この1次主冷却系循環ポンプの軸シールガスを確保するために1次アルゴンガス系を運転する必要がある。また、1次主冷却系の機器を冷却するための機器冷却系も運転する必要がある。さらに、冷却材であるナトリウムを約 200°C に維持するために、格納容器内の空調設備を運転状態とする。

試験結果を図33に示す。全体漏洩率測定結果は $0.03\%/day$ であり許容値である $0.7\%/day$ 以下を充分満足する結果を得た。このナトリウム注入後の原子炉格納容器全体漏洩率試験終了をもって、約20ヶ月に及ぶ総合機能試験を完了した。

11. 海外との技術協力

「もんじゅ」の試運転に際し、総合機能試験の段階から、仏国原子力庁および英国原子力公社から、協定に基づき技術者が派遣されており（写真8）、相互の情報交換および試験解析評価を通じて試運転に参画している。このような国際協力をより活発化することが、将来のFBR実用化に関する国



写真8 海外からの派遣技術者の試験参加状況

際貢献に寄与するものと考えている。

12. おわりに

総合機能試験は、各系統別試験による系統・機器の機能・性能の確認、冷却系総合試験等組合せ試験による系統相互間の機能確認、試験を通して

のプラントの運転習熟等、その目的を達成した。また、この間に得られた試験データに基づく、プラント動特性解析コードS-COPDおよび自然循環解析コードNATURAL等の検証および改良ならびにこれらを用いた性能試験予測解析も順調な進捗を見せている。