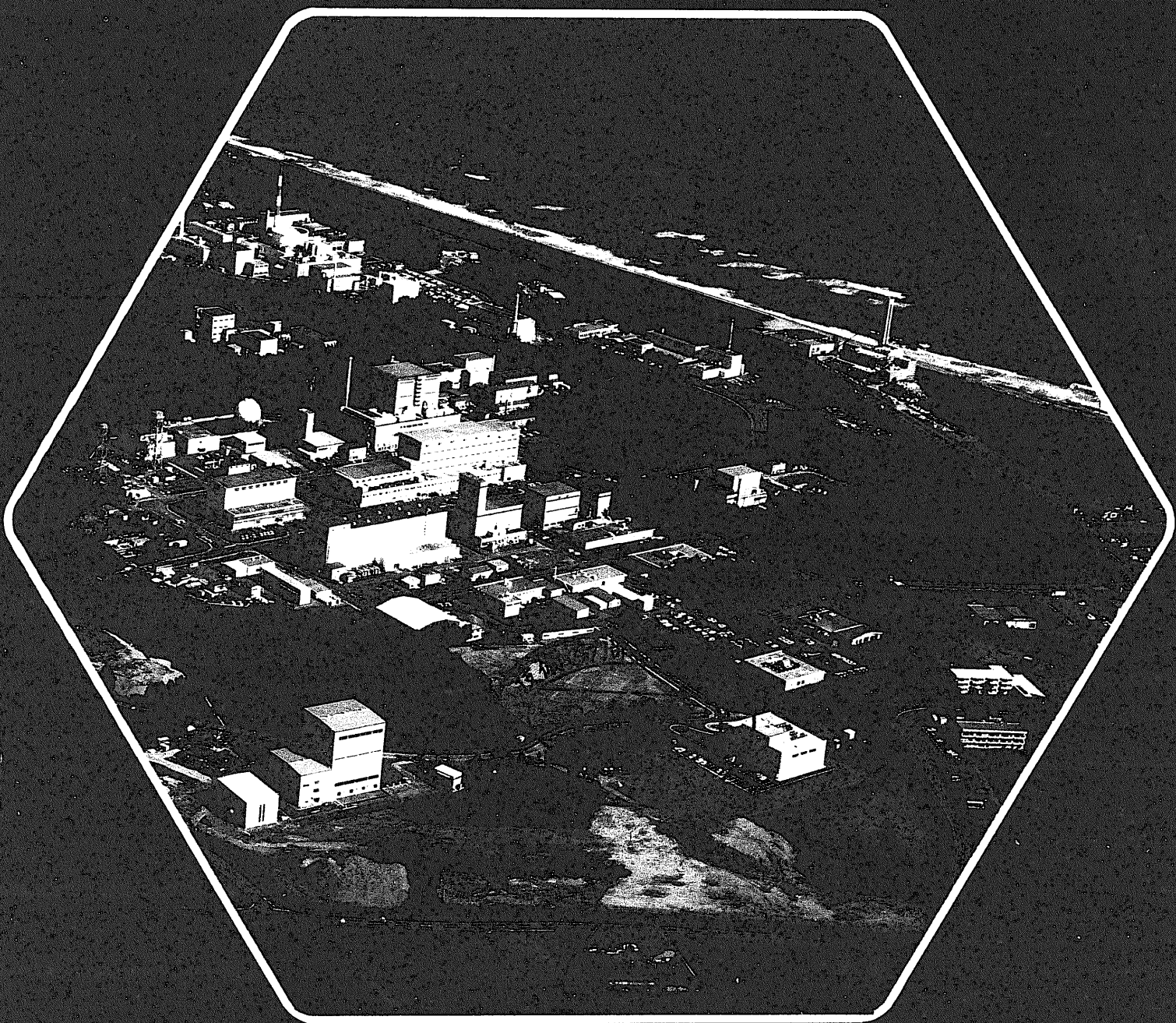


# 高速増殖炉研究開発の現状

平成3年



動力炉・核燃料開発事業団

高速増殖炉研究開発の現状（平成3年）正誤表

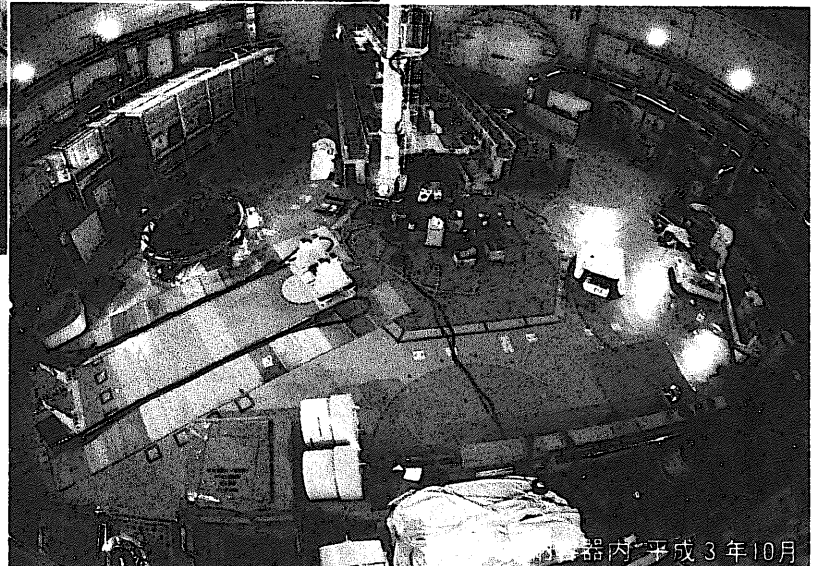
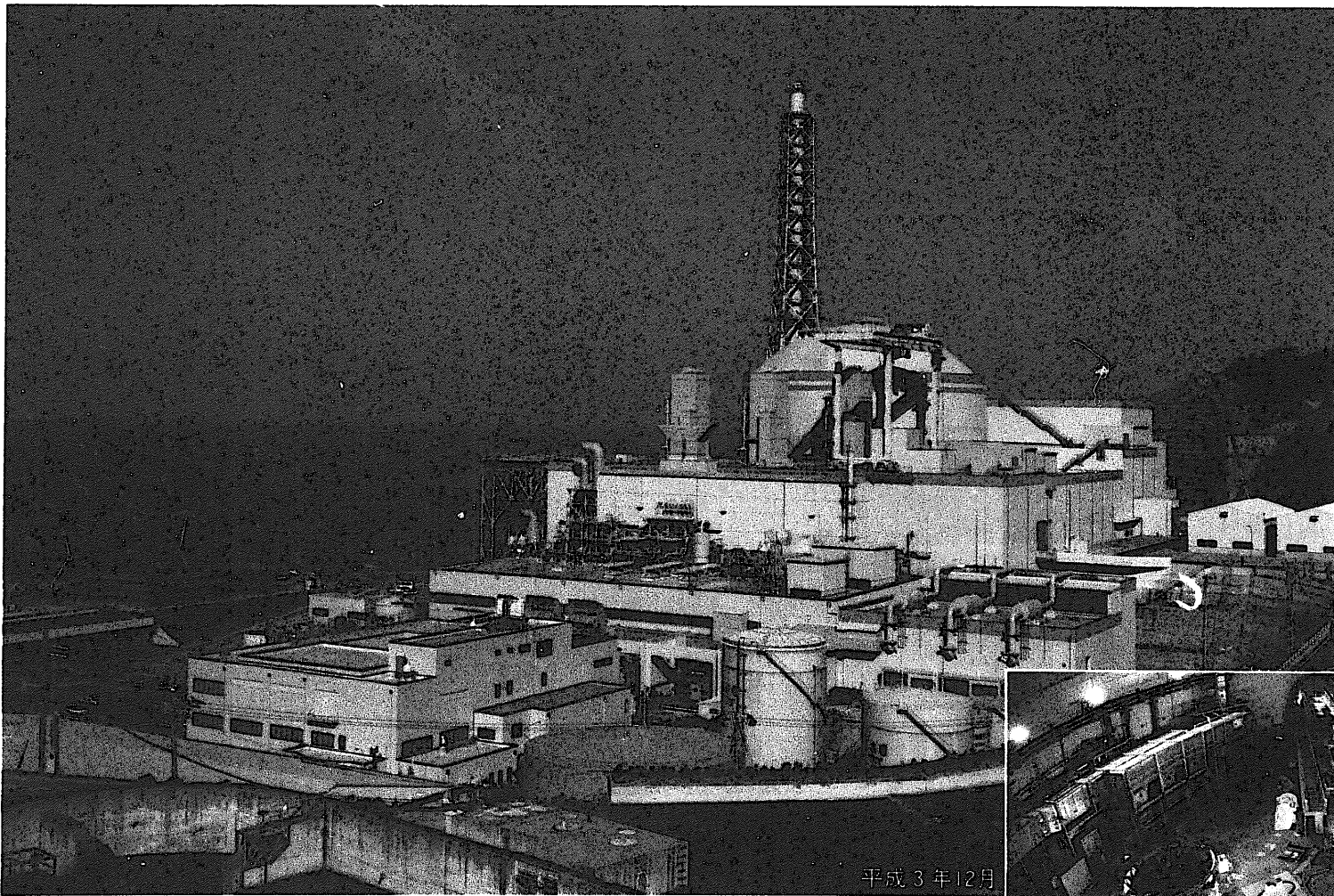
頁	箇 所	誤	正
はじめ	上から4行目	全般に <u>至る</u>	全般に <u>亘る</u>
1	左段下から4行目	技術基盤の <u>確率</u>	技術基盤の <u>確立</u>
2	左段下から16行目	原子炉構造引抜き方式	炉心上部構造方式
	右段下から15行目	高線力燃料炉心等の	高線出力燃料炉心等の
	右段下から12行目	安全性評価（PSA）手法を <u>確率</u> し、	安全性評価（PSA）手法を <u>確立</u> し、
6	表1. 2	平成 <u>2</u> 年12月現在	平成 <u>3</u> 年12月現在
9	左段下から11行目	炉心上部構造（UIS）を抜本的に	原子炉上部構造を抜本的に
15	右段下から5行目	ポンプ突出 <u>圧</u> による	ポンプ吐出 <u>圧</u> による
43	左段上から7行目	流量現象型	流量減少型
	左段上から11行目	流量現象型	流量減少型
	左段下から4行目	流量現象型	流量減少型
48	左段下から7行目	これらに <u>基き</u>	これらに <u>基づき</u>
54	左段下から9行目	種々の製品形状について	種々の成品形状について
58	左段下から6, 7行目	SUS316°B添加量を変えた	316と <sup>10</sup> B添加量を変えた
60	左段上から3, 4行目	SIS316の場合	SUS316の場合
67	右段下から16行目	図6.25に示すような	図6.24に示すような
	右段下から7行目	図6.26(1)及び(2)は、	図6.25(1)及び(2)は、
68	左段下から5行目	図6.27に示すような	図6.26に示すような
70	右段下から8行目	必要がある <u>Q</u>	必要がある <u>。</u>
75	右段下から6行目	気泡の <u>底面</u>	気泡の底面
78	左段下から9行目	低減しようとする概念が <u>ある</u> 。	低減しようとする概念 <u>である</u> 。
91	表8. 1 運転実績	MK-II（増殖炉心）	MK-II（照射炉心）

高速増殖炉研究開発の現状（平成3年）正誤表

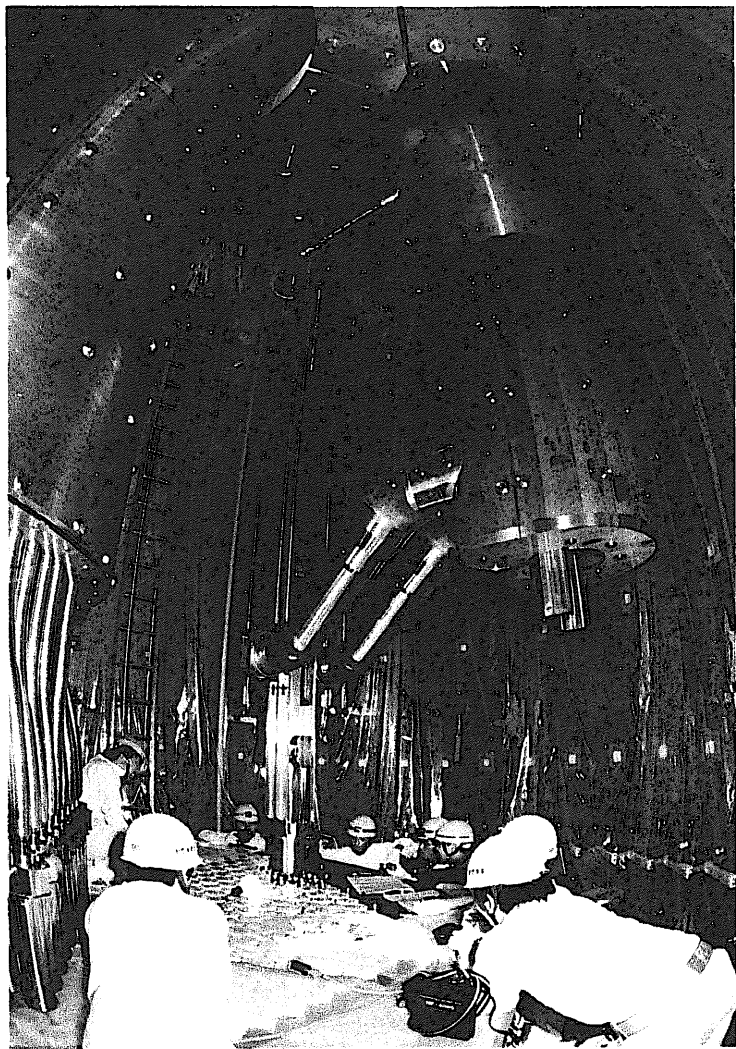
（略号一覧）

頁	箇 所	誤	正
120	DHX DNB ETEC	主冷却系 膜沸騰開始 米国エネルギー省	空気冷却器 核沸騰からの離脱 米国エネルギー技術工学センター
121	HAZ KfK	Heat Affect <u>Zoom</u> <u>Kerforschungszentrum</u> Karlsruhe	Heat Affect <u>Zone</u> <u>Kernforschungszentrum</u> Karlsruhe
122	MINERVA  MOTA	Migration Behaviour and Reaction of Volatile <u>Lesium</u> Analysis Code <u>Material</u> Open Test <u>Rig</u>	Migration Behaviour and Reaction of Volatile <u>Cesium</u> Analysis Code <u>Materials</u> Open Test <u>Assembly</u>
123	RM	Ordinates Radiation Transport	Radioactive Monitor
124	TED  TTT	Thermal Expansion Difference <u>Temps</u> Monitor Tritium Transport and Trap Code Open Test Assembly	Thermal Expansion Difference <u>Temperature</u> Monitor Tritium Transfer in Two Sodium Loops

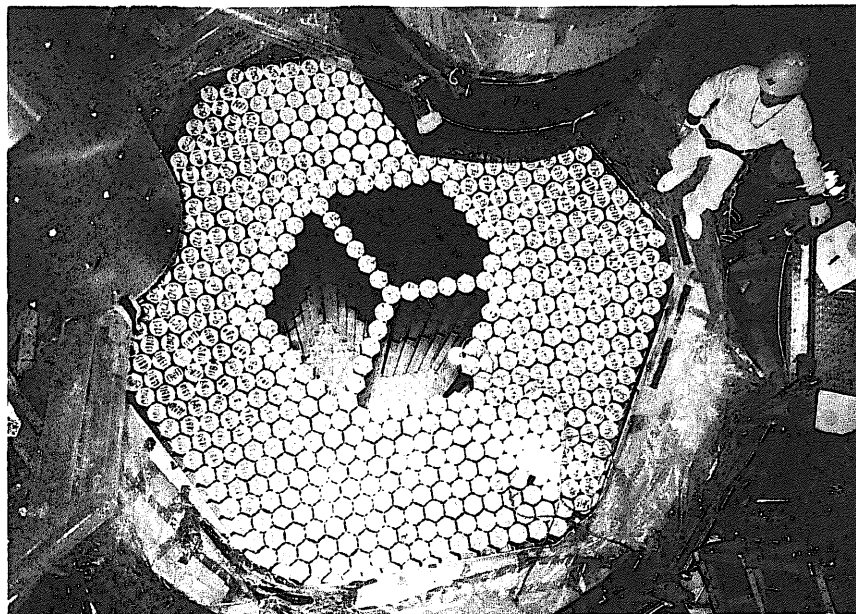
表紙は、動燃大洗工学センター  
裏表紙は、高速増殖原型炉「もんじゅ」



高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設現況



大気中炉内燃料取扱試験



模擬炉心構成作業

## 「もんじゅ」総合機能試験状況



1次主循環ポンプ起動試験

# はじめに

ウラン資源を海外に依存している我が国においては、高速増殖炉を中心としたプルトニウム利用体系を構築していくことが、重要な原子力開発政策とされております。

動燃事業団は昭和42年発足以来、新型動力炉および核燃料サイクル全般に至る研究開発に取り組んで参りましたが、このうち高速増殖炉の開発については、我が国最初の実験炉「常陽」、これに続く原型炉「もんじゅ」を開発し、その成果を実証炉の研究開発に反映しております。

「常陽」は昭和52年4月の初臨界以来、燃料照射等を行いながら着実に運転実績を積み重ねるとともに、各種開発技術の実証の場として有効に活用しております。

また、福井県敦賀市において建設中の高速増殖原型炉「もんじゅ」は、機器の据付工事が終了し、昨年5月には総合機能試験を開始し、平成4年度の臨界を目指して現在試運転を実施中であります。なお、昨年末の総合進捗率は約98%に達しております。

一方、高速増殖炉の研究開発についても、大洗工学センターを中心に実用化に向けた技術の高度化及びブレイクスルーを可能とする革新技術の研究開発を関係機関との十分な協議、調整のもとに進めております。これらの成果と、「常陽」、「もんじゅ」の開発経験を電気事業者が主体となって進められている実証炉の開発に積極的に反映しております。

これらの当事業団における最近の研究開発の成果を中心に「高速増殖炉研究開発の現状」として皆様にお届け致します。

これまでの関係各位の御指導、御協力に深く感謝致しますとともに今後とも一層の御理解と御支援を賜りますようお願い申し上げます。

平成4年2月

動力炉・核燃料開発事業団  
副理事長 大石 博

# 目 次

## はじめに

1. 高速増殖炉研究開発の概要	1
1.1 概 要	1
1.2 研究開発	1
1.3 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設概要	3
1.4 高速増殖炉に関する国際協力の現状	5
2. 大型炉の研究開発	9
2.1 高性能炉心の開発	9
2.2 原子炉構造および熱輸送系	14
2.3 安全設計・評価	18
3. 炉心技術開発	20
3.1 炉心解析法の開発	20
3.2 模擬臨界実験	22
3.3 遮蔽研究	23
4. 燃料材料の研究開発	26
4.1 燃料および炉心材料の研究開発	26
4.2 「常陽」MK-II炉心燃料集合体の照射挙動	32
4.3 燃料材料の開発試験	35
4.4 制御棒および遮蔽材の研究開発	38
4.5 照射後試験関連技術の開発	39
4.6 照射燃料集合体試験施設の増設	40
5. 機器システム研究開発	42
5.1 原子炉構造・燃料取扱設備の研究開発	42
5.2 冷却系設備に関する研究開発	44
5.3 計装制御システムに関する研究	47
5.4 予防保全技術に関する研究開発	50
6. 構造・材料の研究開発	53
6.1 材料特性に関する研究開発	53
6.2 構造強度評価法に関する研究開発	61

7. 安全研究	72
7.1 プラントの過渡熱流動に関する研究	72
7.2 プラント事故事象に関する研究	77
7.3 炉心損傷に関する研究	82
7.4 確率論的安全評価に関する研究	87
8. 高速実験炉「常陽」における研究開発	90
8.1 運転・保守の実績	90
8.2 照射試験計画と実績	93
8.3 運転・保守技術およびプラント管理技術の開発	96
8.4 照射技術の開発	101
8.5 FBR基盤技術の開発	104
8.6 Mark-III計画	107
9. フロンティア研究開発等	109
9.1 新型燃料の評価	109
9.2 超長寿命核種の消滅処理	110
9.3 原子力用人工知能に関する研究開発	111
9.4 フロンティア材料に関する研究	113
9.5 新原子動力に関する研究	114
付録	116
高速炉システム国際会議	116

# 1. 高速増殖炉研究開発の概要

## 1.1 概要

エネルギー資源に乏しいわが国においては、ウラン資源を有効に利用し、原子力発電の供給安定性を高めるため、軽水炉によるウラン利用に勝るプルトニウム利用体系の確立を目指しており、プルトニウムはウラン資源の利用効率を飛躍的に高める画期的な原子炉である高速増殖炉（FBR）で利用することを基本としている。

動燃事業団は、わが国におけるFBR開発の中核機関として、大洗工学センターを中心として研究開発を進め、その成果をもとに高速実験炉「常陽」の建設・運転を行い、それに続く高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設を進めている。

実験炉「常陽」（熱出力10万キロワット）は、昭和52年4月の初臨界以来順調な運転を続け、原型炉等の開発に必要な技術データや運転経験を着実に蓄積してきている。

一方、福井県敦賀に建設中の原型炉「もんじゅ」（電気出力28万キロワット）は、昭和60年10月の本格着工以来、順調に工事が進められ、平成3年5月から試運転を進めている。

高速増殖実証炉の研究開発は、動燃事業団、日本原子力発電(株)、電力中央研究所および日本原子力研究所によって組織された「高速増殖炉研究開発運営委員会」のもとで調整しながら進められている。動燃事業団は「常陽」および「もんじゅ」の開発経験をもとに、欧州および米国等との国際協力を活用しつつ、2010年頃の技術基盤の確率、2020年から2030年頃の実用化を目指して、高速増殖炉の特徴を生かした安全性が高くかつ経済性に優れたプラント概念を構築し、その成立性の見通しを確認するための研

究開発を進めている。

そして、その成果を実証炉に適切に反映するため、動燃事業団と日本原子力発電(株)は、「高速増殖実証炉の研究開発に関する技術協力基本協定」を平成元年3月に締結し、技術情報の提供等の技術協力を行っている。

また、安全研究に関しては原子力安全委員会が策定した「原子力施設等安全研究年次計画」にも対応するため、関係機関と分担して実施している。

以下1.2に動燃における研究開発の概要、1.3に高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設概要、1.4に国際協力の現状について述べ、研究開発の本年度の進捗については第2章以下に述べる。

## 1.2 研究開発

### (1) 「常陽」「もんじゅ」の研究開発成果の実証炉への反映

大洗工学センターを中心として実施してきた「常陽」「もんじゅ」の研究開発の成果および経験については、その集大成を図りつつ実証炉に反映している。「もんじゅ」で得られる経験と試験結果を用いて技術を高度化することは、今後動燃事業団の実施すべき重要課題であり、現在、本年5月から開始された試運転（総合機能試験、性能試験）を進めデータを取得している。

(2) 高速増殖炉の実用化に向けた研究開発

これまで、高速増殖炉の安全性、信頼性、経済性の向上を目指し、「常陽」および「もんじゅ」の設計・製作・建設・運転などの経験をベースに、大型炉の設計研究を進めるとともに高速増殖炉のKey Technologyである燃料、ナトリウム技術、機器・システム、構造・材料及び安全性の各分野で開発を進め、研究開発能力を高めてきた。これらの成果を実証炉開発に反映するとともに、実用化に向け技術の高度化およびBreak-Through を達成する革新技术の開発を次の10課題で進めている。

- ① 高性能燃料の開発
- ② 高性能大型炉心の開発
- ③ プラントの高温化
- ④ 配管・機器の合理化、高信頼性化
- ⑤ 合理的格納施設の開発
- ⑥ 免震構造の開発
- ⑦ 2次系削除システムの開発
- ⑧ 高信頼性崩壊熱除去系の開発
- ⑨ 運転・保守技術の高度化
- ⑩ 合理的安全論理の構築

大型炉の設計研究では、実用化段階の出力規模を60万kwe~150万kweと設定し、実証炉開発を促進する観点から原子炉容器上部流出入配管方式、原子炉構造引抜き方式及び中空ペレットによる高線力燃料炉心等の成立性を検討し、技術的見通しを得た。

高性能燃料の開発では、これまでに実証炉用の高燃焼度（約9万MWd/t）の達成を可能にする燃料被覆管PNC1520を開発し、約120dpaまでの材料照射試験を行いその性能を確認した。一方、高性能燃料開発の目標である燃焼度20万MWd/tを達成するために酸化分散強化型フェライト鋼の開発を進め、現在製管技術の改良に努めている。

炉心の高性能化については、炉定数調整手法の改定等により核設計精度を大幅に向上させ、大型炉心を合理的な裕度で設計できる見通しを得た。また、遮蔽に関しては大型炉の遮蔽設計精度の向上を目指して日米共同のJASPER実験解

析を進めている。

構造・材料については、原子炉出口温度の高温化のため高速炉構造用SUS316鋼(316FR)改良9Cr-1Mo鋼の開発を行い、高温化の見通しを得るとともに、実証炉開発に反映するため設計基準値の試算を行っている。

配管・機器の合理化、高信頼性化については、キューリー点電磁石方式の新型炉停止機構の開発及びコンパクト高性能電磁ポンプの強磁場コイル、耐熱材料の開発等を行っている。

合理的格納施設の開発では、シビアアクシデント時の格納施設の応答及びソースタームに関する評価研究を行っており、格納容器内事象総合解析コードCONTAINコードの高速炉用新バージョンを作成した。

免震構造の開発では、機器上下免震構造概念の検討、免震要素のスクリーニング及び機構免震応答解析法の開発を進めている。

二次系削除システムの開発では、2重管蒸気発生器小型モデルでの熱流動試験及びリーク検出系の開発のための要素試験等を開始した。

崩壊熱除去に関しては自然循環流動試験の結果を用いた検証解析により、熱流動解析コードAQUAの予測精度を確認した。

運転保守技術の高度化では、供用期間中検査機器の開発を行っており、原子炉容器廻り、1次主配管、および蒸気発生器伝熱管の開発を行っており、現在、「もんじゅ」で供用前検査を実施している。

合理的安全論理の構築の構築では、確率論的安全性評価(PSA)手法を確率し、大型炉の安全評価に適用できる段階に進めた。

今後、これまでに蓄積した研究開発の知見と経験を踏まえ、設計のニーズおよび革新技术の開発目標等をもとに、国際協力も考慮して研究開発施設の活用と高性能化を図り、高速増殖炉の実用化を目指し研究開発を展開していく考えである。

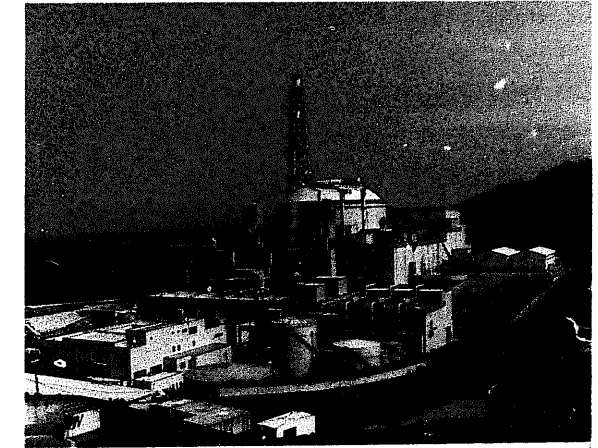
「常陽」については、上記実用化に向けた技術開発において実験炉としての役割を果たしていくため、国際協力の場としての役割も考慮して、高性能燃料開発のための性能向上を目的と

したMK-III計画の推進と革新技术の実証計画の検討を行っている。

さらに、これら技術開発と並行して革新技术の創出を目指して人工知能応用技術開発、新技術開発、新原子炉の開発などフロンティア研究および高速炉システムの将来の高度・多角的利用のために、高速炉を利用したTRU核変換などの検討を進めている。

1.3 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設概要

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、表1.1に示すとおり昭和60年10月の本格着工以来、順調に建設工事が進み、本年4月末、計画工程通り機器の据付を完了して引き続き5月から試運転段階に移行し、5月18日をもって試運転（総合機能試験）を開始した。



「もんじゅ」現況（平成3年8月現在）

(1) 「もんじゅ」の役割

「もんじゅ」は、動燃事業団の発足以来、実験炉「常陽」の設計・建設・運転の経験および大洗工学センターでの研究開発をベースに、自主開発で進めてきた技術の集大成であり、東海事業所でのプルトニウム燃料開発・製造とともに

表1.1 高速増殖原型炉「もんじゅ」建設工程

項目	年度	55	56	57	58	59	60	61	62	63	元	2	3	4	5	6
設計・製作	設計															
	建設															
許認可	環境審査他															
	安全審査															
準備工事	仮設用地、敷地造成、道路・海域工事等															
	本工事															
設計・製作・据付	設計・製作・据付															
	設工認・工認															
臨界	臨界															
	総合機能試験															
試験・運転	試験・運転															
	試験・運転															

に、事業団の総力を結集したものである。

「もんじゅ」は、核不拡散性を考慮した核燃料サイクル技術の総合的開発を推進し、プルトニウム利用技術を確認する上での中核的プラントとして、試運転・運転を通じて安全性および信頼性を実証し、得られた技術成果を実証炉以降の研究開発に反映するとともに、FBR実用化へ向けて経済性の目安を得るための技術の実証の場として、新しいFBR技術を生み出していく使命を担っている。

## (2) 総合機能試験

### ① 概要

「もんじゅ」の試運転は、2段階に分かれており、原子炉に燃料を装荷する前までの期間を総合機能試験、その後定格出力運転までを性能試験と呼んでいる。

5月からはじまった総合機能試験の目的は、プラントとしての系統機能が十分に確保されていることを確認し、各種機能試験データを取得して性能試験のためのデータベースを固め、併せてプラント運転操作の習熟を図ることにある。

試験は、①常温空气中、②アルゴンガス中、③ナトリウム中と試験環境を順次変えながら実施され、全体で125項目に及ぶ。

常温空气中試験は、ナトリウム充填に先立って系統の機能を確認するもので、特に燃料取扱設備や制御棒駆動機構についてナトリウム注入後に確認できない部分の機能確認を行う。

アルゴンガス中試験は、ナトリウム充填に備え、原子炉容器などナトリウムを内包する機器・配管内の空気をアルゴンガスに置換し、予熱して温度分布や熱変位等の確認を行う。

ナトリウム中試験は、ナトリウム充填状態においてポンプ等の機器を運転してその機能を確認し、さらに各系統がプラントとして総合的に機能することを確認する。ここでは原子炉容器および1・2次主冷却系へナトリウムを充填して系統運転試験を行って、ナトリウム流量等の諸条件の確認を行い、燃料取扱試験および制御棒駆動試験等を行う。特に燃料取扱試験は、原

子炉内での核燃料集合体を用いた燃料交換作業および炉外への搬出から始まって洗浄・缶詰処理・プール貯蔵までの一連の作業を行い、その機能を確認する。さらに各系統の機能が確認された後の冷却系総合試験では、実運転に近い状態でポンプトリップ等を模擬し、プラントとしての安全機能を確認する。

最後の原子炉格納容器漏えい率試験は、ナトリウム充填状態で原子炉格納容器を閉鎖し、格納容器内を加圧して漏えい率が許容値内であることを確認する。その後、プラントの総点検を実施して性能試験へと移行する。

### ② 実施体制

「もんじゅ」は、5月1日より、建設から試運転体制に移行し、本社、現地、大洗工学センターおよびメーカーを含めた総合的な試験実施体制を組織した。また、現地は技術系を3課から安全管理課、技術課、プラント第一課、プラント第二課および技術開発推進グループの4課1グループ体制とした。

## (3) 運転要員訓練

### ① 電力からの協力運転要員の研修

運転要員についてはその約半数を電力より協力を得ることになっており、現在66名が派遣されている。派遣要員は、「もんじゅ」の設計・建設の経験者又は軽水炉の経験者であるが、軽水炉の経験者については「もんじゅ」現地に着任する前に、大洗工学センターにおいて3ヶ月から10ヶ月のFBR研修を実施している。

図1.1に当初より研修者受入実績と次年度の予定を長・短期コース別に示す。

### ② 「もんじゅ」シミュレータによる運転訓練

総合管理棟内に設置した「もんじゅ」のフルスケールシミュレータを使用しての運転訓練プログラムが4月中旬からスタートした。1回の運転訓練では、5名1チームで2週間、通常起動・停止および異常時対応操作を実施しており、本年中に10回(50名)行う予定である。また、本シミュレータは「もんじゅ」の試運転から得られるデータ等によるブラッシュ・アップを行

って、運転訓練のみならず、プラント過渡状態のシミュレーションによるプラントパラメータ変動予測等、運転の高度化に活用される予定である。

コース	平成2年度			平成3年度			平成4年度		
	6	9	12	6	9	12	6	9	12
短期 (3~6ヶ月)	■ (第I期)			■ (第III-1期)			□ (第IV期)		
	■ (第II期)			■ (第III-2期)					
長期 (10ヶ月)	■ (第I期)								

図1.1 「もんじゅ」要員研修コース別実績

## 1.4 高速増殖炉に関する国際協力の現状

我が国におけるFBRの開発は、その当初から自主開発を旨とし、「常陽」の建設・運転、「もんじゅ」の建設およびそれらを支える技術を充実してきており、その研究開発実績および計画は国際的に評価されている。一方、諸外国のFBRの開発においては、近年、核不拡散、電力需要の停滞、PA等様々な理由により、英国における研究開発費の削減、独国におけるSNR-300の中止及び米国におけるFFTF運転停止案の検討等に見られるように厳しい傾向にあり、相互補完の国際協力の重要性が増している。

FBRに関する国際協力は、FBR研究開発4機関で構成している高速増殖炉研究開発運営委員会において国内各期間の実施している国際協力の調整等が行われており、国際協力の一層の効率化が図られている。日本と米国、日本と欧州(英、仏、独)とは、それぞれのFBR研究開発運営委員会が協力に関する覚書を交換し、協力を促進している。表1.2に各国の高速増殖炉の開発状況を示す。

## (1) 米国との協力

米国との協力は、動燃事業団と開発を担当するDOE(エネルギー省)との間の高速炉協定に基づき共同研究を中心に協力を実施している。

### ① JASPER計画

オークリッジ国立研究所の原子炉施設TSFを用いて、昭和60年9月から平成4年8月までの予定で、大型高速炉の遮蔽設計の合理化に反映することを目的とする遮蔽設計手法の検証・高度化、黒鉛系遮蔽体の核的性能の確認および新型遮蔽体の開発に資する実験を実施している。

これまでに、径方向遮蔽実験、集合体内ガスプレナム部ストリーミング実験、軸方向遮蔽実験、および炉内貯蔵燃料の遮蔽評価実験を終了し、黒鉛系遮蔽体を炉心周りまたは炉体周りに配置した場合の遮蔽性能に関する実験データを得ている。

### ② 日米長寿命燃料開発計画

FFTF炉および「常陽」を用いて、昭和60年11月から平成6年3月の予定で長寿命燃料材料の開発を実施している。FFTFでは、「もんじゅ」燃料集合体と改良燃料集合体とを同一条件で照射し、「もんじゅ」燃料を基準として日米がそれぞれ提案している改良燃料の性能とふるまいを定量的に解明し、その改良点を明らかにすることを目的として試験を実施している。一方、燃料ピン規模では「常陽」を用いて、米国の開発したフェライト鋼被覆燃料ピンおよび日本の開発したフェライト鋼被覆燃料ピンを照射し、その性能とふるまいを定量的に解明することを目的として試験を実施している。

またFFTFの温度制御付材料照射リグ(MOTA)を用いた高性能材料照射試験を実施している。

### ③ EBR-II炉における酸化燃料の運転時信頼性試験

米国EBR-II炉を用いて、昭和56年8月から平成7年12月の予定で、高速炉運転時における燃料ピンの適切な設計裕度の設定と運転信頼性の大幅な向上を目的とした試験を実施している。

表 1.2 世界のFBRの建設及び開発スケジュール

国	原子炉名	原子炉出力 (キロワット)	平成2年12月現在													
			昭和25	30	35	40	45	50	55	60	平成2	7	12			
米 国	実験炉 Clementine	25kWt (L)	■													
	実験炉 EBR-I	1.2MWt 0.2MWt (L)	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 LMFBR	1MWt (L)			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 EBR-II	62.5MWt (T)			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 E. FERMI	200MWt 66MWt (L)			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 SEFOR	20MWt (L)				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 FFTF	400MWt (L)					■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
英 国	実験炉 DFR	72MWt 15MWt (L)		■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	原型炉 PFR	600MWt 270MWt (T)				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
旧ソ連	実験炉 BR-10	10MWt (L)			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 BOR-60	60MWt 12MWt (L)				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	原型炉 BN-350	1000MWt 150MWt+推進 (L)				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	原型炉 BN-600	1470MWt 600MWt (T)					■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 BN-800	2100MWt 800MWt (T)						■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 Rapsodie	40MWt (L)			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
フランス	原型炉 Phenix	563MWt 254MWt (T)				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 Super Phenix	3000MWt 1242MWt (T)						■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 KNK-II	60MWt 21.4MWt (L)						■	■	■	■	■	■	■	■	■
独 国	原型炉 SNR-300	170MWt 327MWt (L)						■	■	■	■	■	■	■	■	■
	実験炉 PEC	123MWt (L)							■	■	■	■	■	■	■	■
イタリヤ	実験炉 PEC	123MWt (L)							■	■	■	■	■	■	■	■
欧 州	初期実用炉 EFR	3600MWt 1440MWt (T)														■
イ ン ド	実験炉 FBTR	42MWt 12.5-15MWt (L)														■
	実験炉「常陽」	100MWt (L)														■
日 本	原型炉「もんじゅ」	714MWt 280MWt (L)														■
	実験炉	(600-800MWt)														■

注1) L: ループ型, T: タンク型  
 注2) ■: 建設 □: 運転 ▨: 計画  
 注3) CFR, Super Phenix 2, SNR-2 はヨーロッパ高速炉(EFR)として統合  
 注4) PECは建設中止  
 注5) KNK-II, SNR-300は中止

これには、運転過渡時のピン挙動の解明と燃料設計余裕の確認を目的とする運転時過渡試験と、破損燃料挙動・破損信号の挙動の解明、プラント汚染の評価を行う破損燃料の継続照射試験とが含まれている。

Phase I 試験を完了し、燃料設計余裕が十分であることを確認し、62年9月から改良燃料を対象にPhase II 試験を実施している。

④ LMFBR 機器信頼性データベース開発 (CREDO)

昭和60年から平成4年までの予定で、日本および米国におけるFBR機器の信頼性データベースの相互乗入れを行い、両国のデータベースの拡充・整備を行い、より信頼性の高いデータベースの開発をしており、現在までに登録機器数約23000、約27億機器×時間におよぶデータを入力した。

⑤ SIMMER-III コードの開発

FBRの仮想的事故の炉心崩壊過程の解析に用いる次世代安全解析コードSIMMER-III コードの開発を米国NRC(原子力規制委員会)との協定に基づいて日米共同で進めてきた。平成2年までで米国側のモデル開発は全て終了し、現在は動燃において一元的に開発を継続している。

(2) 仏国、独国等との協力

仏国、独国との協力は、動燃事業団と仏国のCEA、独国のKfK/INTERATOMとの間の高速炉協力協定に基づき、定期的なレビュー会議、情報交換専門家会議および共同研究等による協力を進めている。また、平成3年6月には、動燃事業団とCEAとの間で、先進技術分野における協力協定を締結し、炉技術分野

および燃料サイクル技術分野において、革新FBR技術、廃棄物処理処分を中心とした基盤技術・革新技術およびフェニックス-もんじゅ間の技術交流についての協力を進めている。平成3年11からはフェニックスに2名の技術者を派遣し、フェニックスの再起動試験に参加している。

① CABRI 計画

FBRの仮想的な炉心事故の起因過程における燃料挙動の解明とコードの検証を目的とした日仏独英の共同研究を、仏国カダラッシュ原子力研究センターのCABRI 炉を用いて実施している。これまでに、CABRI-I 計画を終了し、昭和63年8月からは、主として高燃焼度の燃料ピンも対象としたCABRI-II 計画を実施し、これによって事故条件下での燃料破損及び破損後移動の挙動を把握した。

② SCARABEE 計画

日仏英独ECの共同プロジェクトとして昭和60年6月から、炉心の局所異常が炉心全体に拡大しないことを実験的に立証することを目的として、集合体入口瞬時完全閉塞という条件でのピン束破損伝播試験を仏国のカダラッシュ原子力研究センターのSCARABEE 炉を用いて行い、平成元年10月に終了した。現在、収録データの解析と試験体解体検査結果の評価を実施中である。

③ 長寿命燃料照射実験(日仏交換照射)

長寿命燃料照射実験を「常陽」とフェニックス炉とを用いた交換照射で、昭和62年1月から平成9年1月までの予定で実施している。

「常陽」では、仏国の改良被覆管を使った燃料要素を特殊燃料集合体に入れて、またフェニックス炉では、日本で開発した被覆管を使った燃料要素をドライバー燃料集合体に入れてそれぞれ照射する計画になっている。「常陽」での照射は昭和63年8月から継続されている。フェニックス炉では、現実に発電している条件での照射を行い、「常陽」では一般に発電炉で照射することが容易でない新材料を用いた改良燃料を高燃焼度まで照射することとしている。

④ プラントシステム自然循環試験(日独共同

研究)

独国KfKのプラントシステム自然循環試験プログラム(RAMONA 過渡試験)に参加し、炉内浸漬冷却器の形式の違いによる自然循環崩壊熱除去特性の比較等を行った。

(3) 英国との協力

日英協力は、日本側は動燃と日本原子力研究所(原研)が、英国側はUKAEA(英国原子力公社)がそれぞれ当事者となってFBRのほぼ全分野にわたって約1年半毎のレビュー会議および情報交換、専門会議等による協力を進めてきた。昭和62年1月のPNC/CEA・KfK・IAレビュー会議から、日本側は動燃、原研の他、FBR研究開発関係機関が、欧州側は英国がそれぞれオブザーバー出席する等、双方とも多様化した対応をしてきている。

(4) その他の協力

① IAEA における協力

国際原子力エネルギー機関(IAEA)は、世界のFBR開発国(日、英、仏、独、旧ソ連、イタリア、インド)をメンバーとするIWGFR(International Working Group on Fast Reactor)を組織している。

平成3年4月に動燃アトムプラザ(敦賀事務所)において年会が開催され、同年11月には、高速炉の動的および静的安全特性に関する専門家会議が大洗工学センターにおいて開催された。

② OECD における協力

経済協力開発機構(OECD)は、IAEAとは別に原子力機関(NEA)を設立して加盟各国の技術協力を進めており、CRP(Committee on Reactor Physics)、CSNI 会議(Committee on the Safety of Nuclear Installations)およびCSNI 会議の下に設置されたFBR 専門家グループ会議等を通じて、FBRに関する情報交換が行われている。

③ 高速炉システム国際会議

高速炉システム国際会議(略称:FR'91)が、

1991年10月28日から31日まで京都市宝ヶ池の国立京都国際会館において、(株)日本原子力学会、動燃事業団および日本原子力発電(株)の主催のもとに開催された。本国際会議には、海外の11ヶ国、3国際機関より約150人、国内から約480人の参加があり、高速炉に関して燃料サイクルを含めての開発計画、建設・運転経験、設計・

研究開発成果等が発表され、討議された。

京都での会議終了後の11月1日には、建設工事が完了した高速増殖原型炉「もんじゅ」の見学ツアーと“明日の原子力—高速炉の役割—”と題して各国の高速炉開発の現状と計画に関する講演会“敦賀ミーティング”が地元関係者の参加を得て開催された。(付録参照)

## 2. 大型炉の研究開発

軽水炉と安全性、経済性で競合しうる大型高速炉のプラント概念を構築して高速増殖炉の実用化に資するため大型炉の設計研究を実施している。平成2年度からは、実用炉への展望を有すると共に、実証炉段階として大型化の技術的見通しのあるプラント概念を確立・提示することを命題として実施しており、平成3年度は、前年度に構築したプラント概念について技術的裏付けを定量的に示せるレベルにまで仕上げることを中心的課題として設計研究を実施した。

本設計研究の方針、特徴は、以下のとおりである。

- ① 実用化段階の出力規模を60万 kWe～150万 kWe と設定し、実証炉開発を促進する観点から出力規模の小さい側(60万kWe)のプラントを対象とした。
- ② 建設費低減、物量極少を最優先課題とし、原子炉容器上部流出入配管方式(以下、原子炉容器ヘッドアクセス方式と呼ぶ)、簡素化炉壁保護構造、トリウム入りポット保持筒方式による使用済燃料貯蔵設備の技術的成立性を確認した。
- ③ 炉心上部構造(UIS)を抜本的に簡素化する「UIS引抜き方式」の成立性を検討した。
- ④ Pu需給バランスの変動に適切に対応できる炉心概念を追求し、増殖比1.2程度を確保できる高増殖炉心の成立性を確認した後、その半径方向ブランケットを遮蔽体と置換して炉心の役割を単純化した基底増殖炉心(増殖比1.0以上)の成立性、有用性を定量的に確認した。
- ⑤ 炉心のコンパクト化、燃料サイクルコスト低減の観点から、中空ペレットによる高線出力燃料炉心の技術的見通しを確認した。

### 2.1 高性能炉心の開発

#### (1) 燃料の高線出力化

燃料加工コストの上昇を避けつつ、炉心出力密度を増加し、炉心直径を縮小して、原子炉構造のコンパクト化を図るためには、高線出力化が重要となる。

燃料仕様は、このコンパクト化と増殖性の達成、また、炉心圧損の低減を考慮して決定する必要がある。増殖性は炉心燃料体積比に大きく依存し、一般に燃料体積比が大きい程増殖比は増加する。図2.1には、基底増殖炉心に対して必要な燃料体積比と増殖比の関係を示した。炉心取出平均燃焼度約9万Mwd/t及び運転サイクル長さ12カ月の条件のもとで、基底増殖炉心として径ブランケットなしで1.05程度の増殖比

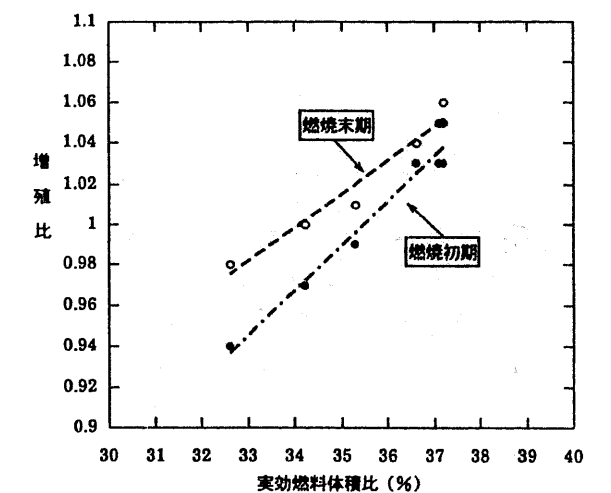


図2.1 基底増殖炉心の増殖比と実効燃料体積比の関係

(径ブランケットをつけることで1.2以上)を得るためには、37%程度の実効燃料体積比が必要なのが分かる。燃料加工コスト低減の観点からは太径・高線出力設計が望ましく、中空ペレットを前提として燃料仕様をサーベイした結果、表2.1に示されるように、燃料ピン外径8.5mmφ、燃料ペレット外径7.36mm、燃料ペレット内径2mmφ、燃料線出力480W/cmを選定した。

表2.1 平成3年度炉心燃料仕様

項目	仕様
炉出力	60万kWe
運転サイクル長さ	12か月
炉心燃料交換パターン	3バッチ
最大線出力	480w/cm
燃料ペレット形状	中空
燃料ピン径	8.5mm
燃料ペレット外径	7.36mm
燃料ペレット内径	2.0mm
燃料ペレット-被覆管ギャップ	0.18mm
燃料ペレット密度(B)	96 %TD
燃料スミア密度	84.7%TD
燃料被覆管肉厚	0.48mm
ワイヤ径	1.30mm
燃料ピン配列ピッチ	9.85mm
集合体当り燃料ピン数	217本
ラップ管板厚	4.0mm
ラップ管間ギャップ	5.0mm
集合体配列ピッチ	160.7mm
燃料体積比(A)	38.23%
実効燃料体積比(A×B)	36.70%

細径の燃料ペレットの場合は燃料スミア密度を大きく減少させることなく中空ペレットとすることは製造法の観点からコスト高と判断されているが、表に示されるように、8.5mmφの燃料ピン外径の場合には、内径2mmφ程度の中空ペレットとしても、ペレット焼結密度を96%TD程度とすることにより燃料スミア密度の減少を小さくでき、製造上の問題も少ないと判断できる。

(2) 炉心配置の最適化、燃焼特性評価

燃料ピンの高線出力化により炉心燃料ピン本数及び炉心燃料集合体数の削減が達成される。一方、燃料交換時間短縮、燃料加工コスト低減の観点から大型集合体(集合体当たり燃料ピン本数217本)を採用する場合には、制御棒配置の自由度が少なく、制御棒ワースの確保と出力分布平坦化の両立が難しい面がある。

平成3年度炉心設計では引抜き型UIS概念への適合性を考慮して、炉心外接円径を極力縮小させるように炉心配置の検討を行った。内外炉心境界形状、制御棒配置を検討した結果、主炉停止系制御棒13本、後備炉停止系制御棒6本で出力分布平坦化と制御棒ワースの両者の要求を満足できる炉心配置が得られた。図2.2には、本年度の高線出力燃料による炉心配置を、前年度までの中線出力(410W/cm)燃料を用いた場合の炉心配置と比較して示した。同図に示されるように、燃料の高線出力化により炉心外径は30cm程度縮小(集合体1列削減に相当)されている。

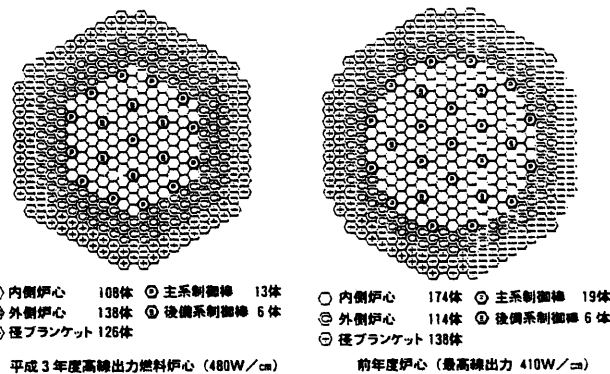


図2.2 炉心配置のコンパクト化

表2.2には、高増殖炉心、基底増殖炉心の燃焼特性を比較して示した。同表に示されるように、増殖比約1.2の高増殖炉心の2層の径ブランケットを遮蔽体と置換することによって、増殖比約1.05の基底増殖炉心となる。運転サイクル長さが若干異なるが、これは炉心取出平均燃焼度を同等とするためであり、径ブランケット燃料の有無により炉心の出力分担率に変化することに対応したものである。

表2.2 高増殖炉心と基底増殖炉心の炉心燃焼特性比較

特性		高増殖炉心	基底増殖炉心
運転サイクル長さ(日)		375	365
Pu富化度(Wt%)		17.12/20.85	17.01/21.05
最大線出力(w/cm)	平衡初期	470.4/460.4	475.8/479.5
	平衡末期	442.4/434.0	465.4/455.6
燃焼欠損反応度(%Δk/kk)		2.70	2.82
取出平均燃焼度(MWd/t)		85,700	85,900
最大高速中性子束(n/cm <sup>2</sup> -sec)		2.85×10 <sup>15</sup>	2.89×10 <sup>15</sup>
高速中性子照射量(n/cm <sup>2</sup> )		2.77×10 <sup>23</sup>	2.73×10 <sup>23</sup>
増殖比	平衡初期	1.243	1.045
	平衡末期	1.229	1.058
物質収支(平衡炉心)	装荷Pu fissile量(kg)	816	819
	取出Pu fissile量(kg)	966	864
	取出/装荷重量比	1.184	1.055

なお、熱設計について高増殖炉心と基底増殖炉心と比較した結果、基底増殖炉心では径ブランケット部での大きな出力変化を炉内流量配分に考慮する必要がないため、燃料被覆管最高温度制限、集合体出口温度差制限(サーマルストライピング対策)を引き下げることが可能となり、過渡事象時の燃料健全性等に対する裕度を拡大出来ることが明らかとなった。

(3) 燃料挙動解析コードによる限界線出力評価

MOX燃料においては、高線出力化の限界は過出力時の燃料温度によって制限されており、制御棒誤引抜事故のような過出力事象時にも燃料中心の溶融を防止できる範囲に定格時の線出力を設定する必要がある。「常陽」、「もんじゅ」設計での燃料温度評価法は燃料中心温度を、温度決定因子(ギャップコンダクタンス、ペレット熱伝導度等)に対する不確かさ(ホットスポットファクター)を積み上げる方法により保守的に評価するとともに、燃料融点を実験データから保守的に設定して、設計線出力を決定していた。この方法は、十分保守的ではあるが、これまでの燃料溶融限界試験(PTM試験)の結果を反映しにくい方法であった。(PTM試験では燃料溶融の判定は精度よく求められる一方、上記の温度決定因子及び試験時の燃料中心温度絶対値について精度のよい情報を得ることは難しい)

PTM試験データをより直接的に反映する方

法が、多くのPTM試験データに各種パラメータを校正した信頼性の高い燃料挙動解析コードによる限界線出力評価、燃料温度評価である。本年度炉心設計においては、中空ペレットでの高線出力達成(定格480W/cm)の見通しを検討するために、EBR-IIにおけるPTM試験データを用いて校正したCEDAR-II Bコードにより燃焼初期の限界線出力を評価すると共に、実機の燃料線出力履歴に対する通常時および過出力時の燃料中心温度および燃料中心部融点を評価した。

図2.3は燃焼初期に対する溶融限界線出力の評価結果を示している。本年度設計では、内径2mm程度の中空ペレットを用いることにより、プレコンディショニングなしでの出力上昇を可能とすることを狙っており、480W/cmの定格線出力まで8時間で出力上昇させた直後の過出力時溶融限界線出力を評価した。図に示されるように、燃焼初期の過出力時溶融限界線出力としては717W/cm(ノミナル値)が得られることが分かる。

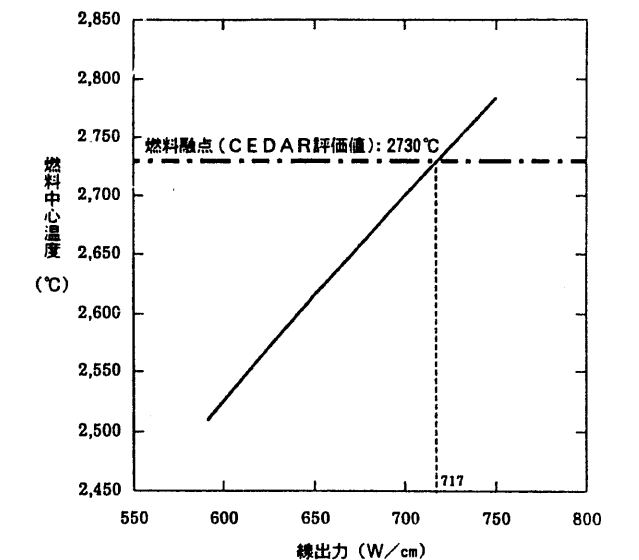


図2.3 中空ペレット燃料の限界線出力評価(燃焼初期)

図2.4には、本年度設計炉心における燃料寿命中の通常時及び過出力時の燃料中心温度および燃料中心部融点の評価値を示した。通常時燃料中心温度はノミナル値、過出力時温度は製作

公差、出力分布誤差等の全ての不確かさを考慮したホットスポット温度で示した。CEDAR-II BコードのPTM実験データに対する較正誤差は温度過小評価側で最大89℃となっており、過出力時の燃料中心温度が燃料中心部の融点よりも89℃以下であれば燃料は未熔融であると判断することが出来る。図に示されるように、燃料寿命中を通じて燃料中心温度は過出力時にも融点以下となっており、中空ペレットを用いることにより、高線出力設計を採用する見通しが示された。

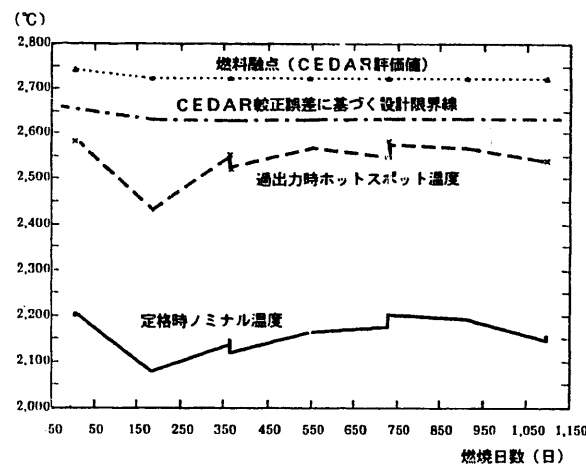


図2.4 通常時、過出力時の燃料中心温度 (内側炉心)

#### (4) FCMI評価

燃料の高スミア密度化および燃料被覆管の耐スエリング・照射クリープ性の向上によって、FCMI (Fuel-Cladding Mechanical Interaction: 燃料被覆管機械的相互作用) が厳しくなることが懸念されており、CEDAR-II Bコードにより本年度採用した中空、高線出力ペレットのFCMI挙動評価を実施した。本年度設計炉心についてFCMIが最も厳しいと予想される最大燃焼度の内側炉心燃料について、燃料寿命中、通常時、過出力時のFCMI応力を評価した。図2.5は、炉心燃料の軸方向位置毎に、過出力時のFCMI応力が最大となる燃焼時期を選んで、その応力値をプロットしたものである。照射効果、Na環境効果を考慮した設計降伏応力 ( $Sy^*$ ) を同時に示したが、図に示される

ようにFCMIとPPガス内圧等による全被覆管周方向応力は $Sy^*$ を下回っており、過出力事象時を想定しても、FCMIにより被覆管が延性破断することがないことが示された。

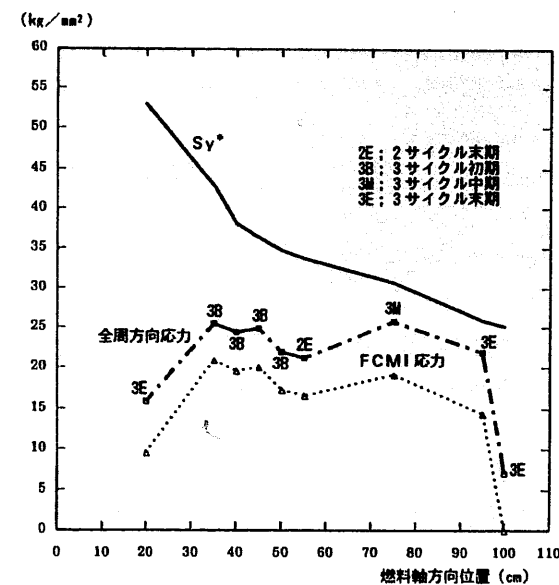


図2.5 燃料被覆管の過出力時FCMI応力評価

#### (5) 代替ラッパ管材料の適用性検討

耐スエリング・照射クリープ性が良好なことから炉心代替材料として開発されてきているフェライト系ステンレス鋼 (PNC-FMS鋼) のラッパ管への適用性について検討した。表2.3には、PNC-FMS鋼ラッパ管を用いた時の炉心燃焼特性を従来のオーステナイト鋼ラッパ管の場合と比較して示している。表に示されるように、PNC-FMS鋼を用いた場合は、増殖特性が改善されることが分かる。これは、フェライト鋼を用いることにより、オーステナイト鋼の主要元素であるNiが減少するためであり、中性子の無駄吸収が減少したことによって。一方、燃料健全性の観点からは、燃料被覆管に用いられている改良オーステナイト鋼 (PNC1520鋼) とPNC-FMS鋼ラッパ管のスエリング・照射クリープ特性の違いによるバンドルーダクト相互作用 (BDI) が、オーステナイト鋼ラッパ管の場合よりも大きくなる可能性があるため、SPECTACLEコード

表2.3 ラッパ管材料変更による炉心特性の変化

	PNC1520 ラッパ管炉心	PNC-FMS ラッパ管炉心
集合体数 (内) (外)	108 138	108 138
燃料体積比(%)	38.23	38.23
Pu富化度(w/o) (内側炉心/外側炉心)	17.12/20.85	16.76/20.60
増殖比	1.241	1.265
炉心取出平均燃焼度 (MWD/T)	85700	85400
燃焼反応度 (%Δk/k')	2.70	2.49

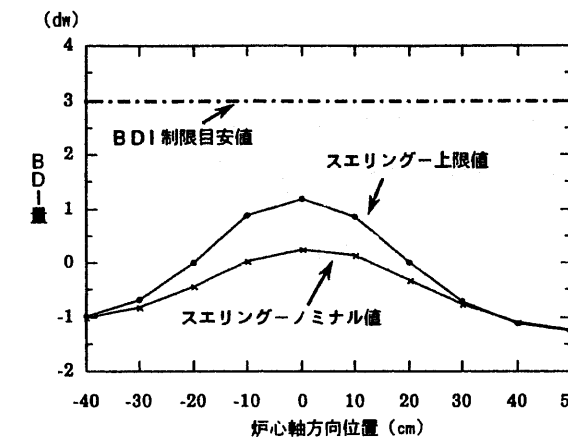


図2.6 PNC-FMSラッパ管仕様でのBDI評価

を用いてBDI量を評価した。図2.6には炉心軸方向位置でのBDI量をワイヤ径(dw)換算で示した。図に示されるように、PNC1520鋼のスエリング予測評価式の上限値を想定した場合でも、BDI量の最大値は1.5dw程度となっており、集合体圧縮試験等の結果から得られている制限目安値3dwを下回ることが分かる。また、図2.7にはPNC-FMS鋼ラッパ管の膨れ量を炉心軸方向位置に対して示したが、ラッパ管の膨れは1mm以内であり、ダクト-ダクト相互作用 (DDI) の発生が無視できると同時に、炉心湾曲の問題も回避できる見通しがあることが分かった。

