

**高速増殖原型炉「もんじゅ」で得られたこれまでの主な成果
（総合機能試験以降の成果）**

高速増殖原型炉「もんじゅ」で得られたこれまでの主な成果

本資料では、総合機能試験以降において得られた主な成果を示す。

建設完了(機器据付完了)後、試運転(総合機能試験、性能試験)を開始

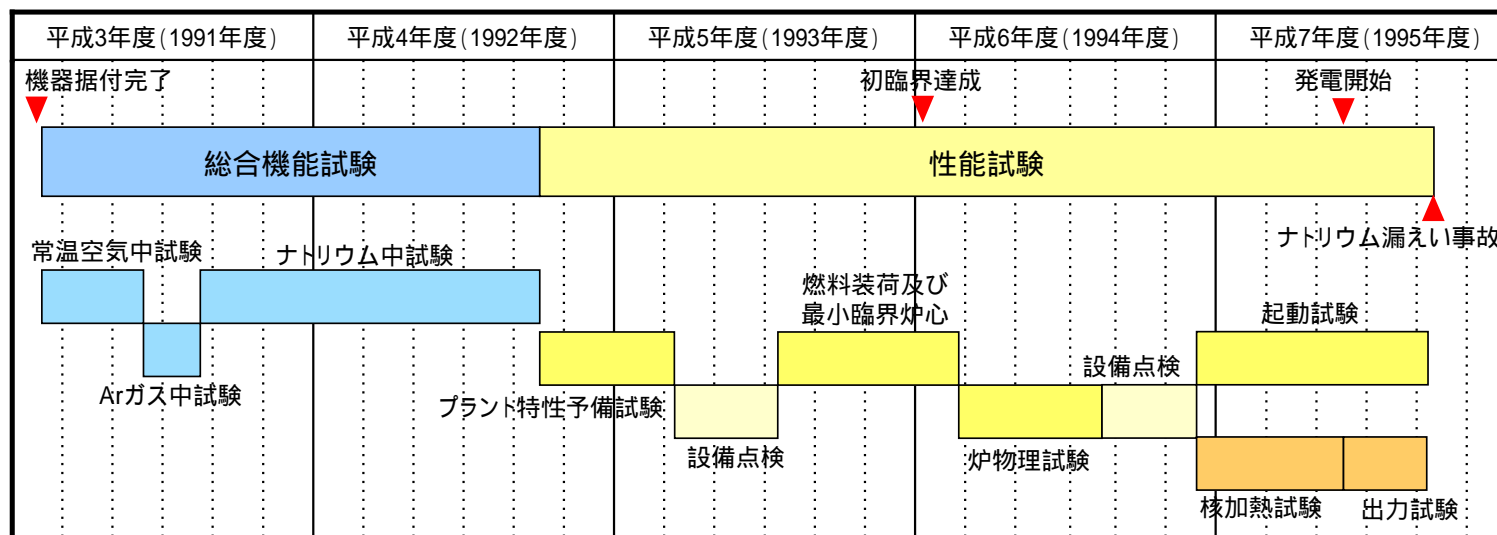
総合機能試験は、ナトリウムを使用する系統(1次系、2次系、燃料取扱系)をアルゴンガスにより約200℃まで加熱し、ナトリウムを充填して、循環運転を行い、系統としての機能や機器性能等を確認する試験である。

性能試験は、燃料装荷後、原子炉を臨界として炉心特性、出力分布等の確認、発電の達成、出力上昇によるプラント全体の性能の確認を行う試験である。

ナトリウム漏えい事故後、徹底した原因究明、プラント全体の安全性総点検を行い、安全性、信頼性向上のための改善策をまとめた。

試運転の実施やナトリウム漏えい事故の対応と並行して、プラントを運転、保守するための検査技術や異常診断技術の開発を行っている。

もんじゅ試運転



成果リスト

1. もんじゅ総合機能試験

- 1 - 1 模擬炉心構成
- 1 - 2 制御棒駆動機構関連試験
- 1 - 3 炉内燃料移送試験
- 1 - 4 原子炉容器予熱
- 1 - 5 ナトリウム受入
- 1 - 6 1次系フラッシング運転
- 1 - 7 燃料取扱設備総合試験
- 1 - 8 冷却系総合試験

2. もんじゅ性能試験

- 2 - 1 プラント特性予備試験
- 2 - 2 MOX燃料輸送
- 2 - 3 燃料装荷
- 2 - 4 臨界近接
- 2 - 5 反応度価値・反応度係数
- 2 - 6 出力分布評価
- 2 - 7 増殖性能評価
- 2 - 8 炉内流量分布評価
- 2 - 9 炉内中性子源効果評価
- 2 - 10 原子炉まわり遮へい評価
- 2 - 11 炉内中継装置遮へい評価
- 2 - 12 燃料出入機遮へい評価
- 2 - 13 核加熱試験
- 2 - 14 出力試験
- 2 - 15 安全裕度評価

3. ナトリウム漏えい対策

4. 検査技術・プラント監視技術の開発

- 4 - 1 原子炉容器廻り検査装置の開発
- 4 - 2 蒸気発生器伝熱管検査装置の開発
- 4 - 3 プラント異常診断技術開発


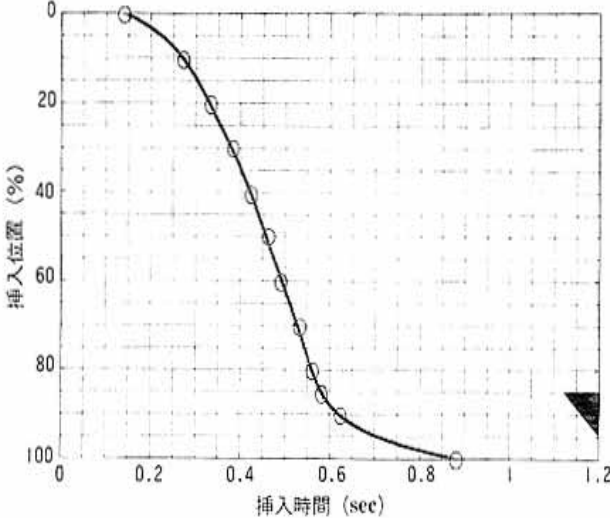
研究開発課題： 1. もんじゅ総合機能試験

<p>研究目的 燃料装荷前に、ナトリウム冷却型プラントとして運転機能を確認し、燃料装荷以降に実施する性能試験を円滑に進めていく為のプラント運転技術を取得する。</p>	<p>実施内容 機器の据付完了後、模擬炉心（炉心燃料、中性子源のみ模擬体、その他は実機）を構成し、常温空气中、アルゴンガス中、ナトリウム中における試験操作・運転を通じて、1次系・2次系、燃料取扱設備等のもんじゅの全ての設備について、各システム毎の機能確認、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を確認。</p>
<p>研究成果</p> <p>総合機能試験主要工程</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成3年（1991年）5月～平成4年（1992年）12月 ・ 項目：原子炉構造 制御棒駆動機構試験等 原子炉格納容器 原子炉格納容器機能試験 プラント総合 冷却系総合試験等 一次冷却系設備 1次冷却系機能試験等 二次冷却系設備 2次冷却系機能試験等 水・蒸気・タービン発電機設備 主蒸気系機能試験等 原子炉・タービン補助設備 メンテナンス冷却系機能試験 燃料取扱及び貯蔵設備 燃料取扱総合試験等 放射性廃棄物処理設備等 気体廃棄物処理設備機能試験等 換気空調設備 原子炉格納施設換気空調設備機能試験等 計測制御設備 プラント制御系設備機能試験等 電気設備 ディーゼル発電機設備機能試験 放射線管理施設 放射線監視設備機能試験 建物・構築物 セルライナ気密漏えい率試験 ・ 成果：系統としての機能が十分に確保されていることを確認 機器単体の機能性能を確認 系統相互間の取合いを確認 プラント運転技術を習熟 大量のナトリウム（約1,700トン）の取扱技術を実証
<p>設計への反映</p> <p>今後のナトリウム冷却型プラント設計・製作の高度化へ反映。試験結果に基づき、系統としての機能、機器単体の性能、系統相互間の取り合いを確認し、運転手順書を整備。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 第10回環太平洋原子力会議(10-PBNC) Proceeding 平成8年10月 等 Construction and Operating Experience of Prototype Fast Reactor MONJU 2. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 3. International Seminar on Fast Reactor Operating Experience平成4年10月21,22日 TOPICAL RESULTS OF MONJU FUNCTION TEST ON REACTOR COOLING SYSTEM 4. もんじゅ総合機能試験（動燃技報No.93別刷）TN2410 95-029 5. 総合機能試験の計画と概要 等 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(29)：総合機能試験の計画と概要 原子力学会92春G1 	

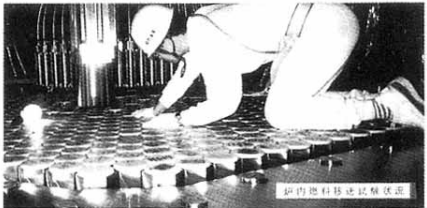
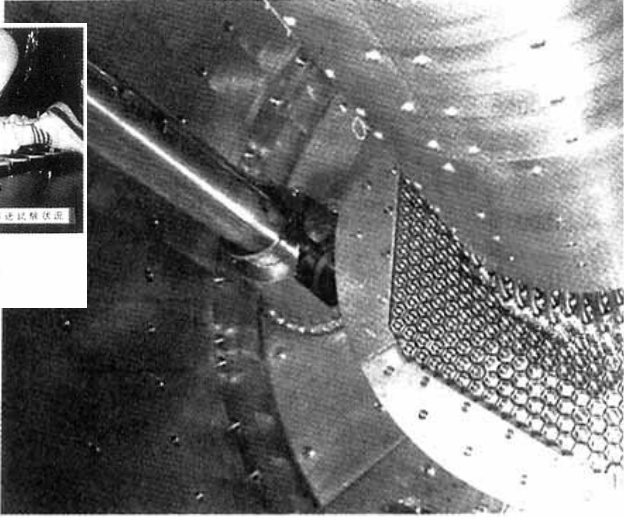
研究開発課題： 1 - 1 模擬炉心構成

<p>研究目的 炉内構造物、炉心構成要素の製作・据付精度を確認し、ナトリウム冷却型プラントとして、特有用な模擬炉心構成の手法を確立する。</p>	<p>実施内容 模擬の燃料および中性子源集合体を用いて炉心の仮組を行うことにより、炉心を含めた1次主冷却系の流路を形成する。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体の計200体については、形状、圧力損失を模擬した集合体を使用。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。</p>																					
<p>研究成果</p>																						
 <p style="text-align: center;">模擬炉心構成作業</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成3年（1991年）5月～6月(22日間) ・ 模擬炉心構成： <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td style="padding-right: 10px;">使用炉心構成要素</td> <td style="padding-right: 10px;">模擬炉心燃料集合体</td> <td style="text-align: right;">198体</td> </tr> <tr> <td></td> <td>模擬中性子源集合体</td> <td style="text-align: right;">2体</td> </tr> <tr> <td></td> <td>制御棒</td> <td style="text-align: right;">19体</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ブランケット燃料集合体</td> <td style="text-align: right;">172体</td> </tr> <tr> <td></td> <td>中性子遮へい体</td> <td style="text-align: right;">316体</td> </tr> <tr> <td></td> <td>サーベランス集合体</td> <td style="text-align: right;">8体</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">計</td> <td style="text-align: right; border-top: 1px solid black;">715体</td> </tr> </table> 使用機器 仮設クレーン（炉外、炉内） 構成方法 炉中心と最外周の角を結ぶ線上に装荷し、仕切られた各セクタを埋めていく方法を採用 ・ 成果：仮設クレーンを使用することで、構成期間を72日から22日に短縮でき、高速炉における模擬炉心構成の方法を確立。据付後の炉心構成要素の頂部は設計値-3mm～+1mmで、炉心構成要素、炉内構造物の製作、据付精度が高いことを実証。 	使用炉心構成要素	模擬炉心燃料集合体	198体		模擬中性子源集合体	2体		制御棒	19体		ブランケット燃料集合体	172体		中性子遮へい体	316体		サーベランス集合体	8体	計		715体
使用炉心構成要素	模擬炉心燃料集合体	198体																				
	模擬中性子源集合体	2体																				
	制御棒	19体																				
	ブランケット燃料集合体	172体																				
	中性子遮へい体	316体																				
	サーベランス集合体	8体																				
計		715体																				
<p>設計への反映</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 今後の模擬炉心構成工法の合理化のための手法についての知見を取得。 ・ 模擬炉心構成の方法・手段・治具等の計画・設計の妥当性が実証され、今後の高速炉においても同様な手段による構成が可能であることを確認。 																						
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 2. 第9回 高速増殖炉研究開発成果報告会 TN2410 93-017 3. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 4. 「もんじゅ」模擬炉心構成 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(30)：「もんじゅ」模擬炉心構成 原子力学会92春G2 																						

