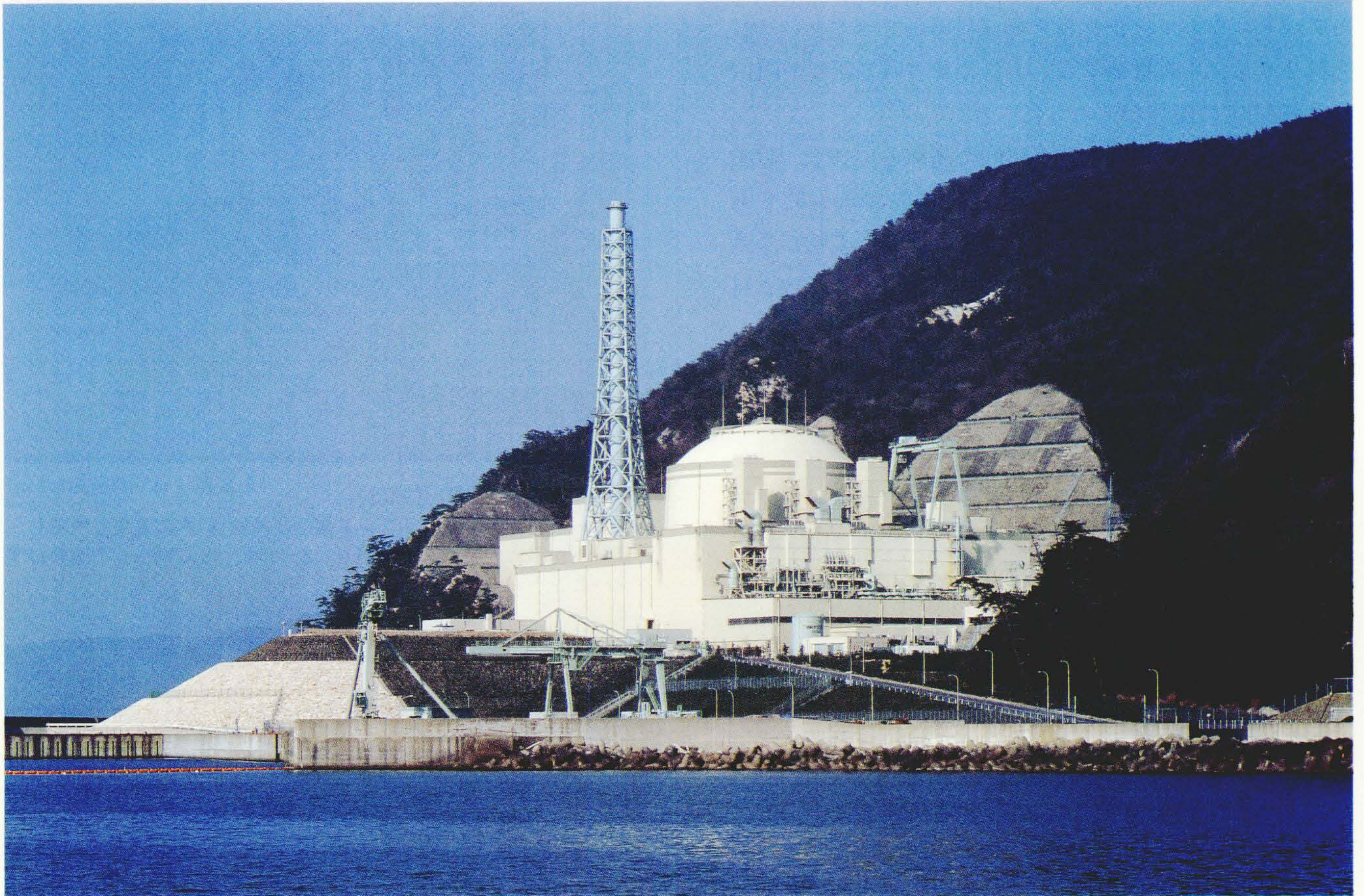


21世紀に向けた新型炉開発への取組み

Current Status of Advanced Reactor Development

平尾誠造* Seizō Hirao 池田孝志*** Takashi Ikeda
天田達雄** Tatsuo Amada 金戸邦和** Kunikazu Kaneto



高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の全景

(写真提供：動力炉・核燃料開発事業団)

1994年4月に初臨界達成以来、本格運転開始に向けて順調に性能試験を実施中である。

わが国の原子力開発は、「使用済燃料を再処理して回収したプルトニウム、ウラン等を再び利用していく」という核燃料リサイクルの方針に基づいて進められている。

発電しながら消費した以上の核燃料を生成することができるFBR(Fast Breeder Reactor：高速増殖炉)では、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の実績を踏まえて、実証炉の設計研究、技術開発が進められている。

また、プルトニウム、回収ウランなどを柔軟かつ効率的に利用できるATR(Advanced Thermal Reactor：新型転換炉)では、原型炉「ふげん」で世界有数のMOX(プルトニウムとウランの混合酸化物)燃料利用実績を積み重ねており、これに続く実証炉の建設準備が進められているところである。

日立製作所は、これら21世紀に向けた新型炉の実用化に貢献するため、種々の研究・技術開発に積極的に取り組んでいる。

* 日立製作所 原子力事業部 ** 日立製作所 日立工場 *** 日立製作所 電力・電機開発本部 工学博士

1 はじめに

地球環境と調和のとれた人類社会の継続的发展には、エネルギー問題の解決が不可欠であり、ウラン資源を最大限有効に利用する原子力システムの実現が重要と考えられる。わが国では、「使用済燃料は再処理して、回収したプルトニウム、ウラン等を再び利用していくという核燃料リサイクルを推進する」¹⁾方針に基づいて新型炉FBRおよびATRの開発が進められてきた。

