

新型転換炉「ふげん」の設計用ソフトウェアの 検証と圧力管型本体設備の信頼性・保修性の向上

Evaluation of the Reactor Safety Analysis Code System and Improvement of the Reliability and Maintainability of Core Structural Equipments for “FUGEN”

新型転換炉「ふげん」は、我が国が独自に開発した重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉であり、プルトニウムを本格的に燃やす世界でも初めての熱中性子炉である。

本稿では、日立製作所が動力炉・核燃料開発事業団の委託研究と自主開発とにより開発した「ふげん」の炉心設計、安全設計、プラント動特性解析及び炉心管理計画などのソフトウェア体系と、それらの起動試験などによる実証、評価について述べる。

また、「ふげん」の安全かつ高効率運転を実現するために開発された、予測機能をもっているオンラインプロセス計算機の機能と特徴について述べるとともに、圧力管型原子炉特有な構造に関する保守・補修装置の研究開発についても言及する。

加藤英正* *Hidemasa Katô*
小林弘昌** *Hiromasa Kobayashi*
広瀬正雄*** *Masao Hirose*
飯田 宏**** *Hiroshi Iida*
柴藤英造** *Eizô Shibatô*

1 緒 言

動力炉・核燃料開発事業団の新型転換炉「ふげん」(電気出力165,000kW, 図1)は、昭和54年4月に始まる1年間の設備利用率として72.4%を記録した。また、初の定期検査も予定どおり終了し、現在好調に運転を続けている。

「ふげん」のソフトウェア設計、起動試験解析及び炉心管理解析は、主として日立製作所が動力炉・核燃料開発事業団からの委託研究と自主開発により開発した圧力管型重水炉用の設計コード群を用い実施してきた。

本稿ではその中から、炉心設計、安全設計、プラント動特性解析及び炉心管理のために開発したソフトウェアについて、「ふげん」起動試験データなどに基づく検証、評価の結果を示すとともに、動力炉・核燃料開発事業団の委託研究のもとに、「ふげん」用に開発したオンラインプロセス計算機システムについて述べる。また、稼働率向上、放射線被曝低減対策として、圧力管型原子炉特有な構造に関する保守、補修装置の開発を、動力炉・核燃料開発事業団の指導のもとに設計当初から進めているので、これについても紹介する。

2 炉心設計、炉心管理計算コードの開発と検証¹⁾

「ふげん」の炉心設計、炉心管理計算コード群を図2に示す。以下、我が国で開発した主なコードの特徴と、実験解析、「ふげん」実機データなどによる検証結果の概要について述べる。

2.1 核設計コード

(1) CLUSTER-IV^{2),3)}

衝突確率論に基づく積分型輸送コードで、クラスター型燃料格子の核特性解析、核定数作成に使用される。本コードの信頼性は、日立製作所OCF(王禅寺臨界実験装置)をはじめ住友2領域実験装置、DCA(重水臨界実験施設)^{*1)}によるミクロパラメータの実験、及びDCAによるボイド反応度、出力分布に関する実験解析により確認された。現在、解析精度を更に高めるため、日立製作所で自主的に核定数ライブラリーをENDFB-IVに更新し、「ふげん」の冷却材ボイド反応度、

