

# 改良型 BWR (ABWR) の炉心, 燃料

ABWR Core and Fuel

山下 和彦  
K. Yamashita

山本 有紀  
Y. Yamamoto

浜田 潤  
J. Hamada

藤井 敏浩  
T. Fujii

東芝は、改良型沸騰水型原子炉 (ABWR: Advanced Boiling Water Reactor) の開発当初から炉心燃料設計に参画し、基本設計、詳細設計を経て炉心静特性および動特性関連試験や起動試験中の運転を実施、支援してきた。

炉心静特性および動特性関連試験の中には、ABWR としての新設計の採用や特長により従来とは方法や条件などが異なる世界で初めての起動試験であったが、総力を挙げて対応し試験結果を精度よく予測することができ、核熱水力特性および制御特性の把握に貢献してきた。

Toshiba has participated in the core and fuel design from the first stage of the advanced boiling water reactor (ABWR) development program. Through fundamental and detailed designs, we have performed and supported the start-up tests for core static and dynamic performances and core management during start-up test operation.

Among the ABWR start-up tests for core static and dynamic performances, there are some differences in test methods and conditions from conventional start-up tests due to the introduction of new and improved technologies. Toshiba dedicated its efforts to performing these tests and completed them without any problems.

This paper describes features of ABWR core and fuel design, major test results of core static and dynamic performances, and experiences with automated control blade operation using fine-motion control rod drive (FMCRD) technology, which has been adopted for the first time in the ABWR.

## 1 まえがき

BWR の炉心、燃料設計は実績のある基本仕様を基に、将来の炉心燃料設計にも適応できるように開発を進めてきている。ABWR でもつねに最新の炉心燃料設計が適応できるという BWR の特長を踏襲する設計としている。さらに運転長期化、高燃焼度化、MOX (混合酸化物燃料) 装荷などの将来の炉心運用に対してより柔軟に対応できることを目指して、炉心、燃料設計の改良を実施している。

また改良型制御棒駆動機構 (FMCRD: Fine Motion Control Rod Drive)、原子炉内蔵型再循環ポンプ (RIP: Reactor Internal Pump)、ヒータドレンポンプアップシステムなど新設計を採用しており、原子炉起動方法や動特性試験が従来から異なっている。

ここでは、炉心燃料設計の特長となっている主要な改良点、起動試験の成果としての炉心静特性および動特性にかかわる試験結果、および起動実績について紹介する。

## 2 炉心燃料設計

### 2.1 炉心燃料設計の特長

今後の炉心設計の動向として安全性、信頼性を損なうことなく燃料経済性をいっそう向上させる燃料高燃焼度化や、運転の長期サイクル化が検討されている。このためには濃

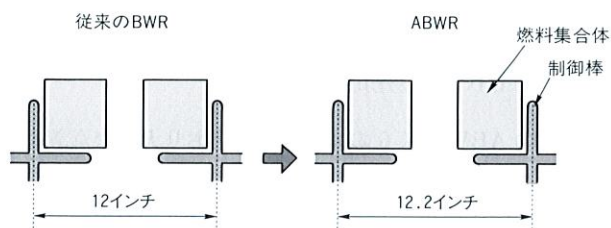


図1. 格子形状の概略 燃料集合体間隔を拡大することで水領域を増加し、炉停止余裕やボイド係数を改善する。

Lattice geometry of ABWR

縮度を増加させる必要があるが、その結果炉停止余裕は減少し、ボイド係数も負で大きくなり、炉心特性が悪化する。またウラン資源の節約、エネルギーセキュリティ確保の観点から MOX 燃料の装荷計画が進められており、ABWR でも MOX 燃料装荷を考慮した設計とする必要がある。この場合も濃縮度増加の場合と同様な炉心特性の傾向を示す。この対応策として中性子スペクトルをソフト化する、すなわち炉心内での水領域対ウラン領域の比を増加させ適正化することが効果的である。そのような将来動向を踏まえ、より柔軟に対応できるように燃料集合体間隔を広げ、従来 12 インチであった制御棒間隔を 12.2 インチとし水領域を増加させた世界で初めての炉心格子設計としている。

