

東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所 6号機(以下、K-6と略記)に納入した原子炉システムは、世界初の改良型沸騰水型原子炉(ABWR: Advanced Boiling Water Reactor)である。ABWRでは、改良標準化の一環として、構造と運転の簡素化をねらった原子炉内蔵型再循環ポンプ(RIP: Reactor Internal Pump)と改良型制御棒駆動機構(FMCRD: Fine Motion Control Rod Drive)の導入が図られた。RIPとFMCRDは欧州のプラントで採用され先行実績のあるものであるが、導入にあたっての機能や性能の評価、また地震国としてのわが国への適用に際しての設計の見直しなど、ユーザである電力会社とともに開発研究を進め、約20年にわたる多くの検討評価、確認、実証を経て、実機への納入に至った。

ABWRの大きな特長はRIPとFMCRDの採用であるが、それに伴い原子炉圧力容器(RPV)や炉内構造物も大幅に改良が加えられた。これらの機器が数多く圧力容器まわりに設置されることから、取り扱う自動機も開発した。一方、原子炉を収納する原子炉格納容器(PCV)の構造にも新しい技術を導入し、さらなる信頼性の向上を図った。K-6の運転開始に際しては、初号機であることからさまざまな試験を行い、その健全性や機能、性能を確認した。

Various tests and measurements were performed during the pre-operational test run of Unit No. 6 of The Tokyo Electric Power Co., Inc.'s Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station, the first advanced boiling water reactor (ABWR) unit in the world, and the design and performance adequacy of the ABWR were confirmed.

The realization of the ABWR in Japan took about 20 years. It was decided that technologies for the reactor internal pump (RIP) and the fine-motion control rod drive (FMCRD), which had been applied in Europe, would be incorporated in the ABWR aiming at simplification of its structure and operation. These main components were evaluated, modified and verified in consideration of the unique Japanese environment, such as seismic conditions, through a joint study program with Japanese utilities as well as an improvement and standardization program in cooperation with the government.

In addition to incorporating RIP and FMCRD technologies, the ABWR also has improved features in terms of the design of the reactor pressure vessel and internals, as well as automated servicing equipment for the RIP, FMCRD, and primary containment vessel.

1 まえがき

ABWRでは原子炉システムにもっとも大きな特長がある。この原子炉システムの設計における主な特長は、外部配管の再循環系をなくしたRIPの採用とそれに伴うRPV、炉内構造物が挙げられる。加えて、出力制御の微調整を可能とするFMCRDの採用とこれら大型機器の自動取扱装置の導入、さらには原子炉建屋と一体化したPCV構造などである。

これらシステム、機器の開発、試験、解析や設計、製作および確認、実証を経て実機の建設、運転開始まで約20年を要したABWRの実機の試運転で得られた成果を基に、個々のシステム、機器の特長を以下に紹介する。

2 原子炉圧力容器 (RPV) と炉内構造物

K-6では、RIPの採用、FMCRDの採用といったABWR

の特長に合わせ、RPV、炉内構造物とも従来のBWRに対して、設計、製造の両面において数々の改良が加えられている。また、K-6はABWRの初号機として炉内構造物の健全性確認のために流体振動試験(FIV試験: Flow Induced Vibration test)を行い、種々の運転状態下における炉内構造物の健全性を確認した。