ウラン資源の利用効率を飛躍的に高めるFBRは、将来的な核燃料リサイクル体系の中核を形成するものであり、また、プルトニウム、回収ウランなどを柔軟かつ効率的に利用できるATRは、その利用実績を通じて核燃料リサイクル体系の実現に貢献するものとして位置づけられる。

日立製作所は、1956年にナトリウム技術に関する研究を開始して以来FBRの技術開発を進め、動力炉・核燃料開発事業団が中心になって建設を進めた実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の主要機器を製作してきた。また、これに続く実証炉の設計研究、技術開発、さらには実用化に向けた研究にも力を注いでいる。ATRでは、動力炉・核燃料開発事業団が中心になって開発した原型炉「ふげん」、およびこれに続いて電源開発株式会社が建設準備を進めている実証炉計画で、原子力メーカー5社の主務会社として炉心・安全設計および原子炉本体などを所掌し主要な役割を果たしている。

ここでは、日立製作所でのこれら21世紀に向けた新型炉開発への取組みの現状について述べる。

2 FBRの開発

2.1 「もんじゅ」(電気出力28万kW)

1994年11月に炉物理試験を終了し、1995年2月からの核加熱試験、4月の初併入を経て、12月にはすべての性能試験を完了し、その後本格運転に入る予定である²⁾。

日立製作所は、一次主冷却系の中間熱交換器、循環ポンプ、配管、また制御棒駆動機構、ブランケット燃料集合体、蒸気発生器(過熱器：図1参照)などの主要設備を担当、納入した³⁾。

(1) 総合機能試験

一次主冷却系の気密性、予熱・保温機能、ナトリウム充てん・ドレン性および純化機能を確認した。また、配管熱変位の妥当性、所要の冷却材流量を確認し、FBR特有のナトリウム冷却設備にかかわる系統の機能を確認した。

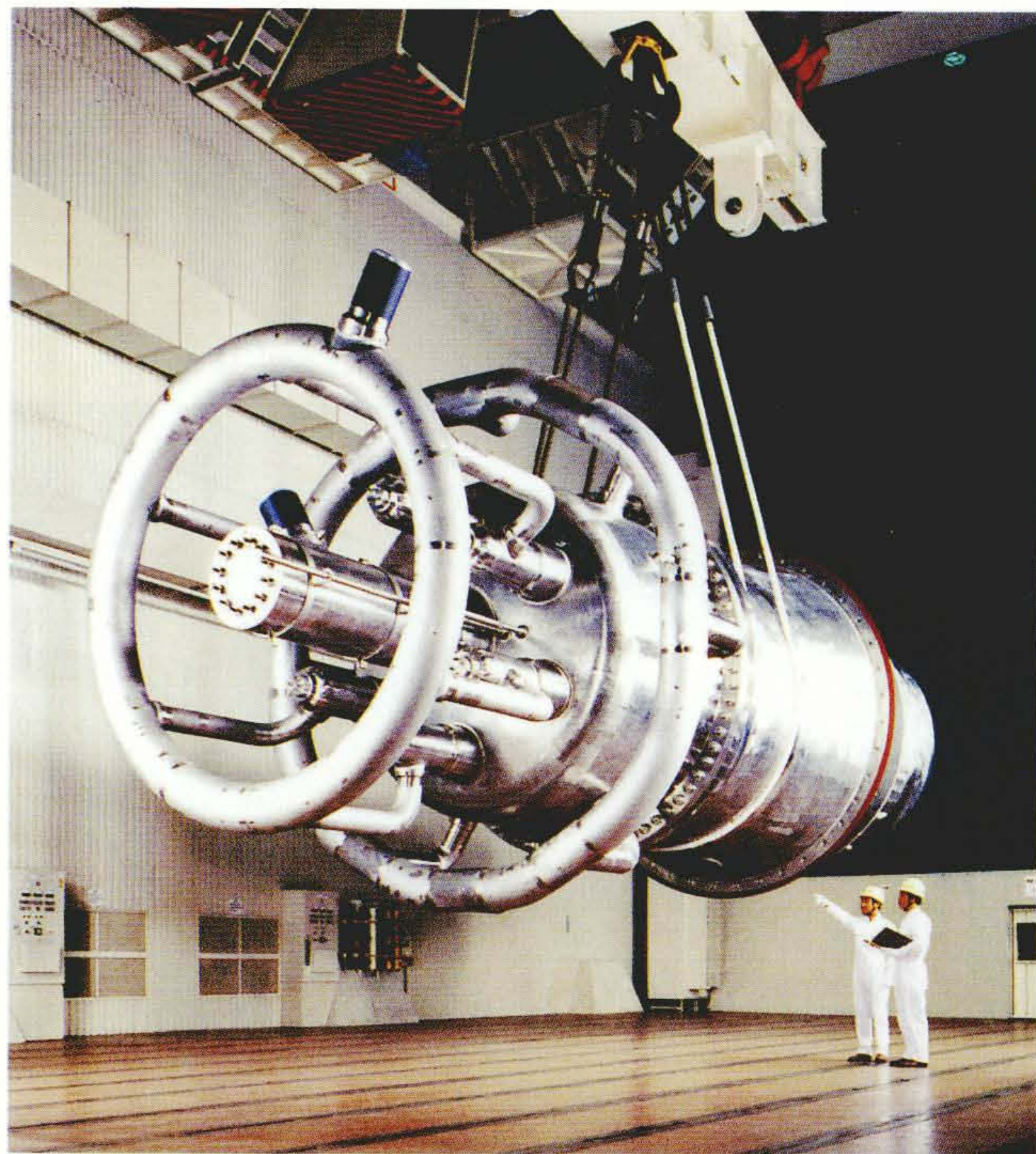


図1 蒸気発生器(過熱器) (全高約12 m、胴径約3.2 m)

