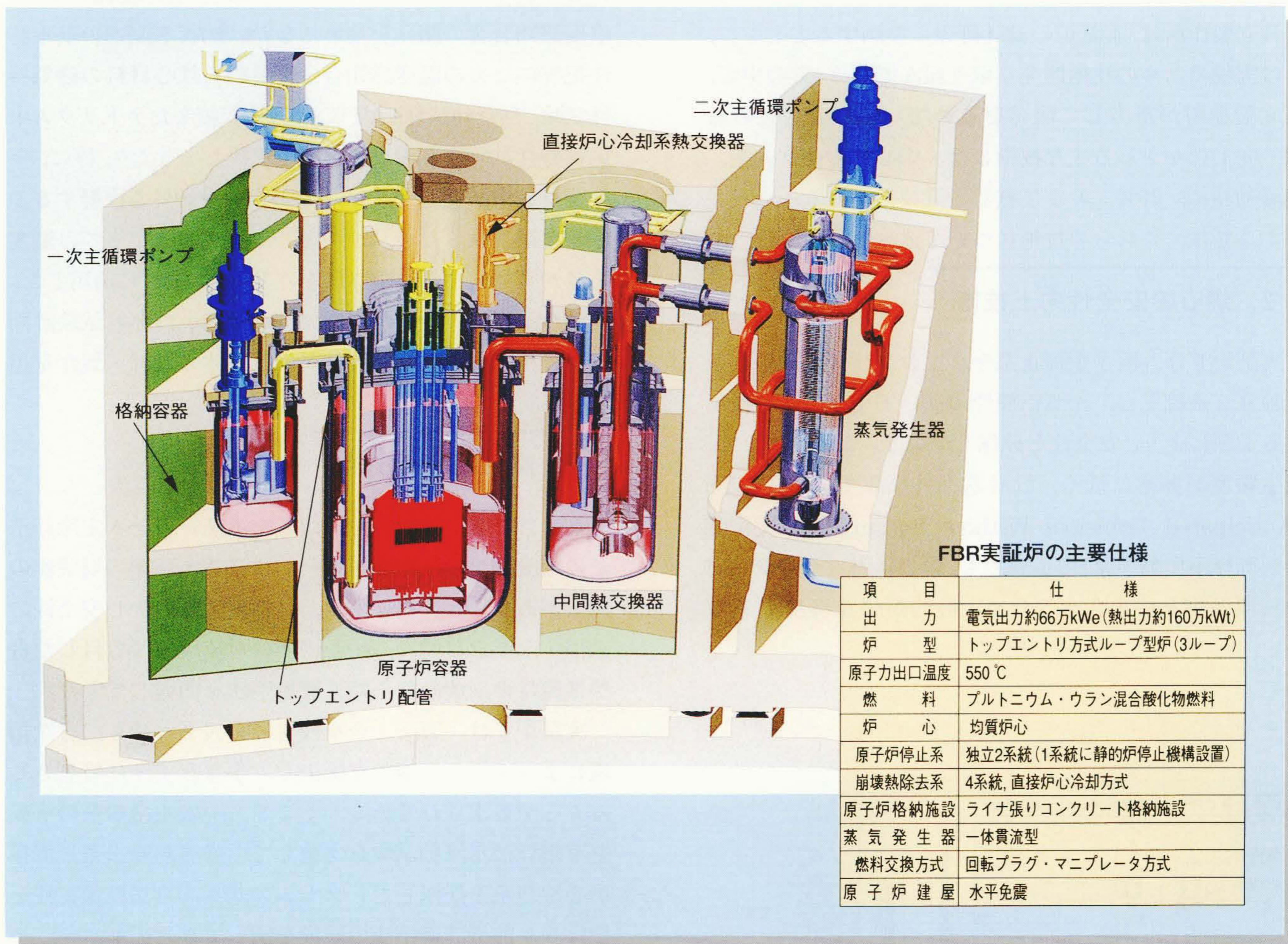


FBR実証炉の技術開発

Technology Development for Japan's Demonstration Fast Breeder Reactor

柴田洋二 Yôji Shibata 天田達雄 Tatsuo Amada
池田孝志 Takashi Ikeda 澤田周作 Shûsaku Sawada



FBR実証炉の原子炉と冷却系

FBR実証炉はトップエントリ方式ループ型炉であり、電気出力は約66万kWe、原子炉出口温度は550℃である。

日本原子力発電株式会社が中心となって開発を進めているFBR(高速増殖炉)実証炉は、経済性、安全性、および信頼性の向上を図るとともに、実用化に向けた革新技術を実証することを目的に2000年代初頭の着工を目標としている。実証炉は、電気出力約66万kWe(熱出力約160万kWt)であり、原子炉容器、中間熱交換器、および一次主循環ポンプをトップエントリ配管と呼ばれる逆U字管で連結したループ型炉である。原子炉出口温度を先行FBRに比べて高温の550℃とし、ライナ張りコンクリート格納施設や水平免震原子炉建屋を採用するとともに、