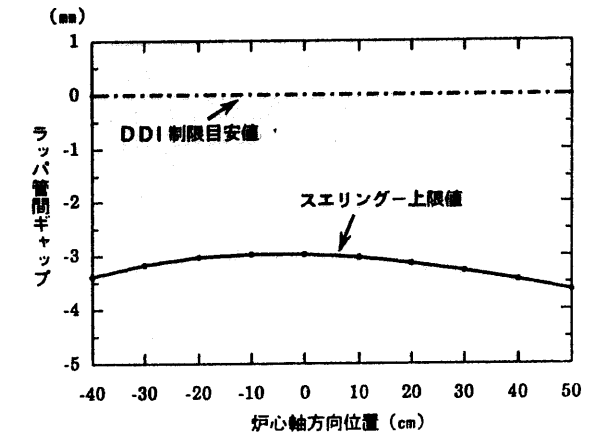


図2.7 PNC-FMSラッパ管仕様でのDDI評価

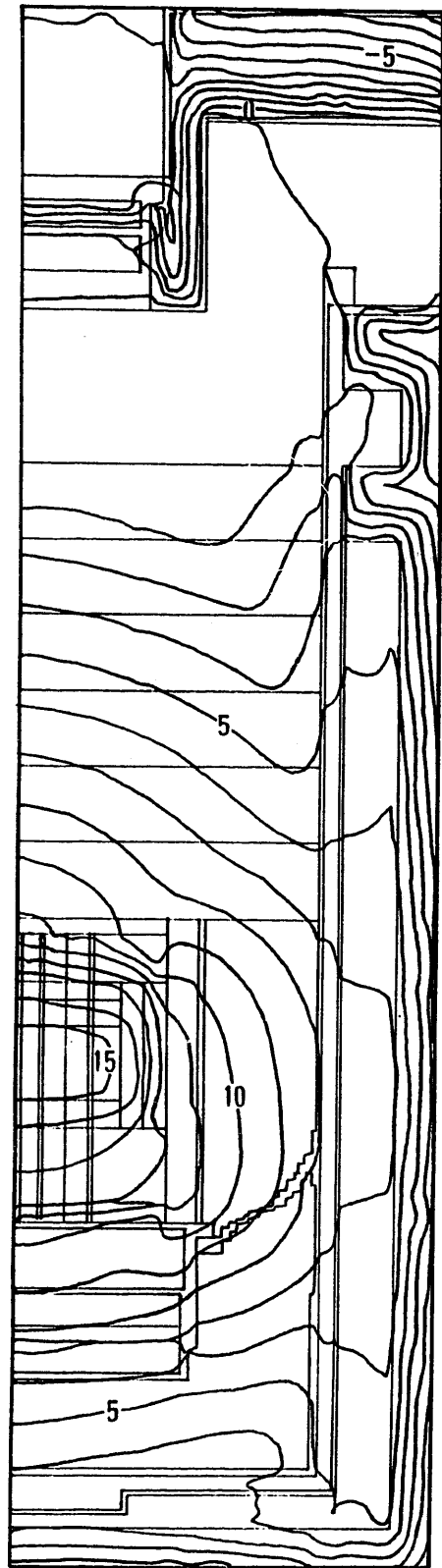
#### (6) 遮蔽特性の評価

高性能炉心、原子炉容器ヘッドアクセス方式、UIS引抜き方式等の特徴を有する大型炉について、遮蔽特性からの成立性を検討した。

##### (i) 炉心まわり遮蔽検討

コンパクトな炉心サイズを生かし原子炉容器の物量削減をはかるには、炉心まわりの遮蔽構成を合理化して最小限とすることが必要である。そこで、二次元輸送計算に基づき、炉心まわりの永久構造物 (炉心槽、炉心支持板、UIS) の中性子照射量制限を満足する遮蔽構成を検討した。

その結果、径方向遮蔽構成として、径方向ブランケット2層を有する高増殖炉心ではSUS1層・B<sub>4</sub>C遮蔽体1層の計2層、径方向ブランケットを削除した基底増殖炉心ではSUS2層・B<sub>4</sub>C遮蔽体2層の計4層を選定した。これにより遮蔽体を含む外径は両炉心で同寸法となり、同一の炉容器に収められる。基底増殖炉心に対する炉心まわり高速中性子束分布を図2.8に示す。なお、上記の遮蔽構成の場合、基底増殖炉心では炉心槽の中性子照射量が高増殖炉心の場合の1/5程度であり、制限値にする余裕が大きい。遮蔽合理化検討の結果、基底増殖炉心ではSUS1層と高<sup>10</sup>B濃縮B<sub>4</sub>C遮蔽体またはZrHx遮蔽体の組合せによる3層構成が成立することがわかった。軸方向遮蔽体は引抜きを想定したUISの放射化を低減するためB<sub>4</sub>Cとした。



注) 等高線上の数値は10のべき乗を示す。

図2.8 原子炉容器内高速中性子束分布

(ii) 2次冷却ナトリウムの放射化検討

上部流出入配管の貫通部から炉容器外へ流出する中性子によるIHX内の2次冷却ナトリウム放射化を検討した。本プラントでは、中性子の流出パスである配管貫通部が原子炉容器Na液面より上にあり、IHXの2次冷却ナトリウム放射化抑制が容易である。上部流出入配管からIHXまでの全中性子束の分布を図2.9に示す。これをもとに2次冷却ナトリウム放射化量を評価した結果、放射化レベルは低く、2次冷却系を非管理区域とできることがわかった。

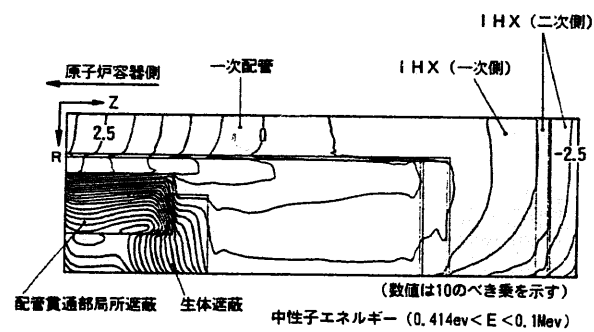


図2.9 1次冷却系配管貫通部の中性子束分布

(iii) U I S の放射化検討

U I S は炉心直上にあるため運転中に強く放射化される。燃料交換時にU I S 引抜きを想定した場合、U I S 引抜き作業のためにはこれを適切に遮蔽する必要がある。U I S 放射化量計算及びU I S 周りガンマ線輸送計算を実施し、必要な遮蔽厚さを求めた。その結果、U I S 下端の最大放射化部で遮蔽厚さを約 200mmとすることにより、作業時の接近性を確保できることがわかった。U I S 放射化量はU I S 上方ほど小さくなるため、軸方向位置ごとの遮蔽厚さを適切に選定することで遮蔽の軽量化を図った。

2.2 原子炉構造及び熱輸送系

(1) 原子炉構造

構造簡素化及びコンパクト化により、信頼性と経済性の向上を図った原子炉構造概念の検討を進めた。

原子炉構造の構造概念は図2.10に示すとおりであり以下の特徴を持つ。

(i) 原子炉容器ヘッドアクセス方式による1次主冷却系主配管

1次主冷却系主配管を上部フランジ上方から流入し上方に流出する原子炉容器ヘッドアクセス方式とし、原子炉容器をノズルを持たない単純な形状とした。主配管の遮蔽プラグ貫通部にはカバーガスシールベローズを設けた。入口配管はカバーガス部に1つのエルボを持つだけの簡素な構造とした。

(ii) 引抜き型U I S による径の短縮

U I S を燃料交換時引き抜く構造とすることにより、原子炉容器径の短縮と燃料交換作業の単純化を図った。また引抜きに伴う上下運動を利用して、U I S 下部と炉心部とを接続することにより、制御棒挿入性向上、U I S 軽量化等を図った。

(iii) 上部プレナム構造簡素化

液面近傍の炉壁保護構造を熱遮蔽板設置程度

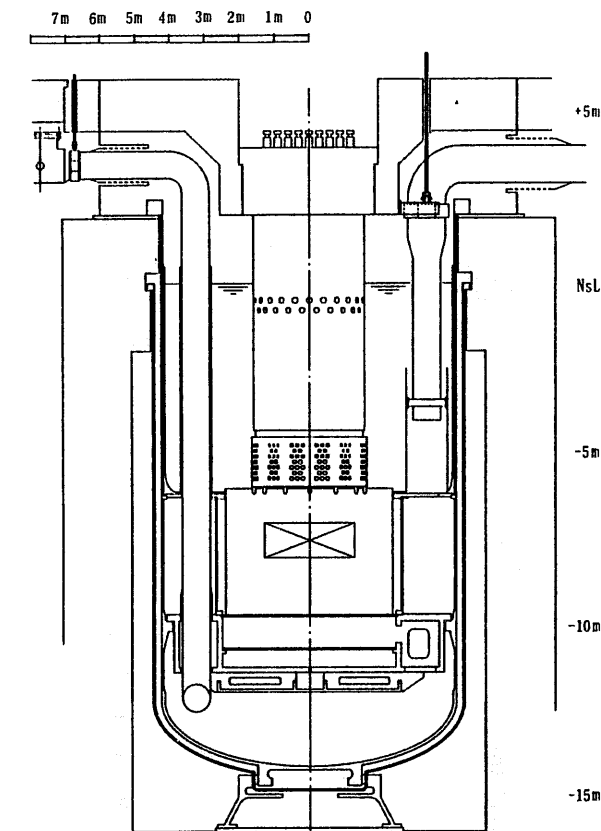


図2.10 原子炉構造概念図

の簡素な炉壁保護構造とした。また、もんじゅでは上部プレナムを二重円筒構造とする内筒を設けてプレナム内での混合促進を図っているのに対して、出口配管の外側に筒(外筒)を設ける程度の構造とした。

(iv) 下部プレナム高圧化及び下部耐震振止め設置

原子炉容器下部プレナム全体を高圧プレナム化して1次主冷却系インベントリの有効利用を図ると共に下部鏡に耐震振止めを設け、原子炉容器の耐震強度向上を図った。

設計研究では後述する原子炉容器ヘッドアクセス方式主配管の成立性評価に加えて以下のような検討を行うことにより、上記構造概念の成立性を検討した。

原子炉容器液面近傍熱応力について特に液位変動と熱応力の大きさとの関係に着目してパラメータ解析を行い、起動時に液位を一定にし、停止時に液位を成り行きとすれば過渡熱応力の大きさを大幅に小さく出来ることが分かった。現在その特徴を活用し、純化系を用いて起動時に液位上昇分を部分ドレンする方向で検討を進めている。

上部プレナムでの熱流動を解析コードAQUAを用いて検討した。この結果図2.10のような原子炉容器ヘッドアクセス方式の原子炉容器では内筒を設けなくても原子炉トリップ時等過渡状況を含めて上部プレナム内でナトリウムが十分に混合すること、出口配管の外側に外筒を設ける程度で原子炉出口温度の過渡温度変化率が十分緩和されることが分かった。ただしこのような体系では表面近傍でのナトリウム流速が大きくなる傾向があるので、現在同解析コードAQUAを用いて表面流速抑制に着目した解析的検討を行っている。

下部プレナム高圧化について、炉心の大型化に伴い定格出力運転時のポンプ突出圧による炉心浮き上がり量の増加に注意する必要があるが炉内構造支持構造物に縦リブを設けた場合の浮き上がり量を計算し、縦リブの補強効果により必要な剛性を確保できることが分かった。

また、原子炉容器の耐震強度について、厚さ・支持条件等をパラメータとする解析を行い、下部振止めを設ければ図2.10のような原子炉構造が厚さ50mm程度の条件で十分な耐震性を持つことが分かった。

## (2) 原子炉容器ヘッドアクセス方式主配管の成立性評価

1次主冷却系配管短縮技術としての原子炉容器ヘッドアクセス方式について、非免震建屋を高地震帯に設置した場合のプラントへの適用性を検討した。検討対象とした機器配置条件は図2.11に示すとおりである。

FBR機器の構造設計では一般に耐震強度確保と熱応力対策の両者に注意する必要がある。耐震強度を確保するには、建屋機器据え付け部の固有振動数（建屋床応答）と機器のそれとを違った値とすることにより機器に加わる地震力を抑制すること、及び考慮すべき地震力による応力を十分小さい大きさに制限することが重要である。熱応力対策では定常的及び過渡的熱応力への注意が必要であり、特に配管設計では熱膨張応力の抑制が重要である。

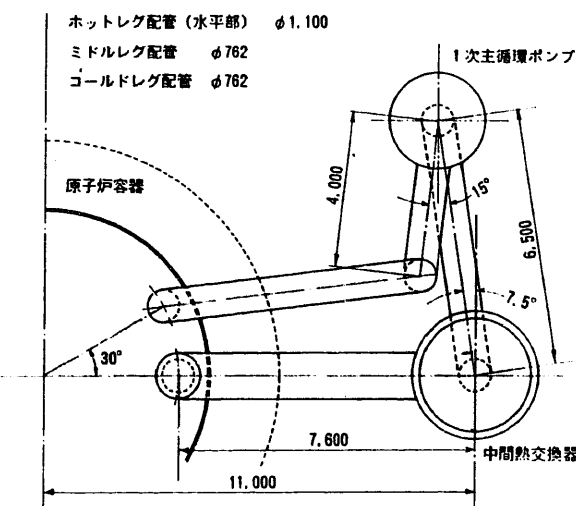


図2.11 1次主冷却系主配管平面配置図

ここでは、以下のような判定条件を暫定して配管引回し方法・厚さ・支持方法等をパラメータとする解析を行った。

① 原子炉建屋を運転床付近まで補助建屋と一体化することにより原子炉建屋床の共振特性の抑制を図るようにしていることに対応させて、配管系の固有振動数として7 Hz以上確保するようにする。

② 7 Hz～10 Hz程度の周波数領域でS<sub>2</sub>地震時に4.05 Gの地震入力がかわっても崩壊又は座屈が生じないように発生応力を制限する。

③ 定格出力運転時の熱膨張応力を、過渡時の応力を含めても成立性が確保できるように30 kg/mm<sup>2</sup>以下に制限する。

原子炉容器ヘッドアクセス方式1次主冷却系配管ホットレグ部は、図2.12に示すように、中間熱交換器側で支持し原子炉容器側を自由に熱膨張できるようにしているため有意な熱膨張応力が生じない。図中に示すように、上部に設けた水平管及び水平管と鉛直管とを接続するエルボを増径・増厚すれば①及び②の条件を満足できることが分かった。また、原子炉トリップ等

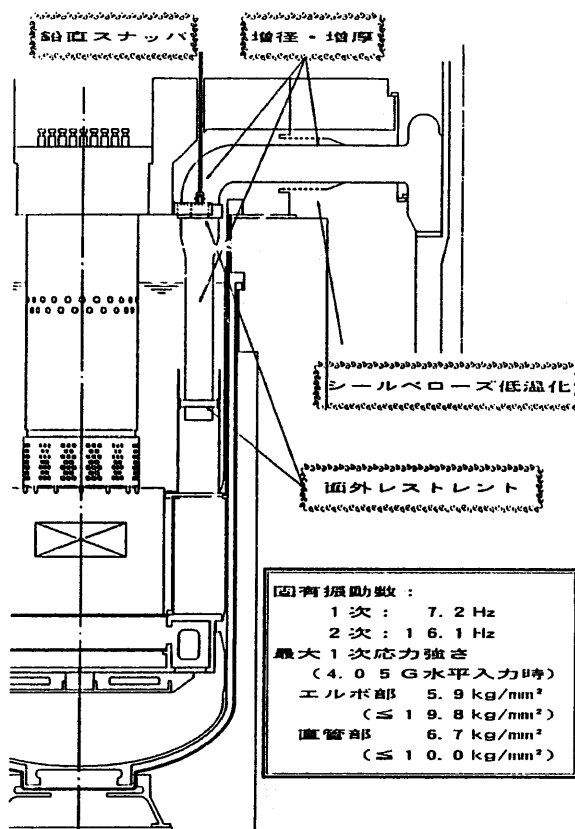


図2.12 1次主冷却系主配管ホットレグ部

の冷却材温度変化時における増厚部の過渡熱応力は健全性を維持できる大きさに収まる。

ミドルレグ部は、図2.13に示すように、中間熱交換器と1次主循環ポンプそれぞれの下部を接続するU字管構造とした。図中に示すように下部水平管中央に面外レストレイントを設ければ前記①から③までの条件を満足できることがわかった。

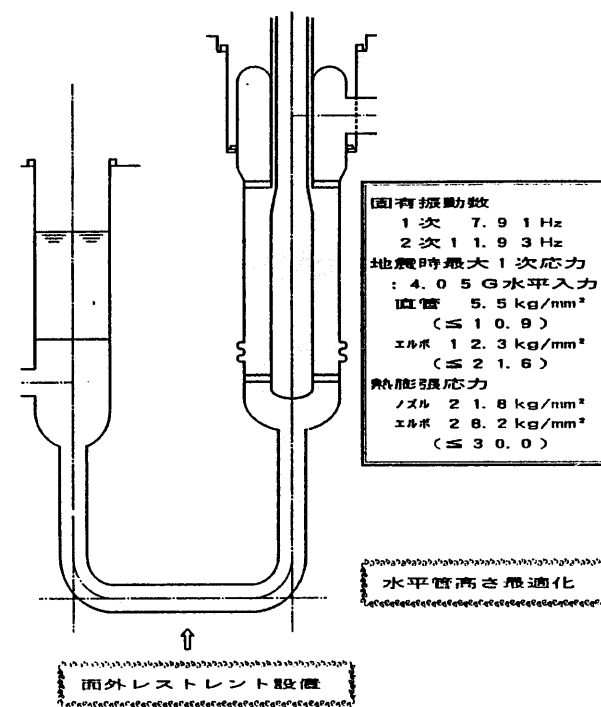


図2.13 1次主冷却系主配管ミドルレグ部

コールドレグ部は、図2.11に示すように、一旦IHX側に引き回した後原子炉容器に向かう立体配置として、図2.14の展開図に示すように上部水平配管部に逆止弁を挿入できる長さを確保した。この場合、運転床近くに設ける逆止弁回りで配管を支持すれば図2.14中に示すように前記①から③までの条件を満足できることが分かった。

更に、中間熱交換器構造の具体化検討を踏まえて、原子炉容器遮蔽プラグ貫通部に設けるカバーガスシールベローズの成立性検討を行っている。

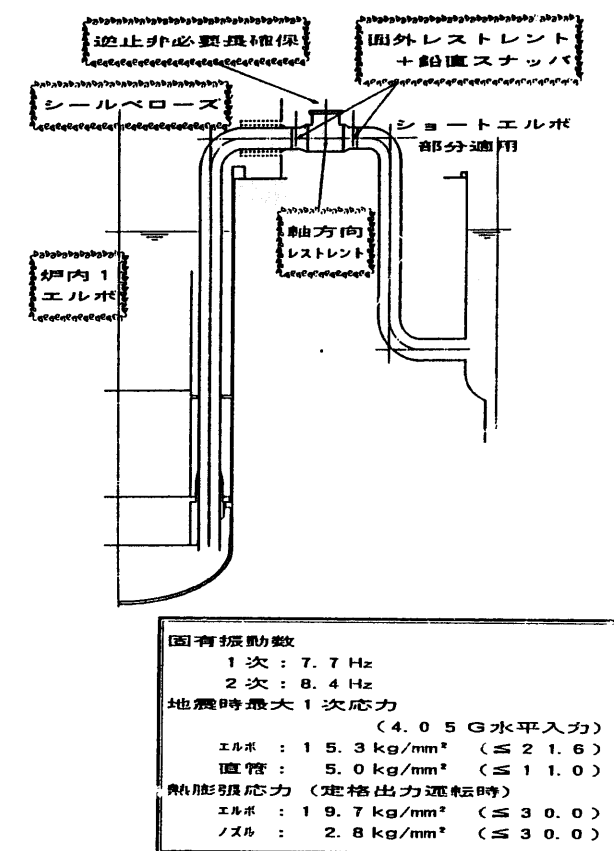


図2.14 1次主冷却系主配管コールドレグ部

## (3) 燃料取扱システムの合理化

設備の合理化および廃液の低減の可能性が考えられる乾式の燃料取扱設備について検討を進めている。炉内から取り出された使用済燃料の取扱い系統は、使用済燃料の直接取出⇒減衰待貯蔵⇒燃料洗浄⇒搬出待貯蔵⇒再処理施設搬出としている。原子炉停止後、使用済燃料はナトリウム入りポットに入れた状態で原子炉容器から取出し、アルゴンガス移送通路内をインセルクレーンで吊り下げた状態で移動し、減衰待貯蔵設備に移す。減衰待貯蔵設備では使用済燃料はアルゴンガス室内の床に設けた鋼製の保持筒に納め、崩壊熱の減衰を待つ。この保持筒の外側は大気の通路となっており燃料の発熱量に応じて強制通風または自然通風によって冷却する(図2.15および16参照)。

移送通路内では通常時インセルクレーンに搭載する冷却ファンでアルゴンガスを送り使用済燃料を冷却し、アルゴンガスは外部に設置する

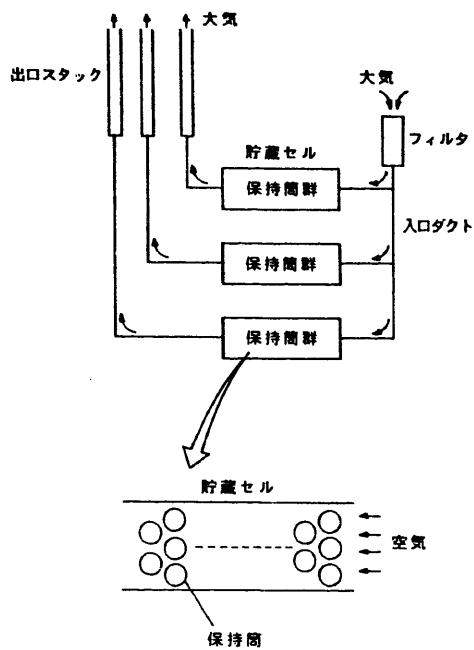


図 2.15 保持筒による減衰筒貯蔵設備

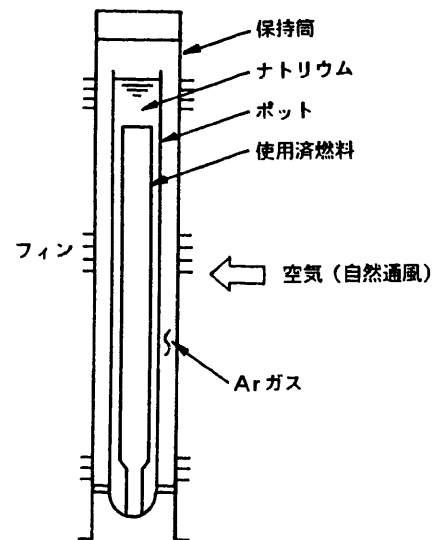


図 2.16 使用済燃料の減衰筒貯蔵

安全系冷却設備で冷却する。冷却ファンが作動している場合には燃料の被覆管温度は十分に低くできるが、万一、冷却ファンが停止した場合でも使用済燃料の廻りを自然循環でアルゴンガスが流れて燃料を冷却するので(図2.17参照)、燃料の被覆管温度の上昇到達点は被覆管制限温度を下回ることを確認している。

減衰待貯蔵設備では使用済燃料の熱は、順次、使用済燃料⇒ナトリウム⇒ポット壁⇒雰囲気ガ

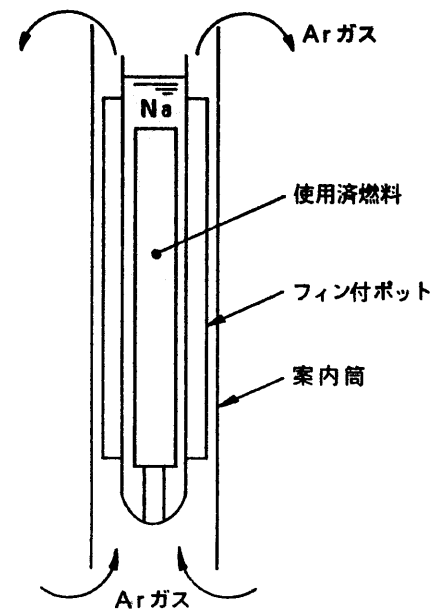


図 2.17 使用済燃料の移送中冷却

ス⇒保持筒⇒フィン⇒空気に伝えられ除去される(図2.16参照)。保持筒に横フィンを取り付けることで除熱効率の向上を計っている。最終ヒートシンクである空気が自然循環で流れる場合に雰囲気ガスがアルゴンであっても使用済燃料の発熱率が一体当たり17kW程度であれば除熱可能であることを確認している。更に高性能の設備とするため保持筒の輻射率、ナトリウム蒸気の付着・対流状況について検討を進めていく予定である。

今後は検討の重点を洗浄・搬出待貯蔵系に移し、使用済燃料のみならず新燃料を含め炉心からの取出から搬出待ちまで一貫したシステムとしての高度化を計ってゆく。

### 2.3 安全設計・評価

原子力発電所の安全設計は、深層防御の考え方を基本に安全確保の目標を満足するように行われる。このため、安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱及び残留熱の除去系、原子炉格納容器等の工学的安全施設等の設計が重要であり、本研究においては原型炉「もんじゅ」の設計経験を活かした設計を行っている。

これら設計の妥当性を確認しつつより合理的な設計をめざして安全解析を行った。設計基準事象の具体的な評価として、流量減少型事象を取上げ、外部電源喪失、1次主冷却系主循環ポンプ軸固着事故、及び原子炉容器内配管破損事象を対象に解析した。使用した解析コードはSSC-Lで、線出力が最高である平衡サイクル初期の燃料被覆管の最高温度の変化に着目した。この結果、いずれの事象においても冷却材温度は過度に上昇することなく、運転時の異常な過渡変化時の燃料の健全性は確保され、事故時に燃料は破損することなく炉心冷却が確保される設計となっている。

#### (1) 外部電源喪失

外部電源が喪失することにより所内常用電源が全て喪失し、1次主冷却系及び2次主冷却系の循環ポンプが全数同時にトリップする事象である。発生頻度は年1回程度と考えられる。原子炉は、常用母線電圧低信号によりスクラムされ制御棒挿入が開始される時刻は約1秒後である。燃料被覆管の最高温度の変化を図2.18に示す。流量半減時間は約6秒であり、燃料被覆管の最高温度は705℃で初期状態から約25℃上昇する。

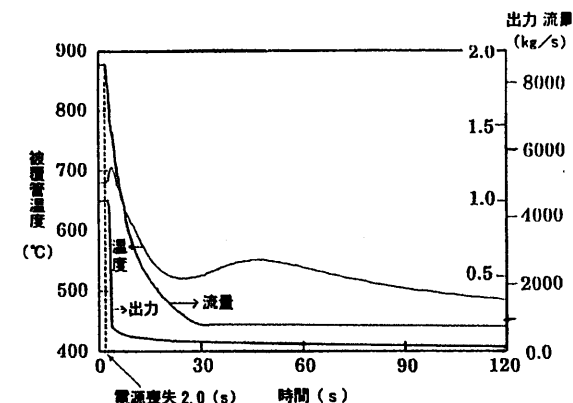


図 2.18 外部電源喪失燃料被覆管最高温度の変化

#### (2) 1次主冷却系主循環ポンプ軸固着事故

1次主冷却系主循環ポンプ1台の軸が固着し、ポンプ回転数低信号により原子炉はスクラムし、同時に循環ポンプがトリップする事象である。制御棒挿入が開始される時刻は約1秒後である。単一故障として、軸固着したポンプをもつ

プの逆止弁不作動を仮定した場合と1系列のボニーモータ不作動を仮定した場合の燃料被覆管の最高温度の変化を図2.19に示す。燃料被覆管の最高温度はそれぞれ約750℃及び約740℃であり、逆止弁不作動を仮定した場合が厳しい。

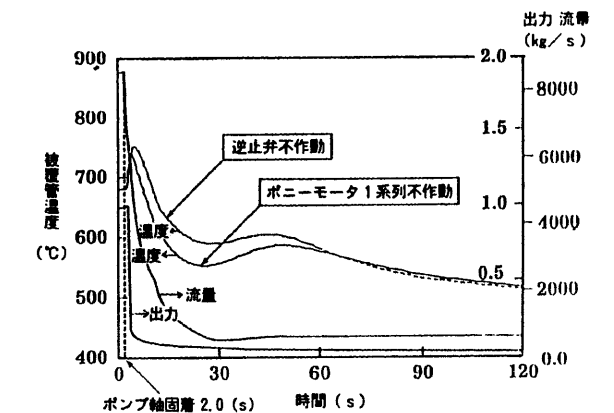


図 2.19 1次系冷却循環ポンプの軸固着事故燃料被覆管最高温度の変化

#### (3) 原子炉容器内配管破損事象

原子炉容器内には冷却材入口配管、出口配管を計6本設けるが、何らの設計対応をしない場合の最も保守的な想定として、炉心冷却の観点で影響の大きい入口配管の瞬時両端破断を仮定した。破断位置を上部プレナムとすると、上部プレナムの圧力は炉心入口の圧力より低いので破断ループの流量が増大し、1次冷却材流量高信号により原子炉は約1.8秒後にスクラムする。燃料被覆管の最高温度の変化を図2.20に示す。燃料被覆管の最高温度は約850℃であり、破損が生じないレベルに留まる。

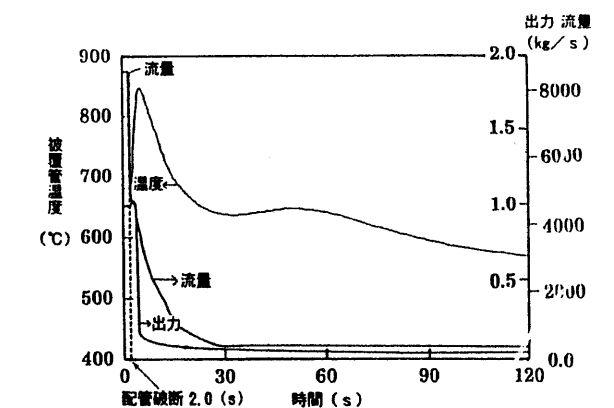


図 2.20 炉内配管破断事象燃料被覆管最高温度の変化

### 3. 炉心技術開発

炉心技術開発はFBR実用化に向けての10課題のうち「②高性能大型炉心の開発」を推進することを最重要課題として以下の研究開発を実施している。

大型炉心設計における核計算精度を向上させ、設計裕度を削減した高性能大型炉心を実現させるため炉心解析法の開発を進めている。本年度は炉定数調整手法により、核設計精度を大幅に削減可能なことを示す等の成果を上げることができた。

解析法の検証あるいは新たな概念の炉心の核特性を把握することを目的として模擬臨界実験も進めている。

遮蔽に関しては、大型炉の炉心周り及び炉容器周りの遮蔽設計精度向上を目指してJASPER実験（日米共同大型高速炉遮蔽ベンチマーク実験）解析を進めており、その成果は日本原子力発電(株)が推進している実証炉設計に反映されている。

#### 3.1 炉心解析法の開発

##### (1) 3次元輸送計算コードの開発

これまで、3次元XYZ体系用に開発されてきた3次元輸送計算コードTRITACは、昨年実施されたNEA-CRP(Nuclear Energy Agency-Committee on Reactor Physics)の3次元輸送ベンチマーク問題の解析により、その性能が確認され、大型高速臨界集合体の解析等に幅広く用いられている。しかし、高速炉実機の

炉心解析精度の向上のためには六角体系を取り扱うことができる3次元輸送計算コードの開発が不可欠であり、Sn法およびノード法に基づく輸送計算コードの開発を進めている。

六角体系における輸送計算は、XYZ体系と異なり、計算メッシュ幅を自由に選択できず、メッシュ効果が計算誤差として現れやすい。このため、Sn法を使用する場合に、XYZ体系でTRITACで採用したダイヤモンド差分式をそのまま適用しても十分な精度が得られないおそれがある。このSn法の持つ短所を補う手法として、ノード法に基づく輸送コードの開発を進めている。ノード法は、ノード内の中性子束分布を関数形で近似するために、メッシュ効果を極めて小さくできるという特徴を持つほか、解析的な解法を一部取り入れることにより、計算精度の向上および計算時間の短縮が期待できる。現在、ノード法の一つである解析的多項式展開ノード法に基づく3次元輸送方程式の導出を完了し、テスト計算による計算精度の確認を実施中である。

XYZ体系に対するSn法以外の3次元輸送計算法として、球面調和関数法に基づく計算法を開発した。球面調和関数法は、中性子の吸収が大きい体系でSn法を用いる場合に角度分点が無数にしかとれないために生じるレイ効果がない、式がすべて線型となるため反復計算の不安定性の心配がない等、すぐれた特徴を有している。しかしその反面、メッシュ効果がSn法よりも大きい、扱う式の数が多く、計算アルゴリズムが煩雑となるという欠点を持っている。球面調和関数法が持つこれらの欠点を改良する

ために、通常行われている有限差分法に代えて、有限フーリエ変換法に基づく階差式を導いた。この手法をNEA-CRPの3次元ベンチマーク問題に適用した結果を図3.1に示す。通常の有限差分法に比べ、メッシュ効果がきわめて小さくなっていることがわかる。

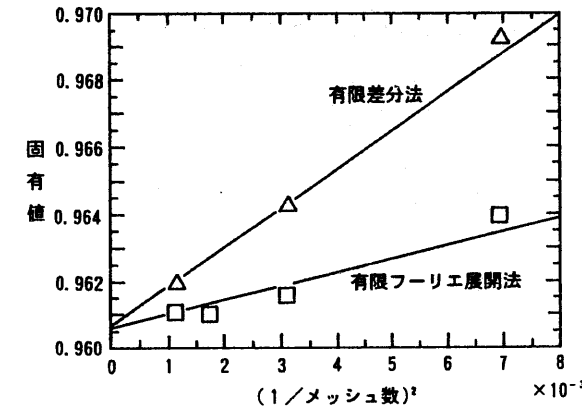


図3.1 NEA-CRP 3次元輸送ベンチマーク問題（モデル1，ケース2）におけるメッシュ効果の比較（P3計算）

##### (2) 大型炉用修正炉定数に関する研究

大型炉の炉心設計において、核設計予測精度の向上を図ることは設計の合理化および許認可の観点から非常に重要である。これまでに行われたJUPITER実験（日米共同大型炉心臨界実験）の解析では、出力分布と制御棒反応度のC/E（計算/実験）値に系統的な空間依存性が現れており、核設計精度向上のために解決すべき大きな課題となっていた。本研究は、この臨界実験解析によって明らかになった炉心解析上の問題点を解消し実機炉心の核設計予測精度を向上させるために、JUPITER実験等に基づいた大型炉用の修正炉定数を整備し、実証炉などの大型炉核設計に資することを目的として、89年度から3ヵ年の計画で、動燃と日本原子力発電(株)の共同研究として実施しているものである。

今年度の研究内容は、炉定数調整手法およびデータの整備と、修正炉定数を用いた核設計手法の確立に大きく分けられる。

炉定数調整手法については、昨年度までに基

本的な手法および解析コードについての整備をほぼ完了しており、今年度は炉定数調整用データの見直しおよび拡張を行った。炉定数調整の対象とする核種・反応については、核分裂性核種毎の核分裂スペクトルおよび遅発中性子割合を含めて40種類とした。エネルギー群数は18群である。炉定数調整に用いる積分実験データについては、臨界性、制御棒反応度、反応率比、反応率分布、Naボイド反応度など多様な核特性を含み、実験解析データ間相互の炉物理的整合性を確認した上で、合計80数個のデータに拡張した。炉定数調整に用いる臨界実験データの分類を表3.1に示すが、炉心サイズの範囲としては600~1000MWe級の大型炉心データを主体とし、また小型炉心データも一部検討対象とした。

炉心型式については、標準である均質炉心のほかに、軸方向および径方向の非均質炉心データも採用し、また、単純な形状であるクリーン炉心体系の他に、工学的模擬炉心として、制御棒引抜および挿入体系も使用した。また、通常臨界実験体系にはわずしか含まれていないが実機では重要となる核種としてPu-240やPu-241の実験データも検討した。これらの炉定数調整用データの拡張により、作成した修正炉定数をより汎用性のあるものとすることができた。

表3.1 炉定数調整に用いる臨界実験データ

臨界実験体系	核特性の数	積分実験データとしての特徴
ZPPR-9	19	600MWe級均質炉心のクリーン炉心模擬
ZPPR-10A	10	600MWe級均質炉心の制御棒引抜体系模擬
ZPPR-10B	6	600MWe級均質炉心の制御棒挿入体系模擬
ZPPR-10C	9	800MWe級均質炉心の制御棒引抜体系模擬
ZPPR-13A	5	650MWe級径方向非均質炉心のクリーン炉心模擬
ZPPR-17A	24	650MWe級軸方向非均質炉心のクリーン炉心模擬
ZPPR-19B	9	1000MWe級均質炉心の制御棒引抜体系模擬
ZPPR-13CのHigh Pu-240実験	1	Pu-240、Pu-241等のゾーン置換反応度
ZEBRA-3	1	小型高速炉心のベンチマーク

修正炉定数を用いた核設計手法については、  
 ①実機核設計に一切の積分実験データを情報として用いず設計計算値をそのまま設計値とする場合、②臨界実験解析のC/E値を用いてバイアス補正を施す手法、③積分実験データを用いて炉定数そのものを調整する手法の3種について、その設計精度評価コードおよびデータを整備した。100万kW均質炉心を対象として評価した結果の一例を表3.2に示すが、設計精度に関して以下の知見が得られた。(バイアス補正法では、ZPPR-10Aをモックアップ臨界実験として用いている。)

表3.2 各種の設計手法による実機設計精度の比較 (100万kW均質炉心を対象とした1σベースの値)

実機核特性	積分実験データを設計に用いない場合	バイアス補正法	炉定数調整法
実効増倍率	±2.2%Δk	±0.8%Δk	±0.5%Δk
反応率比 ・U238(n,γ)/Pu239(n,f)	±5.7%	±2.3%	±1.4%
Pu239(n,f)の反応率分布 ・内外炉心境界 ・外側炉心	±1.9% ±3.0%	±1.9% ±2.3%	±1.2% ±1.9%
制御棒反応度 ・内側リング ・中間リング ・外側リング	±4.8% ±4.4% ±4.0%	±4.3% ±4.2% ±4.1%	±2.6% ±2.9% ±2.8%

○ 炉定数調整法は、ここで評価した核特性についてはすべて、バイアス補正法よりも格段に良い設計精度を示す。したがって、炉定数調整法を設計に適用した場合には大幅な設計裕度の削減が期待できる。

○ バイアス補正法は、実効増倍率や反応率に対しては設計精度向上にある程度有効であるが、制御棒反応度についてはあまり改善が見られない。

これまでの研究から、JUPITER 臨界実験解析等の炉物理研究の成果を有効に反映した炉定数調整手法の採用により、大型炉の核設計手法を高度化する見通しを得ることができた。今後は、実証炉などの大型炉に適用する修正炉定数として完成して、その適用性を評価するとともに実機設計への影響を把握し、大型炉用修正炉定数の総合評価を実施する予定である。

### 3.2 模擬臨界実験

#### (1) 核的ディカップリング特性の研究

これまで、大型高速炉臨界実験の測定および解析を通じて明らかにされた核的ディカップリング現象のメカニズムを定量的に把握し、炉心特性との関連を明確にするために、制御棒価値、サンプル反応度、反応率分布のC/E値の径方向依存性の大きさと核的ディカップリング特性との関連性を検討した。この結果、いずれの特性においても、核的ディカップリング特性の指標である固有値間隔の逆数で現れることがわかった。例として、JUPITER実験で観測されたPu-239の核分裂反応率のC/E値径方向依存性の大きさを固有値間隔の逆数で整理した結果を図3.2に示す。均質炉心(ZPPR-9および12)、径非均質炉心(ZPPR-13Aおよび13C)ともに、C/E値の径方向依存性の大きさは、固有値間隔の逆数と比例関係にあることがわかる。

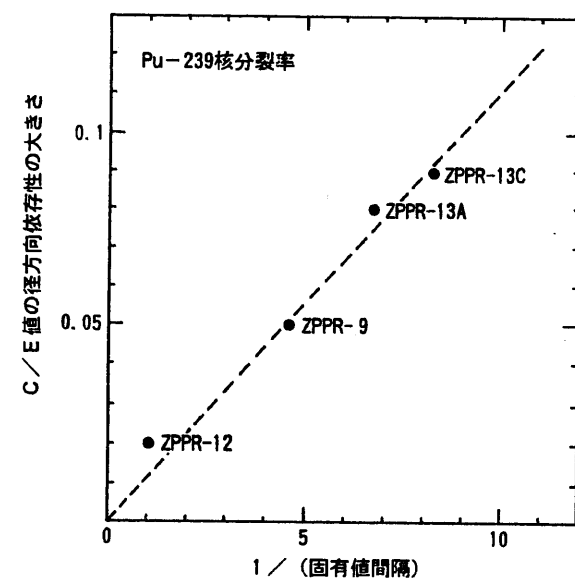


図3.2 固有値間隔による<sup>239</sup>Pu核分裂C/E値径方向依存性の整理例

#### (2) FCA金属燃料模擬実験

新型燃料高速炉に関する炉物理研究の一環と

して、日本原子力研究所と動燃との共同研究として89年度から3か年の計画で、原研の高速臨界実験装置FCAを用いた金属燃料模擬臨界実験を実施している。本研究の目的は、金属燃料高速炉の基本核特性、増殖性能、反応度係数などの積分実験を実施して、金属燃料高速炉の核特性を実験的に検証するとともに、実験解析を通じて核特性の予測精度を向上することである。

実験は、小型金属燃料炉心を模擬した炉心体積600ℓ程度のクリーンベンチマーク炉心であるFCA XVI-1炉心と、内側燃料をPu燃料としたゾーン型部分模擬実験であるFCA XVI-2炉心の2つのシリーズから構成され、91年11月にすべて終了した。図3.3には、XVI-2炉心のプレート配置の例をしめす。実験解析評価も継続して実施されているが、これまでに、ドップラー反応度などの炉心スペクトルに依存する核特性については、酸化物燃料炉心に比較して実験値と解析値の差が大きくなる傾向があるなどの貴重な知見が得られている。今後も実験解析研究を継続し、総合的に金属燃料高速炉の核特性を評価していく予定である。

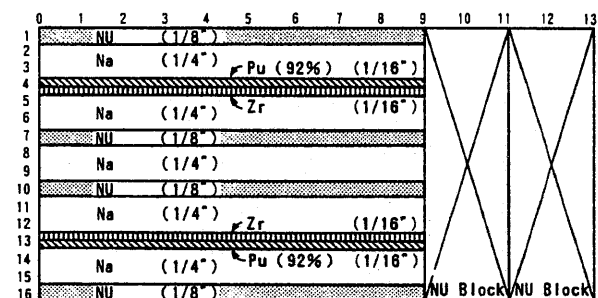


図3.3 金属燃料模擬炉心のプレート配置 (FCA XVI-2炉心の内側炉心ドロー)

### 3.3 遮蔽研究

#### (1) 遮蔽実験

米国オークリッジ国立研究所において実施している日米共同大型炉遮蔽ベンチマーク実験(JASPER計画)は、径方向遮蔽実験、燃料集合

体内ガスプレナム部ストリーミング実験に引き続き、3番目の実験項目である軸方向遮蔽実験を1990年12月に、4番目の実験項目である炉内燃料貯蔵(IVS)実験を1991年10月に終了した。

軸方向遮蔽実験は、図3.4に示す大型高速炉のステンレス鋼製または炭化硼素(B<sub>4</sub>C)製の集合体軸方向遮蔽供試体を用いて、軸方向ストリーミングの予測精度向上を目的として実施した。実験の結果、B<sub>4</sub>Cはステンレス鋼よりも約2~5倍遮蔽性能が優れていること、中心型遮蔽体は周辺型遮蔽体と比べて最大5%程度、ロッドバンドル型遮蔽体と比べて最大20%程度遮蔽性能が優れていること等が明らかとなった。今後は、実施中の実験解析の結果を踏まえて、遮蔽解析でのストリーミング中性子を補正するため

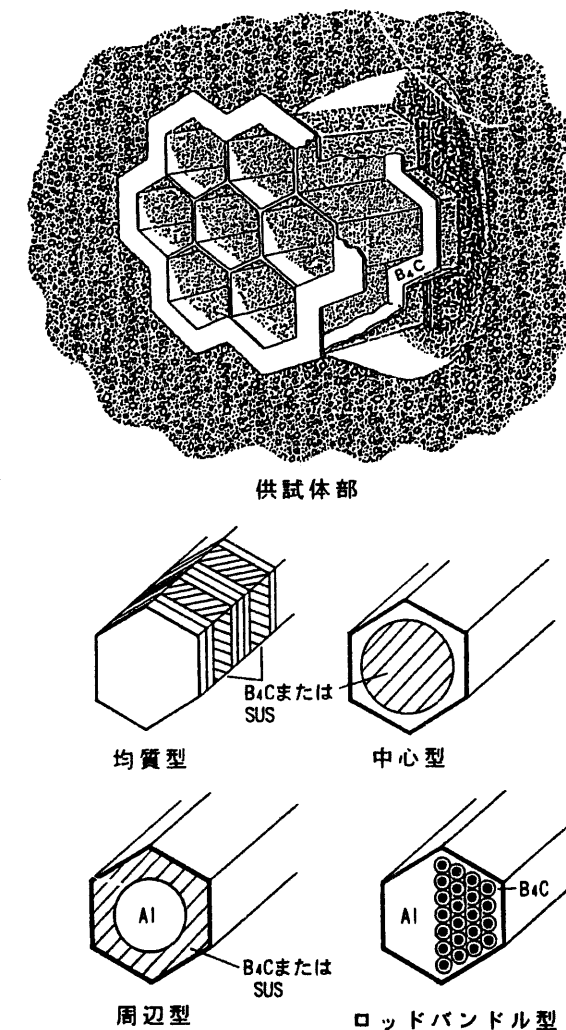


図3.4 軸方向遮蔽実験の供試体

に適用するストリーミング係数（均質体系の計算値に対する非均質体系の計算値の比として定義する係数）を評価し、遮蔽設計の精度向上に資するデータの蓄積を図ることとしている。

IVS実験は、黒鉛系遮蔽材を炉体まわりに配置した場合の炉内貯蔵燃料に対する遮蔽効果を評価することを目的として、図3.5に示す実験体系にて実施した。本実験結果の評価および実験解析は、データの入手を待って実施する予定である。JASPER実験は、2次ナトリウム放射化実験が目下進行中で、この後、遮蔽プラグ部のギャップストリーミング実験、核計装応答実験及び新遮蔽材透過実験を1992年夏頃までに完了する予定である。

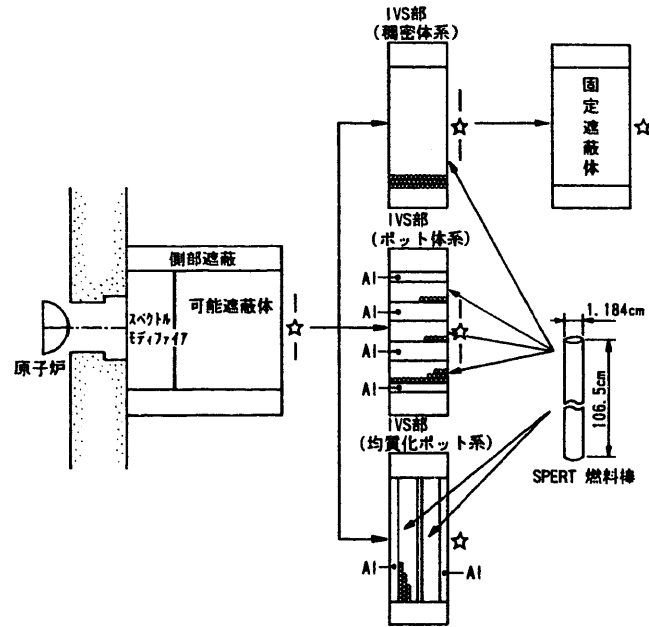


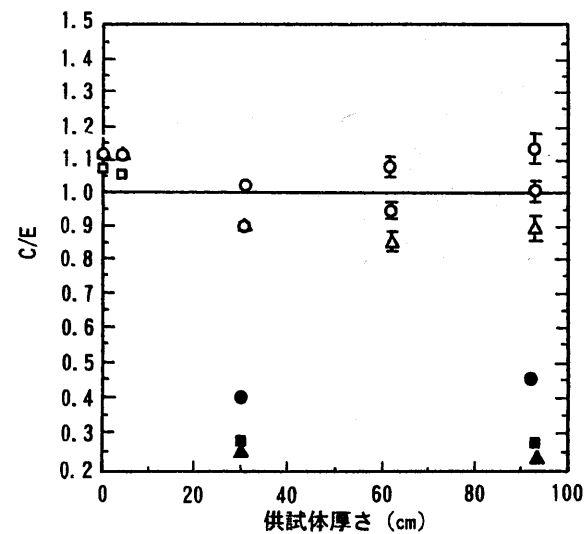
図3.5 炉内貯蔵燃料実験体系

## (2) 実験解析

実験解析では、従来から解析精度の向上を図る上で課題の一つとして指摘されていた鉄(Fe)の断面積の精度評価を中心にした検討を行った。従来からの解析手法である少数群(21群)による2次元Sn法輸送計算の解析精度の検討、縮約群定数の効果等を総合的に評価した。

2次元Sn法輸送計算の解析精度の検討は、最大厚さ約93cmの鉄透過実験を対象に、JENDL-2

から作成した遮蔽用核定数(JSJ2/JFTJ2)を用いた中性子21群の2次元輸送計算コードDOT3.5とENDF/B-IVから作成した核定数を用いた連続エネルギー・モンテカルロ法コードMCNPを適用した。DOT3.5による解析の結果、中心軸上の実験値に対する計算値の比(C/E値)は図3.6に示すように0.3から0.4となり、計算値はかなりの過小評価となった。一方、MCNPによる解析では、図3.6に示すようにC/E値は0.9~1.1と妥当な結果となった。これらの結果から、2次元輸送計算コードを用いた21群の計算では、鉄の断面積が24keV付近にあるウィンドウ効果を精度良く取り扱っていないことによる影響を定量的に明らかにすることができた。次に、解析精度に対する群構造の効果に関する検討は、ステンレス鋼透過実験を対象に、JENDL-3から作成された遮蔽用核定数(JSSTD)を用いて中性子295群、100群及び21群による解析を1次元輸送計算コードANISN-Wを用いて実施した。その結果、ステンレス鋼透過1m当たりの中性子束減衰率を21群の計算結果は295群の計算結果に対して14~40%、同様に100群の計算結果は25%程度過小評価することを確認した。



○ MCNPによるC/E (3インチ系-系) ● DOT3.5によるC/E (3インチ系-系)  
 □ 同上 (6インチ系-系) ■ 同上 (6インチ系-系)  
 △ 同上 (10インチ系-系) ▲ 同上 (10インチ系-系)  
 系-系:中性子検出器

図3.6 鉄透過実験の解析結果

## (3) 遮蔽解析コード・核定数の開発整備

動燃の開発した高速炉遮蔽解析システムにおける計算コードの開発・整備として、2次元輸送計算コードDORT及び3次元輸送計算コードTORTRの導入・整備を行った他、モンテカルロ法計

算コードMORSEの使用法の一般化・標準化を狙いとした検討を行った。また、遮蔽用定数の改良として、JENDL-3ベースの新遮蔽用核定数JSSTDの導入・整備を行い、高速遮蔽解析への適応性と解析精度向上の可能性を検討評価した。

## 4. 燃料材料の研究開発

燃料材料開発は、FBRの経済性、信頼性、および安全性を改善し、将来のFBR実用化を目指すために重要な役割を担っている。燃料材料開発では、FBR実用化に向けた10課題のうち「①高性能燃料の開発」を中心課題として研究開発を進めている。燃料の高性能化の目標は高燃焼度化および高線出力化であり、実証炉段階では集合体取出平均約9万MWd/t、最高線出力430W/cm、実用化段階では15~20万MWd/t、480W/cmを目標にしている。このような目標を達成するため、開発計画に基づき燃料集合体、ピンおよびペレットの照射挙動評価を行うとともに、これらを基に被覆管材料等の開発を行っている。更に新しい方向として、新型燃料といわれる金属燃料や炭窒化物燃料の調査研究も行っている。

燃料以外では、制御棒および遮蔽材の開発を行っており、制御材では燃料と同様に長寿命化が課題で、制御材の挙動評価を行うとともに、この結果を基に新設計の制御棒に関する研究を進めている。遮蔽材についてはFBRに適した遮蔽材として中性子遮蔽性能が高く軽量でかつ耐熱性を有する複合材料等の研究を進めている。

「もんじゅ」が運転に入ると燃料材料開発にも大きな役割を果たすことになる。「もんじゅ」燃料等の照射後試験を行うため大洗工センターの照射燃料集合体試験施設に隣接して大型ホットラボを現在建設中である。ここには、高精度な照射後試験データを大量に効率良く採取できるように、新型の試験機およびデータ処理システムを設置する予定である。

これらの燃料材料の研究開発の現状について

以下に概要を述べる。

### 4.1 燃料および炉心材料の研究開発

#### (1) 燃料集合体の研究開発

##### (i) 大型燃料集合体の炉外試験による評価

高速炉用ワイヤスペーサ型燃料集合体では、照射に伴う被覆管とラップ管のスエリング差等に起因して、燃料ピン束とラップ管の相互作用(BDI: Bundle Duct Interaction)が生じる。これにより冷却材流路断面積の減少が起こり、変形が過大になると局所的な温度上昇をまねく可能性がある。高燃焼度燃料の開発においては、このBDIは燃料寿命を決定する重要な因子の一つとなる。

このBDI条件下における燃料集合体のピン束変形挙動、ピン束とラップ管の相互作用の状況を把握するため、大型バンドルによる炉外試験を実施した。炉外試験では、ピン本数、ワイヤピッチおよびピン外径をパラメータとして、ラップ管を模擬した6枚の圧縮板によりピン束を6方向から圧縮することによりBDI挙動を模擬した。

圧縮量より求めたBDI量とピン間ギャップの最小値との関係を図4.1に示す。ピン間ギャップは、ピン径が大きいほど、またピン本数が多いほど、高BDI量まで保持されることがわかった。一方、ラップ管とピンのギャップは、ピン間ギャップよりも低BDI量から減少を始

めるが、大型炉仕様のピン径8.5mm、ワイヤピッチ165mm、ピン本数271本では、BDI量が3.5dw(dw:ワイヤ径)の条件下で初期の間隔の10%以上が保持されており、接触に至らないことを確認した。これは主にピンの再配置とワイヤずれの発生によるものである。以上の試験によりBDI制限の目安として、従来大型炉の設計研究で用いられている3dwを緩和できる可能性が示された。

また、このようなBDI条件下におけるピン束変形挙動を解析するため、大型ピンバンドル挙動解析コードの開発を進めている。これまでに燃料ピンのスエリング、クリープ変形解析機能を組み込むことにより、照射に伴い燃料ピンバンドル内で生じるラップ管-ピンやピン間ギャップの減少挙動を評価できるようになった。さらに本年度は、高BDI条件下においてもピン間ギャップを精度良く解析するため、新しいピン配置(dispersion)モデルを導入し、その機能の妥当性を炉外バンドル圧縮試験のデータを用いて検証している。

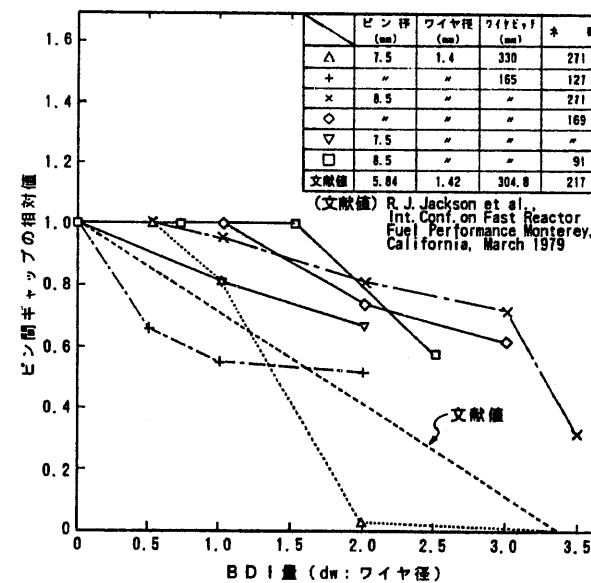


図4.1 BDI量と最小ピン間ギャップの相対値の関係

##### (ii) 燃料集合体の熱流挙動評価手法の高度化

大型燃料集合体では、ピン本数が「もんじゅ」の169本から例えば271本に増えるだけでなく、

ワイヤピッチが約1/2と密になるため、従来の圧力損失および冷却材混合効果に関する評価式の適合性を評価しておく必要がある。またBDIの発生によって、ピン間ギャップが減少した場合の圧力損失および冷却材混合特性を評価する手法を確立する必要がある。

これまでの水流動試験によって、271本模擬ピン束試験体に関して、ノミナル形状から3dwのBDI発生状態までの範囲で圧力損失および塩化カリウム(KCl)をトレーサとした冷却材の混合特性が測定されている。

これらの実験データに基づき、圧力損失評価式を作成するとともに、冷却材混合特性を評価する手法を確立することを目的としてサブチャンネル解析コードの検証を進めている。

#### (2) 燃料要素の研究開発

高速炉酸化燃料の高性能化には、高燃焼度化と高線出力化が最大の課題である。高燃焼度化については、まず長期使用に耐える被覆管材料の開発と高燃焼度での燃料挙動に影響を与える諸現象(とくにFCCI、燃料物性の変化、燃料スエリング、PuおよびFPの移行等)の解明が重要である。また高線出力化については、燃料溶融を防止する設計基準に対して、これを保証するためのデータ取得と燃料と被覆管の物性および溶融時の挙動評価手法について、裕度の合理化方策を提示する必要がある。

##### (i) 高燃焼度化

① 高燃焼度化の目標としては、実証炉段階の燃焼度約15万MWd/t(ペレットピーク)の達成が当面の課題であるが、将来の実用化炉では20~30万MWd/tの高い値を設定している。事業団では、「常陽」や海外炉であるFFTF、EBR-II、Phenix等での照射試験により燃料の高燃焼度化実証試験を進めている。

こうした高燃焼度化の目標は、高性能な炉心材料、つまり被覆管とラップ管の高照射下での性能に大きく依存しており、事業団が実証炉用に用意している15Cr-20Ni-Ti-Nb鋼(PNC1520)被覆管を使用した大型燃料集合体での設計

評価では、約15万Mwd/t、高速中性子照射量  $3 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$  の達成が示されている。なお太径 8.5 mm  $\phi$  燃料ピンは、肉厚を 0.5mm程度にすれば健全性を十分確保できること、ラップ管は照射下での機能維持の観点からは、PNC1520より高強度フェライト/マルテンサイト鋼 (PNC-FMS) の方が変形が小さく望ましいことが示されている。

② 高燃焼度化を達成するために今後燃料設計分野で解決すべき主要な課題としては、現状寿命を支配している i) 高燃焼度下での FCCI 腐食、ii) 高照射被覆管の機械的性質、iii) 燃料ペレットと被覆管およびラップ管のスエリング、照射クリープ式の高精度化、iv) FCMI 評価手法の確立、v) 燃料ピンバンドルとラップ管との機械的相互作用、があげられる。

③ 軸非均質燃料で代表される炉心の中性子束の平坦化は、高燃焼度条件を緩和する手段として欧州で注目されている。事業団でも「常陽」を用いた照射試験によって概念成立の可能性を検討している。これまでの試験から、特有の課題として挙げられているセシウムの軸方向移動とそれによるピン外径の増加は、燃焼度72,000 Mwd/t 程度では問題とならないことがわかった。

(ii) 高線出力化  
高線出力化を達成するためには、燃料物性値の高精度化、溶融線出力の燃料仕様依存性の解明が必要である。現在実証炉の線出力は 410~430W/cm を想定しているが、近年試験技術の高度化により燃料融点の測定精度が従来の  $\pm 25^\circ\text{C}$  から  $\pm 10^\circ\text{C}$  に向上できたことは高線出力化にとって大きな効果をもつ。なお、本年6月に実施された「常陽」燃料溶解限界線出力照射試験 (Power-to-Melt) の詳細解析を燃料挙動解析コード CEDAR にて実施し、4本の試験ピンについておのおのの部分溶融範囲を解析し、照射後試験による溶融領域と照射条件の正確な値と比較検証することにより、コードのモデル見直し、物性値の見直し、解析上の仮定の見直し、さらにはノミナル評価体系全体の検討を行う計画である。こうした検討結果は実証炉燃料を含む高性能燃料の設計に反映する。

### (3) 炉心材料の研究開発

(i) オーステナイト系炉心材料の照射特性評価  
高速増殖原型炉「もんじゅ」の炉心材料として開発した改良 316ステンレス鋼 (PNC316) は、SUS 316鋼に微量のP, B, Ti, Nb を添加し、冷間加工率を20%に調整することにより、高温クリープ強度と耐スエリング性を向上させた材料である。本材料は  $650^\circ\text{C}$ 、1万時間において  $20 \text{ kgf/mm}^2$  以上のクリープ強度を有するとともに、スエリングも  $2.8 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$  の高速中性子照射において5%程度の体積増加にとどまっておき、「もんじゅ」定格炉心での高速中性子照射量約  $2.3 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$  を上回る条件での優れた性能を確認している。また、燃料集合体としての照射は、FFTFにおいて「もんじゅ」と同等の大型集合体試験において、ピーク燃焼度15万Mwd/t を健全な状態で達成し、「常陽」Mk-II 炉心における本材料被覆管の2万7千本に達する使用実績とともに、実用規模での総合性能を確認した。

一方、実証炉の炉心材料候補材としては、PNC 316鋼よりもさらに優れた強度と耐スエリング性を狙った 15Cr-20Ni-Ti-Nb鋼 (PNC 1520) の評価を進めており、PNC 316鋼よりさらに優れた強度と耐スエリング性を確認している。本材料を用いた大型燃料集合体はFFTFにおいてPNC 316鋼燃料集合体の照射量を上回る条件での照射を継続している。また、量産材料としての総合性能を実証すべく、「常陽」Mk-II 炉心燃料集合体5体による照射試験の準備を行っている。さらにこのPNC 1520よりNiを増加した 15Cr-25Ni鋼等では耐スエリング性の改善が可能であることがわかっており、材料の最適化研究を進めている。

ここでは、PNC 316鋼について得られた、照射材料の急速加熱条件下での破壊試験結果とPNC 1520鋼の中性子照射に伴うマイクロ組織変化について報告する。

#### ① PNC 316鋼の急速加熱バースト挙動

燃料被覆管の急速加熱バースト挙動は、燃料の過渡加熱時を想定した被覆管の許容設計限界

評価に重要であり、一定の内圧を荷した被覆管を一定の速度で加熱した時の破損温度を測定することによって評価している。この破損温度に影響を及ぼす可能性のある因子として、被覆管への中性子照射効果と燃料が被覆管に隣接することによる効果 (燃料隣接効果; FAE) が考えられる。

燃料隣接効果は、照射燃料ピンから採取した被覆管の破損温度が材料照射した被覆管の破損温度より低い場合があることから、燃料からの核分裂生成物等が関与した劣化として説明されている現象である。照射後試験において観察されるこの現象が、実際の燃料ピンで発生するかどうかについては、特に核分裂生成物が化学的に活性であることを考えると、照射後試験における被覆管試料の調整や試験方法に十分な注意を払ったうえでの見極めが必要である。この点に留意し、燃料ピンの切断、燃料の除去から試験に至る過程を、制御した不活性雰囲気のもとで行い、この結果と中性子照射のみを受けた被覆管との比較を行った。その結果、図4.2に示すように、少なくとも応力が  $20 \text{ kgf/mm}^2$  以下の範囲では燃料隣接効果は存在しないことが明らかとなった。雰囲気制御が不十分な場合には、核分裂生成物のCsがホットセル内の水分と反応してCsOHを形成し、試験中に応力腐食割れに似た脆化を引き起こす。応力が  $30 \text{ kgf/mm}^2$  と高い場合には燃料被覆管試料に破断温度の低下が認められるが、この原因としてCsやTeの存在による液体金属脆化の可能性が残っている。

上記のような制御された雰囲気において、PNC 316 鋼燃料被覆管の急速加熱バースト試験を行い、その破断温度の照射量依存性を調べた結果、破断温度は照射量に対してほぼ一定であり、材料の照射履歴に敏感でないことがわかった。

このような挙動は、冷間加工材であるPNC 316 鋼に、長時間の熱時効を施した場合でも同様であり、急速加熱時の高温で、加工や照射で発達した組織が回復してしまう結果であると考えられる。

