U.D.C. 621.039.524.44.034.44.077:621.039.53

#### 沸騰水型原子力発電技術 特集

# ABWR主要設備の設計と技術確証

Conclusive Design and Verification of Technology for Key Equipment of **Advanced Boiling Water Reactor** 

ABWR(改良型沸騰水型原子炉)は、単純化・高性能化によって、プラント総 合特性としての運転性・安全性をよりいっそう高めたものである。特にインタ ーナルポンプは, 原子炉系統の単純化を促進するほか, 改良型制御棒駆動シス テムと相まって、プラントの運転性・安全性の向上をもたらした。また、建屋 一体型鉄筋コンクリート製格納容器は、コンパクトな構造と仮想的な事故にも 十分耐えられる堅固な特性を持ち,安全性・経済性の向上に寄与している。

ABWRは,東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所6,7号機への適用が 決まっている。これらの主要設備は,実用化のための確証試験も完了し,確立 した技術的裏付けの下で、実プラントの建設に向けての詳細な設計段階に入っ ている。

堀内哲男\* Tetsuo Horiuchi 仲平四郎\*\* Shirô Nakadaira 増田豊彦\* Toyohiko Masuda 小山田修\* Osamu Oyamada

1 緒 言

日立製作所は、米国GE社(General Electric Company)およ び株式会社東芝と共同で,東京電力株式会社 柏崎刈羽原子 力発電所6,7号機(以下,柏崎刈羽6,7号機と言う。)の 詳細設計を推進している。

ABWR<sup>1)~3)</sup>では原子炉水の循環は、従来の大型ポンプによる 外部ループ方式に替え小型のポンプを圧力容器底部に内蔵す る方式(インターナルポンプ方式)としており、プラント負荷 変動に対する追従性、保守性および安全性を向上させている。

また、微駆動可能な改良型制御棒駆動機構を採用して、原 子炉の出力制御により柔軟性をもたせている。

さらに、鋼製に替え鉄筋コンクリート製建屋一体型構造と した原子炉格納容器は、万一の事故を仮定しても耐えられる 堅固なもので、かつ原子炉建屋のコンパクト化をもたらす画 期的構造である。

これらの改良技術の採用で、ABWRの安全性、運転性およ び建設性は著しく向上しているほか、タービン発電機設備に ついても、52インチ長翼タービンなどの採用によってプラン ト熱効率が向上しており,安全で安定した電力供給に大きく 寄与することになる。

プラント完成時のイメージを図1に鳥観図で示すが、この ABWRの出現により、国内外の原子力プラント建設の飛躍的 な促進が期待されている。

## 2 主要機器の設計

インターナルポンプ、改良型制御棒駆動システムおよび建 屋一体型鉄筋コンクリート製原子炉格納容器は、ABWRを特 徴づける代表的な機器であり、それぞれ長期間にわたり、各 種の設計検討および試験が行われ、その健全性が確認されて きた4),5)。



ABWRプラント完成イメージ鳥観図 ABWR(改良型沸騰水型 X 原子炉:電気出力1,356 MW)ツインプラントのイメージを従来型BWR(電

気出力1,100 MW | 基:上図右端)と比較して示す。ABWRは全体がコンパ クトであり, 必要とするサイト面積は小さい。

39

#### \* 日立製作所 日立工場 \*\* 日立製作所 土浦工場

1004 日立評論 VOL. 72 No. 10(1990-10)

日立製作所のインターナルポンプは,高性能運転および信 頼性確保を目標として,自主技術によって開発されてきたこ とに大きな特徴がある。この開発の結果は,非対称溝付き4 円弧ラジアル軸受による軸のふれまわり現象の解決,ピボッ ト方式のスラストパッド支持機構の採用によるスラスト軸受 の耐負荷荷重の増大,巻線の水中接続排除をはじめとする電 動機部分の高信頼性確保,小型・高効率インペラなどに表れ ている。

