

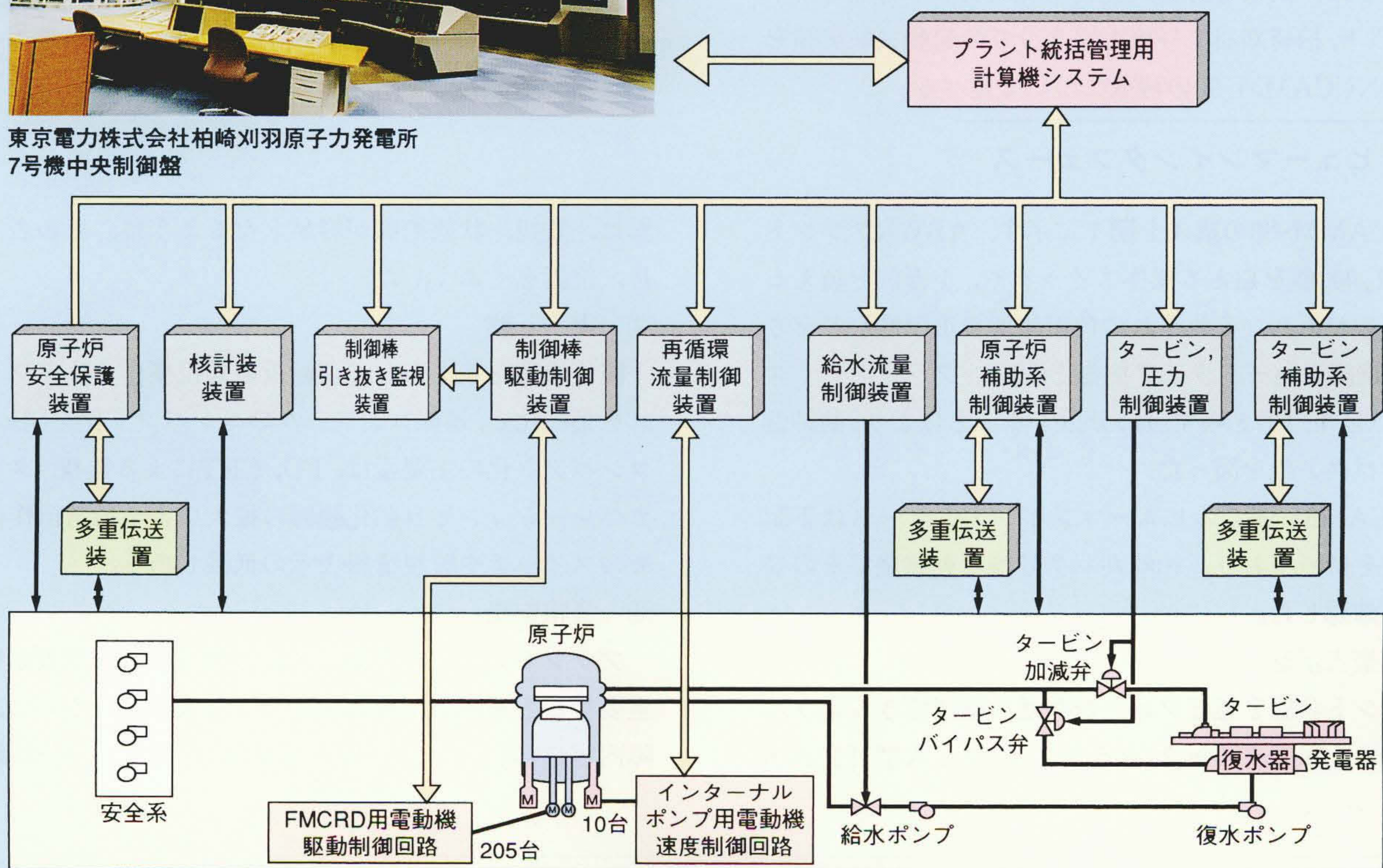
ABWRプラントの計測制御技術

Control and Instrumentation for ABWR Plant

宮本義之 Yoshiyuki Miyamoto 清治岳彦 Takehiko Seiji
水本文夫 Fumio Mizuki 石井佳彦 Yoshihiko Ishii



