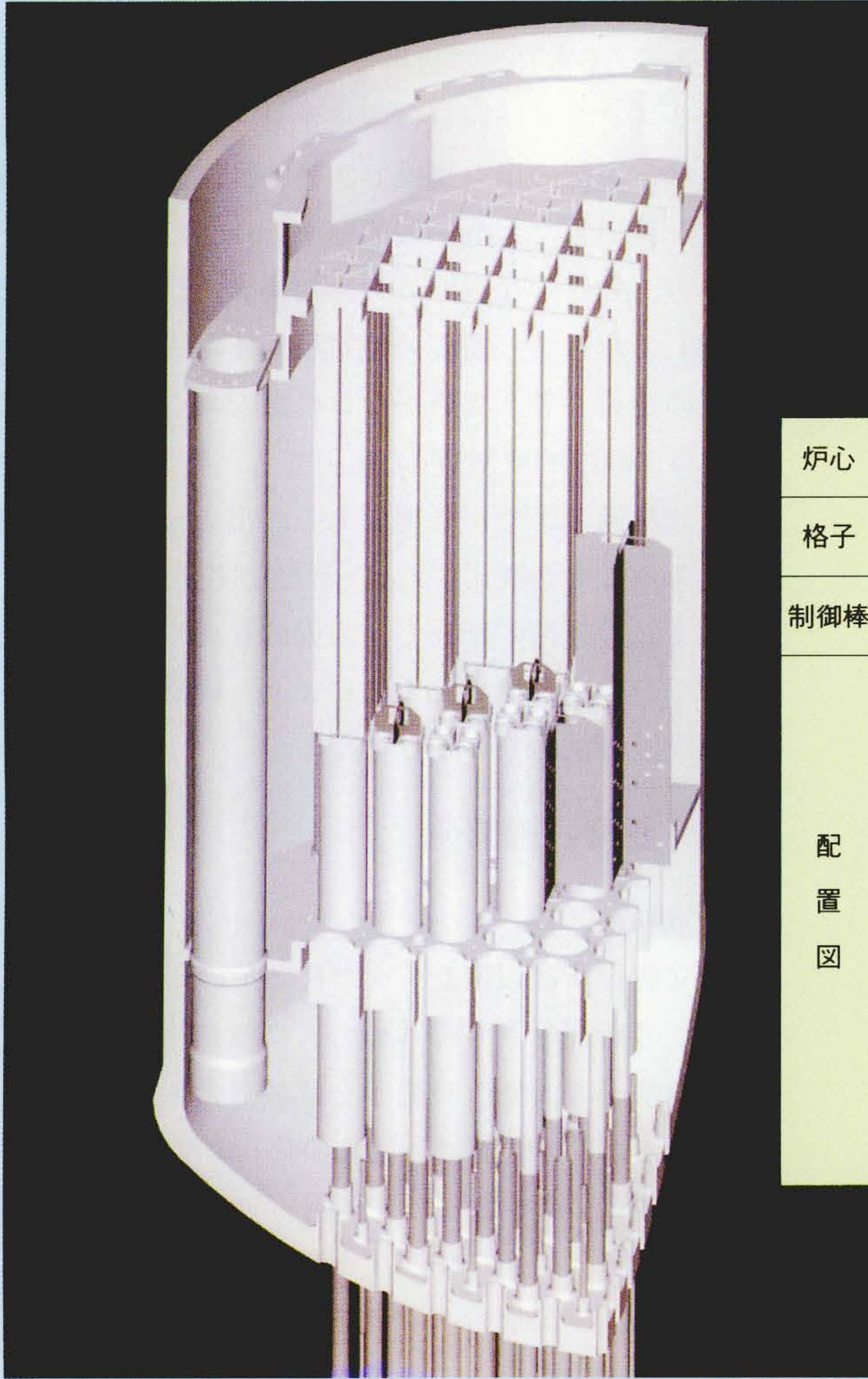


次世代型BWRの開発研究

Development Study of Next BWR Plant

守屋公三明 Kumiaki Moriya 青山肇男 Motoo Aoyama
木下詳一郎 Shôichirô Kinoshita 臺俊介 Shunsuke Utena



