

世界初の改良型 BWR (ABWR) 柏崎刈羽原子力発電所 6 号機の完成

Kashiwazaki-Kariwa Unit No. 6 Begins Commercial Operation as World's First ABWR

松村 誠
M. Matsumura

池田 統洋
M. Ikeda

岡部 登
N. Okabe

わが国の原子力発電所は 1969 年に初めて運転が開始され、現在 50 基 4,200 万 kW を超え、わが国の発電設備容量の約 20 %、発電量で約 30 % を占めるに至っている。

次期軽水炉の本命として、当社が総力を挙げて、米国 GE 社、(株)日立製作所と協力して開発、建設を進めてきた改良型沸騰水型原子炉 (ABWR: Advanced Boiling Water Reactor) は、信頼性・安全性はもとより稼働率・運転性・保守性をいっそう向上させるとともに、廃棄物や線量当量を減らし、使いやすい世界的にもっとも優れた軽水炉を目ざしたものである。

この ABWR は東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所 6 号機、7 号機に世界初の採用となり、当社がメーカー 3 社国際ジョイントベンチャーの代表者に指名された 6 号機が 96 年 11 月 7 日営業運転を開始した。

Toshiba has been dedicating efforts to the development and construction of the advanced boiling water reactor (ABWR) in collaboration with General Electric Co. of the United States and Hitachi Ltd. of Japan, combining the latest technologies with other world-proven technologies to achieve even higher levels of sophistication.

The ABWR has been adopted for Units No. 6 and 7 of The Tokyo Electric Power Co., Inc.'s Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station for the first time in the world. Unit No. 6, with a capacity of 1,356 MWe, began commercial operation on November 7, 1996.

Toshiba has been designated the representative company for the ABWR joint venture among the three manufacturers of Unit No. 6.

1 まえがき

わが国の原子力発電が本格化しつつあった 1975 年ごろ、BWR において応力腐食割れなどの課題が顕在化し、設備稼働率が低下しつつあった。

これらの課題を克服し、またそれまでに蓄積してきた研究開発の成果や建設、運転の経験および世界にある BWR のよりよい技術を集め、かつ計測制御の分野の最新技術を取り入れて稼働率などに定量目標を設定して、将来にわたって BWR については世界の軽水炉の標準として位置づけられるプラントコンセプトを構築することが要望された。

78 年、日米欧の BWR メーカー 5 社 (東芝、(株)日立製作所、GE 社、アセア・アトム社: スウェーデン、アンサルド・メカニコ社: イタリア) が国際設計チーム (AET: Advanced Engineering Team) を編成し、ABWR の概念設計を開始した。

その成果は、東京電力(株)をはじめとする電力会社および国の高い評価を受け、81 年に以前から進められていた ABWR 電力共同研究をも受けとめ、第三次改良型標準化計画の中核として東芝、GE 社、(株)日立製作所 3 社が ABWR の基本設計および開発実証試験を行い、86 年に完了した。

さらに、その間に当社は自主技術の確立にも努めてきて

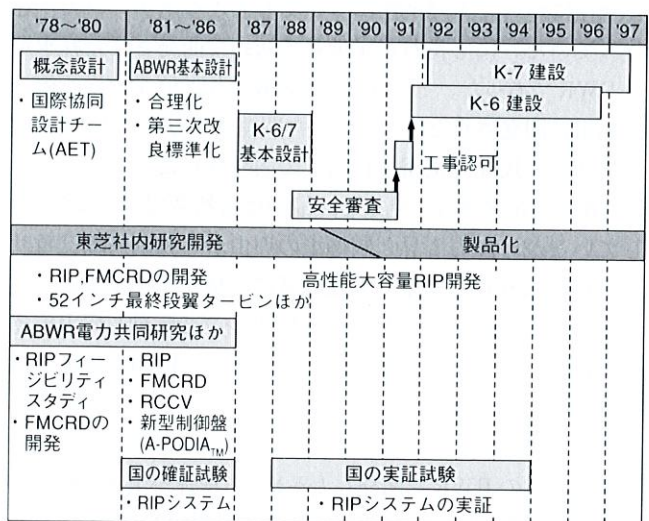


図1. ABWRの開発と建設の取組計画 国の改良標準化計画や電力会社の共同研究として官民一体となった開発推進体制が進められてきた。

Development and construction of ABWRs

おり、例えば原子炉内蔵型再循環ポンプ (RIP: Reactor Internal Pump)、また世界最大級の 52 インチ最終段翼タービンの開発をも完了した。

