

玄海3号機試運転実績

Plant Start-Up Test Results of Genkai Nuclear Power Plant Unit No.3

原子力事業本部 藤 渕 英 王^{*1} 島 津 洋 一 郎^{*2}
 横 山 輝 邦^{*3}
 神戸造船所 丸 山 常 裕^{*4}

九州電力(株)玄海3号機は、三菱加圧水型原子力発電プラント(PWR)の我が国21基目として、平成6年3月に営業運転を開始した。同機は第三世代のPWRプラントとして、最新技術を随所に折込み、安全性・信頼性の向上、運転・保守面での改善を図った最新鋭の118万kWのPWRプラントである。PWRプラントは、自己制御性というプラントの安全性、安定性に対して優れた特性を持っているが、本報では炉心特性、プラントの制御性・動特性等のPWRプラント総合機能を、最新4ループプラントである玄海3号機の試運転実績を通して報告する。

Unit No.3 of the Kyushu Electric Power Company's Genkai Nuclear Power Plant went into commercial operation in March in 1994. This plant is the 21 st Mitsubishi PWR power plant and it is a 1180 MWe 4-loop PWR. The plant safety, reliability, operability and maintainability have been improved by applying the latest technology as a third generation PWR plant. Basically, a PWR plant has excellent self-stabilizing reactor characteristic which are important for plant safety and operation. We confirmed the over-all plant functions such as plant control, dynamic characteristics and efficiency in the plant start-up tests of the Genkai Nuclear Power Plant. This paper describes the plant start-up test results of the Genkai Unit No.3.

1. ま え が き

九州電力(株)玄海3号機は、三菱加圧水型原子力発電プラント(PWR)の第三世代のPWRとして、最新技術を随所に折込み、安全性・信頼性の向上、運転・保守面での改善を図った最新鋭の118万kWクラスPWRとして建設され、平成6年3月に我が国21基目のPWRとして営業運転を開始した。この間、平成5年4月の燃料装荷から約11か月の工程で試運転が実施され、良好な結果を得て終わった。

本報ではその試運転実績を炉物理試験、出力試験を中心に報告し、最新の4ループPWRプラント総合機能を紹介するものである。

2. 玄海3号機の概要

玄海3号機は玄海1, 2号機に続く玄海原子力発電所3基目のユニットとして建設され、引続き4号機がツインユニットとして建設中である。以下に玄海3号機のプラント、炉心、運転特性及びそれに関連した計測制御設備についてその特徴を述べる。

2.1 プラントの特徴

玄海3号機の主要設備仕様を表1に示す。原子炉系は、最新の4ループPWRの設計であり、原子炉容器下部胴の一体鍛造化、蒸気発生器の伝熱管へのインコネル690材の採用及び振れ止め金具等の改良、新計装の採用、発電機負荷開閉器(GLBS)の採用による電源構成と電源切替操作の簡素化、等の新技術と設備改良により信頼性と設備効率化を十分に図っている。

タービン系としては、低圧タービンロータに保守性・信頼性に優れている全一体型を原子力タービンとして最初に採用し、また、従来の機械式タービン保安装置に代わる電気式保安装置の採用等、信頼性や設備の適正化を図っている。

表1 玄海3号機の主要設備仕様

Main facilities specification of Genkai Nuclear Power Plant

区 分	仕 様
原 子 炉	加圧水型軽水炉 熱出力: 3411 MW (蒸気発生器熱出力=3423 MW)
原子炉冷却系	4ループ 運転圧力: 157 kgf/cm ² G 運転温度: 324.9/289.2℃(原子炉出口/入口)
蒸 気 発 生 器	たて置U字管式熱交換器(52FA型) 4基 蒸気量: 1.69 × 10 ⁶ kg/h/基 蒸気発生器出口蒸気圧力: 62.5 kgf/cm ² abs
原子炉冷却材ポンプ	たて型単段斜流ポンプ(93A-1型) 4台 設計流量: 20100 m ³ /h/台 設計揚程: 84.4 m
制 御 棒	磁気ジャック式(L-106A型) 53本 中性子吸収材: 銀-インジウム-カドミウム合金
燃 料	装荷量: 89 t(U) 燃料集合体: 193本 17列×17列(9グリッド)
タ ー ビ ン	串(くし)形4車室6分流排気再熱再生形(TC6F-44形) 定格出力(発電端): 1180000 kW 回転数: 1800 rpm
発 電 機	三相同期発電機 1310000 kVA ブラシレス励磁方式