研究開発課題： 1 - 2 制御棒駆動機構関連試験

<p>研究目的 高い信頼性を確保するため、動作原理の異なる二つの方式を採用している制御棒駆動機構について、設計・製作据付の妥当性を示す。</p>	<p>実施内容 もんじゅに設置されている制御棒駆動機構の作動試験を行い、制御棒駆動機構及び制御装置が正常に作動することを確認。ナトリウム充填前の大気中においては、制御棒駆動機構の作動試験を実施。その後、ナトリウム中において作動試験（スクラム試験含む）を実施。</p>
<p>研究成果</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div data-bbox="271 467 654 1010">  <p style="text-align: center;">微調整棒駆動機構</p> </div> <div data-bbox="678 459 1285 979">  <p style="text-align: center;">微調整棒駆動機構 1号機スクラム特性</p> </div> <div data-bbox="1317 451 1971 932"> <p>期間：常温空气中 平成3年（1991年）6月 ナトリウム中 平成4年（1992年）8月</p> <p>対象機器：主炉停止系微調整駆動機構 3台 主炉停止系粗調整駆動機構 10台 後備炉停止系後備炉停止棒駆動機構 6台</p> <p>方法：制御棒つかみ、放し。制御棒常駆動。 スクラム時間測定</p> <p>成果：制御棒駆動機構及び制御棒が設計通り据え付けられたことを確認。 全ての制御棒の常駆動時間が設計通りであり、スクラム時間は全ストロークの85%挿入が1.2秒以内であることを確認。 以上より3種類の制御棒駆動機構及び制御棒の設計、製作、据付の妥当性を確認。</p> </div> </div>	
<p>設計への反映</p> <p>動作原理の異なる二つのスクラム方式がともに正常に作動することが確認でき、FBRにおける原子炉緊急停止機能の安全性を実証。将来炉の制御棒駆動機構設備設計、管理手法に反映。試験結果に基づき、制御棒駆動装置の運転手順書を整備。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 2. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 3. 微調整棒駆動機構ナトリウム中作動試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(47)：制御棒駆動機構Na中作動試験 原子力学会93秋E13 4. 粗調整棒駆動機構ナトリウム中作動試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(47)：制御棒駆動機構Na中作動試験 原子力学会93秋E13 5. 後備炉停止棒駆動機構ナトリウム中作動試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(47)：制御棒駆動機構Na中作動試験 原子力学会93秋E13 	

研究開発課題： 1 - 3 炉内燃料移送試験

研究目的 <p>もんじゅにおける燃料交換はナトリウム中で行われるため、ナトリウム充填前に燃料交換に関わる機能が正常に動作することを確認し、設計・製作据付の妥当性を示す。</p>	実施内容 <p>ナトリウム充填前に、燃料交換機及び炉内中継装置の機器動作・制御性を目視でも確認し、炉外燃料貯蔵槽と炉心間での燃料交換に関わる機器の一連の動作・制御が円滑に行えることを確認。</p>
研究成果 <div data-bbox="273 481 698 762"><p>燃料交換装置動作確認</p></div> <div data-bbox="613 456 1236 973"><p>原子炉容器内状況 (平成3年8月)</p></div> <ul data-bbox="1243 481 1998 957" style="list-style-type: none">・期間：平成3年(1991年)7月～9月・方法：燃料交換機、炉内中継装置及び水平型ナトリウム透視装置据付 模擬燃料体を使用し、燃料交換機等の動作確認 燃料交換機の作動ストローク調整 燃料交換機と炉心構成要素の偏心状態での取合 燃料交換機の炉心アドレス確認・成果：燃料交換機等の据付、操作、取外手順を確立。 燃料交換機の作動ストローク(上下移動距離)、炉心アドレスを確認し、燃料交換の基礎データを収集。 炉心構成要素、燃料交換機との取り合いを確認し、 燃焼が進んだ炉心においても取り扱いが可能であることを確認。	
設計への反映 <p>将来炉の燃料交換設備設計、管理手法に反映。 試験結果に基づき、燃料交換設備運転手順書を整備。</p>	
資料 <ol style="list-style-type: none">1. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」2. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について3. 大気中燃料交換試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(42)：燃料交換および燃料処理貯蔵試験 原子力学会93春A54. 大気中燃料処理貯蔵試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(42)：燃料交換および燃料処理貯蔵試験 原子力学会93春A55. 燃料交換設備大気中炉内燃料移送試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(41)：燃料交換設備、炉内燃料移送試験 原子力学会93春A4	

研究開発課題： 1 - 4 原子炉容器予熱

<p>研究目的 常温では固体であるナトリウムを取り扱う高速炉においては、冷却材パウンダリには予熱ヒータが不可欠であり、予熱、保温設備の設計・製作の妥当性を示す。</p>	<p>実施内容 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気を空気からアルゴンガスに置換し、電気ヒータにより、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200℃まで昇温できることを確認。</p>
--	---

研究成果

原子炉容器およびガードベッセル

(1) 昇温特性

① 出口ノズル
 ② 炉内支持構造物

(2) ΔTの推移

原子炉容器予熱特性

- ・ 期間：平成3年（1991年）10月～11月
- ・ 方法：1/3スケールモデルでの予熱試験法
 確認試験結果等に基づき、予熱設定温度を70℃から、ステップ状に250℃まで上昇。原子炉容器は、ガードベッセルの外側に取り付けられた電気ヒータにより予熱。原子炉容器及び炉内構造物の健全性の観点から、原子炉容器周方向及び炉内構造物の半径方向の温度差を確認しつつ昇温。
- ・ 成果：原子炉容器予熱保温設備の設計妥当性を確認
 大型容器である原子炉容器初期予熱手法を確立。

設計への反映

将来炉の原子炉容器予熱保温設備設計の高度化・合理化に反映。

試験結果に基づき、原子炉容器予熱保温設備の運転手順書を整備。

資料

1. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」
2. 第9回 高速増殖炉研究開発成果報告会 TN2410 93-017
3. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について
4. 1次冷却系予熱試験（冷却系機器・配管） 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(34)：原子炉容器等予熱試験 原子力学会92秋B12

研究開発課題： 1 - 5 ナトリウム受入

<p>研究目的</p> <p>大量のナトリウムの輸送・受入れ技術を実証する。</p>	<p>実施内容</p> <p>仏国で製造したナトリウムを、平成3年3月から11月にかけて輸送。輸送容器は、ステンレス製の円筒横型タンクコンテナを使用。受入れたナトリウムを各ナトリウム系統へ充填。</p>
---	--

研究成果

ナトリウム受入概念図

1次冷却系	: 約760トン
2次冷却系	: 約760トン
EVST	: 約150トン

- ・ 期間：平成3年（1991年）3月～11月
- ・ 方法：フランスの製造メーカーからステンレス製の円筒横型タンクコンテナにより固化状態で輸送（海上、陸上）。受入量は1700トン。輸送毎に発送前にサンプルを採取し、ナトリウムの品質を確認。もんじゅでは、仮設の受入・貯蔵・移送設備を設置し、コンテナ中のナトリウムを液化し、仮設タンクへ受入。系統への充填は、仮設タンクをアルゴンガスで加圧し、1次系、2次系、炉外燃料貯蔵設備のダンブタンク、オーバーフロータンクへ移送し、各タンクから、系統内へ充填。
- ・ 成果：ナトリウムの輸送方法の確立
各系統へのナトリウム充填・ドレン方法の確立
ナトリウム分析手法の確立。
大量のナトリウム取扱技術を実証。

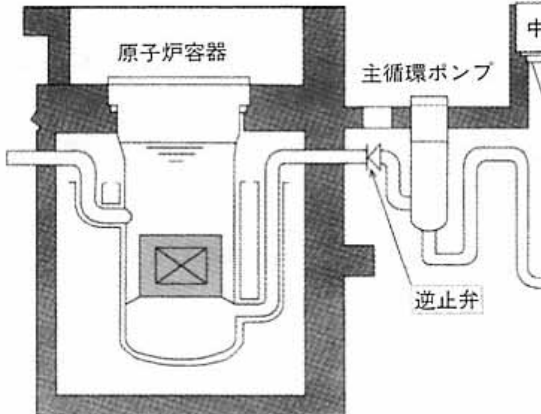
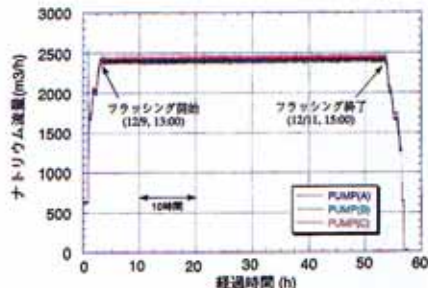

「もんじゅ」ナトリウム受入れ実績

ナトリウムタンクコンテナ(サイト到着)

<p>設計への反映</p> <p>将来炉のナトリウム充填ドレン設備設計、管理手法に反映。 試験結果に基づき、ナトリウム系統の充填・ドレン手順書を整備。</p>
--

<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 2. 1次冷却系ナトリウム受入・移送試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(32)：Na受入時化学管理 原子力学会92秋B10, 3. 1次冷却系ナトリウム受入・移送試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(33)：「もんじゅ」Na受入報告 原子力学会92秋B11 4. 2次冷却系ナトリウム受入・移送試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(32)：Na受入時化学管理 原子力学会92秋B10, 5. 2次冷却系ナトリウム受入・移送試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(33)：「もんじゅ」Na受入報告 原子力学会92秋B11