以上の結果から、急速加熱時の破断温度は、

He蓄積の効果が現れない限り、非照射材の値から変化せずさらに高い照射量まで維持されるものと推定される。

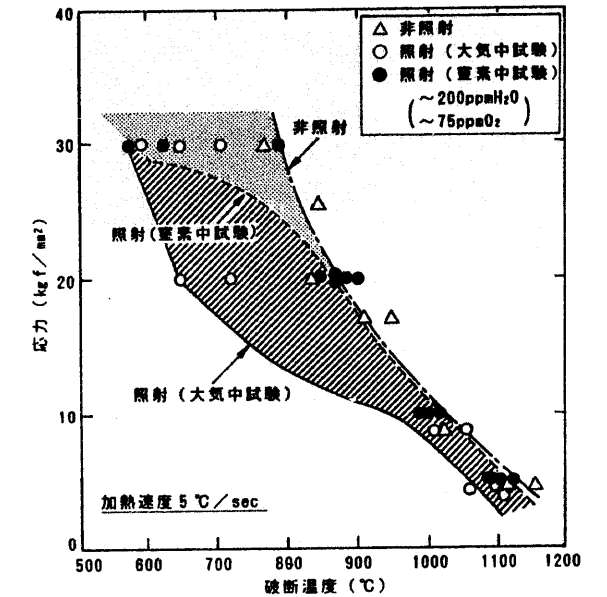


図4.2 照射済燃料被覆管の急速加熱バースト強度に及ぼす雰囲気の影響

#### ② PNC 1520鋼の照射による組織変化

PNC 316鋼における耐スエリング性の向上には、照射中に析出する微細な針状相 ( $\text{Fe}_2\text{P}$ ) が生成するHeを捕獲し、小さなHeバブルとして析出物界面に分散させるために、スエリングの原因となるボイドの成長が抑制されることが大きく寄与している。PNC 1520鋼はPNC 316鋼よりもさらに優れた耐スエリング性を示すが、この材料においても図4.3に示すように微細な針状相が多数析出していることを確認した。さらに本材料では、PNC 316鋼に比べNiおよびTiの量を増加しており、これらが耐スエリング性の向上に寄与している。Niの効果はよく知られているが、Ti添加の効果については共存するC量との関係が重要であり、Ti/C重量比4の状態ではTiC炭化物が微細に分散し (図4.3)、クリープ強度を向上するとともにHe捕獲によってスエリングの抑制に寄与している。

これらの結果から、PNC 1520鋼の照射特性はPNC 316鋼にも増して良好であり、本材料の合金設計の妥当性が確認できた。

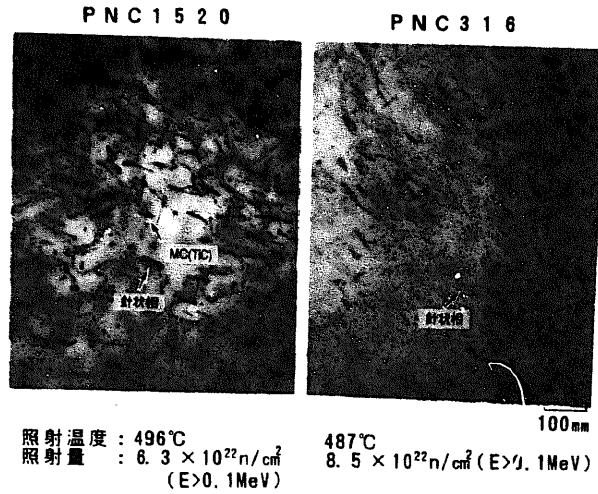


図4.3 PNC1520鋼とPNC316鋼の透過電子顕微鏡組織

(ii) 高Ni合金の開発

改良オーステナイト鋼よりもさらに優れた耐スエリング性を有する材料として、Ni量を40%程度まで高めた高Ni合金の開発を進めている。本材料における主要開発課題は、高温長時間での相安定性を維持しつつ高いクリープ強度を達成することにある。このため、本合金の基本設計ではd電子合金設計手法に基づく相安定性指標をもとに基本組成を定めたうえで、クリープ強度や加工性を改良するための添加元素の調整を行って最適化を進めている。現在、高Ni固溶強化型合金の成分設計の結果から、Mo/(Mo+W)原子比=0.66、Fe/Ni原子比=1の場合に良好な相安定性が得られ、これにNb、Vを添加してクリープ強度を改善したFe-15Cr-40Ni-4.6(Mo+W)-0.1Nb-0.1V-0.1N合金でPNC1520鋼とほぼ同じレベルのクリープ強度を得ている。今後、さらにクリープ強度、加工性の改善を図るとともに、高Ni合金に特有のHe脆化に対する改善策を検討している。

(iii) 高強度フェライト鋼の開発

耐スエリング性に優れたフェライト系材料の特性を生かし、これを燃料被覆管やラップ管に適用するために強度の改善を行い、フェライト/マルテンサイト系材料についてはWとMoによる強化を図った11Cr系材料の仕様の最適化を完了して、現在中性子照射特性評価のための照射

試験を継続している。この系の材料では高温強度に限界があることがわかっており、本材料は温度の比較的低いラップ管への適用が最適である。

フェライト系材料の高温強度をオーステナイト系と同等まで改善し、被覆管に適用するためには新たな強化法を開発する必要があり、酸化物をメカニカルアロイング法で分散させた、酸化物分散強化フェライト鋼(ODS)の開発を行っている。これまでに、酸化物( $Y_2O_3$ )の分散状態に及ぼす添加元素の影響、メカニカルアロイングの条件、製管方法等の検討を行い、従来の検査基準を満足する11Cr系材料の燃料被覆管の試作に成功している。この被覆管のクリープ破断強度は図4.4に示すように、被覆管の軸方向強度はオーステナイト系材料を凌ぐレベルにあるが、内圧強度との差が大きい結果となっている。内圧強度でもベルギーのモル研究所で開発された材料を凌ぐ性能を得ているものの、材料組成によって強度異方性に差があることに着目してさらに改善を図っている。

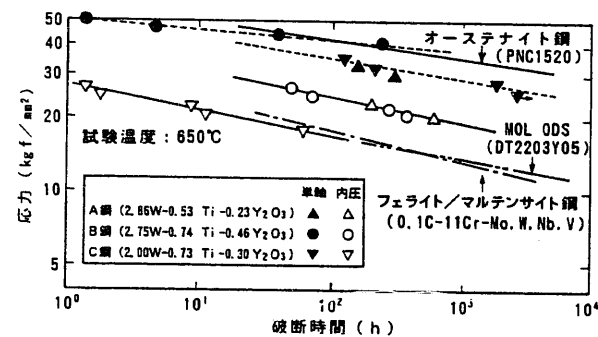


図4.4 酸化物分散強化フェライト鋼試作管のクリープ破断強度特性

(4) 燃料の研究開発

(i) 燃料物性の研究

高速炉用ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の実用化を達成するためには、広い燃料仕様をカバーできる燃料物性データベースの整備と物性式の高精度化が不可欠である。とくに高線出力化のためには、融点データの高精度化、熱

伝導度の高温側データを整備すること、高燃焼度化のためには、燃料クリープデータの取得や基礎物性値の20万Mwd/tを越える範囲での燃焼度依存性を明らかにすることが重要である。また、これまで主として「常陽」、「もんじゅ」の燃料仕様を主体に照射前後の物性データを取得してきたが、今後はより広い燃料仕様範囲での系統的なデータベースの整備(例えばPu富化度45%, O/M比1.90まで)および燃焼度依存性を明らかにする計画を進めている。このため、ペレット内O/M比、Pu再分布の影響の把握、中燃焼度ペレットの熱伝導度データの採取等を検討している。

さらに、燃料溶解を含む高温における燃料挙動を解明するため、融点近傍での燃料組織変化の実験、調査にも取り組んでいる。

(ii) 燃料照射挙動の研究

燃料設計、安全評価の高度化、さらには燃料の高性能化のためには、照射による燃料の挙動変化を適切に把握することが重要である。国内外で実施したこれまでの照射試験から、主な挙動をレビューすると以下の通りであるが、さらに高燃焼度および高線出力領域での燃料挙動評価のために研究を進めている。

① 燃料の組織変化については、幅広い照射条件において燃焼に伴う燃料組織の再編、Pu、UさらにはO/Mの再分布挙動の定量化が可能になった。

② 燃料からのFPガス放出については、従来の放出率では燃焼度依存性のみを示していたが、新たに線出力をパラメータとしたデータベースで燃焼度依存性を評価できるようになった。さらに、放出FPガスの組成としてXe、Kr以外にHeを加え、燃焼度依存性を検討できる段階に至っている。

③ 燃料と被覆管のFPによる化学的相互作用(FCCI)については、SUS316系の被覆管について腐食深さの燃料O/M依存性を高燃焼度領域まで示すことができるようになった。PNC1520、PNC-ODS等の高性能被覆管については炉外での模擬FPを用いた腐食試験による性能評価を終了した。

④ 燃料ペレットのスエリングについては、画像解析により燃焼度依存性を定量化でき、「常陽」MK-II燃料についてはペレット外径変化率との相関を議論できる段階である。

⑤ 燃料と被覆管との機械的相互作用(FCCI)については、被覆管とペレットの高温物性、強度と関連させた解析により、過渡時を含めた照射下でのピン変形挙動を評価できるようになった。

(5) 燃料・材料データベースの作成

精度の高い燃料材料の物性評価式は設計の基盤となる重要な標準データである。実証炉用被覆管材料として開発を進めてきた改良オーステナイト鋼(PNC1520)の照射データがFFTF等の照射により蓄積されたことを受けて、PNC1520材料強度基準(案)の暫定値を作成し、大型炉炉心燃料設計研究に提示した。PNC1520のスエリング等の照射特性はPNC316を上回るものであることが示された。現在、さらに高照射量のFFTF照射データを取得し、より精度の高い物性評価式の再評価を進めている。さらに、実証炉用ラップ管材料として開発したフェライト/マルテンサイト鋼(PNC-FMS)についても材料強度基準(案)の策定に着手した。

燃料要素について運転時の異常な過渡変化時における燃料健全性を判断するための基準設定について検討した。燃料の機械的破損の防止に対しては流量低下型事象の制限を検討し、被覆管温度の1次ピークについて温度による制限値を検討し、フープ応力10kg/mm<sup>2</sup>、昇温10°C/sの場合、860°C程度が許容できる可能性があることを見出した。なお、過渡変化を経験した燃料の継続使用時の健全性評価を充実させるために重要な急速加熱データ、急速加熱時の歪測定データ等の拡充・整備を進めている。

炉心径方向遮蔽体数の削減を図るため、ステンレス鋼に替わる金属水素化物の今までの研究成果を基に、炉内使用成立性を見通しがあるかどうか検討を進めている。

## 4.2 「常陽」MK-II 炉心燃料集合体の照射挙動

「常陽」MK-II 炉心燃料集合体の健全性および照射挙動の把握を目的として、これまでにMK-II 集合体14体の照射後試験を実施している。試験に供した集合体の最大燃焼度（ペレットピーク）は、83,400MWd/t、最大線出力378W/cm、高速中性子照射量は $1.0 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2 (E \geq 0.1 \text{ MeV})$ である。

### (1) 燃料の挙動評価

燃料の挙動評価では、燃料物性、燃焼特性および燃料スエリングについて評価した。

燃料物性の評価では、燃料設計において重要な物性値である融点評価を主に行った。高速炉で使用する燃料は、運転中の燃料最高温度をその融点以下に制限するよう設計する。しかし照射を受ける燃料の融点は、核物裂生成物と燃料の多元系化合物の形成等により変化する可能性がある。そのため照射燃料の融点測定は燃料の熱的設計の観点から重要な項目の一つである。

燃料の融点測定は、照射済み燃料をタングステンカプセルに封入し昇温中に試料が溶融するときに生じる潜熱を検知する方法で行っている。この装置を用いて融点測定を行った結果を図4.5に示す。「常陽」MK-II 炉心燃料（Pu富化度30wt%）では、未照射燃料の融点は2,719℃、また融点評価に用いた燃料の最大燃焼度74,700MWd/tまでは融点は燃焼度にほぼ比例して低下する傾向を示した。また、Pu濃度依存性に関しても「常陽」MK-I 仕様燃料（Pu富化度18wt%）とMK-II 炉心燃料の未照射燃料の融点を比較し、Pu濃度が1wt%増加すると約5℃融点が低下するという結果を得た。

これらの結果に基づき、ペレット径方向のPu再分布による融点への影響も考慮して総合的に評価したところ、MK-II 炉心燃料の融点は設計で想定する値よりも約30℃高温側にあることを確認した。今後さらに高燃焼度燃料について融点測定を継続する予定である。

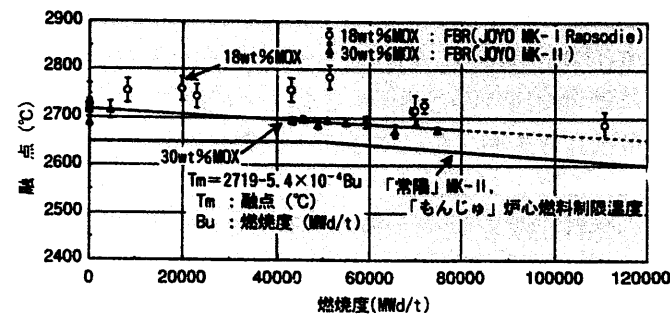


図4.5 「常陽」MK-II 炉心燃料の融点と燃焼度

燃焼特性の評価では、ネオジム法による燃焼率測定とガンマスキャンによる燃焼分布の測定を行い、「常陽」炉心要素評価システム（EXPR IT-J）コードによる計算結果と比較した。その結果、燃焼に伴う燃料ペレットのUやPu同位体組成変化や燃料軸方向のプロファイルは計算結果と良く一致しているが、燃焼度に関しては測定誤差を考慮しても計算値がわずかに大きくなる傾向がみられた。

燃料スエリングの評価では、金相写真および燃料ピンスタック長さから得られる情報をもとに解析した。燃焼初期に焼きしまりによる体積収縮が見られるが、燃焼度の増加にともないスエリングが支配的になる。この燃料スエリングに影響を及ぼす因子として、原料粉の種類、すなわち機械的に混合した単体粉燃料とマイクロ波加熱による混合転換粉燃料を比較して、FPガス放出率のデータなどと比較評価した。その結果、混合転換粉燃料では、単体粉燃料に比してFPガス放出は少ないものの燃料スエリングがやや大きくなる傾向がみられた。

### (2) 炉心材料の挙動評価

MK-IIの初装荷から2次取替炉心燃料集合体の材料には、「もんじゅ」に使用している改良316ステンレス鋼（PNC316鋼；P, B, Ti, Nb添加材）およびその開発段階に相当するTi, Nbを添加していない材料（P, B添加316鋼）が用いられている。これらの材料は燃料被覆管、ラップ管および燃料ピンのスペーサワイヤに適用されている。

燃料集合体が経験した最大中性子照射量は約 $1 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2 (E > 0.1 \text{ MeV})$ であり、顕著な照射挙動は現れない照射量の範囲にあるものの、炉心燃料集合体の照射後試験は材料仕様による挙動の違いを類似の照射環境下で調べるのに有効である。この点に着目して実施した照射後試験結果を以下に報告する。

#### (i) 材料強度

燃料被覆管の引張試験結果では鋼種による違いは認められていない。ラップ管から採取した板材の引張試験結果では、強度が被覆管に比べ若干低く、破断伸びが被覆管に比べてやや大きい傾向にある。

#### (ii) スエリング

被覆管およびスペーサワイヤに関してはいずれも0.2%以下であり、スエリングの潜伏期間にある。一方、ラップ管には最大1.5%と、わずかではあるが有為なスエリングが観察された。

#### (iii) ミクロ組織観察結果と挙動評価

照射材の析出物には材料による差が認められる。PNC316鋼ではスエリングの抑制に効果的な微細針状相（ $\text{Fe}_2\text{P}$ ）が高照射量まで安定に存在する。有為なスエリングの認められたラップ管（P添加316鋼）の針状相は少なく、照射が進行すると消失しNiに富んだG相が現れる。また、照射によって促進された $\text{M}_6\text{C}$ 型析出物が多数観察され、その近傍にフェライト相の形成が認められる。G相や $\text{M}_6\text{C}$ 相はNiを取り込み、スエリング抑制に効果のあるマトリックス中のNi濃度を低下させることから、ラップ管のスエリングの一つの原因になっていると考えられる。またラップ管材料の溶解は大気中で行われたことから、スエリングの抑制に効果のあるPが溶解中に介在物として消費されてしまった可能性が考えられる。なお、ラップ管には現在真空二重溶解した材料を用いている。

照射材の転位組織に着目すると、P, B添加316鋼ではPNC316鋼に比べてフランクループの発達が速く、転位網の密度は低い。すなわち、図4.6に示すように、全転位密度（ループ+転位網）がPNC316鋼の場合高温まで安定に保たれている。ラップ管（P添加316鋼）の

引張強度が被覆管に比べて低い原因として、転位組織の安定性が被覆管より低いことが考えられる。

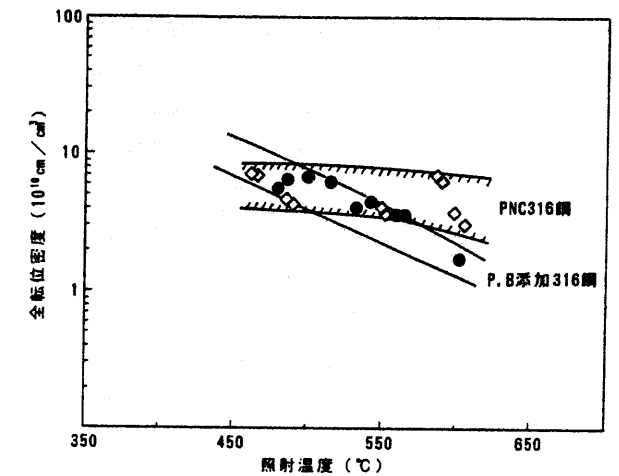


図4.6 常陽MK-II 燃料被覆管の転位密度

以上のようにPNC316鋼の組織安定性は優れており、Ti, Nbの添加が照射特性の改善に有効に働いている。

### (3) 燃料要素の挙動評価

「常陽」MK-II 炉心燃料集合体の最高燃焼度集合体を含む照射後試験結果に基づき、燃料組織変化挙動、被覆管減肉挙動、FPガス放出挙動、燃料ピン外径変化挙動について燃料要素の挙動評価を実施した。

燃料組織変化挙動については、MK-II 炉心燃料の中心空孔は初期線出力で約300W/cm以上で形成され、かつ製造時ギャップ幅の影響を大きく受けることを明らかにした。また、燃焼度約3,000MWd/t以上で残留ギャップ幅は製造時ギャップ幅に比べ割合で約0.8にまで減少していること、またその後は燃焼度と共に直線的に減少し、燃焼度約80,000MWd/t以上でギャップはほぼゼロまで閉じること等の傾向があることがわかった。

被覆管減肉挙動については、MK-II 炉心燃料要素に観測された内面腐食量は最大30μmであり、設計評価式から求まる値に比較して問題と

ならないことがわかった。また、燃焼度、被覆管内面温度について発生しきい値は約20,000MWd/t以上、被覆管内面温度については約500°C以上であることがわかった。一方、外面腐食については、特に問題となるような外面肉厚減少は認められなかった。

F Pガス放出挙動については、ペレット製造条件のバラツキによる影響は認められず、主として燃焼度、線出力がMK-II炉心燃料のF Pガス放出挙動の主要影響因子であること、また、F Pガス放出設計評価式が十分な裕度を有することを確認した。

燃料ピン外径変化挙動については、図4.7に示すように燃料要素の外径増加は極めて僅かであり、燃焼度約80,000MWd/t、高速中性子照射量 $1 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ の燃料要素で最大約0.23%の増加が認められるにすぎない。被覆管スエリングによる変形やF Pガス内圧による被覆管高温部での熱クリープ変形は認められていないことから、この外径増加の原因としては、先に述べた残留ギャップ閉塞挙動との関連で照射末期、燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用により僅かな照射クリープ変形が生じたものと考えられる。

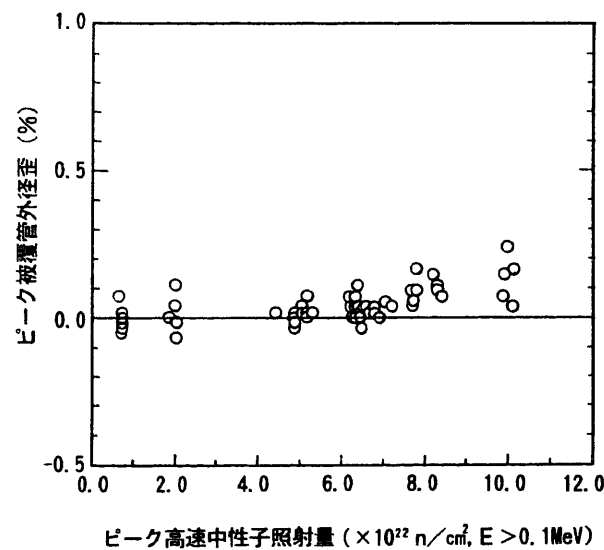


図4.7 MK-II炉心燃料ピンの照射に伴う外径変化

#### (4) 燃料集合体の挙動評価

初装荷、1次、2次取替燃料集合体の照射後試験データに基づき、「常陽」MK-II炉心燃料集合体の挙動評価を行った。炉心設計、集合体設計の観点から重要となる評価項目は、ダクト-ダクト相互作用(DDI)、バンドル-ダクト相互作用(BDI)およびバンドル内での被覆管表面の擦り痕である。また、これらの評価を行う上で必要となるラップ管の照射クリープについても評価した。

##### (i) ラップ管の照射クリープ解析

照射後試験を実施した範囲では、最大約0.7mmのラップ管の膨れが観察されたが、これは、パッド高さである1.35mm以内であり、集合体の脱装荷上支障をきたすものではない。ラップ管の場合には、スエリング支配のコーナー部の膨れと、これに照射クリープが重畳して面中央部の膨れが生じ、これらの量を分離して解析することにより、ラップ管の照射クリープ変形を評価した。MK-II炉心燃料集合体の冷却材圧力は、MK-Iのそれに比べて高いため、ラップ管の全膨れ量のうちの約60%を照射クリープ変形が占めていることが判明した。

##### (ii) ダクト-ダクト相互作用評価

4列、5列に装荷されている炉心燃料集合体と反射体には最大20mmの曲がり量が観察された。そこで、炉心内径方向中性子束分布の勾配により生じるラップ管対面のスエリング差に起因する曲がり量とその方向をFINASコードを用いた解析により推定した。さらに、図4.8に示すように、照射後試験で測定したラップ管の変位ベクトルから上記で求めたスエリング歪ベクトルを差し引くことにより、照射中にはスエリング歪とは逆方向にダクト-ダクト相互作用(DDI)による照射クリープ変形が生じていたことが判明した。これに伴い、燃料交換時に集合体引き抜き荷重の増加が認められている。

##### (iii) バンドル-ダクト相互作用評価

現在開発中のBDIコードを用いて、照射済燃料ピンの残留湾曲量を解析することにより、最外周サブチャンネルとその内側サブチャンネル

間の実際の温度差は従来の照射情報として熱流体力コードで求めている値の60%程度であることが示唆された。このことはワイヤスペーサによる強制混合流により周辺サブチャンネルと内部サブチャンネル間の混合が良く働いている可能性を意味している。

##### (iv) 接触痕

MK-II燃料では、ワイヤと被覆管をともに20%冷間加工することにより、スエリング差によるワイヤの緩みは観察されておらず、MK-I燃料で観察されたような擦り痕は十分抑制できることが確認された。

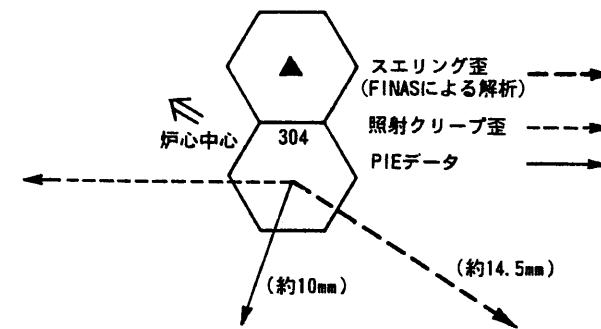


図4.8 「常陽」MK-IIドライバー燃料集合体(PFD304)の曲り

### 4.3 燃料材料の開発試験

#### (1) 「常陽」特殊燃料集合体の照射挙動

##### (i) 溶融限界線出力照射試験

燃料の溶融する限界線出力を把握し、燃料設計手法の高度化および燃料温度解析精度の向上を図るため、溶融限界線出力照射試験(Power to Melt: PTM)を実施した。本試験は、「常陽」における初めての試みであり、B型特殊燃料集合体を使用して、燃料ペレットを計画的に部分溶解させるものであり、4本の試験ピンからなるPTM-1試験と24本の試験ピンからなるPTM-2試験で構成される。このうち本年度は、PTM-1試験を実施した。現在、この照射後試験を実施中であるが、全ピンとも破損や異常な変形等は認められず健全であり、中心空孔の

周りにおいては、僅かに燃料が溶融していることを確認している。代表的な燃料組織を図4.9に示す。中心空孔の内壁は非常に滑らかでありポアフリーゾーンやレンズ状ボイドの発生がみられている。今後はPTM-1試験の試験結果の評価およびPTM-2試験を実施することにより、溶融限界線出力の予測誤差の切り詰めを行う。

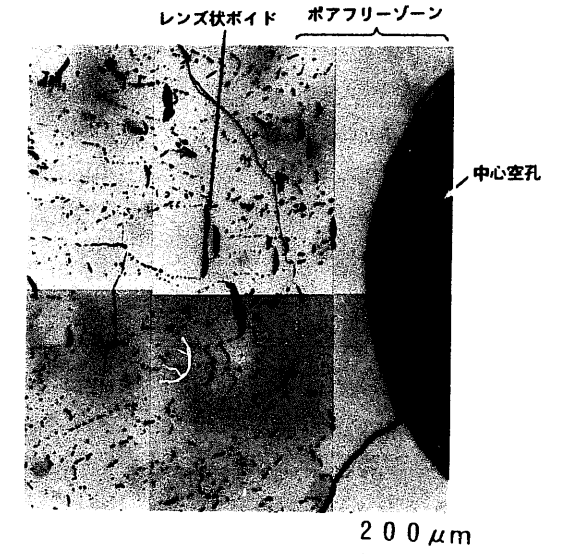


図4.9 燃料溶融部領域の金相観察

##### (ii) 軸非均質燃料照射後試験

「常陽」では軸方向非均質燃料の燃料挙動上の成立性判断に資するため、軸非均質燃料を最大72,000MWd/tまで照射した。照射後試験では、核物裂生成物であるCsの挙動評価を中心に行った。図4.10に示すように、通常の燃料に比較してブランケット内部および燃料との境界部へのCsの移動、蓄積量がわずかに多く認められ、MINERVAコードによる予測解析とほぼ一致した。しかし、ピン外径変化に影響はなく、燃料寿命に及ぼす影響は均質燃料と大差ないと判断できる。金相観察による内面腐食深さは炉心燃料部で最大30μmでありCs移動による影響はなかった。また、燃料-ブランケット境界部へのPuの移動が確認された。

今後、さらにデータの拡充を行うとともに、得られたデータの計算コードへの反映、改良を行う予定である。

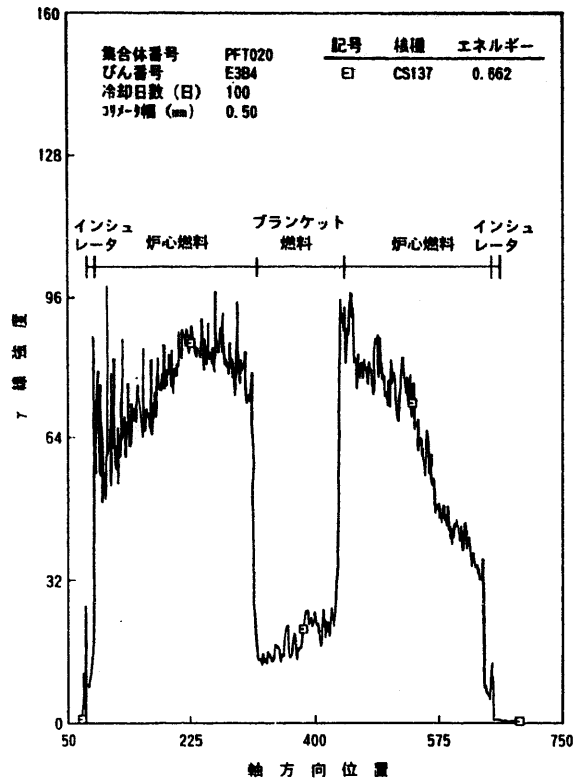


図4.10  $\gamma$  スキャンニングによる $^{137}\text{Cs}$ 軸方向分布

(2) 国際協力による高性能燃料の開発

(i) 長寿命燃料日米共同開発計画

日米が共同研究として実施している長寿命燃料開発の一環であるFFTF照射試験は、平成3年9月までに第12-Aサイクルまでの運転が完了し、改良SUS 316鋼(PNC316)を被覆管およびラッパ管に用いた「もんじゅ」型燃料集合体は計画燃焼度(ピーク130,000MWd/t)を超える約15万MWd/t および  $2.1 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$  の高速中性子フルエンスを達成した。運転中の燃料集合体の伸びは極めてわずかであり、改良SUS 316鋼の優れた耐スエリング性を実証した(図4.11)。また、実証炉段階での候補材である改良オーステナイト鋼(PNC1520)を用いた燃料集合体もピーク燃焼度約15万MWd/t に達し、さらに、寿命限界までの照射を目標に照射を継続する。

高性能材料開発のための温度制御材料照射試験は、PNC 316, PNC1520等の照射を継続しており、最も照射量の進んだ試料は約  $3.7 \times$

$10^{23} \text{ n/cm}^2$  に達しており、現在スエリング、クリープ等の高精度な評価式の作成を進めている。

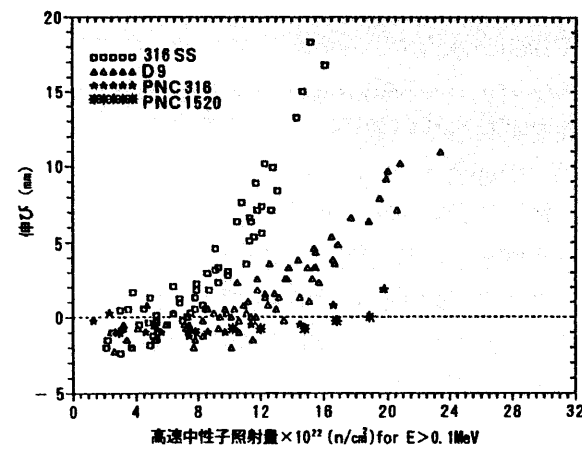


図4.11 中性子照射量と燃料ピン軸方向伸び(FFTF照射)

一方、高強度フェライト/マルテンサイト鋼被覆管(HT9M および PNC-FMS)を用いた燃料ピン照射を「常陽」で実施する計画となっており、そのための「常陽」設置許可を平成3年9月に取得し、第25サイクルからの照射開始を目標に準備を進めている。

(ii) EBR-IIにおける燃料の運転信頼性試験

日米共同で実施しているEBR-IIにおける燃料の運転信頼性試験は、運転時過渡(OT)試験と破損燃料継続照射(RCBC)試験とからなっている。いずれもPhase-I計画を終了し、実証炉段階以降の改良燃料を対象としたPhase-II計画を実施している。

OT試験では、Phase-I試験で繰返し過出力照射を経験したPNC 316被覆燃料の継続照射を行い、更に2回の過出力を行い15.5at%の高燃焼度を達成した。また、破損限界を評価するための100%過出力照射用改良燃料の予備照射は、計画の約1/2の照射を終了し約8at%の燃焼度に達した。これらの予備照射燃料ピンは、被覆管にPNC1520, PNC-FMSを用い、燃料に中空ペレットや軸非均質燃料を含んでいる。さらに、酸化物分散強化フェライト鋼(PNC-ODS)被覆燃料ピンの製作準備が進められており、平成4年から照射が開始される予定である。

RCBC試験では、燃料ピン破損診断技術の

高度化を目的としてEBR-IIに新たに設置した3連DNシステムを用いた燃料破損信号評価試験が実施され、現在DN信号を解析し、照射後試験データ、標準サンプルデータとの比較等による解析を実施中である。破損燃料の温度解析のために長期RCBC運転を経験した燃料ピンの破壊試験を実施中である。破損燃料の燃料温度解析を目的とした燃料ピン予備照射が終了し、非破壊試験を実施中であり、引続き人工欠陥RCBC照射に供される予定である。

(iii) 日仏交換照射

日仏交換照射試験は「常陽」とPhenix炉において、それぞれ相手国の開発したオーステナイトステンレス鋼15-15-TiおよびPNC 316を用いた燃料集合体を照射するものである。「常陽」では昭和63年8月(第16サイクル)から照射を開始し、平成3年9月(第23サイクル)現在、燃焼度77,000MWd/t に達している。Phenixでは反応度異常の原因究明のため運転が停止されていたが、平成4年半ばの第50サイクルから照射が開始される予定である。

また、太径燃料ピン、高燃焼度、中実/中空ペレット、軸非均質燃料といった実証炉仕様を包絡する設計条件での大型燃料集合体のPhenixにおける照射試験計画をCEAとの間で進めており、FBR燃料の高度化、経済性向上に反映することが期待される。

(3) 燃料データと解析コードの整備

(i) 燃料材料データベース

EBR-IIにおける高速炉燃料の運転信頼性試験は日米共同研究として開始以来10年を経過し、蓄積されたデータが膨大となっているため、扱い易く、効率的な処理の可能なデータベースシステムの開発に着手し、基本設計を終了しプログラミングを実施しており、平成4年度試用開始を目標に進めている。

(ii) 挙動解析コードの整備

破損燃料ピンを継続照射した時の破損口の経時変化を予測可能な解析コード(SAFFRON)の開発を進めている。破損燃料ピン挙動解析の主要

モデルは、燃料Na反応生成物の形成・成長と被覆管との機械的相互作用による破損口拡大およびDN先行核の拡散放出挙動である。これらのモデルを組み込み有限要素法により数値解析を行うコード体系となっている。図4.12に破損発生後、燃料-Na反応生成物の成長による破損口の拡大過程を解析した結果を示す。予測した燃料ピン外径増加はEBR-IIにおけるRCBC試験データとよい一致を示している。これまでに2次元体系下でのコードの検証をすでに終了し、現在被覆管クラックの軸方向伝播をモデル化したコードの3次元化を図っている。

燃料集合体の燃料ピンバンドルとラッパ管の間の相互作用(BDI)を解析するコードの開発を進めている。BDIの発生・進展とバンドル配列の再配列(ディスページョン)による機械的相互作用の緩和モデルを組み込み、炉外で実施したバンドル圧縮試験データによる検証を行い、よい一致を得ることができた。現在熱応力解析コードPYTHONとの連成を図っている。

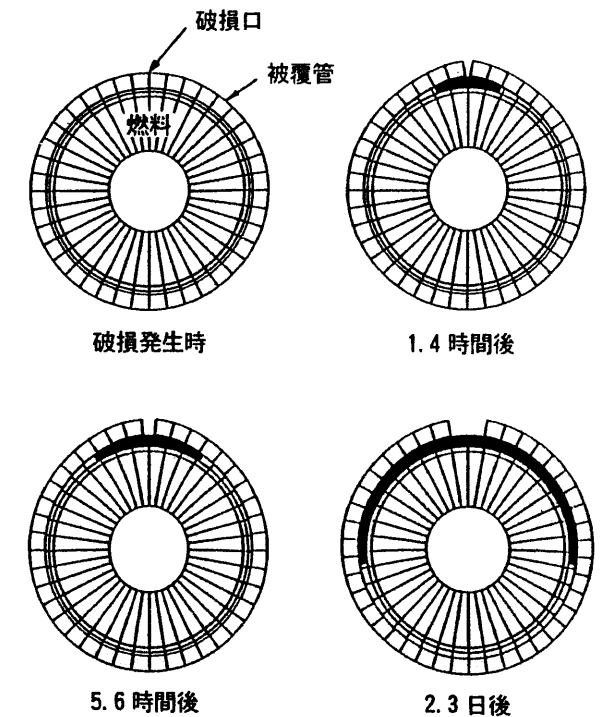


図4.12 破損燃料挙動解析コードによる破損口拡大課程の解析結果(ナトリウムの拡散係数:  $10^{-6} \text{ cm}^2/\text{sec}$ )

#### (4) 新型燃料の開発

##### (i) 炭窒化物燃料の研究

「常陽」における炭・窒化物燃料の照射試験を原研との共同研究で進めている。照射用燃料ピンは炭化物(U, Pu)C<sub>1.075</sub>燃料ピン1本および窒化物(U, Pu)N燃料ピン2本であり、基本仕様を燃料スタック長 200mm、燃料ピン直径 8.5mm、ピーク線出力 800w/cmおよび燃焼度 5 at%とした。現在「常陽」の許認可の準備を進めており、平成5年度照射開始の予定である。

##### (ii) TRU消滅処理技術の研究

核種分離・消滅処理技術研究開発の一環として、大洗工学センターでは高速炉による超長寿命放射性核種 (TRU) の消滅処理研究を進めている。高速炉によるTRU消滅処理技術の確立を図るためには、TRUを含む燃料を高速炉に装荷した場合の炉心特性評価、消滅特性評価、物質収支評価の他、照射試験によってTRU核種の高速炉での消滅処理特性の検証、TRU燃料の照射挙動と健全性評価を行う必要がある。これらを目的に

- ① 高速炉におけるTRU消滅処理特性の評価
- ② 「常陽」におけるサンプル照射による消滅率、核データの評価
- ③ TRU基礎物性データの測定・評価およびTRU分析技術の確立

④ 「常陽」におけるTRU燃料ピン照射による照射挙動の評価の実施計画

を立案するとともに、以下の研究を実施した。

既存の資源、データ等の利活用によるTRU消滅処理の可能性評価の観点から、「常陽」で照射したドシメータセットにあるNpの定量評価に着手するとともに、未照射ペレットのうち長期保管により<sup>241</sup>Amが比較的少量に生成したペレットを用いたTRU照射計画に基づき、照射用燃料ピンを製作した。

また、TRU核種を添加したMOX燃料 (TRU燃料) の消滅挙動評価については、照射用燃料ピン製作において高放射線量であるTRU核種の取扱い、燃料加工での被ばくの観点から、ホットセルを利用した遠隔操作による小規模な

燃料製造施設 (TRU燃料ミニサイクル試験施設) として照射燃料試験施設の改造に係わる調査、検討を行うとともに、燃料製造および照射後試験に伴うTRU分析の技術開発に着手した。

#### 4.4 制御棒および遮蔽材の研究開発

##### (1) 制御棒吸収ピンの照射挙動

制御棒開発は炉心燃料集合体と同程度の寿命の長寿命化を図ることを目的として、中性子吸収性能に優れた炭化ホウ素(B<sub>4</sub>C)を用いた中性子吸収ピンの開発を中心に進めている。

寿命制限因子となっている吸収ピンの挙動は、B<sub>4</sub>Cが中性子を吸収することによって発生するHeによる吸収ピンの内圧上昇とB<sub>4</sub>Cペレットのスエリングによる被覆管との機械的相互作用 (ACMI) である。前者は吸収ピンからのHe放出を許容するベント型ピンを採用する場合には問題とならないが、後者についてはスエリングを吸収するためのペレットと被覆管のギャップを確保する必要があり、高燃焼度を目標とするほどギャップの拡大が必要となり、ペレット温度の上昇やペレットの割れに伴うピン内でのペレット片の再配置などの問題を生じる。これらを解決するために、ナトリウムボンド型吸収ピン、ペレット片の再配置防止のためのシュラウド (ペレットに被せる薄肉金属製の鞘) の開発を行い、現在炉外試験を終えて「常陽」での照射試験を開始している。B<sub>4</sub>C自体の高燃焼度挙動については、これまでに「常陽」での照射試験により燃焼度  $160 \times 10^{20}$  cap/cm<sup>3</sup> までの評価結果を得ている。ここでは最近得られたB<sub>4</sub>Cペレットの高燃焼度照射挙動について報告する。

B<sub>4</sub>CペレットからのHe放出は図4.13に示すように、初期の立ち上がりののち徐々に進行し、燃焼度が  $110 \times 10^{20}$  cap/cm<sup>3</sup> までは従来の予測式の範囲にあるが、それ以降の燃焼度では急激な増加を示す。この増加はペレットに多数の割れが発生することに対応しており、生成したHe

が割れを通じてペレット外にほぼ100%放出された結果であると考えられる。したがって、これ以降の燃焼度におけるHe放出速度は生成速度と同程度の速度で進行するものと予測される。この結果はB<sub>4</sub>C結晶中のHe保持量が飽和することを意味するため、スエリングは高燃焼度で飽和する可能性があることを示唆しており、今後この点に着目してHe保持量およびスエリングの測定を行い確認する予定である。

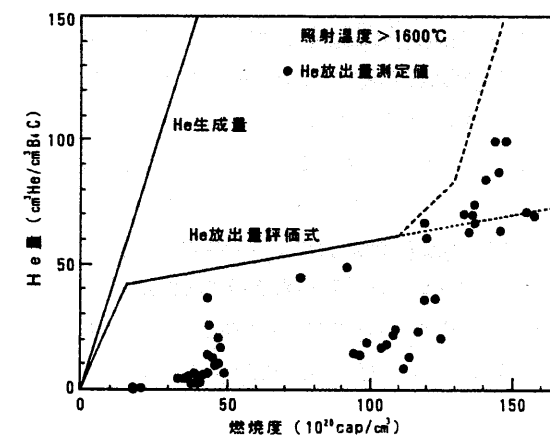


図4.13 B<sub>4</sub>CペレットからのHe放出量の燃焼度依存性

##### (2) 中性子遮蔽材の開発

従来のステンレス鋼遮蔽体に代る、中性子遮蔽性能の高い材料を開発するために、B<sub>4</sub>C粉末および黒鉛の照射挙動評価を行っている。

「常陽」における第一期照射試験は、中性子照射量約  $3 \times 10^{22}$  n/cm<sup>2</sup> (E>0.1MeV) までの照射を終了し、非破壊試験により遮蔽体の健全性を確認して、材料の物性評価を実施中である。第二期照射では、コスト低減を目的とした大型試験体の照射を行っている。

#### 4.5 照射後試験関連技術の開発

##### (1) 試験技術の高度化

##### (i) 燃料物性測定技術開発

測定した燃料融点の測定誤差、ばらつきは設計値に直接影響を与えることになるが、過去、照射燃料試験施設設置の融点測定装置により測定してきた照射済燃料融点の誤差は約±30℃で世界的にも良い精度である。しかし、燃料設計において燃料中心温度制限に対する裕度の合理化は大きな設計改善効果を持つため、さらに測定精度を向上させる改造を実施した。

測定精度を向上させる方策として、測定ノイズおよび温度校正のばらつきについて着目し、2色温度計検出素子の見直し・変更によるS/N比の向上 (約2倍) およびカプセル測温孔径の適性化 (φ1→φ2mm) による温度再現性の向上を達成した。また、温度計校正用に使用している標準試料 (Mo, Ta) をペレット型からカプセル測温孔を直接覆う帽子型に変更し、カプセル測温部に対する精度の高い温度校正を行えるようにした。これらの改造により測定誤差が約±10℃に向上するとともに、ばらつきも減少した。このため不明確であったMOX燃料の融点の燃焼度依存性が、1万Mwd/t 当り約5℃の割りで直線的に低下する傾向を見出すことができ、従来設計値 2,650℃の合理化、設計マージンの切り詰めを検討するにいたっている。現在、この得られたデータを基にFBR実証炉の設計用融点見直し作業を実施している。

##### (2) 照射後試験用輸送容器の開発

高速増殖原型炉「もんじゅ」において照射された炉心構成要素を、大洗工学センターに建設するFMF増設施設に輸送するため、B(M)型輸送容器 (キャスク) の開発を平成6年度完成を目標に進めている。

本キャスクは、「もんじゅ」以外に高速実験炉「常陽」、新型転換炉原型炉「ふげん」等の照射済燃料集合体も収納できる多目的なものと

して開発を進めている。キャスク本体はステンレス鋼製三重円筒構造であり、内筒内にはバスケットが設置される。バスケットは集合体形状や収納数に合わせて数種類設計しており、これによりキャスクの多目的性が達成される。キャスク本体上下部には緩衝体が取付けられる。本体は全長約 5.5m、直径約 1.6m、総重量約 46 トンである。

B 型輸送物に対しては、輸送物が事故時条件にも耐えるよう設計されていることが必要であり、国の法令により苛酷な事故条件を模擬した機械的試験、耐火試験等が課せられている。本年度は、このための安全性実証試験として、1/2 縮尺モデルの供試体を使用して「遮へい試験」「9 m 落下試験」(図 4.14)「1 m 貫通落下試験」ならびに、キャスク上部の部分原型モデルを使用して「耐火(火災)試験」を実施した。遮へい試験からガンマ線および中性子線に対する遮へい設計の妥当性が確認でき、また落下試験、耐火試験からは、「キャスク本体の変形」「蓋部の気密性」等において設計の妥当性が確認できた。さらに、衝撃加速度、緩衝体変形量、温度分布等の定量的データが目的通り取得できた。

今後は、これらの試験結果をベースに詳細な安全解析を行い許認可申請を進める予定である。

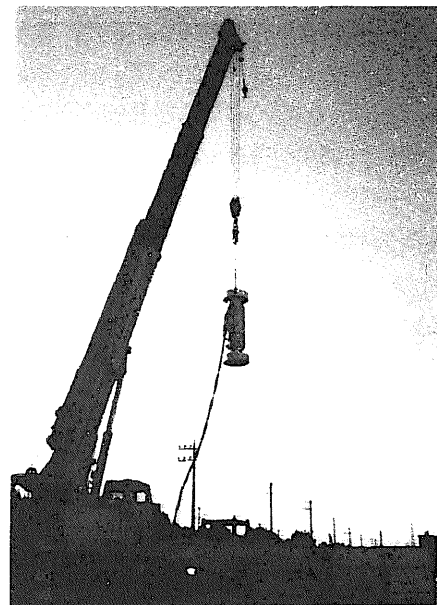


図 4.14 9 m 落下試験

#### 4.6 照射燃料集合体試験施設の増設

高速増殖原型炉「もんじゅ」において照射された炉心構成要素の健全性評価のため、大洗工学センター内の照射燃料集合体試験施設(FMF)に施設を増設(FMF増設施設)し、平成7年度に操業を開始する計画である。

本施設における照射後試験では、「もんじゅ」を始めとする大型炉心の炉心構成要素等の性能および設計裕度を評価し、FBRの実用化にむけて、大型炉心の高性能化および長寿命化に寄与することを目的としている。

施設は、地上4階、地下2階で建築面積約1,600㎡、延床面積約6,900㎡である。FMF増設施設では全遠隔保守方式を採用するとともに、施設の安定運転、効率的な照射後試験を行うため、計算機を用いた自動化運転システムを導入する計画である。照射後試験では、主として燃料集合体および燃料ピンの非破壊検査を実施する。試験機については、多量の高精度データの収集、解析、評価のために自動化を取り入れ、高性能で、かつ多機能な試験機を開発中である。

平成5年9月の建家完成を目指し、3年度は5月に建家工事を着工し、地下部の鉄筋加工、コンクリート打設工事を進めた(図4.15)。また、内装設備、試験機等について製作を開始した。

(1) 建家については、支持地盤の掘削、地下2階および1階の床、壁、柱等の鉄筋加工、コンクリート打設を行っている。また、コンクリート打設に合わせて遮蔽扉の据付工事も行っている。セル内ライニングについては、工場において製作を進めている。

換気空調給排水設備については、コンクリート打設に合わせて埋込排気管等の据付を完了した。

(2) 内装設備については、燃料ピンのセル内自動搬送機能付パワーマニプレータ、インセルクレーンシステム、遮蔽窓、M/Sマニプレータ、機器移送設備および試料取扱設備等について、設備の仕様を決定し実機設計、製作を開始した。

(3) 試験機については、2年度に引き続き実施してきた試験装置の部分試作体について、性能確認試験を進め、試験精度や遠隔操作性の成果を実機仕様に反映させた。また、集合体試験装置、ピン試験装置、X線CT検査装置について装置の仕様を決定し、実機製作のための設計、製作を開始した。

(4) 自動化運転システムについては、総合情報処理システム、試験自動化システムおよび施設運転自動化システムの詳細設計を完了した。引き続きシステムの製作を開始した。

(5) 許認可については、3月に施設検査申請を行い、工事の進捗に合わせ4月に支持地盤検査を行い、その後引き続き鉄筋、地下埋設の排気管、遮蔽扉等の検査を行っている。

4年度、建家については、1、2階セル周辺工事を行い、内装設備、試験機等については製作を継続する予定である。

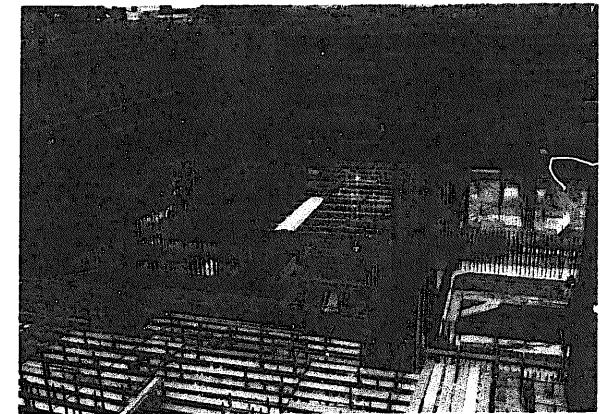


図 4.15 地下階 鉄筋工事中

## 5. 機器システム研究開発

機器システム研究開発については、経済性と安全性の両面から魅力あるFBRを創出することを目指した革新的研究開発を推進するとともに、「もんじゅ」建設及び試運転への支援・協力を行ってきた。

革新的研究開発では、いわゆる「研究開発10課題」のうち、④機器、配管の合理化、高信頼性化、⑦2次系削除システムの開発、⑨運転保守技術の高度化の3つを中心にR&Dを展開している。

まず、機器・配管の合理化、高信頼性化では、キューリー点電磁石方式の新型炉停止機構の開発を行っており、熱過渡応答試験と熱過渡応答性解析コードの開発を行った。コンパクト高性能電磁ポンプの開発では、強磁場コイルの開発、耐熱材料の開発を行っている。配管短縮を目指して行われたベローズ継手の開発では、前年度までに実施した実寸大ベローズのナトリウム中試験を受けて、解体検査を行った。

次に、二次系削除システムの開発を目指した研究では、高信頼性の2重管蒸気発生器（以下SG）の開発を行っており、特に、平成2年度1MW蒸気発生器試験施設に設置した2重管SG小型モデルの整備を行い、引き続いて3年9月から熱流動試験等を開始した。またこれと並行して、2重伝熱管の片側リーク検出系の開発のための要素試験を開始した。更に、「常陽」の1次主冷却系へ2重管SGを設置することの検討を行った。

運転保守技術の高度化では、予防保全技術開発の一環として、供用期間中検査（ISI）機器の開発を行っており、原子炉容器廻り、1次主冷却系配管、SG伝熱管などのISI装置の

開発を継続した。また、汎用プラント動特性解析コードSuper-COPD及びその簡易コードによる、大型炉を対象としたプラント動特性解析評価を行い、運転手法の検討に供した。

一方、「もんじゅ」支援は、昭和63年から始まった一連の校正試験（電磁流量計、連続式ナトリウム液位計等）の結果の取りまとめや、総合機能試験の中で実施される動特性試験の予備解析などを行った。また、「もんじゅ」供用前検査（PSI）に関する技術支援を行うとともに、大型ナトリウム機器施設を用いた「もんじゅ」運転員の訓練を継続して実施した。

### 5.1 原子炉構造・燃料取扱設備の研究開発

#### (1) 新型炉停止機構の開発

FBRにおける原子炉停止系のより一層の信頼性向上を図るため、新概念の炉停止機構の開発を進めている。動燃では昭和61年度よりキューリー点電磁石（CPEM）方式の自己作動型炉停止機構（SASS）の開発を始め、昭和63～平成元年度は日本原子力発電（株）との共同研究として種々の要素試験を実施した。本年度はSASSの成立性にかかわる最重要課題であるCPEM単体の熱過渡応答性についての試験を、試験体形状をパラメータに実施するとともに、実機使用環境に則した冷却材（ナトリウム）の急激な温度変動下における作動応答性能を解析することを目的に熱過渡応答性解析コード（SASSTAC）の開発を行ったので、その

結果について報告する。

#### (i) 熱過渡応答性確認試験

CPEMの電磁力はアーマチュア部（制御棒吸着部）の温度感知材の温度で決まるが、それ自身の熱容量のため、冷却材の温度上昇に対して作動の時間遅れが生じる。この時間遅れは、冷却材の温度が急速に上昇する流量現象型の異常事象を主対象としたSASSにとっては、成立性にかかわる最重要課題である。現状の大型炉設計においては、システム全体としての応答時間は熱過渡上最も厳しい流量現象型の異常事象を想定して5～10秒が求められている。そのうち、CPEM単体として許される応答時間は2秒程度である。

図5.1は応答時間をナトリウム熱過渡（昇温速度）に対して整理したものである。温度感知材は、温度応答性を高めるためにフィン構造としており、図中○印はフィン間のスリット幅を3mm、フィン厚みを6mmとしたTYPE Iのもので、●印は各々4mm、8mmとしたTYPE IIのものである。TYPE Iは温度応答性の面では最適構造に近いもので、TYPE IIはスリット幅をより大きくし冷却材の流動性の向上を図ったものである。図に示すように両タイプとも大型炉の流量現象型の異常事象時に想定される、昇温速度30°C/secでの応答時間はそれぞれ1.1秒、1.5秒であり、設計目標値（2秒以下）とともに満足することが確認された。

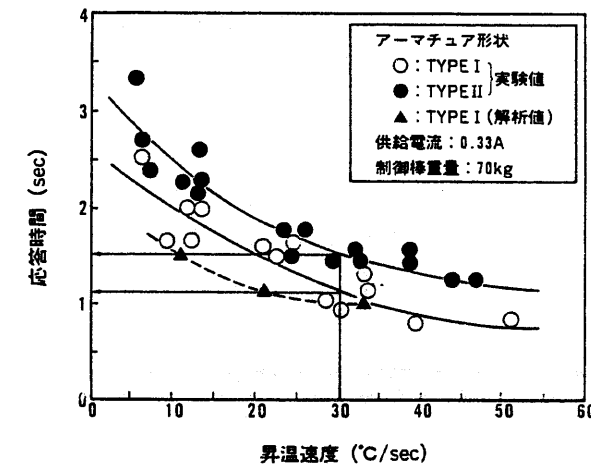
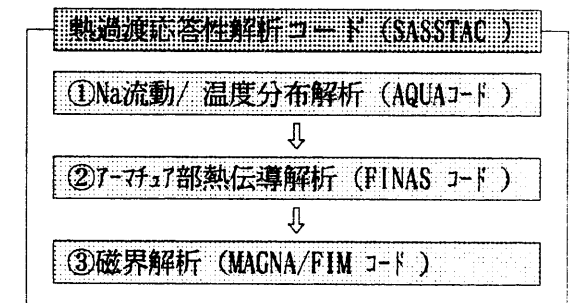


図5.1 昇温速度と応答時間の関係

#### (ii) 熱過渡応答性解析コードの開発

作動応答時間は、理論的には冷却材の温度上昇につれて電磁力が低下する過程において、ナトリウム温度が作動設定温度に達した時刻から電磁力が制御棒重量以下となるまでの時刻として求められる。電磁力は各時刻における温度感知材の温度によって決まる。電磁石全体または温度感知材が均一な温度にある場合の電磁力は、その温度に対応する物性定数（磁化率）を一律に与えることで求められるので、磁界解析のみで評価できるが、電磁石周りの環境温度が急激に変化する場合、温度感知材内には顕著な温度分布が生ずるので、電磁力の解析には温度感知材の各微小部分ごとにその温度に対応する物性定数を考慮する必要がある。

熱過渡環境下における電磁石の作動応答性を精度良く解析するため、以下のステップで構成される熱流動／熱伝導／磁界解析の連成コード（SASSTAC）を開発した。



上記①のナトリウム流動／温度分布解析結果に基づいて行った②での熱伝導解析結果を、図5.2に示す。フィン付け根部には顕著な温度分布が見られるが、フィン部には大きな温度分布は見られず、ほぼ均一に温度上昇していることがわかる。図5.3は上記熱伝導解析結果に基づく磁界解析結果で、(a)は温度上昇前、(b)は温度上昇過程における磁束ベクトルを示す。昇温前では温度感知材全体を磁束が通っているが、昇温過程では肉厚部の一部に依然として高い密度であるもののフィン部は著しく少なく、磁束が効果的に遮断され、電磁力の低下が生じていることが分かる。この解析で得られた電磁力を経過時刻に対してプロットしたものを図5.4に示す。本図から解析による応答時間として1.03

秒が得られる。このようにして求めた解析結果を図5.1上に示した。実験値と解析値との差は約0.1～0.4秒であり、CPEM単体の作動時間に比べると約20%とやや大きい。システム全体の作動時間である5～10秒に比べると小さく、CPEM単体の作動時間評価誤差がシステム全体の作動時間に与える影響は十分小さいと判断できることから、本解析コードは30°C/sec程度の急速な温度変動に対して応答時間が現実的に十分な精度で評価できることがわかる。

FIG.5  
TEMPERATURE

CROSS VALUES  
1 436 9995  
2 444 9993  
3 452 9990  
4 460 9986  
5 468 9985  
6 476 9983  
7 484 9980  
8 492 9978  
9 500 9976  
10 508 9971

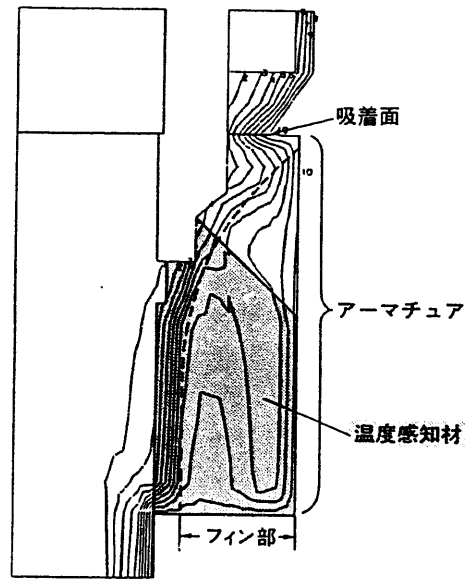
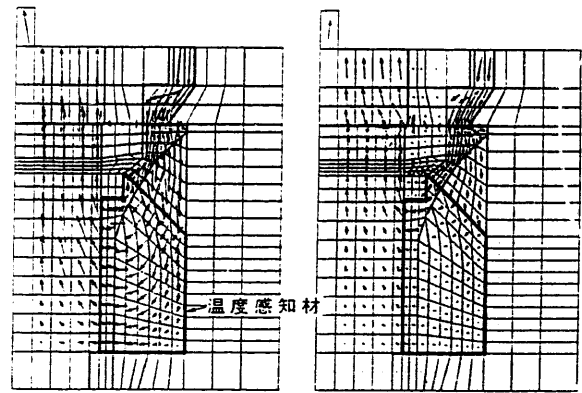


図5.2 熱伝導解析によるアーマチュア内温度分布



(a) 温度上昇前 流体主流温度 (Tc-56°C : 434°C)  
(b) 昇温過程 流体主流温度 (Tc+30°C : 520°C)

図5.3 磁界解析による磁束分布

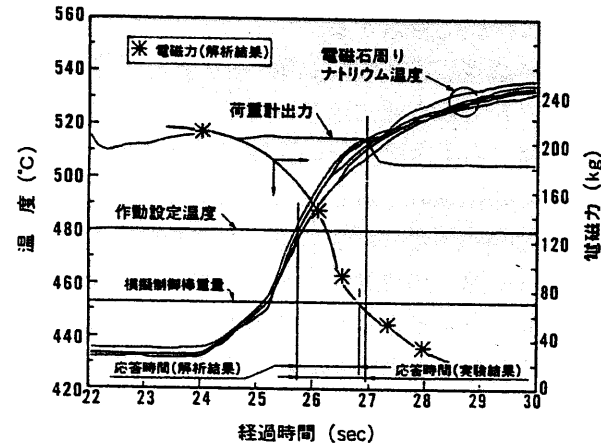


図5.4 磁界解析による電磁力計算結果

以上のように、本解析コードは電磁石近傍のナトリウム温度・流速分布を基にその作動応答性能が評価できるとともに、最も優れた応答性能が得られる電磁石構造の解析も可能であり、大型炉用電磁石の設計・評価に寄与できるものとする。

キュリー点電磁石方式のSASSに関して、種々の要素研究が実施され、これまでの成果から実証炉・実用化炉のSASSとして基本的な機能は備えていることが確認された。今後の課題は実際の炉構造との整合性とシステム全体としての特性評価であり、実験炉「常陽」を用いた実証試験についても現在検討を進めている。

## 5.2 冷却系設備に関する研究開発

### (1) 2重管蒸気発生器の研究開発

高速炉の実用化には、軽水炉と経済的に競合できる発電プラントを作る必要がある。そのための方策の一つとして、2重管SGを用いた2次系削除プラント概念が検討されている。このプラントでは原子炉1次冷却系に直接、SGを設置することから、従来型のシステムに比べてさらに一層の信頼性が要求される。このため、SGの伝熱管を2重壁とすることにより、片側の伝熱管が破損した段階で破損の検出ができ、2重伝熱管の貫通破損を防止することができる

仕組みとなっている。

2次系削除プラントに適用できる2重管SGの開発を昭和58年頃着手し、その後も2重管の製作性等に関する要素試験を行ってきたが、2重管SGを用いる2次系削除システムの成立性を明らかにするため、平成元年度に1MW出力の2重管SG小型モデルを製作した。2重管SG小型モデルは、平成3年9月末までに、既設設備との配管接続等の据え付け・改造工事を完了し、引き続いて試運転を開始した。図5.5に小型蒸気発生器試験施設に据え付けられた2重管SG小型モデルの外観を示す。

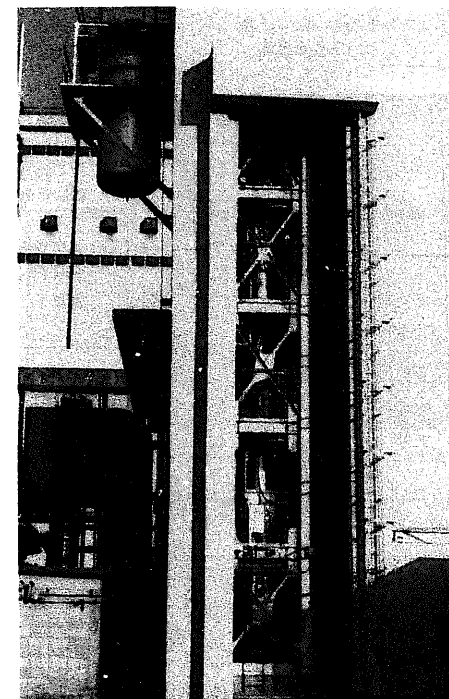


図5.5 2重管蒸気発生器小型モデル (1MWt)

