

PNC 2410 86-009

社内一般

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。

01.11.30 [技術情報室]

分置

高速増殖炉技術の現状

昭和61年10月

動力炉・核燃料開発事業団

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

刊行物

This document is not intended for publication. No public reference nor disclosure to the third party should be made without prior written consent of Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

本資料についての問合せは下記に願います。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

技術管理部 技術情報室

高速増殖炉技術の現状

要 旨

今後、高速増殖炉の実証炉の基本仕様選定、さらに設計・建設を進めるにあたり、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の設計・建設・運転、およびこれらと並行して進めてきた研究開発によって蓄積されている経験・成果と、今後さらに期待される成果を最大限に活用してゆくことが必要不可欠であることを認識し、高速増殖炉の経験とその技術の現状をとりまとめた。

2章において実験炉「常陽」で得られた経験と原型炉、大型炉への反映についてまとめ、さらに今後の高速増殖炉技術の高度化にあたっての活用について記述した。

3章において原型炉「もんじゅ」に関して、これまで実施してきた研究開発の成果と今後各種試験、運転を通して実証炉へ反映してゆく項目についてとりまとめた。

4章では単に固有のプラントに限定することなく、総合的技術として高速増殖炉の実用化にあたって土台とすべき共通的な技術としての基盤技術について、これ迄に得られている成果と今後の高度化について記述した。

今後の高速増殖炉の実用化にあたっては、上記の経験によって培われてきた技術を総合化、体系化し、さらに一層の高度化をはかると同時にキーテクノロジーの実用化、新概念の創出により要求される安全性を確保しつつ経済性目標を達成することが重要であり、そのために広く各界の力を結集してゆく必要がある。

本報告書は「もんじゅ」技術的分析作業 W / G における作業の一環として作成されたものであり、以下の W / G メンバーが執筆を担当した。

八 木 隆 雄	(動力炉研究開発本部炉技術開発 G r)
金 城 勝 哉	(動力炉建設運転本部原子炉第二課)
土 屋 毎 雄	(動力炉研究開発本部プラント技術開発 G r)
福 田 達	(大洗, 技術開発部研究管理 G r)
亀 井 満	(大洗, 機器構造開発部高速炉機器開発室)
榎 戸 裕 二	(大洗, 燃料材料開発部技術解析室)
小 山 真 弘	(大洗, 実験炉部照射課)
近 藤 悟	(大洗, 安全工学部炉心安全工学室)

高速増殖炉技術の現状

目 次

1章 まえがき	1
2章 「常陽」の建設・運転経験	5
2.1 「常陽」の現状	5
2.2 「常陽」の経験の「もんじゅ」への反映	7
2.3 「常陽」を活用したFBR技術の高度化開発計画	8
3章 「もんじゅ」の設計・建設経験	19
3.1 「もんじゅ」の概要	19
3.2 「もんじゅ」の設計・建設のための研究開発	21
3.3 「もんじゅ」の試験・運転経験の実証炉への反映	22
4章 基盤技術の現状と体系化	32
4.1 基盤技術の現状と高度化	32
4.2 技術の体系化	38
4.3 国際協力の現状	40
付録1 「常陽」を利用した研究開発項目	49
付録2 「もんじゅ」設計・建設の検討事項	55
付録3 現状のFBR技術のレビューと高度化の方向	61
付録4 国際協力の概要	73
付録5 作成報告書および外部発表	85
付録6 解析コード一覧	89
付録7 動燃事業団におけるFBR実用化のための試験施設	97

1章 まえがき

我が国で高速増殖炉の開発が本格的に開始されたのは、昭和41年5月に原子力委員会によって動力炉開発の基本方針が策定されてからである。昭和42年10月には動燃事業団が設立され、関係各界の協力の下にナショナルプロジェクトとして自主技術による高速増殖炉の開発が開始された。この基本方針に基づき、まず実験炉、次いで原型炉の開発が進められることとなった。

我が国初の高速増殖炉である実験炉「常陽」は、昭和52年4月に初臨界を達成し、昭和53年10月から熱出力5万kwで運転を開始し、昭和55年2月からは熱出力を7万5千kwに上昇させ、高速炉のプラント性能、特性など多くの技術経験を得てきた。昭和57年には照射の効率化を図るための照射炉心への改造を行い、昭和58年3月には定格熱出力10万kwを達成し、その後この炉心を用いて燃料・材料の照射をはじめ各種の試験を実施してきた。この間、設計、建設、運転、保守の分野で多くの技術、経験、データの蓄積をはかり、これを原型炉「もんじゅ」をはじめ大型炉の設計研究等に反映させてきた。今後はさらに「常陽」を活用したFBR技術の高度化にとり組んでゆく考えである。

我が国初の高速増殖発電炉である電気出力28万kwの高速増殖原型炉「もんじゅ」は、昭和55年12月に設置許可申請を行い、各種審査の後昭和58年5月に設置許可が与えられた。昭和60年10月から現地での本格的な建設工事を開始し、現在、昭和67年10月に臨界に至らしめるよう鋭意建設を進めている。

高速増殖炉は核燃料の有効利用上優れた特長をもつ一方、プルトニウム燃料を使用すること、冷却材にナトリウムを用い500℃以上の高温で運転することなどこれまで経験の少ない工学的問題があり、自主開発を行うためには広い分野にわたる研究開発が必要であった。そこで、まず実験炉のために、炉物理、ナトリウム技術、燃料、構造・材料、機器、計測・制御、安全性等に関する研究開発を開始した。その後、原型炉計画の進展に伴い研究開発は「もんじゅ」の設計、安全審査、工事認可のためのものへと移行した。

プラントに直結した研究開発と並行して高速増殖炉の技術を総合的に向上させるための基礎的、共通的基盤技術の整備を進めている。さらに、国際協力により相互補完による施設、データの有効利用をはかり効率的な開発を進めている。

これらの成果はデータバンク、解析コード、規格・基準、マニュアルなどの形にまとめられ設計や運転等に利用されると同時に、「もんじゅ」以後のプラントのためにさらに一層の総合化・

高度化をはかるための努力が続けられている。

実験炉「常陽」および原型炉「もんじゅ」の運転・建設の経験，およびそのための研究開発経験の実証炉への反映の状況を図1.1および1.2に示す。

本資料は今後高速増殖炉の実証炉の基本仕様選定，さらに設計・建設を進めるにあたり，実験炉「常陽」，原型炉「もんじゅ」の設計・建設・運転，および並行して進めてきた研究開発によって蓄積されている経験・成果と今後さらに期待される成果を最大限に活用していくことが必要不可欠であることを認識し，高速増殖炉技術の現状をとりまとめたものである。

2章では実験炉「常陽」で得られた経験と，それらの原型炉，実証炉への反映についてまとめ，さらに今後の高速増殖炉技術の高度化にあたっての活用について記述した。

3章では原型炉「もんじゅ」に関してこれまで実施してきた研究開発の成果と今後各種試験，運転を通じて実証炉へ反映してゆく項目についてとりまとめた。

4章では単に固有のプラントに限定することなく，総合的技術として高速増殖炉の実用化にあたって土台とすべき共通的な技術としての基盤技術について，これまでに得られてきた成果と今後の高度化について記述した。

今後の高速増殖炉の実用化にあたっては，上記の経験によって培われてきた技術を総合化，体系化し，さらに一層の高度化をはかると同時にキーテクノロジーの実用化，新概念の創出により要求される安全性を確保しつつ経済性目標を達成することが重要であり，そのために広く各界の力を結集してゆく必要がある。

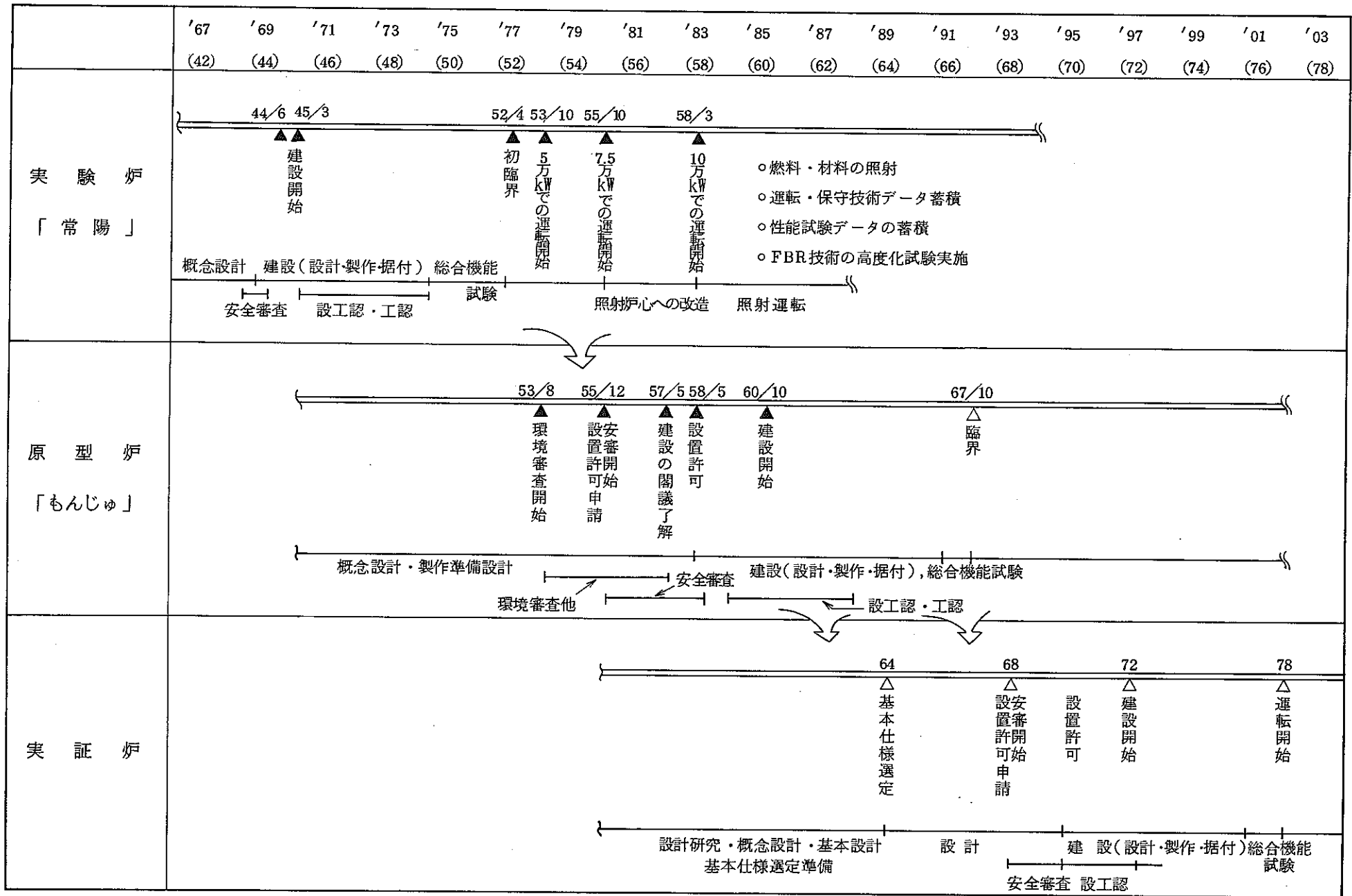


図 1.1 「常陽」「もんじゅ」建設・運転経験の実証炉への反映

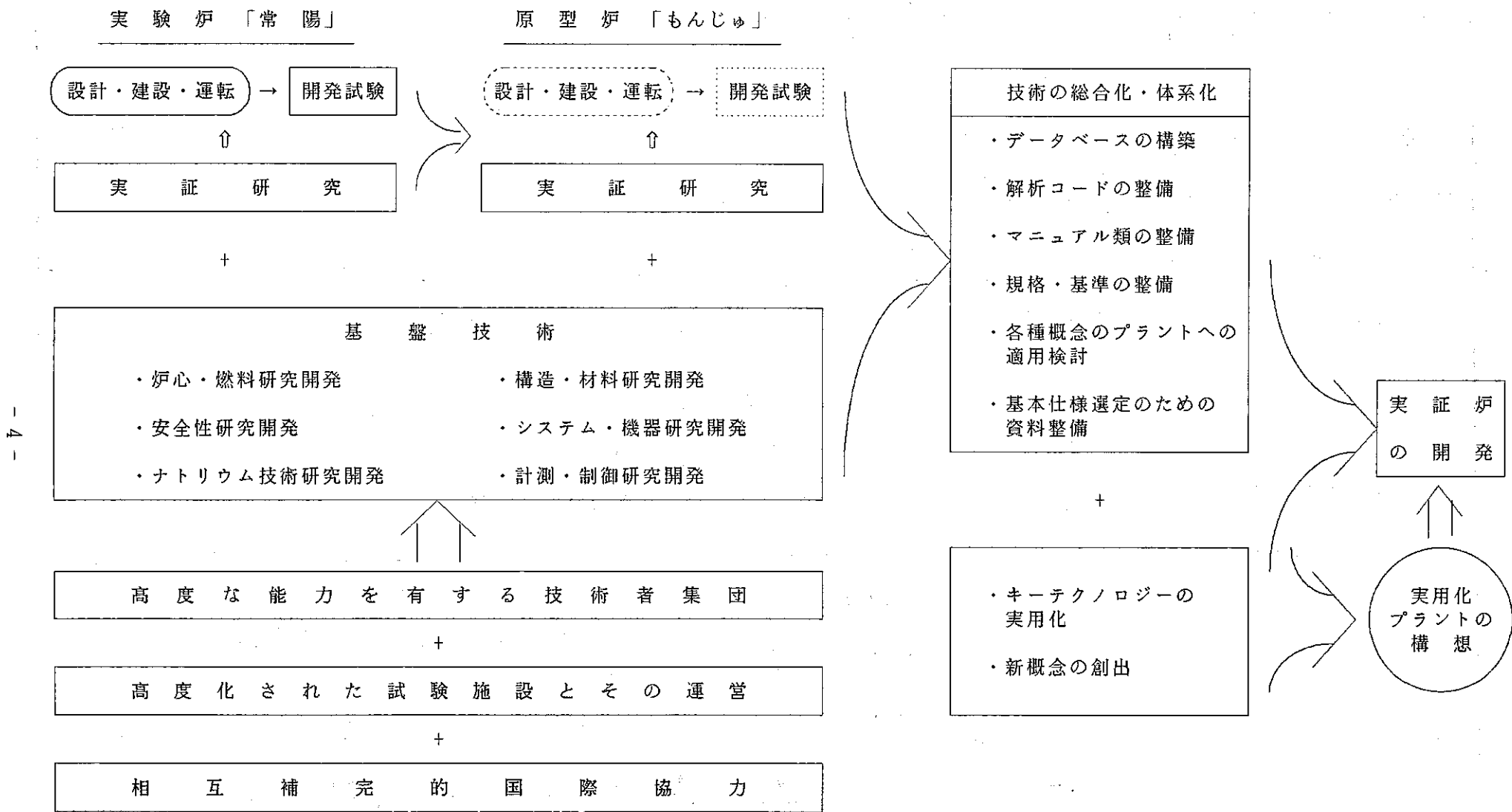


図1.2 実証炉開発のアプローチ

2章 「常陽」の建設、運転経験

我が国において、ナショナルプロジェクトとして自主技術による高速増殖炉を開発するにあたり、広い分野にわたる未だ実証されていない個々の技術をプラントとして総合化しその成立性を実証するための第一ステップとして高速実験炉「常陽」が建設された。現在まで順調に運転されて燃料および材料の照射、各種試験が実施され、その役割をはたしつつあり今後は高速増殖炉技術の一層の高度化のために活用してゆくこととなる。

今後、実証炉を検討するにあたってはまず我が国において自主技術により建設した実プラントが順調に稼動しているという実績に立脚することが重要である。この生きたプラントを用いて得られている総合的な実績を今後の実証炉以降のプラントの基本仕様の選定、設計、建設にあたって有効に反映してゆくことが重要である。

以下、「常陽」における成果を示すが上述の全体的な意義をふまえた中でその評価をしてゆくことが必要である。

2.1 「常陽」の現状

高速実験炉「常陽」は、その設計、建設および運転を通じて、高速増殖原型炉「もんじゅ」、更には実証炉の建設に必要な技術的経験を得ることを目的に、昭和45年3月より建設を始め、昭和52年4月に臨界に達した。各種性能試験後、増殖炉心MK-Iは、熱出力50MWでの2サイクルおよび熱出力75MWでの6サイクルの定格運転を行い、昭和57年1月にこの増殖炉心による予定試験を無事完了した。

引き続き、炉心性能向上のため、照射炉心MK-IIへ移行作業を行い、昭和58年3月から照射ベッドとして熱出力100MWの定格運転を開始し、昭和61年12月に第12サイクルの運転を終了した。常陽の全体図、主要目をそれぞれ図2.1、表2.1に示す。「常陽」の現在までの運転実績を表2.2に示す。

この間、官民一体のもとで、設計・建設、総合機能試験（常温空気中試験、高温ガス中試験、ナトリウム中試験）、臨界試験、各種性能試験（表2.3に示す）、運転試験、定期検査、補修改造等を行い、各段階で詳細なデータ取得と分析・評価を行い各種の設計・解析コードの検証・改造・整備を実施して来た。すなわち、核設計、熱流力設計、遮蔽設計およびプラント冷却系設計その他において設計・解析コードについて実機測定結果との比較・検証を行

うことにより、設計手法の妥当性の確認とその精度向上をはかり、この他にも格納施設、燃料取扱い系の設計評価、さらに運転性、保守性および放射線管理の面からみたシステム設計評価等を実施してきた。

炉心構成要素である燃料及び制御棒は適切な炉心管理に基づいて交換されるものであり、取出された炉心構成要素は計画的に照射後試験を行い国産燃料および制御棒の信頼性・健全性の確認を実施した。また、照射挙動に関する知見からそれらの設計裕度の確認を行い、設計、解析手法の向上、製造仕様・検査要領の合理化、燃焼度の向上を行っている。燃料照射実績を図 2.2 に示す。

また、約 200トンものナトリウムを原子炉で使用する事によるナトリウム純度管理技術、放射性腐食生成物（CP）の挙動解析技術、使用済燃料の洗浄廃液処理技術等、高速増殖炉特有の技術開発を行って来た。

このように我が国初の高速増殖炉の設計、建設、運転（定検、保守・補修、各種試験を行うことによって得られたデータ、経験、実績を的確に評価し、原型炉、実証炉への有効な反映をはかると同時に以下に示す「常陽」の技術の確立のために効果的に反映させている。

- (1) 設計性能・安全性の確証
- (2) 安定・安全運転のための改善および運転管理方策の確立
- (3) 合理的な保守管理方策の確立
- (4) 改良、性能向上方策の抽出

2.2 「常陽」の経験の「もんじゅ」への反映

「常陽」は昭和45年に建設を開始し、昭和52年4月に臨界に達して以来、順調に稼動し、プラント運転管理実績とその評価・解析を積み重ねるとともに、炉心管理、プラント管理、燃料、その他の開発を進めている。

原型炉「もんじゅ」は昭和43年より予備設計、1次、2次、3次設計、49年より調整設計、52年より製作準備設計、55～58年設置許可に伴う安全審査と推移し、「常陽」の運転と並行して設計・設置許可申請が進行したがその各段階で「常陽」の設計、建設、運転の過程で蓄積された技術的経験を反映させる努力を払ってきた。反映した成果の例を表2.4に示す。表2.5には「もんじゅ」の運転が始まる段階で直接活用できる「常陽」の成果の例を示す。前述の「常陽」の性能試験経験と結果も「もんじゅ」の性能試験等に有効に活用されることとなる。また「常陽」の第1サイクルより「もんじゅ」燃料、制御棒材料、炉容器材料等の照射確性試験を進めており、今後「もんじゅ」の取替え燃料、さらには実証炉用燃料等の設計・製作、構造材料の健全性立証のためのデータを提供してゆくこととなる。

2.3 「常陽」を利用した高速増殖炉技術の高度化開発計画

高速増殖炉の開発において、安全性の確保、被曝低減等を含めた信頼性の一層の向上、技術の高度化、経済性の向上を図ることが重要である。「常陽」は、そのために有効な技術を「もんじゅ」、実証炉へ反映する際の実証の場として広く活用されることが期待されている。さらに、「常陽」は、長寿命燃料開発や高速炉運転経験の分野において諸外国との間で相互補完による共同開発を推進するための世界的に数少ない実験炉として、今後益々大きな役割を果たすことが期待されている。

現在「常陽」では、以下の開発を進めている。概要を表2.6に示す。（詳細は付録1参照）

(1) 燃料及び制御棒開発

高速増殖炉の開発において、長寿命燃料、制御棒の開発が重要なポイントである。このため「常陽」では、照射炉心移行後は炉内の燃料として運転用燃料・照射試験用燃料とを設置して開発を進めることとしている。すなわち、運転用燃料を用いて、全炉心規模での可能な限り高い燃焼度までの燃料の挙動および信頼性を実証、解明するとともに、照射試験用燃料を用いた燃料ピンのON-LINE計測や中間検査技術等の優れた照射技術を活用し、燃料ピン寿命を含む高燃焼度における燃料のふるまい、性能を定量的に解明する。更に長寿命制御棒についてそのふるまい、性能を解明、実証する。