図1に格子形状の概略を示す。

また、燃料集合体についてはすでに国内で使用実績のあ

る 2 種類の中から集合体内流路面積の広いトロフィットタイプを採用しており、炉心の圧損低減や熱的余裕の増加などに寄与している。

現在では既存プラントでも定格出力状態での炉心流量に幅を取っているが、ABWR では BWR として初めてこの流量調整幅を設け、その幅として約 11 % とした。これは起動時の Xe 補償や運転サイクル中の反応度補償を流量で対応できる部分が拡大するため、制御棒操作回数が低減され運転性を向上できる利点がある。一方、別の活用法としては運転サイクル初期から中期にかけて流量を絞り、プルトニウムの蓄積を促進し、サイクル末期で流量を増加させこのプルトニウムを燃焼させることによって反応度を向上させ、燃料サイクル費の低減を図ることもできる。

運転性向上を旨として FMCRD を採用し複数の制御棒を同時操作させ、かつ操作を自動化させることで起動時間の短縮を図っている。

## 2.2 起動試験での実績

### 2.2.1 最小臨界および初臨界試験

最小臨界試験は炉心が臨界となる最小の燃料装荷体数を測定し、初臨界試験は燃料を全数装荷した状態で制御棒をどこまで引き抜くと臨界になるかを測定し、ともに予測解析と比較し解析コードの妥当性を評価する試験である。

一般に臨界試験での予測は、実績データを基に対象の炉心燃料設計の影響を考慮し臨界点を設定するのである。ABWR の炉心は、燃料集合体間隔を広げて水領域を増加させた設計としていること、および初臨界試験は、従来の 1 本ずつの制御棒引抜きに替え複数本同時操作により臨界を達成するため、その予測は技術力が問われる試験である。東芝では長年に及ぶ実績データの蓄積整備、地道な計算コードの改良開発を基に、特に水領域が増加した場合の影響について詳細解析評価を実施した。その結果、最小臨界では試験判断基準である  $1.0\% \Delta k$  (反応度差分) に対して  $0.04\% \Delta k$  という誤差で予測することができた。また初臨界試験は判断基準である  $0.38\% \Delta k$  に対して  $0.02\% \Delta k$  という誤差で予測ができ、良好な結果を得た。

表 1 に予測と実績をまとめて示す。

### 2.2.2 FMCRD による制御棒操作の自動化

ABWR では制御棒引抜き開始から臨界達成、昇温昇圧、発電機併入および出力 70 % までの出力上昇の制御棒操作を自動的に

表 1. 臨界試験予測結果  
Results of critical tests

	最小臨界試験	初臨界試験
予 測 値	24 体装荷で臨界	制御棒グループ 3 の 60 ステップ引抜きで臨界
実 測 値	24 体装荷で臨界	制御棒グループ 3 の 59 ステップ引抜きで臨界

実施できる設計である。起動試験では、従来プラントに比べて臨界までの時間で約 1/3~1/2 程度の短縮が達成できた。また、手動操作に対しても同等の運転性を確認できた。

一方、昇温昇圧、発電機併入および出力 70 % までの出力上昇については炉心特性上も問題なく、手動操作に対して同等以上の運転性を確認できた。

### 2.2.3 高速起動

前述の制御棒操作の自動化を含むプラント自動化システムを使用した高速起動を実施し、起動時間の検証を行った。燃料のならば運転は考慮せず、また人為的遅延は含まない条件で、プラントの高速起動の能力を確認、評価した。その結果、制御棒の複数本同時操作の寄与もあり、冷温起動から定格出力まで 25 時間以内、および負荷遮断後 90 % 出力まで 5 時間以内で可能なことを確認できた。一例として負荷遮断後の高温状態からの起動時間を典型的な BWR-5 と比較して図 2 に示す。