ABWRでは、従来の水圧駆動方式の制御棒駆動機構 (CRD: Control Rod Drive)に替えて、微小駆動の可能な改 良型制御棒駆動機構(Fine Motion CRD:以下、FMCRDと 略す。)を採用している。FMCRDは、通常の駆動は電動で行 い、緊急挿入(スクラム)は水圧で行う方式であり、原子力プ ラントの安全性、運転性、従事者が受ける放射線量の低減な どに効果を発揮する。このFMCRDは、ヨーロッパで運転実績 のあるものに各種の改良を加え、確証試験を実施したもので ある。

ABWRに採用されている鉄筋コンクリート製原子炉格 納容器(Reinforced Concrete Containment Vessel:以下, 限界特性を把握するための各種試験を実施し,最も信頼性に 優れたものを選定して設計に取り入れた。

ポンプの回転体部分には,高温水中で耐食性と機械的強度 に優れたマルテンサイトステンレス鋼を採用した。マルテン サイトステンレス鋼は,その大きな熱伝導率と小さな熱膨張 率のため,構造体に発生する熱応力が小さく,高温水を取り 扱うポンプの材料として適切と言える。また,万一,ポンプ 小部品が破損した場合を想定し,これが炉内に流れ込まぬよ う,下記のようなくふうをした構造を採用して万全を期して いる(図2)。

(1) ディフューザウェアリング部品,インペラウェアリング 部品の固定は,セットスクリューの頭を他の部品で抑える埋 設構造にするか,溶接して全閉構造にしている。

(2) インペラとシャフトの固定用スタッドボルトの回り止め は,円筒状のスリーブ(ロックスリーブ)を押え込む方法を採 用している。

(3) さらに、ポンプには、加速度計、軸振動計などのモニタ 装置を装着する計画としており、これを有効に活用すること によって、万一のポンプの異常を早期に発見できる。これら

RCCVと略す。)は、欧米で実績のある技術をベースに改良を加 え、RCCVと原子炉建屋を一体構造としている点に大きな特徴 がある。このような構造の設計を進めるにあたっては、基礎 的な実験、部分モデル実験および全体モデル実験を、学識経 験者の助言を得ながら、東京電力株式会社をはじめとする BWRユーザー電力会社、日立製作所および株式会社東芝によ って昭和56年から昭和62年にわたり電力共同研究の一環とし て実施し、健全性を確認している。

2.1 インターナルポンプ設備

2.1.1 インターナルポンプシステムの特徴

ABWR原子炉冷却材再循環系は、インターナルポンプ10台 を原子炉圧力容器底部に直接取り付ける構成としている。こ のため外部再循環配管がなく、従事者が受ける放射線量の低 減、安全性・運転性の向上および経済性向上に寄与している。

インターナルポンプ吐出流はすべて炉心に供給されるので、 ポンプ前後の差圧と回転数で炉心流量を測ることができる。 この方式による測定精度は、プラント設計側要求値を満足す ることを試験によって確認している。最大炉心流量はインタ ーナルポンプ10台で供給するが、定格炉心流量はインターナ ルポンプ9台でも供給可能な設計になっており、余裕を持っ た設計としている。

#### 2.1.2 健全性確保のための配慮

40

インターナルポンプは、原子炉圧力容器に内蔵される唯一

は、今後、実際の条件を模擬した各種の試験によって実証さ れる運びである。



の回転機械であることから、長期運転に対する安全性、信頼 性確保が重要となる。日立製作所では、昭和61年度までの7 年間の長期にわたって、ポンプを構成する各コンポーネント ごとに、また各材料ごとに、その性能・機能・耐久性・使用

図2 インターナルポンプのルーツパーツ防止構造(原子炉圧力 容器内部) 原子炉圧力容器内にあるポンプ部品は,おのおの機械的 な方法でルースパーツになりえない構造にしている。

#### ABWR主要設備の設計と技術確証 1005

#### 2.1.3 運転性の向上

BWRは炉心流量制御だけで出力制御が容易にできるという 特長を持っているが、ABWRは、流量制御だけで100%出力か ら70%出力まで変化させることができる。また、再循環流量 制御にインターナルポンプおよび可変周波数インバータの最 新技術を導入している。

