玄海原子力発電所の運転実績

井地 輝雄*, 西川 正行*

(1977年 3月28日 受理)

Operating Experience at Genkai Nuclear Power Plant

By Teruo IJI and Masayuki NISHIKAWA

Genkai Nuclear Power Station Unit 1 owned by the Kyushu Electric Power Co., the 8th LWR in Japan, commenced the commercial operation on Oct. 15, 1975, and achieved the longest (243 days) continued operating record of the LWR in Japan in the first cycle.

After 14,350 MWD/t of average burn up was attained, the first annual inspection and refueling was performed satisfactorily as the plan during the 86 days outage period—from Oct. 31, 1976 to Jan. 24, 1977. Now the unit is generating full power of 559 MW. Summary of the operating experience of the unit from the commencement of operation is briefly described in this report.

KEYWORDS: Genkai-1 reactor, nuclear power plans, reactor operation, reactor maintenance, reactor instrumentation

I. ま え が き

九州電力玄海原子力発電所1号機は、玄海灘に面する東松浦半島の北西海岸、佐賀県東松浦郡玄海町の値賀崎(第1図参照)の半島上の敷地約74万 m^2 内に建設され、1975年10月15日に営業運転を開始した当社最初の原子力発電所である。

第1図 玄海原子力発電所の位置

営業運転開始以来極めて順調な運転を続け、第1年目にわが国軽水炉としては最長の243日の連続運転記録を出して、原子力発電所の信頼性評価に寄与するこ

とができた。このほど、計画どおりに燃料燃焼が進んだ所で初めての定期点検と燃料交換を終え、77年1月23日に運転再開した。現在全負荷運転中である。

本稿では、1号機運転開始1年目の運転実績を主体とした概要を紹介する。

なお、当発電所では1980年3月運転開始の予定で、2号機の建設も進んでおり、1976年6月12日に基礎掘削を開始して77年2月1日には岩盤検査が終了した。

II. 玄海原子力発電所の概要

1号機は発電端電気出力559 MWの2ループ加圧水型炉原子力発電ユニットであり、わが国軽水炉としては8番目、加圧水型炉としては関西電力美浜1、2号、高浜1号に続く4番目の炉となっている。主要機器設備の建設主契約者は三菱重工㈱で、米国ウェスチングハウス社のライセンス技術により三菱グループが設計、製作から据付け、試運転までを行なった。外国メーカーやアーキテクト・エンジニアの設計、Check & Review等の直接契約がなく、国内メーカーが習得した技術のみで建設した最初のPWRである。

* 九州電力㈱(Kyushu Electric Power Co.)

原子炉熱出力 1,650 MWt は現在では大きい容量のものではないが、計画時の 2 ループ炉としては最新鋭の容量であり、炉設計は同容量の Prairie Island 1 号機を参考としている。炉出力に対応して、蒸気発生器も 1972 年よりウェスチングハウス社が実機に採用を始めた従来よりやや大型の 51 型蒸気発生器の初国産品を組み合せることにより 559 MW が可能となった。

主要設備の概要は第 1 表のとおりである。

第 1 表 主要設備概要

原子炉	
型 式	2 ループ軽水減速・軽水冷却 加圧水型
熱出力	1,650 MW
燃 料	
燃料濃縮度	低濃縮 UO_2 , 約 48 t 初装荷第 1 領域 2.27% 第 2 領域 3.03 第 3 領域 3.40
蒸気発生器	
型 式	たて置 U チューブ型
基 数	2 基
蒸気タービン設備	
型 式	3 車室 TC4F-40 再熱再生式
出力	559,260 kW
蒸気条件(定格時)	55.2 kg/cm ² G., 270.1°C
発電機設備	
型 式	回転界磁, 全閉自己通風型
容量	625,000 kVA

初装荷燃料については、ウラン濃縮と燃料被覆管に米国で調達されたが、燃料体への成形加工は三菱原子燃料(株)で行われた。機器設備全体の国産比率は約 92% である。

設備設計段階で、先行炉の諸実績から積極的改善を図って来たことは勿論であるが、このほかに一般的命題として、管理区域内運転保守作業の放射線環境の設備の改良と同作業の設備の省力化による従業員被曝の低減対策を行なった。この対策の例として、1 次系弁類のグランド・シール対策の徹底(ベローズ弁, 金属ダイヤフラム弁の採用), 国産充填ポンプ採用改善によるグランド漏洩の低減, 半自動遠隔操作式濃縮廃液ドラム詰装置の開発, 1 次系試料採取装置改善, 管理区域内設備監視テレビの多採用, 系統表示方式補助制御盤採用, 管理区域補機用現場集中制御盤採用, 化学体積制御系と廃棄物処理系の遠隔自動切替操作シーケンス化, 集中潤滑油輸送方式の採用, ISI 用の取外し容易な保温材の採用などがある。これらの設備改善事項はいずれも当初の意図どおりに好成績に運用され, 被曝量の減少, 全体設備の安定運転に役立っている。

