

軽水炉の動向と日立技術の開発

Current Status of Light Water Reactor and Hitachi's Technical Improvements on BWR

三木 実* Minoru Miki

大木新彦** Arahiko Ooki

長年月にわたる国産自主技術開発によって、近年我が国の軽水炉の信頼性が大きく向上し、稼働率も世界のトップ水準になってきている。昭和59年2月には改良標準化ベースプラントBWR1号機としての東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機(110万kW)が営業運転を開始し、国産軽水炉技術の新時代に入った。また、次世代の日本型軽水炉としてABWR(新型BWR, 電気出力130万kW級)を米国GE社、株式会社東芝と日立製作所が国際共同開発中であり、昭和60年代初期の建設を目指している。日立製作所はBWRの安全性・信頼性の向上、稼働率の向上及び被ばく低減を目標に機器本体から各種ロボットまで広範囲の研究開発を行ない、その成果を政府指導に基づく原子力発電利用の高度化に対応して提案するとともに、今後の軽水炉の改良開発にも積極的に参画している。本稿では軽水炉改良標準化への参加とその成果、及び最近の日立製作所の研究開発の展開、次世代軽水炉(ABWR)の国際協力設計などについて概要を述べる。

1 緒言

昭和58年11月発表の通商産業省電気事業審議会需給部会の電源構成表¹⁾では、昭和70年度原子力発電設備4,800万kWと想定され発電設備構成比の約23%、発電電力量の約35%を原子力発電が占めることを期待している。

我が国の軽水炉発電は主として米国からの技術導入により出発したが、初期の段階で材料腐食トラブルに遭遇し、稼働率が一時低下するなど苦難を経験した。事故原因の究明を行なうとともに、プラント設計の改良、材料の自主技術による改良開発に努力し、厳重な品質管理、運転管理の強化及び保守点検の徹底により、稼働率及び信頼性の向上を図ってきた。

昭和50年度からは我が国での運転経験を生かし、信頼性の向上、被ばく低減、稼働率向上などを目標として国の指導の下に電力会社、原子炉メーカーが協力して軽水炉の改良標準化及び各種の信頼性実証試験を推進してきた。

日立製作所は前述の大規模な研究開発や実証試験計画に参画し、上記目標に沿った多面的な研究開発に努め、製品の品質向上、国産化技術の向上及び保守点検技術の確立に努力をしてきた。そして、昭和59年2月に我が国初の改良標準化プラント110万kW1号機の建設を完了し、営業運転を開始することができた。一方、我が国の運転中プラントも昭和55年度以後は65%以上の稼働率を維持することができ、58年度は71.6%と定期検査期間を除いてほぼフル稼働運転を達成し、世界のトップレベルになった。現在、第3次改良標準化として採用された電気出力130万kW級ABWR(Advanced Boiling Water Reactor: 新形沸騰水型原子炉)の国際共同開発設計を行なうとともに、第2次改良標準化プラントのいっそうの経済性向上のための合理化設計検討を進めている。

2 欧米軽水炉の建設・稼働状況と我が国の軽水炉展開

2.1 各国の軽水炉建設状況

昭和49年の石油ショックを境にし、経済成長の伸びが世界的に鈍化し、これに伴い電力需要も低滞又は減少した。更に

米国では原子力発電所の建設・運転に対する国の規制指導がスリーマイル島事故以後強化され、建設期間の長期化とあいまってコストの上昇が激しくなっている。このため、電力設備の余裕率の大幅な増大と重なり、米国では1974年(昭和49年)以降、新規の発電所の発注は8年以上もなくなっている。エネルギー資源の少ない日本、フランス、ドイツがエネルギーセキュリティの観点から積極的に国産化した自主技術で原子力発電所建設を続けている。

2.2 我が国における軽水炉の建設と稼働率の推移

我が国での軽水炉を、技術導入により作られたプラント、国産化プラントと我が国での運転経験と自主技術により改良された改良標準プラントを、建設着工年と設備容量などで示すと図1のようになる。米国炉メーカーから容量増大ごとにその1号炉の導入が行なわれているが、沸騰水型・加圧水型共に2~3年後には国産化され、国内炉メーカーが主契約者となり建設している。プラントの出力の変遷もこの10年間に単機容量は3倍近くなり、昭和53年以降は日本型改良標準化炉の時代になっている。

我が国の軽水炉の稼働率は、最近10年間をみると図2のようになっている。BWR(沸騰水型原子炉)の昭和52年、53年の配管を中心とする応力腐食割れ対策、加圧水型の昭和54年での制御棒支持ピン、蒸気発生器チューブ漏れ対策を国産技術で解決し、昭和57年以降は70%近い設備利用率を維持しており、欧米の稼働率と比較してもトップを争う好数字となっている。

2.3 我が国の軽水炉改良・開発の果たす役割

2.1で述べたように米国の国内軽水炉建設・開発が停滞し、一方、日本、欧米の各国とも今後20~30年の間、軽水炉が原子力発電の主力炉としての役割を負うと考えられる状況下で、我が国の行なっている改良標準化設計・開発、及び我が国の軽水炉技術を基礎とした次世代炉の国際協同設計の果たす役割は非常に大きいと考えられる。今後の日本軽水炉技術開発、及び原子力発電の高度化に対応した多プラント運営技術、合

* 日立製作所日立工場 工学博士 ** 日立製作所原子力事業部

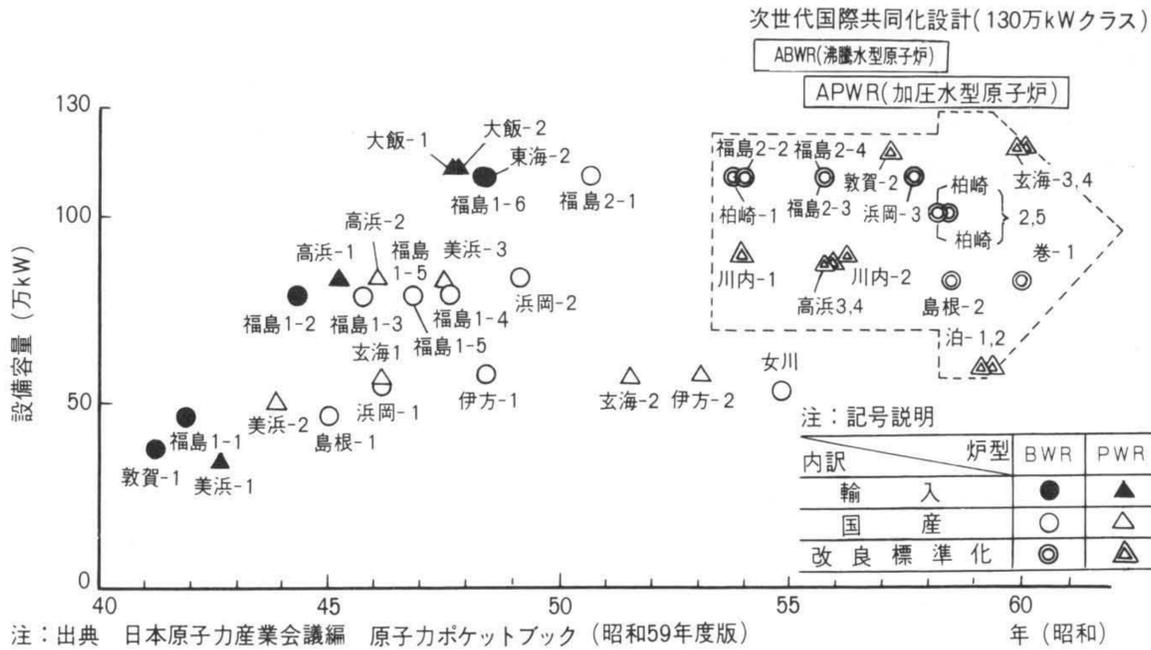


図1 容量別原子力プラント出力の変遷 我が国の原子力プラントは、当初海外からの輸入技術によるもので出力も40万kW級のものであったが、経済性向上のため容量増大と技術の進歩が図られ、現在では80万kW級、110万kW級の大容量プラントになっている。昭和50年度以降着工のものは、すべて国産になっている。

