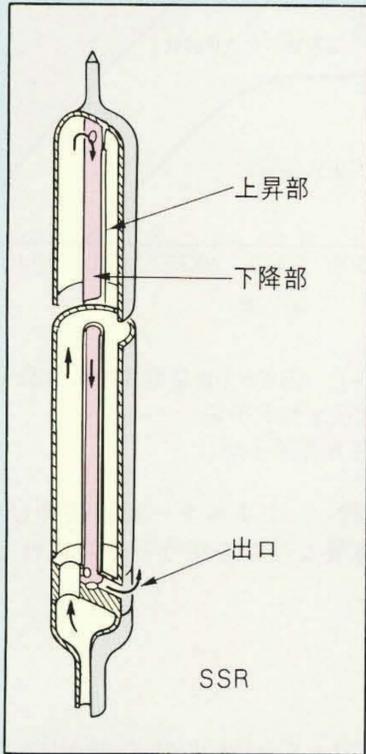


# 21世紀へ向けたBWRの開発

Development of Future BWRs for 21 Century

守屋公三明\* *Kumiaki Moriya*  
村瀬道雄\*\* *Michio Murase*  
青山肇男\*\* *Motoo Aoyama*  
吉本佑一郎\* *Yūichirō Yoshimoto*



SSRの構成概念

注：略語説明

BWR (沸騰水型原子炉)

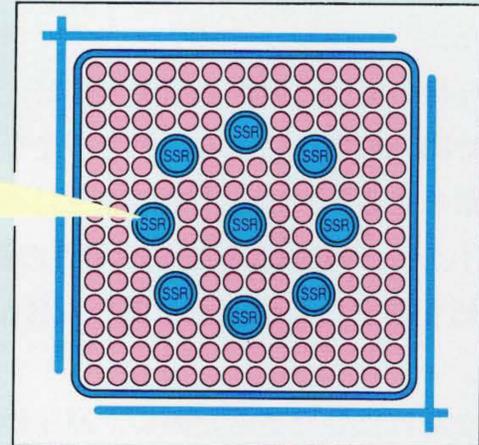
SSR (スペクトルシフトロッド)



重力落下式非常用炉心冷却系試験装置



放熱型格納容器試験装置



SSRを用いた燃料格子の例

21世紀に向けたBWRの開発を支える要素技術の研究

将来の社会ニーズにこたえるBWRの開発には、炉心燃料からシステム、計装制御など、原子力の全体に及ぶ技術開発が必要である。

軽水炉発電が長期にわたって原子力発電の主流を占めることが今後予想される中で、きたるべき21世紀の社会変革への対応として、原子燃料サイクルへの柔軟な対応、社会的受容性(例えば、安全性、環境へのやさしさなど)の拡大、大幅な省人化などに重点を置いた軽水炉の高度化への期待が高まっている。

日立製作所はこのような期待にこたえるために、核燃料サイクルの動きに柔軟に対応できる炉心・燃

料、ポンプなどの動的な機器を可能なかぎり削減することによって、安全性や保守性を高めた簡素化機器システム、運転操作性に優れた原子炉制御システムなどの開発に着手している。

開発にあたっては、これまでのABWR(改良型沸騰水型原子炉)の開発経験を生かすとともに、21世紀社会の多様なニーズにこたえるために基礎的な研究に力を入れながら進めている。

\* 日立製作所 日立工場 \*\* 日立製作所 エネルギー研究所 工学博士

## 1 はじめに

これまで軽水炉による発電技術は、信頼性、安全性、経済性の向上を目指した開発努力によって着実な成功を収めてきている。ABWR(改良型沸騰水型原子炉)は、これまでのBWR(沸騰水型原子炉)技術の集大成として国際協力で開発に成功したものであり、現在、東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所6、7号機として実用化の段階となった。

しかし、今後の原子力発電の需要の伸び、労働人口の減少、労働時間の短縮化による労働力不足などの社会情勢の変化を踏まえると、これまでの開発目標に加えて、原子燃料サイクルへの対応、社会的受容性の拡大、保守・点検性の大幅な向上などに重点を置いたBWRの開発が期待される。

