

新安全設計概念による次世代原子炉の開発

Development of Next-Generation Reactors Based on Advanced Safety Design Approach

清水 建男

■ SHIMIZU Takeo

塩入 章夫

■ SHIOIRI Akio

及川 弘秀

■ OIKAWA Hirohide

深層防護を徹底し、固有安全性を高めた安全系を備える次世代原子炉を開発している。この安全系概念では、動的システムと静的システムを独立性に配慮して適切に組み合わせることにより、万一の事故時にも、自然力だけで原子炉を冷却し、環境への放射性物質放出を防止できる。

The concepts of next-generation reactors featuring an in-depth hybrid safety system have been developed. The safety system consists of independent active and passive safety systems. Since the core and containment cooling can be achieved by natural driving force alone under a postulated accident condition, the possibility of radioactive release to the environment is practically excluded.

1 まえがき

沸騰水型原子力発電所 (BWR) メーカーの技術を結集して開発された改良型沸騰水型原子力発電所 (ABWR) は、国内外の各電力会社に採用されるとともに、米国においても型式認定を取得し、現在の主力プラントとして中核を担っている。東芝は海外市場も視野に入れながら、世界最高水準の安全性確保に基づく立地の多様化や社会的受容性の向上、及び経済性の更なる向上などを目指した次世代原子炉の開発を進めている。

ここでは、このような次世代原子炉の開発における、安全系を中心とした最新の設計概念と、それを適用したプラントコンセプトの例について述べる。

2 次世代原子炉の開発動向

欧州では、フラマトム社が仏独の従来技術の集大成にあたる標準プラント設計を温めてきたが、近年、フィンランドの次期炉として建設が決定した。米国では、至近の建設を前提とした炉型としては ABWR がもっとも有力であるが、ゼネラルエレクトリック (GE) 社、ウエスチングハウス社とも、将来に向けて、従来の動的システムに代えて重力などの自然力だけで機能を発揮する静的安全系を全面的に採用し、設備の簡素化を目指したプラント設計の型式認定を取得する動きを活発化させている。

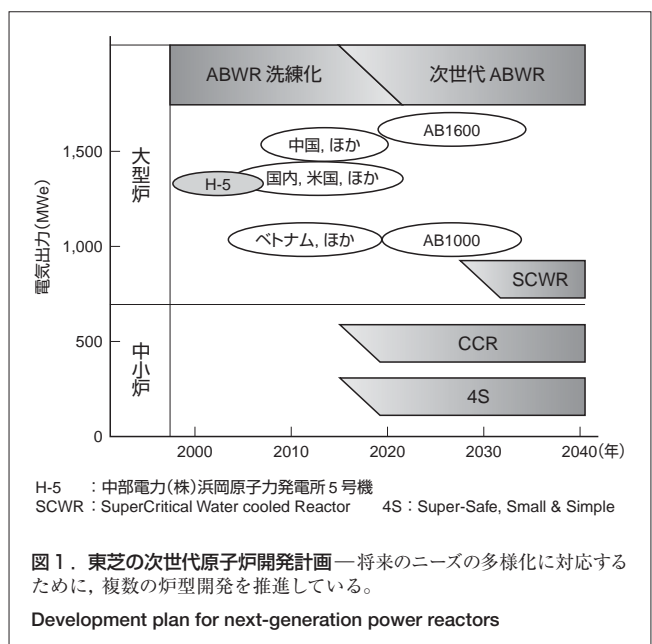
これらの次期・次世代プラント設計における共通点は、安全設計に際して、従来から想定してきた代表性のある異常事象 (設計基準事象) に加えて、発生確率は極めて低いものの、設計基準事象を大幅に越え炉心が重大な損傷に至る

シビアアクシデントと呼ばれる事象にも、開発段階から一定の考慮を払っている点である。

これは、決定論だけでなく、確率的観点も踏まえ全体最適を目指した合理的設計が、設計手法の進歩により可能となってきたこと、また、商用発電炉のリスクは、交通機関や一般産業に付随するリスクに比べ、工学的には既に極めて低いレベルにあるが、社会的に安心を求める時代的な背景があると言える。