#### 2.1.4 保守·点検性

インターナルポンプおよび電動機の保守・点検は、発電所 の定期検査時に2台ずつ実施することで計画されている。イ ンターナルポンプの分解・組立作業には、ポンプの上部から の作業と下部からの作業がある。上部作業は、運転階床面の 燃料取替機上から専用の取扱い装置を用いて、ポンプやイン ペラなどの部品を遠隔操作する作業である。<br />
下部作業は、原 子炉圧力容器下部の下部ドライウェル内で専用の取扱い装置 を用いてポンプ部品の着脱、電動機の昇降を行う作業である。 ポンプの分解・組立の一連の作業は、これらの上部作業と下 部作業が手順に従い交互に行われる。

この作業は、信頼性を確保し、かつ定期検査工程および作 業者の受ける放射線量の低減の観点から、短い作業時間で行



える。

取扱い装置の機能は電力共同研究などで確証されているが, 日立製作所では、さらに下部ドライウェル実物大モデルを用 いてインターナルポンプ周りの作業性を確証した。今後さら に, 取扱い装置の機能面と上部および下部の一連の作業性を 総合的に実証してゆく。

2.2 FMCRDシステム(改良型制御棒駆動機構)

ABWRに採用されるFMCRDは、通常の駆動を電動で行い、 微小駆動も可能である。また,緊急挿入(スクラム)を水圧で 行う方式であり、駆動方式の多様化によるプラントの安全性 の向上, 電動駆動方式採用による運転性の向上, 点検部品の 下部集中化による保守性の向上策などが図られている(図3)。

2.2.1 FMCRDの性能・信頼性向上

FMCRDの仕様を表1に示す。この装置は、本体に加え、駆 動ユニットなどの周辺機構をも含め、システム全体としての 寿命試験, 地震時の制御棒挿入性試験および各種の過酷耐久 試験を実施し、性能と耐久性がプラント要求仕様を十分満た していることを確認している。特に,通常駆動特性の信頼性 向上のため、 ステップモータほか、 周辺制御機器の改良を重 ねるとともに, 軸封部の部品改善および実機条件を模擬した 長期運転試験を実施し、改善した部品について安定した性能 を確認している。

2.2.2 運転・制御性の信頼性向上

注:略語説明 CRD (Control Rod Driver:制御棒駆動機構)

FMCRD (Fine Motion Control Rod Drive) 図 3 FMCRD構造概略図 は、水圧・電動の両駆動源を持っており、制御性能および運転性能が向 上している。

表I	FMCRDの主要仕様	駆動方式が多様化していること,	ステ
ップ当	たりの駆動幅が細分化さ	れているのが特徴である。	

駆	動	方	式	電動駆動・水圧駆動
ス	テ・	ップ	幅	I8 mm
С	R I	D 本	数	205本
通	常駆	動 速	度	30 mm/s
スクラム仕様時間			間	I.44 s 60%挿入まで
(原子炉定格圧)			E)	2.80 s 100%挿入まで

205台のステップモータを個別に駆動し、ステップ、ノッチ、 連続の駆動動作のほか、多数本同時操作(ギャングモード操作) を行うことができる。これにより多様な制御が可能になり, 運転制御性の向上, プラント始動時間の短縮が実現される。

41

FMCRDの採用によって、反応度の微調整が可能になること 監視制御システムは最新のエレクトロニクスを駆使し、全体 から、より幅広い運転のニーズにこたえることができる。 を冗長二重化構成とし,相互バックアップによる高信頼度制 御を行う。この監視制御システムのうち特に重要なステップ 制御棒監視制御システムの全体構成を図4に、また、 FMCRD制御装置の主要仕様を表2に示す。このシステムは モータの制御にかかわる部分を試作した。FMCRDの多様な運

1006日立評論 VOL. 72 No. 10(1990-10)



制御棒監視制御システムの全体構成 义 4 205本の制御棒を駆動するため、個別にステップモータとそれらの電源装置を持ち、複数本同時 駆動操作なども可能である。この監視制御システムは、最新のディジタル制御技術・光多重伝送を駆使して運転性の向上を図るとともに、全体を二 重化構成として万一の故障時には相互バックアップを可能とする。

転モードに対応して要求される電動機への動作特性を実現す る制御方式を実証するため,各種の確性試験を実施し,特に 時系列的な関数として, 電圧, 電流, 周波数などを最適に制 御し,出力トルクや応答時間に対する制御方式を確立してい る。