東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所
7号機中央制御盤



注：略語説明など FMCRD (Fine Motion Control Rod Drive), (光多重伝送)

ABWR(改良型沸騰水型原子炉)プラント用新型総合デジタル中央監視制御システムの概要

高いシステム信頼性と保守性を目指し、プラント全体の計測制御システムの総合デジタル化を実現した。また、ヒューマンインタフェースの高度化と自動化範囲の拡大により、運転員の負担軽減などを図った。

原子力発電所の計測制御では、信頼性、保守性に優れた制御システムの実現と、自動化制御適用による運転員の負担軽減が求められている。

これらの要求にこたえるために、ABWR(改良型沸騰水型原子炉)プラントでは、ヒューマンインタフェースの高度化や起動・停止操作の自動化、スクラム後の定型操

作の自動化などの自動化範囲の拡大を図った新型総合デジタル中央監視制御システムを適用した。

このたび、ABWRプラントである東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所7号機の起動試験を通して、同システムの運転操作性、自動化制御機能の確認を行い、いずれも良好な実績が得られた。

1. はじめに

原子力プラントでは、プラント起動・停止、通常運転、およびサーベイランステスト時に、的確な判断と円滑な操作を可能とする制御システムの実現が求められている。

ABWR(改良型沸騰水型原子炉)プラントで採用された新型総合デジタル中央監視制御システム“NUCAMM-90(Nuclear Power Plant Control Complex with Advanced Man-Machine Interface-90)”(以下、NUCAMM-90と略す。)は、この要求を満足するためにヒューマンインタフェースの高度化、自動化制御範囲の拡大などを図った(表1参照)。

ここでは、東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所7号機(以下、柏崎刈羽7号機と言う。)での起動試験実績を基に、NUCAMM-90の特徴について述べる。

2. ヒューマンインタフェース

NUCAMM-90の構成を図1に示す。ABWRプラントでは、1,000個を超える操作スイッチや、1万個を超える監視情報があり、それぞれの使用頻度や重要性などを考慮し、機能をハードウェア機器とCRT、フラットディスプレイ(以下、FDと略す。)に分担することにより、制御盤のコンパクト化を図った。

NUCAMM-90でのヒューマンインタフェースは下記の特徴を持っており、柏崎刈羽7号機起動試験でその妥当性を確認した。

(1) 大型表示盤

プラント状態を運転クルーが共通に確認できるようにするため、固定ミミック(グラフィック)と大型可変表示

表1 NUCAMM-90での自動化項目

通常の起動・停止操作のほか、サーベイランステスト時や非常時運転も対象としている。

自 動 化 項 目		内 容
起動・停止 操作	臨界操作	○
	昇温昇圧、減圧操作	○
	出力上昇、下降操作(制御棒 と炉心流量の操作)	○
	制御棒全挿入操作	○
	タービン発電機操作	○
	給水ポンプ切換・追加操作	○
	タービン系補機操作	□
	原子炉系補機操作	□
定常運転 操作	所内電気系切換操作	□
	サーベイランステスト操作	△
非常時運転 操作	中性子計装系校正(半自動)	○
	スクラム後定型操作	○
	残留熱除去系連動操作	□

注：記号説明 ○(プラント自動化範囲)、△(運転支援ガイダンス)、□(シーケンシャル自動化)

器は、監視、状態把握が容易となるように、その表示項目、位置をくふうした。

(2) 主 盤

座位操作を基本として運転員の監視操作インタフェースを集約化し、運転コンソールのコンパクト化を図った。コンパクト化の主要素は、FD、CRTによる監視、タッチオペレーションと自動化範囲の拡大による通常操作のためのスイッチや監視情報表示の低減である。