3 東芝の次世代原子炉開発と新安全設計概念

前述のような動向を踏まえて、当社でも、ABWRの次を担う



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、図1に示すような複数の炉型開発を推進している。

この章では、大型炉と中小型炉について、それぞれ代表的なプラントコンセプトを例にとり、安全システムを中心とした設計概念を述べる。

3.1 次世代ABWR (AB1600)

ABWRの開発完了後も、大出力化のスケールメリットによる経済性の向上、シビアアクシデント対応の強化などを目標として、電力共通研究などでABWRの後継機に関する検討が進められてきた。現在当社は、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アクシデント対応能力の向上、及び出力ラインアップの充実を図った次世代炉として、AB1600 (160万kW級)⁽¹⁾とAB1000 (100万kW級)の開発を進めている。ここではAB1600 (図2)の概要を述べる。

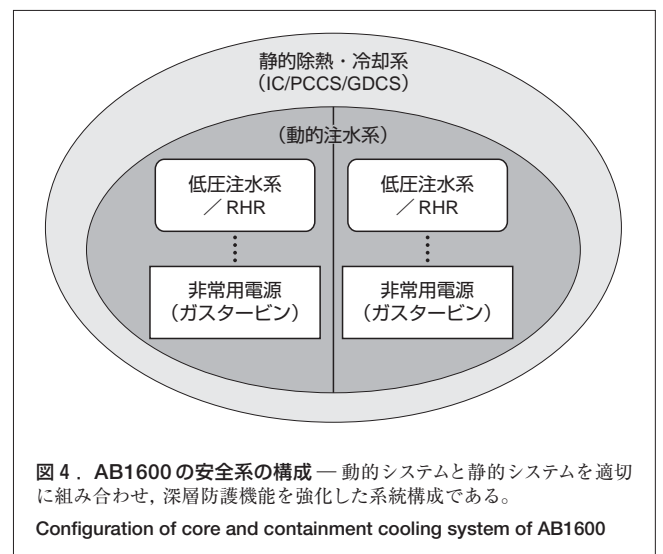
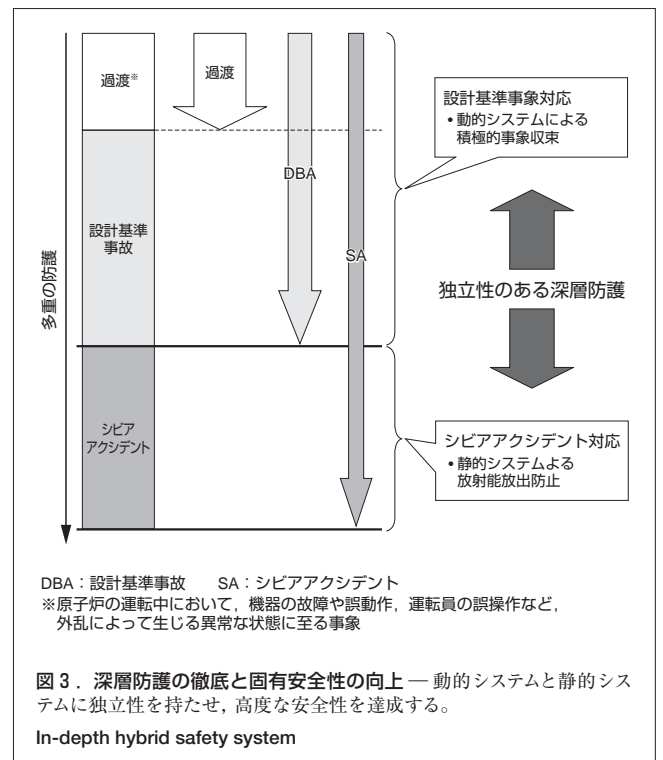


