

特 集

核エネルギー利用技術の進歩

軽水炉技術の高度化(ABWR)

Sophistication of Light Water Reactor (ABWR)

板 野 清 司*

Kiyoshi Itano

1. はじめに

我国の沸騰水型原子力発電は、現在、設備利用率約75%と高い実績を示しているが、開発初期(昭和50~52)においては、配管の応力腐食割れ等の初期トラブルのために設備利用率が20%を下まわるといふ苦い経験をした。

そこで各BWR(沸騰水型軽水炉)電力は、これの改善のために鋭意研究開発を進め、応力腐食割れ対策、熱疲労割れ対策等を運転中プラント及びその後建設されたプラントに逐次適用してきた。さらに福島第二原子力発電所第2号機以降のプラントには格納容器の大型化など、国の第1次、第2次軽水炉改良標準化計画に沿った、信頼性、作業性、作業者の受ける放射線量の低減等の対策が採られ、従来のプラントに比べ格段に優れたプラント性能が得られている。これらのプラントは基本的にはGE(ゼネラルエレクトリック)社の基本設計を踏襲したものである。

一方、その間欧州でもアセア・アトム社(現アセア・ブラウン・ボベリ・アトム社;スウェーデン),KWU社(西独)などが独自の技術開発を進め、良い実績をあげていた。そこで東京電力(以下当社は、一層の(1)安全性・信頼性の向上,(2)設備利用率の向上,(3)作業者の受ける放射線量の低減,(4)放射性廃棄物発生量の低減,(5)運転性の向上及び(6)経済性の向上を図ることを目標に、これまでの運転、建設の経験により著しく向上した国内メーカーの技術と、世界のBWRメーカーの独創的な優れた技術を結集し、その時点で考えうる理想的な設計を指向した技術開発を進めることが必要であると判断した。

上記の当社の意向に沿って、GE社は理想的BWRの開発について、東芝、日立、アセア・アトム社、アンサルド・メカニカ・ニュークレーレ社(イタリア)と協議を行ない、当社に対して、そのフィジビリティスタディの実施を提案して来た。これが改良型BWR(Advanced Boiling Water Reactor; ABWR)開