(2) 運転管理技術開発

原子炉プラントにおける運転管理技術の開発においては、

(イ) 予防保全技術の向上

(ロ) 異常および事故検出技術と対策技術の向上

(ハ) 被曝低減

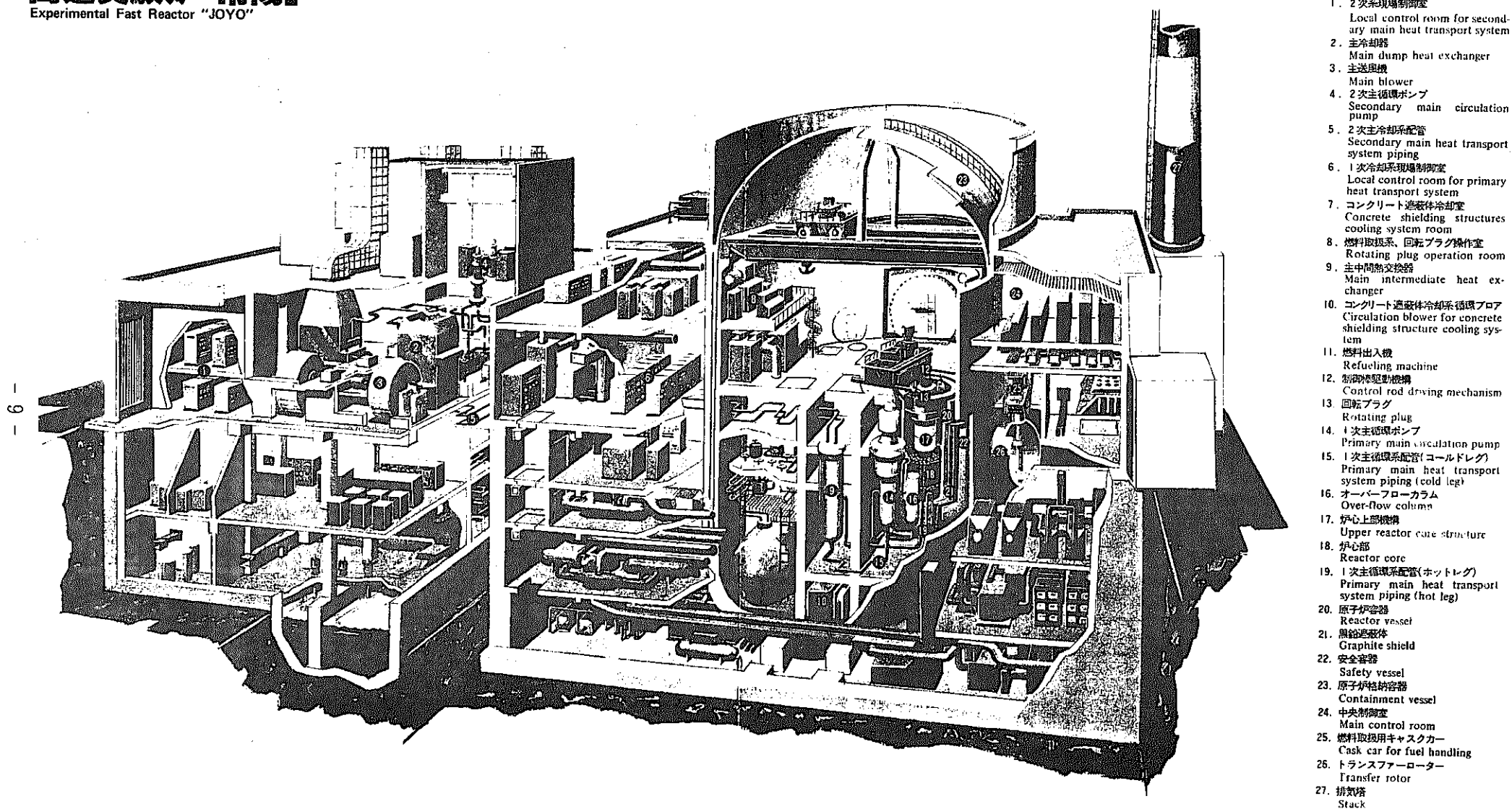
を重点に炉心管理、保守、補修を含む運転管理技術の高度化を図る。また高速増殖炉の固有の安全性について、その特性を「常陽」で実測し、今後のプラント動特性評価と安全評価に反映する。

(3) 高度化技術の実証

大洗工学センターの各種試験施設と「常陽」とが車の両輪となって進めて来た高速増殖炉技術の中で、建設費低減および性能向上のために有効な配管ベローズ継手や二重管蒸気発生器などを実プラントである「常陽」を用いて実証する。

高速実験炉「常陽」

Experimental Fast Reactor "JOYO"



1. 2次系現場制御室
Local control room for secondary main heat transport system
2. 主冷却路
Main dump heat exchanger
3. 主送風機
Main blower
4. 2次主循環ポンプ
Secondary main circulation pump
5. 2次主冷却系配管
Secondary main heat transport system piping
6. 1次冷却系現場制御室
Local control room for primary heat transport system
7. コンクリート遮蔽体冷却室
Concrete shielding structures cooling system room
8. 燃料取扱系、回転プラグ操作室
Rotating plug operation room
9. 主中間熱交換器
Main intermediate heat exchanger
10. コンクリート遮蔽体冷却系循環ブローア
Circulation blower for concrete shielding structure cooling system
11. 燃料出入機
Refueling machine
12. 制御棒駆動機構
Control rod drawing mechanism
13. 回転プラグ
Rotating plug
14. 1次主循環ポンプ
Primary main circulation pump
15. 1次主循環系配管(コールドレグ)
Primary main heat transport system piping (cold leg)
16. オーバーフローラム
Over-flow column
17. 炉心上部機構
Upper reactor core structure
18. 炉心部
Reactor core
19. 1次主循環系配管(ホットレグ)
Primary main heat transport system piping (hot leg)
20. 原子炉容器
Reactor vessel
21. 黒鉛遮蔽体
Graphite shield
22. 安全容器
Safety vessel
23. 原子炉格納容器
Containment vessel
24. 中央制御室
Main control room
25. 燃料取扱用キャスカカー
Cask car for fuel handling
26. トランスファーローター
Transfer rotor
27. 排気塔
Stack

図2.1 高速実験炉「常陽」
Experimental Fast Reactor "JOYO"

表 2.1 高速実験炉「常陽」の主要目

原子炉型式	ナトリウム冷却高速中性子型
熱出力	100MW
ループ数	2
1次冷却材流量	約 2,520m ³ /h
原子炉1次冷却材温度 (入口/出口)	370℃ / 約500℃
炉心高さ	55cm
炉心等価直径	約72cm
炉心燃料	
燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物
プルトニウム富化度	約30W/O
ウラン濃縮度	約12W/O
燃料ペレット直径	約4.6mm
燃料要素本数	127本
軸方向反射体厚さ	上部30cm, 下部35cm
燃料装荷量	(プルトニウム) 約220kg, (ウラン235) 約60kg
最高燃焼度 (要素平均)	約75,000MWD/t
燃料単位長出力 (定格最大)	約400W/cm
被覆管材料	SUS316 相当ステンレス鋼
被覆管外径/厚み	5.5/0.35mm
被覆管最高温度 (肉厚平均)	約650℃
全中性子束 (最大)	$5.1 \times 10^{15} \text{ n / cm}^2 \cdot \text{sec}$
高速中性子束 ($\geq 0.1\text{MeV}$, 最大)	$3.7 \times 10^{15} \text{ n / cm}^2 \cdot \text{sec}$
最大過剰反応度	5.5% $\Delta k/k$ 以下
制御棒本数及び要素型式	6本, ベント型
制御棒反応度	9.0% $\Delta k/k$ 以上 (6本)
燃料交換方式	二重回転プラグ方式
運転サイクル	約45日運転, 約15日停止

表 2.1 高速実験炉「常陽」運転実績

年度	S. 52. (1977)	S. 53. (1978)	S. 54. (1979)	S. 55. (1980)	S. 56. (1981)	S. 57. (1982)	S. 58. (1983)	S. 59. (1984)	S. 60. (1985)	S. 61. (1986)																										
運 転 実 績	MK - I (増殖炉心)					(炉心移行)	MK - II (照射炉心)																													
	50MW 性能試験		50MW 運転	75MW 性能試験	75MW 運転			照射炉心移行作業	MK - II 性能試験	照射炉心 特性試験	100MW 運転																									
	自主点検		第1回 定期検査		第2回 定期検査			第3回 定期検査		第4回 定期検査	第5回 定期検査		第6回 定期検査																							
	0~100kW		50MW (0)	(1) (2)	75MW (0)	(1) (2) (3)	(4) (5) (6)	100MW (0)	(1) (2)	(3) (4) (5) (6) (7)	(8) (9) (10) (11) (12) (12')																									
▲臨 界		▲50MW		▲75MW			▲臨 界	▲100MW																												
	<table border="1"> <tr><td colspan="2">MK - I 運転実績</td></tr> <tr><td>52.4.24</td><td>初臨界</td></tr> <tr><td>57.1.10</td><td>運転終了</td></tr> <tr><td>積算運転時間</td><td>12,968H</td></tr> <tr><td>積算熱出力</td><td>673,330MWh</td></tr> <tr><td>最大燃焼度</td><td></td></tr> <tr><td>燃料要素最高</td><td>40.500MWh/l</td></tr> <tr><td>集合体平均</td><td>40.100MWh/l</td></tr> </table>					MK - I 運転実績		52.4.24	初臨界	57.1.10	運転終了	積算運転時間	12,968H	積算熱出力	673,330MWh	最大燃焼度		燃料要素最高	40.500MWh/l	集合体平均	40.100MWh/l	<table border="1"> <tr><td colspan="2">MK - II 運転実績</td></tr> <tr><td>57.11.22</td><td>初臨界</td></tr> <tr><td>61.8.20</td><td>第11サイクル終了</td></tr> <tr><td>積算運転時間</td><td>14,208H</td></tr> <tr><td>積算熱出力</td><td>1,250,987MWh</td></tr> </table>					MK - II 運転実績		57.11.22	初臨界	61.8.20	第11サイクル終了	積算運転時間	14,208H	積算熱出力	1,250,987MWh
MK - I 運転実績																																				
52.4.24	初臨界																																			
57.1.10	運転終了																																			
積算運転時間	12,968H																																			
積算熱出力	673,330MWh																																			
最大燃焼度																																				
燃料要素最高	40.500MWh/l																																			
集合体平均	40.100MWh/l																																			
MK - II 運転実績																																				
57.11.22	初臨界																																			
61.8.20	第11サイクル終了																																			
積算運転時間	14,208H																																			
積算熱出力	1,250,987MWh																																			
記 事	52.4.24 初臨界達成	52.11.19 低出力試験終了	53.2.27 原子炉格納容器第一回全体漏洩率試験	53.5.5 50MW 使用前検査合格 53.7.9 50MW 出力達成(75.10MW)許可 53.9.25 50MW 出力達成	54.3.5 第一回定期検査開始 54.3.28 米国 TMI 事故発生	54.5.21 54.5.23 科技厅特別保安監査 54.7.16 75MW 出力達成	54.12.8 原子炉格納容器第二回全体漏洩率試験 55.2.1 75MW 使用前検査合格 55.2.1 第一回定期検査合格	55.8.29 第二回定期検査開始	56.3.28 56.4.17 運転一万時間達成 56.3.28 第二回定期検査合格	56.12.23 57.1.10 75MW 運転終了。自然循環試験開始 57.1.11 炉心構成要素交換作業開始 57.1.11 照射炉心運転終了 57.1.23 炉心移行作業。第三回定期検査開始	57.11.5 57.11.22 原子炉格納容器第三回全体漏洩率試験 58.3.3 100MW 使用前検査合格 58.3.12 第一回定期検査合格 58.3.31 第二回定期検査合格	58.12.1 58.12.1 第四回定期検査開始	59.4.28 59.4.28 第四回定期検査合格	59.10.10 59.10.10 運転二万時間達成	60.4.28 60.4.28 第五回定期検査開始	60.12.10 60.12.10 第五回定期検査合格	(61.12.10 61.12.10 第六回定期検査開始)																			

表 2.3 高速実験炉「常陽」の性能試験

項 目	内 容	成 果 効 果
(1) 臨 界 試 験	臨界近接, 臨界試験, 初期炉心構成	初期炉心構成手法 (設計コード, 運転管理コード) の実証 設計・解析コードの精度向上
(2) 制 御 棒 特 性 試 験	制御棒校正, 炉停止余裕, スクラム反応度	反応度値の実測, 炉停止余裕, スクラム反応度の確認
(3) 反 応 度 効 果 試 験	置換反応度, ナトリウムボイド効果, 等温係数, 出力係数, 燃焼係数	各種炉心特性の把握 炉心管理技術への反映
(4) 出 力 校 正 ・ 出 力 分 布 試 験	核出力校正 出力分布	核計装校正技術の確立 炉心特性の把握, 設計, 解析コードへの反映
(5) 温 度 ・ 流 量 特 性 試 験	炉心流量分布 燃料集合体出口温度 燃料中心温度測定	炉心特性の把握 炉心管理技術への反映, 設計・ 解析コードへの反映
(6) 炉 心 特 性 試 験	パイルオシレータ試験 炉雑音測定	炉心動特性の測定
(7) 出 力 上 昇 ・ 定 格 出 力 試 験	出力上昇 定格出力連続運転	「常陽」運転性能の実証
(8) 安 定 性 試 験	調整棒小引抜応答試験 主冷却器出口温度変化応答試験 M系列試験	プラント制御系の安定性の実証
(9) 崩 壊 熱 除 去 能 力 試 験	主冷却系による崩壊熱除去 補助冷却系による崩壊熱除去 床下メンテナンス時崩壊熱除去	各モードによる崩壊熱除去能力 の実証 設計・解析コードへの反映
(10) 過 渡 応 答 試 験	調整棒一斉挿入, 手動スクラム, 1次ポンプトリップ, 外部電源喪失等	プラントの安全性の確認 設計・解析コードへの反映
(11) 運 転 性 能 確 認 試 験	プラントヒートバランス, 伝熱特性, 配管熱変位などの測定	プラント諸特性の把握 設計・解析コードへの反映
(12) 圧 損 特 性 試 験	炉心圧損測定試験 ポンプモータ特性試験 1次補助系特性試験	各系統の圧損測定 ポンプのナトリウム軸受設計に 反映
(13) 遮 蔽 特 性 試 験	空間線量率分布 炉体まわり遮蔽特性 放射線監視	被曝の低減化 設計・解析コードの精度向上
(14) 運 転 監 視 試 験	燃料破損検出系 機器振動監視	プラント監視手法の確立 安全性の向上

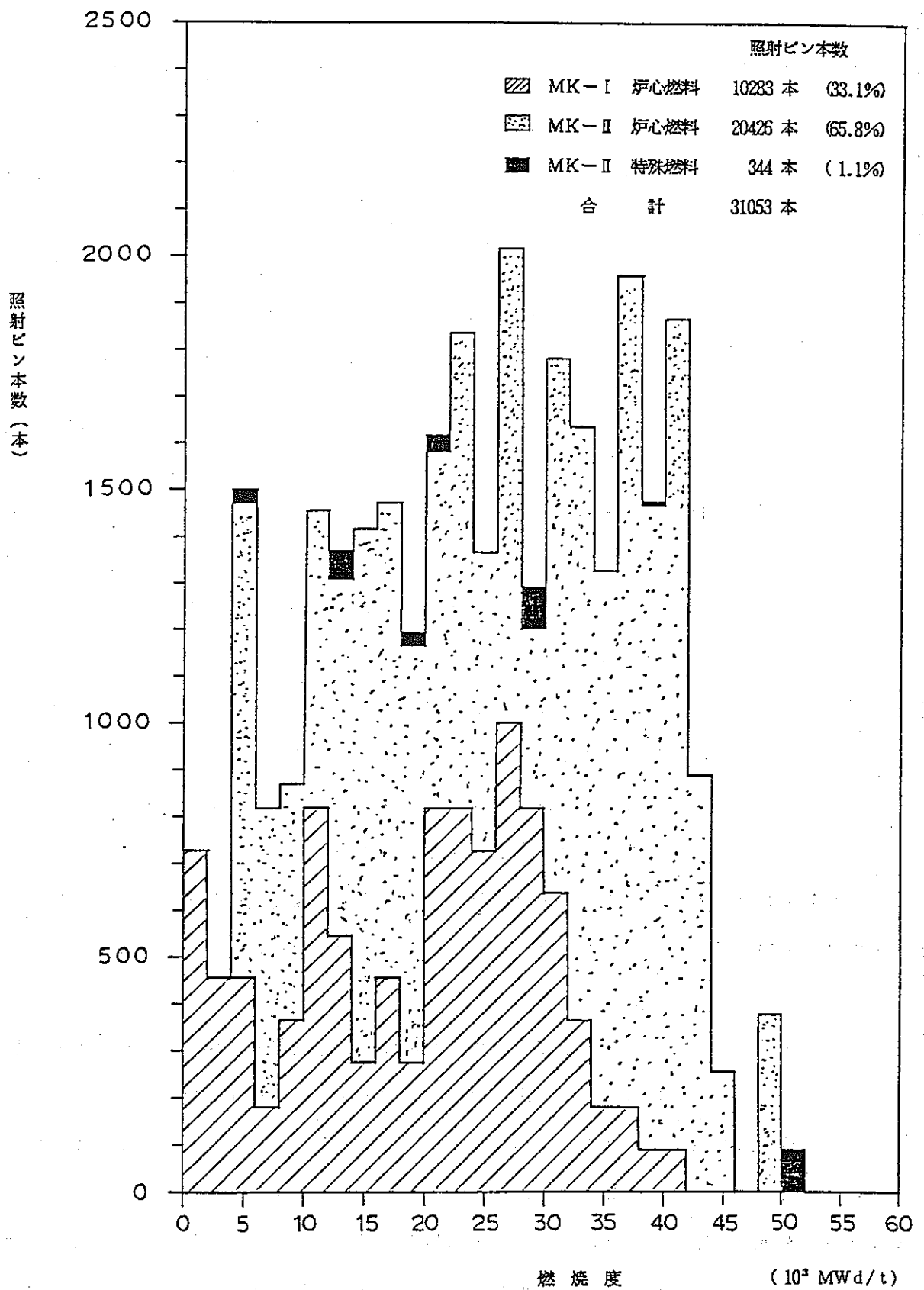


図 2.2 燃料照射実績 (昭和 61 年 6 月現在)

表 2.4 (1 / 2) 「常陽」の成果の「もんじゅ」への反映例

No.	項 目	内 容
1.	炉心設計及び炉心管理	「もんじゅ」の炉心設計は、「常陽」の炉心設計及び炉心特性試験の結果によりその妥当性を確認しつつ進められている。「常陽」の炉心管理は炉心管理評価コードにより行われており、その手法を参考にして「もんじゅ」の炉心管理評価コード開発が進められている。
2.	しゃへい設計	「常陽」の低出力試験において原子炉まわりの線量測定が実施され、その実測値と計算手法の照合についての検討評価が専門委員会で実施された。「もんじゅ」しゃへい設計ではこの設計手法を採用している。
3.	原子炉停止系	「もんじゅ」の後備炉停止棒駆動機構は「常陽」の安全棒駆動機構と同一タイプであり、「常陽」の設計、製作技術が反映されている。その性能はこれ迄の「常陽」の運転経験及びR & Dを通じて確認されている。
4.	燃 料 設 計	もんじゅ燃料の設計は基本的には「常陽」燃料の設計経験をそのまま反映している。但し、炉の大型化に伴い集合体寸法および集合体あたりの燃料要素数、燃焼度向上に伴い被覆管肉厚及びプレナム対燃料長さ比などは変更されている。
5.	プラント動特性解析コードの検証	「常陽」および50MW蒸気発生器試験施設の性能試験結果を用いてプラント動特性解析コード(COPD)等の検証を行い「もんじゅ」設計に使用している。
6.	燃 料 破 損 基 準	「常陽」被ふく管(照射済)の急速加熱試験データに基づき「燃料破損基準」設定のデータベースの妥当性を確認した。
7.	1次主冷却系循環ポンプ位置	「常陽」と同様「もんじゅ」においてもポンプ自体が高温機器となることを避けコールドレグポンプを採用している。
8.	主 要 構 成 機 器	主循環ポンプ、中間熱交換器、回転プラグ、燃料洗浄設備、各種バルブ、電磁ポンプ、その他数多くのNa用機器が「常陽」での使用実績をふまえて採用されている。

表2.4 (2/2) 「常陽」の成果の「もんじゅ」への反映例

No.	項 目	内 容
9.	Na 純 化 系	Na中の酸素、水素等の不純物を除去するコールドトラップおよび純度測定用のプラグ計からなるNa純化系は「常陽」での使用実績をもとに「もんじゅ」用に改良し採用している。
10.	Na 計 装	電磁流量計、レベル計、圧力計等のナトリウム計装は「常陽」に設置以来好調に運転されておりその実績をふまえて「もんじゅ」ではさらに改良した同型式の計器を使用する。
11.	1次主冷却系循環 ポンプ計装	運転中に近接できない1次主循環ポンプの運転監視のため「常陽」では軸受温度、振動、ケーシングの変位と温度を計測し監視の強化を図っている。「もんじゅ」でも同様の監視システムを採用する。
12.	燃料集合体出口Na 温度計	「常陽」の燃料集合体出口ナトリウム温度計は、運転中の炉心状況の監視に有効であり、かつ現在まで好調に運転されておりこの実績をふまえて「もんじゅ」においても同様の監視システムを採用する。