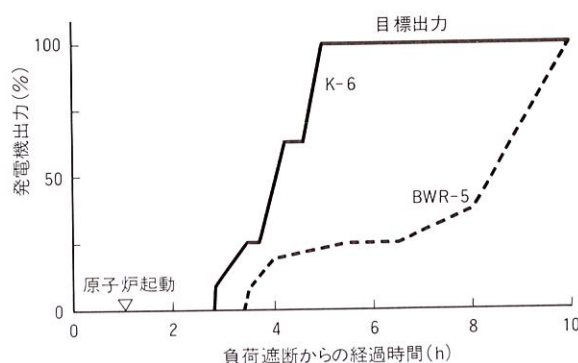


図 2. 負荷遮断からの起動時間の比較 高温状態からの起動時間が典型的な BWR-5 プラントと比較して短縮化できる。

Comparison of start-up times after load ejection

## 3 プラント動特性設計関連試験

### 3.1 概要

ABWR の初号機である柏崎刈羽原子力発電所 6 号機 (K-6) の起動試験は 1995 年 11 月の燃料装荷開始以降、大気圧および核加熱試験を経て、25、50、75、100 % と順次出力を上げつつ実施した。動特性設計関連試験は、主要な制御系の応答確認試験、および過渡変化試験に分けられる。各出力段階では、初めに主要な制御系調整試験を実施してプラントの基本的な応答確認を行い、その後、原子炉スクラムなどを伴う過渡変化試験を実施した。

制御系の応答確認試験では、水位、圧力、負荷などの設定点変更試験を実施し、主要変数の挙動を確認するとともに、原子炉給水、圧力、再循環流量制御系の制御定数を最適化した。その結果、主要変数の応答特性はきわめて良好であった。K-6 ではヒータドレンポンプアップシステムが採用され、給復水系の系統構成が従来プラントと異なっ

いるが、給水制御系の応答特性は良好で従来プラントと同等以上の水位制御性能をもっていることを確認した。過渡変化試験では、従来プラントと同様に実施していた外部電源喪失、発電機負荷遮断、主蒸気隔離弁閉鎖、再循環ポンプトリップなどの試験をおのおのの出力段階で実施した。原子炉スクラムを伴う最初の過渡変化試験としては、25%出力段階で手動スクラム試験を実施した。この試験は従来プラントでは実施していないが、原子炉スクラム後のプラントの基本的な熱水力特性を確認するために、K-6で初めて行ったものである。その結果、その後の予測解析の精度が格段に向上しきわめて有効な試験であった。解析にあたっては、原子炉の中性子動特性を一点近似で模擬したコード (REDYA) および中性子動特性を三次元で模擬したコード (TRACG) による解析を実施した。これらの解析コードは、中性子動特性、冷却材熱水力特性に加えて、各種制御系・論理回路、原子炉圧力容器、主蒸気管などの広範な領域を模擬している。REDYA コードは、安全審査の過渡変化解析でも用いられているものである。また、TRACG コードは、米国で開発されたものを母体に東芝開発の三次元核熱水力コード (TOSDYN) の核熱水力特性の一部を反映し、GE 社/東芝でさらに改良を重ねたものである。K-6の起動試験予測解析に初めて当コードを用い当初の期待を満足させる成果が得られたことは、今後の TRACG コードを設計に適用していくうえできわめて有意義なものであった。以下に示すように、両解析コードともに実機試験の結果を精度良く予測することができ、K-6の過渡変化発生時における核熱水力、制御特性などの把握に大きく貢献できた。

### 3.2 発電機負荷遮断試験

発電機負荷遮断とは、運転中に発電機負荷の一部または全部が喪失する事象である。負荷遮断量が40%以上の場合、出力負荷平衡検出器がこれを検出してタービン蒸気加減弁を急速閉鎖させ、タービンへ蒸気供給を停止させる。このときタービン回転数は一時的に上昇するが、定格回転数の110%を超えないことを確認することが評価項目の一つとなる。また、タービン蒸気加減弁の急速閉鎖によって原子炉圧力/原子炉出力は増加するが、タービン蒸気加減弁急速閉鎖信号による原子炉スクラム、10台中4台の再循環ポンプトリップ (停止)、タービンバイパス弁急速開放によって事象は緩和される。さらに、原子炉圧力が一定値以上に増加した場合は、逃がし安全弁が自動的に開放する。

起動試験では、発電機遮断器を運転員が手動で開放して負荷遮断事象を模擬した。この試験は、25、50、75、100%の各出力段階で実施した。このうち25%出力段階での試験では、初期状態での発生蒸気量がタービンバイパス弁容量 (33%) よりも低く、出力負荷平衡検出器の作動がバイパスされ、原子炉は負荷遮断後も安定運転を継続した。50、75、100%出力段階での試験では、発電機遮断器の開放後

