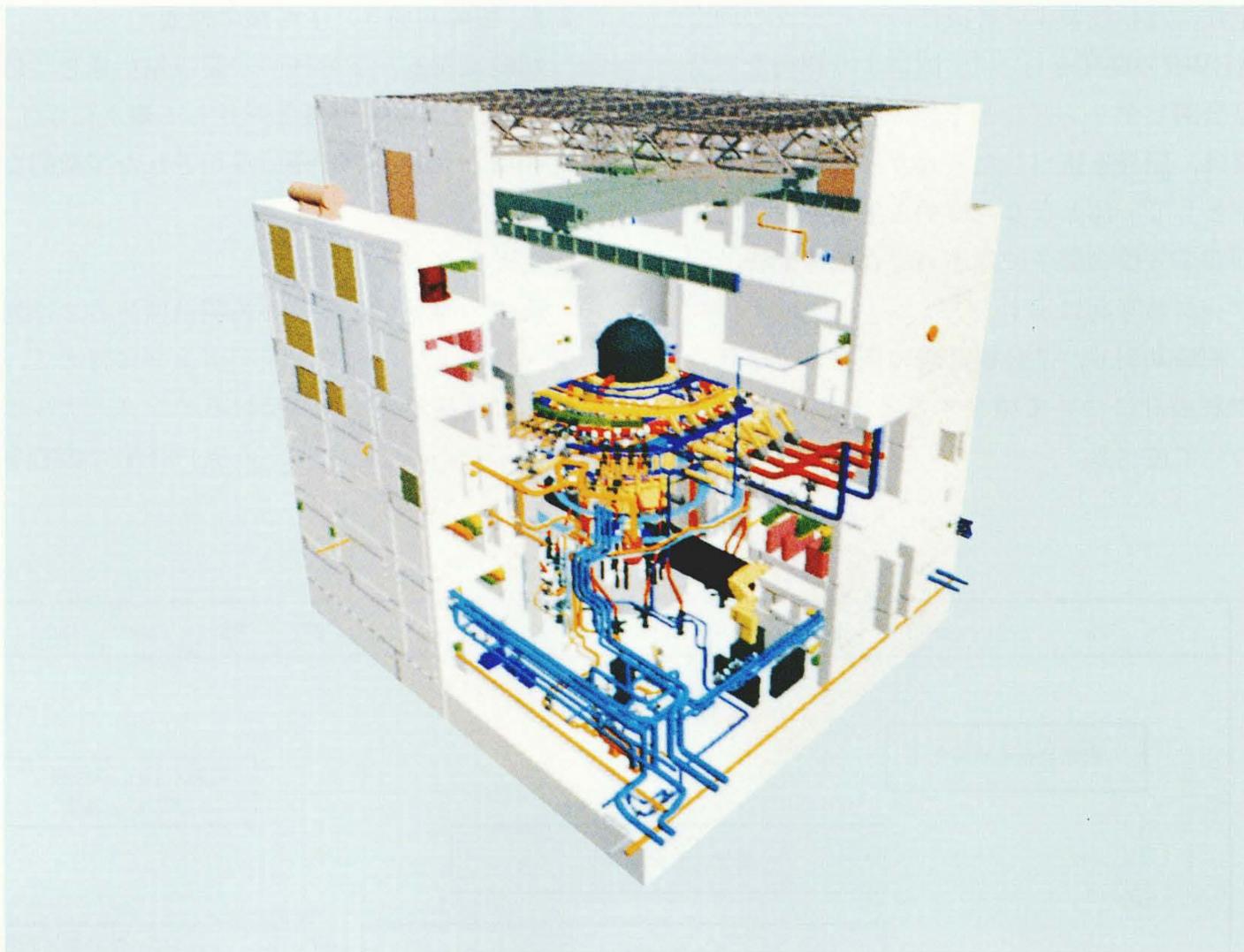


ABWR初号機・東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所6, 7号機の着工

Start of the Construction of Initial Advanced BWRs
—Kashiwazaki Kariwa Units 6 & 7—