炉心	従来炉心格子	ハイブリッド炉心格子
格子	燃料集合体 1 体単位	燃料集合体 4 体単位
制御棒	単一機能型	機能分離型
配置図	C(D) 格子 K 格子 燃料 燃料 制御棒 1 角配置 制御棒 2 角配置 注： ●〔制御棒（運転、スクラム、停止）〕	燃料 注： ●（運転・スクラム用制御棒） ●（停止用制御棒）

大型改良格子対応の炉内構造案

次世代型BWR(沸騰水型原子炉)の炉心概念として考え出された大型改良格子を採用する場合、炉内構造から見直す必要がある。このCAD図はその一例である。

電力会社とメーカー各社が長年にわたる共同研究で開発したABWR(改良型沸騰水型原子炉)は、1996年11月に東京電力株式会社柏崎刈羽 6 号機が、1997年 7 月には同 7 号機がそれぞれ営業運転を開始したことにより、今後、建設と運転の実績を反映してABWRの定着化への努力が払われるものと思われる。

ABWRの開発に約19年を要したことを考えると、ABWRの定着化とは別に、10年後の社会環境に対応できるBWR(沸騰水型原子炉)の開発研究は重要である。日立製作所は、将来のニーズに対応した軽水炉の開発を鋭意進めている。これらの成果は、電力会社とメーカーの共同ですでに開始している炉型開発の研究にも反映していく。

1. はじめに

日立製作所は、米国から導入した軽水炉による発電技術を基に、独自の創意くふうを重ねながら、原子炉の信頼性、安全性、経済性の向上に努めてきた。また、国の支援や電力会社の指導を仰ぎ、国産化や改良標準化に貢献してきた。その集大成とも言えるABWR(改良型沸騰水型原子炉)は、東京電力株式会社柏崎刈羽6号機および7号機の完成により、一つの大きな区切りを成すものである。

当面はABWRの時代が継続され则认为るが、来世紀まで3年余の現在、技術開発の加速的な状況や社会環境の変革の速さを考えあわせると、ABWRの次を担う炉型の開発に着手する必要がある。

日立製作所は、ABWRの定着化に向けた開発に力を注ぐとともに、次世代の炉(軽水炉)概念を基にしてその要素技術の開発を始めている。軽水炉の開発は大規模であり、他産業のレベルを越える信頼性と安全性に対する確証が求められるため、これまでどおり国や電力会社の支援、協力を受け、メーカー間での協調をとりながら進めていかなければならない。なお現在、東京電力株式会社、GE社、株式会社東芝と共同で、次世代型BWR(沸騰水型原子炉)としてABWR-IIの開発を行っている。

ここでは、日立製作所で行っている次世代型BWR開発の一端について述べる。

2. 次期炉型へのニーズと開発方針

発電費の低減は、廉価な電気を供給するために、将来にわたって変わることのない目標である。原子力発電の場合、建設費の占める比率が高いため、これまでは建設費の低減を主要な目標としてきた。しかし、ABWRの次を担う炉型では、建設費の低減努力の結果、相対的に定期検査費用、燃料サイクル費用などの割合が増加してくること、社会的に環境への配慮が重要になってくることなどから、定期検査や燃料サイクルにも注意を払っておく必要があると考える。燃料サイクル費や保守費用を抑制しながら、プラント全体にわたってバランスの取れた設計の合理化が必要である。しかし、信頼性、安全性は、経済性向上の努力の中でも決して妥協してはならないものである。

3. 次期炉型の開発

3.1 プラント概念

発電費の低減を積極的に推し進めようとする、電気

出力の大きなプラントが有利である。わが国のように送配電網の容量も需要も十分に大きな環境では、これまでと同様に大型炉が主力になると考える。

ABWRの電気出力が1,356 MWeであることを考えると、次期炉型の出力規模の目標は、タービン本体の開発ペースも考えて、1,500~1,700 MWeになると予想される。さらに、この範囲の出力増加であれば、ABWRの実績経験を開発機器に反映しやすく、逆に、開発された要素技術のABWRへの適用性の可能性も出てくるため、投資のリスクと早期回収の観点からも得策である。日立製作所は、上記の出力規模で、経済性、安全性、運転性の向上を目指した大型炉の開発を行っている。

