

# ABWR(新型沸騰水型原子力発電設備)の技術的特徴

## Technical Features of Advanced Boiling Water Reactor (ABWR)

昭和59年以来、電気出力1,300MW級ABWRの開発最終段階としてプラント最適化設計を実施してきたが、昭和60年末をもってこれをすべて完了した。今後、ABWRは、許認可と建設の具体化に向けて、実プロジェクト展開に進む。

最適化でABWRの単純化、コンパクト化及び熱効率の向上を更に推進した。原子炉建屋構造と一体化した円筒コンクリート格納容器、設備冗長さの適正化と機器サイズの最適化、2段再熱52in翼タービンとヒータドレン回収との組合せなどによって上記の推進が達成された。

設備利用率、運転性、従業者線量などのプラント特性を、最適化の過程で詳細に検討した。その結果、ABWRは優れた経済性ととともに性能面で高水準の特性を具備することが示された。

堀内哲男\* *Tetsuo Horiuchi*  
高島義衛\* *Yoshie Takashima*  
横見迪郎\* *Michirō Yokomi*

### 1 緒言

日立製作所は、米国GE(ゼネラルエレクトリック)社、株式会社東芝と共同でBWR(沸騰水型原子力発電)電力会社の指導、援助を得て、BWRの究極像であるABWR(Advanced Boiling Water Reactor: 新型沸騰水型原子力発電設備)の開発を完了した。開発に際しては、既の実証されている改良標準型BWRの技術<sup>1),2)</sup>をベースに、欧米諸国で実績のある技術を加え、BWRの特徴を十分に生かした安全性、経済性の極めて高いプラント作りを第一条件とした。図1にABWR概観図を示すが、新しい機器であるインターナルポンプ、新型制御棒駆動装置、52in長翼タービン及び湿水分離加熱器を採用しプラント運転中の補修性の向上を含めて、長期的な信頼性確保の観点から国産化の実現を図った。

ABWRの技術的特徴は、(1)大容量・高効率プラント、(2)改良炉心、インターナルポンプを採用した原子炉再循環系、3系統の非常用炉心冷却系、新型制御棒駆動機構、鉄筋コンクリート製格納容器など高性能・高い安全性を確保した原子炉系、(3)コンパクトで使いやすく、効率的なタービン系機器配置、(4)徹底的に合理的に設計された廃棄物処理設備などであり、優れたプラント総合特性を生み出している。

また、従来型BWRと基本的に変更のない設備についても、運転経験に基づいて高い水準の安全性・信頼性などの特性を維持しながら、合理化、保守性向上を積極的に取り込んだ設計としている。

これらにより、ABWRは経済性が高く、安定した電力供給が確保できる使いやすいプラントになっている。

### 2 プラント総合特性

ABWRは、図2に示すようなBWRの基本的な特性を存分に生かし、その開発目標である経済性の向上、安全性の向上、設備利用率の向上、運転性の向上、放射線被ばくの低減、建設性の向上などを達成している。すなわちABWRの特徴を列挙すれば、

(1) 沸騰水型の炉心であり、自己制御性、自然循環冷却能力

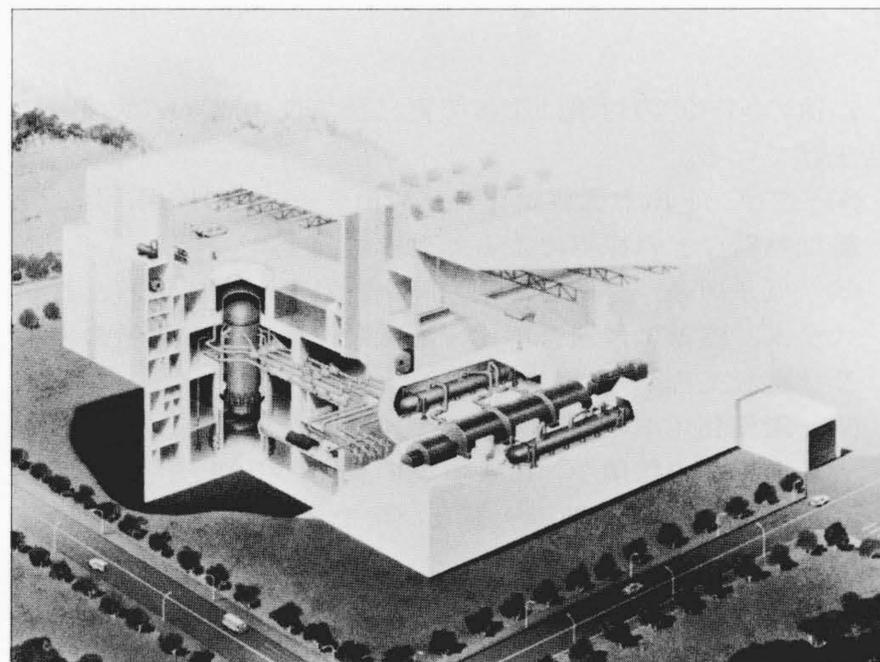


図1 ABWR全容 ABWR(Advanced Boiling Water Reactor)は、システム機器の合理化、最適化及び建屋配置の最適化を行なった軽水炉の決定版であり、安く、安定した電力を供給できる安全で使いやすい発電プラントである。