AB1600の原子炉系は、ABWRと同様に原子炉内蔵型再循環ポンプ(RIP)による炉心流量強制循環方式を採用し、BWRの特徴である炉心流量による出力制御を踏襲することで、優れた実績を有する運転性を継承している。また、燃料集合体の一辺を従来の1.2倍に大型化して体数を削減し、燃料交換時間を短縮するとともに、集合体間に挿入される制御棒を長翼化して本数を削減し、160万kW級でありながら、燃料集合体数及び制御棒本数をABWR(135万kW級)の約

2/3に削減することを目指している。

安全系では、世界最高水準の安全性を確保しつつ更なる経済性の向上を目指している。また、国際的に次世代炉に求められるシビアアクシデント対応も設計段階から考慮している。このため図3に示すように、深層防護の徹底と固有安全性の向上の目的で、動的システムと、自然力により駆動される静的システムを、相互の独立性に配慮して適切に組み合わせたシステム(In-Depth Hybrid Safety System)⁽²⁾としている。

事故時に原子炉及び格納容器を冷却する安全系の構成は、図4に示すように、ABWRから簡素化を図った低圧注水



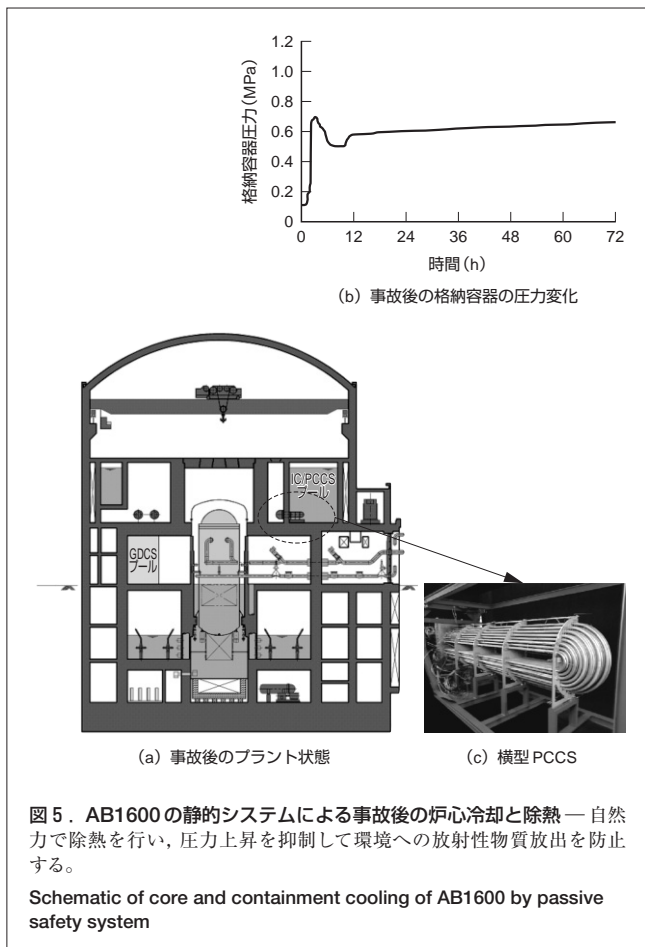
系2区分からなる動的注水系と、独立した静的な重力注水系 (GDCS) を備えることで、事故後長期にわたり高い信頼度で炉心冷却を達成できる構成としている。

また、除熱手段としては、動的な低圧注水系の除熱運転モードである残留熱除去系 (RHR) に加えて、ポンプなどの駆動源なしで自然力により蒸気を凝縮するシステムである非常用復水器 (IC) 及び静的格納容器冷却系 (PCCS) を備えた構成とすることで、万一のシビアアクシデントを仮定しても、過圧防護のための格納容器ベントが不要となり、環境への放射性物質の大量放出を防止する (図5)。