同小型モデル試験を用いた主な試験項目として、まず一体貫流型のSG伝熱管におけるDNB点の挙動を把握し、高サイクル熱疲労の評価を実施する。また、直管2重管での水側流動不安定性の現象を確認し、その防止対策および本現象が構造健全性に及ぼす影響を評価する。熱流動特性については、特に全長の約70%にわたり外側伝熱管の温度が、クリープ温度(約400°C以上)領域にあると予測されることから2重

管間隙部のリラクゼーションによるギャップ熱抵抗値の経時特性を評価する。

これら一連の試験・評価を実施し、2次系削除プラントに適用できる2重管SGの許認可性についてその見通しを確認する予定である。

### (2) 2重管リーク検出システムの研究開発

2重管SGでは、内外管リーク検出システムを設置して2重管の片側破損の段階で破損を検出し、ナトリウム-水反応を未然に防止することにより高い信頼性を実現することが期待できる。このための研究の一環として、今年度は内管リーク検出システムの要素試験を実施している。

要素試験装置は給水タンク、蒸気発生器、加熱ヒータ、冷却器、流量計、湿分計等より構成され、165kg/cm<sup>2</sup>g、550°Cの蒸気を発生して試験体に注入すること、及び中間プレナム部にリークする湿分を測定することができる。また、Heガスを注入し、その通気量を測定することも可能である。

試験体としては、2重管製作仕様やリーク孔径をパラメータとした長さ1mの短尺2重管(35体)、実機相当長(20m)の長尺2重管(1体)及びHeプレナム試験体(3体)を製作し、さらに高温用湿分計を試作した。

内管リーク要素試験は、①He通気特性試験、②蒸気リーク試験、③スケール生成確認試験、④湿分分流試験、⑤Heプレナム試験、⑥高温湿分計試験から成り、現在実施中である。

He通気特性試験は、ギャップやリーク孔径を変えた試験体にHeガスを注入し、通気特性を調べる試験で、試験結果の一例を図5.6に示す。蒸気リーク試験は、試験体に蒸気を注入してそのリーク量を測定するものであり、スケール生成確認試験は水質を管理した蒸気を注入し、2重管境界部での酸化スケール生成状況を確認するものである。湿分分流試験は、温度分布の通気性に対する影響をみるため、リーク孔位置および温度分布を変えてHeガスや蒸気の通気特性を試験する。Heプレナム試験は、Heガスと湿分

のミキシング状況を確認するために高さを変えた3種類の試験体を用意した。また、高温湿分計は、赤外線吸収を利用した湿分計で、応答性の改善を目指して直接Heプレナムに設置することから、Heプレナム試験体に取り付けて試験を実施する。

これらの試験結果はリーク検出コードALPHAの改良および来年度実施する2重管SG小型モデルでのシステム評価試験に反映する予定である。

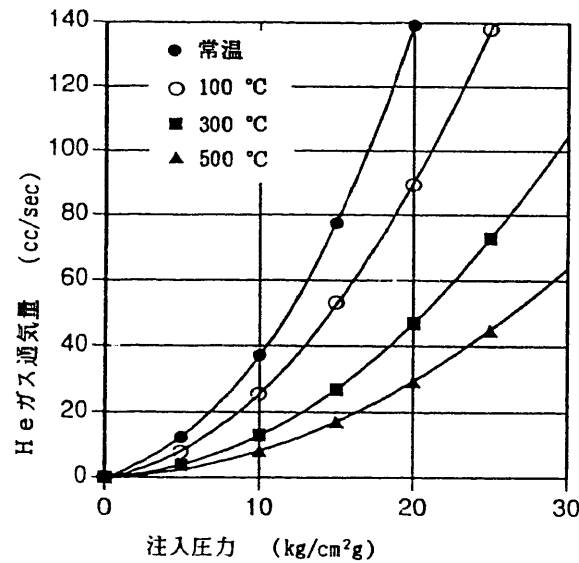


図5.6 2重管ギャップ部のHeガス通気特性

(3) 2重管蒸気発生器の「常陽」への設置検討

2重管SGの「常陽」1次系への設置を実現させるためには、許認可上、SGリーク事象に対する安全論理の構築が必要不可欠であり、特に伝熱管破損規模の想定がひとつのキーポイントとなる。これまで、「常陽」への設置検討では、許認可を考慮して伝熱管1本両端完全破断までを想定し、反応生成物収納系を設けた検討を進めてきた。しかし、伝熱管破損規模の開発ターゲットである、設計基準リーク＝「貫通リークなし」、設計基準外事象＝「微小リーク」の安全論理の構築がなされた場合、反応生成物収納系を削除することが可能であり、この場合、理想的な形で2重管SGの「常陽」1次系への

設置が可能となる。したがって、反応生成物収納系を削除した状態で伝熱管破損規模をパラメータとしたプラント影響評価を行った。

この結果、以下のような見通しを得た。

- ① 発生圧力および水素ガス移行の観点からは、伝熱管1本の両端完全破断相当の水リークが発生しても、プラントの健全性は確保される。
- ② 炉心流路閉塞については、初期水リーク率約1000g/sec以下であれば、炉心部への固体反応生成物の流入は防げ、したがって流路閉塞も生じない。(図5.7参照)

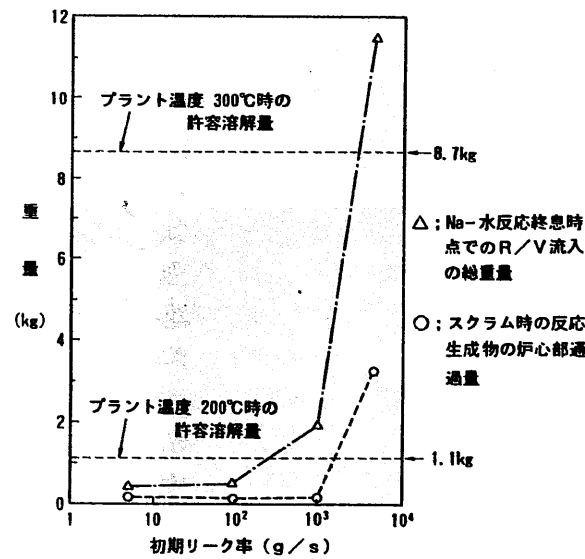


図5.7 初期リーク率と反応生成物量との関係(「常陽」体系での評価)

(4) 配管ベローズ継手の研究開発

大型炉主配管への適用性を評価するため開発を行ってきた実寸大(口径42B)配管ベローズ継手に関し、すでにナトリウム中試験終了後の解体検査を完了して、現在、材料試験を進めている。

解体検査では、寸法計測、X線写真撮影、表面欠陥検査、漏れ検査等を行ったが、特に異常は認められず、ナトリウム環境下使用での機能的健全性が確認できた。

材料強度特性評価は平成2年度より開始し、現在までに引張試験、かたさ試験およびマイクロ組織観察を終了した。引張試験の結果、内圧型

(縦置き型)、外圧型(横置き型)の各々二重に構成されているバウンダリベローズおよびバックアップベローズともに、配管ベローズ供用期間を考慮したナトリウム中試験前後で比較して、繰返し硬化と推察される引張強さおよび0.2%耐力の上昇が認められたものの、図5.8に示すように、これらの強度は材料強度基準値のSu、Syを充分満足するものであった。また、かたさ試験では、ベローズコンボリューション部において、引張試験結果と対応したかたさの上昇がわずかに認められた。しかし、これらの差は工学的に小さく、結局配管ベローズ継手の適用に影響を与えるような有意な差異は生じていないことが確認できた。マイクロ観察においても強度に影響を与えるような特異な変化は認められず、材料試験の面からもナトリウム中試験後の健全性を確認しつつある。

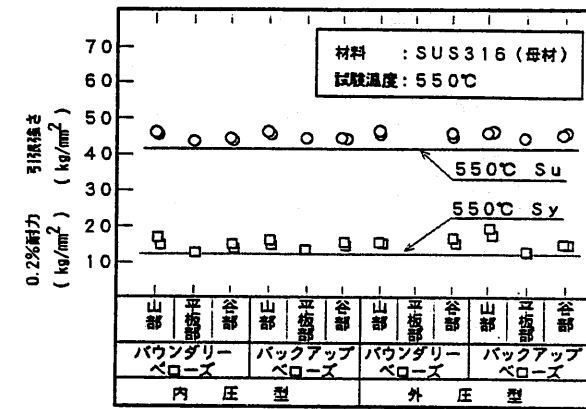


図5.8 ナトリウム中試験後の配管ベローズ継手材高温引張特性

今後は、現在進めているクリープ特性評価を平成4年末まで実施していくとともに、これらの成果を配管ベローズの最終的な総合評価へ反映させていく。また、必要に応じて保守・補修指針(案)にも反映させる予定である。

(5) コンパクト高性能電磁ポンプの開発

FBRプラントのコスト低減、システムの合理化の観点から主冷却系に適用可能なコンパクトで高性能電磁ポンプの開発を進めている。コンパ

クト化と高性能化を同時に図るためには、いかに強磁場を得るかに掛かっており、現在、金沢大学と協力して強磁場発生法について研究を行っている。

強磁場を得る方法として現在研究を進めているのは、従来のアニュラリニア誘導型電磁ポンプの励磁コイルの間にスリット入りの導体板を設置するというものである。構造的にはさほど大きな変更でないにもかかわらず、導体板を流れる渦電流の働きにより、漏れ磁束が従来のものに比べて非常に少なくなる。すなわち、ダクト内の導電性流体(ナトリウム)に働く推力を決定する磁束密度を高くすることができる。図5.9は小規模ではあるが大学で行った実験結果の一例で、推力は導体板を設置することにより著しく増加していることがわかる。

現在、大容量化を目指してその見通しについて検討を進めるとともに、励磁コイルの耐熱性向上のための試験を行っている。

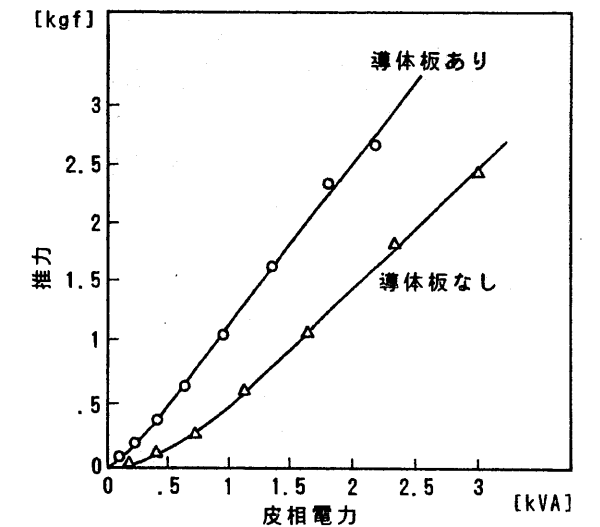


図5.9 入力皮相電力に対する推力特性

5.3 計装制御システムに関する研究

(1) 計装システムに関する研究

大型炉に向けての計装システム高度化研究と

して、信頼性、経済性の向上を計るための高度計装システムと、原型炉のものをそのまま適用できない重要計装機器に重点を置いた開発を行っている。高度計装システムにおいては、光センサ、インテリジェントセンサの導入について、重要計装関連では1次主冷却系流量計についての検討を実施した。また、これまでの研究開発経験を生かし、「常陽」で用いる計測線付集合体用電磁流量計の実流校正試験を実施した。

さらに、「もんじゅ」での開発試験で得られた成果の今後への活用を計る観点から、大口径電磁流量計出力計算コードの開発を行い、「もんじゅ」電磁流量計実流校正試験結果を用いた検証によりドライキャリブレーションの可能性を探った。

(i) 高度計装システムの構想検討

近年他分野で始まっているセンサ、アクチュエータの光伝送化、インテリジェント化による計装システムの高度化について調査、検討を行っている。その結果、盤のデジタル化が進展していればこれらの導入時の障害はさほど大きいものではなく、大型炉においても機能分散、故障検出性、精度などの面からの信頼性向上、保守、ケーブル量などの面からの経済性向上に効果がある反面、耐放射線性、通信路の規格化等の課題も存在することが明らかとなった。

(ii) 大型炉1次主冷却系流量計

大型炉1次主冷却系流量計としては、コンパクトで実現性の高い配管挿入型渦電流式流量計が有力である。この流量計について、大型炉1次主冷却系配管形状での流量分布偏心の測定値に及ぼす影響を流動解析コードPHOENIX等を用いて計算し、1ループ当たり4chの流量計を設ける場合、管断面平均流量に対する誤差は7%、直線性は良好であるとの結果を得た。今後、これらに基き計測系の具体化検討を進める予定をしている。

(iii) 計測線付集合体用電磁流量計校正試験

「常陽」で用いる計測線付集合体用永久磁石式電磁流量計の容積法による実流校正試験を行い、その特性を評価した。

試験は計測機器試験ループで行い、試験条件

は、使用条件に合わせてナトリウム温度 250~450℃、流量 0~300 l/minの範囲とした。また、実機を模擬し、外部加熱により磁石をナトリウム温度と等温に保持した。

その結果、出力は優れた直線性を有することが確認され、また出力感度と温度の関係式を得た。図5.10に流量と出力の関係を示す。

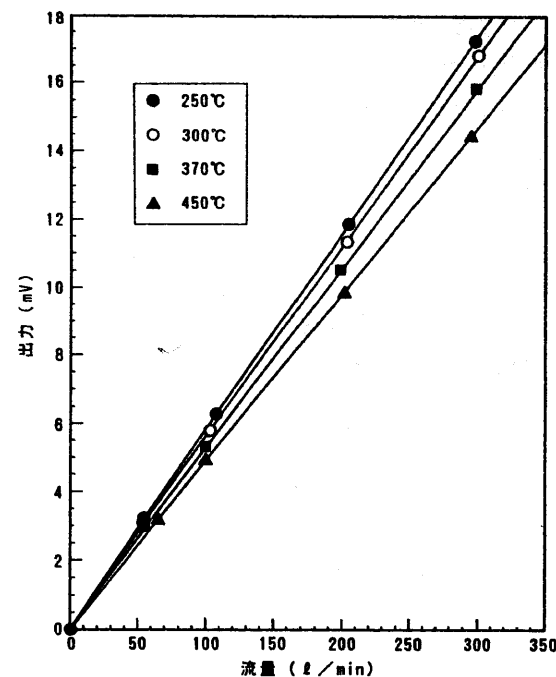


図5.10 「常陽」計測線付集合体用電磁流量計校正試験結果

(iv) 大口径電磁流量計出力計算コード

「もんじゅ」主冷却系大口径電磁流量計(24B、22B、12B)の実流校正試験を平成2年度まで実施してきたが、これに引き継いで大口径電磁流量計の出力計算コードを開発した。従来、電磁流量計の出力解析方法には、一様流速分布を仮定したものと、誘起磁場を無視したものがあつたが、「もんじゅ」のような大口径の流量計に対しては10~25%の誤差(2σ)が見られた。今回、これら2つの方法を組み合わせた出力計算コードを開発し、「もんじゅ」の校正試験結果と比較、検証を行った結果、誤差5%以内で大口径電磁流量計の出力が予測できることを確認した。図5.11に計算結果の一例を示す。

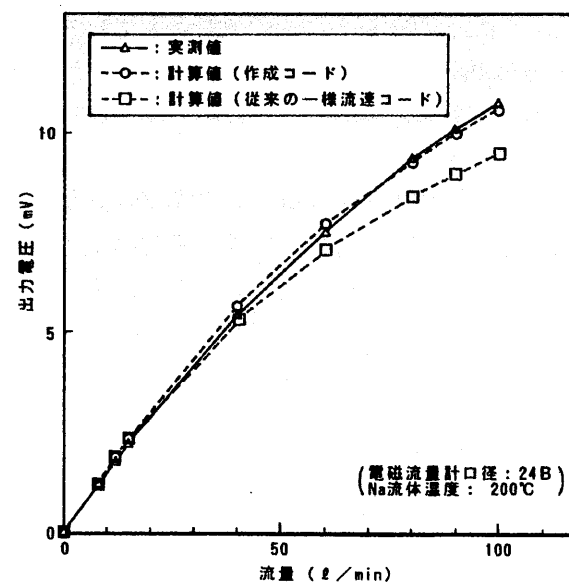


図5.11 大口径電磁流量計出力計算コードによる計算例

(2) 異常検出診断システムの研究開発

FBR異常検出診断システムの研究の中で、炉心局所異常検出診断のための検出系、異常診断系の開発を実施してきた。本年度は、検出系に関し、先に作成した炉心動特性解析コード(KICOM)を改良して実用化し、局所異常として代表的な制御棒引抜き事象、気泡投入事象をFBR大型炉を対象として解析した。制御棒引抜き事象に関しては、図5.12に示す如くオフセンター制御棒引抜きの場合はセンター制御棒に較べて出力分布の歪みが大きいこと、気泡投入事象では1800cm<sup>3</sup>の気泡が混入しても全炉出力の変化は0.8%以下と小さいが、燃料集合体出口温度は10℃近く上昇する可能性があることなどの知見が得られた。

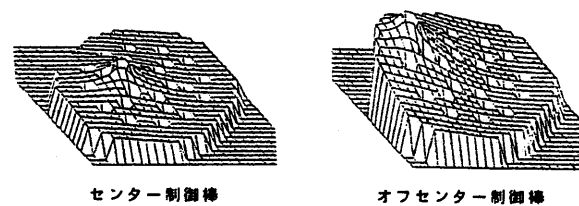


図5.12 引き抜き制御棒位置と出力変化率分布の例(引き抜き速度1cm/s、引き抜き開始50秒後)

また異常信号を分離、抽出する異常診断信号処理に関し、多入力自己回帰モデル(M-ARモデル)を作成した。これは、複数の正常時測定値の時系列データから対象システムの出力を線型予測することにより、正常時のバックグラウンドノイズを低減して異常信号の検出性を高めるもので、このモデルの効果を「常陽」定常運転時原子炉周りの信号を用いて定量的に評価した。その結果、図5.13に示す様に、中性子束信号、温度信号に対して有効でバックグラウンド成分を50%以下に低減できることを確認した。

上記およびこれまで行ってきた温度ゆらぎによる燃料集合体内流路閉塞検出、異常事象原因推定アルゴリズム等の開発成果の整理、まとめを現在実施中である。炉心局所異常検出診断の要素研究は、所期の目標を達成したのでこれを以て終了とする。今後は、異常検出診断対象を冷却系全体に広げて行く予定である。

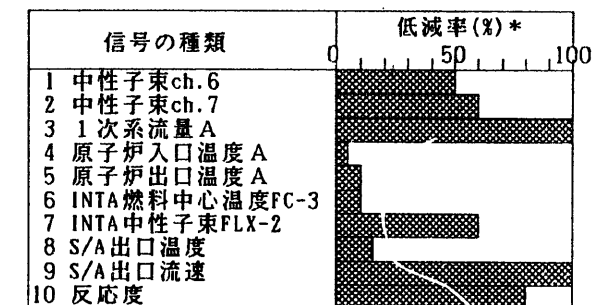


図5.13 M-ARモデルによるバックグラウンド成分低減率 (\*:処理後ノイズ/原信号ノイズ)

(3) 動特性・制御システムに関する研究開発

FBRプラントのような大規模システムの過渡応答特性は、時定数の異なる様々な物理現象が相互干渉しながら進行するため、システム設計の最適化や安全設計指針等に対する適合性の評価を効率的に行ううえで、計算コードによるシステム特性解析が不可欠である。このため、制御系をはじめ動的機器を模擬し、かつ多様なプラント構成概念の全体システムあるいはサブシステムの熱流動が解析できる汎用プラント動特性解析コードSuper-COPDを開発している。

これまでの主なコード整備としては、計算モデルの汎用化や詳細計算モデルの拡充を行ってきた。また、「常陽」や50MW蒸気発生器試験施設等の実験データで検証されたCOPDとのクロスチェックの結果、本コードの整備が適切であることを確認した。

図5.14に示す計算例は、大型炉設計研究の一環として、暫定仕様条件下で電気出力60万kW級FBRプラントの長時間系統降温特性をSuper-COPDで計算した結果である。同設計解析を通じて、Super-COPDは解析対象とする事象の長短にかかわらず様々な事象を単一のプログラムで解析でき、長時間に及ぶ計算においても計算手法や入力データの統一が図られていることが確認できた。さらに、計算例の解析モデルでのCPU時間はシミュレーション時間の1/10程度にとどまり、設計評価に充分実用できることが分かった。

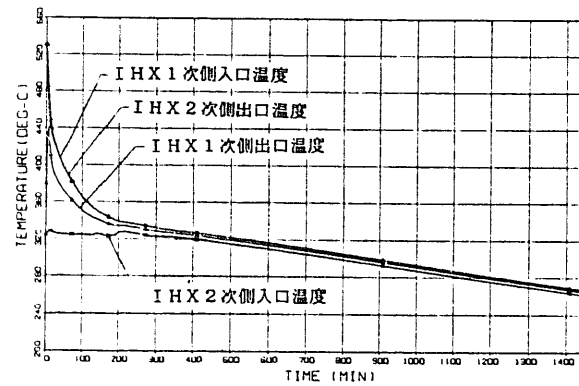


図5.14 系統降温特性計算結果(60万kW FBRプラント)

一方、「もんじゅ」冷却系総合機能試験に向けて予備解析を行っているが、今後は実測データとの比較により検証し、性能試験さらには「もんじゅ」プラントの評価解析手法として運用を図るとともに、汎用動特性解析コードとして実験施設あるいは大型プラントなど規模や設備体系が異なるシステムへの適応性について検証を行う予定である。

## 5.4 予防保全技術に関する研究開発

FBRは冷却材に液体金属ナトリウムを用いることから、プラントを停止して保守・点検・補修を行う時でも、軽水炉と異なる環境条件下(高放射線レベル、高温雰囲気、窒素ガス、狭隘な接近空間)で実施する必要がある。このために、供用期間中検査装置を含めて、FBR固有の環境条件で使用可能な遠隔予防保全技術の研究開発を実施している。

### (1) 供用期間中検査(ISI)装置の研究開発

FBRのISIは、原子炉施設の安全上重要な機器に対して、計画的に試験あるいは監視を行うことにより、供用期間中を通じて原子炉施設の健全性を確保することを目的として実施される。このためのISI装置の開発としては、①センサー等の要素技術を含めて、②原子炉容器回り、③1次主冷却系配管、④SG伝熱管を対象に研究開発を行っている。

#### (i) センサー等要素技術の開発

ISIセンサーについては、現在までに主として原子炉停止時、原子炉容器廻りで使用することを考慮し、温度約200°C、ガンマ線線量率約10Sv/h(10<sup>3</sup>R/h)、窒素雰囲気、原子炉容器とガードベッセル間が約30cmの環境下を開発条件に設定した。この条件に適合し且つ検査機を軽装備化する観点から肉眼試験用センサーとして、冷却装置を必要とせず、十分な柔軟性を有する、耐熱・耐放射線性ファイバースコープを開発した。現在は後述するシステム試験の結果を踏まえて検査機との接続機構の改良、高度化を図りつつある。

この他、1次主冷却系配管やSG伝熱管を対象とした検査用センサについても検査機と組み合わせたシステム機能試験を行っており、併せて各センサーの検出性能の向上を含めた高度化を図る予定である。

#### (ii) ISI装置の開発

ISI装置は、センサー・検査機・駆動装置・制御装置・検査データ処理装置等で構成される。ISI装置の開発は、これまで実施した各要素技術開発およびセンサーの開発の成果を踏まえて開始した。

原子炉容器回りISI装置は平成元年11月末に製作を終え、同時に製作した炉容器及びガードベッセル等の構造を模擬した総合機能試験施設

設(1/5セクタモデル)を使って、ISI装置のシステム機能試験を開始した。現在は、これまでに実施した常温および高温(200°C)雰囲気下での種々の特性試験や機能試験の結果を踏まえた検査機の改良・確認試験を行っている。この装置は高温・狭隘な場所を無軌道自走する、これまで実用化例のない装置であり、特に高度な制御と高い耐環境性が開発の要点である。図5.15に装置の概要を示す。

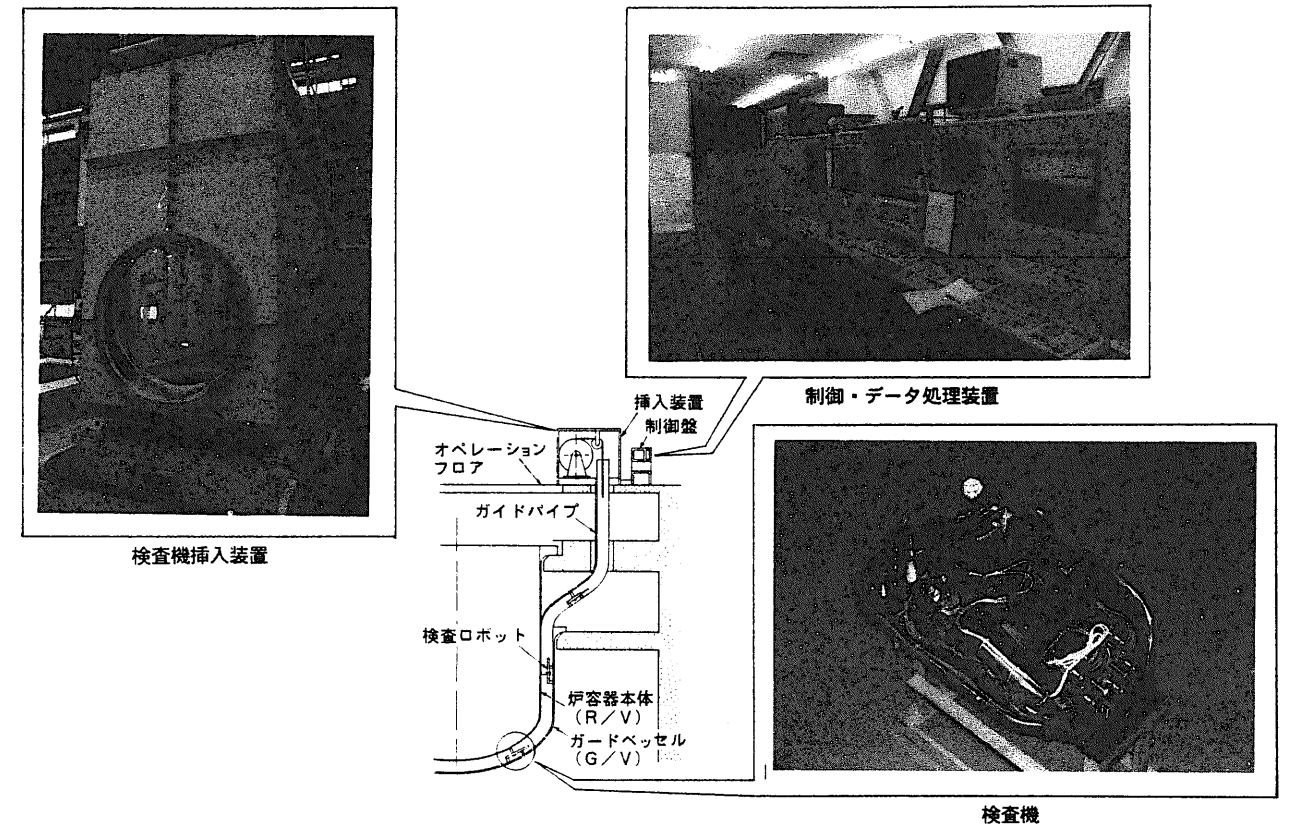


図5.15 原子炉廻りISI装置の概要

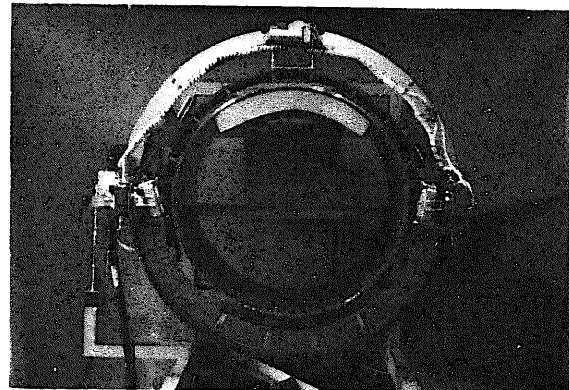
1次主冷却系配管体積試験装置も平成2年3月末に製作を終え、同時に製作したパッケージ型保温材の着脱装置を含んだ配管エルボ部を模擬した総合機能試験施設を使って、装置の総合機能試験を行っている。これまでに、保温着脱装置の機能試験を行い、改良提案などの成果は実機的设计、製作に反映されている。現在は、超音波センサ、スキャナ、制御装置等のシステム機能試験および検査データ評価のための試験を実施中である。この装置は、大口径エルボ配

管をいかに精度良く走査するかが開発の要点である。図5.16に装置の概要を示す。

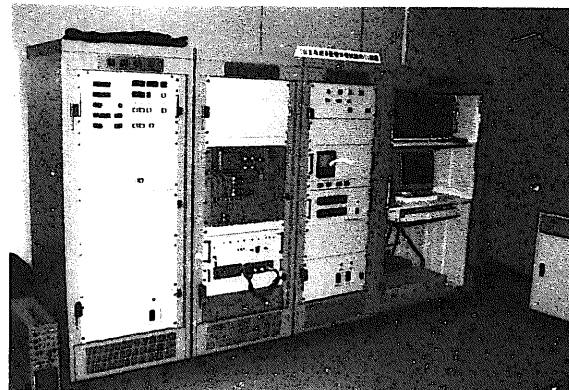
SG伝熱管の体積試験装置として渦電流探傷装置を開発している。この装置は平成2年7月末に製作を終え、SG伝熱管を模擬した総合機能試験施設を使って総合機能試験および必要な改良を行った。SGの伝熱管は、内径約25mmのチューブをヘリカルコイル状に成型し、層状に組み込まれた構造になっており、一本の伝熱管の長さは最長約100mである。渦電流探触子を、

このような形状をした伝熱管内に挿入して検査を行うものであり、その挿入性および安定性の確保が開発の要点である。

これらの各種 I S I 装置は、総合機能試験施設を用いた機能試験および必要な改良並びに検査結果の評価のための試験等を経て、装置完成へと進める予定である。



検査機



制御・データ収録装置

図 5.16 1 次主冷却系配管体積試験用 I S I 装置

## (2) 遠隔保全技術の研究開発

原子力発電所を対象とした遠隔保守・点検・補修等の技術開発は、主として軽水炉の①定期検査期間の短縮、②作業の省力化、③放射線被ばくの低減の観点から精力的に実施されてきた。しかしながら、これらは、放射線環境および作業空間の制約を考慮すれば、その開発は既存の技術の高度化により達成できるレベルにあったといえる。これに対し、F B R では放射線線量率、温度および構造上の制約により、I S I を始めとする遠隔予防保全技術開発は、既存の技術の高度化では達成が困難である。また、同時に軽水炉の歴史にみられるように、F B R の実用化にあたっては、I S I 技術の開発にとどまらず運転後の予防保全的観点に立った保守・点検・補修技術開発が不可欠である。

これらの観点から、これまでにプラントの遠隔保守・点検・補修技術開発の一貫としてハンドリングマニピュレータ、走行・制御装置を含めたナトリウム取扱ロボットの試作試験を実施し、要素技術開発の基礎レベルから各 I S I 装置開発へとシステム化が図られつつある。

今後はこれらのシステムを更に高度化して、炉内構造視認性を含めて F B R プラントの予防保全、F B R 機器の信頼性評価法の確立に向けて、開発試験を実施していく計画である。

## 6. 構造・材料の研究開発

構造・材料の分野に関する技術は、高速増殖炉開発において10課題のうち③プラントの高温化、④配管・機器の合理化、高性能化等の観点から大きく寄与する Key Technology の一つである。このため、これらを促進する新しい構造材料の開発を進めるとともに、関連した構造強度評価技術を高度化する研究開発を推進した。

構造材料の研究開発に関しては、大気中強度試験を継続実施して新しい構造材料である高速炉構造用 S U S 316 および Mod. 9Cr-1Mo のデータベースを補強し、材料強度評価技術の信頼性を高めた。高温構造設計上、特に重要な疲労及びクリープ疲労の評価技術は、長時間試験データの取得に裏付けられて線形損傷則に基づくクリープ疲労評価法の長時間外挿性に対する保守性の確保を確認した。また、溶接部に関しては高速炉構造用 S U S 316 の溶接金属のクリープ特性を確認しつつ、耐高温脆化特性の改善研究を行った。破壊力学関連では、低進展速度域への外挿性を向上させるとともに、Mod. 9Cr-1Mo 鋼の破壊靱性特性を総合的に評価した。構造材料に及ぼす環境の影響については中性子照射環境、ナトリウム環境、水・蒸気およびアルカリ環境に対する試験を継続的に実施し評価法を高度化した。

構造強度評価技術に関しては、F B R の高温機器の設計手法の高度化を支援するため、構造材料の塑性やクリープなどの非弾性挙動、座屈などの大変形挙動を合理的に評価できる非線形解析法の開発を推進した。また、構造物の繰返し熱過渡試験から得られた強度データの集積を背景に構造物試験データベース (S T A R) を

作成した。クリープ疲労、溶接部の強度に対しては、弾性追従概念によって統一的な評価法を策定し、S T A R の支援を受けてその適用性を確認した。また、各種の荷重形態の組合せの下でのラチェットに対する評価法を整備した。さらに、実証炉で重要と見られるせん断曲げ座屈について評価法を策定した。これら成果は高温構造設計基準への反映を目指している。破壊力学に基づく構造健全性評価法に関しても、き裂進展試験により妥当性を検討しつつ手法の高度化を図った。機器・構造物の漏洩、破壊等に対する総合的健全性を確率的に評価する手法に関しても、当面の対象を2重伝熱管型蒸気発生器の構造信頼性評価に置いて、その研究開発を進めた。また、耐震・免震に関する評価手法の高度化も行った。

### 6.1 材料特性に関する研究開発

#### (1) 構造材料の大気中強度試験

##### (i) 9 Cr系鋼に関する研究

Mod. 9Cr-1Mo(焼ならし焼戻し: NT) 鋼の基本材料特性評価および設計許容値等の高度化に関する研究開発を継続して進めた。本年度は特に疲労特性の評価を主体に、ひずみ速度を考慮した低サイクル疲労および温度依存性に関する評価データを蓄積した。同鋼に関しては、実機蒸気発生器伝熱管において D N B 点で高サイクル疲労設計となるので高サイクル疲労特性についても試験データを整備しつつある。高サイクル疲労試験データ評価例を図 6.1 に示した。これ

までの知見では、Mod. 9Cr-1Mo 鋼は、米国オークリッジ国立研究所がASMEで標準化を目指して提示している疲労破損式とは異なり同式には温度依存性を導入しなければならないことが判っている。以上の知見とデータ蓄積を反映して、今後、Mod. 9Cr-1Mo鋼に関する特性式を提示する予定である。

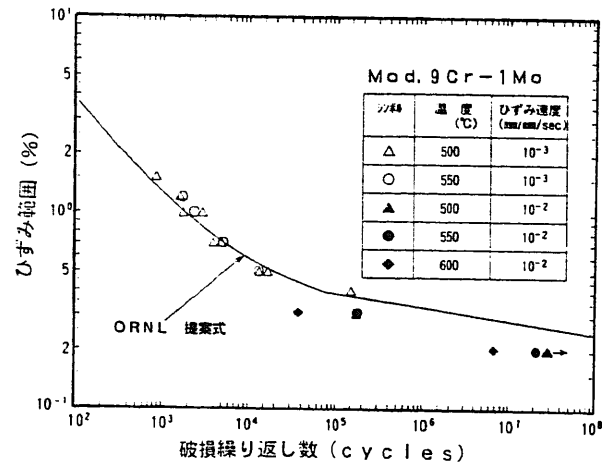


図 6.1 Mod. 9Cr-1Mo鋼の高サイクル疲労試験結果

同鋼の蒸気発生器管板用極厚鍛鋼品については、高温強度特性改善に関する研究開発を材料メーカ〔神鋼(株)〕との共同研究のもとに2カ年計画で進めている。初年度は化学成分および熱処理条件等の最適化について検討した。これらの成果からモリブデン、タングステンおよび窒素の添加調整等が高温強度の改善に効果的であることを確認した(図6.2)。また、これらの成果も踏まえて、550mmt極厚鍛鋼品の長時間クリープ試験を最長20,000時間目標で進めている。

材料の基本特性となる物性値評価については昨年度に引続き、種々の製品形状についてデータの蓄積を図るとともに、データのばらつき評価を進めた。

(ii) 高速炉構造用SUS316に関する研究

高速炉構造用SUS316(略称:316FR)の特徴である良好なクリープ特性を適切に記述式に反映するため、昨年度までに、蓄積されたデータを背景にクリープ特性式(クリープ破断式、クリープひずみ式)を見直して改良式を提示すると

ともに、設計クリープ破断応力強さ  $S_R$  値を見直した。今年度はさらに材料特性式および設計許容値の精緻化を図るため、長時間側のクリープ特性および低ひずみ領域と低ひずみ速度領域での高温疲労特性等に関する評価データの蓄積を行っており、これまでのデータよりひずみ速度が遅い領域で高速炉構造用SUS316は従来SUS316を上回る良好な疲労特性を示すことを確認した。また、取得したクリープ試験材等を対象に、冶金的な面からも高温強度と組織安定性等に関する検討を進めている。

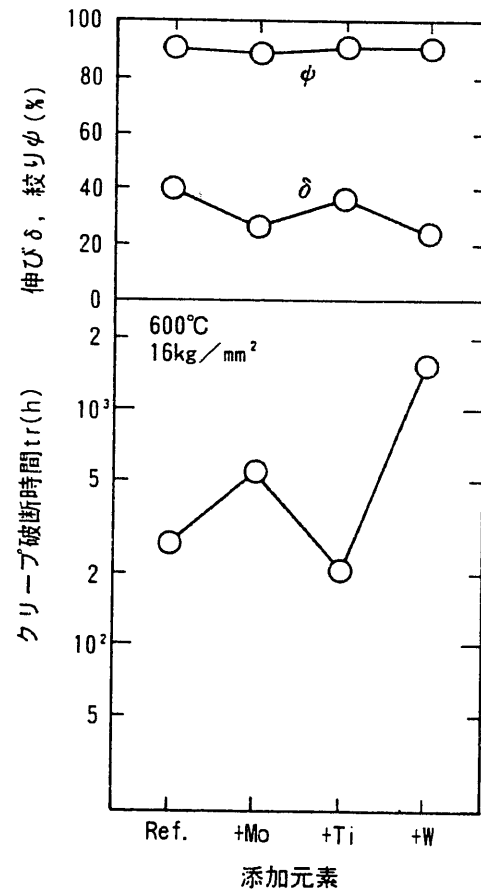


図 6.2 鍛鋼品特性に及ぼす微量成分の影響

(iii) 疲労およびクリープ疲労評価法の高度化

SUS304の長時間クリープ疲労試験に関する評価を実施して、現行評価法が従来受けてきた中短時間データ評価の傾向から長寿命側において非保守性になるとの指摘を解決するとともに、さらに合理化の余地が残ることを示した。

図6.3に評価の例を示す。同図は、試験結果と評価結果の相関を表したもので、評価の予測性を示す。これにより、今回得られた長時間側データ(図中黒塗りシンボル)が現行評価法によって十分保守側に評価されていることが判る。

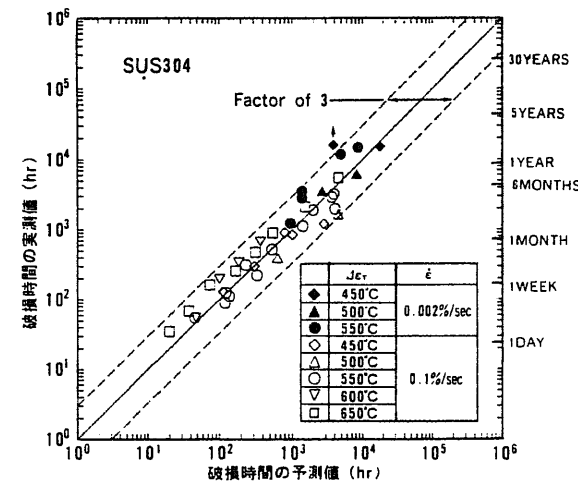


図 6.3 長時間クリープ疲労試験結果の評価例

また、図6.4に冶金的観察から得られた粒界キャビティの面積率と寿命低下の関係を示した。同図から、両者には明瞭な関係があるとともに、粒界キャビティの発生量とひずみ保持による寿命低下との間には最終的な破損形態に関連して非常に敏感である領域とそうでない領域が存在

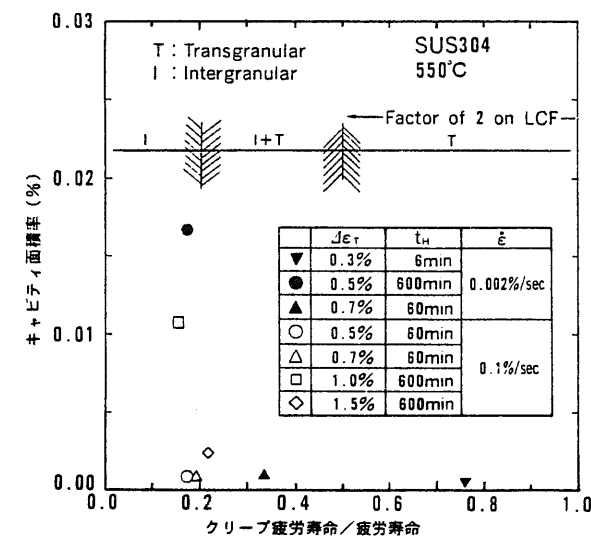


図 6.4 クリープ疲労寿命の低減とキャビティ面積率の関係

することが判った。さらに、従来同様の損傷メカニズムを呈すると考えられていたクリープのみによるキャビティ発生、成長とは異なった形態であることを確認した。図6.5に観察されたクリープ疲労下のキャビティとクリープ下のキャビティを示す。同図により、クリープ疲労下ではキャビティを起点とした疲労き裂が粒界に生じていることが分かる。こうした知見に基づき、材料中のマイクロ損傷メカニズムが、キャビティ発生、成長およびクリープ疲労き裂への発展をモデル化することで把握できることならびに同概念が機器の余寿命評価技術に適用できることを示した。

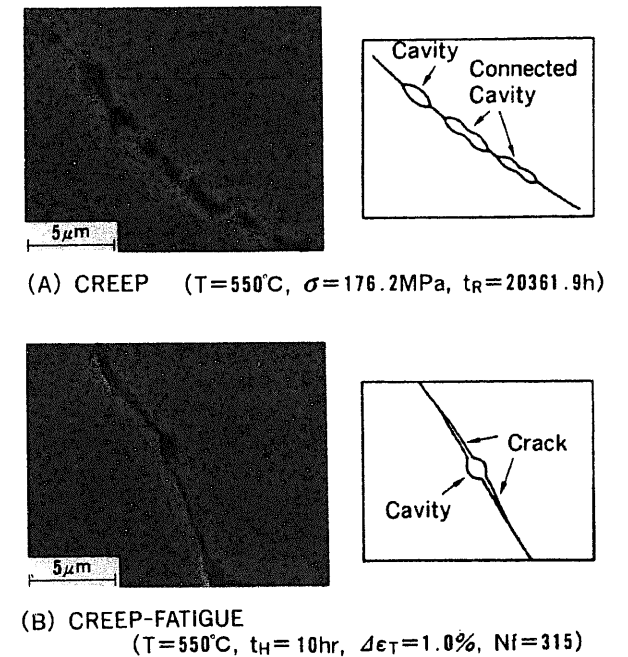


図 6.5 クリープ下のキャビティとクリープ疲労下のキャビティ

クリープ疲労設計評価法の合理化を目的に進めているひずみ保持位置効果に関する評価を今年度得られた試験データを用いて実施した。その結果、現在提案しているひずみ保持位置を考慮した簡易設計評価法が材料試験結果に対して保守的な評価を与えることを確かめた。図6.6は、評価の1例であるが、これよりひずみ保持位置により疲労寿命が顕著な影響を受けることならびに提案している簡易設計評価法がこれら

の試験結果に関して保守的な評価を与えることが判る。

高速炉構造用 S U S 316 および Mod. 9Cr-1Mo 鋼のクリープ疲労評価法確立のために実施されている長時間を中心としたクリープ疲労試験は継続実施されている。中間的に取りまとめた結果については、Mod. 9Cr-1Mo 鋼のひずみ保持中の応力緩和評価法を The 11th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT-11) に発表した。

多軸クリープ疲労評価については前年に継続して弾性域に非常に近い領域におけるデータを取得、評価することによって従来提案してきた多軸クリープ疲労評価法の妥当性を確認した。疲労およびクリープ疲労評価法に関する一連の研究開発の成果については The 6th International Conference on Mechanical Behavior of Materials および SMIRT-11 において発表した。

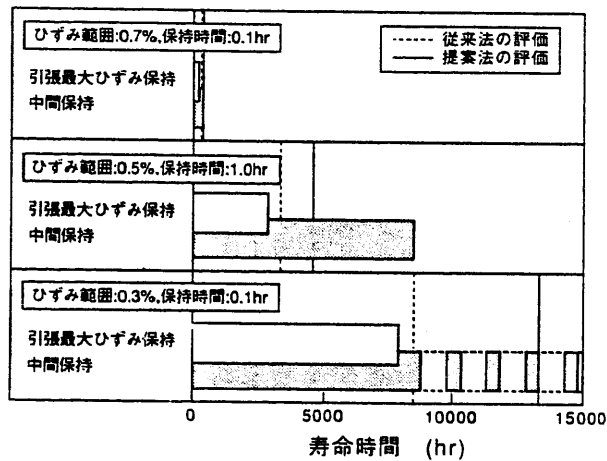


図 6.6 ひずみ保持位置を考慮したクリープ疲労評価と試験結果

(iv) 溶接部特性の改善および溶接部強度評価法の高度化

高速炉構造用 S U S 316 の溶接金属および溶接継手に関して、高温強度試験を継続して実施した。溶接金属に関し、低C-N 添加型の共合金系 4 種類 WA (低C-低P-中Mn-中N-中 $\delta$ フェライト)、WB (低C-低P-中Mn-中N-高 $\delta$ フェライト)、WC (低C-高P-低Mn-高N-低 $\delta$ フェライト)、WD (低C-高P-中Mn-高N-中 $\delta$ フェライト) につい

てクリープ破断強度等の高温強度データの蓄積を進めた。図 6.7 は、4 種の共合金系溶接金属のクリープ破断強度を示したものであり、WA 及び WB に比べ WC 及び WD が長時間側で回復傾向を有することがわかってきた。また、クリープ破断伸びについては長時間側で母材よりも低下傾向にあることがわかった。この原因については、透過型電子顕微鏡観察結果から $\delta$ フェライトより生じた $\sigma$ 相の脆化によるものと推定された。一方、耐高温脆化の観点から優れていると考えられる 16-8-2 系溶接材料の開発に関し、微量強化元素の効果について検討を進め、Nb と V がクリープ強度の改善に有効であることを確認した。

Mod. 9Cr-1Mo 鋼の溶接継手に関しては、引き続きクリープ破断強度データおよび疲労(クリープ疲労)強度データの拡充を行った。

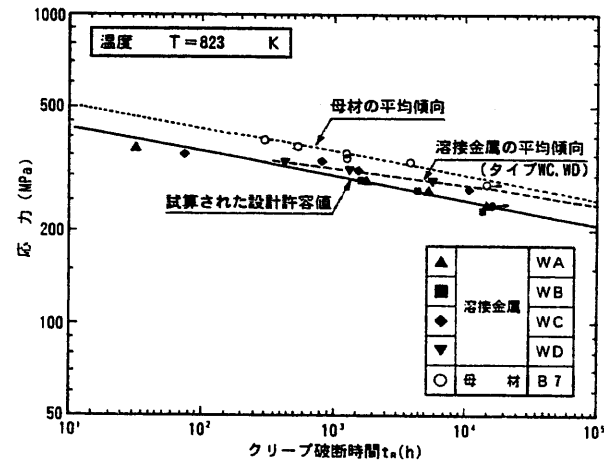


図 6.7 316FR 溶接金属のクリープ破断強度

溶接部ナトリウム中熱疲労試験に関しては、試験を継続するとともに試験体の損傷分布に関する詳細解析およびき裂進展の予測解析を行った。

溶接継手のクリープ疲労評価法については、溶接金属部の損傷評価における信頼性の高い合理的な長時間外挿法の整備がポイントであるが、このためには、各部の挙動を精緻に把握することが重要となるので、S U S 304 溶接継手について母材-母材硬化部-溶接金属における各部位のひずみ分布を計測する大型継手丸棒のクリープ疲労試験に着手した。また、継手を解析

評価する際のモデル化にあたって必要となる母材硬化部の繰返し挙動と高温強度のデータが不足しているため、これらを重点的に補充した。Mod. 9Cr-1Mo 鋼溶接継手については、溶接の熱影響部に軟化部が存在し、各部のひずみ分布が複雑になる同軟化部を含めた有限要素モデルにより精緻な解析を行って分析評価を加えた(図 6.8)。同評価結果は設計上重要な継手の疲労強度低下率とひずみ範囲の関係を評価する上で有意義な情報となる。

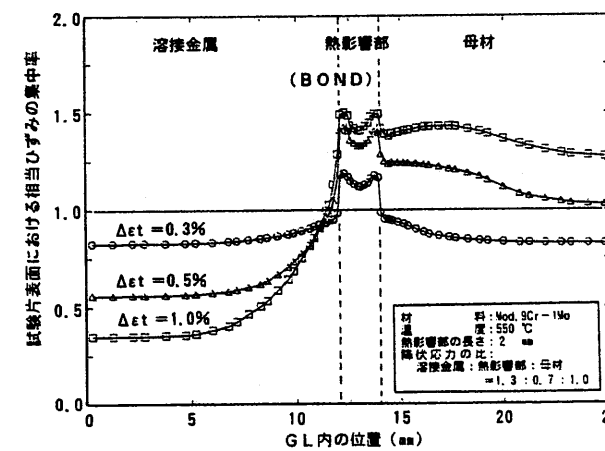


図 6.8 Mod. 9Cr-1Mo 鋼溶接継手の FEM 解析結果の例(中実丸棒試験片,  $\phi = 10\text{mm}$ )

(2) き裂進展および破壊靱性特性

き裂進展特性に係る本年度の成果として、高速炉構造用 S U S 316 を中心とした低き裂進展速度域データの拡充を行った。また機器の信頼性評価に必要なき裂進展データの低速度領域への外挿のために、従来提案してきた疲労ならびにクリープき裂進展特性に対する統計手法を用いた評価法の高度化を行った。本評価法では数少ない低速度域データほど大きい重み付けを行うことで、き裂進展データのばらつきを考慮しつつ低速度域への合理的な外挿が可能となった。

破壊靱性特性については、Mod. 9Cr-1Mo 鋼を中心とした 9Cr 系鋼の母材、溶接金属および HAZ 部の受け入れ材ならびに時効材(550°C×5000 時間)について一連の試験を実施し、総合的評価を行った。その結果、受け入れ材の破壊靱

性  $J_{0.2}$  は母材、溶接金属、HAZ 部の順に高く、またき裂伝播抵抗  $T_{max}$  は部位によって顕著な差が認められなかった。さらに本条件の時効によって溶接金属において最も影響が大きく  $J_{0.2}$  ならびに  $T_{max}$  の低下が生じたものの、S U S 304 と同程度の値が得られ、Mod. 9Cr-1Mo が良好な破壊靱性特性を持つことが明らかとなった(図 6.9)。また、 $J_{0.2}$  ならびに  $T_{max}$  に及ぼす材料の方向性については明確な差はなかった。さらに板厚効果については室温では認められたものの高温では明瞭な差は見出せなかった。なお、破壊基準に関しては、種々の寸法の CT 試験の分析結果から、母材については塑性崩壊基準が適用できるとの見通しを得た。

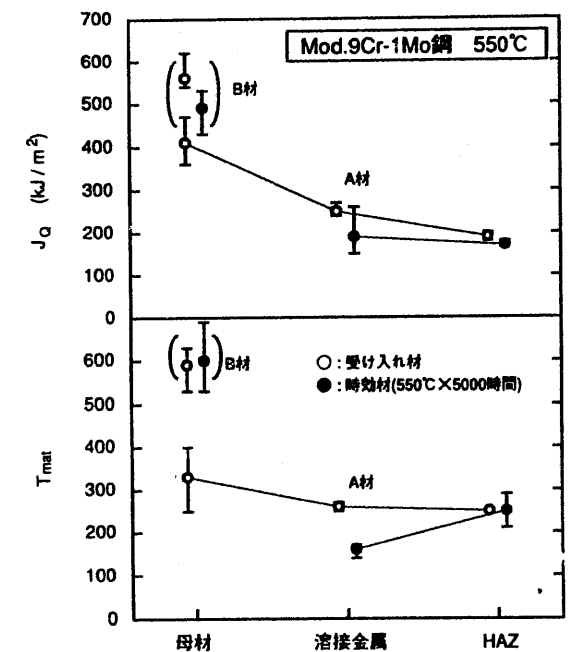


図 6.9 Mod. 9Cr-1Mo 鋼の破壊靱性特性

(3) 非弾性構成方程式の高精度化

高精度繰返し塑性に関する数理モデル化を継続するとともに、クリープ特性記述に関して、モデルの開発に着手した。これまでに蓄積した、ねじり-引張負荷条件下で取得した多軸クリープ試験結果の評価を、複数の有力モデルにより実施、候補モデルの記述性の限界ならびに課題を抽出する。

#### (4) 構造材料の各種環境評価法の高度化

##### (i) 中性子照射環境効果

高速炉構造用 SUS 316 の照射後クリープ破断強度は、従来の SUS 304 と異なり中性子照射によって強度低下がほとんど認められておらず、優れた特性を有することが確認されつつある。構造材料としての本鋼の中性子照射環境下での信頼性を確認することを目的に、この照射後クリープ破断強度改善の要因を、照射によるマイクロ組織の変化に着目して、従来の SUS 304 と比較して評価した。

クリープ破断強度の低下には、一般に中性子照射によって生ずる He による粒界脆化の寄与が大きい。例えば同じ化学組成を有する SUS 304 について、He 生成の大きい <sup>10</sup>B の同位体比を変えて溶製した材料の照射後クリープ破断試験結果では、図 6.10 に示すように He 生成量に応じた強度低下が認められる。高速炉構造用 SUS 316 の B 添加量は約 3wtppm で、従来の SUS 304 の約 5wtppm に比べて少なく、He 生成量の少な

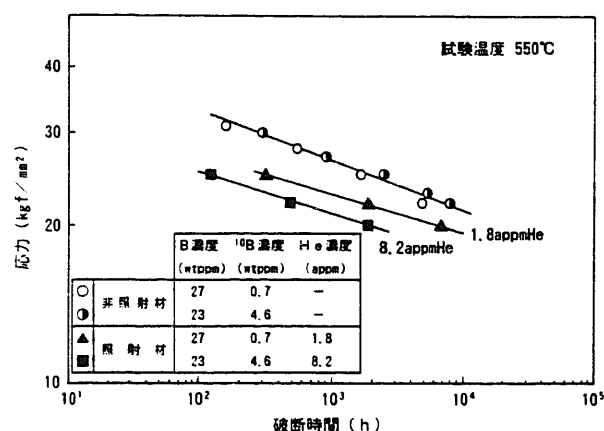


図 6.10 SUS 304 鋼のクリープ破断強度に及ぼす He の影響

いことが照射によるクリープ強度低下改善の一つの要因と考えられる。一方、高速炉構造用 SUS 316 の B 添加量を変えた SUS 304 について、非照射材からのクリープ強度低下の割合を生成 He 量に対して整理してみると、図 6.11 に示すように生成 He 量が同じでも高速炉構造用 SUS 316 の強度低下が小さいことがわかる。この原因を照射材の透過型電子顕微鏡によるマイクロ組織

観察から調べると、高速炉構造用 SUS 316 においては、粒界での  $M_{23}C_6$  炭化物の成長が少なく、Laves 相の析出が認められ (図 6.12)、また、同一 He 生成量の SUS304 に比べて粒界 He バブルの量が少ないこと、さらに粒内には非照射材では認められなかった微細析出物 (未同定) が粒内に多数存在するといった特徴があることがわかった。これより高速炉構造用 SUS 316 の照射後クリープ破断強度の改善には、従来の SUS 304 に比べ B 添加量を抑えたことによる He 生成の抑制に加えて、粒界析出物形態の改善による粒界延性の向上と、生成した He が粒内微細析出物によってトラップされ、粒界への He 移動が抑制されたことによる粒界 He 脆化の改善効果が寄与していると考えられる。

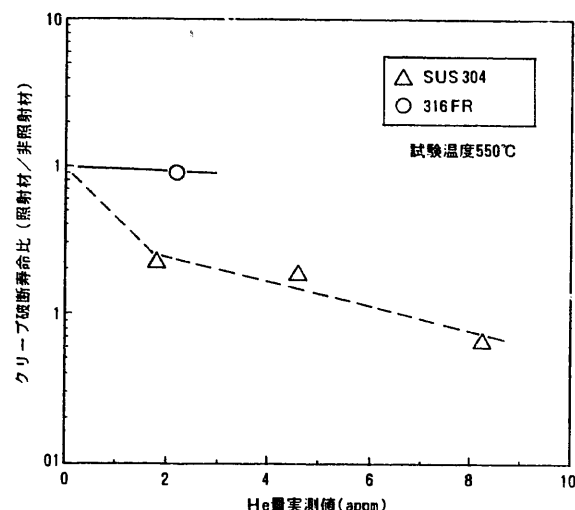


図 6.11 SUS304 鋼と高速炉構造用 SUS316 鋼 (316FR) のクリープ破断寿命比に及ぼす He の影響

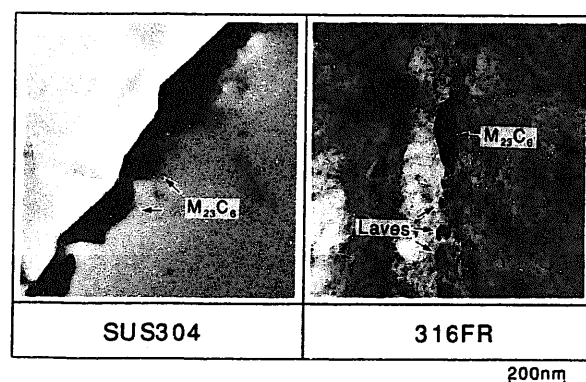


図 6.12 SUS 304 鋼と高速炉構造用 SUS 316 鋼 (316FR) の粒界析出状況 (照射後クリープ試験後)

以上の結果から、クリープ破断延性の改善を目的として設計した高速炉構造用 SUS 316 の特性は照射環境下でも有効に維持されていることが確認できた。

##### (ii) ナトリウム環境効果

###### ① 9Cr 系鋼のナトリウム環境効果

Mod. 9Cr-1Mo 鋼のクリープ特性と引張特性に及ぼす浸炭挙動の影響を検討した。炭素濃度が 0.16ppm、温度が 500°C ~ 650°C の流動ナトリウム中に約 5000 時間の浸漬による加速浸炭により表面炭素量が最大約 0.8wt% (初期炭素濃度は 0.10wt%)、平均炭素量が 0.134 ~ 0.150wt% に浸炭した Mod. 9Cr-1Mo 鋼のクリープ特性は、大気中で同じ条件で加熱されたもの (浸炭していない材料) のクリープ特性とほぼ同等であり、浸炭の影響は無視できることを明確にした (図 6.13)。また、高温引張特性においても同様の結果を得た。

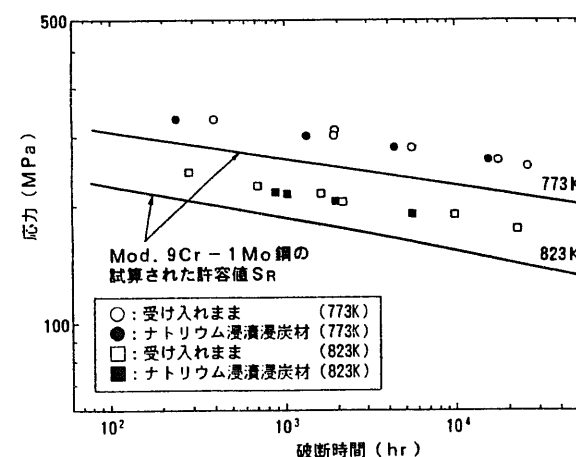


図 6.13 ナトリウム中で浸炭した Mod. 9Cr-1Mo 鋼のクリープ破断特性

Mod. 9Cr-1Mo 鋼を一体貫流型蒸気発生器伝熱管に 20 万時間供用した場合の脱浸炭挙動についてはすでに計算により評価する手法を確立しており、これにより Mod. 9Cr-1Mo 鋼を 20 万時間供用した場合の材料のクリープ特性と引張特性が脱浸炭により影響を受けるかどうかを検討した。ナトリウム中の炭素濃度を「もんじゅ」レベルと想定し (0.01 ~ 0.10ppm)、ナトリウム入口温度を 500°C とすれば、いずれのナトリウム中炭素濃度においても浸炭を示し、特に炭素濃度が

最も大きい場合 (0.10ppm) の表面炭素量は 0.56wt%、またその平均炭素量 (肉厚 3.8mm の場合) は 0.148wt% であることがわかった (図 6.14)。このように、20 万時間供用材の浸炭の程度は先に述べた炭素濃度 0.16ppm のナトリウム中で浸炭させた試験片の浸炭程度に比べ小さいものであることから、そのクリープ特性等に及ぼす浸炭の影響は無視できる程度のものであると判断できた。

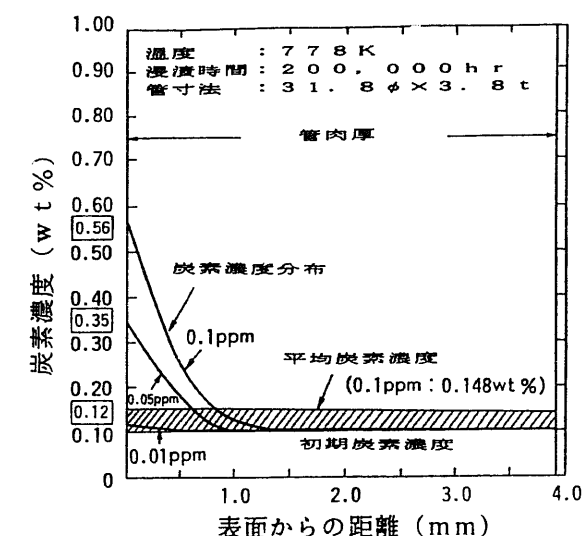


図 6.14 20 万時間使用 Mod. 9Cr-1Mo 鋼の浸炭挙動計算結果

###### ② SUS 304 および高速炉構造用 SUS 316 のナトリウム環境効果

ナトリウム環境効果評価法の長時間側における妥当性を把握する目的から、延べ 10 万時間運転した SUS 304 のナトリウム試験材について材料試験を進めている。これまでの成果では、低温 (約 400°C)、高温領域 (500°C ~ 625°C) とともに従来の R & D で評価されている腐食機構と同様であり、現行の Na 腐食に対する評価法が妥当であることを確認した。また、ナトリウム腐食が及ぼす短時間強度への影響も小さいことが判った。現在はさらにクリープ特性への影響について調査中である。

高速炉構造用 SUS 316 のナトリウム中での脱浸炭挙動は浸漬試験により把握されており、本年度は脱浸炭挙動に伴う組織変化等についての解析を進めた。SUS 304 や SUS 316 での