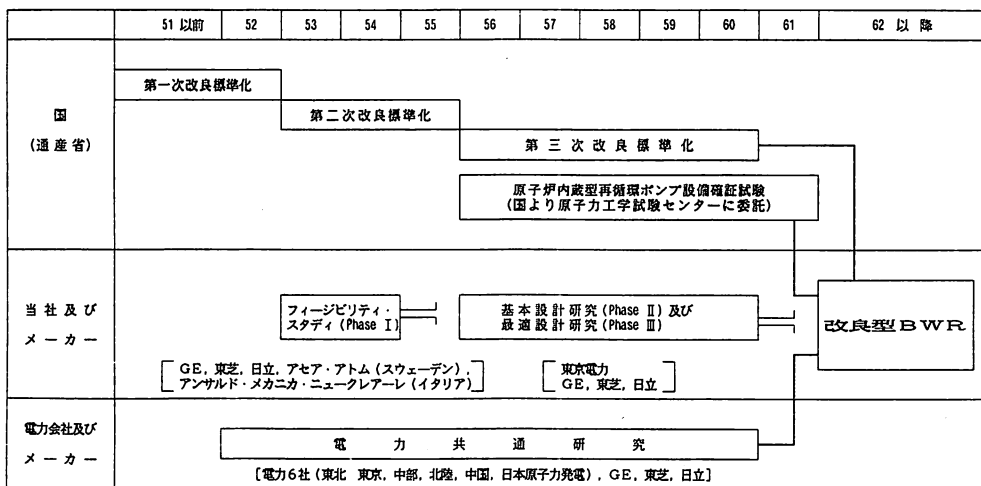


図 - 1 改良型BWRの開発の経緯

* 東京電力(株)原子力発電部副部長
〒100 東京都千代田区内幸町1-1-3

表 1 研究開発一覧

	項 目	契 約 契 態	実施年度
1	インターナルポンププラントのプロダウン試験	BWR電力とGEとの電力共研	56～59
2	インターナルポンプ急速コーストダウン時の熱的余裕確認試験		56～58
3	インターナルポンププラントの安定性解析に関する研究		56～58
4	ほう酸水の混合現象に関する研究		56～58
5	改良型CRDの実プラント試験		56～元
6	格納容器水平ベント方式の確証試験（その1）		60～61
7	炉心スプレイスパージャの開発に関する研究	BWR電力と東芝／日立との電力共研	56～60
8	炉心スプレイ低流量時の熱伝達に関する研究		56～60
9	低圧損型燃料スペーサの開発に関する研究		56～59
10	コンクリートPCVの構造評価及び基準確立のための実証試験		56～62
11	改良型制御棒駆動機構の開発		56～62
12	改良型CRD交換装置の開発		56～60
13	原子炉再循環系新型ポンプシステムの開発に関する研究		56～58
	(1) インターナルポンプシステム概念設計及びポンプ確認試験		
	(2) インターナルポンプ耐震性の検討		
14	(1) 炉内構造物流動振動試験（縮小モデル試験）（その1）		56～60
	(2) 炉内構造物流動振動試験（縮小モデル試験）（その2）		56～60
15	RPV下鏡自動ISI装置の開発に関する研究		56～59
16	改良型MSIVの研究		56～60
17	タービン再熱器の確認試験	57～59	
18	格納容器水平ベント方式の確認試験（その2）	60～61	
19	原子炉内蔵型再循環ポンプ設備確認試験	国より原子力工学試験センターへの委託	56～61

発の始まりである。

当社はこのフィージビリティスタディ（Phase-I、昭和53年7月～54年10月）の成果報告を受けてABWRの開発を進めることを決定し、ABWRの基本設計をまとめることを目的とした基本設計研究（Phase-II 昭和56年7月～58年6月）とコストダウンを目的とした最適設計研究（Phase-III、昭和59年7月～60年12月）の3段階に分けたABWRの研究を実施した。その結果として性能的にも経済的にも優れた新設計のBWRの基本設計が完成した。

また、ABWRの開発は国の第3次軽水炉改良標準化計画の主要項目の1つとしても取り上げられるとともに、「原子炉内蔵型再循環ポンプ設備確認試験」が国から原子力工学試験センターに委託され、昭和56年度より昭和61年度まで実施された。

さらに上記の国の委託研究に加え、国内のBWR電力の協力を得てABWRに関連した研究をBWR電力共同研究として実施し、その大半は昭和60年度に

終了している。

当社では、このABWRを柏崎刈羽原子力発電所第6、7号機に採用することとしており、目下国の安全審査を受けているところである。

改良型BWRの開発経緯を図-1に、研究開発の一覧を表1に示す。

2. 概要（プラントの特徴）

2.1 設備の概要

ABWRの最も重要な技術的特徴は、従来型BWRの原子炉再循環系外部ループを削除し、それにかえて原子炉圧力容器内蔵型のインターナルポンプを採用している点にある。この他にも改良型制御棒駆動機構（改良型CRD：FMCRD）、鉄筋コンクリート造格納容器（RCCV）等の採用といった技術的特徴を持ったプラントである。

