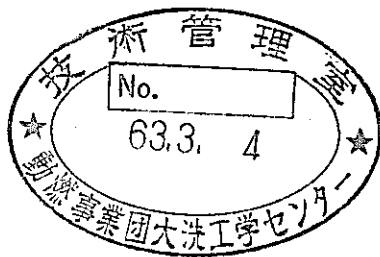


# 高速実験炉「常陽」の設備等の高度化



1987 年 12 月

区分変更	
変更後資料番号	PNC TN 9430 87-007
決裁年月日	平成 13 年 7 月 31 日

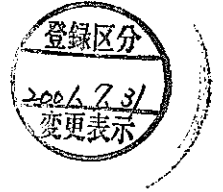
動力炉・核燃料開発事業団  
大洗工学センター  
実験炉部

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)



## 高速実験炉「常陽」の設備等の高度化

森本 誠\* 河井 雅史\* 玉山 清志\*\*  
磯崎 和則\*\* 河津 滋郎\*\*

### 要 旨

高速実験炉「常陽」での設備等の高度化として以下の項目をR & D報告会で発表した。本資料はその時の発表内容・配布資料をもとに、関係者に周知しより多くの議論がなされるようにまとめた。

- 「常陽」運転支援システム JOYCAT の開発状況と将来計画
- 「常陽」燃料設備に対する蒸着ナトリウムの影響と光ファイバースコープによる炉内観察
- 「常陽」の出力系の核計装の精度向上について
- 局所応力解析の結果に基づく「常陽」の運転管理基準の見直し
- 「常陽」一次主ポンプトリップ時のプラント挙動再現解析とプラント健全性評価

---

\* 大洗工学センター 実験炉部 原子炉一課

\*\* 同 上 技術課

## 目 次

1. ま え が き .....	1
2. 「常陽」運転支援システム JOYCATの開発状況と将来計画 .....	2
( 実験炉部一課 森本 誠 )	
3. 「常陽」燃料設備に対する蒸着ナトリウムの影響と光ファイバースコープに よる炉内観察 .....	26
( 実験炉部一課 河井 雅史 )	
4. 「常陽」の出力系の核計装の精度向上について .....	42
( 実験炉部技術課 玉山 清志 )	
5. 局所応力解析の結果に基づく「常陽」の運転管理基準の見直し .....	53
( 実験炉部技術課 磯崎 和則 )	
6. 「常陽」一次主ポンプトリップ時のプラント挙動再現解析とプラント健全性評価 ...	64
( 実験炉部技術課 河津 滋郎 )	
7. あ と が き .....	79

## 1. ま え が き

昭和 62 年 12 月 4 日の第 8 回 R & D 報告会で以下の 5 件を発表したが、関係各位からさらに御意見をいただくためにとりまとめた。

「常陽」運転支援システム JOYCAT の開発状況と将来計画

「常陽」燃料設備に対する蒸着ナトリウムの影響と光ファイバースコープによる炉内観察

「常陽」の出力系の核計装の精度向上について

局所応力解析の結果に基づく「常陽」の運転管理基準の見直し

「常陽」一次主ポンプトリップ時のプラント挙動再現解析とプラント健全性評価

## 2. 「常陽」運転支援システムJOYCATの開発

「常陽」運転支援システムは、「常陽」の安定運転及び将来炉のプラント運転信頼性向上に寄与することを目的に開発されているものであり、この中に知識工学手法を適用した警報処理診断システムJOYCAT (JOYO Consulting & Analysing Tool)がある。

本システムは61年度までに警報処理診断を行う推論エンジンと2次主冷系の知識ベースの作成作業及び検証試験のための「常陽」運転訓練シミュレータへの接続作業が終了した。

62年度は実際にシミュレータによって種々の異常事象を発生させる検証試験を行い、支援動作が適切に機能することを確認した。また、現在、これらの成果を基に、診断手法の高度化を目指した診断部の改造作業と知識ベースの拡張作業を実施しており、63年2月から検証試験を開始する。また、63年度には、本システムを「常陽」中央制御室に仮設置し、実機による部分適用試験を行い、マンマシン性に関する問題点の摘出を行う予定である。

今後、65年度実機運用開始に向けてプラント信号の取出し作業を計画的に実施するとともに知識ベースの拡張と診断手法の高度化を図り、シミュレータによる検証試験を繰り返し実施して、信頼性を確認していく計画である。

### 2.1 概要

「常陽」では、原子炉プラントのデータを計算機で処理し、監視を行うJODASシステム (JOYO Data Acquisition System)と新たに開発している人工知能技術を用いたJOYCAT (JOYO Consulting and Analysing Tool)と呼ばれているシステムと結合させた「常陽」運転支援システムの開発を進めている。

ここでは、原子炉プラントにおいて、計算機が運転員をサポートすることによって、運転の信頼性向上、プラントの運転稼働率向上、ひいては経済性の向上を目的としている。

本システムは、表2.1に示すように、異常時対処法表示 (操作マニュアルを自動的に表示する)、異常状況の集約表示 (CRT画面に運転に即した内容を集約表示する)、シーケンスモニタリング (機器の作動状況を監視する)、プラント異常の早期発見、警報の第一原因表示、プラント状態予測などの機能を有している。

### 2.2 「常陽」運転支援システムの構成

計算機のハードウェアの全体構成を図2.1に示す。2台のプロセス計算機から構成されているJOYDASでプラントの信号を取込み各種プラントデータ表示等の処理を行う。

JOYCATでは、JOYDASから伝送されてくる信号にて、異常診断処理を行う。

これらが一体となって「常陽」運転支援システムを構成している。

### 2.3 JOYCATの機能

JOYCATでは、図 2.2 に示すように「常陽」プラントからの警報や機器の状態信号をオンライン入力処理し、知識ベースに基づいて推論診断を行い、運転員へ、警報レベルでの原因と最初に操作すべき項目の表示やその操作マニュアルの出力、シーケンス動作の監視結果の表示等を行う。

(表 2.1 の 1, 3, 5 の機能)

これにより警報発生時などにおいて運転員の操作がより信頼性の高いものとなる。

JOYCATの機能は、図 2.3 に示すように3つのステップに分かれており、ステップ1では、プラントからの警報や機器の状態信号を入力し、監視を行うことにより異常があった場合にステップ2の診断部を起動する。

ステップ2ではこれらの入力により知識ベースを検索し、警報レベルでの異常原因同定、シーケンスモニタリングと呼んでいるプラントインターロックの動作監視を行う。

ステップ3ではステップ2の診断結果に基づき異常時運転マニュアルの選定やその出力を行う。

### 2.4 知識ベース

図 2.4 に、実際の知識ベース例を示す。

知識ベースは、警報あるいは機器の状態に対しその属性と発生条件をフレーム形式で表したものである。図 2.4 は、2次主ポンプトリップという警報に関する知識ベースの例である。警報の属性として警報名称、対応操作の重要度、対応マニュアルの情報があり、警報の発生条件には、2次主ポンプ抵抗ファントリップと予備機的不作動で10秒後に発生するとか、2次主ポンプNa液面低低により発生するとかの情報を記述している。

### 2.5 JOYCATの診断手法

#### (1) 警報の第一原因判定手法(ファーストヒットアラームの判定)

JOYCATでは、発生している警報の因果関係を推論機構でつなぎあわせて一連の警報シーケンスを作りあげる。

図 2.5 に示すように A1 A2 A3 A4 A5 の警報が発生した場合、推論機構では、それぞれの発生条件、つまり知識ベースを検索し、図 2.5 下部の警報シーケンスを作成する。

これにより、A4 が発生し、それにより A3 が発生、A2 が発生、A1 A5

が発生したと推論することができる。

つまり、ここで一番最初に発生した警報は、このA 4ということになり、これが異常の原因警報であると判定することができる。

(2) シーケンスモニタリング手法

シーケンスモニタリングは、発生している警報に対して次に発生する警報あるいは機器の状態を予測し遅れ時間が経過しても作動しないものを検出して表示する。

図 2.5 において、A 2 がONとなっているのにA 5 がONになっていなかった場合、A 5 の警報とその遅れ時間を登録しておき、この遅れ時間が経過しても A 5 がONにならない場合、シーケンスの不動作と判定する。

(3) 異常時対処法の表示手法（ファーストオペレーションの選定）

JOYCATでは、異常事象に対応した最も優先するマニュアルの出力を行う。

このマニュアルは、各警報毎に、その対処方法をブロック図化して作成したもので、約 500 枚程度作成されており、この中から優先するマニュアルを選ぶことになる。

これは、各警報に 6 段階の重要度をもうけこれにより、発生している警報の中で一番重要度の高い警報のマニュアルを選び、ハードコピーとして出力する。

つまり、図 2.6 に示すように、警報の重要度が、○印のようになっていた場合には、主ポンプトリップの処置に関するマニュアルが出力されることになる。

この重要度分類は、優先する操作のマニュアルを選ぶため、以下のような分類を行った。

- A については安全保護系の動作不良に関するもの
- B については安全保護系作動要因に関するもの
- C については異常の原因となるもの及び安全保護系作動に関するもの
- D については原因事象の進展に関するもの
- E についてはその他（単発警報等）
- F については機器の状態に関するもの

## 2.6 検証試験

(1) 検証試験時の構成

図 2.7 に検証試験時のシステム構成を示す。

図 2.7 のシミュレータは運転訓練用として昭和 58 年に設置したもので中央制御室の主要制御盤 5 面を模擬しており、一部の現場操作等もインストラクタコンソールから行える、フルスコープのものである。

また、シミュレータに使用しているコードは実機で検証されたコードをベースに実時間性を図ったものであり、実機とほぼ同じ動きをする。



検証試験は、このシミュレータにて異常事象を発生させ異常状態信号をモデムを介して JOYCAT へ伝送し診断を行うという方法で実施した。

## (2) 診断結果例

検証試験の例として、図 2.8 に示すように 2 次主ポンプ軸封油圧低が発生し、1 分半後に低低に達し、2 次主ポンプトリップに至った例について紹介する。また、軸受部の油圧が低下し、油圧低の警報が発生すると予備機が自動機動するがこのケースでは、予備機が自動起動しない場合の異常を模擬した。

図 2.9 に診断結果の表示画面を示す。

以下に JOYCAT がどのように診断したかを示す。

図 2.10 に診断時の推論過程を示す。

最初に油圧低の信号を取込み、これが原因警報であると診断している。

(この時点では、警報が 1 つしか発生していないため直ちに原因警報と判定できる)

そして、この処置マニュアルを選定し出力した。(図 2.11)

また、シーケンス動作予測として 2 秒以内に予備機が起動するはずであるという予測をしているが 2 秒経過しても起動しないためシーケンスの異常として予備機起動失敗と診断している。

次に異常が進展し油圧低低となり 2 次主ポンプトリップが発生すると、図 2.12 に示すようにたくさんの警報が発生するが、これらの信号を知識ベース(油圧低低により 2 次主ポンプがトリップするとか 2 次 A 主ポンプトリップにより A ループ送風機がトリップするとかの情報)を検索することにより、これらの警報は全て、先程の油圧低から進展した異常であると診断している。

このため異常の原因は油圧低で変わらない。

ただし、2 次主ポンプトリップや主送風機トリップのように安全保護系の作動要因警報が発生しているためこれらに関するマニュアルが出力された。(図 2.13 参照)

図 2.14 に診断使用された知識ベースを、つなぎ合わせたものを示す。

また、この図でⓐ、ⓒ等は警報の重要度を表わしている。

処置マニュアルの出力について考えて見ると、最初、油圧低の警報が発生した時点では、この油圧復旧作業が重要であり、このマニュアルの出力は適切である。

また、シーケンスの異常として油ポンプの予備機が起動していないことを表示しており、この時点で予備機を手動機動させる等の油圧回復操作を行えば、2 次主ポンプトリップは回避できる。

そして、2 次主ポンプトリップ後は、プラントの正常復旧は困難であり、この時点で 2 次主ポンプトリップに関する処置マニュアルが出力されたことも適切である。

## 2.7 ま と め

### (1) 成 果

- ① シミュレータを用いた検証試験により、JOYCATの運転支援機能の妥当性を確認することができた(原因警報の判定、シーケンスモニタリング、異常時の対処法表示)。
- ② JOYCATの知識ベース構築手法として、運転資料を知識ベース化する方法が有効であった。この運転資料は、これまでの運転経験が蓄積されたもので、非常に有用であった。
- ③ JOYCATの開発において、シミュレータが有効であった。特に、システムの検証作業には、シミュレータが欠かせないものである。

### (2) 今後の作業

#### ① 知識ベースの拡張

現在までに作成されている2次系に加え1次系、原子炉系を作成中であり、これらの検証試験を昭和63年2月から開始する。昭和63年度には、残りの格納容器雰囲気調整系、電源系の知識ベースを作成し、全系の知識ベースの作成作業が完了する。

#### ② 実機信号入力点の追加

JOYCATを実機へ接続する場合、約600点の入力信号の追加が必要である。現在、2次系を中心に100点の信号取込み工事が完了しており、昭和63年度、昭和64年度の定期点検期間を利用して、残りの信号取込み工事を行う。

#### ③ 診断機能の高度化

現状の機能に加え、以下の機能追加を行う。

##### (イ) 経験知識ベースによる診断機能の追加

特定の機器や異常事象に限定し、それらについて、詳細な監視を行う。

##### (ロ) 異常事象の推移画面表示機能の追加

特定の異常事象に限定し、その原因や異常事象の推移をCRT上にブロック図として表示し、監視を行う。

#### ④ 実機への適用

今後も、シミュレータによる検証試験を繰り返し実施し、十分信頼性を確認した後に、実機へ適用する。実機への適用は、昭和65年度を目指している。

また、昭和63年度には、中央制御室に仮設置し、実機による部分適用試験を行う。

表 2.1 運転支援システム機能一覧表

	機 能	内 容
1	異常時対処法表示 (ファストオペレーション選定)	光ディスクに貯えられた異常時処置ブロック図や操作要領をCRT (ハードコピー) に表示する。
2	異常状況の集約表示	異常時における炉心およびプラント各部の状態をCRTまたはプリンタに集約表示する。
3	シーケンスモニタリング	インターロックや自動起動が正常に作動しているかどうかを監視する。
4	プラント早期異常検知	プラント変数が予め定められた値から、又は変数相互間の関係が規範モデルからずれた場合に異常を早期に検出する。
5	警報の第一原因表示 (ファストアラーム判定)	一度に多くの警報が発せられた時、第一原因の異常警報を識別し表示する。
6	プラント状態予測	簡単な動的モデルに基づいて、トリップ等の発生の一定期間後におけるプラントの状態を予測する。