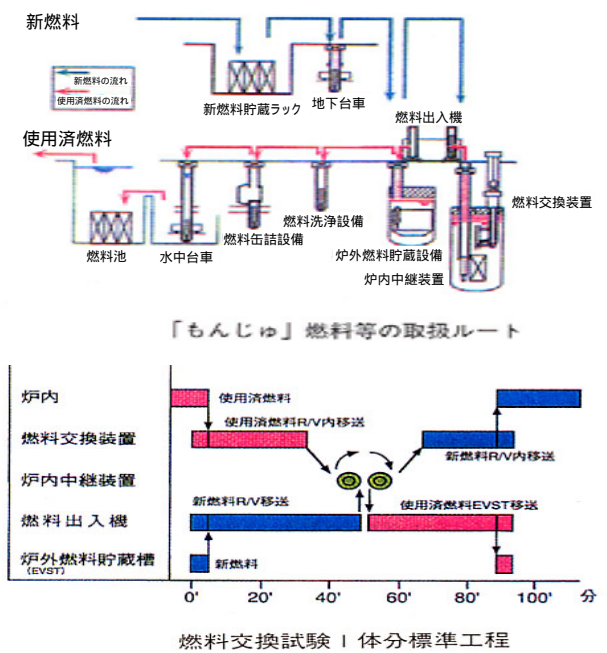
研究開発課題： 1 - 6 1次系フラッシング運転

<p>研究目的 高速炉プラントの据付工事期間中における、清浄度管理技術の妥当性を実証する。</p>	<p>実施内容 系統内に異物が残っていないことを確認するため、原子炉容器入口側に設置している逆止弁部に仮設フィルタを設置した状態で、1次系を40%流量とし、約50時間のフラッシング運転を実施。あわせて、1次主循環ポンプの試運転性能を確認。</p>
<p>研究成果</p>  <p>1次系統フラッシング概要</p>	 <p>1次ナトリウムフラッシング運転試験</p>  <p>仮設フィルタナトリウム洗浄</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成3年（1991年）11月 ・ 方法：1次主冷却系逆止弁部に仮設のフィルタを取り付けた状態で、1次系主循環ポンプを運転（40%流量、50時間、ナトリウム温度200℃）。 仮設フィルタを取外し洗浄。異物のないことを確認。 ・ 成果：1次系主循環ポンプの運転性能の確認 異物のないことを確認したことで、原子炉容器、炉内構造物、炉心構成要素の製作、据付作業及び空気中での炉内試験時の異物管理、清浄度管理が十分であったことを実証。 大型ナトリウム炉の機器製作・据付時の管理手法を確立。
<p>設計への反映</p> <p>本試験結果から、据付工事期間中の清浄度管理を十分に行えば、次期炉からはフラッシング運転は不要となる見通しを得た。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 2. 第9回 高速増殖炉研究開発成果報告会 TN2410 93-017 3. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 	

研究開発課題： 1 - 7 燃料取扱設備総合試験

<p>研究目的 厳重な雰囲気管理が要求されるナトリウム中での燃料交換を含めた、燃料取扱技術を実証する。</p>	<p>実施内容 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、模擬燃料体を用いて、燃料取扱や洗浄、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。</p>
---	--

研究成果



The diagram shows the fuel handling process from the fuel pool to the reactor core. Key components include: 新燃料貯蔵ラック (New fuel storage rack), 地下台車 (Underground trolley), 燃料出入機 (Fuel in/out machine), 燃料交換装置 (Fuel exchange device), 燃料洗浄設備 (Fuel cleaning equipment), 燃料缶詰設備 (Fuel canning equipment), 炉外燃料貯蔵設備 (Off-reactor fuel storage equipment), 炉内中継装置 (In-reactor transfer device), 水中台車 (Underwater trolley), and 燃料池 (Fuel pool). The timeline below, titled 「もんじゅ」燃料等の取扱ルート (Mojito fuel handling route), shows the sequence of operations for a 1-body standard fuel exchange test over 100 minutes. It details the movement of fresh fuel (新燃料) and used fuel (使用済燃料) through various stages: 炉外燃料貯蔵槽 (EVST), 燃料出入機, 炉内中継装置, 燃料交換装置, and 炉内 (reactor core).

- ・ 期間：平成4年（1992年）4月～6月
- ・ 方法：燃料交換試験では、模擬燃料体を用いて、燃料交換機、炉内中継装置、燃料出入設備等により、10体連続燃料交換を実施。燃料処理貯蔵試験では、模擬燃料体を、炉外燃料貯蔵設備から取り出し、洗浄し、缶詰缶に収納、燃料池内の貯蔵ラックに貯蔵するまでの一連の動作確認を、燃料出入設備、燃料洗浄設備、燃料缶詰設備、水中台車、燃料移送機を使用し、実施。燃料交換設備を機器洗浄設備で洗浄し、洗浄性を確認。
- ・ 成果：ナトリウム中での燃料取扱貯蔵設備の機能を確認し、設計・製作・据付・各設備間取り合いの妥当性を実証。計算機による燃料取扱・貯蔵設備の制御システムを確立。計算機による燃料所在情報の管理システムを確立。ナトリウム付着機器の洗浄経験を蓄積、洗浄手法を確立。

設計への反映

燃料交換から缶詰処理までの燃料取扱技術を実証することにより、将来炉の燃料取扱設備設計、管理手法に反映。試験結果に基づき、燃料取扱設備の運転手順書を整備。

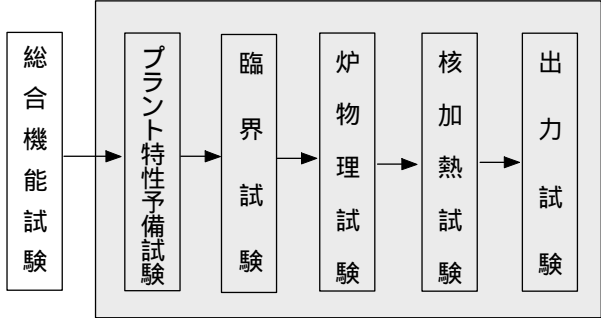
資料

1. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」
2. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について
3. ナトリウム中燃料交換試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(42)：燃料交換および燃料処理貯蔵試験 原子力学会93春A5
4. ナトリウム中燃料処理貯蔵試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(42)：燃料交換および燃料処理貯蔵試験 原子力学会93春A5
5. 燃料出入機ナトリウム中燃料移送試験 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(35)：燃料出入設備の機能試験 原子力学会92秋B13

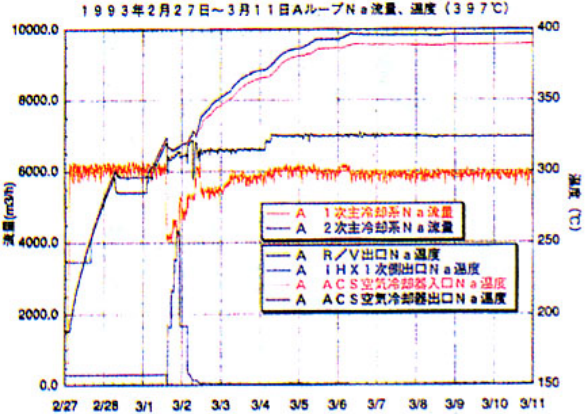
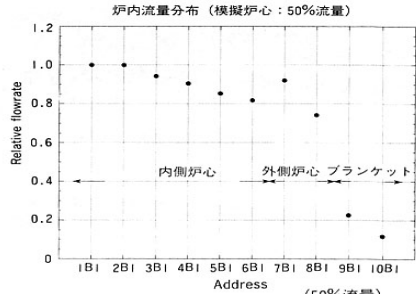
研究開発課題： 1 - 8 冷却系総合試験

<p>研究目的 従来の軽水炉に比べ、3次系までを有する高速炉において、トータルとしての熱輸送システムの運転機能を、燃料装荷前のプラント状態において確認する。</p>	<p>実施内容 性能試験を前に、水・蒸気系も含めた冷却系の総合的な機能の確認を目的として、プラントを原子炉起動前の状態まで運転し、所定の機能を有していることを確認する。又、ポンプトリップ・Na漏えい・電源喪失・自然循環等のプラント状態を模擬し、所定の機能を有することを確認する。更に試験操作を通じてプラントの運転に習熟する。</p>																				
<p>研究成果</p>  <p>「もんじゅ」冷却系系統図</p> <p>主要設備の運転状態</p> <table border="1" data-bbox="268 734 784 1021"> <thead> <tr> <th>プラント運転モード</th> <th>原子炉</th> <th>1次冷却系</th> <th>2次冷却系</th> <th>補助冷却設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低温停止</td> <td>・制御棒全挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃</td> <td>・ボニーモーター運転 約10%流量</td> <td>・ボニーモーター運転 約7%流量</td> <td>・Na側は定格流量 ・空気冷却器は崩壊熱除去運転</td> </tr> <tr> <td>通水待機</td> <td>・制御棒全挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃</td> <td>・主モーター運転 約50%流量</td> <td>・主モーター運転 約40%流量</td> <td>・Na側は微少流量 ・空気冷却器は停止状態</td> </tr> <tr> <td>プラント出力運転(定格)</td> <td>・調整棒での出力調整 ・原子炉出力100% ・冷却材温度 原子炉容器出口 529℃</td> <td>・主モーター運転 約100%流量</td> <td>・主モーター運転 約100%流量</td> <td>・Na側は微少流量 ・空気冷却器は停止状態</td> </tr> </tbody> </table>	プラント運転モード	原子炉	1次冷却系	2次冷却系	補助冷却設備	低温停止	・制御棒全挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃	・ボニーモーター運転 約10%流量	・ボニーモーター運転 約7%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	・制御棒全挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃	・主モーター運転 約50%流量	・主モーター運転 約40%流量	・Na側は微少流量 ・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 原子炉容器出口 529℃	・主モーター運転 約100%流量	・主モーター運転 約100%流量	・Na側は微少流量 ・空気冷却器は停止状態	<ul style="list-style-type: none"> ・期間：平成4年(1992年)6月～11月 ・方法： 冷却系モード運転状態；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確認。 原子炉容器バケット液位の変更試験を実施。 系統昇温；ポンプ入熱(1次、2次主冷却系循環ポンプを100%運転)で系統内ナトリウム昇温。 原子炉トリップ関連試験；1次、2次主冷却系循環ポンプトリップ時の主モータからボニーモータ運転への引き継ぎ、補助冷却設備の自動起動等を確認。 補助冷却設備関連試験；補助冷却設備の自動起動及び空気冷却器出口ナトリウム温度制御の確認。 外部電源喪失模擬試験；送電線等の故障による外部電源遮断時の原子炉自動停止、崩壊熱の除去運転への移行の一連の動作を確認。 <p>1次冷却材漏えい模擬試験；1次冷却材ナトリウムの漏えい信号発生時の一連の安全動作を確認。 自然循環模擬試験；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。 原子炉格納容器漏えい率試験；ナトリウム充填後の漏えい率試験を窒素ガス加圧により実施。 成果：1次系、2次系、格納容器の設計・製作・据付の妥当性を実証 等温状態での原子炉トリップ、ナトリウム漏えい時のプラント応答性を確認。 2次系による自然循環能力を確認。</p>
プラント運転モード	原子炉	1次冷却系	2次冷却系	補助冷却設備																	
低温停止	・制御棒全挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃	・ボニーモーター運転 約10%流量	・ボニーモーター運転 約7%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	・制御棒全挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃	・主モーター運転 約50%流量	・主モーター運転 約40%流量	・Na側は微少流量 ・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 原子炉容器出口 529℃	・主モーター運転 約100%流量	・主モーター運転 約100%流量	・Na側は微少流量 ・空気冷却器は停止状態																	
<p>設計への反映</p> <p>解析コードの妥当性を確認、解析精度向上のためのデータ取得。トリップ時における熱過渡緩和対策の設計妥当性を確認。 プラント動特性コード等の予測能力を確認し、性能試験の予測解析の精度向上を図り、将来炉の冷却系統設備設計、管理手法に反映。</p>																					
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. International Seminar on Fast Reactor Operating Experience 平成4年10月21、22日 TOPICAL RESULTS OF MONJU FUNCTION TEST ON REACTOR COOLING SYSTEM 2. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 3. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 4. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(45)：冷却系組合せ試験 原子力学会93秋E11 5. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(48)：電源喪失試験 原子力学会93秋E14 																					