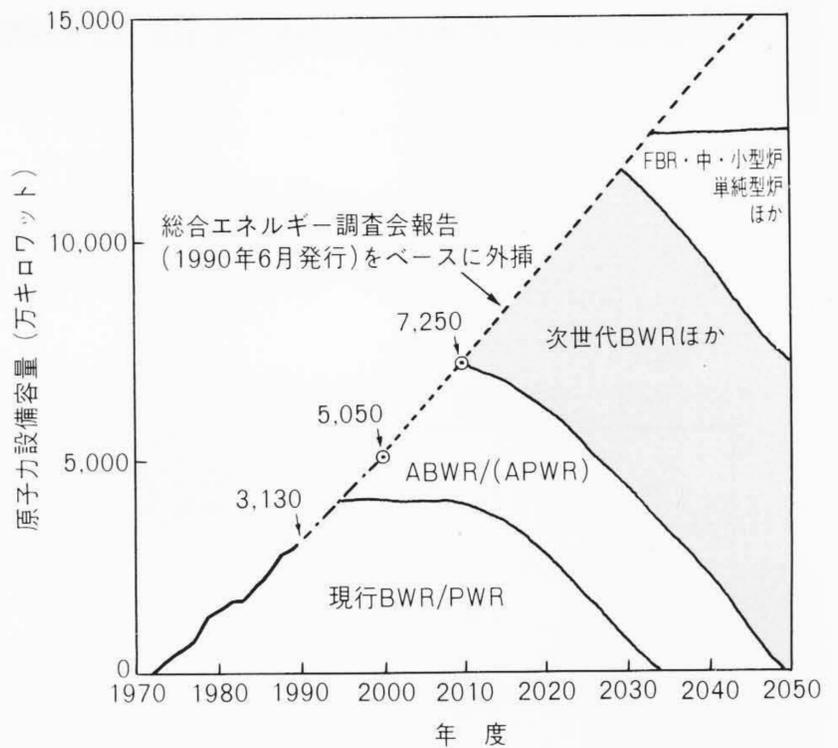
このような期待にこたえるために、原子燃料サイクルに柔軟に対応できる自由度の高い炉心燃料、保守性・信頼性の向上を考えたポンプなどの動的な駆動力を用いないシステム、あるいは運転員の操作の負担を大幅に軽減することを目的とした計装制御システムなど、これまでにない新しい要素技術の開発が必要となる。

ここでは、21世紀に求められる原子力発電のニーズを概括した後、日立製作所での要素技術の開発研究を中心に次世代BWRの開発状況について述べる。

## 2 21世紀のBWRに求められるニーズ

総合エネルギー調査部会報告(1990年6月発行)などに基づいて今後の原子力発電の需要を予測すると、**図1**に示すようになる。今後も軽水炉の時代が続き、2010年で発電設備容量も現在の2倍以上である7,250万kWに達すると見込まれている。一方、今後の社会では労働時間の短縮、労働条件の改善によって発電所1基当たりの従事者数が減少すると予測される。したがって、21世紀向けのBWRとしては、第一に、大幅な省力化、プラントの大容量・高効率化による基数の低減などが必要となる。

さらに、発電需要の大幅な伸びにこたえるためには、立地の確保、有能な人材の確保も必須(す)であり、これまで以上に社会的受容性を高めていかなければならない。原子力発電の立地を積極的に推進していくためには、過去に発生したTMI(米国スリーマイル島)やチェルノブイリなどの原子力発電の事故に対する不信の声に謙虚にこたえ、技術的な安全性の向上に加えて、だれにでも理解できる安全性の広報が重要な目標になる。さらに、



注：略語説明 FBR(高速増殖炉)、ABWR(改良型沸騰水型原子炉)  
APWR(改良型加圧水型原子炉)  
PWR(軽水炉加圧水型原子炉)

図1 原子力発電需要の予測 エネルギー需要の伸びに伴って、21世紀でも軽水炉発電は重要な役割を担うと予測される。

放射性廃棄物、作業員の受ける線量当量の低減にも、これまで以上に力を入れて、社会的な受容性を拡大していかなければならない。また海上や地下など、これまでとは異なる立地条件で、発電所を建設していくことも考えなければならない。

FBR(高速増殖炉)の実用化、再処理施設の建設はいつそう推進されていくものの、万一FBRの実用化、再処理施設運開時期が遅れた場合、発電需要に対して軽水炉が柔軟に対応できることは、非常に心強いものがある。使用済み燃料の発生体数をなるべく低減して、再処理施設の負荷を軽減するための高燃焼度化炉心技術、およびプルトニウムを軽水炉でも効率よく燃やすことのできる炉心技術を開発していかなければならない。また、長期的な電力需要にこたえるために、ウラン資源を少しでも節約する省ウラン化技術の必要性も高い。

