

次期・次世代原子炉

Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants

塩入 章夫

■ SHIOIRI Akio

鈴木 茂

■ SUZUKI Shigeru

藤井 敏浩

■ FUJII Toshihiro

東芝は、沸騰水型原子力発電所（BWR：Boiling Water Reactor）におけるこれまでの豊富な設計及び建設経験を元に、次期プラント建設に向けてABWR（Advanced BWR）の洗練化を推進している。原子炉系及びタービン系の新技術の適用による経済性の更なる向上や、モジュール化工法を用いた建設工期の短縮を図るとともに、出力ニーズの多様化に応じて80～160万kW級の出力ラインアップを計画している。

また、2010年代後半に建設される次世代原子炉としては、大型集中電源としての次世代ABWR（ABWR-II、AB1600及びAB1000）、柔軟立地を目指し大型炉並みの経済性を備えるコンパクトPCV中小型BWR（CCR）、高効率プラントを目指す超臨界圧水冷却炉（SCWR）、分散電源としての小型高速炉（4S）など、国内外のニーズの多様化に向けた開発を行っている。

Toshiba is now promoting technical studies for the next-generation advanced boiling water reactor (ABWR) based on its large accumulation of experience in BWR design and construction. This paper describes high-end technologies to rationalize the reactor and turbine/generator system.

The concepts of future nuclear power plants such as the AB1600/AB1000, which will be the successors to the current generation of ABWRs, are also explained, including the compact containment reactor (CCR), the supercritical-water-cooled reactor (SCWR), and the "Super-Safe, Small & Simple" (4S) reactor.

1 まえがき

東芝は、わが国への原子力発電所の導入以降、国内の約1/3にあたる沸騰水型原子力発電所（BWR）の設計と建設を手がけてきた。

1996年には改良型沸騰水型原子力発電所（ABWR）を完成し、東京電力（株）柏崎刈羽原子力発電所6/7号機として納入した。更に、2005年1月には世界で3基目となるABWRとして、新技術を採用した中部電力（株）浜岡原子力発電所5号機の建設を完了し、更なる建設経験の蓄積とABWR設計技術を確かなものとしてきた。今後の原子力発電所に求められる技術課題は、電力自由化を視野に入れた経済性の向上、電力需要動向や電力会社の投資計画への柔軟な対応、及び立地を促進する社会受容性であると考えられる。

当社は豊富な設計及び建設実績を踏まえ、海外市場も視野に入れながら、経済性の更なる向上、立地の多様化、社会受容性の向上などを目指した次期・次世代原子炉の開発を進めている。

ここでは、次期・次世代原子炉の新技術とプラントコンセプトについて述べる。

2 ABWRの洗練化に向けた新技術

当社はABWRの経済性、安全性及び信頼性を更に追求し、次期ABWRの設計に適用する新技術を開発し、ABWRの洗練化を推進している。

2.1 原子炉系の新技術

更なる合理化や性能向上を目指し、大容量主蒸気逃がし安全弁（SRV）、低圧損主蒸気隔離弁（MSIV）、高出力密度燃料、低圧損セパレータなど機器システムの新技術の開発を行い経済性の向上を図る。

また、解析技術の高度化、及び工学的知見に基づいた原子炉設計基準の合理的な見直しにも積極的に取り組んでおり、長年の研究による熱水力や燃料の健全性に関する知見をもとに、POST-BT（沸騰遷移発生後の燃料健全性）基準の適用に向けて活動を行っている。

計装制御技術としては、信頼性を一段と向上した集積論理素子であるFPGA（Field Programmable Gate Array）型原子炉計測専用デジタル装置の開発を行っている。

ここでは、POST-BT基準とFPGA型原子炉計測専用デジタル装置について述べる。

2.1.1 POST-BT基準の実現と設計への適用 現行の原子力発電所（ABWR及びBWR）では、発電機遮断や再

循環ポンプトリップなどの運転時の異常な過渡変化が生じた場合においても、燃料の健全性を確保するために、冷却材の沸騰形態が核沸騰から液膜が消失する状態に移行すること（沸騰遷移（BT：Boiling Transition））がないように設計を行っている。しかし、近年、図1に示すように、過渡変化時に燃料集合体内で短時間の沸騰遷移が発生しても、原子炉スクラムなどの出力低下によるリウエット（蒸気に露出した伝熱面が再び液膜で覆われ、冷却状態が改善する現象）に至るので、燃料健全性は保たれるという知見が蓄積されている。