静的炉停止機構を設置していることなどが特徴である。¹⁾

実証炉の実現に向けて、安全性の確保・向上の面で日立製作所が担当して開発を進めている技術には、炉心の安全性向上の観点からは、静的炉停止機構である自己作動型炉停止機構や、炉心槽内の燃料集合体間げきに誘起される対流現象を考慮した自然循環時の炉心崩壊熱除去特性評価技術がある。また、周辺技術としては、蒸気発生器伝熱管水漏えいの早期検出・拡大防止を目的とした音響計の開発、実証炉の構造・温度条件や新材料に対応した機器高温設計技術、および耐震設計技術がある。

1. はじめに

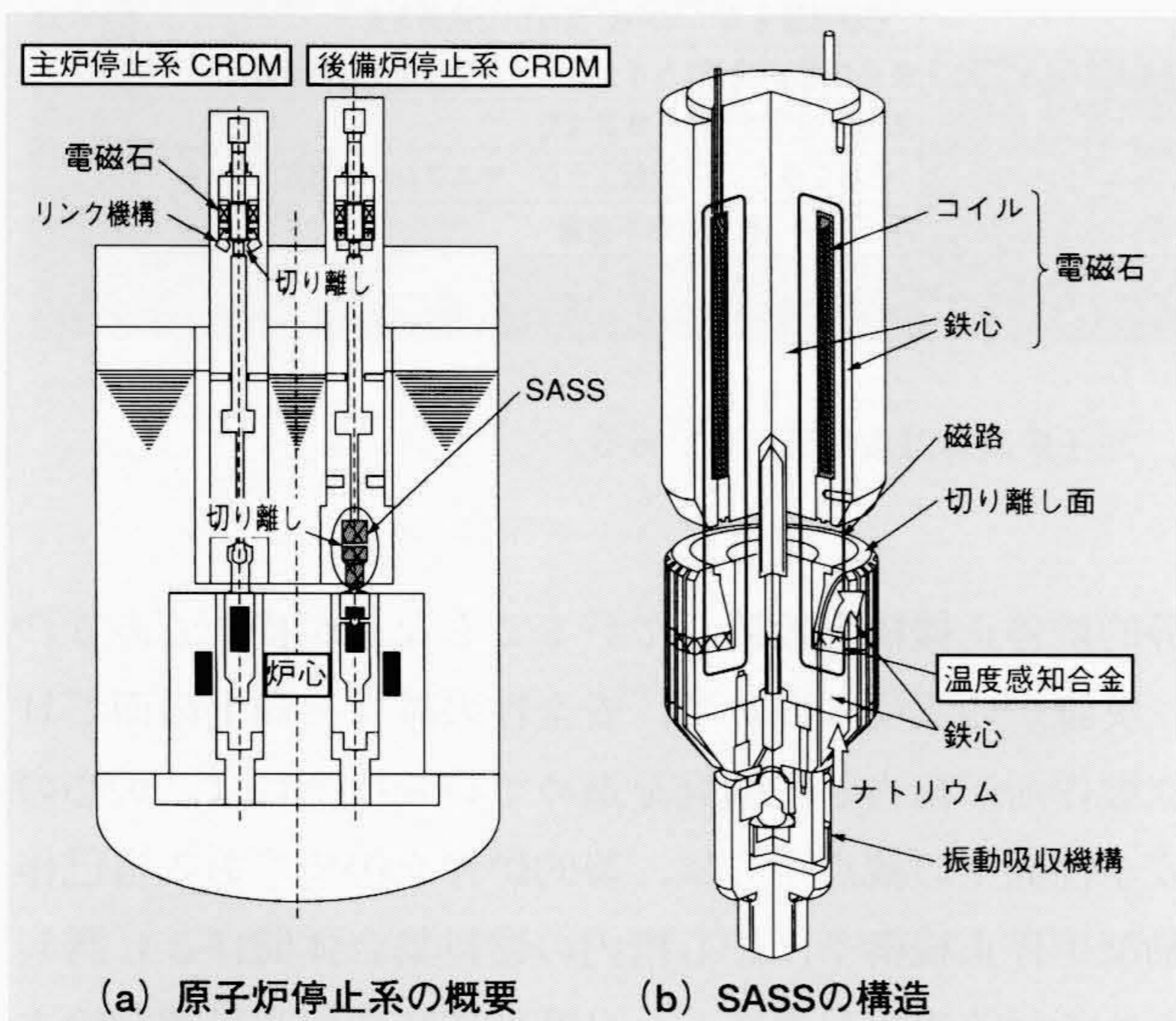
日本原子力発電株式会社が中心となって開発を進めているFBR(高速増殖炉)実証炉(以下、実証炉と言う。)は、経済性・安全性・信頼性の向上を図るとともに、実用化に向けた革新技術の実証を目的に2000年代初頭の着工を目標としている。