ナトリウム浸漬による浸炭の影響は、炭化物の析出が内部よりも表面の方が顕著であるという程度のものであった。一方、高速炉構造用 S I S 316 の場合は、材料内部にフィルム状の Laves 相が観察されるが、表面には浸炭による炭化物が特に粒界に多く観察された。高速炉構造用 S U S 316 の場合にはフィルム状の Laves 相がクリープ延性の向上に寄与していたが、表面の特性は浸炭により従来の S U S 316 に近くなりクリープ強度と延性がともに低下することになる。ただ、たとえ表面特性が低下しても、その強度は最悪でも従来の S U S 304 や S U S 316 並と予想され、内部は環境の影響を受けずに依然として優れた特性を示すことから、それほど有意な強度低下にはならないと考えられる。

今後は、現在行っているナトリウム中でのクリープ試験を継続し、これらの試験結果の解析評価とともに窒素で強度確保を図っている合金系溶接金属についてもナトリウム環境効果試験を進めていく予定である。

### (iii) 水・蒸気およびアルカリ環境効果

#### ① 水・蒸気環境効果

蒸気発生器伝熱管材料として有望視されている Mod. 9Cr-1Mo の水・蒸気中疲労特性を評価するため、290°C 大気中および 290°C 高温高圧純水中でのひずみ制御低サイクル疲労を実施し、低サイクル疲労に及ぼす環境の影響を分析した。その結果、Mod. 9Cr-1Mo の 290°C 水中（溶存酸素濃度  $\leq 0.01$  ppm）での疲労強度低下は小さく、この環境条件での Mod. 9Cr-1Mo の疲労損傷を評価する場合、設計疲労曲線に新たな環境効果の補正を導入する必要がない等の見通しを得た。2 次系削除型の蒸気発生器伝熱管の信頼性評価のため、水・蒸気中腐食疲労試験装置の製作を完了した。試験片は、2 重伝熱管に試験片つかみ部を溶接したものであり、この試験片管内に高温・高圧水あるいは過熱蒸気を通水しながら、引張・圧縮を繰返し負荷した疲労試験を行うものである。

今後、本試験装置を用いて大型炉実用プラントでの S G の水／蒸気中環境において、核・膜沸騰点を想定した高サイクル疲労特性、低ひず

み速度での腐食疲労特性、ならびに高圧過熱蒸気中での高温酸化とクリープ疲労の相互作用について試験を実施し、内管にき裂を発生させて、その貫通までの挙動を明らかにしていく。さらに、2 重伝熱管内、外管貫通き裂を発生させ、万が一に伝熱管に貫通き裂が発生した場合のき裂開口の形態を系統的に評価していく予定である。

#### ② アルカリ環境効果

F B R ナトリウム冷却系における異常時を想定したアルカリ腐食環境下（主に応力腐食割れの観点から）における材料の信頼性および健全性の評価に際しては定荷重法と S E R T 法が有力な手段となっている。これらの手段は材料間の応力腐食割れ感受性を相対的に比較する場合に有力なもので、材料の開発研究には不可欠なものである。一方、これらの手段により得られた結果は設計に反映され難いものである。そこで応力腐食割れの評価結果を設計に反映させるために、アルカリ腐食環境条件も含め、破壊力学的手段による応力腐食割れ感受性評価の検討を進めている。

### (5) 構造材料データ処理システムの高度化

構造材料データ処理システム（S M A T）の運用にともない機能の拡張を行った。主な機能の拡張は以下の通り。

- ① 検索時の初心者支援機能の充実
- ② 検索結果に関する帳票出力機能の充実
- ③ 破壊力学試験データ取扱いに関する機能の追加

同システムは材料評価や新規材料開発の専門家向けに開発されており、非常に複雑なデータ取扱いに対応できるように検索システムは基本的にコマンド形式としている。今回新たに半メニュー形式を取り入れたコマンド構文支援機能を追加したことで、システムのコマンド体系を知らない初心者でも手引書なしでシステムを利用可能としたと同時に、使用者の対象を専門知識が浅い範囲まで拡大した。図 6.15 に開発支援システムの画面例を示した。

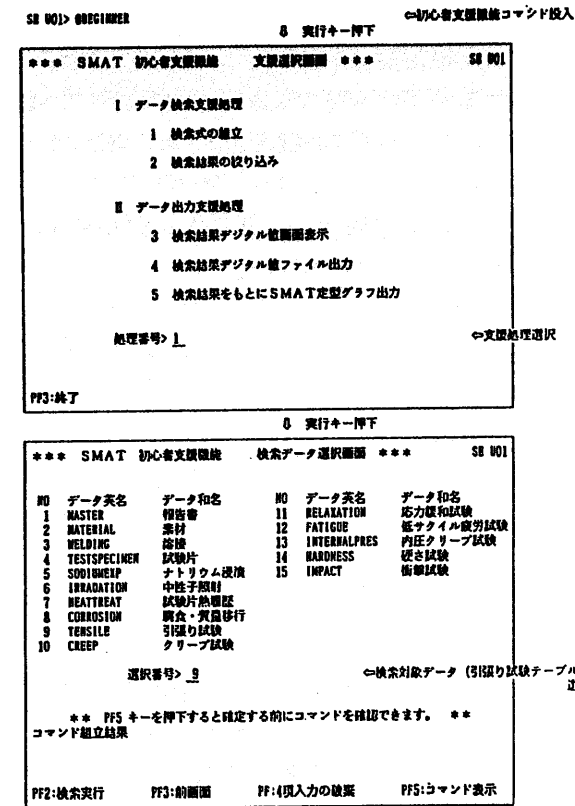


図 6.15 SMAT 初心者支援機能の動作画面の例

事業団内において実施されている材料試験のデータをオンラインで収集するシステムに関して、構造材料データ処理システムの本格運用、構内 L A N や情報センタの発足に合わせて、新規高機能オンラインデータ収集システムの設計に着手した。

## 6.2 構造強度評価法に関する研究開発

### (1) 非線形構造解析法の開発

F B R における高温機器の設計を高度化するためには構造材料の塑性やクリープなどの非弾性挙動と座屈などの大変形挙動を精度良く予測することのできる解析法を確立する必要がある。このため、高温構造設計法開発の一環として非線形構造解析法の研究開発を行っている。

#### (i) 汎用非線形構造解析プログラムの開発

F B R 特有の条件を考慮した非弾性解析を中

心に、各種の構造解析を実施する手段として、有限要素法による汎用非線形構造解析システム F I N A S (Finite Element Nonlinear Structural Analysis System) の改良および拡張を行っている。本年は大洗工学センターの大型計算機システムの更新に合わせ、より機能を強化した V 12.0 の公開を行った。

機能拡張項目としてははまず F I N A S へ Mod. 9Cr-1Mo 鋼の材料特性データを組み込み、材料データライブラリの拡張を行った。またユーザーサブルーチンにより任意の要素を定義する機能が追加され、各種の要素を簡単に F I N A S へ組み込むことが可能となった。熱伝導解析では軸対称温度場における輻射要素、熱容量のみを持つ 1 節点要素などを追加し、さらに動的解析において静的縮合の機能を組み入れることにより、大規模な解析が効率的に実施できるようになった。その他、荷重増分自動決定機能の改良、応力解析および熱伝導解析における 2 次元平面要素の 3 次元への拡張、プロット、プリント出力機能の強化等、各種の機能拡張を実施した。

このように絶え間無い拡張作業により F I N A S は広範で高度な解析機能を持つようになったが一方では使用マニュアルが増大し、解析者にとって入力データの作成作業が大きな負担となる傾向にある。このような問題に対して、ハイパーメディア技術等を援用し、入力データ作成作業の効率化に関する検討も進めている。

F I N A S の利用は動燃内部にとどまらず、代行機関を通じて有償貸与の形で外部の利用にも供されており、現在メーカー、計算サービス会社、大学、国立研究機関等、27 機関に導入されている。

#### (ii) 非弾性解析法の研究開発

非弾性解析は従来、弾性解析に基づく簡易設計規則の開発、およびその妥当性検証を主な使用目的としてきた。しかし大型炉においては機器設計をより合理的なものにするために非弾性解析法を一層有効に活用することが期待されている。このためには非弾性解析法による予測精度とその適用性の向上が必要とされ、非弾性解

析法の核となる高精度な構成モデルを実用化する研究開発を行っている。各種の高精度な構成モデルの評価・検討を行うために材料非弾性挙動シミュレーションプログラムADMODELを開発し、各種の構成モデルに対してベンチマーク解析を実施してきた。これよりオーステナイト系ステンレス鋼に対する繰返し塑性構成モデルとしては、非硬化領域モデルおよび2曲面繰返し塑性モデルが有効であることを確認している。塑性クリープ統一型モデルに関してはMod. 9Cr-1Mo鋼についてChabocheモデル、Bodner-Partomモデル、Robinsonモデルの比較検討を行い、材料定数の同定や種々の基本的な変形挙動の記述に関してChabocheモデルが最も優れていることを確認した。さらに大野一王による移動硬化変数の発展式をChabocheモデルに組み込むことにより、従来問題となってきたメカニカルラチェット問題に対する記述精度を向上できる見通しがあることが分かった。

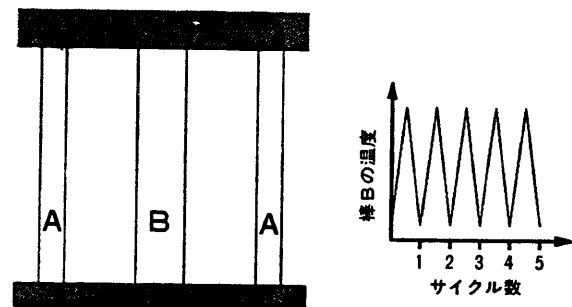
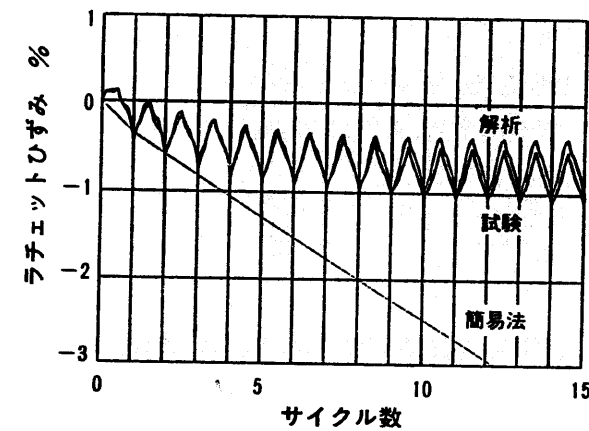


図6.16 試験モデル概念図

また、一方ではこれら構成モデルの構造問題への適用性の評価・検証を行うために有孔平板の繰返し変位負荷試験にひきつづき、3本棒熱ラチェット試験(図6.16)を実施した。図6.17は100℃から600℃の温度変動を与えた場合である。この試験により従来、機械荷重なしでは発生しないと考えられていたラチェットが、熱荷重のみでも発生することを示すことができた。この現象は降伏応力の温度依存性に起因しており、同図の簡易法はこれを考慮した弾完全塑性モデルによる理論解でこの現象を定性的に説明するものである。また、解析値は非硬化領

域モデルを用いたものであるが試験結果とよく一致し、温度変動下においても高精度な構成モデルによる解析が有効であることを示している。

今後、これらの有効性が確認された構成モデルは各種の構造物試験の解析や簡易設計評価法の開発等に応用しつつ、必要に応じてモデルの改良を進めていく予定である。



試験結果と解析結果の比較

図6.17 3本棒熱ラチェット試験

### (iii) 座屈解析法

FBR機器は、軽水炉に比べて一般に薄肉であり、座屈の防止に対する配慮が重要となる。このため、座屈の防止に関するより合理的な規定を定める必要がある。非線形解析手法やスーパーコンピュータの発達を背景として、有限要素法等による数値解析が座屈解析の有力な手段の一つとなっているが、3次元の非弾性大変形座屈解析を行うには、なお計算効率の飛躍的な向上が望まれている。そこで、最終的には汎用コードFINASに反映すべく、座屈解析のための有限要素の改良・高度化および計算アルゴリズムの効率化の検討を進めている。(本項(i)参照)

解析による座屈解析手法を確立するために、FINASの3次元シェル要素(QFLA4RT)を用いて、せん断曲げ荷重を受ける薄肉円筒殻の座屈解析を実施している。検証試験に用いた試験体形状を詳細にモデル化することにより、いくつかのケースについて解析結果は試験結果と良く一致した。また、上記のような軸対称殻の座

屈解析を行う場合、一般的な3次元シェル要素の代わりにフーリエ級数を利用した軸対称調和級数要素を用いることによって、計算効率の大幅な向上が期待できる。このような理由から、調和級数要素NAXSHEL3を開発し、既にFINASに組み込んでいる。今年度は、NAXSHEL3を用いていくつかの検証例題について解析を行い、既存の要素を用いた解析結果との比較・検討を実施することにより、非軸対称荷重による座屈挙動に対するNAXSHEL3の適用性の確認を行っている。今後、初期形状不整を有する軸対称シェルが取り扱えるように理論の拡張を図り、これによって3次元解析を一般の3次元シェル要素を使わずに効率的に行えるようにしていく予定である。

一方、これらの解析手法の妥当性を検証するために、各種形状の軸対称シェルを用いた座屈試験を実施している。本年度は、座屈強度に及ぼす初期形状不整の影響を調べるため、円周方向に12波の形状不整を有するSUS 304鋼製薄肉円筒殻試験体を用いてせん断曲げ座屈試験を実施した。図6.18に試験体の断面形状を、図6.19に試験から得られたせん断変位とせん断荷重の関係を示す。この図から図6.18に示される円周方向の初期形状不整が存在すると円筒殻の座屈荷重は大幅に低下することが分る。今後はここで得られた結果を用いて、初期形状不整を有するシェルの大変形座屈解析手法の妥当性を検証し、その結果を基に合理的な座屈解析評価手法を確立していく。

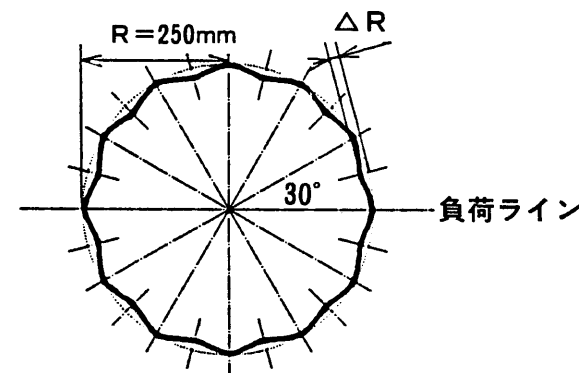


図6.18 試験体断面図  
(周方向12波の初期形状不整)

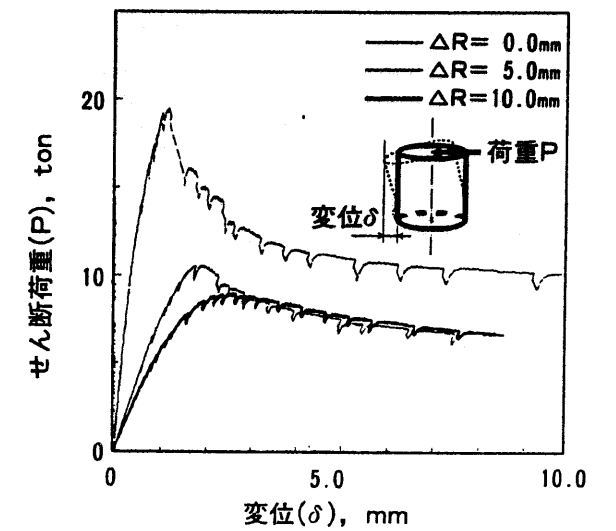


図6.19 荷重—変位図

### (2) 構造強度予測法の高度化

高速炉では、プラント運転状態の過渡的变化に対応して構造物に熱応力が発生し、これが繰り返されると疲労あるいはクリープ疲労による破損の可能性があるため、これを防止する構造設計を行うことが重要である。原型炉もんじゅの設計では高温構造設計方針が規定され、これに従って上記破損を防止する構造設計がなされている。一方、実証炉以降の大型炉では高い信頼性を維持しつつ建設および発電コストの低減を図ることが望まれており、構造設計のベースとなる強度評価法の高度化が必要とされている。

このために、基礎的な構造要素から大型構造モデルを用いて、このような熱過渡の繰返しに対する強度データを蓄積するとともに、強度評価法を高度化するための研究開発を実施し設計に反映している。

#### (i) 構造物モデル破損試験

熱応力による強度は従来の機械荷重による試験結果とは異なる様相を示すことがある。また高温で熱応力の生じたまま長時間使用していると、構造物内では応力の再配分現象が生じる。このため信頼性の高い構造設計を行うには、材料データだけでは記述できない構造特有の強度因子を試験体に取り込んだ構造物試験を実施して、破損データを蓄積しこれをベースとして寿

命予測法の精度を向上させる必要がある。

このような要求から、構造物強度確信性試験施設(TTS)を用いた構造物モデル破損試験として、これまでに試運転モデル、原子炉容器モデル、ペローズ継手モデル、熱応力緩和構造モデル(1)および同モデル(2)の各供試体について試験を実施してきており、貴重な構造物熱クリープ疲労破損データとなっている。

平成3年は、このうち熱応力緩和構造モデル(2)の破損データの解析評価を進めるとともに、前年度までに一連の解析評価を行ってきた同モデル(1)の総合的な検討を行うことによって、寿命評価法の精度向上を図った。また、試験は現在第6体目の溶接容器モデルの試運転を実施しており、さらに、引き続き試験を予定しているフィレ付容器モデルの設計・製作を完了した。

まず、熱応力緩和構造モデル(2)に関する検討として、本年度はき裂検査が終了したのを受けて、弾性解析および非弾性解析による強度評価を行った。本供試体は、図6.20に示すようにスカート、ノズル、多孔板といった高速炉に典型的な形状不連続部を多数盛り込んだ、SUS3

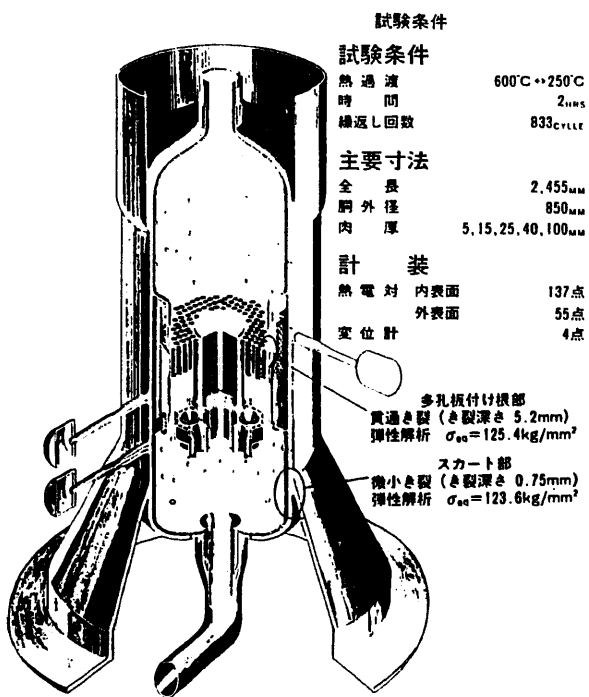


図6.20 熱応力緩和構造(2)熱過渡強度試験用供試体

04製縦置き円筒構造である。また、本試験体の目的は実機設計でしばしば問題となる構造不連続部のクリープ疲労強度に関する破損データを得ることにより、合理的な構造不連続部クリープ疲労評価法を開発することにある。

荷重は高温ナトリウム(600°C)と低温ナトリウム(250°C)を1サイクル周期120分(高温90分、低温30分)で供試体に交互に流入させることにより繰返し過渡熱応力を833サイクル加えた。

その結果の中で興味深い例は、多孔板付け根部の貫通き裂とスカート部の微小き裂の比較であり、弾性解析による応力は両者に有意な差がなく、従来のクリープ疲労損傷評価法によっても現象の違いをうまく説明できなかった。

そこで本年度は構造物強度データベースSTAR(本節(III)参照)を用いて、当該部位を中心に検討を進めた。図6.21および図6.22に結果を示す。両図とも横軸は形状図中の太い矢印に沿った距離、縦軸はひずみ範囲で、それぞれ設計解析で使用する弾性解析によるひずみ範囲、リファレンスとなる非弾性解析の結果、「もんじゅ」用基準による評価、および大型炉用に提案中の設計評価法による評価結果を比較したものである。弾性解析では表せなかった両者のき裂発生状況の差異が、非弾性解析および提案中の設計評価法で説明できるようになったことが理解できる。本検討結果は、クリープ疲労設計評価法の検証に反映される。

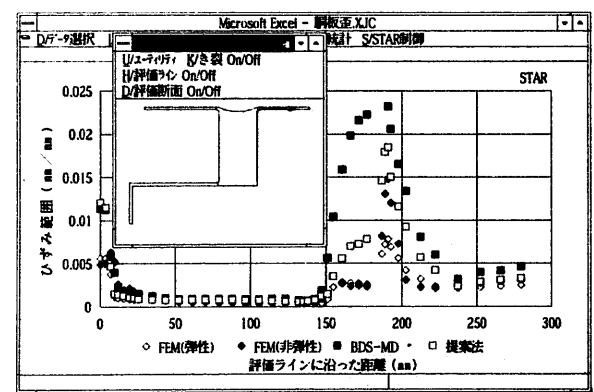


図6.21 多孔板付け根部の各種評価法によるひずみ範囲予測結果の比較

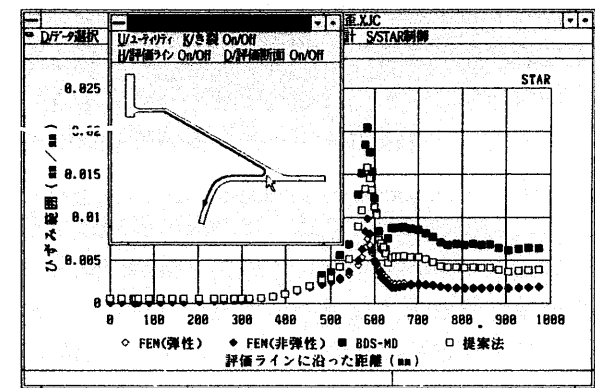


図6.22 スカート部の各種評価法によるひずみ範囲予測結果の比較

一方、前年度までに一連の解析評価を行ってきた熱応力緩和構造モデル(1)に関する検討として本年度は溶接継手の強度評価法開発およびき裂進展解析をベースとしたき裂発生寿命データとしての精度向上を行った。前者の検討では、板厚内温度勾配を受ける内筒容器(直径600mm、板厚21mm)に設けられた電子ビーム溶接、狭開先ガスタングステンアーク溶接、シールドメタルアーク溶接、およびミグ溶接継手の破損データを対象として詳細解析による評価を行った。

熱過渡試験では、溶接肉盛りの表面切削加工を行った狭開先ガスタングステンアーク溶接継手のみで溶接金属内にまき裂が生じていたが、他の全てのケースではき裂は母材と溶接金属の境界にある局部的構造不連続部あるいはその近傍に生じていた。この試験結果の内、後者はSUS304母材のデータをベースとした既存寿命予測法と整合するが、前者は既存手法の範囲外であったため、詳細解析による検討が必要となった。

解析では、溶接部の形状を局部的構造不連続部まで詳細にモデル化した熱弾性解析、熱非弾性解析のほか、母材と溶接金属の材料特性の違いまで模擬する解析を行った。すなわち、母材および溶接部から切り出した溶接金属の低サイクル疲労の応力-ひずみヒステリシス曲線を検討すると、現行の実用計算技術において解析モデルを精密化するには、降伏応力と縦弾性係数に母材と異なる数値を設定することが手段とし

てあり得ることが分かった。さらに、このような計算を行うと、溶接金属モデル部のひずみ範囲が相対的に大きくなり、従来の母材均質条件を仮定した解析に基づく強度評価で必要とされた溶接部の強度低減係数を考慮しなくとも、き裂の発生状況と相関の良い評価結果が得られることが分かった。

次にき裂進展解析をベースとしたき裂発生寿命データの精度向上の検討として、き裂発生後の最終き裂深さに到るまでのき裂進展に要したサイクル数の解析を行った。これはTTSで得られる破損データが熱過渡サイクル全数に対応したき裂発生過程と進展過程の両者を含む、異なる深さに進展した後のき裂であるため、き裂発生に対する統一的な評価を行うためのものである。その手法は、決定論的破壊力学(本章(4)参照)を用いて、き裂進展解析を行い、想定される初期き裂深さから最終き裂深さに成長するまでに必要とされる熱過渡サイクル数を算出して、熱過渡サイクル全数からこの値を減じることによりき裂発生(従来の試験よりほぼ深さ1mmのき裂の存在と対応する)に要したサイクル数を算出するものである。

本検討により、熱過渡サイクル全数に対応させたクリープ疲労損傷評価では困難な、より厳密なき裂発生挙動の検討が可能となり、最終的に精度の高い強度予測法を開発する上での有用な情報が得られた。

現在TTSでは、熱応力緩和構造モデル(1)での検討により評価法開発の見通しの得られた溶接継手構造についてさらに広範囲のデータを取得すべく、次期大型炉で使用される可能性の大きい高速炉構造用SUS316鋼も含めた各種溶接構造を盛り込んだ溶接容器モデルの熱過渡試験の準備が進められている。

また、本年度は溶接容器モデルの次に試験を予定しているフィレ付容器モデルの設計・製作を完了した。本供試体は、これまでの構造物の熱過渡き裂発生試験において重要性が認識されている、多軸応力場における主要成分の歪範囲の比に着目したもので、き裂発生機構の解明に有用なデータが得られるものと期待される。

## (ii) 熱クリープ疲労き裂発生の研究

構造強度予測法を開発、高度化する上でTTSによる大型の構造物モデルの試験は、実機設計上重要な構造要素を一体の供試体に複数盛り込むことにより、構造物の寸法効果も加味された破損データを多数同時に効率良く取得できるメリットを有しているが、個々の構造要素に関する詳細な非弾性挙動、破損挙動については試験から直接得られる情報量には制限がある。

このような点を補い、個々の構造要素の挙動を詳細に把握することを狙って、溶接継手を含む直管、テーパ管さらに容器-ノズル構造等の基本的な小型構造要素モデルを対象とした熱過渡強度試験を、小型熱過渡試験装置（STST）および配管熱過渡試験装置（SPTT）の2基のナトリウムループを用いて行っている。

平成3年はSTSTによるSUS 304鍛鋼製のノズル構造要素モデル、および高速炉構造用SUS 316鋼溶接継手の長時間熱クリープ疲労き裂発生試験を実施するとともに、一部非弾性解析を含むき裂発生寿命の評価を行った。

このうち前者では容器-ノズル構造の繰返し熱曲げ応力によるき裂発生データを、後者では高速炉構造用SUS 316鋼直管周溶接継手の板厚内温度分布の繰返しによるき裂発生データを取得することを目的として試験を行った。両者とも試験条件は高温側 550℃、低温側 300℃のナトリウムによる熱荷重を1サイクル6時間（内高温ナトリウム循環時間5時間）で繰り返すものであり、き裂発生を調べるために時々中断しながら試験を継続し、それぞれのモデルについて合計 1,700サイクルおよび 1,600サイクルの熱荷重を与えて、クラックを生じさせ試験を終了した。

解析によるき裂発生寿命の評価として、ノズル形状モデルに対し各種の弾塑性応力-ひずみ関係を用いた非弾性解析とクリープ疲労損傷評価を行った。供試体の解体検査で得られたき裂の分布と各種条件での非弾性解析に基づく損傷値の分布を比較した結果、非弾性解析に用いる弾塑性応力-ひずみ関係として、低サイクル疲労試験の定常繰返し応力-ひずみヒステリシス

曲線の2直線近似を採用すれば、精度良くき裂発生を予測できることが分かった。引き続き高速炉構造用SUS 316鋼溶接継手の評価を進めるとともに、今後両モデルのき裂発生機構の解明を予定している。

また現在STSTでは、たが締め応力によるき裂発生寿命評価法として高温・長時間領域にも適用できるような手法の開発をねらって、外径寸法を連続的に変化させたSUS 304鋼製のテーパ付円筒モデルに対する低ひずみ範囲領域での熱クリープ疲労き裂発生試験を開始した。さらにSPTTでは、蒸気発生器の構造材として有力視されている改良9Cr-1Mo鋼の周溶接継手付き直管モデルの熱疲労き裂発生試験に着手した。

今後は、これまでに開発した手法にこれらの成果を反映し、その適用領域を拡張することによって、将来の大型炉の耐熱クリープ疲労設計評価法の策定を図っていく。

## (iii) 構造物強度データベースSTARの開発

蓄積された構造物試験の結果を効率的に設計基準評価法の開発に反映させるため、構造物強度データベースSTAR (Structural Test and Analysis Database for Structural Reliability) の開発および運用を進めている。

システム開発に関しては、構造物表面に生じた微細なき裂形状を入力するため、デジタイザ入力システムを製作した。また、増大するデータ量に対応するため大容量の光磁気ディスクを利用できるようにした。

データ入力については今年度までに強度データが得られているTTSによる試験体すべてに対して、データベースへの入力作業が終了した。STARは現在、大型炉用に提案中であるクリープ疲労設計評価法の開発、検証に使用されている。図6.23は形状図中の太矢印に沿ったき裂の分布と、安全係数を除いた「もんじゅ」の方法(BDS-MD)による損傷予測値(損傷値が0.6~1を越えるとき裂が発生)および大型炉用の提案設計評価法について比較を行った結果であり、後者が前者に比べ合理的な評価を与えることが分かる。

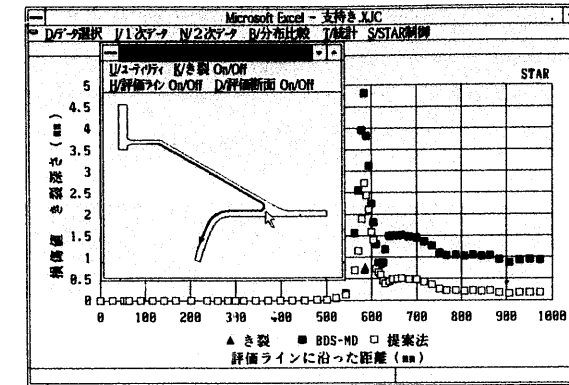


図6.23 構造物強度データベースSTARの出力例

## (3) 高温構造設計評価法の高度化

大型炉の設計では、高い信頼性を維持しつつ建設および発電コストの低減を図る必要がある。このため、設計の合理化に大きな影響を及ぼす構造設計基準について、最新の研究開発の知見に基づく高度化を図ることが重要となる。機器の構造健全性を確保するための構造設計基準としては、構造材料に係る「もんじゅ」建設開始段階までの研究開発の知見を集大成した「もんじゅ」用の高温構造設計方針が使用されているが、その分析を通して高度化を進めている。

本年度は原子炉容器液面部や構造不連続部の設計でクリティカルとなる進行性変形評価法について、従来扱えなかった変形モードに対する評価法の検討を行った。

また構造不連続部の主要破損モードであるクリープ疲労について、設計評価法の枠組みの実証炉への適用を念頭においた提示を行った。この方法による設計合理化効果の評価例を図6.24示す。

また、溶接継手の採用は建設費低減および設計自由度の拡大に効果があるが、高速炉に使用可能な信頼性の高い溶接部設計評価法の開発を進めている。

さらに、これらの基準による具体的機器設計を行うために必要な、強度評価プログラムの整備と、将来の「もんじゅ」運用支援と評価プログラムの検証を行うため「もんじゅ」原子炉容器の構造解析用データベースの作成を行った。

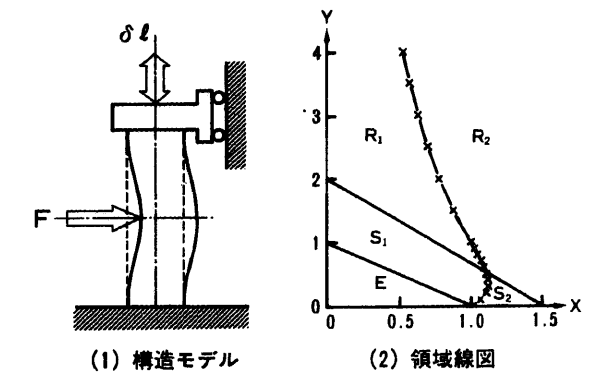


図6.24 1次曲げ+2次膜ラチェット

## (i) 進行性変形評価法の開発

原子炉容器液面部のような温度不連続部やYピース等の構造不連続部では、熱過渡時に円周方向の熱膜応力(2次膜応力)が発生し応力は一般にせん断応力を含む多軸応力場となるが、このような複雑な応力が作用する場合の進行性変形(ラチェット)挙動については十分把握されていないのが現状である。本年度は、このようなラチェットを予測する際の基礎となる、1次応力が曲げ応力で2次応力が膜応力の場合のラチェットと1次応力と2次応力が直交する2軸応力場のラチェットについて、それぞれの基本的なメカニズムと評価手法の検討を行った。

1次応力が曲げ応力で2次応力が膜応力のラチェットは、図6.25に示すような一定の横荷重と繰返し軸変位を受ける両端支持はりに対する力学的な釣合いを解くことによって得られる。同図では材料特性として弾完全塑性体を仮定して得られた領域線図であるが、「もんじゅ」用の高温構造設計方針に用いられているBree線図とは異なることがわかる。

2軸応力場のラチェットは、構造の力学的釣合いから求まるものと異なり塑性流れ則を使って幾何学的に求められる。図6.26(1)及び(2)は、Misesの降伏関数に従う弾完全塑性体を仮定して得られた、1次応力と2次応力がそれぞれ垂直・垂直(モードI)、垂直・せん断(モードII)、せん断・垂直(モードIII)及びせん断・せん断(モードIV)の場合の領域線図である。2軸応力場のラチェットについては、1次応力

パラメータX及び2次応力パラメータYを適切に定めることにより、全てのモードに対して統一的な評価が可能になった。

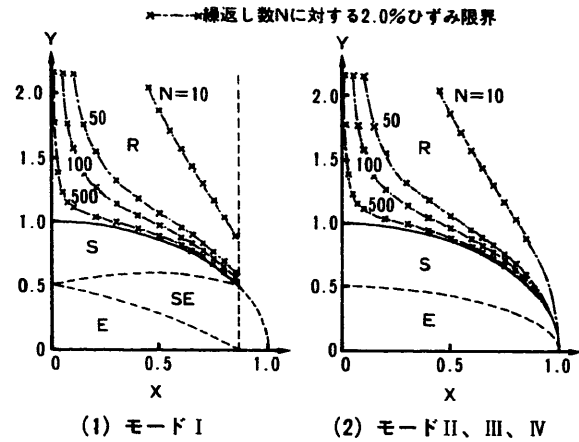


図6.25 2軸ラケットの領域線図

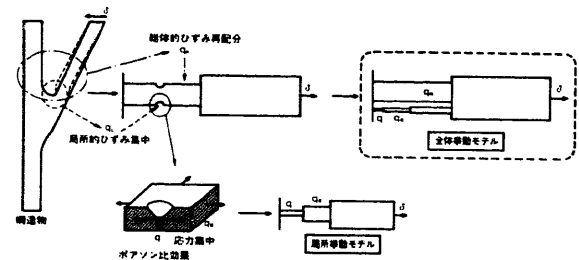


図6.26 構造物非弾性挙動予測のための一般化弾性追従モデル

(ii) クリープ疲労設計評価法の開発

高速炉機器の構造不連続部ではひずみ割増し(再配分)の効果によりクリープ疲労強度が大きな影響を受ける。よってこの効果を設計評価法により適切に見込む必要がある。ひずみ再配分の要因はノッチ先端の局所的集中と、構造部位間の総体的再配分の2種類からなると考えられるが、前年度までに2つの要因の重畳の仕方からタイプを分類して評価する方法を提案していた。これに対し本年度新たに2つ要因の重畳メカニズムを図6.27に示すように分類をせずに直接扱えるモデル(一般化弾性追従モデルと呼ぶ)を考案した。さらにこのモデルを用いることにより実構造を統一的に扱える設計評価法の枠組みを作成した。

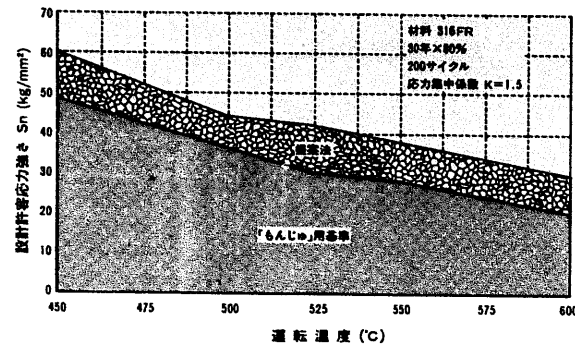


図6.27 設計評価法高度化による設計合理化効果の例

図6.28はクリープ疲労強度を評価するのに重要な構造不連続部の応力緩和挙動を、リファレンスとなる詳細非弾性解析、「もんじゅ」用の基準、および提案手法の3つで評価したものである。この図から提案手法がリファレンスにかなり近い結果を与え、「もんじゅ」の方法に比べ精緻なものとなっていることが分かる。

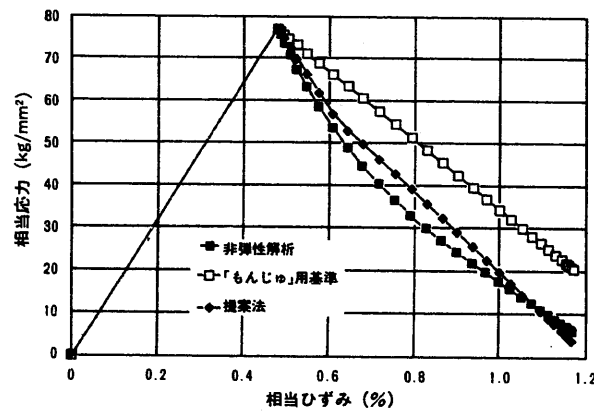


図6.28 各種評価法による構造不連続部の応力緩和挙動予測結果

(iii) 溶接部設計評価法

溶接継手の強度は一般に母材部に比較して低下するが、従来一定の強度減少係数による簡易な方法でその効果が評価されていた。

このため大型炉の機器設計に使用できるように予測精度を改善することを目的として、溶接継手の強度低下の主要因である溶接金属と母材部との冶金的不連続および溶接ビードによる形状不連続に着目した力学的モデルによる精緻な評価法の開発を行っている。

本年度は一般部のクリープ疲労設計評価用に開発した一般化弾性追従モデルの溶接継手への拡張を行い、図6.29に示す溶接継手モデルを開発した。本モデルは溶接継手の個々の強度低下要因と相互作用を適切に表現することが可能であり、一般部のクリープ疲労評価法との整合性が保てるという特徴を有する。

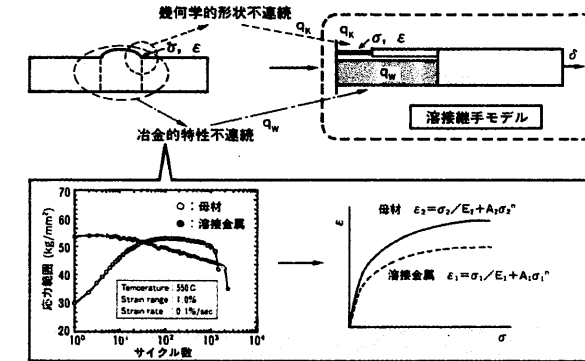


図6.29 一般化弾性追従モデルの溶接継手への適用

図6.30は種々の継手幅を持つ溶接継手に対し、クリープ疲労評価に必要なひずみ集中係数をリファレンスとなる詳細非弾性解析と提案した継手モデルとの間で比較したものである。この結果から提案モデルが十分な予測精度を有していることが理解できる。

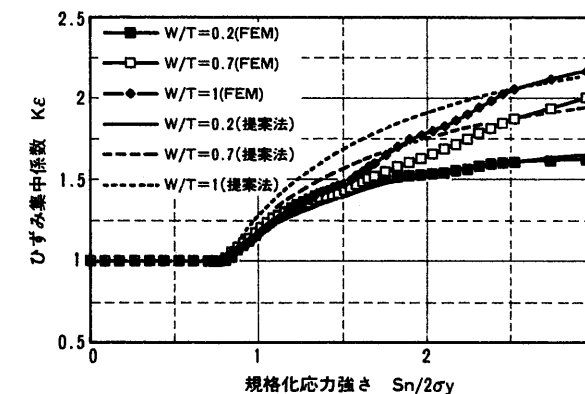


図6.30 溶接継手モデルによる溶接部ひずみ集中係数予測精度の検証

(iv) 設計評価プログラムの開発

実機の構造設計評価が可能な自動設計評価プログラムの開発を行っている。開発に当り、現在進められている設計基準の改訂や、別途実施

されている新規材料の開発に対して柔軟にプログラム構造やデータが対応できること、複雑化する傾向にある設計評価作業を間違いなく行うため、評価支援機能を備えることを目標に掲げている。本年度は14万ステップにおよぶプログラム全体の改定対象部と定型処理部へのライブラリ化を行うと共に、オブジェクト指向による柔軟かつ簡便なコントロールプログラムの開発に着手した。

(4) 破壊力学を用いた構造健全性評価法の研究

破壊力学を用いた構造健全性評価法の研究として、高速炉機器配管の構造健全性評価法の研究と、2重伝熱管型蒸気発生器の構造信頼性評価法の研究を実施している(図6.31)。前者は機器配管の一般構造の基礎研究であり、クリープ温度領域における安定き裂進展評価法の開発と確率論的破壊力学による評価手法の開発を目指している。一方後者では、2重伝熱管型蒸気発生器という特定機器を対象としており、その中でも伝熱管の信頼度評価法の開発に主眼をおいた、き裂発生・貫通試験と信頼度評価法の開発を行っている。

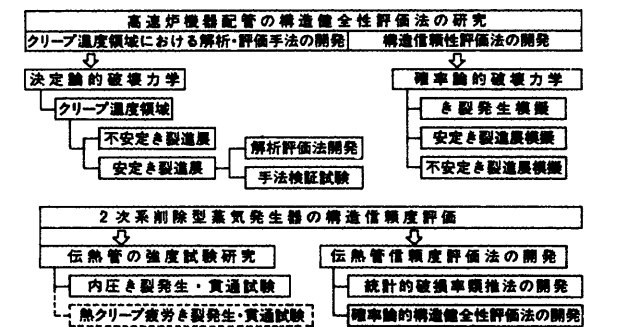


図6.31 破壊力学を用いた構造健全性評価法の開発

① 決定論的破壊力学による評価法の研究

開発した簡易解析法に従ってオーステナイト系ステンレス鋼のき裂進展過程を模擬する計算機プログラムCANIS-Gのパソコンバージョンを作成した(4年度公開予定)。また、改良9Cr鋼製表面き裂付き平板のJデータベースを作成し、基本データベースを拡充した。簡易

解析法の手法検証試験として、SUS304鋼製表面き裂付き円筒の熱疲労き裂進展試験を実施した。

伝熱管不安定破壊（欠陥付き伝熱管の内圧バースト）の破壊力学的検討として、米国やフランスの原子力研究機関が開発した簡易法、および事業団が開発した詳細解析法による解析を実施し、室温バースト試験の準備を行った。

#### ② 確率論的破壊力学による評価法の研究

原子力施設に用いられる機器・配管は高い製作技術と厳密な非破壊検査のもとで製造されるので、決定論的破壊による評価の出発点である初期仮想欠陥は殆ど有り得ないものと考えられる。また、き裂進展材料特性にはばらつきがあり、解析には物理現象のモデル化段階で不確実性が存在することから、確率論的破壊力学によって決定論的破壊力学に基づく算出結果を見直すことが必要になる。このような構造健全性評価の相補的な意味で破壊力学を用いた確率論的手法の開発を行っており、平成3年は、構造物の板厚をき裂が貫通することによって冷却材が漏洩する確率に及ぼす各種変数の影響をパラメトリック解析によって把握した。変数として、工場検査や漏洩監視の有無、クリープの効果の有無、初期欠陥の大きさ、応力強さ、き裂進展式の材料定数、地震荷重の程度を含んでいる。この結果、クリープの影響が最大であること、初期欠陥分布の影響も大きいこと、地震荷重の影響は殆どないことが判った。

#### (iii) 構造信頼性評価法の研究

高信頼性2重伝熱管型蒸気発生器を用いた大型高速炉の設計では、蒸気発生器の信頼度の向上が重要な課題となる。この信頼度を具体的に評価するため、高信頼性2重管型蒸気発生器を対象とした構造信頼性（信頼度）の評価手法の開発を進めている。

#### ① 統計的破損率評価法の研究

構造物の破損率を評価する手法の1つに統計的手法がある。これは、対象構造物の過去の破損実績を統計的に処理し、この値から破損率を算出する手法である。この手法は、フォールト・ツリーを用いた信頼性解析において、既に実

機評価にも適用されている。統計的手法を用いて、高信頼性2重管型蒸気発生器の破損率を評価するため、ナトリウム加熱型蒸気発生器の破損実績を集めたデータベースシステムを開発し、データの投入を開始した。また、このデータベースを用いて、統計的破損率を計算する手法の開発に着手した。

#### ② 確率論的構造健全性評価法の開発

統計的手法は、使用実績が十分でない機器・構造物の信頼度評価に適用できないのに対し、確率論的手法は、評価対象構造物の破壊メカニズムに対応した数学モデルを仮定することによって、破壊確率を解析的に求めることができる。確率論的評価においては、この数学モデルが信頼度を左右する。そこで、高信頼性2重管蒸気発生器伝熱管の評価に必要な、フェライト鋼のき裂進展則および材料定数に関する数学モデルを整理した。

#### (5) 耐震・免震設計の研究開発

我が国の厳しい地震条件下において、FBR機器・配管の構造健全性と動的機器の機能維持を確保することは設計上重要な課題である。機器への地震入力低減と動的解析法の高度化によって、より一層合理的で信頼性の高い耐震・免震設計評価技術の確立を目的とした研究開発を行っている。

#### (i) 流体構造連成振動解析法の研究

FBRの原子炉容器には、炉心燃料、炉内構造物をはじめとして多くの機能上、安全上重要な機器が内包されている。これらの中には上下動の地震入力に対して敏感に反応するものもある。機器の耐震設計や耐震安全性を考慮する際、これらの振動特性を十分考慮する必要があるQ

そこでこの研究の第1歩として、水中に設置された円板の固有振動数を求めるための簡易評価式を開発した。この評価式は、空気中における簡易評価式をベースとしており、流体と構造物の相互作用（流体力の効果）については流体の深さと円板の半径の比によって2通りに分類し考慮した。浅い場合は流体の重量を死荷重と

して扱い、深い場合は圧縮性流体中で振動する円板の付加質量の概念を用いた。後者の場合、浅い深いの判別および付加質量の大きさは各振動モード毎に決定できる。

開発した評価式の妥当性を検証するため、上下2体の円筒に厚さ4mm、直径920mmのステンレス製の円板を挟み込んだ試験体を製作し、振動台による加振試験を実施した。また、汎用構造解析コードFINASの流体構造解析機能を用いて、試験に対応する体系の有限要素解析を行うための境界条件の設定法について検討した。図6.32は簡易式、試験、有限要素解析の結果を比較した一例である。

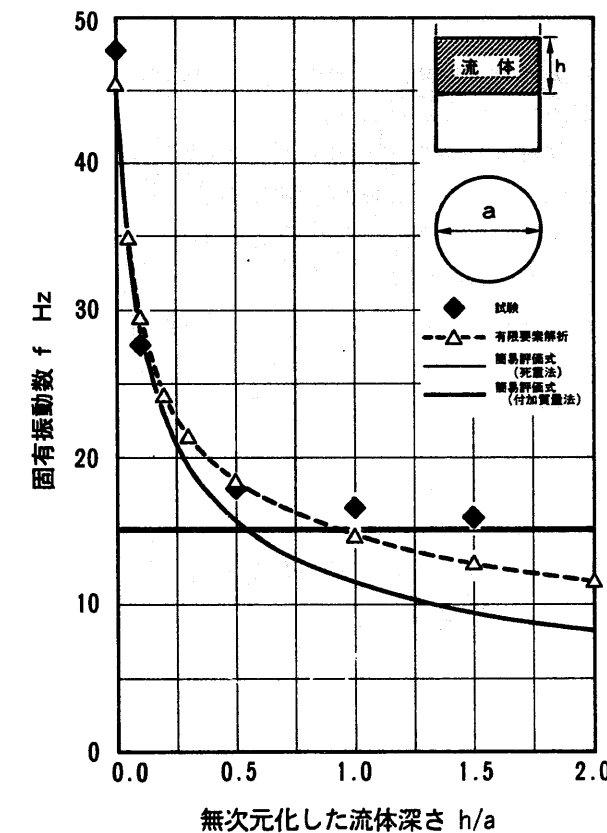


図6.32 試験と解析の比較の例  
(円板の上部に流体がある場合)

今後は、この考え方を曲率を持った円板に拡張する等、より実機に近い形状に適用できるように評価法を整備していく予定である。

#### (ii) 機器の上下免震構造の開発

FBRでは、主要機器の耐熱応力設計と耐震設計の両立性および建設コスト低減の両観点から、機器への地震入力低減による耐震設計の合理化が実用化の必須の条件といえるが、免震構造の採用はその有力な手段となり得る。水平地震力に対しては、原子炉建物全体を積層ゴムとエネルギー吸収装置を組み合わせた免震装置により支持する方式が有望視されており、国内で広く実用化に向けた研究が進められている。しかし、大型炉には水平動だけでなく上下動に対しても検討を要する構造部が多くあり、この場合水平免震に加え、上下免震による入力低減が有効となる。免震の方式としては、建物全体の水平免震を前提として考えた時、機器を直接上下免震支持する方式が最も実現性が高いと考えられる。このような観点から、高速炉機器を対象とした上下免震構造に関する研究開発を行っている。

本年度は、実機ベースの原子炉容器を想定して、免震要素のうち支持要素にあたるばね要素を検討・試設計を行った。このばね要素の縮小モデルを用いてその作動確認、免震効果の確認、ばね要素のスクリーニングを目的とした振動試験を実施するため、減衰の検討、試験用治具および予備解析等の作業を進めている。振動試験の実施後、試設計における問題点や試験結果を踏まえ問題点を抽出し、機器上下免震構造の成立性を探るとともに実際に適した免震要素の開発・選定に反映する予定である。

## 7. 安全研究

原子力プラントの安全を確保するためには、異常の発生を未然に防ぐとともに、拡大防止、影響緩和を行うための技術を確認してゆくことが重要となる。また、設計の妥当性の評価に当たっては、プラントに適切な安全裕度が付与されていることを定量的に確認・実証しておくことが重要である。

このような観点から、安全研究では、実験と解析により安全上重要な事象の定量的説明を図り、異常状態の拡大防止や事故の影響を緩和するための方策の効果を定量的に把握している。そして、これらの実験と解析の成果に基づき、異常や事故の拡大防止に関する設計基準が適切な保守性を有する条件の下で設定されていることを確認している。また、このような安全裕度の定量化のほかに、異常の発生を未然に防ぐための技術の確立に向けて、正常な運転状態からの微小な逸脱が異常にまで拡大する前に検知し、十分な時間的余裕を持って修復措置がとれるようにする異常予知技術の開発を進めている。

この章で記述している安全研究は、比較的発生頻度が高いと考えられている機器故障から技術的には起こるとは考えられない大きな炉心損傷に至るような事象までの広い分野を包含している。すべての試験研究は、将来の大型炉まで含めた安全設計と安全評価に役立つデータを集積すること、ならびに解析コード群を集大成することなどを目的としている。

実用化10課題との関連では、①合理的格納施設の開発として、放射性物質の挙動を移行過程ごとに精度良くおさえるための試験研究を行うとともに、「⑧高信頼度崩壊熱除去系の開発」

として、これまでの水体系での試験研究に加え、次年度よりナトリウム体系での崩壊熱除去試験に本格的に取り組めるよう、プラント過渡応答試験施設の改造を行っている。燃料破損機構の解明等の炉心損傷に係わる研究は、「⑩合理的安全論理の構築」に資することを目的として進められている。

動燃は、これらの研究開発を国際協力の場合を活用しつつ進めており、開発投資に対する成果の効率を上げるようにするとともに、高速増殖炉の安全性に関する国際的なコンセンサスの形成に寄与している。一方、以上に述べてきた研究開発と並行して、米国と共同でLMFBR機器信頼性データベースの開発と整備を進めている。

### 7.1 プラントの過渡熱流動に関する研究

#### (1) 炉心プレナム相互作用試験

上部プレナム浸漬型の崩壊熱除去用炉内冷却器を備えたFBRでは、自然循環による崩壊熱除去時に、上部プレナム内の流体が炉心集合体の一部に潜り込む、または、逆流する現象「炉心プレナム相互作用」が生じる可能性がある。本研究の目的は、炉心プレナム相互作用の現象解明と相互作用の発生条件の整理方法を確立することである。これにより、炉心プレナム相互作用の発生を考慮に入れて、炉心除熱に悪影響が出ないよう設計対応することが可能となる。

試験装置は水を作動流体として用い、図7.1に示すように、集合体出口部を模擬した矩形チャンネルとその上部に接続する上部プレナム、プレナム内の流体を冷却する炉内冷却器を模擬した低温壁からなる。試験では、50℃程度の高温流体がチャンネル下部から一定流量供給され、プレナムを経て外に出る。一方、約10℃の低温壁で冷却された低温流体はプレナム下部を経て、チャンネル上端から内部に潜り込み、相互作用が顕在化する。

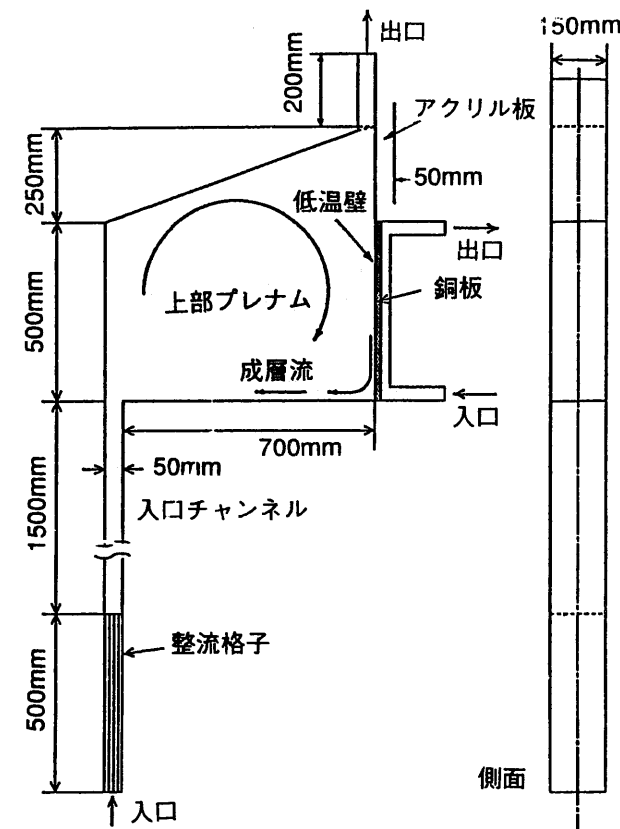


図7.1 炉心プレナム相互作用試験装置

試験の結果、潜り込み流れはチャンネル内で安定した循環領域を形成せず、時間的に不規則にチャンネル内に小規模または大規模の侵入を繰り返すこと、また、その近傍では混合に伴って激しく温度が振動することがわかった。

潜り込み現象の発生条件を、チャンネル内のレイノルズ数 (Re) とチャンネル入口部とプレナム下部の温度差で定義したグラスホッフ数 (Gr) 数で整理したグラフを図7.2に示す。本

実験により、 $Gr/Re^2$  (浮力と慣性力の比) が一定のしきい値を越える領域 (図中の各直線の左側) で潜り込み現象が生じることを明らかにした。動燃との共同研究であるMITのBarakat, Todreasらによる実験を同じ方法で整理したところ本実験結果と同様な傾向を示すことが分かった。しかし、Ri数のしきい値は実験体系ごとに異なっている。今後は、しきい値とプレナム内成層化、チャンネル内速度分布との関連をさらに明らかにし、体系依存性の理由を明確にする。また、潜り込み深さの整理方法の確立を行う。

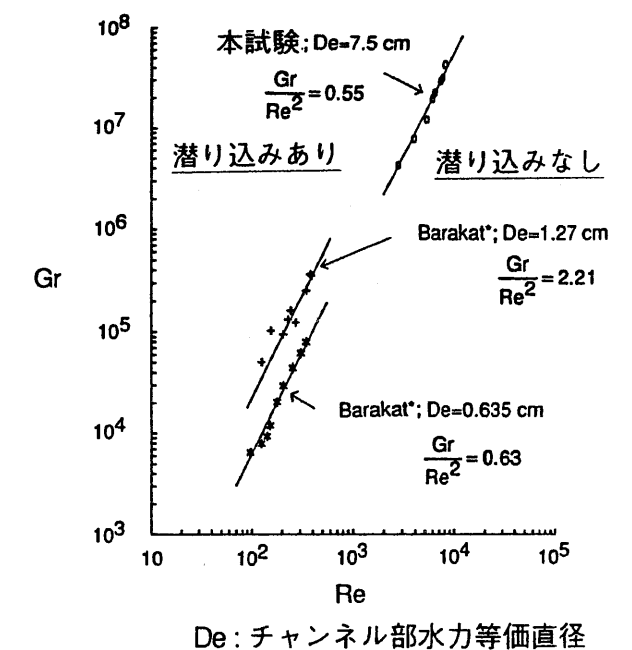


図7.2 潜り込み流れ発生条件

#### (2) プラント過渡応答試験

プラント過渡応答試験施設 (PLANDTL) を用いて、FBRの主冷却系配管破損 (LOPI) 事象で想定される炉心入口流量変化およびスクラムによる熱出力変化を模擬した配管破損 (LOPI) 時熱過渡試験を昨年度より継続して実施し終了した。

LOPI試験はプラントシステムコードによって解析された炉心の流量・出力変化結果をFBR炉心燃料集合体を模擬した試験体に試験条件として与え、その時の冷却材過渡熱流動挙動

を計測することにより実施した。試験の結果、ナトリウムの沸騰を含む集合体内過渡熱流動に関するデータが得られた。また、これらの試験結果を解析・評価することにより解析コードの検証を行った。

### (3) ナトリウム沸騰試験

静的安全機能(Passive Safety Function)を担保するもの1つとしてポンプ等の駆動源がなくても冷却材が循環する現象、すなわち自然循環がある。FBRプラントでは、この自然循環により炉心の熱を除去する崩壊熱除去システムを設計にとり入れ、崩壊熱除去に関する信頼性を向上する検討が鋭意進められている。しかし、崩壊熱除去系の万一の機能喪失を想定した場合の安全裕度の定量化のためには、崩壊熱レベルでのナトリウム沸騰試験や炉心除熱限界を把握しておくことが必要である。

そのため、崩壊熱レベルの炉心で複数チャンネルにおいてナトリウム沸騰が生じた場合の系の安定性および除熱特性を解明するために、試験と解析手法の開発を進めている。

当該期間においては、プラント過渡応答試験施設を用いて、入口と出口をタンクによって接続した2体の模擬燃料集合体でのナトリウム沸騰の安定性を調査する平行チャンネル沸騰試験を実施した。試験結果の一例として、2体の試験体での流量喪失型の沸騰試験結果を図7.3に示す。この試験結果は2体の集合体の入口

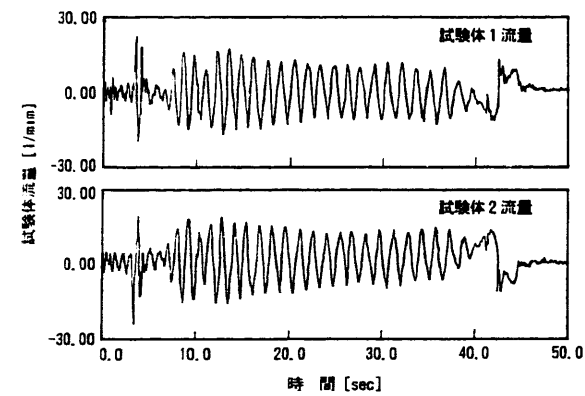


図7.3 平行チャンネル沸騰試験結果例

流量の変化を示すが、沸騰開始直後に沸騰チャンネルの相互作用による流量振動が生じていることがわかる。

これらの試験データに基づいて解析コードの開発・検証を進め、当該事象の安全裕度の定量化に反映していく。

### (4) 熱流動安全解析コードの開発

FBRの熱流動解析コードの開発目標は、炉心の除熱能力と燃料集合体および炉内構造物の健全性を確認できるようにすることである。このような目標に沿って、単一燃料集合体内の熱流動解析から炉容器および熱輸送系や水・蒸気系も含むプラントシステム解析までを総合的に実施する解析コード群の開発、改良整備、検証を行っている。燃料集合体内サブチャンネル解析コードとしてASFREを、炉容器内三次元熱流動解析コードとしてAQUAを、また、プラントシステム動特性解析コードとしてSSC-LとSSC-Pを開発・整備している。燃料集合体内における沸騰現象を伴う二相流解析には、単一集合体に対してはSABENAコードを、平行・チャンネルに対してはARMA DAコードを使用する。

#### (i) ASFREコード

ASFREは非定常単相サブチャンネル解析コードであり、燃料集合体内の冷却材の速度と温度分布を計算する。ASFREの特徴は、ワイヤスペーサー・バンドルの効果を分布抵抗モデルによって考慮していることと、局所閉塞体系の解析ができることである。本年度は、大洗工学センターのCCTL(Core Component Test Loop)施設で実施された集合体間熱移行試験の試験解析によって、低流量条件下におけるASFREコードの解析精度の検討を行った。

集合体間熱移行試験は、自然循環による崩壊熱除去時のように炉心のナトリウム流量が少ない状態での燃料集合体内の伝熱特性を明らかにする目的で行われた19本ピンバンドルの模擬燃料集合体によるナトリウム中試験である。集合体間熱移行の効果は図7.4(b)に示した六角管外

側のギャップ流路の流量調節によって考慮した。図7.5(a)は、半径方向温度分布( $0^{\circ}$  -  $180^{\circ}$  断面)について、実験結果と解析結果を比較したものである。ASFREコードの解析結果は、温度分布のプロファイルはほぼ再現しているが、温度を実験値より高めに評価している。この点を改良するため、現在、低流量時の圧損モデルおよびエネルギーの乱流混合モデルの検討を行っている。図7.5(b)は軸方向流速の半径方向分布の解析結果である。バンドル入口に近いB、C断面では周辺流れ効果により、周辺部の軸方向流速が大きくなることや、D、E断面では浮力の効果により中心部の軸方向流速が大きくなるのが的確に解析されている。