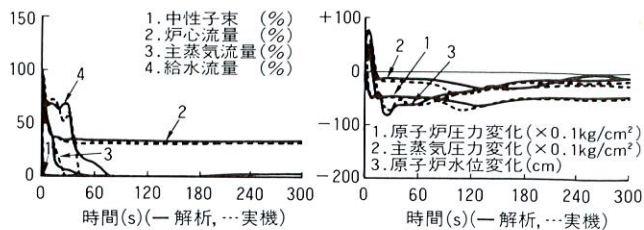


図3. 発電機負荷遮断の解析と実機挙動の比較 100%出力段階における発電機負荷遮断試験について TRACG コードによる解析と実機試験の結果を比較したもの。主要変数の挙動はよく一致している。

Test of generator load rejection at 100% power level with analysis by TRACG

直ちに原子炉はスクラムした。原子炉圧力上昇量は1~4 kg/cm<sup>2</sup>程度で、100%出力段階での試験だけ逃がし安全弁が自動開放した。図3に TRACG コードによる解析と実機挙動の比較を示す。

### 3.3 再循環ポンプトリップ試験

K-6では、10台の再循環ポンプが設けられている。再循環ポンプは個々に可変周波数電源装置を備えている。K-6の電源構成で単一故障を考えたとき、最大3台の再循環ポンプトリップが想定されるため、起動試験では、75%、100%出力段階では1~3台の再循環ポンプトリップ試験を実施した。1台ポンプトリップ試験は自動運転モードで実施されたため、炉心流量は1台トリップ後、速やかに初期値に回復した。このため、原子炉出力も過渡的には約4%程度低下したものの、炉心流量の回復に合わせて初期値に回復した。2/3台トリップ試験では、炉心流量はそれぞれ約15%/25%、原子炉出力はおおの約10%/15%低下してその後安定に整定した。再循環ポンプトリップが生じると、過渡的に原子炉水位は上昇するが、原子炉水位高には十分に余裕があり、その後通常運転水位に安定に回復整定した。図4に REDYA コードによる解析と実機挙動の比較を示すが、原子炉出力、炉心流量の挙動をきわめて精度よく予測している。

### 3.4 ヒータドレンポンプトリップ試験

K-6では従来プラントと異なり、高・低圧ヒータドレンポンプアップシステムが採用されており、給水加熱器への

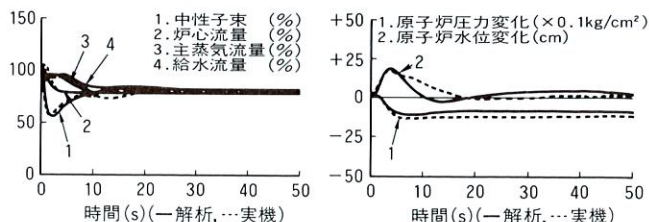


図4. 再循環ポンプトリップの解析と実機挙動の比較 100%出力段階における10台中3台の再循環ポンプトリップ試験について、REDYA コードによる解析と実機試験の結果を比較したもの。原子炉水位の変化をよく模擬している。

Test tripping of three RIPs at 100% power level with analysis by REDYA

加熱抽気蒸気をドレントンクで回収した後、復水器に戻さず、直接にドレンポンプによって給水配管に送り込むようにしている。各ヒータドレン系は、図5に示すように、ドレンポンプ3台、ドレントンクなどで構成されており2台が常時運転、万一台がなんらかの異常により停止した場合には、待機中のドレンポンプが自動起動する論理回路となっている。起動試験ではまず初めにドレンポンプ1台トリップ試験が実施されている。この場合、速やかに待機中のドレンポンプが自動起動したため、原子炉水位の変動はほとんどなく、給復水系の挙動はきわめて良好で試験実施後プラントは正常に運転を継続した。