2.2 炉心特性

PWRの炉心運用においては、燃料サイクル費の低減の観点から燃料の高燃焼度化が進められている。玄海3号機でも初装荷炉心から高燃焼度燃料(最高燃焼度制限48GW・d/t)を採用しており、この高燃焼度初装荷炉心は三菱独自の設計である。特徴は、3領域に等分されている初装荷燃料の濃縮度配分にある。従来は2.1, 2.6, 3.1 wt%と、等差になっていたが、高燃焼度初装荷炉

*1 原子力技術センター原子力プロジェクト部主務

*3 原子力技術センター原子炉制御安全設計部主務

*2 原子力技術センター原子炉設計部主査

*4 原子力建設部試運転課長

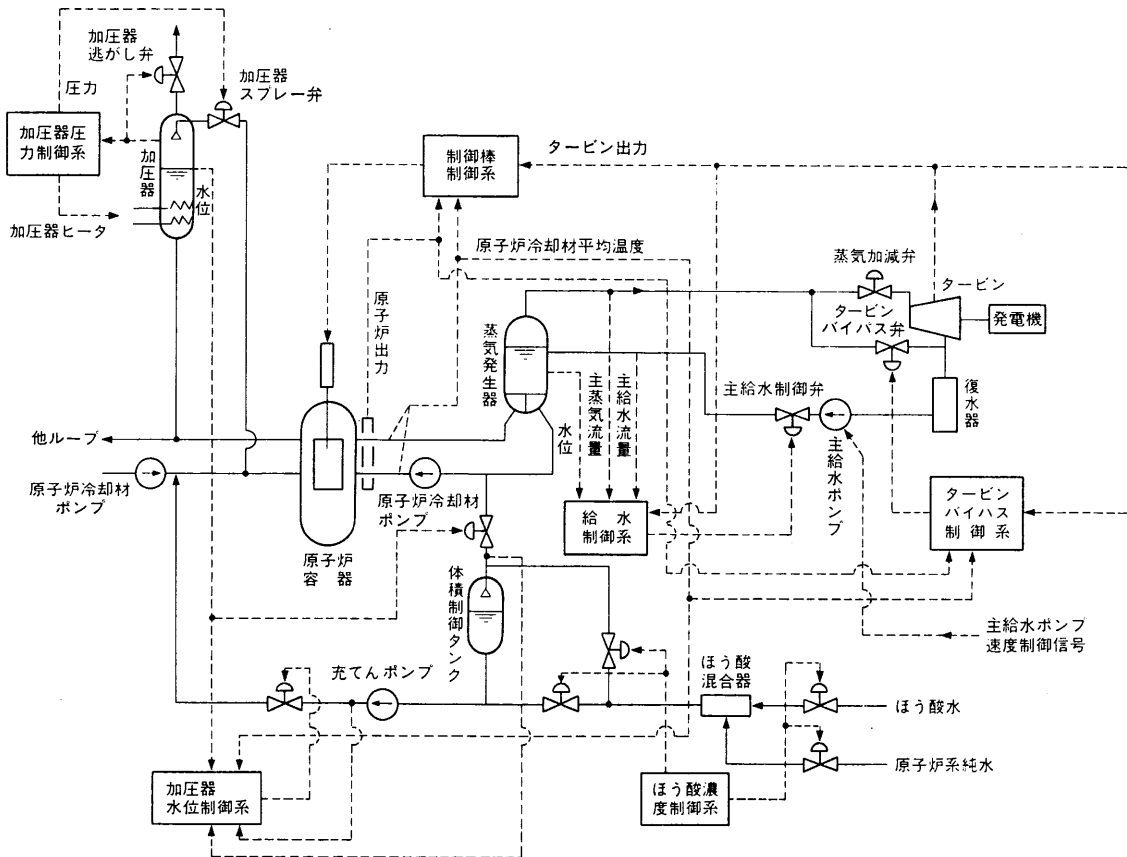


図1 原子炉制御系統図

Flow diagram of reactor control system

心では、第1サイクル燃焼後に取出される第1領域燃料は濃縮度を低くする方が経済的であることから、設計上の要求も配慮し、2.0 wt%とされた。第3領域燃料濃縮度は高燃焼度燃料の標準値である4.1 wt%とし、第2領域燃料濃縮度は所定の炉心寿命、炉心特性を確保する観点から、3.5 wt%とされた。この結果、2.0, 3.5, 4.1 wt%と全く新しい濃縮度配分となった。

燃料集合体配置は、最高濃縮度燃料を外周部に、炉心内部はチェッカボードに配置する従来方式である。

また、我が国でのプルトニウムリサイクルの基本方針に従い、MOX燃料装荷のための設備対応として、制御棒駆動装置及び増設用の予備管台を原子炉容器上蓋に設けるなどの先行処置が施されている。

2.3 制御・運転特性

PWRではタービン発電機出力の変動は蒸気発生器を介して原子炉系からタービン系に緩和されて伝えられ、さらに、原子炉は、その負の反応度帰還による優れた自己制御性のため、プラント制御系の働きとあいまってタービン発電機出力の変動に対し安定に追従できる。主要な制御系統を図1に示し、玄海3号機の負荷追従特性を表2に示す。