以下にRPVの概要、およびその特長、ならびに炉内構造物の特長と特に初号機として実施したFIV試験の結果を述べる。

2.1 RPVの概要と特長

RPVは胴内径約7.1m、全高(内のり)約21m、全質量約870t(上ふたを含む)のわが国最大級の圧力容器である。図1に原子炉全体図を示す。

構造上の主な特長としては、皿型鏡板、円すい型支持スカート、主蒸気流量制限機能付き主蒸気ノズル、円フランジ式主フランジ構造、広範囲の大型鍛鋼品などの採用とRIP

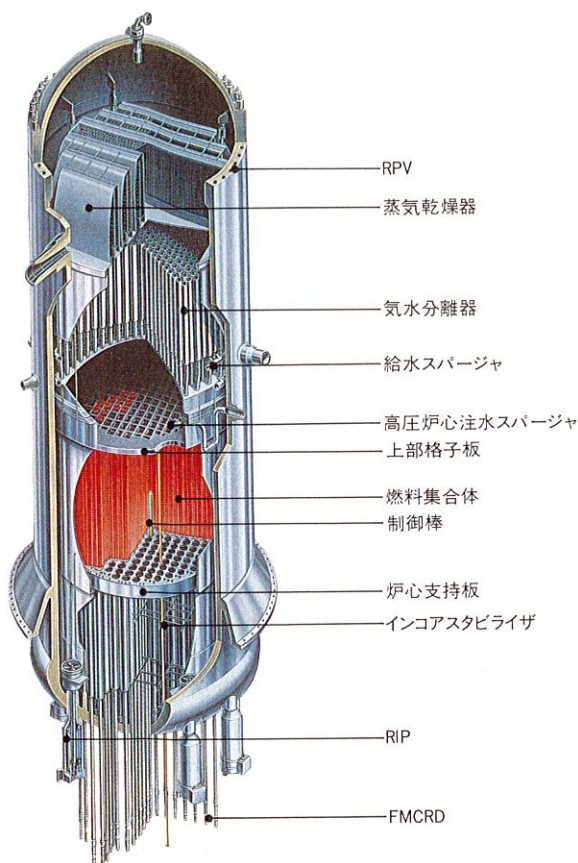


図1. ABWRの原子炉概要 RIP, FMCRDの採用のほか, RPV, 炉内構造物に多くのくふうを施した。

Reactor pressure vessel and reactor internals for ABWR

溶接継手部の改善が挙げられる。

2.2 RPVの製造

RPVは、石川島播磨重工業(株)横浜工場で製造された。製造にあたっては、狭開先溶接の採用のほか、多くの部位において自動溶接を採用し、信頼性の向上を図った。RIPノズル部には18mmの狭あい部を設けるための深溝加工が必要となったが、特別な加工機を開発して所定の精度に仕上げた。

2.3 炉内構造物の特長

ABWRの原子炉内構造の特長は、低圧損型気水分離器、単尺気水分離器スタンドパイプ、給水スパーチャ二重サーマルスリーブ、一体削出し型上部格子板、クロスビーム型炉心支持板、二段型インコアスタビライザなどの採用である(図1)。

2.4 炉内構造物のFIV試験

K-6はABWR初号機であるため実機でのFIV試験を行った。FIV試験は、実機の主要機器、構造物の主要部位でのこの流体振動により発生する応力の測定と、解析による応力評価からなる。実機での応力測定は系統試験および起動試験(出力運転)時、RIPの運転条件を変化させながら行っ

た。ABWRの原子炉内のすべての炉内構造物において、定格流量の111%炉心流量までの流体振動による構造健全性は十分であることを確認した。

3 原子炉内蔵型再循環ポンプ(RIP)

RIPはABWRの目玉の一つである。炉心を冷却し発電用の蒸気を取り出す冷却材を炉心に循環するポンプをRPV内に設置したことで従来の外部にある大口径の再循環配管などを削除することができ、大きな簡素化が実現された。RPV、炉内構造を含めてのシステムの開発と過去の不適合経験への対応、耐震性向上をねらった改良などを行った。K-6の試運転においては、設計仕様を十分に満たすものであることはもちろん、当初の予想以上の性能が得られることを確認した。RIPの主要仕様を表1に示す。