87年、東京電力柏崎刈羽原子力発電所6、7号機(K-6,K-7)を対象として基本設計が開始され、88年に設置変更許可申請、36か月の安全審査の後、91年5月に第一回工事計画認可申請、引き続き9月に6号機が、92年7月に7号機がそれぞれ着工した。

図1にABWRの開発と建設の取組計画を示す。

2 ABWRの技術的特長

BWRは、次に示す基本的な特性をもっている。

- (1) 沸騰水型の炉心であり、自己制御性、自然循環冷却能力が大きい。
- (2) 直接サイクルであり、系統が単純で信頼性が高い。
- (3) 炉心流量による出力制御が可能で、運転制御が容易にできる。
- (4) 圧力抑制型の特性を生かし、コンパクトな原子炉格納施設とすることができる。

ABWRはこれらの特性を生かしたうえで、改良炉心、RIPを採用した原子炉再循環系、改良型制御棒駆動機構(FMCRD: Fine Motion Control Rod Drive)、3区分の非常用炉心冷却系(ECCS: Emergency Core Cooling System)、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV: Reinforced Concrete Containment Vessel)など信頼性・安全性を確保した原子炉系、運転性を配慮した高度計測制御設備、効率的な大容量再熱タービン・発電機設備、徹底的な発生量の低減を旨とした廃棄物処理設備など数々の新技術を採用するとともに、システム・機器設計およびコンパクトな機器配置・建築設計を含めたトータルプラントの最適化を図った。

図2にABWRの新技術と特長を、表1に主要仕様を、また表2に向上項目を示す。

次章に新技術の特長を述べる。

表1. ABWRの主要仕様

Main specifications of ABWR

項目	ABWR	BWR-5	
電気出力	1,356 MW	1,100 MW	
原子炉熱出力	3,926 MW	3,293 MW	
原子炉圧力	73.1 kg/cm ² a	71.7 kg/cm ² a	
主蒸気流量	7,640 t/h	6,410 t/h	
給水温度	215°C	215°C	
定格炉心流量	52×10 ⁶ kg/h	48×10 ⁶ kg/h	
燃料集合体数	872 体	764 体	
制御棒本数	205 本	185 本	
炉心平均出力密度	50.5 kW/l	50.0 kW/l	
原子炉圧力容器	内径	7.1 m	6.4 m
	高さ	21.0 m	22.2 m
原子炉再循環方式(ポンプ台数)	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)	
制御棒駆動方式	通常	微調整電動式	水圧駆動式
	スクラム	水圧駆動式	水圧駆動式
非常用炉心冷却系	区分I: RCIC+LPFL(RHR)	区分I: LPCI+LPCS.ADS	
	区分II: HPCF+LPFL(RHR)	区分II: LPCI+LPCI.ADS	
	区分III: HPCF+LPFL(RHR) ADS	区分III: HPCS	
原子炉停止時冷却系	3系統	2系統	
原子炉格納容器形式	鉄筋コンクリート製ライナ内張り	鋼製自立式	
タービン形式	TC6F-52 インチ (2段再熱)	TC6F-41 インチ/43 インチ (非再熱)	

RCIC: 1系統の原子炉隔離時冷却系 LPFL: 低圧炉心注水系 RHR: 3系統の残留熱除去系
HPCF: 2系統の高圧炉心注水系 LPCL: 低圧注入系
HPCS: 高圧炉心スプレイ系 ADS: 自動減圧系 LPCS: 低圧炉心スプレイ系