ICは、一部の現行炉にも設置されており、原子炉で発生した蒸気を直接凝縮し除熱するシステムである。また、事故時に格納容器内のガスが混在する雰囲気でも蒸気を効率よく凝縮する PCCS は、GE社の単純化BWRの設計に採用されて開発が始まり、当社の総合試験装置を用い、世界で初めて実験により基本性能が実証された、次世代向け安全システムである。最近、耐震性及び経済性を更に向上させた横型タイプを国内電力会社及び日本原子力研究所と協力して開発している⁽³⁾。

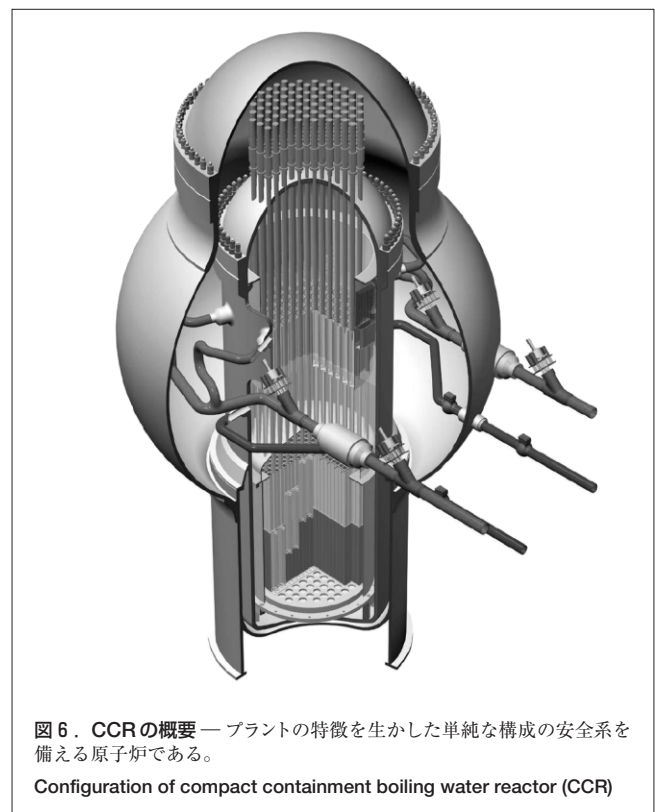
3.2 コンパクトPCV中小型BWR

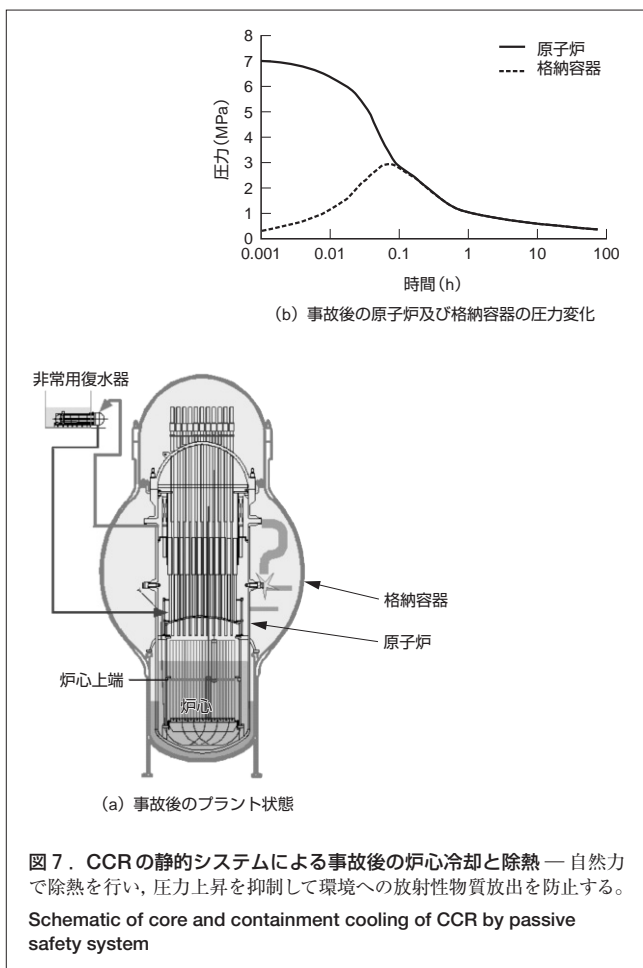
小型炉としては、経済性に関するスケールデメリットを



簡素化により克服しつつ、プラントの特徴を生かした単純な構成の安全系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)⁽⁴⁾ (PCV: 原子炉格納容器)の開発を推進している。CCRの概要を図6に示す。

CCRは原子炉全体を小型化するために、次のような新設計を取り込んでいる。すなわち、長さを現行炉の約60%に短くした燃料で炉心を構成し、再循環ポンプの不要な自然循環冷却方式とするとともに、上部挿入型制御棒を採用することで、原子炉圧力容器高さを低減している。安全系の最大の特徴は、小型炉の利点を生かして合理的に設計できる高耐圧の鋼製格納容器を、BWRが従来採用してきた圧力抑制型格納容器の代わりに採用した点である。かりに配管が破断するような事故を想定しても、原子炉と格納容器の圧力は早期につり合って冷却水の流出は止まり、原子炉内の保有水(特に炉心上部の水量)が従来型に比べ多いこととあいまって、外部からの注水なしに、原子炉自身の保有水だけで炉心を冠水維持することが容易な構成となっている。また、事故後原子炉で発生した熱は、静的な除熱系であるICによって冷却され、原子炉及び格納容器の圧力は徐々に低下していく(図7)。現実的には常用系の動的な設備が事故の緩和に使用できる場合がありうるが、最終的にはこれに頼らなくても、自然力だけで炉心の冷却と除熱が達成できる構成となっている。更に、万一シビアアクシデントを仮定しても、圧





力容器下部と格納容器の間を冷却水で満たすことが容易である利点を活用し、損傷した炉心を原子炉内に保持することが可能である。この結果、高耐圧格納容器とICの組合せだけで、設計上想定する事故からシビアアクシデントに至るまで、安全性を確保することが可能となっている。

CCRでは、上述したような大幅な簡素化やコンパクト化のほかにも、運転の長期サイクル化など、スケールデメリットを克服するために技術面で多くのチャレンジを行っている。