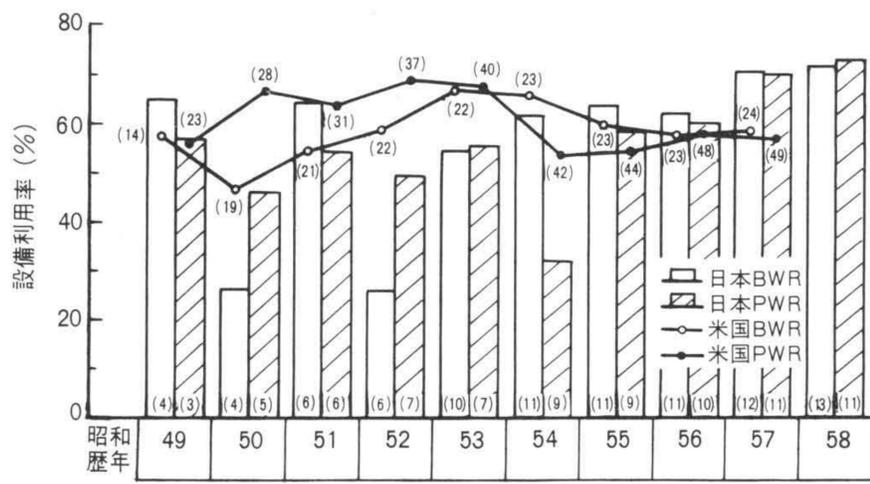


図2 炉型別設備利用率の推移 我が国では定期検査周期は法令で定められており、利用率が低めになるが、プラントの改良、材質の改善、予防保全により世界のトップクラスまで稼働率が上がってきている。

理化技術へ大きな関心をもたれる時代になってきている。

3 改良標準化の推進と日立の自主技術によるプラント建設

3.1 日立BWR技術の開発

日立製作所は昭和29年に原子力の開発に着手し、以来研究用原子炉、臨界実験装置などの研究の推進と技術の確立を図り、商用発電用プラントについても海外導入技術を消化し、エンジニアリングから製造・据付、アフターサービスに至るまで一貫した国産化を図ってきた。

図3に日立製作所の軽水炉技術開発の経緯を示す。昭和50年代に入り国産技術による改良標準化を進め、次世代BWRとしてのABWRを日本の原子炉メーカーが主体となって国際協力開発を進めている。一方、現在建設予定のプラントについては、高信頼度でかつ、経済性をいっそう改善した高度化プラントの確立を図るための開発を行なっている。

3.2 我が国の改良標準化と日立の対応

昭和50年から官民一体となり、「軽水炉改良標準化計画」の推進が行なわれ、まず第1次、第2次計画では国産自主技術による軽水炉の信頼性、稼働率の向上(75%)、定期検査期間の短縮(約70日)、従事者の作業被ばく線量の低減(約50%)を目標にした改良案が提案されてきた。現在第3次改良標準化が推進中である。日立製作所はこれらの改良標準化活動に軽水炉の建設・運転経験から改良すべき項目を提案すると

もに、開発した技術の提供を行ない、改良標準化BWRの確立に大きく貢献することができた。

また、改良標準化で採用された項目は受注した軽水炉に適用するとともに、日立製作所で自主技術により開発・改良した新技術も設置電力会社に適用を推奨し、採用を得た技術によりBWRの進展を図ってきた。第3次改良標準化項目については、国際協力設計をABWRとして実施中であり、この中に取り入れてゆく予定である。

3.3 原子力発電の高度化

軽水炉は今後も長期にわたり原子力発電の主役を担うものとし50基、100基の時代がそう遠くない将来にくると考えて基盤の整備・情報処理、運転・保修体制の整備・充実、高度な軽水炉技術・経済性の向上及び安全行政の充実が必要である。昭和58年から下記項目について検討開始されている。

- (1) 標準化の推進(80万kW, 100万kW, 130万kW級標準プラントの策定)

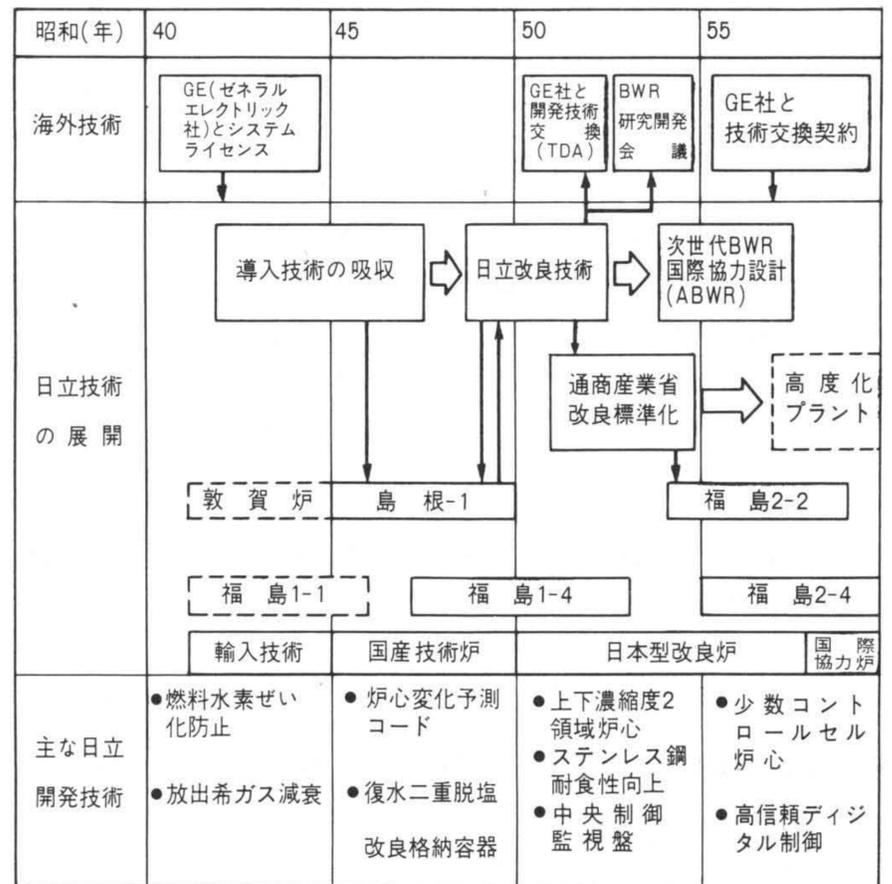


図3 軽水炉技術開発の現状 昭和40年代前半、海外からの導入技術の吸収と国産化に努力したが、昭和50年以降自主技術による日立BWRの展開を図り、通商産業省改良標準化に積極的に提案してきた。開発技術の国際交流・国際協力設計の時代に入るとともに、今後の原子力発電利用高度化に対処する技術開発を行なっている。

- (2) 設計の合理化(機器・耐震設計の余裕抽出・適正化)
- (3) 建設工期の短縮(プレハブ化)
- (4) 品質管理の合理化

日立製作所は各種の技術委員会などに参加し、積極的な技術的役割を果たすべく活動を行なっている。

4 日立技術開発の展開

日立製作所は原子力発電設備に関し、システムエンジニアリング、配置計画、建設計画などの総合エンジニアリング及び原子炉・燃料、原子炉設備機器、タービン及び発電機設備、放射性廃棄物処理設備などの製作・建設・据付、更に保守・運転管理サービス、保守自動化機器に至るまで一貫して扱っている。この大きな特徴を生かし、活発な研究開発・エンジニアリング活動を行ない、高い信頼性と稼働率の良い原子力発電プラントを製作している。

特に新しい概念による運転管理の容易な、燃料健全性の高い炉心設計、耐食性の高い燃料・チャンネルボックス、放射能レベルを大幅に低減する水質・材料技術、運転容易な制御盤、高信頼性のデジタル制御、陸地処理処分に適した放射性廃