Ⅲ. 運 転 実 績

1. 運転状況と燃焼管理実績

第 2 図に運転開始以降の発電状況を示している。当初計画では、1975 年 7 月 1 日営業運転開始の予定であったが、同年 6 月 10 日、90% の試運転出力中に A 蒸気発生器において、器内混入異物による機械的摩耗のため細管の 1 本が漏洩する故障が起こった。このため、その原因調査, 対策などで約 80 日の停止となり、約 3 ヶ月遅延して 10 月 15 日営業運転となった。この時のトラブルは試運転期間とはいえ玄海発電所としては最大のトラブルであり、これまでの作業管理, 物品管理を根本的に見直す契機となったが、同時にこの停止期間に設備全般の各部状態の総点検を徹底して行い、必要な手直しと設備改善を行なった。このことが結果的にはその後の安定した運転実績に大きく関係しているものと思われる。

第 2 図 運転後の発電実績(1975. 7~76. 10)

100% 負荷官庁検査を終了して営業運転に入ってから一応出力を 90% まで落とし、初期の約 4 ヶ月、2,000 MWD/t 相当の期間、90% 出力から再び徐々に出力を上げて 2 月 16 日には 100% 負荷に達した。これは経験のない核燃料体の保全を慎重に扱った措置であり、ピーキング係数の高い初期燃焼期間の最大線出力密度は低目に抑えられ、実績として第 1 サイクルを通して最大線出力密度は 10.3 kW/ft 以内に収まった。

ついで、2 月 21 日より 13 日間、設備点検のため計画的な炉の温態停止を行い、通常運転時に点検できないループ室を主体に格納容器内全般的機器・弁類の総点検および復水器細管の渦電流探傷検査(以下 ECT)を実施した。結果はとくに問題となる不具合箇所はなく、初めての夏季需要期に不安なく運転できる見通しを得た。

3 月 3 日運転再開以降、2 週間に 1 度実施のステム

フリー試験と3ヵ月に1度実施の炉内外核計装校正試験で部分的出力抑制を行う以外は、第1回定期点検まで243日間は100%負荷運転を行い、この期間の設備利用率98.3%を発揮することができた。しかし、この期間の3月9日、補修終了した充填ポンプを通常系統に復帰している時、弁操作手順の誤りから微量の放射性ガスが短時間排気筒から環境に出る不祥事があった。放出放射能は僅かに環境に影響のない程度のものであったが、当事者として誠に遺憾であり、同種トラブルの再発を防ぐため弁誤操作防止インターロック、弁類施錠識別管理、設備改造を実施するとともに、設備操作に関する管理体制の再整備を行なった。

第1サイクル中の発電実績を第2表に示す。

第2表 第1サイクル期間の運転実績

	試運転 期 間 (1975. 2. 14 ~10. 14)	運転~定期 修理終了 (1975. 10. 15 ~77. 1. 23)	計 (1975. 2. 14 ~77. 1. 23)
運転日数 (日)	123	372	495
発生電力量(10^6 kWh)	1,009	4,806	5,815
設備利用率 (%)	—	76.7	(61.1)
負 荷 率 (%)	30.9	76.3	60.8
停止回数 (計 画 (回) \ 計画外	11 1†	2 0	13 1
発電端熱効率 (%)	34.5	34.8	34.8
燃料燃焼度(MWD/t)	—	—	14,350

† 蒸気発生器漏洩による停止。

第1サイクル期間中の炉冷却水放射能濃度は低く安定(全放射能約 10^{-1} μ Ci/cc)していて、燃料はなんらの損傷徴候もなく平均燃焼度 14,350 MWD/t を達成できた。

また、この間の臨界B濃度、核的熱流束熱水路係数(F_Q^N)、核的エンタルピー上昇熱水路係数($F_{\Delta H}^N$)の実績を第3、4図に示すが、設計計算値と良い一致が得られた。

2. 諸管理対策の実績

(1) 燃料被覆管保護のための運転管理

前節で最大線出力密度を充分控え目に抑えていくために初期の出力抑制をしたことを説明したが、同じ目的のために、出力運転時の制御棒挿入量は最小限にして、条件の許す限り出力変化は冷却材B濃度調整で行うようにした。パートレングス制御棒はまったく使用しなかった。また、ピーキング係数 F_g と強い相関のあるアキシヤル・オフセット値(炉心上下出力差)を目標幅内に一定にする運転管理をし、ピークを抑えた。

このほか、出力上昇率を当初計画のものよりずっと低い値に制限し、急激な出力上昇時のペレット-被覆

第3図 臨界B濃度と平均燃焼度

第4図 核的熱流束熱水路(F_Q^N)・核的エンタルピー上昇熱水路($F_{\Delta H}^N$)係数と平均燃焼度

管間の機械的相互作用に原因して生じるかもしれない被覆管破損や燃料曲りの発生を防ぐようにした。

(2) 蒸気発生器細管保護のための管理

再循環型蒸気発生器の2次系給水の化学管理は、従来リン酸ソーダ処理を基本としていたが、玄海1号機では計画段階より10数年来火力で好成績を得ているボラタイル処理を適用できないか検討していた。1970年頃より先行PWR発電所の細管損傷報告が出るようになり、事例増加とともにリン酸ソーダ処理の有効性に疑念を持つようになった。1973年には SHIPPINGポート、メインヤンキー発電所でのボラタイル処理実績良好の情報が得られ、玄海1号機の給水処理はヒドラン添加で行うべく決心が固まっていた。

