

# 最新の原子力プラントコンセプト

Near-Term and Next-Generation Nuclear Power Plant Concepts

志賀 重範

SHIGA Shigenori

飯田 式彦

HANDA Norihiko

日置 秀明

HEKI Hideaki

次期・次世代の原子力発電所には、電力自由化を視野に入れた経済性、立地多様化への順応性、高い社会受容性が求められる。2010年代に建設される次期炉には、現在主力である改良型沸騰水型原子炉(ABWR)のシステム・機器の合理化を図り、現在の標準建設工期を1年短縮する36か月工期を目指すとともに、出力ラインアップを整備する計画である。

2020年代以降の次世代炉としては、大型集中電源としてABWR-II、中型出力炉として熱効率を向上させた超臨界圧水冷却炉、小型出力炉として柔軟な立地を実現するモジュール炉、更に分散電源として固有の安全性を有する小型高速炉を開発している。また、ウラン資源の有効活用の観点から、高い転換比を実現する低減速沸騰水型原子炉(BWR)炉心の開発を行っている。

Near-term and next-generation nuclear reactors will be required to have high economic competitiveness in the deregulated electricity market, flexibility with respect to electricity demand and investment, and good public acceptability. For near-term reactors in the 2010s, Toshiba is developing an improved advanced boiling water reactor (ABWR) based on the present ABWR with newly rationalized systems and components; a construction period of 36 months, one year shorter than the current period; and a power lineup ranging from 800 MWe to 1,600 MWe.

For future reactors in the 2020s and beyond, Toshiba is developing the ABWR-II for large-scale, centralized power sources; a supercritical water-cooled power reactor with high thermal efficiency for medium-scale power sources; a modular reactor with siting flexibility for small-scale power sources; and a small, fast neutron reactor with inherent safety for independent power sources. From the viewpoint of efficient uranium resource utilization, a low-moderation BWR core with a high conversion factor is also being developed.

## 1 まえがき

当社が原子力の導入期より培ってきた原子力技術の開発力と最良技術を結集して、ゼネラル・エレクトリック社(株)日立製作所と共同開発したABWRは、柏崎・刈羽原子力発電所第6,7号機として実現し、順調な運転を続けている。最近原子力の見直しが活発な米国でも、2010年をターゲットとした新設プラントのロードマップでABWRが最有力候補として挙げられている。また、2010年以降の次世代炉についても、その時代にふさわしい革新的原子炉の開発が各国で始まっている。

今後の原子力発電所に求められる技術課題は、第一に電力自由化を視野に入れた経済性の向上であり、第二に電力需要動向や電力会社の投資計画への柔軟な対応であり、第三に昨今の社会情勢において立地を促進する社会受容性であると認識している。

ここでは、これらの技術課題を解決するために、当社が開発している次期及び次世代炉のコンセプトについて述べる。

## 2 ABWRの洗練化

2010年代に建設される次期炉には、現在の主力であるABWRに対し、設計、製造、工事の各分野で洗練化を進めて、経済性の向上と市場ニーズに応える計画である。

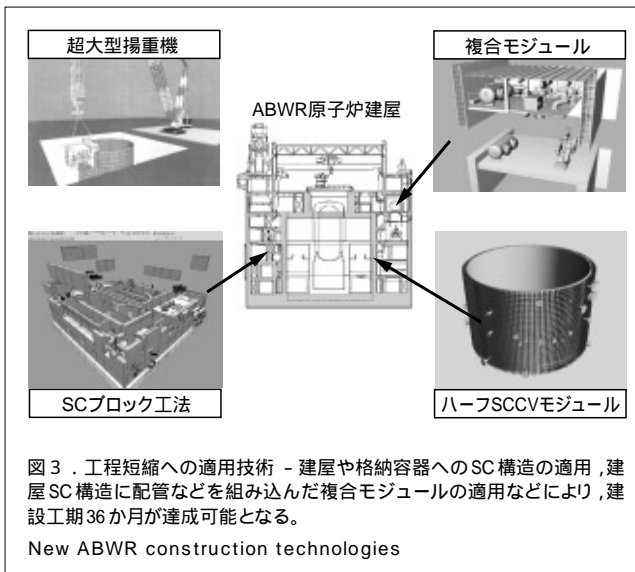
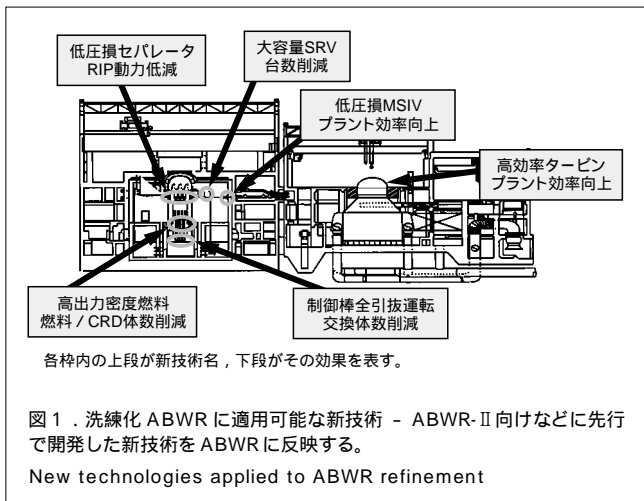
### 2.1 システム・機器の合理化