表1 日立BWR主要改良開発項目 日立製作所は、炉心、燃料、各種機器保守点検用ロボット、建設工法など原子力に関する広範囲の分野の研究開発を行なっている。本表に主要開発項目を示す。

分類	改良開発項目	適用	開発中
炉心・燃料 (改良炉心、燃料健全性)	濃縮度上下2領域炉心WNS 少数制御セル上下2領域炉心TMS グレー制御棒 8×8細形ヘリウム加圧燃料 高耐食性チャンネルボックス バリヤ型燃料、高耐食性被覆管	● ● ● ● ●	○
安全・耐震	ブローダウン時炉心流動特性 高速スクラム制御棒駆動装置 微動形電動制御棒駆動装置 各種機器の耐震特性の実証及び解析法	● ● ● ●	●
信頼性向上 (材料、溶接法、 機器システム、 計装制御、自動化)	耐応力腐食材料及び耐食溶接処理法 曲げ管、継手一体鍛造配管 インターナルポンプ ISIの自動化 一体鍛造低圧タービンロータ 4ネックヒータ形チタン復水器 情報集約インテリジェント化CRT中央 制御監視盤(NUCMM-80) デジタル多重化計算制御システム	● ● ● ● ● ● ● ●	●
放射線被ばく低減 (低放射能システム) (低廃棄物システム)	改良型原子炉格納容器 給水2段階過脱塩方法 酸素注入腐食抑制法 低コバルト炉内構造物	● ● ● ●	●
稼働率向上 (定期検査期間短縮) (機器システムの信頼性)	長期サイクル炉心 燃料自動交換装置 制御棒駆動機構自動交換装置 保守点検用自動機器、ロボット システム異常診断装置	● ● ● ● ●	○
熱効率向上	タービン2段階再熱器 52in長翼タービン		○ ○
廃棄物処理	ペレット固化中間貯蔵システム 樹脂廃液一元化処理システム セメントガラス貯蔵システム ドライクリーニングシステム	● ● ● ●	● ●
設計建設新技法	モデルエンジニアリング 設計、製造、建設統括システム ブロック工法、大型揚重機工法	● ● ●	

注：略語説明など

●(開発完了), ○(開発中)

WNS (No Shuffling and No Shallow Control rods), TMS (Minimum Shim rods, Minimum Swaps and Minimum Shuffling), ISI (In-Service Inspection)

棄物固体処理法などの開発を行ない適用に入っている。また、原子力機器特有の製造技術の改良開発、保守点検自動化機器、運転診断技術の開発、建設工法の合理化を進めている。これらの開発技術の主な項目を表1にまとめて示す。以下、最近の主要な技術成果について特徴と概要を述べる。

4.1 炉心・燃料

原子炉の炉心・燃料は最も重要な技術である。自主技術開発により昭和49年に運開した国産1号炉である中国電力株式会社島根原子力発電所で、初装荷燃料400体の無破損を世界で最初に達成している。これらに適用された燃料ペレットの水管理、出力上昇率緩和運転法、炉心設計の改良により燃料の破損は低減しているが、最近の国内外の燃料破損率はかなり低下し、 $\frac{1}{10}$ 程度⁵⁾である。特に我が国のBWR型の燃料破損率は更に一桁少なくなっている。日立製作所から図4に示すような新しい概念によるWNS(No Shuffling and No Shallow Control rods:濃縮度上下2領域炉心)が開発され、昭和55年初めに先行試用燃料を装荷し、同年末には取替燃料として実用化された。昭和58年には新設プラントの初装荷用として全炉心に使用され、起動された。WNS炉心は燃料体の中の燃料棒ウラン濃縮度を軸方向に上下2領域とし、上部濃縮度を高くすることにより、制御棒で軸方向出力分布を調整しなくても、燃料自体で軸方向出力分布平坦化ができる特性をもっている。これにより、最大線出力密度を低減でき、燃料健全性を大幅に向上するとともに定格出力への到達時間も短縮でき、実機へ適用中である。欧米でも炉心設計技術上高い評価を得ている。

更に、4体の低反応度燃料と1本の制御棒により構成される炉心制御セルを約13配置して、WNS炉心と組み合わせた少数制御セル型上下2領域濃縮度炉心〔TMS(Minimum Shim rods, Minimum Swaps and Minimum Shuffling)炉心〕を昭和55年に開発した。この炉心の特性はWNS炉心の特長に加え、制御

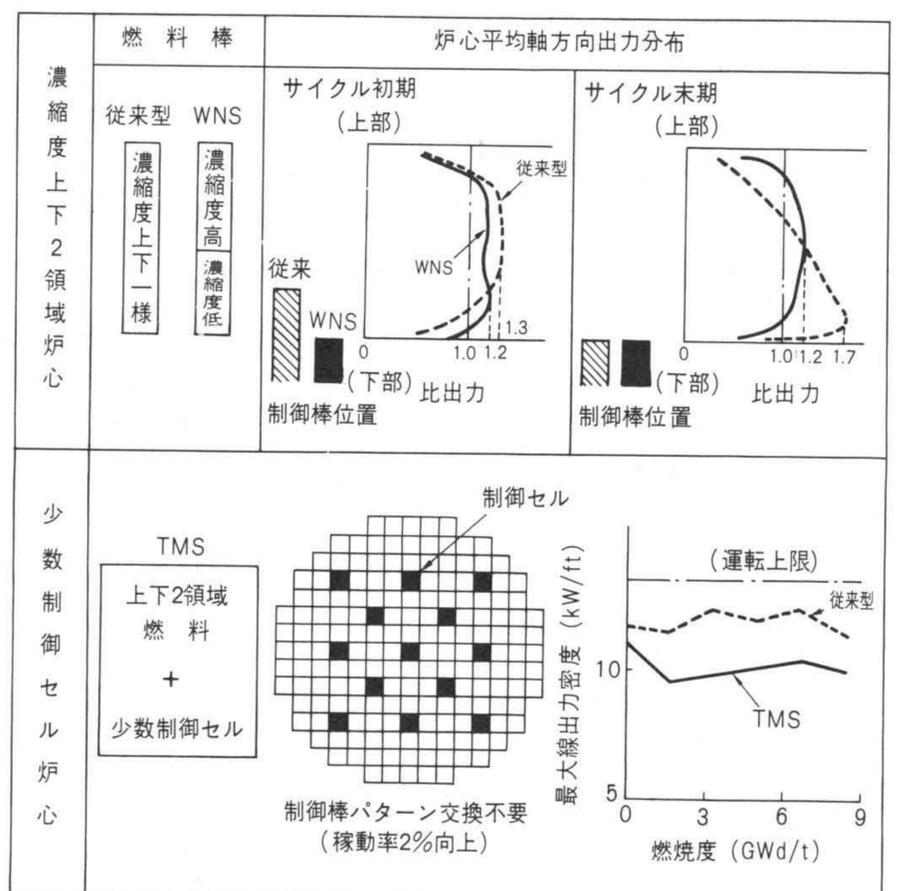


図4 日立改良炉心 上下2領域に濃縮度分布した燃料集合体(WNS型)の特性に、制御セル炉心構成を組み合わせた少数制御セル炉心(TMS型)は、運転中の制御棒パターン交換が不要となり、出力ピークが低く、稼働率向上を可能としている炉心である。

棒パターン交換（約2箇月ごと）をなくした特徴をもっている。これにより設備利用率を2%程度向上できる。また、使用済み制御棒の発生が制御セルに限定されることにより、運転コスト、金属廃棄物ともに低減できる。この炉心概念は運転中のプラントに昭和55年から適用され、約3年の実績をもつに至っている。今後運転中及び新設中のプラントの炉心は、順次この方式に切り換えられてゆくものと思われる。