2.4 計測制御設備

玄海3号機の計測制御設備は、4チャンネル4トレインの原子炉保護装置、原子炉制御及びガバナ制御に採用されたマイクロプロセッサによるデジタル制御装置、工学的安全施設作動系のシーケンス制御に採用されたソリッドステート式制御装置、CRTを活用した改良中央盤及び計算機システム、多重信号伝送方式の採用等の各種の新計測制御装置が設置されている。

また、デジタル制御のメリットを生かし、下記のような運転

表2 玄海3号機の負荷追従特性

Load follow capability of Genkai Nuclear Power Plant

日負荷追従運転	12-3-6-3運転(100-50%出力) (別途開発されたほう素濃度制御系を設置することで14-1-8-1の運転が可能である) (注)12-3-6-3(14-1-8-1)運転とは、日間ベースの電力需要の変動に合わせて、昼間[12(14)時間]の全出力運転から夜間[6(8)時間]の50%出力へ3(1)時間で移行する運転パターンを言う。
自動周波数制御	3%出力(AFC/GF)
設計負荷減少	50%出力

の自動化も進められ、試運転で動作確認が行われた。

給水ポンプタービンの自動昇速

タービントーニング

主給水弁とバイパス弁の自動切替え

3. 試運転概要

3.1 試運転の流れ

試運転は、機器据付け完了後に、燃料装荷、燃料装荷後の出力試験、さらに、ヒートバランス試験、蒸気発生設備熱出力保証試験、全負荷連続運転試験等の一連の使用前検査の試験を実施した。いずれの試験も良好な結果を得て、当該プラントの機器システム、設備は正常に作動し、プラントは安全に長期運転できることが確認された。特に、先行プラントの運転試験の反映、最新技術の導入等により改良された最新の118万kWの4ループプラントとしての性能も十分に試験により確認された。