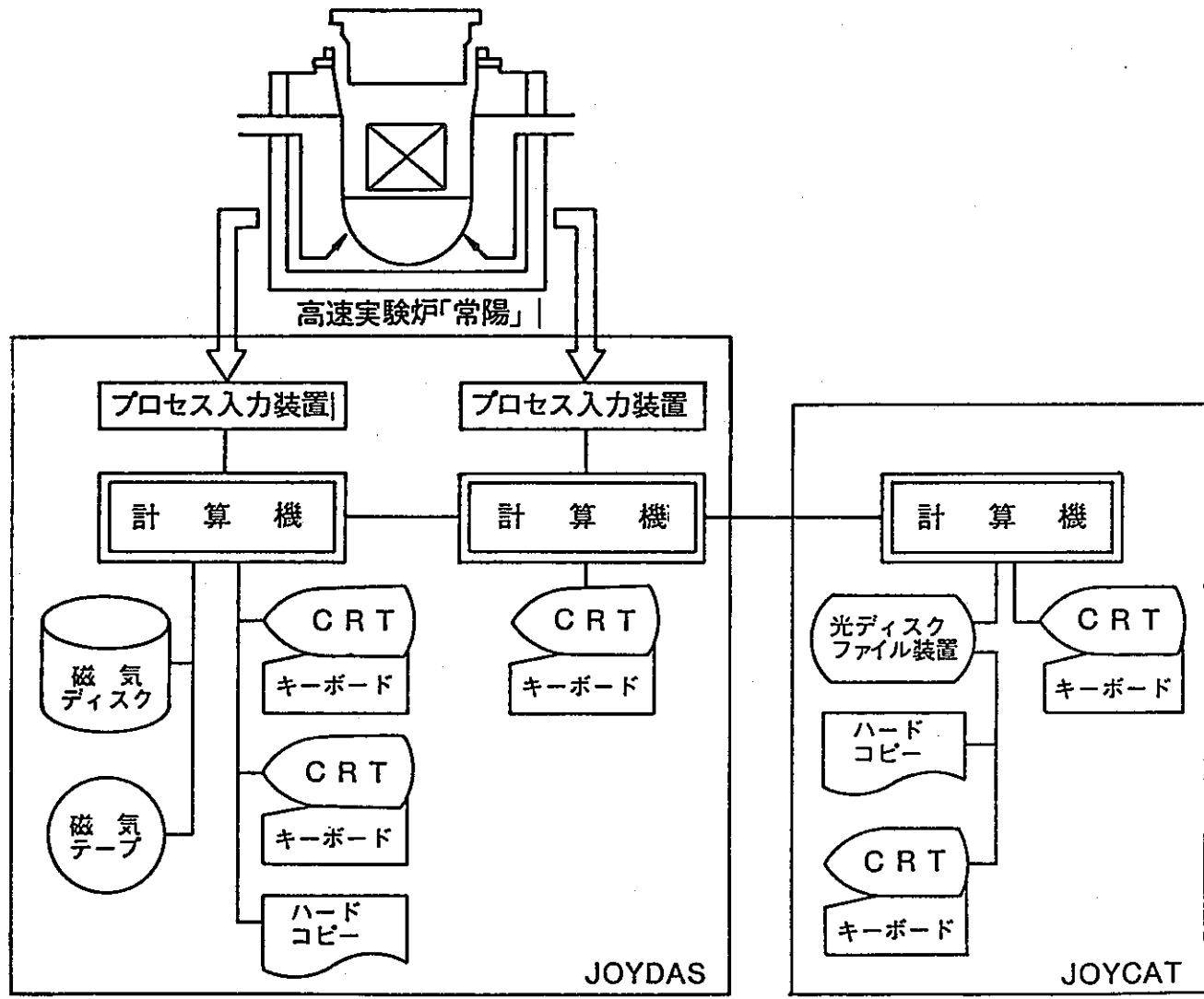


図 2.1 運転支援システム全体構成図

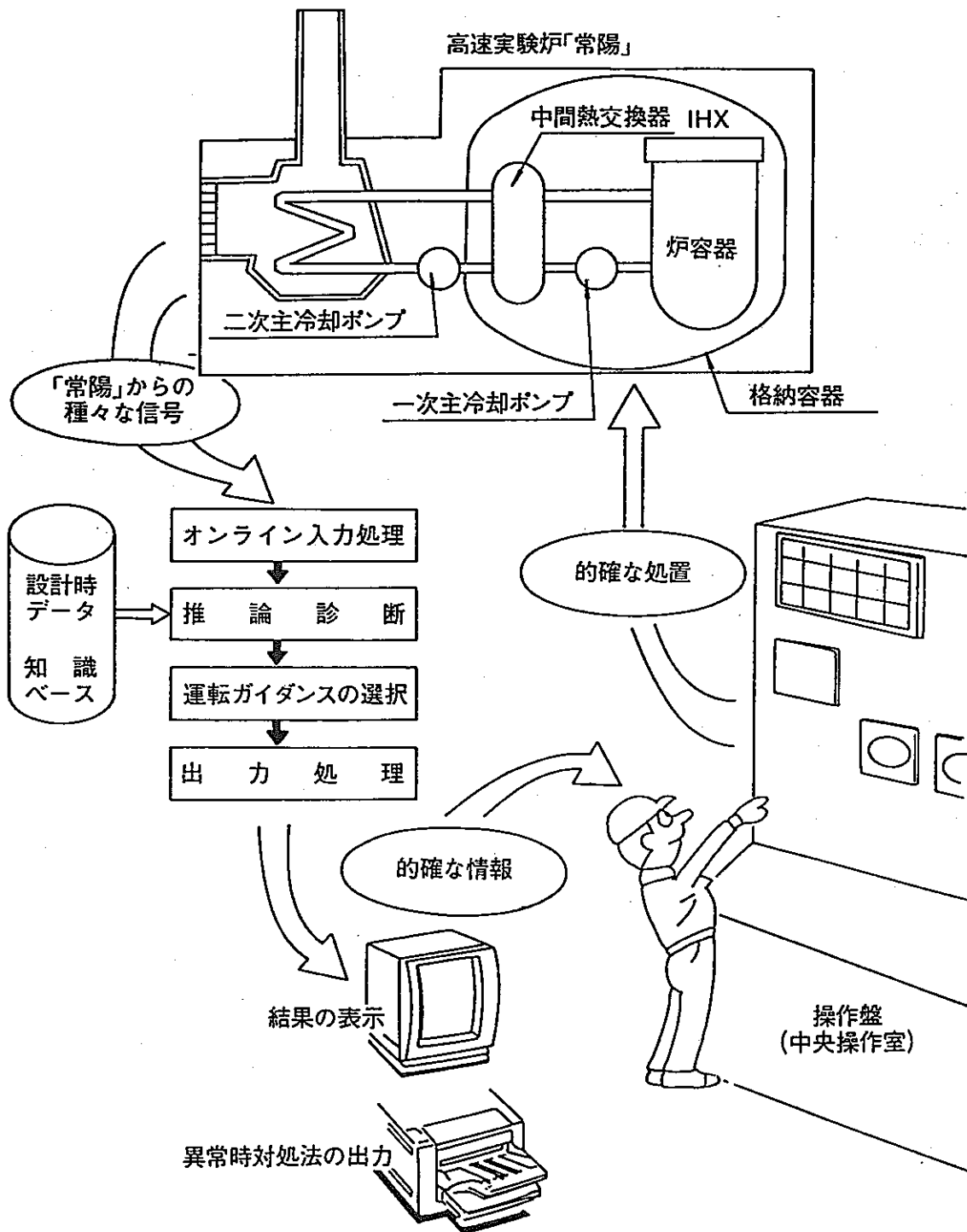


図 2.2 運転支援システム (JOYCAT) の機能

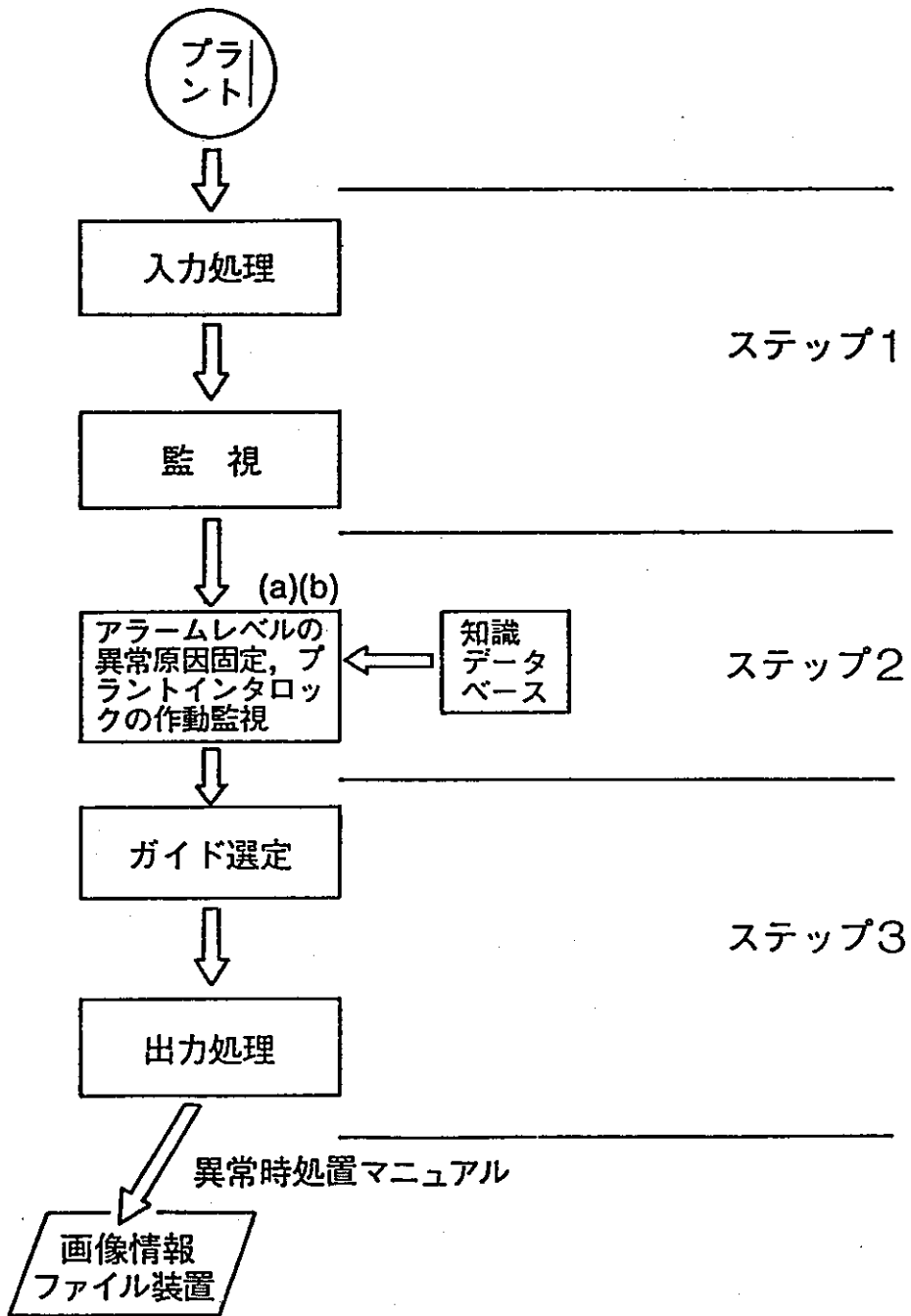


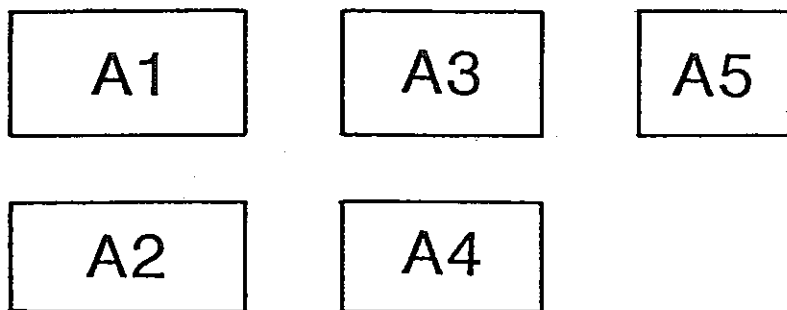
図 2.3 JOYCAT システムの機能構成

警報の属性	警報の名称	2次A主ポンプトリップ
	重要度	B (A>B>C>D>E>F)
	対応マニュアル	GUI-4258A

警報の発生条件	発生条件	時間遅れ	確信度	発生関係
	2次A主ポンプ抵抗ファントリップ AND 2次A主ポンプ抵抗ファン予備機 停止中	10	100	インターロック
	2次A主ポンプNa液面低低	0	100	インターロック
	2次A主ポンプ軸封油圧低低	0	100	インターロック
	2次A主ポンプモータ異常	—	100	物理的事象
	1A M/C低電圧 . . . . .	0 . . . . .	100 . . . . .	インターロック . . . . .

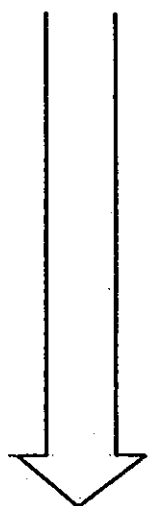
図 2.4 知識ベース例

### 発生警報

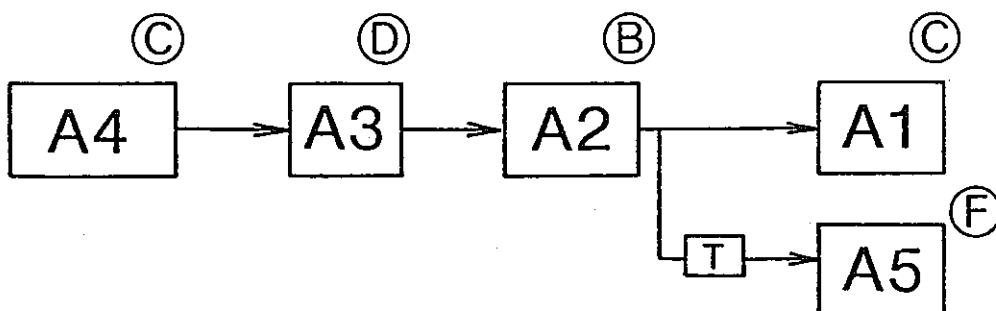


### 知識ベース

(A1 : A2により発生  
A2 : A3により発生  
A3 : A4により発生  
A5 : A2によりT秒後に発生)



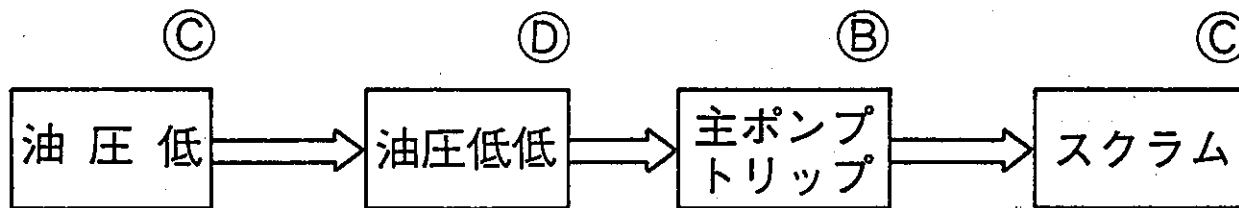
### 警報シーケンス



○印：警報の重要度 (A>B>C>D>E>F)

図 2.5 JOYCAT の診断手法





- Ⓐ : 安全保護系の動作不良
- Ⓑ : 安全保護系の作動要因
- Ⓒ : 異常原因となるもの, 又は安全保護系の作動
- Ⓓ : 異常原因の進展したもの
- Ⓔ : その他
- Ⓕ : 機器の状態表示