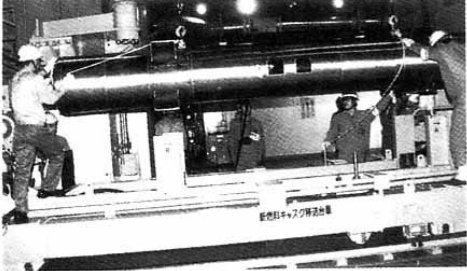

研究開発課題： 2. もんじゅ性能試験

<p>研究目的 高速増殖炉発電プラントとしての総合的なプラント特性の確認や運転に必要な調整、種々のデータ取得・蓄積、設計評価、FBR運転技術の習熟。</p>	<p>実施内容 総合機能試験終了後、ポンプ入熱による系統昇温試験を実施。 その後、炉心燃料装荷、臨界試験、炉物理試験、核加熱試験、出力試験を実施。</p>
<p>研究成果</p>  <p style="text-align: center;">性能試験手順</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント特性予備試験（平成4年（1992年）12月～平成5年（1993年）6月）： 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℃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実施。 ・臨界試験（平成5年（1993年）10月～平成6年（1994年）5月）： 10月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。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。初臨界達成後、最小臨界炉心での特性評価等を実施。 ・炉物理試験（平成6年（1994年）5月～11月）： 反応度値・反応度係数評価、出力分布評価等を実施。 ・起動試験（平成7年（1995年）2月～ ）： 核加熱を開始し、40%まで出力を上昇させ、出力試験として運転特性、制御特性、過度特性など所定のプラント性能を確認。 ・成果： 142項目の内、51項目を終了 プラント特性予備試験により高温状態での特性を確認 臨界試験により初臨界を達成し、炉心特性を確認 炉物理試験により各種炉心特性を確認 核加熱試験により水・蒸気系を含めた運転を行い初発電を達成 出力試験によりプラント運転特性などを確認する段階で事故が発生し試運転を中断
<p>設計への反映</p> <p>性能試験を通して得られた各種データについては、次回性能試験計画に反映し、より効果的に試験を進めていくとともに、将来炉の設計に反映。試験結果に基づき、40%出力までのプラント特性を確認し、運転手順書を整備。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 2. 第10回環太平洋原子力会議(10-PBNC) Proceeding 平成8年10月 Construction and Operating Experience of Prototype Fast Reactor MONJU 3. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 4. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(51)：性能試験計画概要 原子力学会93秋E17 5. 「もんじゅ」初臨界と今後の性能試験計画 原子力学会94秋 	

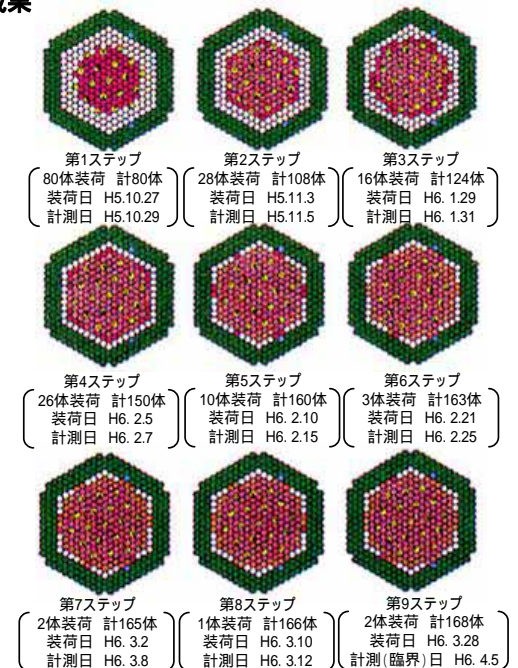
研究開発課題： 2 - 1 プラント特性予備試験

<p>研究目的 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。</p>	<p>実施内容 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試験等を実施。</p>
<p>研究成果</p>  <p>1次系397°Cへの昇温</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成4年(1992年)12月～平成5年(1993年)6月 ・ 方法： 昇温確認試験；1次・2次主冷却系循環ポンプの運転により、1次系397、2次系325まで昇温し、熱収支評価、ポンプトリップ、配管熱変位評価、ナトリウム漏えい検出計特性評価を実施。 プラント操作手順確認；運転員の操作対応習熟のため、原子炉トリップやディーゼル発電機1台起動失敗状態を模擬し対応手順を確認。 模擬炉心流量分布評価；模擬炉心での各集合体出口流量の測定  <p>模擬炉心における流量分布</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 成果：核加熱後の試験準備や評価データの充実。 自然循環解析等の高度化の為のデータを取得。 機器の定常振動データ等の今後の運転における異常の早期発見のためデータを取得。
<p>設計への反映 試験結果に基づき、性能試験要領書及び運転手順書整備に反映。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 2. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 3. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(52)：Na自然循環予備評価 原子力学会94春H32 4. ICON-3(1995.4.23～27、京都) MONJU STARTUP TEST Preliminary Results of Criticality and Physics Tests - 	

研究開発課題： 2 - 2 MOX燃料輸送

研究目的 核物質防護上、厳重な取扱いが要求されるプルトニウムを含み、線源強度・発熱量の高い高速炉用燃料の輸送技術の実証。	実施内容 もんじゅ新燃料輸送容器の開発、及びもんじゅサイトへの輸送。
研究成果  <p>新燃料輸送容器</p>  <p>9 m 水平落下試験時の状況</p> <ul style="list-style-type: none">・輸送容器開発 もんじゅの運転（起動）に合わせて、炉心燃料集合体をプルトニウム燃料製造施設からもんじゅ建設所に運搬するための輸送容器（BU型核分裂性輸送物）の開発を実施。本輸送容器開発の特徴としては、常陽燃料と比較して、線源強度及び発熱量が高いことが上げられる。この対策として、容器の遮へい性能を高めるため水素密度を高めた遮へい材料の開発、燃料体梱包作業時の作業員の被爆低減化のための自動燃料固縛機能の設計・開発、除熱性能を高めるための構造設計を実施。最終的には、原型容器を用いて9 m落下試験、800・30分間耐火試験、浸漬試験等を実施し、原子炉等規制法上の技術基準を満足する容器の開発を実施した。・輸送期間：平成4年（1992年）7月～平成6年（1994年）3月 1回あたり、24体の炉心燃料集合体の輸送を9回実施。・方法：陸上トラック輸送 新燃料取扱設備により、輸送容器から炉心燃料集合体を取り出し、受入検査後、新燃料貯蔵ラックに収納。・成果：高速炉用新燃料輸送容器の開発。 MOX燃料陸上輸送方法の確立。	
設計への反映 大型MOX燃料集合体輸送容器の設計・製作に反映。 新燃料輸送手順、受入手順の整備。各関係機関への連絡手順の整備。	
資料 1.日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 2.動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 3.PATRAM (1992、放射性物質の輸送に関する国際会議)	

研究開発課題： 2 - 3 燃料装荷

研究目的 燃料装荷前の系統機能確認の為に構成した模擬炉心から、最小臨界炉心を構成し、高速炉燃料装荷技術を実証する。	実施内容 炉心を円形に近いものとして模擬燃料集合体と炉心燃料集合体を炉心中心部より順次交換することにより、炉心燃料集合体を装荷。									
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>研究成果</p>  <table border="0" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第1ステップ 80体装荷 計180体 装荷日 H5.10.27 計測日 H5.10.29 </td> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第2ステップ 28体装荷 計108体 装荷日 H5.11.3 計測日 H5.11.5 </td> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第3ステップ 16体装荷 計124体 装荷日 H6.1.29 計測日 H6.1.31 </td> </tr> <tr> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第4ステップ 26体装荷 計150体 装荷日 H6.2.5 計測日 H6.2.7 </td> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第5ステップ 10体装荷 計160体 装荷日 H6.2.10 計測日 H6.2.15 </td> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第6ステップ 3体装荷 計163体 装荷日 H6.2.21 計測日 H6.2.25 </td> </tr> <tr> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第7ステップ 2体装荷 計165体 装荷日 H6.3.2 計測日 H6.3.8 </td> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第8ステップ 1体装荷 計166体 装荷日 H6.3.10 計測日 H6.3.12 </td> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第9ステップ 2体装荷 計168体 装荷日 H6.3.28 計測(臨界)日 H6.4.5 </td> </tr> </table> <p style="text-align: right; margin-top: 10px;">炉心燃料装荷状況</p> </div> <div style="width: 50%;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成5年(1993年)10月～平成6年(1994年)3月 ・ 方法：新燃料移送機、地下台車、燃料出入設備により新燃料貯蔵ラックから炉外燃料貯蔵槽へ移送。 燃料出入設備、炉内中継装置、燃料交換機により、炉心の模擬燃料集合体を取り出し、炉外燃料貯蔵設備の炉心燃料集合体を炉心に装荷。 炉心中央部から同心円状に9回に分割して装荷。内側炉心燃料集合体108体は2回に分けて、外側炉心燃料集合体60体は7回に分けて装荷。計168体を装荷し、初臨界を達成。 ・ 成果：高速炉における燃料取替方法の確立 燃料取扱設備の実燃料取扱性能を実証 </div> </div>		第1ステップ 80体装荷 計180体 装荷日 H5.10.27 計測日 H5.10.29	第2ステップ 28体装荷 計108体 装荷日 H5.11.3 計測日 H5.11.5	第3ステップ 16体装荷 計124体 装荷日 H6.1.29 計測日 H6.1.31	第4ステップ 26体装荷 計150体 装荷日 H6.2.5 計測日 H6.2.7	第5ステップ 10体装荷 計160体 装荷日 H6.2.10 計測日 H6.2.15	第6ステップ 3体装荷 計163体 装荷日 H6.2.21 計測日 H6.2.25	第7ステップ 2体装荷 計165体 装荷日 H6.3.2 計測日 H6.3.8	第8ステップ 1体装荷 計166体 装荷日 H6.3.10 計測日 H6.3.12	第9ステップ 2体装荷 計168体 装荷日 H6.3.28 計測(臨界)日 H6.4.5
第1ステップ 80体装荷 計180体 装荷日 H5.10.27 計測日 H5.10.29	第2ステップ 28体装荷 計108体 装荷日 H5.11.3 計測日 H5.11.5	第3ステップ 16体装荷 計124体 装荷日 H6.1.29 計測日 H6.1.31								
第4ステップ 26体装荷 計150体 装荷日 H6.2.5 計測日 H6.2.7	第5ステップ 10体装荷 計160体 装荷日 H6.2.10 計測日 H6.2.15	第6ステップ 3体装荷 計163体 装荷日 H6.2.21 計測日 H6.2.25								
第7ステップ 2体装荷 計165体 装荷日 H6.3.2 計測日 H6.3.8	第8ステップ 1体装荷 計166体 装荷日 H6.3.10 計測日 H6.3.12	第9ステップ 2体装荷 計168体 装荷日 H6.3.28 計測(臨界)日 H6.4.5								
<p>設計への反映</p> <p>将来炉の燃料取扱設備設計、燃料装荷技術に反映。 燃料取替手順を整備。</p>										
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. PHYSOR96(1996. 9. 16 - 20、水戸) 『Reactivity Characteristics Evaluations of the Initial Core of MONJU』 2. 1997年核データ研究会(平成9年11月27日) 『Analysis of Reactivity Characteristics of the MONJU Initial Core Using the JENDL-3.2』 3. 第10回環太平洋原子力会議(10-PBNC) Proceeding 平成8年10月 Construction and Operating Experience of Prototype Fast Reactor MONJU 4. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 5. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 										