一方、世界的な視野で考えた場合、送配電網も十分に発達しておらず、需要の絶対量もまだ大きくない地域や国への建設も考えていかなければならない。このような場合は、300~600 MWeの出力でも、大型炉にそんな色のない建設単価の炉型が必要である。出力が現行炉の半分以下であることを利用すれば、新たな開発を行うことなく、これまでの技術の延長で、設備的な面や製造上、建設上の面でのくふうを図ることにより、経済性に優れた分散電源設備が供給できると考える。

4. 要素技術開発

4.1 炉心・燃料

日立製作所は以前から大型K格子の研究を行ってきたが、この研究をさらに進めて大型改良格子を開発した。従来の格子と大型改良格子を比較したものを23ページの図に示す。燃料格子幅を従来の約1.5倍とし、制御棒の配列に従来のC格子とK格子の両方を取り入れたものである。ここで、K格子に相当する制御棒は炉を停止するときだけに用い、高速のスクラムに使われるのはC格子に相当する制御棒である。この大型改良格子は、炉停止余裕が現行炉よりも大きいため、燃料の装荷量を大きくすることができ、高燃焼度化やMOX(混合酸化物)燃料の有効利用などによって炉心としての柔軟性を高めながら、制御棒の大型化による駆動機構の員数を低減することができる。