4 あとがき

当社がBWRの豊富な設計と建設の経験を基にして開発中の、次世代ABWR (AB1600) 及びCCRの概要について述べた。

当社は、世界最高水準の安全性及び信頼性の確保、並びに他電源をしのぐ経済性を実現することを目指し、安心を求める多様な社会的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) Imaruoka, H., et al. "The Development of the Next Generation ABWR (AB1600)". Proceedings of the 13th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE13). Beijing, China, 2005-05. No.50593.
- (2) Sato, T., et al. Basic Concept of a Near Future BWR. Nucl. Eng. Des. **230**, 2004, p.181 - 193.
- (3) Arai, K., et al. "Post-Test Analysis of Thermal-Hydraulic Test Using Full-Scale Horizontal PCCS Condenser". Proceedings of the 2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'03). Cordoba, Spain, 2003-05. No.3133.
- (4) Heki, H., et al. "Development Status of Compact Containment BWR Plant". ICAPP'05. Seoul, Korea, 2005-05. No.5174.



清水 建男 SHIMIZU Takeo

電力・社会システム社 原子力事業部技監。軽水炉の系統・機器設計、ABWRの開発設計に従事。日本原子力学会会員。Nuclear Energy Systems & Services Div.



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。原子炉システムの設計に従事。日本原子力学会、日本機械学会会員。Nuclear Energy Systems & Services Div.



及川 弘秀 OIKAWA Hirohide

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。軽水炉の安全設計に従事。日本原子力学会会員。Nuclear Energy Systems & Services Div.