3.1 RIPの特長

RIPの構造を図2に示す。ポンプ部はディフューザ外径が約650mm、全長は約3,700mmの立軸単段斜流ポンプで、RPVの下部、外周上に10台が等間隔で設置される。ポンプ回転軸に軸封部のないウェットモータ方式を採用している。可変周波数電源装置と組み合わせて可変速度運転を行い、炉心部に直接冷却材を供給して定格出力を達成するととも

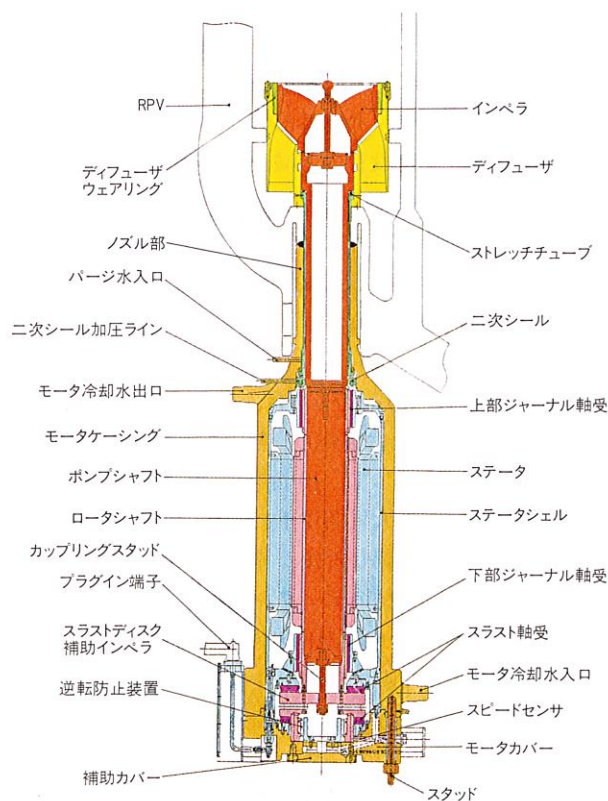


図2. 原子炉内蔵型再循環ポンプ(RIP) RPV下部の外周に10台等間隔で設置されるウェットモータ式立軸単段斜流ポンプである。

Reactor internal pump

表1. RIPの主要仕様
Specifications of RIP

項目	仕様
ポンプ型式	立軸単段斜流ポンプ
ポンプ定格流量	7,700 m ³ /h
ポンプ定格揚程	40 m
ポンプ定格回転数	1,450 rpm
モータ型式	三相誘導電動機
モータ定格出力	830 kW
総合効率	75%以上

に、冷却材の循環流量を調整することにより原子炉出力を調整する機能をもつ。

RIPは、RPV上部から遠隔で取付け・取外しができるポンプ部と、下部ドライウェルで取付け・取外しができるモータ部ほかで構成される。ポンプはインペラとディフューザで構成され、インペラはモータからの回転力を伝達するポンプシャフトと機械的に締結される。モータは高压水中で作動するように製作され、RPV下鏡部のRIPノズルに溶接されるモータケーシング内に取り付けられる。ポンプ部とモータ部は、ポンプシャフト下端に付設のカップリングスタッドで締結され、この締結の解除によりインペラとシャフトはRPV上部へ、また、モータ部はPCV下部ドライウェルへ取外しできる構造としている。

ABWRでは、このRIPを採用することにより、従来のBWRに比べて次のメリットが得られる。

外部再循環系の配管、弁、外部ポンプがないため、PCVがコンパクトになり建設費の低減が図られるとともに、これらの供用期間中の検査の対象となる溶接線が減少することから、保守時の作業員の線量等量低減が図られ、再循環配管破断(仮想事故)を考える必要がなくなり、プラントの安全性がいっそう向上する。

3.2 RIPの性能

世界初のABWRであるK-6では、以上の特長をもつRIPを予備機2台を含む12台製作し、常温・高温の工場試験を実施後に発電所に搬入して、10台をRPV下部に据え付けた。燃料装荷前に常温大気条件下において最低回転数の運転状態でその性能を確認した後、徐々に昇温加圧して定格回転数まで運転し、各種のデータを採取した。燃料装荷後は原子炉出力を上げながらRIPの性能を確認した。