(3) 警報監視

プラントレベルと系統レベルの警報は、大型表示盤の重要警報と系統一括警報にそれぞれ表示し、さらに、故障内容に応じて色分け表示〔重故障(赤表示)、軽故障(黄

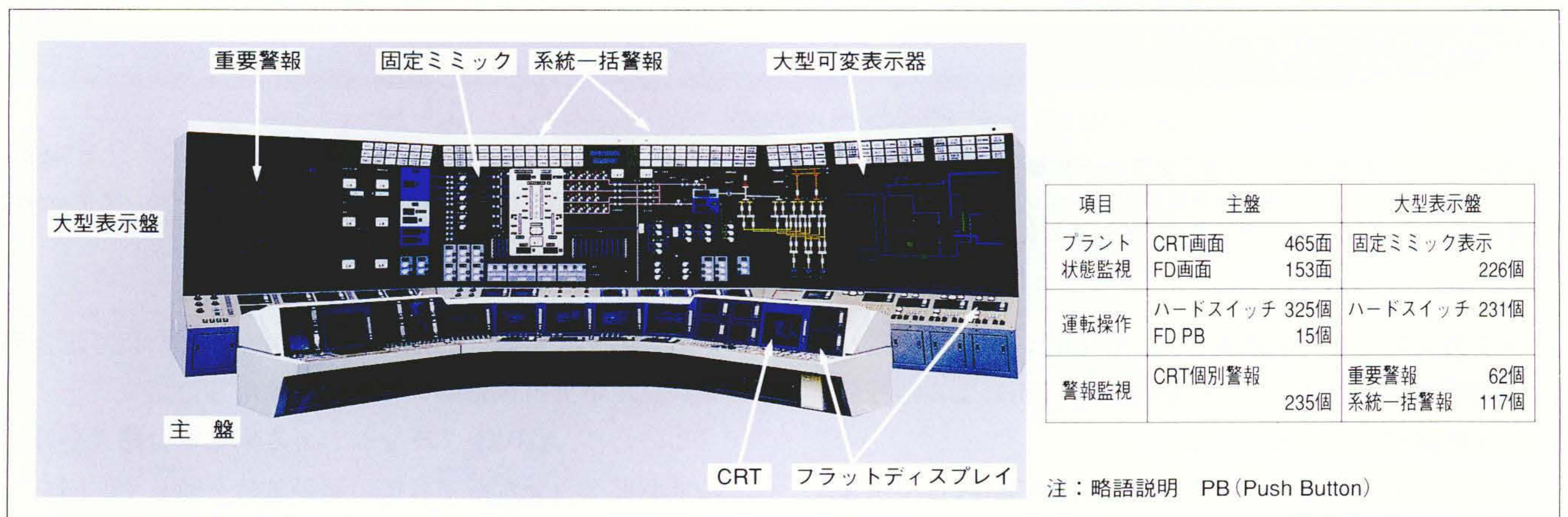


図1 NUCAMM-90の構成

主要な監視操作を集約した主盤と、プラント全体状況を共有情報として提供する大型表示盤で構成することにより、操作・監視性が向上した。

色表示)、運転状態変化(緑色表示))を行った。また、詳細な機器レベルの故障は、主盤のCRTやFDに表示した。

このような階層表示により、異常発生初期に運転員に的確な情報を与えることが可能となった。

3. 自動化制御の特徴と実績

3.1 起動・停止操作の自動化

ABWRプラントでは、電動駆動制御棒駆動機構(以下、FMCRDと略す。)とインターナルポンプ(以下、RIPと略す。)を用いた出力制御の自動化と、給・復水系やタービン・発電機系などの主要機器操作の自動化により、従来プラントに比べて運転員の負担を軽減した。

柏崎刈羽7号機での冷温起動特性実績を図2に示す。自動化制御の特徴について以下に述べる。

(1) 制御棒操作の自動化

従来プラントでは、運転員が制御棒操作に長時間従事していたが、FMCRDの採用により、あらかじめ定められた制御棒操作シーケンスに従い、複数本の制御棒操作を自動で行うことが可能となり、運転員の負担を大幅に軽減することができた。

一方、制御棒はポジションによって投入される反応度が異なる特性を持っているのに対し、ほぼ均一の反応度が投入される独自の動作方式を採用することにより、制御目標値(炉水温度変化率、出力など)への高速で安定した追従を可能とした。