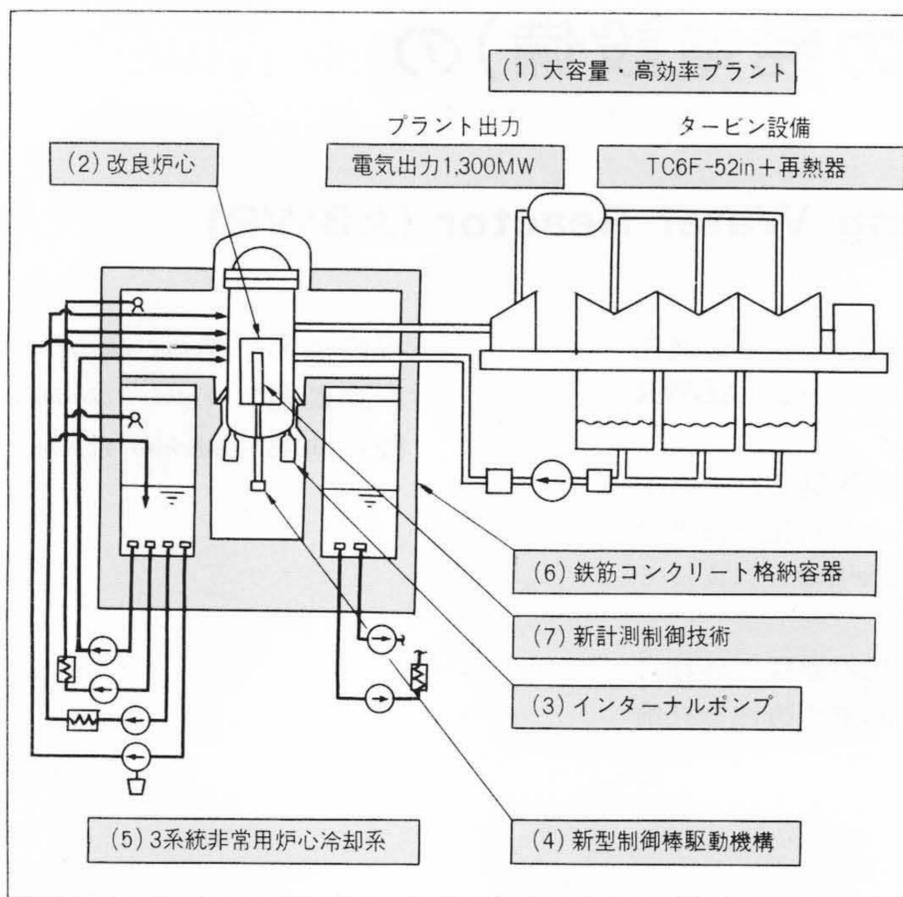
- が極めて大きく、他の炉型に比べ大きな安全性をもっている。
- (2) 直接サイクルであり、系統が単純で信頼度、稼働率が高い。また、プラント熱効率も優れている。
- (3) 炉心流量による出力制御が可能で、運転制御が容易であり、高い運転性をもっている。
- (4) 給復水の完備した水質処理設備により、定期検査などでの被ばく量を極めて少なく抑えている。
- (5) 格納容器は圧力抑制型の特性を生かし、極めて小型であり、建屋をコンパクトにするとともに使いやすくなっている。

以下に、ABWRのプラント特性について述べる。

#### (1) 経済性

ABWRでは、成熟したBWRの技術をベースに、「単純な構成、高い安全性と信頼性、容易な運転性」などの特長を生か

\* 日立製作所日立工場



(a) 主要仕様

No.	項目	ABWR	東京電力株式会社 福島第二原子力発電所 2号機
1	プラント出力	電気出力1,300MW	電気出力1,100MW
2	原子炉再循環系	インターナルポンプ	外部ポンプ
3	原子炉格納容器	鉄筋コンクリート製	鋼製
4	タービン設備	TC6F-52in再熱サイクル	TC6F-41in

(b) ABWRの技術的特徴とプラント総合特性

プラント総合特性	技術的特徴	1	2	3	4	5	6	7
		高効大率容量	改良炉心	ルイポンタープナ	駆新動型装制置御棒	系用3炉心統冷非却常	容リ鉄器   筋トコ格納ク	技新術計測制御
1	経済性	○	○	○	—	○	○	○
2	安全性	—	—	○	○	○	○	○
3	設備利用率	—	○	—	○	—	—	○
4	運転性	—	○	—	○	—	—	○
5	被ばく線量	—	—	○	○	—	—	—
6	建設工程	—	—	○	○	—	○	—

図2 ABWRの主要特性 ABWRは本質的に高い安全性・運転性に加え、設備利用率、被ばく線量及び建設工程の改善にも配慮し、高い経済性を実現している。

し、次の(a)~(d)の対策によって更に経済性の高いプラントに仕上げている。

- (a) プラント出力大容量化及び52inタービンの採用、湿分分離加熱器などの採用による熱効率の向上
- (b) 原子炉系、タービン系、廃棄物処理系全体にわたるシステム、機器の最適合理化・配置最適化による建屋の縮小及び建設工程の短縮
- (c) 設備利用率の向上、燃料サイクル費の低減、インターナルポンプの採用などによる所内動力の低減
- (d) BWRプラント運転実績及び新たな技術的知見などに基づく系統設備の合理化

(2) 安全性

BWRは出力上昇の自己制御性、自然循環能力などで卓越した特性をもち、従来型BWRプラントでもその安全性は十分に確保している。ABWRプラントでは、表1に示すようにこれらの安全性を損うことなくその特徴を生かして、信頼性向上、高度化という観点から安全設備の最適化を図っている。

(3) 設備利用率

近年、従来型BWR-5では、設備利用率が70%を超えるなど安定した性能を示しているが、ABWRプラントでは、以下に述べるようにこれが86%になると見込んでいる。更に、運転サイクルの長期化及び定期検査期間の短縮などにより、図3に示すように将来は90%になる予定である。

(a) 負荷率の向上

ABWR炉心では、Zrライナ燃料及び改良炉心設計の適用により、起動時間を短縮するとともに、出力低下運転の回避により、運転時の負荷率の損失をほぼゼロにする。

また、デジタル制御や半導体論理回路の最新計装技術による計画外プラント停止の回避は言うまでもない。

(b) 定期検査期間短縮による時間稼働率の向上

時間稼働率の向上には、定期検査期間の短縮が重要要因になる。ABWRでは、FMCRD(新型制御棒駆動装置)の採用により、CRD(Control Rod Drive: 制御棒駆動装置)の