更なる改善を目指して、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、高効率タービンなどの機器・システム新規技術を開発し、設備の合理的設計と効率向上を図る(図1)。更に、実績と高度化した解析技術により精度向上に努め、設計裕度を最適チューニングし、機器の仕様や個数に反映する。

### 2.2 建設工期短縮

投資の早期回収と建設コスト低減の観点から、原子力発電プラントの更なる建設工期短縮が強く望まれている。

従来のABWRプラントの岩盤検査(以下、岩検と略記)から運転開始(TO)までの建設工期は標準48か月とされてきたが、次期炉の建設では、建設工法への新技術の適用によって36か月を達成することを目標としている(図2)。



| ABWR 建設工程 | 岩検 マット完 |          | 天井クレーン稼働 FL |           |       | TO |
|-----------|---------|----------|-------------|-----------|-------|----|
|           | MMR マット | RCCV&取合部 | 建屋最上階 鉄骨トラス | 炉内工事 系統試験 | 起動 試験 |    |
| 標準工程      | 48 M    |          |             |           |       |    |
|           | 4 M     | 18 M     | 9.5 M       | 8.5 M     | 8 M   |    |
| 次期炉       | 36 M    |          |             |           |       |    |
|           | 4 M     | 12 M     | 6.5 M       | 6.5 M     | 7 M   |    |

MMR : Man-Made Rock (人造岩)  
FL : Fuel Loading (燃料装荷)  
M : 月数

図2. ABWR プラント建設工期の短縮 - 岩検 ~ 運転開始までの建設工期を, 標準の 48 か月から 36 か月に短縮する。  
Reduction of ABWR construction term

多くの建築, 機械, 電気物量で構成される原子力発電プラントの建設工期短縮化のためには, 現場における工事物量の削減及び工事の効率化が必要となる。36 か月工期達成のための主要な建設技術を, 下記及び図3に示す。

- (1) 建屋への鋼板コンクリート (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。SC 構造は, 鋼板の工場製作時に電線管などの埋設品を組み込んだブロック化が可能のため, 建屋工期を大幅に削減できる。
- (2) 原子炉格納容器への SC 構造の適用 SC 構造を ABWR の鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の外側鉄筋に適用する (ハーフ SCCV) ことにより, 格納容器の大型モジュール化を容易にすることができる。
- (3) 複合モジュールの適用 建屋の SC 構造に配管, 架台などを組み込んだ複合モジュールを製作し, 一括搬入することで現場内の工事を大幅に削減する。
- (4) 超大型揚重機の導入 格納容器モジュールや複合モジュールを建屋内に搬入するために 1000 t クラスの揚重

機を適用する。

### 2.3 出力ラインアップの整備

将来の電力需要や設備投資にフレキシブルに対応するため, ABWR の出力ラインアップを検討している。現行の 135 万 kW を境にして, それより大きい出力に対してはスケールメリット, それより小さい出力に対しては, 簡素化や最適化により経済性向上を図る方針である。

出力増加に対しては, 従来と同等の安全性と信頼性を確保しつつ, 出力を増加することを検討している。新型燃料の採用などによる熱出力の増加と, 高効率タービンの採用などによる発電効率向上の組合せにより, 電気出力 160 万 kW 級の ABWR を実現することが可能である。