(a) 臨界制御では、中性子束のペリオドを監視しながら26本の制御棒を同時引き抜きすることにより、臨界

に到達した。

(b) 昇温昇圧制御では、炉水温度上昇の目標値(10~55℃/h)にほぼ追従した制御棒制御により、定格圧力に到達した。

(c) 炉出力制御では、炉出力上昇の目標値にほぼ追従した制御棒制御により、規定の出力(バイパス弁開度)に到達した。

(d) 発電機出力制御では、出力上昇の目標値にほぼ追従した安定な制御が行われた。

(2) 炉心流量調整の自動化

炉心流量の調整では、応答性に優れたRIPの特徴を生かし、さらに、炉心流量をフィードバックする制御方式などにより、安定かつ高速の出力制御を可能とした。

起動時の自動化による出力上昇でも、良好な制御性を確認した(図2参照)。

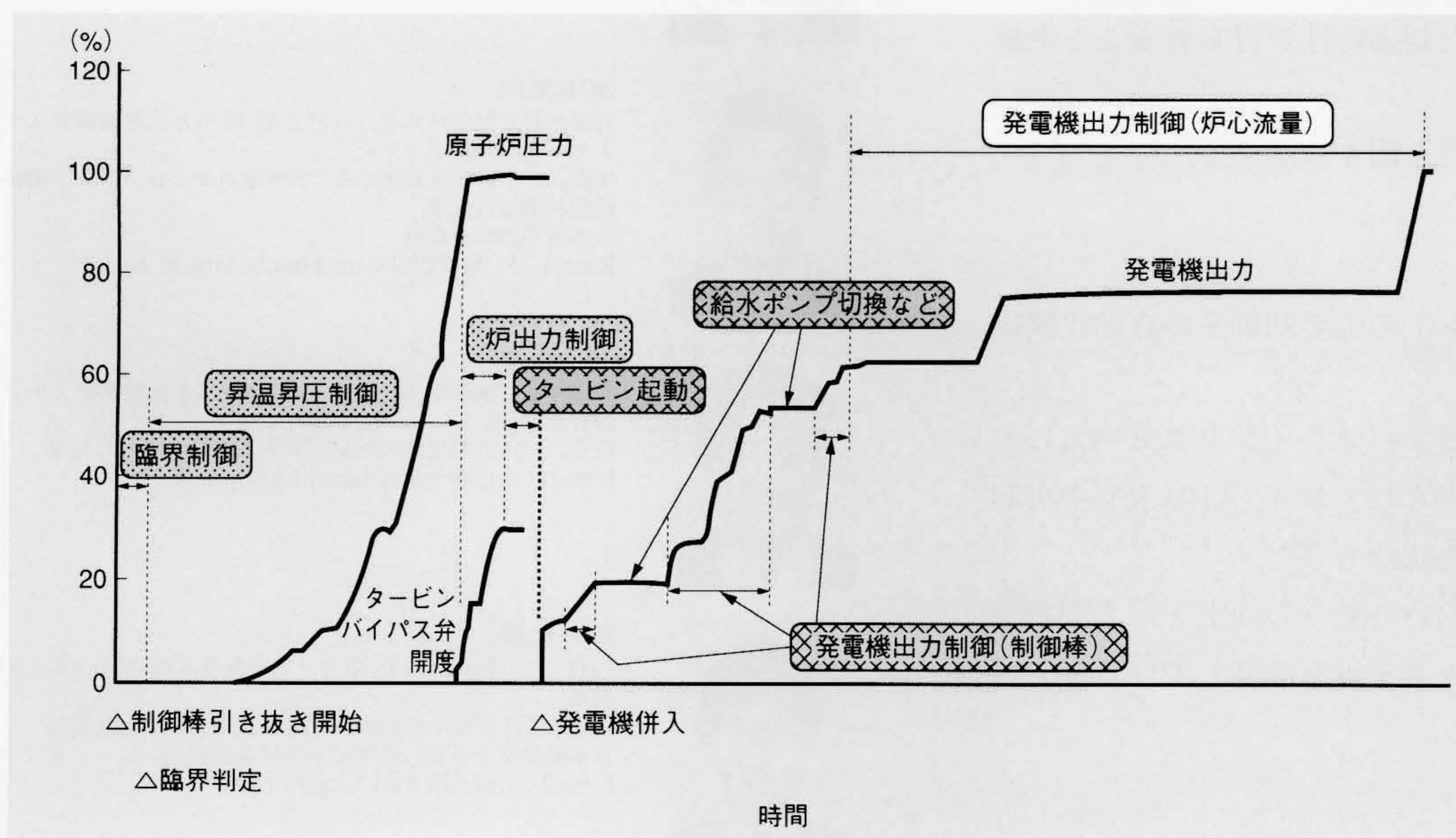
(3) 給水ポンプ切替の自動化

ABWRでは、従来の水位、主蒸気、給水の三要素制御に加え、各給水ポンプの流量をフィードバックする給水流量制御方式を採用し、制御性の向上を図った。給水ポンプ(M/T)切替実績を図3に示す。原子炉水位変動は±50 mm以下であり、従来プラントとほぼ同等で、かつ、切替時間は約 $\frac{1}{4}$ と良好な結果であった。

3.2 スクラム後の定型操作の自動化

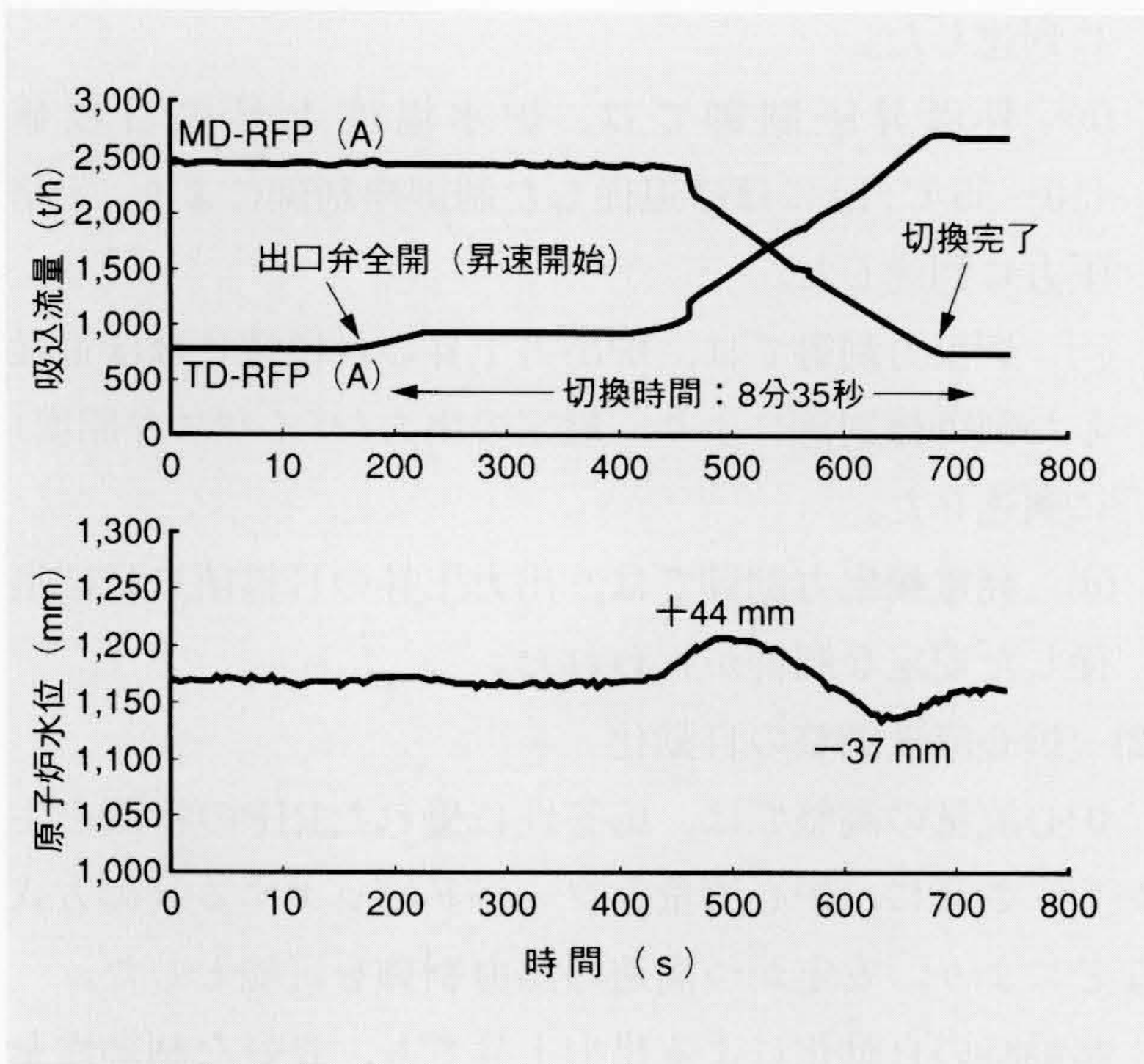
スクラム直後は、安全確保の観点からの緊急対応操作は不要であるが、プラントをより安全な状態に導くために、給水ポンプ切替などの定型操作を行っている。

