

# 原子力発電プラントの最新ラインアップ

## New Lineup of Light Water Reactors

岡村 潔      大嶋 浩一郎      橘川 敬介

■ OKAMURA Kiyoshi      ■ OSHIMA Koichiro      ■ KITSUKAWA Keisuke

東芝は、沸騰水型原子力発電プラント (BWR: Boiling Water Reactor) における設計、製作、建設、定期検査・保守の豊富な実績を基に、次期プラント建設に向けて更なる信頼性の向上、プラントライフサイクルコストのいっそうの改善を図り、ほかの電源に対する競争力の確保を進めている。また、2020年代以降の国内外の既設プラントリプレースや新規建設の市場に向けて、世界最高水準の安全性と経済性を備える大出力から中小出力までの次世代軽水炉の開発により、ラインアップの構築を進めている。

これら、次期・次世代炉の開発においては、ウェスチングハウス社の技術を活用することでシナジー効果を発揮し、“世界最高性能のBWRプラント”の実現を目指すとともに、加圧水型原子力発電プラント (PWR: Pressurized Water Reactor) 市場へも参入していく。

Toshiba is promoting technical studies for upcoming nuclear power plants based on its large accumulation of experience in boiling water reactor (BWR) design, manufacturing, construction, and maintenance. Our goal is to achieve higher reliability, lower life-cycle costs, and better competitiveness for nuclear power plants compared with other energy sources. In addition, we are developing a new light water reactor (LWR) lineup featuring the safest and most economical LWRs in the world as next-generation reactors aimed at new construction and replacement in the Japanese and international markets expected to start from the 2020s.

We are committed not only to developing BWRs with the world's highest performance but also to participating in the pressurized water reactor (PWR) market, taking advantage of the synergistic effect of both Toshiba's and Westinghouse's experience.

## 1 まえがき

エネルギー価格の高騰や環境保護の観点から、原子力発電の必要性が世界的に高まっている。

東芝は、1956年に原子力事業を立ち上げて以来、これまでに22基の沸騰水型原子力発電プラント (BWR: Boiling Water Reactor) の設計、建設、定期検査・保守に携わってきており、これらの実績で証明された信頼性の高い技術をベースとし、工程短縮、出力向上及び長期サイクル運転などの技術を採用することで、プラントライフサイクルコスト (プラント建設から運転・保守までを含めたコスト) のいっそうの改善を進めている。更に、ウェスチングハウス社が持っている欧州のBWR技術とのシナジー効果を発揮して“世界最高性能のBWRプラント”の実現を目指し、次期・次世代炉の開発を進めるとともに、加圧水型原子力発電プラント (PWR: Pressurized Water Reactor) 市場へも参入していく計画である。

ここでは、次期・次世代炉に搭載される新技術とプラントコンセプトについて述べる。

## 2 次期炉への取組み

### 2.1 ABWRの洗練化

当社が改良型BWR (ABWR: Advanced BWR) の初号機として建設した東京電力 (株) 柏崎刈羽原子力発電所の6、7号機は1996年と1997年に運転開始し、その後東芝独自の改良技術を適用した中部電力 (株) 浜岡原子力発電所の5号機が2005年に運転開始している。

次期炉においてはABWRの洗練化を計画しており、浜岡原子力発電所の5号機で良好な運転実績を持つ燃料破損ゼロを目指したデブリフィルタや、リークポテンシャルを低減するシールレス改良型制御棒駆動機構 (S-FMCRD) などの運転信頼性向上技術に加えて、静的機器であるガンマサーモメータや触媒式可燃性ガス濃度制御系 (FCS) などの運転・保守性向上技術を適用する。また、高性能燃料、低圧損主蒸気隔離弁 (MSIV)、低圧損セパレータ、及び高効率タービンにより更なる電気出力の増加を達成し、プラントライフコストの改善を図る。

### 2.2 タービン技術

次期炉向けタービンは、納入実績のある1,350 MWe機の技術をベースに、更なる性能向上技術を取り入れることにより、

高効率で信頼性の高いプラントを目指して計画している。次期炉で採用を予定しているタービン主機の特徴について以下に述べる。

タービンの主な仕様を表1に、鳥観図を図1に示す。

| 項目     | 仕様               |
|--------|------------------|
| タービン型式 | タンデムコンパウンド、6フロー  |
| 回転数    | 1,500 rpm        |
| 最終段翼長  | 1,320 mm (52インチ) |
| 定格電気出力 | 1,380 MWe級       |