表1 ABWRの安全機能 ABWRでは、安全設備を簡略化、コンパクト化し、かつその性能、信頼度を著しく向上させている。

プラント機能	現行BWR	ABWR	
		設備	特徴
原子炉停止 (制御棒挿入)	水圧駆動方式	水圧駆動方式 及び 電動駆動方式	• 多様性による 信頼性向上
原子炉除熱	高压系 RCIC 1系統 HPCS 1系統 低压系 LPCS 1系統 LPCI 3系統	高压系 RCIC 1系統 HPCS 2系統 低压系 LPCI 3系統	• 系統の簡略化  • ECCS容量の半減 • 炉心露出なし
	長期熱除去 RHR 2系統	RHR 3系統	• 機能充実
放射性物質の格納	二重格納 • 銅製格納容器  • 原子炉建屋 放出放射能低減 • 非常用ガス処理系	二重格納 • 鉄筋コンクリート製格納容器 • 原子炉建屋 放出放射能低減 • 非常用ガス処理系	• 現行BWRと同等の機能

注：略語説明 RCIC(Reactor Core Isolation Cooling)  
 LPCI(Low Pressure Coolant Injection)  
 HPCS(High Pressure Core Spray)  
 RHR(Residual Heat Removal)  
 LPCS(Low Pressure Core Spray)  
 ECCS(Emergency Core Cooling)

点検・保守が燃料交換と同時期にできるなど、定期検査期間を短縮した設計となっている。

(4) 定期検査工程

(a) ABWRの標準定期検査工程

ABWRの定期検査工程は、図4に示すようにBWR第二次改良標準化での定期検査工程(68日)をベースに、大型プラント補正をすると78日となるが、ABWRの特長であるインターナルポンプ・FMCRDの採用、定期検査作業の自動化、作業性の改善・向上、高能率化などにより、55日に短縮す

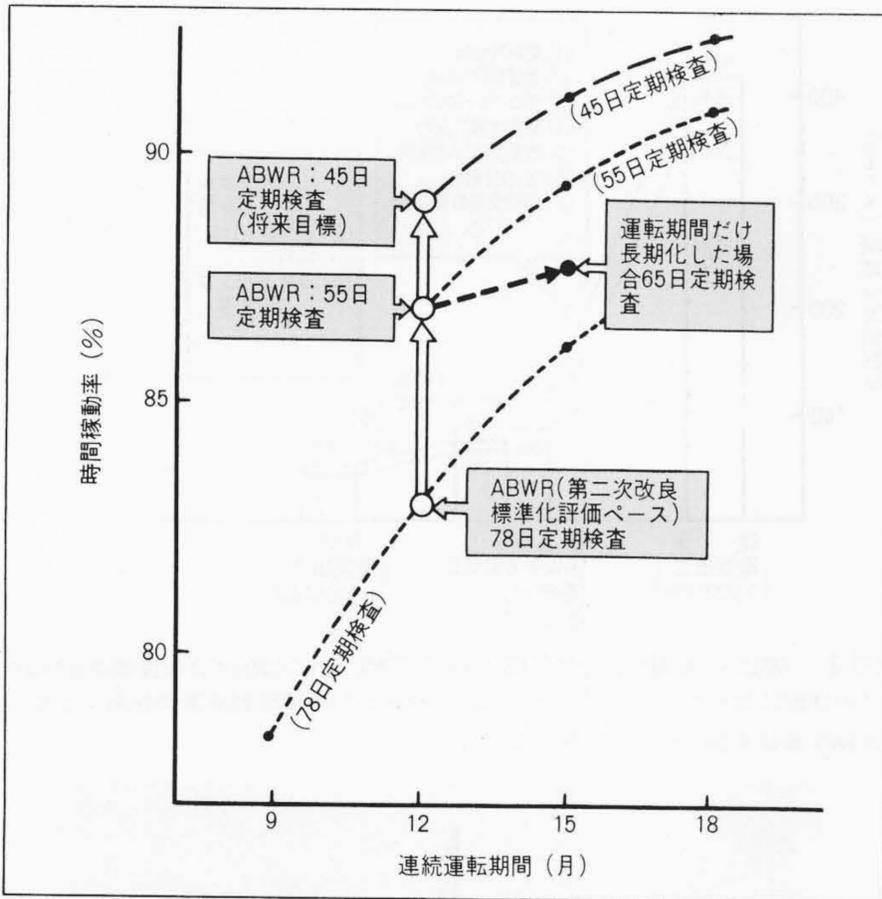


図3 時間稼働率の向上 定期検査期間の短縮は、時間稼働率の向上に大きな効果がある。ABWRではFMCRD(新型制御棒駆動装置)の採用により燃料交換との同時作業を可能とするなどにより、55日定期検査が可能となっている。今後は高燃焼度燃料の採用、制御棒長寿命化などにより定期検査期間短縮を積極的に図り、将来目標の45日定期検査の実現を図ってゆく予定である。

ることができる。

(b) 定期検査工程の将来目標

定期検査工程を更に短縮し45日以内にするためには、設備面・作業面などでいっそうの改良が必要であるが設備面での改良点は、インターナルポンプ、制御棒、中性子計装などの機器の長寿命化による取扱い数の削減、マルチスタッド テンションナーの採用、原子炉ウェル高速除染装置の開発、タービン建屋天井クレーンの2台化、治工具の増強などである。

(5) 運転性

BWRの運転は炉心流量による出力制御や制御棒だけによる出力調整など、その容易な運転制御性は一つの特長になっているが、ABWRでのいっそうの運転操作性能の向上は、運転性能監視操作性を向上させることで達成できる。すなわち、運転性能は、負荷追従能力の向上及び起動時間の短縮により向上できる。また、監視操作性の向上は、マンマシンインタフェースの向上とコストパフォーマンスを考慮した総合デジタル監視制御システムの構築により達成できる。

(a) 負荷追従能力向上

(i) 日負荷追従運転

流量制御だけで100%出力から70%出力に下げ、再び100%出力に戻す負荷追従運転ができる。

Zrライナ燃料の採用により、流量制御と制御棒操作を併用すると出力を50%に下げる大幅な負荷追従運転も容易に実施可能となる。

(ii) AFC運転

図5に示すように再循環流量制御装置に、インターナルポンプ及び可変周波数インバータを採用するので、出力制御性能が大幅に向上し、60%/minの出力変化が可能になる。