山田保夫* *Yasuo Yamada*
古川秀康* *Hideyasu Furukawa*
吉田富治* *Tomiharu Yoshida*



東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所7号機の原子炉建屋 日立製作所では三次元レイアウトCAEシステムを利用して、総合配置配管計画を進めている。干渉あるいは保守性のチェックのほか、データベースを配管製作、現地建設計画などに活用している。

1970年代後半に開発に着手したABWR(改良型沸騰水型原子炉)の初号機である東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所6, 7号機が,平成8年および9年の営業運転開始の予定で着工した。世界最大級の単機容量1,356 MWのABWRは,よりいっそうの安全性, 運転性, 経済性などの向上を目指して開発さ

れたものである。今後,世界の標準プラントとしてわが国はもちろんのこと,海外での採用も期待されている。

日立製作所では新設計品に関するデザインレビューを綿密に行って,初号機から高度の信頼性を保つプラントとするように万全を尽くしている。

* 日立製作所 日立工場

1 はじめに

ABWR(改良型沸騰水型原子炉)の初号機である東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所6, 7号機(以下, 柏崎刈羽6, 7号機と言う。)が, それぞれ平成8年および9年の営業運転開始の予定で着工した。日立製作所は東京電力株式会社をはじめとするBWR(沸騰水型原子炉)電力会社の指導のもとで, 米国GE社および株式会社東芝と共同で安全性, 運転性および経済性のいっそうの向上を目指したABWRの開発を行った。国による綿密な安全審査, および公開ヒヤリングなどを経て着工した柏崎刈羽6, 7号機は, 開発を担当したメーカー三社がジョイントベンチャとして一体となり主機納入工事を推進している。柏崎刈羽7号機の原子炉建屋の総合配置配管計画の一例を前ページの写真に示す。

ここでは, 柏崎刈羽6, 7号機計画の概要および新設計品の品質保証設計について紹介するとともにABWRの定着化について述べる。

2 柏崎刈羽6, 7号機計画の概要

2.1 ABWRの開発経緯¹⁾

ABWRはいっそうの安全性, 信頼性の向上, 作業者の受ける線量の低減, 放射性廃棄物の低減, 運転操作性の向上および経済性の向上を目指して, 日・米・欧で実証された技術を集大成して開発されたものである。ABWRの開発工程を図1に示す。