表 2.5 (1 / 2) 「もんじゅ」運転時に活用できる「常陽」の実績

項 目	内 容	期 待 さ れ る 効 果
(1) 燃料，材料等の照射 実績の蓄積	燃料，制御棒，炉容器材料等の照射確性試験，開発を進めている。	<ul style="list-style-type: none"> ・「もんじゅ」初装荷燃料，制御棒の性能確認 ・取替燃料等の開発 ・炉容器材の照射挙動の掌握
(2) 制 御 棒 の 改 良	<ul style="list-style-type: none"> ・防振機構の改良により制御棒振動を低減した。 ・MK-II制御棒として密封型に代わってベント型を採用した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子束ゆらぎ低減による異常監視能力の向上，安全性向上 ・制御棒の長寿命化，制御棒製作本数節減
(3) プラント試験手法の 標準化	プラント試験手法を標準化する。	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント試験手法の標準化 ・機能試験，性能試験の効率化
(4) 格納容器全体漏洩率 測定試験基準の確立	極めて複雑なプラント操作と長時間を要するFBRの格納容器全体漏洩率測定試験について過去3回の実施経験をもとに，試験方法と測定系の妥当性を実証し，試験方法を確立した。	<ul style="list-style-type: none"> ・試験時のプラント安全性確保と精度の高い測定法の確立 ・定検工程の短縮，プラント稼働率の向上
(5) FBR運転保守デー タベースの構築	「常陽」で得られる機器の運転履歴，保守履歴をデータベース化し，高速炉安全解析（PRA）のためのデータ供給および，高速炉予防保全の最適化のためのデータ解析を行う。	<ul style="list-style-type: none"> ・高速炉の保守基準の確立 ・高速炉安全解析用データベースの構築
(6) 運転・保守技術の集 大成，体系化	運転保守に係る技術基準，know-how等を資料としてまとめる。	<ul style="list-style-type: none"> ・運転・保守基準の明確化

表 2.5 (2 / 2) 「もんじゅ」運転時に貢献できる「常陽」の実績

項 目	内 容	効 果
(7) 異常監視技術の開発	プラント異常時，特に多重警報発生時のアラームハンドリングを主体とした異常診断システムを開発中である。	<ul style="list-style-type: none"> ・異常時における運転支援方法の確立 ・プラント信頼性の向上。
(8) 予防保全技術の開発	常陽の機器についての故障，補修データをベースに異常や故障の同定，対処を支援するシステムを開発している。	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント信頼性の向上
(9) 腐食生成物の除去，除染技術の開発	プラント内の腐食生成物(CP)の挙動を把握すると同時にCPを系統内から除去するCPトラップの開発，機器表面からCPを除染する技術，洗浄廃液処理技術を開発中である。	<ul style="list-style-type: none"> ・保守・補修時被曝の低減化
(10) 放出放射能の低減化	炉内カバーガスの排出経路をダンプタンク経由に変更することにより気体放射性廃棄物の低減化をはかった。	<ul style="list-style-type: none"> ・アルゴンガス系の放射化除去 ・減衰効果の把握
(11) 大型ナトリウム機器メンテナンス手法の確立	1次主ポンプの分解点検を行い，大型Na機器の系統からの引き抜き装荷，NaやCPの除染等を実施した。	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の付着したNa機器の取扱いおよび装荷技術，ならびにNaやCPの除染技術等大型ナトリウム機器のメンテナンス手法の確立
(12) FBRにおける廃棄物の発生量の予測と低減化	常陽から発生する固体液体廃棄物の発生量と各種パラメータとの相関性を評価，検討し低減化の方策を明確にした。	<ul style="list-style-type: none"> ・FBRから発生する廃棄物の蓄積量の予測手法の確立 ・廃棄物低減化

表 2.6 「常陽」を利用した研究開発（詳細は付録 1 参照）

開 発	項 目
1. 燃料および制御棒の開発	(1) 「もんじゅ」燃料の確性試験 { 燃焼度 94,000MWD/T 中性子照射量 $2.3 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ } (2) 高性能・長寿命燃料の開発 { 燃焼度 150,000~200,000MWD/T 中性子照射量 $4.5 \sim 6.0 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ } (3) 過渡過出力照射試験 (4) 限界照射試験 (5) 長寿命制御棒の開発（炉内滞在時間 3~5）
2. 運 転 管 理 技 術	(1) 被曝低減技術開発 ・ CP 挙動評価 ・ コバルトフリー材 ・ CP トラップ開発等 (2) 自然循環試験 (3) 使用済燃料の水中裸貯蔵技術の確立 (4) FBR 機器信頼性データベースの米国との共同開発 (5) 破損燃料検出法の開発および取扱技術の開発 (6) ナトリウム純化システムの開発 (7) FBR 運転支援システムの開発 (8) 保守エキスパートシステムの開発
3. 新 技 術 等 の 実 証	(1) 配管ベローズ継手の実証試験 (2) 二重管蒸気発生器の実証試験 (3) 耐震技術の実証（第 4 紀層立地，床免震構造）

3章 「もんじゅ」の設計・建設経験

実験炉の建設・運転に続いて、高速増殖炉技術の実証の第2段階として高速増殖炉原型炉「もんじゅ」を建設することとし鋭意その建設が進められている。

「もんじゅ」の役割は新型動力炉である高速増殖炉について、発電を含めた実プラントとしての総合的機能を実証することにある。設計、安全審査、設工認の各過程を経て新型動力炉としての総合的な技術体系を構築してきたが、この経験は今後の実証炉に向けた技術の高度化の上で極めて重要なものである。今後プラントの建設、総合機能試験、運転を経て、それらの技術体系が実証されてゆく過程で総合的な技術の蓄積がはかられてゆくことになる。これらは今後実証炉の検討にあたり有効に反映されることが期待される。以下「もんじゅ」開発の中で得られている経験と、今後の建設・運転において期待される成果を示す。

3.1 「もんじゅ」の現状

高速増殖原型炉「もんじゅ」は昭和43年3月以来、原子力委員会による動力炉開発の基本方針に基づき、プルトニウムとウランの混合酸化物燃料、ナトリウム冷却、電気出力20万～30万KWのプラントを実現するという具体的な技術目標の達成に向けてその開発を進めてきた。その開発においては、プラントの主要パラメータ（例えば冷却材温度、蒸気条件など）は実用炉の条件に近いものにする、主要機器も実用炉への外挿性を十分考えて選択すること、経済性については原型炉としての合理性を追求することなどに重点がおかれた。

「もんじゅ」の基本仕様を表3.1に、プラントの概観を図3.1に示す。

「もんじゅ」プラントの安全性は、

- (1) 燃料温度上昇時の出力上昇を抑制するドップラ効果並びに独立に2系統設けた原子炉停止系
- (2) 常圧で沸騰点の高いナトリウムを使用することによる低圧流体による炉心冷却
- (3) ナトリウム使用に対する配慮すなわち、
 - (イ) 機器内部のナトリウム液面上をアルゴンガス雰囲気とすること
 - (ロ) 放射性ナトリウム漏えい時の燃焼抑制のために一次系を窒素雰囲気とすること
 - (ハ) ナトリウムと水・蒸気の接触による反応を二次系に限定するための中間冷却ループの設置

(ニ) 一次系配管の高所引回しとガードベッセルの設置により万一のナトリウム漏えいに対する炉心冷却機能の保持

(ホ) ナトリウム中材料挙動、ナトリウムの流動伝熱、純度管理等のナトリウム技術の確立および機器・構造物のナトリウム中での機能、構造の健全性等に関する基礎的研究およびモックアップ試験による実証などにより確保される。

「もんじゅ」の建設は、自主開発を基本として、「常陽」の経験と独自の研究開発の成果を取り入れ、国際協力による海外情報を有効に活用しながら進めており、昭和60年10月に現地における建設工事が開始された。表3.2に「もんじゅ」計画の経緯を示す。

今後の建設工程を図3.2に示す。昭和66年4月には機器の据付を完了し、引続いて5月より総合機能試験に入り、昭和67年10月臨界に至る計画となっている。

3.2 「もんじゅ」の設計・建設のための研究開発

高速増殖原型炉「もんじゅ」の設計・建設は、高速実験炉「常陽」の設計・建設・運転経験と広範囲な研究開発成果をもとに着実に進められている。「もんじゅ」は、「常陽」に比べて下記の特徴を有する。

- (1) 発電炉であること。
- (2) 熱出力が約7倍であること（「もんじゅ」；714MWt，「常陽」；100MWt）。
- (3) 原子炉出口温度が高いこと（「もんじゅ」；529℃，「常陽」；500℃）。

これらを考慮すると同時に、将来の実証炉、実用炉開発のための原型炉として要求される安全性、信頼性の確保、稼働率の向上等を満足させるために解決すべき項目が数多く存在していた。これらについては設計段階での十分な検討により課題の抽出がなされ大洗工学センターを中心に研究開発が展開され解決されてきた。

「もんじゅ」に引続いて建設される実証炉の開発は、「もんじゅ」で得られたこれらの成果をベースに基本仕様の選定、設計に関する尚一層の検討を踏まえ、さらに、完成までの開発期間を有効に活用して進める必要がある。

本節では、現時点までの「もんじゅ」の設計、建設並びに研究開発経験の中から、実証炉の設計・建設に有効に反映させることのできる事項を抽出し、以下のカテゴリーに分類しレビューした。その概要を表3.3に示す。（詳細は付録2参照）

- (1) 「常陽」からのスケールアップに関する検討事項
- (2) 発電炉としての検討事項
- (3) 高温化に対する検討事項
- (4) 安全対策上の検討事項
- (5) 運転稼働率向上に関する検討事項
- (6) その他

図3.3に「もんじゅ」において実施した研究開発項目を示す。

3.3 「もんじゅ」の試験，運転経験の実証炉等への反映

昭和67年10月の臨界をめざして建設が進められている「もんじゅ」は，昭和66年4月には機器据付が完了し，引続いて総合機能試験が開始される計画になっている。

「もんじゅ」は，軽水炉の指針，基準を基に高速増殖炉の特徴を考慮して作成された指針，基準に基づき，我が国初の発電用高速増殖炉として設置許可が得られたプラントであり，今後総合機能試験および各種の試験，運転により多岐にわたる数多くのデータの蓄積が期待される。これらのデータにより，従来の研究開発の成果に基づいて設定された設計法，規格・基準，解析コード等の妥当性を実証してゆくことは，実証炉以降の開発を支える基礎として極めて大きな意義を持っている。これらのデータを有効に活用する上で総合機能試験，性能試験，定格運転及び定期検査，保守・補修の各段階において，その経験・成果を設備の安全裕度，運転性，保守性等の観点から適確に評価し，実証炉等への反映を図って行くことが必要である。

「もんじゅ」の試験，運転により期待される情報としては以下がある。

- (1) 設計の妥当性の実証，設計裕度確認のための試験，運転データ
- (2) 発電プラントとしての運転の安定性，信頼性の実証データ
- (3) 長期運転に伴う炉心特性，燃料特性データ
- (4) 保守，補修経験，放射線管理データ

これらの情報に基づく実証炉等への反映事項は下記の通りであり，その概要を表3.4に示す。

- (1) 炉心性能の向上
- (2) シャヘイ性能の向上
- (3) プラント安定性，信頼性の向上
- (4) プラント保守，補修性の向上
- (5) 構造設計手法の向上

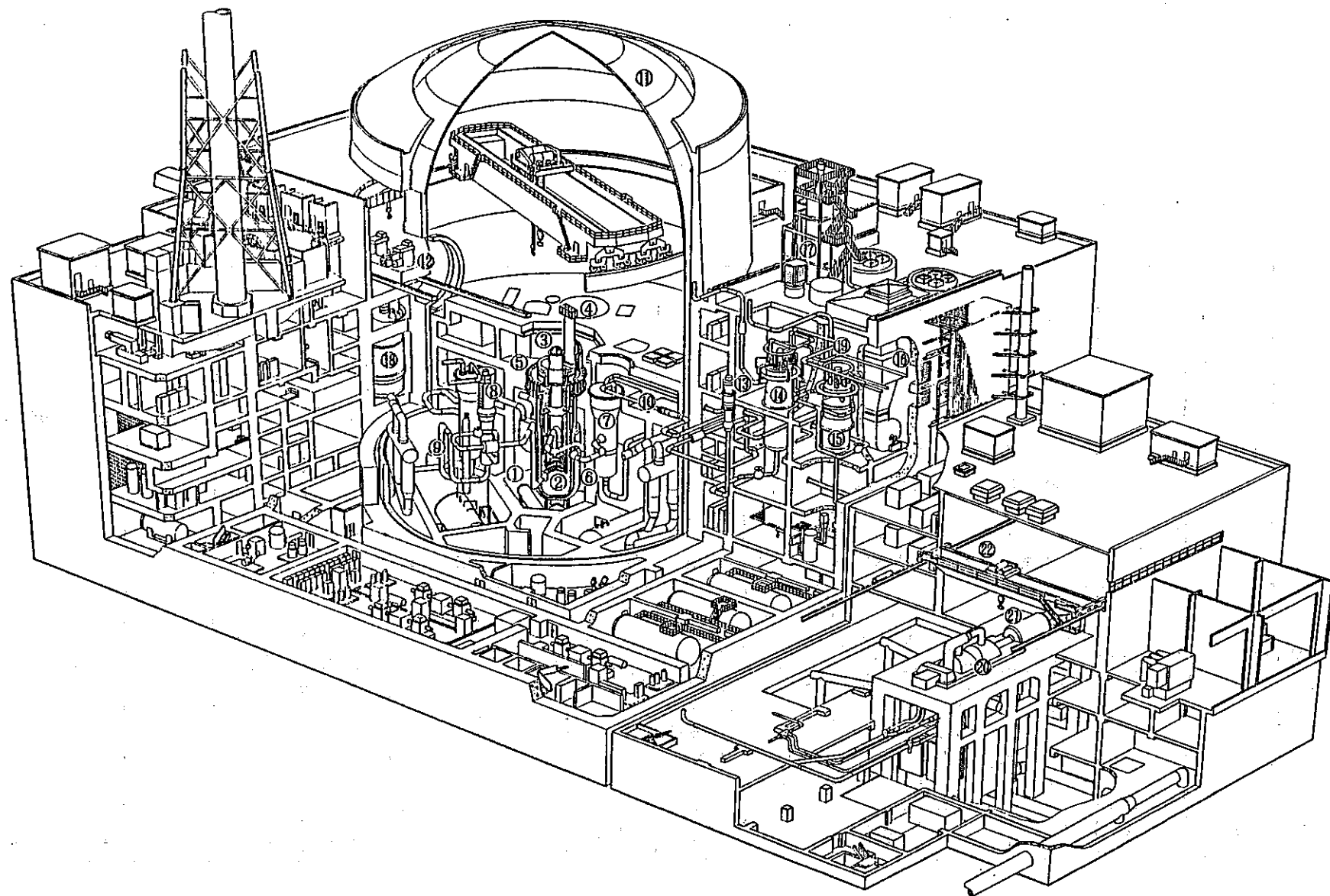
さらに，長期的には「常陽」を補完する観点から，新型炉心構成要素開発のための照射施設並びに実証炉以降の研究開発のための有効な試験施設としての活用も期待される。

表 3.1 「もんじゅ」発電所の主要な設計仕様

原子炉型式	ナトリウム冷却高速中性子型
熱出力	714MW
電気出力	約280MW
燃料(炉心) (ブランケット)	プルトニウム・ウラン混合酸化物 二酸化ウラン
燃料装荷量(炉心)	約 5.9ton
(ブランケット)	約17.5ton
増殖比	約 1.2
炉心燃料平均取出燃焼度	約80,000MWD/T
燃料被覆管材質	SUS316
炉心燃料被覆管最高温度	675℃
原子炉容器型式	底部鏡板付円筒たて型容器
1次冷却材流量	$15.3 \times 10^6 \text{kg/hr}$
1次冷却材温度(原子炉入口/出口)	397/529℃
ループ数	3
中間熱交換器型式	たて型無液面平行向流型
2次冷却材流量	$3.7 \times 10^6 \text{kg/hr}$ (1ループ)
2次冷却材温度(中間熱交換器入口/出口)	325/505℃
ポンプ位置	コールドレグ
蒸気発生器型式	ヘリカルコイル貫流式分離型
蒸気タービン型式	串型3気筒4流排気非再熱式
蒸気温度(主蒸気止め弁前)	483℃
蒸気圧力(主蒸気止め弁前)	$127 \text{kg/cm}^2 \text{g}$
タービン流入蒸気量	$1.1 \times 10^3 \text{t/hr}$
燃料交換方式	単回転プラグ固定アーム方式
燃料交換間隔	約6ヶ月

表 3.2 「もんじゅ」計画の経緯

- 昭和45年4月：「もんじゅ」建設候補地として福井県敦賀市白木を選定
- 昭和51年6月：事前調査開始
- 昭和53年8月：環境審査（～55年9月）
- 昭和55年12月：県・市・町等の設置計画了解
- 原子炉設置許可を科学技術庁に申請
- 安全審査（～58年5月）
- 昭和57年5月：知事の建設同意
- 建設の閣議了解（電調審に相当）
- 原子力安全委員会による安全審査（～58年4月）
- 昭和57年7月：原子力安全委員会主催公開ヒアリング開催
- 昭和57年8月：建設準備工事の許認可申請
- 昭和58年1月：建設準備工事に着手
- 昭和58年5月：原子炉設置許可（内閣総理大臣）
- 昭和59年12月：設計及び工事方法認可を科学技術庁に申請
- 工事計画認可を通商産業省に申請
- 昭和60年8月：設計及び工事方法認可（科学技術庁）
- 昭和60年9月：工事計画認可（通商産業省）
- 昭和60年10月：自然公園法許可（福井県）
- 建築確認（福井県）
- 建設本工事に着手
- 昭和61年7月：原子炉格納容器建方開始



- | | | | | |
|-----------|---------------|---------------|---------------|--------------|
| ① 炉心 | ⑩ ガードベッセル | ⑪ 原子炉格納容器 | ⑮ 補助冷却設備空気冷却器 | ⑲ 発電機 |
| ② 原子炉容器 | ⑪ 中間熱交換器 | ⑫ 燃料出入設備 | ⑯ 反応生成物収納容器 | ⑳ タービン建物クレーン |
| ③ 制御棒駆動機構 | ⑬ 1次主冷却系循環ポンプ | ⑬ 2次主冷却系循環ポンプ | ⑰ 炉外燃料貯蔵槽 | |
| ④ 燃料交換装置 | ⑭ 1次主冷却系配管 | ⑭ 蒸気発生器 (蒸発器) | ⑱ 水・蒸気系配管 | |
| ⑤ シャヘイプラグ | ⑮ 2次主冷却系配管 | ⑮ 蒸気発生器 (過熱器) | ⑲ 蒸気タービン | |

図 3.1 「もんじゅ」プラント概観

項目 \ 年度	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	
設計・建設							マットコン 開始			原子炉容器 据付				臨界	
	製作準備設計					建設									総合機能試験
許認可							▲着工								
	土木工事				仮設用地，敷地造成，道路，海域工事等										
	環境審査他						本工事								設計，製作，据付
	安全審査							設工認・工認							

図 3.2 「もんじゅ」建設工程

表 3.3 (1 / 2) 「もんじゅ」設計・建設の検討事項 (詳細は付録 2 参照)

検 討 の 分 類	検 討 事 項
<p>1. 「常陽」からのスケールアップと高性能化</p>	<p>(1) 格納容器の大型化</p> <p>(2) 機器の大型化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器 ・シールドプラグ ・燃料交換機 ・中間熱交換器 ・主循環ポンプ ・逆止弁 ・主配管 <p>(3) 炉心および燃料集合体の大型化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・集合体圧損検討 ・燃料出入機 ・炉心大型化による炉内流動 <p>(4) 燃料・制御棒の高性能化</p>
<p>2. 発電炉であることによる事項</p>	<p>(1) 蒸気発生器 (蒸発器, 過熱器) の性能, 信頼性向上</p> <p>(2) 圧力解放系</p> <p>(3) 水リーク検出系</p>
<p>3. 高温化による事項</p>	<p>(1) 高温構造設計基準</p> <p>(2) 原子炉炉壁保護</p> <p>(3) 熱衝撃対策</p> <p>(4) サーマルストラティフィケーション対策</p> <p>(5) サーマルストライピング対策</p>
<p>4. 安全対策</p>	<p>(1) ナトリウム漏洩対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・漏洩検知 ・ナトリウム漏洩時の液位保持 ・ナトリウムの燃焼及び漏洩形態の把握 ・コンクリート構造の健全性確認 <p>(2) 崩壊熱除去</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補助冷却設備とポニーモータ運転 ・自然循環除熱

表3.3 (2/2) 「もんじゅ」設計・建設の検討事項（詳細は付録2参照）

検討の分類	検討事項
5. 運転稼働率向上	(3) ナトリウム-水反応対応 (4) 制御棒駆動機構の信頼性 (1) 燃料の高燃焼度化 (2) 破損燃料位置決め法
6. その他	(1) 耐震性確認