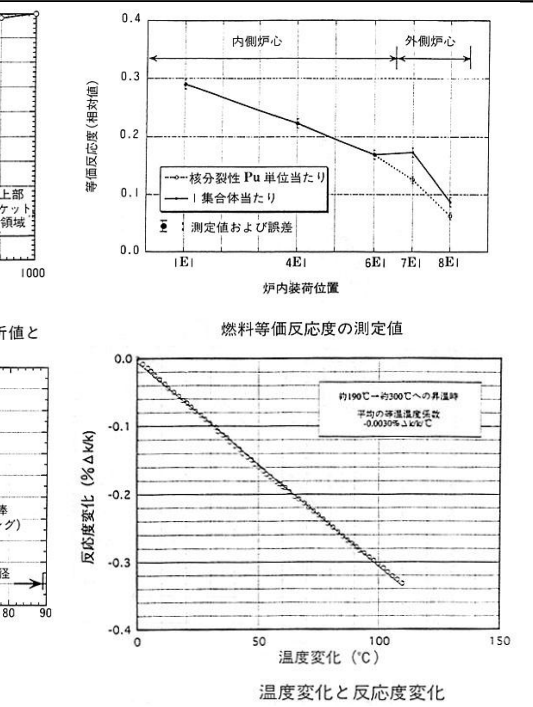
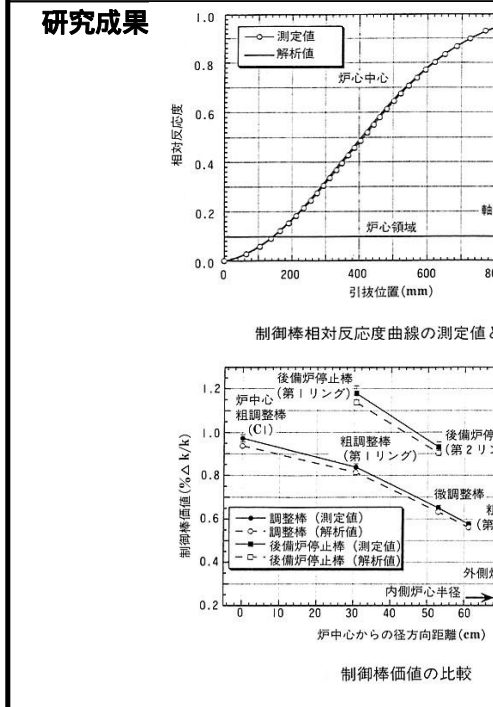
研究開発課題： 2 - 4 臨界近接

<p>研究目的</p> <p>高速炉MOX燃料炉心の初臨界炉心の臨界性について予測解析値との比較検討を行い、炉心解析手法の妥当性を確認。</p>	<p>実施内容</p> <p>臨界近接においては、逆増倍曲線を作成して、当該炉心で臨界が達成できることを確認。炉心中心部以外の制御棒を全引抜状態とし、炉心中心部の制御棒を段階的に引き抜き、臨界状態を達成。</p>
<p>研究成果</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="280 534 672 1013"> <p>逆増倍曲線</p> </div> <div data-bbox="683 454 1332 981"> <p>「もんじゅ」初臨界時中性子の変化</p> </div> </div> <div style="margin-top: 10px;"> <p>期間：平成5年（1993年）10月～平成6年（1994年）4月 初臨界 平成6年（1994年）4月5日 方法：燃料装荷後、ナトリウム温度200 で、制御棒引抜き、中性子計数率測定。逆増倍曲線を作成し、臨界体数を予測。 168体燃料装荷後、後備炉停止棒6本、微調整棒3本、中心以外の粗調整棒9本を全引抜。中心の制御棒を段階的に引抜、初臨界達成。 成果：大型炉心における臨界データの取得 臨界性に係る予測解析の妥当性を確認 FBR炉心の核設計コードの妥当性を実証</p> </div>	
<p>設計への反映</p> <p>将来炉の炉心設計、管理手法に反映。 試験結果に基づき、臨界操作手順を整備</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 核データニュース 平成6年 「もんじゅ」の臨界予測 ICON-3(1995.4.23～27、京都) 『Reactor Physics measurements at start-up of MONJU』 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 最小臨界炉心構成 JENDL-3.2によるもんじゅ臨界性解析 原子力学会96秋A53 第9回 高速増殖炉研究開発成果報告会 TN2410 93-017 	

研究開発課題： 2 - 5 反応度価値・反応度係数

研究目的
 高速炉MOX燃料炉心について、運転に応じた炉心反応度特性を把握する為のデータを取得する。解析結果と測定結果とを比較・評価して反応度価値等解析技術の高度化に反映。

実施内容
 制御棒、固定吸収体及び燃料の各反応度価値を測定した。また、温度係数、流量係数の各反応度係数を測定した。



- ・ 期間：平成6年（1994年）4月～11月
- ・ 方法：制御棒について各々の制御棒の反応度価値及びS字曲線を測定。固定吸収体は、ブランケット燃料と置き換えて置換反応度価値を測定。燃料集合体を模擬燃料集合体と置き換えて、燃料集合体の置換反応度価値を測定。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、また炉心流量を変化させることにより、反応度の変化から温度係数・流量係数を測定。
- ・ 成果：もんじゅの炉心設計解析の精度と設計の妥当性を確認。将来炉の炉心設計手法の高度化の為のベンチマークデータ取得。

設計への反映
 炉心設計解析技術の高度化により、将来炉の炉心設計、炉心管理に反映。

資料

- 1.The 9th Symposium on Reactor Dosimetry (1996. 9) 『The Reaction Rate Distribution Measurement by the Foil Activation Method in Prototype FBR MONJU』
- 2.International Nuclear Congress ENC'98 (European Nuclear Society ;1998.10) 『Operational Results of the Prototype FBR MONJU - Analysis of Measured Reactivity Characteristics Using JENDL-3.2 -』
- 3.EJCC(1999.5.17 - 18 もんじゅ建設所) 等 『Flow Coefficient of Reactivity』
- 4.動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について
- 5.固定吸収体反応度価値評価 等 JENDL-3.2によるもんじゅの固定吸収体反応度価値の解析 原子力学会98春G47

研究開発課題： 2 - 6 出力分布評価

<p>研究目的</p> <p>核加熱試験開始前に、炉心出力分布の測定・評価を行うことにより、高速炉MOX燃料炉心設計解析の精度と設計妥当性を示す。</p>	<p>実施内容</p> <p>炉心燃料やブランケット燃料集合体の中心部に、照射用に箔ホルダを組み込んだ試験用集合体を準備し、この集合体内に中性子検出箔を装着して炉内に装荷し、箔放射能から反応度分布、出力分布、増殖比、中性子スペクトル、発熱等の測定・評価。当該装荷位置または制御棒位置を変更して計6回、零出力状態で照射。</p>
<p>研究成果</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div data-bbox="257 542 739 933" style="width: 45%;"> <p>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)</p> </div> <div data-bbox="772 478 1187 1077" style="width: 45%;"> <p>試験用集合体A (炉心燃料用)</p> <p>試験用集合体B (ブランケット用)</p> <p>試験用集合体A (内側炉心用) 3体</p> <p>試験用集合体A (外側炉心用) 2体</p> <p>試験用集合体B (ブランケット用) 3体</p> <p>試験用遮蔽体 4体</p> <p>試験用集合体の構造</p> </div> </div> <div style="margin-top: 20px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・期間：平成6年(1994年)5月～10月 ・方法：試験用集合体を使用し、炉心の各所に中性子検出箔を装荷し照射。 照射した中性子箔を取り出し、Ge半導体検出器で線スペクトルを測定し、各種反応率を評価。 箔は、核分裂反応の測定にPuやU、高速中性子の測定にNi、Ti、低いエネルギーの測定にFe、Au等を使用。 照射は、零出力で、装荷位置、制御棒位置を変更して6回実施。 ・成果：初期炉心における炉内の各種反応率について測定し、核特性に関する基礎データを収集。 Pu-239(n, f)、U-238(n,)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。 増殖比の評価値として1.18を得た。 もんじゅの炉心設計解析の精度と設計妥当性を確認。 将来炉の炉心設計手法の高度化の為のベンチマークデータを取得。 </div>	
<p>設計への反映</p> <p>将来炉の炉心設計、炉心管理に反映。 もんじゅ炉心裕度の確認、運転後の炉心管理の合理的運用、燃料仕様の合理化。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. PHYSOR 96 Proceeding (International Conf. on the Physics of Reactors ; 1996. 9) 『Evaluation of the FBR MONJU Core Breeding Ratio and the Power Distribution from the Reaction Rate Distribution Measurement』 2. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 3. 出力分布評価等 反応率分布評価における中性子FLUXS低減の検討 原子力学会98秋E17 4. 出力分布評価等 JSSTLDライブラリーを用いた高速炉しゃへい解析手法による「もんじゅ」炉内反応率分布評価 原子力学会00春P25 	

研究開発課題： 2 - 7 増殖性能評価

<p>研究目的</p> <p>「もんじゅ」の基本的特性である「増殖性能」を適切に評価するとともに、増殖性能評価手法を確立する。</p>	<p>実施内容</p> <p>「もんじゅ」炉心性能試験の測定結果に基づき「もんじゅ」の増殖性能評価を実施する。従来から行われている評価法に加え、最新の手法に基づく評価を実施し、これら評価結果に基づいて解析による増殖性能の総合評価を行う。</p>
--	---

研究成果

これまで「もんじゅ」の増殖特性については、性能試験で得られた反応率分布データに基づく評価を実施しており、バイアスファクター評価法（解析計算結果と実測値との比をバイアスファクターとして計算結果に適用する方法）による評価値として増殖比1.18（初装荷炉心初期）を得ている。

これに対し、同データを半実験式的評価法（実測データとして得られた離散的な反応率を基に、解析計算を利用して全炉心の連続的な反応率分布を推定し、これを積分して増殖比を求める方法）により評価したところ、それより約4%大きい増殖比（1.22）を得ている。

これ以外にも、反応率分布データだけでなく、性能試験で実測された臨界性や制御棒反応度値など、反応度に関するデータも含めて炉定数調整法（各種炉物理量の測定データを基に、その測定精度に応じて重み付き最小自乗法を適用し、炉定数自体を逆フィッティングする方法）を適用し、増殖比を評価する方法もあり、バイアスファクター評価法と同程度の評価結果（1.17）を得ている。

以上の増殖性能評価結果を比較検討することによって解析による増殖性能の総合評価を進めると共に、各手法に関する課題抽出を行った。

増殖比の性能試験に基づく評価

```

graph TD
    A[増殖比の性能試験に基づく評価] --> B[臨界試験に基づく評価]
    A --> C[出力分布評価試験に基づく評価]
    B --> D[測定データ集]
    C --> E[測定データ集]
    D --> F[炉定数調整法]
    E --> G[測定データの直接的利用]
    F --> H[標準データセットの検討・設定]
    F --> I[標準解析手法の検討・設定]
    H --> J[感度係数の評価]
    I --> J
    J --> K[増殖比評価 1.17]
    G --> L[バイアスファクタ評価法]
    G --> M[半実験式的評価法]
    L --> N[手法の検討・具体化]
    M --> O[手法の検討・具体化]
    N --> P[増殖比評価 1.18]
    O --> Q[増殖比評価 1.22]
    K --> R[増殖比の総合評価と課題の抽出]
    P --> R
    Q --> R
    R --> S[もんじゅ再起動後の性能試験計画への反映]
    
```

設計への反映

・「もんじゅ」炉心特性試験の測定結果に基づく増殖性能評価に続いて、照射後燃料の成分分析試験結果による全炉心レベルの増殖性能評価を実施し、最終的に燃料再処理結果に基いた総合的な増殖性能評価を行って増殖性能評価手法を確立し、今後の高速増殖炉設計に反映する。