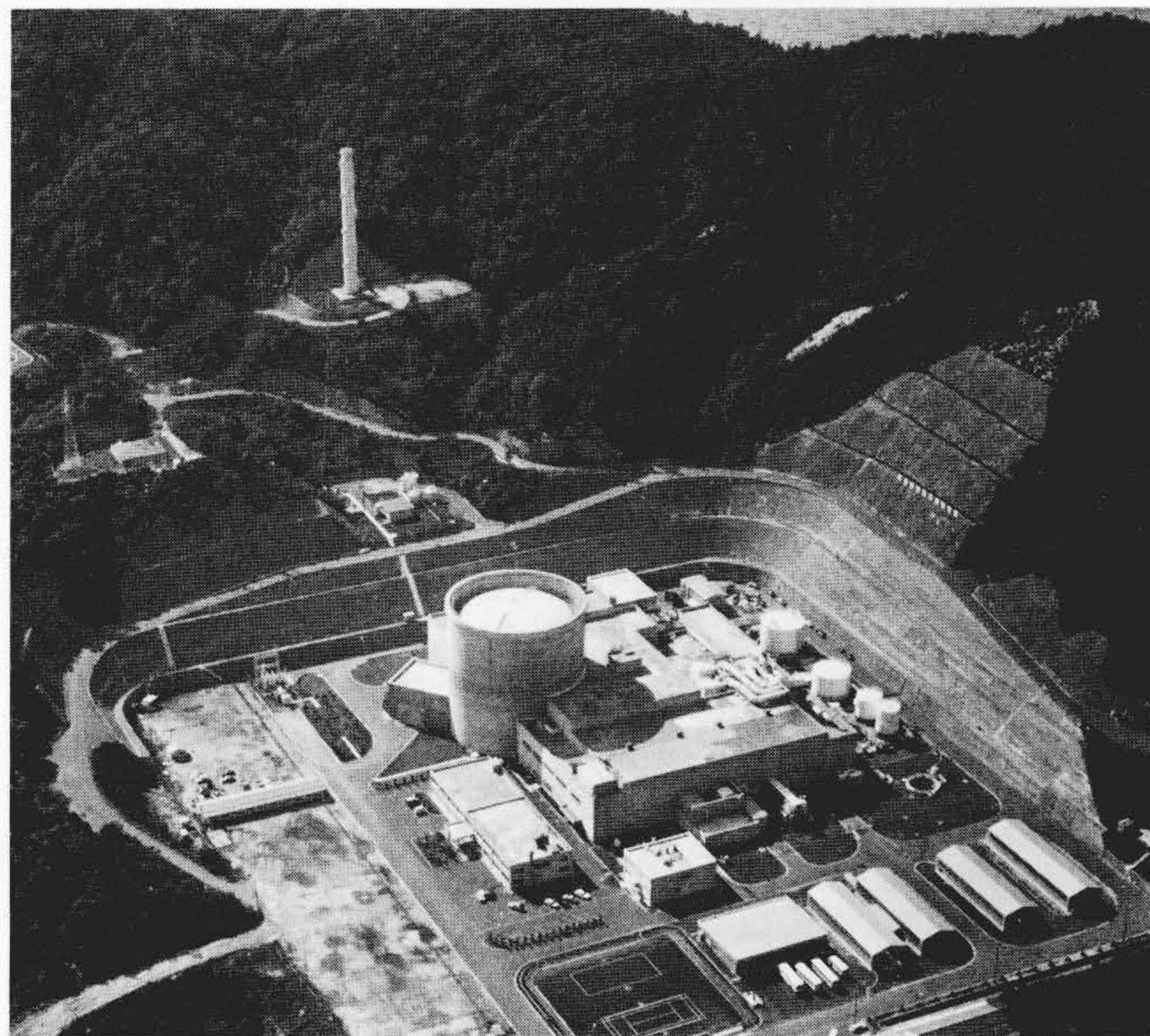


図1 新型転換炉「ふげん」の全景 新型転換炉「ふげん」の全景を示す。

出力分布の解析評価を行なっている。

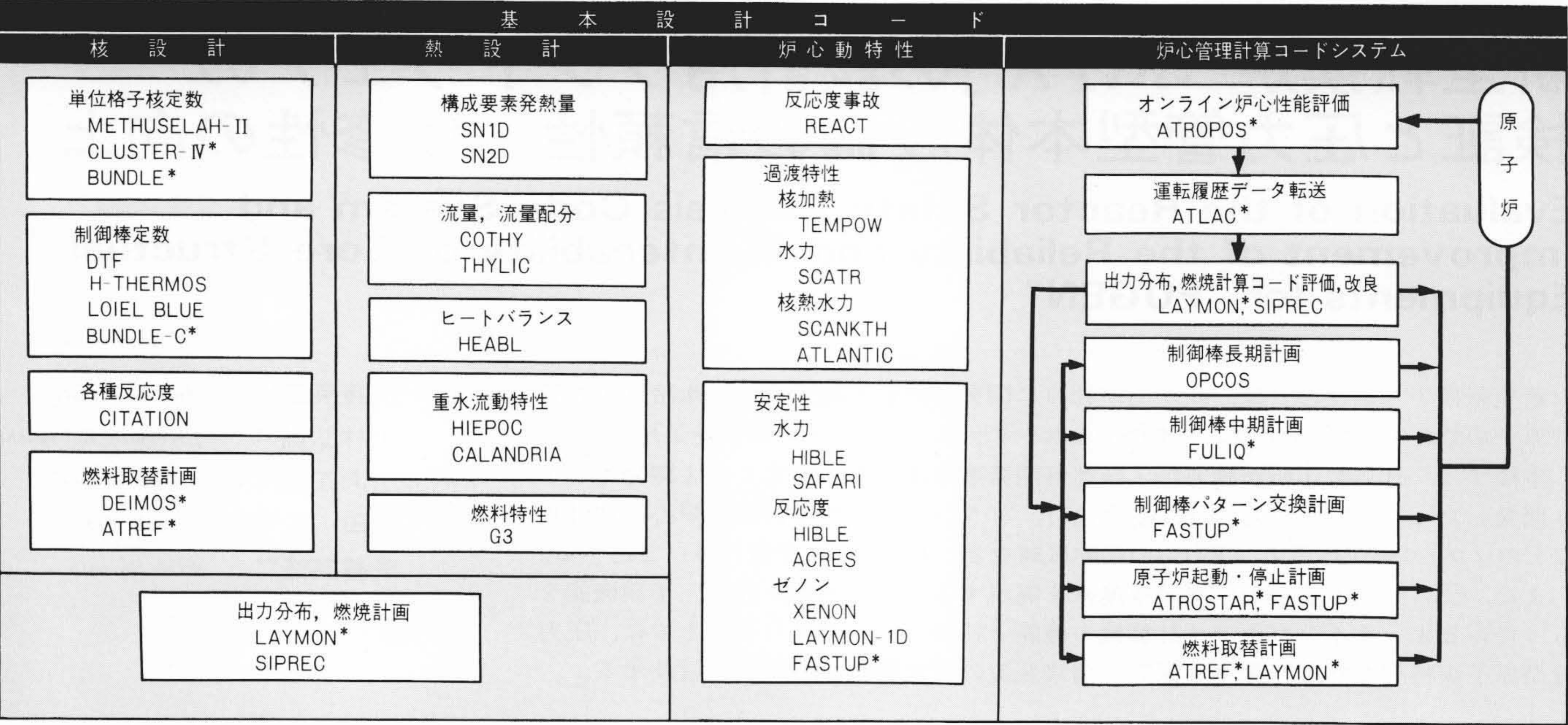
(2) BUNDLE

前記CLUSTER-IVの基本的な解法を踏襲し、計算時間の短縮を行なったもので、バーナブルポイズン入り燃料の取扱いも可能である。なお、現在日立製作所で自主的に新ライブラリーに基づくCLUSTER-IVの実効共鳴断面積計算の結果から、自己共鳴しゃへい因子の表を作成し、「ふげん」の解析評価を行なっている。

(3) LOIEL BLUE

吸収面積法に基づく制御棒定数計算コードである。DCA及び「ふげん」起動試験時の制御棒ワースの実測値は、解析値と約5%以内の精度で一致する結果を得ている。

※1) 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター試験施設



注：*印は、動力炉・核燃料開発事業団の委託による開発を表す。
図2 「ふげん」炉心設計、炉心管理計算コード群 「ふげん」核設計、熱設計、動特性解析用の主要な設計コード群と炉心管理計算コードシステムを示す。

(4) ATREF

中性子1群、ノード解法に基づく2次元燃料交換計画コードである。また、PHOBOSは、1点近似モデルで取替燃料本数、取替燃料濃縮度及びサイクル間隔を予測する燃料仕様選定コードである。

2.2 熱設計コード

(1) COTHY

部品機器実験結果に基づき、実尺燃料集合体及び一次系配管などに対する单相流並びに二相流圧力損失の実験データを取り入れ作成したもので、流量及び流量配分計算コードである。「ふげん」再循環流量を評価した結果、約10%以内の精度で一致する結果を得た。

(2) HIEPOC

重水冷却系統内の液体ポイズン流動動特性解析コードである。「ふげん」系統試験で、液体ポイズン注入、除去時の原子炉内ポイズン応答特性を解析した結果、実測値と解析値とは非常に良く一致した。CALANDRIAは、原子炉内重水流動特性を解析する詳細コードである。

2.3 3次元核熱水力結合コード

(1) LAYMON⁴⁾

中性子1群ノード解法に基づく、炉心シミュレーションコードである。出力分布解析精度を、「ふげん」起動試験及び燃料取替開始前の第1サイクル炉心について評価した結果、全燃料セグメントのRMS(平均自乗誤差)で9~10%の精度を得た。無限増倍率の制御棒スペクトルシフト効果の考慮、及び境界条件の改良を行なうことにより、RMSは第1サイクル全般にわたり2~3%の精度で一致するように改良できた。現在、第1回燃料取替えが行なわれた第2サイクル炉心の出力分布について、評価、検討中である。

(2) SIPREC⁵⁾

燃料取替炉心に対して精度の高い出力分布が得られるよう開発した簡略3群拡散コードで、現在第2サイクル炉心の出力分布評価を行なっている。

2.4 炉心動特性コード

(1) ATLANTIC

有限要素法を用いた2次元空間核熱水力結合動特性コードで、「ふげん」起動試験での再循環流量片ループ切換え時の過渡特性予測を行ない、実測値と良い一致を得た。なおSCANKTHは、単チャネル核熱水力結合動特性コードである。

(2) SAFARI

物性値の圧力依存性、スーパの圧力損失及び流量に対する圧力損失の変化を考慮した、沸騰水路熱水力安定性解析コードである。本コードの妥当性は、伝熱流動実験での熱水力安定性実験解析により確認された。

(3) FASTUP

前記LAYMONコードをベースとした3次元Xe(キセノン)特性解析コードで、「ふげん」での原子炉起動計画、制御棒パターン交換計画の予測、評価で、モデルの妥当性が検証された。なお、LAYMON-1Dは軸方向1次元Xe特性解析コード、ATROSTARは1点近似Xe特性解析コードで、原子炉出力上昇時の制御棒操作量、液体ポイズン操作特性を精度良く模擬できる。

2.5 炉心管理計算コード

主として前節2.3、2.4で述べたLAYMON、FASTUP、ATROSTAR、ATREF各コードで構成され、その他のコードとしては線形計画法に基づく最適制御棒パターン探索コードOPCOS、液体ポイズン調整計画作成コードFULIQがある。