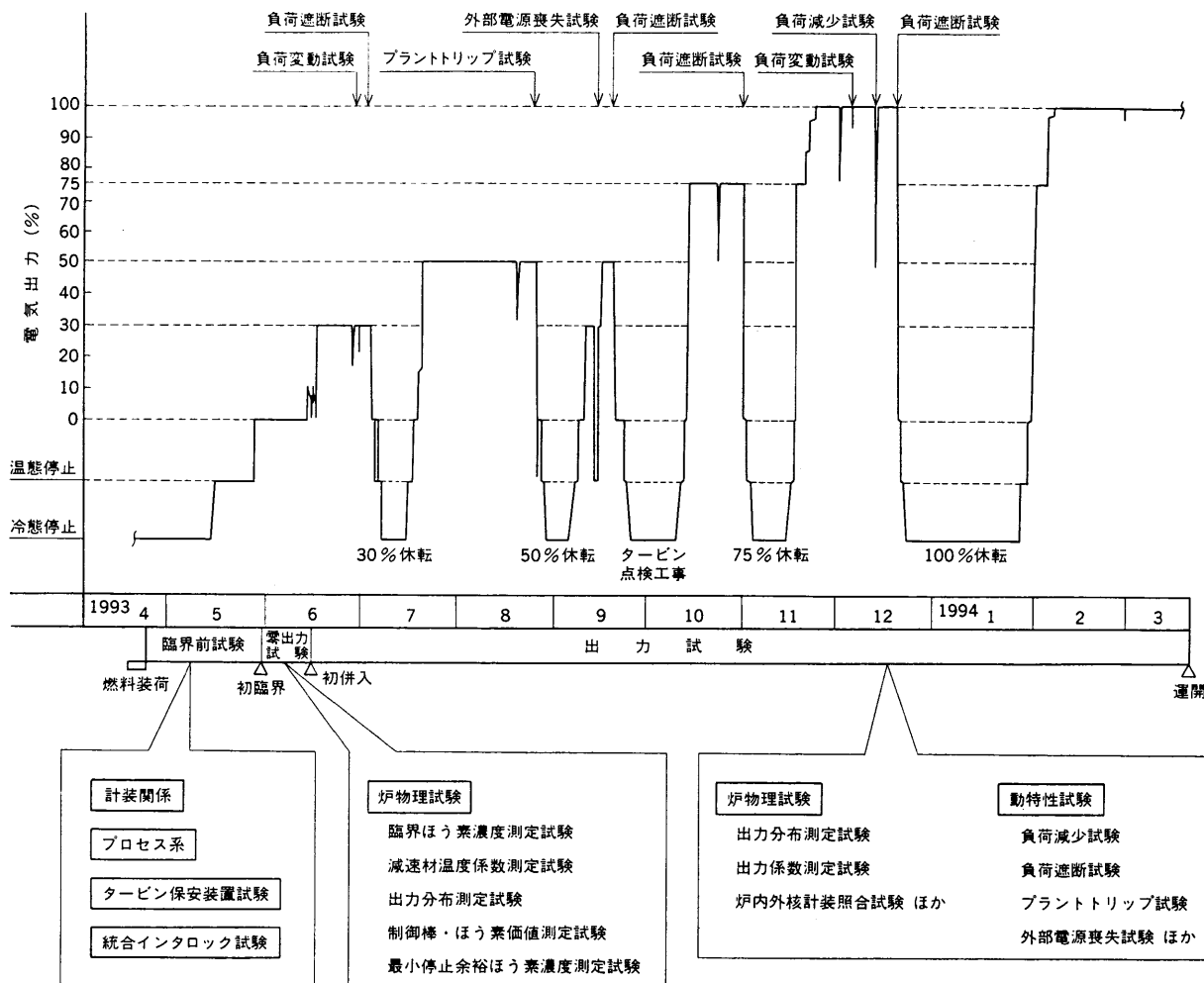


図2 燃料装荷後の試運転工程の流れ

Flow of plant start-up test after core loading

以下に、原子炉の燃料装荷及びその後の出力試験について述べる。

図2に燃料装荷後の試運転の流れと工程を示す。

3.2 炉物理試験

炉物理試験の目的は、次の二つに大別できる。一つは実測した核特性パラメータの値が、プラントの安全設計で用いた制限値の範囲内であることの確認を通してプラントの安全性を確認し、さらに設計値と実測値との比較により設計の検証を行うことであり、もう一つは運転管理目標値の決定、炉心監視計器・指示値の妥当性確認又は校正等運転管理にかかわるデータ採取である。