表2に燃料集合体の改良の推移を示す。今後の出力上昇率制限の緩和・撤廃、更に高燃焼度炉心への移行のため、燃料被覆管、燃料チャンネルボックスの改良、開発を行なっている。出力急上昇時ペレット過渡変形に対し、より耐力のある燃料（耐PCI燃料）とするため、ジルコニウムライナ燃料被覆管技術を開発し、スウェーデン及び米国で実験炉及び商用炉に入れ確証試験を行なっている。昭和60年代初めには適用可能の予定である。また、原子力発電所の運転サイクルの長期化、燃料サイクルコストの低減のため、高燃焼度設計が進められており、これに対処するため燃料被覆管、チャンネルボックス高耐食処理の開発を行なって良い成果を得ている。先に述べたジルカロイバリヤ管は、高燃焼度燃料被覆管として適しており、使用される予定である。

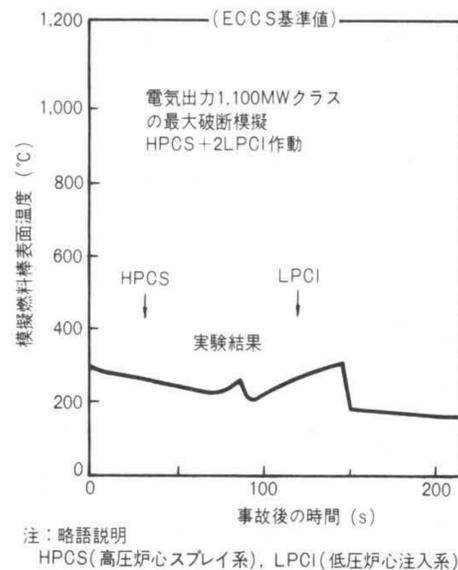
4.2 安全・耐震

BWRは原子炉内の沸騰により出力の増加を自然に抑制するという卓越した安全性が備わっているが、日立製作所では安全性向上のための研究に力を注ぎ、BWRの安全設備の基礎的な機能研究を積み重ねるとともに、大規模実験装置により確証している。大規模確認試験の例として非常用炉心冷却システムの性能確認のため、BWRプラントに装荷されている燃料と同じ寸法の電気加熱模擬燃料集合体2体を原子炉圧力容器内に装荷した大型安全性実証試験が、日立製作所の提案により電力共研として実施された。図5に設備の概観を示す。試験の結果BWRの最大破断模擬で燃料の被覆管温度は~300°Cで安全解析値を大幅に下回り安全基準値1,200°Cに対し大きな余裕があることが確認された。このほか、中小破断特性、

表2 燃料集合体の改良 日立納入燃料の使用実績燃料棒総数は10万本を超え、現在炉心に装荷されている燃料はほぼ8×8燃料となっている。ペレットはチャンファ付きであり、被覆管は再結晶化焼鈍材を採用し、世界最高水準の高健全性燃料となっている。

項目	燃料型式	燃料型式				
		7×7型	7×7改良型	8×8型	新型8×8型*	
仕	燃料棒外径 (mm)	14.3~14.5	14.3	12.5	12.3	
	被覆管肉厚 (mm)	0.81~0.90	0.94	0.86	0.86	
	ペレット-被覆管キャップ (mm)	0.28~0.30	0.30	0.23	0.24	
	燃料有効長さ (mm)	3,658	3,658	3,658~3,708	3,658~3,708	
	ペレット高さ/直径比	—	≈1.5	≈1.0	≈1.0	
	ペレット形状	—	ディッシュ付	チャンファ付	チャンファ付	
様	被覆管材質	—	応力除去焼鈍材	再結晶化焼鈍材	再結晶化焼鈍材	
	水分ゲッタの使用	—	—	使用	使用	
	集合体当たりの燃料棒本数	(本)	49	49	63	62
使用実績	装荷開始時期	—	昭和49年3月	昭和50年4月	昭和51年4月	昭和55年4月
	燃料棒数 (燃料集合体数)	(本)	19,796 (404)	33,369 (681)	119,700 (1,900)	10,292 (166)
	集合体最高燃焼度 (MW・d/t)	—	約22,000	約27,000	約29,000	約20,000

注：* 先行使用燃料の実績で、昭和59年から本格的に使用開始の予定である。



注：略語説明 HPCS(高圧炉心スプレイ系), LPCI(低圧炉心注入系)

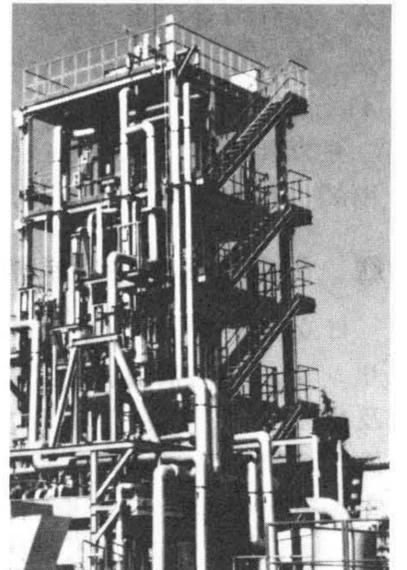


図5 大型安全実証試験装置の概観 電気加熱方式の実寸大模擬燃料集合体2体を装荷し、LOCA発生時から炉心再冠水までの一連の炉内流動特性を総合的に実証確認できる装置であり、BWRが十分安全であることが確認された。

基礎的な熱伝達に関する研究、確率論的安全評価の技術を開発し、実機の安全性評価に適用している。

耐震については、建屋及び機器・配管系統の耐震設計法の信頼性を高め、また、合理的な設計をするために国内外の研究機関と密接に協力して、大型建造物の耐震性実証、動的機器の機能維持実証などの試験研究を推進するほか、建物・地盤相互作用解析、非線型地震応答解析、人工地震波の作成用などの各種計算プログラムの開発・整備、更には合理的減衰定数の検討、免震構造の開発等々合理的な耐震設計法の確立に努めている。

4.3 設備の信頼性

原子力発電設備の信頼性は、システム設計、系統構成する構造材と機器、制御システム設計と構成機器及び運転管理と過渡特性対応解析による制御設定により確立できる。BWRで稼働率を下げる原因となった配管構造材は、耐食ステンレス鋼への変更などにより改善され、設備稼働率は58年度には70%を超える好成績を得られるまでになっている。また、年間の計画外停止率も米国の6回/プラント年、ドイツ2回/プラント年に対し我が国は1を切る0.8回/プラント年レベルになっている。ここでは機器を中心とした信頼性向上策について述べる。

日立製作所は発電炉設備の主要部を構成する機器については、輸入購入品をできるだけ使用せず、自社の技術で納得のゆくまで技術的対策を行なった国産機器で構成するように努めている。現在建設中の設備は国産率99%に達しているが、今後使用される予定の機器についても国産化を進め、次世代炉(ABWR)用として使用される予定の原子炉冷却水用インターナルポンプ、制御棒電動駆動装置を国産化し、確認試験を完了した。また、現在のBWR-5型原子炉用としても再循環冷却用ポンプ、電動機、前記電動機の回転数制御用M-Gセット及び可変速流体継手についても、すべて国産品(一部購入品)を使用している。原子炉設備・タービン設備は多量の配管により構成されているが、そのため溶接継手部は膨大なものになっている。日立製作所は中径及び大径の曲げ管設備を設置し、曲げ管適用率は60%を超えて採用するまでになっている。これにより配管継手、溶接線を30%低減し、信頼性の向上、ISI(In Service Inspection)対象部の大幅減少による保守容易化を図っている。曲げ管の適用率は今後とも上昇させてゆく予定である。

原子力用低圧タービンロータは、回転数が1,500rpm, 1,800rpmと低く大型であるため、ディスク焼ばめ形が採用されていたが、我が国の製鋼法、鍛造法の進歩により一体鍛造品の製作が可能になってきた。日立製作所は鉄鋼メーカーと協力して、低圧タービンロータ材の製作に成功し、昭和57年から電気出力700MW級火力発電所に適用を開始した。原子力用としては、東京電力株式会社福島第二原子力発電所4号機の電気出力1,100MWタービンに採用されている。重量500tの鋼塊から製品に仕上げられ、高品質の信頼性の高いロータが供給可能となっている。