ABWRでは、スクラム直後の定型操作(タービントリ



注1: (制御棒操作の自動化)
(炉心流量調整の自動化)
(その他の自動化)
注2: 定格原子炉圧力 7.1 MPa
定格発電機出力 1,356 MWe
図2 柏崎刈羽7号機での冷温起動特性実績(一部実績に基づく換算評価を含む。)

制御棒操作の自動化と炉心流量調整の自動化により、良好な制御性が得られ、起動時間の短縮を図っている。



注：略語説明 MD-RFP (Motor Driven-Reactor Feedwater Pump)
TD-RFP (Turbine Driven-Reactor Feedwater Pump)

図3 給水ポンプ切替実績

原子炉水位変化が小さく、また、切替時間の短縮を図った。

ップ、給水ポンプ切替、タービン制御系の切替など)をインターロック化し、運転員がプラントパラメータをより落ち着いて監視できるようにした。

柏崎刈羽7号機の発電機負荷遮断や主蒸気隔離弁全閉などのスクラムを伴う試験を実施し、前記の給水流量制御や給水ポンプ切替の自動化により、原子炉水位が安定に整定することを確認した。

また、スクラム後の原子炉圧力についても、ABWRから採用したドーム圧力制御により、タービントリップの自動化などでより安定した制御特性が得られることを確認した。

発電機負荷遮断時の応答を図4に示す。

4. おわりに

ここでは、ABWRプラントの主要制御系の自動化制御実績を中心に述べた。

他の系統での自動化やヒューマンインタフェースについても良好な運転実績が得られており、ABWR型中央制御システムの妥当性が最終確認できた。

今後も、マンマシン性のいっそうの向上と、より安全で運転しやすい計測制御システムを開発していく考えである。

