# 軽水炉の現状と今後の動向

# Current Status and Perspective of Light Water Reactors

昭和62年には、我が国の標準型である軽水炉改良標準化プラント3基が相次いで商業運転を開始し、現在我が国では合計34基の軽水炉が、75%を超える高稼動率で順調に運転されている。技術集約型の準国産エネルギーである原子力発電では、軽水炉が21世紀中ごろまで電力供給の主役を担うと考えられており、20年にわたる建設、運転経験を基に、既存型軽水炉の技術高度化、より信頼性・経済性の高い改良型軽水炉の実現、将来のニーズにこたえる次世代型軽水炉の検討を、3本の柱とする軽水炉高度化の計画が官民一体となって具体的に開始されている。

本稿では、BWRプラントの総合メーカーである日立製作所の活動を中心に、 軽水炉技術の現状と今後の動向について概要を述べる。 杉野栄美\* Shigemi Sugino 林 勉\*\* Tsutomu Hayashi 加藤洋明\*\*\* Yômei Katô

## 11 緒 言

通商産業省総合エネルギー調査会需給部会が、昭和62年10 月に取りまとめた長期エネルギー需給見通しによれば、我が 国の原子力発電設備は西暦2000年に5,350万kWに達し、全エ ネルギー需要の15.9%を供給する見通しとなっている。この 値はエネルギー需要の伸びの鈍化などを反映し、従来よりも 多少低めに修正されたものではあるが、原子力発電が技術集 約型エネルギーの特色を生かし、準国産エネルギーとして、 ますます重要な役割を担うことを意味していると言える。

我が国の原子力開発の歴史も既に30年を超え、軽水炉を主体とする原子力発電は成熟期を迎え、その設備利用率は75%を超える高い実績を挙げ、経済的にも石炭火力をはじめとする他の発電方式に優るものに成長している。これはひとえに、国及び民間が一体となって軽水炉の信頼性の向上、作業者の受ける線量低減、稼動率の向上などに技術改良を加えてきた成果ということができるが、更に安定した電力供給源とするために、いっそうの高度化に向けた努力が続けられている<sup>1)</sup>。

日立製作所は、国内最初の軽水炉であるJPDR(日本原子力研究所動力試験炉)建設への参画以来、BWR(沸騰水型原子炉)の総合メーカーとして前記技術改良を積極的に推進し、昭和62年8月には、軽水炉改良標準化の第1号機である東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機(以下、福島第二・2号機と言う。)に引き続いて、更に改良を加えた同4号機(以下、福島第二・4号機と言う。)、及び中部電力株式会社浜岡原子力発電所3号機タービン発電機設備(以下、浜岡3号機と言う。)を相次いで完成させた。これらの建設経験を基に、次章以下に軽水炉の現状と今後の動向について述べる。

# 2 軽水炉の現状とBWR技術

### 2.1 軽水炉の建設・運転の状況

昭和62年には前記2基のBWRのほかに、日本原子力発電株式会社敦賀原子力発電所2号機(PWR:加圧水型軽水炉)が商業運転を開始し、現在計36基、設備容量合計2,805万kWの原子力発電所が稼動中である。炉型別内訳は、図1に示すように軽水炉が34基の設置基数を数え、原子力総発電設備容量の98.8%に達している。

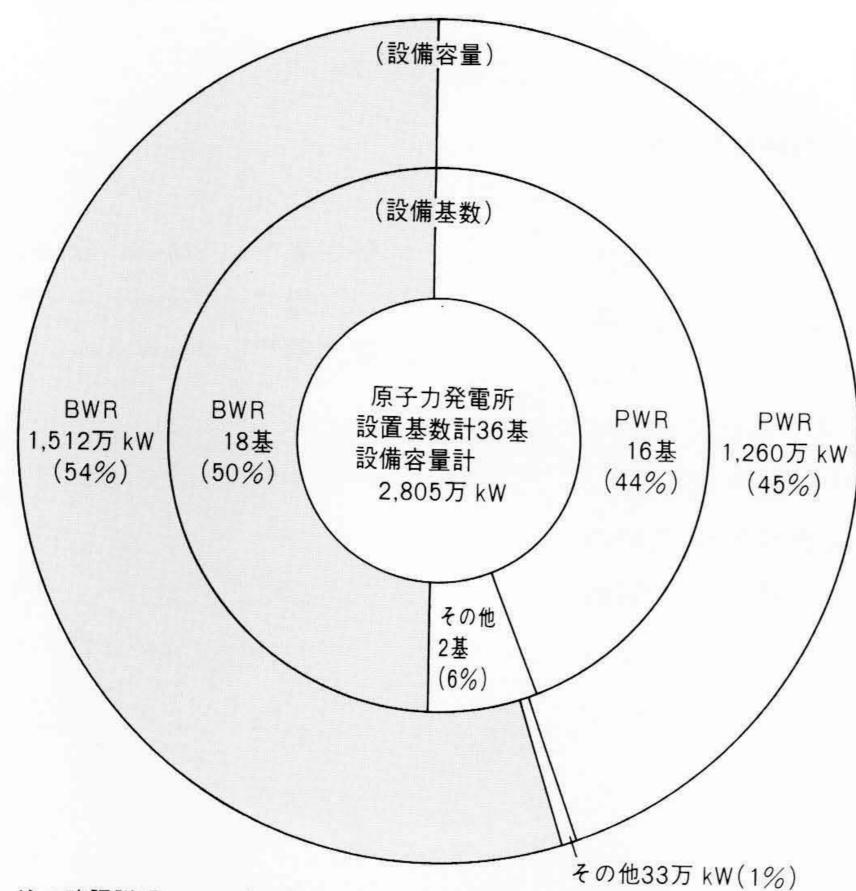
発電原価に占める建設費の割合が高い原子力発電では、その設備利用率が経済性の大きな因子となっている。軽水炉の設備利用率は、図2に示すように近年着実に向上し、昭和62年には約79%の高率を記録している。これには、(1)システム・機器の信頼性向上による運転中トラブルの減少、(2)炉心・燃料及び運転法の改良による負荷率の向上、(3)作業の高効率化による定期検査期間の短縮などが大きく寄与している。これらは後述するように官民が一体となって推進した軽水炉改良標準化の成果、及び電力会社・メーカーのたゆまぬ技術改良の成果ということができるが、更に今後の改良型BWR(ABWR)では特に前記(2)項、(3)項の改善が図られており、設備利用率80%台まで向上させる見通しが得られている。

#### 2.2 日立BWR技術の変遷

現在の軽水炉技術は、昭和40年代初期の米国からの技術導入をもとに、国、電力会社、プラントメーカー及び建設会社ほかが一体となり総力を挙げて確立してきたものであり、その成果は、原子力発電所だけでなく、他産業分野の技術レベル向上にも大きく貢献している。

日立製作所では、昭和41年の米国GE(General Electric)社 との技術提携を足がかりとして、導入技術の吸収と機器の国 産化を図る一方、炉心・燃料、安全・耐震、材料などの基盤

<sup>\*</sup> 日立製作所原子力事業部 \*\* 日立製作所日立工場 \*\*\* 日立製作所日立工場 工学博士



注:略語説明 BWR(沸騰水型原子炉), PWR(加圧水型原子炉)