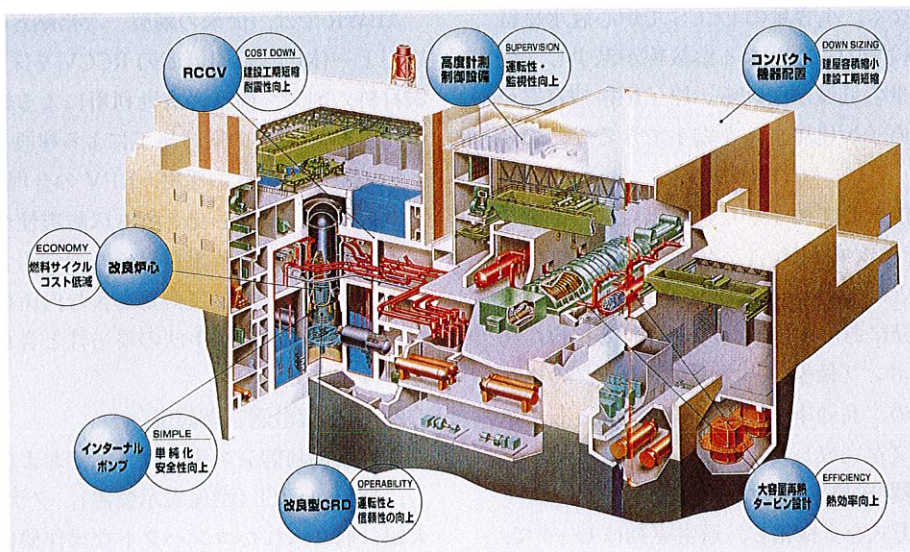


図2. ABWRの新技術と特長 世界で実証されたBWR技術を基に最新の開発技術を集大成したBWRプラントの決定版である。

System configuration of ABWR

表 2. ABWR の向上項目
Prominent features of ABWR

項 目	プラント	ABWR	BWR-5
建屋容積の低減		0.7	1.0
熱効率の向上 (%)		35	33
運転性の向上		A-PODIA TM *3	PODIA TM
制御性能の向上*1 (時間)		12	5
建設工期の短縮 (月)		48	53
建設単価の低減		0.8	1.0
廃棄物発生量の低減 (ドラム/炉・年)		100	800
線量当量の低減 (人・Sv/年)		0.36	1
定期検査工程の短縮 (日)		45	55
燃料サイクルコストの低減		0.8	1.0
信頼性の向上*2 (回数/炉・年)		0.1	0.4
稼働率の向上 (%)		87	75

* 1 : 原子炉高速自動起動

* 2 : スクラム回数

* 3 : Advanced-Plant Operation by Displayed Information and Automation

2.1 原子炉圧力容器および炉内機器

原子炉圧力容器 (RPV : Reactor Pressure Vessel) 底部の形状を半球形から皿形とし、また気水分離器スタンドパイプを短尺にするなど炉内構造物 (RIN : Reactor Internals) の最適化を図り、RPV の高さは 21 m とした。この結果、原子炉出力が増大したにもかかわらず、RPV の高さは 110 万 kW 級に比べ約 1 m 短縮している。

従来、主蒸気配管に設けられていた流量制限器を主蒸気ノズル部に移設することにより、冷却材喪失事故時の流出流量を抑え、原子炉格納容器ベント管の本数を削減した。

2.2 原子炉内蔵型再循環ポンプ (RIP)

RIP は RPV に直接設置されている。この RIP 方式では外部再循環ポンプと配管がないことから、大口径配管破断事故を想定する必要がなく、小容量の ECCS で炉心冠水維持を達成できる。定期検査の対象となる溶接線が減少し、従事者の受ける線量当量の低減が図れる。原子炉格納容器がコンパクトになり、原子炉建屋全体を縮小できるなどの効果がある。

RIP システムの機能として原子炉定格熱出力時の最大炉心流量は 10 台運転で達成するが、1 台停止時にも定格炉心流量が得られる構成としている。

当社は、RIP の開発にあたってドイツ KSB 社と技術提携を行い、当社独自のポンプ軸受部やウエットモータの絶縁技術などと融合を進め、高効率で振動も少なく安定した水力特性の高性能ポンプを完成した。

2.3 改良型制御棒駆動機構 (FMCRD)

FMCRD では駆動方式を多様化し、通常駆動はモータで、スクラム時は水圧で行う方式とした。これにより信頼性を高めるとともにプラントの自動化、制御棒の多数本同時操作が容易になり、起動時間の短縮が図れるほか、出力の調

整が迅速で、炉心出力分布もより平坦(たん)化できる。

駆動機構をメンテナンスフリーにするため摺(しゅう)動部をなくし、また中間フランジによる分割方式とし、軸封部は本体をはずすことなく点検できるようにするなど保守性の改善を図っている。