また、負荷変動幅±5%、周期1~2分程度の細かい要

ABWR定期検査工程(工程短縮とその達成方策)

第二次改良標準化プラント 電気出力 1,100MW	PCV RPV 開放	燃料及び 炉心関連作業	RPV復旧 RPV H/T	PCV復旧 PCV L/T	起動前 試験	起動	
	8	25	14	9	9	3	68
電気出力 1,356MW スケールアップ	8	35		14	9	9	78
ABWR 標準工程	5.5	26	7.5	6	8	2	55
ABWR 将来目標	5.5	22	11.5	4	2		45

定期検査短縮の達成方策 (55日工程)

	内 容	短縮効果
① PCV, RPV開放	(a) フィンガーピンクロージャの採用* (b) 直体制の拡充(1直→2直)	2.5日 (8→5.5日)
② 燃料及び炉心 関連作業	(a) 新型CRDの採用* (b) RIPの採用* (c) 燃料取扱い数の差*	9日 (35→26日)
③ RPV復旧, RPV H/T	(a) 実績を反映してRPV H/TとCRD スクラムテストの並行作業 (b) 直体制の拡充(1直→2直)	6.5日 (14→7.5日)
④ PCV復旧, PCV L/T	(a) フィンガーピンクロージャの採用* (b) PCV L/Tの実績の反映(社内測定 時間 24時間→12時間) (c) 直体制の拡充(1直→2直)	3日 (9→6日)
⑤ 起動前試験及 び起動	計算機支援	2日 (12→10日)

注：\* (ABWRの特徴)

略語説明 PCV(Primary Containment Vessel), H/T(Hydraulic Test)  
RPV(Reactor Pressure Vessel), L/T(Leak Test)  
CRD(Control Rod Drive)

図4 ABWR定期検査工程 ABWRでは55日定期検査工程が可能である。燃料及び炉心関連作業、原子炉・PCV復旧の各々の段階での合理化により、45日までの短縮は可能である。

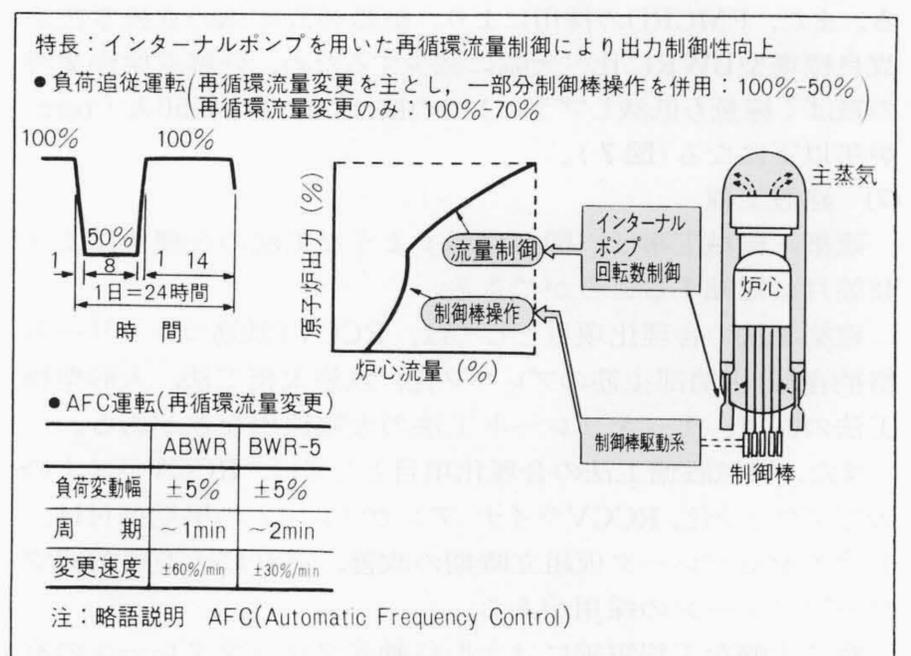
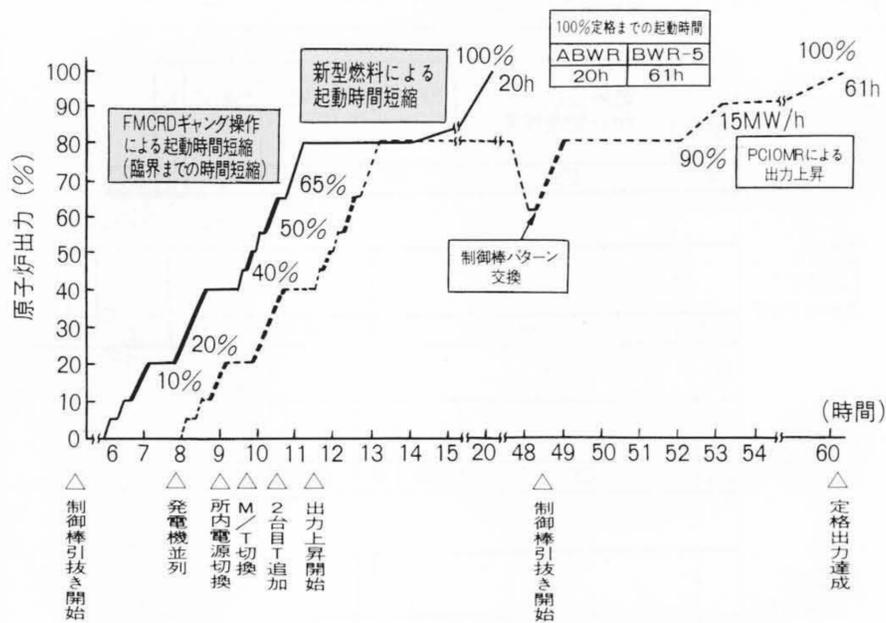