図 I 我が国における原子力発電所の設置状況 昭和62年末現在の我が国の原子力発電所設置基数は36基,設備容量は2,805万kWで,うちBWRが過半数を占めている。

技術を特に重要視し、早くから自主技術の開発に努めてきた。またプラントの運転実績をもとに、国、電力会社などの指導を得て、プラント機器の信頼性向上、作業者の受ける線量低減、放射性廃棄物の低減、プラントの運転性・保守性の向上など、プラントの総合的な性能の向上を推進してきた。代表的な開発技術を表1に示す。昭和40年代の軽水炉国産化によ

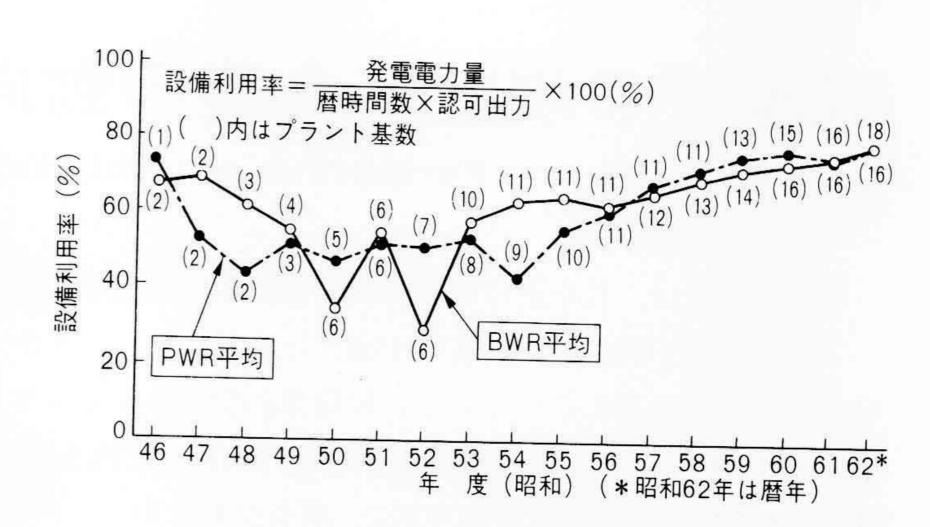


図 2 軽水炉設備利用率の推移 建設・運転経験に基づく技術改善により、稼動率は飛躍的に向上し、昭和62年は79%と世界最高水準にある。

り蓄積された技術と運転経験は、昭和50年から通商産業省を中心として開始された軽水炉改良標準化計画に反映された。 日立製作所を主契約者として建設された福島第二・2号機は、第一次及び第二次の改良標準化計画を反映した「日本の標準型」第一号機とも言えるものである。更に、よりいっそうの信頼性向上を目指し、BWR技術の集大成として国際協力で開発されたABWRプラントは、改良標準化第三次計画の成果であり、昭和62年の施設計画による具体的な実施計画のもとに、詳細計画・設計が鋭意推進されている。

# 3 既設プラントの高度化

運転プラントの増加に伴い、これら既設プラントの稼動率向上、及び運転・保守性の改善が極めて重要となっている。 日立製作所では、昭和62年に既設プラントの定期検査・改良 担当部門を拡充・強化し、総合的なサービスを提供できる体

表 | 日立BWR技術の変遷 昭和40年代の技術導入以来20年にわたる改良開発努力により,軽水炉技術が定着化し,今日の高稼動率を達成している。

技術分野	開発年代	(国産	昭和40年代 実用化プラント)	80 D 73	日和50年代前半 日標準化プラント)		150年代後半以降 BWR プラント)
運 転 性	炉心燃料	燃料製造運転 法改良	燃料棒水分管理 ならし運転 (PCIOMR)	炉心設計改良	上下 2 領域炉心 少数制御セル炉心	高経済性炉心	高燃焼度燃料 Zrライナ燃料
<b>Φ ΤΑ</b> ΙΣ	計装制御	運転監視強化	炉心性能監視・予測装置 プラント診断装置	運転自動化範囲拡大	新型中央監視制御システム 高信頼形ディジタル制御 システム	運転支援強化	総合ディジタル監視制御 システム
保守性	作業者の 受ける線 量低減	放射能低減作業性向上	復水二重脱塩装置 クラッドの低減 定期検査用自動化機器	放射線源・作 業範囲低減	ISI対象溶接低減 改良標準型格納容器 低コバルト材	抜本的低減策	高度遠隔自動化 タービン建屋管理区域縮 小化
	廃棄物低 減	減衰減容処理	希ガスホールドアップ装置 ペレット固化処理設備	減容処理 発生源低減	一元化処理設備 フィルタ長寿命化	発生源低減	長寿命制御棒 スリムラド
プラント	・機器	機器国産化	制御棒駆動装置	信頼性向上	耐食材・溶接処理法 タービン一体ロータ	ABWR機器	電動微調整制御棒駆動装置 インターナルポンプ 52インチ翼タービン
午認可・計 ニアリンク	・画エンジ ゲ	導入技術改良	GE社設計の確認試験 耐震設計	自主改良技術	大型確証試験 モデルエンジニアリング	技術の高度化	高効率化 コンクリート製格納容器 建屋配置合理化

注:略語説明 PCIOMR(Preconditioning Interim Operating Management Recommendations), GE社(General Electric Co.), ABWR(改良型沸騰水型原子炉)

制を整えた。この体制では、既設プラントの設計・運転データの集約化、設備情報・点検保守管理情報処理の機械化などにより、既設プラントの定期検査・改良工事に対する精度の高い迅速な対応を図っている。また、既設プラントの稼動率向上に向けて、プラントの信頼性を確保する基盤技術である材料技術、更には水質管理に代表される定常的な運転監視技術、制御棒駆動機構のような主要交換部品に対するAI(人工知能)を駆使した余寿命予測技術などの開発を推進する一方、定期検査期間の短縮、長期サイクル運転など、新設プラントに向けた開発技術も積極的に既設プラントへの適用を提案し、稼動率向上に成果を挙げている。その代表例を以下に述べる。

#### 3.1 炉心・燃料技術

BWRの燃料は、既設プラントへのバックフィットが可能なことを基本方針として開発されており、燃料及び制御棒の基本寸法・配列が標準化されている。このため、炉心・燃料設計の最新の技術が既設プラントに反映され、その運転性・経済性の改善に大きく寄与している。例えば、福島第二・2号機の初装荷燃料に適用され、昭和59年2月以来順調に運転を続けている上下2領域炉心、及びその出力分布の平たん化を活用した少数制御セル炉心は既設プラントにもそのまま適用でき、負荷率を99%以上に高めるという実績を挙げることができた(図3参照)。

更に、上記の日立改良炉心の良好な運転実績を踏まえ、いっそうの経済性の向上を図る高経済性炉心(基本的な考え方を図4に、また、開発目標と具体策を表2に示す。)としてはステップI 燃料を既に実用化し、福島第二・2号機をはじめとして、今後BWRの全プラントに適用する計画であり、引き続きステップII、ステップII燃料の開発を積極的に推進している。これらの燃料技術及び長寿命制御棒の開発によって、経済的な運転サイクルの長期化、更には運転制限の緩和により、BWRが本質的に持っている優れた流量制御特性を活用した運転が可能となっている。

