

改良型沸騰水型原子炉 (ABWR: Advanced Boiling Water Reactor) の C&I (Control and Instrumentation) を支えるキーテクノロジーは、デジタル技術である。ABWR の電気・計装・制御システムは、最新技術を駆使し、快適な運転環境を実現することを目標に長年の開発努力の結果実現した。原子力発電所でのデジタル技術の適用は早く、廃棄物処理システムや原子炉の出力をコントロールする制御系ですでに 10 年以上の経験をもち、安定な運転を支える有力な技術となっている。ABWR の C&I は、このキーテクノロジーをすべての監視・制御系へ適用し、従来の中央制御室を一新した第三世代の運転監視用マンマシンインタフェース A-PODIA™ (Advanced Plant Operation by Displayed Information and Automation) を中核とする総合デジタルシステムとして完成した。

The spectacular advances made in digital technologies in the fields of control and instrumentation (C&I) and power electronics permit the performance of manifold functions never before realizable. These advances are fully utilized in the advanced boiling water reactor (ABWR), making for a human-friendly man-machine interface and enhancing operability.

This paper describes the A-PODIA™ system, which incorporates digital C&I and power electronics and has been realized through the adoption of state-of-the-art technologies. This system has been validated at the Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station of The Tokyo Electric Power Co., Inc.

1 まえがき

電気・計装・制御 (C&I) システムの役割は、発電所を構成する多くの機械システムの状態を計測し、これらを協調制御し、安定かつ信頼できる運転を達成することである。目的達成のため、これまでの経験を基に、デジタル計装・制御技術、光情報伝送技術、パワーエレクトロニクス技術など、先端技術の利点を生かすシステム開発を行った。長年の集大成が ABWR のマンマシンインタフェース A-PODIA™ と総合デジタルシステムである (図 1)。

原子力発電所の運転は中央制御室で集中管理され、A-PODIA™ は監視操作をコンパクトに実現するオペレータコンソールと重要な情報を運転員全員が見られるようにした大型表示盤とからなり、人と機械の融和を図り、運転チームのコミュニケーションの大切さを追求したマンマシンインタフェースである。

C&I システムは、制御対象ごとに次の四つのアイランド (島) から成り、すべてをデジタル化している。

- (1) 原子炉の安全を守る安全保護系
 - (2) 炉出力を監視・制御する出力制御系
 - (3) ポンプ、弁など補機と供給電源を制御する NSSS (原子炉蒸気供給系)/所内電源系
 - (4) 回転速度、発電機出力を調整するタービン発電機系
- パワーエレクトロニクス技術として、新開発の原子炉内

蔵型再循環ポンプ (RIP: Reactor Internal Pump) 用高性能水中モータと改良型制御棒駆動機構 (FMCRD: Fine Motion Control Rod Drive) 用ステップモータの電源として最新のインバータ装置を導入した。これらの制御装置もデジタル化し、高性能な制御特性を発揮している。

これらの総合デジタルシステムが有機的に結びつき、運転信頼性、プラント起動の高速性など ABWR の優れた性能を引き出すことができ、このことを試運転で実証した。

2 マンマシンインタフェース A-PODIA™

六つの BWR プラントに適用してきた PODIA™ の設計と運転実績を基に、次の目標を設定し A-PODIA™ を開発した。

- (1) すべての監視・操作を主盤に集中させ、運転監視性を向上させる。
- (2) 重要情報を大型表示盤に集中させ、情報を共有化する。
- (3) 運転/定期検査 (定検) の業務エリアを分割し、中央制御室環境を改善する。

運転監視の中心となる幅 5 m のコンパクトな主盤には、7 台の CRT (画像表示装置)、17 枚のカラー液晶のフラットディスプレイ (FD) とハードスイッチを配置している。CRT と FD は、タッチ操作可能で各ポンプやバルブの個別操作はこれらのタッチ操作で行う。CRT に、運転に必要な情報を