当社は、沸騰遷移発生後の熱水力挙動に関する研究を十数年前から開始し、多くのデータと知見を蓄積してきた。2003年には、これらの成果を原子炉の合理化設計に生かすことを目的として積極的に検討を推進し、民間基準として原子力学会標準⁽¹⁾の制定を実現した。

これは沸騰遷移後の燃料の健全性を示すもので、POST-BT基準と呼ばれている。

図2(a)に示すように、現行設計では運転時の異常な過渡

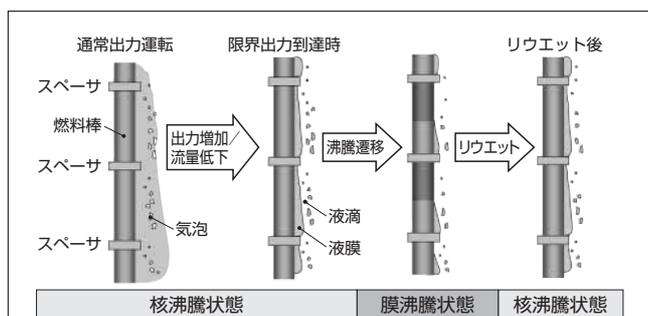


図1. 沸騰遷移-リウエットの概念 - 燃料被覆管の一時的な温度上昇が生じて、リウエットにより燃料の健全性を維持できる。
Concept of rewetting at coolant boiling transition

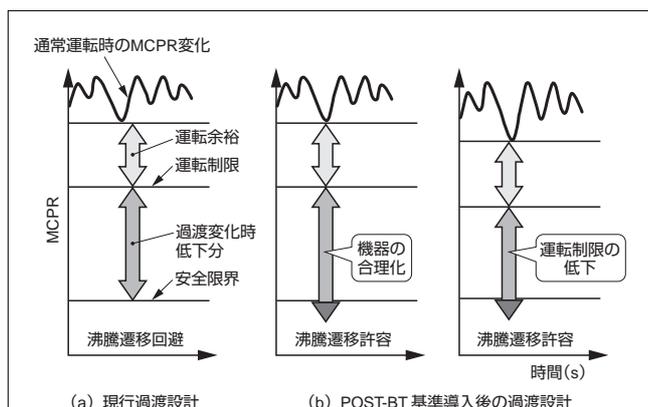


図2. POST-BT基準適用後の過渡設計の概念 - 過渡変化時に沸騰遷移を許容することにより、機器設計の合理化や運転余裕の増大を実現できる。
Design procedure for plant operational transient adopting post boiling transition (POST-BT) criteria

変化が生じた場合に、熱的制限値（MCPR）が安全限界値を下回らないようにしているが、POST-BT基準を採用することにより、MCPRが安全限界値を下回り沸騰遷移が生じることを許容する。このため、機器設計の合理化（図2(b)の左）や運転制限値を低下（緩和）（図2(b)の右）することが可能となる。

現行ABWRでは、炉心流量急減時の沸騰遷移の発生を回避する目的で、再循環ポンプ電源として2台のMG（Motor Generator）セットが装備されているが、このPOST-BT基準を活用して沸騰遷移の発生を許容することで、これらの設備を不要とした設計を行うことが可能となる。

2.1.2 FPGA型原子炉計測専用デジタル装置 近年、原子力発電所の監視計装制御システムには、高信頼性を確保することに加えて、長期供給可能化や保守費低減など、運転経済性向上のための設備維持コスト低減が求められている⁽²⁾。

当社は、原子力監視計装の中核となる核計装や安全上重要な放射線計装のシステムにおいて、マイクロプロセッサを用いた原子炉計測専用デジタル装置（TOSDIATM）の供給と保守を過去約15年間にわたって継続してきた。

しかしながら、マイクロプロセッサや周辺デジタル・アナログ回路部品などの急速な進歩や改廃のなかで、従来と同等の経済性を維持しながら信頼度の高い製品を長期にわたり安定供給することが課題となっている。

当社は、このような課題を解決しユーザーニーズに応えるべく、以下の特長を持つ集積論理素子であるFPGAを適用した新型原子炉計測専用デジタル装置 A-TOSDIA（図3）を開発した。