図5 負荷追従能力 インターナルポンプを用いているので、炉心流量制御による負荷追従能力は格段に向上している。



注：略語説明など  
 FMCRD(Fine Motion Control Rod Drive)  
 PCIOMR(Pre Conditioning Interim Operating Management Recommendation)  
 —(ABWR), - - - (ABWR(制御棒操作)), ·····(BWR-5), - · - · - (BWR-5(制御棒操作))  
 M(電動機駆動吸水ポンプ), T(タービン駆動吸水ポンプ)

図6 冷温起動特性 新型制御棒駆動装置, 新型燃料などの採用により, 冷温起動特性は従来の約60時間から20時間に大幅短縮される。

求信号にも容易に対応できる。

(b) 起動時間の短縮

図6に示すようにZrライナ燃料の使用により, 制御棒操作に対する制限(起動過程でのPCIOMR運転)が緩和され, FMCRDによるギャング引抜自動操作の採用とあいまって, 起動時間を短縮することができる。

(c) 自動化の拡大

総合デジタルシステムにより, 監視操作性を向上させ, 中央制御室ワンマンオペレーション化及び現場操作, パトロール量を低減した少人数運転が可能になっている。

(6) 被ばくの線量

BWRの一次系の冷却水は純水であり, 水質管理を徹底して実施しているので, 定期検査などによる被ばくは本質的に少ない。ABWRプラントでは, インターナルポンプの採用により, 従来型BWRのドライウェル内での主要線源であった外部再循環配管がなくなるため, これら配管に直接関連するISI(In Service Inspection)などの作業が削減されるほか, ドライウェル内線量率は更に低減するので, 被ばく量は大幅に低減する。また, FMCRDの採用により, 駆動装置本体の点検本数が改良標準型BWRに比べ大幅に減少するため, 分解点検作業時の被ばく線量も低減しプラントでの被ばく線量は約50人・rem/炉年以下になる(図7)。

(7) 建設工程

建築・機械工事は, 図8に示すような工法の合理化により48箇月に短縮することができる。

建築工法の合理化項目としては, RCCV(鉄筋コンクリート格納容器)円筒部主筋のプレハブ化, 鉄筋太組工法, 大形型枠工法の採用, デッキプレート工法の大幅採用などがある。

また, 機械設備工法の合理化項目としては, RCCVライナアンカフレームの早期据付け, ドライヤセパレータ仮組立時期の改善, それに大型移動式クローラクレーンの採用がある。

特に大幅な工程短縮には大型移動式クローラクレーンの有効活用が不可欠の要因であり, 新工法の開発, 適用・検査, 試運転項目の低減などとあいまって, 最終的には45箇月工程

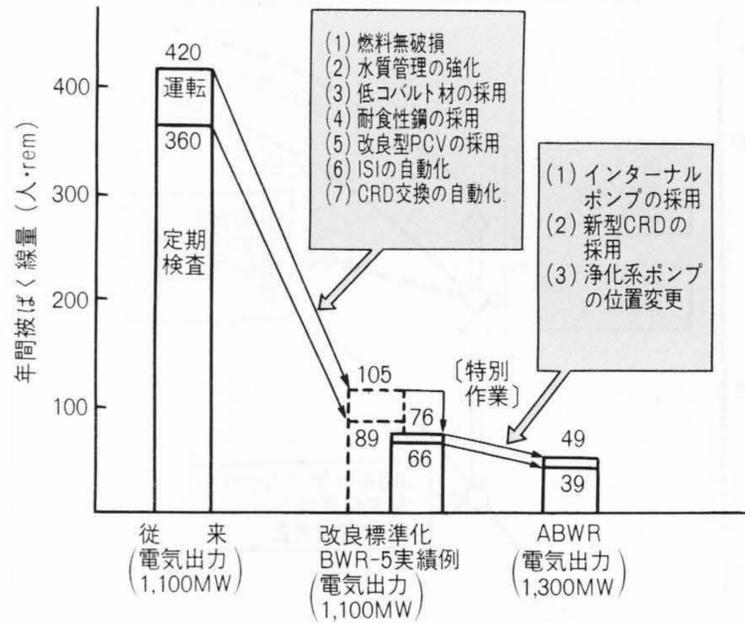


図7 被ばく線量低減の実績と将来目標 ABWRでは改良標準化BWRでの技術に加えてのインターナルポンプや新型制御棒駆動装置の採用により, 大幅な被ばく線量低減が可能となっている。



図8 クローラクレーンの活用 ABWR建設工程は岩盤検査から運開まで48箇月が標準であるが, クローラクレーンの導入により建設工事のフレキシビリティが著しく増大するので, 45箇月以下の工程も可能になる。

の実現も考えている。

3 ABWRの技術的特徴

社会では高い安全性と, より安定した安い電力供給能力をもつ, 使いやすいプラントが求められているが, BWRはもともと固有の優れたプラント特性をもっているため, これに迅速に対応でき, 現在, ABWRで実現するに至った。

ABWRの特徴が大容量化による立地効率の向上, スケールメリットとプラント効率の向上による運転費の低減にあるのは言うまでもないが, これ以外にも原子炉設備, タービン設備及び廃棄物処理設備全体にわたり, 高性能化, 合理化及びコンパクト化を図ることで表2に示すようなプラント総合特性を生み出すことができた。

表2 プラント特性 ABWRは、プラント性能を示す諸特性全般にわたり現行の最良の軽水炉である改良標準化型BWRの実績を上回っている。

No.	項目	ABWR		改良標準型 (BWR-5実績)
		計画値	将来目標	
1	安全性	BWR-5より向上 (LOCA時炉心冠水)		—
2	設備利用率(%)	86	約90	約80
3	定期検査期間(日)	55	45	88
4	運転性 (日負荷追従)	流量制御 100%-70% 流量制御+CR 100%-50%		—
5	被ばく線量 [人・rem/年]	~50	40	89 (定期検査時)
6	建設工程(月) (岩盤検査~運開)	48	45	58

