

次世代軽水炉開発への取り組み

Development of Next-Generation Light Water Reactor

石橋 文彦 安岡 誠

■ ISHIBASHI Fumihiko ■ YASUOKA Makoto

2030年ころの国内外における既存炉のリプレースを目的として、国家プロジェクト「次世代軽水炉等技術開発」が2008年度から官民一体で開始された。開発する炉は世界標準となるように、ウラン濃縮度を5～10 wt%まで高めた燃料とそれに対応できる炉心、免震構造、長寿命材料、水化学技術^(注1)の高度化、革新的な建設工法、静的・動的安全の最適化などの技術を開発することで、安全性、信頼性、経済性などの向上を目指している。2010年7月の中間的総合評価の結果、開発目標が達成される見通しがあると認められ、引き続き開発を継続し、主な開発項目と基本設計を2015年度までに終了する計画である。

東芝は、当初からの開発メンバーとして、次世代軽水炉の概念設計検討及び要素技術開発に積極的に取り組んでいる。

The Next-Generation Light Water Reactor Development Program, a national project in Japan, was inaugurated in April 2008. The primary objective of this program is to meet the need for the replacement of existing nuclear power plants in Japan after 2030. With the aim of setting a global standard design, the reactor to be developed offers greatly improved safety, reliability, and economic efficiency through several innovative technologies, including a reactor core system with uranium enrichment of 5 to 10%, a seismic isolation system, long-life materials, advanced water chemistry, innovative construction techniques, optimized passive and active safety systems, innovative digital technologies, and so on. In the first three years, a plant design concept with these innovative features is to be established and the effectiveness of the program will be reevaluated. The major part of the program will be completed in 2015.

Toshiba is actively engaged in both design studies and technology development as a founding member of this program.

1 まえがき

原子力発電は、電力供給安定性に優れ、発電過程で二酸化炭素(CO₂)を排出しないという特長から、わが国における基幹電源として、これまで以上に重要な役割を担うものと期待されている。2030年前後から本格化が予想される代替炉建設(リプレース)の円滑化はわが国のエネルギーセキュリティを確保するうえで重要な課題であり、経済性と安全性に優れたプラントを開発し、導入していく必要がある。また、2030～2050年の間に運転年数が60年を迎える既設炉はわが国をはじめ米国と欧州を合わせ約270基に上り、これらのリプレース需要に加え、アジアや中近東の諸国が原子力発電の導入を進めることで、新設需要も拡大することが予想される。

これらの背景のなか、「次世代軽水炉等技術開発」は、国の原子力立国計画⁽¹⁾での指摘を踏まえ、約2年間の調査研究を経て、2008年度から本格的に着手された。現行の最新の炉をしのぐ技術への挑戦であり、国の支援のもと、(財)エネルギー総合工学研究所が中核機関となり、東芝を含む国内の原子力プラントメーカー及び電気事業者が連携し、国家プロジェクトとして進めている。当社は、改良型沸騰水型原子炉

(注1) 軽水炉の水質を化学的に制御する技術。

表1. 次世代軽水炉の開発目標

Development targets for next-generation light water reactor

項目	開発目標
1. 基本条件	<ul style="list-style-type: none"> 電気出力: 1,700 ~ 1,800 MW 共通技術を採用し、標準化効果を阻害せずに800 ~ 1,000 MWに対応できること
2. 安全性	<ul style="list-style-type: none"> 国際的に遜色(そんしょく)のない水準の炉心損傷頻度及び格納容器の機能喪失頻度であること シビアアクシデント対策を設計上考慮すること
3. 経済性	<ul style="list-style-type: none"> 建設単価: 約13万円/kW 建設期間: 30か月以下(岩盤検査～運転開始) 時間稼働率: 97%(寿命平均)、24か月運転サイクル 設計寿命: 80年 発電コストは他電源に対し競争力を持っていること
4. 社会的受容性	<ul style="list-style-type: none"> 環境への放射性物質の大規模放出の確率を十分低くできる設計であること 地震、津波に関する残余のリスクへの裕度を確保すること 米欧の航空機落下とセキュリティ対策に対応できること 従事者の被ばく線量: 現行水準を十分に下回ること
5. 運営、運転、保全	<ul style="list-style-type: none"> 保守物量: 最新プラントの50% 保守性を向上し、保守負荷を平準化できること 炉心設計: 取出平均燃焼度 70 GWd/t 新技術はプラント導入時までに十分な成熟度を持っていること
6. 国際標準	<ul style="list-style-type: none"> 米国及び欧州の許認可、規格基準へ対応できること 立地条件によらない標準設計ができること

(ABWR)の開発以来、約25年ぶりの大型プロジェクトのメンバーとして、プラントの概念設計検討及び要素技術開発に参画している。ここでは、このプロジェクトの概要とこれまでの主要な成果について述べる。

2 開発目標

次世代軽水炉は、2030年ころの建設を目指しており、世界最高水準の安全性と経済性を備えた、社会に受け入れられやすく、運転員や作業員などが操作や作業をしやすい国際標準のプラントと位置づけられている(表1)。