#### 2.2.3 保守・点検性の向上

42

FMCRDは、点検部品を集中内蔵しているスプールピース以 下の部分を取り外し可能な分割型構造とし, 炉内に設置され ている部分を取り出すことなく,必要な保守・点検が行える ようになっている。また,保守時に受ける線量当量の低減に も効果がある。

表2 FMCRD制御装置の主要仕様 運転制御性の向上とプラント 起動時間の短縮を可能とするために, ステップモータと最新のディジ タル制御技術を採用し,多様な駆動方式を実現する。

### 2.3 RCCV(鉄筋コンクリート製原子炉格納容器)

わが国のBWRではこれまで鋼製の格納容器が採用されてき たが、ABWRでは、形状選択の自由度が高いRCCVの特徴を 生かし, 格納容器として要求される仮想事故時の圧力制御機 能の確保はもとより、インターナルポンプの採用に伴う機器・ 配管類の保守・点検性を考慮した合理的配置が可能となる原 子炉建屋と一体の円筒型RCCVを採用している。また, ABWRでは、圧力抑制用ベントシステムを従来の垂直方式に 替えて水平方式とし,物量の低減と格納容器内作業性の向上 を図っていること, 原子炉建屋からの格納容器下部ドライウ ェル室へのアクセス方式としてサプレッションチェンバ内を 貫通するトンネル方式を採用し,アクセス性を向上させてい ること、および従来設置していた配管ベローズやダイアフラ ムフロアシールベローズを削除して保守・点検項目を減らし ていることなど、随所に改良技術を盛り込んでいる。RCCVの

項	目	仕	様
駆 動 モ	— K	ステップ駆動および連 多数本同時操作(最大2 205本同時電動挿入	▣続駆動 26本)
応 答	時間	Ⅰ s以内(停止↔定格	速度)

概念図を図5に示す。

RCCVの採用にあたっては、国外の実態を十分把握するとと もに基礎的な実験とモデルによる実証実験を実施し、RCCVの 設計手法の妥当性および構造健全性の確認を行った。図6は 柏崎刈羽7号機向けRCCVコンクリート軀(く)体の設計に用い





図 6 RCCVコンクリート軀(く)体構造解析用モデル図 この三 次元モデルにより、すべての設計荷重に耐えられることを確認した。

図5 円筒型RCCV概念図 鉄筋コンクリート製の原子炉格納容器 は円筒型の建屋一体型構造であり,直径29mのコンパクトな形状になっている。

3.1 原子炉構成機器

られた応力解析モデルを示したもので,使用済み燃料貯蔵プ ールなどとの一体化構造の挙動を,より正確に把握するため に用いたものである。

### 3 原子炉設備

ABWRの原子炉設備設計には、健全性確保のための種々の 配慮がなされており、これらは詳細な設計検討および試験に よって裏付けられている。

原子炉圧力容器は,原子力発電所の中心機器であるが, ABWRでは,特にインターナルポンプを取り付けるノズルの 構造が従来にないものである。このノズル部は,原子炉圧力 容器内に温度および圧力変化が生じても,インターナルポン プの回転機能へ影響を与えず,また電動機部への熱の伝達が 少なくなるような,スリーブ型の最適形状としている。この ノズル部については,財団法人原子力工学試験センターでの 試験で健全性が実証されている。

また炉内構造物についても、インターナルポンプ採用によ る流動振動への影響のチェックを、流動解析コードによる検 討および実験によって行っている。

炉心流量の計測については、インターナルポンプの部分運 転の状態をも考慮して、実験による検証も含めて精度の確保 が図られている。また、タービンに流れる蒸気流量の計測は、 原子炉圧力容器の主蒸気ノズル部に設けたベンチュリ構造に よって行うが、計測精度が十分確保されることを実験によっ て確認している。

#### 3.1.1 原子炉圧力容器の設計

RPV(原子炉圧力容器)は、冷却材の圧力バウンダリを構成 するとともに、炉心および圧力容器内部構造物を内蔵し保持 する機能を持つものである。

ABWRのRPVの構造を、従来のプラントの構造と比較して 図7に示す。

(1) 圧力容器内径の増大

従来のRPVでは、燃料集合体764体、ジェットポンプおよび 内部構造物を収納して内径約6.4 mとなっていたが、ABWR では燃料集合体が872体に増えたこと、インターナルポンプの 炉内取り扱いスペースを確保したことから、内径が約7.1 mと なっている。