## 3 新技術の開発研究

21世紀に予想される軽水炉への多様なニーズにこたえるためには、**図2**に示すように軽水炉のすべての技術分野で大幅な改良・開発が必要である。

日立製作所では、将来型軽水炉の開発に求められる多様なニーズにこたえるために個々の技術の成立性の確

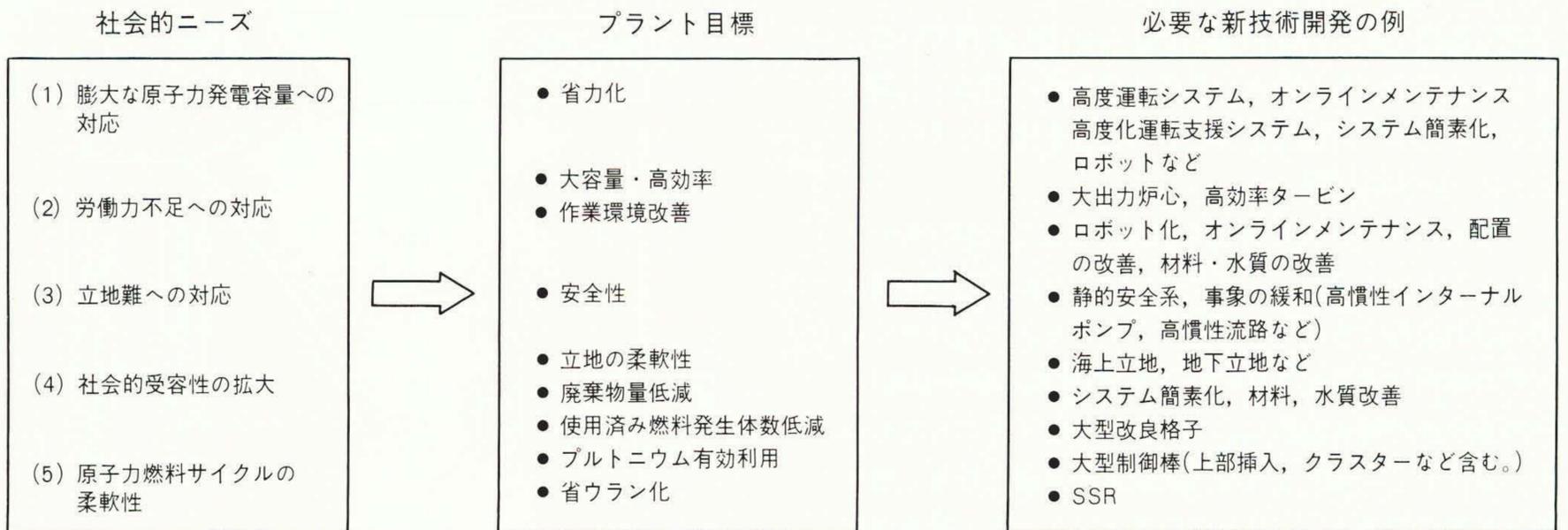
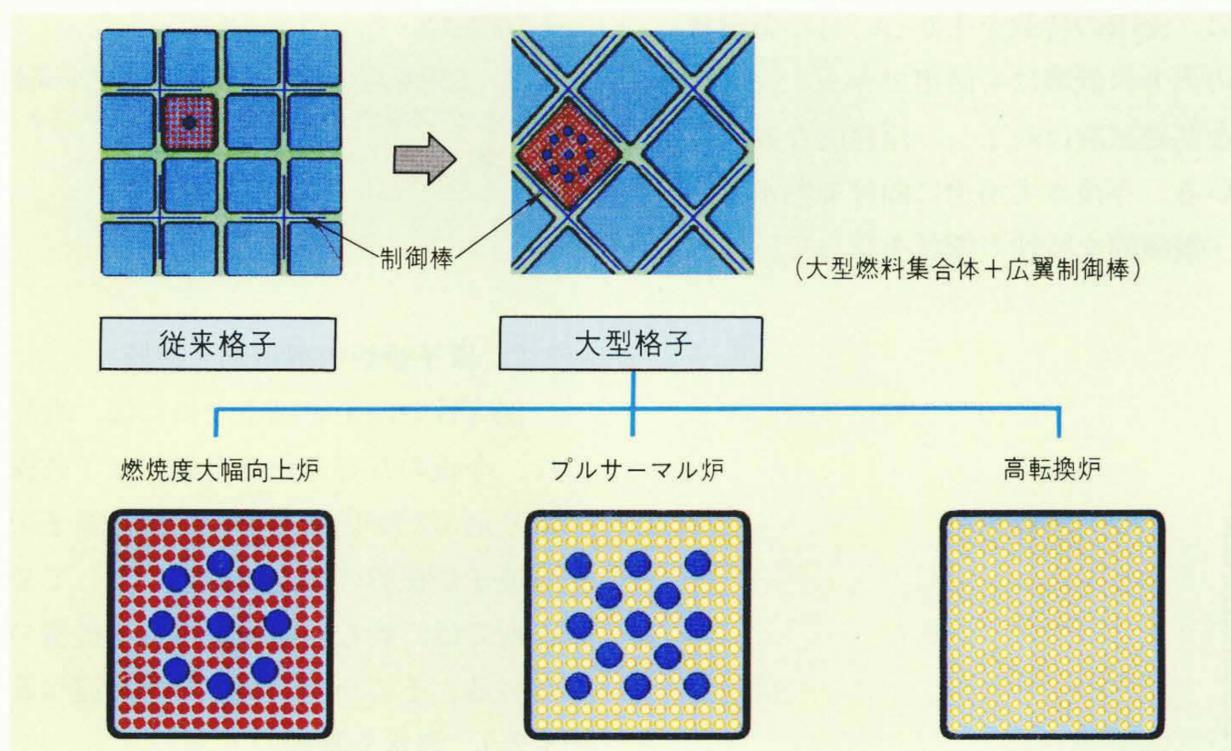