原子力発電設備の経済性（熱効率）向上のため、タービン設備としては、タービン再熱器及び52inタービン長翼の国産技術による開発を進めており、再熱器については電力共研による確認試験の段階に達している。

4.4 稼働率の向上

稼働率の向上は、運転中の故障停止の防止及び予防保全、運転技術の改善、運転自動化及び定期検査保守用機器の開発などによる定期検査期間の短縮、長期サイクル運転などの総合的な技術改良によって達成される。

日立製作所は、故障停止の防止及び予防保全と運転技術の改善として、マンマシンコミュニケーションに重点を置いた図6に示すような情報集約インテリジェント化CRT改良中央監視盤“NUCamm-80”を製作し、更に高信頼化制御装置“NURECS-3000”、光多重伝送システム、プラント自動化装置、自動原子炉出力調整装置、中央制御室ケーブル処理システム“HICAT”などの実用化を図っている。また、通商産業省の指導によって、運転員に的確な運転インストラクションを与え、運転をより確実にする原子力発電支援システムの開発も行なっている。

定期検査期間の短縮については、上下2領域燃料を採用し、その特徴である燃料交換時炉内での燃料位置の変更を少なくし（原則として不要）、作業ステップを減少している。また、保守点検機器の自動ロボット化、燃料・中性子検出器・制御棒駆動機構の自動交換装置、各種除染装置の開発、改良を図り、作業の合理化及び期間の短縮に努めている。更にまた、高度作業ロボットの開発も進めている。図7に移動ロボットの開発状況を示す。

このほか原子力発電所故障情報検索システムを駆使して、世界各国及び国内のデータを分析収集し、必要に応じて検索、検討することにより、予防保全すべき機器の種類、予想され

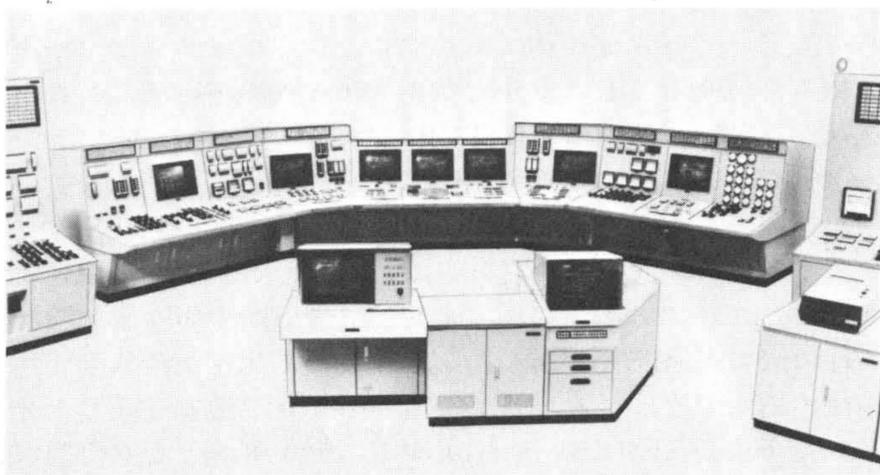


図6 情報集約インテリジェント化CRT中央制御監視盤“NUCamm-80” コンパクトな総括運転監視盤には、カラーCRTを7台設置し、通常運転はもとより緊急時の対応が円滑にできるように、人間工学を考慮した監視制御システムである。

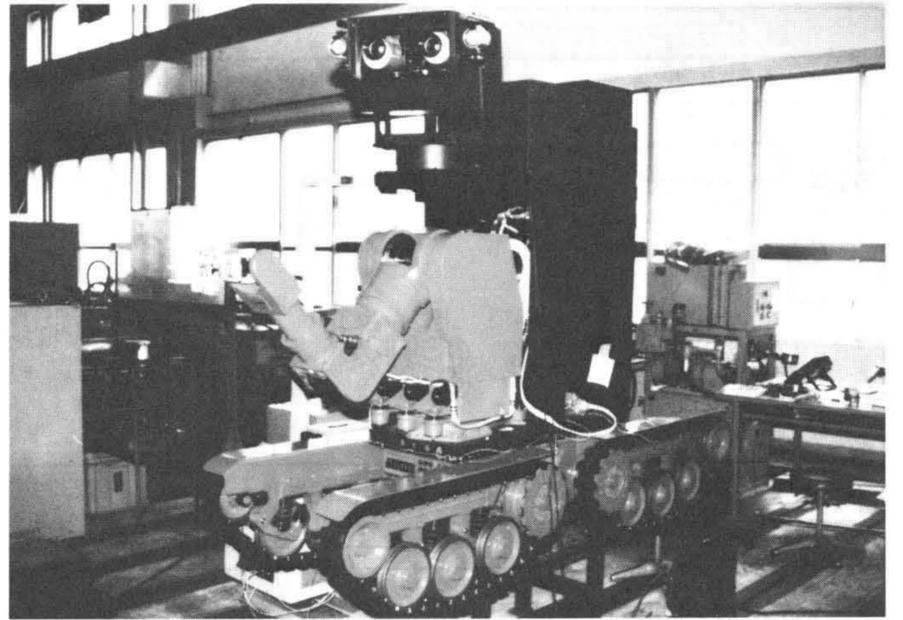


図7 原子力用作業ロボット 原子力プラント開発にはロボット技術はキーテクノロジーの一つであり、交換作業、検査、除染、溶接加工などに各種ロボットを開発し、適用している。

る故障などについての情報を把握し、顧客との定期検査計画に提案してプラントの保全に資するようにしている。多面的な運転性向上保全活動を展開して、プラント稼働率の向上を図っている。

5 次世代沸騰水型発電炉の開発

5.1 日本の原子炉技術と国際共同設計による概念設計

各国BWRメーカーの最新最良の技術を組み合わせた安全性、経済性に優れた次世代BWRを目指して、米国GE社の呼び掛けによりGE社、日本の日立製作所と株式会社東芝、スウェーデンのアセア・アトム社及びイタリアのアンサルド社が昭和53年に共同設計チームを編成して概念設計を開始し、約1.5年でABWRの概念設計を完成した。

本概念設計はBWRの最も大きな特徴である原子炉の安全性を更に確固たるものにするためにヨーロッパで確立した技術になっていた原子炉直接取付型炉心冷却水循環ポンプ（インターナルポンプ）を適用し、原子炉下鏡に直接ポンプを取り付ける方式を採用した。本概念はBWRの設計思想の到達点とも言えるものであって、図8に原子炉冷却系の変遷を示す。原子炉冷却系を単純化し、大口徑配管破損による原子炉水の液面低下の可能性を少なくするとともに、格納容器内の放射線量の原因となる再循環配管の削減を行ない、供用期間中の非破壊検査対象部を減少し、保守作業被ばく線量の低減をも図ったものである。ABWRの型式はBWRの単純化、安全性向上の到達点であるということが出来る。外部の再循環配管削除により原子炉容器の設置位置が下がり、耐震性が大幅に向上している。これを収容している格納容器の高さも約10m低くなっている。これら概念設計を評価した結果、東京電力株式会社を中心とするGE社、日立製作所、株式会社東芝3社による我が国に適合する日本向けの次世代炉（ABWR）の計画設計を行なうことになった。

5.2 再循環ポンプ内蔵型BWR（ABWR）

本概念設計をベースに次世代BWR型プラントとして、昭和60年代初め実用化することを目標に開発が進められている。

ABWRの開発実用化工程を表3に示す。また、改良開発設計、採用された新方式の機器などについて、特性の確認が電力会社との共同研究16項目を実施中であり、昭和61年までに終了する。更に、通商産業省のBWR発電炉の第3次改良標準