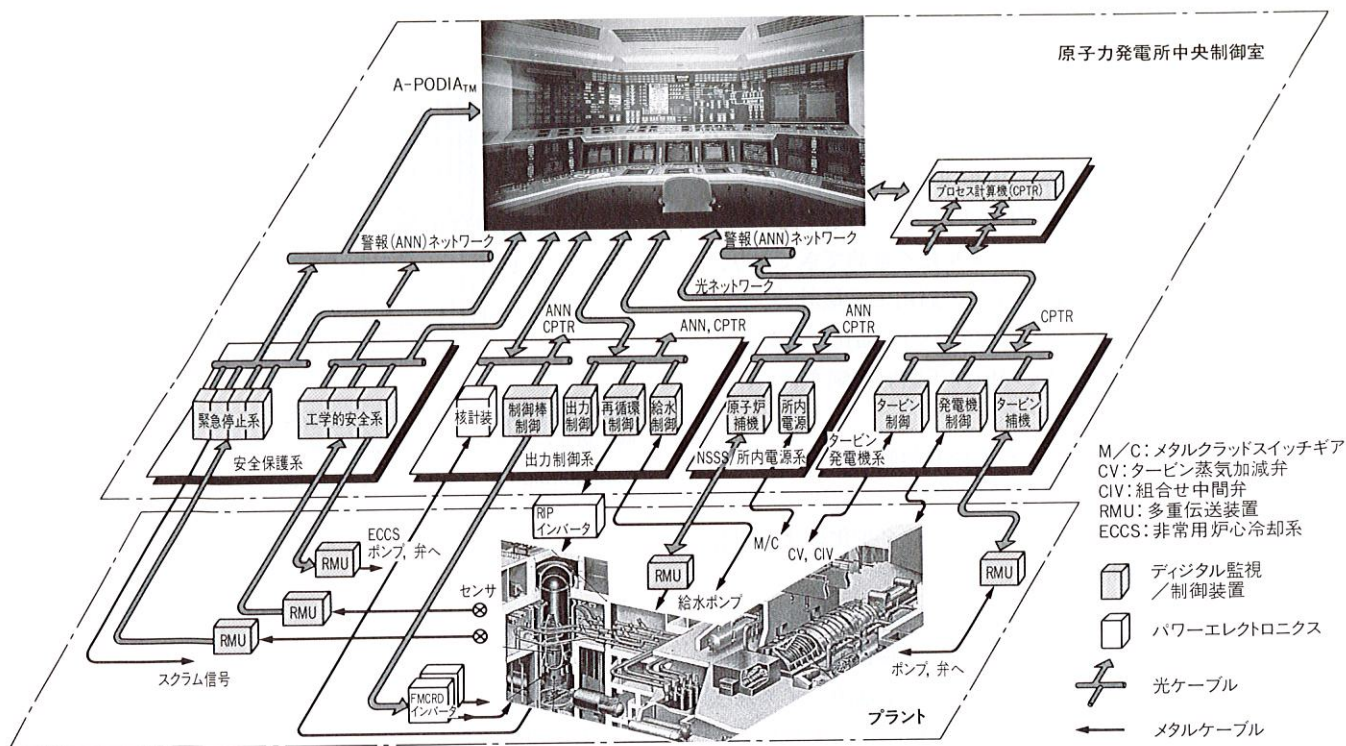


図1. ABWR 総合デジタルシステムの構成 (当社は、タービン発電機系は K-7 で担当)。

Configuration of ABWR control and instrumentation system

約 500 枚の画面に階層的にわかりやすく整理し、かつ、どの CRT からも見ることができ、主盤ですべての運転監視が可能である。

大型表示盤は、プラントレベルの重要警報を表示する重要警報表示盤、プラント全体の状態を LED によりわかりやすく表示する大型ミミック盤、プラントの主要パラメータやトレンドを表示する大型スクリーンから成る。また、大型ミミック盤上部には、プラントを構成する 120 あまりの系統の状態 (重故障/軽故障/状態変化) を 3 色 (赤/黄/緑) で表示する系統別一括警報を配置している。大型スクリーンは、110 インチの高精細背面型プロジェクタを採用しており、プラント異常時にはプラント主要パラメータのトレンドが自動表示される。