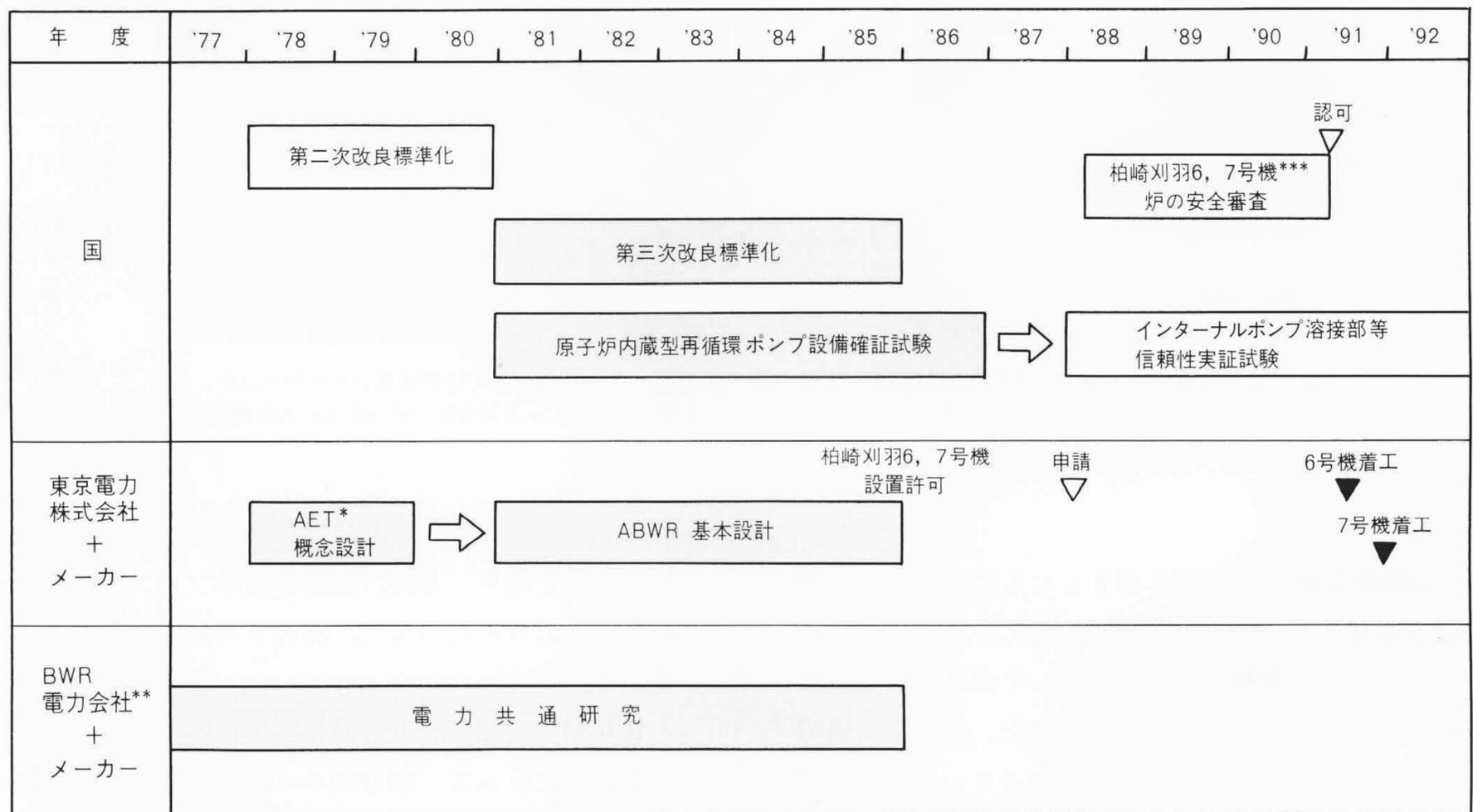
2.2 柏崎刈羽6, 7号機の概要²⁾

柏崎刈羽6, 7号機の主要設備仕様を, 最新の従来型BWRである同4号機と対比して表1に示す。

柏崎刈羽6, 7号機に採用された特徴的な技術は次のとおりである。

(1) 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2系列の大口徑配管・弁および外部設置大型ポンプに替えて, 原子炉圧力容器に直接溶接で取り付けるインターナルポンプ10台を設置した。これにより, (a)大口徑配管破断事故を想定す



注：* AET [Advanced Engineering Team ; 米国GE社, 日立製作所, 株式会社東芝, ASEA-ATOM社, AMN社のエンジニアが改良型BWR(沸騰水型原子炉)の概念設計をまとめるために編成した。]

** BWR電力会社(東京電力株式会社, 東北電力株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社および日本原子力発電株式会社)

*** 柏崎刈羽6, 7号機(東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所6, 7号機)

図1 ABWR開発の経緯 1970年代後半に着手したABWRは, 国, 電力会社およびメーカーの協力で開発され, 10年余りを経て初号機の着工を迎えた。

表1 ABWRプラント設備の基本仕様 ABWRプラントである柏崎刈羽6,7号機は、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、運転性などにいっそう向上を図っている。

項 目	柏崎刈羽6,7号機	柏崎刈羽4号機
電 気 出 力	約1,356 MW	約1,100 MW
熱 出 力	3,926 MW	3,293 MW
原 子 炉 圧 力	約7.17 MPa	約7.03 MPa
燃 料 集 合 体 数	872	764
制 御 棒 数	205	185
原子炉圧力容器	内 径	約7.1 m
	高 さ	約21 m
原 子 炉 再 循 環 系	インターナルポンプ方式(10台)	外部再循環ポンプ(2台)およびジェットポンプ(20台)
制御棒駆動装置	出力制御	微調整電動駆動
	スクラム	水圧駆動高速スクラム
ECCS系	低圧注水系(3系列) 高圧炉心注水系(2系列) 原子炉隔離時冷却系 自動減圧系	低圧注水系(3系列) 低圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系
残 留 熱 除 去 系	3系統	2系統
格 納 容 器	鋼製ライナ内張り鉄筋コンクリート造	鋼製自立式
主 タ ー ビ ン	型 式	TC6F-52
	熱サイクル	2段再熱