日立製作所は、大型K格子とともに大型改良炉心に対応した炉内構造についても検討しており、この有用性を確認している(23ページの図参照)。

4.2 機器・システム

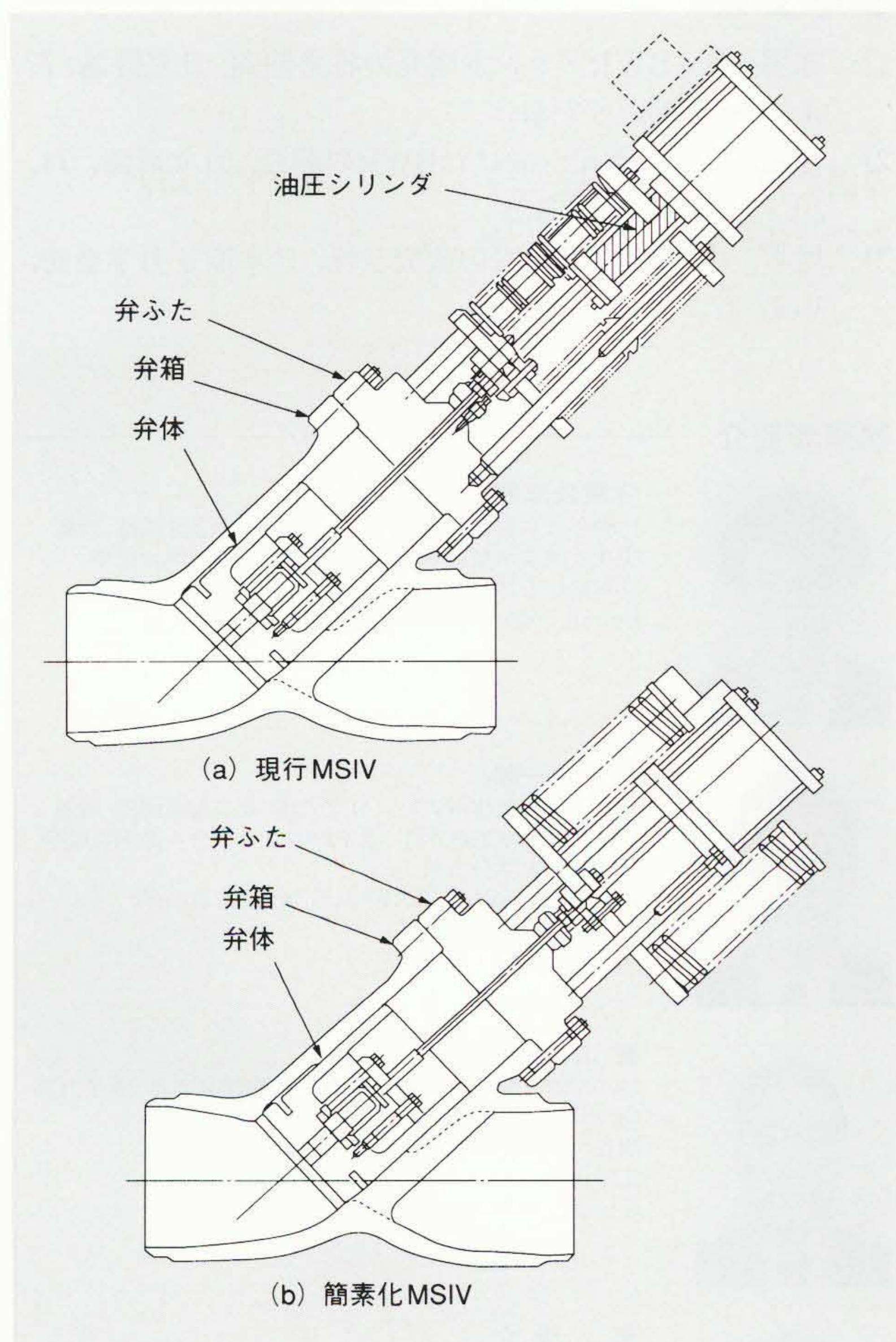
機器・システムの開発の方向は、次の2点である。

(1) 大出力化に対応した機器・システムの開発

(2) 簡素でコストの低い機器・システムの開発

なお、開発に際して重要な配慮として、可能なかぎり既存炉への適用性を考える。

日立製作所で行っている大出力化に対応して開発しなければならない要素技術としては、(1) 炉心流量の増加、(2) 原子炉一次系システムの大容量化についてのものがある。前者では、出力の増加に対応して炉心を冷却するための炉心流量の増加は必須であり、現行のインターナルポンプの高流量化や気水分離器、炉心部の流動圧損の低減に力を入れている。後者では、炉心から発生する蒸気量が増加するのに伴って原子炉一次系システムの配管・機器あるいは炉内機器の容量を大きくしなければならないが、その場合でも、物量を抑制することが重要である。開発の一例として、新型MSIV(主蒸気隔離弁)の概念を図1に示す。現行のものに対して急速閉鎖の抑制用



注：略語説明 MSIV(主蒸気隔離弁)

図1 MSIVの大容量化

プラント出力の増加に伴ってMSIVも大きくしなければならない。(b)の新型MSIVでは、急速閉鎖抑制の油圧シリンダを削除して小型化するとともに、大容量化に対応する。

