



高速増殖原型炉「もんじゅ」の 試運転について

広井 博 井上和彦 松丸 隆

高速増殖炉もんじゅ建設所

資料番号：100-1

The Test Run of Fast Breeder Prototype Reactor Monju

Hiroshi HIROI Kazuhiko INOUE Takashi MATHUMARU
Monju Construction Office

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、平成3年5月に機器据付けを完了して試運転（総合機能試験および性能試験）を開始し、性能試験（出力試験）を進めてきたが、平成7年12月8日に2次主冷却系ナトリウム漏洩事故が発生した。

これまでの試運転は、原子炉出力約43%（電気出力約40%）の状態までのプラント構成系統の機器設備の機能、性能の確認および高速炉開発のための実機データを取得してきた。

1. はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」（以下「もんじゅ」という）は、平成3年5月に機器据付けを完了して総合機能を開始し、平成4年12月に終了した。引き続き、性能試験を開始し、炉心燃料集合体の装荷を経て平成6年4月に初臨界を達成した。その後、平成7年8月に初送電を行い、出力試験を行ってきたが、平成7年12月8日に原子炉出力約43%（電気出力約40%）の状態において2次主冷却系ナトリウム漏洩事故が発生した。

総合機能試験では、炉心燃料装荷前のプラント構成系統の機器設備の機能確認のうち、特にナトリウムに係わる系統の機能の確認およびプラント全般にわたる総合的機能の試験を実施した。

性能試験では、プラント昇温状態を1次および2次主冷却系循環ポンプの入熱により発生させ、プラント特性予備試験や模擬炉心燃料集合体を炉心燃料集合体と順次交換を行って、初臨界を達成した。その後、初期炉心を構成し、①過剰反応度等を確認する臨界試験、制御棒・燃料等の反応度値、炉停止余裕の確認、②原子炉廻りの遮蔽評価および出力分布特性評価データの取得等をごく低い原子炉出力で炉物理試験を行った。さらに、③核加熱による系統昇温を行い水・蒸気、タービン発電機設備の試運転・調整を出力レベルを段階

的に上昇させ、制御特性等の確認を原子炉出力約43%（電気出力約40%）の状態まで行った。

本報告は、これまで行ってきた主要な試運転の結果について報告するものである。

2. 建設の概要（図1）

昭和43年「もんじゅ」のプラントの設計研究を始めると同時に立地点の選定を開始した。日本全国にわたって敷地選定の作業をすすめた結果、昭和45年に福井県敦賀市白木地区を候補地に選定した。環境評価、安全評価等、建設計画準備に必要な調査を行い、昭和57年6月には自然公園法に基づく建設全体計画の承認が福井県より下り、同年7月には環境審査に関する報告が科学技術庁より出された。

原子炉設置許可申請は、昭和55年12月に行い、行政庁による一次審査、原子力安全委員会による二次審査および地元説明会を経て昭和58年5月原子炉設置許可が下りた。一方、昭和57年の建設に関する地元の了承および協議了解を得たのち、ただちに準備工事に必要な自然公園法、森林法、農地法、公有水面埋立法等に係わる許認可申請を行い、翌年1月には準備工事に着手した。準備工事は、環境保護に配慮しつつ、敷地造成、敷地内溪流水路付替、進入道路、仮設用地造成、防波護

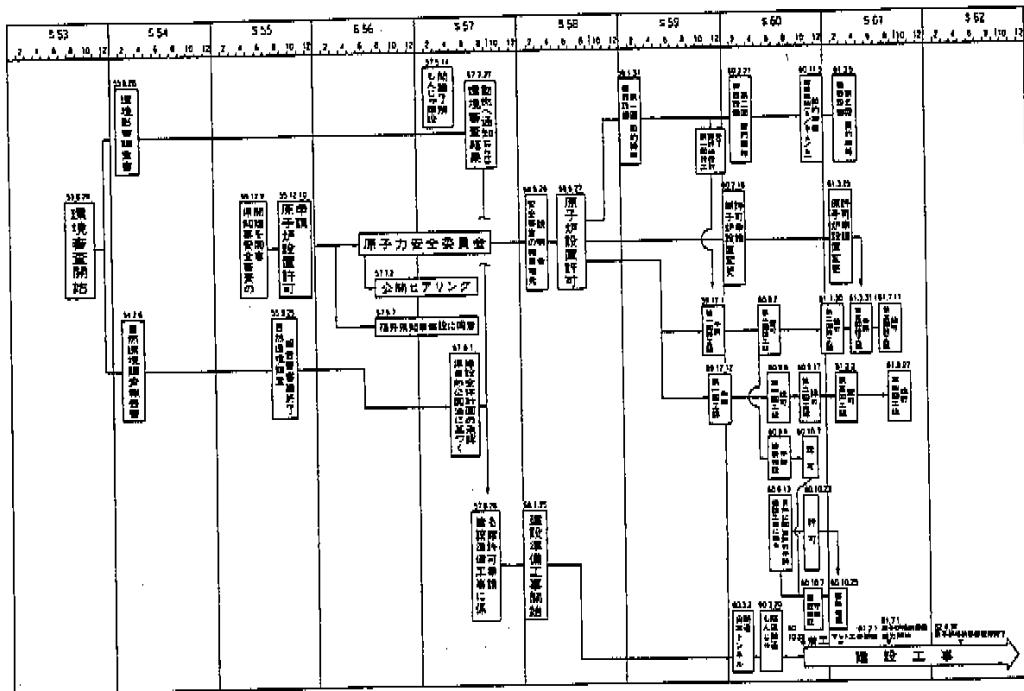


図1 高速増殖原型「もんじゅ」建設経緯

岸等に分け進めた。

原子炉等規制法に基づく設計および工事の方法の認可（設工認）申請、電気事業法に基づく工事計画の認可（工認）申請については、昭和59年12月に、原子炉格納容器、先入れタンク等に係わる設工認（第1回）・工認（第1回および第2回）申請を行い、昭和60年8月に科学技術庁長官の認可、同9月に通商産業大臣の認可を受け、直ちにこれらの機器設備の製作に着手した。

また、建設基準法に基づく建築特認申請を行い、昭和60年10月、建設大臣より認可を受け、直ちに福井県に建築確認申請を行った。そして、本工事に係る自然公園法の許可申請を併行して行い昭和60年10月に建設工事を着工した。

以来、5年6カ月の期間にわたり、土木、建築、機器の据付けの大工事を計画工程にしたがって遂行した。平成3年4月には原子炉容器上部搭載機器の据付け完了にともなう原子炉容器の耐圧漏洩試験を行い、4月25日には炉心の上部に位置する運転操作床の炉上部ビット蓋が吊り降ろされ、据付け工事を完了した。

3. 試運転の概要（図2）

「もんじゅ」の試運転は、平成3年（1991年）5

月より本格的に開始した。平成4年12月の格納容器漏洩率試験をもって総合機能試験を完了し、引き続き性能試験では、平成6年4月の初臨界、平成7年8月の初併入（発電）を達成した。しかしながら、電気出力40%での性能試験を行っていたところ、平成7年12月8日に2次主冷却系ナトリウム漏洩事故が発生した。

「もんじゅ」試運転は軽水炉と比べ次のような特徴を有している。

まず、第1にナトリウムを冷却材に使用することである。ナトリウムは高速炉の冷却材として優れた特性を持っているが、空気中の酸素や水分と反応する。そのため系統に充填するにあたって予め系統中の空気を不活性のアルゴンガスに置換

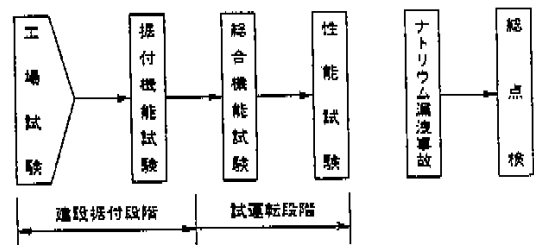


図2 「もんじゅ」試運転手順

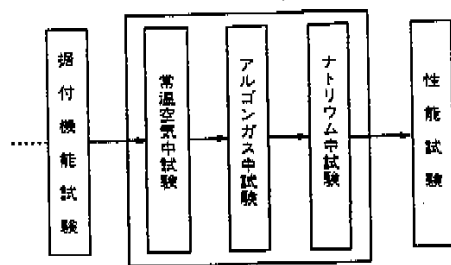


図3 総合機能試験手順

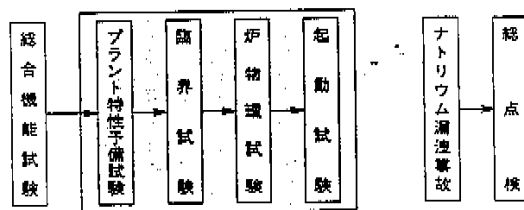


図4 性能試験手順

し、さらに予熱・昇温する手順が必要である。

第2は高温状態で試運転を実施することである。配管等の熱変位については、各温度ステップ毎に確認を実施する。

第3は高速中性子を使用することである。すなわち高いエネルギーを持つ中性子が占める割合が大きいため、炉心部、炉心周辺部、炉外等の各場所における遮蔽特性の確認が必要となる。

第4は、「もんじゅ」は我が国初めての原型型FBR炉心であることから、炉心流量分布測定や出力分布測定等の炉心特性を把握するための試験が多く実施されることである。

第5は、「もんじゅ」はプラント制御系が中間熱交換器、蒸気発生器を通して、1次、2次のナトリウム冷却系から水・蒸気系までを一括して自動制御する設計となっていることであり、出力試験段階でこれらの制御系の調整、確認を行う。

「もんじゅ」の試験・運転手順は、工場試験、掘付機能試験、総合機能試験そして性能試験と段階を踏んで実施してきた。このうち機器掘付完了後の総合機能試験と性能試験を合わせて試運転と呼んでいる。(図3、図4)

総合機能試験は、機器掘付段階での機器単体の機能を確認する掘付機能検査の後を受けて実施された。本試験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試験であり、軽水炉での系統機能試験に相当するものである。

総合機能試験の手順は、ナトリウムが系統に入る前に常温空气中で燃料取扱設備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試験を行う「ナトリウム中試験」の三つのフェーズから成っている。