(2) 圧力容器内高の縮小

従来のRPVの内高は約22 mであるのに対し、ABWRでは次 に示す(a)~(b)の要因によって約21 mになっている。

(a) 高効率汽水分離器の採用によって、スタンドパイプ長 さが短くなったこと。

(b) FMCRDの採用により、制御棒落下速度制限器が不要になったこと。

(c) 上ぶた・主フランジ構造変更による上ぶた高さの減少

(d) 下鏡の皿型形状採用による高さの減少

(3) 下鏡形状の変更

インターナルポンプの採用に伴い、インターナルポンプの

圧力容器下部への据付け必要スペースを確保すること,およ び冷却水の循環流路を考慮して下鏡形状を従来の半球型から 皿型にしている。また,インターナルポンプノズルを一体鍛 造とし,溶接線数の増大のない設計としている。

43



熱交換器をペデスタル内に設置するために胴部に円錐(すい) 形状として設置することにしている。

(5) 胴部炉心領域以下に大口径ノズルのない設計

インターナルポンプの採用に伴い,従来プラントの冷却材 再循環出口・入口ノズルなどがなくなるので,胴部炉心領域 以下での大きな冷却材喪失事故を仮定する必要はない。

(6) 主蒸気ノズル流量制御器の採用

従来のプラントでは,流量制限器は主蒸気管上の隔離弁に 至る立下り部分に設置されていたが,これを主蒸気ノズルに 設置することとしている。これにより,主蒸気配管破断事故 に対する安全余裕の向上,格納容器スペースの最適化を図っ ている。

#### 3.2 原子炉内部構造物の設計

ABWRの炉内構造物は、従来のBWRの設計経験および運転実績の上に立って、ABWR特有の技術(インターナルポンプおよびFMCRDの採用に伴う設計の最適化)を盛り込みながら、性能、強度および経済性の観点から優れた改良設計を随所に取り入れたものとなっている。

炉内構造物要目の従来BWRとの比較を表3に、また原子炉

図7 ABWRと従来型BWRの原子炉圧力容器内部構造物比較 従来型BWR(電気出力1,100 MW)と比較すると,直径は炉心の大型化 とポンプ引き抜きスペースに相当して増加しているが,内高について は,汽水分離器スタンドパイプの短縮化などにより,約1mの高さ方向 短縮化がなされている。

(4) 支持スカートの位置,形状の変更

44

支持スカートは、インターナルポンプの取り扱いなどに必要なスペースを確保するとともに、インターナルポンプ用の

圧力容器および炉内構造物を従来BWRと比較して図7に示す。

炉内構造物は, RPV内にあって, 炉心の支持と冷却材の流路の形成, および炉心で発生した熱水, 蒸気を汽水分離する機能などの主要な役目のほか, 仮想事故下での冷却水の炉心注水路の確保など, その性格上十分な健全性と信頼性が要求されている。

#### 3.2.1 流動振動に対する健全性確保

インターナルポンプの採用に伴い,冷却材の再循環方式が 従来と異なるため,各種モデル試験および財団法人原子力工 学試験センターの実機大60度セクタ装置による高温高圧確証 試験により,流動振動に対する検討を行い健全性を確認して