- (1) 長期製品供給性の向上 FPGA素子はその継続供給性が約束されたものも多く、たとえ同形式品が廃型となっても、代替素子に同じ論理回路を実装することで継続的な供給が可能となる。
- (2) 検証性の向上 FPGAでの信号処理はハードワイヤードなロジックとして構成されるため、基本ソフトウェ



図3. A-TOSDIA（出力領域モニター） - 従来のTOSDIATMと互換性を維持しつつ、高信頼性と長期供給や保守性を実現した。
Field programmable gate array (FPGA)-based power range monitor (A-TOSDIA)

ア(OS)やアプリケーションソフトウェアは不要であり、実際の素子上での信号処理が設計した論理ブロックと1対1に対応しているため、設計検証が容易である。

- (3) ドリフトの減少 アナログ素子による信号処理と比較し、デジタル処理を行うFPGAでは、経時変化によるドリフトを抑えることが可能となる。

このFPGAを適用したA-TOSDIAは、既存の監視装置と外形寸法や外部インタフェースの互換性を持たせることにより、設備更新範囲を最小化し、短期間の定期検査での更新を可能とする設計としている。また、基板実装部品の集積度向上や部品点数削減により信頼性の向上を図るとともに、センサと監視装置間の伝送及びデジタル信号処理方式は実績のある従来のTOSDIATMの方式を採用することにより、機能や性能を確保している。

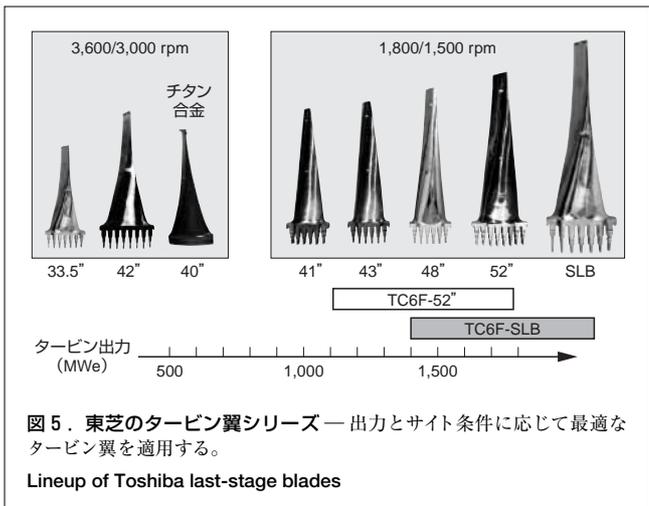
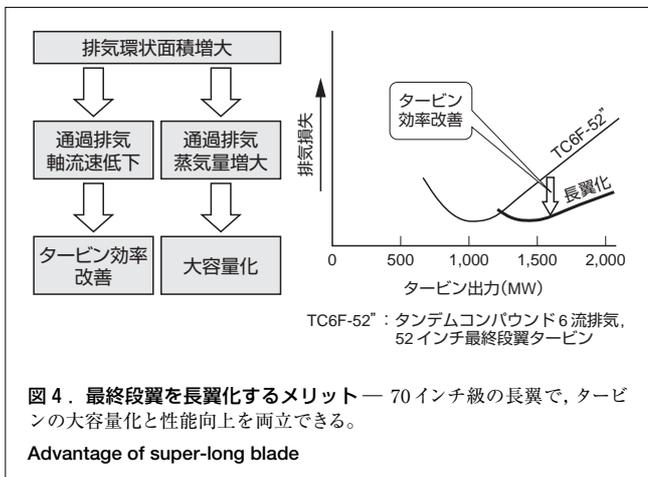
また、FPGAの適用により旧来のアナログ装置と同等に設計及び検証が行えるため、設計及び試験検証を通した透明性を確保することができる。

A-TOSDIAは、従来のTOSDIATMの後継機種として、1チャンネル用並びに多チャンネル用放射線監視ユニット、起動領域モニタ(SRNM)監視ユニット、出力領域モニタ(PRNM)監視ユニットのラインアップで、順次実機への適用と展開を図っていく計画である。

2.2 タービン系の新技術(タービン長翼化)