性能試験は総合機能試験に引き続き実施したもので、軽水炉での起動試験に該当する。本試験は、燃料装荷を行い系統やプラント全体の性能確認を行うことを目的としている。

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」の四つのフェーズを進める。

4. 総合機能試験

(1) 総合機能試験概要 (図5)

「もんじゅ」の総合機能試験においては、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た。機器

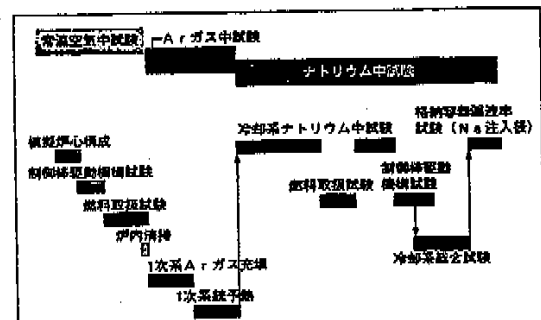


図5 総合機能試験主要工程

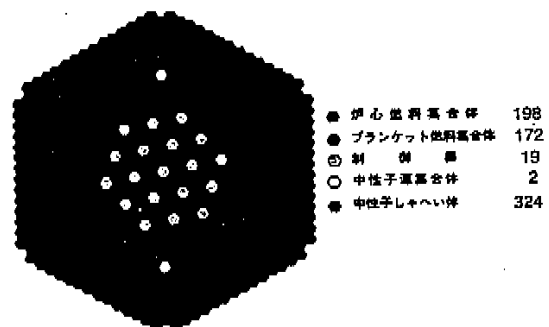


図6 「もんじゅ」の炉心レイアウト

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(1991年)5月の模擬炉心構成を最初に試験を本格的に開始し、平成4年(1992年)12月に終了した。総合機能試験は、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、試験期間を通してプラントの運転に習熟するという役割も併せて実施した。

総合機能試験の試験項目は、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にするもの等、広範囲に及んだ。125の試験を実施し、これを細分化した試験項目は約300項目、このうち、FBR特有の試験項目は約240項目であった。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、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である。また、制御棒駆動機構、燃料取扱設備の炉内での試験も実施できるようにすることである。

模擬炉心構成において、炉心燃料集合体198体および中性子源集合体2体の系200体については、形状、圧力損失を模擬した集合体を使用した。その他の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。(図6、写真1)

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、確実性と工程の合理化から検討を行った。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った方法をとった。構成は、平成3年(1991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。

(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(1991年)6月に実施した。試験は、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・挿入を行う駆動試験により正常動作することを確認した。(写真2)

また、ナトリウム中試験は、平成4年(1992年)8月に実施され、駆動試験の他、スクラム試験を実施し、全ストロークの85%挿入が1.2秒以内であることを確認した。(図7)

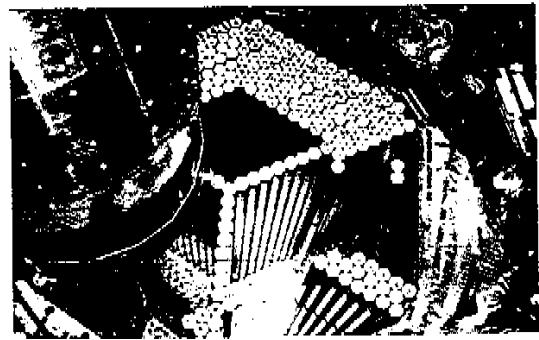


写真1 模擬炉心構成作業

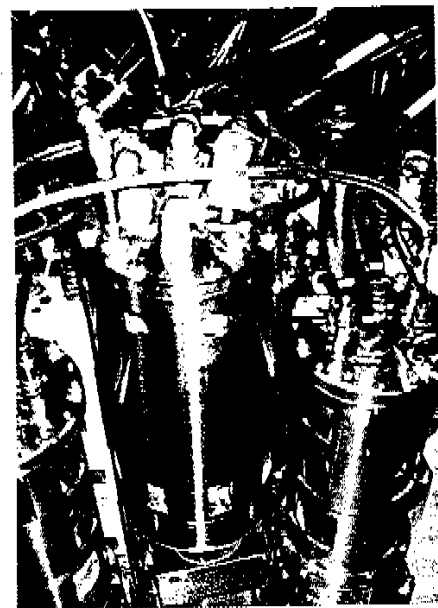


写真2 微調整棒駆動機構

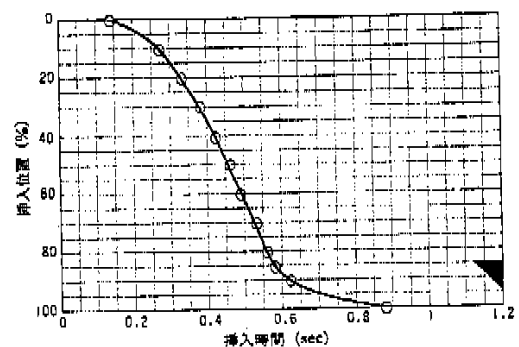


図7 微調整棒駆動機構1号機スクラム特性



写真3 燃料交換装置作動確認

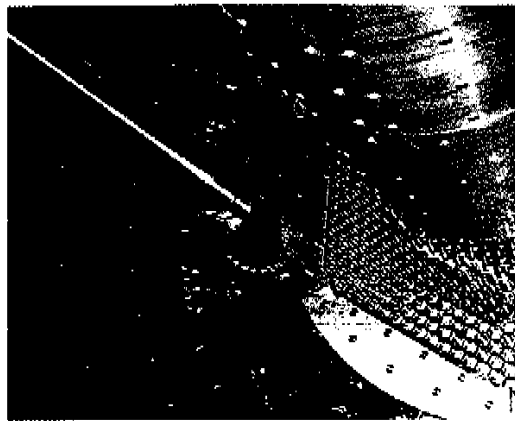


写真4 原子炉容器内状況 (平成3年8月)

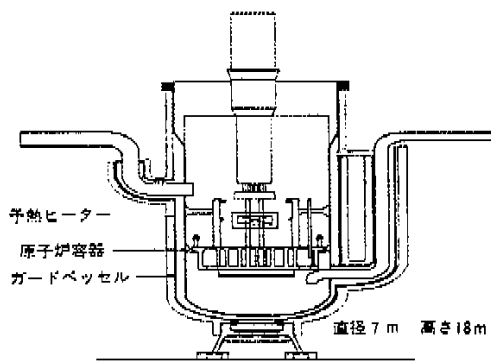


図8 原子炉容器およびガードベッセル

(4) 炉内燃料移送試験 (空气中)

平成3年(1991年)7月から約1カ月半にわたり、燃料交換設備の機能を確認する炉内燃料移送試験を実施した。この試験は、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を取り、ナトリウム中試験および運転開始後のためのデータベ

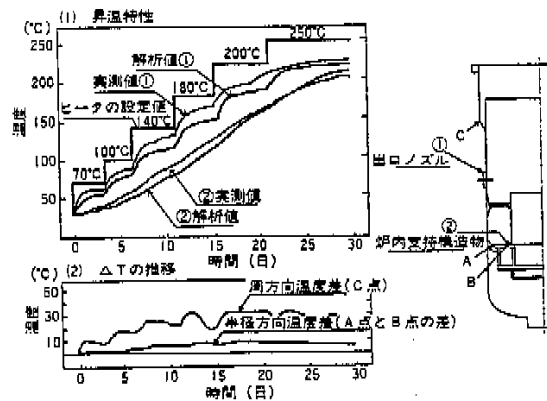


図9 原子炉容器予熱特性

スとすることを目的とするものである。本試験では、燃料交換装置の作動ストロークの調整、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による確認を行う等、燃料交換に関する基礎データを取得した。(写真3、4)

(5) 原子炉容器予熱

空気中での機能確認の後に、平成3年(1991年)9月からナトリウム充填に向けてアルゴンガス中試験段階に入った。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°Cまで昇温を行う予熱試験を実施した。

原子炉容器の予熱試験は、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た。原子炉容器は大型機器でかつ内部に炉心上部機構、内部構造物を有していることから、原子炉容器および炉内の温度を均一に上昇させることが重要であり、これらの予熱制御に注意を払う必要があった。「もんじゅ」では、予熱温度制御設定をステップ状に上げていき、原子炉容器と原子炉容器内部の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った。

原子炉容器の予熱は、ガードベッセルの外壁に取り付けられた電気ヒータによって行われた。原子炉の周方向の温度差を制限しつつ、さらに昇温の過程で原子炉の内部の昇温が遅れないよう炉内構造物の半径方向の温度差の制限値を満足しつつ、予定した期間内に予熱を完了した。(図8、9)

(6) ナトリウム受け入れ

「もんじゅ」の冷却材である約1700トンのナトリ

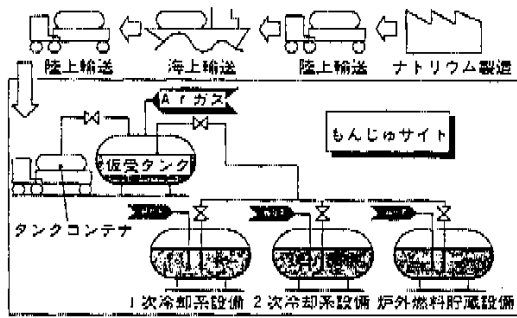


図10 ナトリウム受入概念図

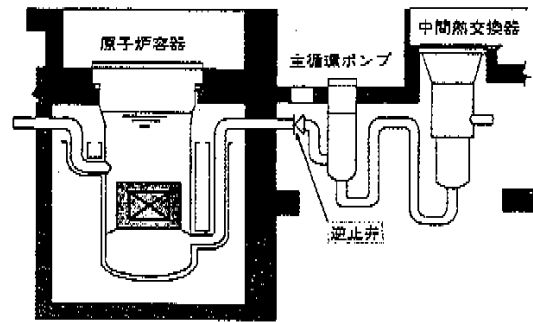


図12 1次系統フラッシング概要

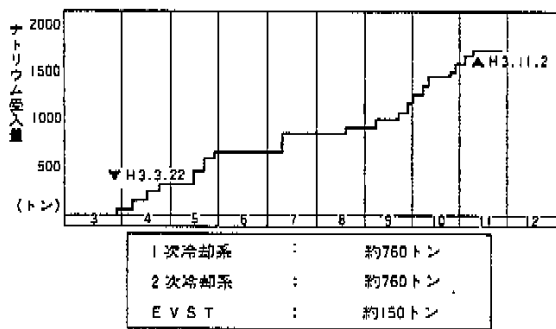


図11 「もんじゅ」ナトリウム受入れ実績

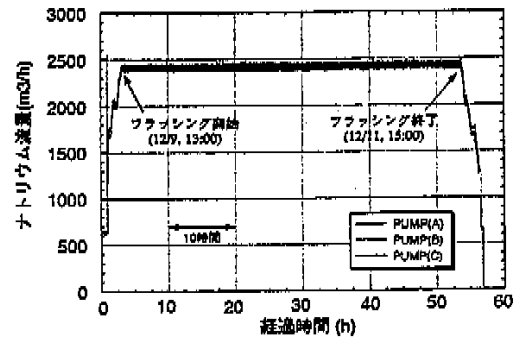


図13 1次ナトリウムフラッシング運転試験



写真5 ナトリウムタンクコンテナ(サイト到着)