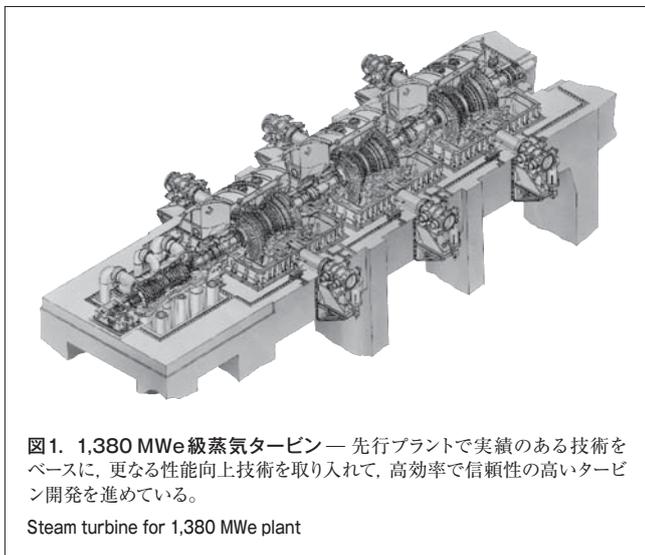


図1. 1,380 MWe級蒸気タービン — 先行プラントで実績のある技術をベースに、更なる性能向上技術を取り入れて、高効率で信頼性の高いタービン開発を進めている。

Steam turbine for 1,380 MWe plant

タービンの構成は、1本の高圧車軸と3本の低圧車軸を直列に配列した、原子力発電プラントでも十分実績のあるタンデムコンパウンド型であり、低圧タービンには信頼性の高い一体ロータを採用するとともに、最終段翼に世界最長クラスの52インチ翼を採用し、排気損失を低減している。更に、タービン翼については、プラントの過渡運転時に発生する振動応力も評価し、信頼性を向上させている。

熱サイクルとしては、先行号機のタービンシステムで採用した湿分離加熱器による2段再熱及び高圧・低圧ヒータドレンポンプアップ方式に加え、タービン主機にも性能向上技術を取り入れ、出力を向上させている。

現在次期炉に採用を計画しているタービン性能向上技術は、次のとおりである。

- (1) 漏えい損失の低減
  - (a) ラビリンスパッキン改善
  - (b) スナッパ翼+改良型チップフィン
- (2) 段落効率の向上
  - (a) アドバンスド フロー パターン (AFP)

- (b) リークコントロール
- (3) 排気室損失の低減
  - (a) 高性能低圧排気室

これらの技術は火力発電プラントで十分な実績があり、(1)、(2)の技術については、原子力発電プラントでも高圧タービンへの適用を計画してきた。次期炉向けタービンでは、AFP(図2)及びスナッパ翼(図3)を低圧タービンへも適用することで更なる性能向上を目指しており、これらのタービン性能向上技術をすべて適用すると、従来より出力を2%以上向上できる。

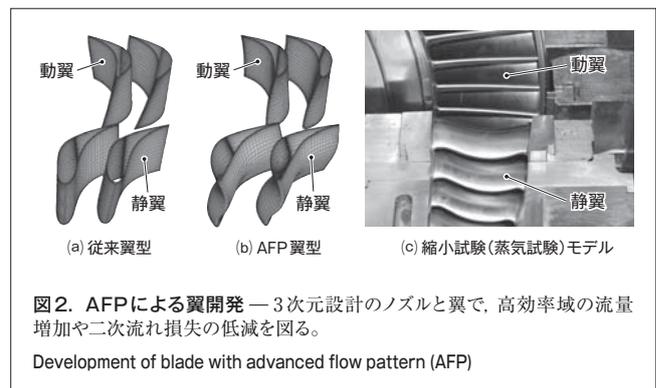


図2. AFPによる翼開発 — 3次元設計のノズルと翼で、高効率率の流量増加や二次流れ損失の低減を図る。

Development of blade with advanced flow pattern (AFP)

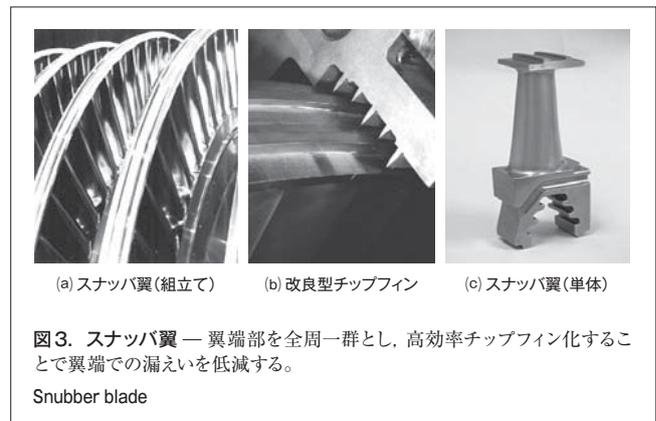


図3. スナッパ翼 — 翼端部を全周一群とし、高効率チップフィン化することで翼端での漏えいを低減する。

Shrubber blade

### 2.3 建設工法

次期炉の建設においては、次のような目標を設定している。

- (1) 現地工事における安全と品質の確保
- (2) 現地工事の削減と効率化

直近の次期炉の建設は、寒冷地サイトにおける建設が予定されている。原子力発電プラントの建設には約4年の工期が必要で、冬期の風雪などによる工事や工程への影響に対し対策を考慮しておく必要がある。また、溶接工や電気工などの熟練労働者は、漸次減少する傾向にある。そこで、この厳しい建設環境の下で前記の建設工事の目標を達成するため、次期炉の建設においては、機器・配管などの据付けに次のような様々なモジュール工法を適用していくことにしている。