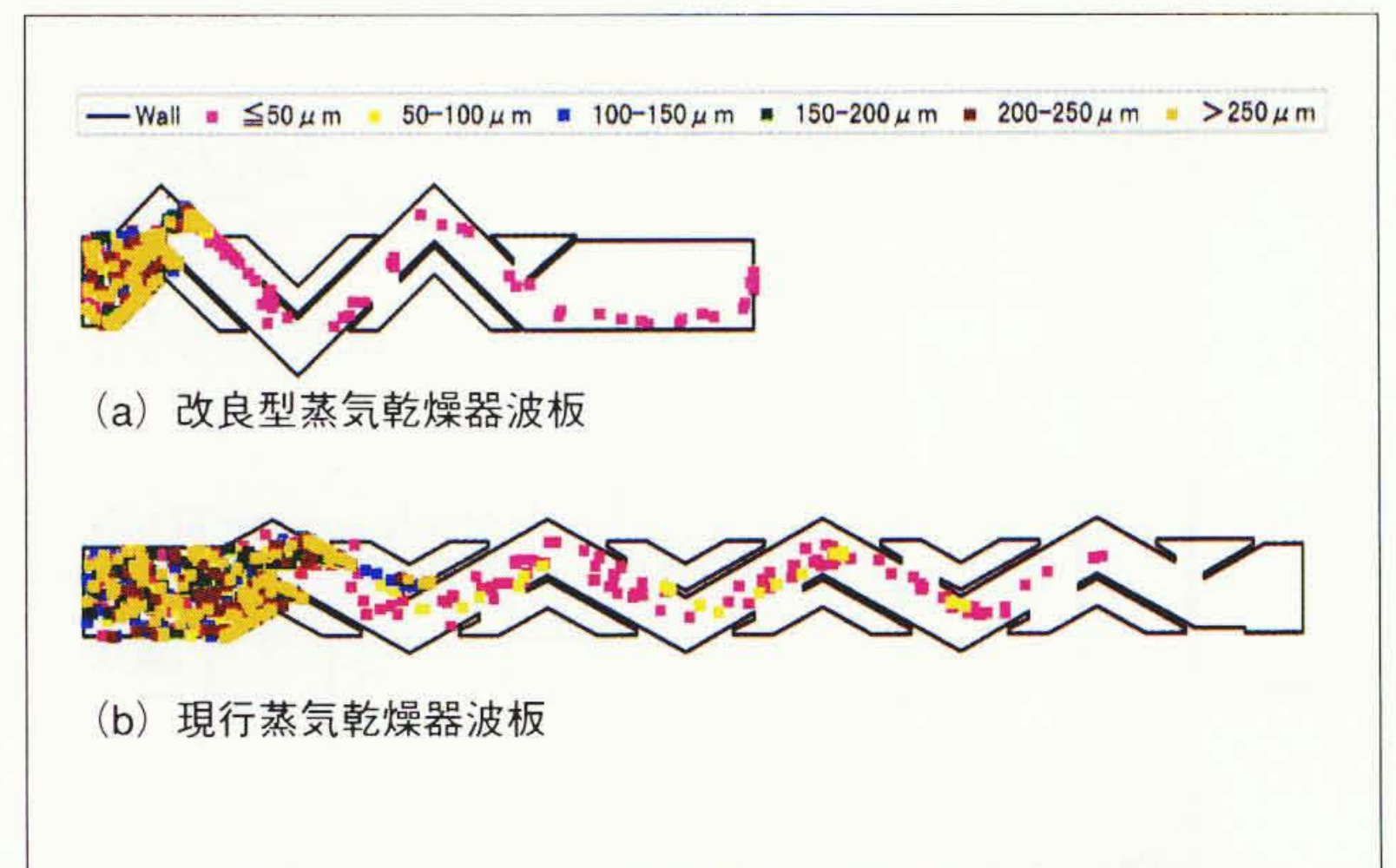


図2 蒸気乾燥器の性能解析

蒸気乾燥器は、波板状の流路で液滴を除去するものであるが、シミュレーションの結果、波板角度を現状より大きくすることにより、全体を小型化できることがわかった。

の油圧シリンダを削除して、小型で低圧損化したことが特徴である。BWRの実用化初期は、制御棒のスクラム速度が現在のものに比べて遅く、炉内の大きなボイド変化を生じないようにMSIVの閉鎖速度を規定するために、油圧シリンダを必要としたが、スクラム速度が高速化している現在では必要としない機能である。これまであたりまえのように考えられてきたこれらの機能を再度根底から見直して、合理的な設計を目指す。蒸気乾燥器の小型化の研究例を図2に示す。蒸気流量が増加するに従って、蒸気乾燥器のユニットの数を多くしなければならないが、小型で高性能化することにより、原子炉圧力容器への影響を回避することができる。