なお、オンライン炉心性能評価コードATROPOSについては、第5章で述べる。

3 プラント動特性解析コードの開発と検証^{1),6)}

プラント動特性解析コードFATRACは、昭和45年から動力炉・核燃料開発事業団の委託と並行して開発を進めてきた。

本解析コードは、「ふげん」各種制御系設計や一次系基本設計に用いられ、起動試験でその検証を行なった。ここでは代表的な起動試験例に対し、その妥当性を示す。

(1) 出力設定点変更試験

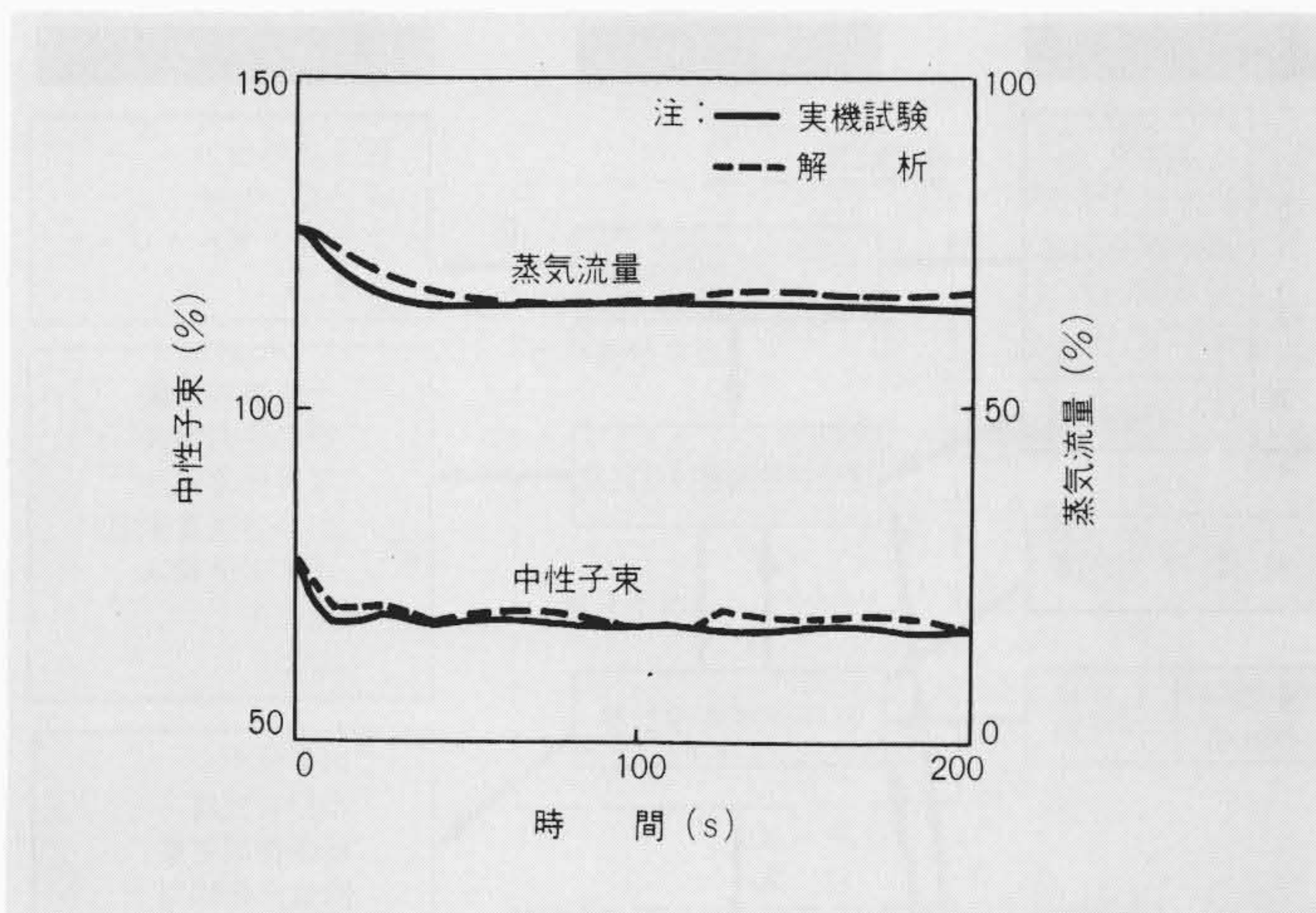


図3 出力設定点変更試験 解析と試験結果とは良い一致を見ており、この解析精度の良さが起動試験の円滑な達成に大いに貢献した。

「ふげん」は、ボイド反応度係数がほぼ零近傍であるため、沸騰冷却水型であるにもかかわらず、圧力変動や給水変動などの炉心ボイド体積が変更する外乱に対し、炉出力の変動が小さく安定である。このため、タービンの負荷変動に対しても追従しやすいという特性をもっている。図3に安定性確認試験の代表例として、起動試験時に実施した出力設定点変更試験結果を、解析結果と対比して示す。

(2) プラント過渡応答評価

上記特性は、プラントの安全性を維持する上でも有効であることが、プラント動特性解析及び起動試験の結果から確認されている。図4に起動試験時に行なった負荷しゃ断試験結果を、解析結果と対比して示す。負荷しゃ断と同時に炉はスクラムし、出力が急減するため、燃料の熱的余裕も減少せず原子炉圧力の上昇も比較的小さく保たれている。解析結果は試験結果と良く一致しており、プラント動特性解析コードFATRACの妥当性が示されたといえる。

4 安全解析コードの開発と検証^{1),6),7)}

4.1 安全解析コードの特徴

「ふげん」の安全性解析コードシステムを図5に示す。安全性評価で扱う解析の中で主なものは、冷却材喪失事故時の解析と、起動時及び出力運転中の反応度事故時の解析である。

原子炉一次冷却系の冷却材喪失事故時の安全性を評価し、非常用冷却系ECCSの設計の妥当性を評価するには、「ふげん」が圧力管型原子炉であり、多数の配管群から構成されているため、配管内流動を詳細に評価できるコードで解析を行なう必要がある。冷却材喪失事故時の安全性評価に当たっては、まずブローダウン解析コードSENHORにより、ブローダウン時の原子炉冷却系内の熱水力学的な挙動、及び燃料の温度挙動を解析する。本コードは、動力炉・核燃料開発事業団の委託により開発した圧力管型原子炉のブローダウン解析コードであり、ブローダウン挙動を解析するほか、1点近似で炉心動特性が考慮できる。次に、SENHORコードで得られた圧力変化などの状態量を入力として、ECCSの作動解析コードFLOODにより炉心再冠水時間が求められる。ブローダウン解析コードSENHORとECCS作動解析コードFLOODから得られた熱水力学的データ、及び炉心再冠水時間をもとに、燃料棒温度解析コードLOTUSにより燃料棒の温度、ジルコニウム-水反応量などの過渡変化が求められる。更に、燃料被覆管が変形し、圧力管と接触などを起こすと予想される場合には、詳細熱伝達