以下に、各々の技術的な特徴について記述する。

(1) 原子炉設備の高性能・合理化技術

(a) 改良炉心

大容量化に対しても従来プラントの信頼性の高い実績を踏襲して、約50kW/lの炉心出力密度とし、燃料棒の上下方向に濃縮度差を付けた2領域炉心を基本とした改良炉心設計の採用や、現在開発中の高性能燃料・高燃焼度燃料も組み込み可能な設計とした。これにより運転性の向上、大幅日負荷追従運転性能の向上、経済性の向上が可能となっている。

(b) インターナルポンプ

従来の原子炉冷却材再循環系にある大口径配管、外部大型ポンプに替え、原子炉圧力容器に直接インターナルポンプを設置し、これにより非常用炉心冷却系の容量をコンパクトにした。この結果、図9、10に示すように総合的に原子炉建屋の縮小、被ばくの低減などが図られ、またプラントの運転余裕、制御性も大幅に改善され、稼働率も向上している。また、これはABWRの根幹要素技術であるため、長期にわたる高い信頼性確保の観点から、日立製作所では国産化を実現した。

(c) FMCRD

電動駆動方式のため、制御棒の微駆動調整、ギヤングモードによる一括挿入・引抜きなどが可能である。この結果、負荷追従性、稼働率及び保守性が向上している。

(d) 非常用炉心冷却系

インターナルポンプの採用により、炉心部より下部に接続されている大口径配管がなくなり、小容量の非常用炉心冷却系で事故時の炉心を露出することなく冠水維持することができる。また、各々に高圧系をもつ3区分構成としており、経済性安全性共に向上した系統となっている。

(e) 鉄筋コンクリート製格納容器

従来の鋼製に替え、円筒型鉄筋コンクリート製格納容器(水平ベント方式)を採用し、原子炉建屋と並行して格納容器を作ることができ、建設工程短縮に寄与している。また、水平ベント方式の採用で、よりコンパクトで保守点検などの作業性にも優れた機器配置が実現している。

以上を総合すると、インターナルポンプ式再循環系の採用により、格納容器と原子炉建屋がコンパクトになるとともに、安全設備の必要容量が大幅に低減している。また、鉄筋コンクリート格納容器の採用と原子炉建屋の階層の削減で建設工程を短縮しているほか、改良炉心の採用やスペクトルシフト運転、更には、高燃焼度燃料の適用により、約20%の大幅な燃料サイクル費の改善が得られる設計になっている。

(2) タービン設備の高性能・合理化技術

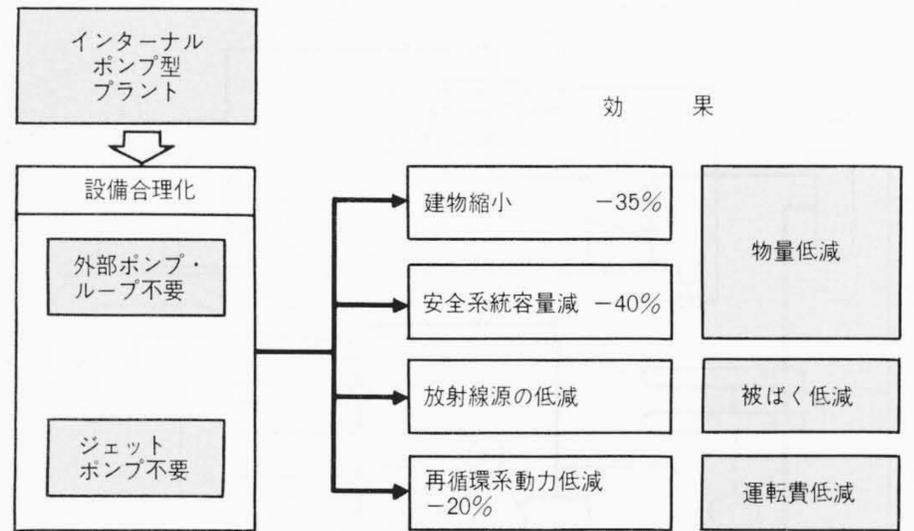


図9 インターナルポンプの採用による効果 インターナルポンプの採用は、プラントの運転性、安全性向上のほか、建屋縮小や放射線源の低減など大きなメリットをもたらした。このポンプは、日立製作所で既に国産化し、外国品に勝る性能を確認している。