図 2.6 処置マニュアル出力に関する重要度分類

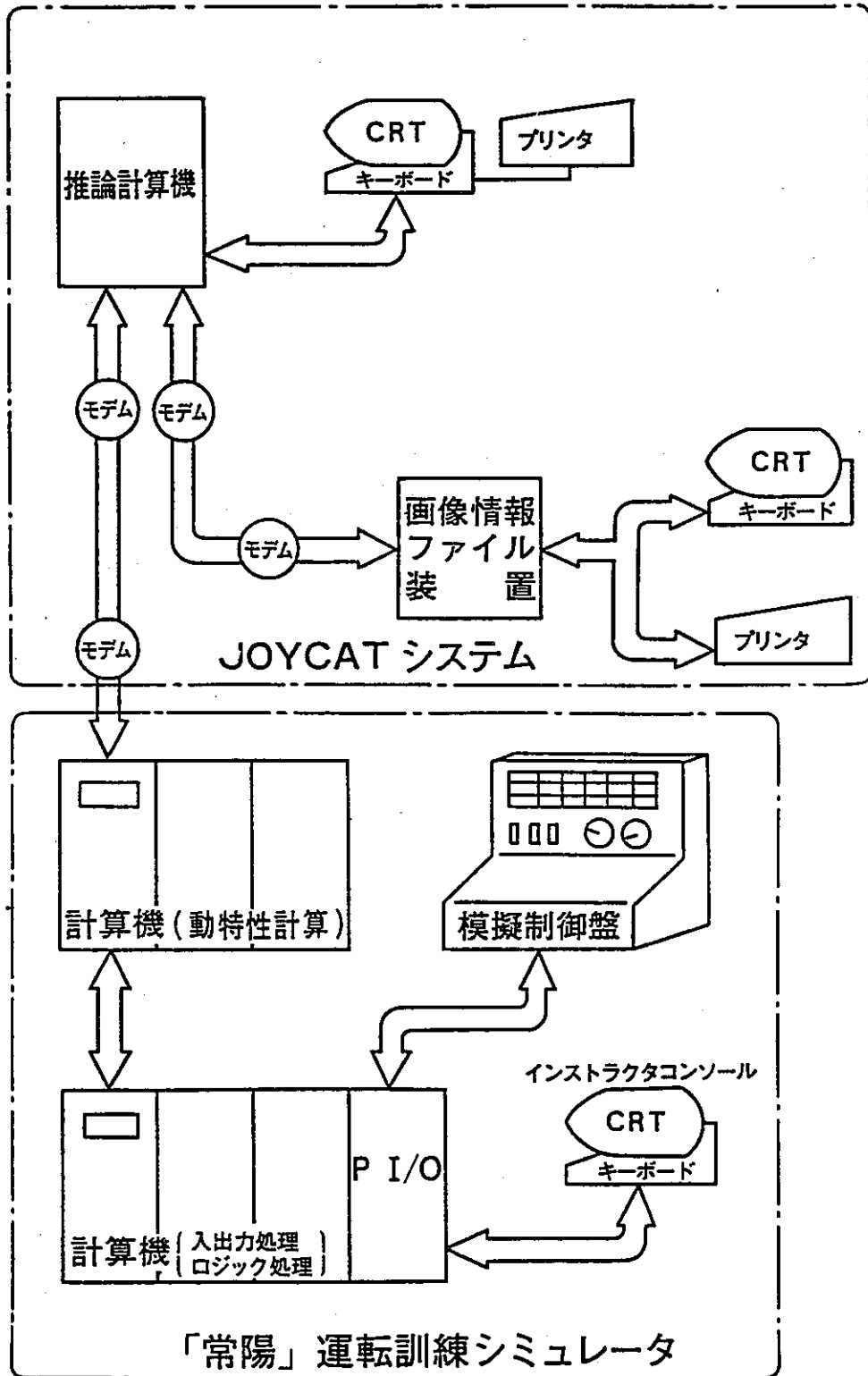


図 2.7 検証試験時のシステム構成

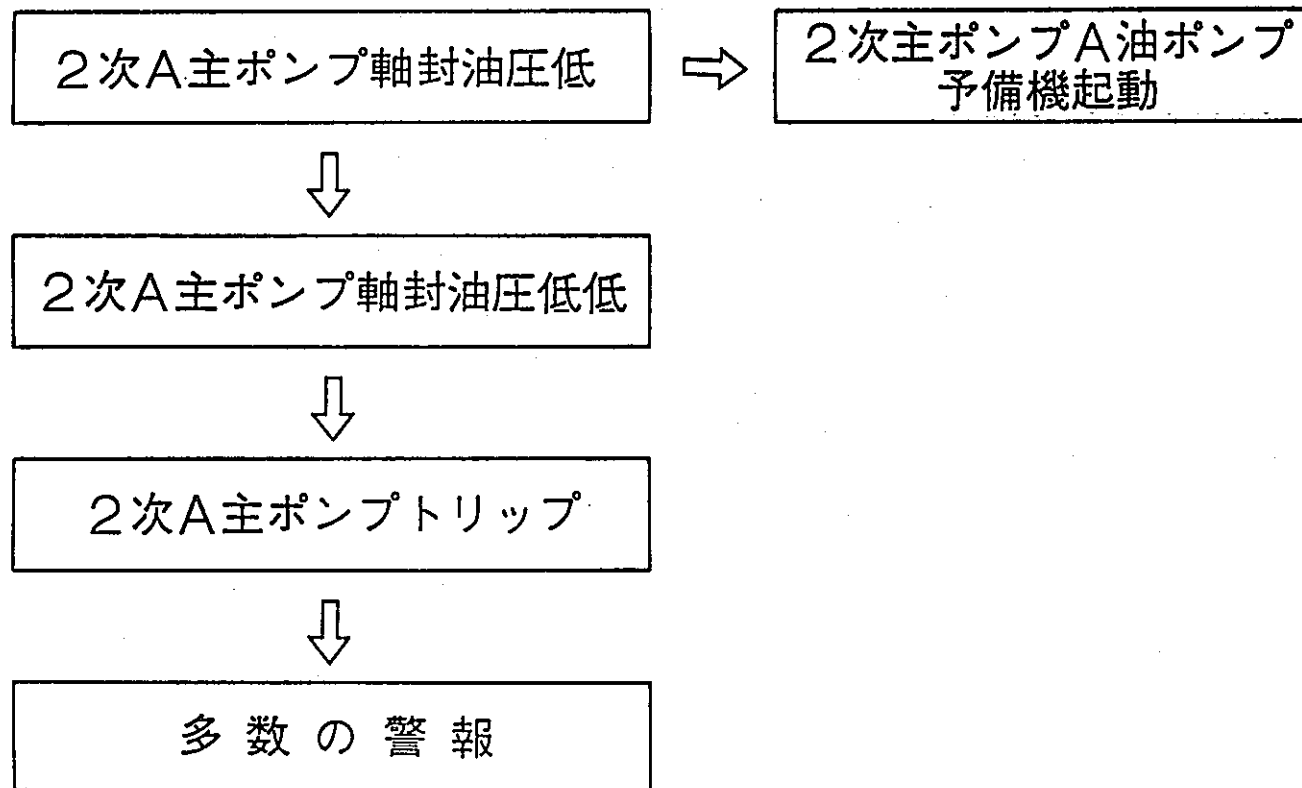


図 2.8 検 証 試 験 例

A1	メイン画面			
	原因に最も近い警報		自動	
1	425-9B	2次A主ポンプ軸封油圧低		13:19:55
2				
3				
4				
5				
	第一に対処すべき操作に係わる警報			
1	4259B	2次A主ポンプ軸封油圧低	**	13:20:02
2	4258A	2次A主ポンプトリップ	***	13:21:34
3	42511A	Aループ主送風機トリップ	***	13:21:34
4				
5				
	シーケンス異常			
		2次主ポンプA油ポンプ予備機起動	失敗	13:20:10
PF6	自動/待機			
				87-09-08 13:23 常陽運転支援システム

図 2.6 診 断 結 果

B 4 推論過程

待機

\* 新たに発生した警報

2次A主ポンプ軸封油圧低

\* 原因に最も近い警報

2次A主ポンプ軸封油圧低

\* シーケンス動作予測

ON : 2次A主ポンプ軸封油圧低

ON : 2次主ポンプ1 A油ポンプ運転中

ON : 2次主ポンプ1 A油ポンプ入残

-- (2秒) --> ON : 2次主ポンプA油ポンプ予備機起動

\* シーケンス異常

ON : 2次A主ポンプ軸封油圧低

ON : 2次主ポンプ1 A油ポンプ運転中

ON : 2次主ポンプ1 A油ポンプ入残

-- (2秒) --> ON : 2次主ポンプA油ポンプ予備機起動

図 2.10 推 論 過 程

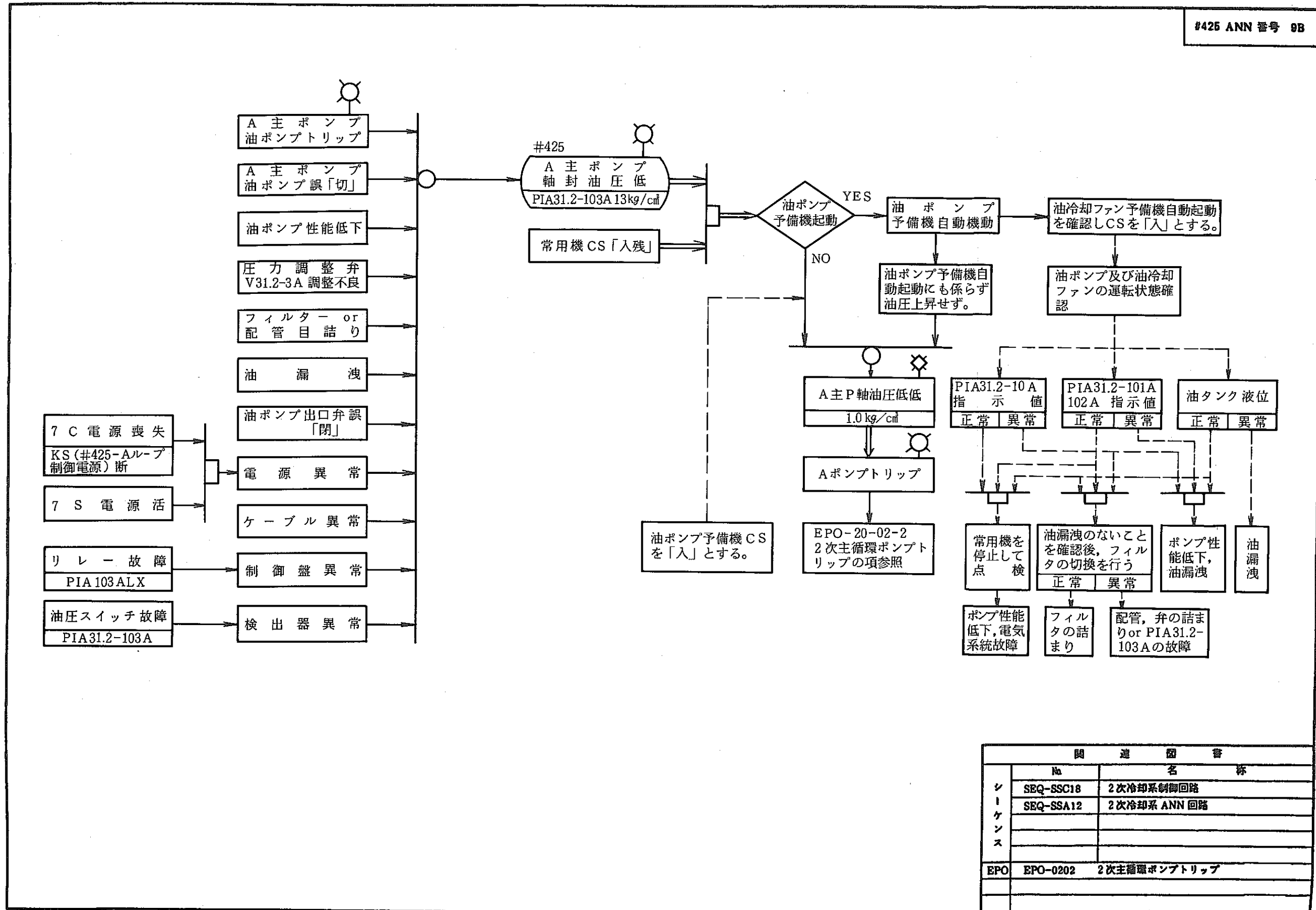


図 2.11 A 主ポンプ軸油圧低に関する処置

関連図番号		
No	名称	
シーケンス	SEQ-SSC18	2次冷却系制御回路
	SEQ-SSA12	2次冷却系 ANN 回路
EPO	EPO-0202	2次主循環ポンプトリップ

\* 新たに発生した警報

- 2次A主ポンプトリップ
- Aループ主送風機トリップ
- A主冷却器出口Na温度制御切替
- A主送風機ブレーキ作動
- 2次A主ポンプ軸受油圧低

\* 異常進展経路

- ON : 2次A主ポンプ軸受油圧低
    - (0秒) --> ON : 2次A主ポンプトリップ
  - ON : A主送風機ブレーキ作動
    - (0秒) --> ON : Aループ主送風機トリップ
  - ON : 2次A主ポンプトリップ
    - (0秒) --> ON : Aループ主送風機トリップ
  - ON : 2次A主ポンプトリップ
    - (0秒) --> ON : A主冷却器出口Na温度制御切替
  - ON : 2次A主ポンプトリップ
    - .....-> ON : A主送風機ブレーキ作動
  - ON : 2次A主ポンプ軸封油圧低
    - .....-> ON : 2次A主ポンプ軸受油圧低
- 