ABWRの主な特徴を図-2に示す。またABWRと従来型BWRの仕様比較を表2に示す。

表 2 改良型 BWR と従来型 BWR の主要仕様比較

項 目	改良型 BWR (ABWR)	従 来 型 B W R
電 気 出 力	1,356 MWe	1,100 MWe
原 子 炉 熱 出 力	3,926 MWt	3,293 MWt
原 子 炉 圧 力	73.1 kg/cm ²	71.7 kg/cm ²
給 水 温 度	215.5 °C	215.5 °C
定 格 炉 心 流 量	58 × 10 ⁶ kg / Hr	48.3 × 10 ⁶ kg / Hr
燃 料 棒 配 列	新 8 × 8	新 8 × 8
制 御 棒 本 数	205 本	185 本
炉 心 平 均 出 力 密 度	50.6 kW/ℓ	50.0 kW/ℓ
原 子 炉 内 径	約 7.1 m	約 6.4 m
圧 力 容 器 高 さ	約 21m	約 22m
原 子 炉 再 循 環 系 (ポンプ台数)	インターナルポンプ (10台) 方式	外部再循環ポンプ (2台) + ジェットポンプ (20台) 方式
制 御 棒 駆 動 方 式	微調整電動式	水圧駆動式
ス ク ラ ム 方 式	水圧駆動高速スクラム方式 (制御棒 2 本につき水圧ユニット 1 基)	同 左 (制御棒 1 本につき水圧ユニット 1 基)
非 常 用 炉 心 冷 却 系	低圧注水系 (3系統) 高圧炉心注水系 (2系統) 原子炉隔離時冷却系 (1系統) 自動減圧系	高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 (3系統) 自動減圧系
原 子 炉 停 止 時 冷 却 系	3系統	2系統
原 子 炉 格 納 容 器 形 式	鉄筋コンクリート造ライナー内張	鋼製自立式
タ ー ビ ン 形 式 (50 Hz)	TC6F-52" (2段再熱)	TC6F-41"