注：略語説明 ECCS系(Emergency Core Cooling Systems；非常用炉心冷却系)

る必要がなくなり、ECCS系(Emergency Core Cooling Systems；非常用炉心冷却系)の容量の低減が可能となった。(b)原子炉格納容器の小型化を図り、原子炉建屋をコンパクトにすることができた。

日立製作所では、インターナルポンプの国産化を行い³⁾、柏崎刈羽7号機に採用されることになった。

(2) 改良型制御棒駆動機構

従来の水圧駆動に加え、通常の駆動を電動とする改良型制御棒駆動機構を採用した。これにより、制御棒の同時多数操作が可能であり、起動時間の短縮など、プラント運転性の向上を図っている。

(3) RCCV(鉄筋コンクリート製格納容器)

従来の鋼製自立型格納容器に替えて、原子炉建屋と一体化した鋼製ライナのRCCVを採用した。

(4) 独立3区分ECCS

1区分につき高圧系(原子炉隔離時冷却系、または高圧炉心注水系)および低圧系(低圧炉心注水系)の注水系をそれぞれ1系統設け、物理的に独立した3区分のECCSを採用した。

3 新設計品の品質保証設計

3.1 新設計品デザインレビュー⁴⁾

日立製作所では新設計品に対し構想段階から設計、製作、運転などの各段階で予想される問題点に対し、DR(Design Review)を実施することとしている。DR管理フローを図2に示す。DR項目は製品担当設計部門が抽出

し、実施時期、主査などをあらかじめQA部門に登録する。DR会議は当該主査が関連設計、製作部門、検査部門および研究部門関係者を招集して実施する。DR会議では、試作や研究の要否あるいは組み合わせ試験の要否などを含む事項を多面的に審議し、指摘事項、要検討事項などを決定する。QA部門はDR実施のフォローおよび結果の反映フォローを行う。

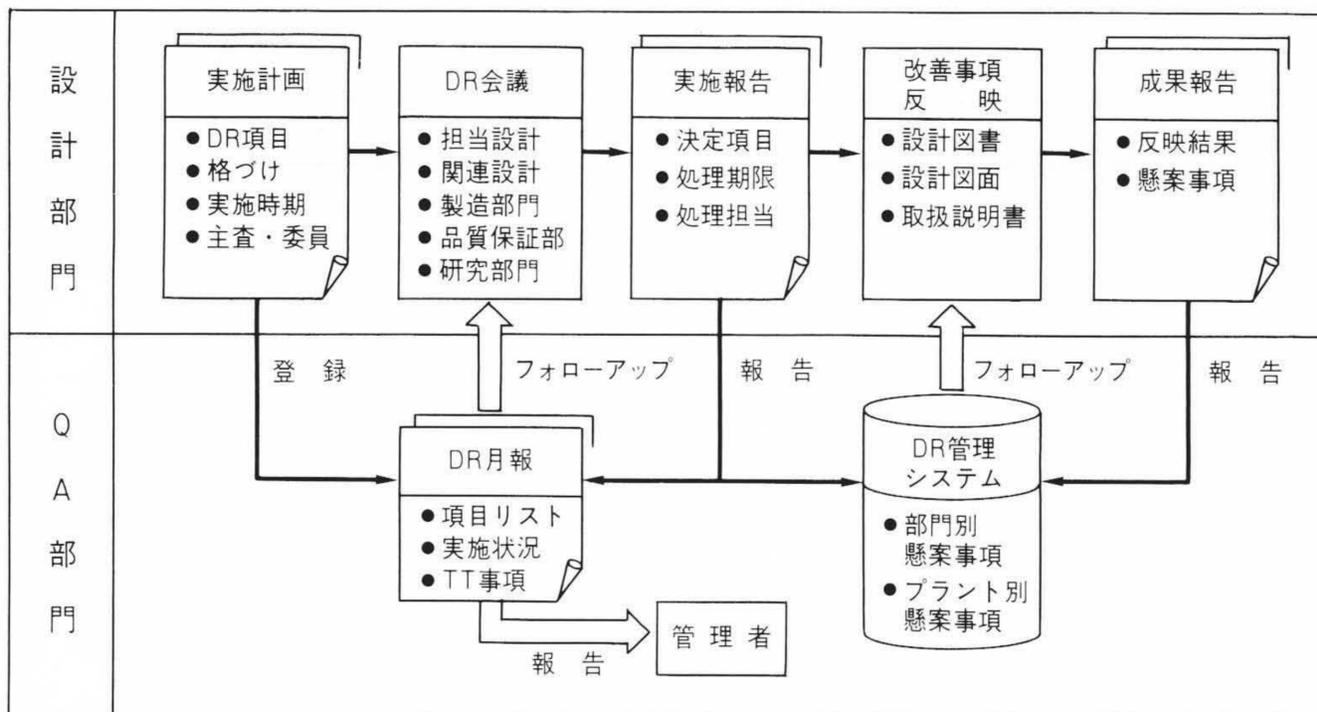
柏崎刈羽6,7号機に関しては、着工時点までに延べ180件を超えるDRを実施している。これらのDRを通して実施することにしたモックアップ試験の具体例について次に述べる。