図 2.12 推 論 過 程

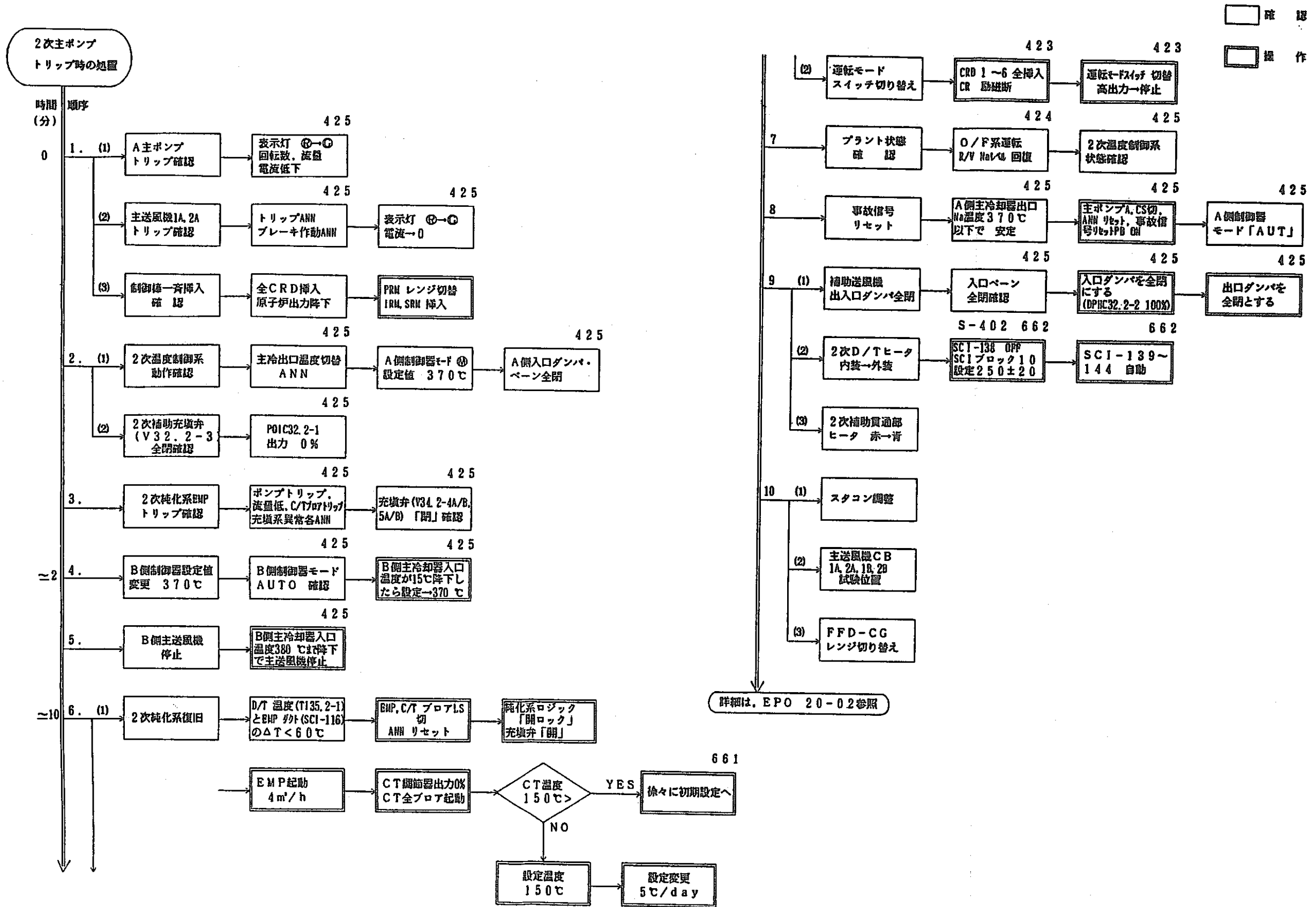


図 2.13 2次系ポンプトリップ時の処置



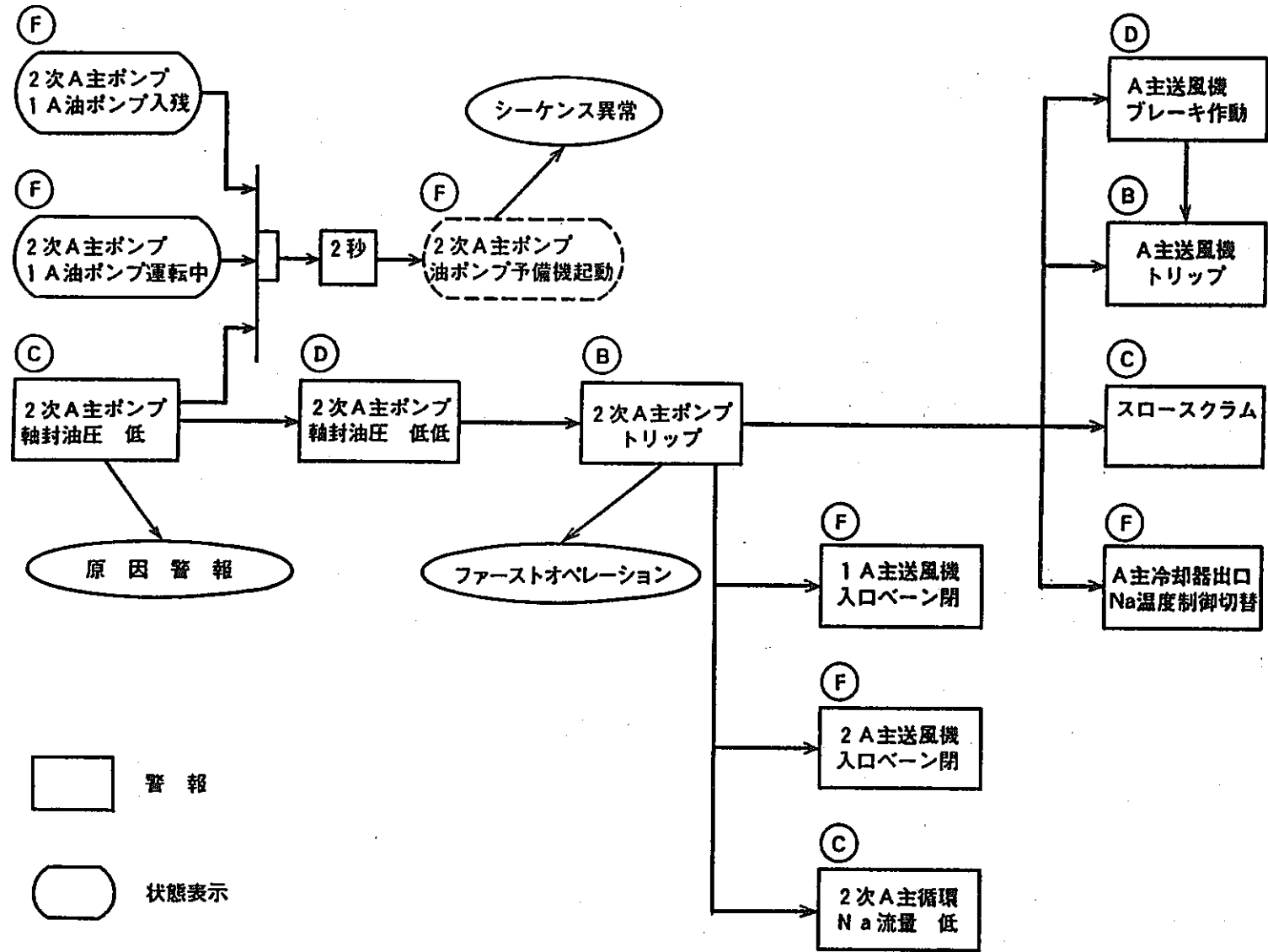


図 2.14 異常同定経路 (2次主ポンプトリップ)

### 3. 「常陽」燃取設備に対する蒸着ナトリウムの影響と 光ファイバー・スコープによる炉内観察

「常陽」の原子炉容器まわりの燃料取扱に係る設備では、蒸着ナトリウムに起因する不具合現象が発生している。これは主として回転プラグ及び燃料交換機孔に現れており、燃料交換作業の度に、これらの不具合に対して、特殊治具等によって、その都度対策を講じており、その為に燃料交換期間が長期化する傾向にある。

燃料交換工程の遅延を防止し、原子炉の稼働率向上を図る為には、これらの現象を解明し、適切な運転・保守技術を確立させる必要がある。その為には、炉内各部の状態を的確に診断することが重要である。

そこで設備診断技術のひとつとして、炉内状況を画像により目視観察する装置を開発し、「常陽」の原子炉容器内部の観察を実施した。

本装置は、高純度石英ガラスをコアとした耐熱耐放射線ファイバー・スコープ、ITVカメラ及び操作装置から成り、対物アダプタの交換、昇降回転機構及び回転プラグの運転によって原子炉容器内の任意の部位を観察できるものである。

本装置の有効性を実証するとともに設備診断に係る情報を得るために、「常陽」原子炉容器内部におけるナトリウムの蒸着、付着状況及び可動部の動作状況等を、延べ15時間にわたって観察した。原子炉容器内の厳しい環境下であったが、画質劣化もなく、装置各部は有効に機能し良好な画像をVTRに収録することができた。

この炉内観察によって本装置の設備診断手法としての機能が実証され、また炉内各機器の運転・保守方法を検討する上で有効な情報を得ることができた。

「常陽」の安定運転維持並びに将来炉への成果、知見の反映を行うために、今後とも本装置による炉内観察情報の蓄積・評価を行っていく。

#### 3.1 燃料交換作業の概要

ここでは、蒸着・付着ナトリウムに起因する不具合が発生する燃取機器が使用される燃料交換作業の概要について述べる。

原子炉容器内における炉心構成要素の移動は、図3.1に示すように、小回転プラグ上部に燃料交換機を据付け、燃料交換機孔を介して行われる。小回転プラグは大回転プラグの上部に位置し、この2つの回転プラグの組合せによって、原子炉容器内の任意の場所を位置決めすることができる。

一方、使用済炉心構成要素を原子炉容器内の外へ取り出す場合は、燃料交換機を撤去し、燃料出入機を燃料交換機孔に位置決めして行われる。この場合、使用済炉心構成要素は燃料移送

用ポット内に装荷し、ポットごと取出される。

### 3.2 蒸着・付着ナトリウムに起因する異常事象及びその対策

蒸着ナトリウムの影響は、主として回転プラグ及び燃料交換機孔に現れている。

回転プラグは、燃料交換作業中は回転させる為に、油圧によって上昇させている（ジャッキアップ状態）。また燃料交換作業終了時は、回転プラグの自重によって下降させている（ジャッキダウン状態）。これらの操作は回転プラグの基準位置で行われる。しかし、図 3.2 に示すように大回転プラグの回転側と固定側の隙間に入り込んだナトリウムの影響によって回転プラグ回転時の抗力が増大し、また回転プラグの下降に際しては、所定の位置まで下降できなくなる事象（ジャッキダウン異常）が発生している。これらについては、回転プラグ固定側の側面にある点検孔から、回転プラグ周囲のナトリウム蒸着状態の観察を実施すると共に、点検孔にヒータを挿入し、蒸着ナトリウムの溶解を試みた。しかし、効率が悪く多大の時間を費やす為、現在では運転経験に基づいて回転プラグを 360°回転させ、駆動モータの電流値から最もジャッキダウンし易い場所を見付だし、一旦ジャッキダウンさせ、蒸着しているナトリウムを回転プラグの自重で剪断及び押し出すことにより、所定の位置までジャッキダウンできることが確認されており、この方法によって対処している。

燃料交換機孔には、その下部にホールドダウン軸が設けられている。原子炉運転中、この孔には図 3.2 に示すように孔プラグが装着されている。燃料交換作業に先立ち、燃料出入機によって、このプラグの引抜きを実施するが、その際、下面に蒸着しているナトリウムによって引抜く事が出来ない事象が発生している。また、この孔には、燃料交換機据付時に、その軸の振動を防止する為に案内スリーブを装着するが、これが装荷できない。更には、引抜けない事象が発生している。これらについては、引抜力の強い特殊装置（プラグ等保守装置）を製作し、それによって引抜きを行い、更にホールドダウン軸内面に蒸着しているナトリウムを除去する為の装置（ホールドダウン軸内点検装置）を製作し、これを用いてナトリウムの除去を実施している。また引抜いた孔プラグ、案内スリーブは、それに蒸着しているナトリウムを除去するために、アルコール+水による洗浄を実施している。

また、ホールドダウン軸の外表面と大回転プラグ下面との境界に蒸着しているナトリウムによってホールドダウン軸が下降できない事象が発生している。ホールドダウン軸は、引抜こうとする炉心構成要素とそれに近接する回りの炉心構成要素の浮上りを防止する役割を果たすものであり、炉心構成要素を引抜く際は必ず下降させている。これについては、ホールドダウン軸に外力を加える事によって強制的に下降させる装置（ホールドダウン軸下降装置）を製作し、これを用いて対応している。

図 3.3 に、プラグ等保守装置、ホールドダウン軸内点検装置及びホールドダウン軸下降装置

を示す。

その他、燃料出入機によって原子炉容器内より炉心構成要素を取出す場合、燃料移送用のポットから滴下するナトリウムがドアバルブ・シール面に付着し、燃料出入機ドアバルブのシール性能が低下する事象が発生している。また、このポットにはサイホン機構が設けられており、これにより取扱中にポットからナトリウムが溢れないように一定のレベルまで下げている。

以上の事象に対して、適切な運転・保守技術を確立させる為に、原子炉容器内の観察を実施した。

### 3.3 観察装置

図 3.4 に示すように、本装置は高純度石英ガラスをコアとした耐熱耐放射線ファイバー・スコープ、ITV カメラ及び操作装置から成る。

炉内観察時は、本装置を図 3.4 に示すように小回転プラグ炉内検査孔(A) に据付けた。回転プラグ上の据付位置関係は、図 3.5 の通りである。エア・シリンダ、ターンテーブル、大・小回転プラグ及び対物アダプタの交換によって原子炉容器内の任意の部位を観察することができるものである。

### 3.4 観察対象

燃料取扱設備を対象としてはホールダウン軸外表面と回転プラグ下面との境界のナトリウム蒸着状況、作動性の確認、燃料取扱用（移送用）ポットのサイホン作動状況、ナトリウム滴下状況及び表面の状態確認である。その他、炉心頂部、炉心構造物を観察した。

観察時の原子炉容器内における位置関係を図 3.6 に示す。

### 3.5 観察条件

観察条件は、表 3.2 に示す通りである。

観察時期は、「常陽」第 6 回定検時であり、原子炉定格出力 100MW 運転終了時より 160 日経過後である。炉容器内レベルは集合体頂部より -50mm、炉内カバーガス温度は 200℃、炉内最大放射線量率は  $1 \times 10^5$  R/h である。尚、炉内観察時における作業場所の線量率は、40 mR/h である。

### 3.6 炉内観察

炉内観察は 2 回実施し、1 回目は炉頂部、炉内構造物の観察を主体として約 3 時間実施し、2 回目はホールダウン軸外表面、燃料移送ポットのサイホン機能の観察、ナトリウム滴下

状況の観察として約12時間実施した。装置の据付・撤去は、それぞれ約2時間で行うことができ、装置自体の操作性も容易であった。炉頂部観察の参考の為に、図 3.7 に「常陽」のナトリウム充填前の炉心構成を示す。これらの観察画像は全てビデオテープに収録した。

### 3.7 装置使用実績

表 3.1 に、装置の使用実績を示す。

観察中、光ファイバー・スコープ先端の温度は最高で約240℃である。また、ファイバー・スコープ自体の推定照射線量は  $2.5 \times 10^5$  R、また積算使用時間は15時間であり、この間、画質の劣化等もなく良好な画像をビデオテープに収録することができた。

### 3.8 得られた成果

今回の炉内観察によって得られた成果の要約を表 3.4 に示す。

原子炉容器内の厳しい環境下であったが、延べ15時間にわたる観察を通じて、画質劣化もなく、装置各部は有効に機能し、設備診断（異常診断）システムとしての本装置の有効性が実証できた。

また燃取設備の蒸着ナトリウム状況を把握する事ができ、今後、これに起因する不具合対策を検討する上で有益な情報が得られた。

### 3.9 まとめ

表 3.5 に、今回得られた成果と今後の展開を示す。今回の観察によって得られた成果に、更に今後の観察情報を加え、情報の蓄積を行うとともに、燃料交換時の機器の運転状態あるいは保守状況の監視への展開を行い、燃取設備の運転保守技術を確立させ、「常陽」の安定運転維持を図ると共に、成果・知見を将来炉に反映させるものである。

表 3.1 観 察 対 象

- ☆ 1. ホールドダウン軸（回転プラグ下面貫通部）  
ナトリウム蒸着状況・作動性
  
- ☆ 2. 燃料取扱用ポット  
サイホン作動状況、ナトリウム滴下状況、  
表面状態
  
- 3. 炉心頂部  
燃料集合体装荷方位、炉心湾曲
  
- 4. 炉内構造物  
炉容器壁面、熱遮蔽板、炉心上部機構の状況

表 3. 2 観 察 条 件

- 観 察 時 期 ; 原子炉停止後160日後
- 炉内ナトリウム温度 ;  $\sim 240^{\circ}\text{C}$
- " 液位 ; 集合体頂部 - 50mm
- 炉内カバーガス温度 ;  $\sim 200^{\circ}\text{C}$
- " 圧力 ;  $\sim 100\text{mmH}_2\text{O}$
- ブローダウン流量 ;  $1 \ell / \text{min}$
- 炉内推定線量率 ;  $1 \times 10^5 \text{ R/h}$
- 作業場所線量率 ;  $40 \text{ mR/h}$