以上の試験を通じて、RIPの特性は当初計画した性能を十分に発揮し、設計仕様を余裕をもって満たすことが示された。

- (1) RIP水力特性 起動試験で得られた炉心流量とポンプ全揚程(Q-Hカーブ)およびシステム抵抗の関係を図3に示す。10台運転の定格仕様が回転数1,450rpmで111%炉心流量(7,700 m³/h/台)であるのに対し、

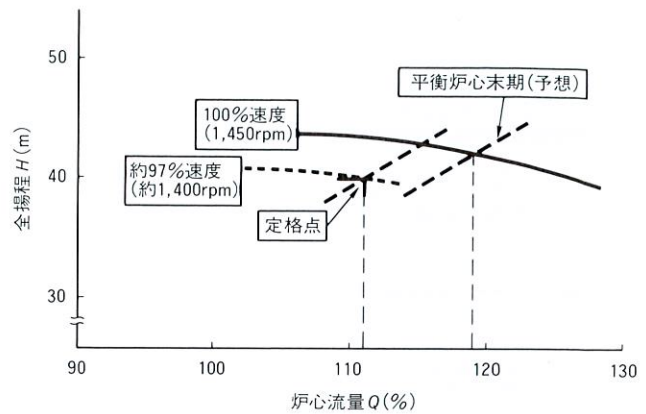


図3. RIPの水力特性 ポンプ性能に十分な余裕をもち、振動も少ないRIPが完成した。

Q-H performance of RIP

結果は十分な余裕をもってこれを満たした。この結果から、回転数に対しては、約97%回転数(約1,400rpm)で定格仕様を満たすと評価され、流量に対しては設計条件(設計システム抵抗)に対して約4%、実炉の予想システム抵抗に対して約8%の余裕があると評価された。また、この結果から、K-6の運転範囲においては、9台運転でも100%熱出力運転が可能であり、7台運転でも約90%熱出力運転が可能であると評価された。

- (2) 振動特性 通常運転中のRIPモータケーシングの振動特性を測定した。通常運転中の振動は1mm/s以下であり、ISO規格に基づいた運転管理値7mm/s以下に対して十分小さい振動であることを確認した。

4 改良型制御棒駆動機構(FMCRD)

FMCRDは、通常駆動および緊急挿入(スクラム)とも水圧で行う現行の制御棒駆動機構(CRD)とは異なり、スクラムは水圧駆動、通常駆動は電動駆動である。

FMCRDは、通常駆動を電動化したことにより、駆動方法の多様化、駆動幅の微小化および複数本同時駆動(ギヤング駆動)が可能となり、安全性の向上、起動時間の短縮が可能となるほか、CRD本体構造の変更による保守点検性の改善など多くの特長をもっている。表2に、FMCRDの主要仕様を水圧式CRD(FSCRD)と比較して示す。

4.1 FMCRDの特長

FMCRDの特長は次のとおりである(図4)。

- (1) 電動駆動による通常挿入・引抜きおよび水圧駆動によるスクラムにより駆動方法の多様化を図り、制御棒駆動に対する信頼性の向上を図った。
(2) CRDの微小化という特長を生かし、ギヤング駆動が

表2. FMCRD と FSCRD の主要仕様の比較
Comparison of specifications of FMCRD and FSCRD

	FMCRD (1,350 MW ABWR)	FSCRD (1,100 MW BWR-5)
駆動方式	通常駆動：電動 スクラム：水圧	通常駆動：水圧 スクラム：水圧
ギャング駆動	最大 26 本まで可	不可
ステップ幅	18.3 mm/ステップ	152.4 mm/ステップ
通常駆動速度	30 mm/s	76.2 mm/s
スクラム仕様時間	1.44 s (@ 60%) 2.80 s (@ 100%)	1.62 s (@ 75%)
CRD 本数	205 本	185 本
水圧制御ユニット (HCU) 数	103 基 (2CRD/HCU および 1CRD/HCU 1 基)	185 基 (1CRD/HCU)