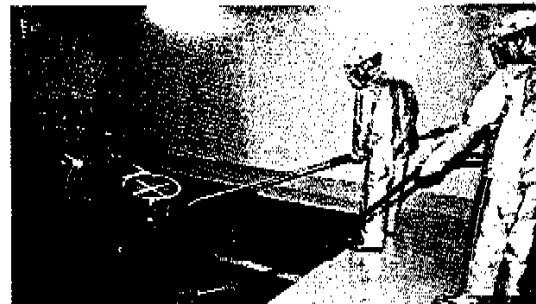


写真6 仮設フィルタナトリウム洗浄

ウムは、常温空气中試験およびアルゴンガス中試験と並行して現地に受け入れた。ナトリウムは国際入札の結果、フランスから購入した。ナトリウムは仏国の工場にて移送用のタンクコンテナに入れて、冷却固化した状態で海上輸送し神戸港に陸揚げした。現地までトレーラで輸送し、そこでタンクコンテナ内のナトリウムを溶解して2基の仮受タンクに受け入れた。(写真5)

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る加圧移送

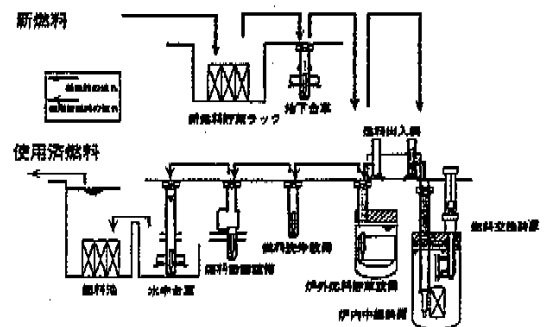


図14 「もんじゅ」燃料等の取扱ルート

でナトリウムを送り、計画通り受け入れを完了した。(図10、11)

(7) 1次系フラッシング運転

平成3年(1991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(1991年)11月には1次主冷却系の系統実験に先立ち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示すことにより清浄度管理の妥当性を確認するもので、併せて1次主冷却系循環ポンプの試運転性能を確認した。(図12、13)

フラッシングでは、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、40%流量、50時間、系統温度約200℃で実施し、仮設フィルタの取外し・洗浄の結果、異物の混入がないことを確認した。また、ポンプの運転に関しても良好な結果が得られた。(写真6)

(8) 燃料取扱設備総合試験

ナトリウム充填後の燃料取扱設備に係わる総合機能試験は、平成4年(1992年)6月に実施した。本試験では、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充填後の環境で作動させ、模擬炉心構成要素の取り扱いや使用済燃料の洗浄、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した。(図14)

模擬炉心構成要素を用いた燃料交換に係わる試験では、燃料交換装置、燃料出入機等により、燃料交換が円滑に行えることを10体の連続交換により確認した。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どおりできることを示した。(図15、写真7)

燃料処理貯蔵に係わる試験は、使用済燃料集合体(模擬集合体)の洗浄、缶詰処理について実施した。集合体を炉外燃料貯蔵槽から燃料出入機により燃料洗浄設備へ移送、洗浄を行った後、燃料缶詰設備にて缶詰缶に収納、燃料出入機、水中台車を介して燃料移送機にて燃料池内の使用済燃料ラックまでの移送操作を実施し、良好な結果を得た。

上述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。(図16)

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、良好な洗浄結果となることを確認した。

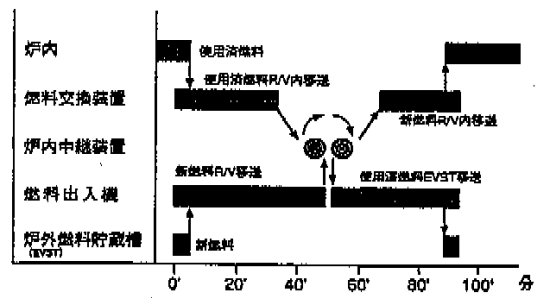


図15 燃料交換試験1体分標準工程



写真7 燃取操作室

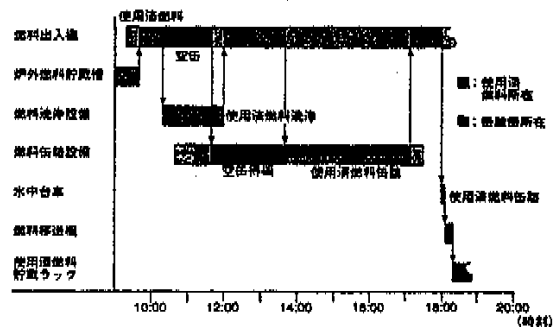


図16 燃料処理貯蔵試験実績工程

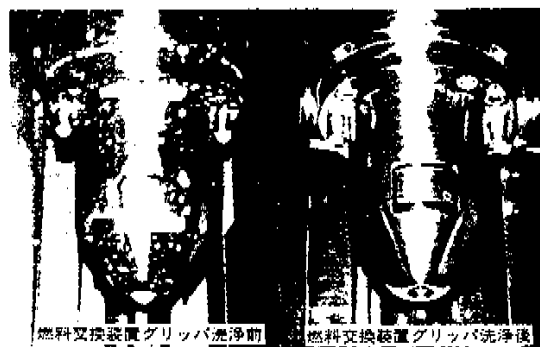


写真8 燃料交換装置グリッパ

洗浄前後の燃料交換装置グリッパの状態を写真8に示す。

(9) 冷却系総合試験

冷却系総合試験は、1次主冷却系、2次主冷却系等の個々の系統の機能・性能試験が完了した平成4年(1992年)9月から開始した。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

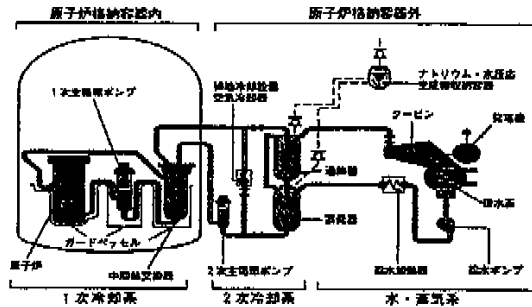


図17 「もんじゅ」冷却系系統図

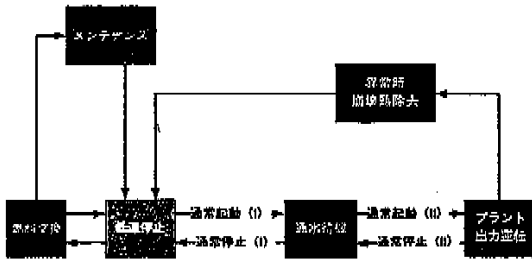


図18 プラント運転モード

表1 主要設備の運転状態

主要設備	原子炉	1次冷却系	2次冷却系	補助冷却設備
プラント運転モード				
低温停止	・制御棒全数挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃	・ボイマー ク運転 約8%流量	・ボイマー ク運転 約6%流量	・Na側は定格 流量 ・空気冷却器 は崩壊熱除 去運転
通水待機	・制御棒全数挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃	・主モータ運 転 約50%流量	・主モータ運 転 約40%流量	・Na側は最少 流量 ・空気冷却器 は停止状態
プラント出力運転(定格)	・調整棒での出力調整 ・原子炉出力100% ・冷却材温度R/V出 口520℃	・主モータ運 転 100%流量	・主モータ運 転 100%流量	・Na側は最少 流量 ・空気冷却器 は停止状態

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ある。試験に当たっては、予備解析の結果を踏まえた試験手順の作成から、試験時の操作・確認まで、「もんじゅ」建設所を中心として大洗工学センター、本社FBR部門との協力体制が強化された。

冷却系総合試験の目的は、まず性能試験を前に冷却系の総合的な機能の確認を行い、プラントが計画どおり健全であることを確認することである。次に、試験解析を通じてプラント動特性コード等の予測能力を確認し、性能試験の予備解析の精度向上を図り、そして試験操作を通じてプラントの運転に習熟することである。

冷却系総合試験は、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ヵ月半にわたり実施した。(図17、表1)

①冷却系モード運転試験(図18)

冷却系モード運転試験では、低温停止モード、通水待機モード、メンテナンスモードの設定が可能であることを確認し、また原子炉容器バケット液位の変更試験を実施した。これに伴い、所要運転時間、計算機による運転操作ガイドの確認等を