### 2.3.1 モジュールの工場製作範囲の拡大 タービン

建屋の復水器の組立てには多くの工数と工期が必要となる。次期炉の建設では、復水器の現地組立てに最適なモジュールを工場で製作することにより、現地での工数削減と工期短縮を実現できる(図4)。

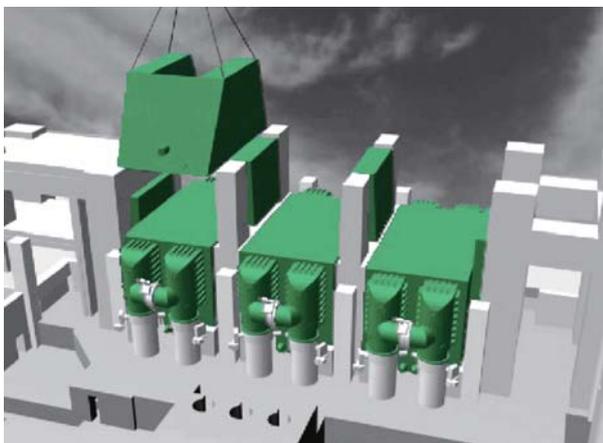


図4. モジュール工法(復水器への適用例)― 現地の復水器組立てに最適なモジュール工法により、現地での工数を削減し工期を短縮することができる。

Modular construction method for condenser

### 2.3.2 建屋の鉄骨を利用したモジュール工法

従来から、原子力発電プラントの建設にはモジュール工法が適用されてきているが、この工法を適用するエリアの配管などのレイアウトによっては、モジュールの形状や強度を維持するために仮設材が多用されることがあった。建屋の鉄骨を、モジュールを構成する要素として利用することで、モジュールの適用性を向上させることができる(図5)。

図6は、ポンプ室の配管を天井のデッキ鉄骨を利用してモジュール化した例である。このモジュールを適用することで、

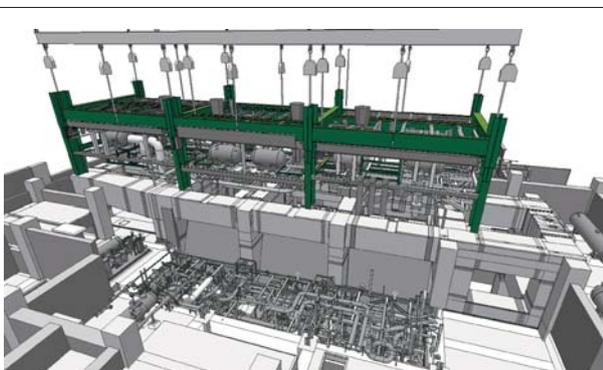


図5. 鉄骨を利用したモジュール工法 ― 建屋の鉄骨を、モジュールを構成する要素として利用することで、モジュールの適用性を向上させる。

Modular construction method with steel framework

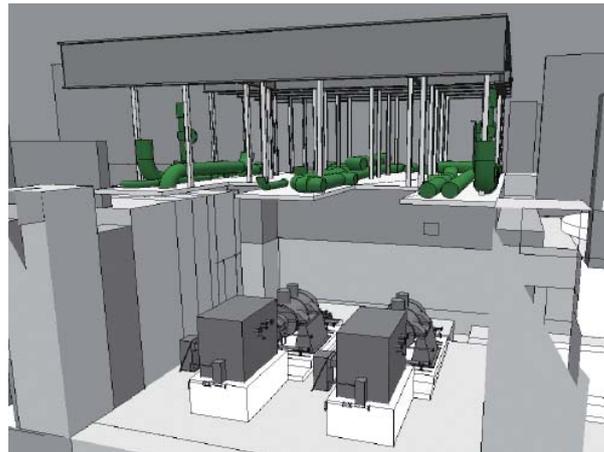


図6. ポンプ室へのモジュール工法適用例 ― ポンプ室の配管を天井のデッキ鉄骨を利用してモジュール化することで、ポンプと干渉せずに搬入できる。

Modular construction method for pump piping

従来は先に据え付けられたポンプがじゃまで搬入できなかった配管を、ポンプと干渉することなくモジュールとして搬入することができるようになる。

### 2.3.3 新しい建屋構造に適合したモジュール工法

次期炉のタービン基礎台には、建築の新しい構造である鋼板コンクリート構造を適用する計画である。鋼板コンクリート構造は、鉄筋の代わりに鉄板を使用し、それを型枠に兼用している。タービン基礎台上部のはりにはタービン及び発電機の基礎ボルトが数多く設置されるが、鋼板コンクリート構造の適用によって、鉄筋と基礎ボルトの干渉を回避することができ、また、鉄板がフレームとなることから、基礎ボルトを含めたモジュールとすることができる(図7)。