表3 炉内構造物要目の従来BWRとの比較 ABWR炉内構造物には,性能,強度および経済性の観点から優れた改良設計が随所に取り入れられている。

項目	A B W R	従来BWR	A B W R での効果
汽水分離器	二重管, 3段式×349本	三重管, 2段式×225本	低圧損で処理容量増加
給 水 ス パ ー ジ ャ サーマルスリーブ	溶接型二重サーマルスリーブ	溶接型一重サーマルスリーブ	給水温度低下運転に対し裕度大
高圧炉心注水スパージャ	注水方式	スプレー方式	機器の簡素化
低 圧 注 水 ス パ ー ジ ャ	ダウンカマ注入方式	シュラウド内注入方式	安全系注入方式の簡素化
上 部 格 子 板	一体削り出し型	格子板はめ込み型	強度裕度増加
炉心支持板	クロス補強ビーム	平行補強ビーム	強度裕度増加
インコアスタビライザ	2段,シュラウド固定	段,シュラウド固定なし	流動振動強度増加
制御棒	速度リミッタなし バイオネットカップリング方式	速度リミッタあり スパッドカップリング方式	RPV高縮小 CR質量低減
シュラウド	高さ:21.7インチ	高さ:57.5インチ	再循環方式の変更に伴う
サポートレグ	10本(インターナルポンプ間に配置)	12本	流動振動上信頼性確保

いる。さらに、炉心燃料末期の炉心流量拡大運転を考慮し、 より高い信頼性を確保するために、モデル試験および三次元 流動解析、振動解析による構造設計の最適化も図ってきた。 これらは前述した実機大60度セクタ装置を改造したインター ナルポンプ溶接部など信頼性実証試験で最終的に実証される。 3.2.2 ルースパーツの防止設計

ABWR炉内構造物は、その詳細部分までルースパーツポテ ンシャルを評価し、ルースパーツ防止に対し、十分な設計裕 度が確保できる構造設計としている。

3.3 炉心流量計測

日立製作所では、図8に示すように、ABWR実機を模擬した <sup>1</sup>/<sub>5</sub>縮小炉内流動特性試験装置(以下、<sup>1</sup>/<sub>5</sub>縮小モデルと略す。) を用い、実機で予想される運転状態での炉心流量の計測精度 を確認した。この<sup>1</sup>/<sub>5</sub>縮小モデルは、実機のダウンカマから炉 心入口部の再循環流路形状を忠実に模擬している。

ここで、炉心流量は、各インターナルポンプの流量-差圧特 性から求めることができる。



図9 較正用流量と計測流量の関係 常温・常圧条件の 5縮小モデルでシュラウド差圧によって計測した炉心流量は,運転状態によらず必要な精度が得られることを確認している。



図9は、ポンプの流量-差圧特性に基づいて算出した炉心流量の予測値と、流量較正用オリフィスで測定した実測値を比較したものであるが、高精度で、かつ各運転状態で同等の計測精度が得られることを確認している。

#### 3.4 主蒸気ノズルの特性

ABWRでは、図7に示すように、圧力容器の主蒸気配管接 続部に直接絞り部を設けた圧力容器直結型主蒸気ノズルを採 用している。この主蒸気ノズルは、通常運転時の主蒸気流量 計測用に使用されるとともに、万一の主蒸気配管の破断時に は、主蒸気流量制限器としての機能を果たすものである。

従来のプラントでは、この主蒸気ノズルは主蒸気配管直管 部に設置しており、直管部設置流量計としてJISなどの規格で 定められた技術の下に設計・製作を行ってきたが、ABWRの 圧力容器直結型主蒸気ノズルでは、従来構造と異なるため、 流量係数については実験的にその特性を確認してきた。

日立製作所では、1/2.5スケール、90度セクタの試験容器を使用し、水流動試験および蒸気流動試験を実施して主蒸気ノズル流量係数の確認および蒸気膨張補正係数の確認を行った。

試験結果の例を図10に示す。乱流領域で,流量係数は 0.98±0.005で与えられ,精度は0.5%以内であることが確認

図8 ABWR ½ 縮小炉内流動特性試験装置 試験装置は,実機の ダウンカマから下部プレナムまでの流路形状,およびインターナルポ ンプ形状を模擬して,試験容器内ポンプ流量-差圧を把握可能としてい る。また,圧力容器下部をアクリル製として,流れの可視化を可能と している。 された。これは、 プラント 設計側の要求値を十分に満足して

# 4 タービン発電機設備

いる。

ABWRのタービン発電機設備でも、蒸気タービン主機だけ

45



図10 流量係数測定結果 流量係数測定値のばらつきは±0.5%以 内であり,要求精度を十分満足している。

でなく設備全体の経済性, 信頼性, 熱効率を考慮した総合効 率に優れた設備計画となっている。現在,計画中の50 Hz用の ABWRでは、蒸気タービン・発電機本体だけは輸入機が採用