3.2 RCCV製作技術の確立

RCCVは、耐圧機能を鉄筋コンクリート構造体に、耐漏えい機能をコンクリート構造体にそれぞれ内張りした薄板の鋼製ライナプレートに受け持たせる設計になっている。

RCCVの構造健全性は、開発段階で東京電力株式会社をはじめとするBWR電力共同研究として実施した基礎的な実験、およびモデル実験によって確認している。さらに実機建設の具体化、特に薄板の鋼製ライナプレートの製作に関しては、設備を含めたメーカー独自の技術確立が必要であると判断した。

薄板鋼製ライナプレートの建設経験は、既設プラントの燃料プールのライナなどで持っているが、RCCVのライナプレートには、コンクリート躯体への定着を目的とした多数のアンカが密に配置されること、大きな曲



注：略語説明 DR (Design Review), QA (Quality Assurance), TT (Technology Transfer)

図2 DR管理フロー 新設計品に関して、専門家が結集して信頼性の高い製品とする。

率を持つこと、配管貫通部などが設置されるなど各条件が大きく異なっており、このような溶接構造物をいかに効率的、かつ所定の精度に作り上げるかが重要なポイントである。

このような課題に対して、次のモックアップ試験を実施した。

(1) 基礎試験

ライナプレートどうしの溶接開先形状および施工法の確立を目的とした溶接部の小規模パラメータ試験

(2) 総合モックアップ試験

ライナおよびアンカの溶接変形量を把握し、成形加工法と手順の確立を目的とした実規模ライナセグメントの製作試験

前記(1)の試験では、溶接継手部の機械試験および非破壊試験を実施し、健全な溶接ができる施工法を確立した。

また、前記(2)のモックアップ製作は、工場での製作と現地組立の両方の施工条件を考慮して行い、製作技術を確立した。

長さ約9.3 m、高さ約7.3 mを持つ実機RCCVサプレッションチェンバ内円筒部の一部をモデル化した総合モックアップ試験の状況を図3に示す。

試験体は、炭素鋼ライナ(上部)とステンレス製ライナプレート(下部)で構成しているほか、代表的な配管貫通部も組み込んだ。またRCCVのライナプレートは、従来の鋼製格納容器よりも板厚が小さいので、建設時の自立化検討のためのデータ取得も行った。