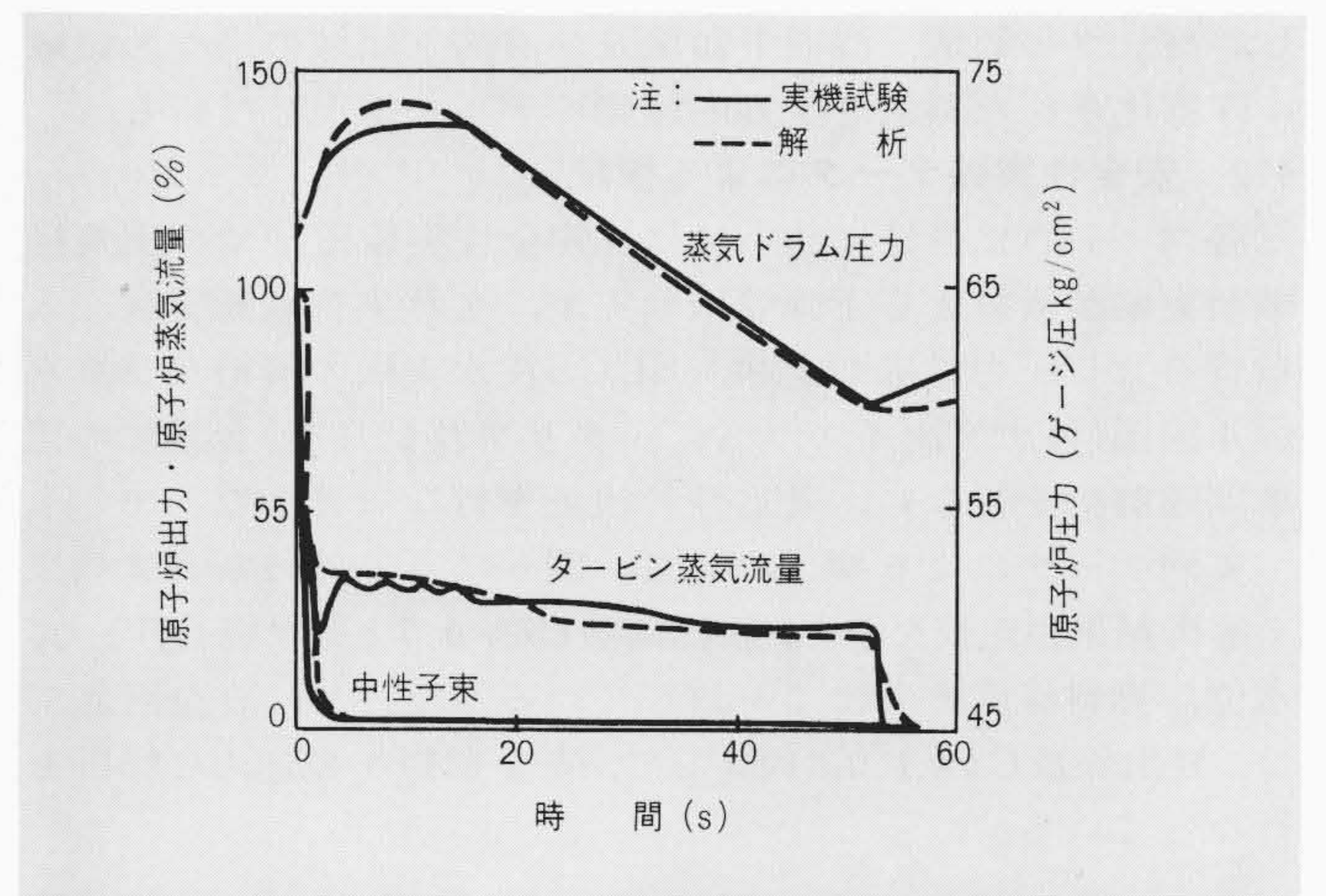


図4 負荷しゃ断・実機試験結果と解析との比較(出力100%) システム設計の妥当性が、試験結果と解析との良い一致から確認された。

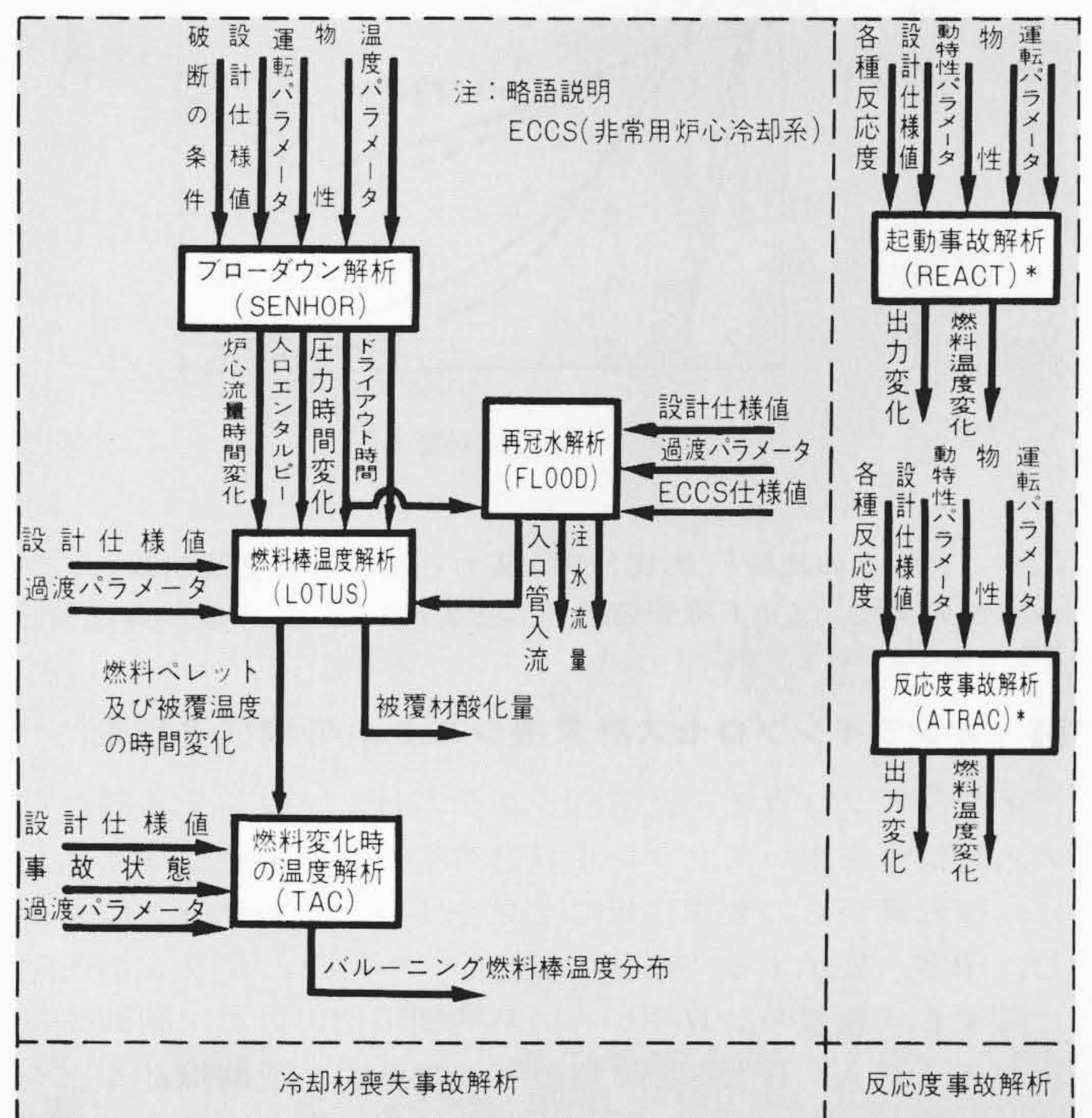


図5 安全性解析コードシステム 各コードは、昭和49年度に出された「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針」を満足し、また、実験データなどによりその妥当性が確認されてきた。

解析コードTACにより、2次元あるいは3次元的な温度分布の過渡変化が計算される。

これらの解析コード群は、昭和49年5月に出された「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針」記載のモデルなどを満足できるよう補足され、また、次の4.2節で述べるように、実験データなどによりその妥当性が確認されてきた。

起動事故及び出力運転中の反応度事故の安全性評価に当たっては、それぞれ日立製作所で開発したREACTコード、及びATRACコードを用いて解析を行なう。解析モデルは、1点近似動特性モデルをベースにしている。

ブローダウン解析コードSENHORは、原子炉冷却系を蒸気ドラム、下降管、ポンプ、下部ヘッダ、入口管、圧力管、上昇管及び主蒸気管から成る体系と考え、1次元流動モデルにより配管内流動を求める。大破断事故時では、蒸気ドラム内流動がブローダウン特性に大きく効くため、実機の構造を模擬

し、バッフル領域、液面上領域及び液面下領域の三つの領域に詳細化された蒸気ドラム内流動モデルを採用している。

4.2 安全性実験データによる検証

各コードの妥当性については、安全性実験室^{*1)}での実規模破断実験装置による下降管破断実験、主蒸気管破断実験、入口管を含む圧力管破断実験、ECCS注水実験の解析及び重水炉4箇国(カナダ、イギリス、イタリア及び日本)会議での標準問題解析を行ない、妥当性の検証を行ってきた。

実験データによる検証のうち、図6に下降管破断実験結果と解析結果の比較を示す。放出係数 $C_D=0.7$ とした場合、圧力、水位、燃料温度ともよく一致している。ただし、安全評価では、放出係数 $C_D=1.0$ と仮定して、安全余裕を見込んだ解析を行なっている。