基本条件である電気出力は、スケール効果の追求と電力系統への影響を考慮し、1,700～1,800 MWを目標としている。

3 HP-ABWR(次世代BWR)のプラント概念

次世代BWRであるHP-ABWR(High Performance ABWR)では、建設や運転で豊富な実績を蓄積してきたABWRをベースに、優れた技術を継承しながら、新技術の採用により魅力ある炉の概念を確立した⁽²⁾。当社と日立GEニュークリアー・エナジー(株)で構築したHP-ABWR(図1,表2)の経済性、安全性、及び運営・運転・保全性について以下に述べる。

3.1 経済性

世界最高水準の経済性を達成するためスケール効果を追求し、主要機器の大型化による機器数増加の回避、タービン系機器の高性能化、及び低圧損セパレータや低圧損主蒸気隔離弁(MSIV)の採用で、電気出力1,760 MWを達成した。再循環系は、ABWRで実績のあるインターナルポンプ10台による強制循環方式を継承した。炉心は大型燃料の採用で、比出力の増加を抑えながら、燃料体数を削減し燃料交換時間の短縮を可能にした。圧力容器は、出力増加に伴い径を増加させた。

また、格納容器を鋼板コンクリート(SC)構造とし、格納容器を内包する円筒建屋との併進工事を可能にすることで建設工期の大幅な短縮を図った。更に、免震技術を取り入れた設計の標準化も進めている。

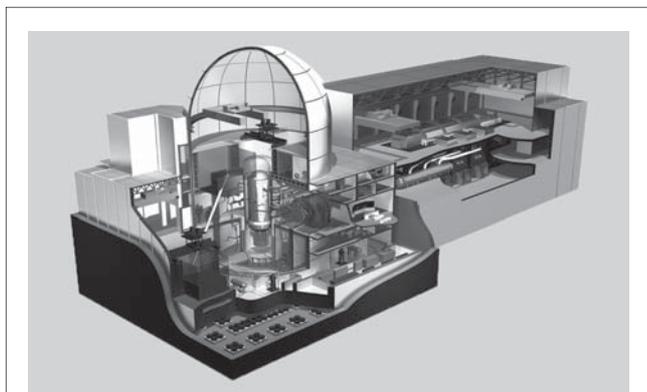


図1. HP-ABWRの概要 — 短期間で建設できる、出力が世界最大級の免震型BWRである。

Outline of next-generation boiling water reactor (high-performance advanced boiling water reactor (HP-ABWR))

表2. HP-ABWRの主な仕様

Main specifications of HP-ABWR

項目	仕様	
基本条件	電気出力	1,760 MWe
	炉心熱出力	4,700 MWt
炉心、燃料	燃料集合体	1.5 K格子
	取出平均燃焼度	70 GWd/t以上
	ウラン濃縮度	6～8%
	燃料体数	424体
原子炉冷却系、主蒸気系	蒸気温度	287℃
	原子炉圧力	7.17 MPa
	再循環方式	強制再循環方式(RIP×10)
工学的安全系	安全系統構成	動的3区分
	非常用電源設備	ディーゼル発電機×3
計装制御系		フルデジタル計装制御
タービン系		70インチ級
格納容器		SC構造
運営、運転、保全	運転サイクル	24か月
	設計寿命	80年
	設計稼働率	97%
	保守、保全	リスクベースで運転中に保守
外部事象	地震対応	免震
	航空機落下	防護壁の原子炉建屋
シビアアクシデント対応		静的デブリ冷却設備、PCCSによりPCVノーベント
建設工期		30か月

RIP：原子炉内蔵型再循環ポンプ PCV：原子炉格納容器

3.2 安全性

安全系は、設計基準事故^(注2)に対しては事象の早期収束を目指した動的3区分^(注3)とした。過渡事象に対しては、静的な非常用復水器の採用で高圧注水系を削除し、経済性と保守性の向上を図った。地震などの外部事象、航空機落下、及び火災や溢水(いっすい)への対応強化としては、安全系設備を物理的に分離する配置にし、原子炉建屋の外壁の構造を強化した。

シビアアクシデント(SA)に対しては、炉心が溶融したときに格納容器の健全性を維持するため、炉心の溶解物(溶融デブリ)を保持して冷却するとともに、静的格納容器冷却系(PCCS)により崩壊熱を除去し、格納容器の閉込め機能を維持して放射性物質を外部へ放出しないノーベント設計とした。

3.3 運営・運転・保全性

大型燃料を採用して燃料体数を削減し、燃料取扱作業と制御棒交換数の削減により定期検査時間の短縮を図った。また、運転や保守の作業従事者の被ばく線量は、原子炉系に高温浄化技術、材料表面改質技術(放射性物質付着の抑制)、水化学制御技術(放射性物質発生抑制)、タービン系へのN-16(放射性物質)の移行低減技術、及び保守作業の効率化によって大幅に低減させるようにする。