日立製作所は、実証炉の設計研究に参画するとともに、その実現のための技術開発に取り組んでいる。その中で、日立製作所が担当して開発を進めている、安全性の確保・向上にかかわる主な技術には、炉心の安全性向上、熱流動評価、計装、および機器設計技術がある。

ここでは、これらの技術について述べる。

2. 炉心の安全性向上技術

実証炉では、原子炉停止系を、主および後備炉停止系の独立2系統とし、かつ信頼性の高い安全保護系を採用することにより、安全性を確保している。これに加えて、発生頻度が非常に低く、設計基準外事象であるATWS(Anticipated Transient Without Scram: 過渡変化時の制御棒不作動事象)の場合でも、炉心損傷に至らずに安全に原子炉を停止させるため、静的炉停止機構である



注：略語説明

SASS (Self Actuated Shutdown System; 自己作動型炉停止機構)
CRDM (Control Rod Driving Mechanism; 制御棒駆動機構)

図1 原子炉停止系とSASS構造の概要

SASSは後備炉停止系に設置される計画である。温度感知合金の温度が上昇すると磁路が絶たれて、制御棒が切り離される。

SASSやGEM(Gas Expansion Module: ガス膨張機構)を採用している。

SASSは、電磁石と温度感知合金で磁路を構成する(図1参照)。ATWS時の冷却材温度上昇に伴う合金温度上昇により磁路が絶たれて、磁力による保持力が自然に失われ、制御棒が切り離されて炉心に挿入される。

日立製作所は、日本原子力発電株式会社の委託により、温度感知合金の開発を進めてきた。また、SASSの基本特性把握のための温度感知合金・電磁石鉄心材料の磁気特性試験、熱時効試験、ATWS事象を模擬したナトリウム中応答特性試験などの実証試験を実施してきた²⁾。特に、ナトリウム中試験ではATWS時の条件を炉外で模擬することが要求されるため、数秒で600℃から800℃までの温度上昇が可能な高温試験設備を開発し³⁾、試験に適用した。