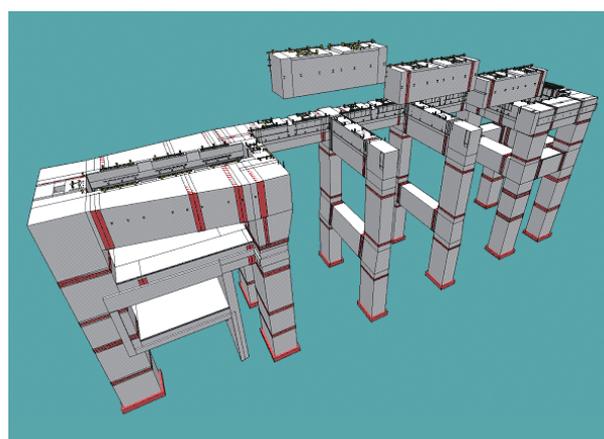
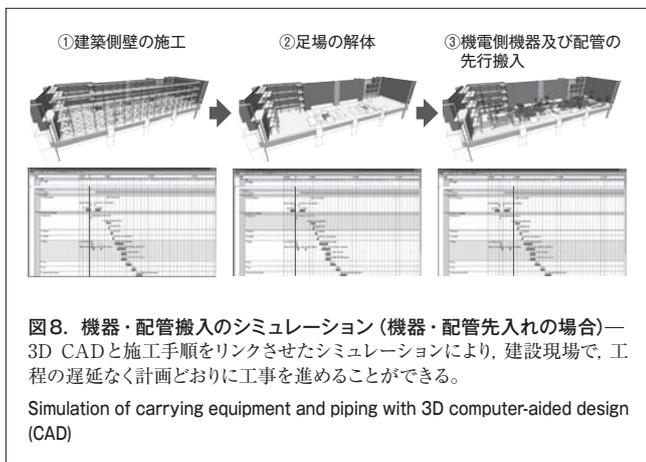


図7. 鋼板コンクリート構造によるモジュール工法のタービン基礎への適用例 ― 鋼板コンクリート構造を採用することで、基礎ボルトを含めたモジュールとすることができる。

Modular construction method for turbine foundation

**2.3.4 3次元CADを利用した工法の確認** モジュール工法は、建屋の工事と並行して機器や配管などを搬入することになるため、建屋を施工する建築会社との調整が重要となる。3次元CAD (3D CAD) と施工手順をリンクさせたシミュレーションによる確認は、建築側の工事と機械・電気側工事の手順の妥当性や工事の干渉回避などを検証する方法として、たいへん有効である(図8)。また、3D CADから工事物量を算出し、作業員のリソースをデータとして与えることで、3D CADの工程シミュレーションを高い精度で実施することができる。これによって、建設現場で計画どおりの工事を工程の遅延なく進めることができるようになる。次期炉では、すべての施工エリアをシミュレーションで確認することにより、施工をよりスムーズに実施できると考えている。



### 3 次世代炉の開発

ABWRの次の世代を担うものとして次世代炉を開発しており、将来のニーズの多様化に対応するために、当社は以下に示すような複数の炉型開発を推進している。

#### 3.1 次世代ABWR

大出力化のスケールメリットによる経済性の向上や、シビアアクシデント対応の強化などを目指して、ABWR-II (ABWR改良発展炉) の開発を電力共同研究(電気事業者とメーカーの共同研究)で進めてきた。当社はこれを発展させ、大型高性能燃料集合体や、高性能インターナルポンプ(RIP: Reactor Internal Pump)、ハイブリッド安全系などにより更に経済性を向上させ、国際市場を視野に入れてシビアアクシデント対応能力を向上させたAB1600 (1,600~1,800 MWe級) の開発を進めている<sup>(1)</sup>。2006年度からフィージビリティスタディが始まっている経済産業省の日本型次世代軽水炉開発プログラムには、AB1600の技術をベースに参画している。ここではその概要を述べる。

ウラン資源の有効利用と運転性確保の点から、炉心流量強

制循環方式を採用し、BWRの特徴である炉心流量による出力制御を可能とする。炉心は集合体の一辺を従来の1.2倍として集合体数を削減し、燃料交換時間の短縮と制御棒本数の削減による合理化を図る。1,600 MWe級の場合、燃料集合体の体数はABWRの872本から600本に、制御棒の本数は205本から137本に削減される。主な仕様を表2に示す。