(注2) 設計条件として想定すべき事故。

(注3) ポンプなど動的な機器を使用して3系統構成とした安全システム。

プラントの運用については、プラントデジタル化技術を用い、プラントライフを通して、電力会社とプラントメーカーが情報を共有化することで、ヒューマンエラーの防止、保守を必要とする物量の低減、及び経年劣化による不適合の低減などにより運用性を向上させる。また、機器の取替えによるプラントの長期間停止を避けるため、新たなシラウド材料の開発などによって80年間は交換を不要にすることを目指している。

4 次世代軽水炉の要素技術開発

次世代軽水炉を実用化するうえで、HP-ABWRとHP-APWR(次世代加圧水型原子炉)それぞれに固有な要素技術と、両者に共通な要素技術がある。当社が参画している主な要素技術の開発計画の概要を以下に述べる。

4.1 HP-ABWRの主な要素技術

4.1.1 PCCSのシステム挙動試験 SA時の格納容器の健全性を維持し、ノーベントを達成するため、静的に格納容器を冷却するシステムの開発を2011年度に開始予定である。具体的には、SA時に格納容器に放出された蒸気とガスの混合物を水プールに水没させた熱交換器に導入し、沸騰及び蒸発で熱を除去する。ポンプなどの動的機器を使用しないので信頼性の高いシステムになる。

4.1.2 材料・水化学技術の高度化 運転や保守の作業従事者の被ばく線量を低減し、かつプラント材料の健全性を維持するため、材料表面にチタン系のセラミックスをコーティングし放射能の表面汚染を低減する技術や、高温のまま原子炉1次系の炉水を浄化する技術などを開発している。

4.1.3 そのほかの要素技術 超短期(30か月)での建設に寄与する格納容器へのSC構造適用や、寿命80年に対応する炉内構造部材の開発に取り組んでいる。また、2011年度からは、SA時に溶融デブリが原子炉下部に落下した際に静的にデブリを冷却するシステム、及び事故時に蒸気を圧力抑制プールで凝縮させる大口徑ベント管の動荷重試験の開発を予定している。

4.2 共通の要素技術

4.2.1 次世代軽水炉燃料 現在の軽水炉燃料は、ウラン濃縮度が5wt%以下で使用している。次世代軽水炉では、長期サイクル化や使用済み燃料の発生量低減、及び燃料サイクル費の低減を狙い、ウラン濃縮度が5~10wt%の燃料の開発に取り組んでいる。具体的には、取出し平均燃焼度45GWd/t(d:日)を70GWd/tまで上げ、使用済み燃料の発生量を約30~40%削減し、環境負荷の低減を図る。

4.2.2 免震技術とプラントデジタル化技術 従来の耐震設計から免震主体の設計にするため免震技術の開発を行っている。開発された免震技術の採用により、免震装置に載る原子炉建屋などを標準設計できるとともに、地震への裕

度の向上も期待できる。また、最近のIT(情報技術)を活用したプラントデジタル化技術についても検討している。プラントの設計、建設、運転を通して情報をトータルに管理、運用し、全体として効率的に利用しようとするものである。

4.3 HP-APWRの要素技術

当社は、HP-APWRの要素技術開発にも2011年度から参画の予定であり、SA時の溶融デブリ対策として、原子炉容器の外側から冷却し溶融デブリを原子炉容器に閉じ込める技術(IVR)、及び二次系の浄化設備を削減できる水化学技術の開発を行う。

5 あとがき

次世代軽水炉の開発は、開始後約2年を経過し、国家プロジェクトとして当初の期待どおりの成果が得られており、今後も、開発目標の達成に向け、わが国の総力を挙げて推進していくことになった。当社は、このプロジェクトに積極的に取り組み、エネルギーの安定供給と環境保全に貢献していく。

謝辞

“次世代軽水炉開発に係る技術開発<PB共研>(フェーズI)(プラント概念設計の検討)(平成20年度,21年度)”は、日本原子力発電(株)、北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、電源開発(株)、(財)エネルギー総合工学研究所、日立GEニュークリアー・エナジー(株)、三菱重工業(株)、及び(株)東芝の共同研究として実施した。ご協力いただいた関係各位に感謝の意を表します。

文献

- (1) 総合資源エネルギー調査会. 原子力立国計画. 資源エネルギー庁. <<http://www.enecho.meti.go.jp/topics/images/060901-keikaku.pdf>>. (参照2010-11-17).
- (2) エネルギー総合工学研究所. 次世代軽水炉等技術開発中間評価について. 内閣府原子力委員会. <<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryu2010/siryu43/siryu3-1.pdf>>. (参照2010-11-17).



石橋 文彦 ISHIBASHI Fumihiko

電力システム社 原子力事業部 原子力プラント計画部長。
原子炉系の系統、機器の設計、及び米国ライセンス業務に従事。

Nuclear Energy Systems & Services Div.



安岡 誠 YASUOKA Makoto

電力システム社 原子力事業部 原子力技術部グループ長。
次世代炉、次世代技術などの研究開発プロジェクト業務に従事。日本原子力学会会員。

Nuclear Energy Systems & Services Div.