オーステナイト系ステンレス鋼製伝熱管147本の管束を内蔵し、蒸発器から流入する過熱蒸気を、約490℃/13.3 MPaまで過熱してタービンへ送る。

(2) 性能試験

一次系を定格出力時炉心入口温度の397℃まで昇温して、系統からの放熱特性を確認し、一次系、二次系の自然循環時の予備評価などを行った。また、全炉心燃料装荷完了後の一次主冷却系循環ポンプの諸特性を確認した。1995年では、各種設備の性能を確認しつつ出力を100%まで段階的に上げていく予定である。

(3) 今後の展開

FBR発電プラントの総合的研究施設として、炉心運転性能・照射性能向上や設備予防保全技術の開発など、FBR実用化の研究開発に利用する計画を、動力炉・核燃料開発事業団に協力して進める。

2.2 FBR実証炉

(1) 実証炉1号の進展と技術開発

電気事業者が主体となって設計研究と技術開発を進めており、一次系配管を大幅に短縮したトップエントリ方式ループ型炉を採用することが決定している。

実用大型炉の諸特性を見通す観点から、熱出力は1,600 MW(電気出力約66万kW)、原子炉出口温度は550℃、主蒸気温度は495℃としている。増殖比は、プルトニウム需給状況に対する柔軟性を確保するため1.05から1.2程度まで変えられるようにしている。また、高速炉構造用

SUS316鋼(原子炉容器などへ適用)や改良 9 Cr-1 Mo 鋼(蒸気発生器などへ適用)など、新しい材料を適用するとともに実用化向けの種々の新技術を取り入れた先進的な設計としている⁴⁾。

日立製作所が、実証炉 1 号の建設主体である日本原子力発電株式会社の主導のもとに取り組んでいる設計研究・技術開発の一端について以下に述べる。

(a) 熱流動評価技術

一次系全体を模擬した水流動試験(日本原子力発電株式会社と財団法人電力中央研究所の共同実施: 図 2 参照)に参画して、自然循環特性や原子炉トリップ時の熱過渡特性などの把握を行うとともに、多次元複合熱流動解析コードを用いた評価・検証を実施している。

また流動現象において、流速および温度変動を直接計算するシミュレーション技術を開発している。高度発達した乱流場での混合の進展を解析した例を図 3 に示す。今後、炉心上部構造の局所的な温度変化の解析などへの本解析手法の適用を進める。

(b) 耐震性評価技術

原子炉容器の地震時動的座屈挙動を把握する実験(図 4 参照)などを通じて、財団法人電力中央研究所が取りまとめた座屈設計技術指針(案)の作成に寄与してきた。また、炉心耐震の分野では、燃料集合体のスパーサパッドを介した衝突および流体連成効果を考慮した炉心群振動挙動試験(図 5 参照)を実施し、燃料集合体の三次元形状効果を考慮した解析コード(SAFA)を開発した⁵⁾。



図 2 実証炉 1 号の一次系全体水流動試験装置

トップエントリ方式ループ型炉の自然循環挙動および熱過渡特性の把握を目的とする水流動試験装置(スケール $\frac{1}{8}$)である。

(2) FBRの実用化に向けて

いっそうの経済性向上を図る開発とともに、日立製作所は、わかりやすい安全性実現の具体策を評価する汎用試験装置を計画している。この装置では、実証炉 1 号への適用が検討されている自己作動型炉停止機構(SASS: 温度上昇に直接応答)や、ガス膨張式炉停止機構(GEM: ポンプ吐出圧低下に直接応答)の作動試験のほかに、実用炉に向けて研究開発を進めているナトリウムプレナム型軸方向非均質炉心の冷却材挙動試験なども実施する予定である。この炉心概念は、異常時に炉心上部のプレナム部が高温になると、そのナトリウム密度が減少して炉心