#### 3.2 点検・保守作業の自動化

既設プラントの基数増大に伴い, それらの保守・点検作業の合理化及び作業者の受ける線量の低減が重要となっている。 作業者の受ける線量の低減には,後述する水質管理技術など

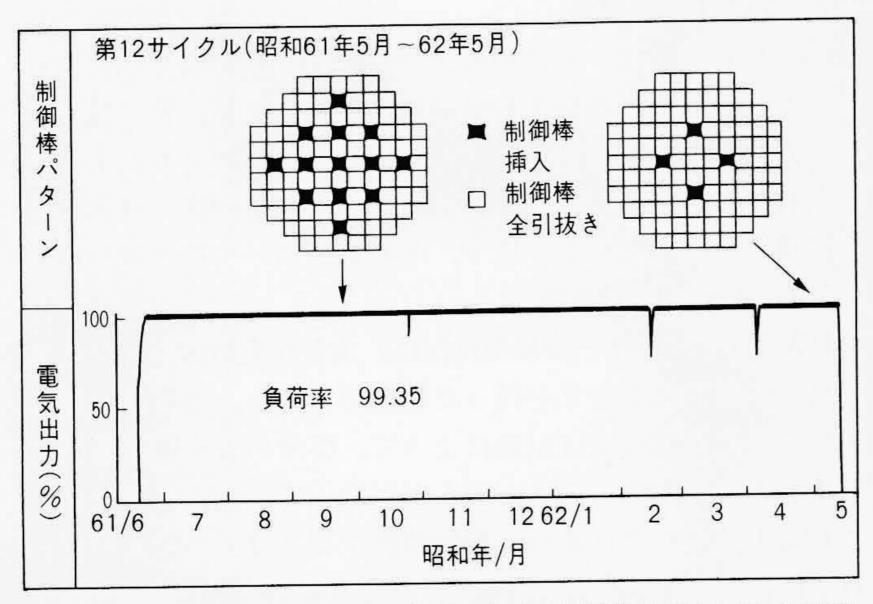


図3 日立改良炉心(取替炉心)の運転実績例(電気出力460 MW級BWR) 日立製作所が独自に開発を進めてきた日立改良炉心は,国内標準的取替炉心設計として実用化され、良好な運転実績を挙げている。

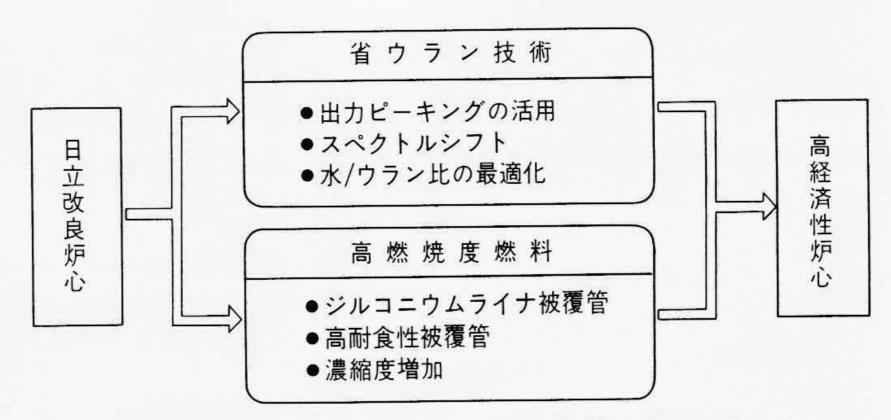


図4 高経済性炉心開発の考え方 日立改良炉心の成果を踏まえ、 それを活用した省ウラン化技術を取り入れることにより、燃料経済性を 向上する高経済性炉心である。

表 2 高経済炉心開発目標と具体策 高経済性炉心の開発実用化は、段階的に燃焼度向上を図り燃料サイクル費の大幅低減を目標とする。

ステップ	開 発 取出し燃焼度 (GWd/t)	目 標 燃料サイクル 費低減率(%)	具 体 策	実 用 化目標時期
I	平均 32 最高 40	10	1. バリア被覆管 2. 外周ピーク型濃 縮度スプリット 3. 最適上・下濃縮 度分布	昭和62年 (実用化済み)
II	平均 38 最高 46	20	<ol> <li>高耐食被覆管</li> <li>改良スペーサ</li> <li>最適ウォータロッド</li> </ol>	昭和66年
III	平均 45 最高 55	30	新型燃料集合体 構造 タ×9 例:最適水対 ウラン比	昭和71年

による雰囲気線量の低下,作業環境の改善及び作業の自動化による作業工数の低減が基本である。日立製作所では原子力施設の点検保守作業者が受ける線量の低減,及び省力化を主な目的として,これまでに各種の遠隔自動機器を開発・実用化し,大きな成果を挙げてきた。これらの代表例としては,自動燃料取替機,CRD(制御棒駆動装置)遠隔自動交換装置,自動超音波探傷装置などが挙げられるが,これらは特定の作業を対象とした専用自動機器であることが特徴である。一方,今後の原子力施設では,よりいっそうの作業者の受ける線量の低減及び省力化に加え,経済性向上の観点から高度な機能を持つロボットの技術開発のニーズも高くなりつつある。このニーズにこたえるべく,(1)複雑高度な作業を行うAI応用型ロボット,(2)運転中機器予防保全のための監視システムのインテリジェント化,(3)機器寿命予測技術のインテリジェント化など,各種の技術開発を進めている。

# 4 軽水炉技術の定着化

# 4.1 福島第二・4号機, 浜岡3号機の完成

BWR改良標準化プラントの3号機及び4号機目である両プ

ラントの相次ぐ完成は、日本の軽水炉技術の定着化の観点から、一つの節目を示したものと考えられる。特に注目すべき新設計項目としては、(1)改良型燃料、(2)高速スクラム制御棒駆動システム、(3)低圧ロータディスクを一体化した蒸気タービン、(4)新型制御盤NUCAMM-80(Nuclear Power Plant Control Complex with Advanced Man-Machine Interfaces -80)などがあるが、技術的にも多くの特色を持ったものが採用されている。

## 4.1.1 水質管理·材料技術

保守・点検時に作業者が受ける線量の低減には<sup>60</sup>Coの蓄積による放射線量上昇の抑制が不可欠であり、改良標準化プラントでは、下記の入念な設計上の配慮が行われている。

- (1) 重点的な耐食鋼の採用による鉄クラッド発生抑制
- (2) 給水加熱器チューブなどへの低Co材の適用

しかし、先行プラントの運転実績からこれらの効果を更に 高めるには、プラントの運転開始時の水質管理が極めて重要 であることが判明し、基礎試験及び実プラント試験を重ね、 給水から原子炉に持ち込まれる鉄とニッケルの比を適切な値 に制御する手法を考案した。図5は福島第二・4号機で実際 にこの手法を採用した結果であり、放射能低減効果が著しい ことを示している。

更に福島第二・4号機では、プラントが出力運転を開始し 炉水の放射能濃度が上昇する前に、原子炉冷却材再循環系配 管などの一次系配管のステンレス鋼内面に酸化皮膜を形成さ せる手法(プレフィルミング)を採用し、これらの相乗効果に よって、原子炉冷却材再循環配管の線量率が大幅に低減でき る見通しである。