したがって、据付け後のフラッシング、機能試験の段階から、脱塩水のみを使用して固形物混入を排し、完全なボラタイル処理ができるよう準備した。試運転時よりボラタイル処理の水質制限値を厳しく守っている。

給水 pH はヒドラジンのみで 8.7~9.2 に管理できた。また、給水純度を保つため、補給水製造装置にはポリッシャ脱塩塔、真空脱気塔を設けており、補給水からの Na, O₂ の持込みを最小限に抑えた。Na 漏入検出のため、復水ポンプ出口、補給水出口、蒸気発生器ブロー系に Na 計を備えている。復水器漏洩は最も主要な不純物汚染源であるので、復水器細管の品質管理はとくに慎重に行なっており、細管点検時の ECT 検査結果に基づく盲栓施工や取替の基準は火力経験よりも厳しく取り扱って漏洩可能性を少なくした。なおまた、今回定期点検時には 100% 容量の復水脱塩装置を新設して、海水漏入時の対策を一層徹底させた。

そのほかにも、復水器周りの給水系につながる配管系にはベローズ弁を設置して、空気混入を防止している。蒸気発生器細管の定期点検結果ではなんらの異常も認められず、これらの管理、諸対策が総合的に効果を発揮していると思われる。

(3) 1 次系弁類のシール対策の実績

設計時の設備改善目標事項の放射線作業環境改善策の一つとして、当発電所では 1 次系の放射性ガスを含む可能性のある系統弁にベローズ弁、計器元弁に金属ダイヤフラム弁を多数採用しており、従来から使用されているリークオフ弁と組み合わせて、弁グランド部からの漏洩をほとんど防止している。とくに設計圧力 175 kg/cm² のホウ酸を含む 1 次冷却水系に使用する 1,500# 高圧ベローズ弁(インコネル・ベローズ)は、玄海 1 号機のために初めて開発試験を行なって適用されたものである。

試運転以来 2 年間の使用実績を見ると、低圧ベローズ弁(ステンレス鋼・ベローズ)、金属ダイヤフラム弁は全く健全であったが、高圧ベローズ弁でベローズ溶接部に破損を生じたものが初期にあった。これらの弁には通常グランドパッキンも装着されており、運転上直ちに支障はなく、その後破損ベローズは改良ベローズと取り替えられた。

改良ベローズは、早期破断原因となっていた組成中の Lavis 相を除去するため、熱処理温度が高められており、繰返し伸縮に対する耐性ははるかに向上している。

グランドレス弁の多用によってグランド増締め作業が少なくなり、格納施設内の環境も極めてよく、いまだパトロールにエア・マスクを必要としたことはない。

3. 定期点検

第 1 回定期点検は 86 日の停止期間(1976 年 10 月 31 日 ~ 77 年 1 月 24 日)で、比較的短期に、設備的にも大きな不具合がなく円滑に終了した。ここでは燃料と蒸気発生器細管の検査結果を簡単に報告しておく。

(1) 燃料集合体検査結果

121 体の全集合体を使用済み燃料ピットに取り出し、全数の漏洩検査(シッピング)、外観検査(水中テレビ、ベリスコブ、光透過、隙間ゲージなどによる)を行なった。結果は漏洩燃料はなく、燃料表面状態も良好であった。現在の規制当局彎曲燃料取替基準を越える燃料棒彎曲のある集合体のうち、再装荷される第 2 領域分のもは 1 体であったので、第 2 サイクル炉心の対称性を確保するため、健全な集合体 1 体と合せて合計 2 体の燃料体を取り替えた。

(2) 蒸気発生器細管検査結果

2 基の蒸気発生器細管の全数、全長について ECT 検査を行なった結果、約 1 年半前(1975 年 6 ~ 7 月)の検査時以降の腐食、減肉、デンティング(支持板が腐食により体積膨脹して細管をおしつぶす現象)などの発生を示すような欠陥指示は全く認められなかった。

定常運転時は 1 基当たり約 5 t/hr の器内水ブローを行なっていたが、開放時のスラッジは 1 基当たり約 25 kg 程度であった。

また、今回定期点検でボラタイル処理の細管健全性に対する効果を確認するため、それぞれの蒸気発生器から各 1 本の試料管を抜管採取して外観、寸法、金属組織、硬度などの調査を行なってみた。この結果も全部の項目が正常であり、腐食、割れ等の欠陥徴候は全く見られなかった。また、管表面は全体がマグネタイトによる良好な保護被膜が形成されていた。

これらのことから、前項の細管保護のための設備や管理方針に自信を強めており、今後も慎重な管理を行なって成果を監視する考えである。

IV. おわりに

1 号機 1 年目の運転実績を比較的好調なものとして報告することができた。当社も定期点検を終えて漸く一通りの原子力体験を持つことになったが、今後これらの諸経験を原子力発電所の計画、施工、運営面に反映し、原子力発電を一層信頼度の高いものとしたい。