原子炉で発生した蒸気はタービン系で仕事をして電気エネルギーに変換される。この変換効率(タービン効率)を向上させることが、次期・次世代原子炉の主要な目的の一つとなっている。タービンの最終段翼は、タービン効率を1%以上左右する重要な要素である。図4に示すように、長翼化することにより最終段翼の環状面積を増大させることができ、その結果として高効率化あるいは大容量化を図ることが可能となる。

当社は世界最大級となる長翼SLB(Super Long Blade)の開発をほぼ完了し、実機適用に向けた最終の試験段階に入っている。当社のタービン翼シリーズを図5に示す。開発



のコンセプトは次の2点である。

- (1) 世界最大級の長翼で排気損失を最小化
- (2) 全長にわたる三次元翼形状の最適化で、更なる性能向上

翼形状の開発では、当社で多くの実績のあるAFP(Advanced Flow Pattern)設計を適用して、最終段翼だけでなくタービン全体の性能向上のための構造や蒸気の流れの観点から開発を行い、翼根元から先端にわたる範囲で蒸気の流れを最適化している。

今回、当社が開発した長翼は、従来のタービン翼と比べると1.5倍以上の環状面積を持つため、発電機の出力を2%以上向上させることが期待される。この長翼を次期・次世代原子炉に用いた場合には、150万kW級の発電所で約3万kW相当の発電量を増加させることが可能である。

他方、135万kW級の発電所では、従来の低圧タービンの車室を3車室から2車室に削減することが可能となり、タービン建屋容積を大幅に削減することが可能である。

以上のように、長翼化したタービンを適用することにより、高効率化や大容量化のニーズに応えることができる。

2.3 建設工期の短縮

次期ABWRでは、建設コストの低減を目的として建設工期の短縮化を図る。現行ABWRは、岩盤検査から運転開始までの標準工期として4年(48か月)を必要としているが、次期ABWRでは、新技術を用いた建設工法を適用することによって3年(36か月)の工期を達成することを目標としている。建設工期短縮のための主要な建設技術としては、モジュール工法と鋼板コンクリート(SC)構造の建屋への適用が挙げられる。

- (1) モジュール工法の適用 図6に示すように、機械設備、電気設備、建築物をモジュール化することにより、建設現場の工事物量の削減を図り、建設工期の短縮を達成することが可能となる。

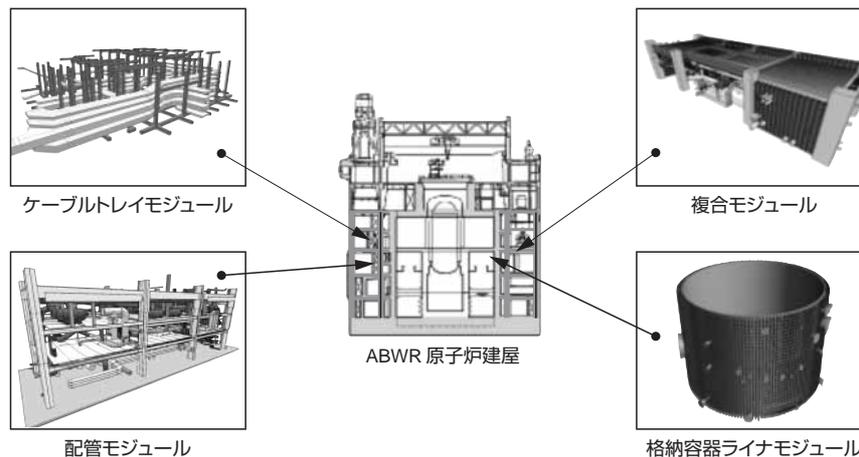


図6. 工程短縮への適用技術 — モジュール工法により建設工期の短縮を実現できる。

Technologies for shortening work periods

(2) 建屋へのSC構造の適用 従来の鉄筋コンクリート構造に代わり、鉄筋を鋼板に置き換えたSC構造を適用する。建設現場の鉄筋や枠作業削減が可能になるとともに、鋼板に配管などを組み込んだ機電と建築の複合モジュール化も可能となる。

2.4 出力ラインアップ

現行135万kW級ABWRは、新型燃料の採用による原子炉熱出力の増加と、高効率タービンの採用などによる発電効率向上との組合せにより、出力を160万kW級へ増加することが可能である。これは建設単価を約15%引き下げると同等の効果がある。