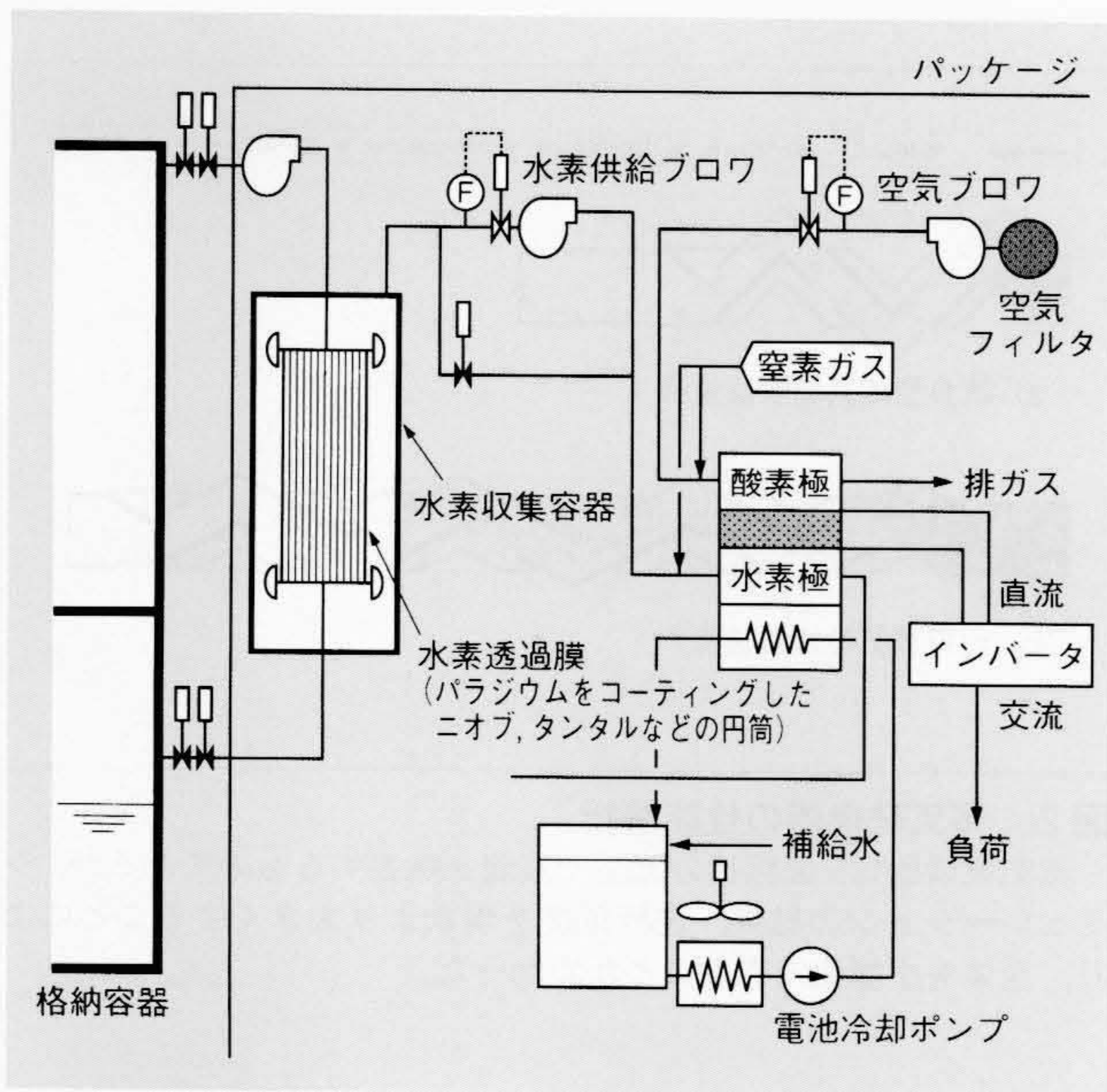
これらの機器の開発では、モデル試験や解析を行いながら進めている。

4.3 安全系

国際的な動向として、将来炉では過酷事故に対する設計上の考慮が必要とされる。しかし、現行の軽水炉が過酷事故に対して脆(ぜい)弱ということではなく、十分な安全余裕を備えていることは検証されている。