スクラム時には一つの水圧制御ユニットで 2 本の制御棒を動かす方式をとり、合理的にしている。

FMCRD はドイツ KWU 社の設計から ABWR 用に開発し、試作機によりその信頼性を確認した後、米国ラサール原子力発電所で 1 年半にわたるインプラント試験も実施した。

2.4 改良炉心

ABWR では、高燃焼度燃料などつねに最新の改良燃料を適切に採用できる設計としている。

燃料集合体間隔を 12 インチから 12.2 インチに広げ、水対ウラン比を増加させた炉心構成とし、炉停止余裕などの炉心特性の向上を図るとともに、運転期間の長期化への対応がより容易かつ経済的にできる設計としている。また、将来のプルトニウム燃料も包絡したパラメータを設定し、システムの設計を行っている。

2.5 非常用炉心冷却系 (ECCS)

ECCS については、RIP システムの特長を生かして高圧系を 3 系統に充実するなどの最適化を図り、高圧系と低圧系を組み合わせた信頼性の高い 3 区分構成とし、冷却材喪失事故後、短期から長期にわたり十分な炉心冷却能力をもつ設計としている。

この冷却性能は実寸大模擬燃料を用いた実験で確認し、また種々の開発した解析コードにより実験結果で示される現象を保守的に再現できることも確認している。

2.6 鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV)

ABWR では、従来の鋼製一次格納容器に代えて、原子炉建屋と一体化した円筒形の RCCV を採用したことにより、鋼材料の削減、構造の有効利用による経済性の向上と原子炉建屋と RCCV の同時施工による建設工期短縮を図った。

RCCV は、RIP の採用、RPV の合理化などによりコンパクトになり、低重心化とともに耐震性が向上している。

RCCV に接続する燃料プールなども含めて 1/6 スケールの大型モデルに、温度荷重を含む内圧荷重および地震荷重を作用させて、設計手法の妥当性と合わせてその構造健全性を確認している。

2.7 高度計測制御設備

中央監視制御システムは、主盤および大型表示盤構成とし、最新の CRT (画像表示装置)、フラットディスプレイを大幅に取り入れたコンパクトな操作盤により制御棒操作の自動化、スクラム後の定型操作の自動化、警報の集約化・階層化など運転支援の強化を図り、また重要情報を全運転員による共有化と一元化を図っている。同時にアナログ制

御に比べ、制御性能、信頼性ともに優れたデジタル制御および光伝送技術の適用を、また給水・再循環制御、廃棄物処理系制御、タービン制御を含む常用系などを段階的に適用し、ABWRでは安全系も含めプラント全体に適用範囲拡大を図っている。

安全保護系には、4区分のトリップチャネルに対し2 out of 4で動作する論理を導入している。また、安全系へのソフトロジックの適用では、設計レビュー、指針に基づく検証および健全性確認(V&V: Verification and Validation)などを行い、高い信頼性を確保している。

計測系では、起動領域および中間領域の中性子束を一つの固定式モニターで監視するSRNM(Startup Range Neutron Monitor)の採用など、信頼性、運転性および経済性の向上を図っている。

2.8 タービン設備

タービン設備は、従来型BWRの実績をベースに大容量化と熱効率の向上を図った。52インチの最終段翼をもつタービン、および湿分分離加熱器を採用するとともに、タービン入口圧力を増加させ、さらにヒータドレンをポンプで給水ラインに戻す“ヒータドレンポンプアップ方式”を採用するなどの改良により、従来の110万kW級BWRに比べ熱効率を約2%改善している。

タービン単体の能力は、従来の41インチ翼に比べて52インチ翼では最終段環帯面積が40%以上も大きくなっており、さらなる大容量化も対応可能である。

また、低圧タービン入口のインターセプト弁および中間止め弁はバタフライ弁を採用し、従来の組合せアングル弁に比べ、保守性の改善を図るとともに圧力損失を減らし、熱効率も向上させている。

2.9 廃棄物処理設備

ABWRでは、ヒータドレンのポンプアップ方式を採用することにより、復水流量を低減し、低レベル廃棄物の主要発生源である浄化系の容量を低減した。

一方、汙過助材を使用しない中空糸膜汙過装置を採用するとともに、復水脱塩装置のイオン交換樹脂は非再生運用としている。

濃縮廃液は固化により、また低レベル使用済樹脂と可燃性雑固体は焼却処理することにより、廃棄物発生量を大幅に低減している。

2.10 ABWR/K-6の機器配置の特長

K-6、K-7のプラントおよび建屋の基本計画にあたっては、ABWR特有の新技术・新設計のもつ長所、プラントの大容量化によるスケールメリット、およびツインプラント計画の長所を生かして、さらに経済性能を高めるように努めた。

