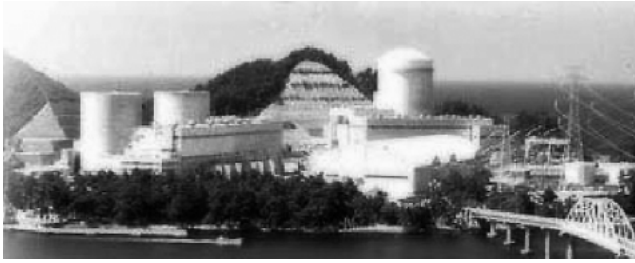


エネルギーの長期安定供給を目指して - 原子力発電の昨日・今日・あした -

For the Long-Term Stable Supply of the Electrical Energy

- Yesterday, Today and Tomorrow of Nuclear Electric Power Generation -



三宅 芳男 向井 卓

1. はじめに

日本で商業ベースの原子力発電が開始されて30数年が経過した。この間、海外より軽水炉技術を導入することから始まり、設計、製造、建設、運転・保守の各分野において運転経験に基づく技術の改良、及びこれらの定着化が関係者の努力によりなされてきた。その結果、今や52基の軽水炉プラントが国内電力の約1/3を供給し、基幹電源としての役割を果たすまでに至っている。

この基幹電源としての役割を担い続けるためには、安全性を維持しつつコンバインドサイクル火力発電等他電源に対する競争力を確保することが重要である。そのための具体的な取組みの一つとして、これまでの経験を集大成した次期新設プラントの設計を推進するとともに、高経年化プラントの安定運転の維持を図りつつ、設備の有効活用を実現するための各種方策の立案、及び必要な技術開発を実施している。

また、中長期的には、多様化する将来の原子力発電プラン

トへのニーズにこたえるために、分散型電源やエネルギーの多目的利用の実現なども含めた将来炉の開発にも取り組んでいる。軽水炉技術の導入から定着化への経緯も含めて、現在の取組みについて紹介する(図1)。

2. 昨日 軽水炉技術の導入から定着化へ

2.1 軽水炉技術の導入

当社は1959年に米国ウェスチングハウス社(WH社)と提携を結び、商業用原子力発電プラントとして加圧水型軽水炉(PWR)の技術を導入し日本国内への展開を図ってきた。当社が手掛けたPWRプラントは、1970年に開催された大阪万国博覧会に原子力発電による電気を初めて送電した美浜1号機(1970年営業運転開始)以来、玄海4号機(1997年営業運転開始)まで23基になる(表1)。これらは、それぞれ1970年代、1980年代、1990年代に営業運転を開始したプラント毎に3つの世代に分けることができる。第一世代は輸入プラント、及びその技術導入に基づく国産プラント9基であ

分野	1970年代	1980年代	1990年代	2000年代~
軽水炉 (PWR)	<新設プラント> 第一世代 通商産業省軽水炉改良標準化	第二世代 通商産業省軽水炉技術高度化	第三世代	次期プラント 将来軽水炉
	<運転プラント> 大型設備取替・更新(SG等)			
	運転保守の高度化 (高経年化対応, 長サイクル運転, 電気出力向上)			
新型炉	<FBR> 常陽建設		もんじゅ建設	アドバンスループ型FBR
	<新型転換炉> ふげん建設	<核融合炉> 核融合試験装置開発	高温工学試験研究炉建設	ヘリウムガスタービン発電炉
				国際核融合実験炉
原子燃料と燃料サイクル	<原子燃料> 39GWd/t燃料	48GWd/t燃料(ステップ1)	55GWd/t燃料(ステップ2)	更なる高燃焼度燃料 MOX燃料
	<燃料サイクル> 東海再処理工場	六ヶ所再処理工場建設		
		<キャスク> 輸送・貯蔵兼用キャスクの開発	革新的再処理技術の開発	使用済燃料 中間貯蔵施設
		六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター	放射性廃棄物処理・処分技術の開発	

図1 三菱の原子力のあゆみ

り、第二世代は建設経験、運転経験に基づく当社の自主技術による7基のプラントである。そして、第三世代は自主技術によりさらに改良開発を進めた7基のプラントである。

第一世代プラントでは、美浜1号機等の初期プラントにおける技術導入以降、機器の国産化、国情を踏まえた導入技術の改良を実施、推進してきたが、原子力発電が実用化されてからの10数年間、燃料棒の曲がり（ポーイング）や炉心バップル板間隙からの横流れ、蒸気発生器伝熱管損傷などの不具合事象を経験し、プラントの稼働率低下にもつながった。これらの事象に対しては、発生原因の徹底究明を行い、材料、構造面での設計改良や水質管理など運転管理面での改良、検査補修技術の開発、適用などの総合的な対策を講じることで克服してきた。技術改良に関する事例として、蒸気発生器伝熱管損傷事象に対して実施した取組みを以下に紹介する。

蒸気発生器は縦置U字管式熱交換器で、炉心で発生した熱エネルギーを蒸気に変換してタービン発電機系へ伝達する役割を担っており、数千本の伝熱管で構成されている。米国WH社からの技術導入以来、様々な形態の伝熱管損傷を経験したが、対策として二次系水質改善、伝熱管支持部の構造改良、伝熱管材料の改良、製造方法の改善等を実施した。

二次系水質管理は蒸気発生器伝熱管の腐食防止と二次系機器の経年劣化防止を目的としており、米国技術導入時には火力発電プラントの延長線上にあるりん酸塩（ PO_4 ）処理であったが、これが伝熱管と管支持板との間の狭隘部（クレビス）で濃縮することに起因する伝熱管の腐食減肉を経験した。このため、水質管理を揮発性薬品処理（AVT）へ切り替え、クレビスで濃縮が起きにくい対応とした。切替え後に一部、ク