一方, 電力需要, 立地条件, 送電系統などのインフラの状況, 許容される設備投資額などの要因により, 中出力でかつ経済的な原子力プラントに対するニーズも高まっている。簡素化や最適化検討を行い, プラント出力として 80 万 kW 級を選定している。このプラントの炉心では, 燃料の効率的な配置により, 制御棒本数の最少化と原子炉圧力容器 (RPV) 内径の最小化を図っている。インターナルポンプ (RIP) の台数は, 現行 ABWR の 10 台配置を一つおきにした 5 台としている。また, 主蒸気管本数は 2 本とすることが可能である。更に, タービンは高圧タービンをシングルフローとし, 小型化を図ることによりタービン建屋のサイズを縮小する。

80 万 kW 級, 135 万 kW 級及び 160 万 kW 級 ABWR の主要な系統・設備の仕様を表 1 に示す。

## 3 次世代軽水炉の開発

ABWR の次を担うプラントとして次世代炉を計画しており, 将来のニーズの多様化に対応するために, 図4に示す複

表1. ABWRの出力ラインアップの主要仕様  
ABWR lineup and specifications

|           | 中出力 ABWR                           | 現行 ABWR                | 大出力 ABWR                           |
|-----------|------------------------------------|------------------------|------------------------------------|
| 電気出力      | 80万 kW級                            | 135万 kW級               | 160万 kW級                           |
| 炉心燃料      | 10 x 10 燃料(432体)                   | STEP-II 8 x 8 (872体)   | 10 x 10 燃料(872体)                   |
| 制御棒駆動機構   | 97体                                | 205体                   | 205体                               |
| インターナルポンプ | 5台                                 | 10台                    | 10台                                |
| 主蒸気配管     | 700A x 2本(PCV内)<br>750A x 2本(PCV外) | 750A x 4本<br>750A x 4本 | 700A x 4本(PCV内)<br>750A x 4本(PCV外) |
| タービン      | TC4F-41                            | TC6F-52                | TC6F-52                            |

Power Reactor)は、蒸気タービン入口条件(圧力24 MPa、温度550℃)が従来軽水炉より大幅に向上されるので、熱効率は40%を上回る。また、超臨界圧水のエネルギー当たりの比容積が、軽水炉条件と比べて小さいため、タービンや熱交換器などの機器の容積が従来軽水炉より小型になる。更に、水と蒸気の違いがないため、再循環系統、気水分離器・蒸気乾燥器、又は蒸気発生器が不要で、結果として、原子炉圧力容器、格納容器、原子炉建屋も小型化できる。

原子炉系の機器や系統は、温度・圧力条件は異なるものの、従来軽水炉と同じ原理のものが使用可能である。温度条件は開発中の液体金属高速増殖炉(LMFBR)と近く、その知見が活用できる。また、タービン系は成熟した超臨界圧火力技術の適用が可能である。

更に、超臨界圧水の優れた冷却特性により、冷却材体積すなわち減速材体積を調整することで、熱中性子スペクトル炉(従来軽水炉と同様)としても高速スペクトル炉(燃料の増殖が可能な炉)としても設計できる。

### 3.3 超長期運転・簡素化 BWR( LSBWR )の開発<sup>(3)</sup>

小型化によるスケールデメリットを克服し安心感が得られるプラントとして、超長期運転サイクル、簡素化システム、静的安全系を備える超長期運転・簡素化 BWR( LSBWR : Long operating cycle Simplified BWR )を開発している。 LSBWRの特長を図5に示す。

原子力プラントの経済性は、経済スケール効果により小型炉のほうが厳しくなる。これを克服するため、小型炉ゆえの量産効果と以下の革新技術を採用する。

- (1) 技術上の革新技術 4 ~ 15年以上の超長期運転炉心を開発し、稼働率の向上、運転保守の軽減、使用済み

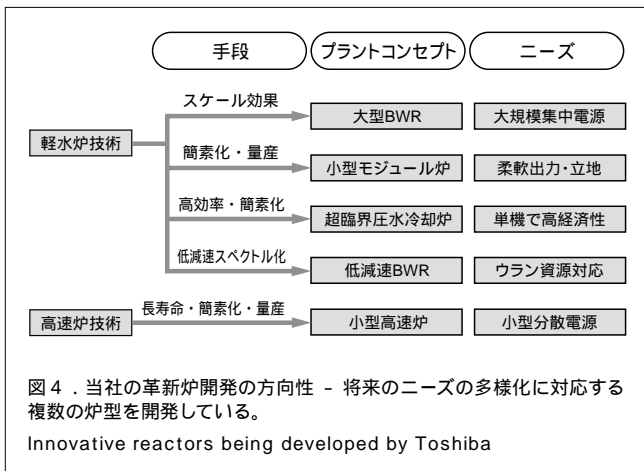


図4. 当社の革新炉開発の方向性 - 将来のニーズの多様化に対応する複数の炉型を開発している。  
Innovative reactors being developed by Toshiba