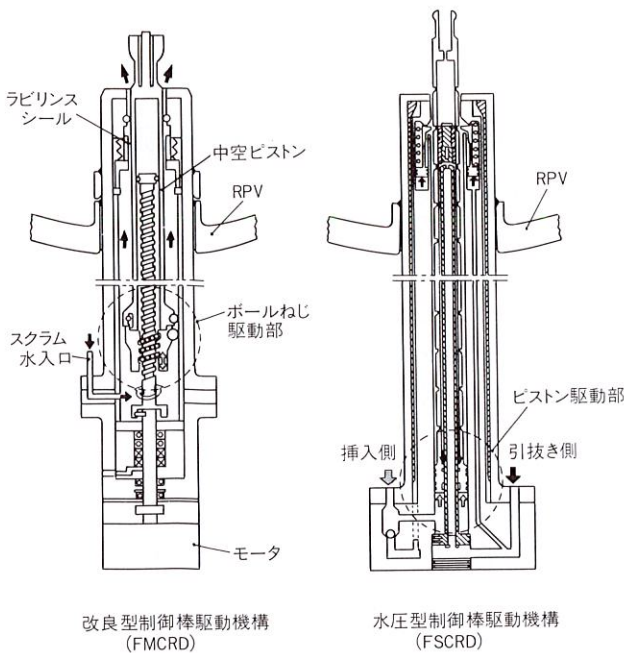


図4. FMCRD と FSCRD の構造概要の比較 電動駆動による通常挿入・引抜きおよび水圧駆動によるスクラムにより駆動方式の多様化を図った。

Comparison of FMCRD and FSCRD

可能となり、起動時間の短縮を図った。

- (3) CRD と制御棒の結合を確実な構造 (パイオネットカップリング) とした。
- (4) 構造上、摩耗部品を保守が容易な下部にまとめ、スプールピース構造とすることにより定期検査期間の短縮および線量等量低減を図った。
- (5) CRDハウジングのサポート構造をハウジング内部に設けて、下部ドライウェル部の CRD 配管などの設置スペースに有効活用するとともに、保守性の向上を図った。

4.2 FMCRD の性能

起動試験においては、通常駆動性能およびスクラム性能

などに関する各種の試験を実施し、予定の仕様に対してすべてその仕様値を満たし、期待された性能が得られることを確認した。特にスクラム時間は、205 体もありながら、図 5 に示すとおり仕様値を十分に満たすとともに、きわめてばらつきの少ない範囲に抑えることができた。製造・組立て時に細心の注意を払うことによって、個体差を小さくすることができたことによるものと評価できる。