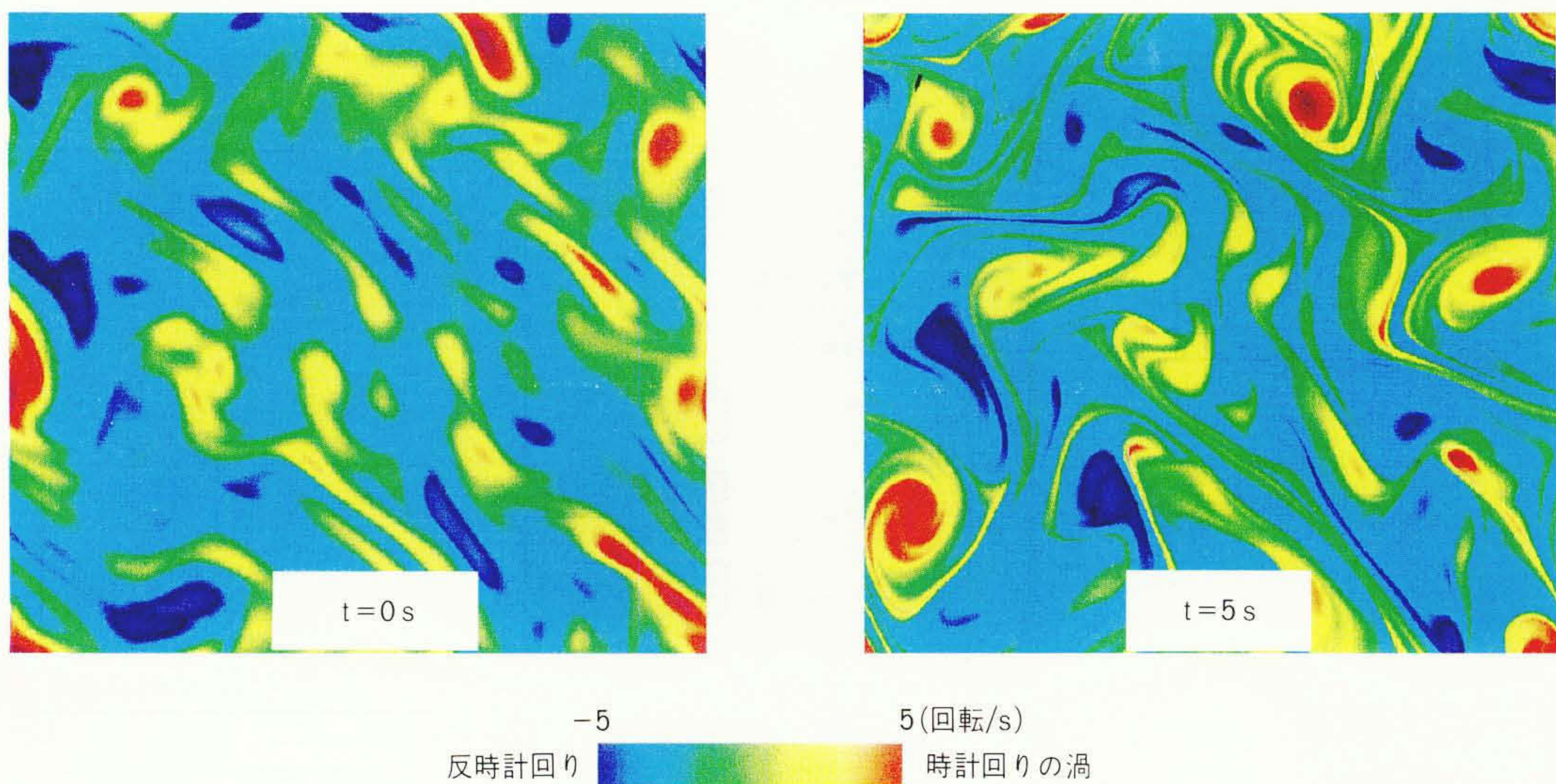


図 3 乱流混合場での温度揺らぎの解析

時間経過とともに渦度(乱れの強さを示す尺度, 回転/単位時間)が発達していく様子を解析でとらえている。

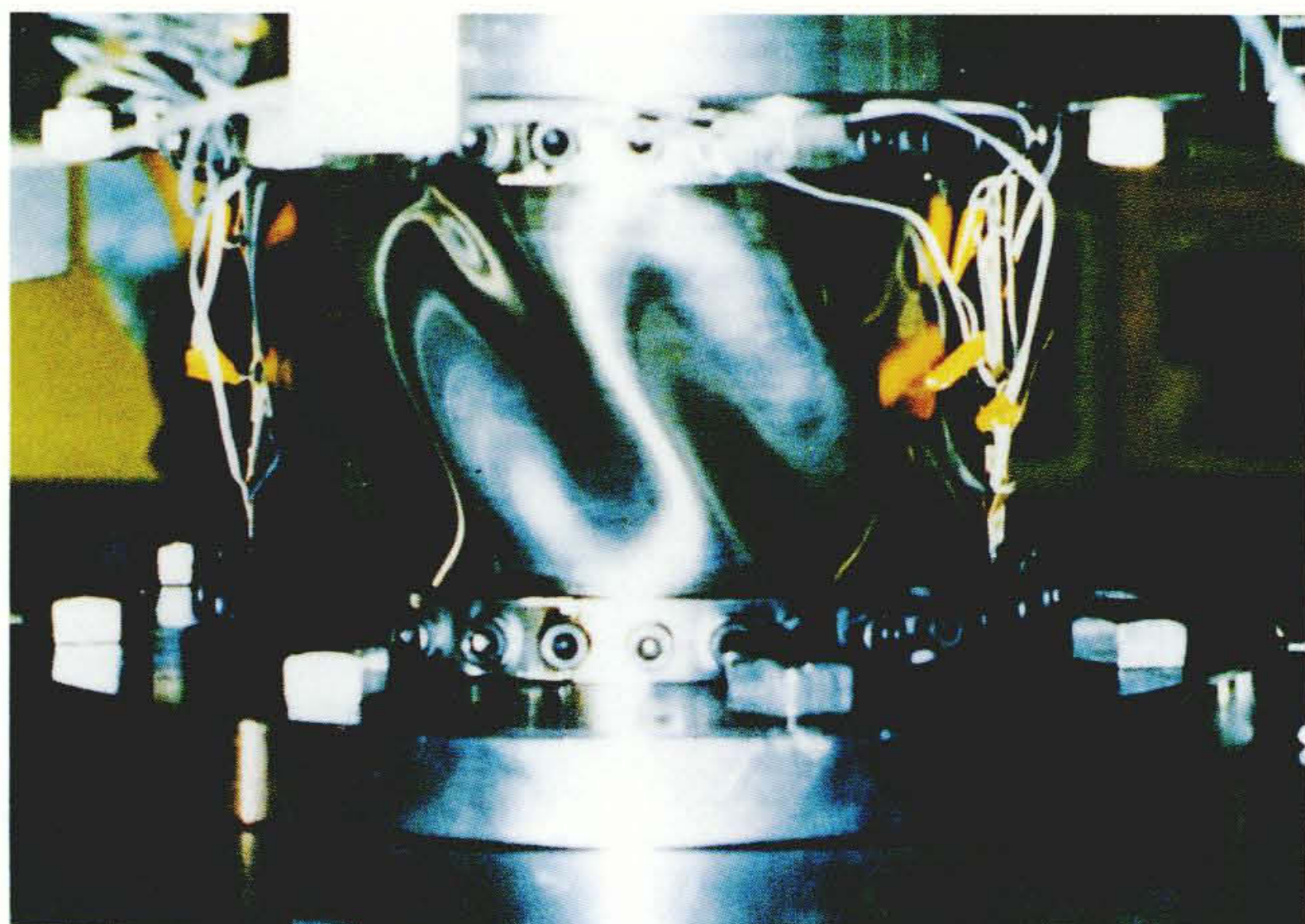


図4 原子炉容器の動的座屈挙動試験
円筒試験体の動的せん断荷重のもとでの座屈挙動を示す。

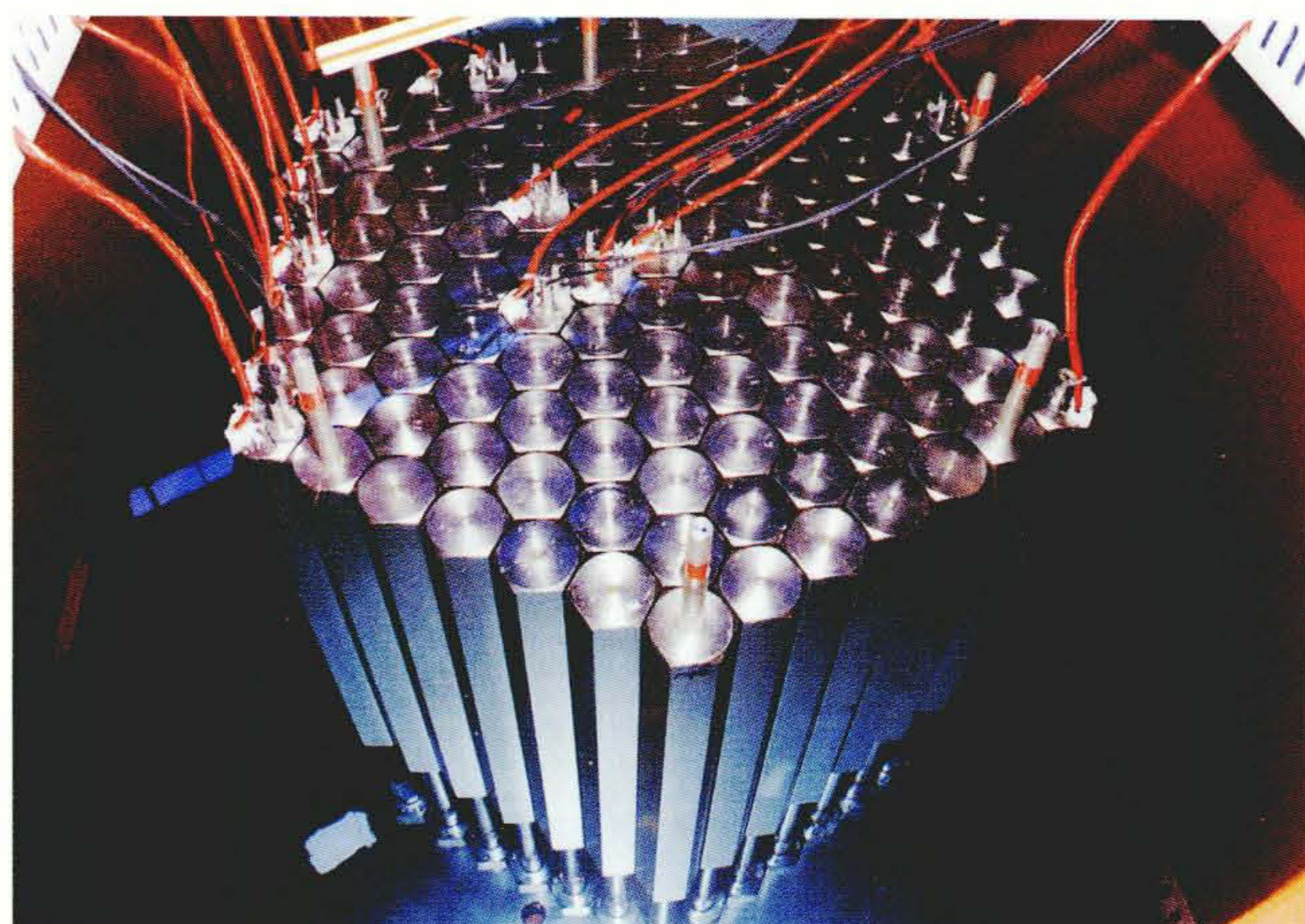


図5 炉心群振動実験
燃料集合体縮尺モデル127体から構成される模擬炉心の群振動実験の様子を示す。

への中性子の反射が少なくなり、炉心出力が自然に抑制される特性を持っている(図6参照)。

また、使用済燃料中の放射能減衰期間の長い超ウラン元素などを減衰期間の短い元素に変換し、放射性廃棄物による地球環境への負荷を低減するアクチニドリサイクル研究にも取り組んでいる。

2.3 「常陽」(熱出力10万kW)

(1) MK-III計画(高度化計画)

照射能力向上を目指して、1998年度に熱出力を1.4倍にする計画が進められている。日立製作所は、主IHX(主中間熱交換器：図7参照)および一次主ポンプ流量制御系の製作を担当している。実証炉で採用予定の高速炉構造

用SUS316鋼を用いる主IHXでは、現状の構造寸法条件のもとで熱交換容量を増大させるため、いっそう詳細な伝熱設計を実施している。また、国内初の主IHX交換工事は、高放射線下での工事技術など、今後のFBR補修技術の確立に寄与すると期待できる。

(2) MARICO(温度制御型材料照射装置)