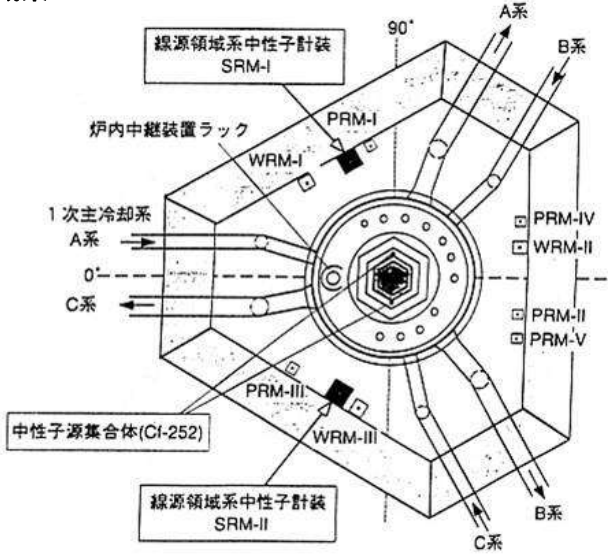
資料

1. “高速増殖炉「もんじゅ」の増殖性能評価 - 炉物理試験に基づく評価結果 - ”, サイクル機構技報 No.4 (1999.9) p.65-74
2. “高速増殖原型炉もんじゅの建設(その70)出力分布評価測定結果(3)反応率測定法に基づく増殖比の予備的評価”, 日本原子力学会「1995秋の大会」(1995.10)
3. “炉物理試験結果に基づく反応率比分布予測手法の開発()-半実験式的反応率比評価手法-”, 日本原子力学会「1999秋の大会」(1999.9)

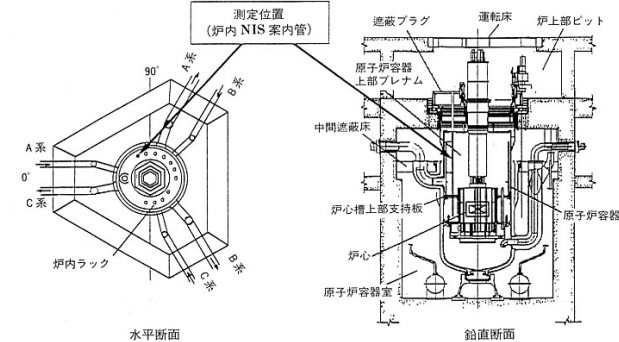
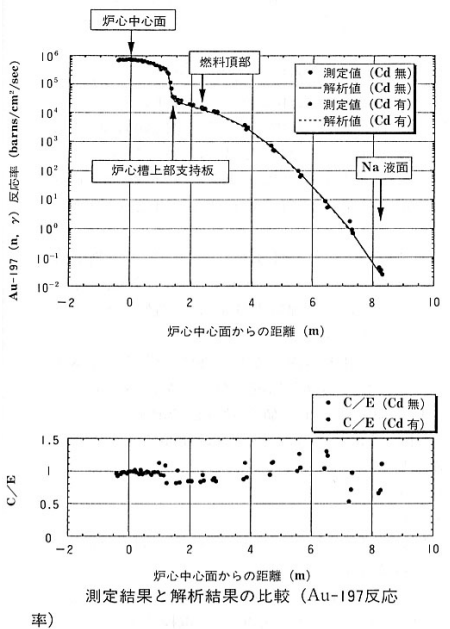
研究開発課題： 2 - 8 炉内流量分布評価

<p>研究目的</p> <p>高速炉炉心での流量を測定し、炉心流量配分設計の妥当性を示す。</p>	<p>実施内容</p> <p>原子炉停止中において流量測定を実施。測定は、流量計測装置を回転プラグ上に取り付けた後、回転プラグ及び流量計測装置により測定対象燃料集合体の頂部に炉心流量計を移動・装着して実施。適切に炉心流量配分が行われている事を確認。</p>
<p>研究成果</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div data-bbox="353 507 945 1002" style="width: 45%;"> <p style="text-align: center;">1次系冷却材流量：定格（100%）流量時</p> <p style="text-align: center;">相対流量分布（測定値-設計計算値の比較）</p> </div> <div data-bbox="1019 507 1953 1002" style="width: 50%;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成6年（1994年）10月～11月 ・ 方法：炉心の流量分布は燃料部分の11領域の他、制御棒、遮へい体等の領域に区別される。 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1体以上の計12体。 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周方向の流量分布を測定。 試験では、炉心上部に試験用流量計を設置し、選定した燃料集合体の流量を測定。 ・ 成果：各流量配分領域ごとに所定の流量が確保されていることを確認。 周方向の流量分布がないことを確認。 炉内構造物、炉心構成要素による流量配分機能が設計通りであり、流量配分設計の妥当性を実証。 </div> </div>	
<p>設計への反映</p> <p>将来炉の炉心流量配分設計に反映。 本設流量計の監視に反映。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 2. 第9回 高速増殖炉研究開発成果報告会 TN2410 93-017 3. 第11回 高速増殖炉研究開発成果報告会 TN2410 95-035 4. 流量分布評価 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(57)：炉心流量分布測定 原子力学会95春A27 5. 流量分布評価 炉内流量配分の評価解析 原子力学会95春A28 	

研究開発課題： 2 - 9 炉内中性子源効果評価

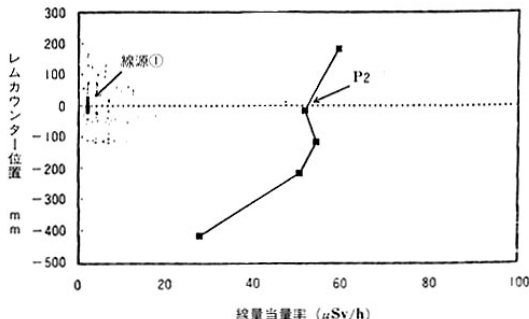
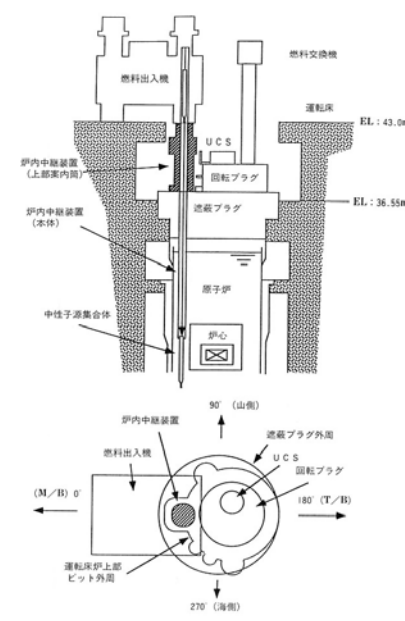
<p>研究目的</p> <p>中性子源集合体を使用せず、燃料集合体内のアクチノイド元素等から発生する中性子のみで原子炉の起動が可能となる時期を予測。</p>	<p>実施内容</p> <p>原子炉起動時における制御棒引抜操作状態において、線源領域系NIS計数率と各制御棒位置等を記録し、外部中性子源と内部中性子源の寄与を評価。</p>
<p>研究成果</p> <div style="display: flex; align-items: center;">  <div style="margin-left: 20px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成6年（1994年）5月～平成8年（1996年）3月 ・ 方法：初期炉心における停止時の線源領域中性子計測の計数率を測定燃焼や停止期間に伴う計数率の変化を測定。 ・ 成果：起動試験の燃焼に伴い計数率の増加を確認。 </div> </div> <p style="text-align: center;">線源領域中性子計装位置</p>	
<p>設計への反映</p> <p>将来炉の炉心設計、炉心管理に反映。 評価結果は、中性子源集合体の撤去時期の検討等へ反映し、炉心管理の合理化に資する。</p>	
<p>資料</p> <p>1. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 2. 炉内中性子源効果評価 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(76)：初期炉心における炉内中性子源効果の測定 原子力学会96秋A49</p>	

研究開発課題： 2 - 10 原子炉まわり遮へい評価

<p>研究目的</p> <p>燃焼度が高く燃料集合体からの線源強度が強い高速炉MOX燃料炉心に対して、特に中間遮へい床の効果を確認し、炉心遮へい設計解析の精度と設計の妥当性を示す。</p>	<p>実施内容</p> <p>炉物理試験時の原子炉極低出力状態において、原子炉容器内にある管内に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。</p>
<p>研究成果</p>  <p>中性子の測定（測定位置）</p>	 <ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成6年（1994年）7月～10月 ・ 方法：炉内NIS案内管内にB-10比例計数管、放射化箔を設置し、炉心中心面からナトリウム液面近傍まで約8 mの高さ範囲で、比例計数管で45点、放射化箔で74点のデータを収集。 ・ 成果：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。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、測定値との比較を実施。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。 <p>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実施。その結果、全ての測定値は計算値を下回った。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を確認。</p> <p>もんじゅの原子炉まわりの遮蔽設計解析の精度と設計の妥当性を確認。</p> <p>解析コード精度検証と向上の為のデータを取得。将来炉の遮蔽設計手法の高度化の為のベンチマークデータ取得。</p>
<p>設計への反映</p> <p>遮へい設計解析の精度と設計の妥当性を確認し、これら試験データに基づき次回性能試験計画を策定した上で、将来炉の遮へい設計及び炉心管理に反映。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 第9回放射線遮蔽国際会議 "ICRS - 9" (JAERI&OECD/NEA etc ; 1999.10) 『Evaluation of the Shielding Design around the Reactor Core in the Prototype FBR MONJU』 2. PHYSOR 2000 International Topical Meeting Proceeding (ANS ; 2000.5) 『Applicability of the 3D Transport Code TORT to the Shielding Analysis of the Reactor Cavity Shielding Floor in the Prototype FBR Monju』 3. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 4. 原子炉まわりしゃへい評価 等 3次元輸送計算コードTORTの「もんじゅ」しゃへい解析への適用性検証(その4);原子炉まわり 原子力学会03春 	

研究開発課題： 2 - 11 炉内中継装置遮へい評価

<p>研究目的</p> <p>燃焼度が高く燃料集合体からの線源強度が強い高速炉MOX燃料に対して、炉内中継装置の設計解析の精度と設計の妥当性を示す。</p>	<p>実施内容</p> <p>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ー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。</p>
---	---

<p>研究成果</p>  <p>線源を上部案内筒に設置したケース</p>	 <p>図 46 炉内中継装置 概要図</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成 5 年（1993 年）10 月 ・ 方法：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ー等により上部案内筒表面、燃料出入孔ドアバルブ及び運転床で測定。中性子線量データ 52 点、線線量データ 94 点を取得 ・ 成果：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線分布を評価し、中性子および線線量当量率を求め、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、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測されるところではよく一致。線について解析値と測定値はよく一致。 <p>遮蔽設計コードの精度検証の為にデータを取得。将来炉の遮蔽設計手法の高度化の為にベンチマークデータ取得。</p>
--	---

<p>設計への反映</p> <p>遮へい設計解析の精度と設計の妥当性を確認し、将来炉の遮へい設計に反映。</p>

<p>公開資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 第 9 回放射線遮蔽国際会議 "ICRS - 9" (JAERI&OECD/NEA etc ; 1999.10) 『Evaluation of the Shielding Design of the Fuel Handling and Storage System in the Prototype FBR MONJU』 2. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 3. 炉内中継装置しゃへい評価 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(83)：炉内中継装置まわりの線量当量率評価 原子力学会97春B51 4. 『Measurement of Shielding Characteristics in the Prototype FBR Monju』 JNC TN2410 99-002 5. 第8回もんじゅ技術報告会 (1999.1.28) もんじゅ性能試験におけるしゃへい評価結果
--

研究開発課題： 2 - 12 燃料出入機遮へい評価

研究目的		実施内容			
燃焼度が高く燃料集合体からの線源強度が強い高速炉MOX燃料に対して、燃料出入機の設計解析の精度と設計の妥当性を示す。		燃料出入機表面等の中性子および線線量当量率を測定。			
研究成果					
燃料出入機の遮蔽測定評価					
		中性子源集合体			
測定位置	線種	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

- ・ 期間：平成5年（1993年）10月
- ・ 方法：中性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、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、燃料出入器本体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、線線量当量率を測定。
- ・ 成果：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、Sn計算コードにより中性子および線線量当量率を求め、測定値との比較を実施。その結果、中性子に対するC/Eは約0.15～0.36であった。