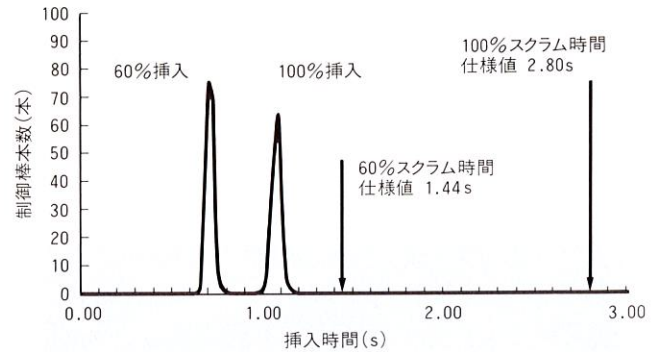


図5. FMCRD のスクラム時間 性能のばらつきが少なく信頼性の高い FMCRD が完成した。

Scram time of FMCRD

FMCRD の採用により、次のメリットが確認された。

- (1) プラント立上げ時間の短縮 制御棒のギャング駆動が可能になったことにより、プラントの立上げ時に最大 26 本の制御棒が同時に引抜き可能となった。これによってプラントの立上げ時間 (臨界になるまでの時間) の大幅な短縮が実現した。K-6 と先行機 1,100 MW の BWR-5 プラントと比較すると、K-6 では制御棒の本数が増加したにもかかわらず、臨界に到達するまでの時間は従来約 2 時間から約 0.5 時間と従来比 1/4 にすることができた。また、高温待機からの再立上げ時間も同様に従来比 1/2 の 11 時間から 5 時間に短縮することができた。
- (2) 運転自動化の拡大 プラントの自動運転化が拡大された。特に、プラント立上げ操作をすべて自動でできるようになったことで、操作員の削減や操作員の負担軽減に大きな効果を得ることができた。

5 自動取扱機システム

プラントの定期検査における原子炉構成機器の保守点検および検査に用いる取扱装置・検査装置は、作業効率を向上させ定期検査期間を短縮するため、遠隔化・自動化を図る必要がある。ABWR で新システムとして採用された RIP および FMCRD の取扱装置については、作業の安全性・信

信頼性を確保しながら迅速に行うための取扱システムを完成した。

装置の主要な特長とその成果を次に示す。

5.1 RIP 取扱装置

RIP 取扱装置は、RIP のインペラシャフトなどのポンプ部部品を原子炉の上方から取り扱う RIP 上部取扱装置と原子炉の下部からモータなどを取り扱う RIP 下部取扱装置とからなる。

RIP 上部取扱装置(図6)は、燃料取替機の RIP 用ホイストに取り付けられ、水中下約 25 m のインペラシャフトなどを遠隔自動で取り扱う装置で、燃料取替機と融合した自動化システムとした。

RIP 下部取扱装置は、PCV 下部ドライウェル内に設置さ

れ、RIP モータ部分の格納容器内外への搬送、RPV への昇降および締結部分のテンショニング・締め付けを行う装置で、下部ドライウェル内の総合機器配置に調和させた装置構成およびコンパクト化を図った。

5.2 FMCRD 取扱装置

FMCRD 取扱装置は、RPV 下部ドライウェル内に設置されている。FMCRD、モータ部、モータブラケット、スプールピースの原子炉との取付け・取外し作業については、遠隔自動操作盤を設けて格納容器外の操作室からの操作を可能とした。

これらの装置を用いて、プラント建設段階で RIP および FMCRD の原子炉への据付け作業を実施するとともに、これら機器の点検のための取外し、再据付けを実施して、実機での取扱性能を確認するとともに作業員の負担を軽減する効果を実証した。

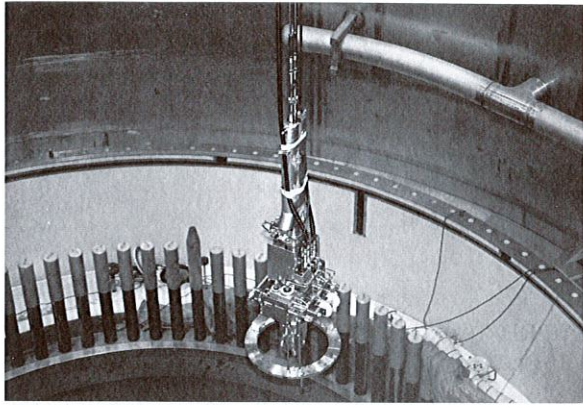


図6. RIP 上部取扱装置 多くの遠隔自動機の導入によりスムーズな取扱い作業を可能にした。

RIP impeller and diffuser handling machine from reactor servicing platform

6 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 (RCCV)

K-6 ではこれまで採用されている鋼製の PCV に代えて、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 (RCCV: Reinforced Concrete Containment Vessel) を採用した。これは、原子炉建屋と一体としたコンパクトな構造とすることで信頼性の向上をねらったものである。