一方で、出力低減による総建設費抑制の選択肢も求められている。近年、発展途上国においても原子力発電導入の気運が高まっており、そこでは、電力需要や送電インフラ整備状況などとのバランスから、135万kW級ほど大きな出力ではないが、他の電源に対して経済的優位性を持つ原子力発電プラントが求められている。

このような背景から、現行135万kW級ABWRに加えて、160万kW級及び80～100万kW級ABWRのラインアップを構築した。開発にあたっては、米国で設計認証を取得している現行135万kW級ABWRの基本概念、すなわち、原子炉内蔵型再循環ポンプ、改良型制御棒駆動機構、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器、動的3区分構成の非常用炉心冷却系及び格納容器除熱系などを踏襲し、そのうえで、前述したような新技術を適用して設備の簡素化や最適化を図っている。特にタービン長翼化は、発電効率向上及びタービン建屋縮小に大きく寄与している。

100万kW級ABWRでは、新型燃料の採用により燃料1体当たりの発熱量を増加するとともに、燃料の効率的な配置により現行135万kW級ABWRとの出力比以上に燃料体数を

表1. 各出力のABWRの主要仕様
Basic specifications of ABWR lineup

項目	中出力ABWR	現行ABWR	大出力ABWR
電気出力 (kW級)	100万	135万	160万
炉心燃料	10×10型 (560体)	8×8型 (872体)	10×10型 (872体)
制御棒駆動機構 (本)	137	205	205
再循環ポンプ (台)	6	10	10
主蒸気管 (本)	2	4	4
タービン	TC4F-52"	TC6F-52"	TC6F-SLB

減らし、原子炉压力容器を小型化している。これに伴い、制御棒及び制御棒駆動機構の数も減少している。また、原子炉内の冷却材を強制循環させる再循環ポンプの台数を現行ABWRの10台から6台に、原子炉からタービンへ蒸気を導く主蒸気管の本数を現行ABWRの4本から2本に減らしている。

100万kW級及び160万kW級ABWRの主要な仕様を、現行135万kW級ABWRと比較して表1に示す。

なお、前述したように、現行135万kW級ABWRにおいて世界最大級となるタービン長翼を適用すれば、低圧タービンを2車室とすることが可能である。

3 次世代原子炉の開発

ABWRの次の世代を担う原子炉として次世代原子炉を計画しており、将来のニーズの多様化に対応するために、当社では図7に示すように複数の炉型開発を推進している。

3.1 次世代ABWR (AB1600/AB1000)

大出力化のスケールメリットによる経済性向上、シビアアク

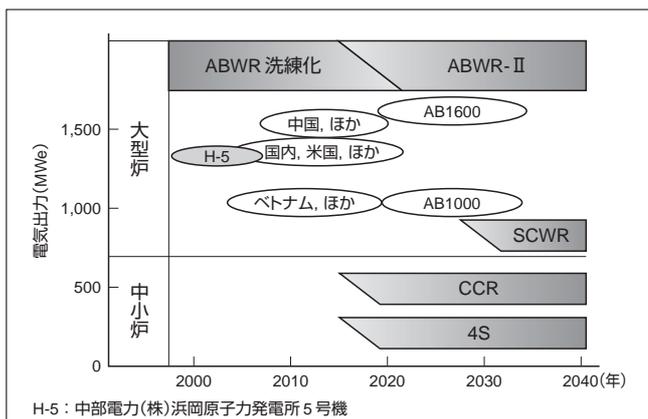


図7. 東芝の次世代原子炉開発計画 — 将来のニーズの多様化に対応するために、複数の炉型開発を推進している。
Development plan for next-generation power reactors

シビア事故対応の強化などを旨として、ABWR-II (ABWR改良発展炉) の開発を電力共同研究にて進めてきた。当社では、ABWR-IIの改良案として、簡素化による更なる経済性の向上、国際市場を視野に入れたシビア事故対応能力の向上、及び出力ラインアップの充実を図ったAB1600 (160万kW級) とAB1000 (100万kW級) の開発を進めている。ここではその概要を述べる。

ABWRの優れた運転性を継承するため、原子炉内蔵型再循環ポンプによる炉心流量強制循環方式を採用し、BWRの特長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。160万kW級で燃料集合体の体数はABWRの872体から600体に、制御棒の本数は205本から137本に削減される。