現在、高速実験炉「常陽」でのSASS炉内照射試験計画が進行中であり、日立製作所は試験体の設計・製作を担当している。

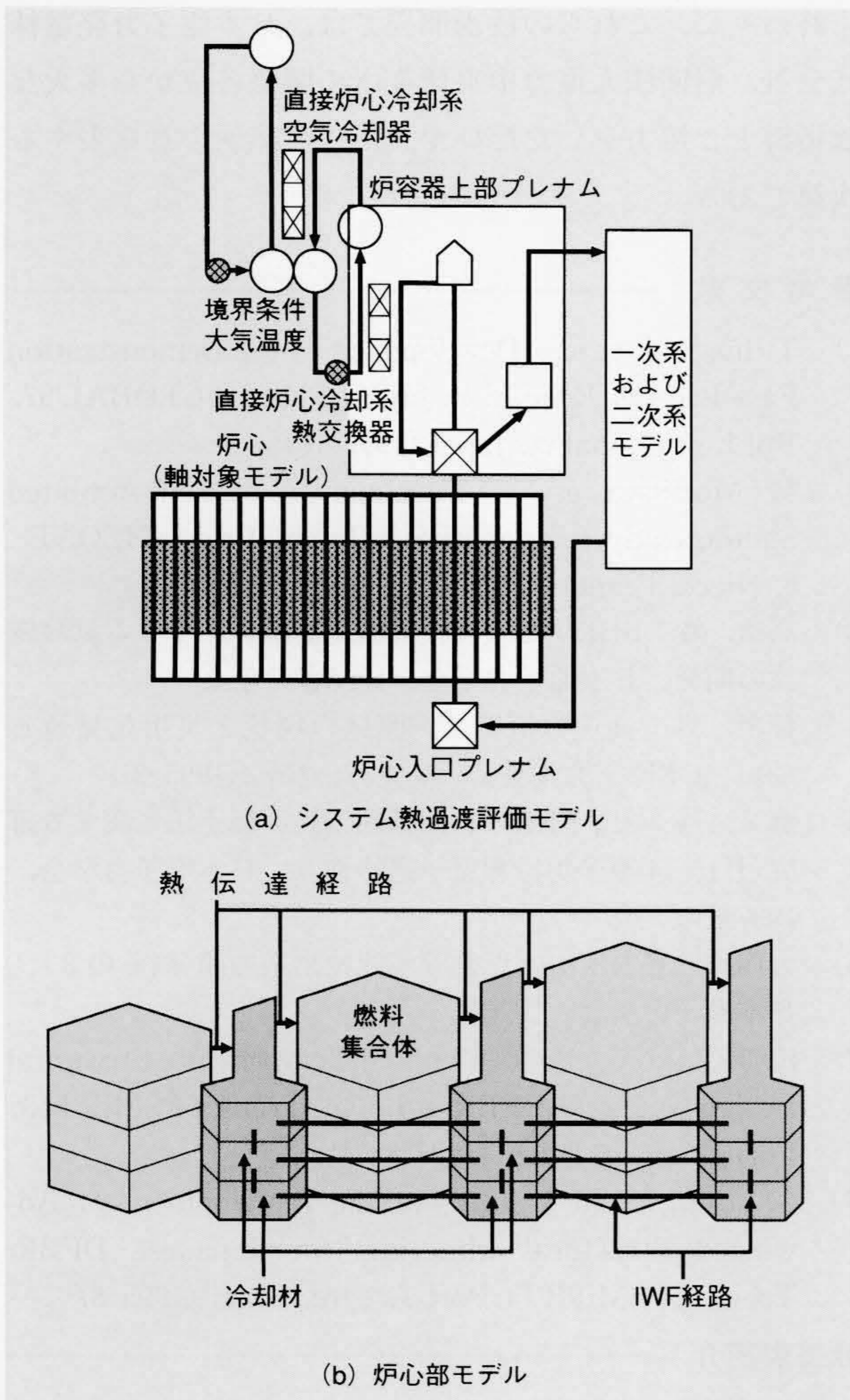
3. 熱流動評価技術

トップエントリ配管を採用した実証炉の一次主冷却系での熱流動上の技術課題の一つに自然循環時の崩壊熱の除去がある。日立製作所は、自然循環時の炉心安全性の確保・向上を目的に、炉心槽内の対流現象に着目した自然循環時の崩壊熱除去特性評価手法を開発してきた。