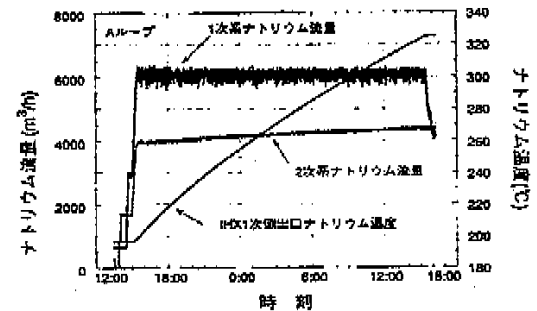


図19 冷却系昇温試験

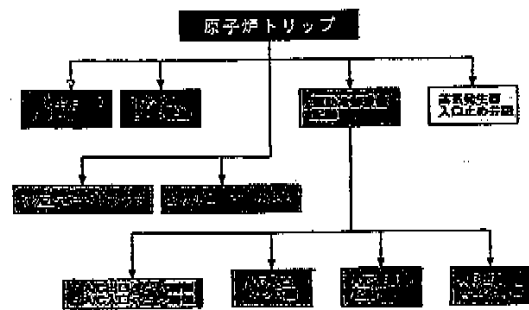


図20 原子炉トリップ試験フロー

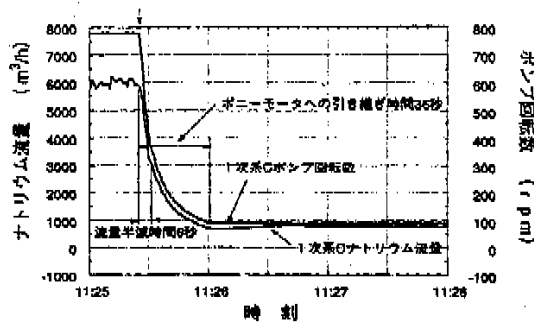


図21 1次主循環ポンプトリップ試験

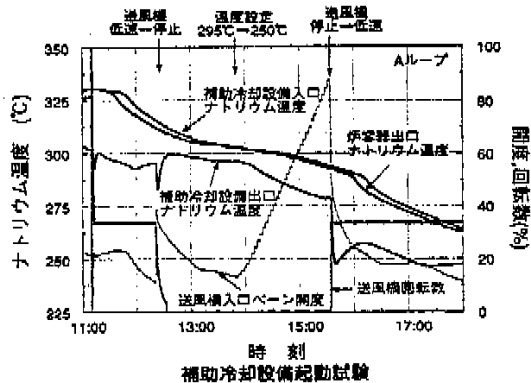


図22 補助冷却設備起動試験

実施し良好な結果を得た。

②系統昇温 (図19)

補助冷却設備による除熱試験等のために、1次、2次主冷却系循環ポンプを100%運転状態として、ポンプによる入熱で系統内ナトリウムを昇温した。昇温開始当初は約7℃/hで300℃前後から約5℃/hの昇温特性が得られた。また、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を確認できた。

③原子炉トリップ関連試験 (図20)

本試験は原子炉トリップが発生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を確認するもので、1次、2次主冷却系循環ポンプがトリップし、主モータからポニーモータ運転に引き継ぐこと、補助冷却設備が自動で起動すること、さらに補助冷却設備空気冷却器出口ナトリウム温度が所定の温度に制御されることを確認した。原子炉トリップ時の制御棒急挿入に伴う炉心発熱減少に合わせ、1次主冷却系流量は半減時間4.6秒以上で減少していく設計となっているが、試験では約6秒であり余裕ある結果が得られた。また

36秒後には正常にポニーモータに引き継がれた。

④補助冷却設備関連試験 (図22)

補助冷却設備は、原子炉トリップおよび崩壊熱除去を目的としている。試験では補助冷却設備が自動で起動すること、起動後に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した。

試験前の系統温度は約325℃で、空気冷却器出口ナトリウム温度設定値は295℃であった。系統温度が安定した後、設定値を250℃に下げ、最終的には系統温度を約250℃まで低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合わせ送風機の高速運転から低速運転への移行、送風機の停止と一連の動作を確認できた。

⑤外部電源喪失模擬試験 (図23)

本試験では、送電線等の故障により外部電源が遮断されたときに、原子炉が完全に停止し、その後の崩壊熱の除去を行う一連の動作を確認した。

試験では、電源系統から受電遮断器を切として、外部電源喪失を模擬し、原子炉トリップ、非常用ディーゼル発電機の自動起動、1次、2次主冷却

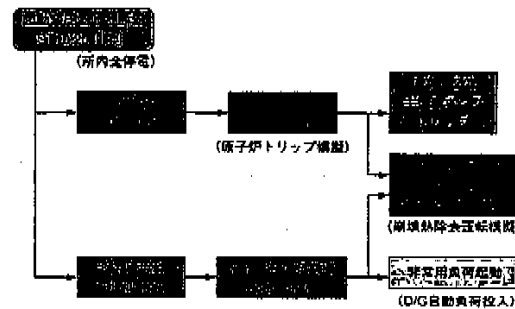


図23 外部電源喪失模擬試験フロー

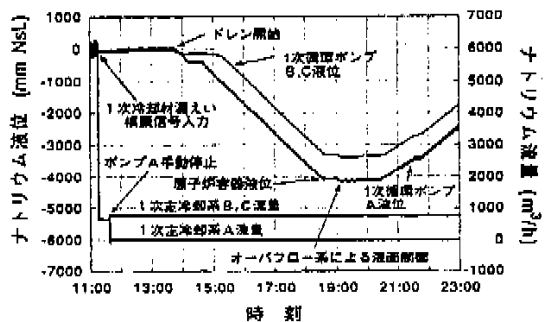


図24 1次冷却材漏洩模擬試験

循環ポンプのトリップとポンプモータ引き継ぎ、補助冷却設備崩壊熱除去運転等が正常に行われることを確認した。

⑥ 1次冷却材漏洩模擬試験 (図24)

本試験では、1次冷却材であるナトリウムの漏洩信号が発した場合に、一連の安全動作が正常に動くことを確認した。

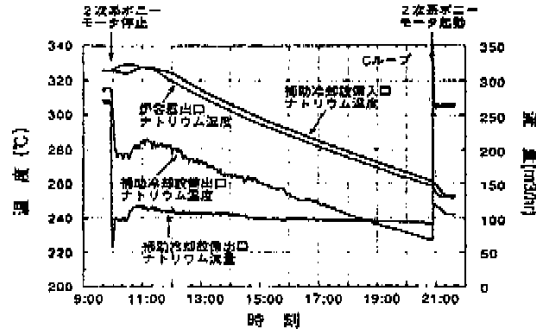


図25 2次冷却系自然循環試験

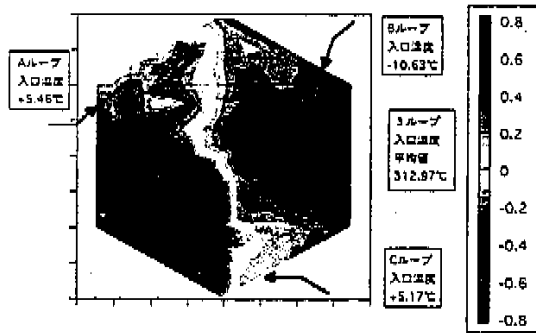


図26 補助冷却設備起動模擬試験 (その2) 1ループ Na 温度低下試験 燃料集合体出口温度差 (炉心燃料集合体温度のみ)

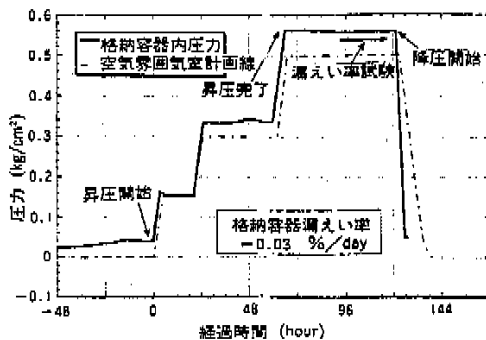


図27 格納容器全体漏洩率試験 昇降圧曲線

試験では、原子炉容器内のナトリウムをダンプタンクに徐々にドレンすることによりナトリウムの漏洩を模擬した。それにより発する1次冷却材漏洩信号により原子炉がトリップしてポンプモータ運転に引き継がれ、原子炉容器液位が低い状態でポンプモータによる安定な運転が行えることを確認した。さらに原子炉容器内のナトリウム液位が低下した場合でも1次オーバフロー系により所定の液位に制御されることを確かめた。

⑦ 自然循環模擬試験 (図25)

「もんじゅ」では、万一の全電源喪失時でも冷却系設備機器が適切な高低差で設置されていることにより、自然循環による冷却能力が確保できる設計的配慮がなされている。

試験ではこの機器の確認の第一歩として、ポンプ入熱により1次主冷却系を熱源とし、2次主冷却系・補助冷却設備の自然循環能力を確認した。2次主冷却系・補助冷却設備の自然循環流量は、長時間にわたり安定していた。またこの時1次主冷却系のナトリウム温度も著実に低下しており、自然循環による熱除去能力を有していることを確認した。(図26)

さらに、自然循環の低流量時の原子炉容器下部プレナムにおける冷却材のミキシング特性の把握のため、3ループの内の1または2ループの原子炉入口ナトリウム温度を低下させ、異なる温度のナトリウムが下部プレナムに流入する状況を作った。原子炉容器入口での最大温度差が約16°Cの場合でも、炉心構成要素出口では2°Cまで緩和されており、下部プレナムでのミキシングの効果を確認した。

(10) 原子炉格納容器ナトリウム充填後漏洩率試験

総合機能試験の最後に、ナトリウム充填後の原子炉格納容器漏洩率試験を、窒素ガス加圧により実施した。本試験の特長は、崩壊熱除去模擬のため、1次、2次主冷却系を運転状態とし、これに関連し1次アルゴンガス系、機器冷却系、空調設備等も運転状態のまま試験を実施することにある。全体漏洩率は許容値0.7%/Day以下を十分満足した。(図27)

5. 性能試験

(1) 性能試験概要

性能試験の目的は、プラントの特性の確認や運転に必要な調整を行うこと、設計経緯、思想を十分に把握し、種々のデータ取得、蓄積を行って、設計評価を行うこと、さらにFBR運転技術の習熟などである。性能試験は総合機能試験の完了を

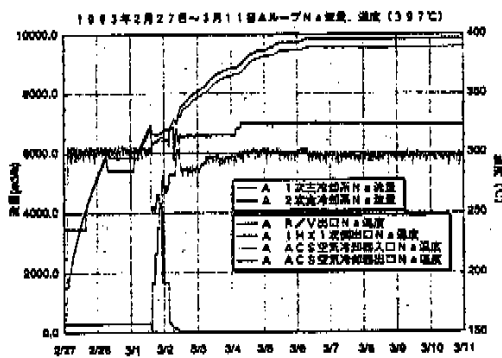


図28 1次系397°Cへの昇温

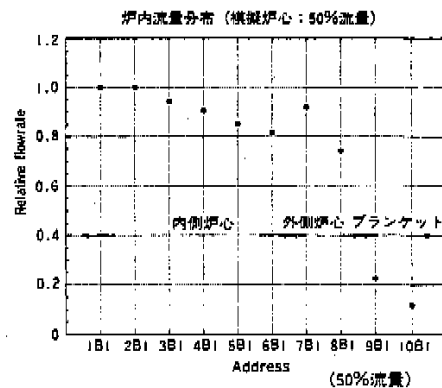


図29 模擬炉心における流量分布

を受けて平成4年(1992年)12月に開始された。

性能試験は、試験内容と工程的な観点からプラント特性予備試験、臨界試験、炉物理試験、起動試験に大別される。

プラント特性予備試験では、ポンプ入熱により定格運転時の原子炉入口温度である397°Cまでナトリウムを昇温して、プラント各部の熱特性の測定評価等を行い、核加熱後の試験準備や評価データの充実を行った。(図28)