図2 21世紀社会のニーズと必要技術開発 21世紀の社会では、経済性や安全性に加えて、省力化燃料サイクルの柔軟性などが重要な課題となる。



注：● (U燃料棒), ● (MOX燃料棒), ● (水ロッド)

図3 大型燃料集合体 燃料集合体を大型格子にすることによって炉心設計の自由度は向上し、集合体内部の変更だけで核燃料サイクルから生じる多様なニーズにこたえることができる。

認、実用化のための開発研究などを始めている。以下に主要な技術の開発状況について述べる。

### 3.1 炉心・燃料<sup>2),3)</sup>

日立製作所は新しいニーズに対応するために、これまでの炉心燃料開発技術を生かしながら燃料集合体の大型化などの研究を行っている。従来の炉心・燃料開発の延長ではなく、まったく新しい概念の導入を試みている。

#### 3.1.1 大型燃料集合体

燃料サイクルの変動に柔軟に対応でき、燃料交換時の

省力化にも寄与する炉心燃料として、従来よりも燃料集合体を大型にした炉心の開発を行っている(図3参照)。燃料集合体を大型化することで、従来の燃料集合体の周りの水ギャップ部面積の一部を集合体の沸騰水部に取り込むことができるため、炉心設計の自由度は大きくなる。このため、燃料集合体の内部構造だけを変更することで目的に応じた炉心設計が可能になる。

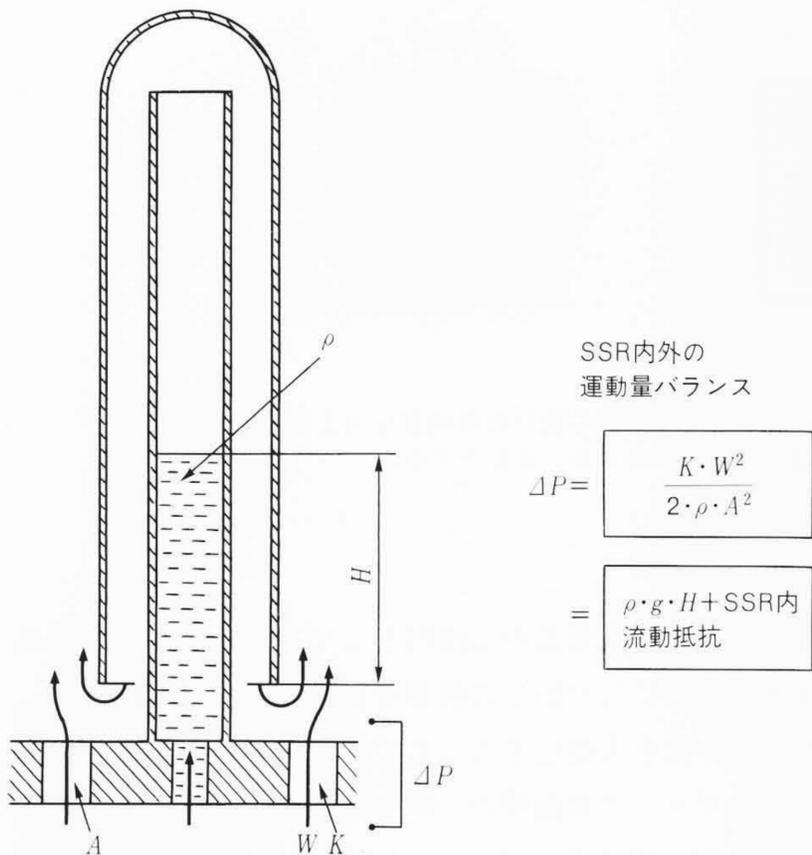
現在、格子サイズなどをパラメータにして大型格子炉心の概念設計を実施しており、従来に比べて使用済み燃