#### 4.1.2 電気・計装・制御技術

最近,急速に進歩しているこの技術分野では,軽水炉でもエレクトロニクス技術,光通信技術を利用した総合ディジタル化,光多重伝送化,プラント自動化が強力に推進されてい

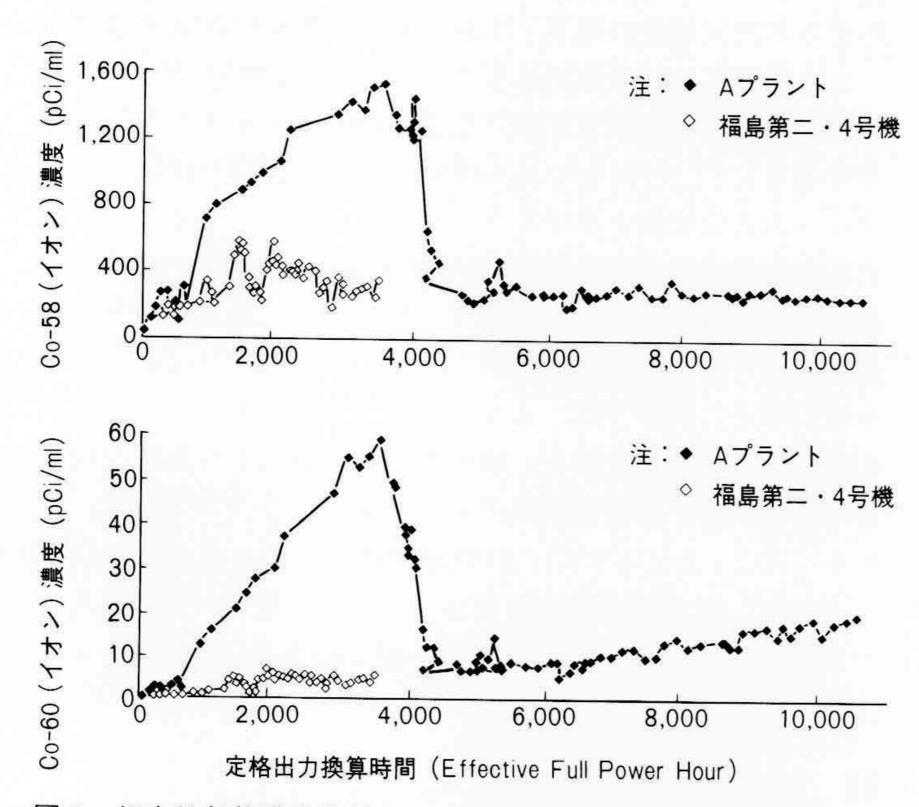
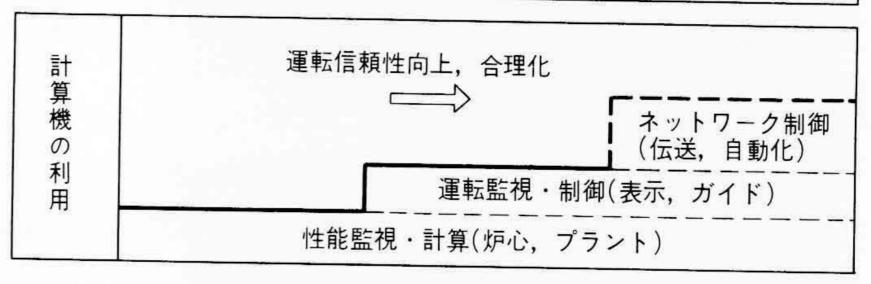


図 5 炉水放射能濃度比較 プラント運開時より給水の鉄・ニッケル比を制御した福島第二・4号機では、コバルトイオン濃度の低下が顕著である。

年	F 代	昭和45年	昭和55年	昭和65年
	雷	従来形	NUCAMM 80	NUCAMM 90
12	運転監視盤			
監	き視	個別計器	カラーCRT	大型ディスプレイ
操	作	手 動	部分自動	自動化拡大
大き	高さ	100(基準)	65	45
っさ	幅	100(基準)	30	15



注:略語説明 NUCAMM(Nuclear Power Plant Control Complex with Advanced Man-Machine Interfaces)
CRT(Cathode Ray Tude)

図 6 計算機利用による運転監視システムの合理化 エレクトロニクス技術の進歩に伴い、マンマシンインタフェースが大幅に改善されたコンパクトな運転監視盤が開発されている。

る(図6)。日立製作所では、昭和50年ごろからBWRプラントの運転信頼性向上を目的として、中央制御盤の改善、プラント運転操作の自動化を積極的に進めてきた。福島第二・4号機では、多数のCRT(Cathode Ray Tube)によるプラント情報の集約表示や制御棒操作を除く起動停止操作の自動化などが図られた新型制御盤NUCAMM-80が採用され、マンマシンインタフェースが大幅に改善されている。この成果を更に発展させ、次期プラントでは、常用系への光多重伝送の採用及びプラント自動化をいっそう拡大する計画である。ABWRプラントでは、制御棒操作の自動化、安全系を含むプラント全体への光多重伝送の適用、及びマイクロプロセッサ化安全保護系の採用など、運転信頼性をいっそう向上させる新型制御盤NUCAMM-90を適用すべく精力的な開発が進められている。

#### 4.2 基盤技術の整備

日立製作所では、前述のとおり原子力施設のよりいっそうの安全性・信頼性の向上を目的とし、基盤技術に特に重点を置いた技術開発を推進してきた。また、多数のプラントが建設されている現在、設計・建設面での信頼度の高い技術が極めて重要となっている。以下、その例について述べる。

#### 4.2.1 安全·耐震技術

BWRはドップラー効果のほかに、大きな負のボイド反応度を持ち、固有の安全性を持った軽水炉である。近年精力的に実施された大規模実証試験によって、従来の安全評価解析には大きな余裕があることが明らかとなってきた。このため、これら実証データに基づく評価解析プログラムの改良が行われている。例えば、冷却材喪失仮想事故を想定した解析では、電力会社と共同で実施した、複数チャネルブローダウン試験の結果などをもとに、蒸気冷却及び冷却材の炉心内流入阻害

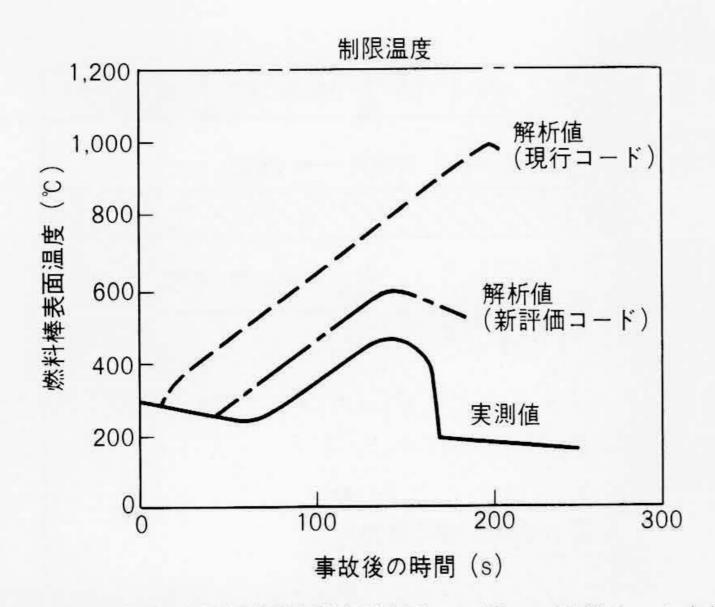
モデルの改良などを行い、新解析プログラム "SAFER"を開 発した。この新解析プログラムによれば、図7に示すように、 大規模実証試験の結果も精度よく解析され, より合理的な事 故評価が可能となっている。