実証炉では、万一、全交流電源を喪失しても、自然循環によって炉心崩壊熱を除去し、事象を安全に終息させることが要求されている。そこで、一次主冷却系の $\frac{1}{8}$ 模型を用いた水流動試験を実施して、崩壊熱除去系に直接炉心冷却系を採用したシステムの基本的自然循環特性を把握し、解析評価手法の整備を図ってきた⁴⁾。

自然循環時には、炉心槽内の燃料集合体間げきに誘起される対流現象であるIWF(Inter-Wrapper Flow)が燃料集合体温度などに影響を与える。このIWFの影響を評価できるようにするため、燃料集合体間げきの冷却材の流れや伝熱を考慮できるシステム熱過渡評価プログラムを開発した(図2参照)。このプログラムを用いて実証炉での影響評価を行い、IWFによって燃料被覆管の最高温度が低下することを明らかにした(図3参照)⁵⁾。

現在、日本原子力発電株式会社の委託により、炉心槽内部の熱流動現象を模擬した水流動試験を実施中であり、上記プログラムの適用性を確認するとともに、モデルの高度化を図っていく考えである。



注：略語説明 IWF (Inter-Wrapper Flow)

図2 炉心槽内熱流動現象を考慮した自然循環解析モデルの概要

燃料集合体間げきの熱移行と、冷却材流動を考慮できるシステム熱過渡プログラムの開発により、自然循環時のIWFの影響が評価できるようになった。

4. 計装技術

実証炉の高い安全性、運転信頼性を実現するために、計装・制御設備の設計研究、要素技術研究が進められている。その要素技術研究の一つであるSG(蒸気発生器)の伝熱管水漏えい検出計の開発について以下に述べる。

先行FBRのSG伝熱管の水漏えい検出計には、ナトリウム中やカバーガス中の水素計、カバーガス圧力計、および破裂板開放検出器がある。実証炉では、さらに信頼性を向上させるために、毎秒数十グラムの中規模水漏えいを早期に検出し、漏えい拡大を防止することを目的とした、応答性の良い音響法による水漏えい検出計(音響計)の開発が進められている。日立製作所は、音響計として、水漏えいに伴って発生するナトリウム-水反応音を