使用済燃料集合体を収納した場合の中性子による線量当量率の計算値（C）に、上記のC/Eを乗じた評価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。

解析コード精度検証の為のデータを取得。
将来炉の遮蔽設計手法の高度化の為のベンチマークデータ取得。

設計への反映

遮へい設計解析の精度と設計の妥当性を確認し、将来炉の遮へい設計に反映。

資料

- 第9回放射線遮蔽国際会議 "ICRS - 9" (JAERI&OECD/NEA etc ; 1999.10) 『Evaluation of the Shielding Design of the Fuel Handling and Storage System in the Prototype FBR MONJU』
- 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について
- サイクル機構技報 No.11 (2001.6) 「もんじゅ」のしゃへい性能試験結果について
- 燃料出入機しゃへい評価 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(67)：燃料取扱貯蔵設備のしゃへい性能測定 原子力学会95春G45
- 第8回もんじゅ技術報告会（1999.1.28）もんじゅ性能試験におけるしゃへい評価結果

研究開発課題： 2 - 13 核加熱試験

<p>研究目的</p> <p>原子炉起動以降の系統昇温過程において、3次系までを有するもんじゅ熱輸送システムが所定の機能を有し、発電機並列まで、各系統の運転制御システムが適切に機能することを確認し、高速炉による発電機能を実証する。</p>	<p>実施内容</p> <p>電気出力5%までの状態において、水・蒸気系にある起動バイパス系統の制御特性および性能、タービン機関と発電機の起動性能などを、もんじゅ蒸気発生器で得られた蒸気を用いて順次確認。</p>
<p>研究成果</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div data-bbox="353 475 1070 1005" style="width: 45%;"> <p style="text-align: center;">性能試験実績行程</p> </div> <div data-bbox="1137 430 1971 1053" style="width: 50%;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 期間：平成7年（1995年）2月～8月 ・ 成果：8月29日には約1時間にわたり電気出力14MW状態での我が国初の高速増殖炉により発電した電力の併入を達成。 <p>水・蒸気系起動バイパス系統制御特性確認等においては、試験の結果を反映し起動バイパス系統フラッシュタンク回りについて改良を行うとともに、水・蒸気系給水調節弁制御回路の制御定数設定値について最適値を確認。起動バイパス系統のフラッシュタンク回り熱回収システムについて、原子炉熱出力38%までの上昇に伴う給水流量増大において、起動バイパス系統の応答特性を確認。原子炉起動・停止操作手順に基づく、起動バイパス系統から主蒸気系統への切替え制御特性について確認。</p> <p>タービン・発電機特性確認等においては、発電機を控えて原子炉熱出力38%までの主タービン本体、制御装置、潤滑油装置等の機械的性能および発電機、主変圧器、所内変圧器、警報保護装置等の電氣的性能を順次確認。</p> <p>水蒸気系特に起動時から発電までの性能を確認し、設計・製作及び制御能力の妥当性を実証</p> </div> </div>	
<p>設計への反映</p> <p>試験結果に基づき次回性能試験を策定し、将来炉の冷却系統設備設計、管理手法に反映。 試験により得られた各種プラントデータ・運転経験に基づき、運転手順を整備。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ICONE-4 (ASME, SFEN, JSME ;平成8年3月) 『Experience of the Feed-Water Control System Test in the Prototype FBR "MONJU"』 Characteristic Features of Control System and Some Difficulties 2. ICONE-4 (ASME, SFEN, JSME ;平成8年3月) 『Experience of the Start-up Bypass system Test at the Prototype FBR "MONJU"』 Steam Entrainment by a Vortex in the Cylindrical Flash Tank Vessel 3. 日本原子力学会誌 1995年1月号 「もんじゅの試運転と臨界へのアプローチ」 4. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 	

研究開発課題： 2 - 14 出力試験

<p>研究目的</p> <p>発電機並列以降、電気出力を40%まで上昇させ、3次系までを有するもんじゅ熱輸送システムが所定の機能を有し、各系統の運転制御システムが適切に機能することを確認し、高速炉による安定した発電能力を実証する。</p>	<p>実施内容</p> <p>出力試験では、出力40%における起動および停止操作や、原子炉出力制御系、給水流量制御系、主蒸気温度制御系および1次、2次主冷却流量制御系特性など、定常運転性能の確認においても所定の状態で安定に制御できることを確認。</p>
<p>研究成果</p> <p>高速増殖原型炉もんじゅ 運転実績（出力試験）</p> <p>原子炉出力 (%)</p> <p>発電機出力 (MW)</p> <p>2月 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12月</p> <p>平成7年</p> <p>*1: 給水ポンプトリップ(2次主循環ポンプ回転数低下)により原子炉トリップ *2: プラントトリップ試験 *3: 2次冷却系ナトリウム漏えい手動トリップ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・期間：平成7年（1995年）8月～12月（中断中） ・成果： <ul style="list-style-type: none"> 水・蒸気系設備において、蒸気発生器への通気が行える温度まで、所定の温度上昇速度が得られることを確認。 熱出力確認では、冷却材温度、冷却材流量等により原子炉熱出力を評価し、その結果を用いて中性子計装の校正を実施。また、出力運転時の基準原子炉熱出力45%でのプラントプロセスデータから75%、100%出力における各種運転保護設定値の予測を行い、妥当性について確認。 出力約40%において、原子炉出力制御系、給水流量制御系、1次・2次主冷却系流量制御系、主蒸気圧力・流量制御系の制御設定値に外乱を加えた場合、所定の状態で安定に制御されることを確認。 出力約40%状態でのプラントトリップ特性確認として、タービントリップ時の過渡応答を確認するとともに、原子炉施設が安定に停止することを確認。 <p>原子炉運転時間 4395時間 発電電力量 102325Mwh(発電時間883時間)</p> <p>高速増殖炉による発電性能、プラント全体としての制御能力を確認し、システム設計の妥当性を実証。</p> <p>試験データに基づき、プラント動特性解析コードを高度化。</p>
<p>設計への反映</p> <p>試験結果に基づき次回性能試験計画を策定し、将来炉の冷却系統設備設計、管理手法に反映。 試験により得られた各種プラントデータ・運転経験に基づき、運転手順書を整備。</p>	
<p>公開資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.J. of Nuclear Science and Technology (1999.8) Estimation of FBR Monju's Average Fuel Temperatures and Fuel-to-coolant Heat Transfer Coefficients using Trip -Test Data 2.EJCC(1999.5.17～18もんじゅ建設所)『Improvements to the Plant Modeling Code Super COPD』 3.動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 4.プラントトリップ時特性評価(タービン)高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設(82):プラントトリップ時特性評価試験結果-プラントトリップ時の過渡特性測定結果-原子力学会96秋C10, 5.プラントトリップ時特性評価(タービン)プラント動特性解析コード Super-COPDの整備(R/V上部プレハブ)原子力学会00春E32 	

研究開発課題： 2 - 15 安全裕度評価

<p>研究目的</p> <p>「もんじゅ」設計余裕を実測データを用いて評価する。</p>	<p>実施内容</p> <p>「もんじゅ」設置許可申請書の安全評価における代表的な事故・事象について、総合機能試験及び出力40%までの性能試験で得られた実プラント特性を用いて解析し、その安全余裕と要因について評価する。</p>
<p>研究成果</p> <p>1. プラント動特性解析コードの開発整備 裕度評価に用いるプラント動特性解析コードSuper-COPDを実プラント特性に基づき開発・整備し、実プラントの挙動を精度良く模擬できるようになった。</p> <p>2. 安全解析の安全余裕 代表的な事故・事象について、実機解析を行い安全解析結果との差(安全余裕)を評価し、十分な安全余裕があることを定量的に評価した。 制御棒急速引抜事故時の原子炉最大出力には約7%の安全余裕がある(図1参照)。 1次主ポンプ軸固着事故時の燃料被ふく管最高温度には約100 の安全余裕がある(図2参照)。</p> <p>3. 設計技術評価 事故時の安全解析条件の余裕とその配分について感度解析し、制御棒特性に最も余裕を設けていることを定量的に明らかにした。 制御棒急速引抜事故は、制御棒引抜の反応度そう入率の解析条件が最も安全余裕に影響している(図1参照)。1次ポンプ軸固着事故は、原子炉トリップ時の制御棒そう入反応度の解析条件が最も安全余裕に影響している(図2参照)。 制御棒そう入反応度に設けた安全余裕をプラント性能の一つである原子炉熱出力として試算した結果、約10%の向上余地に相当することを明らかにした。</p>	
<p>設計への反映</p> <p>実プラント挙動を精度良く模擬するよう整備した解析コードを用いて代表的な事故時の解析を行った結果、実プラントには十分な安全余裕を有し、制御棒特性の事故時解析条件に最も余裕を設けていることを定量的に明らかにした。今後は、「もんじゅ」定格出力運転データによる検証を経て、最適な設計への反映を図る。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Realistic Safety Margin Analysis of MONJU Based on Plant Performance Measurements, ICONE12-49381, Washington, D.C, USA, 25-29 April(2004). 2. 「もんじゅ」実測データに基づく安全裕度評価, サイクル機構技報No.10, JNC TW4408 2001-003 (2001.3) . 3. 「もんじゅ」プラント特性データに基づく安全裕度評価 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故解析- 第9回もんじゅ・国際技術センター技術報告会, 2000/03/11. 4. 「もんじゅ」プラント特性データに基づく安全裕度評価() 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故解析-, 日本原子力学会2000年春の年会, 2000/03/29, 愛媛大学 . 5. 「もんじゅ」実データに基づく安全裕度評価, 高速増殖炉サイクル研究開発セミナー~若手研究者と語る研究開発の将来展望~, 2003/02/07, 日本科学未来館 	