原子炉建屋は、RCCVの特長を生かしてRCCVと建屋を一体構造として小型化を図るとともに、インターナルポンプの長所を最大に生かして、RPVの位置を下げ、建屋全体

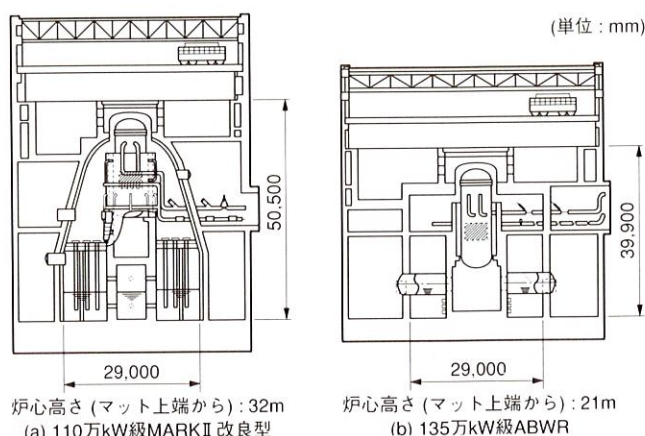


図3. 原子炉建屋の比較(K-6と110万kW級BWR) K-6ではRIPなどを採用し、建屋の低重心化を図りコンパクトで耐震性の優れた原子炉建屋を実現した。

Cross-section of reactor buildings for 1,100 MW-class and K-6 reactors

の低重心化を図った。

この結果、建屋の高さは、従来の110万kW級BWRの場合に比べて約10m低くすることができ、コンパクトで、かつ耐震性の点でも優れた原子炉建屋設計とすることができた。

図3に、従来の110万kW級BWR(MARK-II改良型格納容器)とK-6の原子炉建屋の比較断面を示す。

タービン建屋についても、主蒸気配管を高圧タービンの側面に配置する、いわゆるサイドエントリー方式を採用し主蒸気配管用のスペースを減らすなど、配置の合理化と建屋容積の縮小につとめた。また、制御室、廃棄物処理設備、サービス設備など共用できる設備については、両プラント間に集中配置して共用化し、また主排気筒についても、風洞実験評価をベースに、原子炉建屋と一体化した排気筒として、物量を低減した。

これらのくふうにより、K-6の建屋容積(m^3/kW)は、110万kW級BWRの約70%にまで削減することができた。

メンテナンス性についても、廃棄物処理建屋に、共用のタービンの分解点検スペースを確保したり、両プラントのタービン建屋天井クレーンが廃棄物処理建屋を通して相互乗入れできるようにくふうしている。

これらの結果、K-6では経済性に優れ、合理的かつ効率的な建屋構成と機器配置を実現することができた。

3 建設および試運転

K-6の建設は135万kW級のプラントを短工期で実現するため、以下のような改善工法を採用し、基礎コンクリート打設開始から初併入(送電)開始までを39か月で達成した。

3.1 全天候型建設工法

当社独自のこの工法により、本来屋外工事となる建築工事、RCCV 工事などが厳しい冬期の気象条件に左右されることなく行うことができ、建設工期の短縮に大きく寄与した。

3.2 先入れ工法の拡大

K-6 では、短縮された工程に対応するために、据え付けられる場所の天井が施工される前に、機械品などクレーンにより直接吊り込む対象を拡大した。

3.3 RCCV ライナの大ブロック化

K-6 では、RCCV 鋼製ライナ (6 mm 厚さで気密保持のため) 組立と建築側の鉄筋工事の相互干渉の軽減が工期短縮のポイントとなったことに伴い、下部ライナを大ブロック化し、大型クローラクレーンで吊り込み、工期短縮を達成した。

3.4 機器配管のモジュール化

K-6 では、従来から採用してきた配管、架台を主としたモジュールに加え、機器、電線管、計装配管なども組み込んだ高付加価値モジュールも採用し、先入れ工法との連携で搬入した。