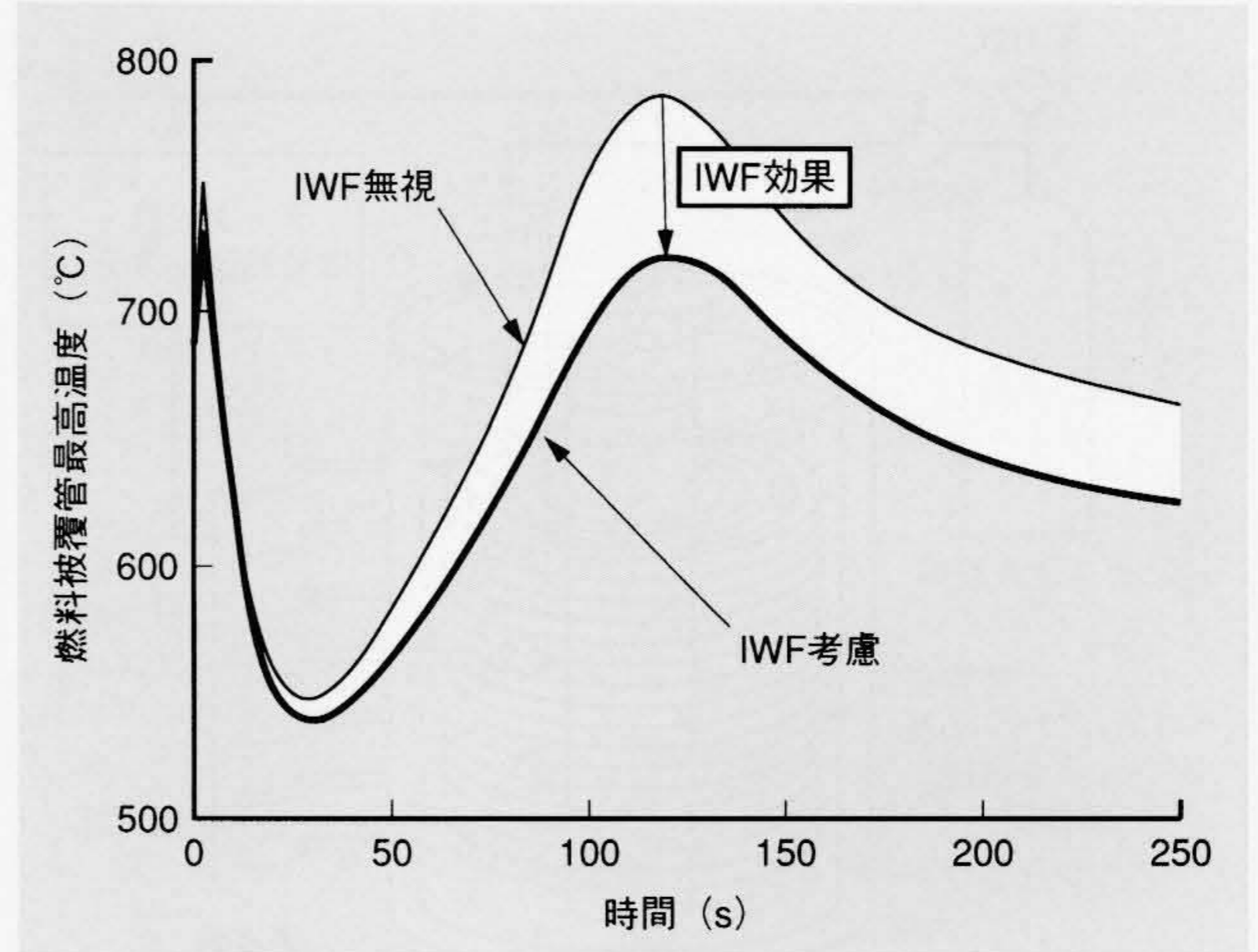


図3 自然循環特性に対するIWFの影響

IWFにより、燃料被覆管の最高温度が低下する。

捕らえるパッシブ法の開発を進めている。パッシブ法は、SG胴に設置した複数個の検出器からの音響信号を基に音源強度分布を算出し、漏えいを検出する。これまでに、図4に示す実機を $\frac{1}{3}$ に模擬した試験体を用いて種々の試験を行い、漏えいが検出できる見通しを得ている⁶⁾。

5. 機器設計技術

低い内圧と高温下で使用されるFBRの機器は、熱応力を小さく抑えるために薄肉構造を採用している。このため、地震国のわが国では、耐震性の詳細な検討が必要となる。また、550℃程度の高温で使用されるため、構造材料や設計基準について新たな設計技術が必要となる。

5.1 機器の高温設計技術

実証炉の高温設計のために、高速原型炉「もんじゅ」の設計経験を踏まえて、実証炉特有の構造・温度条件に対応した評価基準の整備が進められている。

日本原子力発電株式会社の委託研究として、原子炉容器の液面変動に伴うラチェット変形を適切に評価する評価式の策定や実証試験が行われており、日立製作所は非弾性解析や実証試験などに参画している⁷⁾。