レビス部に残留したりりん酸ナトリウムに起因する応力腐食割れ（SCC）を経験したが、これ以降AVT採用によりりん酸塩に起因する損傷事例を排除することができている。

管支持板の構造については、伝熱管との間に形成されるクレビス部が構造的に不純物が濃縮しやすい条件となることより、管支持板穴形状の改良による濃縮度の軽減を検討した。各種の基礎特性試験等を実施し評価した結果としてBEC（Broached Egg Crate）穴形状を立案し、試験による濃縮特性を確認した。この結果、BEC穴形状は従来の丸穴形状に比べクレビス領域を低減し、二次系水をBEC穴部に流す設計とすることで濃縮度が1/100以下に低減する効果が認められ、高浜3号機以降の新設プラント、及び取替え蒸気発生器に採用されている。また、伝熱管のUバンド部の振動を抑える目的で挿入している振れ止め金具（AVB）の不十分な支持が原因となって発生した伝熱管のフレットング摩耗に対しては、支持点数を増加する設計改良を実施している。

伝熱管材料については、応力腐食割れに対する耐力を向上させることを目的に、従来材料の改良、新材料の開発研究を行い、Ni-Cr-Fe合金の高温高压水中での耐SCC性はCr量を増すにしたがって向上することが明らかになった。Cr量を27%～31%とし、完全溶体化処理後、特殊熱処理（700℃で15時間程度の時効処理）を施したTT690合金は優れた耐SCC性を有することより、大飯3号機以降のプラント、及び取替え蒸気発生器に採用されている。

製造方法にかかわる事例としては、管板と伝熱管との間のクレビス部で残留アルカリが濃縮し、伝熱管の外側（二次側）からの応力腐食割れを経験した。対策として、クレビス部で残留アルカリを濃縮させないために、ローラで伝熱管の内側から管板の厚さ方向全域にわたって伝熱管を拡管する方法を採用し、クレビス部をなくす対応とした。また、管板部でローラを用いた拡管を行ったことに起因して伝熱管の内側（一次側）に高い残留応力が生じた結果、一次側からの純水中での応力腐食割れが生ずるという事象を経験した。これに対しては、液圧を用いた拡管方法を採用して残留応力の発生を抑制することにより解決を図ってきた（図2）。

2.2 改良技術の確立と定着化

第二世代プラントでは、第一世代プラントの経験を反映し

表1 三菱の加圧水型（PWR）原子力発電プラント

タイプ	プラント名	定格電気出力 (MWe)	電気事業者	運転開始年月
2グループ PWR	美浜1号機*	340	関西電力(株)	1970年11月
	美浜2号機	500	関西電力(株)	1972年7月
	玄海1号機	559	九州電力(株)	1975年10月
	伊方1号機	566	四国電力(株)	1977年9月
	玄海2号機	559	九州電力(株)	1981年3月
	伊方2号機	566	四国電力(株)	1982年3月
	泊1号機	579	北海道電力(株)	1989年3月
3グループ PWR	泊2号機	579	北海道電力(株)	1991年4月
	高浜1号機*	826	関西電力(株)	1974年11月
	高浜2号機	826	関西電力(株)	1975年11月
	美浜3号機	826	関西電力(株)	1976年12月
	川内1号機	890	九州電力(株)	1984年7月
	高浜3号機	870	関西電力(株)	1985年1月
	高浜4号機	870	関西電力(株)	1985年6月
	川内2号機	890	九州電力(株)	1985年11月
	伊方3号機	890	四国電力(株)	1994年12月
	4グループ PWR	大飯1号機*	1175	関西電力(株)
大飯2号機*		1175	関西電力(株)	1979年12月
敦賀2号機		1160	日本原子力発電(株)	1987年2月
大飯3号機		1180	関西電力(株)	1991年12月
大飯4号機		1180	関西電力(株)	1993年2月
玄海3号機		1180	九州電力(株)	1994年3月
玄海4号機		1180	九州電力(株)	1997年7月