3.5 自動溶接機の採用拡大

K-6 では、RCCV ライナはほぼ 100 %、原子炉系主要配管の全体の 60 % を占める自動溶接機の取付け可能な箇所はほぼ 100 %、また小口径配管の突合せに対しては新規に開発し、全面的に採用した。さらに、計装配管の自動溶接範囲も拡大した。

3.6 炉内構造物の工場組込み

K-6 では、炉内構造物の取付作業がクリティカルパスとなっていることにより、可能な範囲を工場で組み込むこととし、RIP ケーシング、炉心シュラウド、炉心支持板、ECCS 配管などを対象とした。また上部格子板、シュラウドヘッド、蒸気乾燥器は工場で仮据付けを行い、現地での本据付け工程を短縮した。

その他、総合デジタルシステムの採用に伴う電気試験ツールを開発、採用し確実性と省力化を図った。

なお、現地では工事安全が最重要事項であり、教育はもとより種々の施策を実施した。その結果、営業運転開始までの 550 万労働時間に対し重大災害ゼロという成績を残すことができた。

K-6 の試運転は、95 年 1 月 31 日の所内電源受電を受けて開始した。その後インターロック試験、機器単体試験、系統運転性能試験という順序の系統試験を 10.5 か月、低出力から高出力へ、静的試験から動的試験への基本的な方針のもとで、大気圧、核加熱、20 %、50 %、75 %、100 % 電気出力段階ごとの起動試験を 11.5 か月行った。

主な試験および K-6 が ABWR の初号機であることに伴う試験について以下に述べる。

3.6.1 RIP トリップ試験 RIP 1~3 台を手動でトリップさせ、燃料の熱的制限値が許容値を満たすこと、過渡応答が安定に整定することなどを確認した。なお、3 台トリップ時の炉心流量分布にも偏りのないことも確認した。

3.6.2 発電機負荷遮断試験 発電機の主遮断器を手動で開放し、燃料の熱的制限値が許容値を満たすこと、原子炉がスクラムすること (50 % 試験以上)、タービンが過速度トリップしないこと、発電機がトリップすることなど (50 % 試験以上) を確認した。

3.6.3 主蒸気隔離弁閉鎖試験 模擬信号により主蒸気隔離弁を全閉させ、主蒸気隔離弁の閉鎖時間が基準内にあること、原子炉がスクラムすること、燃料の熱的制限値が許容値を満たすこと、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれないことなどを確認した。

3.6.4 プラント高温起動試験 ABWR の特長である FMCRD の多数本制御棒同時操作、補機の起動停止などのサブープ自動化を活用し、負荷遮断から 90 % 出力までが 5 時間以内に、制御棒引抜きから定格出力到達までが 24 時間以内に可能であることも確認した。

3.6.5 RCCV 構造性能確認試験 RCCV が、内圧時およびその試験時の挙動から、外観上損傷が生じていないこと、最大変位と残留変位が予測値を超えないことを確認した。

3.6.6 RIN 流体振動試験 炉心流量を系統試験時は 120 %、起動試験時は 111 % で、流体振動によって生ずる RIN の応力が許容値内であることを確認した。

3.6.7 炉心安定性試験 自然循環曲線上での原子炉出力約 36 % までと 100 % 流量制御曲線上で安定性の減幅比を測定し、プラントが安定であることを確認した。

以上のように各種試験を実施し、最終的にプラント性能保証試験では発電端電気出力が保証値を超える結果となり、総合的機能・性能を十分発揮することを証明した。

試運転を行うにあたっては、世界初の ABWR での新技術、合理化設計の検証および先行機試運転経験の着実な反映を図った。また、ジョイントベンチャによる試運転をスムーズに行うため、各社間の取合い調整と円滑な情報処理に注力しつつ、試運転目標として“トラブルゼロ、ヒューマンエラーゼロ”を掲げ、設計・工場・現地試運転部門が一体となった試運転推進会議を設置し、活動した。