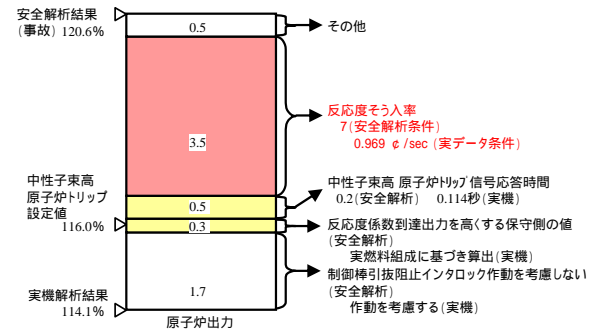


図1. 制御棒急速引抜事故時の安全余裕とその要因

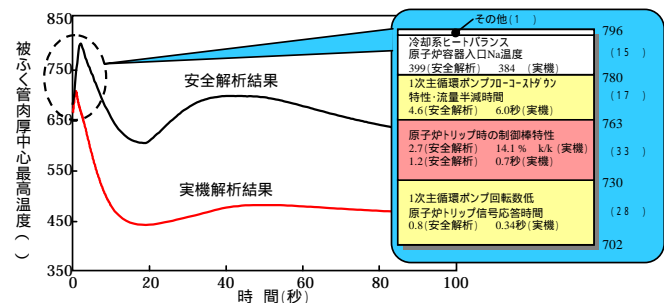


図2. 1次主循環ポンプ軸固着事故時の安全余裕とその要因

研究開発課題： 3. ナトリウム漏えい対策

<h3>研究目的</h3> <p>平成7年12月に発生したもんじゅナトリウム漏えい事故に対して、再発防止・影響緩和の為の対策を行う。</p>	<h3>実施内容</h3> <p>原因究明等によって得られた新たな知見に基づき、2次系からのナトリウム漏えいに対する改善策を策定する。</p>
<h3>研究成果</h3> <p>2次ナトリウム漏えいに対する設備改善の概念</p>	<p>原因究明によって得られた新たな知見 流力振動防止の評価法の策定 事故の直接原因は、対象渦の放出を伴う抗力方向の振動で温度計さや細管部に流力振動が発生したことであり、温度計の流力振動防止のための設計方針を策定。日本機械学会において、本方針を素案として「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（1998年9月30日）を策定。</p> <p>漏えいナトリウムによる炭素鋼板腐食機構の解明 大洗工学センターで実施した実規模のNa漏えい燃焼実験-では、腐食速度の速い熔融塩型腐食により床ライナが損傷。要素実験により炭素鋼板腐食機構を解明。</p> <p>2次系からのナトリウム漏えいに対する改善策 漏えいの早期検出、事故の拡大防止及び影響緩和の観点から以下の設備改善策を策定 漏えい監視機能向上を目的として、総合漏えい監視システム及びセルモニタを設置 漏えい量の抑制を目的としてナトリウムドレン機能を強化しドレン時間を短縮。 エアロゾルの拡散抑制及び燃焼抑制を目的として換気空調設備を改善（自動停止等） コンクリートからの水分放出抑制を目的として壁・天井に断熱材を敷設。 漏えいナトリウムの燃焼抑制及び再燃焼防止を目的として窒素ガス注入設備を設置</p>
<h3>設計への反映</h3> <p>次期FBRプラント設計時のナトリウム漏えい対策に係わる設備設計に反映。 もんじゅにおいて計画している漏えい対策工事の仕様に反映。</p>	
<h3>資料</h3> <ol style="list-style-type: none"> 1. ICONE-9 (ASME,SFEN,JSME ; 2001.4) 等 Nitrogen Gas Extinguisher System as Countermeasures against Sodium Fire at MONJU 2. PSAM5(International Conference for Probabilistic Safety assessment and Management) 2000年12月 Lessons Learned from MONJU Leak Accident 3. 動燃技報 No.100 (1996.12) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について 4. 高速増殖原型炉もんじゅのナトリウム漏えい対策(1) もんじゅの2次ナトリウム漏えい対策方針 等 TN2430 98-004 5. 原子力学会2001秋 平成13年9月 等 もんじゅ2次系床ライナの機械的健全性評価(1) ; 全体概要 原子力学会01秋I26 	

研究開発課題： 4 - 1 原子炉容器廻り検査装置の開発

<p>研究目的</p> <p>高温・高放射線環境下で遠隔操作により稼動する検査装置を開発し、原子炉容器の検査技術を確立する。</p>	<p>実施内容</p> <p>現有の検査装置は平成元年頃に設計製作したものであり、平成4年の「もんじゅ」総合機能試験での使用経験とその後の関連技術の進歩を踏まえ、より高性能な検査装置の開発を行うことにより、検査性能及び効率（時間・費用）の向上を図る。</p>
---	--

研究成果

検査機挿入装置
点検台車
EL 43m
ガスカーテン装置
多羽根スイング弁
原子炉容器本体
I S I案内管
EL 36m
支持筒
EL 31m
ガードパイプ
検査機
原子炉容器
ガードベッセル

技術的課題の要因

- ・耐熱性(200 以上)、耐放射線性(10^4 Sv以上)
- ・狭隘空間(30cm以下)、垂直壁面の無軌道遠隔走行
- ・禁水区域、窒素雰囲気 など

Halbach構造のEMAT
従来のEMAT

高磁場配置型磁石構造 (Halbach構造)

主な開発項目

肉眼検査性能の向上

視野の拡大、解像度の向上
CCDカメラ・冷却システム開発により

3万画素 40万画素を達成

体積検査機能の搭載

小型・高性能な電磁超音波探触子(EMAT)の開発
高磁場配置型磁石構造の採用により

検出感度2倍を達成

新型検査機 (開発中)

車高低減

狭隘部でのアクセス性改善 (押付機構の改良)

軽量化

垂直壁面の走行性や非常時の回収性、タイヤの耐久性の向上 (アルミ合金フレーム、軽量モーター/減速機等の開発)

制御装置の高度化

遠隔自動操縦、検査結果の自動判定

現有検査機


<p>今後の予定</p> <p>・新しい検査装置は平成17年度初頭に完成予定であり、実物大の原子炉容器モデルを用いて機能試験を行うとともに、検査員の教育訓練や検査基準・指針類を整備し、実機の供用期間中検査に向けて準備を進める。</p>
--

<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. “「もんじゅ」用I S I装置の開発(7) 原子炉容器廻り検査装置の開発”、日本原子力学会「2003秋の大会」D1 2. “「もんじゅ」用I S I装置の開発(14) 高温用ビードセンサの開発”、日本原子力学会「2004春の年会」N19 3. “「もんじゅ」用I S I装置の開発(20) 高磁場配置型SH波EMATの高温特性について(2)”、日本原子力学会「2004秋の大会」L6 4. “原子炉容器廻りI S I検査装置の開発 高磁場配置型EMATの開発”、サイクル機構技報 No.23、p13-22、2004.6
--

研究開発課題：4 - 2 蒸気発生器伝熱管検査装置の開発

<p>研究目的</p> <p>小口径管の非破壊検査技術、センサ搬送技術、解析技術を駆使し、高性能の蒸気発生器伝熱管検査装置を開発する。</p>	<p>実施内容</p> <p>蒸気発生器伝熱管は、ステンレス鋼、クロムモリブデン鋼製で最小160mmの曲率半径を有し、長尺、厚肉の小口径管である。高速で全長検査を行うため渦電流探傷法を採用した。伝熱管の欠陥を高感度で検出するため、電磁場解析を用いた渦電流探傷センサ設計・製作、各種欠陥を付与した伝熱管試験片の製作を行い、実物大蒸気発生器伝熱管(約90m)設備により、蒸気発生器伝熱管検査装置を検証する。</p>
--	--

研究成果




内外面欠陥対象センサ
(炭素鋼管専用)

内面欠陥対象センサ
(炭素鋼管、SUS鋼管)


新型渦電流探傷センサ

新型プローブの開発

- ・SUS鋼管、炭素鋼管を対象に、コイル形状、励磁周波数などをパラメータとして電磁場解析を行い、SUS鋼管、炭素鋼管に適した新型の渦電流探傷センサを設計・製作した。
- ・もんじゅ蒸気発生器伝熱管構造を模擬したモックアップ設備に試験片(直管部、曲管部(r160~r1250)、溶接部、支持部に欠陥を加工した伝熱管)を設置し、センサ搬送状況で新型センサの欠陥検出性能を検証し、現有センサの約2倍の性能向上の見通しを得た。
- ・伝熱管内のセンサ搬送に伴う振動ノイズを抑制する機構を開発し、振動ノイズを約1/2に低減できる見通しを得た。
- ・なお、炭素鋼管用センサについては渦電流探傷センサの他、磁気センサ、超音波センサの適用性を検証する計画である。



センサ実証試験



蒸気発生器モックアップ設備

欠陥評価手法の開発

- ・各種伝熱管試験片の探傷データを基に溶接信号や支持部信号と欠陥信号を計算処理し、欠陥の有無判定を自動化した。
- ・高温ナトリウムに浸漬した伝熱管を探傷し、この探傷データを元に伝熱管に付着したナトリウムの特定法を開発し、付着ナトリウムと欠陥の識別を自動化する計画である。
- ・また、欠陥形状および深さの定量評価手法を開発する。

実機設備への適用

蒸気発生器伝熱管検査装置の検査性能向上により、伝熱管に生じた欠陥をより早い段階で検出することが可能となり、蒸気発生器の健全性の確保が一層確実なものとなるとともに検査時間の短縮が可能となる。

資料

1. 「もんじゅ」用ISI装置の開発(1)全体計画、日本原子力学会2003年春の年会、K49
2. 「もんじゅ」用ISI装置の開発(2)蒸気発生器伝熱管検査システムの開発、日本原子力学会2003年春の年会、K50
3. 「もんじゅ」用ISI装置の開発(11)蒸気発生器伝熱管渦電流探傷センサの開発 日本原子力学会2003年秋の大会 D04
4. 「もんじゅ」用ISI装置の開発(12)伝熱管ECT用プローブの搬送挙動とノイズ 日本原子力学会2003年秋の大会、D5
5. 「もんじゅ」用ISI装置の開発(17)蒸気発生器伝熱管渦電流探傷センサの開発(2) 日本原子力学会2004年春の年会 N22
6. 「もんじゅ」用ISI装置の開発(18)伝熱管ECT用プローブの搬送挙動とノイズ(2) 日本原子力学会2004年春の年会 N23

研究開発課題：4 - 3 プラント異常診断技術開発

研究目的	実施内容
<p>「もんじゅ」プラントの安全・安定運転のための異常診断手法及びシステムの開発を行う。</p>	<p>監視・診断手法の追加変更が容易で、プラント内の様々な場所での監視が可能な分散型監視診断システムの開発を行うとともにシステムに搭載する監視・診断手法の開発を行う。また、異常診断に必要な定常時のプラント特性の把握を行う。</p>
<p>研究成果</p> <p>異常診断システムの開発</p> <p>プラントに発生する異常をより早期に検知するために、インターネット技術を用いた分散型監視診断システムの開発を行っている。</p> <p>システムは、各部がローカルエリアネットワーク(LAN)により接続された分散化した構成となっており、監視・診断手法の追加及び変更が容易に行える。出力部は標準的なソフトウェアであるウェブブラウザを用いており、専用の監視端末を必要としないといった特徴を持つ。</p> <p>本システムは、異常を監視するシステムとしてばかりでなく、本システムを利用することにより、異常診断手法の検証がより短時間・低コストで可能になる。</p> <p>異常診断手法の開発</p> <p>「もんじゅ」の機器・系統を対象とした様々な異常診断手法の開発を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・モデルベース診断: プロセス信号の観測値と機器の物理モデルに基づき、センサー故障及び機器の特性変化を検知するモデルベース診断の開発を行っている。これまでに、「もんじゅ」主要機器の静的特性を記述した定量モデルを整備し、手法の基本機能の確認を実施した。 ・マハラノビスの距離を用いた異常診断: 定常状態からの差異を示すマハラノビスの距離を用いた診断を「もんじゅ」給水流量の異常診断に適用した。性能試験時のデータを用いて検証した結果、従来のしきい値による診断より、早期に異常の検知が行えることを確認した。 <p>プラント特性の把握</p> <p>プラントの異常を検知するためには、定常状態を把握しておくことが重要である。そこで、性能試験時のデータを用いて、主要なプロセス信号及び信号間の特性についての信号解析を行った。性能試験時に実施した信号印加試験の結果や微小幅振動の観測結果から、信号間のモデルを作成し、また、解析結果及び物理メカニズムのとの考察より、それらのゆらぎの源を明らかにした。</p> <div data-bbox="1344 622 2004 1101" data-label="Diagram"> <p>分散型監視診断システム</p> </div>	
<p>設計への反映</p> <p>開発した監視・診断システム及び手法を運用し、「もんじゅ」の安全・安定運転に資すると共に、実機データを用いた検証を行い、高速炉の異常診断システムとして確立する。</p>	
<p>資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. "Intelligent Virtual Measurement in a Process Plant Based on Model Based Diagnosis", Seventh International Workshop on Principles of Diagnosis, p.249, Val Morin, Quebec, Canada, October 13-16, (1996). 2. "Development of Distributed Plant Monitoring and Diagnosis System at Monju", GENES4/ANP2003, Kyoto, JAPAN, September 15-19, (2003). 3. "疑似ランダム信号印加による「もんじゅ」プラント動特性の同定", 動燃技報, No.106, p.61, (1998). 4. "「もんじゅ」定常ゆらぎ特性の評価", サイクル機構技報, No.9, p.1, (2000). 5. "「もんじゅ」分散型プラント監視・診断システムの開発", サイクル機構技報, No.13, p.5, (2001). 	