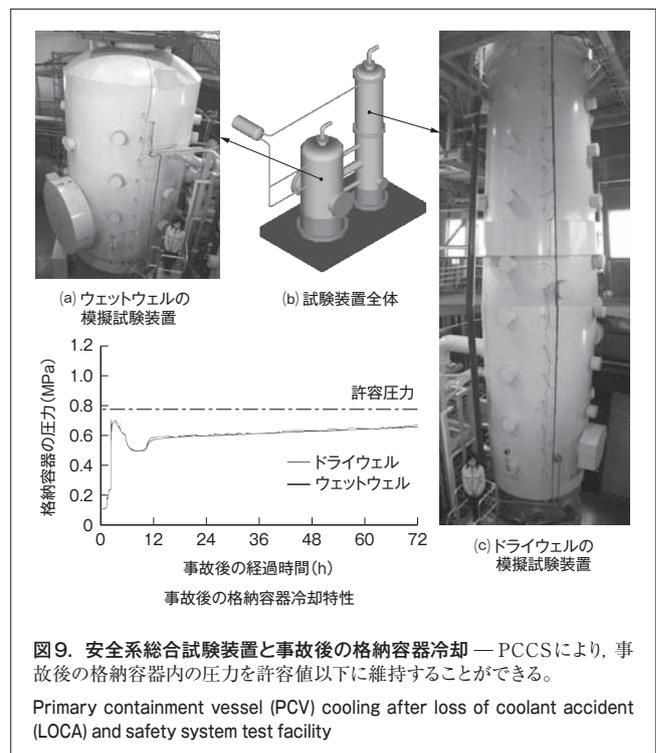
表2. AB1600の主な仕様

Main specifications of AB1600 BWR

| 項目         | 仕様                  |                     |
|------------|---------------------|---------------------|
|            | AB1600              | ABWR                |
| 電気出力 (MWe) | 1,600               | 1,356               |
| 燃料集合体数 (体) | 600                 | 872                 |
| 制御棒数 (本)   | 137                 | 205                 |
| RIP数 (台)   | 8                   | 10                  |
| RPV寸法 (m)  | 7.1 (径) × 23.1 (高さ) | 7.1 (径) × 21.0 (高さ) |

RPV: Reactor Pressure Vessel (原子炉圧力容器)

安全系は、現行ABWRと同等の安全性を確保しながら深層防護を考慮したハイブリッド安全系としている。次世代炉の国際標準であるシビアアクシデント対応として、熔融燃料を保持するコアキャッチャや、格納容器の最終的な加圧防護設備である静的格納容器冷却系(PCCS)を採用し、これにより、シビアアクシデント時に格納容器から環境への放射性物質の放出を防止する。PCCSによる事故時の格納容器冷却の解析例、及びこれら安全系の性能実証を計画している試験装置を図9に示す。



更に、非常用炉心冷却系 (ECCS) の構成は、静的な除熱系である非常用復水器 (IC), PCCS, 及び重力注水系 (GDCS) の導入により動的な低圧注水系を2区分とし、かつバッテリー駆動型としてシステムの簡素化を図っている。この構成は、深層防護強化による安全性向上と同時に、主要系統だけでなく海水系や中間ループの削除などの物量を低減し、経済性及び保守性の向上に寄与している。

また、原子炉建屋は外壁を強化し、航空機落下に対応可能な設計としている (図 10)。

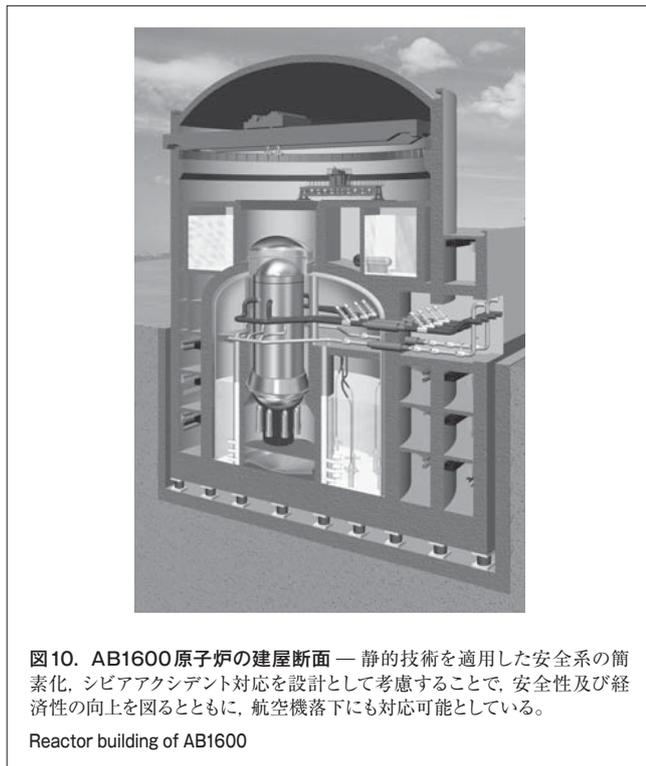


図10. AB1600原子炉の建屋断面 — 静的技術を適用した安全系の簡素化、シビアアクシデント対応を設計として考慮することで、安全性及び経済性の向上を図るとともに、航空機落下にも対応可能としている。