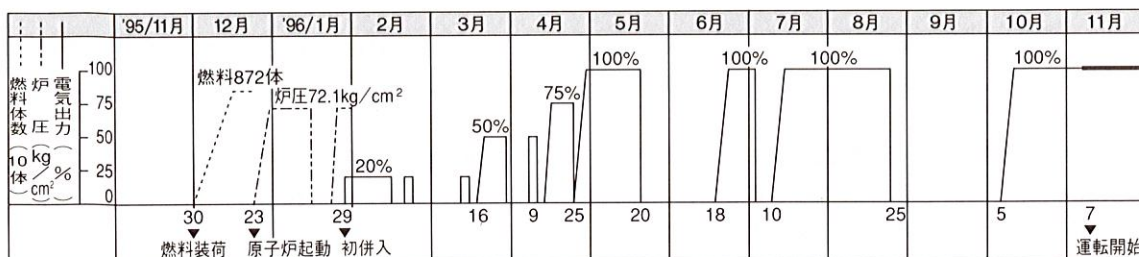
図 4 に建設工程と起動試験工程を示す。

4 定期検査工程および線量当量

定期検査工程は、ABWR で RIP、FMCRD、改良炉心などの採用により、点検、取替え数量が削減されること、および作業体制の充実、並行作業などにより 55 日、また燃料取出し本数削減や入替え方式の拡大などにより 45 日の見通

1991	1992	1993	1994	1995	1996	
着工	岩盤検査 ▼ 7/29	蒸気シフト開始 ▼ 11/3 中央マント完 ▼ 1/28		BV据付 ▼ 8/23	受電 ▼ 1/31 BV水庄 ▼ 5/18 燃料装荷 ▼ 11/30	初併入 ▼ 1/29 運転開始 ▼ 11/7

(a) 建設工程



(b) 起動試験工程

図4. 建設工程および起動試験工程 基礎コンクリート打設開始から初併入まで39か月、起動試験は実績8か月であった。
Construction and start-up schedule for K-6

しを得ている。

線量当量は、材料、水質管理、さらには作業管理面など総合的見地から対策を実施し、また、RIPの採用による供用期間中検査の削減、FMCRDの採用による作業時間の削減などと相まって平衡サイクルでも0.36人・Sv以下になると推定している。

5 ABWR/K-6の完成の意義

世界初のABWR/K-6の完成は次のとおり大きな意義をもっている。

- (1) 世界に先駆けて、改良型軽水炉であるABWRを完成させた。
- (2) プラントコンセプト構築時に、エンドユーザである電力会社と定量的目標値を設定し、それら目標達成を証明した。
- (3) わが国が主導で改良型軽水炉/ABWRを開発、設計、製作、建設、完成させた。
- (4) 開発が進められている他の改良型軽水炉と比較しても、物量、工期、出力拡張性、炉心柔軟性などに優位性がある。
- (5) ABWRとして確立したことにより、今後のプラント経済性の向上にめどをつけやすくなった。

6 あとがき

ABWR/K-6は、東京電力(株)の強力なご指導とご支援で、官民一体となった原子力推進体制の下、東芝、(株)日立製作所、米国GE社によるジョイントベンチャーで完成した。関係各位に感謝する。

地球環境をとりまく資源・人口・エネルギーの相関においても、とりわけ原子力エネルギーの位置づけは今後も変わることなく、またわが国が世界における原子力開発の重要な立場におかれつつあるものと確信している。

当社は、国内はもとより中国をはじめとする海外も視野に入れ、21世紀の標準改良型軽水炉を担うABWRに、よりいっそうの努力を傾注する所存である。関係各位のさらなるご指導、ご支援をお願いする次第である。

文 献

- (1) 友野勝也，他：改良型原子炉の開発と実用化，日本原子力学会誌，32，5，pp.426-454 (1990)
- (2) 可児次郎，他：柏崎刈羽原子力発電所6，7号機(ABWR)の建設，東芝レビュー，42，11，pp.830-833 (1992)
- (3) 庭野征男，他：東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所6，7号機の建設，東芝レビュー，48，11，pp.813-816 (1993)
- (4) 中井英人，他：東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所6，7号機の建設。東芝レビュー，50，11，pp.823-826 (1995)



松村 誠 Makoto Matsumura, D.Eng

エネルギー事業本部原子力技師長，工博。
日本機械学会，日本原子力学会会員。
Energy Systems Group



池田 統洋 Michihiro Ikeda

原子力事業部原子力技術部参事。
原子力発電プラントの建設プロジェクトに従事。日本機械学会，日本原子力学会会員。
Nuclear Energy Div.



岡部 登 Noboru Okabe

原子力事業部原子力フィールド技術部。柏崎刈羽原子力発電所所長。
Nuclear Energy Div.