数の炉型を開発している。

### 3.1 ABWR-IIの開発<sup>(1)</sup>

ABWR-IIでは、他電源に対する経済競争力、製造性や送電系統への影響を考慮し、プラント出力を経済スケールメリットの期待できる1,700 MWe規模としている。

炉心は、この出力をコンパクトなRPVで達成できるように、燃料集合体の一辺を従来の1.5倍にし、集合体対角位置に大型制御棒(CR)を配置している。これにより、燃料集合体424体、CR197体で1,700 MWeが達成でき、出力を増加してもRPV内径はABWRに比べて5%弱の増加に収まっている。更に、燃料交換時間の短縮による稼働率向上や、炉心燃料設計の自由度が拡大するというメリットにもつながる。

主蒸気系機器は、主蒸気流量の増加に対応するため、低圧損タイプのMSIV及び大容量SRVを採用する。

ABWR-IIの安全系は、ABWRと同等以上の安全性を確保しつつ、オンラインメンテナンスの実現による経済性向上と運転保守性の向上を目指すとともに、シビアアクシデント(SA)対応を図っている。SA時の最終的な格納容器過圧防護設備として、動的な残留熱除去系(RHR)のバックアップ設備となる自然力利用による静的原子炉冷却系( PRCS )と静的格納容器冷却系( PCCS )を採用する。

### 3.2 超臨界圧水冷却炉( SCPR )の開発<sup>(2)</sup>

超臨界圧水冷却炉( SCPR : Supercritical-water Cooled

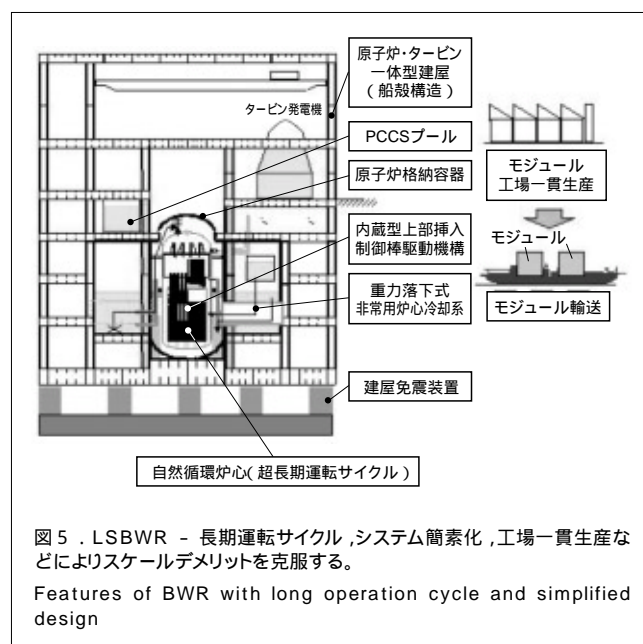


図5. LSBWR - 長期運転サイクル、システム簡素化、工場一貫生産などによりスケールデメリットを克服する。  
Features of BWR with long operation cycle and simplified design

燃料の発生量低減を図る。

(2) 設計上の革新技術 大幅簡素化設計として、原子炉建屋とタービン建屋の一体化、燃料プールなどの削除、静的安全系(静的格納容器冷却系、重力落下式注水系、静的水素処理)を採用する。

(3) 製造上の革新技術 全免震方式の船殻構建造屋・格納容器(PCV)とし、モジュール構成化と工場一貫生産方式による工程短縮、経済性向上を目指す。

安全で安心できるプラントとしては、ノーベント(格納容器内事故終息)を目指し、静的安全系の採用による信頼性の向上を図る。SA対応としては、内蔵型上部挿入制御棒駆動機構(CRD)の採用により、RPV下部を外部から冷却して溶融物炉内保持(IVR)を達成する。なお、LSBWRでは、自然循環、内蔵上部挿入CRDなどにより保有水量が増加し、冷却材喪失事故確率が大幅に低減している。