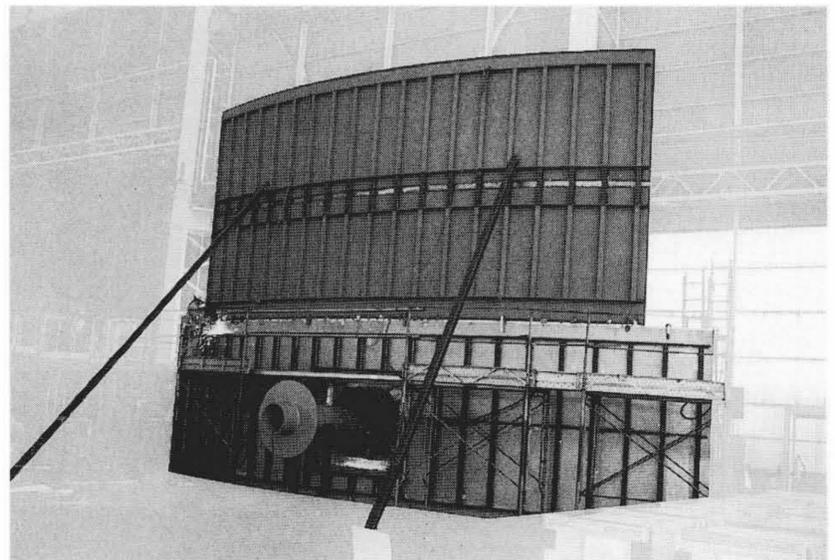


図3 RCCVサプレッションチェンバ内円筒部のモックアップ試験 炭素鋼およびステンレス鋼ライナに加えて配管貫通部についても実規模で製作し、実機建設時の技術を確認することができた。

3.3 インターナルポンプの保守・点検性の確認

インターナルポンプは、原子炉压力容器底部に直接取り付けられる構成となっている。主な構成部品はポンプおよび電動機である。保守・点検のための分解・組立作業は、その構造上、压力容器の上部からの作業(上部作業)と下部からの作業(下部作業)とがある。上部作業は、運転階床面の燃料取替機上からの専用取扱装置を用いて、ポンプインペラなどの部品を水中遠隔操作する作業である。下部作業は、原子炉压力容器下部ドライウェル内で、専用の取扱装置を用いてポンプ部品の着脱、電動機昇降

などを行う作業である。ポンプの分解・組立の作業は、これらの上部作業と下部作業を交互に実施する手順となる。このため、下部ドライウェル実物大モデルを用いたインターナルポンプ周りの詳細な作業性評価を行うなど総合的な作業性の検討を実施して、その結果を反映した遠隔取扱装置を開発した。

さらに、**図4**に示すとおり、開発した取扱装置と炉内構造物、炉内水流を模擬した試験設備、実機インターナルポンプなどを用いた実規模レベルでの取扱実証試験を実施して、取扱装置の機能・性能を確認した。また、この試験で原子炉圧力容器の上部および下部から一連の分解・組立作業の作業性を総合的に確認し、信頼性、安全性に優れたインターナルポンプの遠隔保守技術を確立することができた。

3.4 改良型制御棒駆動機構の保守・点検性の確認

改良型制御棒駆動機構は、通常炉内に設置されている本体部分を取り外すことなく、点検頻度の高いスプールピース以下の部品を必要に応じて分解・組立できる構造として、保守・点検性を容易にしている。

しかし、交換作業は原子炉圧力容器下部室での作業であり、改良型制御棒駆動機構は、本体、スプールピースおよび電動機の主要部品で構成する4分割型構造となっており、一体型の従来型制御棒駆動機構に比べて取扱部