*：一次系Westinghouse社，二次系三菱，他は一次系，二次系とも三菱

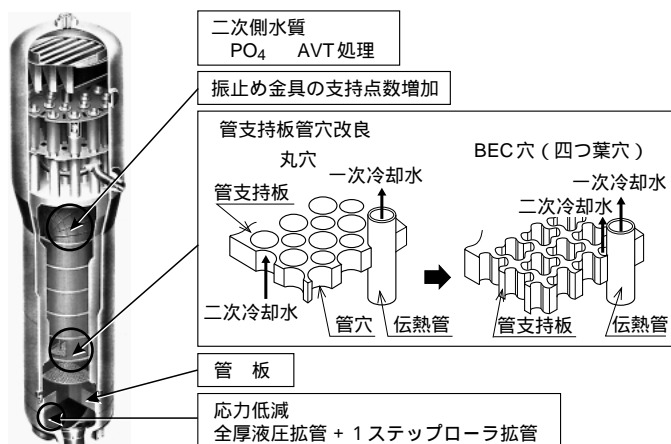


図2 蒸気発生器の改善

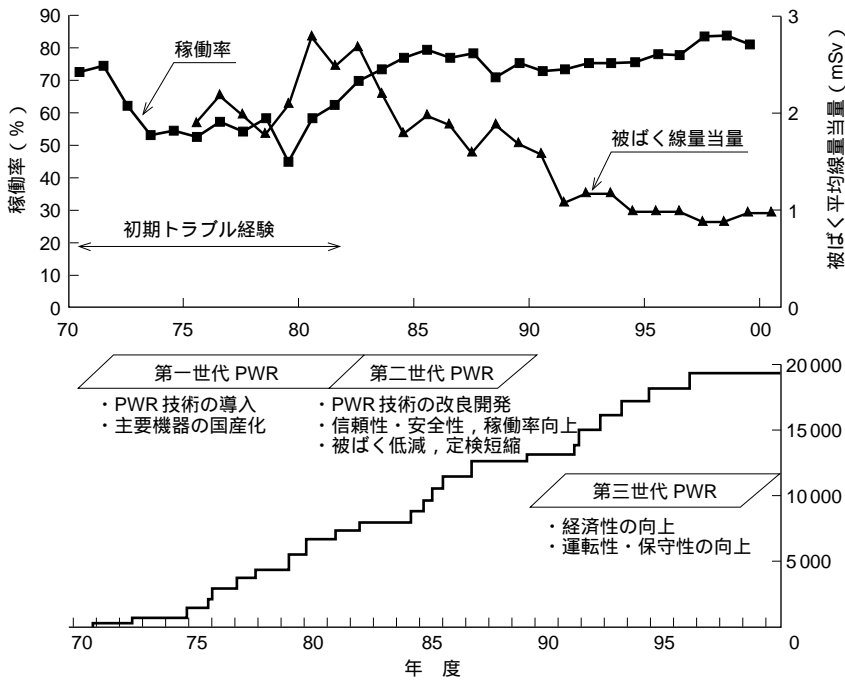


図3 稼働率と従事者被ばく線量の推移

たことに加え、原子炉容器蓋一体化構造物の採用、保守点検スペースの拡大等による保守・検査作業の改善、及び自動化等を反映し、従事者の被ばく低減や定検期間の短縮などを実現した。また、単機容量を大型化したスーパーサイズ湿分離加熱器採用による設備簡素化、低圧タービンローター一体化などの採用による信頼性の向上も図っている。これらは電気事業者の優れた保守技術、運転技術が反映されたことと合わせ、プラント稼働率の向上に著しい貢献をもたらした(図3)。

第二世代プラントに続く第三世代プラントでは、デジタル式制御装置や改良型中央制御盤等の新技術の採用とともに、設備の簡素化や建屋配置のコンパクト化などシステム/機器設計、配置設計を含めて原点に立ち戻った設計の最適化を行い、運転性、経済性、及びプラント性能のさらなる向上を図った日本版の成熟したPWRプラントを実現している。

3. 今日 基幹電源としての原子力の役割をより確実に

3.1 APWR(改良型PWR)の開発

現在、軽水炉プラントにはコンバインドサイクル火力発電など他電源に対する競争力確保の観点から、安全性の確保はもちろん、これまで以上に高性能かつ運転保守が容易で、経済性を向上させることが求められている。当社はこの課題への対応として新技術の積極的な採用とともに、三次元CADを駆使した新しい設計手法や合理化した建設工法などを採用することで、電気事業者のニーズにこたえることとしている。PWRの最新設計プラントとなる敦賀3,4号機は、第三次改良標準化として1981年から1985年に国、電気事業者、メーカーが三位一体となって開発し、その後、電気事業者と当社の自主開発として1986年から高度化検討を行ってきたAPWRの初号機であり、世界最大級の出力となることに加え、機器、システムに斬新な技術を導入することで信頼性、安全性、運転操作性、経済性などの飛躍的な向上を目指している。

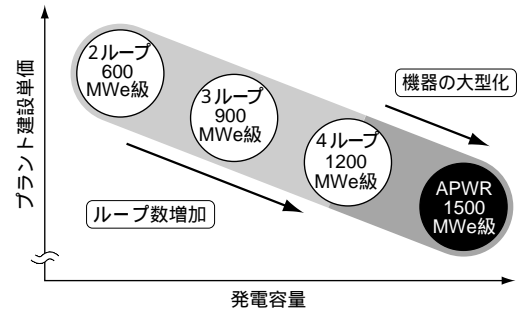


図4 PWR大容量化の考え方

表2 APWRの基本仕様

項目		最新4ループ	APWR	
発電端電気出力 (万kWe)		118	153	
原子炉系熱出力 (万kWt)		342	445	
原子炉	燃料集合体数 (体)	193	257	
	燃料棒配列	17×17	17×17	
	炉心有効長 (m)	約3.7	約3.7	
	ウラン燃料装荷量 (tU)	89	121	
原子炉冷却系	ループ数	4	4	
	一次冷却材流量 (m³/h/ループ)	2.01×10⁴	2.58×10⁴	
	一次系圧力 (kg/cm²a)	157	157	
	蒸気発生器	型式	52F型	70F-1型
		台数	4	4
蒸気圧力 (kg/cm²a)		62.5	62.5	
一次冷却材ポンプ	型式	93A-1型	100A型	
	台数	4	4	
タービン	電動機軸動力 (kW)	約4480	約6000	
	型式	TC6F44型	TC6F54型	
発電機	湿分離加熱器	2段再熱	2段再熱	
	容量 (MVA)	1310	1715	

APWRは4ループ構成であるが、従来型プラントに比べ機器を大型化することによって電気出力を約1530MWeに増加させている(図4)。APWRの主な仕様を従来型4ループプラントと比較して表2に示す。また、設計の特徴を、改良技術を中心に以下に紹介する。

(1) 信頼性の向上

APWRでは、保守性も確保しつつ信頼性を向上させるため炉内構造物、蒸気発生器などの主要構造物を改良した。

炉内構造物については、従来のPWRの炉心周りに採用してきたステンレス板を多数のボルトで組み上げる炉心バツフルに代えて、溶接線が無くボルト結合が少ないステンレス鋼のリングブロックを8段積み重ねた中性子反射体を採用した(図5)。中性子反射体の採用によって、炉心領域で使用されるボルトの本数が約2000本から約50本に削