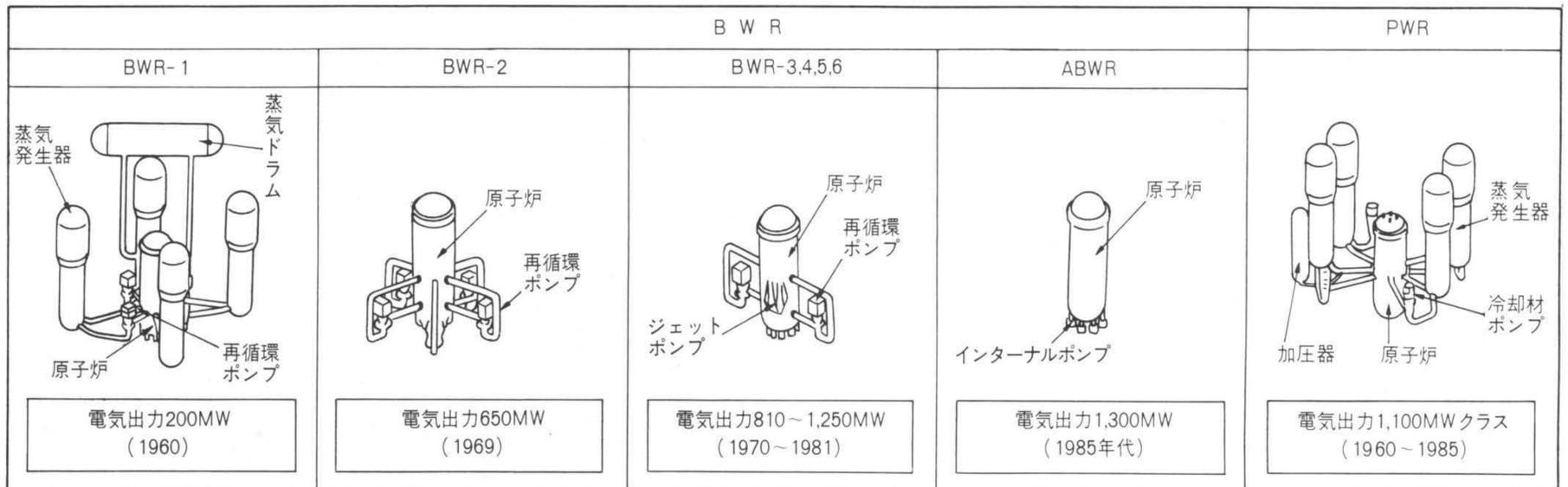


図8 原子炉冷却系の変遷 BWRの技術開発は原子炉の安全性確保を最優先させ、原子炉に直接つながる外部ループを図のように単純化し、次世代BWR (ABWR) では原子炉炉心冷却系は、原子炉圧力容器だけに限定できるシステムとして、炉心冷却の高い信頼性を確立している。

表3 ABWR開発工程 昭和53年から国際協力(4箇国, 5社)による次世代BWRの概念設計が1.5年かけて行なわれた。我が国への適用性検討を実施後、日本向け発電炉の計画設計がBWR採用各電力会社の指導のもとに日立製作所, 株式会社東芝, 米国GE社3社で実施された。昭和58年に電力会社と商用化について検討された。更に合理化設計を実施した後に、60年代初めから実用化される予定である。

項目	年度(昭和)												
	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63		
設計	概念設計		日本向け計画設計				合理化設計				実用化		
開発	電力共研		ABWR電力共同研究										
国の施策 (通商産業省)	第3次改良標準化				原子炉内蔵型再循環ポンプ設備 確証試験 (財団法人原子力工学試験センター)								

化計画に採用され、再循環ポンプ設備確証試験の設備も建設が開始されている。

技術的特徴を図9にブロック図でまとめ、効果の関連表も合わせて表示する。

図9から分かるように、最も大きな特徴は炉心設計と炉心冷却用再循環水系の改良である。炉心冷却は共同設計3社の推奨炉心が提示され検討されたが、4.1で前述したように我が国で改良が進められていた濃縮度上下2領域炉心(ウラン及びトリニア共2領域)の共研炉心に近い概念に、13程度の制御用セルが配置されたものが炉心設計として採用され、更に細部改良が進められている。これにより、燃料の熱負荷最大位置で熱負荷が13kW/ftから11kW/ftに低減し、燃料の熱的使用条件が約15%緩和されて、健全性を増すとともにまた出力を上昇し、100%出力に達するのに要する時間も短くなる特性をもっている。制御棒の位置を変化させる駆動装置は、従来の水圧駆動ステップ変化方式から、ボールねじを使用した電動駆動方式に変更し、微動(3~10mmステップ)の微動調整

	適用新技術	展開	効果関連		
			安全性	建設費	運転費
炉心・制御	上下2領域濃縮度炉心 少数コントロールセル方式 制御棒電動駆動方式	燃料熱負荷ピーク値低減 プラント稼働率向上 日間負荷変化運転性 炉停止多重性向上	○		○
炉心冷却再循環系	原子炉内蔵型ポンプ方式 大口径配管削除 工学安全系小容量化 炉容器低位置設置 ポンプ1段化 効率向上	多重高圧系をもつECCSの採用 格納容器、炉建物高さ低減 耐震性向上 格納容器内保守作業被ばく線量大幅減少 ポンプ動力低減	○	○	○
格納容器	鉄筋コンクリート鋼ライナ型の検討			○	
タービン設備	タービン再熱器方式 52in長翼の採用検討	熱効率向上 同上			○

図9 ABWRの技術的特徴 炉心に上下2領域濃縮度炉心少数コントロールセル型を採用し、負荷変化運転性の向上に制御棒電動駆動方式を採っている。炉心冷却には原子炉内蔵型ポンプを採用し、安全性、経済性、保守性に優れた設計となっている。原子炉格納容器は鉄筋コンクリート鋼ライナ型を検討中であり、タービンは熱効率向上のため再熱方式とし、52in長翼も開発中である。

を可能としている。これによりコントロールセル方式の採用と組み合わせることにより、燃焼に伴う核燃料の反応度劣化を補う制御棒の微調整が100%出力のまま可能であり、プラント稼働率の向上、日間負荷変化運転を容易にしている。

再循環系の改良は、原子炉圧力容器下鏡に直接取り付けられるインターナルポンプ方式を採用し、24inの大口径再循環配管をなくしたことである。これにより、配管破断という仮想設計条件の大口径水配管はなくなり、存在する配管が蒸気配管、中径の給水配管になるため、容量の少ない工学安全系で十分となり、多重高圧ECCS系を採用することが可能となり仮想事故時の炉心冷却機能が飛躍的に向上して、BWRの固有の安全性が更に確固たるものになっている。

また、大口径配管・外部循環ポンプがなくなったため、原子炉容器を8~10m低い位置に下げることができた。このた

め格納容器，原子炉建屋の高さを低くすることができ，従来のMARK-II型格納容器をもった原子炉建屋よりも高さで約10m低く，階層も7階から6階に減少し，建設費，建設工期の減少に役立っている。

更に格納容器内線量率の主要源となっていた再循環配管をなくすことによる空間線量率の低減，供用期間中検査の対象である大口径溶接線の減少により，保守作業時の大幅な被ばく線量の低減も可能としている。