#### 3.4 小型高速炉の開発<sup>(4)</sup>

地域密着型の多様なニーズに対応するため、更に小型の50 MWeクラスで固有の安全性を持つナトリウム冷却高速中性子炉を開発している。

開発中の小型ナトリウム冷却高速中性子炉では、反射体による炉心制御により、交換を要する制御棒をなくすととも長期間の燃料無交換を達成する方式を採用している。

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)で長期間の経験を持つ金属燃料を使用することにより早期の実現を図る。長期的には、高速中性子炉の特長を生かしたマイナーアクチド、更には核分裂生成物の燃焼炉心も視野に入れている。

長期間の燃料無交換により長期に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。また、運転期間にわたり、使用済み燃料を含め系外への放射性廃棄物の放出がほ

とんどなく、ゼロリリースに大きく近づきうる概念といえる。

図6に概念を示すように、原子炉システムはできるだけ単純化し、一次系の一体化によりコンパクト化している。また、システム特性は、異常時の自然炉停止及び自然循環除熱を可能とする設計とし、固有の安全性を確保している。

#### 3.5 低減速BWR炉心の開発<sup>(5)</sup>

炉心構造のオプションとして、従来のBWR炉心燃料を稠密(ちゅうみつ)化し、炉心の中性子スペクトルを硬くすることにより、高転換(増殖)を図るBWR炉心を開発している。この炉心では、燃料ピンギャップを1.3 mm前後の稠密化により中性子スペクトルを硬くし、高速炉に近い炉心特性とすることによりウランからプルトニウムへの転換比1.0を目指している。

## 4 あとがき

当社が開発している次期・次世代の原子炉の狙いと特長について述べた。エネルギーの安定供給と環境保全を両立できる原子力への多様なニーズに柔軟に応えるべく、ここで紹介した革新炉技術を発展させていく所存である。

## 文 献

- (1) Anegawa, T., et al. "The Status of Development Activities of ABWR-II". I-CONE-9377, 2001-04.
- (2) 片岡一芳,ほか."超臨界圧水冷炉の実用化に関する技術開発".日本原子力学会2001年秋の大会,G22.北海道大学,2001-09.
- (3) Heki, H., et al. "Long Operating Cycle Simplified BWR". ICONE-9805, 2001-04.
- (4) Yokoyama, T., et al. "Study on Ultra Long Life Small LMR with Burnable Poison". ICONE-9054, 2001-04.
- (5) Hiraiwa, K., et al. "BARS: BWR WITH ADVANCED RECYCLE SYSTEM". Proc. of the Workshop on Advanced Water Reactors with Innovative Fuels, ARWIF-2001. Chester, 2000-10, to be published.

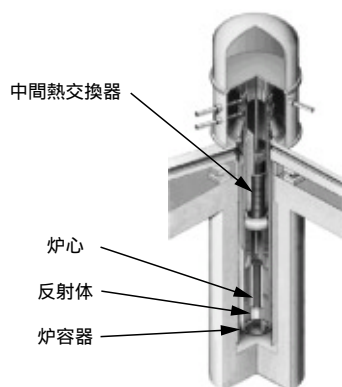


図6. 小型高速炉 - 地域密着型で固有の安全性を備えるナトリウム冷却高速中性子炉である。

Small, fast neutron reactor



志賀 重範 SHIGA Shigenori

電力システム社 原子力事業部 原子力システム設計部長。  
軽水炉の機器設計、システム設計業務に従事。日本原子力学会会員。

Nuclear Energy Systems & Services Div.



飯田 式彦 HANDA Norihiko

電力システム社 原子力事業部 原子力開発設計部部長。新  
型炉・高速炉の運転・設計・開発業務に従事。日本原子力学  
会、日本砂漠学会会員。

Nuclear Energy Systems & Services Div.



日置 秀明 HEKI Hideaki

電力システム社 原子力事業部 原子力システム設計部主幹。  
軽水炉の次世代型プラント開発業務に従事。日本機械学会、  
日本原子力学会会員。

Nuclear Energy Systems & Services Div.