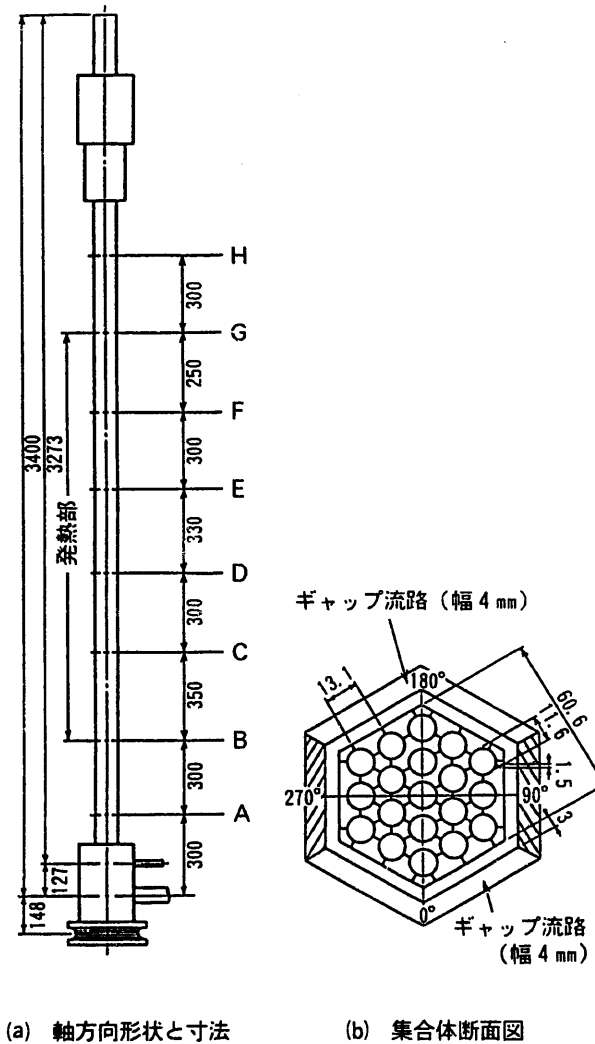


図7.4 集合体間熱移行試験装置

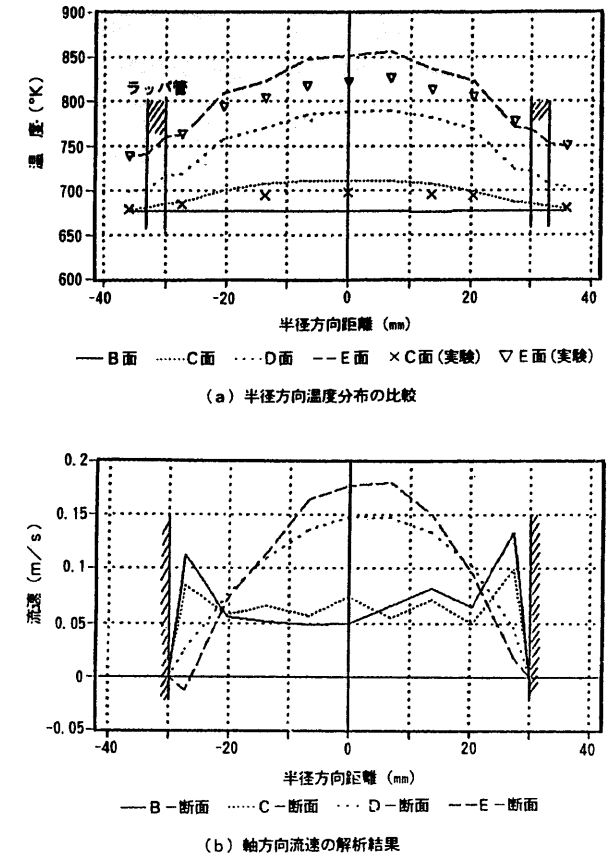


図7.5 集合体間熱移行試験の解析結果

#### (ii) SABENAコード

SABENAコードは、燃料集合体内のナトリウム沸騰現象を最確評価するために開発された2流体モデルに基づくサブチャンネル解析コードである。現在は、気体流解析の分野で用いられているTVD (Total Variation Diminishing)法と呼ばれる高次差分スキームを用いて、多次元二相流解析の精度向上を図っている。その一環として、今年度は気泡上昇試験の解析を行った。

図7.6は半径40cmの円筒タンク内における初期半径8cmの気泡の時間0.0, 0.07, 0.14秒における位置と形状をボイド率0.5の線で表したものである。時間が経過するにつれて気泡の底面が平坦化し、さらに液体が気泡の底から上に向かって舌状の形に突き出していく様子がわかる。これは実験の結果と定性的によく一致している。図7.7は気泡の中心位置sの時間変化を気泡の初期半径aと重力加速度gを用いて無次元化し

で実験データと比較したものである。点線で示した一次上流差分の結果は、数値粘性のために気泡の上昇が遅れて実験データを下回っているが、3次元精度のTVDスキームの結果は実験データとよく一致している。

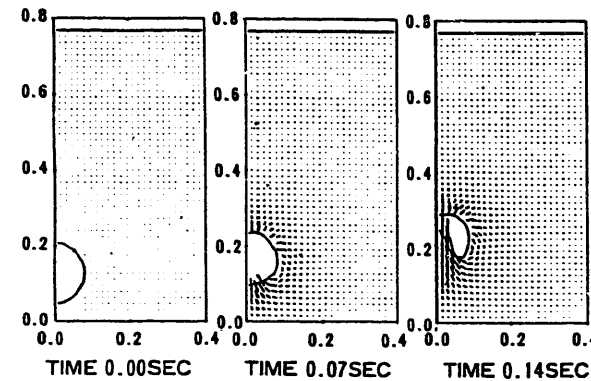


図7.6 気泡形状の時間変化

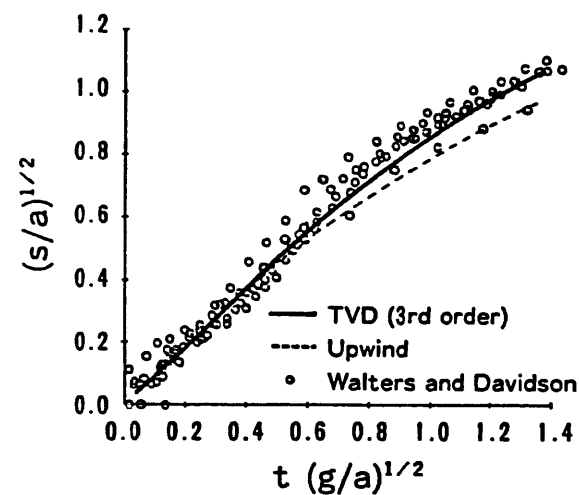


図7.7 気泡中心位置の時間変化

(iii) AQUAコード

サーマルストライピング現象を特徴づける熱流動挙動の内、温度ゆらぎ強度 ( $\theta'^2$ ) を解析的に評価するために汎用多次元コードAQUA内に導入した応力代数式乱流モデルの適用性を、より一般的な観点(対象とする形状が変化した場合の同乱流モデルの有効性)から確認するため、水を作動流体としたサーマルストライピング実験(電力中央研究所)の解析を行った。

解析の対象とした実験は、中心位置に模擬制

御棒集合体を、その周囲に6体の模擬燃料集合体を配置し、集合体間流量比 $\beta$ (模擬制御棒集合体流量/模擬燃料集合体1体の流量)を変化させた場合に制御棒上部案内管下端位置に現れる最大温度ゆらぎ強度を測定したものである。

AQUAコードによる解析は、周方向1/6セクターを解析対象とし、総計26700セルの解析モデルを用いて行った。図7.8に、集合体間流量比 $\beta$ と規格化温度ゆらぎ強度最大値( $(\theta'^2)^{0.5}/\Delta T$ )との関係を実験結果と比較して示す。ここで、 $\Delta T$ は、模擬制御棒集合体出口温度と模擬燃料集合体出口温度との差(10℃)である。解析結果は、実験において見られる集合体間流量比 $\beta$ の増加による規格化温度ゆらぎ強度最大値の減少傾向を良好に模擬している。

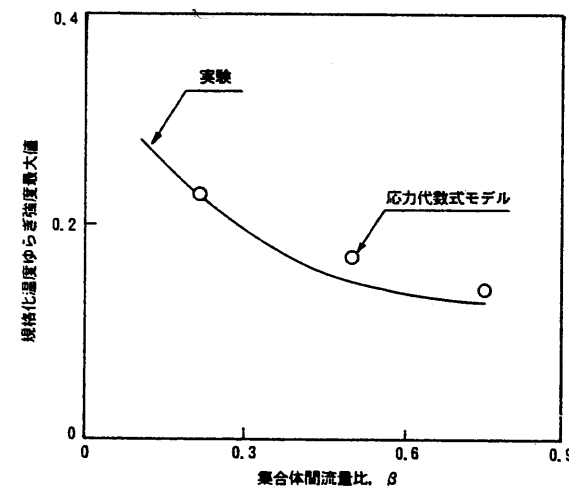


図7.8 規格化温度ゆらぎ強度最大値の集合体間流量比依存性に関する実験と解析の比較

今回の水実験解析より、対象とする形状が変化した場合においても、応力代数式乱流モデルが温度ゆらぎ強度の解析的評価に有効であることが確認された。

(iv) SSCコード

安全評価やシステム設計に供するために、正常運転から事故に至るまでの広範な条件に対してプラント全体の熱流動を解析できる計算コードSSCの開発および適用研究を実施している。

今年度は、プラント過渡応答試験でのスクラ

ム過渡時の各種熱流動試験結果を解析してコードの検証を進めた。また、適用研究の1つとして原型炉の設計データを用いたプラント動特性評価に関する予備解析を実施した。今後も引き続きコードの検証、解析モデルの高度化、大型炉の安全設計評価等を実施する予定である。

7.2 プラント事故事象に関する研究

(1) ナトリウム燃焼

(i) 高精度ナトリウム燃焼解析コードSOLFASの開発

プラント内でナトリウム漏洩事故を想定した場合に建物構造や機器が受ける熱的影響をより精度良く評価するために、実際の事故室形状を正確に考慮した解析ができる3次元ナトリウム燃焼解析コードSOLFASの開発を進めている。

今年度は、ナトリウムプール表面や建物構造など事故室内の相互の輻射(放射)熱伝達を精度良く計算するモデルを開発した。これにより、図7.9に示すように、すべての熱伝達(対流熱伝達、放射、熱伝導)モデルの開発を完了した。

また、今年度は、上記の放射伝熱の評価精度をさらに向上させるために、ナトリウム燃焼時に発生するエアロゾルが建物の壁や天井に付着した時の表面放射率の変化を見る試験と、エアロゾルが浮遊する空間における放射熱の減衰率を測定する試験を行っている。今後は、上記の試験結果を計算モデルに反映させるとともに、ナトリウム棒状燃焼計算モデルの導入などコードの改良・整備を続けていき、より高度化されたプラント安全設計および安全評価の手法を提供する。

(ii) ナトリウム棒状漏洩燃焼試験

保温構造を有する配管からのナトリウム漏洩は棒状の漏洩流となるため、従来ナトリウム漏洩事故で想定していたスプレイ状の漏洩よりも穏やかな燃焼となることが予想される。

そこで、ナトリウム棒状漏洩流の燃焼効率を求める大規模試験を昨年度から引続き実施した。

今年度の試験では、昨年度と同様に密閉容器を用い実効漏洩高さをパラメータとするとともに、雰囲気中酸素濃度も変化させて、容器内にナトリウムを棒状に漏洩させ、容器内の温度変化の測定値などから棒状燃焼効率を求めた。今年度の試験結果を昨年度の試験結果と併せて、図7.10に示す。これまでの試験結果の傾向と同様に、棒状燃焼効率は実効的な漏洩高さに強く依存しており、棒状燃焼速度が漏洩流量および雰囲気酸素濃度に比例するという仮定が妥当であることが示された。現在、これらの試験データに基づいてより大規模な漏洩を評価するために、試験結果の総合評価を行っている。この評価結果は高精度ナトリウム燃焼解析コードSOLFASの計算モデルに採り入れる予定である。

(iii) 非鋼製ライナの開発と安全性試験

FBRプラントでは、ナトリウム漏洩事故対策として、部屋の床面に鋼製ライナを設けているが、鋼製ライナの場合、長い施工期間が必要となるため施工の容易な非鋼製新型ライナの開発を進めている。

昨年度までの研究開発で、材料開発、施工方法の確立、基本構造の確立を完了し、小規模工学試験によってその成立性を立証した。

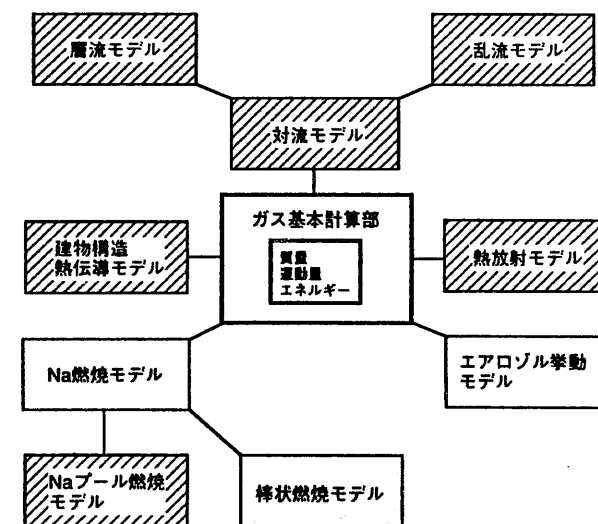


図7.9 SOLFASコードの計算モデル体系

今年度は、小規模工学試験の結果をベースにその熱応力解析を実施し解析上も試験体が健全であったことを確認した後、設計基準(案)の作成に着手した。

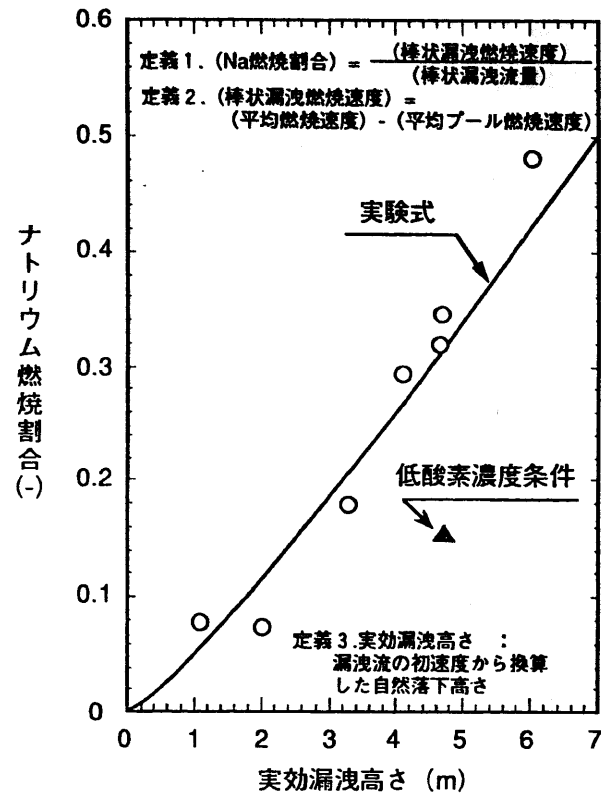


図7.10 棒状漏洩時のナトリウム燃焼割合 (酸素濃度21%換算)

## (2) ナトリウム-水反応研究

2次系削除型FBRプラントは、蒸気発生器(SG)を1次系に直接設置することによりプラントの建設、運転、及び保守などにかかわるコストを低減しようとする概念がある。しかしながら、このようなシステムでは、万が一SG内でナトリウム-水反応が生じると、反応生成物(H<sub>2</sub>, Na<sub>2</sub>O, NaOHなど)が発生してナトリウムとともに炉心部およびプラント内の機器等へ移行することが考えられる。したがって、反応生成物の移行挙動およびその影響を定量的に把握し、安全性の厳密な評価を行ってプラントの成立性を確認することが必要不可欠となる。

反応生成物の1つである気泡状の水素が炉心部へ移行すると、ボイド反応度に影響を及ぼす可能性がある。特に、微小~小リーク規模の事故でリーク検出がなされずに水素気泡がスクラムする前の炉心に入る場合のボイド反応度の影響は重要と考えられる。したがって、微小~小リーク規模の事故で発生する水素気泡を対象に、水素気泡の冷却材中での溶解・移行挙動および炉内部への移行量を評価することを目的とし、1次元簡易計算コードHYBAC2 (Hydrogen-bubble Behavior Analysis Code)を開発した。

HYBAC2は、気泡状態の水素気泡が流体中に溶解(拡散)してキノコ笠状、楕円状、球状に形を変えながら配管内を移動していく過程を解析するものである。解析では単気泡および径の異なる気泡を同時に扱う(径分布をもつ多気泡として扱う)ことが可能であり、多気泡の概念にはGal-Orらの提案した気泡群モデルを採用している。気体の溶解モデルは、球面の非定常拡散から導かれるHigbieの浸透説モデルや気体の一次不可逆反応を考慮した軸対象拡散方程式モデルを気泡と流体の相対速度に依存して選択できる。気泡の運動は、重力と流体抵抗を考慮した運動方程式から求めている。

開発したHYBAC2を用いた試算を実施し、拡散係数や初期気泡径などの溶解・移行挙動に及ぼす影響を評価した。また、SWAT-2で実施した試験結果を用いて解析を行い、ナトリウム中での水素拡散係数の実験値を求めることができた。さらに、HYBAC2の実機体系への適用性を調べるため10万kWtと150万kWtクラスの2次系削除プラント(概念設計)を対象にした解析を行い、実機プラント内での水素気泡の溶解挙動の解析に十分適用できることを確認した。図7.11に示すのは、10万kWtクラスのプラントにおける解析結果の一例である。同図からは、小さい気泡(半径3mm以下)はSG内で完全に溶解するが大きい気泡(半径7.5mm以上)は溶解せず炉心部まで移行するなど気泡サイズにより挙動の異なる様子が解析されていることがわかる。

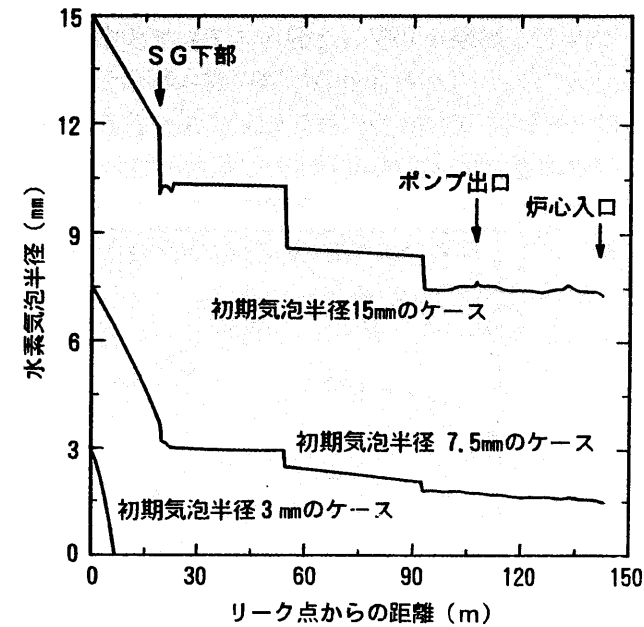


図7.11 水素気泡の溶解挙動の解析

## (3) 放射性物質移行試験

### (i) 燃料からのFP放出試験

燃料から核分裂生成物(FP)が放出されるよ

うな事象を想定した場合、放出されたFPのその後の移行挙動は、その物理・化学形態によって大きく左右される。

そこで、燃料から放出されたFPの物理・化学形態が、冷却材であるナトリウムの影響によってどのように変化するかを明らかにすることを目的として、模擬FPを用いた試験を開始した。

試験装置は、図7.12に示すように、模擬FPを入れるタンگステン製のルツボ、ルツボ内の模擬FPを加熱・溶融するための高周波誘導加熱装置、アルゴンまたはナトリウム蒸気を含むアルゴンをキャリアガスとしてルツボへ送るキャリアガス供給系、ルツボから放出された模擬FPを捕捉するためのサンプリング系、および冷却系で構成されている。

試験では、直径32mm×高さ45mmのタンگステン製のルツボ内に入れた模擬FPを高周波誘導加熱法を用いて最高で約2800°Cまで間接的に加熱し、ルツボ内から放出される模擬FPを、キャリアガスを用いて温度の勾配を付けたサン

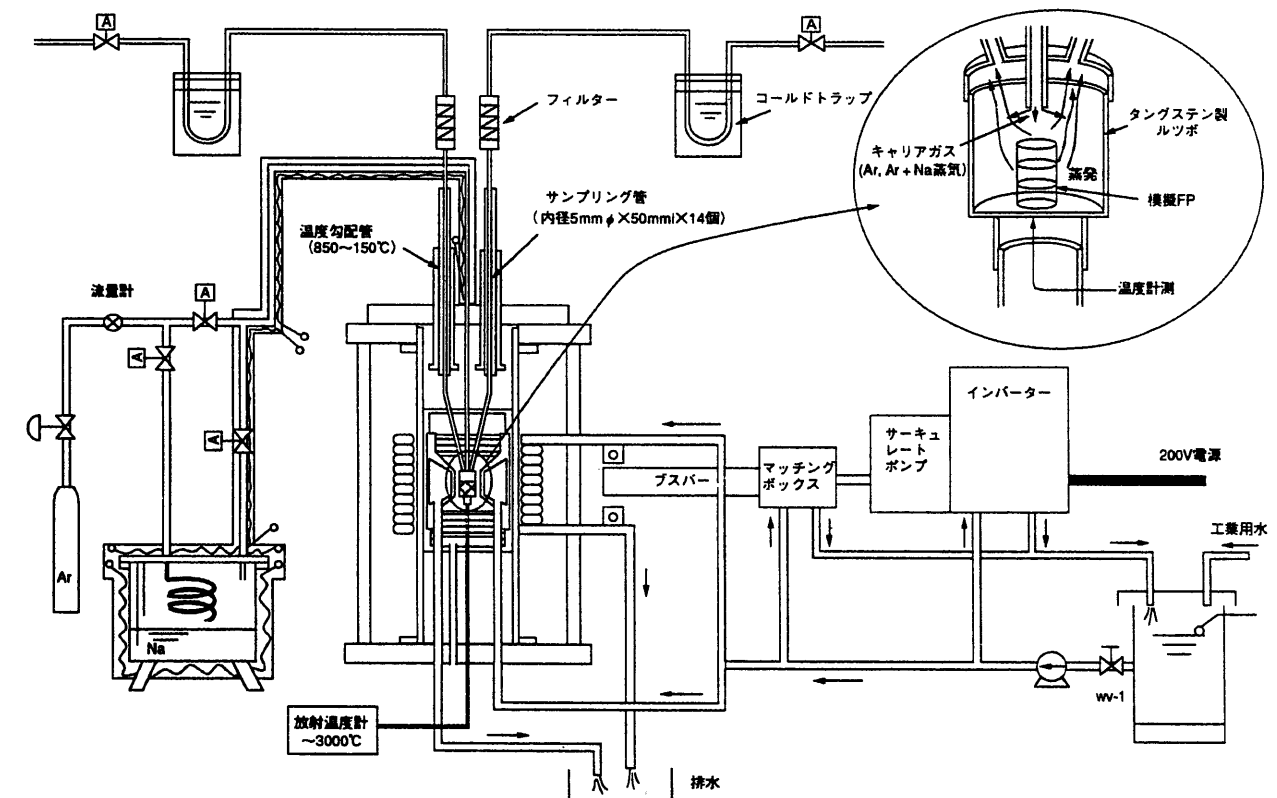


図7.12 燃料からのFP放出試験装置

プリング管に沈着させ、これを定性・定量分析することにより放出模擬FPの物理・化学形態を同定する。

今年度は、上期までに装置各部の機能を試験するための試運転を数回実施し、最高温度の確認や放射温度計の校正、および各部の健全性確認を行った。下期では、ヨウ化セシウムやヨウ化ナトリウム等の数種類の模擬FPを用いた試験を実施する。これらの試験で得られる知見や、加熱・熔融技術、サンプリング技術、そして分析技術は、将来予定している実照射燃料を用いた試験に反映する予定である。

(ii) 混合エアロゾル挙動試験

核分裂生成物 (FP) を含んだ冷却材ナトリウムが1次冷却材バウンダリから雰囲気中へ漏洩するような事象を想定した場合、漏洩ナトリウムの燃焼に伴ってナトリウムとFPの混合エアロゾルが発生する。これらのエアロゾルは、凝集・沈降・沈着等によって時間経過とともに気相中濃度が減衰するため、放出されたFPの減衰メカニズムとしてこの効果を考慮すればより精度の高い安全評価が可能となる。

前年度までは、この効果を実験的に明らかにするために、模擬FPとしてヨウ化ナトリウムとセシウムを混入したナトリウムをプール燃焼させ、発生したエアロゾルの密閉容器内での減衰挙動を追跡する試験を実施した。

今年度は、これらの試験結果を基にナトリウムプール燃焼解析コードSPMおよびエアロゾル挙動解析コードABC-INTGによる試験後解析を実施した。

解析では、まずナトリウムプール温度、雰囲気酸素濃度、雰囲気温度の初期値をSPMコードに与え、試験中の各時刻におけるナトリウムプールからのエアロゾルの発生速度と密閉容器の外壁温度、内部ガスの温度・圧力の値を求めた。次に、この値を入力データとして用い、ABC-INTGコードで、エアロゾルの時間経過による濃度減衰を評価した。

図7.13に密閉容器内エアロゾル濃度の時間変化に関する実験結果と解析結果を比較したものを示す。図中のヨウ素、セシウムに関する解析

結果は、試験後回収した混合エアロゾル中のナトリウムに対する各々の物質の混入割合を、ナトリウムエアロゾルの解析結果に乗ずることによって求めたものである。

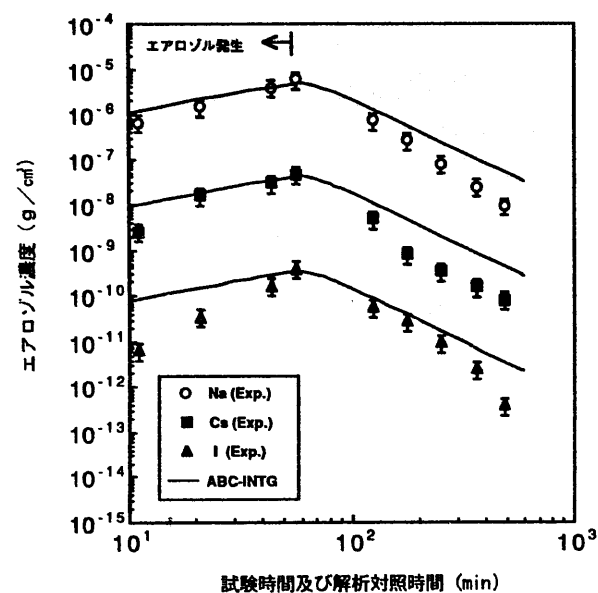


図7.13 セシウム、ヨウ素を含んだNaのプール燃焼時に発生した混合エアロゾル濃度の時間変化

この図より、エアロゾルとして挙動するナトリウム、ヨウ素、セシウムのエアロゾル発生終了後の気相中の濃度変化はほぼ同じ割合で減少しており、このことからヨウ素、セシウムがナトリウムエアロゾルと同一のエアロゾルとして挙動していることが確認された。また、数百時間を経過した後の混合エアロゾルの濃度は、解析値が実験値を上回っており、ABC-INTGコードが保守的な評価を与えることを確認した。

今後は、これらの結果をもとにしてABC-INTGコードに混合エアロゾル挙動モデルを追加していく予定である。

(iii) ヨウ素のナトリウム中溶解度測定試験

燃料中の核分裂生成物 (FP) である放射性ヨウ素が燃料から放出されるような事象を想定した場合、放出されるヨウ素あるいはヨウ化物は冷却材ナトリウムと反応してヨウ化ナトリウムとなるため、冷却系内でのヨウ素の挙動はナトリウム中におけるヨウ化ナトリウムの飽和溶解度

に支配される。このナトリウム中におけるヨウ化ナトリウムの飽和溶解度については、既にBredig等とAllanによる測定結果があるが、これらは高速増殖炉 (FBR) の冷却材温度である400~650℃の温度範囲では測定されておらず、しかも両者の測定結果を互いに外挿しても一致しない。このため、350~800℃の温度範囲でヨウ化ナトリウムのナトリウム中溶解度測定試験を実施した。

試験では、7~8gのナトリウムと2~3gのヨウ化ナトリウムの単結晶を充填した図7.14に示すようなJ型のカプセルをホルダーに固定して電気炉内で均一温度になるように加熱し、一定時間保持した後にカプセルを110°回転させてヨウ化ナトリウムの結晶とナトリウム溶液を分離した。ヨウ化ナトリウムのナトリウム中飽和溶解度は、分離溶液中のナトリウムとヨウ素を定量分析することによって求めた。

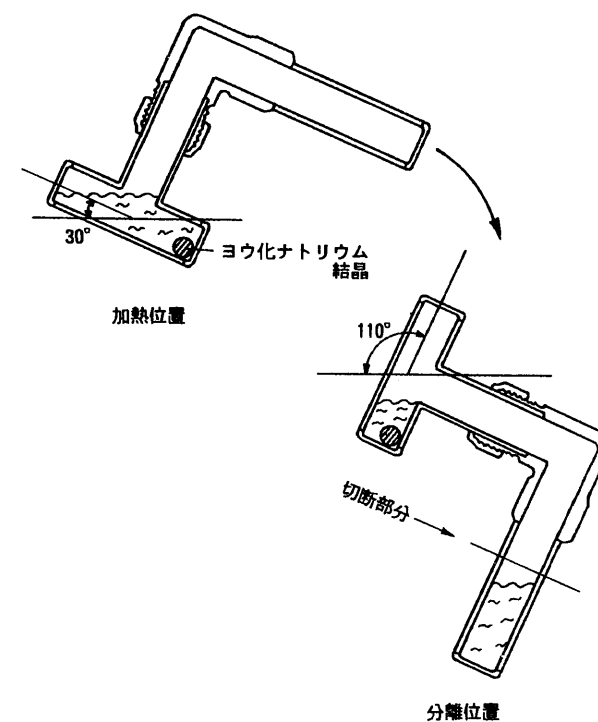


図7.14 ヨウ化ナトリウムのナトリウム中飽和溶解度測定試料の分離方法

上記の方法で求めたヨウ化ナトリウムのナトリウム中飽和溶解度を Arrheniusプロットした結果を、従来の測定結果と共に図7.15に示す。

実線は今回の測定結果を最小自乗法を用いて整理したものであり、破線はAllanの測定結果を最小自乗法で整理したものを示している。今回得られた測定結果は、図に示したように高温領域ではBredig等の測定結果とほぼ一致し、低温領域におけるAllanの測定結果よりも約1桁大きくなっていることがわかる。

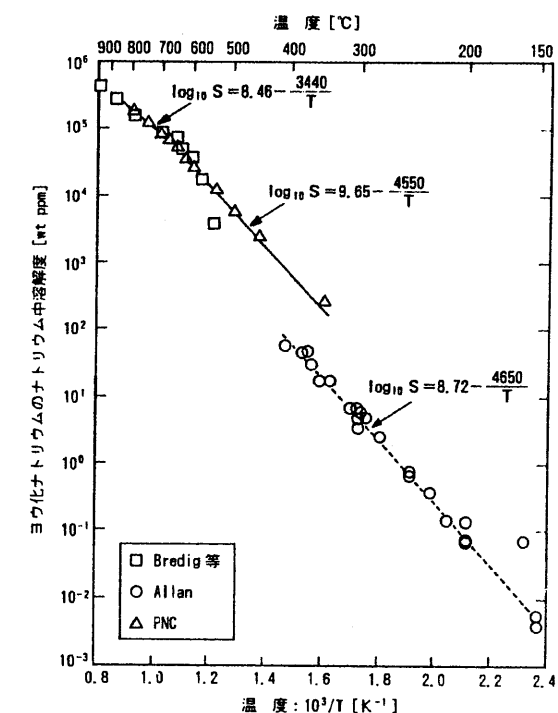


図7.15 ヨウ化ナトリウムのナトリウム中溶解度測定結果

これらの測定結果の妥当性を多成分系溶液の熱力学の観点から検討するため、実在溶液の熱力学にもとづいて各測定結果から求めた部分モル混合過剰自由エネルギー  $\Delta G^E$  と Castleman等がナトリウムとヨウ化ナトリウムの二成分状態図から求めたそれとを比較した。その結果、図7.16に示すように今回の測定結果から求めた  $\Delta G^E$  が Castleman等のそれと最も近い値を示した。したがって、今回の測定結果は多成分系溶液の熱力学の観点からも妥当なものであることがわかった。350℃未満の低温領域については今後さらに測定を行い、その妥当性の確認とAllanの測定結果が約1桁低い原因の調査を行う必要があるが、FBRの冷却材温度領域につい

ては充分包絡できているため、本測定結果を適用することによって冷却系内でのヨウ素の挙動を精度よく評価できるようになった。

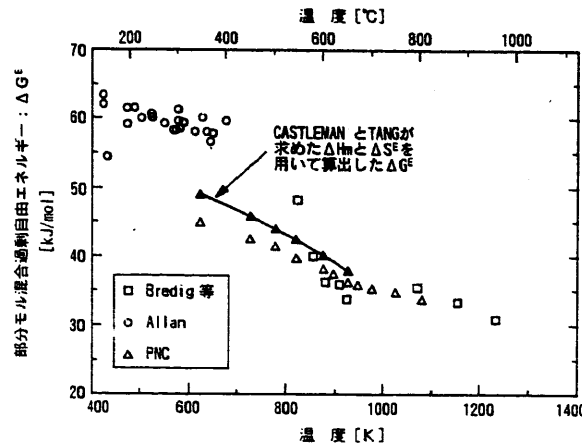


図 7.16 ヨウ化ナトリウムのナトリウム中溶解度測定結果より求めた部分モル混合過剰自由エネルギー： $\Delta G^E$

### 7.3 炉心損傷に関する研究開発

#### (1) 局所事故に関する研究

大型炉炉心の局所的な損傷事故事象の推移に関する定量的知見を得るとともに、事故の終息を支配する緩和メカニズムを同定することを目的として、日仏英独共同のスカラベ炉内試験を進めている。この試験は、集合体の入口を人為的に瞬時に完全閉塞させ、この閉塞集合体での物理現象及び閉塞集合体から隣接集合体への破損伝播の拡大・終息に関わる物理現象を解明しようとするものである。この入口瞬時完全閉塞事象が仮想的なものであるにもかかわらず、この事象を研究対象としているのは、多量の溶融燃料が集合体の内部でどのような状態で存在し得るのかという点の解明が破損伝播の終息を考える上で十分な判断根拠となるからである。実験事実にもとづき、現在までに次のような知見を得た。

①冷却材沸騰後、最初にスチールのプールが形成され、その後溶融燃料プールが形成される。②集合体ラッパー管の破損は熱変形を伴う溶融貫通型になる。③集合体間ギャップに放出

された溶融物質はギャップにおいて冷却される。特に溶融スチールが存在すると固化は速くなる。④健全集合体中に溶融物質が侵入しても試験部の損傷に至るような燃料-冷却材相互作用による高圧の発生はない。⑤ギャップまたは健全集合体のナトリウム流により遅発中性子先行核が輸送される。

解析研究としては、隣接集合体ピン束中へ放出された溶融燃料挙動を解析する計算コードとしてSCIONを開発した。この解析モデルでは、隣接集合体内の冷却材ナトリウムと侵入した溶融燃料とを互いに独立した流体と考えることにより、両者の大きな密度差による流動挙動の違いを考慮できるようになった。

#### (2) 仮想的な全炉心事故に関する研究

##### (i) 起因過程

プラントの安全裕度を確認し、安全性のより一層の向上を目的としたシビア・アクシデント研究の一環として、仮想的な全炉心事故に関する研究を実施している。同事故の起因過程に関する研究では、流量減少時スクラム失敗 (ULOF) 型及び過出力時スクラム失敗 (UTOP) 型事故時の燃料破損挙動にかかわる評価手法の精度向上を図るため、CABRI 炉内試験を中心とする安全性試験データの解析評価を通じ、解析モデルの改良・検証を実施している。

本分野においては、これまでのCABRI-1計画での成果、およびレベル-2 PSA研究等における経験を基盤とし、今後の大型炉開発および高燃焼度化にかかわる安全評価技術の確立を中心課題として、以下の研究を進めている。

日欧4か国の共同計画として実施しているCABRI-2炉内試験計画では、高燃焼度燃料(最高12a/o)を主体として用い、これまでに全12の過渡試験を実施し、燃料破損条件については図7.17に示される結果を得ている。これらの試験データの概括評価により、低い加熱速度条件下では固相燃料の熱膨張とスウェリングによるPCMI(燃料・被覆管機械的相互作用)負荷が特に高燃焼度燃料では破損に重要な影響を

与えることが示された。またCABRI-2では破損後の長期(約500ミリ秒の加熱条件)の物質移動挙動の解明に重点が置かれており、これまでの結果から破損後の初期加速におけるエネルギー条件とFPガス加圧の重要性、その後の分散固化に至る過程での燃料・スチールの混合や流動様式及び周辺の冷構造材を含めた伝熱に関する影響の重要性等が示された。

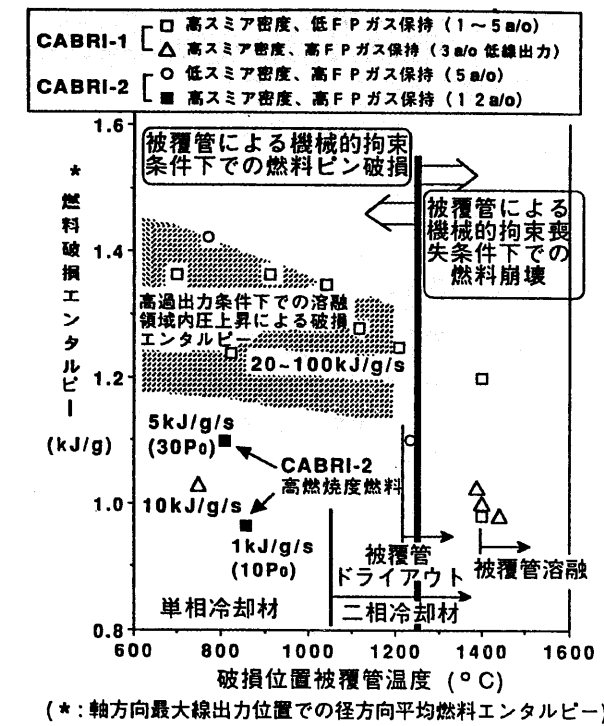


図 7.17 CABRI-1, -2 照射燃料破損マップ

実機安全評価手法開発においては、大型炉の事象推移を規定する現象特性を把握するために、全炉心挙動解析コードSAS3D(PNC改良版)の適用解析を進める一方、前述のCABRI-2試験の成果を踏まえ、破損後燃料挙動に関し、より詳細な評価機能を有するSAS4Aコードを基本として、大型炉においてより重要となる物質移動の反応度効果を適切に評価するためのモデル開発を開始した。本年度は特に高燃焼度燃料において物質移動の駆動源として重要となる燃料破損後のFPガス放出挙動に関するモデルの改良を行った。また、物質移動の開始から固化までの運動、熱伝達挙動に対し、CABRI-2を中心とする実験事実とその評価におけ

る知見を反映すべく流動様式モデルの改良に着手した。

##### (ii) 炉心崩壊過程

炉心崩壊過程に関する研究では、国際協力により大型安全解析コードSIMMERを開発・改良し、これを事象推移に重要な影響を及ぼす物理現象に対する分離効果試験で検証することにより、安全評価手法を高度化することを目指している。また、これまでに蓄積された知見を活かして大型炉に対する炉心崩壊過程の予備的評価研究も開始した。

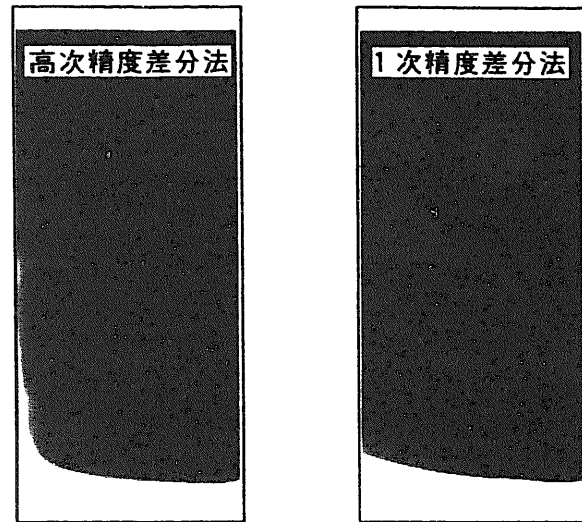
コード開発では、次期炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIの開発に関するNRCとの協定が平成2年9月で終了したのを受け、それまでの共同研究の成果を基礎とし、準国産体制による開発に移行した。

現在までに、簡易燃料ピンモデル、構造材モデル、離散化手法の高精度化、多相多成分流動様式モデルと運動量交換関数モデル、溶融・固化や蒸発・凝縮という相変化を記述する熱・質量移行モデル、状態方程式モデル、および崩壊熱モデルも含めた核計算モデルの定式化の検討と開発、ならびにプログラミングを終了し、検証段階に移行した。以下に検証研究の成果の一部を示す。図7.18は、水柱の崩壊実験解析で差分精度の比較を行ったものであり、水柱が崩壊して側筒にぶつかり中心部にもどった時点の水面の形状を示している。高次差分法の結果は水面の形状変化を十分な精度で再現し、有効性が確認された。また、図7.19は、水プールに窒素ガスを吹き込む実験を解析したもので、SIMMER-IIIで新たに開発した流動様式モデルの妥当性が確認された。

一方、計算結果の物理的解釈のためには適切な図形処理技術の開発が必須であるという認識にたち、ワークステーションを活用したグラフィクスやアニメーションシステムの開発も併せて実施している。

SIMMER-IIIの開発はほぼ当初の計画に沿って順調に進捗しており、欧州各国からも本計画への参加の意向が表明されている。今後、上記各要素物理モデルの個別検証を継続すると

ともに、これらを統合したより総合的検証を併せて行うべく鋭意開発を進めていく。



time= 1.32000(sec)

図7.18 水柱の崩壊実験の解析

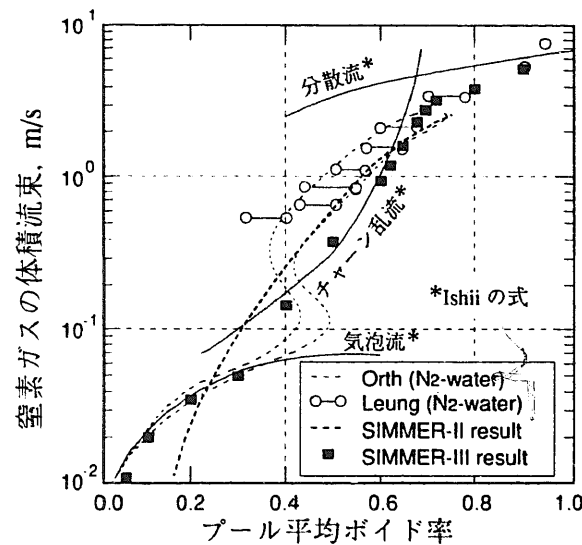


図7.19 二相プール流動実験の解析

(iii) 炉内融体挙動試験

① 炉心物質移動挙動試験

炉心物質移動挙動に関する研究では、仮想的な全炉心事故時に溶融炉心物質が炉心底部から下方の冷却材中や構造材上に落下する際の構造材の溶融浸食挙動や溶融物質のクエンチ・分散挙

動を解明するために、MELT-II試験装置を用いた模擬試験を実施している。本年度はこれまでに実施した高温融体ジェット/構造材相互作用試験結果の総合的な評価を行うとともに、高温融体/冷却材相互作用挙動を解明するための模擬試験を開始した。

構造材の溶融浸食挙動に関しては、融体ジェットの衝突面に固化クラスト層が形成される場合および形成されない場合の2種の特徴的な場合につき、構造材の溶融浸食速度を評価するための実験相関式を作成し、海外での同種試験の結果も含めてその適用性の確認を行った。前者は溶融燃料がステンレス構造材上に落下するような場合に、後者は溶融ステンレスが構造材上に落下するような場合に想定される構造材の溶融浸食モードである。

高温融体/冷却材相互作用に関しては、高温融体ジェットの冷却材中への侵入挙動の解明を主目的として、溶融錫、低融点合金等を融体として用い、これらを水中へ落下させる模擬試験を開始し、X線による可視化観測等の試験計測技術の確立のための予備試験を実施した。

② 炉心プール熱流挙動試験

全炉心事故時に炉心部に形成される溶融炉心プールの核・熱流挙動は、炉心崩壊過程での再臨界の問題や事故シナリオの展開に大きな影響を及ぼすものである。このような仮想的な全炉心事故時に想定される多成分多相流プールの熱流挙動の解明を目的として、マイクロ波加熱法を利用することによって核加熱による体積発熱を模擬する試験を新たに開始した。試験では、水、アルコール等の誘電体を模擬物質として使用し、体積発熱沸騰プールの熱流挙動の測定・観察を行う。

本年度はマイクロ波加熱装置(図7.20)を製作し、マイクロ波加熱にかかわる特性を調べるための各種キャリブレーション試験やマイクロ波環境下での計測技術の確立を目的とした予備試験を実施した。なお、本試験はSIMMER-IIIコードの開発と密接に関連しており、試験結果はコードの検証・改良にも有効に利用していく予定である。

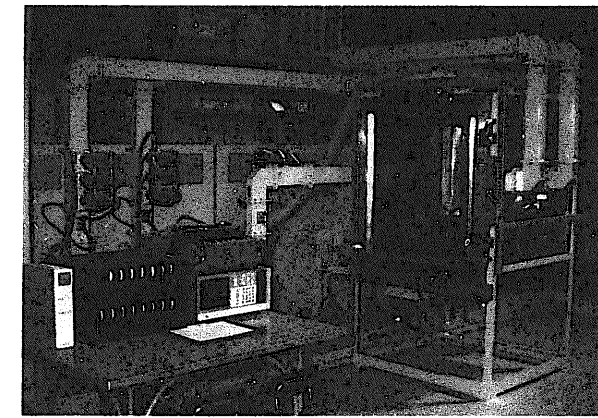


図7.20 炉心プール熱流挙動試験用マイクロ波加熱装置

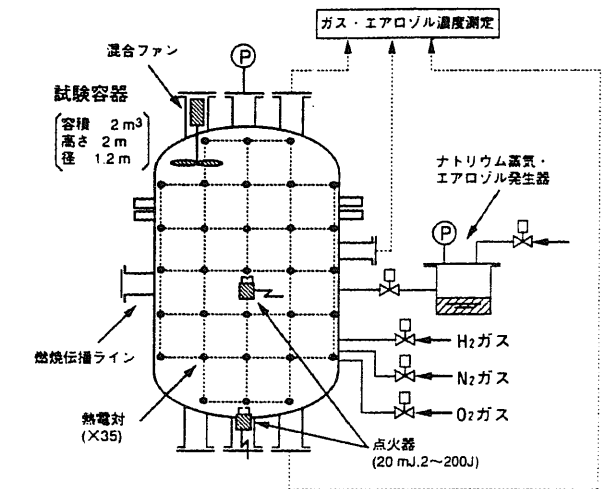


図7.21 水素燃焼実験装置

(3) 格納施設内現象に関する研究

シビアアクシデント時の格納施設内現象に係わる研究として、CONTAINコードの開発を継続するとともに、水素燃焼についての実験を開始した。

CONTAINコードの高速炉バージョン(CONTAIN/LMR)は、動燃と米国SNLさらに日欧協定の基に独、英との国際協力体制で開発を進めているもので、最新バージョンとしてVer. 1B mod. 1を整備した。このバージョンは、軽水炉用の最新バージョンとの整合を取って細部に多くの改良が加えられている。並行して、メルトスルー事故に関する炉外デブリについての計算モデル(デブリベッド冷却モデル、デブリコンクリート相互作用モデル)のパラメータ計算によるモデル評価を実施している。

水素燃焼実験は、高速炉のシビアアクシデント条件での水素の燃焼現象を解明することを目的とし、ナトリウム蒸気・ミストやエアロゾルのある雰囲気での水素の着火条件、燃焼速度、燃焼効率などを測定するために計画されたものである。実験装置は図7.21に示すように、内容積2m³の鋼鉄製密閉容器で、所定のガスおよびナトリウムミストやエアロゾルの濃度条件を作り出すことができる。容器内には熱電対を格子状に配置し、火炎伝播の様子を測定できるようにしている。同装置を使った実験は、①ナトリ

ウム酸化物エアロゾル雰囲気試験、③ナトリウムミスト雰囲気試験、④燃焼伝播試験、④競合燃焼試験(ナトリウムプールが存在する条件での水素燃焼)の順で予定しており、現在までに①の試験が終了している。①の試験は、過去に実施されている軽水炉試験研究のデータとの整合性(装置の特殊性などによって不整合が生じていないこと)を確認するとともに、計測系の調整・確認の目的も兼ねたものである。同試験データとして得られた水素燃焼の火炎伝播の様子を例を図7.22に示す。引き続き予定されているナトリウムあり条件の試験も含めて、試験結果は適時CONTAINコードのモデル開発や検証データとして活用する。

(4) FBR安全性試験炉の検討

昭和63年度より、高速炉の実用化に向け必要となる炉内安全性試験の検討と、それに対応可能な試験施設の概念を抽出しその技術的成立性に見通しを得るための検討を進めている。

(i) 炉内安全性試験の検討

これまで国際協力により蓄積してきた事故条件下での燃料破損挙動、破損後の溶融燃料の移動挙動等に関する知見を大型炉の条件に適用する場合の外挿精度を向上させるとともに、燃料の高燃焼度化及び炉心の大型化に伴う新たな課

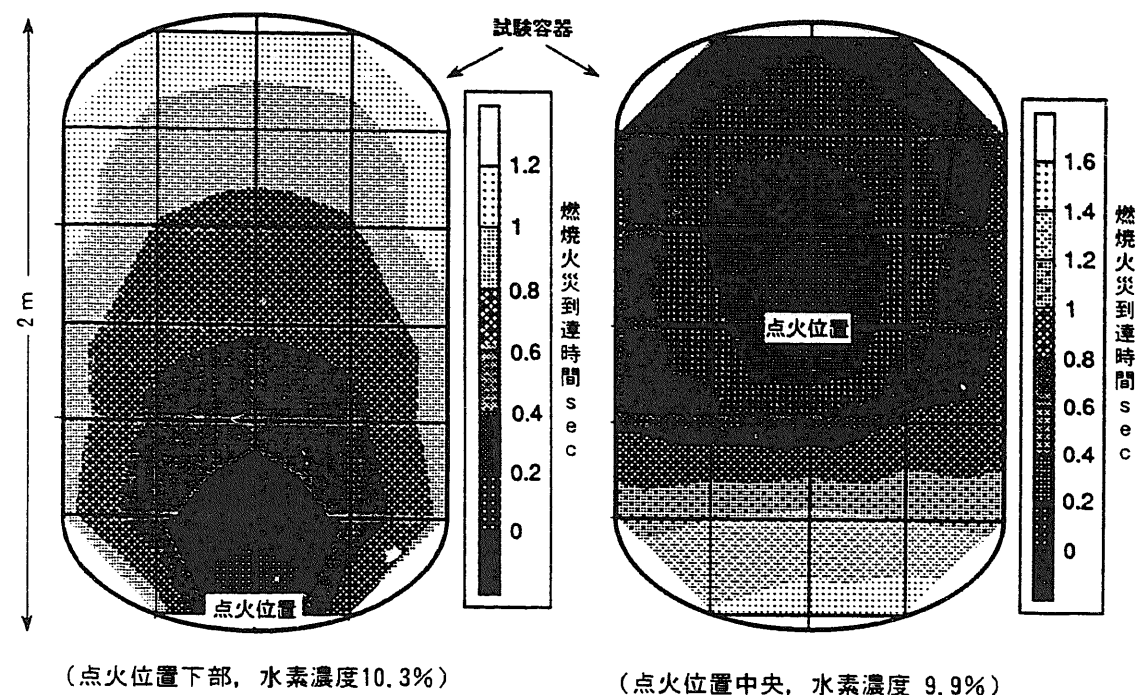


図7.22 試験容器内の水素燃焼火炎面の伝播データ例  
(ナトリウムなし条件試験)

題に取り組めるようにするための長期的な研究計画の検討を進めている。研究計画の骨子は、大型炉の条件を包含した炉内試験により、高燃焼度燃料の破損判断基準の整備と、損傷集合体及び炉心における溶融物質挙動の評価モデルの高度化を行うというものである。炉内試験の具体的テーマとしては、①事故時の燃料ピン挙動の解明と破損判断基準の確立、②燃料集合体局所事故における溶融物質挙動の解明、③溶融燃料の集合体内分散挙動に及ぼすバンドル効果の解明、④溶融炉心物質からなる沸騰プールの熱流力特性の解明、⑤FP放出・移行メカニズムの解明等が挙げられる。

(ii) FBR安全性試験炉 (SERAPH) の検討

試験ニーズへの対応に最も適した炉心概念として、炉心中央に各種の試験体を設置できるナトリウムループを配置し、周囲のドライバー部の出力制御によって、試験体に対して定格状態

( $P_0=480\text{W/cm}$ )からランプ状(1~10% $P_0/\text{s}$ で3 $P_0$ まで)及びパルス状(数10ミリ秒~数秒で約3kJ/g-fuel まで)の両方のモードで過渡エネルギー投入できる単一の合理的な出力規模の炉心を得ることを目標に検討を進めている。

燃料ピン寸法諸元及び冷却材の種類をパラメータとした一次元核・熱設計解析により技術的成立性の高いと判断されたプルトニウム酸化物-ベリリア希釈燃料・重水冷却型炉心を中心に、試験体ピン本数、試験ピンの燃焼度などの試験体の諸条件とドライバーの性能との間の因果関係について、二次元核・熱設計解析による掘り下げた評価を実施した。また、動特性評価・解析を行いパルス運転実現方法及び試験終了時の核的炉停止能力の強化策の検討、安全性に係わる課題の抽出などを行った。熱輸送系に関しては、系統構成、配管・機器サイズ等の概略仕様の検討を進めた。

## 7.4 確率論的安全評価に関する研究

本研究の目的はFBRプラントへ確率論的安全評価(PSA)手法を適用し、包括的な安全評価を可能とする確率論的モデルを構築し、これに基づく定量解析により体系的な評価・分析を行うことによって、プラントの信頼性・安全性の一層の向上に有効な設計、運転、保守上の知見を提供すること、および評価経験を通じてFBRプラントの特質を分析し、FBR実用化に向けての合理的な安全設計・評価方針の検討に資することである。

### (1) システム解析コード等の整備

システム解析手法の高度化を図り、システム解析(レベル1 PSA)コード群ネットワークを充実させるとともに、PSA利用のためのツールの開発整備を行っている。

マルコフモデルの遷移過程をモンテカルロシミュレーションにより追跡することでシステム信頼度を評価するフェイズド・ミッション解析プログラムPHAMMONの開発を進めており、猶予時間を崩壊熱と除熱量より求める機能を追加するとともに、入出力の改良を行った。人間信頼性解析プログラムHURASS/SHERIについては、実機適用性検討として、安全保護系校正タスクについて評価を行い、実機経験データとの比較により本タスクについてプログラムが保守的な結果を与えることを示した。

レベル1 PSA簡易評価プログラムQUESTについては実機への適用性検討を実施し、詳細評価との比較を通じて概括的なPSAの迅速な実施の見通しを得た。事故状態分析プログラムACSASに関しては、警報データより事故状態およびそのニアミス状態を検知し、かつ、ニアミス状態において監視すべき警報を同定する機能を整備した。価値影響解析プログラムVIAについては、プラント概念の入力モジュールの整備を図るとともに、プラントのコスト評価モデルとリスク評価モデルとの結合および属

性間の相関データを導出する機能の整備を終え、プログラムとしては完成した。リビングPSAプログラムLIPSASについては、PSA更新機能・リスク監視機能・リスク管理機能の基本的なプログラムの開発・整備を進め、原型版がほぼ完成し実用に供せられる段階にまで達した。

また、影響リスク評価モデルの開発を進めており、レベル2 PSAにおける炉外事象の物理過程について知識工学的手法によりデータベース化を行い、イベントツリーの定量化、感度解析を簡易的に行えるプログラムを開発した。

### (2) FBR信頼性データベースの開発

FBR用機器信頼性データの収集・整備は日米共同プロジェクトであるCREDO(Centralized Reliability Data Organization)を軸に展開されている。

CREDOデータベースに新たに約200機器のデータを登録するとともに高速実験炉「常陽」及びナトリウム試験施設について主要機器の運転データの収集整備を継続して実施し、運転実績データとして約 $2.4 \times 10^8$  機器・時間分を追加した。現在までに、日米のデータを併せて総計約23,000機器、故障データ約2,100件、運転実績データ累計約 $2.7 \times 10^9$  機器・時間を収録している。

現CREDOデータベース運用管理システムの機能強化を図るためのデータベースのリレーショナルデータベース(RDB)化を進めており、それに伴う解析プログラムの整備をほぼ完了し、現在CREDO/RDBシステムの試運用を行っている。

FBR用機器に対する寿命劣化分析手法を整備し、特定機器についてCREDOデータを対象として検討した。リニアエージングモデルに基づき寿命加速率を求めたところメンテナンスにより寿命劣化が抑制される傾向が見られた。

CREDOデータを対象として機器故障にかかわる人的因子の影響について分析したところ、人的因子の寄与は5~20%程度と小さく、システム・機器の信頼性評価上の影響は小さいと考えら

れる。

共通原因故障評価手法として故障の類似性・故障の同時性に基づき、故障データをスクリーニングする手法を整備し、潜在的な共通原因故障候補の同定の検討を進めている。

我が国の自然災害リスク、社会的リスクに関するハザードカーブについて時系列的な分析を行うとともに高コンシケンス領域への外挿を行い、FBRプラントのリスクプロファイルの検討のための基礎データとして整備した。

### (3) FBRプラントへの適用研究

システム解析（レベル1 PSA）にかかわる研究は、62年度から第2段階に入り、新しいシステムモデルを用いた定量評価・検討を進めてきたが、今期はいくつかの因子につき感度解析を実施し、これをもって内的起因事象を対象にした評価が収束段階に至った。外的事象の影響評価についても検討を進めており、地震評価に関しては、高速炉プラントの機器・構造の損傷度を安全係数法に基づいて評価し地震時システム解析用機器損傷度データベースとして整備するとともに、システムモデルに地震時機器故障イベントを組み込み地震時事故シーケンスの概括的な定量化を行うことにより、解析手法の確立の見通しを得るとともに、相対的に重要な系統・機器の同定を行った。また、火災の影響評価を実施しており、崩壊熱除去機能喪失シーケンスについて火災事故シナリオを作成し定量的検討を行うことにより、手法およびデータの整備を図るとともに火災が著しいリスク要因にはならないとの見通しを得た。

一方、コンシケンス解析（レベル2 PSA）にかかわる研究開発では、システム解析により同定・抽出された主要事故シーケンスのうち、炉心流量減少時スクラム失敗事象(ULOF)、過出力時スクラム失敗事象(UTOP)、除熱源喪失時スクラム失敗事象(ULOHS)、炉停止後の崩壊熱除去失敗事象(PLOHS)、原子炉液位喪失(LORL)の5種の炉心損傷事故カテゴリに対して、これまで開発・整備を進めてきた各種安全解析コード群

を用いたプラント熱流動・過渡応答解析、炉内事象進展解析、格納容器内事象進展解析を継続して実施した。特に、今期はイベントツリー解析における不確かさのリスクに対する影響を把握するために一連の感度解析を行うとともに、これまでの評価結果を分析し、その成果を将来の安全設計や安全評価に反映するための検討を行った。

炉内の事象推移評価では、事故進展の各段階で構築したイベントツリーの分岐確率の定量化にかかわる不確かさ幅の影響を、炉外への事象拡大の可能性の幅を押さえる観点から体系的に評価した。例えば、スクラム失敗を伴う事故カテゴリ(ATWS)については、事象推移の初期における機械的エネルギー発生(エナジェティクス)にかかわる主要現象の不確かさ幅、後期における炉心物質の炉容器内保持・冷却性確保にかかわる主要現象の不確かさ幅等を中心にその影響を定量化した。

格納容器内の事象推移評価では、炉外事象イベントツリーの分岐確率にかかわる不確かさ幅が、最終的なリスクにどのような影響を与えるかを、個々の現象分岐の効果を分析することにより評価検討した。例えば、ATWSのナトリウム噴出に関しては、その噴出量と内圧上昇による格納容器健全性に関する不確かさを組み合わせることによりリスクへの影響を検討した。他方LOHRSを含むメルトスルー系事象に関しては、炉心露出モードや炉容器損傷のタイミングとモードに係わる炉内事象の不確かさと、さらに格納容器負荷に係る炉外事象進展シーケンスの不確かさ幅とを組み合わせ検討した。その結果不確かさの伝播によってリスク評価の結果に大きな影響が現れることはないことが確認された。

また、以上のレベル2 PSAの結果を分析・整理することにより、高速炉のリスクの特徴の明確化、固有のリスク緩和機構の同定を行うとともに、これらの成果を今後の安全設計や安全評価に反映するための提言として取りまとめ、さらに今後の安全研究計画整備に資した。

大型炉の設計検討や安全設計・評価の方針策

定に資する基礎情報を提供するため、大型炉の設計例を対象とした予備的評価を実施している。原子炉停止系については、大型炉の設計例および安全評価例を調査した上で、予備検討用の評価モデルを設定し信頼性評価を行った。また、崩壊熱除去系の機能喪失確率を求め主な寄与因子を抽出するための予備検討を進めており、成功基準やサポートシステムの構成を変更した場合の機能喪失確率の変化を調べ、その影響を評価した。さらに、発生頻度に基づく事故分類の検討のための素材を提供すべく、マスターロジックダイアグラム(MLD)手法と工学的判断を加

味した方法を用いて、原子炉冷却系や原子炉制御系の故障のような原子炉および熱輸送系の異常に関する起因事象を選定し、発生頻度の概括的な定量評価を行った。また、FBRの異常事象発生記録について分析・検討する作業を進めている。

大型炉を対象としたコンシケンス解析については、エナジェティクスの観点から最も重要な事故カテゴリであるULOFを対象として、炉内事象推移の予備的な解析を開始し、大型炉における事故特性の分析、中型炉との比較等を実施している。

## 8. 高速実験炉「常陽」における研究開発

高速実験炉「常陽」は、昭和52年4月のMK-I炉心（増殖炉心）の初臨界以来、熱出力50MWt および 75MWtでのMK-I炉心（増殖炉心）の運転を経て、昭和58年11月よりMK-II（照射炉心）として100MWt定格運転を開始した。平成3年は、MK-II炉心の第22～第23サイクル運転を終了し、第9回の定期検査を実施中である。平成3年9月末までに、累積運転時間で約4万5千時間、積算熱出力で約36億4千万kWhに達している。本章では、平成3年の運転・保守の実績ならびに照射実績と「常陽」で行っている研究開発の概要を述べる。

「常陽」における研究開発は、FBRの実用化に向けた10課題のうち、①高性能燃料の開発、⑨運転・保守技術の開発、を中心に以下の3分野について実施している。

### ① FBRプラント運転・保守およびプラント管理技術の開発と蓄積（課題⑨）

FBR機器の経時変化、耐久性等プラントの運転・保守を通して得られる技術を蓄積し、各種機器の信頼性データベース、運転・保守技術の開発を行うもので、炉心の管理技術、炉心の特性試験、各種運転支援システム、保守支援システム、CP挙動の解析・評価、データベースの開発等を行っている。