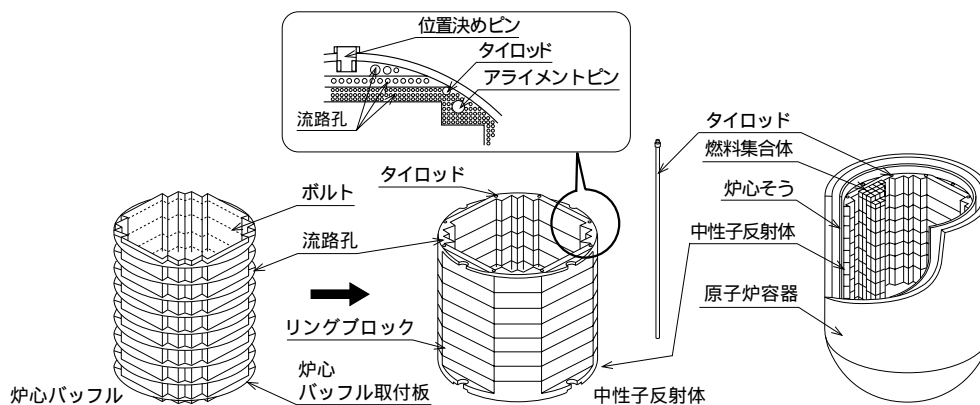


図5 中性子反射体

減され炉内構造物が簡素化できるとともに、原子炉容器への中性子照射量を約1/3に低減でき、原子炉容器の信頼性が一層向上する設計となっている。

蒸気発生器は、炉心の大容量化に対応して伝熱面積を約5000 m²（従来型4ループプラント）から約6500 m²へ増加した大型タイプ（70F-1型）を採用した。一方で、大容量化に伴う機器外形の増加を極力抑えるための新技術として、伝熱管サイズを従来の7/8インチから3/4インチに小口径化して胴の外径増加を抑え、また、従来よりも性能の向上を図った湿分分離器を採用して設置段数を低減するこ

とにより高さ方向の増加を抑えた設計としている。これらの工夫によって、蒸気発生器の重量は、従来の設計思想のまま大型化する場合に比べて約10%以上低減することができている。伝熱管のU字曲げ管部に設置する振れ止め金具については、支持点数を既設最新プラントの6点から9点に増加し信頼性の向上を図っている（図6）。

(2) 安全性の向上

安全性の向上を達成するための設計として、APWRでは非常用炉心冷却系の機械設備を従来の2系列構成（2×100%容量）から4系列構成（4×50%容量）とし、事故時の機器作動に対する信頼性を向上させた。各系列の設備をそれぞれのループ近傍に設置することで、配管物量を削減するとともに配置上の分離・独立性も強化した（図7）。

また、従来格納容器外に設置していた燃料取替用水ピットを格納容器内底部に設置し、これを一次冷却材喪失事故（LOCA）時等の非常用炉心冷却系の水源にする設計とした。これにより、事故時に炉心に注入された冷却水が水源であるピットに回収されることとなり、炉心冷却の水源切替を不要として安全性の向上を図る設計とした。

さらに、非常用炉心冷却系に新技術である高性能蓄圧タンクを採用した。高性能蓄圧タンクは、一次冷却材喪失事故時の初期に炉心冷却に必要な大流量注入と、その後の炉心水位維持に必要な低流量注入を、タンク内の流路構造を工夫することで外部からの動力を用いずに切り替えること