3.2.1 零出力試験

零出力試験では原子炉を零出力臨界状態に維持しながら、炉心の基本的な核パラメータの測定を行うものである。ここでは代表的な試験、すなわち、初臨界試験、炉心の出力分布を測定する出力分布測定試験、制御棒の反応度停止能力を測定する制御棒価値及びほう素価値測定試験について述べる。

(1) 初臨界試験

臨界接近では、従来手法及び中性子源を持つ一次元近似拡散モデルによる臨界接近量の評価に基づき、安全を確認しつつ次の3段階に分けて行われた。まず、通常運転中に反応度制御のために使用される制御バンクD以外の制御棒をすべて引抜き、制御バンクDは120ステップまで引抜き、次に原子炉冷却材中のほう素を純水注入により希釈した。予定の希釈操作完了後

は制御棒バンクDを120ステップから徐々に引抜き160ステップで計画どおり原子炉の初臨界を達成した。臨界ほう素濃度計算値は1713ppmであり、実測値1710ppmと良い一致を得た。

(2) 出力分布測定試験

炉内出力分布を可動型炉内中性子検出器を使用して測定し、オフライン・オンサイト計算機でデータ処理を行うもので、炉内出力分布の測定値と設計値との比較により、193体の燃料集合体が所定の位置に装荷されていることを確認し、同時に出力分布制限に抵触することなく出力上昇が可能なことを確認した。

出力分布の測定結果では、燃料集合体193体の炉心水平方向の測定値と設計値との差は最大で4.3%であり、設計値の妥当性の基準としている10%に比べ十分小さく、三菱独自の高燃焼度燃料の炉心設計が妥当であることが確認された。

(3) 制限棒価値測定試験

炉心の反応度を制御する制御棒の能力（制御棒価値）を確認する試験であり、原子炉冷却材中のほう素濃度を連続的に希釈しつつ、炉心の臨界状態を維持するように定期的に制御棒を挿入し、制御棒移動に対する反応度変化量を求め、それを積算することにより制御棒価値を定める。図3に、制御棒バンクDの測定結果を代表例として示すが、設計どおりの性能を有していることが確認された。

また、制御棒の反応度停止能力の確認のため、最大反応度効果を有する制御棒クラス1本が完全引抜き位置に固着すると

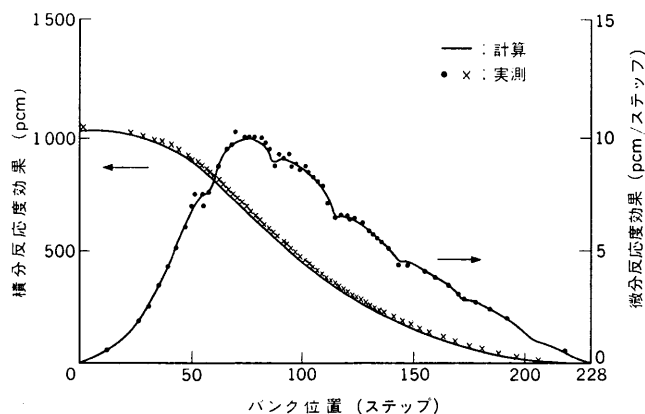


図3 制御バンクD値測定試験
Control bank-D rod worth measurement test

いう安全解析上の条件を模擬し、制御棒の停止能力を測定した。測定では、原子炉設置許可申請書に記載されている反応度停止余裕 $1.6\% \Delta k/k$ を確保することが確認された。

3.2.2 出力時の炉物理試験

零出力試験が終了し炉心の基本的な安全性が確認された後、出力運転状態での核的パラメータの測定が行われた。その代表例としてキセノン振動測定試験と定格出力時の出力分布測定試験について述べる。