安全系では、現行ABWRと同等の安全性を確保しつつ更なる経済性向上を目指し、次世代炉の国際標準であるシビア事故対応も図っている。シビア事故対応の最終的な格納容器加圧防護設備としては、動的機器である残留熱除去系 (RHR) のバックアップとして、静的格納容器冷却系 (PCCS) を採用している。これにより、シビア事故時に、格納容器から環境への放射性物質の放出を防止する。更に、非常用炉心冷却系 (ECCS) の構成は図8に示すように、静的な除熱系である非常用復水器 (IC) 及びPCCSの導入により、動的なRHRを3区分から2区分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関連系統の物量低減を達成し、経済性の向上に寄与している。

また、図9に示す原子炉建屋は、ドーム型屋根を採用して航空機落下に対応できるようにしたり、建屋下部に機器を集中配置して配管やケーブルの連絡物量を低減する設計となっている。

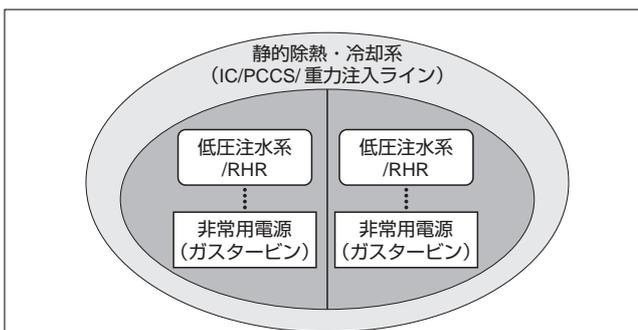


図8. AB1600のECCS系統構成 — 動的機器と静的機器を組み合わせた深層防護機能を強化したECCS系統構成である。
Emergency core cooling system (ECCS) configuration of AB1600

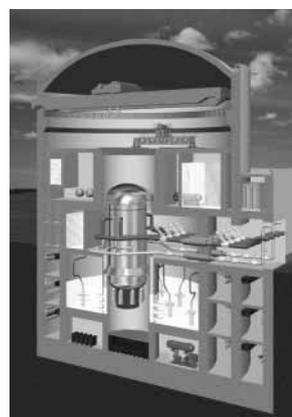


図9. AB1600の建屋概観図 — 航空機落下にも対応可能な原子炉建屋である。
Overview of AB1600 reactor building

3.2 コンパクトPCV中小型BWR (CCR)

小型化による経済性のスケールメリットを簡素化により克服しつつ、更にわかりやすい単純な安全性を備える原子炉として、日本原子力発電 (株) の委託を受けてコンパクトPCV中小型BWR (CCR)⁽³⁾ (PCV: 原子炉格納容器) の開発を推進している。CCRの概要を図10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高耐圧の鋼製格納容器を備えている。原子炉は、従来の1.2倍の幅で長さを2.2 mに短くした燃料で構成する炉心とし、自然循環冷却方式と上部挿入型制御棒を採用することで、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構成としている。原子炉からの除熱には、静的機器である非常用復水器を採用している。この構成により、原子炉下部と格納容器の間に事故時の流出水を保持し、シビア事故時の溶融燃料を原子炉内に保持 (IVR: In-Vessel Retention) することが可能である。

この結果、圧力容器や高耐圧格納容器と非常用復水器の組合せだけでシビア事故時の安全性維持を可能と

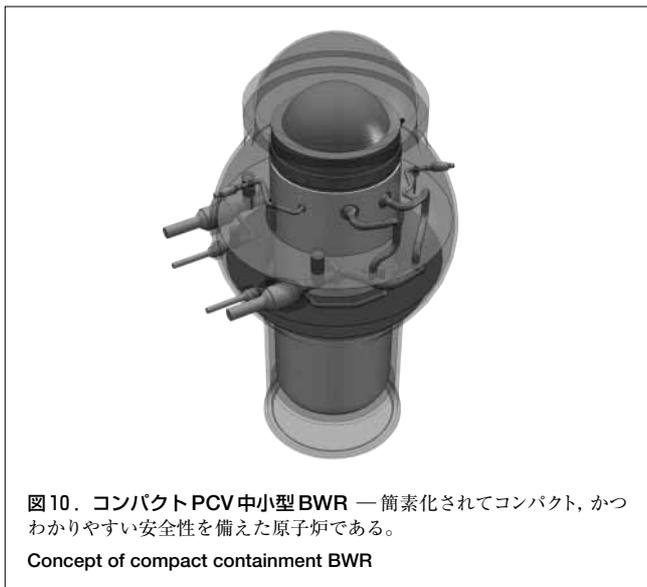


図10. コンパクトPCV中小型BWR — 簡素化されてコンパクト、かつわかりやすい安全性を備えた原子炉である。
Concept of compact containment BWR