以下に RCCV の特長と設計、建設および試験・検査の概要を述べる。

図7に RCCV および原子炉建屋の概略構造を示す。

6.1 RCCV の機能・構造・特長

PCV に要求される機能には耐圧機能と耐漏えい機能がある。RCCV は、壁厚約 2 m の鉄筋コンクリートとそれに鋼

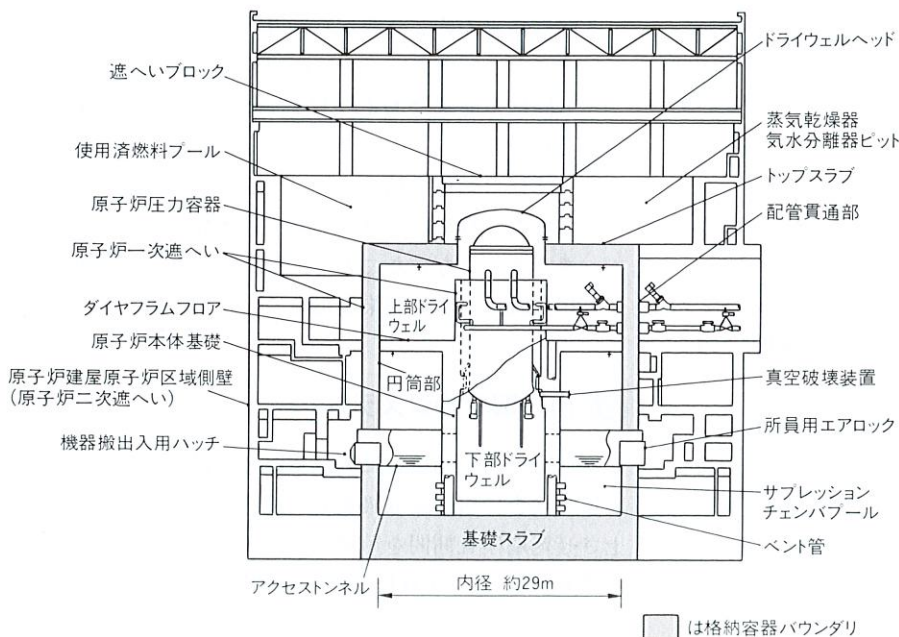


図7. RCCV および原子炉建屋の概略構造 RCCV と原子炉建屋を一体とすることによりコンパクトな構造とした。

Concept of RCCV and reactor building

製のアンカを介して内張りした板厚 6.4 mm の薄板鋼製ライナで構成しており、鉄筋コンクリートで耐圧機能を、鋼製ライナで耐漏えい機能を分担して受けもっている。さらに、これまでの鋼製 PCV の外周にあった約 2 m の鉄筋コンクリートでできている生体遮へい壁としての機能ももっている。形状寸法は、内径 29 m、内高 29.5 m（基礎スラブ上端からトップスラブ部内面までの寸法）である。

シェル部において原子炉建屋の床スラブと、トップスラブ部においては使用済燃料プール、蒸気乾燥器・気水分離器ピットと一体構造としたため、合理的で、コンパクトな原子炉建屋を実現した。構造的には原子炉建屋の壁厚を変化させることにより、RCCV への入力地震荷重を調節することができるので、サイト条件に左右されることなく標準的な RCCV を建設できる利点ももっている。この RCCV と原子炉建屋が完全に一体となった構造形式を採用するのは、世界初の試みである。

6.2 RCCV の設計

K-6 は、RCCV の設計において「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準」（通商産業省告示第 452 号 平成 2 年 10 月 22 日）を最初に適用したプラントである。