また、機器の信頼性を高めるために、低炭素・中窒素化によってクリープ強度を改善した高速実証炉用改良316鋼や、窒素、ニオブ、バナジウムを添加することにより、高温強度と耐環境性を改善した改良9Cr-1Mo鋼などの新材料の開発が行われてきた。日立製作所は、これらの新材料の基準化にも貢献している⁸⁾。

5.2 機器の耐震設計技術

原子炉容器などの構造の耐震座屈設計法を確立するための通商産業省の委託研究が進められている。日立製作所

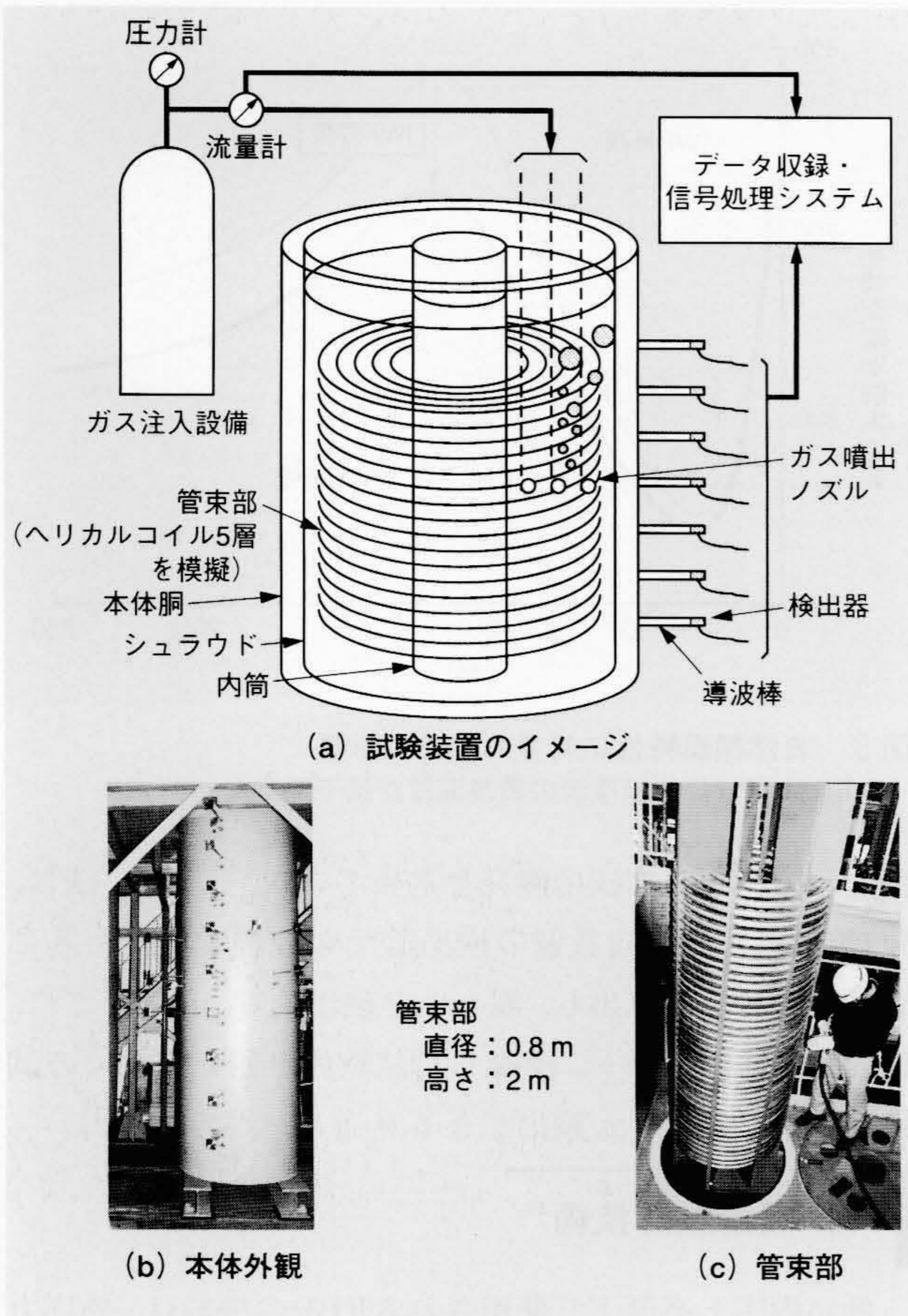


図4 パッシブ法を用いた音響計の水中模擬漏えい試験の概要
試験体は、実機SG管束域を $\frac{1}{3}$ スケールで全周模擬したものである。

はこれに参画し、設計手法を開発してきている。

原子炉容器内の炉壁冷却構造は、流体中の上端開放円筒構造物であり、地震動で生じる流体圧による外圧座屈を防止する必要がある。日立製作所は、流体中の円筒構造物の固有周期と流体圧力の変動周期に依存する係数励振の発生を、実験・解析によって確かめた。この特異な非線形応答による共振の有無を判定するとともに、共振時の応答増幅を定量化することにより、座屈限界圧力を解明し、炉壁冷却構造の耐震設計手法の確立に取り組んでいる。

6. おわりに

ここでは、安全性の確保・向上の観点から、実証炉の炉心の安全性向上、熱流動評価、計装、および機器設計技術の4分野で日立製作所が担当し、開発を進めている技術について述べた。実証炉の経済性・安全性・信頼性の向上に向けて、今後とも技術開発を継続していく考えである。

終わりに、これらの技術開発では、日本原子力発電株式会社、財団法人電力中央研究所の関係各位から多大なご指導とご協力をいただいた。ここに感謝の意を表する次第である。

参考文献

- 1) T. Inagaki, et al. : Development of the Demonstration Fast Breeder Reactor in Japan, Proc. of GLOBAL'97, Vol.1, Yokohama, Japan(1997-10)
- 2) M. Morihata, et al. : Development of Self Actuated Shutdown System for FBR in Japan, Proc. of ICONE-5, Niece, France(1997-5)