平成5年(1993年)10月13日に燃料の装荷を開始し、内側炉心燃料集合体108体の炉心を構成し、その後流量分布測定を経て平成6年(1994年)1月27日初臨界に向けての外側炉心燃料集合体90体の炉心構成を開始した。

平成6年(1994年)4月5日10時01分、168体の炉心燃料集合体装荷により、初臨界を達成した。

臨界試験では、初期炉心を構成するための炉心燃料装荷、臨界遷移、初臨界達成、最小臨界炉心での特性評価等を実施した。

初期炉心構成完了後は、炉物理試験として、反応度備値・反応度係数評価、出力分布評価等を行った。

その後炉物理試験に引き続き、起動試験では核加熱を開始し、40、75、100%と段階的に出力を上昇させ、出力試験として各出力段階で運転特性、制御特性、過度特性等所定のプラント性能を確認する予定であった。また、放射線と遮蔽測定、化学分析等は出力上昇に合わせて継続的に実施することとしていた。しかしながら、平成7年12月8日に発生した2次主冷却系ナトリウム漏洩事故により、性能試験は事故発生前までの電気出力40%での原子炉出力制御系特性確認等の制御系特性確認やタービン発電機設備試験等を行ったに止まっている。

(2) プラント特性予備試験

プラント特性予備試験は、原型炉としてのプラントデータ蓄積と性能試験を安全かつ円滑に進めるための予備的評価を行うことを目的に実施した。この中で、ポンプ入熱による系統昇温特性・ヒートバランスを確認する昇温確認実験、出力分布測定で使用する箔関連の取扱作業の事前確認を行う出力分布予備評価、模擬炉心での炉心流量分布測定を行う模擬炉心流量分布評価、2次系コールドトラップの再生特性に係わるデータを取得する2次コールドトラップ再生特性評価、そして原子炉トリップ等の事象を模擬してプラント操作手順の確認をするプラント操作手順確認実験を実施した。(図29)

(3) 燃料装荷

炉心燃料集合体の製造の進捗に合わせ、平成4年(1992年)7日よりサイトへの燃料輸送を開始した。本輸送に使用した輸送容器は、遮蔽材や衝撃吸収材の入った多重構造を有し、9mの落下試験や800°C、30分間の火災試験等によりその安全性を確認した。輸送に当たっては、伴走車を配備して輸送隊列を編成し、放射線管理の専門家を同行させる等、細心の注意を払って行うとともに、輸送ルート上の各関係機関の協力のもと、安全に計画通り平成6年3月まで合計9回の輸送を実施した。(写真10)

サイトに搬入された燃料集合体は、輸送容器から取り出し、空気雰囲気である新燃料ラックに貯蔵する。その後、炉外燃料貯蔵槽に移送し、N₂中で、炉心へ装荷するまで貯蔵する。

炉心は2段階に分けて構成した。まず、原子炉容器の据付け後、平成3年(1991年)5～6月の総合機能試験段階に、空気雰囲気において、炉心



写真10 新燃料輸送容器

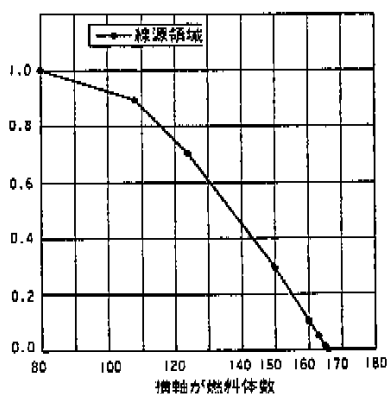


図30 逆増倍曲線

燃料集合体および中性子源集合体は模擬体で、それ以外は実物のブランケット燃料集合体および中性子遮蔽体等を使用した仮の炉心を目視確認を行いながら構成した。その後、炉心燃料集合体をサイトへの搬入を待ち、平成5年(1992年)10月13日より、燃料交換装置等を使用して模擬燃料集合体を炉心燃料集合体と順次取り替えて炉心に装荷した。

炉心燃料の装荷は通常の燃料取替と同様の手順で実施した。燃料交換装置で炉心にある模擬燃料集合体を取り出し、原子炉容器内にある炉内中継装置内のポットに移動する。一方、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している炉心燃料集合体はポットに入った状態で燃料出入機に収納し、原子炉建物内に移動し、炉内中継装置内に吊り下ろす。炉内中継装置の回転により、模擬燃料集合体と炉心燃料集合体の位置を換え、模擬燃料集合体は燃料出入機で吊り上げて収納する。炉心燃料集合体は燃料交換装置にてポットより取り出し、炉心に装荷する。

(4) 臨界近接

炉心燃料集合体は、炉心中央部から同心円状に

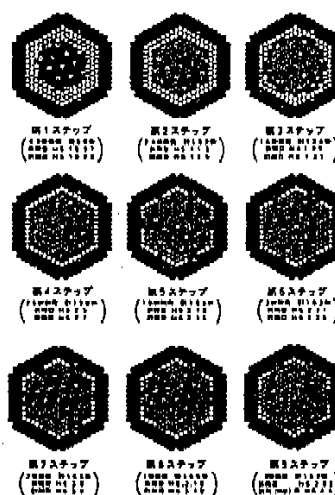


図31 炉心燃料装荷状況

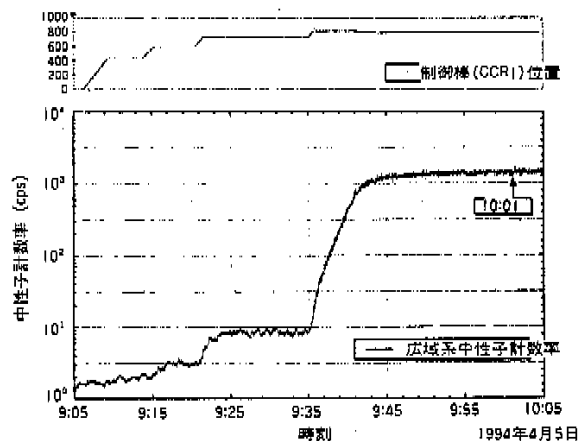


図32 「もんじゅ」初臨界時中性子の変化

9面に分割して装荷した。内側炉心燃料集合体108体の装荷は、平成5年(1993年)10月3日より11月3日の間に2回に分けて行った。外側炉心燃料集合体は、平成6年(1994年)1月27日より開始し7回に分けて燃料集装荷を行い、3月28日168体目の装荷を終了した。

臨界近接においては、各回の燃料装荷終了ごとに制御棒引抜き操作を行い、中性子計測を行なった。制御棒は微調整棒3本、粗調整棒10本、後備炉停止棒6本より構成され、制御棒の引抜きは、後備炉停止棒を全数引抜きした後、中性子計数率変化を監視しながら、微調整棒、粗調整棒の引抜きを行った。

中性子計測は、原子炉容器内に設置した仮設の検出器 (^{10}B) 2個と、本設の線源領域 (BF_3) および広域 (FC) の検出器を用いて行った。臨界近接で得られた中性子計数率より逆増倍曲線を作成し、臨界本数を推定して、その後の燃料装荷本数を決めていく方法で実施した。(図30)

これらの燃料装荷、制御棒引抜き操作、中性子計数率測定、臨界本数の推定等の一連の臨界近接作業を繰り返した。

初臨界炉心燃料 (168体) での臨界操作は、後備炉停止棒 6本を全数全引抜きした後、微調整棒 3本中心以外の粗調整棒 9本の引抜きを行い、残る炉心中央の粗調整棒を段階的に引抜いて実施した。その結果初臨界は平成 6年 (1994年) 4月 5日 10時 01分に達成した。この炉心での実効増倍率の予測値と測定値の比は 0.998であり、臨界性に係る予測解析の妥当性を確認した。(図31、32)

(5) 炉物理試験

初期炉心構成後、過剰反応度や炉停止余裕の確認、および制御棒、燃料ならびに固定吸収体の反応度価値特性評価、等試験を実施した。また、核分裂箱や放射化箱を用いて炉心内の反応率分布や中性子スペクトル等を測定する出力分布評価を実施した。これらの試験は極く低い核出力で実施された。さらに、原子炉停止時には、専用の流量測定装置を用いて集合体出口流量を測定する流量分布評価も行った。

① 反応度価値・反応度係数 (図33~36)

反応度価値の測定としては制御棒、固定吸収体、燃料等を、また反応度係数の測定としては、温度係数、流量係数等を対象に行った。

制御棒については各々の制御棒の反応度価値および反応度曲線をもとめた。

燃料集合体と模擬燃料集合体 (核燃料を含まない) を置き換えることにより、燃料等価反応度価値を調べた。これを炉中心からの距離の異なる集合体について確認した。また、ポンプ入熱により 1次冷却材温度を変化させ、炉心温度を等温的に変えることにより、温度係数を測定した。

一方、反応度係数のうち、出力係数、燃焼係数については、起動試験段階で測定した。

② 出力分布評価 (図37~40)

測定は、箔照射により行った。炉心燃料やブランケット燃料集合体の中心部に、照射用の箔ホルダを組み込める試験用集合体を準備した。この集合体は箔ホルダを入れ替えることで複数回の使用ができる。これらの集合体は炉内に装荷された。

箔は核分裂の反応の測定に Pu や U、高速中性

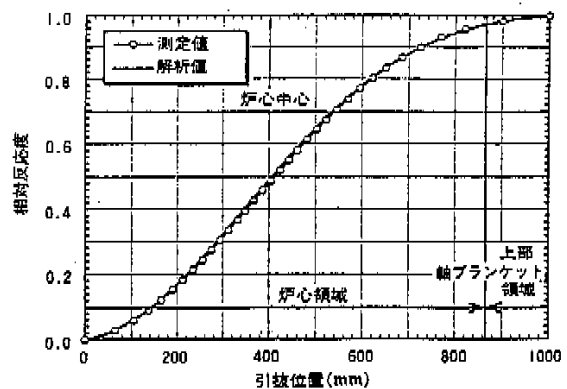


図33 制御棒相対反応度曲線の測定値と解析値との比較 (炉心中心制御棒 C1)