し、かつ簡素化されてコンパクトで、わかりやすい安全性を備えた原子炉の実現を可能としている。

3.3 超臨界圧水冷却炉 (SCWR)

SCWR^{(4),(5)}は、蒸気サイクルの超臨界圧化(約25 MPa)と高温化(560℃程度)により、従来の原子力発電所と比べて熱効率を大幅に(約44%)向上させることができる。

また、原子炉及びタービン系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、国(経済産業省)の公募事業による技術実用化開発を2000年度から2004年度にわたる計画で進めてきた。

超臨界圧フロン(HCFC22)を用いた伝熱試験により、超臨界圧火力条件との相違を考慮した伝熱流動特性を把握し、SCWRの設計に適用できる見込みのある伝熱相関式を得ることができた。また、燃料集合体設計用に開発した解析コードをこの試験結果を用いて検証し、設計に適用できる見込みを得ている。

ジルカロイに代わる燃料被覆管材料及び構造材料を見いだすため、超臨界圧火力、超臨界圧水酸化廃棄物処理並びにFBRなどの原子力各分野で実績のある材料のスクリーニングとその改良方法を検討し、オーステナイト系ステンレスやニッケル基合金が有望であること、また、これらの材料を更に改良する手段として、結晶粒の微細化や微量元素添加が有効であることを確認した。

以上のような成果を取り入れ、炉心設計から建屋配置設計に至るワンスルーのプラント設計を行い、その経済性を評価した。また、経済性の向上を目指して、図11に示す簡素な原子炉構造を持ったプラント概念についても検討を開始した。

今後の技術実証段階の開発は、GIF (Generation IV International Forum) による国際協力の枠組みの中で、効

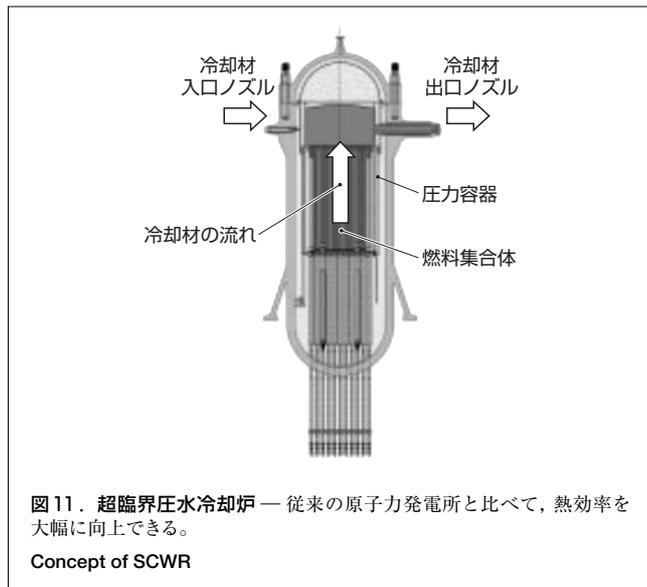


図11. 超臨界圧水冷却炉 — 従来の原子力発電所と比べて、熱効率を大幅に向上できる。
Concept of SCWR

率よく進める予定になっている。当社は、米国との共同開発の枠組みを2004年度から開始し、中性子照射を中心として実証試験へ向けて材料のスクリーニングを進めている。

3.4 小型高速炉 (4S)

当社では従来からナトリウム冷却炉の実用化を目指す要素技術として、大容量浸漬(しんせき)型電磁ポンプ、超音波技術、振動充填(じゅうてん)燃料を含む新型燃料などを、また、基盤技術として炉物理、安全性、構造解析並びに伝熱流動などについて多くの研究を進めているところである。

これらの技術を用いて、10～50 MW級で固有の安全性を持つ小型高速炉(4S: Super-Safe, Small & Simple)の開発を進めている。これは多様な顧客のニーズに対応する地域密着型の小型炉である。