- 3) 高橋, 外 : FBR炉心安全性評価用高温ナトリウム試験施設の開発, 日本原子力学会, 1996春の年会
- 4) 稲垣, 外 : 高速増殖実証炉開発の現状と実用化見通し(2), 日本原子力学会誌, Vol.37, No.2(1995-2)
- 5) 藤又, 外 : 大型FBRの自然循環特性評価手法に関する研究(II) —(4)原子炉冷却系一巡特性—, 日本原子力学会, 1997秋の大会
- 6) 大内, 外 : FBR・SG伝熱管漏洩検出系の開発(その3), 日本原子力学会, 1996秋の大会
- 7) K. Takakura, et al. : Elevated Temperature Structural Design Guide for DFBR in Japan, Trans. of SMiRT13, Porto Alegre, Brazil(1995-8)
- 8) M. Ueta, et al. : Status of the Development of Advanced Structural Materials for Japanese DFBR, Trans. of SMiRT13, Port Aregre, Brazil(1995-8)

執筆者紹介



柴田洋二

1973年日立製作所入社, 原子力事業部 原子力開発技術部所属
現在, 開発炉・核燃料サイクルの技術取りまとめに従事
日本原子力学会会員
E-mail : y_shibata@cm. power. hitachi. co. jp



池田孝志

1975年日立製作所入社, 電力・電機開発本部 原子力第一部 所属
現在, FBR, BWRの研究開発に従事
工学博士
日本原子力学会会員, 日本機械学会会員
E-mail : ikedatks@erl. hitachi. co. jp



天田達雄

1970年日立製作所入社, 日立工場 原子力開発技術センター 所属
現在, FBRの研究開発に従事
日本原子力学会会員
E-mail : amada@cm. hitachi. hitachi. co. jp



澤田周作

1980年日立製作所入社, 日立工場 原子力開発技術センター 所属
現在, FBR実証炉の研究開発に従事
日本原子力学会会員
E-mail : s_sawada@cm. hitachi. hitachi. co. jp