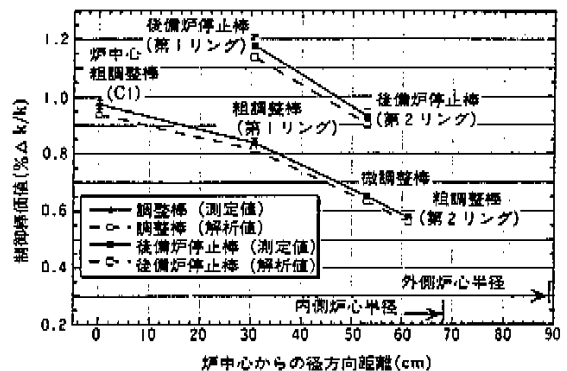


図34 制御棒価値の比較

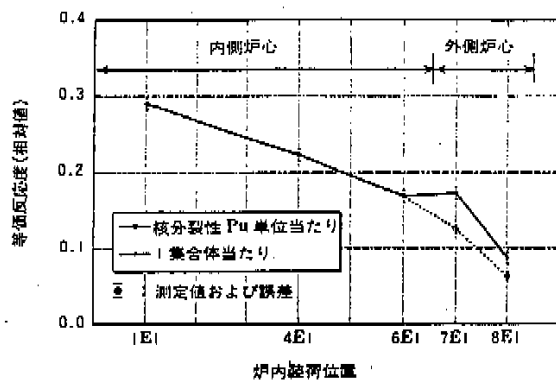


図35 燃料等価反応度の測定値

子の測定に Ni、Ti、低いエネルギーでの測定に Fe、Au 等を使用した。

測定は装荷位置または制御棒位置を変更して計

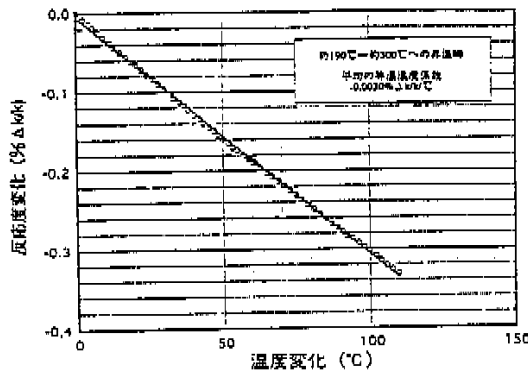


図 36 温度変化と反応度変化

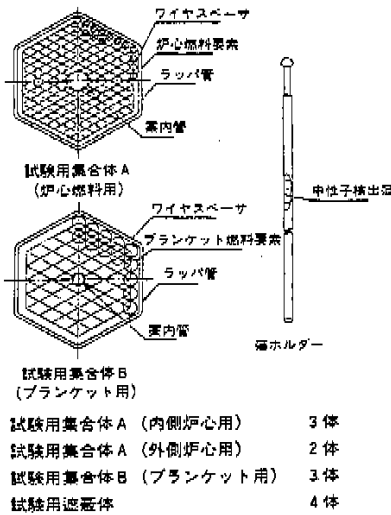


図 37 試験用集合体の構造

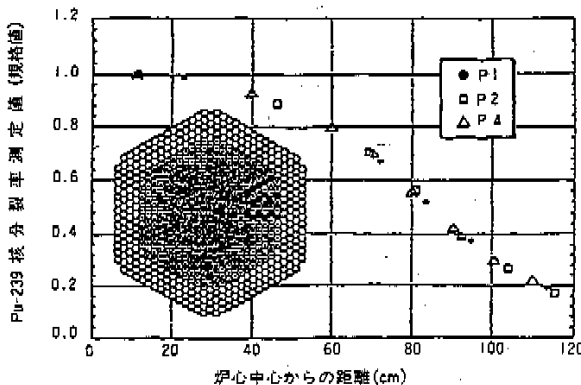


図 38 Pu-239核分裂率測定値(規格値)の炉心中心面後方向分布(C/R 均等挿入状態)

6 回、零出力状態で照射した。本試験により、延べ51体の試験用集合体および2048枚の箔等（コバルトガラス線量計71枚を含む）の照射を行った。そして、Pu-239核分裂率については炉内229カ所、U-238捕獲反応率および核分裂率についてはそれぞれ炉内368カ所の実測値を得た。

照射した中性子検出箔を箔ホルダから取出した後、その放出γ線をGe半導体検出器で測定し、γ線スペクトル解析用コードおよび反応率計算コードを用いて、各種反応率をもとめた。ここで核分裂箔の核分裂率およびU-238箔の捕獲反応率の測定は、それぞれBa(La)-140およびNp-239に着目して行った。また、コバルトガラス線量計については、吸光度変化を測定することによりγ線照射線量をもとめた。初期炉心における炉内の各種反応率について測定を行い、核特性に関する基礎データを収集した。一方、Pu-239 (n, f) や U-238 (n, f) 等の反応率測定値を用いて、出力分布を評価した結果、解析値とよい一致を示した。また、Pu-239 (n, f)、U-238 (n, γ) の反応率測定値を利用して増殖比を評価した結果、予備的評価値として1.18を得た。

③流量分布評価 (図41)

炉心の流量分布は燃料部分の11領域の他、制御棒、遮蔽体などの領域に区分される。

試験では炉心上部に試験用流量計を設置し選定した一部の燃料集合体の流量を測定した。

測定対象の炉心構成要素は、燃料部分の流量配分領域それぞれに属する1体以上の燃料集合体計12体であり、その測定流量から各流量配分領域に所定の流量が確保されていることを確認した。また、第6流量配分領域（外側炉心内層）については9体の炉心燃料集合体について流量を測定して、周方向の流量分布の無いことを確認した。

流量計は燃料交換装置と同様の形状をしており、入れ替えて、使用する。

試験の結果から、炉内流量配分の実測評価、設計計算コードの妥当性確認と、本設流量計の監視に反映を行う。

④ 炉内中性子源効果評価

現在「もんじゅ」では、ブランケット領域の最内層に、中性子源集合体が2体装荷されている。将来的には、これらを撤去し、燃焼により燃料集合体中に蓄積したアクチニドのみによって原子炉を起動する計画である。

本試験は、初期炉心における炉停止時の線源領域系中性子計装 (SRM) の計数率を測定し、炉内中性子源の効果を確認するものである。評価結果

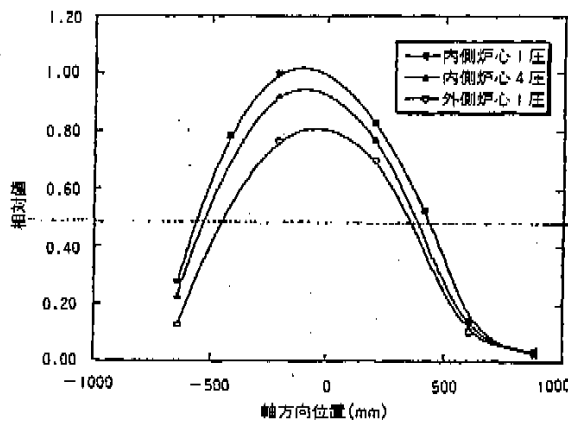


図39 炉内 γ 線照射垂相対分布

は、中性子源集合体の撤去時期の検討等へ反映する。

SRMは図42に示すように原子炉容器室の壁付近に2つ設置されており、それらの計数率を可聴計数率チャンネルと仮設の中性子計測装置にて測定した。測定時のプラント状態は、制御棒挿入、1次冷却材温度は約200℃であった。

測定結果から、起動試験の燃焼に伴い計数率の増加が確認された。

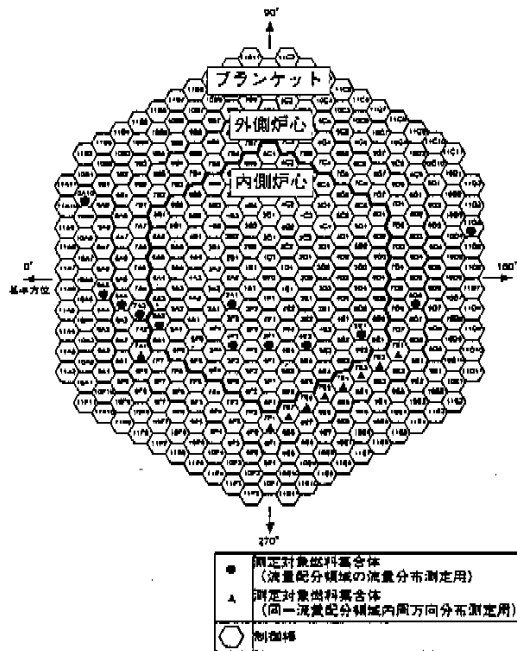


図40 測定対象燃料集合体位置

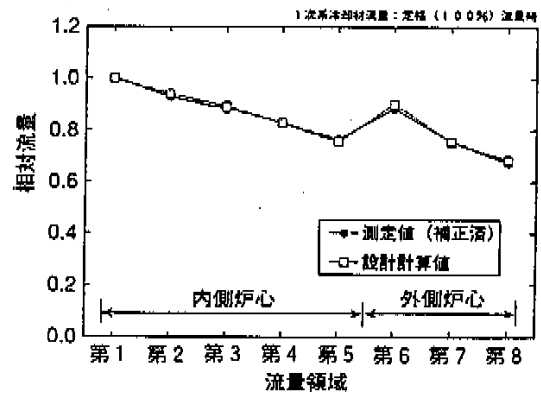


図41 相対流量分布 (測定値-設計計算値の比較)

⑤ 原子炉まわり遮蔽評価 (その1)

原子炉まわり遮蔽評価その1では、遮蔽計算コードの精度向上や実証炉の設計に反映するため、炉物理試験時の原子炉極低出力状態において、炉内NIS案内管内にB-10比例計数管、放射化箔を設置し、中性子評価のための測定を実施した。図43に測定位置を示す。