この装置では、荷重負荷状態の試料をアルゴン/ヘリウム混合ガスにより、 $\pm 4^\circ\text{C}$ 以内に制御しつつ照射することができる。日立製作所は委託によって1990年度から1号機の開発、製作を進め、1994年8月(第29サイクル)から照射を開始した。なお、継続照射機能を備えた2号機の開発・設計を1993年から開始し、現在試作を進めている。

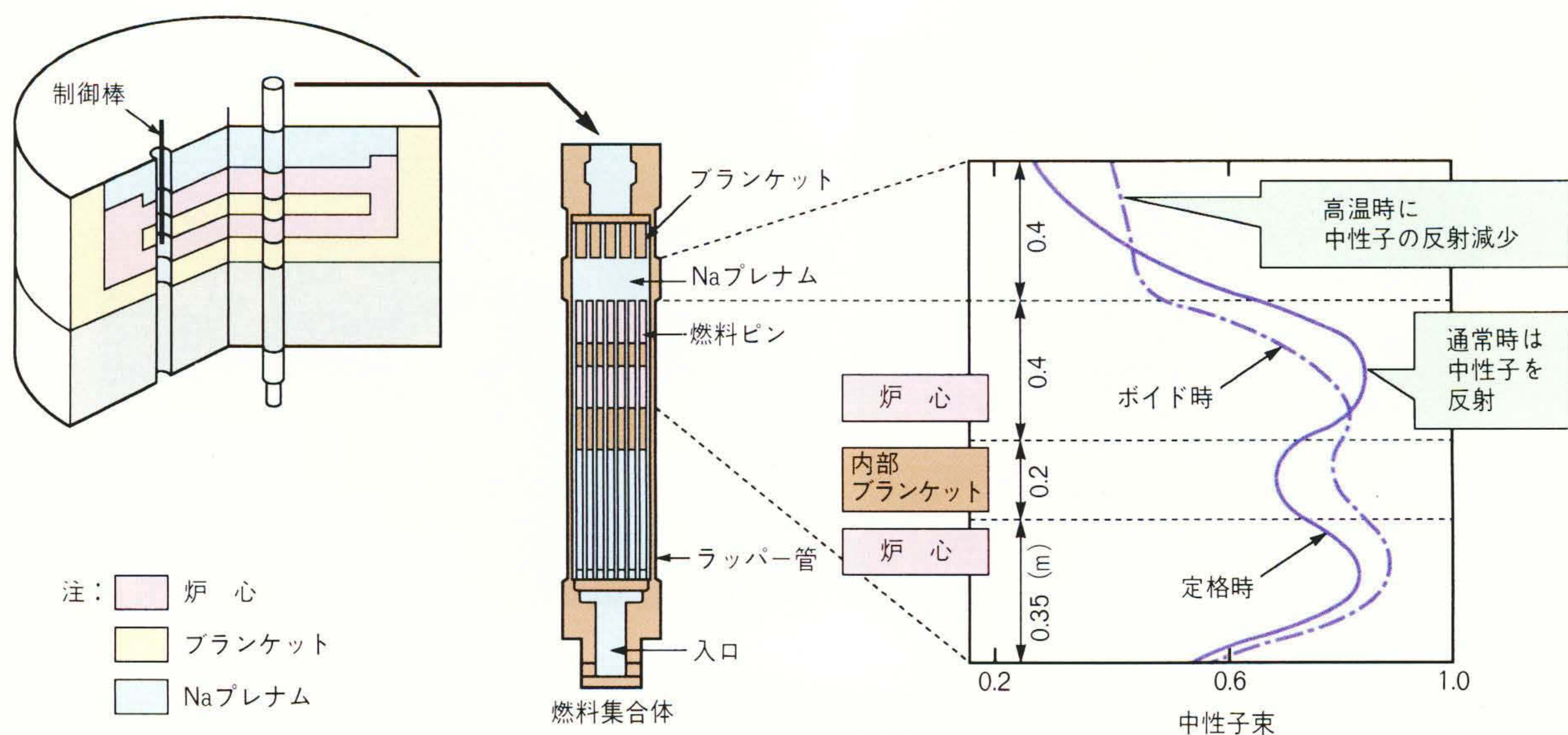


図6 ナトリウムプレナム型軸方向非均質炉心の中性子束分布特性
炉心上部のプレナム部が高温になると、そのナトリウム密度が減少して炉心への中性子の反射が少なくなる。

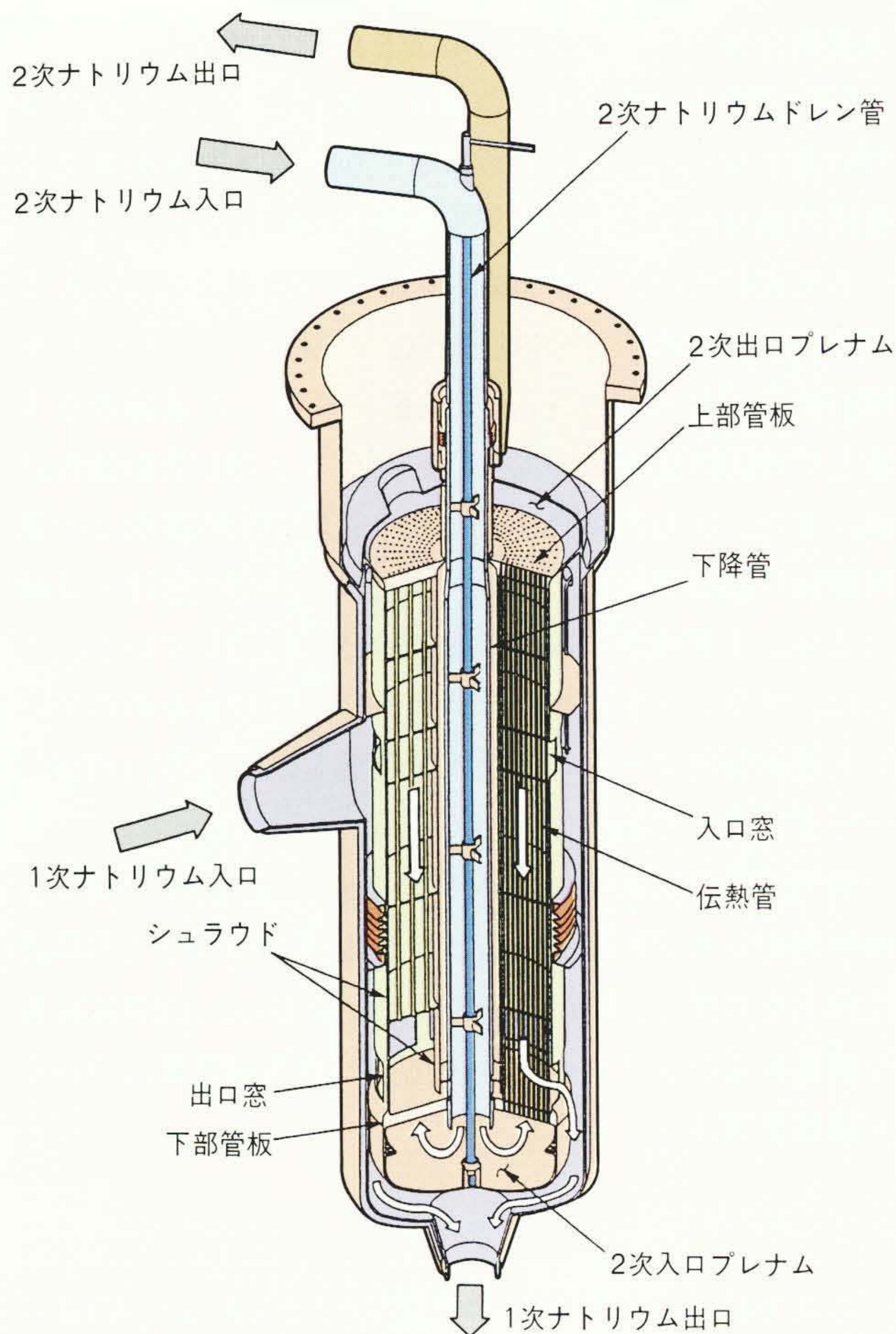


図7 常陽MK-III用主中間熱交換器

実証炉で採用予定の高速炉構造用SUS316鋼を用いて、現状の構造寸法条件を満たしつつ熱交換容量を1.4倍化する。

3 ATRの開発

3.1 「ふげん」(電気出力16万5,000 kW)

重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の原型炉として、ATR技術を実証する役割を果たしてきた。1994年7月末までの総発電電力量は約145億kWh、設備利用率は65.1%で、この間に装荷した燃料集合体数は1,089体、その内MOX燃料は579体を占め、1炉心としては世界で最大のMOX燃料利用実績を示している⁶⁾。

これを踏まえて、実証炉現行設計の36本クラスタ型MOX燃料(図8参照)を「ふげん」の全炉心に装荷して、熱中性子炉でのプルトニウム利用技術の確立と定着を図る計画が進められている。また、高燃焼度化を目指して、54本クラスタ型燃料(同図参照)を「ふげん」で照射し、試験データと解析結果との比較、評価によって、実機適用のための設計手法を確立する計画も進められている。

日立製作所は、これら炉心高度化のための安全評価に向けて主要な役割を果たしている。また、「ふげん」建設時の主務会社としての経験を生かし、プラント全体を考えた予防保全計画を提案するとともに、これまでの運転経験、最新の技術的知見および確率論的安全評価手法に基づき、今後の「ふげん」の有効活用に資するためのいっそうの安全性向上に努めている。