このように、大型表示盤にはプラントの重要情報が適切なデバイスを用いてわかりやすく表示されており、中央制御室内全員が重要情報を同時に共有できる設計としている。この大型表示盤の下部には、32 枚の FD を主体とする定検時監視操作部が設置されており、種々の定検時作業が並行して行えるよう配慮されている。

A-PODIA™ の開発は、5 年にわたる東京電力(株)と共同研究を行い、そのなかで製作されたプロトタイプを用いて、運転員のウォークスルーなどのレビュー/評価を実施した。この検証を通して基本設計の妥当性が確認されるとともに、詳細設計に向けて有意義な指摘を得ることができた。

PODIA™ の経験を基礎とし、いっそうの改善を旨として基本設計、詳細設計を経て、柏崎刈羽原子力発電所 6 号機 (K-6) の A-PODIA™ として完成した。

3 デジタル型安全保護系の完成

安全保護系は、異常が発生したときに原子炉を停止したり、炉心の冷却系を起動する機能をもつ。より柔軟なプラント保守運用性をもたせるため、検出器、起動ロジックを完全に四つのチャンネルに分け、このうち二つが作動したとき (2 out of 4 論理) 安全保護系が働く設計とした。さらに制御装置自己診断機能の導入により、いっそうの信頼性向上を旨とした。このために安全保護系をデジタル化した。

デジタル型安全保護系と従来のアナログ型との大きな相違点はソフトウェアを用いるか否かである。ソフトウェアは、長年エネルギー部門で実績あるシンボル化言語 POL (Problem Oriented Language) を使用し、設計・製作および検証作業の確実化を図るとともに、プログラムは単純な論理構成、割込処理のない定周期処理構造とすることにより、設計・製作段階におけるエラーの発生要因を確実に排除する構造とした。さらに、JEAG4609 に基づき、検証および健全性確認 V&V (Verification & Validation) 手法を適用し、信頼性の確保を図った。V&V の適用は、国内では初めてであり、世界でも事例は多くない。

4 デジタル型核計装系の完成

原子炉内の出力を測定する核計装システムおよび放射線レベルを測定する放射線モニタシステムは、原子力特有で重要な計装システムである。1980年代から放射線モニタ (ARM/PRRM)、移動式炉内中性子計装 (TIP)、起動領域モニタ (SRNM) と順次デジタル化を進めてきており、K-6 の出力領域モニタ (PRNM) への適用で全核計装システムのデジタル化が完結した。PRNM の製品化にあたって、工場試験および当社試験炉での中性子照射試験を行い、十分な検証を行った。

デジタル型出力領域モニタの K-6 起動試験を通し、次の効果を確認した。

- (1) 信頼性・保守性の向上 デジタル化による操作性、診断機能が向上した。
- (2) ノイズに対する処理能力向上 デジタルフィルタの採用により、LPRM (中性子束) 検出器単発スパイクによる信号処理への影響防止、交流電源ノイズ除去ができ、中性子束の揺ぎ成分検出機能が向上した。
- (3) プラント起動時間の短縮 LPRM ゲイン校正自動化 (プロセス計算機からの伝送データを FD 上で確認後ゲイン値を更新する手順に簡素化) による校正時間の短縮を実現した。従来の 1/5 以下 (約 1h) で校正可能。
マルチロッドブロックモニタ (MRBM) の採用による 8 本の制御棒同時引き抜きを実現し、プラント起動時間の短縮に大きく貢献した。
- (4) LPRM 検出器特性試験の負担軽減 プラトー測定自動化により、専用測定装置を不要とし、測定作業の負担を軽減した。

さらに、核計装システム装置と放射線モニタコンポーネントを統一し、予備品数の低減を図った。今後運転プラントのデジタル化による改良が容易となった。

5 新しい制御技術の導入

5.1 原子炉出力制御の自動化

原子炉出力の制御は、再循環流量および制御棒を操作することにより行うが、ABWR ではこれらの操作を自動的に行う“自動出力調整系 (APR)”を採用している。制御棒の操作を自動的に行う APR の機能は新技術であり、改良型制御棒駆動機構の制御を行う新技術の RC&IS (Rod Control and Information System) と協調し、トータル機能を達成する (図 2)。