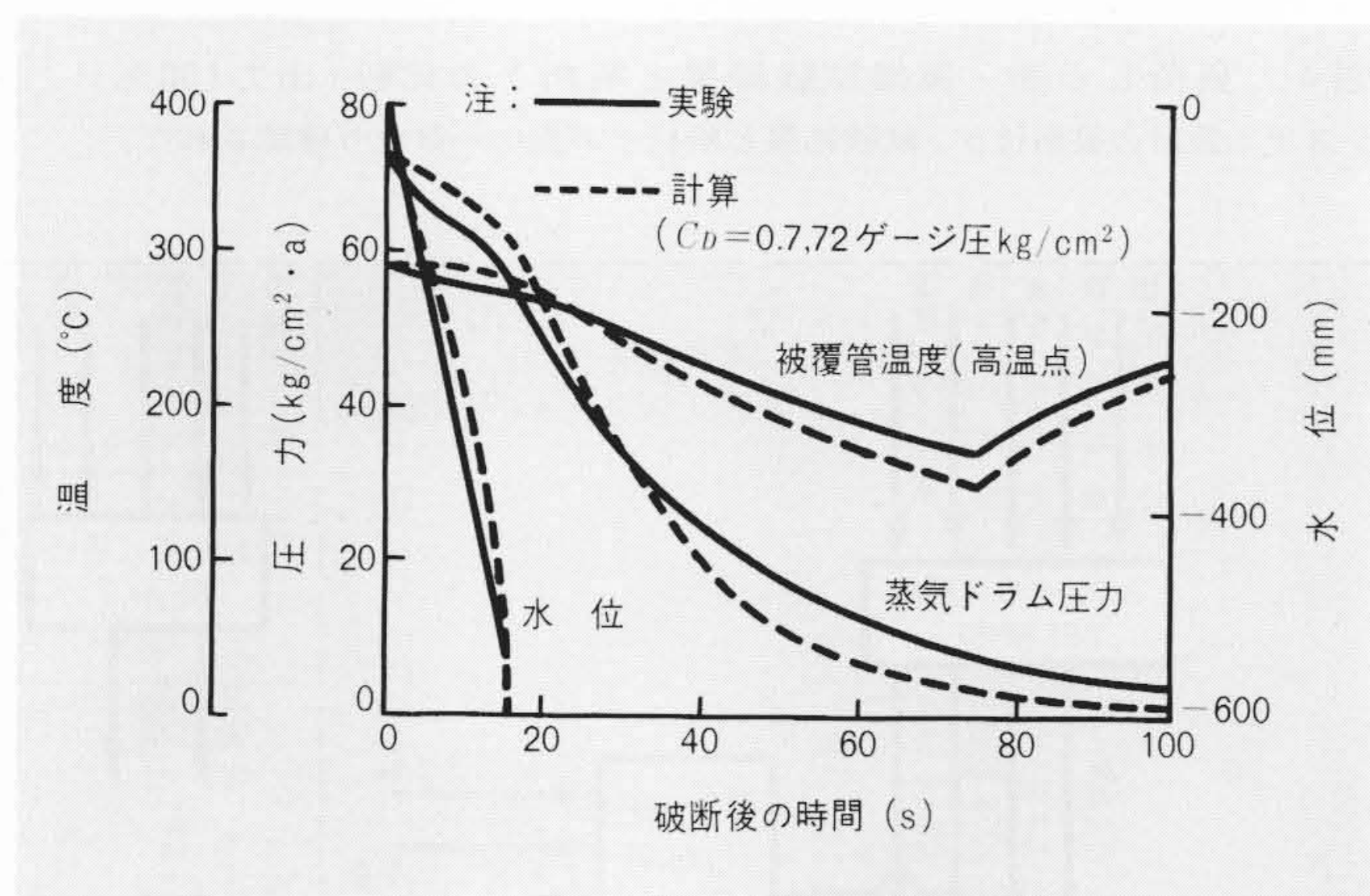


図6 実験との比較[(蒸気ドラム圧力と被覆管温度及び蒸気ドラム水位の変化)(4in下降管破断)] 蒸気ドラム圧力、水位、燃料表面温度とも良好な一致を示す。

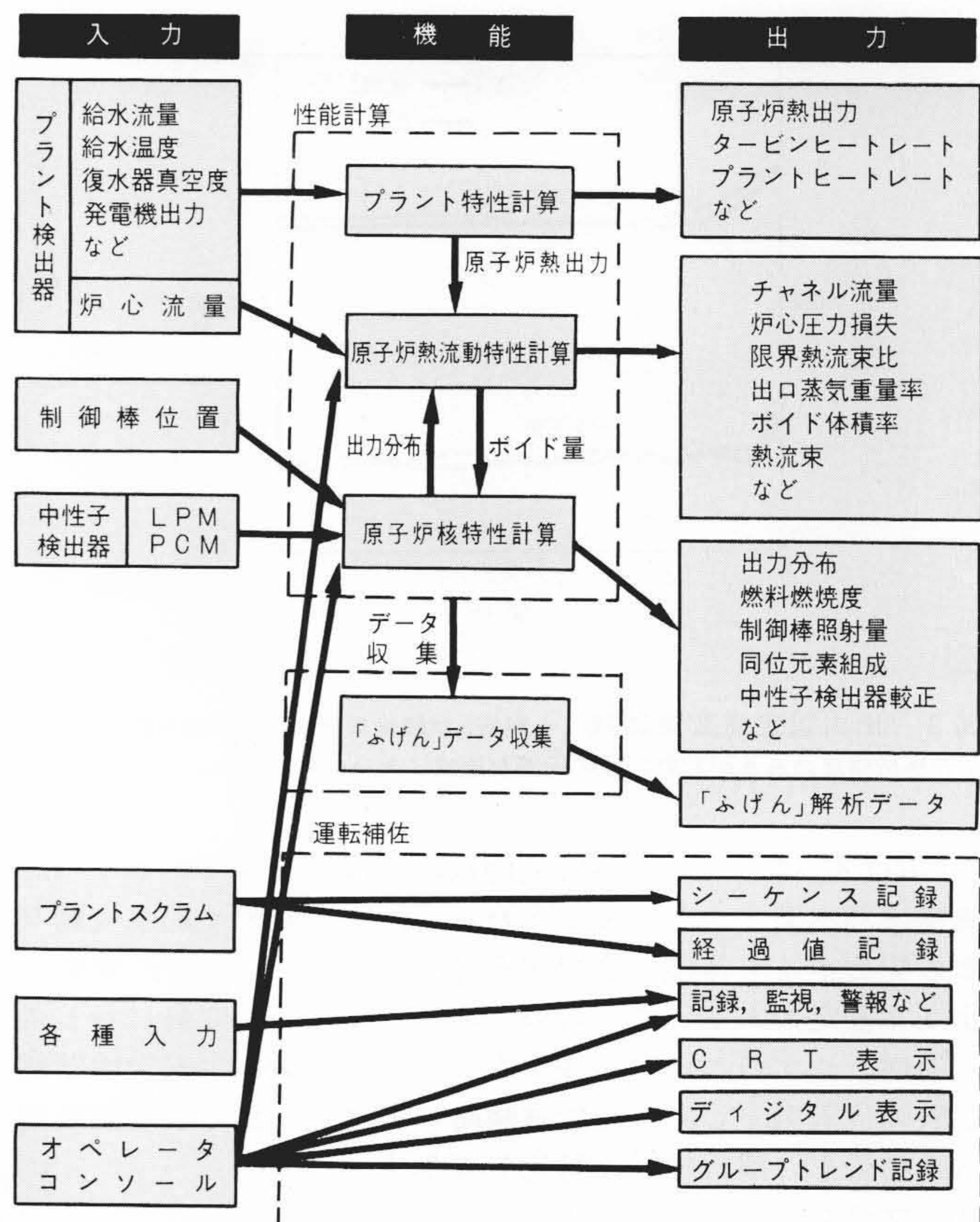
5 オンラインプロセス計算機システムの構成と役割^{8),9)}

オンラインプロセス計算機システムは、プラント各部からの入力信号を用いてプラント状態の監視警報を行なうとともに、運転員からの要求に対して見やすいフォーマットに編集し、印字、表示する「データ処理システム」と、プラント性能に関する状態量の計算や炉心の熱的制限値の計算、制御棒の引抜きと挿入、 B^{10} 濃度調整の際に効果的な予測機能などを含んだ「性能計算システム」から構成される。本システムは、プラント運転にただちに役立つ情報を提供することにより、プラント運転の効率向上などに寄与することを目的として設置されている。

プロセス計算機システムの構成は、通常の演算処理、表示装置に加え周辺機器としてラインプリンタ、カード読取機、磁気テープ装置などを備え、大量のデータを高速に処理できるようにしている。これは、今後の実証炉、商用炉の開発に備え、有用な高精度かつ豊富なデータを収集、蓄積するとともに現地でのソフトウェアの改良、改善の容易化を図ることを意図している。

5.1 プロセス計算機の機能

計算機システムの機能は、周期的あるいは特別なイベントにより自動的に稼動するものと、主としてオペレータコンソールからの運転員による機能要求により実行されるものとに大別される。これらの機能には、データ処理プラント監視及び性能計算、更にはプラントの運転状態を視覚的に把握することが可能なCRT(Cathode Ray Tube)グラフィック表示機能などが含まれる。このようなプロセス計算機システムの各種機能の概要を図7に示す。このうち、「ふげん」の特徴



注：略語説明 LPM(局所出力検出装置) PCM(出力較正検出装置) CRT(Cathode Ray Tube)

図7 オンライン計算機機能の概略 「ふげん」オンラインプロセス計算機の計算機能の概略図を示す。

である予測機能を含んだ「炉心性能計算システム」について、次に説明する。

5.2 炉心性能計算の概要と特徴

「ふげん」の安全かつ高効率運転を実現するために、これまでに開発した種々の炉心性能計算機能は、大きくは次のとおり分類される。

(1) 燃料の健全性の常時監視機能(A, Bプログラム)

燃料の健全性の指標として、最大線出力密度及び最小限界熱流束比を、周期的にあるいは必要時に随時に評価する。

(2) 炉心状態の変化予測機能(Bプログラム)

制御棒操作、重水中の B^{10} 濃度調整などで、実際の操作に先立って操作後の状態(出力レベル、分布)を予測するものであり、実機への適用としては初の試みである。

(3) データ収集、整理機能(Cプログラム)

Pu同位体組成などのデータ整理、詳細炉心運用計画作成のための運転実績データのフィードバック、核計装モニタ較正、性能計算用データ変更などの諸機能を実行する。

これらの機能は、表1に示す合計31個のアプリケーションプログラムにより実行される。

この性能計算システムの最大の特徴は、3次元粗メッシュ1群結合モデルに基づく内蔵シミュレータの結果を、LPM(局所出力検出装置)の読みを用いて補正することにより、出力分布を評価していることであり、(1)予測機能の実現、(2)煩雑な入力データ準備作業の軽減、(3)非対称燃料装荷炉心での評価精度向上、などの利点が生み出された。