表 3. 3 装置使用実績

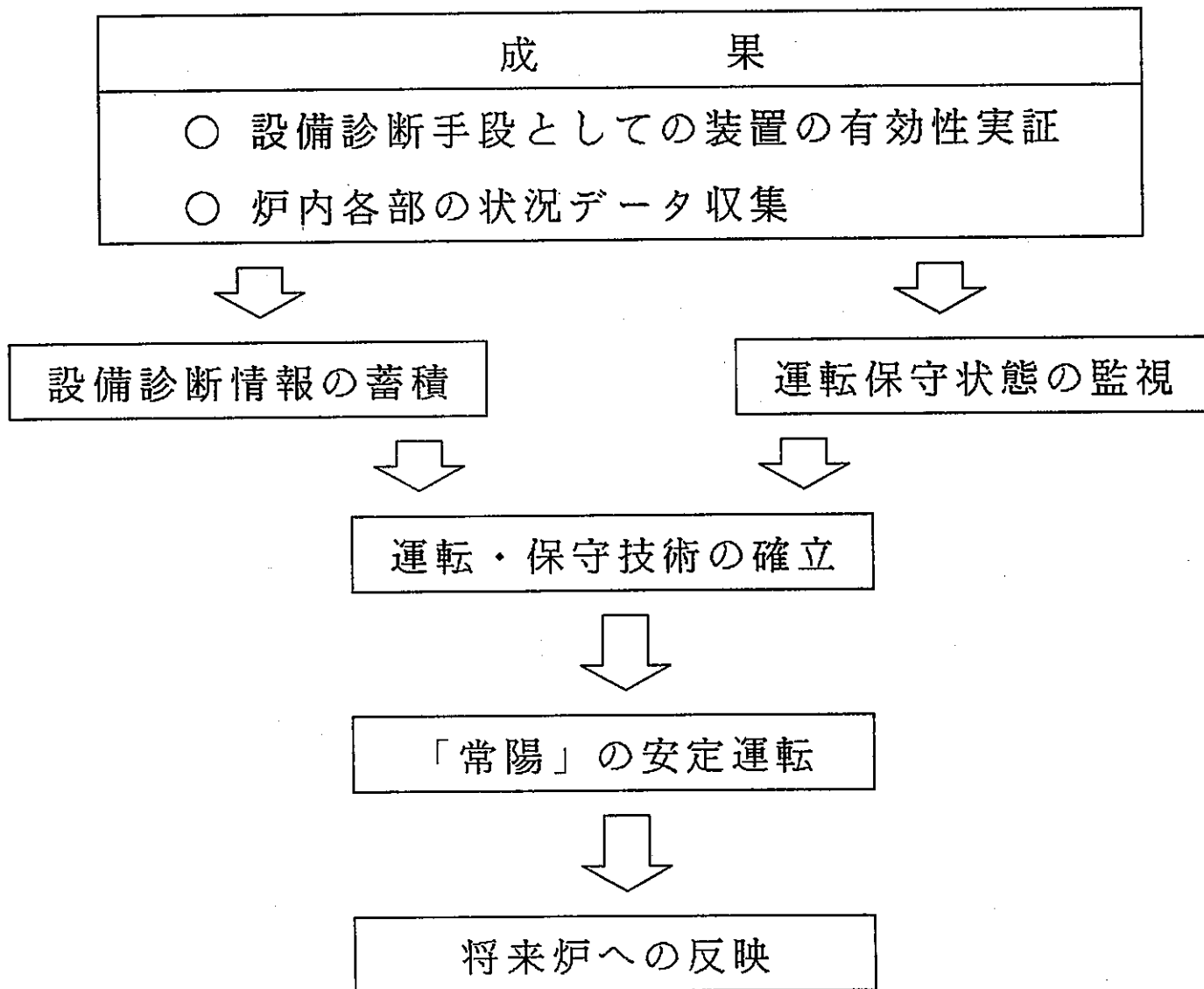
- スコープ先端温度 ;  $\sim 240^{\circ}\text{C}$
- 推定照射線量 ;  $2.5 \times 10^5 \text{R}$
- 積算使用時間 ; 15Hr
- 画質 ; 良好 (劣化無し)



表 3.4 得られた成果

- 装置の有効性実証
- ホールドダウン軸外面のナトリウム蒸着状況把握
- 燃料取扱用ポットのサイホン機能、ナトリウム滴下状況の把握

表 3.5 ま と め



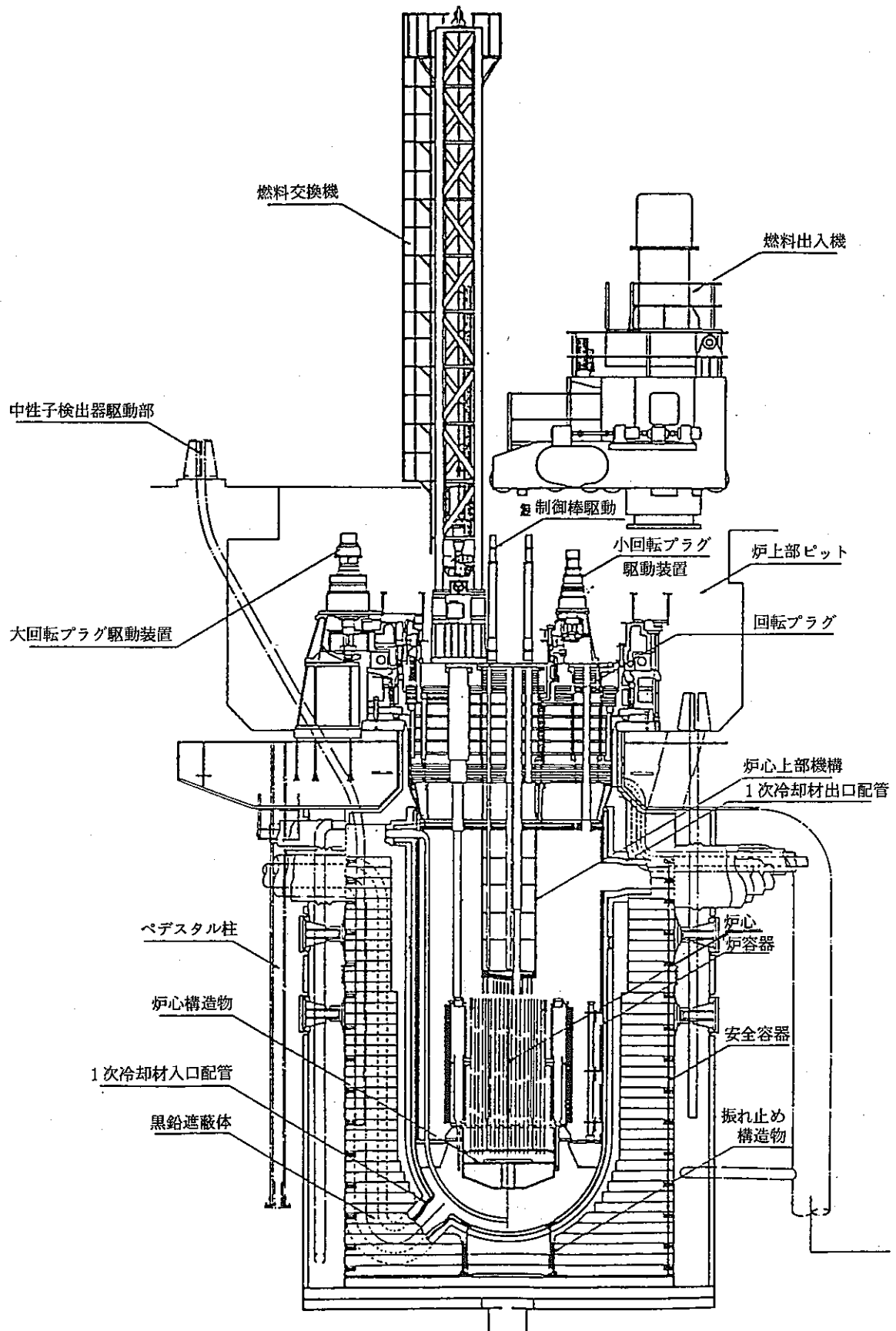


図 3.1 原子炉本体断面図

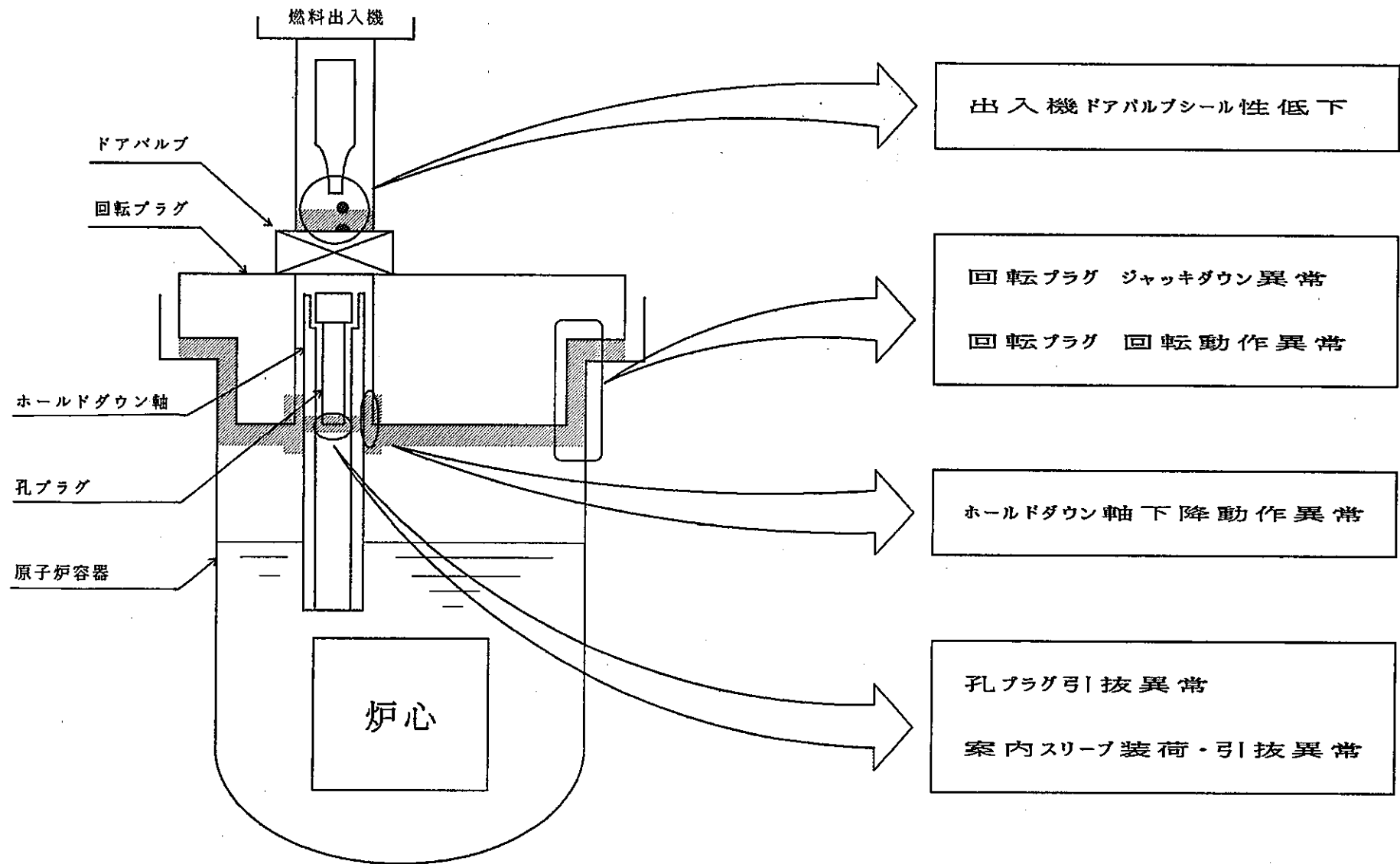
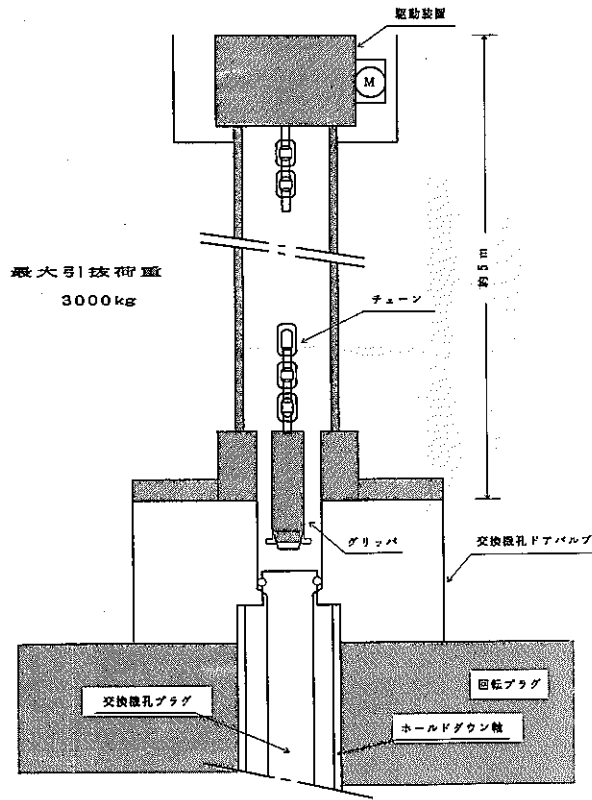
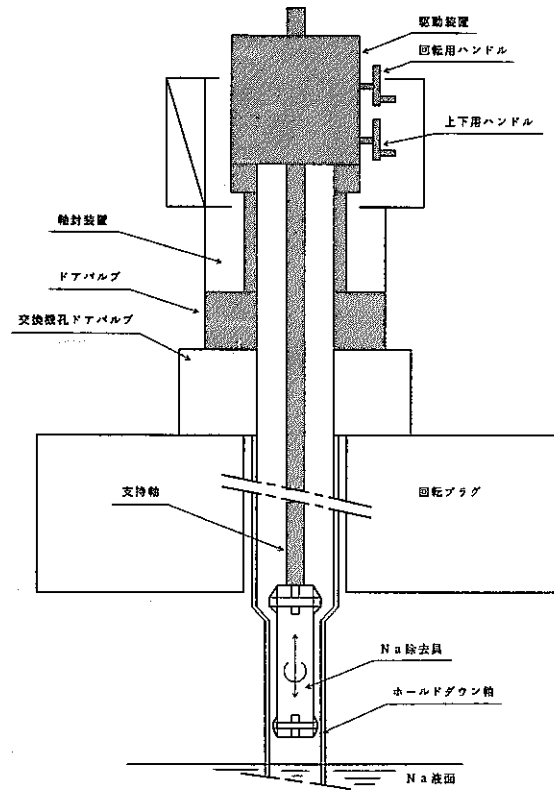