(1) キセノン振動測定試験

本試験は、出力分布への外乱に対するキセノン空間分布変動に伴う炉心の軸方向出力分布振動の減衰特性を測定するものである。制御棒操作により出力分布に外乱を与え、キセノン自由振動を励起させ、炉内中性子束分布を測定し、軸方向出力分布オフセット AO の変動を測定した。なお、 AO の定義は下記のとおりである。

$$AO = \frac{P_T - P_B}{P_T + P_B} \times 100 (\%)$$

ここで、

P_T : 炉心上半部出力

P_B : 炉心下半部出力

測定された AO の変動を図4に示す。 AO の変動を次の振動関数でフィッティングし、周期 T 、振幅 A 、振動中心 C 及び安定性指数 B を求めた。

$$AO = A \exp(Bt) \cos(2\pi t/T) + C$$

その結果、周期 T は 32.8 h 、安定性指数 B は -0.049 h^{-1} と負の値であり、収束性を確認した。これらの設計解析の予測値は、それぞれ、 $T=32 \text{ h}$ 、 $B=-0.057 \text{ h}^{-1}$ であり、良い一致を得た。なお、径方向振動の収束性については先行4ループプラントで試験により確認されており、炉心全体として十分安定であることを確認した。

(2) 出力分布測定試験

試験は零出力時の場合と同じであるが、炉心設計の妥当性の確認としては重要な試験である。測定値は計算値と良く一致しており、設計の妥当性を確認した。

3.2.3 炉物理試験結果について

初装荷炉心から高燃焼度燃料を採用した三菱独自の設計による炉心についての炉物理試験はすべての項目を無事完了した。結果は前述の代表例からも分かるとおり設計値と良く一致しており、設計の妥当性が確認された。この実績を高く評価し、他のプラン

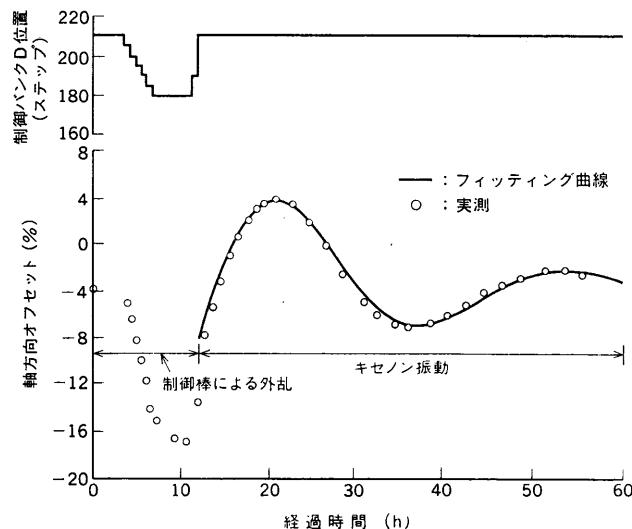


図4 軸方向キセノン振動測定試験結果
Axial Xenon oscillation measurement test

トの実績と共に、今後の更なる高燃焼度化、高機能炉心の設計の基礎として活用していきたい。

3.3 プラント動特性試験

臨界試験後、低出力において主要な原子炉制御系統試験を実施し、以後出力上昇の各段階で過渡応答試験を実施した。

ここでは、プラント全体としての応答特性を見る過渡応答試験結果について述べる。

3.3.1 負荷変動・負荷減少試験

本試験は、プラントが下記の設計負荷変化に対しトリップすることなく原子炉制御系の動作により、安定な過渡応答を示すことを確認するものである。

- (1) 10%ステップ状負荷減少及び負荷増加
- (2) 50%ステップ状負荷減少 (タービンバイパス 40% 容量の制御系併用)

手動操作により、発電機出力を $100\%/min$ で 10% 及び 50% 変化させて負荷変化を与え、タービン発電機及び原子炉の応答が測定され、改良された主給水制御系、タービンバイパス制御系を含むディジタル化された原子炉制御系が正常に動作し、いずれも安定に追従することが確認された。