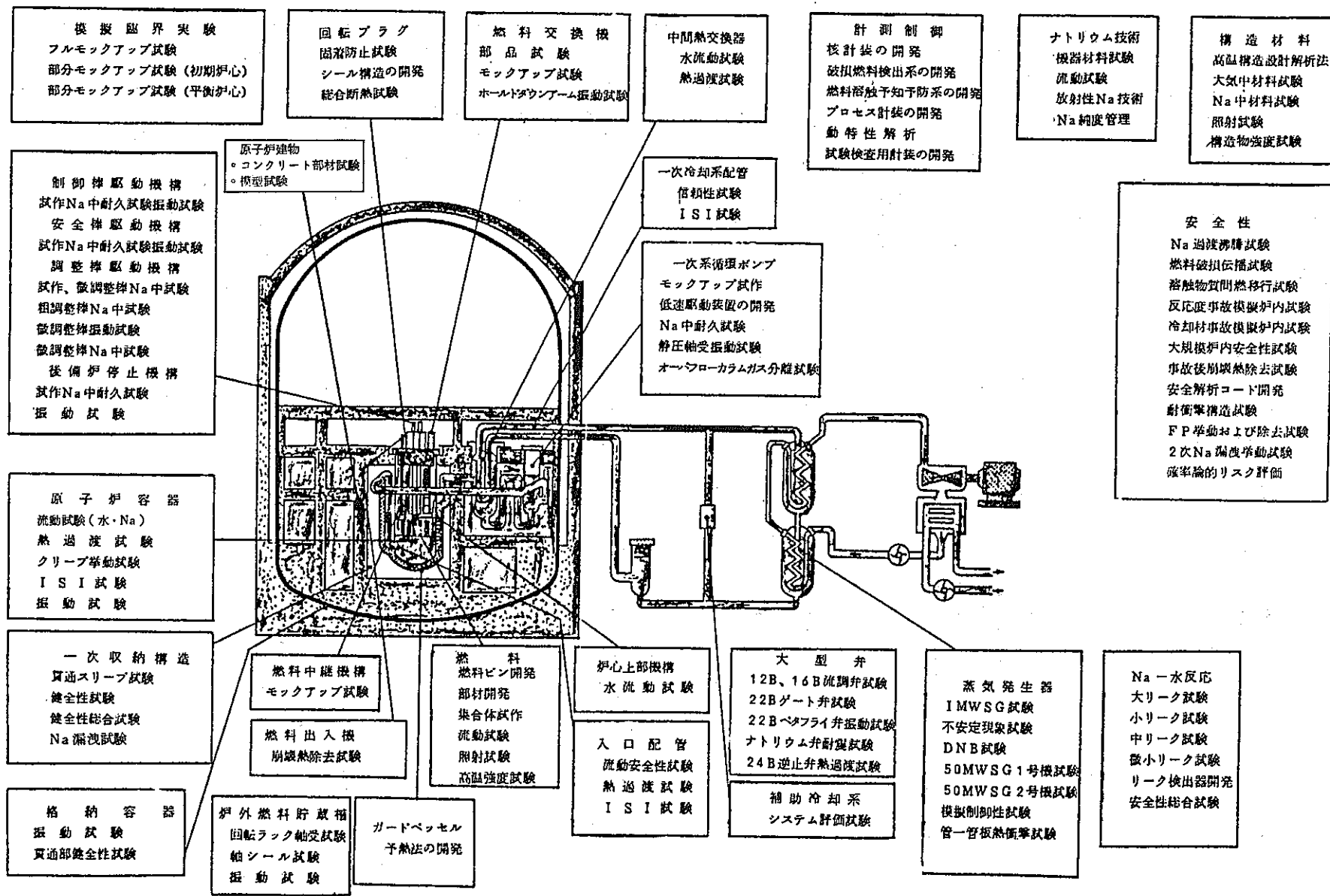


図 3.3 高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発

表3.4 「もんじゅ」の試験，運転経験の実証炉等への反映例（1 / 2）

反映事項	内 容	期待される効果
(1) 炉心性能の向上	<p>① 零出力試験，出力上昇試験等における炉物理試験，熱流動試験に基づく炉心特性および核的熱的裕度の把握</p> <p>② 低燃焼度炉心（取出燃料平均55,000Mwd/t）から高燃焼度炉心（取出燃料平均80,000Mwd/t）への移行計画の実施による運転実績，集合体としての照射データ蓄積に基づく高燃焼度炉心特性の把握</p> <p>③ 中性子源無しの起動試験</p> <p>④ 照射後試験データの蓄積に基づく炉心構成要素の寿命評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・核・熱計算コードの検証・改良・整備に基づく設計裕度の合理化 ・工学的安全係数の合理化 ・制御棒反応度値の合理化 ・燃焼計算コード，炉心湾曲計算コードの検証・改良・整備による信頼性確認，設計合理化 ・高燃焼度炉心（炉心平均100,000Mwd/t以上）の成立性の見通し ・中性子源の廃止 ・燃料集合体，制御棒集合体，中性子しゃへい体の長寿命化の見通し ・稼働率向上
(2) しゃへい性能の向上	<p>① 原子炉容器まわりしゃへい測定，評価</p> <p>② 1次冷却系放射性物質挙動監視試験，運転データ評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・しゃへい計算コードの検証・改良・整備に基づく設計裕度の合理化 ・C/P線源，放射化Na線源評価精度向上によるしゃへい合理化 ・被ばく線量低減化
(3) プラント安定性，信頼性の向上	<p>① 運転実績データの蓄積，総合評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・高速炉発電プラントの性能実証，運転管理システムの確立 ・FBR機器の性能およびその裕度の把握，機器の小型化のデータ提供 ・機器信頼性実証に基づくプラント設計裕度の合理化 ・プラント諸特性解析コードの検証・改良・整備に基づく設計裕度の合理化

4章 基盤技術の現状と体系化

ここに言う基盤技術とは個々のプラント概念にとらわれない、高速増殖炉を実現させる上で要求される共通的、総合的な技術体系を意味しており、今後の高速増殖炉開発においてキーとなる技術である。

軽水炉をはじめとする広範囲の分野における技術的發展および海外での高速増殖炉開発経験をふまえ、これまで我が国において実施してきた実験炉および原型炉の建設、運転、さらに関連研究開発によって得られた経験・成果を総合化する中で、我が国としての高速増殖炉技術の体系が確立されつつある。

高速増殖炉の実用化にあたってはこれらの技術体系を一層高度化、総合化することが要求される。

本章では高速増殖炉の総合的技術体系としての基盤技術について、その現状と高度化の方向および体系化について示す。

4.1 基盤技術開発の現状と高度化

将来の実証炉・実用炉のプラント概念として、これまで幾つかの型式が提案され、開発されているが、いずれの炉型にも共通した高速増殖炉のための基盤技術は、これまでの自主技術開発の中で蓄積された多くの成果、経験、ノウハウ等を踏まえてその実用化に向けて一層の高度化を図ることが重要である。

さらに、国内外のプラントの設計、建設、運転の経験の蓄積並びに安全評価や安全研究の経験の蓄積等を有効に活用し高速増殖炉の固有の特性を活かした技術体系の整備を図ることが必要である。

実用化に向けた高速増殖炉開発において、安全研究は開発と密接な関係をもちつつ進めることが特に重要であり、61年度からスタートする安全研究年次計画としてとりまとめられている。この中で、安全基準の策定及び安全審査における判断資料の整備に必要な研究の他に安全性向上のための研究についても、研究が長期に亘る等の理由により民間で実施することが困難なものについては課題の重要性等を勘案して国が実施することとしている。

我が国では基盤技術の開発は、これまで大洗工学センターを中心に多くの研究開発施設および「常陽」によって進められてきており、今後の実証炉、実用炉に向けたより高度化した

研究開発のための基盤が整備されつつある。

日本の高速増殖炉の開発は、「常陽」をはじめその実績等が国際的にも評価され、広い分野で諸外国の開発にも寄与する相互補完的共同研究として実施が進められている。

① 炉心設計

経済性、安全性、信頼性、運転制御性の優れた炉心を設計することがこの分野の技術開発の長期的な目標であり、特にプラント建設費低減に寄与する炉心、および燃料サイクル費低減につながる炉心を設計することが当面の課題である。動燃では「常陽」の運転、MK-I、II炉心の特性試験、「もんじゅ」の炉心設計を通じて高速炉の炉心特性を把握し、大型炉の炉心設計に必要な情報と経験を蓄積している。また昭和53年以来、大型炉炉心臨界実験(JUPITER計画)を日米共同研究として実施し、均質炉心、径方向非均質炉心、軸方向非均質炉心の核特性把握、および大型炉の炉心構成としての成立性評価を進めている。これらの研究により実証炉概念設計で最大の課題となっている炉心構成の選定、および核特性C/E(計算/実験)の空間依存性の解明を図る予定である。

さらに炉心の分野の研究開発として、長寿命炉心概念の検討、核設計精度向上、実機フィードバック反応度の予測精度向上、3次元輸送計算コードの開発、炉心動特性解析コード開発、炉心崩壊熱評価法の改良、炉心熱流動解析法の整備などを進めている。

遮蔽の分野では炉心まわり遮蔽体のコンパクト化、軽量化が課題であり、その一環として黒鉛系遮蔽体の特性把握、成立性評価を日米共同大型炉遮蔽実験(JASPER計画)の中で60年度より実施している。さらに遮蔽設計手法の改良・整備、各種線源評価条件の見直し、「常陽」遮蔽データの解析、米国ORNLのCRBR遮蔽実験の解析等を進め、遮蔽設計精度の向上、遮蔽設計裕度の適正化、遮蔽設計の合理化を図っている。

② 燃料および炉心材料

高速増殖炉燃料開発の大きな課題は、燃料の高燃焼度化(長寿命化)である。このため燃料被覆管やラップ管材として最も広く使用されているSUS316ステンレス鋼については、各種炉外試験や照射試験によりTi、Nb、B、P等の微量成分を最適化し耐スエリング、クリープ強度が従来のものに比べて非常に優れたSUS316相当ステンレス鋼を開発した。また開発の成果は、設計用材料強度データベースとして集大成されている。

この他にも、高燃焼度化のために、改良オーステナイト鋼の開発を行うとともに、将来材

料として耐スエリング性が極めて優れているフェライト鋼の開発も進めている。またこれらの材料を用いて「常陽」をはじめ米国 FFTF、EBR-II、仏国フェニックス炉を利用し高燃焼度燃料開発のための照射試験や運転時の異常な過渡変化の際の燃料設計裕度の確認のための照射試験を行っている。「常陽」や海外で照射した燃料ピンについては、高燃焼度下での内面腐食、スエリング、FP放出等の照射後試験、評価を実施することにより、過渡時の高燃焼度に於ける燃料のふるまいや性能を確認すると同時に燃焼ピン過渡挙動解析コード等の開発を進めている。

また燃料の高燃焼度と並行して、長寿命制御棒の開発等も実施している。

③ 構造・材料・耐震

高速増殖炉特有の高温でかつ相対的に過渡熱応力の大きいプラント条件に適用できる構造設計方針を定めることを目的に、①熱応力解析を中心とした構造設計解析法の開発、②材料および構造強度データベースの構築と材料強度基準の作成、③ナトリウム、中性子照射、高温環境の構造材料に及ぼす影響の把握、④破壊力学手法によるLBBの構築、⑤プラント条件が低圧、高温であることに伴う構造物の薄肉化の特徴を踏まえた耐震設計基準・手法の整備、等を実施している。また、汎用非弾性解析プログラムが開発・実用化され広く各種解析に使用されている。

これらの成果の一部は「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」および「高速原型炉高温構造設計方針材料強度基準」として集大成され、昭和59年11月に科学技術庁原子力安全局の技術基準として採用されている。

引き続きこれらの成果をもとに現行基準の信頼性の向上、温度等の適用範囲の拡大および材料規格の拡大のためのデータ整備を進めており、高クロムモリブデン鋼に関しては新しくFBR用基準の構築をはかるべくデータが蓄積されている。これらは今後、総合的にFBR用材料データハンドブックの形に体系化する予定である。

構造強度に関しても非弾性解析法の高度化をはかる目的で、構成方程式の高精度化のための各種材料試験、構造要素系試験を行っており、これらは汎用非弾性解析コードに総合化される。

座屈評価法の高度化を目的として薄肉構造物座屈データの拡充をはかると同時にその解析コード整備をはかりつつある。

耐震設計に関しては床応答低減手法の開発とその応用、動的応答解析手法の確立のための

研究開発を実施している。

ナトリウム漏洩時の想定開口面積の算定精度の向上，I S I 基準の確立の目的で高温破壊力学手法の適用について検討が進められている。

④ 機器・システム

原型炉主要機器である制御棒駆動機構，燃料取扱い系機器，主循環ポンプ，中間熱交換器，遮蔽プラグ，大型バルブ等について各種基礎試験およびモックアップ試験により設計の妥当性の確認・改良を行い実機の詳細設計の基盤を確立した。

また，ナトリウムと水の熱交換を行う蒸気発生器については特に重点的な開発を進め，溶接法等の各種基礎試験，1 MWおよび50 MW（原型炉実機の約 1/5スケール）の蒸気発生器を用いた性能，メンテナンス，耐久試験を実施し，国産技術による蒸気発生器の信頼性の確立を図っている。1次系，2次系および補助冷却系を含めた原型炉冷却システムについては実験炉「常陽」および50 MW蒸気発生器を用いた総合的な特性試験が実施されシステムとしての検討・評価を行っている。

将来の大型炉のための研究開発としては，「常陽」「もんじゅ」の開発経験に加えて，新構想，新技術を導入することにより，系統・機器の合理化，小型化，標準化を通じての経済性および信頼性の向上を図る。例えばベローズ継手等による配管長の短縮，機器コンパクト化の研究，二重管蒸気発生器等新型蒸気発生器の基礎研究，直接炉心冷却系の研究，新型炉停止機構の研究等を進めている。

⑤ 計測・制御

高速炉用計装機器はこれまでに動燃，原研，大学及びメーカーの連携のもとで研究開発を進め，現在ほとんどすべての計測器の国産化が可能となった。

中性子検出器については起動系，中間系，出力系に対して各種検出器が開発され，「常陽」での実用耐久試験により一層の長寿命化をはかっている。

炉内計装については燃料集合体出口温度計，流量計及び高温用音響検出計を開発し，それらを総合化した炉心異常診断手法の開発を進めている。

また，大型電磁流量計とその校正法，超音波流量計のナトリウムへの適用，誘導式連続液位計，圧力計，ナトリウム透視装置，ナトリウム微小漏洩検出システム，ナトリウム中への

水リーク検出システム，I S I用機器等一連のプロセス計装，試験検査用計装機器を開発し，その一層の高性能化を進めている。補助冷却系を含めた原型炉冷却系の制御系については50 MW蒸気発生器試験施設を用いて各種プラント動特性，異常運転模擬試験を行い最適な方式を選定し，その評価検討用計算コードも検証，整備している。さらに蒸気発生器を中心としたナトリウム・水/蒸気系の自動化運転手法を開発・検証している。

今後の高度化の方向としては，個々の計装機器の信頼性の向上，高性能化に加えて，小型化（バイパス流量計の開発等）による経済性の向上，光ファイバーケーブルなどの新技術の導入を図り，計測制御システムの合理化を進める必要がある。

⑥ 安全性

自然循環による崩壊熱除去に関する研究としては，燃料集合体の混合対流試験，一次冷却材バウンダリ破損時の集合体の過渡沸騰挙動試験，直接炉心冷却条の除熱特性試験，さらには「常陽」MK-II炉心での自然循環試験等を通して現象解明と解析手法の検証ならびに解析モデルの改良整備を行っている。また熱輸送系における過渡事象評価に関する研究では，各種の過渡及び事故時の炉心，炉容器ならびにプラントシステム全体を評価する熱流動安全解析コードの開発・改良・整備を行っている。

蒸気発生器の安全性については，伝熱管の水リーク時のナトリウム-水反応試験研究によって，設計基準リーク（DBL）の選定およびDBL事故時の事象推移評価コードの開発ならびにリーク検出システムの開発を行ってきた。現在は実証炉で予定されている材料による再評価を実施している。また，冷却系配管からのナトリウム漏洩・燃焼については，大洗に大型試験装置を設置し，現象解明と解析コードの開発と合わせてナトリウム漏洩対応設備の開発を実施している。一方，1次系のナトリウム漏洩に伴うソースタームに関する試験研究も進めている。

炉心損傷に関しては，損傷の進展防止と事象推移を明らかにし，そのモデル化を図ることを目標に，研究開発を進めている。局所事故については海外の炉内試験ならびに大洗の炉外試験によって，「もんじゅ」レベルでは計測系による異常検出が可能であることを示し，単一集合体内での事故終息が可能であることを確認した。全炉心事故については，起因過程から炉心崩壊過程，事故後崩壊熱除去過程に至る全領域にわたって，事象推移を評価するコードの開発及び国内外の炉外及び炉内試験データによる現象解明とコード検証を行ってきてい

る。特にこの分野でのFBRの安全に関する基本思想、基準について国際的な合意が望ましいこと等のため炉内実験、大型解析コードの共同開発及び情報交換については国際協力を積極的に活用しつつ研究を進めている。

確率論的安全性評価(PSA)については、解析手法の開発を進める一方、「もんじゅ」プラントへの適用解析を実施している。またこのために必要となる高速炉用機器等の信頼性データに関しては、「常陽」を始めとして各種ナトリウム施設の運転保守データの収集分析を行うほか、日米協同でFFTF、EBR-II等のデータも加えた母集団の拡大を図っている。

今後の方向としては、①信頼性データベースの拡充を含めたPSA手法の活用による総合的なプラントの安全性評価の達成、②各種試験を通じての現象解明とモデル検証・改良による安全解析コード群の高度化、③安全裕度の合理化、設計基準事象の想定の適正化、ソースターム想定 of 適正化等による安全設計及び安全評価の合理化、などが重要である。

表4.1(詳細付録3)に各研究開発分野における主要研究開発項目を示す。

4.2 技術の体系化

「常陽」の10年に及ぶ運転実績と「もんじゅ」の許認可取得による建設工事着工という開発段階に達した現在、膨大な開発経験がさまざまな形で蓄積されてきている。これらを大別すると、

- (1) 基礎データ
- (2) 技術資料
- (3) 解析コード
- (4) 運転・保守マニュアル
- (5) 規格・基準

の形で、主として「もんじゅ」の設計に照準をあわせて整備されてきた。

今後は、これらの成果を、高速増殖炉の実用化にむけて体系化してゆくことが課題である。

まず、「もんじゅ」のために整備された設計基準、製作基準等を核として、国又は公的機関による一層高度化された高速増殖炉に関する規格・基準の体系を構築することが第1の課題である。

第2の課題は、開発成果を、設計・建設・運転に有効な形でデータベース化し、広く開発の用に供することである。

体系化の現状は次の通りである。

(1) 基礎データ

各分野における数多くの試験でえられた測定データおよび「常陽」の運転をはじめ、多くの試験施設の運転でえられた運転データなどの基礎データが蓄積されているが、これらは表4.2に示す通り、既にデータベースとして体系化され、もしくは、体系化のための作業がすすめられている。

(2) 技術資料

「常陽」、 「もんじゅ」の建設にむけて実施されてきた開発試験の成果は、多くの成果報告書にまとめられており、国内外の学会等にも発表されている。また、これらの成果を体系化し技術資料としてまとめる作業も進められている。その例を表4.3に示す。今後は、これらの内容を一層充実させるとともに高速炉の設計、運転に役立つ形にデータベース化することが課題である。

昭和60年12月までの作成報告書数，外部発表件数を付録5に示す。

(3) 解析コード

「常陽」，「もんじゅ」の設計及び「常陽」の運転管理のために多くの解析コードが開発されてきた。これらのコードは，今後，適用範囲の拡張，精度の向上をはかってゆくことが課題であるが，特に，「もんじゅ」の総合機能試験および通常運転のデータにより，検証・改良・整備してゆくことが重要なステップである。

解析コードのコード体系例を図4.1，4.2に示す。また，現在までに開発された解析コード一覧を付録6に示す。

(4) 運転・保修マニュアル

試験施設におけるナトリウム・ループの運転および「常陽」の運転を通じて，多くの運転・保修マニュアルが整備されてきている。その概要を表4.4に示す。これらは，

「もんじゅ」の運転マニュアル作成にむけて，有効に活用されているが将来は「もんじゅ」の運転経験をふまえて，発電用高速増殖炉に関する運転・保修マニュアルとして，一層充実したものとしてゆく予定である。

(5) 規格・基準

「もんじゅ」の許認可にむけて，設計，製作のための各種指針が作成されてきている。これらのうち，国により，基準化されたものを表4.5に示す。上記各種指針は，今後，高速増殖炉一般を対象として，国による技術基準又は公的機関による規格・基準の形で体系化してゆく必要がある。

(6) 試験施設の整備

「常陽」，「もんじゅ」の建設にむけて多くの開発試験が実施され，そのための試験施設が設置，整備されてきた。その過程で冷却材としてのナトリウムを取扱う技術の確立とノウハウが蓄積され安全かつ効率的に試験のできる体制が整えられている。

これらの施設の多くは，実証炉開発のための試験研究に有効に活用できる。

日本における高速増殖炉実用化のための試験施設の概要を表4.6に，またその詳細を付録7に示す。

4.3 国際協力の現状

高速増殖炉の開発にあたり、自主開発を基本とするナショナル・プロジェクトの中で動燃事業団は、米国、英国、仏国、西独の諸国との間に協力協定を結び技術情報の交換、専門家会議、施設の利用、共同研究等の国際協力を進めると同時に、IAEA、OECD/NEA等の国際機関を通じて情報交換を行ってきた。

最近では、高速増殖炉の研究開発費の低減化を図るために、各国とも従来のCooperationから研究開発の相互乗り入れを狙ったCollaborationに移行して国際協力を力を入れている。動燃事業団では各界の協力を得ながら大洗工学センターを中心に実験データ、解析能力を蓄積しつつ、更に国際協力を介してその価値を倍増し、「常陽」、「もんじゅ」を始め、将来の大型炉に反映すべく努力を続けている。その概要を付録4に示す。