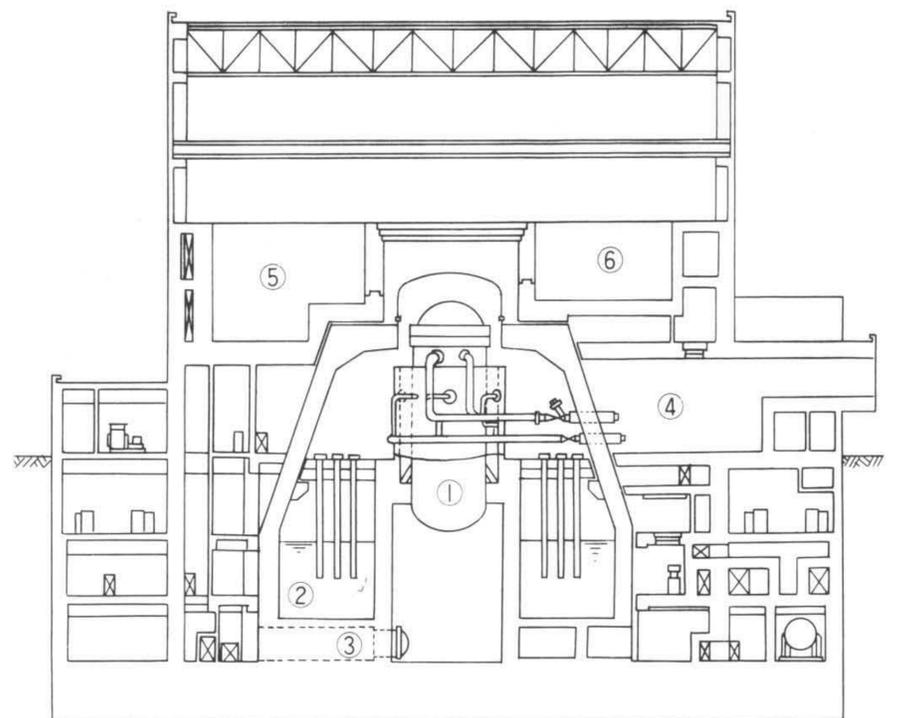
営業運転時の所内使用動力の大きな再循環ポンプの動力は，従来の2段ポンプ方式（遠心ポンプとジェットポンプ組合せ）から斜流1段ポンプ方式にすることによって効率が向上し，大幅な動力節減が可能となっている。

以上が最も大きな特徴であるが，ABWRはその他の改良検討が並行して行なわれており，代表的なものとして格納容器（鉄筋コンクリート内面鋼ライナ型）の可能性，信頼性，経済性の評価が行なわれ，大規模なコンクリートモックアップによる特性確認試験も行なわれている。

プラントの熱効率向上の面からタービンの再熱器方式を採用するとともに，タービン52in長翼の採用も検討されており，前者については電力共研で実機大のセグメントモデルが作られ，特性・信頼性を確認中であり，52in翼については開発試験中である。

ABWRのキーコンポーネントとなっている機器は，電動制御棒駆動装置，タービン再熱器，インターナルポンプであるが，いずれも電力共研で性能・信頼性確認を実施しており，一部を除いて既に終了している。製品の国産化設計がこれらについて行なわれており，電動制御棒駆動装置はヨーロッパ型よりも細い独自の型の製品が国産化され，信頼性確認のために電力共研が行なわれている。

インターナルポンプについては，日立製作所は信頼性確保，保守技術確立のため，自社技術を展開した国産化インターナル



No.	名称	No.	名称
①	RPV(原子炉圧力容器)	④	主蒸気管トンネル
②	サプレッションプール	⑤	燃料貯蔵プール
③	機器ハッチ	⑥	機器仮置プール

図11 原子炉建屋断面図 鉄筋コンクリート鋼ライナ型原子炉格納容器を採用し，建屋高さを低減し，コンパクトな建屋配置となっている。

表4 ABWRの主要仕様概要値 電気出力130万kW級の大型BWRプラントであり，再循環系にはインターナルポンプ，制御棒駆動装置には電動式(FMCRD)を採用するなど，安全性，運転性の向上を図り経済性向上にも大きい配慮がされている。

No.	項目	ABWR	参考
			BWR-5型
1	プラント電気出力	1,300MW	1,100MW
2	炉心設計	872体	764体
3	制御棒駆動装置	205-電動・水圧式	185-水圧ピストン式
4	原子炉再循環ポンプ	12-インターナルポンプ	2-外部ポンプ 20-ジェットポンプ
5	工学安全系システム	4区分	3区分
6	制御・計装	多重デジタル制御 信号多重伝送	デジタル制御ケーブル伝送
7	格納容器	鉄筋コンクリート	鋼製
8	タービン設備	TC6F-41" 再熱サイクル(2段)	TC6F-41"

ポンプを完成し，ヨーロッパ先行機を上回る高効率，低い軸振動のポンプ特性が得られた。図10に国産インターナルポンプの断面図と外観を示す。また，主要な仕様一覧表を表4に，原子炉建屋図を図11に示す。

以上述べたようにABWRの開発は順調に行なわれ，昭和60年代での実用化を進めている。

6 放射性廃棄物処理

原子炉から発生する放射性廃棄物は，気体，液体，固体に大別される。それぞれを発生形態に応じて処理するために，日立製作所では各種処理技術を開発しプラントに適用している。これらの技術は我が国の国情に適するように開発されており，その技術レベルは欧米でも高く評価されている。日立製作所の開発状況を表5に示す。

BWRプラントからの廃棄物量は図12に示すように，タービン給復水系の機器配管材料の耐腐食性を向上し，水処理用イオン交換樹脂比を改良することなどにより，プラントからの

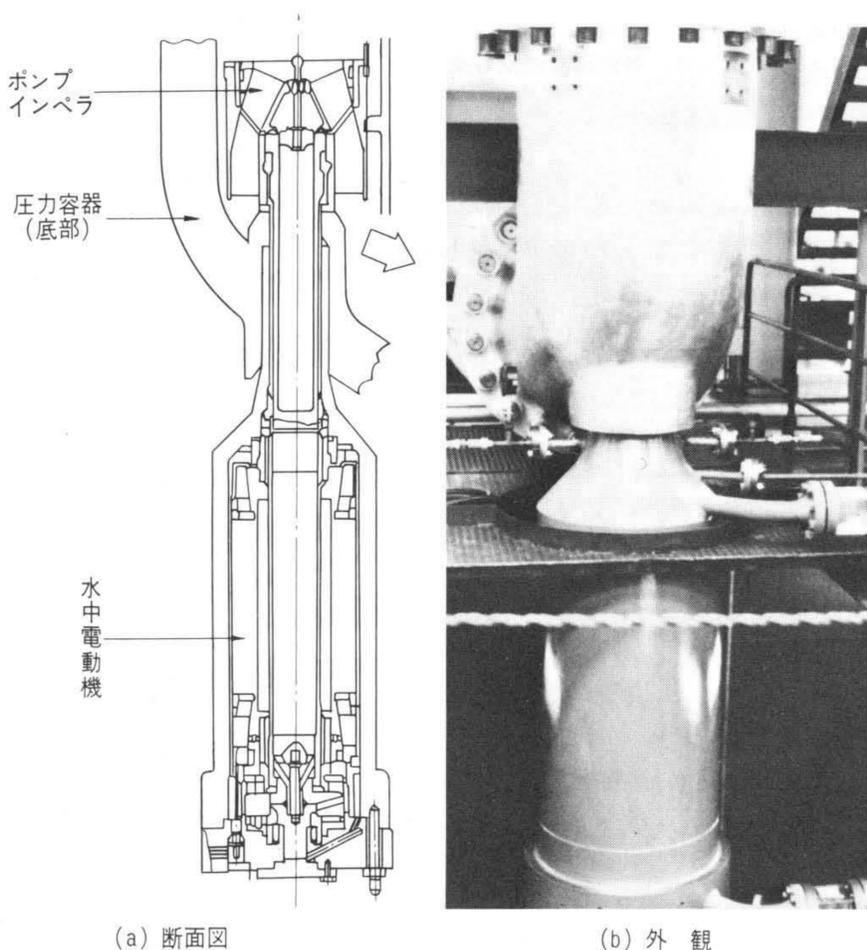


図10 原子炉内蔵型再循環ポンプ(インターナルポンプ) 軸封装置のないウェットモータ型のインターナルポンプの採用により，漏れのない信頼性の高いABWRプラントを構成している。

表5 放射性廃棄物処理技術の開発状況 放出放射能低減, 廃棄物発生量低減, 発生廃棄物の減容など, 多面的な廃棄物処理技術開発を行ない, プラントニーズに対応している。