世界有数の地震国である我が国では、原子力発電所の地震 時の安全性が特に強く求められ, 財団法人原子力工学試験 センターでは,一連の大型構造物の耐震信頼性実証試験を通 商産業省の委託により実施中であるが、昭和62年には、BWR 原子炉格納容器の132縮尺モデルによる実証試験を終了した (図8参照)。本モデルは全高約17mという大きなもので、日 立製作所では実機と同じ手法で予備解析,設計,製造検査を 行った。試験は財団法人原子力工学試験センター多度津工学 試験所の世界最大級1,000 t大型高性能振動台による加振試験 と,同試験所の耐力壁を利用した独立加力試験の二つの組合 せによって構成され, それぞれ設計条件を上回るレベルまで の試験により試験体の健全性が実証された。引き続き試験デ ータの詳細な解析・評価と、耐震設計手法の妥当性確認のた めの評価を実施中である。

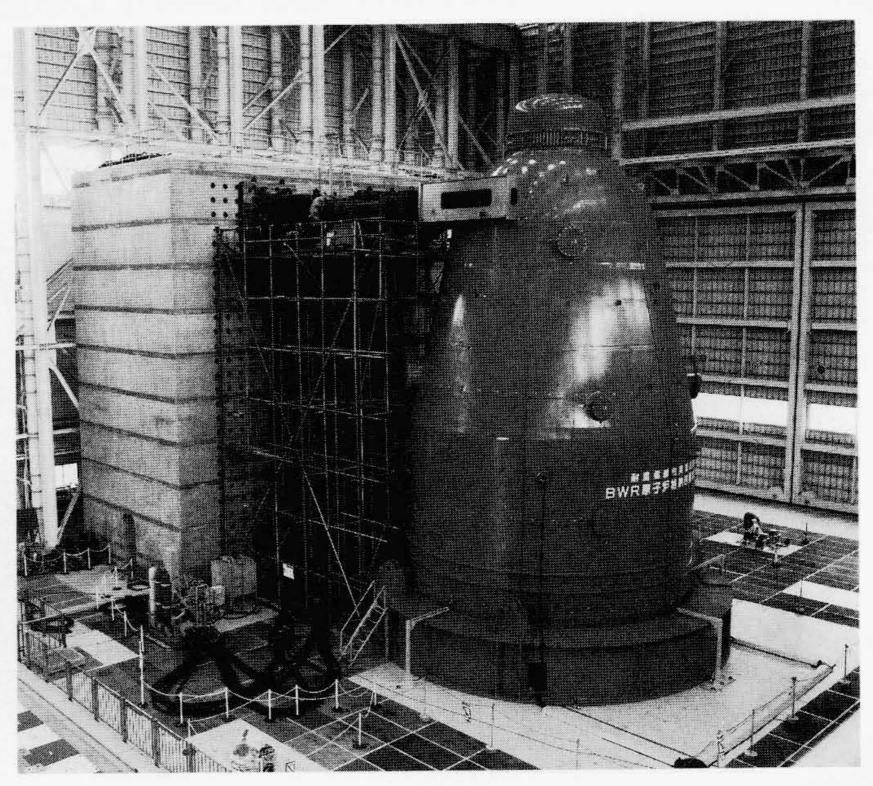
#### 4.2.2 プラント設計・建設技術

原子力発電プラントの機器配置及び配管の設計には,シス テム機能,作業者の受ける線量の低減,運転保守,据付け性 について多面的に調整することが要求される。こうした要求 に的確に対処するため、プラントレイアウト計画の最適化、 エンジニアリング期間の短縮及びCAD/CAM (Computer Aided Design/Computer Aided Manufacturing) 連係を目的 とした最新のコンピュータ技術を駆使した3次元総合CADシ ステムを開発し、プラントの設計を行っている。

3次元総合CADシステムは、系統データ、建屋、く(軀)体 配置、機器配置の3次元データをもとに、配管などのルーテ ィングを3次元高速図形処理により行う対話型レイアウトシ ステム,知識工学を用いて配管の経路を評価するレイアウト チェックシステム, リアルなコンピュータグラフィックモデ ル(図9)を生成する3次元グラフィックシミュレーションシ ステムなどから構成されており, 立体コンポジット図や配管



新たに開発された事故解析 図 7 冷却材喪失事故模擬試験解析例 コードSAFERは、現行コードの持つ過大な保守性を見直した、より現実 的な評価コードとなっている。



財団法人原子力工学試験セ 原子炉格納容器の独立加力試験 ンター多度津工学試験所では、縮尺式の大型模型(全高約17 m)による加 力試験が実施され、耐震性が実証されている。

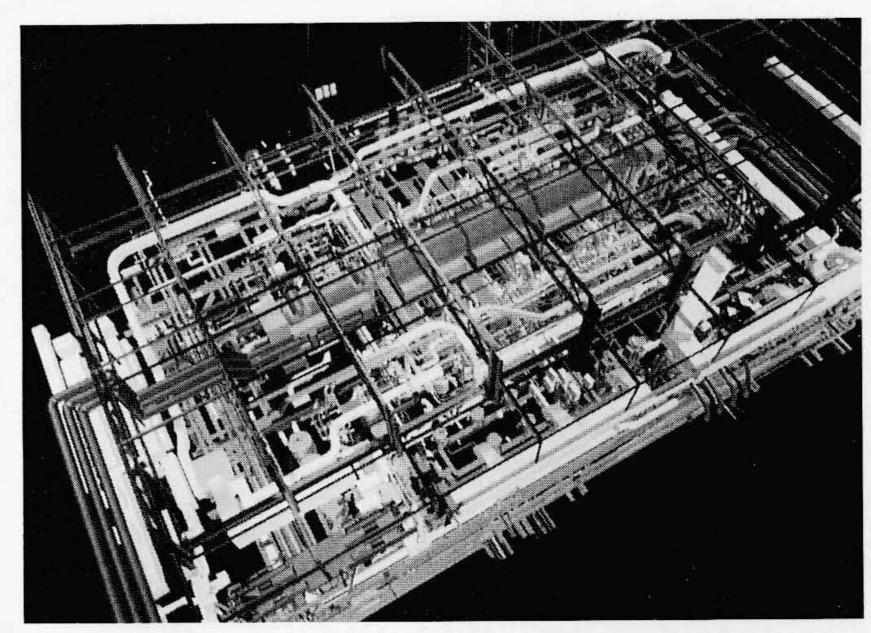


図 9 コンピュータモデル表示例 3D-CAD (Computer Aided Design)システムによって作成したタービン建屋内の機器,配管,トレー及び ダクトの表示例を示したものである。