表 4.1 高速増殖炉主要研究開発項目（1 / 2）

（詳細は付録 4 参照）

研究開発分野	主要研究開発項目
(1) 炉心設計	① 炉心構成の検討
	② 核設計手法の精度向上
	③ 炉心熱流力設計法の精度向上
	④ 長寿命（高燃焼）炉心の開発
	⑤ 遮蔽設計法の精度向上
(2) 燃料および炉心材料	① 長寿命燃料の開発
	② 燃料設計手法の合理化
	③ 燃料の運転信頼性の向上
	④ 大型集合体の開発
	⑤ 長寿命制御棒の開発
(3) 構造・材料・耐震	① 高温構造設計評価法策定
	② 非弾性解析法の整備と設計合理化
	③ 構造物強度／挙動データの拡充
	④ 高温破壊力学手法の確立
	⑤ 床応答低減手法の開発と応用
	⑥ 動的応答解析手法の確立
	⑦ 現行材料強度基準の信頼性の向上，適用範囲並びに材料規格の拡大
	⑧ 高クロムモリブデン鋼の材料強度基準の開発整備
	⑨ 構造材料のナトリウム環境効果評価法の拡充
	⑩ 構造材料データハンドブックの整備
	⑪ 中性子照射環境効果評価法の改善
	⑫ 表面硬化材のナトリウム環境硬化評価法の拡充
(4) 機器・システム	① 原子炉容器の高度化と技術基準の確立
	② 流量調節機構の開発
	③ 炉心上部機構の簡素化
	④ 制御棒駆動機構の開発

表 4.1 高速増殖炉主要研究開発項目 (2 / 2)

(詳細は付録 4 参照)

研究開発分野	主要研究開発項目
	⑤ 燃料交換技術の高度化
	⑥ 配管短縮化技術の開発
	⑦ 主循環ポンプの高性能化
	⑧ 蒸気発生器信頼性向上
	⑨ Na純化システムの高度化
	⑩ 崩壊熱除去性能の向上
(5) 計装・制御	① 流量計の開発
	② 予熱制御システムの開発
	③ 炉内観察システムの開発
	④ 炉上部計装の開発
(6) 安全性	① 炉心・プラント熱流動解析・評価
	② 蒸気発生器の安全性 (ナトリウム-水反応)
	③ 格納系安全評価とナトリウム漏洩対策
	④ 炉心損傷に関する安全評価手法の確立
	⑤ 確率論的安全評価と安全設計手法の開発

表 4.2 基礎データに関するデータベース

データベース名	内 容
構造材料データ処理ベース (S M A T)	高速炉用構造材料 (SUS304, SUS316, SUS321, 2 ¼Cr-1Mo) に関する材料強度データ
燃料照射データベース	「常陽」および海外炉における燃料の照射に関する照射前, 照射中, 照射後の試験, 検査データ
F B R 機器信頼性データベース (C R E D O)	F B R の構成機器に関する運転履歴と故障データ (日米共同で作成)
制御棒データベース	制御棒の照射に関するデータ
構造材料サーベランスデータベース	「常陽」の構成部材のサーベランス試験に関する データ
蒸気発生器伝熱管ウェステージデータ ベース	蒸気発生器伝熱管のナトリウム・水反応における ウェステージデータ

表4.3 技術資料の例

技術資料	内 容
ナトリウム技術関連技術資料	ナトリウムの購入規格，不純物の分析法，洗浄処理に関する開発成果などのまとめ
計装機器関連技術資料	ナトリウム用プロセス計装機器（液位計，圧力計，流量計など）の開発成果，運転経験などのまとめ
蒸気発生器関連技術資料	蒸気発生器に関する開発成果，運転経験のまとめ
高速原型炉燃料集合体の構造設計方針等	燃料集合体の構造等に関する設計方針のまとめ

表4.4 運転・保守マニュアルの概要

分 類	内 容	概 数
原子炉施設 「常陽」	運転マニュアル	180
	保守マニュアル	120
試験施設 ナトリウム・ループ	運転・保守マニュアル	60

表4.5 国で定めた規格・基準

1. ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設に関する技術基準
2. ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設に関する構造等の技術基準
3. ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設の耐震設計基準
4. ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設の溶接に関する技術基準
5. ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設の溶接の方法に関する運用指針
6. 高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針
7. 高速原型炉高温構造設計指針材料強度基準等

(アンダーライン部は、国産)

I. 局所事故

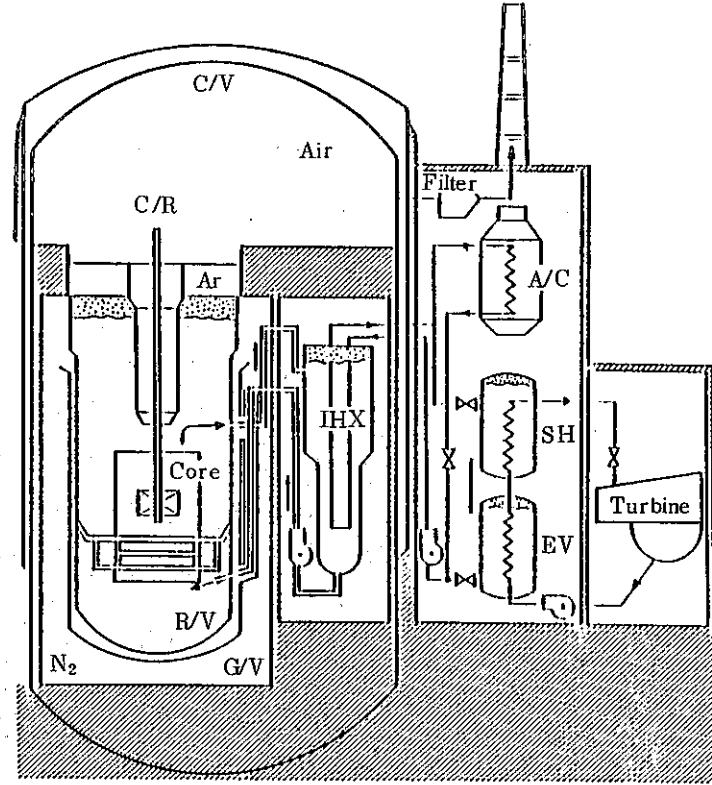
- (1) 異常検出
 - { P, FPI-2, RBCB(ANL) }
 - { LOCAD }
- (2) 局所温度異常(ピン接触, ガス放出, 流路閉塞)
 - { P, KfK, MOL-7C }
 - { ASFRE, SABENA, PYTHON }
- (3) 局所圧力発生(FCI)
 - { P }
 - { EULFCI }
- (4) 破損伝播
 - { -, MOL-7C(KfK), SCARABEE(CEA) }
 - { FUMES, SARUP, SABENA, SIMMER (LANL) }

VI. 高速炉プラントの確率論的安全評価

- { FREEDOM(Joyo, 大洗ナトリウム・ループ), CREDO (DOE) }
- { SETS等各種コード, 各種事故解析コード, SNR-300 解析例(KfK, GRS), CRBRP 解析例 }

V. SG(ナトリウム-水反応)安全研究

- { SWAT-1~4, LLTR(ETEC) }
- { SWACS, LEAP, SWAC-10, SWAAM-LT(ANL) }



IV. 高速炉プラントにおける環境安全

- (1) ナトリウム火災
 - { SOFT, SAPFIRE, FAUNA(KfK), ESMERALDA(CEA), SFSTF(AI) }
 - { ASSCOPS, SOFIRE(AI), SPRAY(HEDL), CONTAIN(SNL) }
- (2) エアゾール挙動
 - { (1), CSTF(HEDL), LTV(AI) }
 - { ABC-INTG }
- (3) 格納系全般
 - { (1), SNL, HEDL }
 - { CEDAN, CONTAIN }
- (4) SOURCE TERM
 - { SAPFIRE }

II. 事故時の炉心冷却

- (1) プラント動特性
 - { JOYO, FFTF, 50MW-SG }
 - { SSC, MIMIR }
- (2) 炉容器内熱流動
 - { JOYO, FFTF, EVST, Stratification }
 - { COBRA-WC, ARMADA }
- (3) 全炉心
 - { JOYO, PLANDTL }
 - { COBRA-WC, ARMADA }
- (4) 燃料集合体
 - { PLANDTL, DHB, THORS(ORNL), MIT-MC, KNS(KfK), SOBOB(UK) }
 - { SPIRAL-1φ, ASFRE-1φ, SABENA-2φ }

III. HCDA(TOP, LOF, PLOHS)

- (1) 起因過程
 - 沸騰・燃料破損
 - { P, CABRI(CEA), TREAT(ANL) }
 - { SAS(ANL), PAPAS }
 - FCI
 - { (1) }
 - { SAS, PAPAS }
 - 被覆材・燃料溶融移動
 - { -, CABRI, TREAT, STAR(SNL) }
 - { -, SAS }
- (2) 炉心崩壊過程
 - 遷移過程
 - { TREAT, EOS, PBE(SNL), CABRI }
 - { SIMMER, VENUS-PM }
 - 炉心膨張過程
 - { SRI, KfK, Purdue }
 - { SIMMER }
 - 溶融炉心物質再配置
 - { -, TRAN(SNL) }
 - { -, PLUGM(SNL), APPLOHS }
- (3) 事故後崩壊熱除去過程
 - { P, JDBP(SNL) }
 - { TRABED/CORCAT(IA), TC2D/3D-NBOIL, PRELUDE, SSC }
- (4) 事故後物質移動過程
 - { P, FRAG(SNL) }
 - { CORCAT, SIMMER }

図 4.1 FBR 安全研究における { 実験データ }, [解析コード]

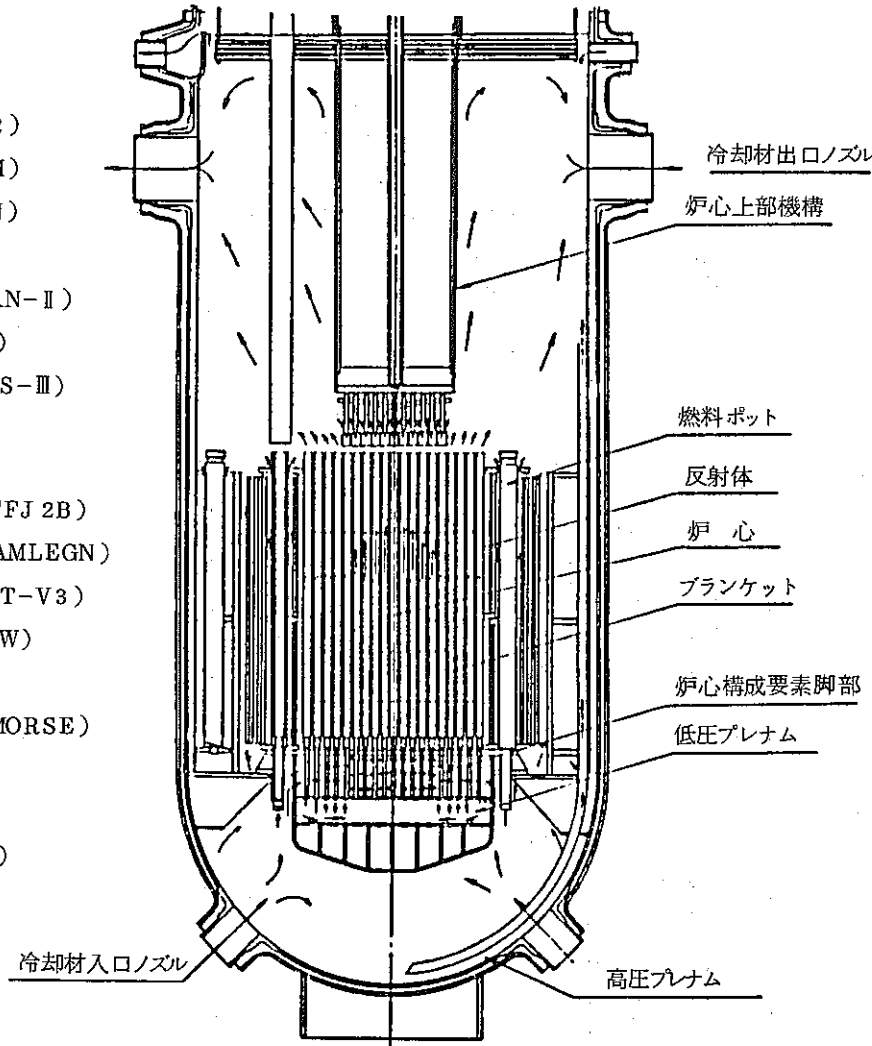
燃料設計・解析

○ 炉心核特性解析

- 基本核定数 (JFS-3R-J2)
- 実効断面積作成 (SLAROM)
- 拡散燃焼計算 (CITATION)
- 拡散振動計算 (CIPER)
- 2次元輸送計算 (TWO TRAN-II)
- 3次元輸送計算 (TRITAC)
- 崩壊熱放射化量評価 (FPGS-III)

○ 遮蔽解析

- 基本核定数 (JSDJ 2B/JTFJ 2B)
- r 線用定数 (POPOP4/GAMLEGN)
- 実効断面積作成 (RADHEAT-V3)
- 1次元輸送計算 (ANISN-W)
- 2次元輸送計算 (DOT 3.5)
- 3次元モンテカルロ計算 (MORSE)
- CP挙動解析 (PSYCHE)
- r 線遮蔽計算 (QAD-CG)
- トリチウム挙動解析 (TTT)



○ 燃料集合体解析

- 炉心内集合体湾曲解析 (TETRAS HIBEACON)
- 炉心内集合体群振動解析 (VIOLLON)
- 燃料集合体構造解析 (FINAS, FBRSTRESS)
- 燃料ピンバンドル変形解析 (SHADOW, MULTIBOU)

○ 燃料ピン、制御棒解析

- 燃料ピン挙動解析 (CEDAR)
- 燃料ピン設計 (SIMPLE)
- 燃料ピン破損確率評価 (BORNFREE)
- 燃料ピン・ワイヤ相互作用解析 (SPILE)
- 燃料ピン温度解析 (DIRAD, FEAPUS)
- 制御棒挙動解析 (CORAL)

熱流動・解析

○ 炉内熱流動

- 炉内熱流動解析 (COMMIX)
- 炉内流動配分解析 (MARINE)

○ 燃料集合体熱流動

- 燃料集合体内熱流動解析 (MAMUSY, SWIRL, (PYTHON, FLOWER))
- 制御棒集合体内熱流動解析 (VORTEX)

図 4.2 FBR 炉心・燃料解析コード

表 4. 6 動燃事業団における F B R 実用化のための試験施設

既存の試験施設

- ・ 50MW 蒸気発生器試験施設
- ・ 蒸気発生器総合安全性試験施設
- ・ 大型ポンプ総合安全性試験施設
- ・ 制御棒駆動機構試験施設
- ・ 燃料出入機・交換機試験施設
- ・ シャヘイプラグ総合断熱試験施設
- ・ 構造物強度確性試験施設
- ・ 大型クリープ疲労・座屈試験施設
- ・ 水流動試験施設
- ・ 各種構造材料試験施設
- ・ 各種熱過渡試験施設
- ・ 各種計測機器試験施設
- ・ 照射燃料材料・燃料集合体試験施設
- ・ D R A C S 試験装置
- ・ F S I 試験装置
- ・ 炉心物質熔融挙動試験装置
- ・ 各種大規模 Na 漏洩火災試験装置
- ・ Na 沸騰試験装置

+

新設予定試験施設

- ・ 大型 Na 熱流動試験施設
(50MWSGTF の改造)
- ・ Na 用計装総合試験施設
- ・ 大型水流動試験施設
- ・ 大型照射後試験施設
- ・ F B R 制御性試験施設

+

「常陽」および「もんじゅ」
試験施設としての利用

- ・ 大型ポンプ実証試験
- ・ 大型バルブ，逆止弁実証試験
- ・ 大型配管ベローズ継手実証試験
- ・ 大型流量計，レベル計装較正試験
- ・ 原子炉構造総合水流動試験
- ・ I S I 機器総合機能試験
- ・ 照射後試験
- ・ F B R シミュレータ，運転支援システム開発

- ・ 大型配管ベローズ継手実機適用試験
- ・ 信号多重伝送システム実機適用試験
- ・ 大型蒸気発生器試験
- ・ I S I 機器実機適用試験

- ・ 新材料一体型および 2 重管型 50MW 蒸気発生器総合試験
- ・ タンク型炉総合確性試験
- ・ 新型炉停止機構開発試験
- ・ 燃料出入機，交換機総合機能試験
- ・ 構造物熱過渡試験
- ・ 配管ベローズ継手，円筒類クリープ疲労，座屈試験
- ・ I H X ，蒸気発生器，原子炉構造水流動試験

高速増殖炉技術の現状

付 録

付録 1. 「常陽」を利用した研究開発項目

1. 燃料および制御棒の開発

項 目	内 容
<p>(1) 「もんじゅ」燃料の確性試験</p> <p>燃焼度 94,000MWD/T 中性子照射量 $2.3 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$</p>	<p>「もんじゅ」燃料被覆管材，燃料仕様，ピン及び集合体挙動等について確性試験を進めている。</p>
<p>(2) 高性能・長寿命燃料の開発</p> <p>燃焼度 150,000-200,000 MWD/T 中性子照射量 $4.5-6.0 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$</p>	<p>「もんじゅ」取替燃料，実証炉燃料のための改良オーステナイト鋼，フェライト鋼被覆管材，長寿命燃料の照射試験を行ない，材料，燃料の性能を確認し，その改良度合を調べる。</p> <p>長寿命燃料開発を目的とした国際協力試験計画の一環として，</p> <p>① 日米燃材開発計画における分散強化フェライト鋼燃料ピン照射試験。</p> <p>② 日仏交換照射試験計画における改良オーステナイト鋼燃料ピンバンドル照射試験。</p>
<p>(3) 過渡過出力照射試験</p>	<p>「もんじゅ」燃料の出力上昇下での照射挙動をオンラインで計測する。(INTA)</p> <p>プラントの運転信頼性の向上を目的として負荷変動下及び出力上昇下における燃料のふるまいを解明するための過渡過出力照射試験を行う。</p>
<p>(4) 限界照射試験</p>	<p>燃料が溶融しない限界線出力および高燃焼度における燃料ピンの寿命限界の2つの許容限界を評価するために限界照射試験を計画している。</p>
<p>(5) 長寿命制御棒の開発 (炉内滞在時間3～5年)</p>	<p>B₄C およびベント型制御棒の長寿命照射試験を進めている。</p>

2. 運転管理技術 (1 / 2)

項 目	内 容
(1) 被曝低減技術開発	<p>放射線源である腐食生成物 (Co-60, Mn-54等) の低減, 処理技術の開発を進めている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① CP挙動解析コードの「常陽」データに基づく検証 ② コバルトフリー材の実証試験 ③ CPトラップの開発, 実証試験 ④ 燃料洗浄設備沈着CPの化学除染技術の確立 ⑤ 液体廃棄物処理設備に移行した廃液中のCPを固化する廃棄処理法の確立 <p>また, FPセシウムトラップを61年度に掘付け, 実証試験を行う。</p>
(2) 自然循環試験	<p>MK-I炉心での試験に引き続きMK-II炉心においても段階的な試験を計画し, 62年度には100MWの試験を終了する予定である。これらの成果は「もんじゅ」, 実証炉の解析, 評価に反映する。</p>
(3) 使用済燃料の水中裸貯蔵技術の確立	<p>裸貯蔵に関する基礎試験 (フェライト化した被覆管のプール水中腐食試験等) とともに「常陽」使用済燃料を使用した実証試験を行い, ライセンサブルな技術を確立する。</p>
(4) FBR機器信頼性データベースの共同開発	<p>「常陽」をはじめ, 大洗の主要なナトリウムループのデータを用いて整備を進めている機器信頼性データベース (FREEDOM) と, 米国オークリッジ国立研究所に設置されている機器信頼性データベース (CREDO) とを相互乗入れし, より信頼度の高いプラントデータとして充実を図っている。</p>
(5) 破損燃料検出法の開発および取扱技術の確立	<p>「もんじゅ」ダギング法の実証試験を進めている。併せて, 実証炉に向けて SHIPPING 法の開発を進めている。また, 破損燃料の取扱技術の確立を図る。</p>

2. 運転管理技術 (2 / 2)

項 目	内 容
(6) ナトリウム純化システムの開発	腐食低減化の面からナトリウム中の不純物を低減するため、高性能、長寿命コールドトラップの実証試験を行う。
(7) 高速増殖炉運転支援システムの開発	<p>複雑で巨大なマン・マシン系である原子炉プラントにおいて、万一異常が発生した場合は、異常状態を正しく判断し、迅速な対応を行なうため高度な運転技術が要求される。</p> <p>運転員の心理状態を考慮し、誤判断、誤操作を防ぐことを目的とした異常時の運転ガイダンスを主体とした運転支援システムの開発、および多様化する原子炉の運転要求に応え、また安定した原子炉運転を目的とした自動制御システムの開発を進める。</p>
(8) 保守エキスパートシステムの開発	<p>限られた人的資源の下で質の高い予防保全活動を実践し運転の信頼性を高めるため、運転支援システムと併行して、保守員と対話しながら、異常故障の原因の同定や対処法の決定を支援する保守エキスパートシステムの開発を進める。</p> <p>保守エキスパートシステムは、人工知能の応用分野である知識工学の最近の成果を応用するものである。</p>

3. 新技術等の実証試験

項 目	内 容
(1) 配管ベローズ継手	<p>すでに構造設計，製作・検査用の規格基準作成のための各種試験，長期健全性実証試験が進められているが，ライセンス可能なことを実証し，実機の運転下での総合的な健全性を実証することを目的に「常陽」2次系での試験を計画している。</p>
(2) 二重管蒸気発生器	<p>二重管蒸気発生器については，その開発に着手したところであるが，現在DOEと共同開発計画の話し合いを進めている。この開発を踏まえ，「常陽」にて実証試験を計画している。</p>
(3) 耐 震	<p>「常陽」は軟質基盤である第四紀層に立地されている日本での唯一の原子炉である特徴を生かして，昭和59年より電力中央研究所との間で共同研究として各種起振試験を実施し，地盤-建物相互作用解析法の開発を進めている。</p> <p>配管用振動エネルギー吸収装置（エナジーアブソーバー），電気盤等を対象とした床免振構造の実証試験を行うことを検討している。</p>