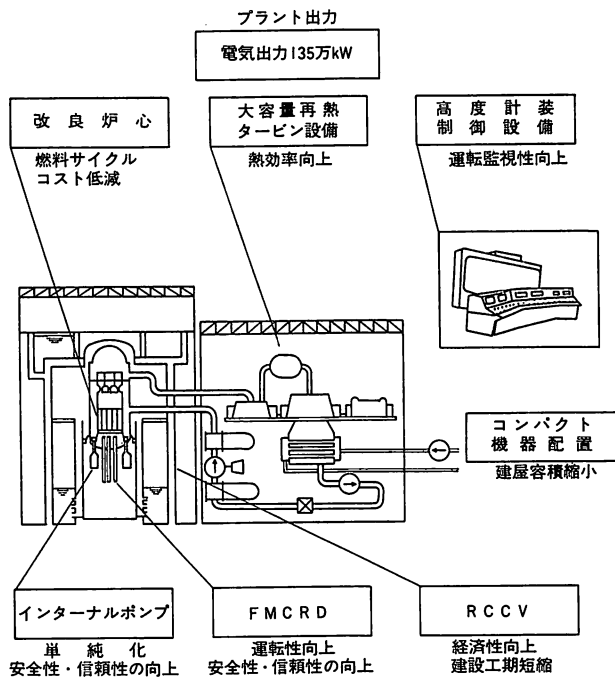


図 - 2 改良型BWRの主な特徴

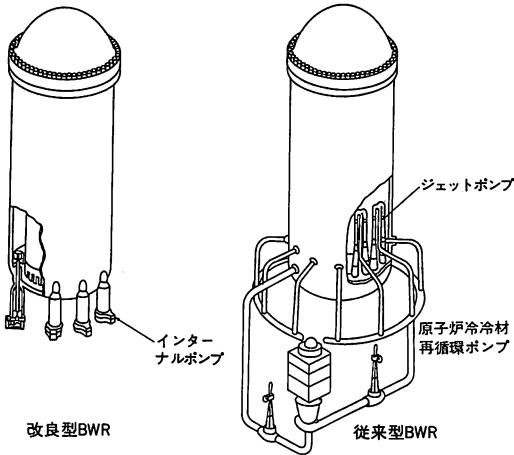


図-3 改良型BWRと従来型BWRの比較

いたこの配管の破断を想定する必要がなくなり、結果として非常用炉心冷却系の容量の低減が図れる。

- ② 外部再循環配管、弁及び外部ポンプがなくなるため、原子炉格納容器の容積を縮小でき経済性向上に寄与するとともに、原子炉压力容器の据付位置を下げる事が可能となり、耐震設計上有利となる。
- ③ 上記の外部再循環ループの削除により、供用期間中検査の対象の溶接部が減少すると同時に、同ループからの放射線照射がなくなるため、原子炉格納容器内での作業者が受ける放射線量が減少する。
- ④ インターナルポンプは慣性が小さく、加えてサイリスタ電源を採用していることにより制御応答性が向上する。

(2) 改良型 CRD

ABWR では原子炉の出力制御装置として、従来型CRDに代え、改良型CRDを採用している。(図-4) 改良型 CRD を採用することによる効果は以下の通りである。

- ① 従来型 CRD の駆動方式である水圧駆動方式に加え、電動駆動方式を採用したことにより、駆動源が多様化(スクラム機能:水圧、常駆動機能:電動)し、安全性及び信頼性の向上が図れる。
- ② 制御棒操作の自動化及びギャングモード操作(複数の制御棒一括挿入/引抜する操作)が可能となり、起動時間が短縮するため、稼働率の向上が図れる。
- ③ 従来型 CRD に比べ1操作ステップ幅が小さいため、制御棒操作時の燃料への影響が低減して、負荷追従性能の向上が図れる。

(3) 大容量化及び熱効率の向上

ABWR は、原子力発電所の建設用地の有効利用を図ると同時に、プラント出力を大容量化してスケールメリットによる発電単価低減を図るために、電気出力を135.6万kW_eとしている。

また、高効率52インチ最終段翼タービン、再熱サイクル方式、ヒータードレンポンプアップ方式等を採用すると共に、タービン入口蒸気圧力を上げることにより従来型 BWR に比し熱効率を向上している。

(4) 改良炉心・燃料

燃料棒の上下方向に反応度差を設けた燃料を装着して軸方向出力分布の平坦化を図った改良炉心を採用し

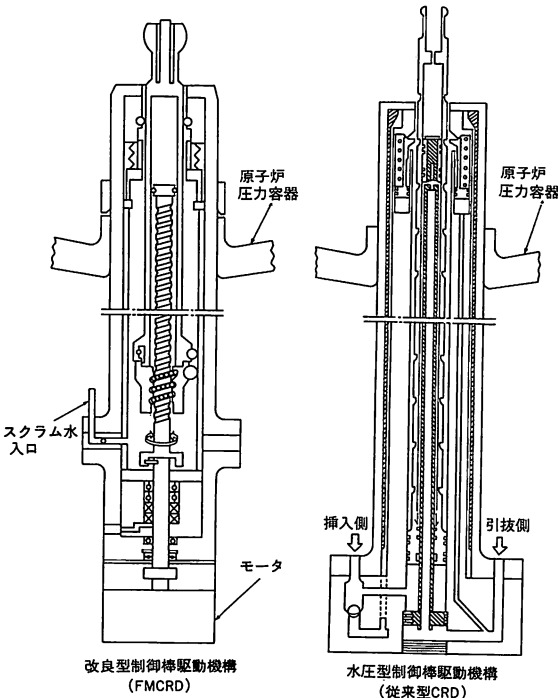


図-4 制御棒駆動機構の比較

(1) インターナルポンプ

ABWR は、原子炉压力容器にインペラを持つインターナルポンプを設置することにより必要な炉心流量を確保し、外部再循環ループとジェットポンプをなくしている。(図-3)