3.3.2 プラントトリップ試験

プラントトリップ試験は原子炉或いはタービン発電機の異常時に、異常の拡大を防止するために原子炉、タービン及び発電機の総合的インタロックの動作が適切に行われ、プラントが安全に自動停止することを確認するものである。

本試験では 50% 発電機出力時に手動操作によりタービンをトリップさせてシーケンスどおりに原子炉がトリップし、発電機がトリップしてプラントの総合インタロック動作が設計どおり正常であることを確認した。

また、プラントトリップ後に蒸気発生器水位の低下により予定どおりに補助給水ポンプが自動起動し、補助給水流量を調整することで、原子炉冷却材平均温度、蒸気発生器水位及び加圧器圧力が無負荷運転範囲に維持され、プラントは安定な応答を示しつつ、安全に停止することを確認し、試験は良好に終了した。

3.3.3 外部電源喪失試験

外部電源喪失試験は、送電系統の故障や所内電源設備の故障などにより所内電源の一部又は全部が喪失し、原子炉冷却材ポンプ、

復水ポンプ等がトリップすることによって、原子炉冷却材流量や主給水流量の喪失が起こり、運転状態が乱される状況において、原子炉が安全に自動停止され、非常用ディーゼル発電機の自動起動を含めた機器システムが作動すると共に過渡変化が安全に収束できることを確認するものである。

試験では約 30% 発電機出力時に主変圧器用遮断器を手動開放して所内単独運転とし、約 10 s 後に手動で原子炉をトリップさせた。原子炉が停止し、シーケンスどおりにタービントリップし、発電機がトリップして予定どおり所内全停となった。所内全停により所内母線につながっている運転中の補機が停止し、同時にディーゼル発電機が自動起動し、これに伴い、非常用母線がディーゼル発電機により給電され、全停シーケンスに従ってプラント停止に必要な補機が自動起動した。常用電源の喪失により、原子炉冷却材ポンプが停止するため原子炉は自然循環流で冷却されることになるが、補助給水流量、主蒸気逃がし弁及び加圧器ヒータを調整することで、原子炉冷却材平均温度、蒸気発生器水位及び加圧器圧力・水位は無負荷運転範囲に維持され、プラントは安全に停止できることが示され、試験は良好に終了した。

3.3.4 負荷遮断試験

負荷遮断試験は 30, 50, 75% の各出力段階で実施され、最後に 100% で実施された。本試験は原子炉の制御系が正常に動作し、過渡応答が正常であり、タービンは回転数が調速装置により上昇が抑制され、過速度トリップに達しないで整定すること及び発電機電圧が安定に整定することを確認するものである。

100% からの負荷遮断時の原子炉系とタービン系の主要パラメータの変化を図 5 に示す。

発電機負荷開閉器を手動開放し発電機負荷を遮断すると、原子炉系では原子炉の出力を低下させるように制御棒が急速に挿入され、タービンバイパス制御により弁が開いて余剰の主蒸気は復水器にダンプされる。初期のプラントの自動制御の後、原子炉出力が 15% になった時点で制御棒制御系は手動に切り換えられ、手動調整にて原子炉出力は約 15% に維持される。この時点では既にタービンバイパス弁は初期動作を終え蒸気流量及び原子炉冷却材平均温度はほぼ整定して、加圧器圧力、蒸気発生器圧力及び水位は、それぞれ基準値である 157 kgf/cm²G、77 kgf/cm²G 及び 33% に向かい回復していく。また、タービン回転数の最大値はトリップ設定値に至ることなく、発電機電圧も安定に整定することが示された。このように、主要なパラメータが所定の値に順調に整定し、試験は良好に終了した。