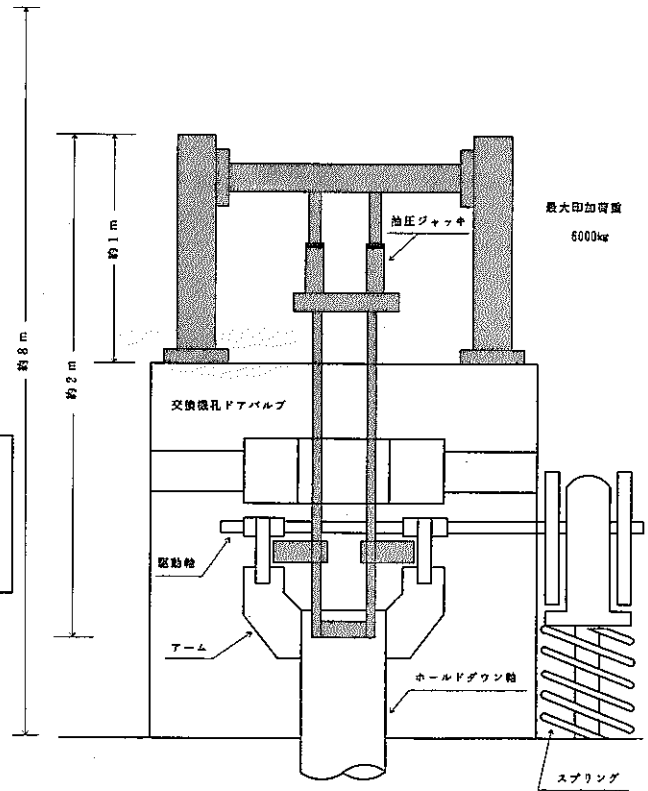
図 3.2 蒸着・付着ナトリウムに起因する異常事象



プラグ等保守装置



ホールドダウン軸内点検装置



ホールドダウン軸下降装置

図 3.3 蒸着ナトリウム対策装置

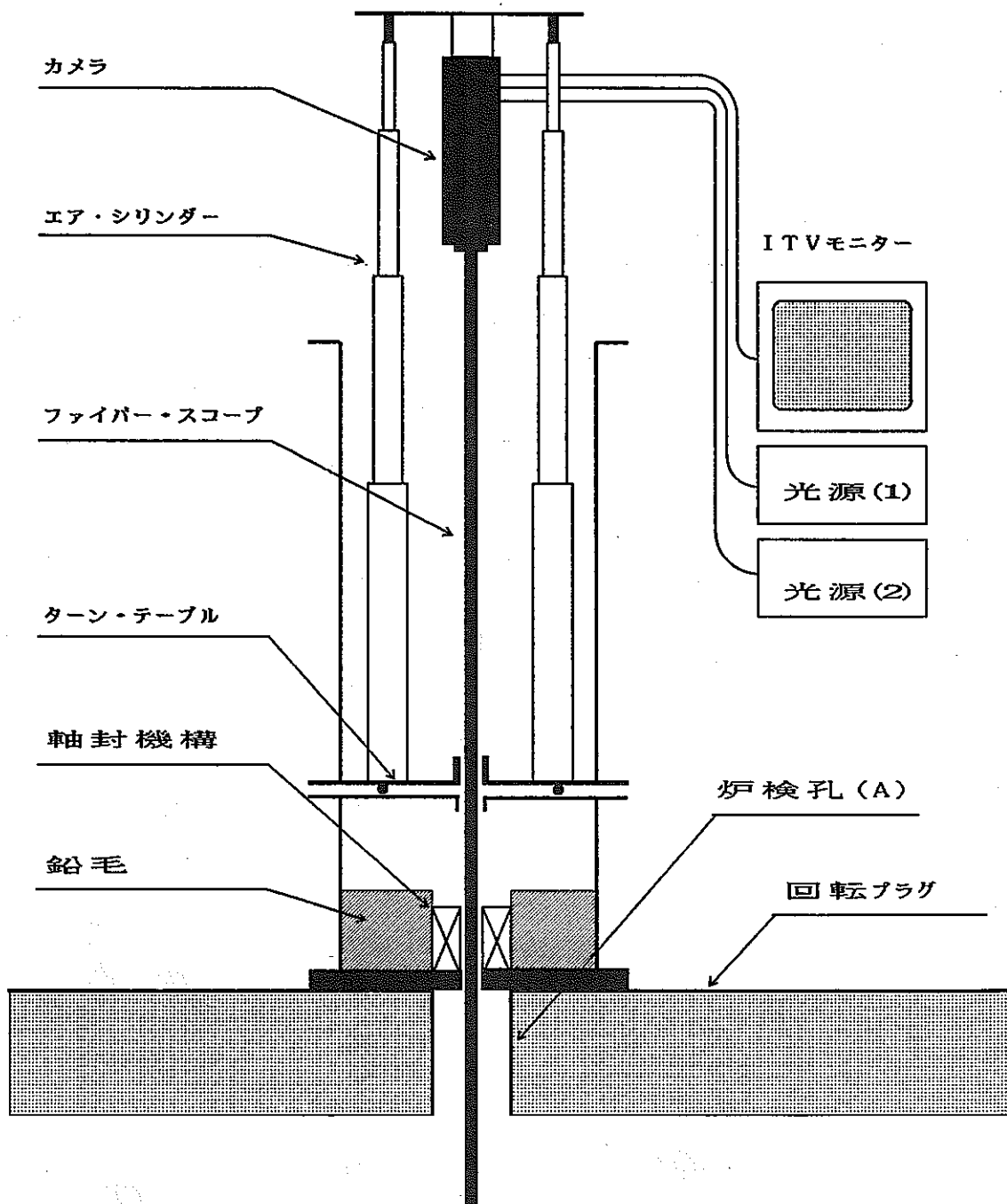


図 3.4 炉内観察装置

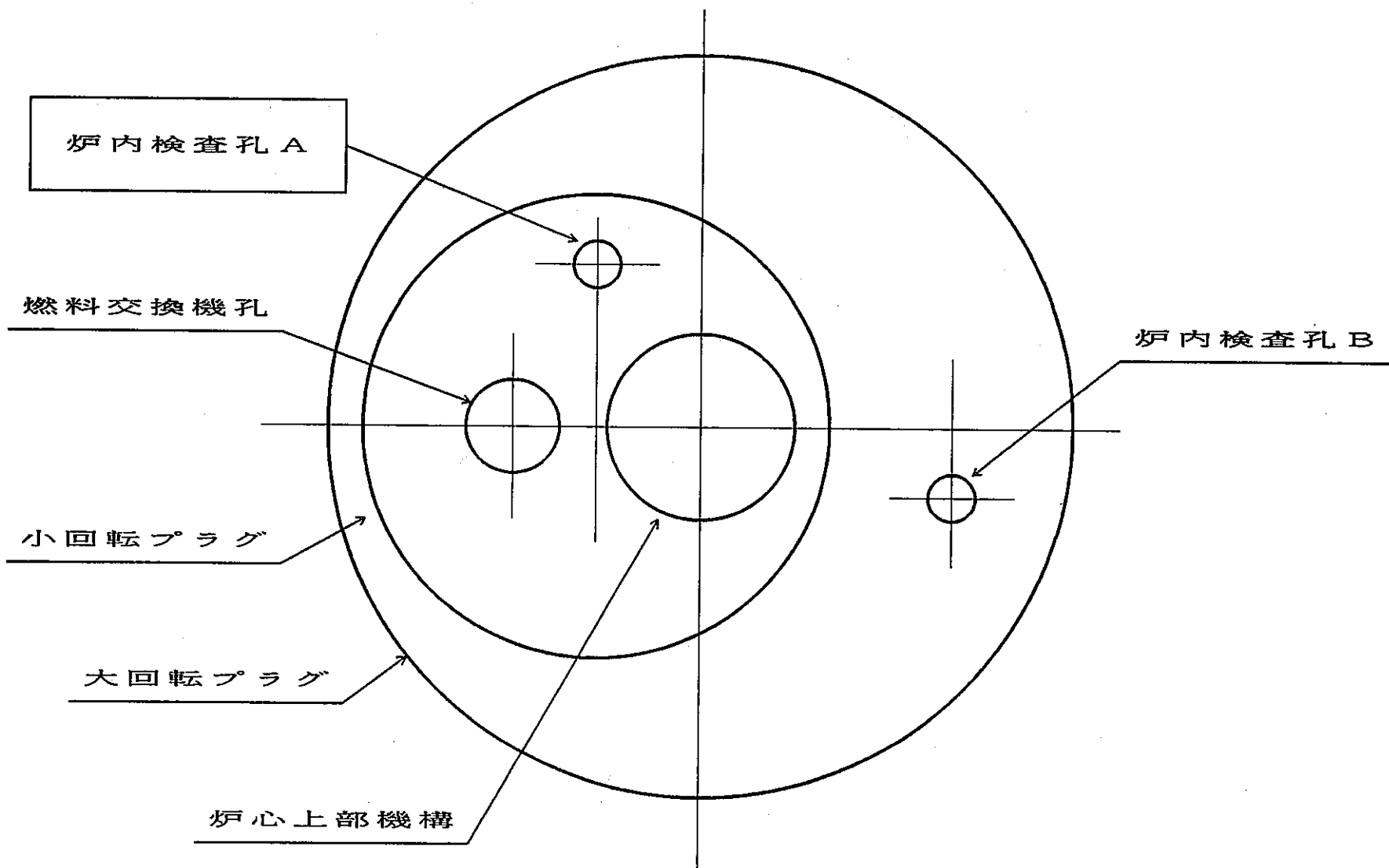


図 3.5 回転プラグ上面図

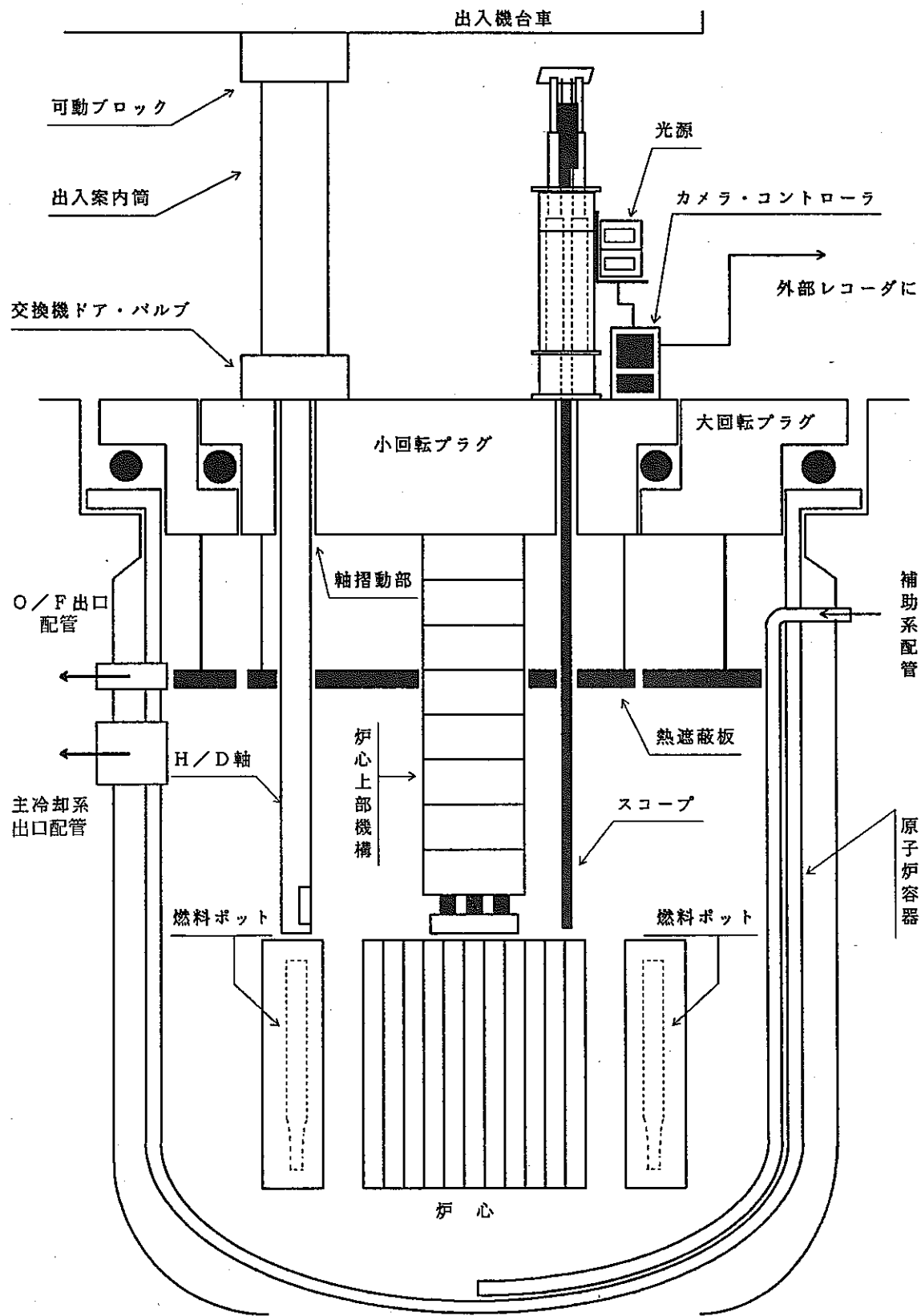


図 3.6 観察装置据付図



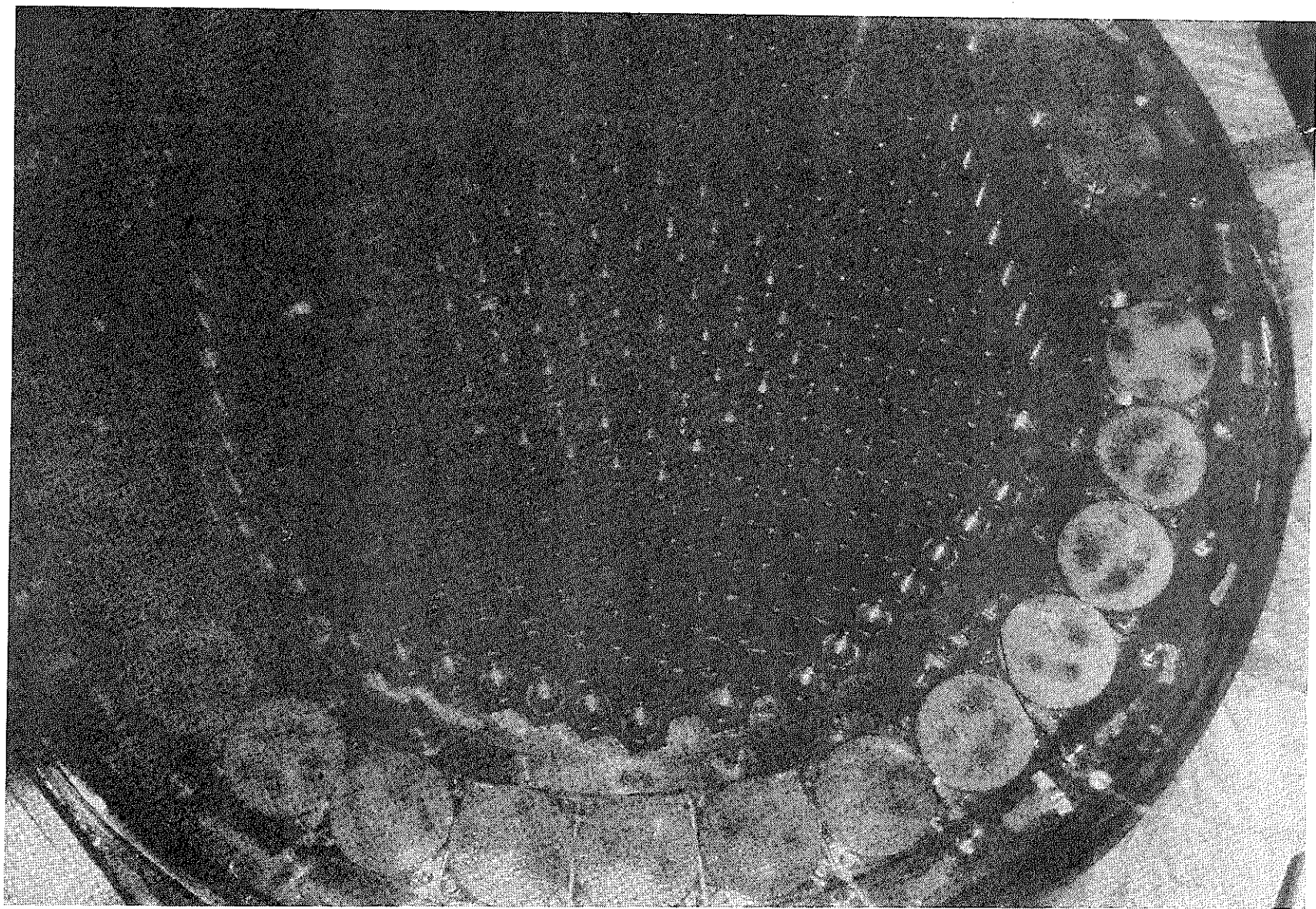


图 3.7 「常陽」炉心構成

## 4. 「常陽」の出力系の核計装の精度向上について

### 4.1 概 要

高速実験炉『常陽』の核計装設備は図 4.1 に示すように起動系、中間系、出力系の 3 系統がある。この内、低出力（約 1MW）から高出力（100 MW）の領域をカバーするものが出力系核計装設備である。3 系統あり CH 6, CH 7, CH 8 と名付けられて、炉出力監視計器として用いられるほか、安全保護系にも用いられている。