料の発生体数を約50%，燃料交換のシャフリングステップ数も約50%におおの低減できる見通しを得ている。今後、大型燃料集合体内の核熱流動特性、機械・材料特性などの試験、評価等を実施し実現性を検討していく。

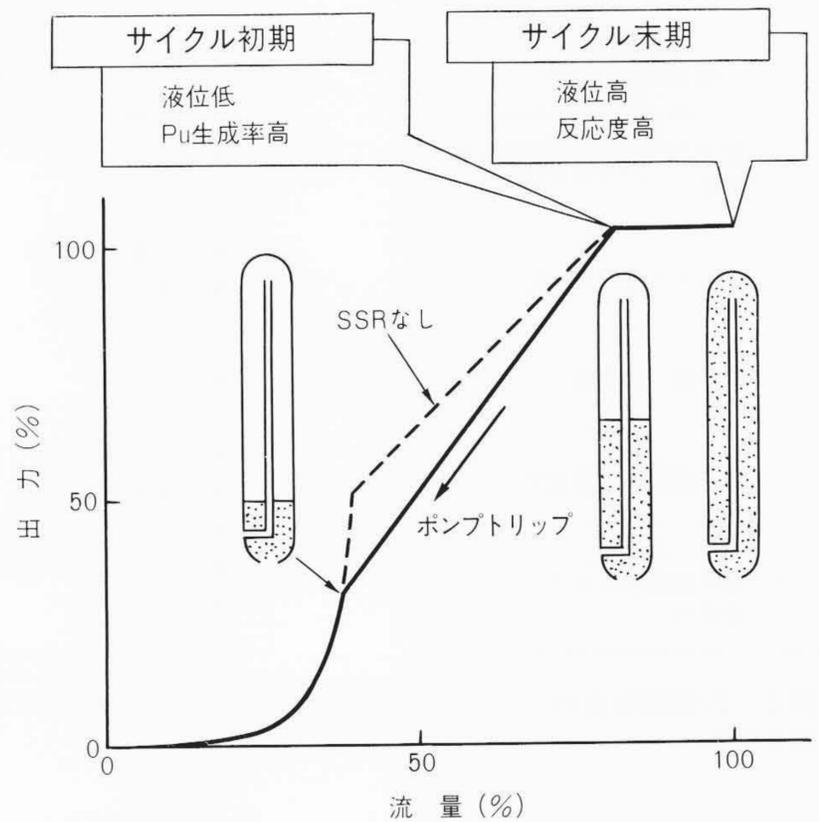
3.1.2 SSRの活用<sup>2),4),5)</sup>

すでに省ウラン化に有効な技術として、SSR(スペクトルシフトロッド)を提案している(図4)。SSRは、現在の燃料集合体でも用いられている水ロッドに代わって燃料集合体内に設置するものである。内部に液面を形成し、その水位が冷却材流量によって変化するようにしたものであり、図5に示すようなSSR運転が可能となる。省ウランは将来炉でも重要な目標であることから、将来型軽水炉の炉心設計にも積極的に取り込んでいく。さらに従来のBWRでは、再循環ポンプのトリップなどによって自然循環状態に移行した場合の核熱水力的な安定度の余裕を増大するために、SSRの特徴を生かし、自然循環状態に移行したときの出力の低減にも活用できる。

現在、熱水力的な基礎試験は終了し、原理的な成立性はすでに確認している。今後は実用化に向けて熱水力的特性に加え、材料・機械的な特性の検証を行っていく。



注：略語説明  
 $\Delta P$  (下部タイプレート差圧),  $W$  (流量),  $K$  (下部タイプレート定数)  
 $\rho$  (水密度),  $A$  (流路面積),  $g$  (重力定数),  $H$  (水位)  
 図4 平衡状態のSSR内水位 SSR内の水の質量 $\rho \cdot g \cdot H$ が下部タイプレート差圧 $\Delta P$ とつり合うので、水位 $H$ は流量 $W$ の二乗に比例して変化する。