インターナルポンプを採用することによる効果は以下の通りである。

- ① 外部再循環配管がなくなるため、従来想定して

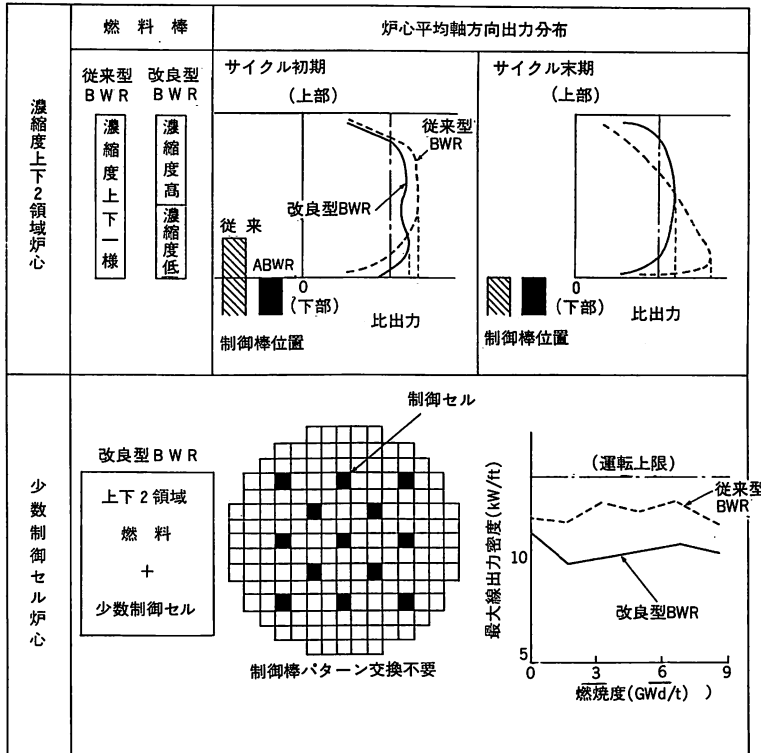


図-5 改良炉心・燃料の特徴

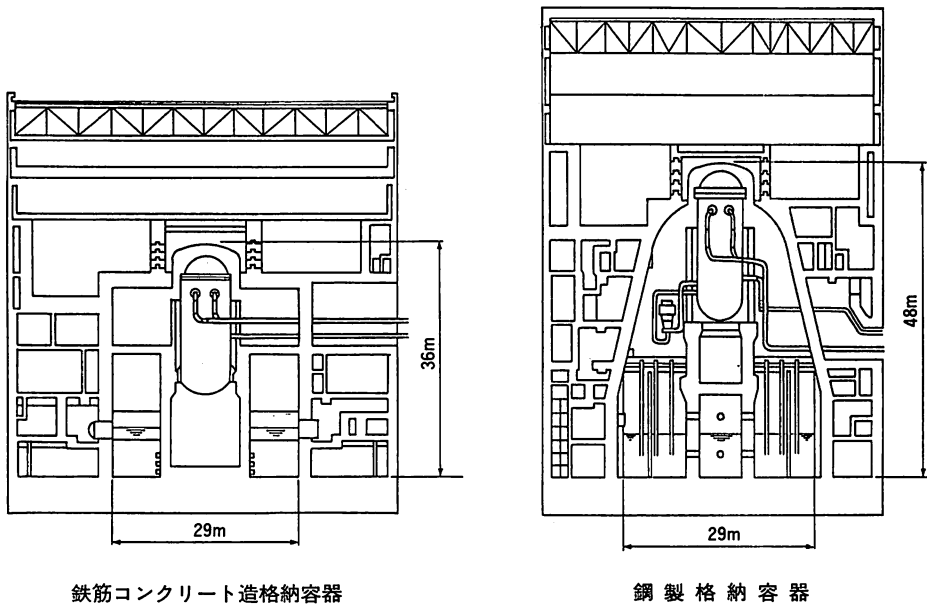


図-6 格納容器の比較

ている。また、運転中に反応度調整操作を行う特定の制御棒の周りに、低反応度燃料集合体を配置した炉心構成としている。(図-5)