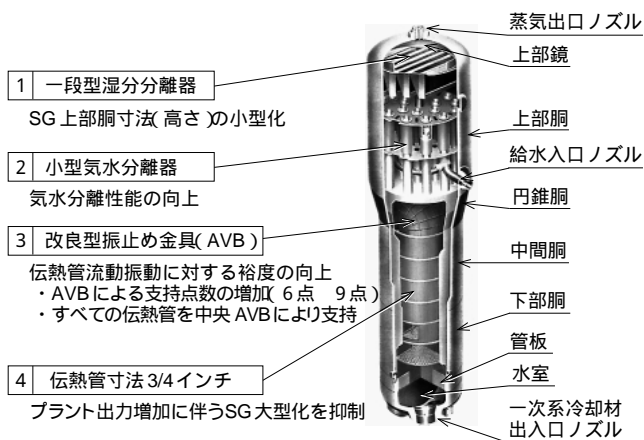


図6 70F-1型蒸気発生器

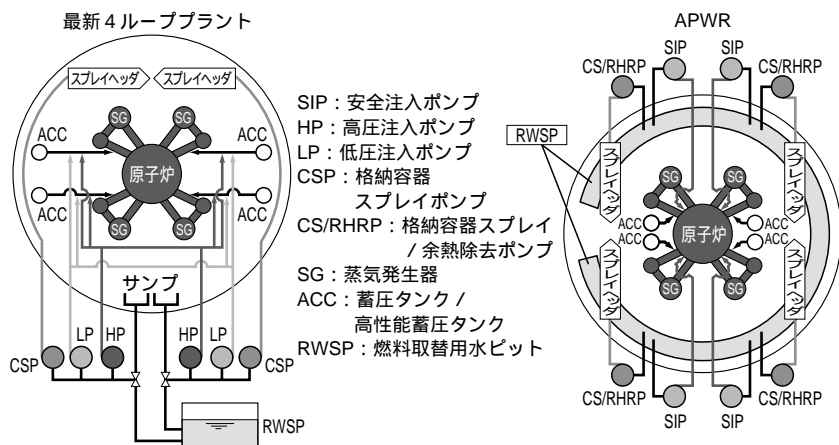


図7 非常用炉心冷却系

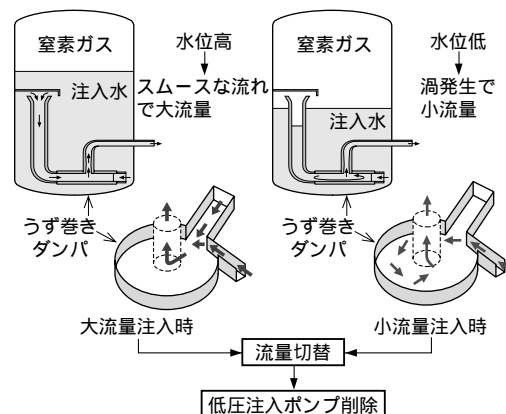


図8 高性能蓄圧タンクの炉心注入のしくみ

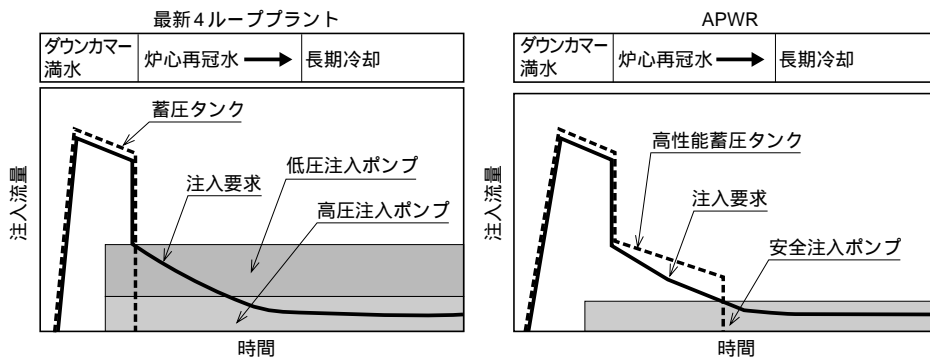


図9 原子炉冷却材喪失事故時の炉心注入特性

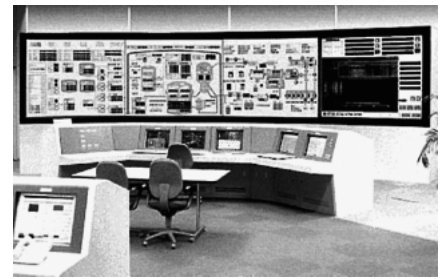


図10 大型表示盤と運転指令コンソール

ができる設備である。これにより、従来低流量注入に用いていた低压注入ポンプを削除できた(図8, 図9)。

(3) 運転操作性の向上

新型中央制御盤には、フラットディスプレイを用いたコンパクトなコンソールを導入し、コンピュータディスプレイの画面タッチ方式による運転操作方式を取り入れている。さらに、監視情報を操作画面上に集約表示して監視と操作を一体化した設計とし、より容易な運転操作を実現した。また、デジタル制御・原子炉保護装置を採用して自己診断、自動試験装置による保守の容易化を図るとともに、警報の重要度、優先度を即座に判断できる新型警報システムを採用するなどの運転支援機能も充実させた。これにより、通常時、事故時を含めて一人でもプラントを運転することが可能な設計としている。中央制御室には大型表示装置を設置して、プラントの主要系統、主要パラメータ等を表示することとし、当直長を含めたすべての運転員が監視・操作に必要なプラント全体の状態を容易に把握でき、運転操作性の向上に寄与する設計としている(図10)。

(4) 大容量・高性能タービン

タービンの性能向上はプラントの経済性向上に大きく寄与するため、APWRに採用する蒸気タービンは高効率化を図った設計にするるとともに、プラント出力の増加に見合う大容量化、さらには大型回転機械としての信頼性向上のために新技術を採用している。高効率化のためには、完全三次元流れ解析に基づいた高性能翼を採用し効率を向上する設計としている。低压タービンの最終翼には54インチ翼群を採用し(図11)、大容量化に伴う蒸気流量増加条件下での出力を最大限に発揮する設計としている。また、低压タービンの大型化に伴い、従来車室で支持していた軸受けを基礎から直接支持する方式に変更することにより支持剛性を高め、振動に対する信頼性の向上を図っている。

3.2 燃料の改良、開発

当社は1970年に美浜1号機用燃料を製造して以来、2002年12月時点で累計約15000体のPWR燃料を製造し、ここ約11年間は燃料漏洩無しで良好な運転実績を上げている。

この間、燃料の燃焼度は炉心サイクル長さの長期化に伴い、燃料サイクル費の低減のため、39 GWd/tから48 GWd/t(ステップ1)へ高燃焼度化が図られた。また、同時に信頼性向上に向けても種々の設計改良を行ってきた。現在は、ステッ

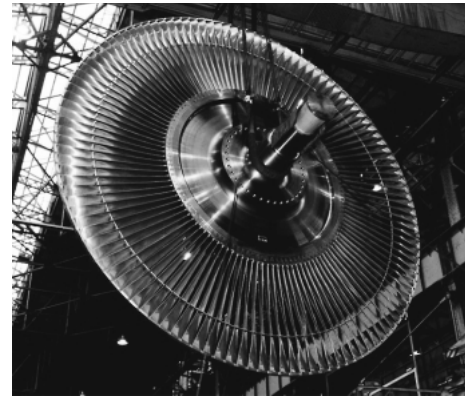


図11 低压タービン最終段54インチ翼

プ2燃料として55 GWd/t燃料の開発が終了し、実用化のための安全審査が電気事業者にて進められている。

ステップ2燃料の主要な特徴は、まず燃料棒において、高燃焼度化対応として耐食性を向上した被覆管、及びウラン装荷量を増加しさらなる燃料取替体数削減のため高密度ペレットを採用した点である。また、燃料集合体設計については、従来のインコネルに代えて燃料棒を支持するグリッドの材料に中性子吸収の少ないジルカロイを採用している。このことによってウラン濃縮度が同一でもインコネルを採用した場合に比べて必要な反応度を長く維持できるため、運転期間を長くすることが可能になる。さらに一次冷却水中の異物による燃料漏洩を低減させるため、燃料下部に新たに開発した異物フィルタ構造を採用する等の設計変更も行った(図12)。

次ステップとして、燃料サイクル費の一層の低減と信頼性の向上を目指し、さらなる高燃焼度燃料の開発にも鋭意取り組んでいるところである。

MOX(Mixed Oxide)燃料については、国のリサイクル路線に沿って、設計上の検討はすでに終了し、燃焼度45GWd/tまでの炉心での運用が可能となっている。一方、海外でのMOX燃料加工については、英仏の大型MOX工場での加工が行われる場合に備え、国内ウラン燃料と同等の品質を確保するため、工場の調査、品質管理上の要求仕様の調整等を行うとともに、品質保証の観点から、工場認定のための事前準備等も進めている。