復水給水系統では、給水加熱器ドレンアップを採用すること により, 効率向上を図るとともに復水浄化装置や給水加熱器 の容量低減を図っている。特に、高圧ドレンアップでは高温 の飽和ドレン処理となるため、負荷急減時のドレンポンプの 有効吸込圧力を確保するために、横型ドレンポンプの開発や 復水注入方式の採用も行っている。給水水質の面では最新 BWRの実機水質の追跡調査により、ヒータドレン系や復水系 の金属腐食速度を分析し、ドレンアップを採用した場合の給 水水質の予測・評価を行っている。

復水浄化系では, 沪過装置を中空糸膜フィルタとし, 混床 式脱塩装置は非再生運用方式を採用しているため、廃棄物発 生量と廃棄物処理設備の容量低減に寄与している。

#### 言 結 5

ABWRはすでに実証されている改良標準型BWRの技術をベ ースに、欧米諸国で実績のある技術を加え、BWRの特徴を十 分に生かして, 安全性, 運転性のきわめて高いプラントとし て開発したものである。

これまでの社内試験のほか、国産化技術、性能確証・実証

されているが、日立製作所では完全国産化のために必要な技 術開発をすでに完了している。

以下に、その設備計画と新技術の一端について述べる。

#### 4.1 高効率蒸気タービン発電機設備

基本サイクルは、主蒸気圧力6.79 MPaで52インチ長翼ター ビンと二段再熱の湿分分離加熱器の採用により、大幅な性能 向上を図っている。

従来の原子力用蒸気タービンの最大長翼は、41インチおよ び43インチであったが、ABWRでは52インチの採用により、 約2%の電気出力向上が得られている。日立製作所では, 50 Hz, 60 Hz用の52インチ最終段長翼について、それぞれ回 転試験や解析評価などによって開発を完了している。さらに, ディフューザ付き低圧排気室などの高効率新技術を適用する ことにより,熱効率向上も可能である。

湿分分離加熱器は現在建設中の1,100 MW級BWRですでに 採用されている。この再熱方式の適用によって、非再熱方式 に比べ電気出力が約2%向上し、タービン内の蒸気湿り度も 軽減され信頼性向上となる。また,低圧タービン入口に設け られる組み合わせ中間弁は、最新プラントで運転実績のある バタフライ形とし, 配置のコンパクト化と圧力損失低減によ る熱効率の向上を図っている。

発電機も電気出力の増大に伴って、1,540 MVAに大容量化 するが, 電気的・機械的な最新技術を駆使し, 効率および信 頼性の高いものとなっている。

試験の成果では、主要機器の性能は所期の期待を上回るもの となっている。

また、実プラントの詳細設計に際しては、さらにいっそう のプラント特性の向上を目指し、長年にわたる経験を生かし た技術を駆使し,要素技術の特性を最大限に生かした愛され る設計を心がけてゆきたいと考えている。

終わりに,通商産業省をはじめ財団法人原子力工学試験セ ンター殿,東京電力株式会社殿,東北電力株式会社殿,北陸 電力株式会社殿, 中部電力株式会社殿, 中国電力株式会社殿 および日本原子力発電株式会社殿のご指導・ご支援に対し心 から感謝する次第である。

#### 参考文献

- 横見,外:ABWRの技術的特徴,日立評論,68,4,275~ 1) 280(昭61-4)
- Wilkins, D. R. et al. Advanced BWR Design Improve-2)ments Build on Proven Technology, Nucl. Eng. Int., (1986)
- 世古: 改良型BWR (ABWR), 火力原子力発電, 38 (1987) 3)

4.2 コンパクト給水加熱サイクル

46

復水器は、先行電気出力1,100 MW級BWRで運転実績のあ るチタン管チューブと4ネックヒータ復水器を採用している。

堀内,外:ABWR(改良型沸騰水型原子炉)改良技術の実用化 への展開, 日立評論, 70, 4, 379~386(昭63-4) K. Tomono, et al. : Advanced Boiling Water Reactor 5) Plant, Nucl. Europe J. ENS, No.11/12(1989) 池内,外:大容量蒸気タービン用52in. 長翼の開発,火力原子 6)力発電, 37(1986)