6 原子炉本体構造の信頼性・保守補修性の向上

発電用原子力プラントにとって、各設備の信頼性を確認・

表1 炉心性能計算アプリケーションプログラム一覧表 機能別に分類した炉心性能計算プログラムの名称、及びその計算内容を示す。

分類	プログラム名称	計 算 内 容
周期プログラム	A 1	炉心熱出力
	A 2	炉心出力分布
	A 3	熱的制限値
	A 4	エネルギー積算
	D 1 D 2	日報 } 性能計算結果まとめ 月報 }
随時運転補佐プログラム	B 1	指定制御棒付近熱的制限値
	B 2	制御棒操作時出力分布予測
	B 3	炉心熱的制限値
	B 4	制御棒現在値、炉停止余裕
	B 5	LPM現在値
	B 6	燃料交換時出力分布予測
	B 7	LPM警報トリップレベル
	B 8	LPM高速走査
	B 9	B ¹⁰ 操作量予測
	B 10	炉心熱出力レベル予測
	B 11	燃料エンベロップ
随時データ収集プログラム	C 1	LPM較正
	C 2	TPM較正と炉心熱出力
	C 3	LPM感度
	C 4	LPM指示と出力分布計算の差
	C 5	指定燃料集合体熱的データ
	C 6	指定データ印字
	C 7	燃料同位元素組成
	C 8	指定データ変更(性能計算用データ)
	C 9	セキュリティログ
	C 10	計算機停止・再起動モニタ
	C 11	燃料集合体燃焼度と炉内滞在日数
	C 12	燃料交換時データ調整
	C 13	燃料保管データ
	C 14	先行照射割合

注：略語説明 TPM(Total Power Monitor：全出力検出装置)

向上させることは極めて重要であり、また、定期検査時の保守性を向上させ、万一問題が生じた場合の補修性を確保することは、稼働率向上・放射線被曝低減上からも不可欠である。ここでは、原子炉本体設備に関して、動力炉・核燃料開発事業団の委託に基づき実施してきた信頼性・保守補修性の向上のための主要な活動について概説する。

6.1 基本方針

基本方針は次に述べるとおりである。

- (1) 先行軽水炉の実績・技術を極力採り入れる。
- (2) 先行重水炉についても、できるだけ経験を反映させる。
- (3) 沸騰軽水冷却・重水減速圧力管型原子炉固有の問題については、自ら信頼性を確認・向上するとともに、補修性の向上を図りながら保守、補修装置の開発を推進する。

主要フローを図8に示す。^{10)~12)}

6.2 主要記事

6.2.1 圧力管ロールジョイント部近傍の残留応力除去

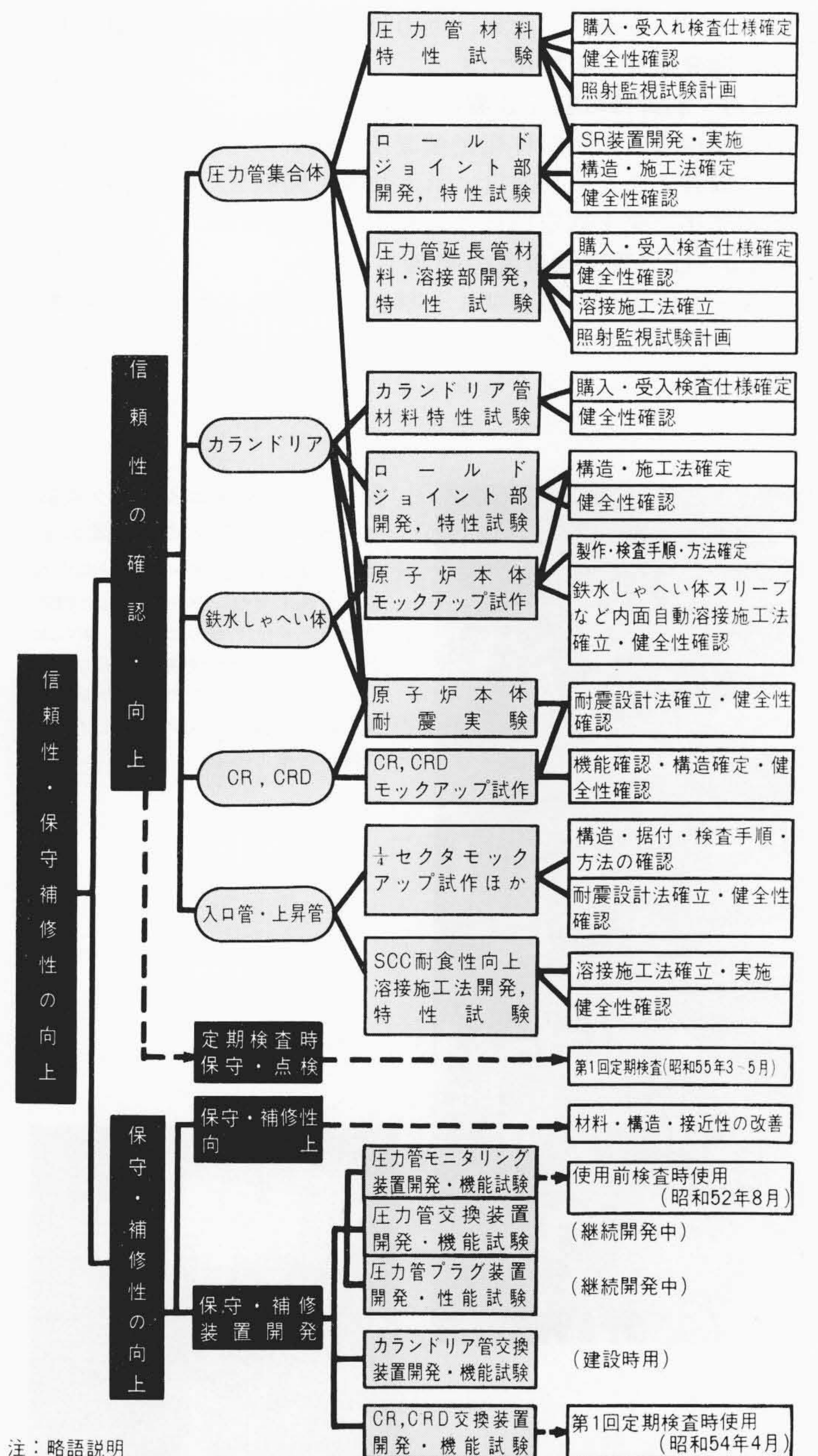
先行重水炉(CANDU-PHW, Pickering No.3)でのトラブルの調査結果により、その原因とされる遅れ水素割れ(Delayed Hydrogen Cracking)現象の解明試験を実施し、同種のトラブルの可能性のないことを確認したが、なお万全を期すために、並行して開発した応力除去焼鈍(Stress Relief)装置を用いて、全圧力管に同作業を施工した⁶⁾。実施状況を図9に示す。

6.2.2 入口管・上昇管応力腐食割れ対策

先行軽水炉で問題になり始めていた応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking)に対処するため、2~3 inの小口径管ではあったが、万全を期すために、管内面水冷溶接など最新の技術を適用した¹³⁾。

6.2.3 圧力管モニタリング装置の開発

圧力管の健全性を確認するためのバックアップとして、定期検査時に使用できる内面検査装置を開発した¹⁴⁾。図10に同装置を示す。この装置は、使用前検査(Pre-Service Inspection)



注：略語説明

CR, CRD(Control Rod, Control Rod Drive)
SCC(Stress Corrosion Cracking)
SR(Stress Relief)

図8 原子炉本体設備の信頼性・保守補修性の向上 長年にわたって原子炉本体設備全体にわたる信頼性・保守補修性の向上のための研究開発、実機設計などを推進してきた。これらが「ふげん」の好調運転を支えている。