3.3 既設プラントの安定運転に向けた取組み

1970年に美浜1号機(PWR)と敦賀1号機(BWR; 沸騰水型軽水炉)が商業運転を開始したが、運転年数が20年を

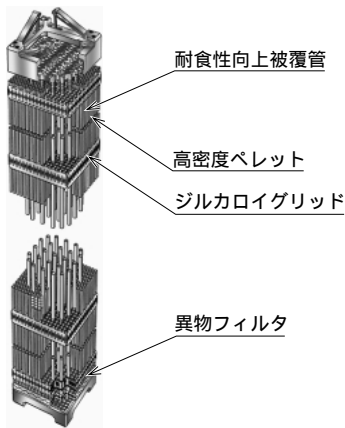


図12 ステップ2燃料(55GWd/t燃料)の主要な特徴



図13 蒸気発生器取替え工事

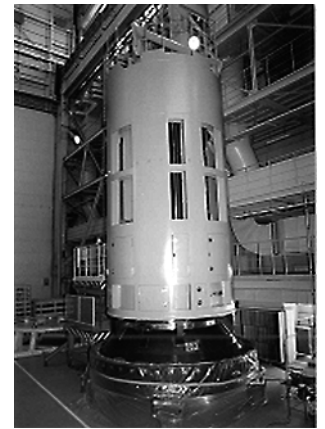


図14 原子炉容器上蓋取替え工事(出荷前)

超える高経年プラントが増加してきている。これらのプラントに対しては、安定運転を維持しながら、現有設備能力の有効活用を図った運用を行うことが、生涯発電コスト低減の観点から重要である。このような要求にこたえるためには、運転期間と発電量を可能な範囲で増加させる対応が考えられるが、このための技術開発の取組みについて紹介する。

(1) 高経年化対応

安全性、信頼性を維持しつつプラントの運転期間を延ばすためには、故障やトラブルを未然に防ぐための予防保全が重要である。予防保全の観点から、海外のプラントにおいて経験した事例も踏まえて、これまで蒸気発生器、原子炉容器上蓋の取替えを実施してきており(図13, 図14)、今後、炉内構造物の取替えも計画している。

また、万一、故障やトラブルにつながるような予兆が発生した場合に早期に検知するための検査技術の開発にも取り組んでいる。蒸気発生器伝熱管の検査用に高精度かつ高速検査が可能なインテリジェントECT(Eddy Current Test)装置、原子炉容器等の検査用に探傷時間を短縮し、探傷できない範囲の低減を図ったフェーズドアレイUT(Ultrasonic Test)装置(図15)などの開発を行い、実用化に向けて検討中である。

また、設備の経年変化の評価技術として、Ni基合金の一次冷却水中における応力腐食割れ発生と進展の評価技術、残留応力を考慮した高度なき裂進展解析方法の開発などにも取り組んでいる。これら技術開発を含めた適切な対応により、60年間のプラント運転が問題無いことを各プラントについて順次評価、確認している。

(2) 長サイクル運転

これまで我が国では、運転サイクルに関しては最長13ヵ月運転しか認められていなかったが、サイクル当たりの運転期間の延長が実用化の方向で検討され始めている。米国では、既に大部分のプラントで18ヵ月以上の長サイクル運転を実施している状況であり、プラントの稼働率を向上するために有効な運用として、日本でもサイクル当たりの運転期間の延長について具体化が検討されている。

この長サイクル運転を実現させるためには、燃料の成立性、プラント設備の信頼性、及びプラントの安全性の観点

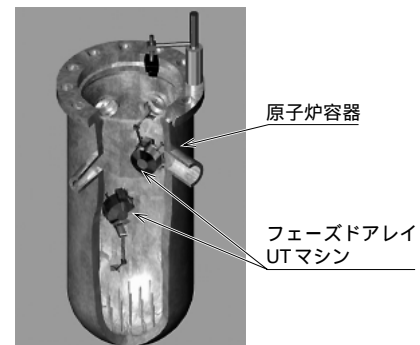


図15 フェーズドアレイ UT の原子炉容器への適用

から評価、確認を行うことが必要であり、燃料の成立性に関しては、前述した高燃焼度燃料の開発を完了して実用化を推進し、炉心設計、安全解析への影響評価、対応検討も実施している。設備の信頼性に関しては、現状定検ごとに保全を実施している機器の健全性評価を実施し、一部現在も継続検討を実施しているが、基本的な適用性を確認している。また、プラントの安全性については、長サイクル運転による影響を評価するために、確率論的安全評価(PSA)の手法を適用して安全上のリスクの上昇程度を把握し、設備、運用面での改善策の検討を実施している。

(3) 電気出力向上

稼働中のプラントに対し、設備変更や設計余裕の適正化による電気出力増加の変更申請を行い、経済性の向上を図る取組みが欧米では既に盛んに行われている。原子炉の出力を変えずにプラント出力を向上させる技術方策として、大容量・高性能蒸気発生器や高効率タービンへの設備取替えによる熱効率向上が考えられる。国内でも性能向上を目指した改良タービンへの取替え工事など順次実施している。また、設計上の余裕や設備の健全性上必要な余裕を適正化することによる原子炉熱出力の増加も有効な技術方策であり、これについてはプラントの安全性、健全性に関する確認評価を含め、欧米での実績を参考にしながら技術検討を進めている。これら対応方策の組合せにより、プラントのループ数によっても異なるが、最大15%~20%程度の電気出力向上が見込めると考えている(図16)。