Reactor building of AB1600

なお、GE日立ニュークリア・エナジー社が主体となって開発を進めているESBWR (Economic Simplified BWR) は米国で設計認証審査中であるが、当社はその前身であるSBWR (Simplified BWR) の静的安全系を国際協力により開発した実績があり、その技術をベースに、ESBWRの開発においてもGE日立ニュークリア・エナジー社に協力している。

### 3.2 コンパクトPCV中小型BWR

小型化による経済性のスケールデメリットを、小型化の特徴を生かした革新技術の採用による簡素化で克服し、更に、わかりやすい単純な安全性を備えた原子炉として、日本原子力発電 (株) の委託で出力300～600 MWe級のコンパクトPCV (Primary Containment Vessel: 1次格納容器) 中小型BWR (CCR: Compact Containment BWR) <sup>(2)</sup> の開発を推進している。CCRの概要を図 11(a)に示す。

CCRは、原子炉全体を小型化するために、圧力抑制プールを持たないコンパクトで高耐圧の鋼製格納容器を備えている。

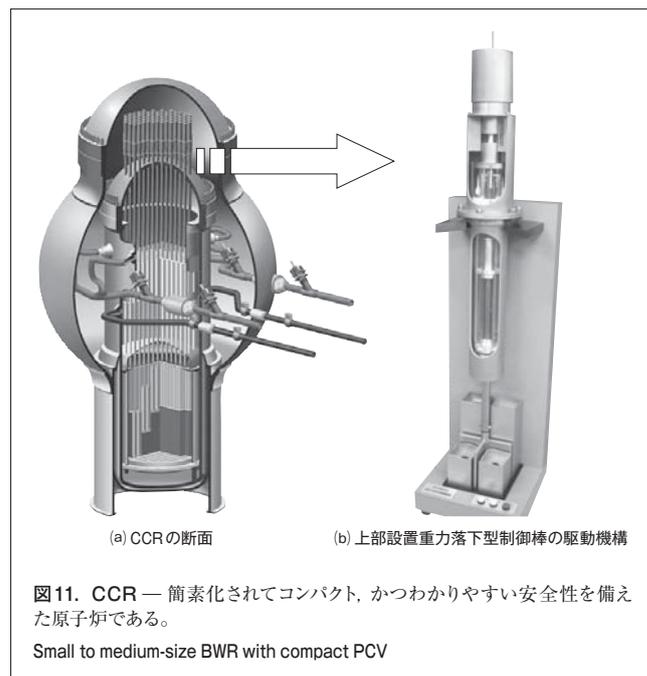


図11. CCR — 簡素化されてコンパクト、かつわかりやすい安全性を備えた原子炉である。

Small to medium-size BWR with compact PCV

原子炉は、従来の1.2倍の幅で長さを2.2 mに短くした燃料集合体で炉心を構成するとともに、再循環ポンプの不要な自然循環冷却方式と上部設置重力落下型制御棒を採用し、事故時にも外部からの注水を必要とせず自己の持つ保有水だけで炉心冠水を維持できるなどシンプルな構成としている。また、原子炉からの除熱には、静的機器であるICを採用している。これらの構成により、原子炉下部と格納容器の間に事故時の流出水を保持し、シビアアクシデント時の溶融燃料を原子炉内に保持 (IVR: In-Vessel Retention) することができる。

この結果、圧力容器及び高耐圧格納容器とICの組合せだけで設計基準事故やシビアアクシデントが発生したときの安全性を維持でき、かつ簡素化されてコンパクトな、わかりやすい安全性を備えた原子炉を実現しようとしている。

CCRは、前述のような設計検討を進めるとともに、新たに採用した炉心上部に設置する重力落下型制御棒とICについて開発試験を実施中である。上部設置重力落下型制御棒の駆動機構モデルを図 11(b)に示す。

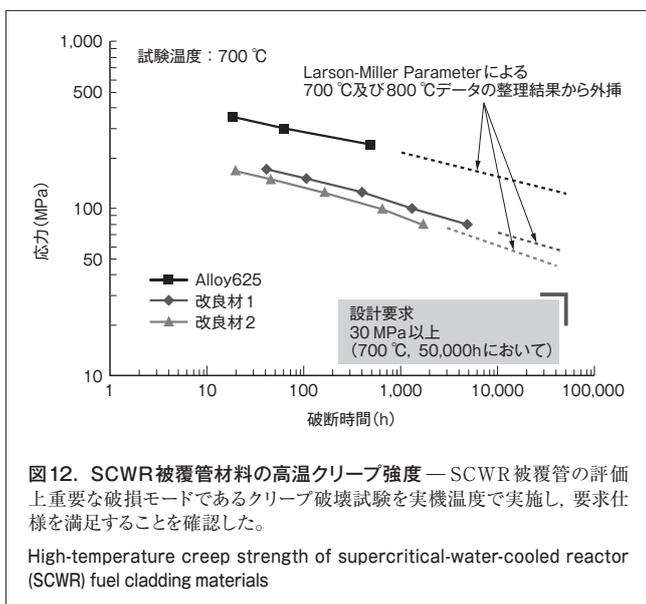
### 3.3 超臨界圧水冷却炉

超臨界圧水冷却炉 (SCWR: Super-Critical Water cooled Reactor) は、蒸気サイクルの超臨界圧化 (約25 MPa) と高温化 (約560℃) により、熱効率が約44%と、従来の軽水炉プラントの約35%に対して大幅に向上させることができる。また、原子炉システム及びタービンシステムの簡素化と小型化により建設コストが削減できるなど、経済性の観点から優れた特長を備えている。