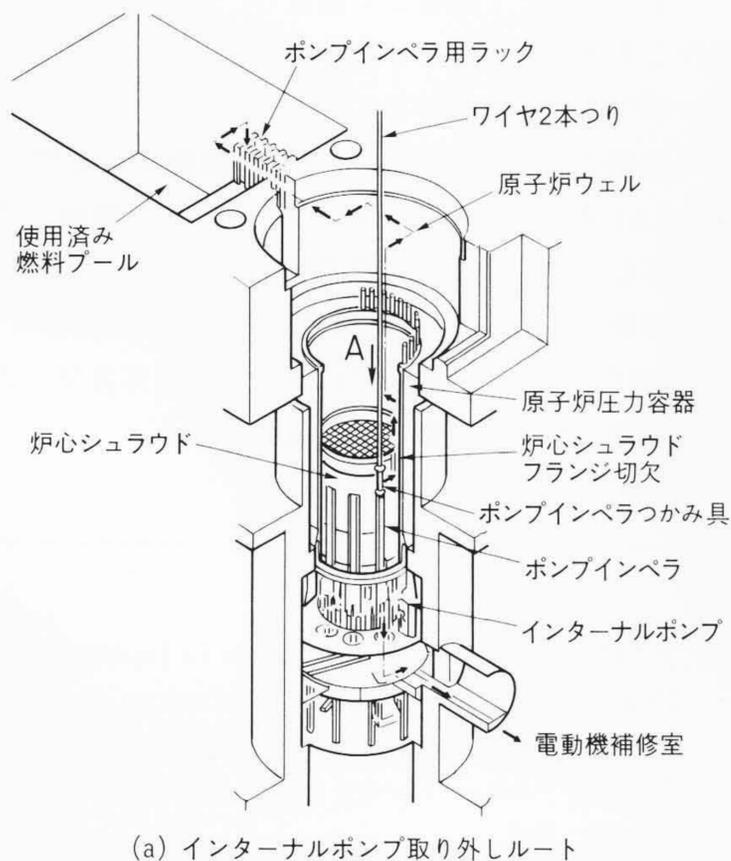
品が増加している。

そこで、作業員の受ける線量当量の低減、さらに作業負担軽減の観点から遠隔操作性に優れた交換装置の開発が必要であった。このため、要求される作業手順に対応可能な機器を開発して、総合的な作業性の評価検討を実施した上で、その結果を反映した交換装置を開発した。

さらに、**図5**に示すように開発した交換装置と実機改良型制御棒駆動機構を用い、周辺状態を模擬した実規模レベルでの取扱実証試験を実施して、交換装置の機能・信頼性を確認した。また、一連の分解・組立作業の作業性を総合的に確認して、信頼性、安全性に優れた改良型制御棒駆動機構の遠隔保守技術を確立することができた。

4 ABWRの定着

ABWRの開発に着手した1970年代後半は、米国からの導入技術によって出発した、わが国の軽水炉発電技術の初期実用段階であり、軽水炉定着化のためにいっそうの信頼性の向上、従事者の受ける線量の低減などが望まれていた。その後、官民が一体となって推進した軽水炉改良標準化の成果の適用、電力会社・メーカーのたゆまぬ技術改良の成果の反映などにより、設備利用率あるいは従事者の受ける線量などは、ABWRの運転開始を待たず