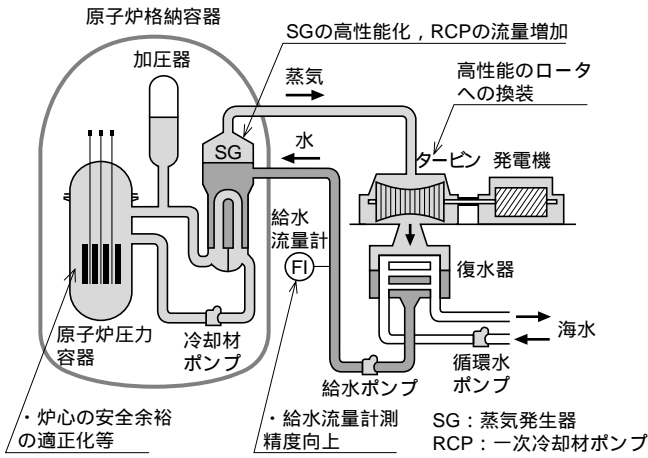


図 16 電気出力向上のための方策

4. あした エネルギーの長期安定供給を目指して

エネルギー資源を持たない日本にとって環境問題を解決すると同時に、エネルギーの自給と長期安定供給を実現する観点から、原子力発電は今後も重要な役割を果たしてゆくものと考えられる。

このため軽水炉プラントは、新しいコンセプトを導入することで、十分な安全性を確保しつつ経済性の向上を図るとともに、プラント新設にあたってのリスク軽減が可能で地域分散電源としても期待できる中小型炉や、高温を利用した多目的利用炉などの軽水炉以外の炉の実現も求められることになる。さらに、ウラン資源の長期的な活用の観点から、高速増殖炉による核燃料サイクルに関する開発も必要である。

これらの動きは既に始まっており、米国主導で我が国を始め世界各国が参加するかたちで開始されている第四世代原子力システムに関する国際フォーラム (GIF) では、2030年をターゲットにして、高い経済性と安全性、廃棄物の削減、核拡散の防止、ウランの有効利用、発電以外への原子力利用などを実現する、革新的原子炉が各国から提案され、ガス冷却高速炉、鉛合金冷却高速炉、熔融塩炉、Na冷却高速炉、超臨界圧水冷却炉、超高温ガス炉の6概念が選定されている。また、日本においても平成12年の原子力長期計画を受けて、原子力委員会において革新炉の検討が行われた。

当社はこのような国内外の動向も視野に入れ、新しいプラント概念として、将来の大容量ニーズにこたえる概念である APWR +、電力需要への柔軟な対応にこたえる小型一体モジュール炉 IMR (Integrated Modular Water Reactor) の開発に積極的に取り組んでいる。また、米国 WH 社が開発主体である簡素化プラント AP1000、南アフリカ PBMR 社による熱効率向上を図った高温ガス発電炉 PBMR (Pebble Bed Modular Reactor)、さらには水素製造など多目的に利用できる高温ガス炉の開発プロジェクトへも参画している。各概念の経済性向上を実現するための考え方を模式化して図 17 に示す。また、プラント概念を以下に紹介する。

(1) APWR +

将来における原子力発電プラントの建て替え需要に対しては、建設用地の有効活用、建設単価低減の観点から大容

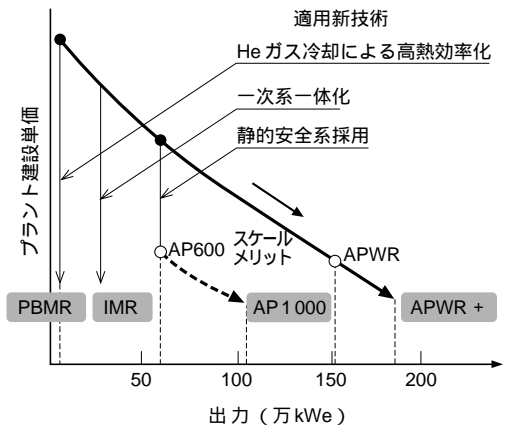


図 17 将来炉の経済性向上の考え方

量プラントで対応することが基本的な考え方であり、このニーズに対応するための概念として APWR + の開発を実施している。APWR + は、APWR をベースプラントとして燃料の長尺化、主機の大型化により電気出力を 1750MWe 級に増加させた 4 ループプラントである。安全系の設備は電気系も含めて 4 系列構成として運転中の保守を可能にしている。安全性向上とスケールメリット追求による経済性向上を図った概念である。

(2) 小型一体モジュール炉 IMR

送電系等の整備が不要な需要地に近接する小容量分散電源に適した安全性、経済性を両立させ得る原子力発電プラントが実現できれば、将来における新たな原子力市場の開拓につながる可能性がある。また、これをモジュール炉として達成することで、電力需要や立地条件にも柔軟に対応することができることより、これらの要求を満たす概念として小型一体モジュール炉 IMR の開発を行っている(図 18)。IMR は、蒸気発生器を原子炉容器内に設置し、自然循環による炉心冷却を行う電気出力 300 MWe 級のプラントである。一次冷却材管を不要とすることで想定事故事象を限定し、安全性向上と設備簡素化による経済性向上を図っている。この原子炉概念と安全系の成立性については、現在、経済産業省 (METI) の公募研究にて確認を行っている。このような標準化された小型炉は、工場での全プレハブ化、バージによる海上輸送が可能のため、洋上立地などとも組み合わせることで工期の大幅な短縮、経済性の向上が期待できる。また、東南アジアなどの諸国と共同で開発、建設、運転を行うことができれば日本の国際貢献の役割を果たすことも可能である。

(3) AP1000

従来の動的設備から構成される安全システムに代って、重力や水頭差などで作動する静的設備を採用することによるシステムの簡素化が、プラントの経済性を向上させる一つの手段として期待できる。WH 社はこの考え方に基づいて電気出力 600 MWe 級プラント AP600 の開発を行い、1999年に米国 NRC の設計認証 (Design Certification) を取得し、引き続き電気出力を 1000 MWe 級に増加させた AP1000 を開発している (図 19)。当社は近い将来に実用可能な安全性と経済性を両立させた中容量プラントとし