このようなSCWRの早期実用化を目指して、当社は経済産業省の公募事業を中心に技術を開発しており、2000年度から5年間の技術実用化開発 (Phase-I) に引き続き、2004年度か

らは米国と協力して、4年間にわたる燃料被覆管及び炉内構造材料の開発を進めている。

Phase-Iでは、ジルカロイに代わる燃料被覆管材料及び構造材料の候補材として、オーステナイト系ステンレス鋼とその改良材（結晶粒微細化材及び微量元素添加材）、及びニッケル基合金が有望であることを示した<sup>(3)</sup>。これを受けて、燃料挙動解析や原子炉圧力容器の健全性評価を行って材料への要求仕様を明らかにし、これらの候補材の性能と要求仕様との整合性を評価するために、使用温度での材料試験及び中性子照射後試験を行っている。これまでの試験結果から、要求仕様を満足することが示されている（図12）<sup>(4)</sup>。



2007年に日本は、2030年以降に運転開始を目指している将来炉開発の国際協力の枠組みであるGIF (Generation IV International Forum)に参加して、SCWRの開発を進めることに合意した。今後の技術実証段階の開発は、GIFによる国際協力のなかで効率よく進める予定になっている。

## 4 海外展開

### 4.1 米国向けABWR

米国では2005年に新エネルギー政策法が制定され、税制上の優遇措置など原子力発電所の新規建設を促す条項が規定されたことで、現在、17の電気事業者で合計32基の建設準備が進められている。

当社は、米国でのABWR建設を目指し、2004～2005年にかけて、米国のテネシー渓谷開発公社と米国エネルギー省の資金援助を得て建設性と経済性の評価を実施した。その評価結果及び日本国内での建設経験を背景にして、積極的に受注活動を進めている。

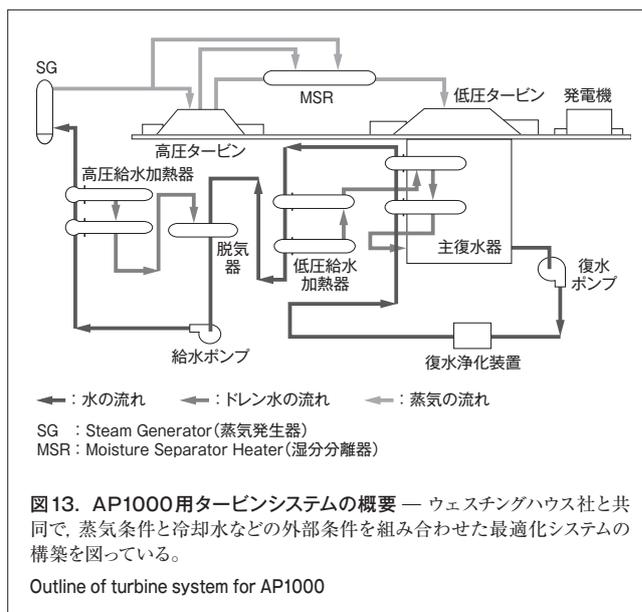
### 4.2 AP1000用タービンシステム

次期軽水炉として計画されているAP1000用のタービンシステムに関しては、蒸気発生器の蒸気条件や冷却水などの外的条件を組み合わせる最適化が必要である。当社は、ウェスチングハウス社とのシナジー効果の一つとして、当社製タービンシステムをAP1000に搭載するため、同社と共同で最適化の検討を進めている。

AP1000用タービンシステムの主な仕様と概略のシステムを表3、図13に示す。

表3. AP1000用タービンシステムの主な仕様  
Main specifications of turbine system for AP1000 PWR

| 項目     | 仕様                                  |
|--------|-------------------------------------|
| タービン型式 | タンデムコンパウンド、6フロー、52インチ最終段翼、1,800 rpm |
| タービン出力 | 1,199.5 MWe 以上                      |
| 復水器    | 型式：3胴（複圧式）、チタン管                     |
| 給水加熱器  | 段数：7段（脱気器を含む）                       |