(a) インターナルポンプ取り外しルート

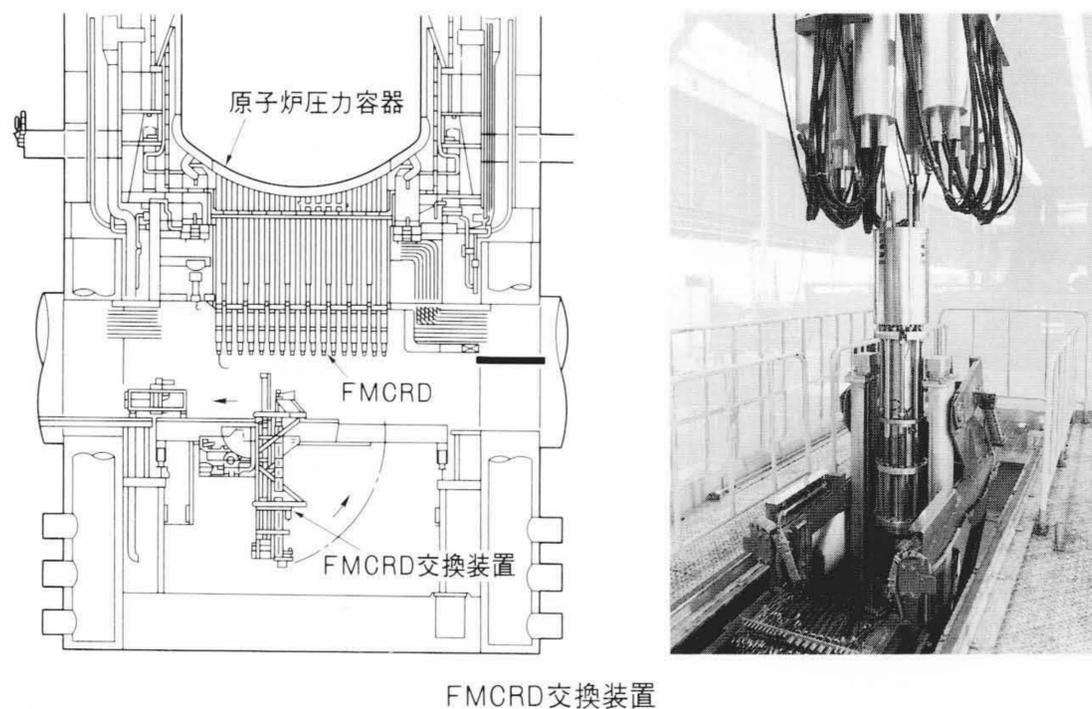


[(a)図のAから見た写真]

(b) ポンプインペラつかみ具機能確認状況

図4 インターナルポンプ上部取扱作業の実証装置で、実規模で実証した。

20 mを超える水深でのポンプインペラ取り外しなどの取扱作業を開発し



注：略語説明 FMCRD (Fine Motion Control Rod Drive ; 改良型制御棒駆動機構)

図5 改良型制御棒駆動機構交換作業の実証 原子炉压力容器下部の状況を模擬して開発した交換装置で、改良型制御棒駆動機構の交換作業を実施した。

に飛躍的に向上している。柏崎刈羽6, 7号機は、これらの改良技術のうち、ABWRに適用可能なものは全面的に採用しており、加えてABWRの特長技術を備えたものである。さらに、これらの特長技術を含む新設計品・システムについては、メーカー独自あるいはメーカー共同、または電力会社とメーカー共同で種々の観点から設計検証、部分あるいは全体試作機による試験、または国の実施する確証試験や実証試験による性能、機能などの確認等を行って万全を期している。

一方、現在新設プラントの建設計画が中断している米国でも、新しい世代の軽水炉として米国NRC(Nuclear Regulatory Committee: 原子力規制委員会)が改良型軽水炉の標準設計認可を進めているが、共同開発者であるGE社が申請しているABWRの審査は、柏崎刈羽6, 7号機も参考にしながら進めており、他の型式のものに先

行して平成4年末にはFDA(Final Design Approval: 最終設計承認)が下りる予定である⁵⁾。すなわち、ABWRはわが国の第三次改良標準プラントであるばかりか、米国のあるいは世界の改良標準プラントとして採用されていくことが期待されている。

5 おわりに

標準プラントを継続して建設し、エンジニアリングを先行して実施することにより、建設工期の短縮やきめ細かい保守点検性の改善などが達成できたことは、第二次改良標準化110万kW級プラントの経験からも明らかである。ABWRが今後の標準プラントとして継続して採用されるためにも、ABWR初号機である柏崎刈羽6, 7号機の建設に携わる者の責務は重く、その完遂に向けて全力を挙げて邁(まい)進していきたい。関係各位のよりいっそうのご指導をお願いする次第である。

参考文献

- 1) 堀内, 外: ABWR主要設備の設計と技術確証, 日立評論, 72, 10, 1003~1010(平2-10)
- 2) Tomono, et al.: Technological Innovation in Advanced Light Water Reactors(ABWR, APWR)in Japan
- 3) 桜井, 外: インターナルポンプシステムの開発, 日立評論, 68, 4, 281~286(昭61-4)
- 4) T. Hayashi: Quality Assurance in Japanese Nuclear Power Plant, International Symposium "Achievement of Good Performance in Nuclear Projects" OECD/NEA & Atomic Energy Commission(Japan) (April, 17~20, '89)
- 5) Atomic Energy Clearing House: 38, 23, 2~3(June 5, 1992)