### ② 高性能燃料、材料開発のための照射技術の開発試験（課題①）

FBRの実用化に向けて、約20万Mwd/tの高燃焼度長寿命燃料の開発を目標に、各種照射技術の開発を行っている。

### ③ 新技術・革新技術等FBR基盤技術の開発 燃料性能実証試験、トリチウム挙動評価等、 将来のFBRの実用化の基盤となる技術の開発、 FBR固有の安全特性を「常陽」で実証する試験 計画の検討等を実施している。

これらの研究開発の実施に際しては、過去の運転経験を最大に活用するとともに、米国、英国、仏国、独国等の海外炉との運転・保守技術経験の交流を図り、効率的、効果的な研究開発を進めている。また、大洗工学センターにおいて新たに開発された技術を積極的に「常陽」に取り入れ、実機プラントで実証するとともに性能、機能等の向上に利用している。

「常陽」の照射性能の向上を主目的としたMK-III計画については、高性能炉心の検討、冷却系の改造、燃料取扱系の合理化等の検討を進めている。

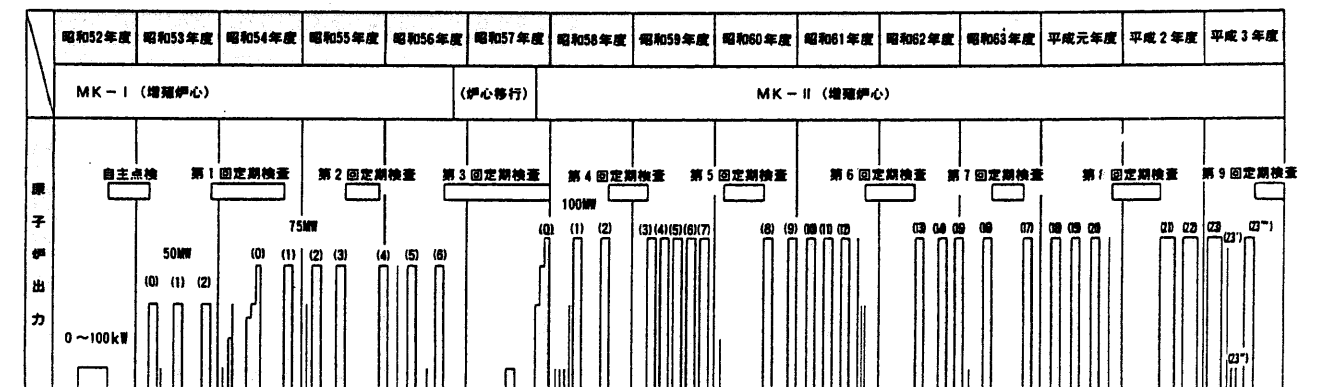
## 8.1 運転・保守の実績

### (1) 運転・保守の概要

「常陽」では、平成2年9月に第8回定期検査に合格した後、MK-II炉心の第21サイクル運転を開始し、平成3年6月初めに第23サイクル定格運転を終了した。第23サイクルの定格運転に引き続き、特殊試験として第23' サイクル運転（高線出力試験）、第23'' サイクル運転（制御棒価値詳細測定試験）および第23''' サイクル運転（INTA-2照射試験）を行った。昭和52年の初臨界から第23''' サイクルまでの実

表 8.1 高速実験炉「常陽」の運転実績

平成3年9月現在



	MK-I（増殖炉心）	MK-II（照射炉心）	MK-I, II累計
積算運転時間（H）	12,968H	32,425H	45,393H
積算熱出力（MWH）	673,330MWH	2,972,669MWH	3,645,999MWH

績を表8.1に示す。

この運転期間中、再装荷を含めた特殊燃料集合体、燃料材料照射用集合体、INTA-S（Instrumented Test Assembly-S）、INTA-2（Instrumented Test Assembly-2）およびUPR（Upper Core Structure Irradiation Plug Rig）を用いた各種照射試験、ならびに出力係数測定、燃焼係数測定、ステップ応答試験等のプラント特性試験を実施した。一方、プラントの保守補修については、平成4年3月終了の予定で、第9回定期検査を平成3年9月より開始した。今回の定期検査期間中には、建設後17年を経たプラントの経年劣化対策の一環として、電源設備の一部を更新する他、第24サイクル運転以降に予定されている照射計画の準備作業として、UPR試料部交換および計測線付燃料集合体の脱荷作業を行う。また、「常陽」高度化計画（MK-III計画）に関連して、平成3年9月に設置変更許可を受けた制御棒1体の移設（炉心第3列から第5列に移設）を行う。

「常陽」の保守管理にあたって、作業の合理化・高度化を目的に、計算機による保守管理支援システムの構築を3年がかりで行ってきたが、今回の定期検査からその1つとして、現場作業

の安全を確保する目的で保守作業安全管理システム「JOYHAT」の本格的運用を開始した。

このシステムは、過去にの保守作業の安全管理に関する知見をデータベース化したもので、経験の浅い職員でも容易に作業管理ができるよう配慮されている。図8.1に「JOYHAT」のシステム概要を示す。

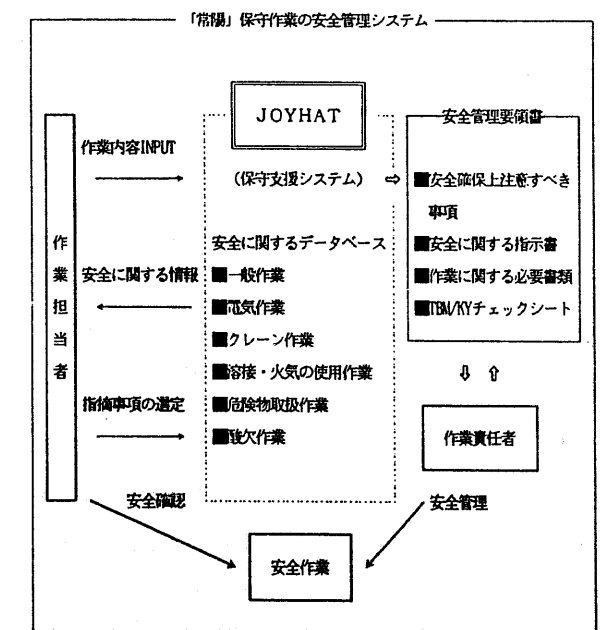


図 8.1 JOYHATシステムの概要

## (2) 炉心構成要素の使用実績

### ① 燃料

第6次取替燃料の一部の燃料集合体において、被覆管に耐スエリング特性の優れたPNC1520を試験的に使用するための設置変更許可を平成3年9月に取得した。これを受け、平成5年の製造に向けて目下設工認取得のための準備を進めている。また、MK-Ⅲ計画に係る設計作業の一環として、MK-Ⅲ炉心燃料の設計に着手した。

平成3年9月末時点でのMK-Ⅱ炉心燃料の照射累積数は約280体、最大燃焼度（ペレットピーク）は、約8万2千Mwd/tに達している。使用済燃料の照射後試験結果から燃料の健全性が確認され、また、取得されたデータは燃料設計に反映されている。

### ② 制御棒

「常陽」の制御棒は、照射後試験の結果や長寿命化を目的とした研究開発の成果を逐次取替設計へと反映し、健全性および経済性を向上するための改良を進めている。

本年度は、6次取替分5体の製作を実施している。ここでは前年度実施したシュラウド型吸収ピンの研究開発（炉外試験）の結果を反映し、5体製作のうち1体にシュラウド型吸収ピンを採用した。シュラウド型吸収ピンは、B<sub>4</sub>Cペレットの割れ等を抑制し、使用期間中を通してB<sub>4</sub>Cペレットの外形形状を適正に維持して長寿命化を図ることを目的としている。

一方、将来的な取替制御棒の高性能化研究については、前年度に引き続き、ナトリウムボンダ型吸収ピンの開発を進めている。本開発の目的は、制御棒の寿命を決める要因の一つであるB<sub>4</sub>Cペレットと被覆管の機械的相互作用（ACMI）の緩和である。今年度は、ナトリウムの充填・ドレン性に優れたポーラスプラグの仕様選定のための炉外試験を計画し、試験装置の製作と一部の試験を実施した。また、これと並行してMK-Ⅲ炉心で使用する高性能炉心用制御棒の構造検討を開始した。

なお、平成3年9月末現在でのMK-Ⅱ制御棒の累積使用数は31体（炉内貯蔵中のものも含む）である。

### ③ 反射体

平成3年9月末現在、MK-Ⅱ炉心の反射体の交換により内側反射体61体、外側反射体22体が炉内から取り出され、そのうちの5体が照射後試験に供された。これらの試験結果は、順次、取替反射体の設計・製作に反映されている。本年度は、取替用として内側反射体20体、外側反射体20体の製作を行っている。

照射後試験結果より、反射体の寿命は、主に反射体要素のスエリングに依存することが判明しており、今回の取替反射体の製作では、反射体要素を従来のSUS316ステンレス鋼からSUS316相当ステンレス鋼へ材質変更を行った。また、これまでの炉心材料開発の成果を基に、従来のSUS316ステンレス鋼に比べ、耐スエリング性が格段に優れているフェライト系ステンレス鋼をラップ管に用いるための諸準備を実施している。今後は、以上の開発成果を「常陽」実機に適用するため、設置変更許可申請を行う予定である。

### (3) 保障措置技術の向上

従来は、新燃料装荷および使用済燃料取出の都度、燃料検認のために査察官の立会が行われたが、平成2年11月の燃料交換からは、燃料移動経路への監視カメラの設置および自動検認装置の一部導入を行い、査察官の立会をなくすことができた。この結果、通常査察を含めて平成3年での科学技術庁およびIAEAの立会をそれぞれ保障措置協定上の限度50man-days以内に抑えながら、「常陽」における保障措置基準を全て満足させることができた。

また、燃料移動経路中4か所に放射線モニターを利用した検認機器を設置し、燃料の移動を自動的に検知する炉内燃料検認システムについては、前年度に引き続き国およびIAEAとの協議に基づき設計を行い、平成3年3月に据付

を終了させた。これに引き続き行われた燃料交換において同システムの機能および性能が確認された。その後、供用試験に移行し、前年の燃料交換に対する査察官の立会に代わり、平成3年からは毎月の通常査察時に炉内燃料検認システムからのデータの収集が行われ、炉内燃料の検認に供されている。

この検認システム開発の経験は、「もんじゅ」における保障措置にも反映されている。

### (4) 使用済燃料貯蔵施設の増設

「常陽」における使用済燃料の貯蔵能力を増強するため、平成元年12月から第二使用済燃料貯蔵施設の建設を行っている。

本施設の貯蔵能力は800体である。このうち使用済燃料の貯蔵スペースは350体で、残り450体分は反射体、制御棒等の燃料以外の使用済炉心構成要素の専用貯蔵用としている。使用済燃料貯蔵エリアの一角には、使用済燃料の合理的な貯蔵管理技術の確立に向けた試験用スペースを確保しており、ここでは、将来、缶詰缶を不要とする使用済燃料の貯蔵を実現するための試験を計画している。

建設工事は、平成3年9月末で建物、電気設備および換気設備が竣工し、引き続き、使用済燃料取扱・貯蔵設備機器類の据付を進めている。今後は、12月までにこれら内装設備機器の据付調整を完了し、計画どおり平成4年3月から運転を開始することとしている。

### (5) 廃棄物処理施設の更新

「常陽」の廃棄物処理能力の向上を目的として、施設更新のための設計および許認可作業を平成元年度より実施している。平成3年度は、前年度から引き続いて実施してきた装置の調整設計および建物の詳細設計を終了した。

建物規模は、地下2階、地上3階、大きさ約21m×21m、地上高さ約16m（排気筒は、地上高さ20m）、地下約15mの鉄筋コンクリート造りで、「常陽」敷地内の既設建家北側に建設す

る。また、本建物内に設置する設備は、廃液処理系、換気系、固化系、放管設備等を設置するものである。

設置変更許可に関しては、平成3年9月に許可を取得した他、核燃料物質使用変更許可についても平成3年9月に申請を行った。

今後は、核燃料物質使用変更許可と製作のための設工認を取得し、平成6年の運転開始を目標に建設に着手する予定である。

## 8.2 照射試験計画と実績

「常陽」における主な照射試験計画と実績は、表8.2に示すとおり、MOX燃料照射、炉心材料照射、構造材料照射および受託照射であり、その試験成果は、「もんじゅ」および実証炉、さらには実用炉を目指した技術基盤の拡充へ反映される。現在、「もんじゅ」に関する照射はほぼ終了し、実証炉および技術基盤拡充のための照射が本格化している。また、同表では割愛しているが、制御棒開発のための照射試験も実施中である。最近の主要なトピックスは、以下のとおりである。

### (1) MOX燃料の照射

昭和60年度に照射開始した、「もんじゅ」燃料61本バンドルの高燃焼度確性試験（C3M）が平成3年9月10日をもって終了し、「もんじゅ」許可条件である燃料要素平均の最高燃焼度98,000Mwd/tを大きく上回る105,000Mwd/tを達成し、その健全性を実証した。

平成2年9月に設置変更許可を得た高線出力試験のための照射リグを用い、実証炉想定仕様の燃料ピン4本を約600W/cmの高線出力で約10分間照射し、燃料ペレット中心の溶融を発生させる試験（PTM-1-1）を平成3年6月17日に実施した。試験時の原子炉運転出力を図8.2に示す。この試験で予定の溶融面積より若干小さい燃料溶融部を得ることができ、現在、照射後試験中である。

表 8.2 高速実験炉「常陽」における主要な照射試験の概要

分類	計画番号	照射試験主目的 (主要照射条件)	主反映先	年次														
				57 1982	58 1983	59 1984	60 1985	61 1986	62 1987	63 1988	1 1989	2 1990	3 1991	4 1992	5 1993	6 1994	7 1995	8 1996
MOX 燃料 照射	A1M	「もんじゅ」過出力条件の確認 (465W/cm, 37.000Mwd/t)	「もんじゅ」				(6.5φ、7ピン)											
	MPR	「もんじゅ」出力上昇パターンの確認 (394W/cm, 0.4%/分)	「もんじゅ」				(5ピン)											
	INT-1	「もんじゅ」燃料の計装照射 (~1800°C, 37.000Mwd/t)	「もんじゅ」				設置変更その9 (37ピン)											
	C3M	「もんじゅ」燃料の高燃焼度確性 (340W/cm, 105.000Mwd/t)	「もんじゅ」					(61ピン)										
	AST	改良オーステナイト被覆燃料ピン 照射(385W/cm, 115.000Mwd/t)	「もんじゅ」 基盤					(6.5φ、10ピン)										
	CEA	日仏交換照射 (370W/cm, 125.000Mwd/t)	基盤 (日 仏)					(仏製改良オーステナイト系被覆 6.55φ、61ピン)										
	AHC	軸非均質燃料照射 (380W/cm, 105.000Mwd/t)	基盤					(6.5φ、7ピン)										
	SPC	燃料製造仕様緩和試験 (375W/cm, 81.000Mwd/t)	基盤			(5.5φ、91ピン)			(5.5φ、91ピン)									
	PTM	燃料溶融限界試験 (~600W/cm, 10分間溶融)	基盤				設置変更その10			設置変更その12								
	INT-2	初期燃料挙動計装照射 (~2000°C, 7日)	基盤															
	LDP	大径燃料ピン照射 (~480W/cm, ~160.000Mwd/t)	実証炉							(7.5φ、19ピン)								
	FMS	フェライト被覆燃料ピン日米共研 照射(450W/cm, ~200.000Mwd/t)	基盤 (日 米)							(7.5φ)								
	FFDL	破損燃料検知試験 (5.5φスリット加工ピン、 2日照射)	基盤							設置変更その13								
RTCB	燃料寿命限界試験 (破損または200.000Mwd/tまで)	基盤				(ガスプレナム) (設置変更その10)			(U-Ni合金)									
MOX 以外の 燃料 照射	MN	窒化物燃料照射 (~800W/cm, ~約50.000Mwd/t)	基盤															
	MC	炭化物燃料照射 (~800W/cm, 約50.000Mwd/t)	基盤															
	TRU	TRU燃焼用燃料開発 (検討中)	基盤															
炉心 材 照射	CMIR	燃料被覆材、ラップ管材の開発 (~700°C, ~3×10 <sup>23</sup> nvt-fast)	「もんじゅ」 実証炉 基盤															
	PAD	ラップ管パッド部 コーティング法開発 (~650°C, ~1×10 <sup>23</sup> nvt-fast)	「もんじゅ」 基盤															
	MARICO	炉心材クリープ特性の詳細評価 (温度精度±5°C, ~700°C, 6×10 <sup>23</sup> nvt)	実証炉 基盤															
構造 材 照射	MSB	「もんじゅ」サーベイランスバック アップ試験 (~530°C, ~2×10 <sup>23</sup> nvt)	「もんじゅ」															
	RDS-1	SUS304照射試験 (~650°C, ~3×10 <sup>23</sup> nvt)	「もんじゅ」 基盤															
	RDS-2	SUS316FR照射試験 (~600°C, ~5×10 <sup>23</sup> nvt)	実証炉 基盤															
受託 共 研 照射	UNV	大学連合からの受託照射 (~700°C, ~2×10 <sup>23</sup> nvt)	大 学															
	KPC	金材研との被覆材共同研究 (~650°C, ~1.4×10 <sup>23</sup> nvt)	基盤															

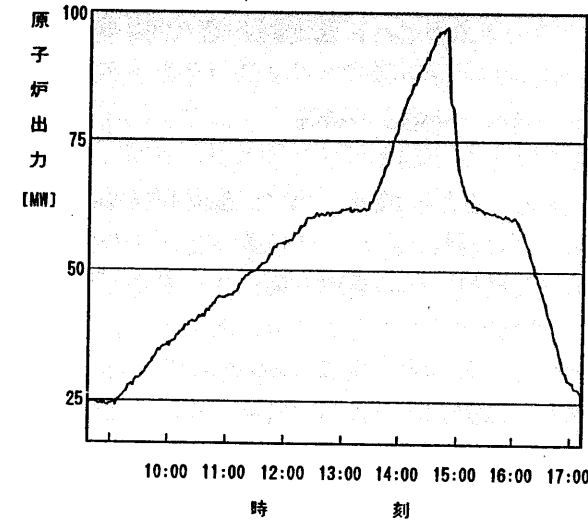


図 8.2 高線出力試験時(平成3年6月17日)の原子炉運転出力

平成4年6月に再び24本の同様の試験燃料ピンで、燃料密度等をパラメータにした2回目の高線出力試験(PTM-1-2)を実施し、燃料溶融限界設計に関するデータの拡充を図る予定である。これらの試験データは、燃料設計におけるペレット熱伝導度等の設計因子が有する安全余裕の合理的な削減等に反映される。

実証炉燃料想定仕様(7.5φ)の燃料ピン37本により構成した特殊燃料集合体(C6D)による、高燃焼度確性照射試験(LDP-2)を平成3年4月から開始した。これは改良オーステナイト鋼(PNC1520被覆材)を用いたもので、燃料要素ピーク燃焼度160,000Mwd/tを目標としている。

200,000 Mwd/t に対応する高照射量に対してもスエリングが殆どないフェライト・マルテンサイト系ステンレス鋼を試験的に被覆材に用いるための設置変更許可申請を平成2年11月に行い、翌年9月に130,000 Mwd/t までの許可を得た。これに基づき、同材料(11Cr-Mn-Mo-W鋼)を用いた燃料ピン8本の照射試験(FMS-1)を平成4年3月から実施すべく準備中である。この試験は米国エネルギー省(DOE)との共同研究として行うものであり、130,000 Mwd/t 以降は破損を許容した試験の中で実施す

る予定である。

燃料の破損まで照射し、破損限界の因子・条件を究明する第1回目の試験(RTCB-1)(RTCB-1)を平成6年度に実施するため、設置変更許可申請に係るリグ設計・解析評価を実施中である。

(2) 炭・窒化物燃料等の照射

日本原子力研究所との共同研究として、炭化物燃料(8.5φ、800W/cm)1本と窒化物燃料(8.5φ、800W/cm)2本を平成6年初頭から照射するため、現在、設置変更許可申請の準備を進めている。本試験(MC-1、MN-1)は初めての炭・窒化物燃料照射であるので燃焼度は約50,000Mwd/t までの予定であり、試験ピンは日本原子力研究所で製作される。当事業団製造の窒化物燃料の照射は平成8年以降の予定である。

TRU核種の燃焼消滅を狙ったTRUを混合したMOX燃料の照射試験は、平成9年以降の予定で計画検討が進められている。

(3) 炉心材料の照射

燃料寿命の主要決定因子の一つである燃料被覆材の開発とその照射データ取得のため、無計装型の材料照射リグ(CMIR)を用い、炉心中央部で昭和62年から継続的に照射試験を実施中である。1体のCMIRには最大300試料の材料試験片が装荷(途中取出再装荷可能)でき、約700°Cまでの照射が可能である。これまで3体のCMIRを照射し、PNC SUS 316鋼、PNC1520改良オーステナイト鋼、フェライト・マルテンサイト系ステンレス鋼、酸化分散強化型フェライト鋼等が試験に供され、最高照射量は約1.9×10<sup>23</sup>nvt(E≥0.1MeV)に達している。このCMIRリグでは、ラップ管パッド部のコーティング材(クロムカーバイト)の照射も実施され、最終の照射後試験が開始される段階である。

材料照射では、高い温度精度を必要とする試

験が多いが、上記CMIRは無計装であるのでその点不十分である。このため、後述の温度制御型材料照射装置(MARICO)を開発中であり、平成6年初頭からこれを使用し、燃料の高燃焼設計上重要な試験であるインパイルクリープ試験等を行う予定である。

#### (4) 構造材料の照射

「もんじゅ」サーベイランスバックアップ照射(炉容器材(SUS304)などの法定サーベイランスの結果を補完できるようにするための先行照射試験)については、一部を残してほぼ終了し、約1000試料に及ぶ試験片の照射後試験を実施中である。

実証炉以降では、炉容器等の構造材料に高速炉構造用SUS316鋼(炉心材料のPNC SUS316と仕様異なる)が使用される予定であり、その材料強度基準を策定する必要がある。このための本格的な照射試験(RDS-2)を平成4年3月から開始する予定で、現在その準備を進めている。試験では、前述のCMIRに類似の材料照射用リグ(SMIR)および炉心上部機構内スペースを利用したUPRが、従来と同様使用される予定であるのに加え、後述の安全容器内照射装置(EXIR)もインパイルクリープ試験として新たに利用される予定である。

また、昭和59年より国内の約10大学から共同で事業団に照射の申し込み(幹事大学は東北大学)があり、「常陽」では、これを受託照射として協力している。これまでに7体のリグを利用して照射しており、平成4年度も3体の照射リグの一部を利用して照射を行う。1体の照射リグの提供部分体積は約10~20cm<sup>3</sup>程度であるが、ミニ試験片を用いるため試料数としては約3000個とかなりの量になっている。

事業団では、照射情報サービス、カプセル組込みサービスおよび照射後解体運搬サービスを行っている。本照射を利用した各大学の研究テーマの主要なものは、純金属、合金、セラミック等の照射損傷の基礎研究に関するものである。

### 8.3 運転・保守技術およびプラント管理技術の開発

#### (1) MK-II炉心の特性

MK-II炉心では、<sup>235</sup>U濃縮度12%の炉心燃料(J1燃料)から<sup>235</sup>U濃縮度18%の炉心燃料(J2燃料)への交換を第13サイクルより開始し、第23サイクルまでに炉心燃料の約90%がJ2燃料に交換され、炉心平均燃焼度は約35,000 MWd/tに達した。以下にMK-II炉心各サイクルにおいて測定した炉心の反応度特性の概略を示す。

- 等温温度係数は各サイクルを通じてほぼ $-4 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C$ で一定。
- 燃焼係数は燃焼度増加に伴い、絶対値が減少し、現状約 $-2.2 \times 10^{-4} \% \Delta k/k/MWd$ 。
- 出力係数は燃焼度の増加に伴い絶対値が減少。また、サイクル初期においては、新燃料の装荷本数の増加に従って絶対値が大きくなる傾向(図8.3に炉心平均燃焼度と出力係数の推移を示す。)
- 流量係数は、 $-2 \sim -3 \times 10^{-4} \% \Delta k/k/\%flow$ であり、運転および炉心の安全の観点から、問題となるものではない。

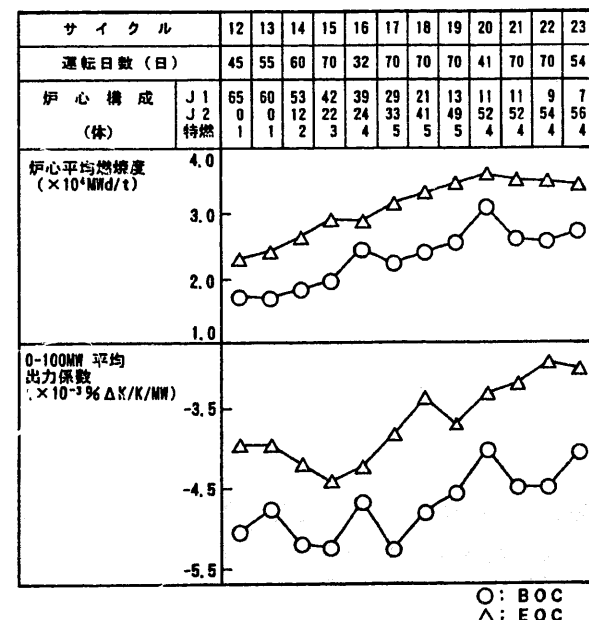


図8.3 燃焼度の増加に伴う出力反応度係数の変化

また、制御棒移設に関連して、現行の炉心配置における制御棒値および各種反応度係数の解析精度評価を目的とした制御棒値詳細測定試験(第23"サイクル運転)を行った。本試験結果は、MK-III計画における炉心設計等の精度向上に反映される予定である。

#### (2) 運転支援システムの開発

##### ①「常陽」データ処理システム

「常陽」データ処理システム"JOYDAS"は、プラント状態の監視機能に加え、異常時において運転員の運転操作を支援するための異常時プラント状態予測機能を有している。この機能は、動特性モデルを用いてプラント状態の予測解析を行い、その結果をグラフとしてCRTに表示するもので、その項目としては、異常時の処理操作に役立つことおよび解析モデルについて比較的容易に検証が行えることに重点を置き、異常時運転マニュアル等から対象となる事象および信号の拾い出しを行い、第一段階として下記の2項目を選定した。

- 1次主ポンプトリップ後の炉容器内ナトリウム液位の推移予測
- 原子炉トリップ後の崩壊熱の推移予測

これらの項目については、詳細設計およびプログラミングを行いシステムへ組み込み済みであり、今後、本格的な運用を開始する予定である。

##### ② 警報処理診断システム

警報処理診断システム"JOYCAT"は、プラント異常時に、発報した警報情報等を基に異常原因の同定、操作手順ブロック図の自動出力および安全保護動作やシーケンス動作異常の告知を行い、運転員の対応操作を積極的に支援するシステムである。平成2年9月から実機運用によるデータの採取を開始し、プラント停止操作時に実施している手動制御棒一斉挿入等の警報情報の入力により、本システムが有効に動作することを確認した。平成3年度は、運転員に提供する操作手順ブロック図のうち、電源系を整備した。その操作手順ブロック図は警報毎に作成

され、原因調査やその対応操作の流れおよび関連シーケンス図面番号等の情報がより使い易い形で盛り込まれている。

今後、本システムの運用を継続し、異常時支援機能の高度化のためのデータを採取する。

##### ③ ロッドガイド

ロッドガイドは、「常陽」の原子炉全運転モードにおいて、制御棒の操作手順、操作量を予測し、運転員に対して制御棒およびプラント操作をガイドするものである。

本システムは、平成2年9月の第21サイクル運転開始時より運用を開始し、主として定常運転時、8時間毎に実施される出力調整操作時に活用されている。また、平成3年1月には、出力調整操作時の制御棒操作量の予測精度の向上を図ることを目的に、これまでの炉心反応度計算手法に加え、制御棒操作実績をフィードバックさせる予測機能の追加を行った。さらに、平成3年3月からは、音声によるガイド機能の追加を行うため、現状のプログラムの見直しを行うとともに、詳細設計を行っている。

#### (3) 機器異常監視システムの開発

プラントを構成する機器、中でもブロワやモータといった回転機器に発生した異常の早期検出、原因の同定を行うためには、運転中の各機器の振動状態、特に振動スペクトルの監視が有効であり振動解析による設備診断法として広く用いられている。「常陽」では、開発した機器異常監視システムを用い、1次、2次系の主循環ポンプ等に代表される13種の重要機器についてオンラインで自動的かつ連続的にその振動状態を監視してきたが、監視対象機器の拡充を図るため、従来の方法に加え、可搬型の振動解析装置とパーソナルコンピュータを組み合わせたオフラインによる振動監視システムを導入し、定期的な振動の監視を行うこととした。本システムは、従来型が接近の困難な予防保全対象機器へ適用するのに対し、人の立入りが可能な場所に設置されていて、かつ連続的な監視を必要

としない予防保全機器を監視対象としている。このシステムを用いれば、数多くの機器の振動データを効率的に管理できるとともに、対象機器の拡充に対しても最小のコストで柔軟に対応できる。また、従来行ってきた機器の重要度や保守履歴等に基づき、保守サイクルを策定する時間計画保全の方式に対して状態監視保全方式を付加することが可能となり、合理的な予防保全計画の立案が期待できる。

図8.4に可搬型機器異常監視システムによる機器振動傾向管理データの一例を示す。

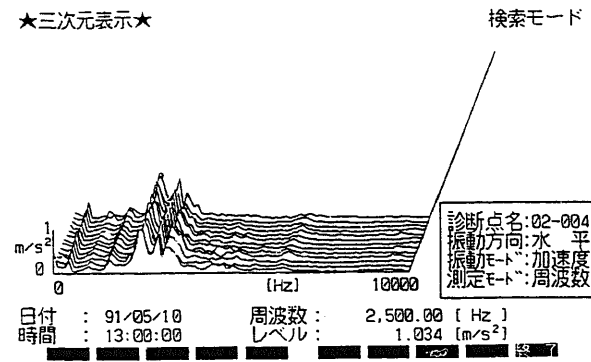


図8.4 振動傾向管理データ

#### (4) 制御棒操作自動化システムの開発

昭和63年度から、原子炉プラントのより一層の信頼性、安全性の向上を図る目的で、本システムの開発に着手した。

本システムは、ファジィ理論を適応して原子炉の出力を自動制御するものである。平成2年3月までに、「常陽」の原子炉全運転モードに対して基本システムを作成し、運転訓練シミュレータを用いて検証試験を行い、技術的成立性のあることを確認した。図8.5に一例として原子炉臨界近接操作結果の写真を示す。また、本システムの実機適応に向けて、許認可対象項目の抽出を行った。

基本システムでは、シミュレータ用計算機を用いており、推論状況の把握ができないため小型計算機の追加を行い、実機を対象とした詳細設計に向けて、平成3年6月から定量評価作業を開始した。

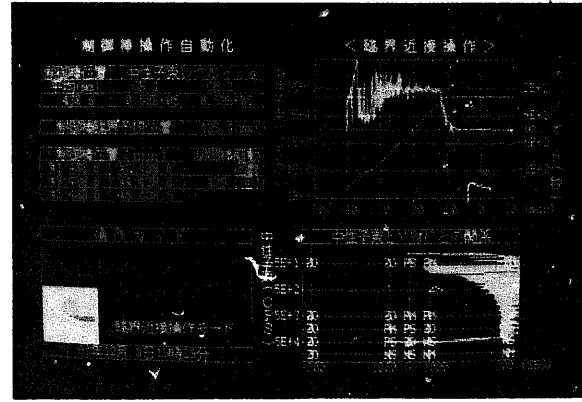


図8.5 制御棒操作自動化システムの出力例

#### (5) 燃料交換機孔のナトリウム蒸着低減化対策

「常陽」では、原子炉運転中に炉容器内で発生するナトリウムミストが、孔プラグ-ホルドダウン軸(H/D軸)、H/D軸-回転プラグ等の間隙部へ付着し、それが原因で昭和60年以降、燃料交換作業中に孔プラグの引き抜き荷重の増大、H/D軸の昇降荷重増大等の事象が発生している。

これらの事象を緩和する方策として、間隙部にアルゴンガスをブローダウンすることによりナトリウムミストの上昇を抑制する方式を選定し、「常陽」への適用の可能性について検討を進めている。本方式の概念を図8.6に示す。

このガスブローダウン方式の検討の一環として、第22および第23サイクル用燃料交換期間中(平成2年11~12月、平成3年3月)において、各種の試験用プラグを交換機孔に装荷した状態でブローダウンを行う流動試験を実施し、炉内間隙部へのブローダウン流量の確保が可能であることを確認した。また、採取したデータから孔プラグのガス流路部、炉内間隙部等における圧力損失値を把握し、原子炉運転時におけるガス流量、孔プラグ-H/D軸およびH/D軸-回転プラグ間隙部への流量配分比を推測した。

今後は、原子炉運転中に定常的にブローダウンを行うことを目標にデータの採取および試験装置の改良を行う予定である。

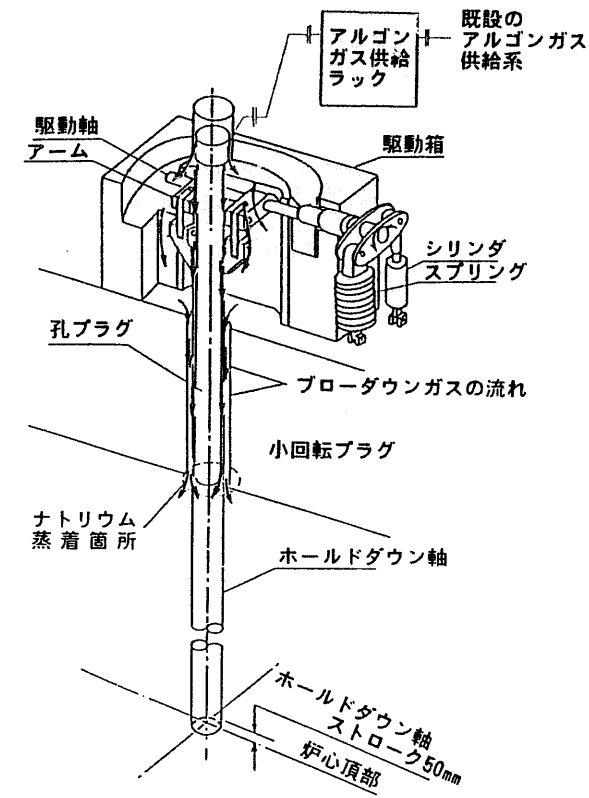


図8.6 燃料交換機孔のブローダウン方法の概念図

#### (6) 冷却系腐食生成物の挙動評価技術の開発

「常陽」では、高速炉プラント運転・保守時の被曝と廃棄物発生量を低減するための技術開発の一環として、1次ナトリウム冷却系における放射性腐食生成物(CP)挙動および抑制対策(材料中の不純物コバルト低減および表面硬化材のコバルトフリー化、ナトリウム冷却材中の酸素濃度低減、CPトラップ設置)評価手法(解析コード)の開発、整備を進めてきた。

このうち、高速炉CP線源評価システムは、CP線源と線量率に対する効率的な管理と低減対策の積極的適用を進める上で、これら作業の支援ツールとして位置づけられるもので、本年度はシステム設計を実施した。図8.7にその基本構成を示す。

これは、1次冷却系および燃料洗浄・廃液処理系等のCP線源と線量率のデータベースおよびCP挙動と線量率の予測計算コードを統合して運用するシステムである。データベースは

プラント設備データ、操業データ、CP(濃度、線量率)測定データ、CP予測計算用入力データおよび計算結果データから構成される。計算コードには、平成2年度に報告した高速炉1次ナトリウム系CP挙動解析コード"PSYCHE"を組み込むこととしている。本コードは、1次冷却材ナトリウム中でのステンレス鋼成分の質量移行機構に基づくCP挙動および炉心部反射体表面等の腐食生成物付着領域での放射化腐食生成物(ACP)生成量を推定することが可能である。「常陽」1次冷却系主配管壁CP付着分布に対するPSYCHEコードによる計算値(C)と測定値(E)の比(C/E)は0.7~1.7、ガンマ線線量率分布に対しては平均で1.1となり、計算コードにより概ね妥当な推定ができるとの見通しを得た。

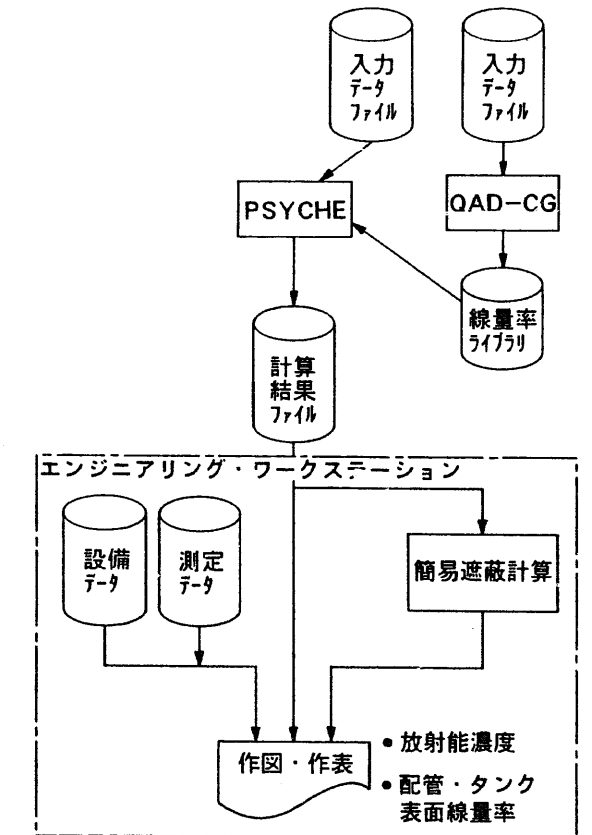


図8.7 高速炉CP線源評価システム

#### (7) 保守データベースの開発

「常陽」では、10年以上にわたって蓄積され

た運転保守経験を後続炉へ反映していくため、保守員の現場の実務経験に基づいたデータベースの開発とその一連の保守支援環境の定着化を推進している。平成3年度現在、開発が計画されている14種類の管理システムのうち11種類が本格運用に移され、さらにこれらのもんじゅ発電所での運用準備も進められている。図8.8に「常陽」保守支援用データベースの体系を示す。

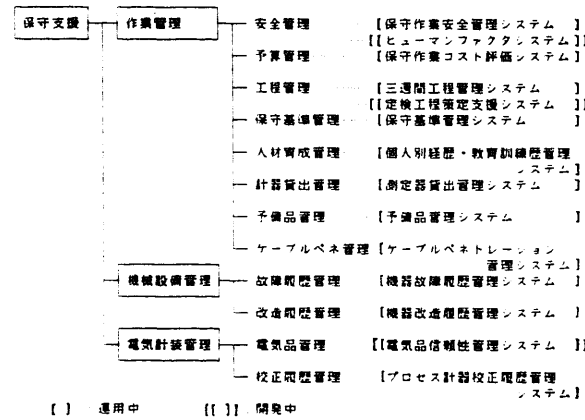


図8.8 「常陽」保守支援用データベース体系

以下に代表的なシステムの具体的な運用例を示す。

① プロセス計器校正履歴管理システム

原子炉安全保護系の計器には、プラントの安全面から高い信頼性が要求され、1か月毎に性能検査を実施することが義務づけられている。本システムは、この検査結果を一元的に管理できるようデータベース化したものである。検査終了後のデータ入力時には、各計装品毎に予め定めた基準値を基にその妥当性を自動チェックするとともに、点検合格証明シールを計算機より自動発行することで、安定した検査精度の確保を支援している。また、検査データの経時変化の監視機能を設け、プロセス計器の経時劣化の判断材料のサービスを定期的実施している。図8.9にその出力例を示す。

② 機器故障履歴管理システム

機器の不具合における故障原因、現象、措置に加え、故障の波及程度、復旧コスト等のデータをデータベース化したものである。これらの情報は、故障検知の都度、専用の様式を用いてタイムリーにその収集が行われるように運用が

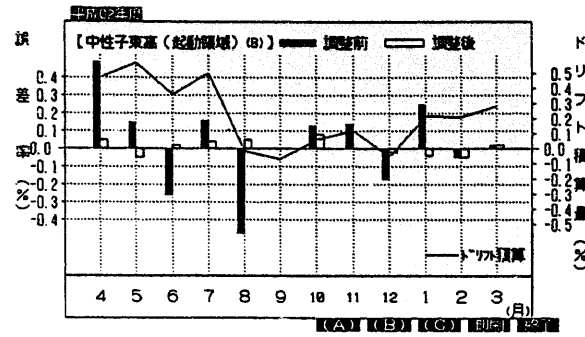


図8.9 プロセス計器校正履歴管理システムの出力例(警報作動点の経時変化)

図られ、補修の進捗状況のリスト等、保守管理の実務に有効となる情報のサービスを定期的に行っている。また、「常陽」では、PSAのための高速炉機器信頼性データベースCREDOへのデータ供給を行っているが、平成2年度分のデータ作成にも寄与した。本システムの評価機能(計40項目)を用いた出力例を図8.10に示す。

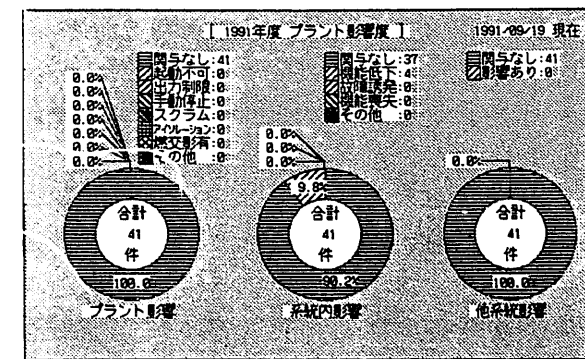


図8.10 機器故障履歴管理システムの出力例(プラントへの影響度合の評価)

今後、これらのシステムに対して、保守の実務を担当する保守員の経験を充分反映し、改良を重ねることによって、より効果的な高速炉の保守支援環境を提供していく計画である。

(8) ナトリウム機器洗浄廃液処理技術

高速炉の使用済燃料やナトリウム機器の洗浄廃液中に含まれるCPは、洗浄設備や液体廃棄物処理設備の機器、配管に付着・沈着し強い放射線源となり、これらの設備の運転、保守にお

ける作業員の主要な被曝源となっている。

この洗浄廃液中に含まれるCPの回収には、逆洗再使用が可能で2次廃棄物の発生量が少ない、中空糸膜フィルタが有望と考えられている。これまで多種類の中空糸膜フィルタを用いた性能試験を実施し、その結果から3種類の中空糸膜フィルタがナトリウム洗浄廃液中のCP除去システムとして適用性が高いことが明らかになった。本試験で有効性が実証された中空糸膜フィルタは、設備の更新が予定されている「常陽」液体廃棄物処理設備への導入が決定されている。

また、ナトリウム洗浄廃液処理プロセスの高度化を図る目的から、中空糸膜フィルタと逆浸透膜フィルタを組み合わせることにより更に放射能濃度を低減させ、処理済液を洗浄液として再利用する、膜-膜プロセス(MMP: Membrane and Membrane Process)を開発する計画である。図8.11にMMPフローを示す。

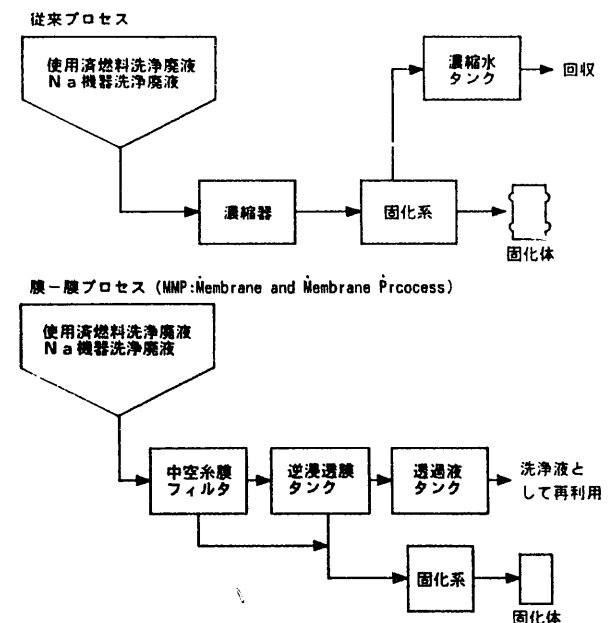


図8.11 中空糸膜を用いた膜-膜プロセスの流れ図

このため、実廃液を用いた逆浸透膜フィルタの性能試験を実施し、現在、評価に必要な放射能濃度、金属元素濃度等の計測作業を実施中である。今後は、計測作業終了後データを整理し、逆浸透膜フィルタの適用性の評価およびMMPのシステム設計検討を行う予定である。

(9) 破損燃料位置検出装置の運転試験

燃料性能実証試験計画の一環として、試験用集合体(F3B)を用いた燃料カラム部破損模擬実験が平成4年度に計画されている。これは、燃料カラム部の被覆管にスリットを設けた燃料を炉内で照射し、1次冷却材ナトリウム中に放出される核分裂生成物の挙動を測定するとともに、 SHIPPING法破損燃料位置検出装置(FFDL装置)の検出性能を確認するものである。

F3B試験に先立ち、平成3年7月12日から19日にかけて、FFDL装置の調整と運転条件の確認を目的に、炉内での運転試験を実施した。この試験で得られた主な結果は、次のとおりである。

- FFDL装置の健全性および基本機能を確認した。
- FFDL装置の運転手法と運転条件を確認した。
- FFDL装置および運転保守要領に関する改良点を摘出し、今後の運転計画に適切に反映した。
- FFDL装置の運転経験を蓄積した。

これらより、試験用集合体(F3B)を用いた燃料破損模擬実験においても、その機能を十分に果たすことができることを確認した。

8.4 照射技術の開発

(1) 制御型材料照射挙動測定装置の開発

高精度材料照射技術の確立を最優先テーマとして、制御型材料照射挙動測定装置(MARICO: Material Testing Rig with Temperature Control)を開発している。本装置は炉心中心領域に装荷され、試料片8個を収納するキャプセル6個の温度を400~700℃の範囲で任意に設定し、目標±4℃の精度で一定制御する装置である。本装置の概略構造を図8.12に示す。

本年度は、詳細設計に引き続き調整設計を実施中で試料部の熱流設計、上部機構、試料部

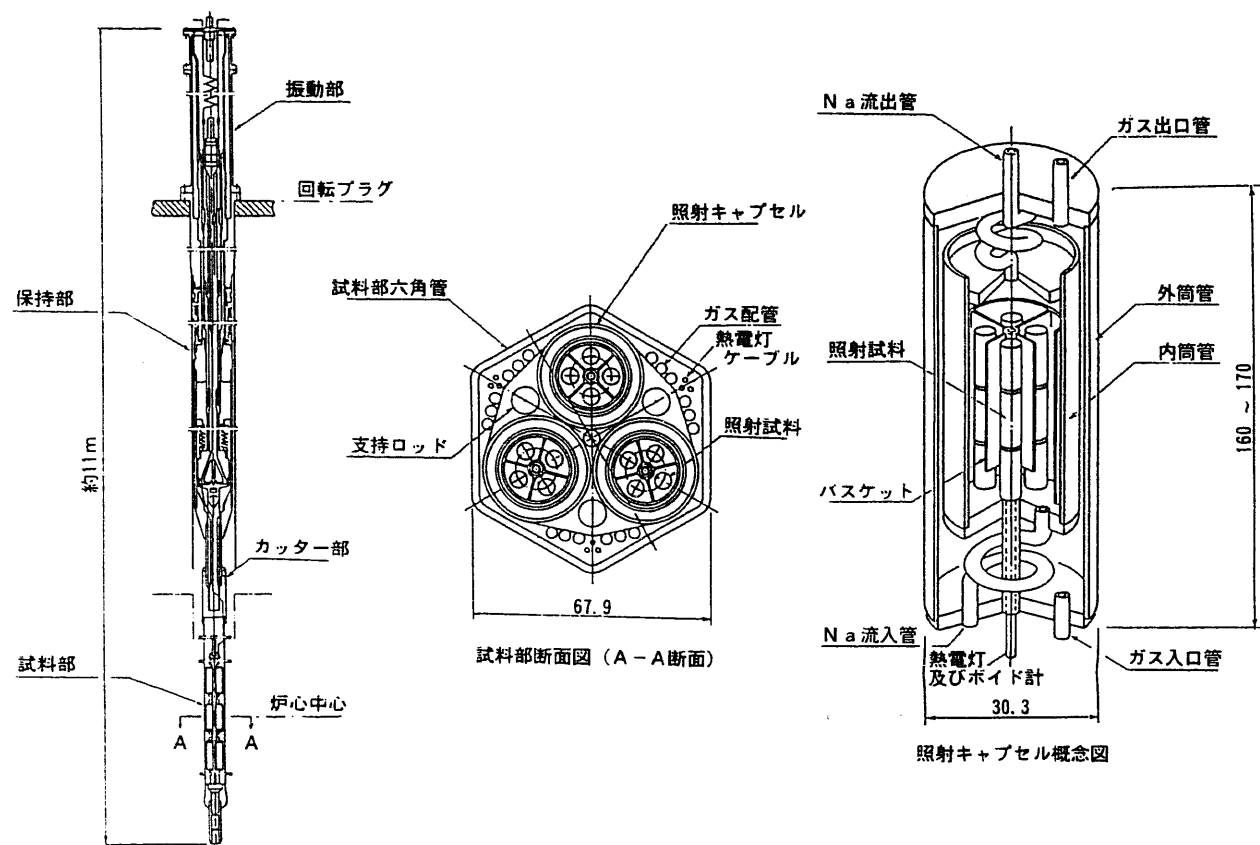


図8.12 制御棒型材料照射挙動測定装置 (MARI-CO) の開発

構造設計および計測・制御系を含む付帯設備の設計を進めている。

また、試験については温度制御の基礎となる照射キャプセルの混合ガスギャップでの伝熱特性、試料のクリープ破断時におけるキャプセル内圧力の模擬試験およびキャプセル内流況を確認する水流動可視化試験を実施した。今年度は、さらにキャプセル伝熱特性および制御性に係るデータを得るため、水流動試験およびナトリウム中試験を準備中である。

なお、本装置は、平成5年末の第28サイクルから使用する予定である。

## (2) ナトリウム中コネクタの開発

計測線付照射装置 (INTA) の照射コスト低減およびプラント稼働率の向上を目指し、ナトリウム中で着脱可能な電気コネクタを開発している。これまでの開発では、主に構造設計、

要素試験を実施してきたが、平成2年度においては、図8.13に示すコネクタの部分モデル (密閉型、開放型) を製作し、これを用いてナトリウム中での絶縁試験を実施した。この結果、現段階では、コネクタピン部の絶縁性が不十分であることが明らかになり、今後詳細な成立性確認を行うためにナトリウム雰囲気での絶縁材の電気特性について試験を継続していくこととした。なお、本装置は、INTA-3と組み合わせて平成8年度の照射試験から実用していく予定である。

## (3) 継続照射技術 (グリッド型リグ) の開発

B型特殊燃料集合体は、燃料ピンの継続照射試験に使用するもので、重照射試験用燃料ピンの再装荷が容易なグリッド型装置の開発を行ってきた。

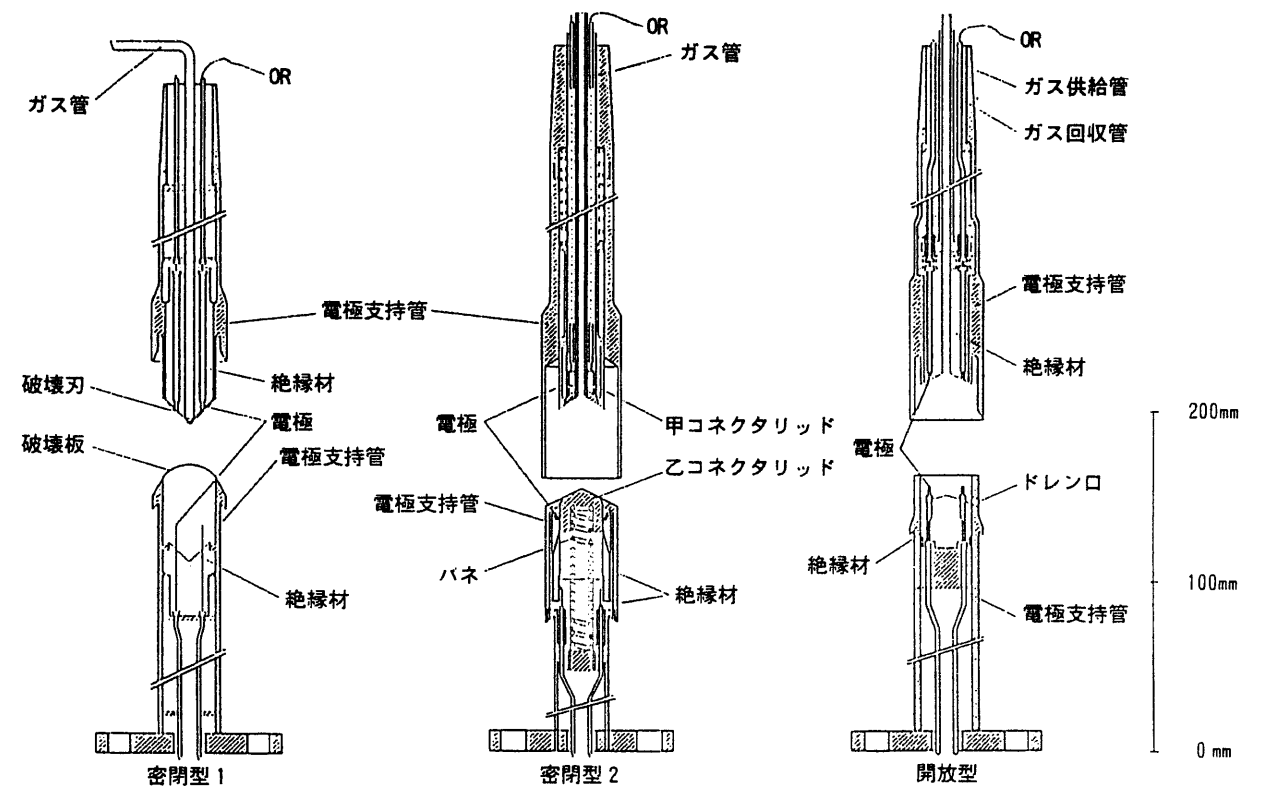


図8.13 ナトリウム中コネクタの部分モデル構造図

平成2年度は、本装置 (5ピン用グリッド) の水流動試験を実施し、装置の流動抵抗、燃料ピンの流力振動特性およびウェアの発生状況を把握し、今後の実機設計に必要な基礎データを得た。今年度は、実機 (B型特燃 (B9)) 採用の3ピン型グリッドについての水流動試験およびナトリウム中試験を準備中である。なお、実機は、平成3年下期から設計を開始し、平成5年末の第28サイクルから照射を実施する予定である。

## (4) 燃料限界照射技術の開発

種々の燃料の照射挙動を精度良く測定するために、炉外から特殊燃料集合体の流量を制御し、破損限界を含む燃料の照射挙動をオンラインで測定する装置 (FLORA: Flow Control Irradiation Facility) を開発している。

本装置の流量調整機構として重要な要素技術である電磁ポンプは、550℃のナトリウム中に

おいて無冷却で作動できる性能が必要であり、耐高温用コイルの開発がポイントになる。現在までのサーベイ試験および評価結果では、コイル線材として細径MIケーブルを採用することにしている。これを受けて、今年度は本コイルの試作を実施している。

また、昭和59年以来、燃料破損を伴う試験に係る許認可手続きの準備を実施中であり、平成4年初頭に設置変更許可申請の予定である。

## (5) 照射条件評価技術の開発

材料の照射強度は温度に敏感であるため、材料照射試験では、温度を正確に計測することが必要であるが、これまで材料照射リグに装着したオフライン温度モニター等による計測と計算結果を比較評価すると従来の試料の解析予想温度は誤差が大きい。このため、照射中の試料温度をより精度よく予測評価する温度評価コードを平成4年末を目途に開発中である。

## 8.5 FBR基盤技術の開発

### (1) 燃料性能実証試験

FBR用燃料の高線出力密度化および高燃焼度化を図る上から、燃料の溶融限界および破損限界を実験的に把握することが重要である。

この一環として進めてきた、試験用燃料のペレットの一部を計画的に溶融させる高線出力試験については、平成2年9月に原子炉設置変更許可を受けて以来、試験用燃料の製造、検査等を実施し、平成3年6月に第1回目の試験を実施するに至った。

現在、試験用燃料の照射後試験中であるが、今後得られる溶融限界線出力から、燃料設計におけるギャップ熱伝達率等の設計因子が有する安全余裕の合理的な削減が期待される。また、平成4年には、第2回目の高線出力試験が予定されている。

一方、試験用燃料の被覆管を計画的に破損させる高燃焼度試験については、被覆管温度を高くして加速的に破損を生じさせる試験および自然に破損が生じるまで照射する試験を行うこととし、各試験に用いる試験用燃料の基本仕様を決定するとともに、燃料挙動解析コード等による予測計算を開始する等、原子炉設置変更許可申請の準備を進めている。

また、高燃焼度試験の実施に先立ち、FPの放出挙動の評価および破損燃料位置検出装置の検出性能確認を目的として、被覆管にスリットを設けた試験用燃料の照射を行うFFDL試験（F3B試験）については、現在試験用燃料の製造、検査を実施中である。

### (2) トリチウム挙動評価技術の開発

トリチウムは燃料の3体核分裂反応、中性子制御材料ボロンの高速中性子反応等により生成される。「常陽」では、プラントにおけるトリチウム濃度分布と配管透過率測定を行い、トリチウム挙動解析コード「TTT」の検証を実施してきた。今後、さらに、解析コードの評価精

度を向上させる実測データを得るため、ナトリウム冷却系オンライントリチウム計の概念設計を行っている。

オンライントリチウム計は拡散式のもので、ナトリウムあるいはカバーガス中のトリチウムを拡散隔膜の透過によりスウィープガス中へ移行させ、比例計数管によりトリチウム濃度を測定するものである。概念設計のためオンライントリチウム計の計算機モデルを作成し、各種の設計、運転パラメータの検討を行い、最適値を設定した。検討に先立ち、炉外実験データにより計算モデルの妥当性を確認した。今回検討したパラメータは、拡散膜材質、膜厚、表面積、温度、ナトリウム中のトリチウムおよび水素濃度、流量、およびスウィープガス組成、流量等である。図8.14はナトリウム中トリチウム濃度に対して得られたトリチウム計の検出値の予測結果を示す。

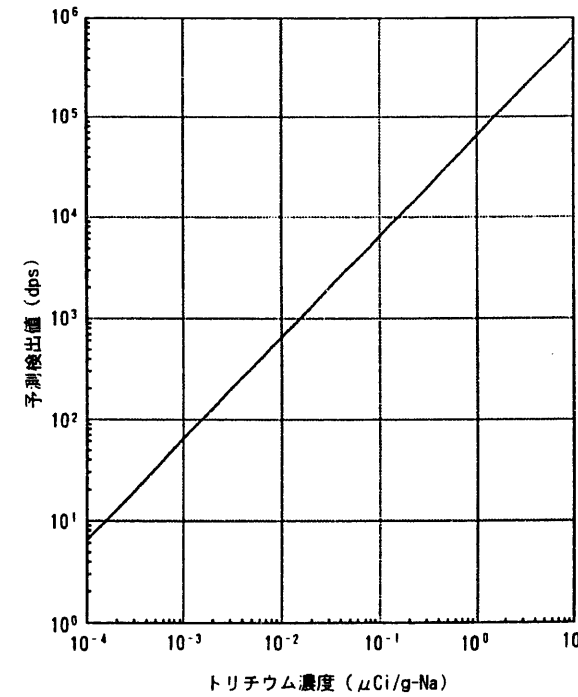


図8.14 オンライン・トリチウム計のNa中トリチウム検出量

これらの検討結果を基に、本トリチウム計を「常陽」2次冷却系に設置するための、システムの概念設計を行った。今後、このトリチウム

計を製作し、「常陽」を用いたトリチウム挙動研究の高度化に資する計画である。

### (3) ヘリウム蓄積型中性子照射量モニターの開発

高速炉用燃料や構造材料の照射挙動を精度良く評価するためには、中性子照射量を正確に測定する必要がある。「常陽」では、長期照射試験時の評価に適したヘリウム蓄積型中性子照射量モニター（HAFM）の開発を進めてきた。これは、ホウ素(B)、ベリリウム(Be)およびアルミニウム(Al)等のセンサー材料中に(n, α)反応により生成されるヘリウム量を分析し、その絶対量から照射量を求める方法である。前年度における「常陽」への適用予備試験に引き続き、今年度は本手法の感度校正試験を実施した。

校正試験としては、ヘリウム含有標準試料を用いたヘリウム原子数測定装置の検出効率の絶対校正、および高速研究炉「弥生」の標準照射場における校正照射等を行っている。

絶対校正に用いたヘリウム含有標準試料は、Al、バナジウム(V)および銅(Cu)にイオン注入装置により一定濃度のヘリウムを打ち込んで作成した。同等の条件で作成した標準試料を、動燃と九州大学のヘリウム原子数測定装置で、それぞれ独立に測定して比較した。両研究機関で得られたヘリウム原子数測定値の注入ヘリウム原子数に対する比の結果を表8.3に比較して示す。

表8.3 He集積型中性子照射量測定装置の校正試験結果

測定機関	He原子数測定値/注入He原子数
動燃	1.04 ± 0.16
九州大学	0.96 ± 0.08

両研究機関の測定値は、誤差の範囲で一致しており、本校正手法の妥当性を示すとともに、ヘリウム原子数の測定精度は、-12~+20%であることが確認できた。

### (4) FBR固有の安全特性評価試験の予備解析

FBR固有の安全特性の実証と、その解析・評価手法の確立を目指して、異常な過渡変化時スクラム失敗(ATWS)型事象模擬試験を含む「常陽」を用いた安全特性試験の検討を進めている。動特性解析コードを用いた予備解析の結果、以下の知見が得られた。

- ① ATWS型事象では、炉心支持板の膨張、炉心湾曲などの炉心変形による反応度が支配的な負のフィードバック反応度成分となる。
- ② 炉心変形による反応度は、その大きさと時定数に関する不確定幅が大きく、不確定幅を保守側に仮定した評価では、安全な試験を行える試験条件の範囲に対する制約が厳しい。

今後、フィードバック反応度評価モデルの高度化による不確定幅の低減が重要であり、各種反応度成分を分離して測定する静的反応度成分同定試験、各種反応度の時定数を測定する動的反応度成分同定試験等による検証を進めることとしている。

### (5) 炉心変形挙動解析と測定法の開発

FBRの長期的な運転計画の策定、炉心管理および炉心設計等を行う上で重要となる炉心変形挙動の解明を目的として、「BEACON」コードの改良を進めている。

今回実施した主なコード改良点は、自由湾曲量計算の入力となるラップ管の温度分布の詳細化である。これは平成元年5月に行われたIAEA主催の国際ベンチマーク会議において、精度向上のためにその重要性が明らかとなったものである。この改良の結果、より実際に即したラップ管周方向温度分布が入力可能となった。