なお、ABWRが実際に建設されるまでには、高性能燃料の確証試験も完了の予定であり、さらに一層、稼働率の向上及び燃料サイクルコストの低減が期待で

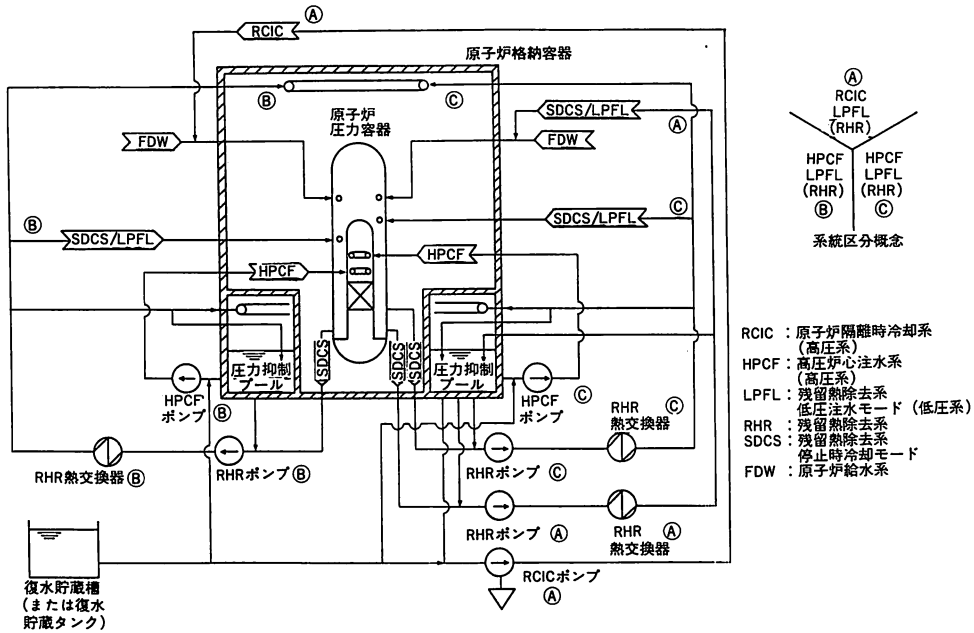


図-7 ECCS系統構成

きる。

(5) 鉄筋コンクリート造格納容器 (RCCV)

ABWRは、従来の鋼製自立型格納容器に代え、原子炉建屋と一体化した同筒型鉄筋コンクリート造原子炉格納容器を採用している。この格納容器は、耐圧機能を受け持つ鉄筋コンクリート部と耐漏洩機能を受け持つ鋼製ライナー部から構成され、(図-6)原子炉建屋と一体化した結果、耐震性が向上している。また原子炉建屋については、インターナルポンプ及びRCCVの採用、機器・システムの最適化、建屋内配置計画の適正化及び建築構造設計の合理化を行うことにより、建屋体積は従来に比べ大幅に縮小している。

以上により、ABWRは、鋼材量及びコンクリート等構造材の削減による経済性の向上及び原子炉建屋とRCCVの同時施工による建設工程の短縮を図っている。

(6) 非常用炉心冷却系 (ECCS)

ABWRのECCS系は、高圧系と低圧系を組合せ、信頼性の高い独立3区分構成としている。また、万一冷却材喪失事故が生じて炉心部が露出しない冠水能力を有しており、より一層の安全性の向上が図られている。(図-7)

(7) 最新の電子技術

ABWRでは、マンマシンシステムの改良、大幅な自動化の採用、運転支援機能の充実及び制御盤のコン

パクト化により現在の中央制御システムをさらに高度化し、より一層、運転が容易になるよう配慮しており、その結果起動時間の短縮及びワンマン運転が可能となっている。さらに、各システムの監視制御には、マイクロプロセッサを用いた総合デジタル制御システムを採用すると共に、情報伝達には光多重伝送を適用し、制御盤のコンパクト化・合理化とケーブル量の削減を図っている。