注：略語説明 Pu(プルトニウム)  
 図5 SSRを用いたスペクトルシフト運転 冷却材流量の制御によってSSR内の液面が変化し、スペクトルシフト運転が容易にできる。

3.2 原子炉炉内構造物・機器

保守性の向上を図るためには、取り換えが容易で簡素な、今後の長寿命化を考慮した予防保全技術の高度化を取り込んだ炉内構造物、または原子炉の性能を向上させる原子炉機器の開発が将来炉として必要である。日立製作所では、新しい原子炉構造・機器の開発を幅広く行っている。その一例について次に述べる。

3.2.1 汽水分離器

汽水分離器は、炉心で生成した二相水から遠心力を利用して蒸気を分離するものである。従来、複雑な二相流挙動のために、高温・高圧条件下での実規模試験によって開発を行ってきた。将来炉用の高効率汽水分離器を開発するためには、近年の大形計算機による数値シミュレーション技術の発達を背景として、汽水分離器内の複雑な二相流挙動を解析によって評価する技術が必要であると考え、基礎試験から開始している。

3.2.2 原子炉支持構造

大型燃料集合体の採用に伴って、炉心支持構造も変更する必要がある。そこで、支持構造の簡素化と炉内流動の動特性を緩和する効果を持たせた支持構造を考案した(図6参照)。この案では、燃料集合体1体ごとに円筒形流路によって支持されるようになっているので、制御棒

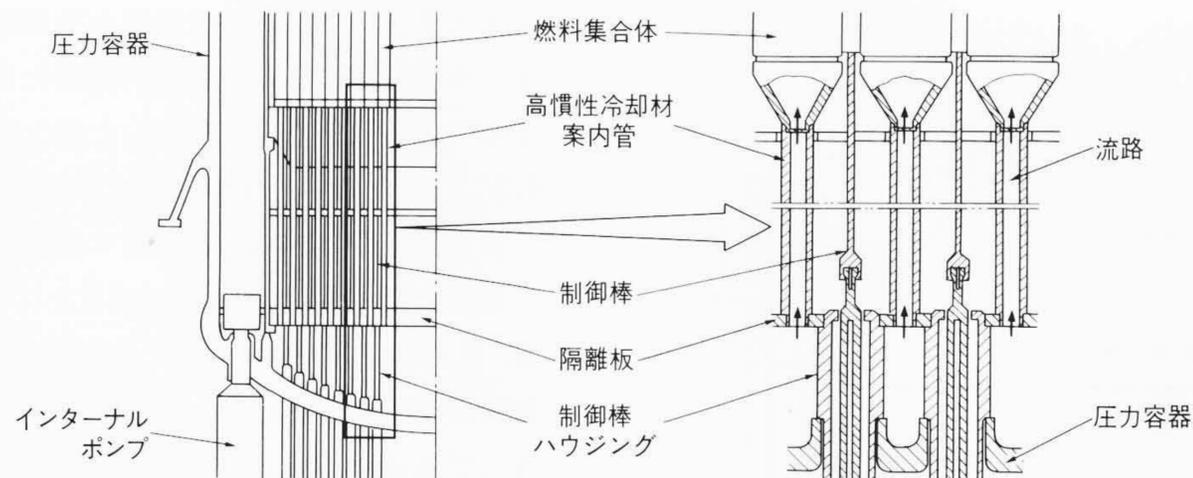


図6 高慣性冷却材案内管 大型燃料格子を採用した炉心支持構造である。長い流路の効果で流体慣性が大きくなり、炉心安定性が向上する。

間の干渉などの問題が回避できる。また、集合体ごとに長い流路が付与されることによって流動慣性が増加し、差圧変化による流量変化を抑制することができる。この案の構造的な成立性、動特性緩和の見通しはすでに得ており、今後は実用化のための試験、評価を行っていく。

### 3.3 安全系

日立製作所はポンプなどの動的な機器を削除して、保守性、信頼性を向上させることを目的とした安全系の開発を行っている。

#### 3.3.1 重力落下式の非常用炉心冷却系

非常用炉心冷却系は、万一の事故に際して炉心に冷却水を注入するための設備であり、現行炉ではポンプの駆動力を用いて注水するシステムを用いている。保守性・信頼性向上のため、ポンプおよびこれを駆動するために必要とされる機器システムを削減することを目的に、重力を駆動力として注入する重力落下式の非常用炉心冷却系の開発を行っている。成立性確認のための基礎試験装置を図7に示す。想定されるどのような事故に対しても十分な注水ができることの確認を行っている。