付録2. 「もんじゅ」設計・建設の検討事項

検 討 事 項	検 討 内 容
<p>1. 「常陽」からのスケールアップ</p> <p>1.1 格納容器の大型化 J : 28 m ϕ \rightarrow M : 49.5 m ϕ</p> <p>1.2 機器の大型化</p> <p>(1) 原子炉容器 J : 3.6 m ϕ \times 10 m H M : 7.1 m ϕ \times 18 m H</p> <p>(2) シールドプラグ J : 4 m ϕ \rightarrow M : 9.5 m ϕ</p> <p>(3) 燃料交換機 J : 垂直型 \rightarrow M : パンダグラフ</p> <p>(4) 中間熱交換器 J : 50Mwt \rightarrow M : 238Mwt</p> <p>(5) 主循環ポンプ J : 21m³/min \rightarrow M : 100m³/min</p> <p>(6) 逆 止 弁 J : 12B \rightarrow M : 24B</p> <p>(7) 主 配 管 J : 20B \rightarrow M : 32B (1次系ホットレグ)</p> <p>(8) 主循環系流量計 J : 12B \rightarrow M : 24B</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器縮寸モデル試験実施により、解析評価を行ない、耐震上の健全性を確認した。 ・原子炉容器部分モデル試験と解析評価（原子炉容器ノズル部等応力集中部）を行ない構造健全性を確認した。 ・シールドプラグ縮寸モデル試験とカバーガスの自然対流効果等の解析評価を行ない、設計に反映した。 ・燃料交換機の実寸大試験による機能、耐久性の確認を行った。 ・水およびナトリウムを用いた流動試験により各部の最適形状、流動特性を評価した。 ・モックアップ試験により要求機能とその健全性等を確認し、ケーシングの熱変形対策を行った。 ・水流動試験により要求機能を確認しウォーターハンマ等に関する評価検討を行った。 ・エルボ部のガス中熱過渡試験、振動試験等により配管引廻し手法、サポート手法の検討・評価を実施し設計に反映した。 ・「常陽」ではサドルコイル型を採用していたが、非常用電源の容量を削減するため、「もんじゅ」では永久磁石型に変更した。

検 討 事 項	検 討 内 容
<p>1.3 炉心および燃料集合体の大型化</p> <p>(1) 集合体圧損</p> <p>(2) 崩壊熱量の大型化による燃料出入機の設計</p> <p>(3) 炉心の大型化による炉内流動</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料集合体等の水およびナトリウム中での圧損特性試験を実施し、炉心の流量評価を行ない、実機の設計に反映した。 ・「常陽」では自然冷却方式であったが「もんじゅ」ではガスブロー方式としたためモックアップ燃料出入機試験によりその冷却能力を確認した。 ・水流動試験により、流量配分特性の確認並びに評価検討を行った。
<p>2. 発電炉であることによる事項</p> <p>2.1 蒸気発生器</p> <p>2.2 圧力解放系</p> <p>2.3 水リーク検出系</p>	<p>1 MW, 50MW蒸気発生器により各種性能試験を実施し、伝熱流動特性、動特性、構造健全性等に関する実機設計の検討を行なった。</p> <p>1 MW, 50MW蒸気発生器試験装置並びにナトリウム-水反応試験装置を用いて大リークナトリウム・水反応発生時の圧力解放系の設計手法を確認した。</p> <p>ナトリウムへの微小水リークの早期発見を目的に、ナトリウム中、カバーガス中水素検出系を開発した。</p>
<p>3. 高温化</p> <p>3.1 高温構造設計基準</p> <p>3.2 原子炉炉壁保護</p> <p>3.3 熱衝撃</p>	<p>「もんじゅ」の設計条件を飽含した構造材料基準の整備を実施した。</p> <p>原子炉容器液面近傍における温度変化をやわらげる構造の健全性を確認した。</p> <p>ノズル、弁等複雑な状況、構造部に対し、熱衝撃試験を実施し、解析評価した。</p>

検 討 事 項	検 討 内 容
3.4 サーマルストラティフィケーション	縮少モデル，水流動試験等により，解析評価し熱過渡をやわらげる構造とした。
3.5 サーマルストライピング対策	水，ナトリウム試験による発生現象の解明と高サイクル疲労材料データの整備により構造健全性を確認した。
4. 安 全 対 策	
4.1 ナトリウム漏洩対策	
(1) ナトリウム漏洩検知	主要機器，主配管に微量ナトリウム漏洩検出器を設置し，早期にナトリウム漏洩を検出できるシステムを開発した。
(2) ナトリウム漏洩時の液位保持	主要機器にガードベッセルを設け，配管は高所水平配管引廻しとし，万一，ナトリウムが漏洩した場合でも，漏洩量を限定し，炉心以下の液位にならないように設計した。
(3) ナトリウムの燃焼及び漏洩形態の把握	ナトリウム燃焼試験，漏洩形態試験を行い挙動を把握しその対応策等を設計に反映した。
(4) コンクリート構造の健全性確認	高温の漏洩ナトリウムを想定した耐熱強度健全性試験を実施し，設計に反映した。
4.2 崩壊熱除去	
(1) 補助冷却設備の有効性の実証 (商業用電源停電時等)	50MW蒸気発生器試験施設により補助冷却系実証試験を実施し，各種事故時における有効性を実施した。
(2) 自然循環除熱能力の評価 (全電源停電時等)	原子炉炉心，中間熱交換器，補助冷却系用空気冷却器の高低配置レベルをパラメータとして変化させた時の自然循環による除熱能力を評価した。

検 討 事 項	検 討 内 容
4.3 ナトリウム-水反応	<p>各種のナトリウム-水反応実験を実施し、大リークナトリウム-水反応時の発生圧力挙動の把握と伝熱管破損伝播状況の把握を行い、設計DBLの設計裕度を確認した。さらに圧力解放系の有効性、反応生成物の処理方法等に関する設計データを蓄積した。</p>
4.4 制御棒駆動機構の信頼性	<p>制御棒駆動機構を3方式（後備炉停止棒、粗調整棒、微調整棒）に多様化し、各々について実寸大モックアップによりその有効性、信頼性を確認した。</p>
5. 運転稼働率向上	
5.1 破損燃料位置決め	<p>「もんじゅ」では、タグガスによる破損燃料位置決め方式を採用しているが、部分テストにより本方式の有効性を実証した。</p>
6. そ の 他	
6.1 耐 震 性 確 認	<p>格納容器、原子炉容器、炉内構造物、制御棒駆動機構、燃料交換機、蒸気発生器伝熱管、ナトリウムポンプ、配管等について、縮尺モデルないしは実寸大モデルによる振動試験を行い、各設備の耐震強度、機能の有効性等を確認した。</p>

付録 3 現状の F B R 技術のレビューと
高度化の方向

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
炉心設計	炉心構成の検討	(1) 均質，径非均質，軸非均質炉心の特性詳細検討。 (2) 炉心コンパクト化のための制御棒本数の削減，ブランケット厚，中性子遮蔽体構成の最適化の検討。	(1) 各炉心構成の利害得失明確化。 (2) 新炉心構成概念（回字型，中性子束平坦型，金属燃料炉心等）の特性詳細把握。 (3) 固有の安全性を有する炉心の検討。
	核設計手法の精度向上	(1) 炉定数セット JFS-3-J2の整備。 (2) JUPITER-I, IIによる大型炉臨界実験解析。 (3) 3次元輸送計算コードの開発。	(1) 炉心用炉定数の整備。 (2) JUPITER-III実験解析による核設計計算法の精度検証。 (3) C/E(計算/実験) 値径方向依存性の解明。 (4) 各種計算コードの開発と整備。
炉心設計	炉心熱流設計法の精度向上	(1) バンドル変形解析と組み合わせたサブチャンネル解析コード開発。 (2) 工学的安全係数約1.2の達成。	(1) バンドル変形解析と組み合わせたサブチャンネル解析コードの検証。 (2) 工学的安全係数評価に確率論的手法の導入。 (3) 工学的安全係数を1.15以下。
炉心設計	長寿命（高燃焼）炉心の開発	(1) 「常陽」による燃焼特性の把握。 (2) 低燃焼反応度，低中性子束の炉心概念成立性検討。	(1) 「常陽」PIEデータ，海外炉データによる燃焼反応度予測精度向上（現状の40%→15%）。 (2) 低燃焼反応度，低中性子束の長寿命炉心概念の確立。
炉心設計	遮蔽設計法の精度向上	(1) 「常陽」，FFTF等の遮蔽実験データの評価と解析精度検証。 (2) Sn計算法とモンテカルロ計算法の整備と拡充。	(1) JASPER実験解析による精度検証。 (2) 遮蔽炉定数の整備と拡充。 (3) 1桁の減衰当りの予測誤差を10%以下。

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
燃料および炉心材料	長寿命燃料の開発	(1) 炉心材料の開発 ① SUS316ステンレス鋼の改良を行い、2年炉心相当の材料開発完了。 ② 改良オーステナイト鋼の1次選定を終了し、3年炉心以上への適用性を評価。 (2) 燃料確性 混合酸化物燃料について燃焼度約13万MWd/tまでの性能を実証。	(1) 炉心材料 高Crフェライト鋼等、耐スエリング性に優れた材料を開発し、5年炉心へ適用予定。 (2) 燃料 ① 燃焼度20万MWd/t以上の燃料特性を確認。 ② 被覆管の内面腐食低減法を開発。
	燃料設計手法の合理化	(1) 原型炉用の燃料集合体構造設計方針 材料強度基準、設計用物性値等のデータおよび基準の集大成化。 (2) 燃料ピンおよび集合体の挙動解析コードとしてCEDARおよびSHADOWを開発。	(1) 設計裕度の合理化 燃料の熱設計手法、燃料ピン束とラッパ管の相互作用基準等を実験データおよびコードの高精度化により改良し、高線出力、長寿命の燃料設計手法に反映。
	燃料の運転信頼性の向上	(1) 燃料の運転過渡時の運転信頼性実証。 (2) 燃料破損時の運転信頼性に関し、燃料設計の裕度やプラント計装の妥当性を確認。	(1) 過渡時燃料挙動解析コード、燃料破損時挙動解析コードの完成。 (2) 過渡過出力を経験した燃料の再使用及び予寿命評価。
	大型集合体の開発	(1) ワイヤスベア型燃料集合体の「常陽」での照射実績に基づき量産レベルでの信頼性を実証。 (2) 試作、流動試験等で集合体特性を確認。	(1) 下部プレナムピンの実証 (2) 太径燃料ピンの実証 (3) 大型燃料集合体の高性能化
	長寿命制御棒の開発	(1) 国産 B ₄ Cペレットの「常陽」照射実績から「もんじゅ」2サイクル寿命制御棒の開発完了。 (2) ベント型ピン（ダイビングベル）を開発し、「常陽」で実証。 (3) 制御棒吸収ピン挙動解析コードCORALを開発。	1. ペレットと被覆管の相互作用の緩和 ナトリウムボンド型吸収ピンの開発。 2. ベント機構の改良 ポーラスプラグによる小型化。 3. 構造部材への耐スエリング材料の適用 寿命3年以上の長寿命制御棒の開発。

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
構造・材料・耐震	高温構造設計評価法策定	(1) 「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」(高温構造設計方針)の策定。	(1) 設計基準の改良, 安全裕度の適性化による経済的かつ合理的構造の成立性向上, および評価法の詳細規定による信頼性向上。 (2) 新合金に対する設計基準の開発による新合金の採用を可能化。
	非弾性解析法の整備と設計合理化	(1) 限られた条件下で有効な非弾性解析法の整備により「高温構造設計方針」の弾性解析ベースの規則のバックアップ解析に活用。 (2) 非弾性解析可能な汎用構造プログラムの開発と活用。	(1) 非弾性解析法の精度および適用性向上による設計への適用拡大, 設計基準の合理化。 (2) 汎用構造解析プログラムの機能拡張による裕度を切り詰めた限界的構造設計の実現。
	構造物強度/挙動データの拡充	(1) 各種構造要素の熱疲労, クリープ疲労, ラチェット, クリープ座屈データの取得により, 「高温構造設計方針」の策定ならびに非弾性解析法の妥当性を実証。	(1) 構造要素による各種挙動試験, 熱過渡荷重下のクリープ疲労破損試験のデータの拡充, 非弾性解析法の高度化及びクリープ疲労設計基準の改良。 (2) 新合金や溶接部のデータの蓄積による, 新たな評価基準の作成。
	高温破壊力学手法の確立	(1) 線形破壊力学手法によるコールドレグ配管の漏洩先行型破損評価法の確立。	(1) 非線形破壊力学手法の適用による欠陥評価法の確立, 漏洩時の想定開口面積の算定精度の向上による安全対応設備の合理化。
	床応答低減手法の開発と応用	(1) 「もんじゅ」床応答設定に当り, 波動論に基づく合理的な地盤減衰を取入れた相互作用解析法を採用。 (2) 「常陽」起振試験により, 軟地盤に深く埋込まれた原子炉建物の振動性状に関するデータの取得。	(1) 埋込み効果を含む地盤・建物相互作用解析法の高度化。 (2) 免震構造の実用化による機器建物への地震入力的大幅な低減化。
	動的応答解析手法の確立	(1) 原子炉容器, 配管, ポンプ等, もんじゅの主要なコンポーネントについてモックアップを用いた振動試験により設計解析法の妥当性, 保守性を確認。	(1) 流体-構造連成振動, 材料の弾塑性特性やガタによる非線型振動等に関して動的応答解析の精度向上による安全性の向上と設計合理化。

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
構造材料耐震	<p>現行材料強度基準の信頼性の向上，適用範囲並びに材料規格の拡大</p>	<p>(1) 「もんじゅ」構造材料 (SUS304, SUS316, SUS321, 2 1/4Cr-1Mo) の材料強度基準の開発と，製作設計，設工認での評価ベースの確立。</p>	<p>(1) SUS304, 2 1/4Cr-1Mo について長時間側外挿性の改善および高温側への拡大を図る。</p> <p>(2) 改良304 大型極厚SUS304鍛鋼，ベローズ用薄肉材について現行規準の適用性を検討。</p>
	<p>高クロムモリブデン鋼の材料強度基準の開発整備</p>	<p>(1) データ調査，材料選定，データ取得試験の実施。</p>	<p>(1) 大型炉2次系材料，特に一体貫流型蒸気発生器材料として高クロムモリブデン鋼の材料強度基準の開発整備，設計検討。</p>
	<p>構造材料のナトリウム環境効果評価法の拡充</p>	<p>(1) 「もんじゅ」構造材料 (SUS314, SUS316, SUS321, 2 1/4Cr-1Mo) についてナトリウム環境効果評価法を開発し，製作設計，設工認での評価ベースの確立。</p>	<p>(1) ベローズ用薄肉材，改良SUS304，炭素鋼，高クロムモリブデン鋼の評価法確立，および大型炉材料の適用拡大。</p>
	<p>構造材料データハンドブックの整備</p>	<p>(1) 「もんじゅ」構造材料 (SUS304, SUS321, SUS316, 2 1/4Cr-1Mo, インコネル718) の試験データの格納。解析プログラムの開発。</p>	<p>(1) 「もんじゅ」用材料のデータベース拡充，高クロムモリブデン鋼データ取得，各種環境データの取得，亀裂進展データの取得および格納とともにサポートシステムの改善によるデータハンドブックの整備とデータの汎用化。</p>
	<p>中性子照射環境効果評価法の改善</p>	<p>(1) 「もんじゅ」原子炉容器等に使用されるSUS304について，中性子照射環境効果評価を行い，製作設計，設工認での評価ベースの確立。</p>	<p>(1) データ拡充による，しゃへい設計等の合理化。</p>
	<p>表面硬化材のナトリウム環境効果評価法の拡充</p>	<p>(1) 「もんじゅ」機器接触摺動部を対象に，コバルトフリー表面硬化材 (^{60}Coによる被曝を低減するため) のナトリウム中摩擦，摩耗，自己融着特性を取得。</p>	<p>(1) 大型炉特有の対象部分の試験実施。</p> <p>(2) 高クロムモリブデン鋼製蒸気発生器伝熱管/サポート部開発</p> <p>(3) 中間熱交換器フローティングサポート部開発。</p>

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
機器システム	原子炉容器の高度化と技術基準の確立	(1) 原子炉容器については、「もんじゅ」の仕様(Na温度, 大きさ, 炉壁保護, 材質, 溶接法等)に対する技術基準を確立。	(1) 小型化による建設費低減を追究。そのための炉容器の吊下方式の開発, 異種継手溶接法の開発。
	流量調節機構の開発	(1) 「常陽」, 「もんじゅ」は, 炉心流量調節機構として, 連係方式を採用。水流動試験により, オリフィス形状を決定。	(1) 大型炉での燃料集合体本数増加に対処するためモジュール方式を開発。同時に, 炉心上部計装等も合理化。
	炉心上部機構の簡素化	(1) 遮蔽プラグについては, 「常陽」は二重回転プラグ, 「もんじゅ」は一重回転プラグを採用, 「もんじゅ」で大重量の駆動技術を確立。また, カバーガス挙動の解明とNa蒸着防止法の実施。	(1) 原子炉容器小型化による, 回転プラグに接続される炉心上部機構の分割と簡素化。
	制御棒駆動機構の開発	(1) 「もんじゅ」の制御棒駆動機構として, S ₂ 地震時にも, 1.2秒以下で挿入できる技術を開発。	(1) 駆動機構の多様性向上のため自己作動型新型炉停止装置の開発。地震時の挿入性の向上のための分節型制御棒の開発。駆動部の短尺化による耐震性の向上。
	燃料交換技術の高度化	(1) 「常陽」は直動型, 「もんじゅ」は固定アーム型の燃料交換機を採用し, それぞれ所要の燃料交換技術を確立。	(1) 短尺型燃料交換機を開発し, 回転プラグ上の高さおよび搭載重量を減少。
	配管短縮化技術の開発	(1) 「常陽」, 「もんじゅ」において, ナトリウム配管の引き廻し技術を確立。	(1) 配管ベローズ継手の開発, トップエントリ方式, フローティングサポート方式の採用による配管の短縮化, および格納容器等のコンパクト化。
	主循環ポンプの高性能化	(1) 「もんじゅ」に対しては, 流量約 100 m ³ /分の1次主循環ポンプを開発し, モックアップ試験により, 性能および耐久性を確認。	(1) 大流量に伴うポンプケーシングの大容量化に対処するため, キャビテーション特性等の改良による小型化。高温モータの開発による軸長の短縮化で, 経済性と信頼性の向上。
	蒸気発生器信頼性向上	(1) 「もんじゅ」では, 分離型ヘリカルコイル式自由液面型の蒸気発生器を開発。モックアップ試験により, 性能および耐久性, ならびに静的特性, 動的特性を確認。	(1) 新材料の開発により, 一体貫流型蒸気発生器で, 無液面型の設計。また, 長期的には2重伝熱管型蒸気発生器の開発による大幅な信頼性向上を達成。

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
機器・システム	Na純化システムの高度化	(1) 「もんじゅ」のコールドトラップは、「常陽」のものを改良し、捕獲容量を大幅に増大するなどの技術向上を達成。	(1) 配置スペースを削減するためのタンク挿入型コールドトラップの開発。
	崩壊熱除去性能の向上	(1) 崩壊熱除去系としては、「常陽」、「もんじゅ」では補助炉心冷却系システムを採用。「もんじゅ」の崩壊熱除去は蒸気発生器試験施設で実証。また、自然循環による崩壊熱除去を同施設及び「常陽」において実証。併せて、自然循環を含むプラント動特性コードを開発。	(1) 自然循環による崩壊熱除去の達成と直接炉心冷却系の実証。

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
計 装 制 御	流量計の開発	(1) 「常陽」は12B サドルコイル型, 「もんじゅ」は24B永久磁石型を採用し, 校正技術手法も確立。 また, 超音波流量計の開発も実施。	(1) 大型炉用には, バイパス流量計等のコンパクトな別方式の流量計の開発を検討。
	予熱制御システムの開発	(1) 「常陽」1次系は, 2重管を採用し, 加熱窒素ガスによる予熱方式, 「もんじゅ」は電気ヒータによる予熱方式を採用。 (2) 大型機器 (7 m φ × 20 m H程度) の予熱技術を確立。	(1) 予熱手法を簡略化, 建設コストの合理化のため, 以下の研究開発を実施。 ① 内部加熱ガスの循環 ② ニューセラミック等の採用による電気ヒータの温度制御
	炉内観察システムの開発	(1) 原子炉容器内の状態を観察するための超音波による炉内状況観察技術の開発・確立 (ナトリウム温度200℃)	(1) 超音波技術の応用と, 計算機処理の応用により, さらに高速化を達成。
	炉上部計装の開発	(1) 炉心の状況を把握するための温度計 (C.A 熱電対), 流速計の開発。 (2) 540℃の条件での計測を達成。	(1) 安全性向上のための速応性熱電対, 音響検出計等の開発。