3.3.5 プラント制御、動特性試験結果について

代表的な過渡変化に対するプラントの制御及び過渡応答、機器の動作を中心に述べたが、こうした出力試験を通して、プラントの制御、運転性能について、下記が確認できた。

- (1) デジタル制御の利点を生かし一部改良した制御の良好な制御動作が確認できた。
- (2) 設計負荷変動 (50% 出力の急減) を超えた全出力からの 100% 負荷遮断試験でも、プラントは過渡応答特性の余裕により自動停止することなく安定に整定し、優れた運転性能を持っていることが確認できた。試験により得られた成果を活用し、今後のプラント設計において、さらに、運転性能の改良、自動化範囲の拡大等に生かしていきたい。

3.4 プラント性能

PWR では、原子炉で発生した熱に原子炉冷却材ポンプの入熱や原子炉冷却系統からの放熱等が加算・減算され、原子炉系の熱

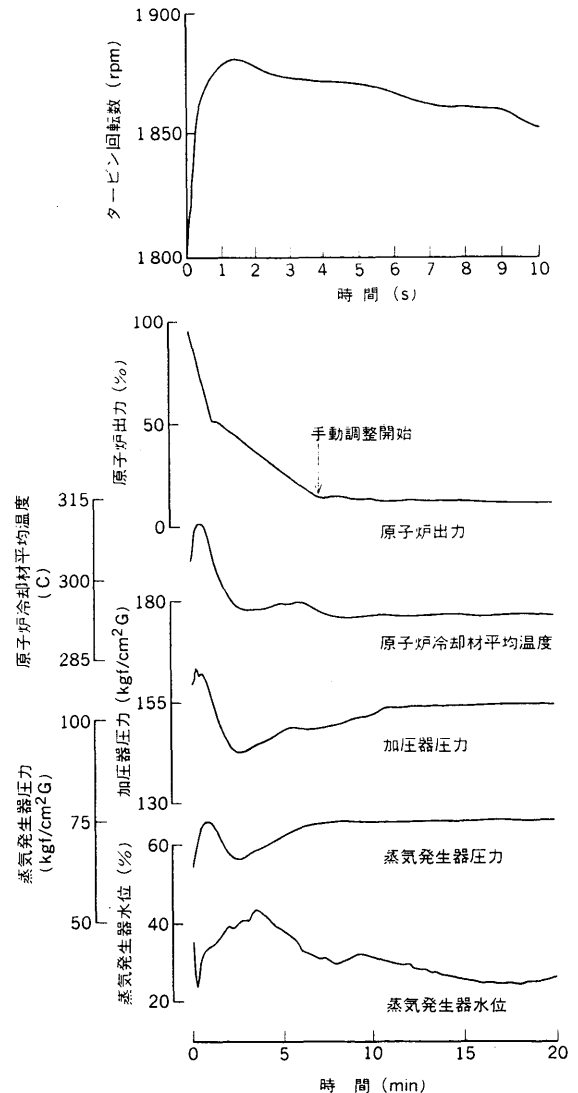


図 5 100% 負荷遮断試験実績
Test result of 100% loss of load test

出力とし蒸気発生器を介してタービン系に伝えられる。プラント性能は、各負荷においてヒートバランス試験によって、これらの熱バランスの測定を行い、発電端熱消費率 [kcal/(kW・h) : タービン系効率] を算出することによって評価する。玄海 3 号機の発電端熱消費率は、海水温度の上昇により復水器の真空度が厳しくなる夏場の条件においても、十分な余裕をもって保証値を満足していることが確認され、同時に発電端電気出力についても保証値 118 万 kW を十分な余裕を持って出力可能であり、プラント性能として十分な余裕を持っていることが確認された。

4. む す び

以上、玄海 3 号機の試運転概要を報告したが、同機は平成 6 年 3 月の営業運転開始以降、安定かつ順調に第 1 サイクルの運転を続け、同年 12 月末に初回定検に入った。

同機は、本報で述べたように第三世代の PWR として、今後とも安全性、安定性に優れた性能を発揮していくものと期待しており、このプラントの建設試運転で得られた経験は、さらに後続の PWR プラントに反映していく所存である。

最後に、玄海 3 号機の建設・試運転に、終始強力なご指導をいただいた九州電力 (株) に、深く謝意を表する次第である。