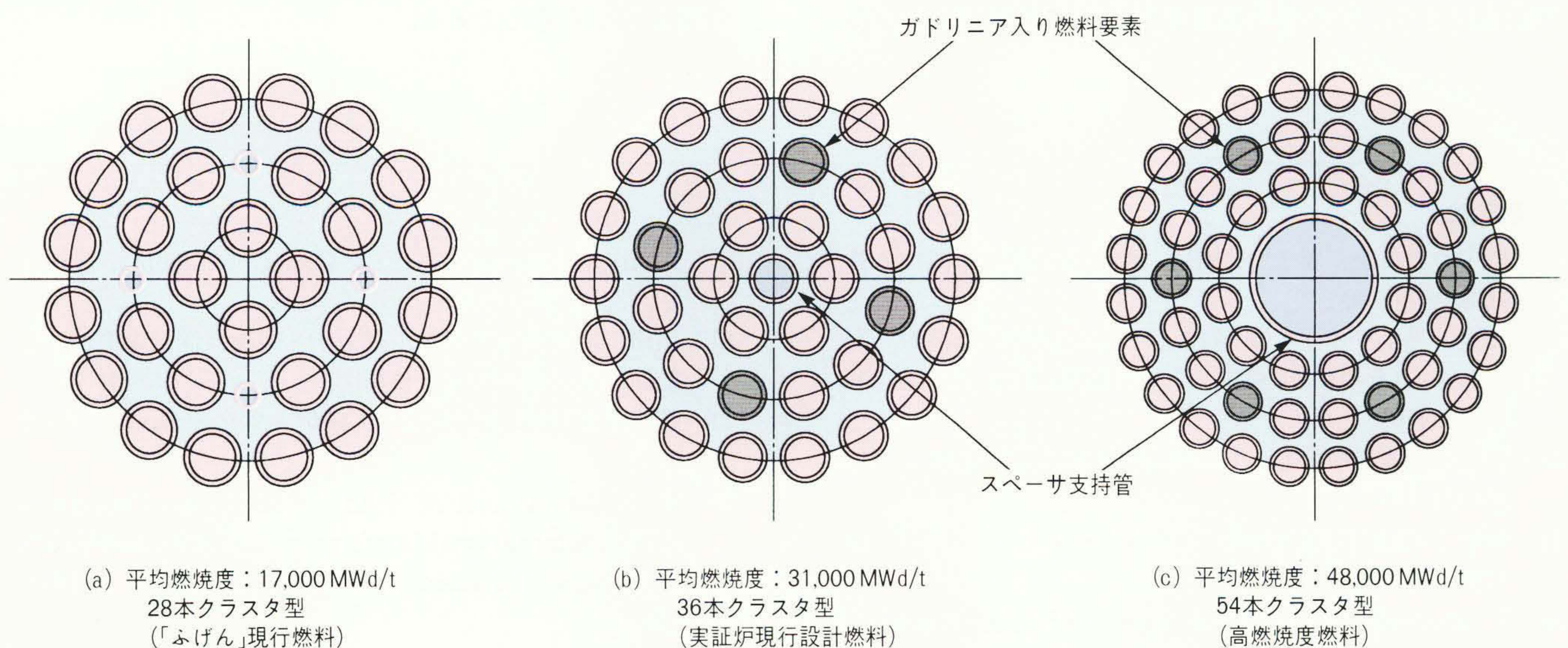


図8 ATR燃料の断面図

燃料要素数増加により、出力密度、燃焼度を向上し、ガドリニア燃料要素によって新旧燃料間の出力差を低減させる。現在「ふげん」において、36本クラスタ型MOX燃料を全炉心に装荷する計画、また、54本クラスタ型燃料を照射する計画が進められている。

表1 ATR実証炉主要諸元
ATR実証炉と「ふげん」の主要諸元の比較を示す。

項 目		諸 元	
		実 証 炉	ふげん
出 力	(熱) (MW)	1,930	557
	(電気) (MW)	606	165
原 子 炉 本 体			
有効炉心	直 径 (m)	約6.72	4.05
	高 さ (m)	約3.7	3.7
圧 力 管 集 合 体 数 (体)		616	224
燃 料			
集 合 体 当 た り 燃 料 ピ ン 数 (本)		36	28
ペ レ ッ ト 外 径 (mm)		約12.4	14.4
種 類		ウラン・プルトニウム 混合酸化物	同 左 微濃縮ウラン
平均核分裂物質質量 (初装荷・取り替え) (wt%)		約2.6・3.3	1.4・2.0
平 均 燃 焼 度 (初装荷・取り替え) (MWd/t)		約20,000・31,000	10,000・ 17,000
原 子 炉 冷 却 設 備			
再 循 環 ル ー プ 数		2	2
蒸 気 圧 力 ・ 温 度 (MPa・℃)		約6.76・285	約6.66・284
原 子 炉 格 納 容 器 内 径 ・ 全 高 (m)		43・64.5	36・64

3.2 ATR実証炉

電源開発株式会社を中心として、実証炉(電気出力60万6,000 kW)の建設準備が進められている⁷⁾。

表1に主要諸元を示すように、「ふげん」の基本的設備構成を踏襲しつつ、電気出力を増加させながら設計増加を制御するようなくふうをしている。例えば、新型燃料の開発により、炉心平均出力密度を約25%増加させ、圧

力管集合体本数、炉心径の増加を抑制している。

実証炉の安全性確保、信頼性・運転性・保守性・経済性の向上などを目指した設計は、動力炉・核燃料開発事業団の研究開発などの成果を反映して実施されている。

日立製作所は、安全審査に向けた設計および通商産業省の「新型転換炉技術確証試験」に参画しており、技術確証試験ではATRに特有な設備を模擬した試験等を実施して各種評価手法の妥当性、プラントの総合信頼性評価、また、圧力管集合体、出入口管群検査装置などの供用期間中検査装置について、実機模擬装置の製作・試験により、主要機器・設備の機能確認を実施している。さらに、プラントを安全かつ経済的に運用するためのプラント運転管理コードシステムを開発し、「ふげん」の運転データによって検証を進めている。

実証炉後の実用化については、通商産業省の「新型転換炉利用システム開発調査」に参画し、いっそうの経済性向上を目指し、炉心性能の向上とともに、ATRに特有な機器およびシステムの合理化などの基本構想についても検討を実施している⁸⁾。

4 おわりに

ここでは、日立製作所での新型炉FBRおよびATRの開発への取組みについて述べた。

21世紀に向けて、その重要性がいっそうクローズアップされると予想されるエネルギー問題解決の手段として、ウラン資源を最大限有効に活用する原子力システムの確立に貢献するため、今後も新型炉開発に積極的に取り組んでいく考えである。

参考文献

1) 原子力委員会：原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画(平6-6)

2) 和泉，外：ワイド特集 動きだした高速増殖原型炉—もんじゅ—(その歩み、現状と今後の展開)，原子力工業，40-6 (1994-6)

3) 特集：高速増殖炉もんじゅ発電所用機器，日立評論，71，10(平1-10)

4) 稲垣：FBR実証炉計画，エネルギーレビュー，17～18 (1994-6)

5) T. Horiuchi, et al. : Development of SAFA, A Seismic Analysis Program for FBR Core Components, Smirt-12, 381～386(1993)

6) 須田：研究開発の概況，動力炉・核燃料開発事業団 第27回報告と講演の会予稿集，1，3～46(平6-10)

7) 特集：ATR(新型転換炉)実証炉，日立評論，74，6(平4-6)

8) F. Nakamura, et al. : Advanced Design Concept of ATR, International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, 3.3-1～7 (1992-10)