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
安	炉心・プラント熱流動解析・評価	(1) 「常陽」自然循環試験，集合体混合対流試験，冷却材漏洩時の集合体過渡沸騰挙動試験，DRACSの除熱特性試験等による現象解明と解析手法の確立。 (2) 過渡及び事故時の炉心，プラント全体の挙動を評価する熱流動安全解析コードの開発・改良・整備。	(1) 自然循環による崩壊熱除去の解析・評価手法の確立。 (2) 過渡および事故時の冷却材および燃料被覆管の温度評価精度向上による安全裕度の合理化。
	蒸気発生器の安全性（ナトリウム-水反応）	(1) 伝熱管水リーク時のナトリウム-水反応試験研究による設計基準リークの選定。 (2) 水リーク時の事象推移評価コードの開発・改良。 (3) 水リーク検出システムの開発。	(1) 設計基準リークの合理化による放出系，2次系配管設計の合理化。 (2) 新材料に対する試験データベース拡充と新SG設計に対する解析コードの改良・整備。 (3) 即応型検出計の開発による破損伝播の早期検出の確立
全 性	格納系安全評価とナトリウム漏洩対策	(1) 冷却系配管からのナトリウム漏洩・燃焼に対する大型試験研究による現象解明とナトリウム漏洩対策設備の開発。 (2) ナトリウム燃焼，エアロゾル挙動等に関する解析コードの開発・改良・検証および格納系総合評価コードの開発・整備。 (3) ナトリウム漏洩に伴うソースタームに関する試験研究。	(1) ナトリウム漏洩口の適正化による漏洩対策設備の合理化。 (2) 非耐圧格納容器に関する安全論理の構築とセルライナの合理化（物量削減）。 (3) 炉内におけるFPの移行挙動の解明と事故時のソースターム想定の適正化。
	炉心損傷に関する安全評価手法の確立	(1) 局所事故に関する国内外の炉外・炉内試験による現象解明と炉心損傷の局限化の確証。 (2) 全炉心事故の初期過程から事故後崩壊熱除去に至る全領域に対し，国内外の炉内・炉外試験を通じて，現象解明と事象推移の評価。 (3) 大型安全解析コード群の開発・整備・検証。	(1) 評価手法の確立，異常検出システムの開発による局所事故の早期検知と拡大防止の達成。 (2) HCDAを設計考慮外へ排除するための安全論理の構築。 (3) 現象と事象推移の解明を通じ，過剰な保守性の排除，リスク低減効果の取込みによる合理的なリスク評価の達成。

分野	主要研究開発項目	研究開発の内容	高度化の方向と効果
安全性	確率論的安全評価と安全設計手法の開発	<p>(1) 確率論的安全評価（PSA）手法の開発・整備を進め、「もんじゅ」プラントへの適用解析を実施。</p> <p>(2) FBR機器等の信頼性データは、「常陽」、ナトリウム施設の運転・保守データを基にデータベース化。また、日米協同でデータベース（CREDO）の拡充・整備。</p>	<p>(1) 手法の改良と適用を進めると共に、将来は、経済性／安全性バランスの最適化、リスク低減方策の確立等を通じ、安全設計、評価基準の適正化へ反映。</p> <p>(2) 日米協同、将来は「もんじゅ」運転・保守データを含め、データ母集団の拡大。PSA手法によるプラント信頼性評価の精度を飛躍的に向上。</p>

付録 4. 国際協力の概要

高速増殖炉（FBR）の分野での国際協力は、原子力委員会決定等に基づき、従来動燃事業団が中心となって進めてきた。

日米協力については、昭和43年7月に実施された日米原子力委員会会議においてFBR分野について早急に技術協力に関する取決めを行なうことに合意した。

そこで原子力委員会は同年12月に、「同取決めの締結、およびこれに基づく基本的な協力の実施については動燃事業団が行なうこととし、この協力の実施に関し、我が国関係機関の協力体制を確立し、その適切な実施を期するため、動燃事業団にFBRの日米技術協力に関する運営委員会を設けるものとする。」という決定をした。

この原子力委員会決定を受けて、動燃事業団は昭和43年7月に両国政府間で締結された「原子力の非軍事利用に関する協力のための協定」に基づき、米国側を代表する旧米国原子力委員会（USAEC）との間で、昭和44年3月に「日米高速炉協力協定」に調印した。

その後、USAECは昭和50年1月にエネルギー研究開発庁（ERDA）に移行し、更に昭和52年10月にERDAは現エネルギー省（DOE）に統合されたが、その間現在まで日米FBR協力は協力範囲を広げつつ活発に継続され、数多くの技術情報交換、専門家会議、共同研究、技術者相互派遣駐在等による協力が実施され、我が国のFBR技術の向上に重要な役割を果たしてきた。

また、上記の原子力委員会決定に基づく日米高速炉協力運営委員会は、昭和44年以来、昭和54年までに合計13回開催された。

一方、欧州との協力については、日本原子力研究所と英国原子力公社（UKAEA）の間で昭和40年12月に「液体金属冷却高速炉に関する情報交換と協力のための協定」が結ばれていたが、その後動燃事業団が設立され、FBR開発の大部分が動燃事業団で実施されることになり、昭和45年6月に原研、動燃、UKAEAの3者が署名する新しい日英協定が締結された。

また日独仏協力については、昭和43年12月に動燃事業団と仏国原子力庁（CEA）との間に「液体金属冷却高速炉に関する情報交換と協力のための協定」が結ばれ、5年間の協力が続けられた。後、仏独高速炉協力の進展に伴って、昭和46年5月に動燃事業団は西独のカールスルーエ研究所及びインタアトム社との間で日独FBR協力協定を締結した。その後SPX1の建設に伴って独仏間のFBR協力が進展したために、この2つの協定が一本化され、昭和53年5月以降は新しい日独仏FBR協定となり、独仏側にはオランダ、ベルギー、イタリア各国の研究開発機関も含めた日欧協力が実施されてきた。動燃事業団と原電が協同して西独インターアトムとの間にもんじゅとSNR-300の技術情報交換に関する協力協定が締結され、現在情報交換が進められて

いる。

このような動燃事業団を窓口とした諸外国の研究開発機関との国際協力とは別に、最近は電力間においても将来の実証炉のための国際協力が実施されている。すなわち電気事業連合会は昭和58年12月に米国電力研究所（E P R I）との間でF B R実証炉研究に関する協力覚書を締結し、情報交換や相互訪問を実施しており、4月にこの当事者をE P R I / J A P Cに変更することに合意した。

また電力中央研究所は昭和59年10月にE P R Iとの間で独自にF B Rに関する協力覚書に署名し、いくつかの分野で情報交換を実施している。

これらのうち動燃事業団に関する概要を表1に、その内容、成果の概要を表2に示す。

表1 高速炉国際協力協定と活動状況

(1) 二国間協定の概要

協定名	相手国・機関、 有効期間	目 的	活 動 状 況
日米原子力安全 研究協力取り決 め	米国/NRC S48.3.5より 不特定期間	軽水炉施設、高温ガス炉施設及び高速増 殖炉施設の安全性研究に関する研究協力 を行う。	サンディア国立研究所における試験及び 各種研究機関におけるコード開発の実施
日米高速増殖炉 協定取り決め	米国/DOE S.44.3.4 S.64.1.30 (S54.1改訂10 年間延長)	液体金属冷却高速増殖炉に関する情報交 換と協力をを行う。	Joint Coordination Committee (JCC)の 下に以下のようなワーキンググループを 設置して広範囲な協力を実施している。 (1) プラントシステム&コンポーネント WG 技術情報の交換、技術者交換 (2) プラント経験WG ・運転保守訓練のためERB-IIに 技術者を派遣(延べ24名) ・FFTF/Joyoで技術者交換 (夫々延べ7名) (3) 安全性WG ・FBR事故、故障データベース作 成計画他 (4) 燃料材料WG ・長寿命燃料材料協同開発試験 ・運転信頼性共同試験 ・燃料挙動解析コード共同開発 ・被覆管、制御棒等開発情報交換 ・MOX燃料製造施設技術情報交換 (5) 炉心設計WG ・JUPITER計画(大型炉心臨界実験) ・JASPER計画(大型炉遮蔽実験)

表1 高速炉国際協力協定と活動状況

協定名	相手国・機関、 有効期間	目的	活動状況
			(6) 廃棄物管理WG セラミックメルタの技術評価、PN Iメルタ試験への参加 (7) 燃料サイクルWG FBR再処理施設のための臨界安全 共同実験 (8) もんじゅ/CRBRWG CRBR及びもんじゅの設計情報交換
日英高速増殖炉 取り決め	英国/UKAEA S. 45. 6. 15 S. 60. 12. 31 (S. 56. 1. 1に 5年間延長し 更にS. 61. 12. 31まで1年間 延長された)	液体金属冷却炉の研究開発に関する情報 交換及び研究協力をを行う。	PFR, 常陽の運転保守経験を中心とし た情報交換
炉心安全性共同 実験 (スカラベ計画)	仏国/CEA S. 59 S. 63	局所事故事象解析のための路程試験に参 加し、入口閉塞による集合体破損伝播挙 動を把握する。	現在、実験進行中
カブリー2計画	仏国/CEA S. 63 S. 65	日独仏共同カブリ計画の拡張	実験計画について現在協議中
もんじゅ/SNR- 300 技術情報交 換に関する協力 協定	西独/インタートム S. 60. 3. 29 5年間	もんじゅ及びSNR-300の設計情報交換を 行うと同時に、SNR-300の試運転に参加 し、ループ型原型炉の取扱法を習得する 一助とする。	動燃、原電、メーカーの技術者数名がSNR- 300サイトに駐在し、試運転に参加

(2) 多国間協定

協定名	相手国・機関、有効期間	目的	活動状況
日独仏高速増殖炉技術協力取決め	西独・仏/kfk, インターATOM, CEA S. 53. 6. 21 S. 63. 6. 20 (S58に5年間延長)	高速増殖炉に関する基盤的研究開発分野における技術的及び科学的協力を行う。	プラント運転経験情報交換としてJoyo / KNK-II / Rapsodieで定期的に会議を開催している。 安全設計ではNa熱水力, radiological consequence 等の専門家会議を定期的に開催している。
日独仏共同カブリ計画	西独・仏/kfk, インターATOM, CEA S. 53. 5. 26 S. 62.	CEAカグラッシュ研究所, CABRI炉を使用して異常反応度挿入時の燃料ピッチ挙動の実験を行う。	約30種の試験マトリックスを消化し, ピッチ破損のしきい値の冷却状況依存性, エネルギー挿入量依存性, 燃焼度依存性を定量化できた。
IAEA / IWGFR		IAEA / IWGFR参加国との技術情報交換	高速炉物理国際シンポジウム (日本) 高速炉燃料破損管相互作用専門家会議 (日本) ナトリウム系用ベローズ専門家会議 (日本) FBR蒸気発生器保守修理専門家会議 (日本)
OECD / NEA		OECD / NEA参加国との技術情報交換	燃料・ナトリウム相互作用専門家会議 (日本) OECD / NEA炉物理委員会

表2. 動燃事業団における高速増殖炉に関する国際協力

分野	共同研究	機関	内 容	期 間	成 果
燃 料 材 料	燃料ピン挙動解析 コードの共同開発 (定常/非定常) (WH-AESD)	DOE/PNC	PNCでは高速炉用燃料ピンの挙動解析 コードとしてCEDARを開発してきた。 その性能向上を図るために、PNC/DOE 共同で、定常バージョン(S55-57)及び 過渡バージョンの開発(S59-61)を行う。	55.4-57.4	燃料ピンの挙動に対しては、精度良い予測が可能とな った。また米国の進んだ燃料評価技術を導入でき、燃料 設計技術の向上が図られた。
	FFTFにおける 共同照射実験	DOE/PNC	米国エネルギー省とのLMFBR協力協 定に基づく共同実験であり、高速炉燃料集 合体の定常状態における設計上の問題とな る被覆管の炉内クリープ及び燃料ピンバン ドルの照射挙動解明のため、FFTFを用 いて照射実験を実施する。	56.8-64.3	被覆管の炉内クリープについては、実験中であり、被 覆管の温度、内圧をパラメータとした炉内クリープ、ク リープ破断時間が得られ、クリープに及ぼす中性子照射 効果が明らかになる。燃料ピンバンドルについては、実 験が終了し燃料ピンのワイヤ巻付ピッチが擦り痕(ウエ ア・マーク)に及ぼす影響が明らかになった。
	EBR-IIにおけ る燃料健全性評価	DOE/PNC	米国エネルギー省との共同研究により、 高速実験炉EBR-IIにおいて原子炉運転 信頼性実験として、過渡過出力照射実験 (TOP)及び破損燃料継続照射実験(R BCB)を実施し、「常陽」、「もんじゅ」 大型炉の燃料設計、プラントの運転計画に 反映させる。	56.10-(69)	運転信頼性実験については実験中である。過渡過出力 照射実験では、過出力速度を変えて燃料ピン破損限界、 裕度を明らかにする。また、duty cycle運転下での燃料 のふるまいを調べる。 破損燃料継続照射実験では、破損後の運転における燃 料Na反応、検出信号特性、燃料ピンからのFP等の放出 量など少数燃料破損下での原子炉運転限界評価のための データが得られる。
	FFTF及び「常 陽」における日米 共同長寿命燃料照 射	DOE/PNC	米国エネルギー省とのLMFBR協力協 定に基づく共同実験であり、FFTFに於 いて「もんじゅ」必要燃料集合体と改良材 料(改良オーステナイト鋼とフェライト鋼) を用いた長寿命燃料集合体を照射し、燃料 の性能とふるまいを定量的に解明する。 一方「常陽」において、上記フェライト 鋼の長寿命燃料ピンを照射し、照射途中に 検査によってその性能とふるまいを定量的 に解明する。	61.1-67.3	FFTF照射では、長寿命燃料の高燃焼度でのクリー プ等のふるまい及び燃料寿命自体が得られる。 (最大燃焼度 約11.5万Mwd/t) 「常陽」照射では、少数の燃料ピンを用いて高燃焼度 に至るまでの燃料のふるまい(スエリング、クリープ等) が段階的に得られる。 (最大燃焼度 約13万Mwd/t)

分野	共同研究	機関	内 容	期 間	成 果
燃料・材料	PHENIX - 「常陽」交換照射	CEA/PNC	<p>フェニックスでは発電体系に組み込まれた運転条件下において大型燃料集合体を高燃焼度まで照射し、性能とふるまいを解明する。</p> <p>一方、「常陽」では、仏が開発した改良オーステナイト鋼燃料集合体の性能とそのふるまいを解明する。</p>	(62-70)	<p>フェニックス照射では、高燃焼度において大型燃料集合体のBDI特性等のふるまいが得られる。 (最大燃焼度 約10万MWd/t)</p> <p>「常陽」照射では高燃焼度における改良燃料のスエリング、クリープ等のふるまいが得られる。 (最大燃焼度 約11万MWd/t)</p>
炉物	大型炉遮蔽ベンチマーク実験 (JASPER計画) (ORNL)	DOE/PNC	<p>米国オークリッジ国立研究所のTSF装置を用いて、大型高速炉の放射線遮蔽実験を行う。原子炉から出る中性子を用いて、大規模な各種遮蔽体中の中性子束の減衰を測定する。</p>	60.9-64.9	<p>大規模な各種遮蔽体の遮蔽性能が確認され、また核定数や計算コードの改良を通じて高速炉プラント各場所の放射線被ばくや、中性子照射が精度よく評価できるようになることが期待される。</p>
	日米共同大型炉心臨界炉物理実験計画 (JUPITER計画) (ANL)		<p>JUPITER-I: 米国アルゴンヌ国立研究所のZPPR装置を用い、65~85万KW 2領域均質炉心のベンチマーク実験を行い、核特性を測定する。</p> <p>JUPITER-II: 65万KW級径方向非均質炉心のベンチマーク実験を行い、核特性を測定する。</p> <p>JUPITER-III: 65万KW級径方向非均質炉心及び100万KW級均質炉心のベンチマーク実験を行い、核特性を測定する。</p>	53.8-55.8	<p>大型2領域均質炉心の核特性を測定し、その評価精度を確認した。現在の核設計手法はナトリウム・ボイド反応度の過大評価、C/E値(計算/実験)の径方向の依存性の傾向があることがわかった。</p> <p>大型径方向非均質炉心の核特性を測定し、その評価精度を確認した。径方向非均質炉心は核的結合の度合が小さく、設計パラメタとして考慮しなければならないことが分かった。</p> <p>大型軸方向非均質炉心の核特性が測定され、均質炉心及び径方向非均質炉心と比較できることが期待される。</p>

分野	共同研究	機関	内 容	期 間	成 果
熱 流 動	プラントシステム 安全解析コード SSCの開発 (BNL)	NRC/PNC	プラント動特性解析をベースにプラントの異常あるいは事故時のシステム安全を評価するために、各種のモデル・機能を有するプラントシステム安全解析コードSSCをブルックヘブン国立研究所と共同で開発する。	56.9-61.9	SSC-L (ループ型FBR用コード)の開発: 1次元沸騰モデル, ヘリカルSGモデル, 燃料集合体間熱移行モデル, 炉容器プレナム多次元領域解析モデル等の追加を行って「常陽」の自然循環解析並びに「もんじゅ」の事故解析・評価を実施している。 SSC-S (プラントの異常/事故後の長期崩壊熱除去解析用コード)の開発: SSC-Lで異常過渡変化/事故時の解析を行った後最終的には配管放熱モードを除熱源として静定する迄の長期間の安全評価をするためにSSC-Sコードを開発中である。これによりプラント停止操作も含めたプラント安全解析・評価コードが完成する。 SSC-P (プール型FBR用コード)の開発: 基本的にはSSC-Lで備えた機能をプール型炉に適用できるSSC-Pコードを開発中である。
	燃料集合体内熱流動に関する共同研究	MIT/PNC	混合対流領域 (強制対流+自然対流) における低流量, 低熱流束条件下での燃料集合体内熱流動現象, 流量再配分について, 実験, モデル策定, 並びにモデル検証を行って熱流動安全解析コードの解析に資する。	56.10-60.9	燃料集合体サブチャンネル解析コードASFREの開発・検証に役立った。
	炉内自然循環除熱に関する研究	MIT/PNC	自然循環による除熱評価についてMITと3ヶ年にわたる共同試験研究を行う。 (60年度): 集合体コードASFRE-IIIに用いる崩壊熱除去条件下での抵抗係数モデル作成及び集合内逆流現象発生条件の定式化 (61年度): 下部プレナムバイパス流及び集合体内循環発生条件の定式化 (62年度): 3チャンネル系での冷却材挙動の同定及び多次元コードのCOMMIX-PNCによる解析上の指標の作成 (メッシュ分割, 追加モデル)	61.1-63.4	単一集合体試験並びに上部, 下部プレナムの影響を含めた並列チャンネル試験を実施し, 同時に解析評価方法の検討を行うことによって, 原子炉容器全体の自然循環時の除熱評価に役立っている。

分野	共同研究	機関	内 容	期 間	成 果
炉 心 安 全	事故後崩壊熱除去 (PAHR) 試験 (SNL-ACRR炉)	EURATOM/ NRC/PNC	FBRの仮想的炉心崩壊事故時に燃料が破損し、微粒化し、炉内にも蓄積する状態を模擬して崩壊熱を発生している粒子ベッドの熱除去の可能性を確認するため、米国サンディア国立研究所のACRR炉での試験に欧州原子力共同体と共に参加する。	55.11-59.11	「もんじゅ」安全審査のために実施したPAHR評価の中で、デブリ(粒子ベッド)の冷却限界評価モデルの物理的背景、確認データとして反映した。また本試験で得られたデブリの冷却メカニズム、ドライアウト式等の知識を基に大型炉用にモデル拡張をする予定である。
	TRAN炉内試験 (SNL-ACRR炉)	NRC/PNC	炉心損傷遷移過程の評価に必要なデータベースを蓄積するためにサンディア国立研究所のACRR炉を使って日米共同のTRAN試験を実施する。	58.9-59.11	遷移過程の早期終息性を実験的に確認するとともに、溶融炉心物質の放出および固化挙動の現象が解明された。試験データはSIMMER-IIの検証として役立つ。
	STAR炉内試験 (SNL-ACRR炉)	NRC/PNC	流量減少型事故(LOF)におけるボイド化集合体中の物質(被覆材、燃料)移動挙動の可視化観測による解明と、コード検証を行う。	60.3-60.12	従来炉内試験での間接的測定のみであった現象を高速度カメラによって直接的に観察出来るようになり、破損位置検出の精度が向上した。試験データはSAS-3DおよびPAPASコードの検証に役立つ。 この成果は、「もんじゅ」確率論的安全評価におけるLOF事象推移評価及び大型炉のLOF型事象評価に反映される。
	SIMMERコードの共同開発 (LANL)	NRC/PNC	FBRの炉心損傷遷移過程解析コードSIMMER-IIの精度、計算効率の改善、適用範囲の大幅な拡大を目的とし、日米共同プロジェクトとして(60年からは西独61年からはISPRも参加して)国際協力の下に開発、改良を行う。	59.10-63.9	SIMMER-IIは55年に導入され「もんじゅ」の安全評価に活用された。その後遷移過程の総合的解析、炉心膨張時の機械的エネルギーの評価並びに各種実験解析に広く使われてきた。 今後、日、米、独、ISPRの協力の下に核計算部、流体力学部の改良開発、実験解析を通じての使用経験を積み上げることによって、安全解析・評価の精度の向上が期待される。
	SASコードの共同開発 (ANL)		SASコードを導入し、改良、検証を実施するとともに、実機のATWSに対する安全解析・評価を行う。	54-59	「もんじゅ」安全審査において、ATWSで想定される核暴走型上限事象が一定の裕度を持って炉容器内に収納できる見通しを得た。