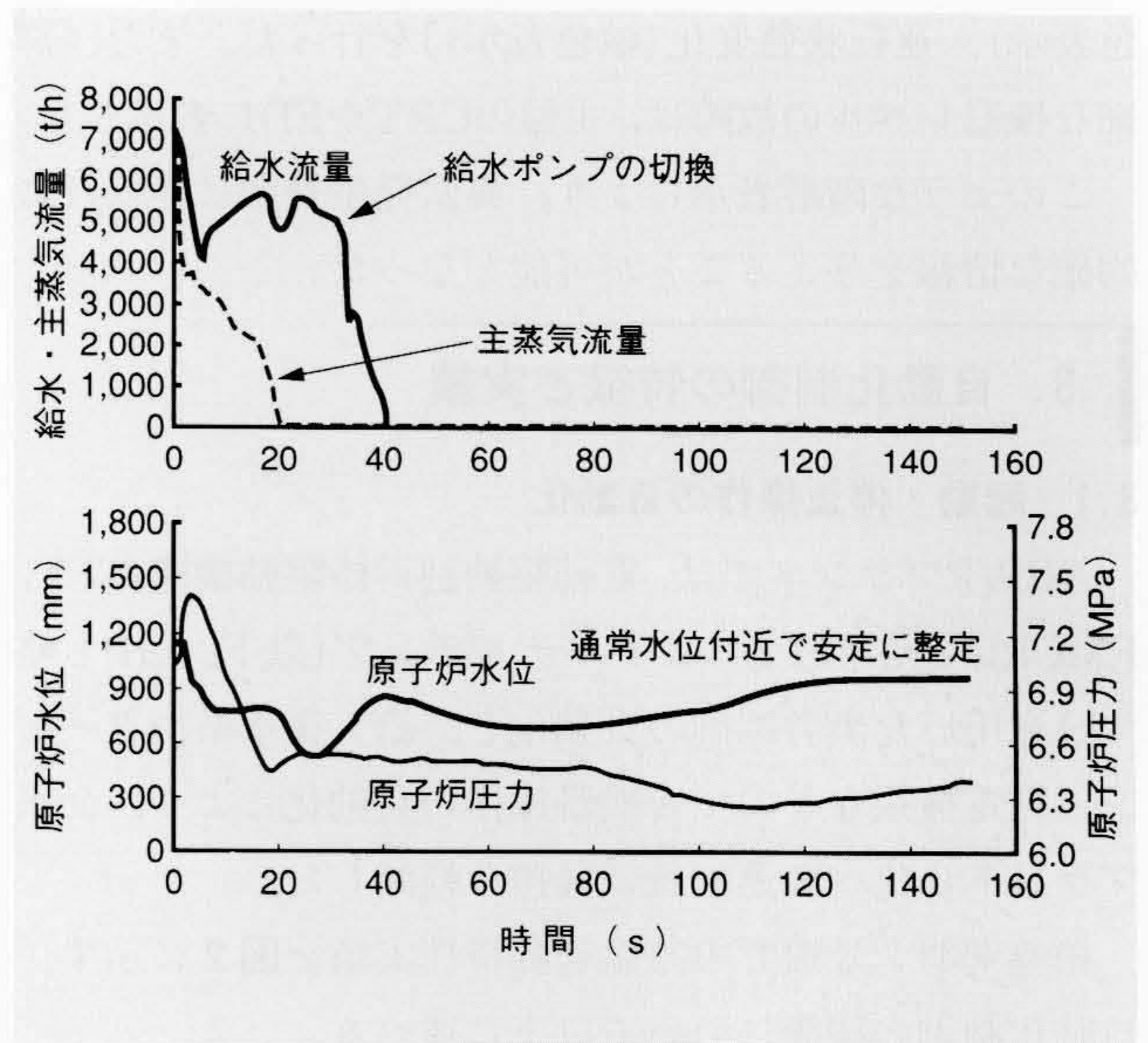


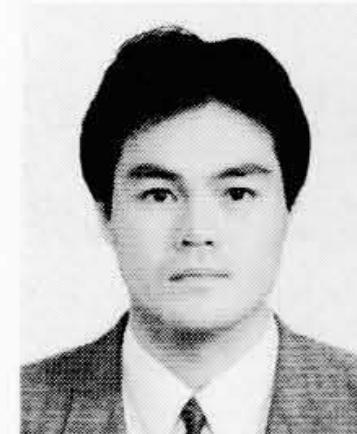
図4 定格出力からの発電機負荷遮断時の応答

スクラム後の定型操作自動化により、原子炉水位、圧力は安定に整定している。

参考文献

- 1) 吉田, 外: ABWR初号機の計測制御技術, 日立評論, 77, 4, 271~276(平7-4)
- 2) 高野, 外: 最近の計測制御技術, 日立評論, 74, 10, 739~744(平4-10)

執筆者紹介



宮本 義之

1987年日立製作所入社, 日立工場 原子力情報制御システムセンタ 所属
現在, プラント出力制御系の計画設計業務に従事
日本原子力学会会員, 火力原子力発電技術協会会員
E-mail: miyamoto@cm.hitachi.hitachi.co.jp



水本 文夫

1984年日立製作所入社, 日立工場 原子力情報制御システムセンタ 所属
現在, プラント主要制御系の計画設計およびプラント動特性解析業務に従事
日本原子力学会会員
E-mail: F_MIZUKI@cm.hitachi.hitachi.co.jp



清治 岳彦

1987年日立製作所入社, 大みか工場 原子力制御システム設計部 所属
現在, 原子力発電所の制御システム開発・設計に従事
E-mail: seiji@omika.hitachi.co.jp



石井 佳彦

1981年日立製作所入社, 電力・電機開発本部 原子力第一部 所属
現在, 原子炉炉心の設計, 解析手法の研究開発に従事
日本機械学会会員, 日本原子力学会会員
E-mail: yoshihik@erl.hitachi.co.jp