APR を用いた制御棒操作の自動制御の一例として、原子炉を臨界に達成させる“臨界制御機能”の試験結果を図 3 に示す。従来方式では 3 時間程度かかっていた原子炉の臨界を 30 分程度で達成することができ、原子炉起動時間の短

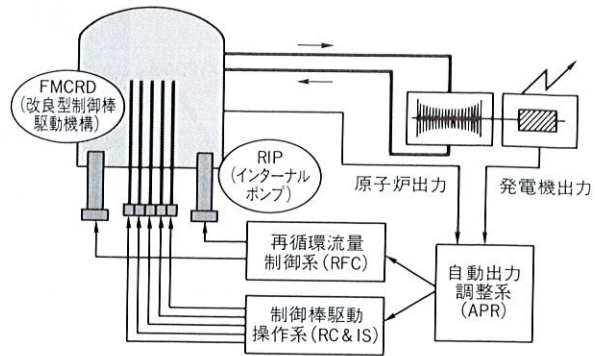


図 2. 原子炉出力制御システムの構成 APR は、原子炉の通常起動、停止へのすべての出力制御を統括する。

Configuration of reactor power control complex

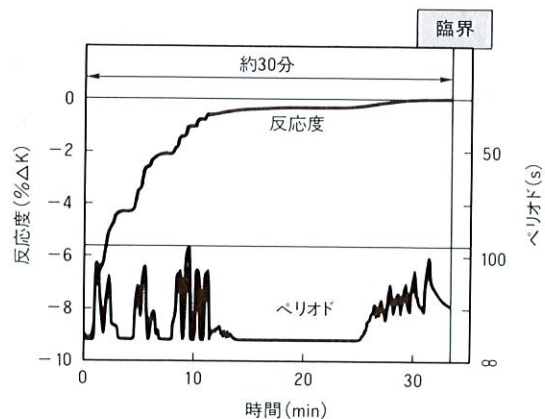


図 3. 原子炉起動時自動化による臨界制御の実機特性 複数 (最大 26 本) の制御棒を同時に引き抜き、監視パラメータのペリオドを制限値以内に制御しながら最短時間で起動できる。

Automated control rod operation at reactor start-up (reactor critical 30 min after CR withdrawal)

縮および運転員の負担低減に寄与することが確認できた。

5.2 新型制御棒操作監視系 (RC&IS)

制御棒駆動系として、従来の水圧駆動型に変え、改良型制御棒駆動機構 (FMCRD) が適用され、RC&IS で監視制御を行っている。RC&IS には、最新のデジタル制御、光多重伝送技術と、制御棒駆動用ステップモータを駆動するためのインバータ技術を導入し、次のような画期的な機能向上を実現した。

- (1) 制御棒の引抜きシーケンスを内蔵し、APR の指令により、制御棒操作の自動化を実現して運転負担を大幅低減した。
- (2) 制御棒の最小駆動幅を従来の約 1/8 (18.3 mm) とし、最大 26 本の複数制御棒の同時 (ギャング) 駆動を可能にした。
- (3) カップリングテスト、スクラムテストなどの性能確認のためのサーベイランステストを自動化した。

駆動モータは、欧州では誘導機を採用していたが、反応度の微調整による運転性、燃料経済性の向上のため、微動駆動可能なステップモータを採用した。耐放射線性、低速・大トルク特性（最大7kg-m）、位置保持力などを中心に開発を行った。

5.3 RIP 駆動モータと可変周波数電源装置 (ASD: Adjustable Speed Drive)

駆動モータは、原子炉内蔵とするため、水中モータを採用した。耐水トリ-性の高い絶縁材、耐腐食性の高い鉄心材料、安定性の高い軸受けなどが開発課題であった。

モータ電源装置には、電圧型インバータを採用し、滑らかな低周波起動特性、プラント応答性 60%/分を実現した。主回路に GTO 素子 (Gate Turn Off SCR) を採用して簡素化した。制御系は、二重化して信頼性向上を図るとともに、制御の高速化、送電系統の瞬時停電後の再起動時間の短縮を図った。また、起動試験時ポンプ再起動性能を確認し、設計当初想定したよりも高速領域での再起動が可能であることを検証した。この結果、プラント出力損失を大幅に改善できた (図 4)。