この設計では、RCCV と一体となっている原子炉建屋の使用済燃料プール、蒸気乾燥器・気水分離器ピットおよび床スラブを一体とした解析モデルを用いて解析した。

RCCV に採用している鉄筋の径は直径 51 mm で、円周方向の鉄筋は間隔（ピッチ）300 mm で配置し、縦方向には RCCV 全周に 320 本（鉄筋間隔約 335 mm）配置しており、円筒壁の内側および外側でおのおの 2.5 段（層）から 3 段（層）に配筋して必要鉄筋比を満たした。

6.3 RCCV の建設方法

RCCV の建設は、初めにライナを直径 29 m のリング状に 4 分割、トップスラブ部を円盤状にして据え付けた。図 8 にサブプレッションチェンバ部の最下段をクローラークレーンにより据え付けている状況を示す。

トップスラブ部についてはドライウェル内機器配管支持構造物を利用し、仮設支持構造物を設置した後に円盤状のトップスラブ部ライナとドライウェル上鏡を一体にして搭載・設置し、その後鉄筋各層のプレハブ化を行って配筋し、コンクリートを打設した。

6.4 構造性能確認試験

従来の鋼製 PCV は、完成後に耐圧漏えい試験を実施して PCV の健全性を確認している。一方、RCCV の場合には従来の試験に加えて構造性能確認試験（S・I・T）を行った。S・I・T は、最高使用圧力（310 kPa）の 1.125 倍まで加圧して行い、昇圧、降圧過程において外観検査（RCCV 全般）、RCCV 各部の変位、鉄筋のひずみ、ライナのひずみおよび

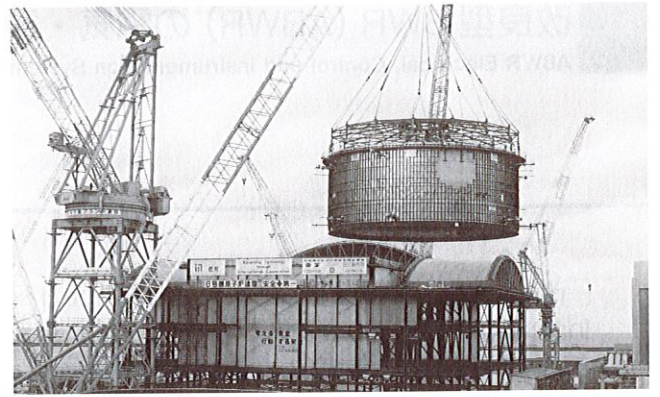


図 8. K-6 RCCV の据付け状況 外径約 29 m、重量約 210 t の大ブロックに組み立て一気に据え付けた。

Installation of K-6 RCCV

RCCV 外表面のひびわれなどの項目を計測し、RCCV の構健全性を確認した。

また、解析結果との比較においてもよい一致を示し、採用した解析モデルのモデル化手法、および設定境界条件の妥当性を確認することができた。

このように K-6 RCCV の設計、建設、試験・検査にわたる一連の作業を通じ、高品質で健全な RCCV を完成することができた。

7 あとがき

原子炉システムは ABWR のかなめである。ここで示したように K-6 の運転開始に至るまでの、試験開発、設計試作、製造、そして試運転と長期間にわたり多くの技術者により数々の検討が加えられて万全なものとしてきた。ここに主要なシステムについて完成した主な成果についてその一部を紹介した。

今後とも ABWR の運転を見守り、初期に目ざした高い信頼性と運転保守の軽減を維持すべくいっそうの努力をしていく所存である。関係者各位のさらなるご指導、ご支援をお願いします。



宮野 廣 Hiroshi Miyano

磯子エンジニアリングセンター原子力第一システム設計部部長。原子力システム・機器の開発および流動、振動、構造強度評価研究に従事。

Isogo Nuclear Engineering Center



北川 宏治 Koji Kitagawa

磯子エンジニアリングセンター原子力プラント設計部部長。原子力プラントの配置、系統設計およびプロジェクト業務に従事。

Isogo Nuclear Engineering Center