製作図を自動出力することができる。また,これらのデータ を建設計画などに有効に活用することも可能である。

建設工事の抜本的改善については、その代表例として現在、 東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所5号機で使用中の大 型移動式クレーンが挙げられる。

本クレーンは世界最大級の揚重能力(最大作業半径130 m, 最大つり上げ容量840t)を持ち、つり荷状態での自走、旋回、 起伏作業が可能であるため,原子炉圧力容器のような大型機 器据付け用のリフティング装置や機器・配管搬入用大型ジブ クレーンなどの機能を1台で対応できる特長を持っている。 原子炉圧力容器の据付状況を図10に示す。

また、このクレーンの採用は建設初期のクリティカルパス



図10 大型移動式クレーンの稼動状況 大型移動式クレーンによる東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所 5 号機の原子炉圧力容器つり込み状況を示す。

を構成する原子炉格納容器のつり込みブロックの大型化,機器・配管類の大型ブロックモジュール化や建築部材の大組プレハブ化工法などを可能とし,建設工期の短縮,工法改善,作業者の安全性向上に大きく寄与している。

## 5 改良型軽水炉技術の確立

昭和53年に世界のBWRメーカー5社が共同開発に着手したABWRプラントは、昭和60年度に開発を完了し、現在、東京電力柏崎刈羽原子力発電所第6・第7号機という具体的な目標を得て、実設計が開始されている。開発のスケジュールを図11に、構造概要を図12に示す。

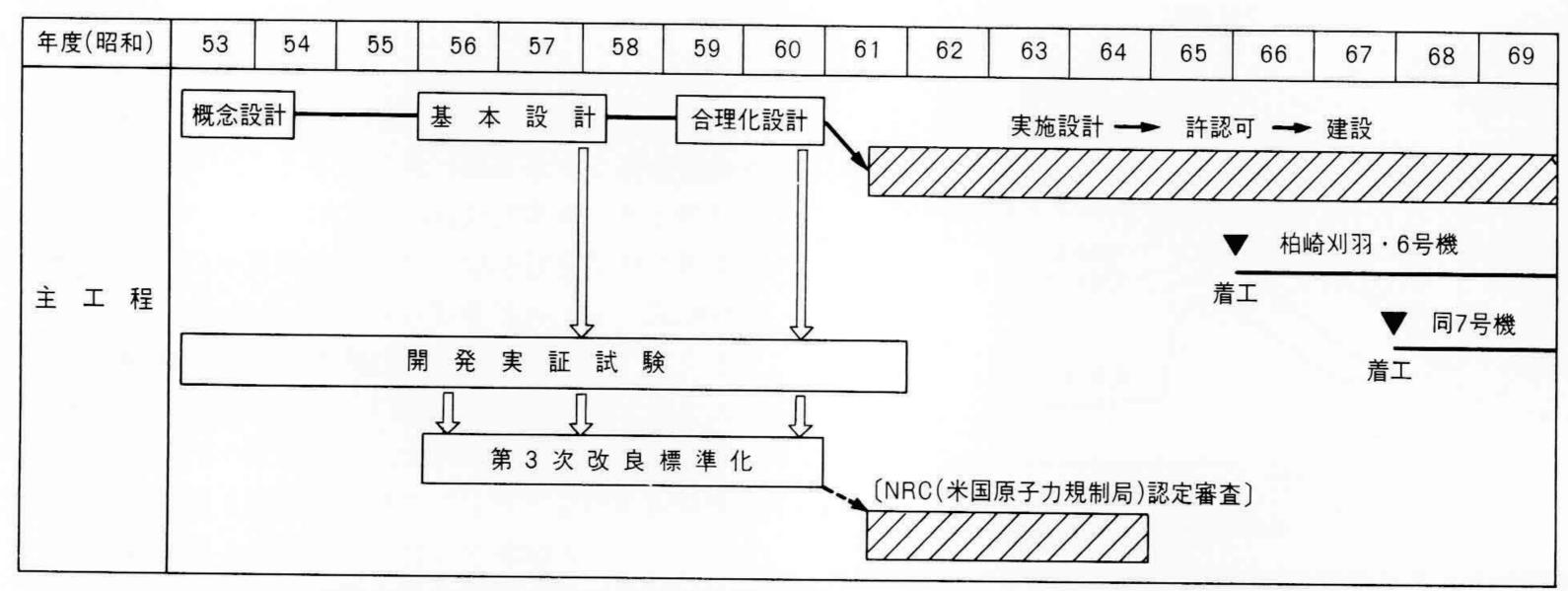
ABWRは、BWR固有の特徴である高い安全性をベースとして、我が国で蓄積された建設・運転経験と、諸外国で確立・実証されているインターナルポンプ技術ほかを結集させたものである。主要仕様を既存型BWRと比較して表3に示す<sup>2)</sup>。

インターナルポンプの採用は、従来の原子炉冷却材外部再循環配管を不要とし、原子炉格納容器の縮小、格納容器内雰囲気放射線量の低減、保守点検性の改善を可能とするほか、安全性、経済性の向上にも有効である。日立製作所はその総合力を生かして、これら主要機器の国産化と、信頼性の向上に向け積極的に取り組んでいる。日立製作所が開発した国産インターナルポンプは、低軸振動、高効率の優れた特性を示しており、実プラントでの採用が期待されている。

ABWRは、日本国内及び世界のBWR技術の集大成として、 前述の炉心をはじめ最新の技術が駆使されているが、その多 くは既存型軽水炉にも広く適用できるものであり、その例を 以下に述べる。

#### 5.1 プラント熱効率向上

日立製作所ではABWRの開発に並行し、既存型プラントの 抜本的合理化を検討し、改良要素技術の摘出及び試作・開発



図II ABWRの実用化の展開 8年に及ぶ基本設計と実証試験を経て、ABWRは着々と実施設計が進められており、NRC(米国原子力規制局)の認定取得も並行して進められている。