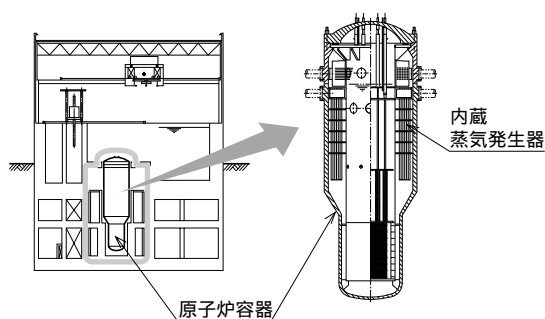


図18 小型一体モジュール炉IMR



図19 AP1000 (プラント完成予想図)

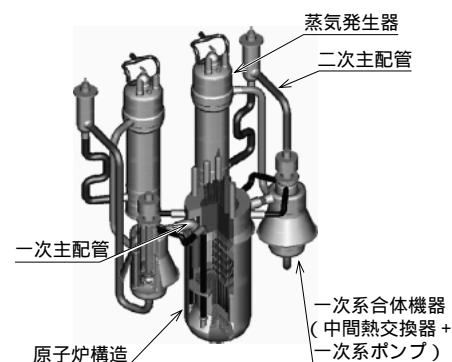


図21 ナトリウム冷却アドバンスドループ型高速増殖炉

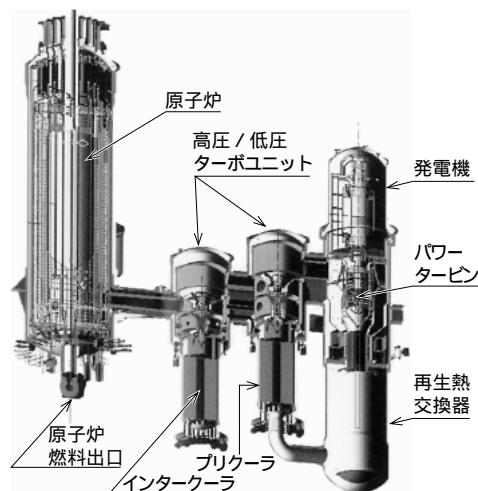


図20 PBMR鳥瞰図

て、AP1000の設計認証取得に向けてWH社との共同開発を行っている。

(4) 高温ガス炉

南アフリカのPBMR社は、約900のヘリウムガスを用いた直接サイクルガスタービンによる高い熱効率(40%以上)、被覆粒子燃料の採用による高い安全性等を特徴とする165 MWe級の小型原子炉PBMRを開発している(図20)。これはガスタービン技術の進歩を背景に、炉心で加熱された高温ヘリウムで直接ガスタービンを回して発電する、高効率でコンパクトな原子力発電プラントを実現しようとするものであり、当社は保有する原子力技術とガスタービン技術の両者を活用できるプロジェクトとして、PBMR社からの要請に基づき世界初の縦型ヘリウムガスタービン発電機の開発に参画している。また、日本原子力研究所が推進する高温ガス発電炉GTHTTR300の開発や、高温工学試験研究炉(HTTR)への接続を計画している水素製造システムの開発にも積極的に取り組んでいる。

(5) 高速増殖炉(FBR)

高速増殖炉FBR(Fast Breeder Reactor)による核燃料サイクル技術は、軽水炉に比べウラン資源の利用効率を飛躍的に高めることができ、また、高レベル放射性廃棄物中に長期にわたり残留する放射能を少なくする可能性を有しており、エネルギーの長期安定供給の観点から、その実用化が求められている。

現在、核燃料サイクル開発機構と電力9社、電源開発(株)、

及び日本原子力発電(株)が中心となりオールジャパンで推進する“高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究”では、革新的な技術を導入し軽水炉に比肩する経済性を有した高速増殖炉の概念の構築が進められており、当社もこのプロジェクトに参画し積極的に開発を進めている。当社の革新的なアイデアを取り入れた技術のうち代表的なものとして、ナトリウム冷却高速炉の概念について紹介する。

高速増殖炉は、特に経済性の観点でいかに軽水炉のレベルに到達できるかがポイントであり、これにこたえ得る候補概念として“ナトリウム冷却アドバンスドループ型炉”が抽出されている。この概念は、冷却方式としては原型炉“もんじゅ”と同じナトリウムを用い、原子炉構造のコンパクト化、新材料採用による配管短縮化とループ数削減、一次系機器の合体など斬新なアイデア、技術を導入して大幅な建設費の低減を目指している(図21)。この概念は、第四世代原子力システムに関する国際フォーラムにも今後の有力な候補炉型としてノミネートされている。今後、実用化への基盤となる“もんじゅ”の早期運転再開とともに実用炉概念のプラントレベルでの実証が強く望まれる。

5. おわりに

基幹電源としての原子力をより確固たるものにするために、また、将来的にエネルギーの長期安定供給を実現してゆくために取り組んでいる技術開発について紹介してきた。我が国が原子力を平和目的に活用することを決めて半世紀が経過しようとしている。この間、国内外の経済や政治、社会環境に大きな変化を経験してきたが、資源小国である日本が原子力の導入を決断した原点は変わっていない。この基本政策を揺ぎないものとするために我々原子力プラントメーカーの果たすべき役割は大きい。国、電気事業者、並びに関係者のこれまでに勝るご指導を得つつ、巨大な技術の集積である原子力発電プラントを支える技術基盤の確保と強化に努めるとともに、将来に向けた新しい挑戦的な技術についてもこれを着実に前進させて行く所存である。



三宅芳男
常務取締役
原子力事業本部長



向井卓
原子力事業本部
原子力技術センター
原子力技術部長