測定の結果、炉心中心面からナトリウム液面近傍までの約8mの範囲について、B-10比例計数管による測定データ45点、放射化箔による測定データ74点を取得した。

また、原子炉容器内・原子炉容器室内の中性子束分布をSn計算コードDOT3.5により評価した。図44にもんじゅの原子炉容器内の中性子束分

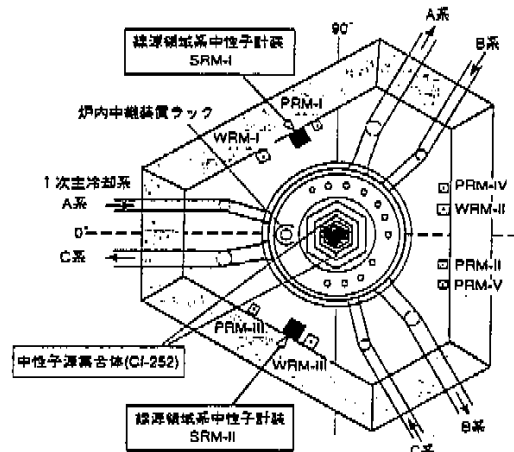


図42 中性子源集合体装荷位置およびSRM設置位置

布を表す。次にこの中性子束分布を基に炉内 NIS 案内管位置における各種反応率をもとめ、測定値との比較を行った。その結果、Sn 計算法の C/E (計算値/測定値) は、中性子に対して0.4~1.3、であった。図45に Au-197 (n, γ) 反応率の測定結果と解析結果の比較の結果を示す。

次に、中性子反応率について各測定値と「もんじゅ」の遮蔽設計値を基にそれぞれの核種の反応率を計算した結果の比較を行った。その結果、全ての測定値は計算値を下回っており、今回の測定の範囲では、原子炉まわりの遮蔽設計は十分な裕度を有していることが確認できた。

⑥ 炉内中継装置遮蔽評価

炉内中継装置の遮蔽設計手法や遮蔽計算コードを評価するためのデータを取得するため、炉内中継装置表面等における中性子および γ 線線量当量率の測定を行った。

試験は、炉内中継装置に中性子源集合体を保持した状態でレムカウンター、電離箱サーベイメータ等を用いて上部案内筒表面、燃料出入孔ドアバルブおよび運転床等で測定を行い中性子線量データ52点、 γ 線線量データ94点を取得した。図46に炉内中継装置の概要を示すとともに図47に炉内中継装置の上部案内筒内に線源を設置した場合の測定結果を示す。

また、設計値の妥当性の予備評価のために設計値をベースとした簡易計算を行い C/E (解析値/設計値) の評価を行った。その結果、中性子に対しては0.5~8.1、 γ 線に対しては1.1~23.7であった。

次に、炉内中継装置 (上部案内筒) の形状およ

び各部材の材質を考慮し、Sn 計算コードにより中性子束および γ 線分布を評価し、中性子および γ 線線量当量率を求め、上記の測定値と比較した結果 C/E は、中性子に対しては0.4~1.2、 γ 線に対しては0.8~0.9であり、中性子については、ストリーミングがあると予想されるところではよく一致したが、そこから離れるにしたがって解析は過少評価する傾向があることが分かった。また、 γ 線については解析値と測定値はよく一致した。

⑦ 燃料出入機遮蔽評価

燃料出入機の遮蔽性能データを取得するために、燃料出入機表面等における中性子および γ 線線量当量率の測定を行った。

試験では、中性子発生数およびスペクトルが既知である中性子源集合体を本体 A 内に保持した状態で、レムカウンター、電離箱サーベイメータ、TLD およびボナーボールカウンタ (球形減速型スペクトルメータ) を用いて、燃料出入機本体 A 表面 (14 点)、燃料出入機周辺 (2 点)、燃料出入機配管貫通部 (8 点) 等において、中性子線量当量率、中性子スペクトル、 γ 線線量当量率を測定した。

試験結果の解析においては、中性子源集合体および燃料出入機本体 A の形状および各材質を考慮し、R-Z 2次元体系の Sn 輸送計算により中性子および γ 線線量当量率を求め、測定値との比較を行った。その結果、中性子に対する C/E は約0.15~0.36であった。図48および図49に出入機本体 A 表面の中性子線量当量率分布とその C/E を示す。また、表 2 に出入機本体 A 表面、周辺の代表点の測定値と計算値ならびに C/E を示す。

また、設計上の線源である使用済燃料集合体を

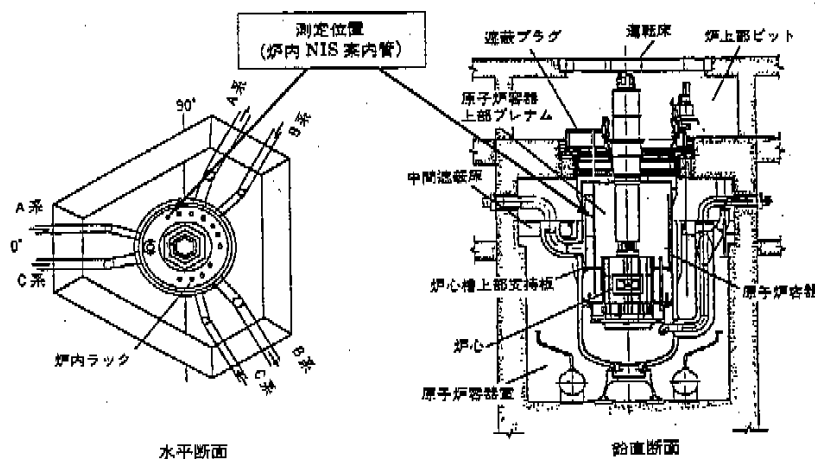


図 43 中性子の測定 (測定位置)

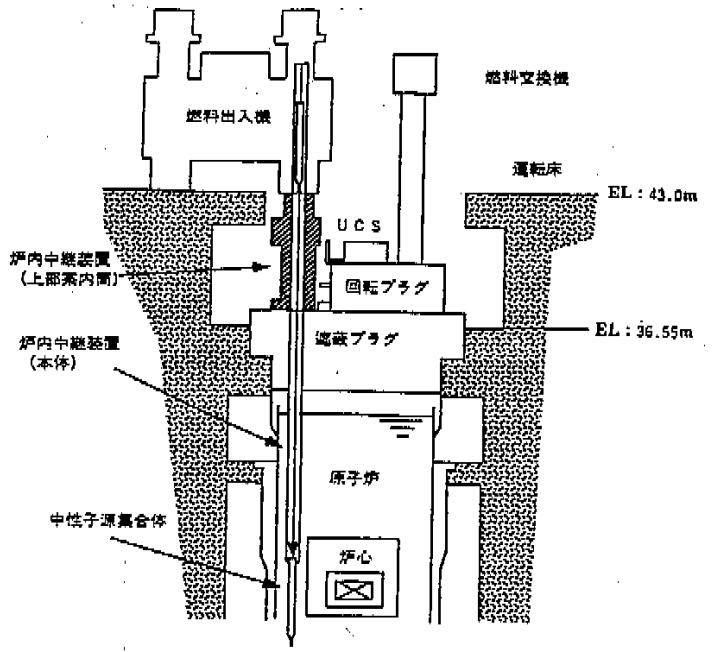
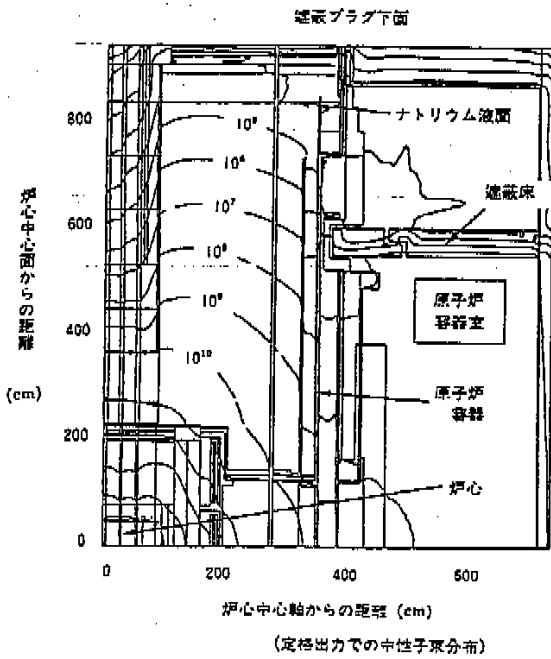


図44 中性子束分布の解析 (輸送計算結果—全中性子束)

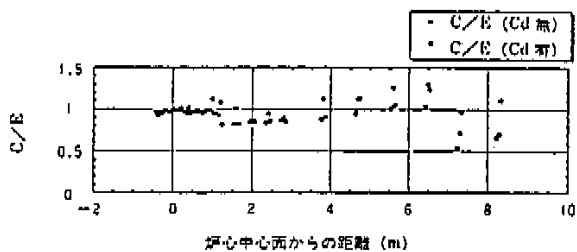
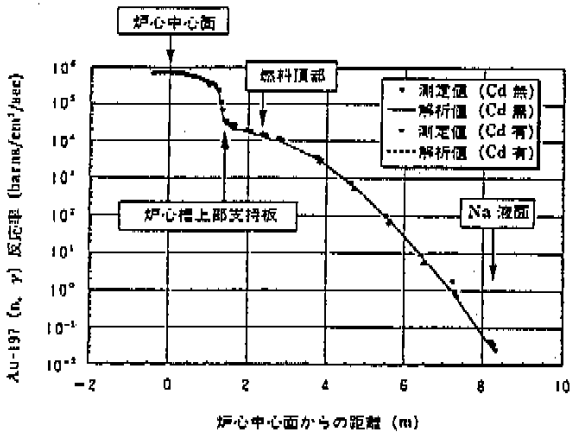


図45 測定結果と解析結果の比較 (Au-197反応率)