#### 3.3.2 静的崩壊熱除去系<sup>5)</sup>

崩壊熱除去系は、万一の事故時に炉心から核分裂生成物の崩壊によって生じる熱を除去するための設備である。現行の設備はポンプ、熱交換器などで構成しているが、保守性の向上、簡素、高信頼性を目的として、ポンプを利用せずに自然対流の力だけで崩壊熱を除去するシステムの開発を行っている。その一つに図8に示すようなウォータウォール方式がある。この方式の成立性を確認するために、試験装置を用いて電力会社との共同研究で試験を実施しており、所定の性能が得られることを確認している。

### 3.4 計装制御

運転操作または定期検査保守作業の負担を軽減するためには、高度な計装制御システムの開発が必要である。

AI、ファジィ推論、ニューロ手法などのインテリジェントな計算機制御技術を今まで以上に活用し、大幅な省力化を図った操作性が容易で、信頼性・安全性の高い計装制御の開発を行っている。

また、制御系の高度化を前提として、多数のプラントに対応するために、複数プラントの中央制御室を統合した統合中央制御室について検討している。

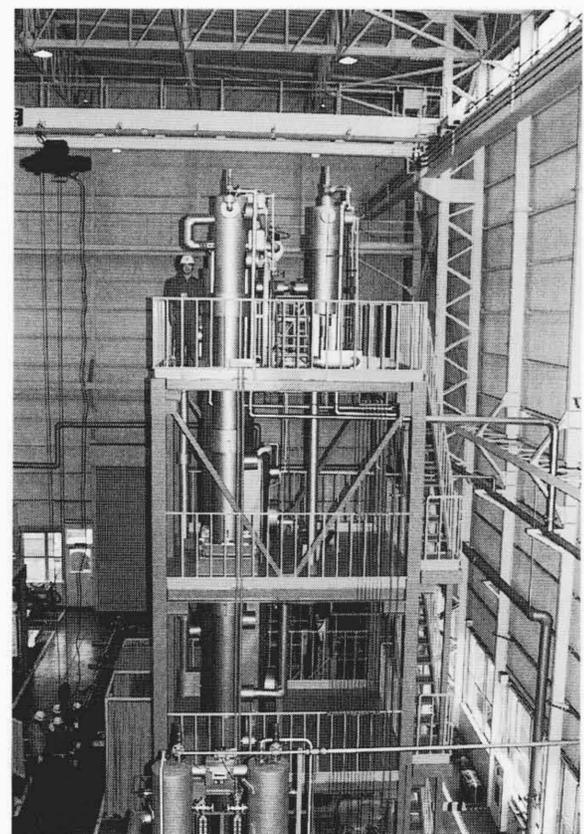
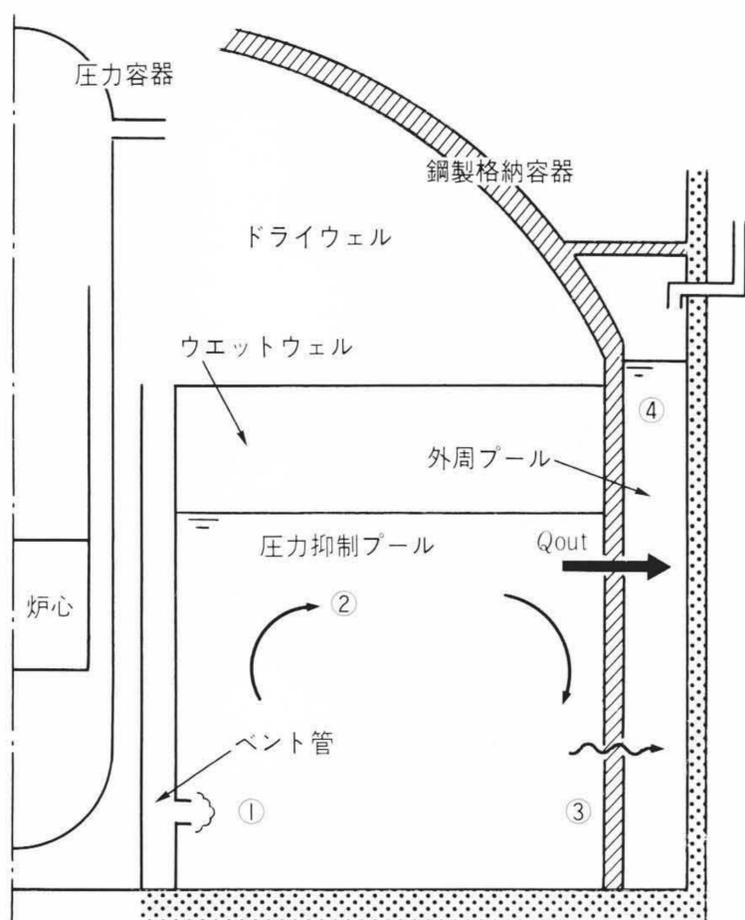