図 4.2 および図 4.3 に示すように、このセンサーの上下方向の設置位置は炉心高さと同じであるが、半径方向は炉中心から 3550 mm 離れた炉容器の外にある。炉心との間にはナトリウム、反射体、炉容器壁、黒鉛遮蔽体などがあり、炉心で発生した高速中性子は黒鉛遮蔽体で減速されて熱中性子になり、それが核計装で計測される。

また炉中心からの方向は CH 7 が  $99^\circ$ 、CH 8 が  $279^\circ$ 、CH 6 が  $311^\circ$  の位置にある。

各々中性子検出器保持装置内（図 4.4）にあり、その信号は中央制御室内の微小電流増幅回路にて増幅され、記録計、指示計、トリップ回路等に接続されている。

### 4.2 出力系核計装の指示

出力系核計装の指示はそのおかれた環境により変化することが知られている。『常陽』ではおもに炉心との間に設置されている黒鉛遮蔽体の温度により影響される。図 4.5 にサイクル運転初期のその温度の上昇カーブを示す。炉出力が 100MW に到達しても安定していないことがわかる。

炉からの熱出力は別に計測されており、それを基準として出力系核計装の較正を実施している。『常陽』の出力の上昇に比べ、黒鉛遮蔽体の温度上昇は数日遅れるために、指示値に誤差を生じている。安全保護系に使用されている計器でもあり、より安全性を高めるために、この誤差を少なくする必要がある。

### 4.3 補正方法

『常陽』の MK-II 炉心第 8 サイクル（図 4.6）および第 9 サイクルにて詳細なデータを収録し、その評価を行った。中性子検出効率は黒鉛遮蔽体温度および原子炉容器内のナトリウム温度の一次式に比例するとして、最小自乗法を用いて評価したところ良くフィッティングした。

補正式は以下の通り。

$$Q = \frac{K \cdot V}{(\alpha T_1 + \beta T_2 + r)}$$

ここで V : 中性子検出信号

T<sub>1</sub> : 黒鉛遮蔽体温度

T<sub>2</sub> : 原子炉出口 Na 温度

Q : 補正後の指示値

K, α, β, r : 係数

α, β, r は一定であるが, K は運転サイクルによって変化する。この変化を炉心と検出器間にある炉内の集合体の貯蔵ポット内に貯蔵されている集合体の有無, 種類, 状態によると考えている。第 8 サイクルにおける測定データに対する本補正式の誤差を図 4.7 にしめす。

#### 4.4 補正回路の設計と製作

以上の結果をもとに, 中性子検出効率を安定化させるための回路を製作し適用した。(図 4.8)

既設の微小電流増幅器の下流に置き, 上記補正式をアナログ回路で実現した。アナログ方式にしたため, 事実上の遅れ時間はない。黒鉛遮蔽体温度, ナトリウム温度も接続し, それらのための α, β, r, K などの係数も調整できるようにしてある。また計算機 (JOYDAS) との出力差および補正前後の差をモニター出来るようにした。

#### 4.5 まとめ

昭和 62 年 9 月からの『常陽』MK-II 炉心第 13 サイクル運転での適用試験の結果, 図 4.9 に示す様に, 補正後の値 Q は炉出力と良く一致しており, 検出効率の誤差は十数倍改善されていることがわかる。サイクル初期, サイクル運転中, 出力降下時を含め出力系核計装の精度が向上していることにより, プラントの運転のより一層の安全性, 信頼性向上がはかれる。また, 調整作業での省力化もはかれている。尚, 詳細については技術報告書を作成中である。

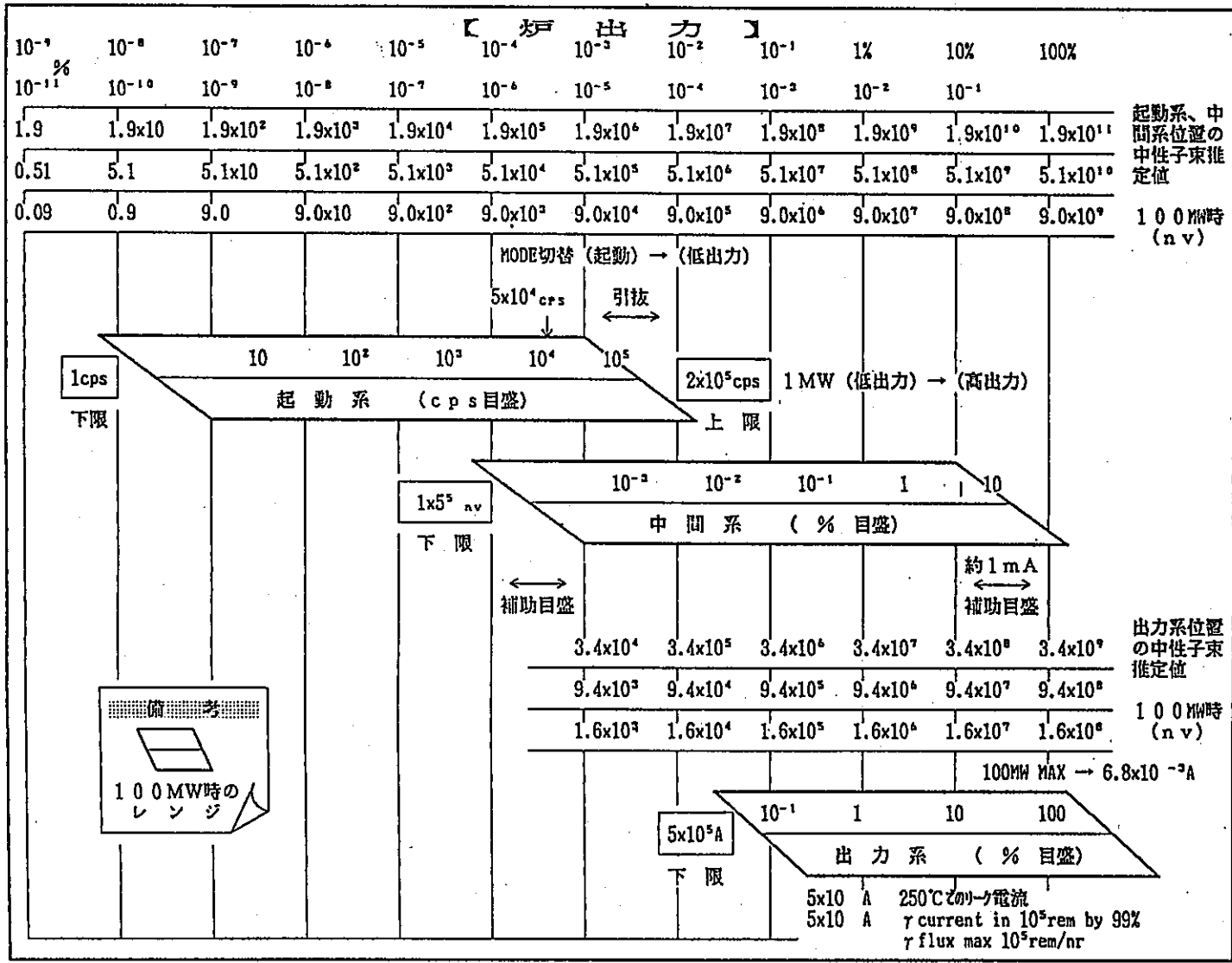


図 4.1 中性子計装領域関係図

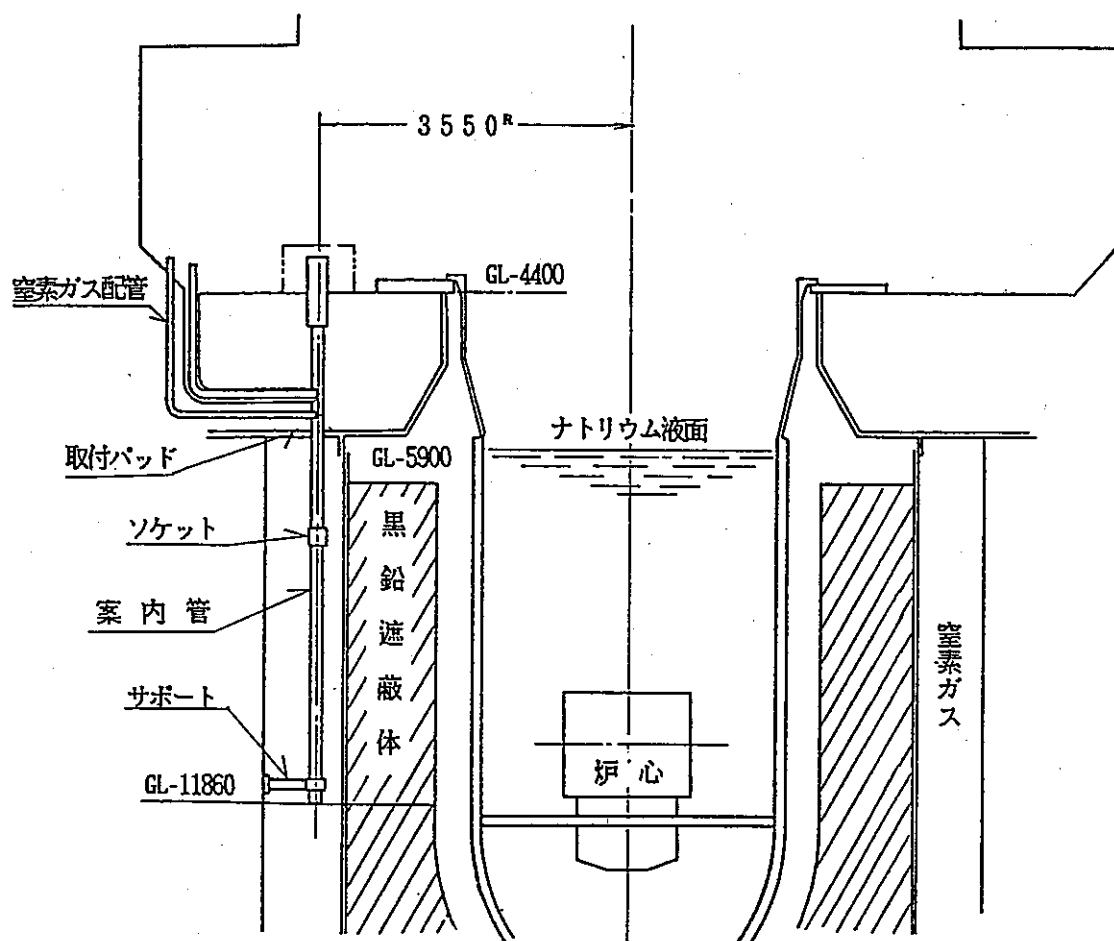


図 4.2 中性子検出器案内管概念図 (断面)