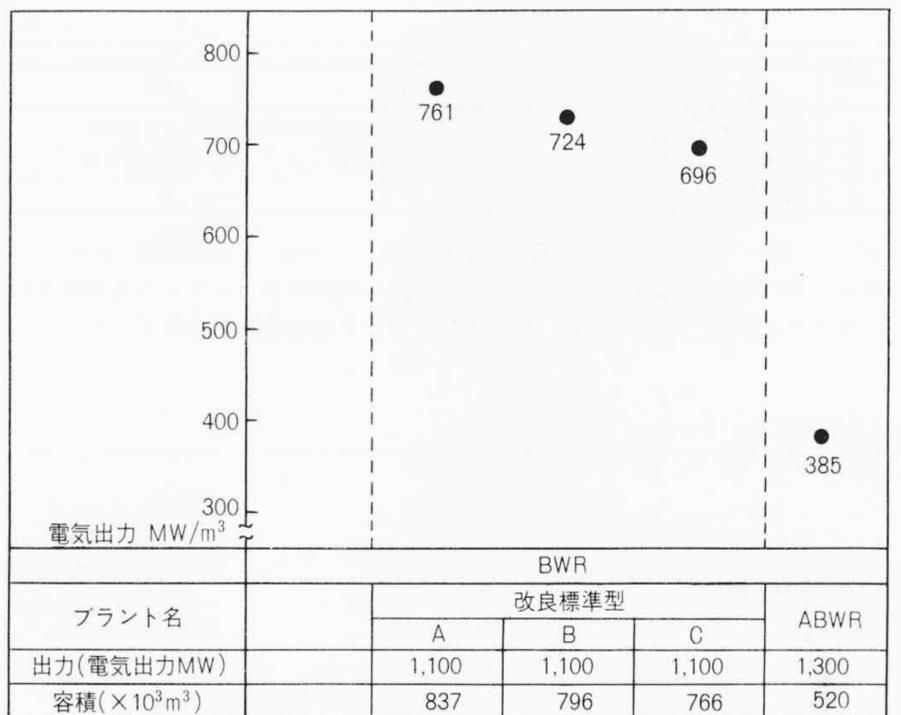


図10 建屋容量の低減 ABWRは系統・機器の合理化に加え、建屋内配置の合理化・最適化を行ない、容量の低減を図っている。

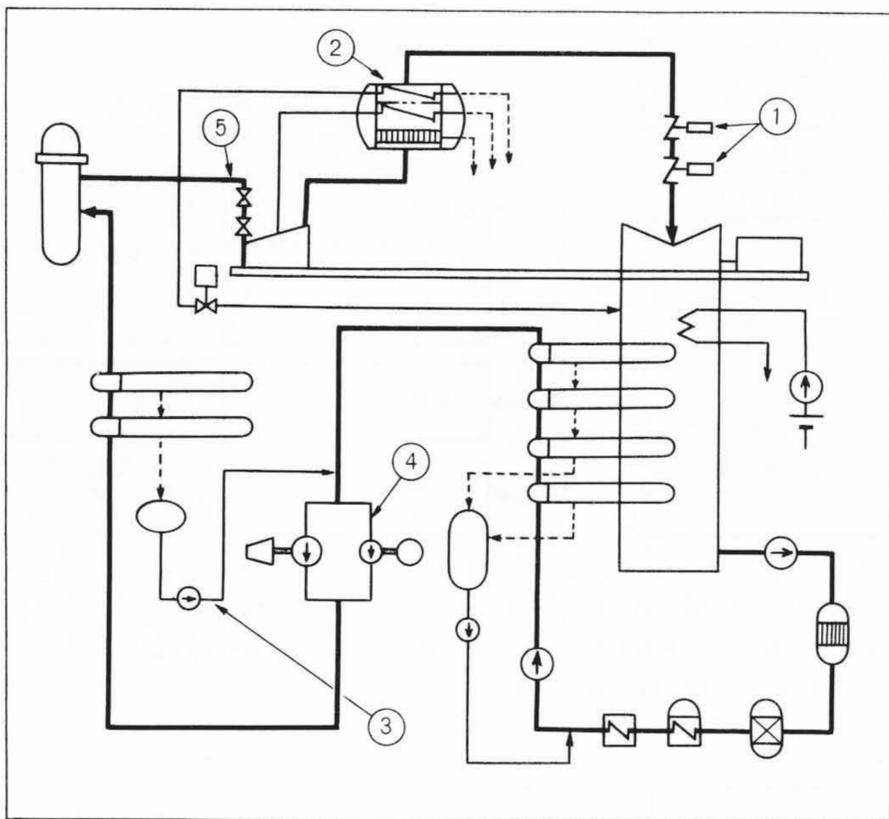
プラントの熱効率向上などを目的にタービン設備側では、過去のプラント運転実績などをもとに、図11に示すように総合的な合理化設計を実施している。

組合せ中間弁のバタフライ弁化、給水加熱器ドレンシステムの改良などを行ない、原子炉系の最適化を図ることにより熱効率のいっそうの向上を実現したほか、湿分分離加熱器のコンパクト化、復水器設計温度の最適化、サイドエントリー方式の主蒸気管など、配置上の最適化を図った合理化設計も行なっている。また、プラント運転実績などに基づいて、電動機駆動給水ポンプの1台化設計を採用するなど、新しい考え方と実績ある設計の採用により、タービン建屋全体配置を合理的に最適化し、建屋をコンパクトなものに仕上げている。

(3) 廃棄物処理設備の高性能・合理化技術

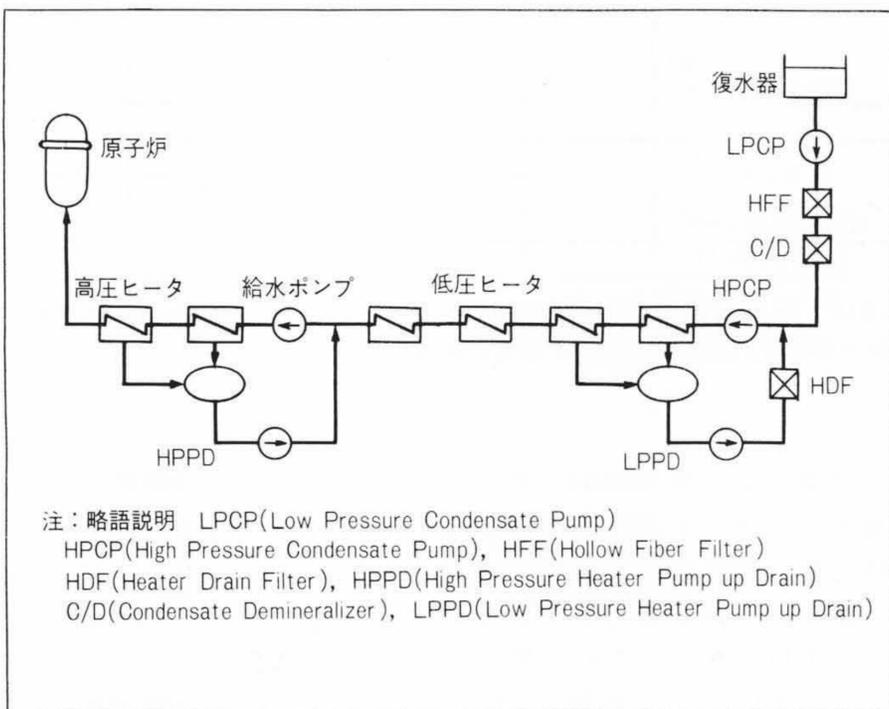
廃棄物処理設備のうち気体廃棄物処理系については、先行プラント運転実績に基づいて希ガス放出率などの合理的な見直しや吸着塔内ガス流速評価に基づく塔径大型化などにより、希ガスホールドアップ塔数を削減したほか、静的機器の1系列化などを実施している。