図9 圧力管ロールジョイント近傍の残留応力除去焼鈍作業 「ふげん」サイトでの圧力管ロールジョイント近傍の残留応力除去焼鈍作業状況を示す。

時に使用された¹⁵⁾。なお、動力炉・核燃料開発事業団は小型化の開発研究を実施中である。

6.2.4 制御棒取替え装置の開発

定期検査時の制御棒駆動装置及び制御棒¹⁶⁾の点検・保守並びに取替えのため、図11に示す装置を開発した。この装置は、昭和55年の第1回定期検査に使用された。

6.2.5 圧力管交換装置の開発

万一の圧力管交換を要する事態に対処するために、図12に示す交換装置を現在開発中である。また、数本のトラブルに備えるために、プラグ装置も並行して開発している。

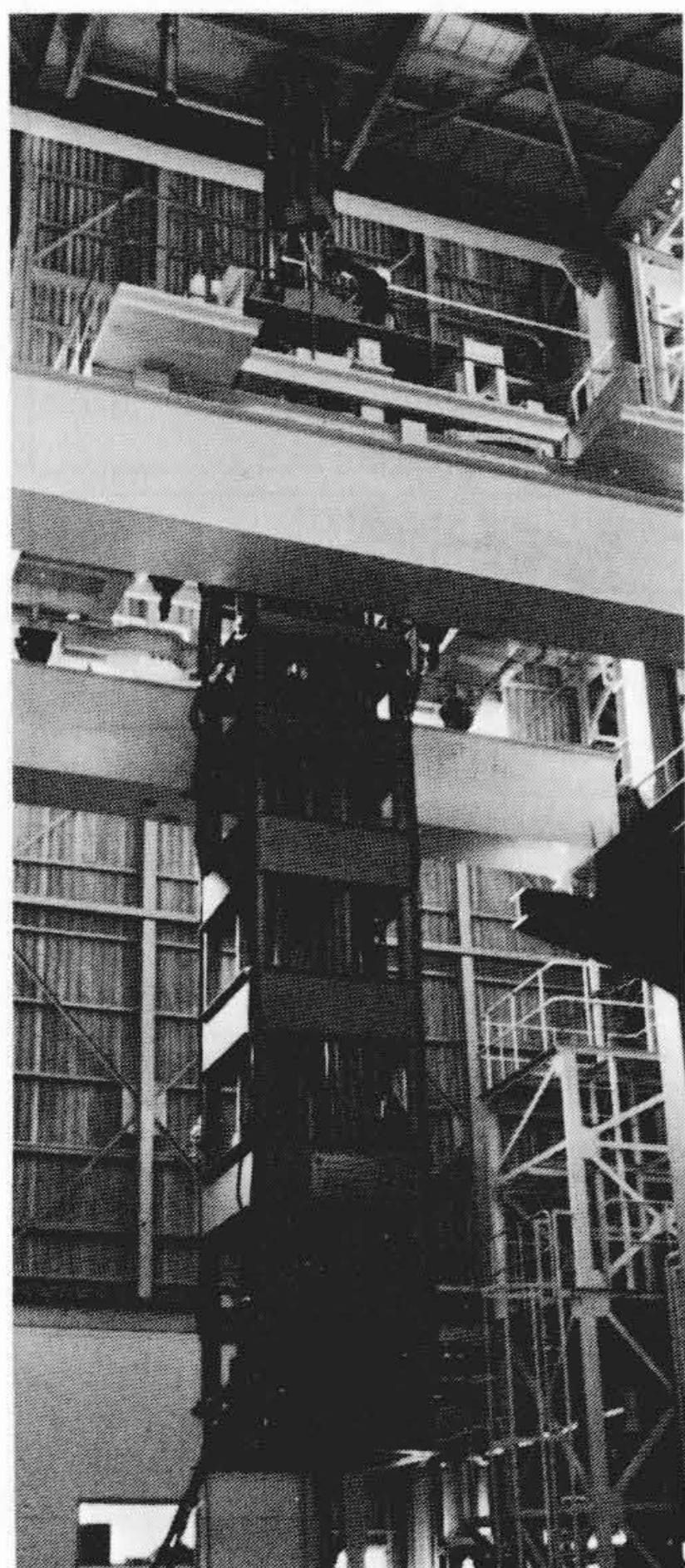


図10 圧力管モニタリング装置モックアップ及び試験装置の全体 本図は動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターでの総合機能試験状況を示すものである。架台上部中央にある管が試験用の圧力管であり、その下にあるのが圧力管モニタリング装置モックアップ及び組立式特殊台車である。