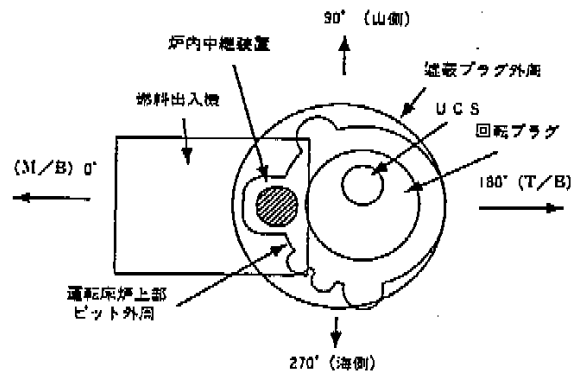


図46 炉内中継装置 概要図

装荷した場合を想定した解析を行い、上記のC/Eで補正した予測値と設計値を比較したところ、中性子に対する設計裕度は約6～8であることを確認した。

③ 新燃料貯蔵ラック遮蔽確認

新燃料貯蔵ラックの遮蔽設計手法の評価をするために、新燃料集合体表面および新燃料取扱室(A-574)の中性子線量当量率およびγ線線量当量率の測定を行った。

試験では、新燃料取扱室(A-574)において、レムカウンタ、電離箱サーベイノータ、TLDおよびSSTD(固体飛跡検出器)を用いて、炉心燃料部のアクチニド核種の重量が測定されている外側新燃

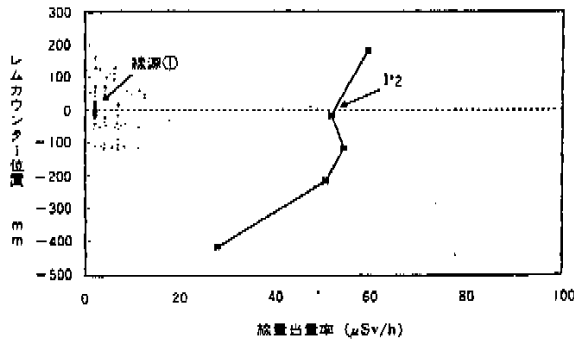


図 47 線源を上部案内筒に設置したケース

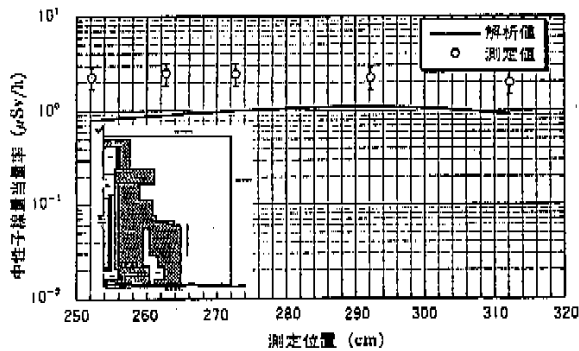


図 48 燃料出入機本体表面の中性子線量当量率分布
(中性子源集合体位置：上限)

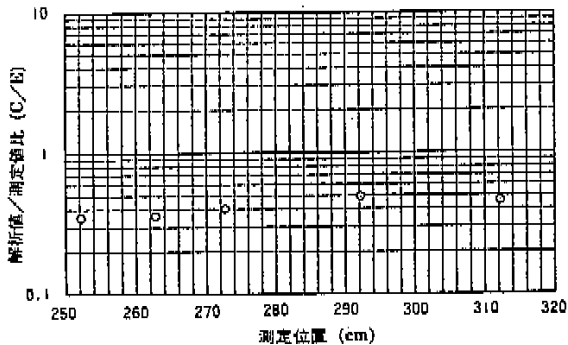
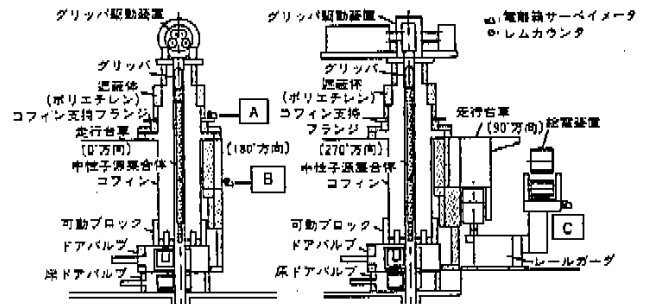


図 49 燃料出入機本体表面の中性子線量当量率の C/E
(中性子源集合体位置：上限)

料集合体まわり(14点)、ならびに同集合体24体を新燃料貯蔵ラックに貯蔵した状態で新燃料貯蔵室(A-481)天井および収納管内(23点)、新燃料取扱室床面およびラック入口近傍(37点)において、中性子線量当量率、γ線線量当量率を測定した。試験結果の解析においては、外側新燃料集合体

表 2 燃料出入機の遮蔽測定評価

測定位置	線種	中性子源集合体			
		測定値 ($\mu\text{Sv/h}$)	2次元輸送計算 ($\mu\text{Sv/h}$)	C/E	
燃料 出入機 本体 A 表面	A (4.7m)	中性子	7	2.5	0.36
	B (2.8m)	中性子	2.5	0.87	0.35
燃料 出入機 周辺	C (2m)	中性子	0.46	0.07	0.15



および新燃料貯蔵ラックの形状および各材質を考慮し、R-Z 2次元体系の Sn 輸送計算により中性子及びγ線線量当量率をもとめ、測定値との比較を行った。

その結果、ラッパ管の内側を均質にしたモデルの場合、新燃料集合体まわりの中性子に対する C/E は約1.8~2.6、γ線に対する C/E は約1.4~1.9であり、全体を均質にした場合に比べて、γ線について C/E の改善の効果が確認された。新燃料取扱室床面の中性子に対する C/E は約1.2~2.0であった。

表 3 に新燃料集合体まわりの線量当量率測定値と計算値ならびに C/E を示す。表 4 に新燃料貯蔵ラックのまわりの線量当量率の測定値と計算値ならびに C/E を示す。

また、設計上の線源である外側新燃料集合体50体を装荷した場合を想定した解析を行い、上記の C/E で補正した予測値と設計値を比較したところ、中性子に対する設計裕度は約800であることを確認した。

(6) 起動試験

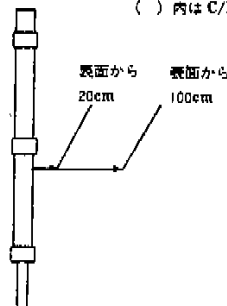
① 核加熱試験

核加熱試験では、通常のプラント起動操作にしたがって各系統を起動し、蒸気発生器への通水、タービンへの初通気、回転数上昇操作、発電機の275KV線への運結(送電)、送電操作等が運転手

表3 新燃料集合体周りの線量当量率評価

測定位置	線種	測定値 ($\mu\text{Sv/h}$)	計算値 ($\mu\text{Sv/h}$)				
			2次元輸送計算 [DOT]		3次元減衰核種分計算 [QAD]		
			均質化	ラッパ管 分離	均質化	ラッパ管 分離	燃料ビン 分離
表面 から 20cm	中性子	400	740 (1.9)	730 (1.8)	—	—	—
	γ 線	420	10500 (25)	600 (1.4)	27000 (64)	7500 (18)	260 (0.62)
表面 から 100cm	中性子	44	120 (2.7)	116 (2.6)	—	—	—
	γ 線	52	1600 (31)	99 (1.9)	3200 (62)	1080 (21)	39 (0.75)

() 内は C/E (計算値/測定値)



順に従い行えることを確認していくものである。なお、この間各制御系や調節弁の調整、タービンバランスの確認等を実施し、平成7年8月29日初併入を達成した。

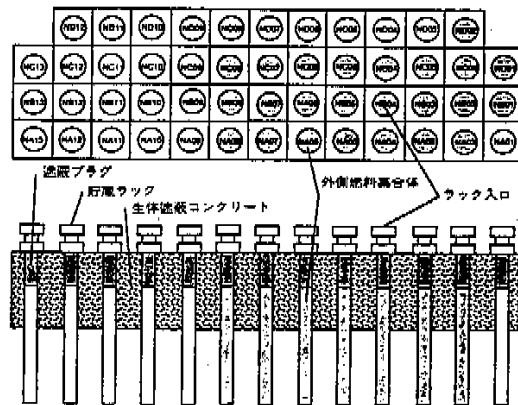
② 出力試験

出力試験では、約40%、75%および定格電気出力の各出力において、プラントシステムの運転特性、制御特性および過度特性等の性能確認・調整を実施していくものである。

なお、40%出力でのプラントトリップ試験のため、原子炉出力を上昇中であった平成7年12月8日、2次主冷却系の中間熱交換器出口温度計部でナトリウム漏洩事故が発生した。調査の結果、ナトリウム漏洩は中間熱交換器出口温度計のX線撮影および切り出し後の観察により、温度計さや管の段付き部で折損していることが確認された。破断部の調査から温度計さや管の破損は段付き部に生じた高サイクル疲労によるものと推定された。そして、本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ともなう流力振動と判断している。この流力振動については実規模の流力振動水試験、流力振動解析等によって確認した。また、運転履歴に基づく当該温度計さや管の振動応答の評価により、破断部の波面の調査結果

表4 新燃料貯蔵ラックの遮蔽測定評価
(新燃料貯蔵ラックまわり)

測定位置	線種	測定値 ($\mu\text{Sv/h}$)	2次元輸送計算	
			計算値 ($\mu\text{Sv/h}$)	C/E
新燃料貯蔵室天井	中性子	740	4470	6.0
	γ 線	85	300	3.5
新燃料取扱室床面	ラック入口プラグ着	中性子	0.009	0.011
		γ 線	—	0.0005
	ラック入口プラグ着	中性子	0.061	0.12
		γ 線	—	0.019



および実規模流力水試験の結果と矛盾しないことを確認した。

これらの漏洩原因の究明と併行して、ナトリウム漏洩時の運転操作対応についての分析、およびナトリウム漏洩燃焼実験による燃焼挙動、破損挙動、床ライナへの影響等の確認を実施しており、それらの評価結果から万全の再発防止対策を行うこととしている。

8. おわりに

「もんじゅ」の試運転(性能試験)は、これまで原子炉出力約43%まで行った。

今後、「もんじゅ」は、2次主冷却系ナトリウム漏洩事故に対する原因究明の進展により明らかとなった問題点、反省点を基に、安全性向上および信頼性向上を図り、技術的信頼の回復を目的として、自主的安全総点検を行うこととした。

自主的安全総点検は、安全確保に万全を期すとの観点から設備上の問題点、運転手順書類の不明瞭な記載内容、品質保証の体系・活動の不足等について点検し、改善すべき事項を明らかにすると

ともに、改善策を策定して安全性・信頼性のより一層の向上を図り、社会全体の安心感の醸成に供することとしている。これら、総点検の結果を踏

まえ、今後の試験計画を見直して行くこととしている。