次期炉型で考える過酷事故への配慮とは、従来安全設計上の余裕として扱ってきた部分を、詳細な評価あるいは合理的な見直しにより、合理的な設計を目指すことである。

例えば、現行のBWRでは、過酷事故の代表的な事象として、水金属反応で発生する水素ガスを想定して格納容器内を窒素ガスで非活性化しているが、これとは別に、可燃性ガス濃度制御系(水素と酸素の結合器)を設置している。これは、放射線による水の分解で酸素ガスが出てくることまでを想定したためであるが、詳細に事象を評



注：略語説明 F(流量計)

図3 格納容器内水素ガス処理設備の概念

過酷事故を想定して、格納容器内の水素ガスだけを排気できるようにする。水素ガス生成工業の分野での金属透過膜の応用が期待できる。

価してみると可燃性ガス濃度制御系の必要性がなく、むしろ格納容器内に保持されている水素ガスを早めに処理する技術のほうが有用であることがわかってきた。このような研究の成果を踏まえ、日立製作所は、酸素ガスが存在しなくても水素ガスを処理するシステムを研究している。その一例を図3に示す。水素ガス生成工業の分野で開発された水素透過金属を活用して、隔離されている格納容器から水素ガスだけを抽出し、燃料電池技術を活用して再結合処理するものである。この開発は、他の産業では基本的に既開発技術であり、開発リスクもほとんど無いものである。

このほかにも、ポンプなどの動的駆動源を使わない静的な除熱系や、合理的な過酷事故対応技術の開発研究も行っている。

4.4 計測・制御

次期炉型での計装制御システムの概念は、従来の運転員の負担軽減(運転監視の自動化拡大、誤操作・誤判断の防止)という観点から、保守時の負担軽減へ移行していくものとする。具体的には、以下のことがあげられる。

- (1) 保守支援・定検時支援システム(異常診断、機器余寿命評価を含む。)の導入
- (2) 建設段階からの機器データ、運転プロセスデータ、トラブルデータの一元管理システムの導入
- (3) 上記を考慮したヒューマンインタフェースの導入

(保守コンソールの導入など)

また、制御システム自体については、広く普及している一般工業仕様のものを原子力プラントの常用系に適用していく方向であり、適切な信頼性を維持しながら、「コンパクトで低価格」を目指した制御システムを構築していく。

5. おわりに

ここでは、日立製作所が行っているABWRの次を担う次世代型BWRの開発の方向性と、代表的な要素技術の開発状況について述べた。

今後の社会では価値観が多様化していくと思われるが、安全性と経済性、運転性が原子力発電設備の基調であることに変わりはない。これからも、わが国や電力会社の指導を仰ぎながら、実用化に向けて努力していく考えである。

参考文献

- 1) 守屋, 外: BWRプラント開発の将来動向, 日立評論, 77, 4, 295~300(平7-4)
- 2) 守屋, 外: 21世紀へ向けたBWRの開発, 日立評論, 74, 10, 757~762(平4-10)
- 3) 尾本, 外: 次世代BWRの研究状況, 日本原子力学会誌, Vol. 37, No. 9 (1995)

執筆者紹介



守屋公三明

1980年日立製作所入社, 日立工場 原子力計画部 所属
現在, 沸騰水型軽水炉 原子炉システム計画に従事
日本原子力学会会員
E-mail: Moriya@cm.hitachi.hitachi.co.jp



木下詳一郎

1981年日立製作所入社, 日立工場 原子力計画部 所属
現在, 沸騰水型軽水炉 原子炉回りシステム計画に従事
日本原子力学会会員
E-mail: kinoshi@cm.hitachi.hitachi.co.jp



青山肇男

1979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, 次期炉心燃料の研究開発に従事
工学博士
E-mail: maoyama@erl.hitachi.co.jp



臺 俊介

1980年日立製作所入社, 日立工場 原子力情報制御システムセンタ 所属
現在, 沸騰水型軽水炉 電気計装システム設計に従事
日本原子力学会会員
E-mail: S_Utena@cm.hitachi.hitachi.co.jp