図7 重力落下式非常用炉心冷却系基礎試験装置 冷却材喪失事故時に、重力によって原子炉内に注水するシステムの成立性を確認することを目的に試験を実施している。



注：略語説明  $Q_{out}$  (格納容器外放熱量)

図8 ウォーターウォールの原理 ウォーターウォールでは、事故時の崩壊熱を圧力抑制プールの壁から自然対流を利用して外部に放散する。①凝縮，②自然対流，③熱伝導，④蒸発など自然力を利用して放熱する。

#### 4 次世代炉概念の開発

日立製作所では、前述の要素技術の開発の成果を踏まえながら、次世代炉のプラント概念の構築を行っている。

##### 4.1 高経済性の中・小型軽水炉

静的システム技術などの次世代炉の要素技術を利用した中・小型炉の概念設計を行った。自然循環炉の特徴を生かして、汽水分離器の削除など炉内機器の簡素化、蓄

圧注入タンク方式の非常用炉心冷却系およびウォーターウォールの採用による安全系の簡素化など、次世代軽水炉としての特徴を十分に生かした概念設計を行った。

##### 4.2 単純化の中・小型BWR(SBWR)

日立製作所は、米国GE社との国際共同研究にも参画して単純化の中・小型BWRの開発を行っている。SBWRでも、重力落下式の非常用炉心冷却系をはじめとする次世代炉要素技術を用いている。現在SBWRは、米国エネルギー省の型式認定設計プログラムを行っており、GE社ほか米国内およびイタリア、オランダなどの各国から成る国際共同設計チームとともにプログラムの推進に貢献している。

##### 4.3 ABWR改良発展炉

日立製作所は、1991年から電力会社、GE社、および株式会社東芝との共同研究で、ABWRの次の炉型としてABWR改良発展炉の開発を開始した。ABWR改良発展炉は、国内ニーズから電気出力1,350 MW以上の大型BWRを目標としており、これに前述した次世代向け要素技術の活用を図る。現在、概念設計の段階であるが、特に21世紀に向けて大幅な運転性、保守性の向上および燃料サイクルへの柔軟性を持ったBWRの建設を目標としている。

#### 5 おわりに

21世紀まで残り10年に満たない現在、21世紀を見据えた軽水炉の開発機運が高まっている。原子力の開発期間は非常に長く、ABWRの開発開始から実用化まで約20年を要したことを考えると、21世紀向けの軽水炉の開発は決して早過ぎるとは言えない。

日立製作所では、きたるべき時代の要求にこたえるため次世代炉技術の開発に着手しており、今後の社会のニーズを幅広くとらえながら開発研究を進めていく。

#### 参考文献

- 1) 通商産業省資源エネルギー庁：総合エネルギー調査会報告書(平2-6)
- 2) J. Yamashita, et al. : A New Boiling Water Reactor Core Concept for a Next-Generation Light Water Reactor, Nuclear Technology, Vol.96, 11~19(Oct. 1991)
- 3) J. Yamashita, et al. : Development of a High-Conversion Boiling Water Reactor, Nuclear Technology, Vol.96, 20~28(Oct. 1991)
- 4) O. Yokomizo, et al. : Thermal-Hydraulic Characteristics of Spectral Shift Rod for BWR Fuel Bundle : Int. Conf. on Multi Phase Flows '91, (Sept. 1991)
- 5) Y. Kataoka, et al. : Thermal-Hydraulic Characteristics and Heat Removal Capability of Confinement Cooling System with External Water Wall : J. of Nucl. Sci, and Technol., Vol.27, No.9, 802~814(Sept. 1990)
- 6) 三木, 外 : 高経済性中小型軽水炉の開発, 日立評論, 70, 4, 423~428(昭63-4)