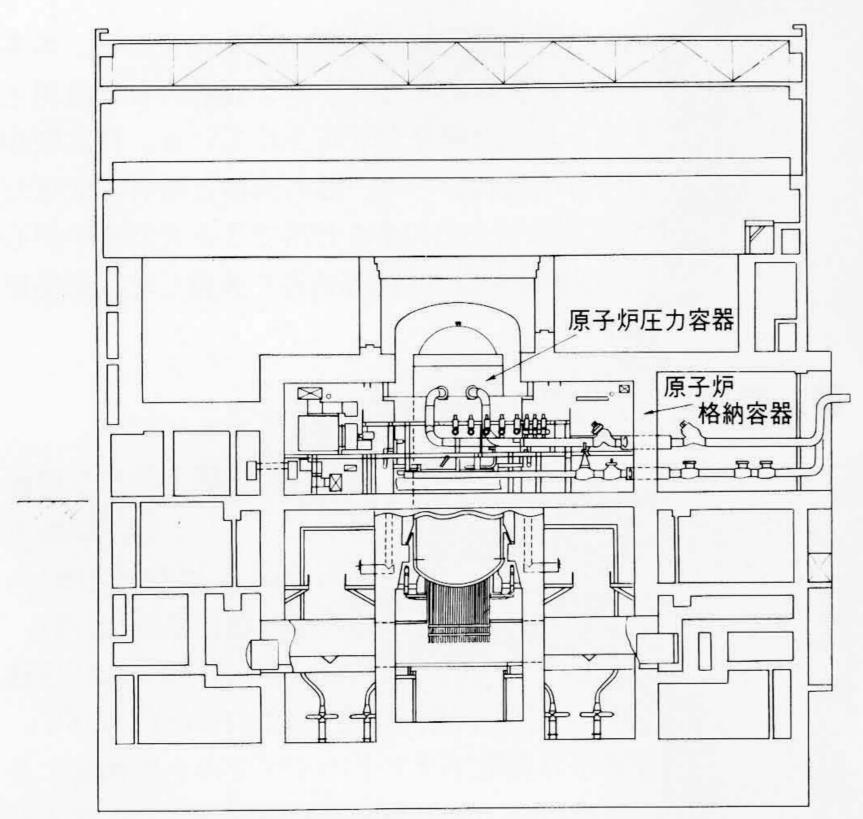


図12 ABWR原子炉建屋断面図 インターナルポンプを装備した原子炉圧力容器は、強固なコンクリート製格納容器内に設置され安全対策に万全を期している。

を行ってきた。ABWRのタービンプラントには、その成果及び電力会社との長年にわたる共同研究によって開発・実証された設備が採用され、プラント熱効率の向上及び保守性改善などに大きく寄与している。特に、52インチ長翼使用の大容量タービン及び湿分分離加熱器の採用により、電気出力の増大を図っている。ABWRプラント二次系のシステム構成を図13に示す。最近の水質管理・材料技術に裏付けられた高圧ヒータ、低圧ヒータドレンのポンプアップ方式は、熱効率の向上だけでなく、復水浄化設備容量及びヒータ伝熱面積の大幅低減を可能としており、復水沪過器への中空系膜フィルタの採

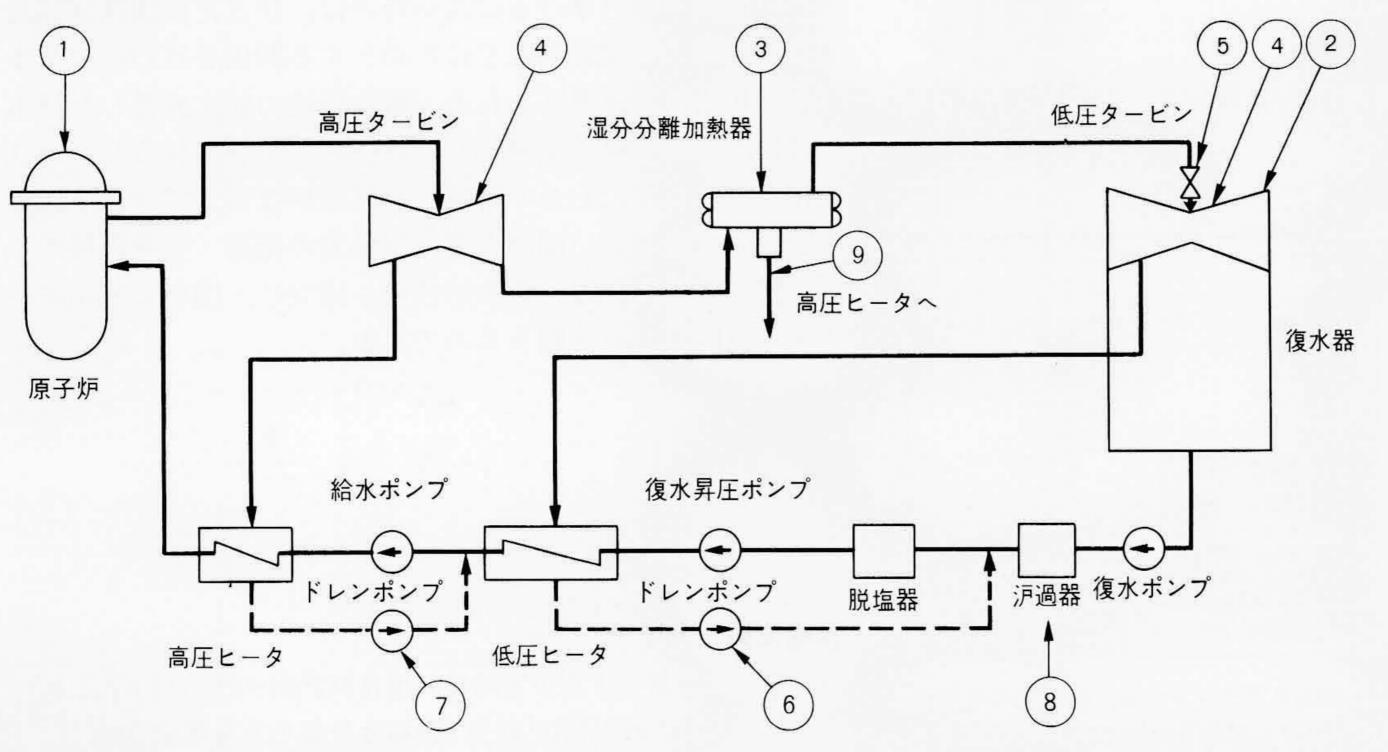
表 3 ABWR主要仕様 ABWRは原子炉再循環系にインターナルポンプを採用するなど、安全性、信頼性のいっそうの向上が図られている。

項	目		ABWR	BWR-5
電気	出	力	1,350 MW	1,100 MW
原子炉	熱出	カ	3,926 MW	3,293 MW
原子灯	戸圧	カ	7.17 MPa {73.1 kgf/cm²} (abs)	7.03 MPa {71.7 kgf/cm²} (abs)
主蒸気	ī 流	量	7,480 t/h	6,410 t/h
給 水	温	度	215℃	215℃
定格炉	心流	量	$52 \times 10^6$ kg/h	$48 \times 10^6  \text{kg/h}$
燃料集	合 体	数	872体	764体
制御棒	奉 本	数	205本	185本
炉心平均	出力密	度	50.5 kW/l	50.0 kW/I
原子炉	内	径	7.1 m	6.4 m
圧力容器	高	4	21.0 m	22.2 m
原子炉再(ポンプ	循環方 プ台数)	式	インターナルポンプ(10)	外部再循環ポンプ(2) ジェットポンプ(20)
制御棒	通	常	微調整電動式	水圧駆動式
駆動方式	スクラ	ム	水圧駆動式	水圧駆動式
非常用炉	心冷却	系	自動減圧系 高圧系(3系統) 低圧系(3系統)	自動減圧系 高圧系(1系統) 低圧系(4系統)
原子炉停」	上時冷却	系	3 系統	2 系統
原子炉格約	内容器形	式	鉄筋コンクリート製 ライナ内張り	鋼製自立式
タービ	ン形	式	TC6F-52型(2段再熱)	TC6F-41/43型(非再熱

用とともに, 設備合理化の柱となっている。

#### 5.2 廃棄物処理技術

放射性固体廃棄物の最終処理形態については、国及び民間が一体となった努力により、近い将来にその方向が与えられる見通しである。一方、発電プラント側では、廃棄物発生量の低減と、減容処理効率の向上の両面から設備改善を行っている。現在計画中のBWRプラントでは、復水沪過装置に中空系膜フィルタを採用し、粉末樹脂の廃棄物発生を抑制しているが、これら施策を全面的に採用するABWRプラントでは、