更に、液体・固体廃棄物処理設備については、図12に示すように上流側の給水加熱器ドレンシステムの改良により、使



項番	項目	項番	項目
①	組合せ中間弁のバタフライ弁化	④	電動機駆動給水ポンプ1台化
②	湿水分離加熱器コンパクト化	⑤	サイドエントリー型主蒸気管
③	給水加熱器ドレンシステム		

図11 タービン設備の主要合理化項目 プラント運転実績に基づいて、種々の合理化・高性能化を行なっている。これら新技術のベースとなる中間弁のバタフライ弁化、コンパクト湿水分離加熱器などは既に開発を完了した。



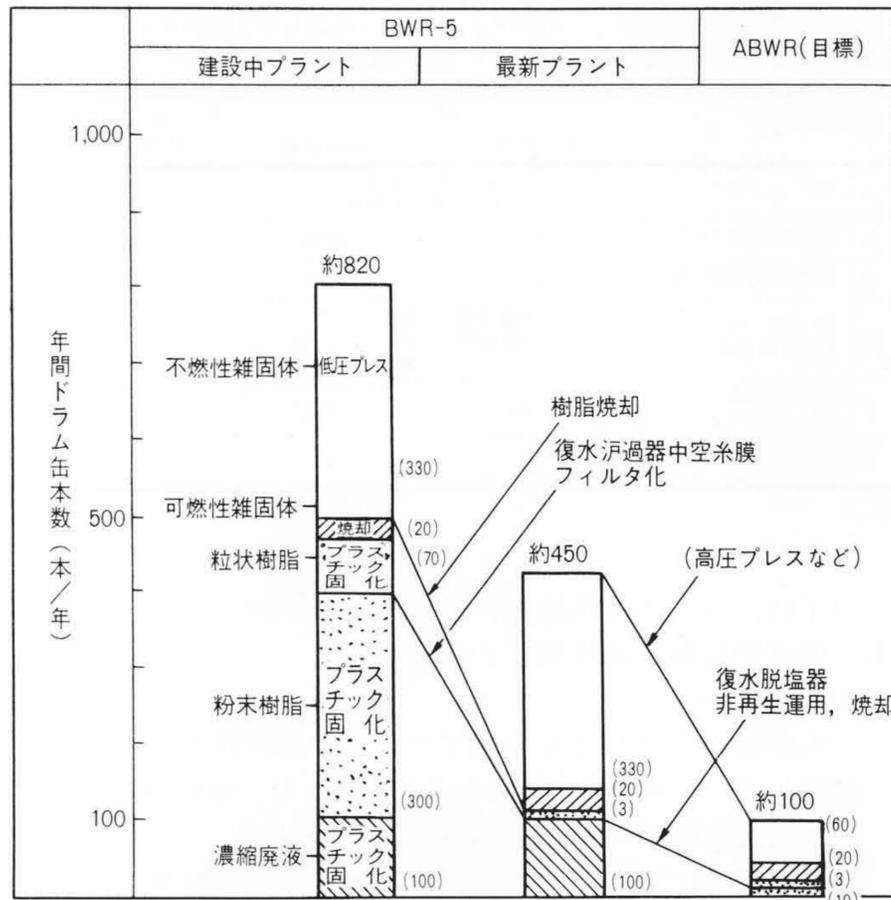
注：略語説明 LPCP(Low Pressure Condensate Pump)  
 HPCP(High Pressure Condensate Pump), HFF(Hollow Fiber Filter)  
 HDF(Heater Drain Filter), HPPD(High Pressure Heater Pump up Drain)  
 C/D(Condensate Demineralizer), LPPD(Low Pressure Heater Pump up Drain)

図12 給水加熱器ドレンシステム 本システムは、最終的にはHPPD・LPPD構成で簡素化、高効率化を図る。

用済み樹脂発生量の低減を図るなどのほか、樹脂焼却、高圧プレスなどの技術導入で減容することで、図13に示すようにドラム缶発生本数を年間当たり100本にする計画である。

#### 4 結 言

ABWRは従来のBWRに新技術を取り込み、軽水炉の最終像を目指して開発してきたものであるが<sup>5)</sup>、新技術に対しては実証、確認を目的に官民一体の確証試験、電力共通研究、更にはメーカー独自の自社研究などを広範に実施してきた。これら開発設計、研究が完了した段階で、プラントの性能である



注：電気出力1,100MW実績予想

図13 ドラム缶発生本数(本/年) プラントでの液体・固体廃棄物量は、上流側システムの改良、運転実績による設計の合理化などにより、年間当たりドラム缶100本程度に低減できる。

諸特性を評価してみると、表2に示すように現存する最良の軽水炉である改良標準型BWRの実績をすべての面でしのいでいることも示された。これはひとえに東京電力株式会社殿をはじめ東北電力株式会社殿、中部電力株式会社殿、北陸電力株式会社殿、中国電力株式会社殿及び日本原子力発電株式会社殿の御指導・御支援のたまものであり、深く感謝する次第である。

#### 参考文献

- 1) 内ヶ崎, 外: 改良標準化ベースプラント東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機の特徴, 日立評論, 66, 4, 255~260 (昭59-4)
- 2) 岸本, 外: Start-up Experience and Operating Performance with First Installation of Japanese Improved and Standardized 1,100MWe BWR, 2F-2 第2回原子力熱流動と運転に関する国際会議 (昭61-4)
- 3) 高島, 外: ABWR(新型沸騰水型原子力プラント)の開発, 日立評論, 66, 4, 305~310 (昭59-4)
- 4) 高島, 外: 新型軽水炉ABWR開発の現状, ISU原子力シリーズ No.151 (昭60-4)
- 5) 峰松: 新型軽水炉ABWR開発の進捗状況, 日本原子力情報センター, 資料No. 8503260, 17~30 (昭60)