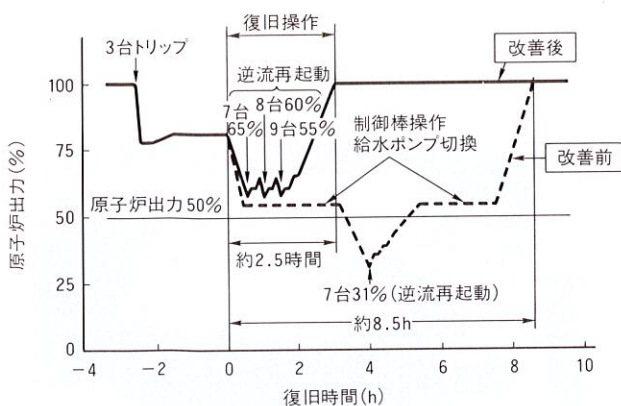


図 4. 再循環ポンプ RIP の再起動時の特性改善 1 母線故障により 3 台の RIP が停止した場合、運転中の 7 台の回転速度を下げることで、ポンプの再起動が短時間で可能であることを確認した。
Improvement of RIP restart characteristics

5.4 原子炉主要制御系

原子炉圧力制御系は、タービン加減弁およびタービンバイパス弁を制御し、原子炉の圧力を一定に維持することを目的としている。制御方式には、主蒸気ヘッド圧力をフィードバック信号とするタービン入口圧力制御 (従来方式) と原子炉圧力をフィードバック信号とするドーム圧力制御方式とがある。ABWR は、従来のプラントと比較してプラント出力が大きく、圧力容器は小さいため、外乱に対し炉圧

や炉水位をより速く制御したいとの要求から、ドーム圧力制御方式を採用した。起動試験の過渡応答試験で、大きな外乱に対して炉圧力や炉水位の変動がきわめて小さく、制御性が向上していることを確認した (図 5)。

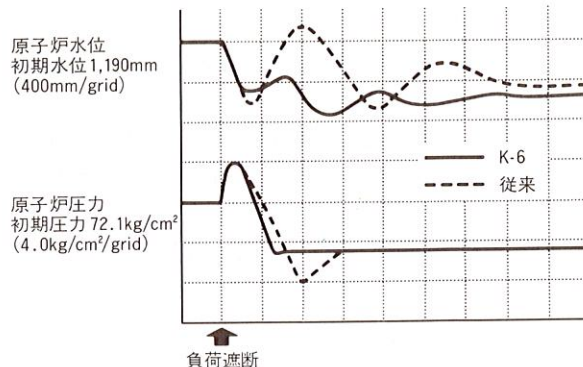


図 5. 100% 出力発電機負荷遮断起動試験結果 ドーム圧力制御方式により原子炉圧力のアンダシュート量を抑制し、原子炉水位の変動も小さい制御が可能である。

100% load rejection transient by dome pressure control

6 あとがき

C&I システムの運転性、信頼性、経済性の向上に向け長年開発に注力してきた成果が A-PODIA™、総合デジタルシステムである。柏崎刈羽原子力発電所 6 号機の試運転を通してその有用性を実証することができた。

世界最新の C&I システムを実現することができたのは、東京電力㈱をはじめ関係各位のご指導のたまものである。当社は、さらなる C&I システムの高度化に向け注力しており、今後ともご支援をお願いする次第である。



富澤 輝昭 Teruaki Tomizawa

磯子エンジニアリングセンター原子力電気計装技術部主幹。
原子力計測・制御システムの開発に従事。
Isogo Nuclear Engineering Center



戸根 洋一 Youiti Tone

府中工場発電制御システム部部长。
発電制御システムの開発・設計に従事。
Fuchu Works



藤井 真 Makoto Fujii

府中工場原子力計装システム部部长。
原子力計装システムの開発・設計に従事。
Fuchu Works