分野	共同研究	機関	内 容	期 間	成 果
炉 心 安 全	SCARABEE炉内試験 (CEA-Cadarache)	DOE/UKAEA/PNC	フランス原子力庁(CEA)所属のカダラッシュ原子力センター内のSCARABEE炉内ナトリウムループを使用して仏、英、日による国際協力の下に炉心局所事故模擬実験を実施する。PNCはこの中で燃料集合体閉塞事故を想定した試験に参加し、1燃料集合体での局所異常が全炉心事故へと進展することのないことを証明するデータを得る。	60.6-64.6	SCARABEE炉内試験の結果は、局所事故の後期の過程のシナリオ構築に反映して、「もんじゅ」及び大型炉の安全評価を強化する上で役立つ。
	CABRI炉内試験 (CEA-Cadarache)		流量減少型事故(LOF)、過渡過出力事故時(TOP)に起因する高速加熱(反応度投入)条件下での燃料、冷却挙動の解明とコード検証のために、日、仏、米、独英の国際協力で炉内実験を実施する。	50.7-62.3	実機のEnergetics上限評価領域に対する燃料挙動の把握が飛躍的に向上し、コード検証用の高精度のデータが確保できた。 具体的には、 ・高過出力時の燃料破損限界と破損メカニズム ・破損後の燃料分散ポテンシャルとメカニズムの事故条件依存性に関する知見 ・破損後のピン内の熔融燃料移動挙動 等が成果として得られた。
プラ ント 安 全	CONTAINコードの 共同開発計画 (SNL)	NRC/PNC	LMFBR格納系解析コードCONTAINの開発機関であるサンディア国立研究所と共同してデブリ/コンクリート反応解析モデルの検証・改良を行う。 今後は反応で発生した水素燃焼現象、ナトリウム火災、エアロゾルの挙動等を含めたCONTAINコードの新バージョンを作成する。	59.12-61.9	ナトリウム漏洩を伴う事故時の格納系総合安全評価が実施できるコードとして完成される。
P S A	FBR機器信頼性 データベース及び 当該管理システム の共同開発 (CREDOデータベース) (ORNL)	DOE/PNC	FBRプラントの確率論的安全評価のための基礎データの獲得を目的として、オークリッジ国立研究所で開発・運用されているCREDOシステムを導入し、米国内のデータに加えて「常陽」その他のナトリウムループにおける各種機器のデータを組み込み信頼性の評価を行う。	60.1-64.1	現在大洗工学センターにおいて「常陽」の他4つのナトリウム試験施設の過去の運転・保守記録からCREDOの入力データを作成中である。 共同開発の終了する4年後には、EBR-II、FFT F、「常陽」の実プラント並びに各種ナトリウム試験施設のデータが整備され、FBRプラントの確率論的安全評価に役立つデータベースとなる。

付録 5. 作成報告書および外部発表

(1) 作成報告書数

分 野	年 度				
	56	57	58	59	60*
(1) 炉 心	30	38	15	43	16
(2) 燃 料	124	123	80	58	22
(3) 安 全	58	85	78	84	32
(4) プラント構造材料	35	94	61	73	27
(5) システム機器	148	86	90	98	26
(6) 計測制御	32	51	27	15	12
(7) その他	18	61	30	35	31
合 計	445	538	381	406	166

*) 昭和60年12月まで

(2) 外部発表

分 類	年 度				
	56	57	58	59	60
(1) 原子力学会口頭発表	111	82	75	117	112
(2) 学会誌論文投稿	17	21	12	18	21
(3) レビュー, 解説, 講習会	35	50	40	48	43
(4) 国外発表 (口頭, 論文)	83	93	92	87	95
(5) そ の 他	39	46	33	44	17

付録 6. 解析コード一覧

大 項 目	解 析 コ ー ド 名	概 要
1. 炉心設計技術	1.1 NDENS	炉心構成要素の形状，組成から原子数密度を計算する。ループ型，タンク型共通。
	1.2 TWOTRAN-II	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子及びγ線の輸送計算コード(2次元Sa) ・振動計算コード(SN-PERT)と連動 ・ループ型，タンク型共通
	1.3 EXPANDA- General	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子拡散計算コード(一次元) ・実効断面積作成機能有 ・ループ型，タンク型共通
	1.4 CITATION	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子拡散・燃料計算コード(2次元，3次元) ・縮約定数作成コードMICLIBと振動計算(厳密，1次)コードPERT-Cと連動 ・ループ型，タンク型共通
	1.5 HONEYCOMB	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子拡散・燃焼計算コード(3次元Hexz) ・ピン毎の計算も近似計算により可能 ・ループ型，タンク型共通
	1.6 CIPER	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心核計算(拡散振動計算)コード ・3次元体系まで可能 ・ループ型，タンク型共通
	1.7 SLAROM	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心核計算用核定数計算コード ・体系の非改集効果を考慮 ・ループ型，タンク型共通
	1.8 SWIRL	燃料集合体(正三角形格子配列，スパイラルワイヤ付)内サブチャンネル冷却材被覆管，燃料等の温度計算コード <ul style="list-style-type: none"> ・ループ型，タンク型共通
	1.9 JOYFL	<ul style="list-style-type: none"> ・炉内流量配分計算コード ・ループ型，タンク型共通
	1.10 SIMPLE	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料ピンの熱的・機械的挙動の簡易解析コード ・応力-歪計算には簡易計算法を採用 ・ループ型，タンク型共通
	1.11 CEDAR	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料ピンの熱的・機械的挙動の詳細解析コード ・応力-歪計算には平面-歪近似で有限要素法を用いてる。 ・ループ型，タンク型共通
	1.12 SPILE	燃料ピンとスパイラルワイヤとの機械的相互作用解析コード <ul style="list-style-type: none"> ・ループ型，タンク型共通

大 項 目	解 析 コ ー ド 名	概 要
	1.13 CORAL	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒挙動解析コード ・応力-歪計算はSIMPLEベースで簡易計算 ・ループ型, タンク型共通
2. 熱流動解析技術	2.1 COMMIX-1A	<p>原子炉コンポーネント内の汎用過渡熱流動解析 (単相3次元) 用コード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ループ型, タンク型共通
	2.2 NAGARE	<ul style="list-style-type: none"> ・流体の伝熱流動および構造物の伝熱問題等の解析コード ・「もんじゅ」炉容器, IHXの熱過渡解析に使用 ・ループ型, タンク型共通
	2.3 PEGASUS	<ul style="list-style-type: none"> ・流動伝熱応力解析用コード ・有限要素法, 乱流モデルを導入 ・「もんじゅ」炉容器試験体熱過渡応力解析に使用 ・ループ型, タンク型共通
	2.4 BOST	<ul style="list-style-type: none"> ・SGの不安定解析用コード ・密度波振動及び流量逸走型の1次元不安定解析が可能 ・解析は時間変化のみ可能 ・ループ型, タンク型共通
	2.5 SG-EIGEN	<ul style="list-style-type: none"> ・SGの不安定性解析用コード ・密度波振動および流量逸走型の1次元不安定解析が可能 ・解析は時間と周波数を変数として, 行なえる ・ループ型用
	2.6 POPAI-6	<ul style="list-style-type: none"> ・SGの伝熱管1本を対象に必要な伝熱面積等の計算を行なう ・ヒートバランスの計算 ・ループ型, タンク型共通
	2.7 POPAI-3	<p>ヘリカルコイル型SGの内部の静的伝熱流動解析 (2次元) を行なうコード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ループ型, タンク型共通
3. 放射線解析技術	3.1 ORIGEN79	<ul style="list-style-type: none"> ・元素の壊変解析コードで, 核燃料サイクルにおける元素の物質収支, 放射能強度, 崩壊熱, 人体に対するハザード等の計算を行なう ・ループ型, タンク型共通
	3.2 FPGS-III	<ul style="list-style-type: none"> ・元素の壊変解析コード ・核データの作成, 修正等の機能あり ・ループ型, タンク型共通

大 項 目	解 析 コ ー ド 名	概 要
	3.3 COMICR	<ul style="list-style-type: none"> ・ ENDF/Bの共鳴パラメータから核断面積曲線を作成するコード(RESEND)と群縮約コード(COMIC)をカップリングしたもの ・放射化断面積計算やNEUPACコード用断面積計算に使用 ・ループ型, タンク型共通
	3.4 RADHEAT-V3	<ul style="list-style-type: none"> ・ ENDF/B核データファイルからσ_m f-tableを作成。更にσ_{eff} Σ_{eff}を作成 ・γ線生成定数作成 ・ループ型, タンク型共通
	3.5 ANISN-W	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子及びγ線の1次元輸送計算コード ・ループ型, タンク型共通
	3.6 DOT3.5	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子及びγ線の2次元輸送計算コード ・ループ型, タンク型共通
	3.7 SPAN	<ul style="list-style-type: none"> ・γ線線量率分布計算コード ・点減衰核積分法 ・ループ型, タンク型共通
	3.8 MORSE-ALB	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子及びγ線のモンテカルロ法による輸送計算コード ・ループ型, タンク型共通
	3.9 NEUPAC-83	<ul style="list-style-type: none"> ・ドジメータデータの解析コード ・中性子のスペクトル及び照射量の評価 ・ループ型, タンク型共通
	3.10 SAFFIRE-79	<ul style="list-style-type: none"> ・CP挙動解析コード
4. 計測制御技術	4.1 FFD感度評価コード	<ul style="list-style-type: none"> ・FFD感度評価用コード ・CG法及びPN法 ・BBR-II (RBCB), JOYO(FFDL)試験を用いて検証中 ・ループ型, タンク型共通
	4.2 NOISA	<ul style="list-style-type: none"> ・炉雑音解析コードでデータ間の相関等が得られる ・Joyoの炉雑音解析を実施 ・ループ型, タンク型共通
5. 高温構造設計技術耐震設計技術	5.1 PINAS	<ul style="list-style-type: none"> ・FBR構造物に対する非弾性解析手法を取入れた汎用の構造解析プログラムで, 静的及び動的応力解析, 温度解析が行なえる。 ・「常陽」「もんじゅ」の実機設計評価に使用 ・ループ型, タンク型共通
	5.2 CBA-1 CBA-2	<ul style="list-style-type: none"> ・エルボの座屈簡易解析コード ・CBA-1はCBA-2より更に簡易化したもの ・ループ型, タンク型共通

大 項 目	解 析 コ ー ド 名	概 要
	5.3 ACSEC	<ul style="list-style-type: none"> ・ エルボの弾性・クリープ簡易解析コード ・ ループ型, タンク型共通
	5.4 PISAC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 配管をはりにモデル化した弾性・クリープ解析コード ・ エルボに関しては弾性撓性係数及びクリープ撓性係数を導入している。 ・ ループ型, タンク型共通
	5.5 FRANSAP-5	<ul style="list-style-type: none"> ・ 膜応力と曲げ応力を重畳して受けるはりの疲労き裂進展解析 (線形破壊力学手法による) コード ・ 「もんじゅ」 LBB成立性の実証のために使用 ・ ループ型, タンク型共通
	5.6 BELDYN	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「もんじゅ」のCRDのベローズに関してスクラム時の動的変形挙動解析を行ない変形量を求めるコード ・ ループ型, タンク型共通
6. 安全解析技術	6.1 LOCAD	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料集合体出口Naの温度及び流量の信号変化から集合体内の異常を検出するコード ・ ループ型, タンク型共通
	6.2 FUMES	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融燃料の隣接集合体への熱的な破損伝播解析を行なう ・ ループ型, タンク型共通
	6.3 SSC-1	<ul style="list-style-type: none"> ・ ループ型原子炉プラントの過渡時, 事故時の熱流動特性解析コード ・ 自然循環除熱, LOPI応答等PRA事象進展解析に適用可能 ・ ループ型用
	6.4 PAPAS-2S	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料ピン挙動解析コード (ピン破損まで解く) ・ ループ型, タンク型共通
	6.5 SAS3D	<ul style="list-style-type: none"> ・ (起因) 事故の発生より, 炉心燃料の局所的な崩壊あるいは出力急上昇に至る炉心の過渡挙動を評価するコード ・ ループ型, タンク型共通
	6.6 SIMMER-II	<ul style="list-style-type: none"> ・ FBRの崩壊炉心の解析を行うコード ・ ループ型, タンク型共通
	6.7 VENUS-PM	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次元炉心崩壊事故解析コード「VENUS」に, PCIの圧力, 構造材蒸気圧力, FPガス圧力等の圧力を炉心膨張の駆動力として組込んだコードである ・ ループ型, タンク型共通
	6.8 PISCBS-2DELK	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次元耐衝撃応答解析コード ・ ループ型, タンク型共通

大 項 目	解析コード名	概 要
	6.9 CONTAIN	<ul style="list-style-type: none"> ・事故時における格納容器内温度，圧力，FP分布を計算し C/Vの破損挙動やFPの大気中への放出量解析を行う ・ループ型，タンク型共通
	6.10 SOFIRE-MII	<ul style="list-style-type: none"> ・漏洩ナトリウムの膨張影響を解析するコード ・プール状ナトリウムの燃焼時の各部屋のガス温度，ガス圧力を解析する ・ループ型，タンク型共通
	6.11 SPRAY- II	<ul style="list-style-type: none"> ・配管破損時における噴出ナトリウムの雰囲気中の酸素及び湿分との反応熱とナトリウム自身の断熱とによる雰囲気温度，圧力の変化（ナトリウム液滴挙動，ガスの対流等を考慮）を計算するコード ・ループ型，タンク型共通
	6.12 ABC-INTG	<ul style="list-style-type: none"> ・ナトリウム火災に発生したエアロゾルの凝集沈着，沈降の過程を計算し事故室のエアロゾル濃度（粒径分布はMax150群）の時間変化を評価するコード ・ループ型，タンク型共通
	6.13 SWAC-10	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管の小破断診断システム計算コード ・水漏えい率に対する水漏えい検出時間，隣接伝熱管許容損耗時間などを解析する ・ループ型，タンク型共通
	6.14 LEAP	<ul style="list-style-type: none"> ・SG伝熱管での初期水リーク（微小リーク～大リーク）による破損伝播過程の解析を行なうコード ・ループ型，タンク型共通
	6.15 SEISMIC SCRAM-III	<ul style="list-style-type: none"> ・地震時の制御棒落下挙動特性の解析コード ・「もんじゅ」実機のCR及びCRDMについて撓性を考慮した連絡剛体モデルにより時刻歴挙動を解析し，スクラム時間を求める ・ループ型，タンク型共通
7. そ の 他	7.1 FCCIII	<ul style="list-style-type: none"> ・軽水炉，新型転換炉及び高速増殖炉の単一炉型における物量収支，発電原価の経済計算を行い各種原子炉の導入効果を分析評価する。 ・複合炉系における超長期にわたる物量収支及び経済計算を行なうことにより，核燃料サイクルからみた炉系構成のあり方を分析評価する。 ・ループ型，タンク型共通

付録 7. 動燃事業団における F B R 実用化の
ための試験施設

	試 験 施 設	可 能 試 験 内 容 ・ 規 模	試 験 実 績
1. 実験炉	高速実験炉「常陽」	1. 燃料・材料の照射 2. FBR機器実証試験	
2. 燃料・炉心材料	照射燃料集合体試験施設 (F M F) 照射材料試験施設 (M M F) 照射燃料試験施設 (A G F)	燃料材料の照射後試験 燃料：融点，熱伝導度等 材料：引張試験，バースト試験，疲れ試験， T E M ， S E M 等	
3. 安 全 性	プラント過渡応答試験装置	1. 配管破損時の燃料集合体の健全性確認試験 2. D R A C S ナトリウム中試験 3. 自然循環による崩壊熱除去試験	62年度開始予定
	崩壊熱沸騰試験装置	燃料集合体のナトリウム沸騰試験	もんじゅ燃料集合体37ピンバンドルのナトリウム沸騰試験
	水流動試験装置 (各種)	1. D R A C S 水流動試験 2. 燃料集合体の水流動特性試験 3. 減圧機構単体特性試験 4. E V S T 水流動試験	もんじゅ燃料集合体水流動特性試験 もんじゅ減圧機構単体特性試験 もんじゅ1/3, 1/6スケールモデルの自然循環による崩壊熱除去試験
	F S I 試験装置	燃料と冷却材 (Na) の反応試験	

	試 験 施 設	可 能 試 験 内 容 ・ 規 模	試 験 実 績
3. 安 全 性	炉心物質溶融挙動試験装置	溶融炉心物質の各種挙動試験 最高温度：2300℃	
	サファイヤ (SAPFIRE) 試験施設	1. ナトリウム漏洩・燃焼実験 2. ナトリウムエアロゾル挙動試験 3. 放射性物質放出 (ソースターム) 試験 最高温度：650℃ スプレーNa 最大 1.5kg/s	・ナトリウム火災対策設備の機能検証 ・プール火災、スプレー火災エアロゾル挙動試験
	蒸気発生器安全性試験装置 (SWAT1～3)	1. 伝熱管破損伝播試験 2. DBL (設計基準リーク) 低減化試験研究 3. 微小リークによる拡大・閉塞の試験 <div style="display: inline-block; vertical-align: middle;"> { 温度：550℃ 注水率：≤ 2 kg/s, ≤ 20 g/s 注水量：≤ 18 kg/s, ≤ 5 kg/s </div>	・各規模リークによる破損伝播試験 ・小リーク破損検出試験 ・リーク検出計開発試験

	試 験 施 設	可 能 試 験 内 容 ・ 規 模	試 験 実 績
4. 構 造 材 料	熱衝撃試験装置	各種構造物の熱過渡試験 熱過渡条件 16℃/s最大, 10s	「もんじゅ」IHX, 弁, ノズル等の熱過渡試験 「もんじゅ」炉心上部機構熱過渡試験
	小型熱過渡試験装置	各種基本構造の疲労・熱ラチェット試験	
	もんじゅ炉容器Na中試験装置	炉容器モデルによる上部胴構造健全性試験等 最大昇温速度 25℃/hr 最大降温速度 0.1℃/s	「もんじゅ」炉容器モデル上部胴構造健全性試験
	構造物強度確性試験装置	各種構造物のナトリウム中強度確性試験等 熱過渡条件 650~250℃ 10s max. アクチュエータ 2ユニット 荷 重 ±20ton/ユニット ストローク ±100mm	原子炉容器モデル熱過渡強度試験
	配管構造物熱過渡試験	温度サイクル下での配管の疲労・熱ラチェット試験 最大温度差 450℃ 熱サイクル 2分~28分/サイクル 機械荷重 引張・圧縮とも最大100ton	
	多荷重負荷試験装置 二軸挙動試験装置	構造要素の多軸クリープ挙動試験 最高温度 650℃ アクチュエータ 軸方向 ±150ton, ±100mm 曲げ方向 ±20ton, ±50mm	配管ベローズ座屈試験等

	試 験 施 設	可 能 試 験 内 容 ・ 規 模	試 験 実 績
構 造 材 料	ナトリウム中材料試験装置（各種）	<ol style="list-style-type: none"> 1. 燃料被覆材，構造材の腐食，クリープ，リラクゼーション試験 2. 構造材料の疲労強度試験（流速効果を含む） 3. クロモリ鋼，ステンレス鋼の炭素移行試験 	ナトリウム環境効果評価法案の策定等
	大気中材料試験装置（各種）	大気中での構造材の疲労，引張り，クリープ試験	各種構造材料の材料強度基準案の策定
	ナトリウム純度管理試験装置	<p>ナトリウム中不純物計（酸素計，水素計，炭素計，プラグ計）の性能試験</p> <p>ナトリウム温度 380℃，不純物注入可能</p>	ナトリウム中不純物計性能試験
	空気冷却熱過渡試験装置	<p>管板構造モデル等の空気冷却による熱過渡試験</p> <p>熱過渡条件 550℃→150℃（2℃/s max.）</p> <p>温度サイクル 3時間/サイクル（温度幅400℃）</p>	
機 器 シ ス テ ム		<ol style="list-style-type: none"> 1. 大型SG，IHX等の諸特性評価 最高温度:540℃（1次系），515℃（2次系） 交換熱量:50MWt 2. 冷却系のシステム試験 制御性，運転法 3. 運転監視システムの適用試験，事故模擬試験 4. 補助冷却システム（IRACS）評価試験 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 50MW SGの特性試験，耐久性試験 2. 「もんじゅ」冷却系のシステム検証試験 3. 冷却系異常診断手法開発試験 4. 「もんじゅ」模擬制御性試験 5. 「もんじゅ」補助炉心冷却システム評価試験 6. SGリーク検出器実証試験

	試 験 施 設	可 能 試 験 内 容 ・ 規 模	試 験 実 績
5. 機 器 ・ シ ス テ ム	1 MW 蒸気発生器試験施設	1. 大型 S G 用基礎試験 1 MW クラス	1. 「もんじゅ」用 S G の開発基礎試験
	大型ナトリウムポンプ試験装置	1. 各種機械式ポンプの性能試験 配管径 12B, 流量 $\sim 21 \text{ m}^3/\text{min}$, 温度 400℃ 2. 配管ベローズ継手性能試験 ベローズ径： $\sim 42\text{B}$	1. 「もんじゅ」1次主循環ポンプモックアップのナトリウム中性能, 耐久試験
	遮蔽プラグ等熱挙動試験装置 燃料取扱機器ナトリウム中試験装置	1. 遮蔽プラグ等の熱挙動試験 試験容器径：約 3 m, ナトリウム温度：530℃ 2. 燃料取扱機器のナトリウム中試験 試験容器高さ：約 13 m	1. 「もんじゅ」遮蔽プラグ構造の開発試験 2. 「もんじゅ」燃料交換機, 出入機のナトリウム中試験
	制御棒駆動機構試験装置	1. 各種制御棒駆動機構性能試験 試験容器 0.3 m ϕ \times 14.6 m H 温 度：540℃ 最大偏心量：50mm	1. 「もんじゅ」用制御棒駆動機構ナトリウム中試験

	試 験 施 設	可 能 試 験 内 容 ・ 規 模	試 験 実 績
6. 計 測 制 御	ナトリウム計装試験装置	<p>ナトリウム用計測器のナトリウム中性能試験及び検定</p> <p>温度計：～600℃，ナトリウム中応答試験</p> <p>液位計：測定長5000mm，温度～600℃</p> <p>圧力計：～1～10kg/cm²G，温度600℃</p> <p>流量計：～600℃，～1000ℓ/min</p> <p>(24B流量計校正装置製作予定)</p>	<p>熱電対応答性試験</p> <p>「常陽」液位計校正試験</p> <p>炉内流量計校正試験</p>