さらに、本改良コードを用いて、高速実験炉「常陽」照射用炉心に適用して、実機解析を

行った。本解析では、平成3年9月に許可を取得した制御棒非対称配置炉心における炉心変形挙動を事前予測し、変形量、接触荷重、燃料交換時の引き抜き荷重等が従来の制御棒対称配置炉心に比べて過大にならないこと、および炉心第5列に移設した制御棒の挿入性に問題のないことを確認した。

また、炉心変形挙動解析コードの検証を目的として、FBRの炉内環境下（高中性子束、高ガンマ線束、高温ナトリウム）において炉心構成要素等にかかる荷重を測定するセンサーの開発を進めている。センサー材としては、弾性域がほとんどなく、かつ、荷重と塑性変形量がほぼ線形関係にあるSUS 316ステンレス鋼焼結体を用いたカバー付荷重測定素子について、圧縮試験等実用化のための特性試験を実施した。試験の結果、カバー付荷重測定素子は、従来の裸の荷重素子と同様、圧縮特性は良好であり、荷重測定用素子として十分に利用可能であることが確認された。また、温度の効果を考慮した荷重-圧縮歪の相関関係式を作成した。荷重測定素子の写真を図8.15に示す。

今後、センサーの照射挙動、長時間クリープ特性等を確認するとともに、本センサーを取り付けた集合体の設計を実施していく計画である。

#### (6) 燃焼度測定技術の開発

炉心燃料の高燃焼度化に伴い供用期間中の燃料の健全性の確認、実測値に基づく燃焼度管理等がますます重要となる。このため、「常陽」では、従来の照射後試験に加えて、より簡便な方法により多数の使用済燃料の燃焼度分布をオンサイトで測定できる装置の開発を進めている。この装置は、集合体毎に使用済燃料に蓄積した核分裂生成物や超ウラン元素から放出される $\gamma$ 線または中性子線を検出し、軸方向または径方向の燃焼度分布を評価するものである。測定装置は、缶詰缶に封入された使用済燃料集合体を装荷して上下および回転方向に駆動する被測定集合体スキャン部、放射線検出部、入射する放射線を制限するコリメータ部および制御装置か

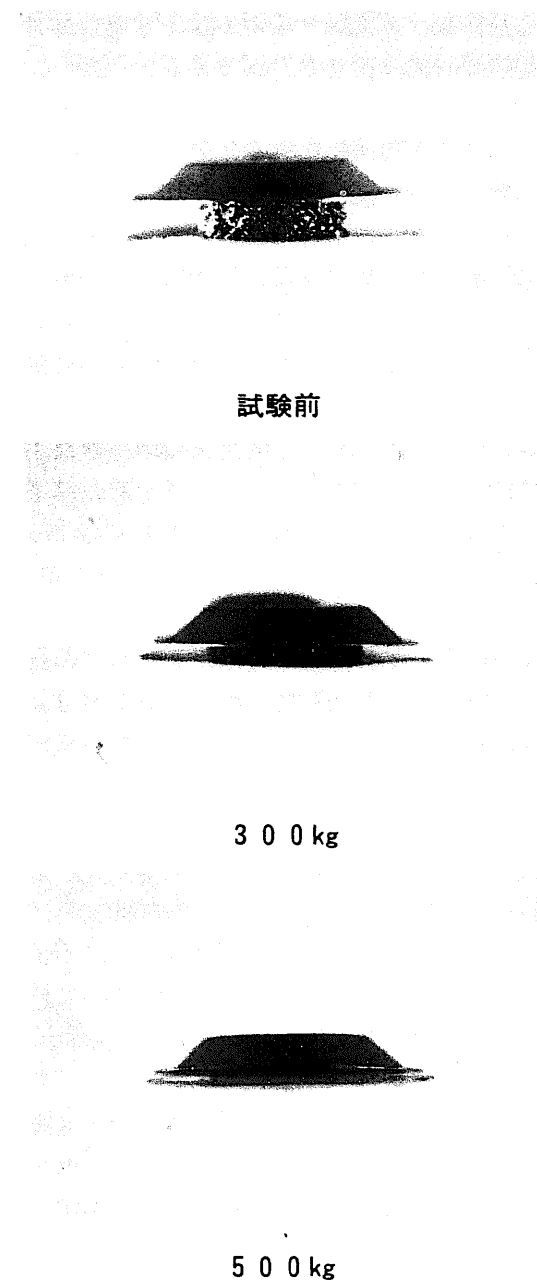


図8.15 カバー付荷重測定素子の圧縮試験結果

ら構成され、「常陽」原子炉付属建屋内の使用済燃料貯蔵プールに設置されている。

装置には、平成元年度に自動測定制御機能が追加され、自動で連続測定することが可能となった。測定結果の一例として、図8.16に軸方向の燃焼度分布を示す。これらの測定値により、簡便にピーキングファクターおよび燃料スタック長の変化を評価することができる。

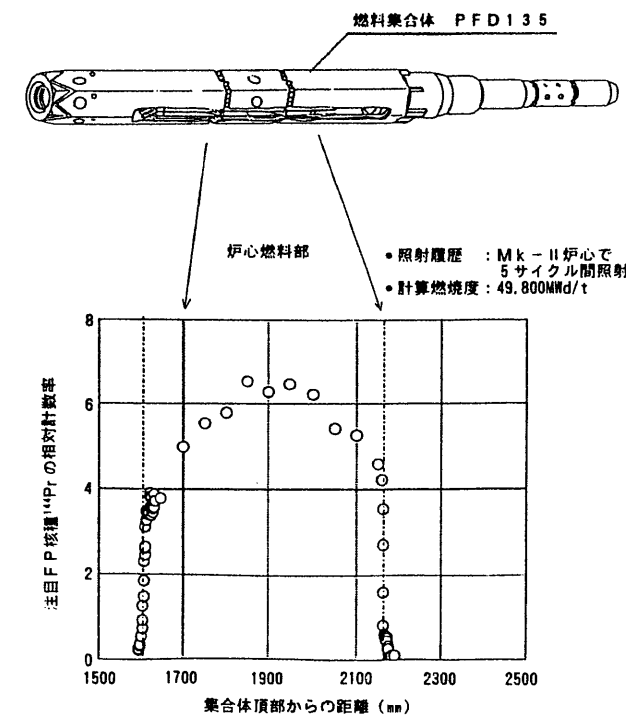


図8.16 使用済燃料の燃焼度分布測定結果

今後は、使用済燃料の燃焼度分布の測定データの蓄積を図るとともに、本装置による燃焼度の絶対測定を可能とし、燃焼計算コードの高度化に資する計画である。

## 8.6 Mark-III計画

### (1) 炉心高性能化の検討

これまで行ってきた高性能炉心の設計詳細化の検討結果を踏まえ、安全審査に資するMK-III炉心の標準設計炉心を決定し、核熱特性と安全評価用炉心パラメータの把握に重点をおいた設計解析を行った。また、炉心の冷却材流量増加に伴う炉心構成要素の構造健全性確保のための流動実験を継続した。

MK-III炉心の核設計解析では、標準設計炉心に対する高中性子束化と照射スペースの拡大に関する検討を行い、現行のMK-II炉心の性能と比較評価した。この結果、図8-17に示すように、高速中性子束はMK-II炉心の約1.3

倍になり、約3倍の高中性子束照射スペース（装荷可能な照射リグ数で約2倍）を確保できることが確認できた。また、標準設計炉心の代表的安全評価事象を選定するとともにその解析を進め、これまでに、現行のMK-II炉心とほぼ同等の安全性を有するとの概略見通しを得ている。

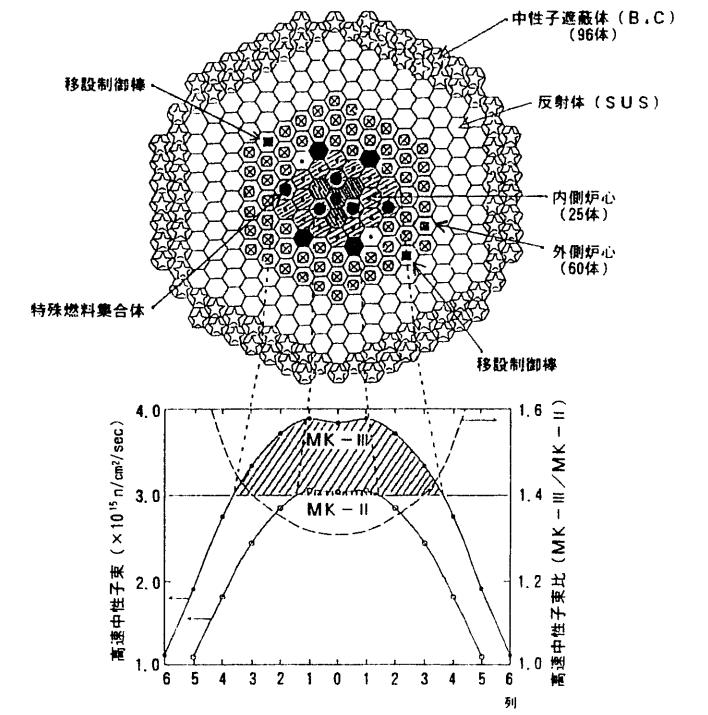


図8.17 Mk-III標準設計炉心の構成と中性子束分布

冷却材流量増加に伴う炉心構造健全性評価については、炉心流量調節機構のナトリウム流動実験を終了し、試験結果を評価中であるが、健全性を確保する上で問題となるナトリウム・エロージョン等の発生は認められていない。また、MK-III炉心の炉心流力特性を把握するため、総合水流動試験の準備、MK-III炉心で新たに装荷する炉内B<sub>4</sub>C遮蔽集合体の圧損確認試験用供試体の製作等を行った。

MK-III炉心周り遮蔽設計では、B<sub>4</sub>C遮蔽集合体を用いた炉心周り遮蔽構成の遮蔽特性解析を行った。そして、炉心支持板等の炉内構造物の照射量、反射体・遮蔽体の発熱量、炉外核計装応答等を評価した結果、MK-III炉心においても遮蔽設計が適切な裕度をもって成立して

いることが確認できた。目下、これらの解析結果を基に、引続きプラント全体を含む炉体周り遮蔽解析を進めている。

## (2) 冷却系改造の検討

「常陽」MK-Ⅲ炉心の熱出力増大に対応した冷却能力の強化を合理的に達成するために、1次および2次主冷却系の機器についての検討を進めている。

冷却系改造に関する基本設計条件の整備は、熱過渡条件の作成、新耐震基準による各建屋の設計用床応答スペクトルの作成、重要度分類・耐震クラスおよび機器区分の見直しを終了した。

交換対象となる主IHXおよびDHXについては、上記基本設計条件に基づき、既設設備改造に伴う多くの制約条件を考慮した上で設計検討を行い、主IHXは有液面式とし低圧損化に留意して、また、DHXは伝熱管形状をU字型からΣ型に変更し伝熱面積を拡大して、各々の基本構造の成立性を確認した。2次主ポンプはMK-Ⅲ運転点における詳細な軸振動解析、応力解析を行い構造健全性を確認し、電動機のみを交換すれば対応できることを確認した。

炉心の高中性子束化に対応したMK-Ⅲ炉心特性解析、冷却系改造にかかわる解析および安全保護系の作動条件見直しに基づいて、適切な裕度を見込んだ安全解析条件を設定した。更に事象推移シナリオおよび解析に必要な諸パラメータを決定したことにより安全解析の準備が整い、解析作業を開始した。一方、炉容器・主配

管等安全上重要な機器であって改造対象とはなっていない設備の余寿命評価も進めている。

## (3) 稼働率向上に関する検討

原子炉容器内での燃料交換の作業効率を高める上で、炉内燃料貯蔵ラック位置の中性子強度を低減することにより、燃料冷却専用ポットを廃止することが有効である。このため、MK-Ⅲ炉心周り遮蔽強化法の解析評価を行い、炉心構成の反射体ゾーン最外層9列と10列に天然 $B_4C$ を45vol%充填した遮蔽集合体を装荷することとした。この結果、炉内貯蔵燃料1体当りの総熱量を65kW以下に抑えることが可能となり、燃料冷却専用ポットを用いない使用済燃料貯蔵方式が成立することがわかった。

また、燃料交換期間を短縮するための方策として、燃料取扱設備の高度化、自動化を計画しており、これまでに概念検討に基づく各設備の要素設計を終了した。

要素設計では、新型燃料交換機に単尺プラミット型を選定し、2領域炉心の燃料誤装荷防止機能、燃料取扱時間の短縮機能の基本的成立性を確認するとともに、新たな付加機能として制御棒下部案内管の取扱いを可能とすることで、定期検査期間の短縮にも寄与することが可能であることを明らかにした。さらに、これまで運転員が手動操作で行っていた新燃料を移送機器へ装填する作業、燃料取扱用キャスクカーの運転および使用済燃料の缶詰作業の自動化についても成立性の確認を行った。

# 9. フロンティア研究開発等

大洗工学センターでは、FBR開発のより広範な展開を図る先端的基盤技術開発として、新型燃料開発と超長寿命核種の消滅処理研究に取り組んでいる。新型燃料については窒化物燃料、金属燃料等の炉心特性に着目した比較検討及び燃料サイクルの観点からの評価を進め、消滅処理研究についてはFBRでの消滅特性、炉心特性への影響の検討を行っている。

さらに、原子力技術のブレークスルーを図る創造的研究開発に取り組むために、原子力人工知能、フロンティア材料、新原子動力の各分野で活発な研究を進めている。また、国のクロスオーバー研究制度に参加し、新たに制度化された客員研究員制度も活用して、産・学・官の連携の基での研究を推進している。特に、クロスオーバー研究では、原子力人工知能研究およびフロンティア材料研究において関連諸機関の推進幹事機関としての役割を務めるなど大きな役割を果たしている。

原子力人工知能の分野では、原子力プラントの安全性と信頼性の飛躍的な向上を目的とする自律型原子力プラント用運転制御プロトタイプシステムの設計およびその適用性評価を行うためのビルディングブロック型FBRプラントシミュレータの製作を進めた。また、このための要素技術開発では、知識コンパイラ、運転支援方法、異常診断、運転員思考モデルなどの研究と開発を進め、一部については実プラントでの試用を開始した。

フロンティア材料の分野では、FBRの飛躍的な性能向上を目的に、新型セラミックス、複合材、傾斜機能材および耐熱合金の創製のため

の材料設計、製造プロセス検討、ナトリウム中腐食特性評価などを進めるとともに、「常陽」での照射試験準備に着手した。また、高温アルカリ金属腐食試験装置の設計・製作を行った。

新原子動力の分野では、FBRの実用化促進および多様化のために水素製造および深海探査のための高温ナトリウム冷却炉の概念検討並びに軽量で移設の容易なリチウム冷却小型可搬型炉の研究などを進めた。

## 9.1 新型燃料の評価

FBR実用化に向けてMOX燃料開発路線に主力を注ぎつつ、FBR開発のより広範な展開を図る先端的基盤技術開発として、MOX燃料より高熱伝導度、高重金属密度の特性をもつ新型燃料（窒化物、金属）に関する検討を進めている。

### (1) 炉心特性の評価

窒化物燃料を対象とし、窒化物の特長を生かして、炉心性能を損なうことなく炉心の安全性を追求した炉心概念を検討した。

ULOF（流量喪失時スクラム失敗事象）時の安全性を向上させるためには、Na密度係数（Naボイド係数）を低減させることが望ましい。その低減法としては炉心の扁平化が有効であるが、扁平化することによる炉心性能の低下を考えると、高増殖性能、高出力密度を確保できる窒化物燃料炉心が有望である。各種パラメータ

サーベイの結果、燃焼を通じてNaボイド反応度を低減する炉心概念として、炉心高さ40cm程度で炉心中央部の出力を低減させた炉心が有効であることが分った。

一方、UTOP（過出力時スクラム失敗事象）時の安全性を向上させるには、投入される反応度を低減することが望ましく、運転中に炉心に挿入する制御棒反応度を小さくする必要がある。重金属密度の高い窒化物燃料は増殖比（内部転換比）が高いことにより燃焼反応度を低減でき、現実的な制御棒本数のなかで1本当たりの制御棒ワースを小さくすることにより制御棒誤引抜き時の安全性を確保できることが分った。

## (2) 核燃料サイクルの評価

新型燃料の燃料加工や再処理等の成立性について燃料サイクル工程の基礎試験並びに技術面からの検討を行い、MOX燃料との比較評価を進めている。

### (i) 窒化物燃料

窒化物燃料製造試験設備についての準備を進めるとともに、<sup>14</sup>Cの発生を抑えるための<sup>15</sup>Nの濃縮技術の評価について継続して検討を行っている。

### (ii) 金属燃料

UO<sub>2</sub>を用いた金属転換試験を開始し、金属ウランを生成することができた。また、再処理の基本プロセスとなる乾式再処理技術の評価のための溶融塩試験装置による試験を実施し、ウランの析出を確認した。

## 9.2 超長寿命核種の消滅処理

原子炉の運転にともなって発生する高レベル廃棄物に含まれる超ウラン元素(Trans Uranium、以下TRU)には<sup>243</sup>Am、<sup>237</sup>Np等、その半減期が数千年から数百万年に及ぶものがあり、これを消滅または短半減期のものへ変換できれば、廃棄物の処理・処分はきわめて容易なものとな

る。これら超長寿命のTRU元素を高速炉で消滅させる研究を炉心特性と核燃料サイクルの両面から実施している。

TRU(Np, Am, Cm)を含む燃料はたとえ新燃料であっても大きな放射能を有する。従って、TRUを含む燃料は一度装荷すればできる限り長期間炉内にとどめ消滅させることが好ましい。また、前年度までの研究により、TRU燃料の装荷によって高速炉炉心の燃焼反応度変化を小さくでき、運転サイクルの長期化に有利であることがわかっている。これらを勘案すると、プラント寿命中燃料交換を行わない超長寿命炉心概念はTRU消滅炉心として適した概念の一つであると考えられる。本年度はこの新しい炉心概念の可能性を検討した。

TRUを装荷した超長寿命炉心の検討条件を表9.1に示す。本年度は酸化物燃料・100万kW級炉心を対象とした。炉心寿命30年で燃焼度20万 MWd/tという条件より炉心サイズを従来炉心の4倍程度とし、30年の連続運転を行う上でキ

表9.1 100万kW超長寿命炉心の検討パラメータ

パラメータ	値
熱出力	2520MW
炉心反応度寿命	30年*
燃料	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> -(Np,Am,Cm)O <sub>2</sub>
炉心燃料集合体数	462
径ブランケット集合体数	84
炉心高さ	180cm
炉心等価直径	490cm
軸ブランケット厚さ	15cm
燃料ピン径	12mm
燃料体積比	約50%

\*全出力換算

一となる特性である燃焼反応度変化および出力分布変化に着目しながら炉心内各領域のTRU割合をサーベイした。TRU割合と燃焼反応度変化の関係を図9.1に示す。本図よりTRU割合

を10%程度とすることにより、TRUなしの場合に比べて大幅に燃焼反応度変化を小さくでき

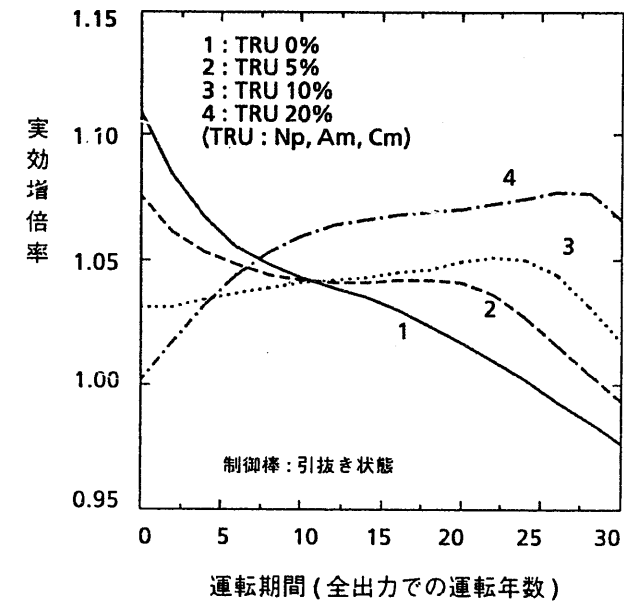


図9.1 燃焼による反応度変化へのTRU添加の影響

ることがわかる。一方、出力分布についてはTRUの一樣装荷により、かえってその燃焼変化は大きくなるが、TRUを炉心外側に多く装荷することによりその燃焼変化を抑制でき、TRU装荷に伴う熱設計上の問題点を改善出来ることが分った。最適化炉心の特性をTRUなしの場合と比べて表9.2に示す。TRU消滅率は30年で60%であり、消滅量は同一出力の軽水炉13基からのTRU量に相当する。照射量の観点から被覆管は実用炉を想定した低スエリング材とする必要がある。

本研究によりTRUを装荷した超長寿命炉心概念が核的に成立することがわかった。TRU元素の断面積については不確かさが大きいと考えられるが、現在、TRU断面積に関する感度解析を実施しており、炉心特性への影響評価、さらには設計精度からみた断面積の精度への要求抽出を行う予定である。

また、TRU元素を含む燃料については、物性および照射特性に関するデータが不足している。動燃では今後実験によりデータ取得を行い、

FBRによるTRU消滅の総合的な成立性評価に資することとしている。

表9.2 100万kW超長寿命炉心の炉心特性

	TRU装荷なし	TRU装荷
反応度変化 [%Δk]	13.3	5.2
平均出力密度 [W/cc] (初期/中期/末期)	79/77/75	80/78/75
最大線出力 [W/cm]	269	266
出力分布変化量* [%]	47.2	21.4
炉心燃料燃焼度 [MWd/t] (平均/最大)	18.8/26.2	18.7/29.2
最大高速中性子照射量 [n/cm <sup>2</sup> ]	6.9×10 <sup>23</sup>	6.6×10 <sup>23</sup>
Naボイド反応度 [Δk] (初期/末期)	0.014/0.030	0.026/0.031
ドップラー係数 [-1×10 <sup>-3</sup> TΔk/dt] (初期/末期)	8.3/4.7	4.6/2.7
TRU物質収支 [トン] ●インベントリ 初期/末期 ●消滅量	0/1.2 -1.2(増加)	17.2/7.1 10.1

\*寿命中の集合体出力変化の炉心平均

## 9.3 原子力用人工知能に関する研究開発

### (1) 自律型原子力プラント用運転制御システム

原子力プラントにおける人間の役割を人工知能で代替することにより、プラントの運転における人的因子を極力排除して信頼性や安全性を高めようとする自律型プラントの開発に関する研究が、国内諸機関が参加したクロスオーバ研究として進められている。この研究の中で、動燃は人工知能を備えた自律型プラント用運転制御システムの研究を担当し、FBRプラントを対象とした運転制御プロトタイプシステムの開発に取り組んでいる。プロトタイプシステムは、階層的に分散されたサブシステムから構成され(図9.2)最上位に給電指令所や計画部門との連絡調整を行いプラント全体を管理するプラント管理サブシステムが配置される。その下に

は、安全確保、運転継続性の観点からプラント状態を評価し、プラント全体の運用方策及びプラントサブシステム間の協調方策を探索し、運転手順を決定するプラントレベルの診断・制御サブシステムが置かれる。さらに、その下位には、プラントサブシステム、機器の異常の診断を行い、実際の運転制御操作を実行するローカルレベルの診断・制御サブシステムが配置される。各サブシステムは、平成5年末の完成を目標に現在その設計を進めている。

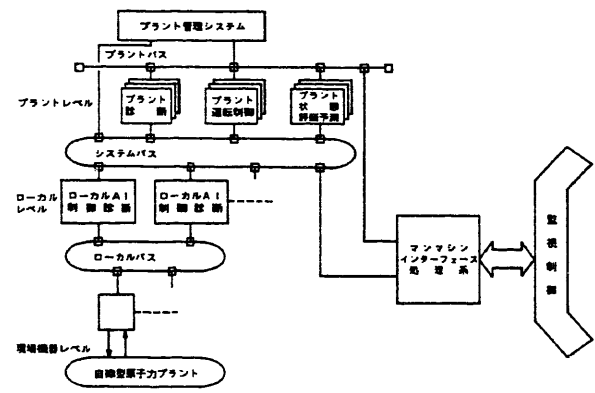


図9.2 運転制御プロトタイプシステム構成図

一方、プロトタイプシステムの完成後に備えて、多様なプラント形態に対しその適用性評価を行うため、プラント構成要素を物理法則に基づいた汎用化モデルとしてブロック化し、CRT画面上から対話形式でこのブロックを組み合わせることにより、動的ふるまいを模擬すべきプラントが容易に構築できるビルディングブロック型FBRプラントシミュレータの製作を進めている。

平成5年度末には、運転制御プロトタイプシステムをこの検証評価用シミュレータに接続して、その性能確認を行う予定である。

## (2) 要素技術

自律型プラント用人工知能システムの開発に必要な要素技術の開発として、以下を行った。

### (i) 知識コンパイラの開発

知識コンパイラは、従来行われていた専門家

へのインタビューによる知識獲得の際に発生する知識の欠落や矛盾などを解消することを目標としている。このため、プラントシステムを構成するコンポーネントの挙動を、「発熱量が増えれば出口温度が上昇する」のように、定性的に記述し、これとコンポーネントの間の機械的な接続関係を基にして、AIシステムの構築に必要な知識を自動的に獲得しようとするものである。平成2年度は原子炉の主冷却系を対象に、この手法の適用性の評価を行い、問題点およびこれを解決するために開発すべき機能を明確にした。今後は必要な機能を実現するソフトウェアの開発とより複雑な対象への適用について研究を進める。

### (ii) 深い知識を利用した運転支援方法の開発

プラント異常時の運転員の対応操作の支援のために、操作対象となる機器の特性および内部流体のふるまいを記述した方程式に基づく、いわゆる深い知識に基づいて、運転員が実際の操作を行う前にその影響が現れる物理量とその伝播範囲を瞬時に表示できる技術の開発を行った。

具体的な対象は、ATRのなかで最も系統の複雑なものの一つである原子炉冷却材浄化系であり、同系統の弁の開度やポンプの回転数を変化させた場合に、流量、圧力、温度が変化する範囲を求め、それらの物理量の変化が系統内を伝播する様子をわかりやすく表示させることが出来る。

今後、同じ手法をFBRに適用するための研究を行っていく。

### (iii) 運転員思考モデル

前年までに開発した運転員思考モデルに基づいて応急操作決定システムを設計し、それをプログラム化した。本システムは、運転目標とそれを達成する操作手段との関係をネットワークで表現した知識ベースを用いており、緊急時の対応操作を自動的に決定する知識ベースシステムである。

今後は、製作したシステムの評価、検証を行い、自律型プラントへ適用していくための研究を行う。

### (iv) ニューラルネットワークを用いたプラント

### 異常診断

ニューラルネットワークのパターン認識機能を利用して、回転機器の振動の周波数スペクトルの変化から機器の異常を検出し、その原因を同定する手法の研究を行っている。これまでに、回転機器診断用に構築したニューラルネットワークに異常パターンを学習させ、「常陽」で稼働中の機器異常診断システム「MEDUSA」に実装した。今後他の機器への適用も行っていく。

これらの成果について、平成3年8月11th SMiRT Post-Conference Seminar で発表した。

## 9.4 フロントア材料に関する研究開発

### (1) 原子力極限環境材料の創製

原子力極限環境で使用される主要構成材料の飛躍的高性能化（高温化、耐放射線化、長寿命化等）を目標に、新素材の材料設計・試作・評価を行っている。

ニューセラミックス（ $Al_2O_3$ 、 $SiC$ 、 $Si_3N_4$ 、 $ZrO_2$ 、サイアロン等）については550℃および650℃、1,000時間のナトリウム浸漬試験に続き、4,000時間試験を行った。図9.3に焼結法、化学蒸着法および単結晶セラミックスのナトリウム浸漬試験前後の重量変化量の一例を示す。腐食量は温度および時間に依存して増加する。また、単結晶および化学蒸着材との比較から、現存の焼結法セラミックスでは粒界腐食が支配的腐食モードであり、ナトリウム環境で優れた耐食性を示す新型セラミックスを創製するためには粒界の組織・構造を制御することが不可欠であることを明らかにした。これらの結果はFR'91国際会議で報告した。

さらに、粒界の結晶化、不純物として混入する $SiO_2$ の抑制、原料粉末の高純度化、共有結合性セラミックスの焼結に際し添加される助剤の選定など、組織・構造の制御を行った新型セラミックスを試作し、550℃および650℃、1,000時間のナトリウム浸漬試験を開始した。また、

これらのセラミックスについて「常陽」での中性子照射試験の準備を行った。

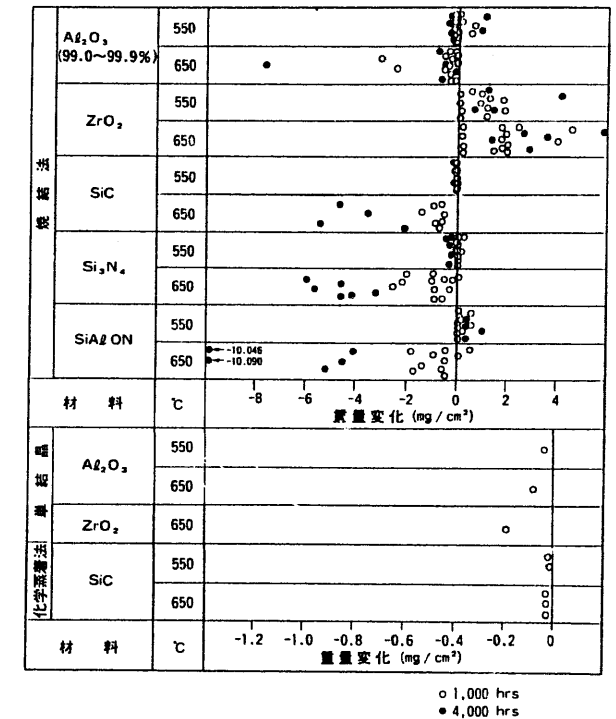


図9.3 ナトリウム中浸漬試験前後の各種セラミックスの重量変化

大幅な施設の軽量化、コンパクト化が可能で耐熱性を有する高性能放射線しゃへい材の創製に関する研究では、放射線の種類、エネルギーに応じ組成を変えるという観点で、粉末法による一体成形プロセスの最適条件を探索するとともに、試作材について高温相安定性、密度、曲げ強度、硬さ等の評価を行い、従来のしゃへい材より優れたしゃへい材創製の見通しを得た。

将来の熱応力緩和材として期待される傾斜機能材については材料設計の一環として部分安定化 $ZrO_2$  (PSZ)/SUS系について三次元簡易平板モデルの非定常・弾性解析を行い、遮熱能力を向上させ過渡時の熱応力を抑制するためには、加熱面からの組成勾配が直線かPSZが多い組成が良いことを明らかにした。

製造プロセスの検討についてはメカニカルアロイプロセスでのセラミックスの均一分散のためには、セラミックス成分の増加とともにボール/粉末重量比、混合時間を増加する必要があることを明らかにした。

高性能制御材については、既存の $B_4C$ より耐熱衝撃性に優れた新型制御材を創製するため、 $B_4C$ 金属複合材、 $B_4C/SiC$ 繊維、 $SiB_6$ 、 $EuB_6$ 、 $TiB_2$ を試作し、結晶構造解析、組織観察、密度測定、元素分析、熱伝導率測定、耐熱衝撃特性の評価を進めた。

### (2) 耐熱合金の創製

d電子合金理論に基づき材料設計したNb基、Mo基合金および実用合金の高温かたさの評価並びに $1200^\circ\text{C} \cdot 1000$ 時間の相安定性の評価を行い、これらの合金系へのd電子合金理論の適用性について初めて見通しを得た。各種成分比のNb基およびMo基合金の高温かたさ測定データを基に、元素間の原子半径差およびヤング率差から高温かたさの予測並びに簡易的な引張強度の予測手法を明らかにした。また、アルカリ金属による腐食特性を計算機シミュレーションにより簡易的に予測する手法の検討を開始するとともに、この検証データを得るため、高温アルカリ金属中腐食試験装置の設計・製作・導入を進めた。

### (3) 材料解析・評価法

上述の新素材に関する研究を効率的に進めるとともに材料データの知識化のため、ワークステーションを導入し、事業団、原研、金材技研間を電話線を介してネットワーク化した。現在、入力・出力支援システムおよび画像データ処理システムの整備を三機関共同で実施している。

## 9.5 新原子動力に関する研究

### (1) 高温ナトリウム冷却炉に関する研究

通常の高速炉は炉容器出口ナトリウム温度が約 $550^\circ\text{C}$ であるが、これを約 $700^\circ\text{C}$ 以上にするにより、新たな高速炉の利用価値を創出するための研究を行っている。

その一つに、熱化学水素製造法UT-3プロセスとの組み合わせがある。これによれば核熱のほとんど全てを水素製造に利用することが可能になる。そこで水素製造容量が $20,000\text{Nm}^3/\text{hr}$ であるシステムを二系統備えた、熱出力 $360\text{MW}$ プラントの概念設計を行った。図9.4にその1次系系統概念を示す。UT-3プロセスの工業化には高温での臭化物に耐える構造材の開発という課題があるが、ここでは主要構造材として今後の研究開発を加味しODS合金を選択した。また、構造の簡素化、物量削減を計った。その結果、原子炉建屋は縦 $21\text{m} \times$ 横 $22\text{m}$ で、格納施設高さは $22\text{m}$ に納まる見通しを得た。図9.5は本水素製造プラントの建設想像図である。

また、高温ナトリウム冷却炉の2次系にガス系のクローズドブレイトンサイクルを組み合わせたシステムについても研究を行っている。このシステムへの他への転用・応用の一つとしては、 $10 \sim 200\text{kWe}$ の極小型炉を深海無人観測基地の動力源とすることも考えられる。

### (2) リチウム冷却炉に関する研究

原子炉の冷却材をリチウムとし出口温度をさらに高め、 $1100^\circ\text{C}$ 程度にすることができれば、発電系として水蒸気タービンの上段にカリウムタービンを設置した二重ランキンサイクルが可能になり熱効率の飛躍的な上昇が期待できる。

このサイクルで熱効率がどこまで高められるかを評価した。炉出力を $20\text{MW}$ として、水蒸気系に再熱と5段再生をも採用したプラントの例では、カリウムタービン系の熱効率が $16.6\%$ であり、総合熱効率 $53.1\%$ を得た。

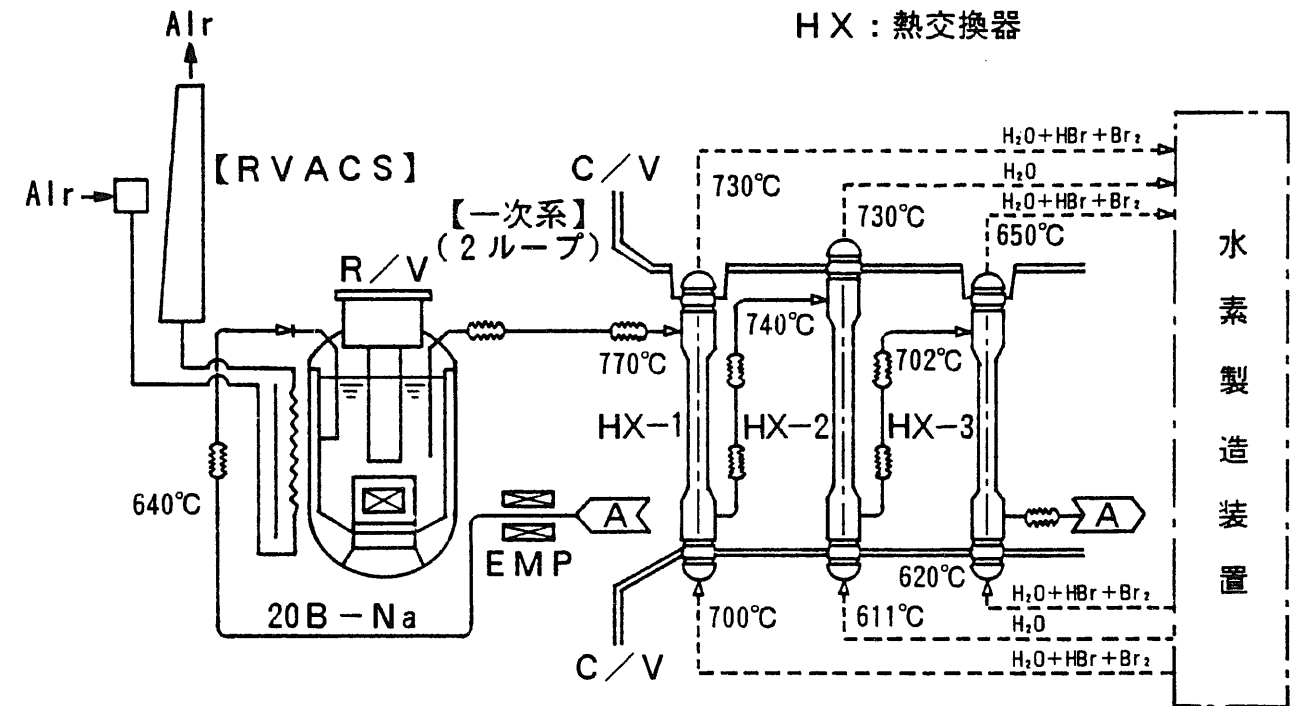


図9.4 水素製造高温高速炉の1次系系統概念

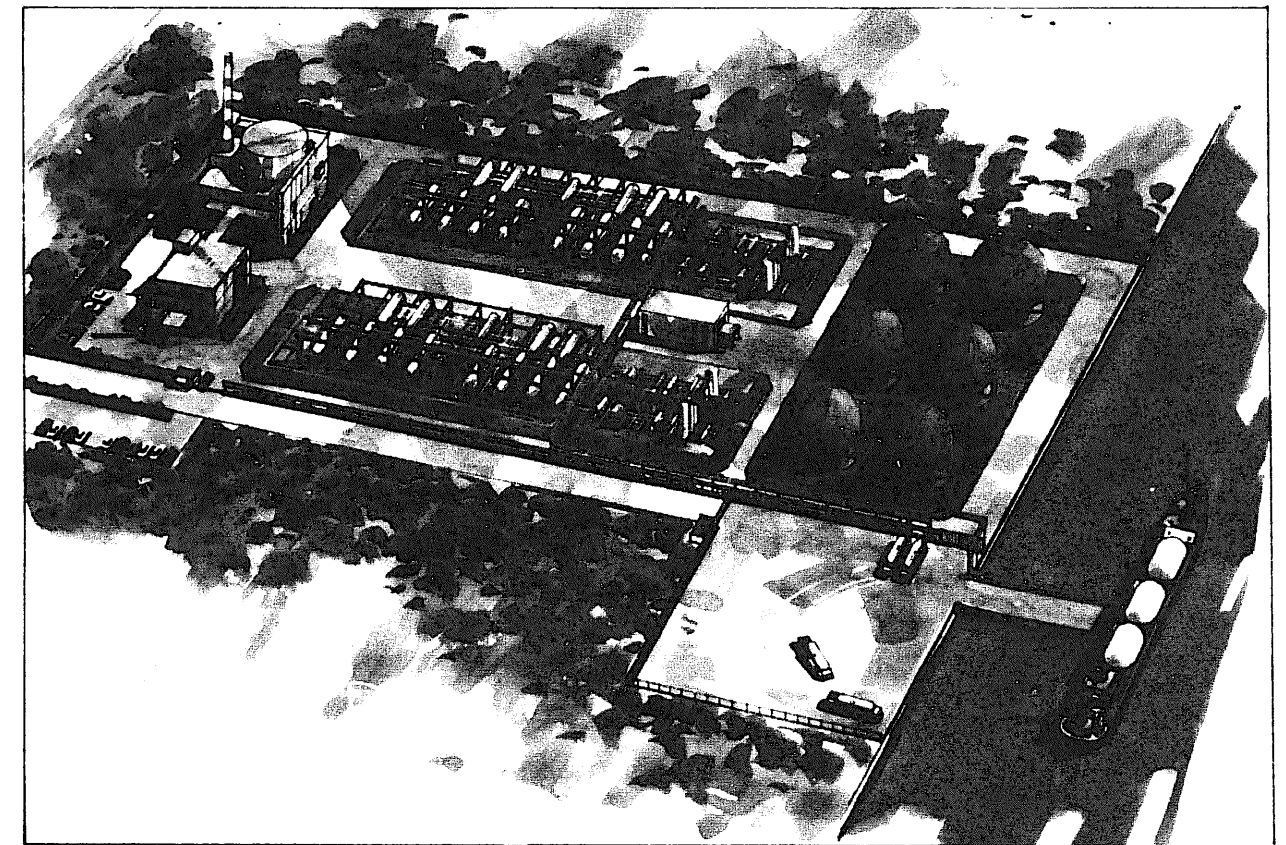


図9.5 UT-3熱化学法水素製造プラント建設想像図

## 付録 高速炉システム国際会議

### (1) 概要

標記国際会議、略称「FR'91」が10月28日（月）から31日（木）まで国立京都国際会館において開催され、海外（米国、フランス、イギリス、ドイツ、ソ連、インド、中国、IAEA、EC等）から約150名、我が国から約470名と当初予定（400名）を大幅に上回る合計620名の参加を得て、成功裡に終了した。

11月1日（金）には「もんじゅ」見学（海外から約100名、国内から約30名参加）と動燃アトムプラザでの「敦賀ミーティング」（地元から約100名参加）が行われ、翌11月2日（土）には動燃大洗工学センターおよび電中研我孫子研究所の見学が実施された。

### (2) 開会セッション

初日（10月28日）の開会セッションでは、三島組織委員長（東大名誉教授）の司会のもと伊原原子力委員会、飯田副社長および石渡動燃理事長の挨拶があった。この中で、飯田副社長からは高速炉開発に対する日本の電力会社の組織が紹介され、実証炉（60万KWe）の予備的概念設計を進めるとした上で、将来の実用化のためには今後とも画期的な技術革新が必要であることが強調された。石渡動燃理事長からは、現在総合機能試験中の原型炉「もんじゅ」の国際的活用とともに、従来の大型MOX炉の実用化を推進しつつ次世代に向けてそれ以外の技術体系についても幅広く柔軟に取り組むことが重要であることが述べられた。

### (3) 技術セッション

開会セッションに続く全体セッションでは、主要国の高速炉及び関連する燃料サイクルの開発計画の進展状況が報告された。各国からの報告の要点は以下の通りであった。

米国からは先進液体金属炉（ALMR）計画

として、金属燃料を用いた統合型高速炉（IFR）計画と小型モジュール炉PRISMの設計が紹介され、2007～2010年頃に実用化を目指して、安全性の向上、アクチナイド核種の消滅処理、経済性の向上及び許認可性の確立を目標に開発が進められていることが述べられた。IFRについては、その技術的成立性の実証を1995年までに完了するとしており、金属燃料と乾式再処理の組合せで経済性の目標も達成可能であるとの報告があった。

欧州からは、フランス、ドイツ、英国の研究機関、電力、メーカーが協力して開発を進めている欧州統一炉（EFR）の開発状況が報告された。欧州では、大型MOX炉路線で2010年頃の実用化を目指しており、現在進めている統一設計については、電力の要望を取り入れ、1993年には安全レポートまで作成し、非公式な評価を行うこととしている。燃料サイクルについては、フランスからはMOX燃料の成型加工及び再処理の開発状況並びにその実績として1991年5月までに約2000体の燃料集合体の製作、約29トンの再処理を行ったこと、英国からは再処理を中心にDFR、PFR燃料の実績と欧州実証プラント（EDRP）の報告があった。いずれにしても経済性の向上が今後の課題としている。

ソ連からは、BN-350及びBN-600の各種のトラブルを含む運転経験に加え、BN-800、BN-1600の開発状況についての説明があった。説明の中で、増殖性とともにチェルノブイルの影響からゼロナトリウムボイド反応度炉心の開発が強調されていた。

インドからは、実験炉FBTR及び原型炉PFRの開発経緯および現状が報告された。発表では、FBTRの運転経験と燃料に酸化物、炭化物あるいは金属を用いた場合の長期開発展望が説明された。

日本からは高速炉開発として、原型炉の開発状況、実証炉の設計状況並びに将来の実用化に向けた研究開発の進展が報告され、また燃料サイクル開発として、動燃を中心とした開発状況とともに、MOX燃料の再処理の実用化へ向けての段階を追った開発計画が説明された。

全体会議に引き続いて初日（10月28日）午後後半から最終日（10月31日）の午前中にわたり3会場に分かれての18の口頭発表セッション（パラレルセッション）とともに、29日、30日両日には6会場に分かれてのポスター発表のセッションが設けられ、高速炉の設計、建設、機器システム、燃料サイクル、安全性、経済性など個々の分野における研究開発成果、技術経験の発表、討論が行われた。この中で、「もんじゅ」については特別に1セッション設け、プロジェクトの総括報告、設計・建設の経験、試運転など9件の発表を行った。

なお、発表論文数は全部で280件（前回リッチランド会議では150件）、その内口頭発表が150件、残りの130件がポスターセッションで発表された。国別の発表論文数の内訳は、日本114件、欧州71件、米国46件、ソ連23件、中国13件、インド9件、その他4件であった。

### (4) パネル討論

最終日（木）の午後1時半より3時間半にわたって、各国、国際機関の代表による「高速炉の役割、将来動向」と題するパネル討論が行われた。

植松OECD/NEA事務局長が座長を、松野国際運営委員長（動燃）が全体調整役（モデレーター）を務め、近藤技術委員長（東大教授）の会議全体の技術総括を含めた基調報告に続き、J. D. Griffith（米国エネルギー省）、B. Wolfe（米国GE社）、A. Mergui（フランスNERSA社-SuperPhenixの所有会社）、J. Durston（英国NNC-原子力エンジニアリング）、V. M. Poplavsky（ソ連原子力産業省）、P. Dastidar（IAEA）、池亀亨（電事連）の各パネリストからの発表があり、その最後に植松座長よりOECD/NEAの諮問委員会での討論に基づいて経済性見直し、実用化のタイミング等について見解が述べられた。

各パネリストからは、地球環境、資源確保からの高速炉の必要性、実用化に向けての安全性確保、経済性向上、そのための革新技術開発の

重要性、高速炉によるTRU消滅の可能性、さらに踏み込んで国際協力、PAの必要性などが述べられたが、主張には基本的な点であり違いは見られなかった。

パネリストの発表後の討議では、高速炉実用化の目標時期について会場から「資源のほとんどを輸入に頼っている日本が、実用化を2030年としているのはどういうことか。日本のような先進国こそ進んでやるべきではないか。」という質問（米国）が出ていた。

パネル討論終了後の閉会に際しては、主催者を代表して岡部原電社長から会議を総括した挨拶があった。なお、次回的高速炉システム会議は、欧州で1995年開催することとなった。

### (5) 技術展示/「もんじゅ」展示

展示会場では、国内外の24の高速炉関連企業、機関が技術、製品などの展示を行った。その中で、フランスは会場中央に大きくスペースをとって、CEA/COGEMA/FRAMATOMEが炉から燃料サイクルの開発まで業務の紹介を行っていたことが目立った。

「もんじゅ」に関しては、特別展示として別に会場を設定して建設の歩みから各機器の模型、実物部品の展示・紹介、リビングPSAのデモンストレーションなどを行った。

### (6) 敦賀ミーティング

本国際会議の一環として京都での会議終了後の11月1日に、敦賀市の動燃アトムプラザにおいて、海外の高速炉開発状況を「もんじゅ」の地元関係者に理解を深めてもらうために敦賀ミーティングを開催した。

石渡動燃理事長の挨拶の後、Kochetkov（ソ連）、Bouchard（フランス）、Xu（中国）、Griffith（米国）の各氏より、各国の高速炉の運転経験、開発成果とともに、エネルギー資源と原子力の必要性、原子力に対する世論の動向等について講演が行われた。敦賀ミーティングには、地元関係者約100名の他、京都会議の参

略号一覧

加者約30名(海外は約10名)も加わった。敦賀ミーティング終了後、同アトムプラザにおいて、「もんじゅ」見学ツアーの参加者を加えて懇親会を開催し、海外の高速炉開発関係者と地元関係者が直接懇談できる場が設けられた。

(7) 本会議の特記事項

今回の会議における発表及び交流において得られた特記すべき点、気づいた点は次の通りである。

① 国際的理解・交流の促進

海外から高速炉開発のリーダークラスを含む第一線の担当者が150名参加したことは、発表、討論、見学を通して、日本の高速炉への取組みに対して理解を得る良い機会となった。それと同時に470人の国内参加者がこれら海外参加者の話を直接聞き、意見交換ができた点でも大きな価値があった。

② 「もんじゅ」の国際的役割への期待

「もんじゅ」セッション、「もんじゅ」展示等を通じて、「もんじゅ」試運転への参加など国際的に「もんじゅ」への高い関心が集まった。

③ グローバルな視点での開発、国際協力

実用化時期の議論にもあるように、グローバルな視点からの高速炉開発の意義、努力が重要視されてきた。また、国際協力においても、共同作業、分担開発を指向する動きが出てきた。

④ FBRの高度化、多様化

今回の会議の基調テーマになっている「革新技術」の高速炉実用化、高度化における重要性和、「革新技術」によって軽水炉体系に勝るブレークスルーの可能性の認識が一般的になってきた。この分野では日本の長寿命燃料、コンパクト機器・配管、免震、2次系削除などの開発は一步先んじていると感じられた。

MOX以外の燃料としては、金属燃料に対する米国における開発努力のほか、窒化物燃料について、仏、米、日、ソからその優れた炉特性の可能性が示された。

⑤ 中国の高速炉開発計画の具体化

中国の高速炉開発の全体像が明らかになった。その要点は以下のとおり。

- ・FBR研究センター'90年発足、Naループ20基運転中
- ・発電実験炉FFR (First Fast Reactor) '96年着工
- ・モジュラー型炉の導入～2015年、大型FBRの導入～2025年

なお、中国の計画には、イタリー、仏、ソが技術協力している。

⑥ 研究開発協力に関する覚書

「FR'91」開催中の10月28日に、日欧間のFBRの研究開発協力に関する覚書(MOU)が、双方の運営委員会の間で調印された。日本側は原電、動燃、原研、電中研を代表して運営委員会議長の岡部原電社長、石渡動燃理事長が、欧州側は仏CEA、独KFK/Interatom、英国AEAの代表が調印した。

略号	和文名	英文名
濃縮U (EU)	濃縮ウラン	Enriched Uranium
ACMI	吸収ペレット被覆管機械的相互作用	Absorber-Cladding Mechanical Interaction
AFDM	2次元、多速度場多成分の汎用熱流 力計算コード	Advanced Field Dynamic Model
AMIR	制御棒材料照射用反射体	Absorber Material Irradiation Rig
ANL	米国アルゴンヌ国立研究所	Argonne National Laboratory
ATR	新型転換炉	Advanced Thermal Reactor
ATWS	スクラム機能喪失事故	Anticipated Transient Without Scram
BDBE	設計基準外事象	Beyond Design Basis Event
BDI	燃料ピン束ラップ管相互作用	Bundle Duct Interaction
BEACON	炉心湾曲挙動解析コード	—————
BOC	サイクル運転前	Beginning of Cycle
BSYCHE	放射性腐食生成物挙動解析コード	Programme System for Corrosion Hazard Evaluation
BTM	気液界面移動モデル	Boundary Tracking Model
C/E	計算値/実験値	Calculation/Experiment
CDF	累積寿命分数和	Cumulative Damage Fraction
CEA	フランス原子力庁	Commissariat a l'Energie Atomique
CGCS	カバーガス浄化装置	Cover Gas Cleaning System
CHF	除熱限界熱流束	Critical Heat Flux
CL	コールドレグ領域	Cold Leg
CMIR	材料照射用反射体	Core Material irradiation Rig
CP	腐食生成物	Corrosion Product
CRBR	クリンチリバー高速増殖炉	Clinch River Breeder Reactor

略号	和文名	英文名
CREDO	信頼性データ集中管理組織	Centralized Reliability Data Organization
CRP	炉物理委員会	Committee on Reactor Physics
CRP	制御棒チャンネル	Control Rod Position
CSNI	原子力施設安全委員会	Committee on the Safety of Nuclear Installations
CT	コンピュータ・トモグラフィ	Computer Tomography
DBE	設計基準事象	Design Basis Event
DDI	ラップ管ラップ管相互作用	Duct Duct Interaction
DEG	両端ギロチン破断	Double Ended Guillotine Failure
DHB	崩壊熱沸騰	Decay Heat Boiling
DHX	主冷却系	Dump Heat Exchanger
DNB	膜沸騰開始	Departure from Nucleate Boiling
DOE	米国エネルギー省	Department of Energy
DOT 3, 5	二次元離散座標法輸送計算コード	Two-Dimensional Discrete
EBR-II	——	Experimental Breeder Reactor-II
EBW	電子ビーム溶接	Electron Beam Welding
EFPD	実効定格運転日数	Effective Full Power Day
EOC	サイクル運転後	End of Cycle
ETEC	米国エネルギー省	Energy Technology Engineering Center
FBR	高速増殖炉	Fast Breeder Reactor
FCMI	燃料被覆管機械的相互作用	Fuel-Cladding Mechanical Interaction
FFD	燃料破損検出装置	Failed Fuel Detector
FFTF	——	Fast Flux Test Facility
FMS	照射燃料集合体試験室	Fuel Monitoring Section
FP	核分裂生成物	Fission Products
FREEDOM	FBR機器信頼性データベース	FBR Reliability Evaluation Database for Operation & Maintenance

略号	和文名	英文名
FSRP	燃料-ナトリウム反応生成物	Fuel Sodium Reaction Product
GRAND-I	保障措置用γ線, 中性子検出器	Gamma-Ray and Neutron Detector
GTAW	ガス・タングステンアーク溶接	Gas Tungsten Arc Welding
HAFM	ヘリウム蓄積型中性子照射量モニター	Helium Accumulation Fluence Monitor
HAZ	熱影響部	Heat Affect Zone
HL	ホットレグ領域	Hot Leg
HLW	高レベル廃棄物	High Level Waste
IAEA	国際原子力機関	International Atomic Energy Agency
IAEA/ IWGFR	IAEAの高速炉ワーキング・グループ	IAEA International Working Group on Fast Reactor
IHX	中間熱交換器	Intermediate Heat Exchanger
INTA	計測線付照射試験集合体	Instrumented Test Assembly
ISI	供用期間中検査	In-Service Inspection
IWGF	高速炉に関するワーキング・グループ	International Working Group on Fast Reactor
JASPER	日米共同大型炉遮蔽ベンチマーク実験	Japanese-American Shielding Program of Experimental Research
JASPAS	IAEA保障措置技術開発支援協力計画	Japan Support Program for Agency Safeguard
JET	低温溶解炉心物質挙動試験装置	JET Facility
JOYDAS	「常陽」データ処理システム	JOYO Data Acquisition System
JOYCAT	「常陽」警報処理診断システム	JOYO Consulting & Analyzing Tool
JUPITER	日米共同大型炉心臨界実験	Japan-United States Program of Integral Tests and Experimental Researches
KfK	カールスルーエ原子力センター	Kerforschungszentrum Karlsruhe
LLTR	大規模漏洩試験装置	Large Leak Test Rig

略号	和文名	英文名
LMFBR	液体金属冷却高速増殖炉	Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor
LMR	液体金属冷却炉	Liquid Metal Reactor
LOHRS	崩壊熱除去系機能喪失	Loss of Heat Removal System
LOPI	配管破損	Loss of Piping Integrity
LORL	原子炉液位低下	Loss of Reactor Level
LWR	発電用軽水型原子炉	Light Water Reactor
MARICO	温度制御型材料照射装置	Material testing Rig with Temperature Control
MEDUSA	機器異常監視システム	Mechanical Fault Diagnosis Using Spectrm Analysis
MELT	高温熔融炉心物質挙動試験装置	MELT Facility
MIG	メタル・イナータガス溶接	Metal Inert Gas
MINERVA	セシウム移動挙動解析コード	Migration Behaviour and Reaction of Volatile Lesium Analysis Code
MIVS	保障措置用監視カメラ	Modular Integrated Video System
MOTA	制御型材料照射装置	Material Open Test Rig
MOX	ウラン・プルトニウム混合酸化物	Mixed Oxide
NEA	原子力機関 (OECD)	Nuclear Energy Agency
NOAKコスト	複数基建設されたものとしてのコスト	N-th of A Kind Cost
NRC	原子力規制委員会 (米国)	Nuclear Regulatory Commission
NsL	標準ナトリウム液位	Normal Sodium Level
OECD	経済協力開発機構	Organization for Economic Cooperation and Development
O/M比	酸素重金属化学量論比	Oxygen/Metal
ORNL	オークリッジ国立研究所	Oak Ridge National Laboratory
PCMI	ペレット被覆管機械的相互作用	Pellet-Cladding Mechanical Interation

略号	和文名	英文名
PEPT	—	Pressure Effluence System Performance Test Rig
PIE	照射後試験	Post Irradiation Examination
PLANDTL	プラント過渡応答試験施設	Plant Dynamics Test Loop
PLOHS	除熱機能喪失時スクラム成功	Protected Loss of Heat Sink
PM	ポニーモータ	Pony Motor
PSA	確率論的安全評価	Probabilistic Safety Assessment
PSI	供用前検査	Pre-Service Inspection
PTM	燃料溶融限界照射	Power to Melt
R&D	研究開発	Research & Development
RBCB	破損燃料継続照射	Run-Beyond-Cladding Breach
RD	ラプチャーディスク	Rupture Disk
RM	放射化箔中性子フラックスモニター	Ordinates Radiation Transport
RTCB	被覆管破損試験	Run-to-Cladding Breach
SASS	自己作動型炉停止機構	Self-Actuated Shutdown System
SCARA	—	Sodium Cadarache Rapide Boucle
BEE		Ebullition
SCC	応力腐食割れ	Stress Corrosion Cracking
SERAPH	—	Safety Engineering Reactor for Accident Phenomenology
SERT	低ひずみ速度試験	Slow Extention Rate Test
SG	蒸気発生器	Steam Generator
SIENA	ナトリウム沸騰試験装置	Sieden des Natrium
SIMA	遮蔽型イオンマイクロアナライザー	Shielded Ion Micro Analyser
SMAW	被覆アーク溶接	Shield Metal Arc Welding
SMIR	構造材料照射リグ	Structual Material Irradiation Rig
SNL	サンディア国立研究所	Sandia National Laboratory
SSC-L	—	Super System Code-Loop
TD	理論密度	Theoretical Density

略号	和文名	英文名
TED	熱膨張差温度計	Thermal Expansion Difference Temps Monitor
TLD	熱蛍光線量計	Thermoluminescence Detector
TOP	過渡過出力	Transient Over-Power
TRU	超ウラン元素	Trans-Uranium
TSF	——	Tower Shielding Facility
TTS	構造物強度確認試験施設	Thermal Transient Test Facility for Structures
TTT	トリチウム挙動解析コード	Tritium Transport and Trap Code Open Test Assembly
UCS	炉心上部機構	Upper Core Structure
UKAEA	英国原子力公社	United Kingdom Atomic Energy Authority
ULOF	流量減少時スクラム失敗	Unprotected Loss of Flow
ULOHS	除熱機能喪失時スクラム失敗	Unprotected Loss of Heat Sink
UPR	炉上部照射プラグリグ	Upper Core Structure Irradiation Plug Rig
UTOP	過出力時スクラム失敗	Unprotected Transient Overpower
VECTORS	——	Vapor Expansion and Condensation Tests in Out-of-Reactor Simulation
ZPPR	米国アルゴンヌ研究所の大型臨界実験装置	Zero Power Physics Reactor

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

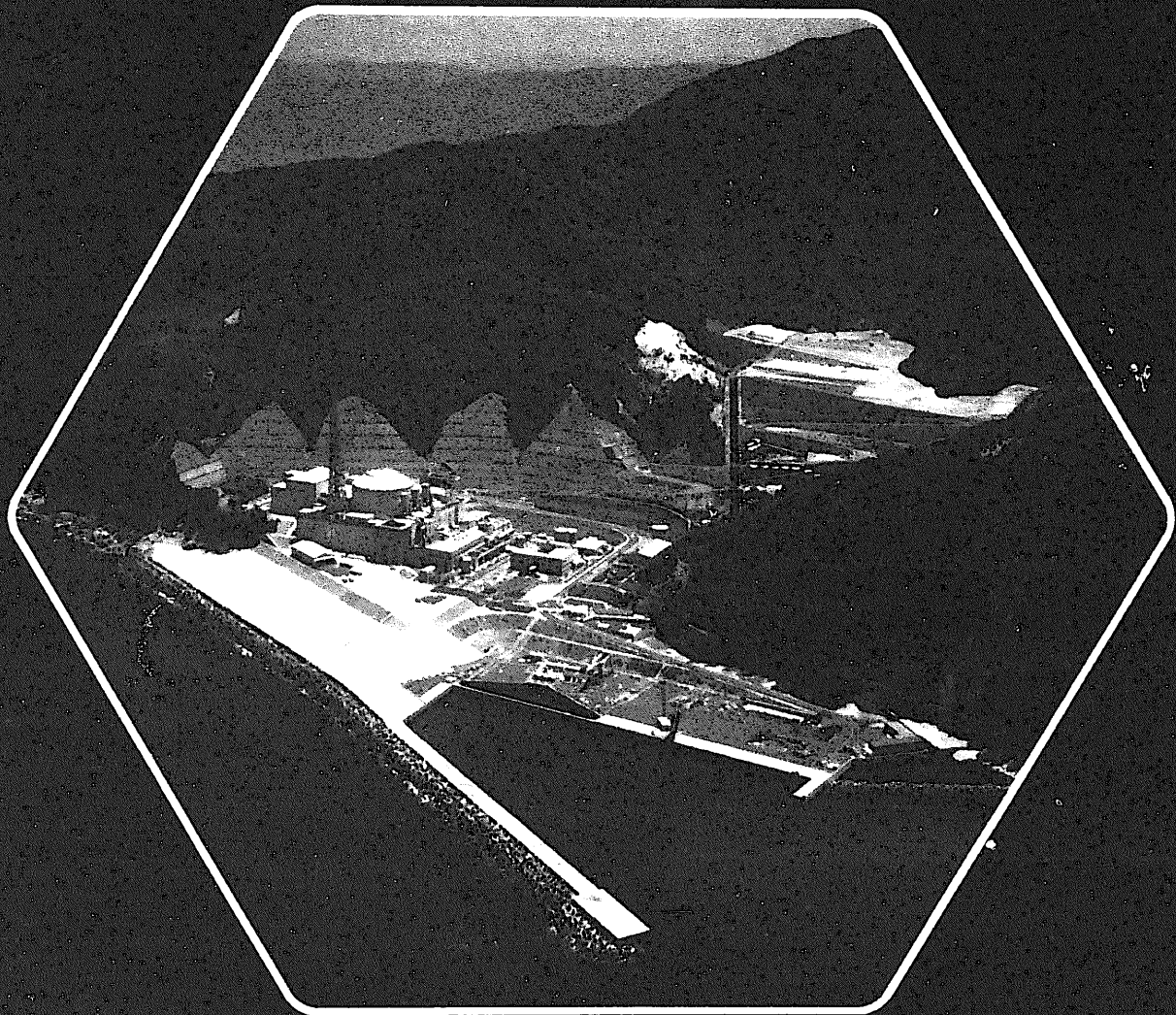
〒107

東京都港区赤坂1丁目9番13号

動力炉・核燃料開発事業団

技術協力部 技術管理室

電話 03(3586)-3311



動力炉・核燃料開発事業団

本社

東京都港区赤坂1-9-13 会社ビル ☎ 東京 03 3586 3311 大丸ビル