No.	項	目
1	大容量AB\	WR炉
2	52インチ	<b>長翼</b>
3	湿分分離力	1熱器
4	高効率ター	-ビン
(5)	CIVバタフ	ライ弁化
6	低圧ヒータ ドレンポン	゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚゚
7	高圧ヒータ ドレンポン	プアップ
8	中空糸膜フ	イルタ
9	湿分分離器ドレン回収	·

図13 ABWR二次系系統概要 ABWRでは52インチ長翼タービンなどの採用に加え、BWRの運転経験を反映した効率向上策が盛り込まれている。

廃棄物処理設備の負荷が大幅に軽減され、設備自体の軽量化を達成している。これをスリムラドシステムと総称しており、タンク容量は約½に低減され、また、ドラム缶発生本数も100本/年・基程度に低減できる見通しである(図14)。

最終処分の動向として,低レベル廃棄物の集中管理が具体化されつつある。これには前述のドラム缶本数の低減に加え,安定な固化処理が極めて重要となっている。日立製作所では無機固化材(セメントガラス)による固化技術に積極的に取り組み,実用化を図っており,今後各方面での採用が期待されている。

# 6 軽水炉の多様化と次世代型軽水炉の開発

電源構成に占める軽水炉の比率は世界的に高まっており、その重要性が増すに伴い、軽水炉に対するニーズが多様化している。我が国では、より経済性の高い軽水炉として、スケールメリットを生かした大容量プラント(電気出力150万kW級)が論議されているが、他方、電力需要が長期にわたり低迷している米国では、投資リスクが少なく、パブリックアクセプタンスを得やすい軽水炉として、中小型炉の検討が開始されている。日立製作所では、これらのニーズ多様化に対応すべく、以下の検討を実施中である。

## 6.1 電気出力900 MW, 電気出力1,200 MW級ABWR

現在の電気出力1,350 MW級ABWRを基本とし、電力系統 規模に合った電気出力の選定を可能とする電気出力1,200 MW,電気出力900 MW級プラントへの拡張を計画している。 インターナルポンプを採用するABWRでは、インターナルポンプの設置基数を変えることにより、比較的容易にシリーズ 化が行える。

#### 6.2 電気出力600 MW級HSBWR(日立中小型炉)

電気出力の低下は、一般に、建設単価の上昇をもたらすものであるが、BWRでは、その特性を生かした自然循環炉の設計が可能となるため、系統構成が著しく単純化され、電気出力600 MW級でも発電単価は大容量ユニットと大差がない程度に低減できる見通しである。米国GE社でも同出力規模のBWRを検討しており、新しい概念の軽水炉として市場性が期待される。

#### 6.3 次世代型軽水炉

通商産業省軽水炉技術高度化小委員会で、21世紀前半の電

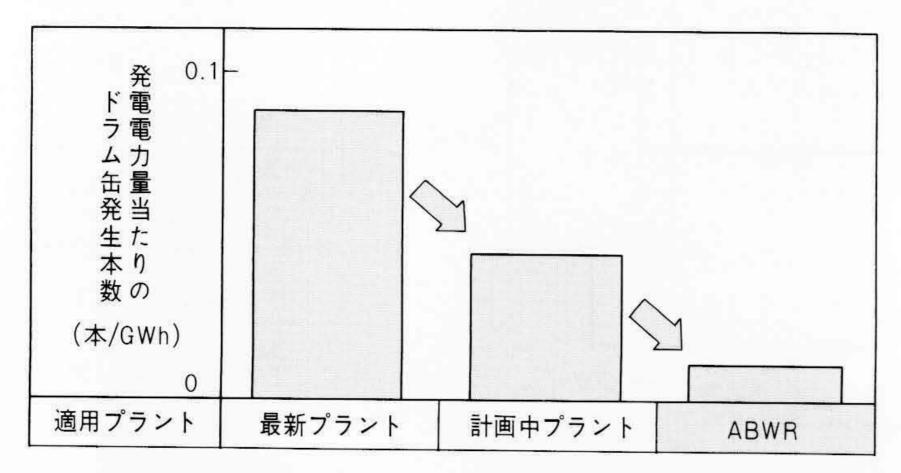


図14 廃棄物発生量の低減 ABWRプラントでは、廃棄物発生量の低減と減容処理技術の向上により、ドラム缶発生本数は大幅に低減される。

力供給の主力となる軽水炉として位置づけされており、エネルギーセキュリティの観点からも、ウラン資源の有効活用と燃料経済性に重点をおいた開発が予定されている。日立製作所では、原子炉内部構造物などの一部の機器と燃料の変更だけで、ABWRの実施技術をそのまま利用できる大型格子炉心の概念を考案し、高燃焼炉及びMOX燃料を装荷した高転換炉の開発を推進している。

## 7 原子力機器の輸出

日立製作所は、当初から原子力プラント機器の輸出を積極的に推進し、北米及び欧州諸国の原子力プラント建設に協力してきた。輸出機器は原子炉圧力容器(米国)、炉内構造物(スイス、中国)、再循環配管(スイス、米国)、格納容器(台湾)、原子炉補機類(米国)、タービン発電機(パキスタン)及び各種配管取替などのサービス(米国、台湾)までの多岐にわたり、その実績はほぼ原子力発電プラントのすべての主要機器に及んでいる。日立製作所は、原子力機器の輸出だけにとどまらず原子力プラントの輸出を実現すべく努力を続けており、自社グループ内でプラント機器の大部分を製作・供給できるという特徴を生かし、近い将来に高品質、短納期のプラントを世界各国に供給することができると確信している。

## 8 結 言

将来の原子力発電の本命に位置づけられる高速増殖炉が, 本格的な実用期を迎える21世紀中ごろまで、軽水炉は我が国 のエネルギー安定供給の柱として位置づけられており、軽水 炉の高度化に向け、官民一体の活動が昭和62年に開始されて いる。また同時に,原子力プラントの安全を更に確実にする ためのセイフティ21計画も推進されている。技術集約型の原 子力では,技術開発努力がその活力の源泉であるといっても 過言ではない。原子力産業の一翼を担う日立製作所は,過去 30年にわたり、基礎技術の整備、既設炉の改良、新型炉の開 発に努力を重ね,プラントの建設,保守にも努力を傾注して きた。本稿はその一端を述べたものであるが、軽水炉が現今 の高い稼動実績を挙げるに至ったのは, ひとえに国及び電力 会社の指導と,建設会社をはじめとする関係各社の総力を挙 げての技術成果と考えられる。電力供給の柱に成長した軽水 炉には,今後種々の多様化したニーズが予想されるが,日立 製作所は,長年にわたり蓄積した軽水炉技術とプラント建設 の総合力を駆使し、関係方面、関係者の指導・支援を得て, 広く国民の支持を得た軽水炉技術を確立し、国のエネルギー 政策に貢献したいと願うものである。

#### 参考文献

- 1) 原子力委員会,原子力開発利用長期計画(昭和62年6月22日)
- 2) 堀内,外:ABWR(「新型」沸騰水型原子力発電設備)の技術的 特徴,日立評論,**68**,4,275~280(昭61-4)