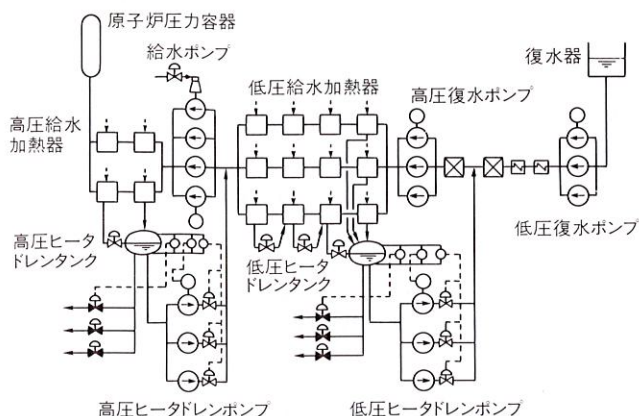


図5. 6号機のヒータドレン系の構成 原子炉圧力容器に給水を供給する給水/ヒータドレン系の構成を示している。

Configuration of feedwater supply system

さらに、75%、100%出力段階で、高圧ヒータドレンポンプ2台トリップ試験を実施した。この試験では、原子炉給水流量が約68%以下に低下するため、原子炉水位の低下量は種々の給復水系の過渡変化の中でもっとも厳しいものとなる。K-6ではこのような場合に、原子炉水位が原子炉水位低(レベル3)に達して原子炉がスクラムすることを回避するため、再循環ポンプ10台を最低ポンプ速度までランバック(降速)させて、原子炉出力を約65%以下に低下させる設計を採用している。このような試験は最近の起動試験ではほとんど実施されておらず、この際の原子炉水位の低下量の評価に関しては、各社の予測解析でかなり相違があり、ランバック論理回路構成についても考えかたが異なっていた。このような背景から、この試験は、実施前からかなりの注目を集めた試験であった。

図6にREDYAコードによる解析と実機挙動の比較を示す。実際の試験結果から、もっとも厳しい定格運転状態から高圧ヒータドレンポンプ2台トリップが生じた場合、原子炉水位低下量は約40cmとなることが示されたが、原子炉水位低(レベル3)には十分余裕があり、再循環ランバック方式が妥当であることを確認することができた。

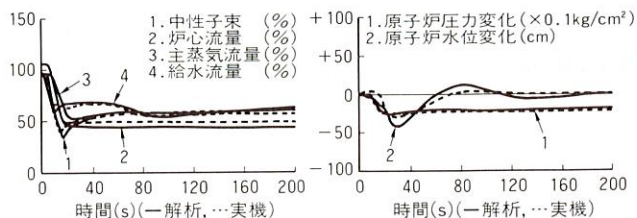


図6. ヒータドレンポンプトリップ試験の予測解析と実機挙動の比較 100%出力段階における高圧ヒータドレンポンプ2台トリップ試験について、REDYAコードによる解析と実機試験の結果を比較したものの。原子炉水位の変化をよく模擬している。

Test tripping of two HPDPs at 100% power level with analysis by REDYA

#### 4 今後の炉心、燃料開発の取組み

炉心静特性および動特性関連の起動試験により、ABWRで採用した改良炉心、燃料設計について良好な実績が得られた。今後はこの設計実績を基に、さらなる高燃焼度化を図った高燃焼度ステップIII燃料のABWRへの採用を推進するとともに、運転長期化や高出力密度炉心などの時代のニーズにこたえる燃料、炉心の技術開発を鋭意進めていく。またこれらの開発設計を支える高精度解析技術の開発をも積極的に進めていく所存である。

#### 5 あとがき

世界で初めてのABWRの起動試験であったが、炉心静特性および動特性ともに試験結果を精度よく予測することができ、核熱水力特性および制御特性の把握に貢献できた。また良好な運転実績および制御棒操作自動化による高速起動など優れた運転性能を実証することができた。



山下 和彦 Kazuhiko Yamashita

東京電力㈱発電準備業務課課長。  
原子力設計課、保修課、機械課、工事課を歴任。  
The Tokyo Electric Power Co., Inc.



山本 有紀 Yuki Yamamoto

原子力事業部原子炉設計部部長。  
BWR原子力発電プラントの炉心燃料開発設計に従事。  
Nuclear Energy Div.



浜田 潤 Jun Hamada

原子力事業部原子炉設計部主査。  
BWR原子力発電プラントの炉心燃料開発設計に従事。  
Nuclear Energy Div.



藤井 敏浩 Toshihiro Fujii

原子力事業部原子炉設計部主査。  
BWR原子力発電プラントの動特性設計に従事。  
Nuclear Energy Div.