また自動診断機能を付加することにより、信頼性、保守性の向上を図っている。

(8) 放射性廃棄物発生量の低減技術

ABWRでは、放射性廃棄物発生量の少ないろ過器の採用や、放射性廃棄物の減容性の高い焼却設備の採用により、放射性廃棄物発生量の低減を図っている。

2.2 ABWRプラントの評価

前節で述べた技術的特徴により、ABWRは以下に概説するプラント総合特性を有している。

(1) 高い信頼性・安全性

ABWRは実証された技術を基本とした系統構成として信頼性を確保している。また、インターナルポンプの採用に伴う大口径配管の削除により、いかなる配管破断を想定しても炉心冠水が維持できる設計となっており、安全性が向上している。その他にも、高圧系のECCSを独立3系統構成にするなど、安全性を一段と向上するよう設計上の工夫がなされている。

(2) 高い稼働率・設備利用率

インターナルポンプ、改良型CRDの採用及び作業方法の改善等により、55日の定期検査期間が確保される。さらにプラントの自動化及び改良型CRDの採用による起動時間の短縮によって、12ヶ月運転ベースで約87%という高稼働率の達成が可能である。さらに、検査の合理化などが可能となった場合、定期検査期間が45日まで短縮可能となるので、運転の長期連続運転と併せ、さらなる以上の高稼働率の達成も可能である。

(3) 作業者の受ける放射線量の低減

ABWRでは、外部再循環配管の削除により、格納容器内線量率が低減することに加え、低コバルト材の適用範囲の拡大、Fe/Ni比コントロールによる水質管理等、従来型BWRで実施している線量低減対策をきめ細かく推進することにより、さらに線量の低減が期待できるものと評価している。

(4) 放射性廃棄物発生量の低減

プラント全体として廃棄物発生量の抑制を図ると共に、中空系フィルタを用いた復水ろ過装置の採用、タービン復水系の復水脱塩塔の非再生運用とこれに伴う濃縮廃液の低減、雑固体と使用済樹脂の一括焼却処理の採用等によりドラム缶発生量の大幅な低減を図っている。

(5) 優れた運転性

ABWRでは、再循環流量制御のみで100%出力から70%出力まで、さらに制御棒操作を併用すれば100%出力から50%出力までの大幅な負荷追従運転が可能である。また、インターナルポンプによる迅速な出力応答性(60%/分)を活用し、自動周波数運転

(AFC運転)を容易にする等、運転性の大幅な向上が図られている。

(6) 経済性の向上

ABWRの技術的特徴を生かし、かつシステム・機器の合理化を行うとともに、その配置の最適化を図ることにより建屋の体積を従来型BWRの約70%まで削減する計画である。また、建設工期も岩盤検査から運開まで48ヶ月を計画している。この結果、ABWR(135.6万kWe)は、従来型BWR(110万kWe)と同等の価格(建設単価で約20%減)で建設することが可能である。

3. 結論

エネルギー寡消費化が進む中で、現在コジェネレーションシステムの普及などエネルギー間の競争が進展している。このような状況下で原子力に対する経済性の要請は一段と高まっている。一方、安全確保に関する社会的要請も、昨今、より一層厳しくなっている。

当社は、原子力をとり巻くこうした情勢においても、十分社会的要請、電源開発上の要求に応え得る原子力発電プラントとして、ABWRを柏崎刈羽原子力発電所第6,7号機に導入することとし、目下国の安全審査を受けているところである。

同プロジェクトの具体的な運営は、東芝、日立、GEのジョイント・ベンチャー(JV)方式で行うこととしており、建設に携わる各社が国際的協力の下、技術を結集して、より一層安全で経済性の高いプラントの実現に向けて今後共、一層努力していくことが重要であると考えている。