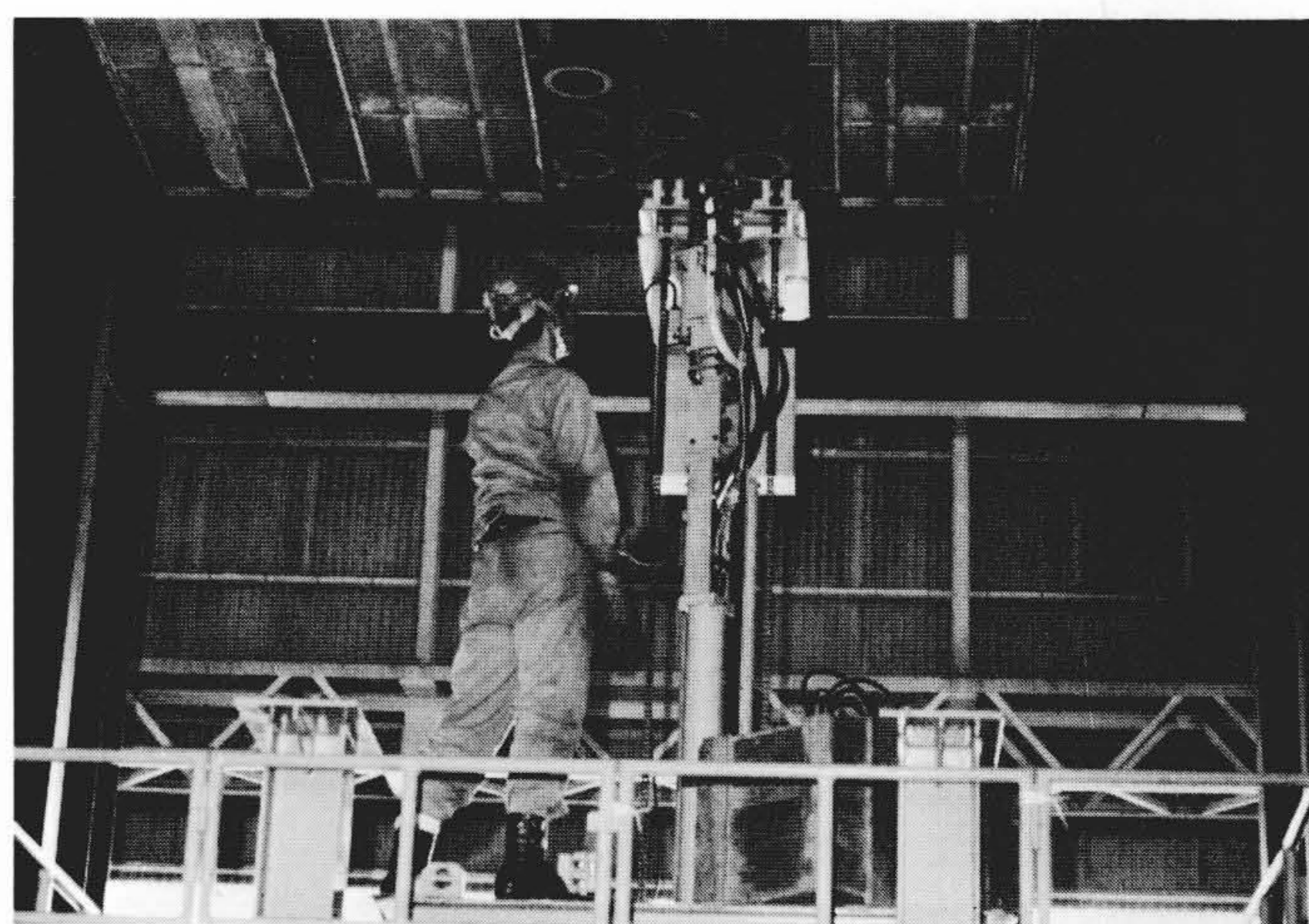


図12 工場試験中の圧力管交換装置 本装置を含み、各種装置の開発を継続中である。

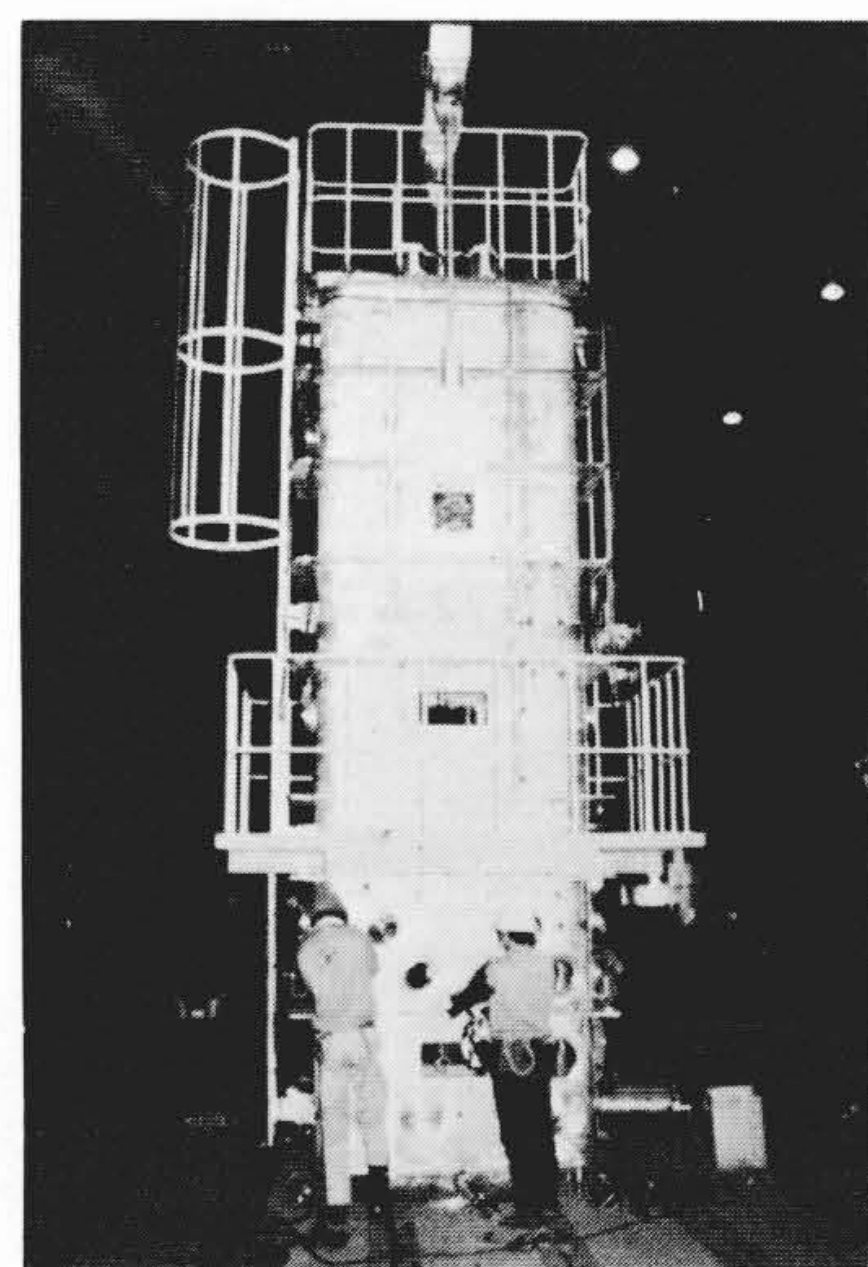
7 結 言

運転開始に先立ち実施された各種研究開発の結果が着実に実機に反映され、「ふげん」第1サイクルの運転及び第1回定期検査も予定どおり成功裏に終了し、幾多の貴重な成果が蓄積された。引き続き計画中的の実証炉に対し、その成果の反映が期待されている。

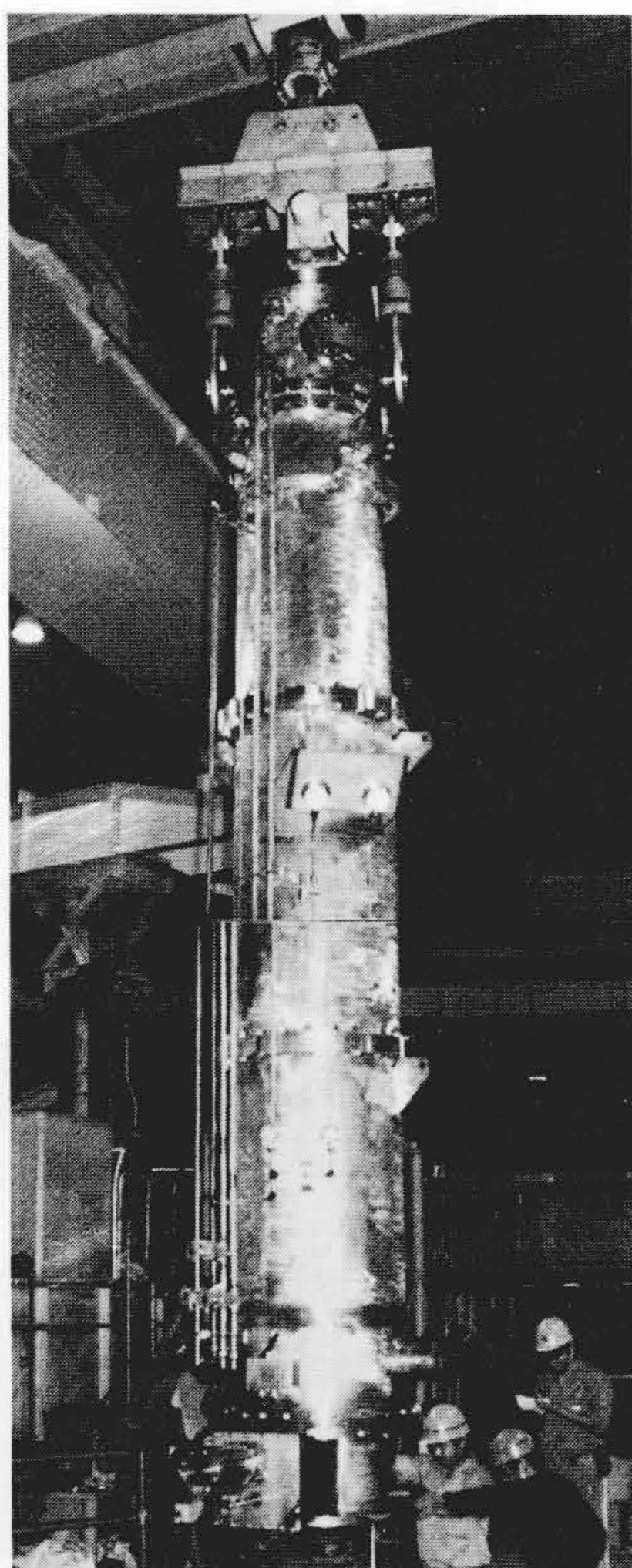
最後に、本ソフトウェアの開発及び信頼性・保守性の向上に関し、種々の御指導をいただいた動力炉・核燃料開発事業団の関係各位に対し、深謝の意を表わす次第である。

参考文献

- 1) 加藤：新型転換炉「ふげん」炉心設計、安全設計およびプラント運転特性解析に関するソフトウェアの開発、動力炉技報、No. 15, 36～48 (1975-8)
- 2) K. Yamamoto and M. Ishida, A New Approximation in the Calculation of Collision Probabilities in Cluster-Type Fuel Lattices, J. Nucl. Sci. Technol. 8, 458 (1971)
- 3) Y. Watari, K. Yamamoto and S. Ohteru, Multigroup Nuclear Computer Code for Cluster-type Fuel Lattices: CLUSTER-IV, JUICE Meeting, Paris, PNC N 341 72-06, Sep. 1972
- 4) T. Haga and H. Kato, Physics and Control of Pu-Fueled Heavy Water Reactor FUGEN, CNA Meeting, Toronto, PNC N 341 73-14, June, 1973
- 5) H. Natori, M. Komata and M. Yamamoto, A Three Dimensional Nuclear-Thermal-Hydraulic Calculation Program SIPREC, 1977 Winter Meeting of ANS, San Francisco
- 6) 「ふげん」の開発実績と「実証炉」の設計：動力炉・核燃料開発事業団 (1979-11)
- 7) 加藤、外：新型転換炉「ふげん」の非常用炉心冷却系、日立評論、57, 943～948 (1975-11)
- 8) 大輝：新型転換炉原型炉「ふげん」プロセス計算機システム、動力炉技報、No. 31, 40～48 (1979-8)
- 9) K. Kaneto, S. Ohteru and H. Natori, Demonstration and Verification of On-line Core Evaluation System in the Start-up Test of Heavy Water Reactor, FUGEN, IAEA/NPPCI Specialist Meeting, Dec. 1979, Munich
- 10) 柴藤、外：新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要、日立評論、56, 901～906 (昭和49-9)
- 11) 柴藤、外：新型転換炉原型炉「ふげん」原子炉本体の製作及び据付、日立評論、59, 289～294 (昭和52-4)
- 12) 柴藤、外：新型転換炉原型炉「ふげん」の建設、日立評論、60, 147～152 (昭和53-2)
- 13) 三木、外：原子力用ステンレス鋼配管の耐食性向上、日立評論、60, 93～98 (昭和53-2)
- 14) 成尾、外：新型転換炉原型炉「ふげん」圧力管モニタリング装置モックアップ、日立評論、59, 295～300 (昭和52-4)
- 15) 今泉：「ふげん」の運転前検査について、動力炉技報、No. 33, 54～71 (昭和55-3)
- 16) 佐々木、外：「ふげん」用制御棒駆動装置の試作、日立評論、54, 213～217 (昭和47-3)



(a) CRD交換チェンバ



(b) CR移送キャスク

図11 CRD交換チェンバ及びCR移送キャスク 「ふげん」のCR, CRDは、交換の際カランドリアタンクからの重水蒸気などが格納容器中に漏れないように内部を気密状態にして、CRDの取付け、取外し及びCRをつるしているワイヤロープの取付け、取外し並びにCRを炉心から取り出す作業を行なう必要がある。これらの作業に必要なCR, CRD交換設備一式を製作した。