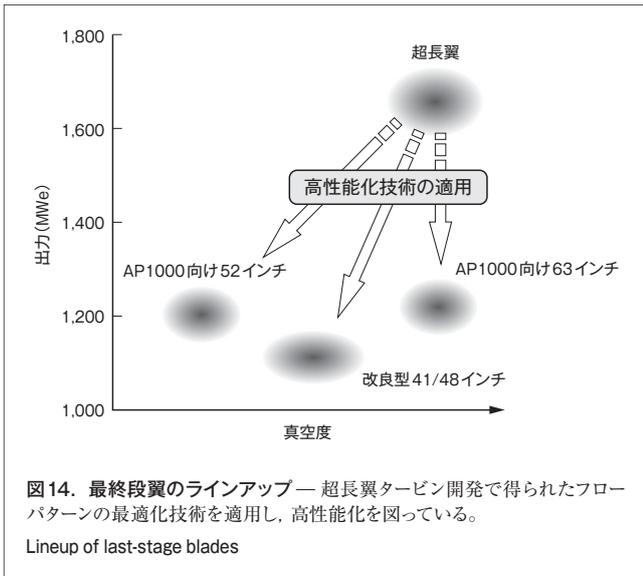


AP1000用タービンには、当社で既に性能を検証済みである、次の最新技術を適用する計画である。

- (1) 高性能52インチ最終段翼の形状
- (2) AFPによる翼設計

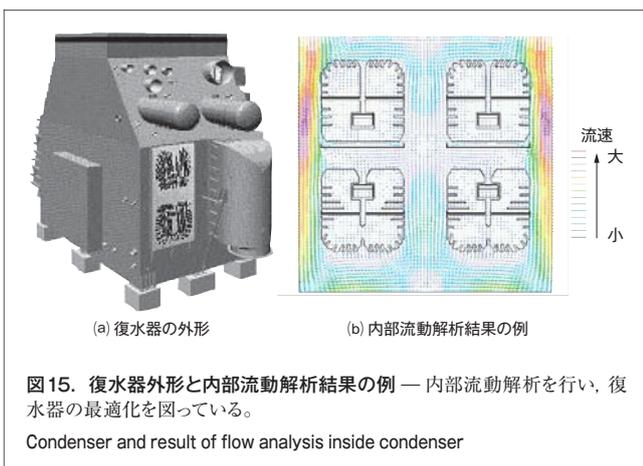
特にタービン効率に大きな影響を与える最終段翼には、AP1000の蒸気条件及び真空条件に合わせて52インチ翼を採用するが、更に、超長翼の開発で得られたフローパターンの最適化技術を適用することにより、いっそうの高性能化を図っている（図14）。この結果に基づいて、レイアウトなどプラント全体計画についての検討をウェスチングハウス社と実施した。

米国では復水器の設計条件として、日本や中国の海水による



単圧設計と異なり、冷却塔などによる複圧設計が多い。このため、ウェスチングハウス社と共同で復水器の最適化検討を行った。AP1000における復水器内の流動解析の結果を図15に示す。復水器の管配列は、日本で実績が得られた最新プラントでの管配列をベースとし、現地での冷却水流量と温度条件により高性能化を検討した。

以上の技術により得られたタービンシステムを反映して改訂したDCD (Design Control Document) をNRC (Nuclear Regulatory Commission) に提出済みであり、初号機建設に向けて詳細設計段階に入っている。



## 5 あとがき

ここでは、当社における設計と建設の豊富な実績を基にした、次期炉で適用する新技術と次世代炉の概要について述べた。

当社は他電源をしのぐ経済性、安全性、並びに信頼性を実現することを目指し、国内外の多様な顧客のニーズに応える原子力発電プラントの開発と建設を推進していく。

## 文 献

- (1) Murase, A., et al. "The development of the near term BWR". ICONE15. Nagoya, 2007-04, JSME/ASME, 2007, No. 10578.
- (2) Heki, H., et al. "Design Study Status of Compact Containment BWR". ICAPP '06. Reno, Nevada, USA, 2006-06, ANS/AESJ, 2006, No. 6372.
- (3) 大川雅弘, ほか. "超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発—プロジェクト概要 (その5)—". 日本原子力学会 2005年春の年会, 東海大学湘南校舎, 2005-03, 日本原子力学会, 2005, F50.
- (4) Saito, N., et al. "Material Development for Supercritical Water-cooled Reactors". ICAPP'07. Nice, France, 2007-05, SFEN, 2007, No. 7447.



岡村 潔 OKAMURA Kiyoshi

電力システム社 原子力事業部 原子力技術部長。  
原子炉系システムの設計・開発に従事。日本原子力学会会員。  
Nuclear Energy Systems & Services Div.



大嶋 浩一郎 OSHIMA Koichiro

電力システム社 原子力事業部 原子力システム設計部長。  
原子炉システムの設計業務に従事。日本原子力学会会員。  
Nuclear Energy Systems & Services Div.



橘川 敬介 KITSUKAWA Keisuke

電力システム社 原子力事業部 原子力プラント設計部長。  
BWRプラントのプラント設計業務に従事。日本機械学会会員。  
Nuclear Energy Systems & Services Div.