No.	装置名	対象廃棄物	開発目的			特徴
			放出低減	廃棄物低減	信頼性向上	
1	希ガスホールドアップ装置	空気抽出器系排ガス	●	—	—	活性炭吸着による大幅な放射能低減
2	ドライクリーニング装置	衣類など	●	●	—	溶剤の浄化, 再利用による除染効率向上, 二次廃棄物低減
3	濃縮装置	高電導度廃液	—	●	●	チタン製負圧強制循環方式による耐食性向上
4	無機化処理装置	使用済み樹脂スラッジ	—	○	—	熱分解法による処理温度の低減, 二次廃棄物低減
5	粉体化ペレット化装置	濃縮廃液使用済み樹脂スラッジ, 焼却灰	—	●	—	単一装置による多種廃棄物の一括減容
6	固化装置	固体廃棄物	—	○	○	耐久性, 経済性に優れた無機固化材(セメントガラス)及び複合コンクリート容器
7	電解研磨除染装置	金属廃棄物	—	○	—	中性塩交番法による除染効率向上, 二次廃棄物低減

注: ●(開発済み), ○(開発中)

廃棄物発生量を大幅に減少することに成功している。発生した廃棄物の減容技術としては, 濃縮廃液, 使用済み樹脂などを乾燥粉体化し, ペレット化する技術を確立している。更には, 使用済み樹脂を分解しよりいっそうの減容を図る技術も開発中である。これらの技術を適用することにより, 今後のプラントではBWRの廃棄物ドラム缶発生量は電気出力1,100 MW機で約300本と予測され, 稼働中のプラントに比べ, 約 $\frac{1}{10}$ に減少できると見込まれている。

また, 廃棄物の貯蔵・処分技術として無機固化材(セメントガラス)による安定固化処理技術も開発し, 長期保管特性の確証に入っており, 国及び電力会社の貯蔵・処分方針決定に対処できる技術を確立しつつある。

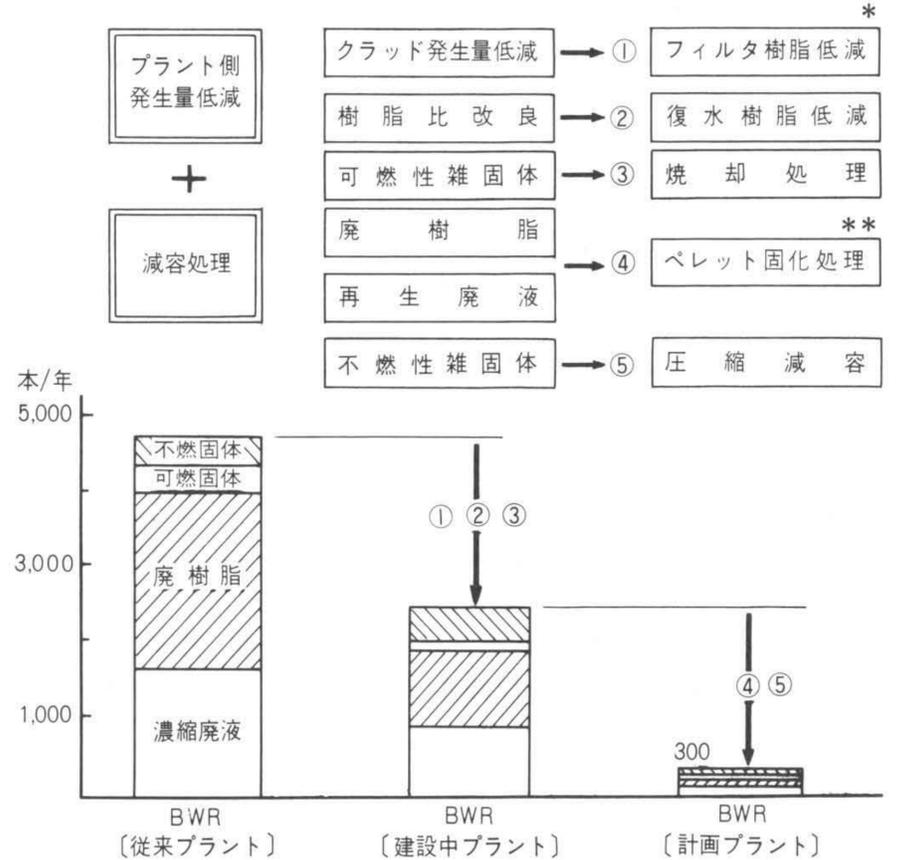
7 核燃料サイクル

軽水炉により使用された使用済み燃料は, 軽水炉の稼働が昭和75年までに約5,000万kWとして試算すると, 累積トン数は2万tを超える量が算定される。

一方, Puを使用して稼働する高速増殖発電炉は, 発電コスト面からまだ技術開発が必要であり, 実用化の時期は2010年以降になると予測されている。また, 燃料を処理しPuを取り出す再処理設備も, 耐食性, 保守性から稼働率が予定よりも低く, 改善が必要である。使用済み燃料の貯蔵必要量の抑制のため, 高燃焼炉心, 省ウラン炉心の開発が必要になるとともに, 発生した燃料の長期貯蔵設備, 高密度貯蔵法の確立が必要になると考えられる。図13に示すように, 核燃料サイクルの多様化への対応についても技術予測に基づき, 電力会社に提案し, 電力共研による最良と考えられる核燃料サイクルの概念の確立に努めるとともに, 必要技術の開発に努力を払っている。

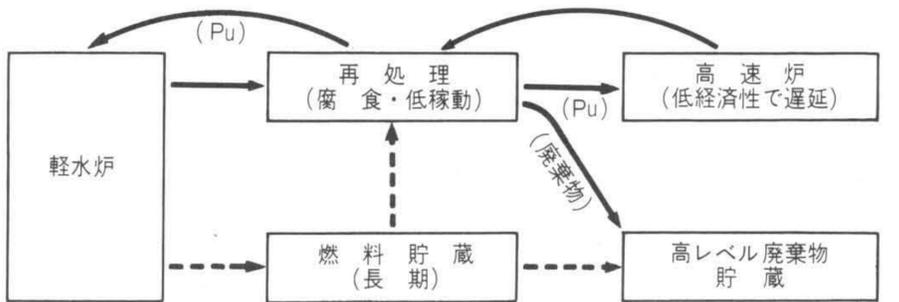
8 結 言

BWRの開発と進歩の状況に関して国内外の動向と, 日立製作所の研究開発, 自主技術について概説した。BWR発電設備は, 我が国の発電設備の最も重要な柱として改良に努めた結果, 世界のトップレベルの稼働率を達成できるようになり, 特に昭和59年2月には改良標準化国産1号機である東京電力



注: * 主要適用技術
** ペレット固化技術は, 一部, 建設中プラントに適用中である。

図12 放射性廃棄物量低減 タービン給復水系の機器配管材料の耐食性向上, 水処理用イオン交換樹脂比の改良により, 発生源の低減を図るとともに, 減容・固化技術により放射性廃棄物の大幅低減を図っている。



注: → (従来サイクル), - - - (追加サイクル)

図13 核燃料サイクルの多様化 軽水炉の使用済み燃料を中心とした核燃料サイクルは, 再処理, 長期貯蔵など多様化への対応が要請される。

株式会社福島第二原子力発電所2号機を同社の指導のもとに運転開始することができ, 我が国軽水炉の新しい時代に入った。今後の建設予定プラントについても, 性能の向上とともに経済性向上を達成し, 原子力発電利用の高度化に対応したBWR技術の確立に努力している。

更に, 次世代の日本型BWRとして電力会社の指導のもとに国際共同設計を行ない, ABWRの確立を図っている。時代のニーズにマッチしたエネルギー源として, 原子力発電が国民の支持を得て我が国の経済及び社会生活に大きく寄与できるように, よりいっそうの技術開発を行ない, 自主技術の確立と国際協力に努める考えである。

参考文献

- 1) 電気事業審議会需給部会中間報告(昭和58年11月17日)
- 2) 日本原子力産業会議, 原子力発電所一覧表(1982年12月31日現在)
- 3) 通商産業省資源エネルギー庁, '82年版原子力発電便覧
- 4) 辻: 通商産業省, 第3次改良標準化の推進と新型炉開発(講演資料昭和58年)
- 5) 日本原子力文化振興財団: 原子力文化, Vol. 14, No. 10 (昭58-10)