4Sでは反射体方式による反応度制御と長寿命燃料を用いることにより、30年間の燃料無交換を達成している。

燃料は金属燃料、混合酸化物燃料のいずれも成立するが、米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)の豊富な実績を持つ金属燃料を使用することで、早期の実用化を図ることになっている。30年間の長きにわたり原子炉を密封状態に維持するので、核拡散抵抗性が大きい。

図12に示すように、原子炉システムはできる限り単純化され、原子炉容器の内側に一次系機器の中間熱交換器と電磁ポンプを環状にして上下直列に設置することで、配管などを削除した単純な流路構成にするとともに、原子炉容器中にコンパクトにまとめられている。また、炉心のすべての反応度係数が温度上昇に対して負で、かつ崩壊熱の自然循環除熱ができるようになっており、固有の安全性が確保されている。更に、4Sは原子炉建屋を工場で作成し一体化して海上輸送することで、品質の高いプラントを短工期で設置できるようにしている。

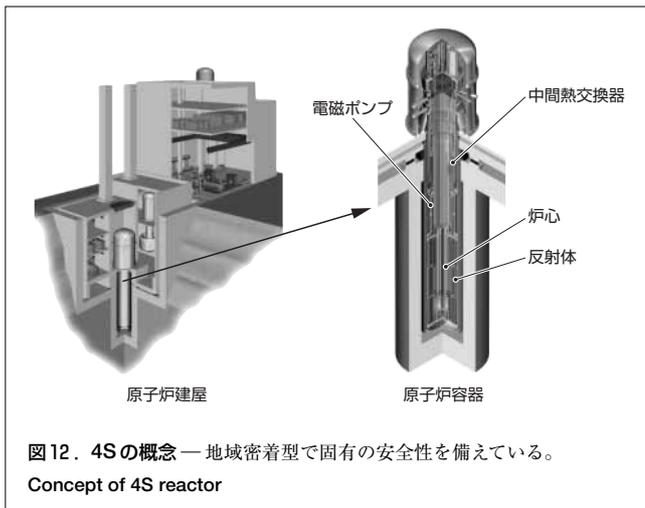


図12. 4Sの概念—地域密着型で固有の安全性を備えている。
Concept of 4S reactor

4Sは、道路などの整備が不十分で河川も冬季に凍結することから化石燃料輸送が困難な米国アラスカ州の遠隔地用電源として強いニーズがある。更に将来的には、車両などの燃料として水素の製造も期待されている。また、同州の鉱山会社には、電源とともに酸素のニーズも強い。当社は、これらニーズに応えるための準備を進めているところであり、電力中央研究所との協力のもとに開発を推進している。

4 あとがき

ここでは、当社におけるBWRの豊富な設計と建設の経験を元にした次期ABWR (ABWRの洗練化)で適用する新技術及び次世代ABWR (AB1600及びAB1000), CCR, SCWR並びに4S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、多様な顧客のニーズに応える原子力発電所の建設を推進していく。

文献

- (1) (社)日本原子力学会. BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準. 東京, 2003, 98p.
- (2) 川上誠志郎, ほか. 最新の原子力監視計装制御システムと今後の計画. 東芝レビュー. 57, 4, 2002, p.19-22.
- (3) H. Heki, et al. "Simplified Compact Containment BWR Plant". ICAPP' 04-4156. 2004, Pittsburgh, USA.
- (4) 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". 日本原子力学会, 2004年春の年会. 岡山大学, 2004-03. P6, p.508.
- (5) 高橋平七郎, ほか. "超臨界圧炉炉心材料の開発". 日本金属学会, 2004年度秋期大会. 秋田大学, 2004-09. p.523-525.



塩入 章夫 SHIOIRI Akio

電力・社会システム社 原子力事業部 原子力システム設計部長。原子炉システム設計に従事。日本原子力学会, 日本機械学会会員。
Nuclear Energy Systems & Services Div.



鈴木 茂 SUZUKI Shigeru

電力・社会システム社 原子力事業部 原子力電気計装設計部長。原子力プラント向け計装制御システムの開発設計に従事。日本原子力学会会員。
Nuclear Energy Systems & Services Div.



藤井 敏浩 FUJII Toshihiro

電力・社会システム社 原子力事業部 原子力システム設計部グループ長。プラント動特性安全設計に従事。日本原子力学会会員。
Nuclear Energy Systems & Services Div.