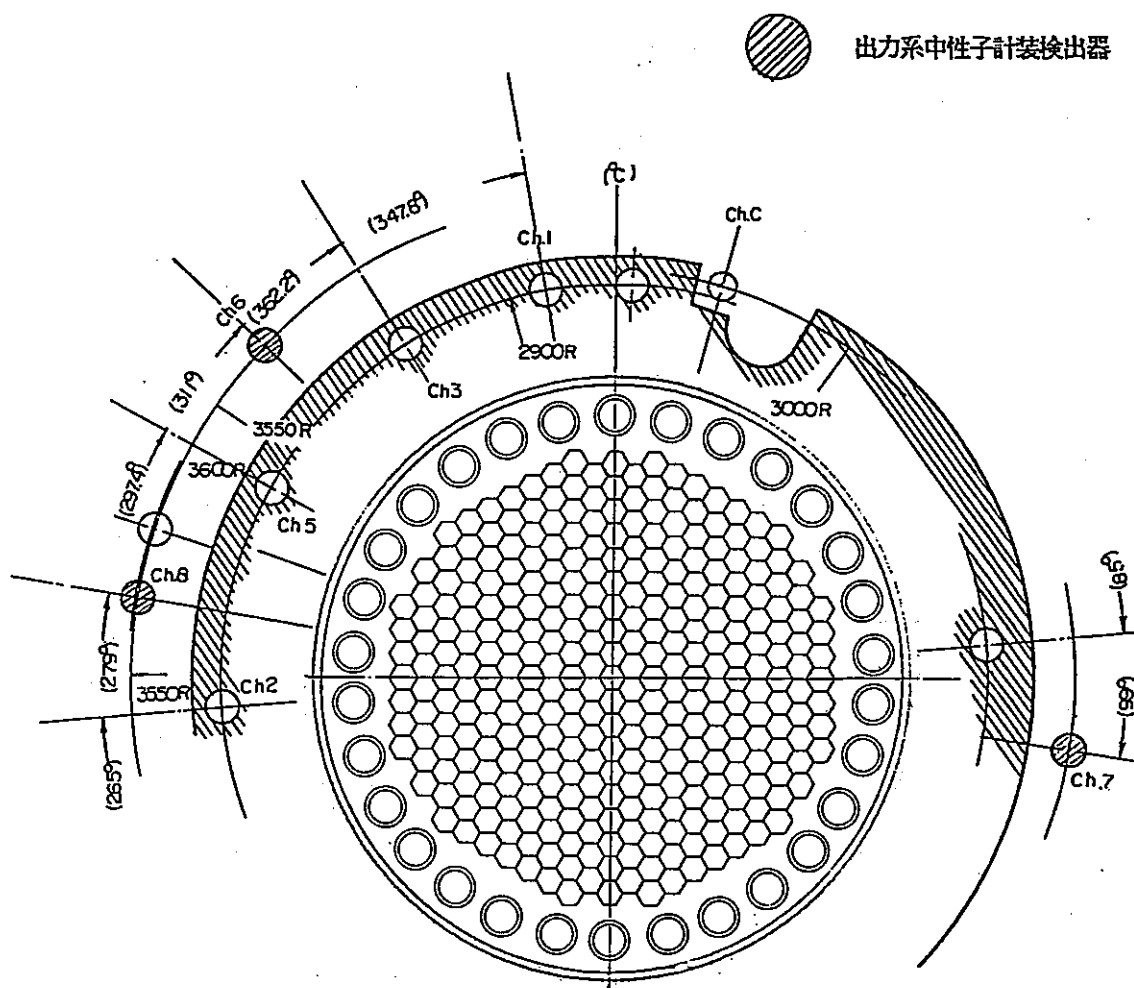


図 4.3 中性子検出器の設置位置

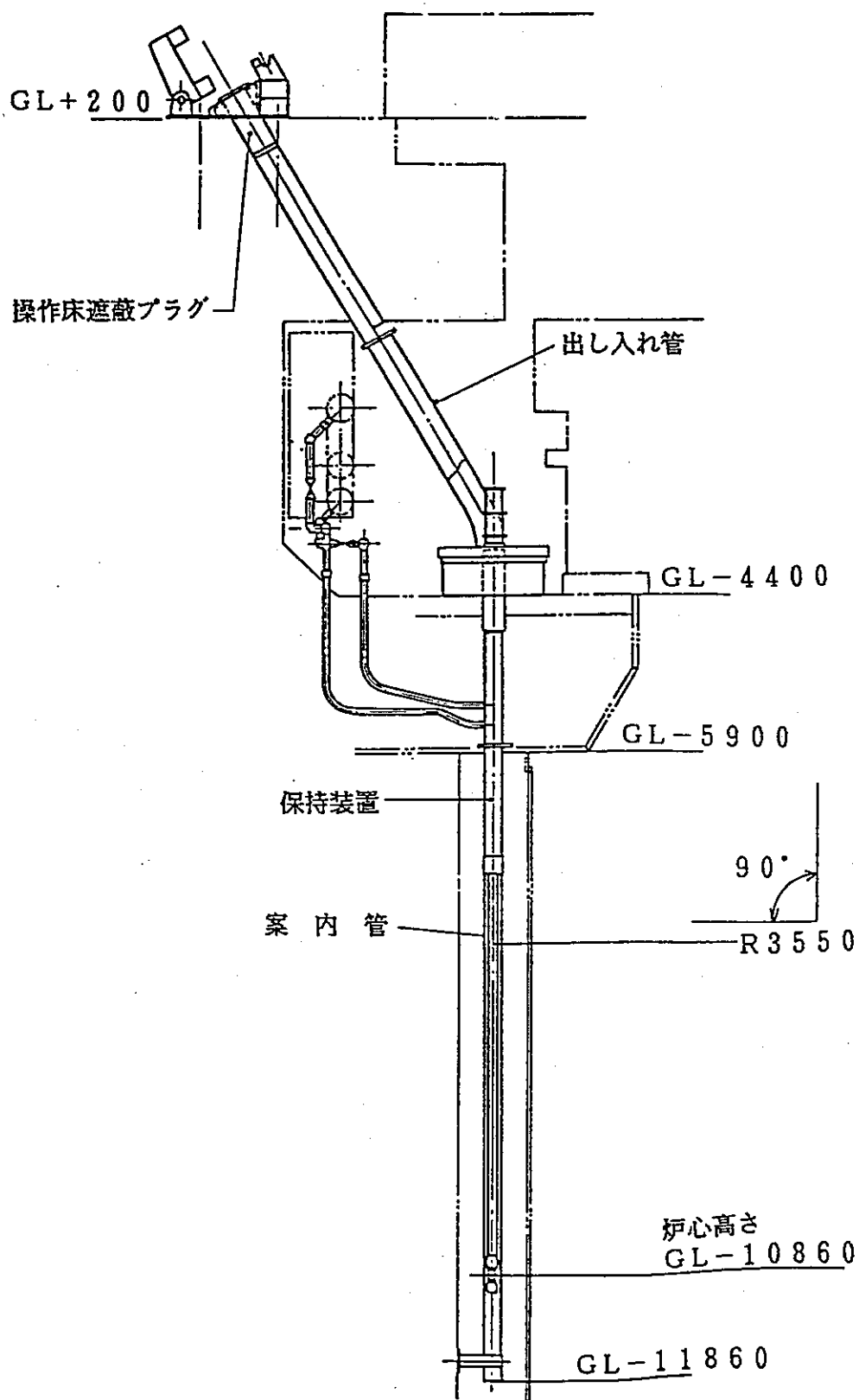


図 4.4 中性子検出器保持駆動装置側面配置図

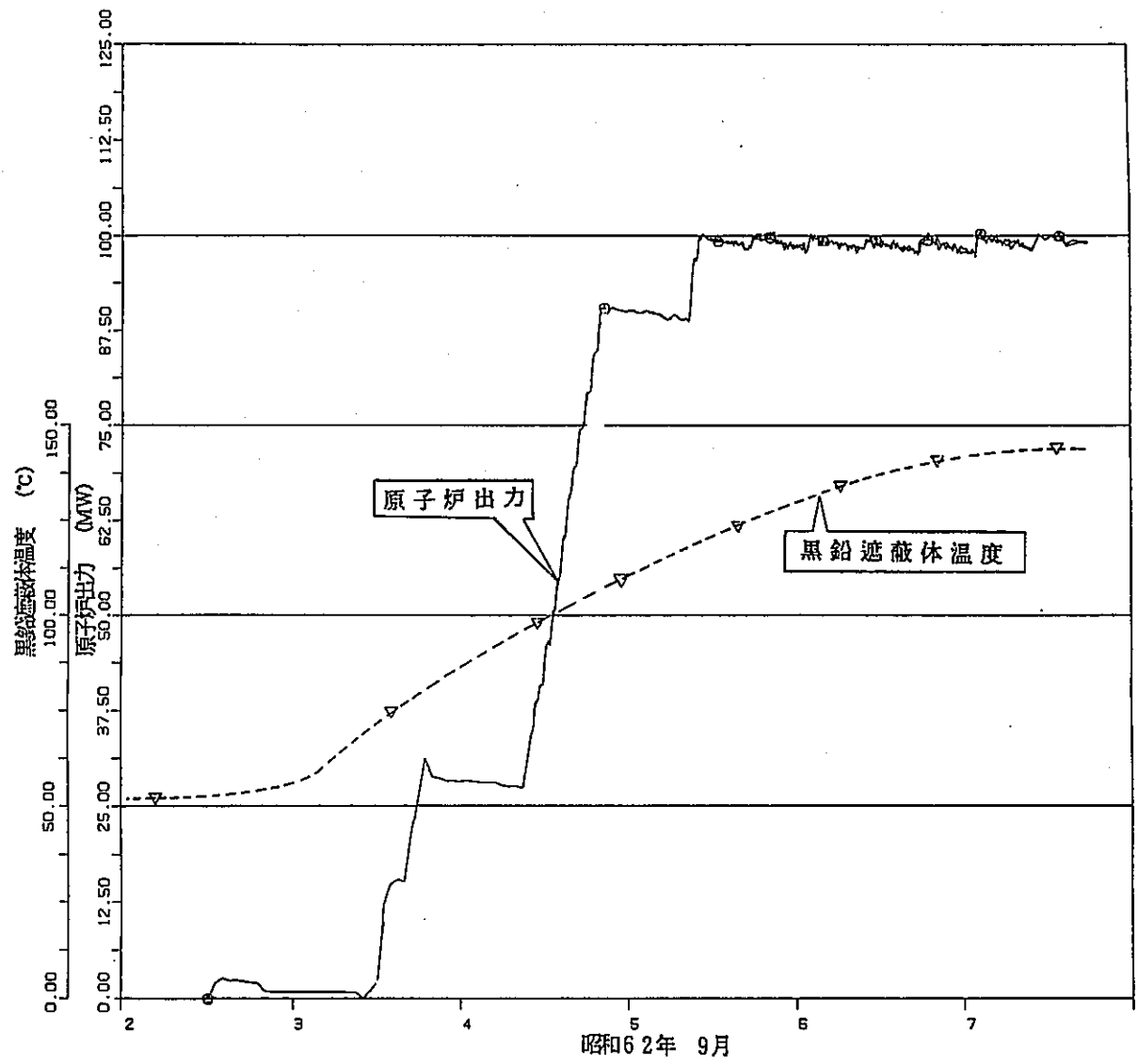


図 4.5 黒鉛遮蔽体の温度上昇



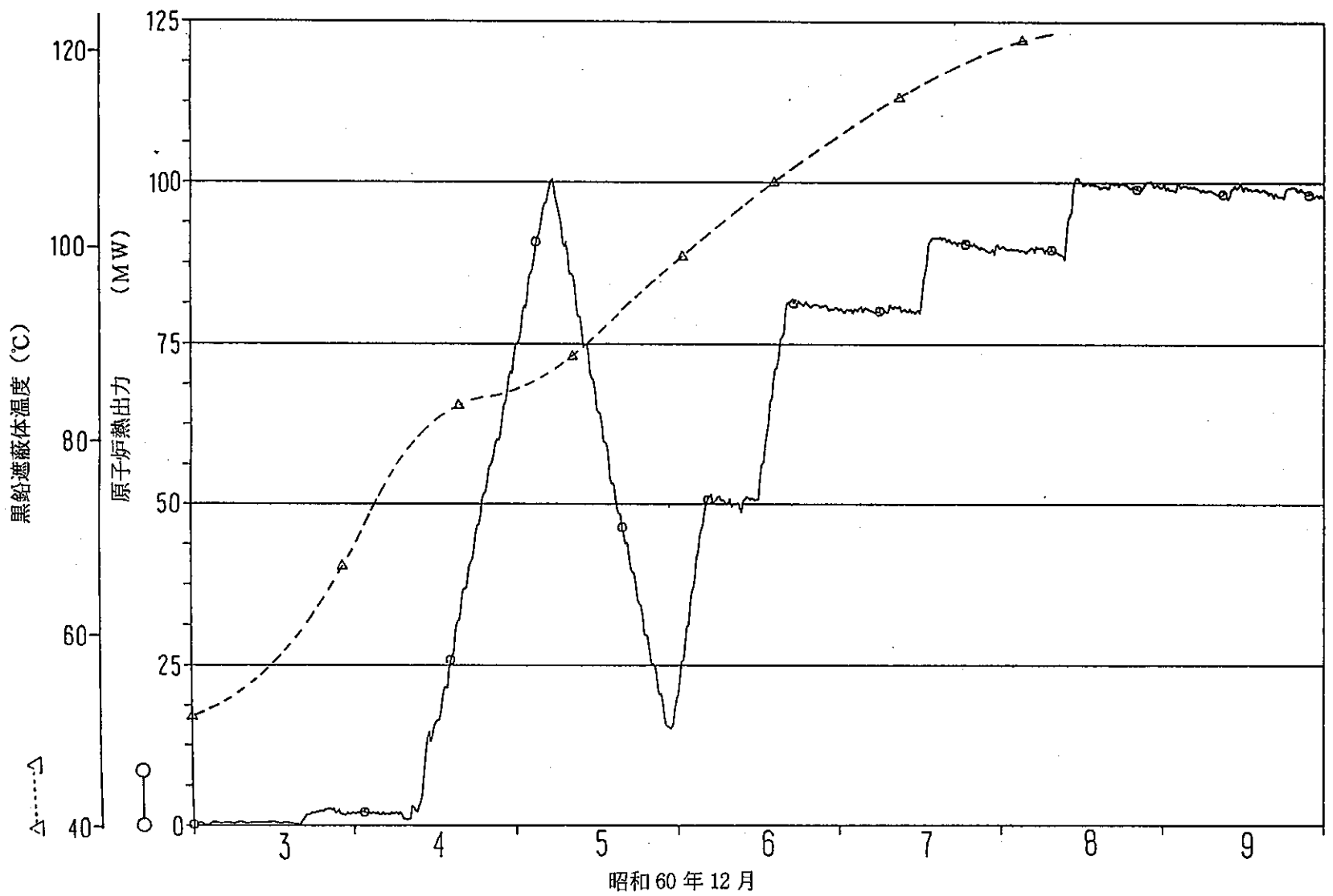


図 4.6 「常陽」第8サイクル起動時における黒鉛遮蔽体温度と原子炉熱出力

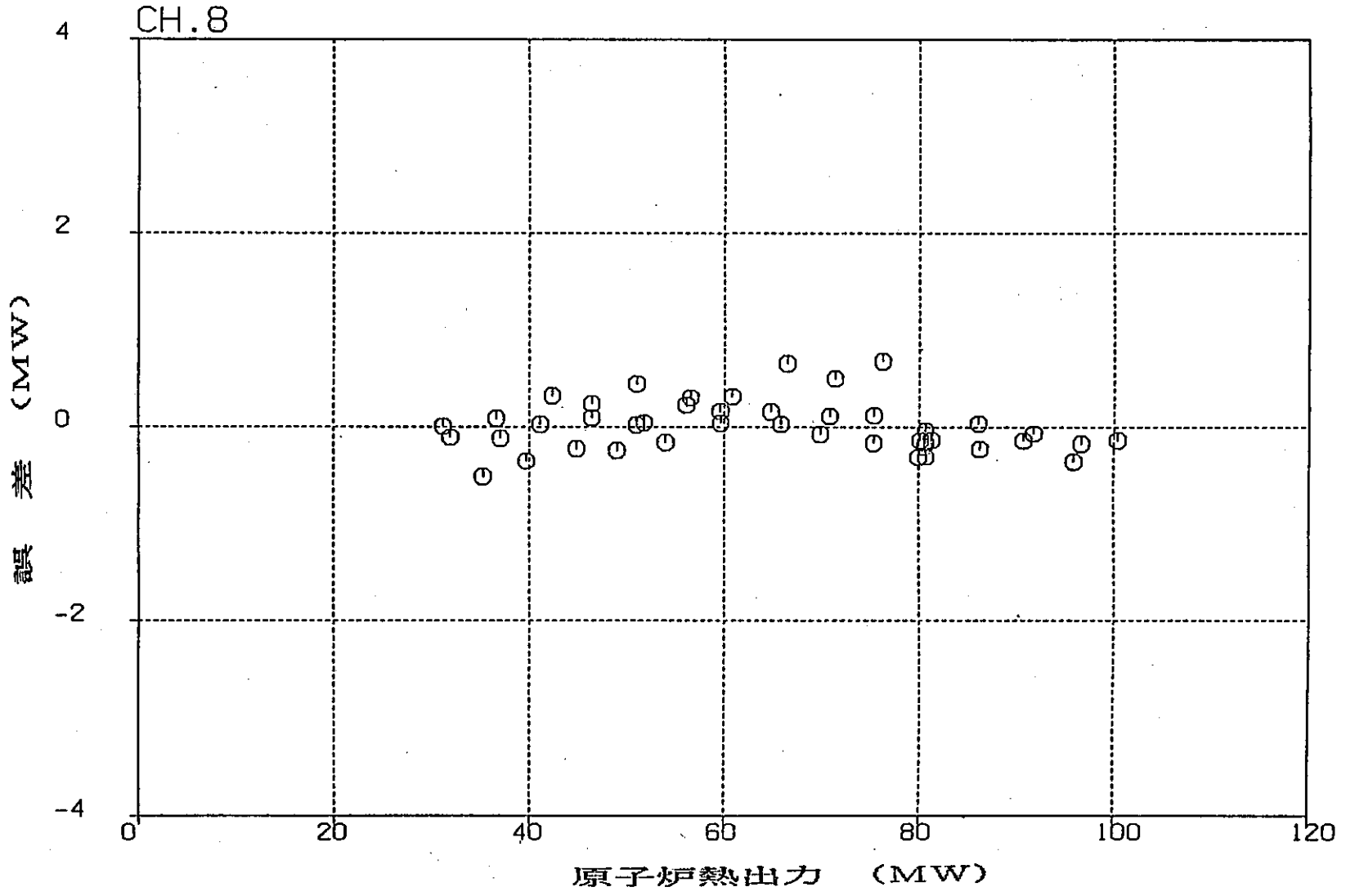


図 4.7 「常陽」MK-II 炉心第 8 サイクルにおける原子炉出力と核計装出力の誤差 (補正後)

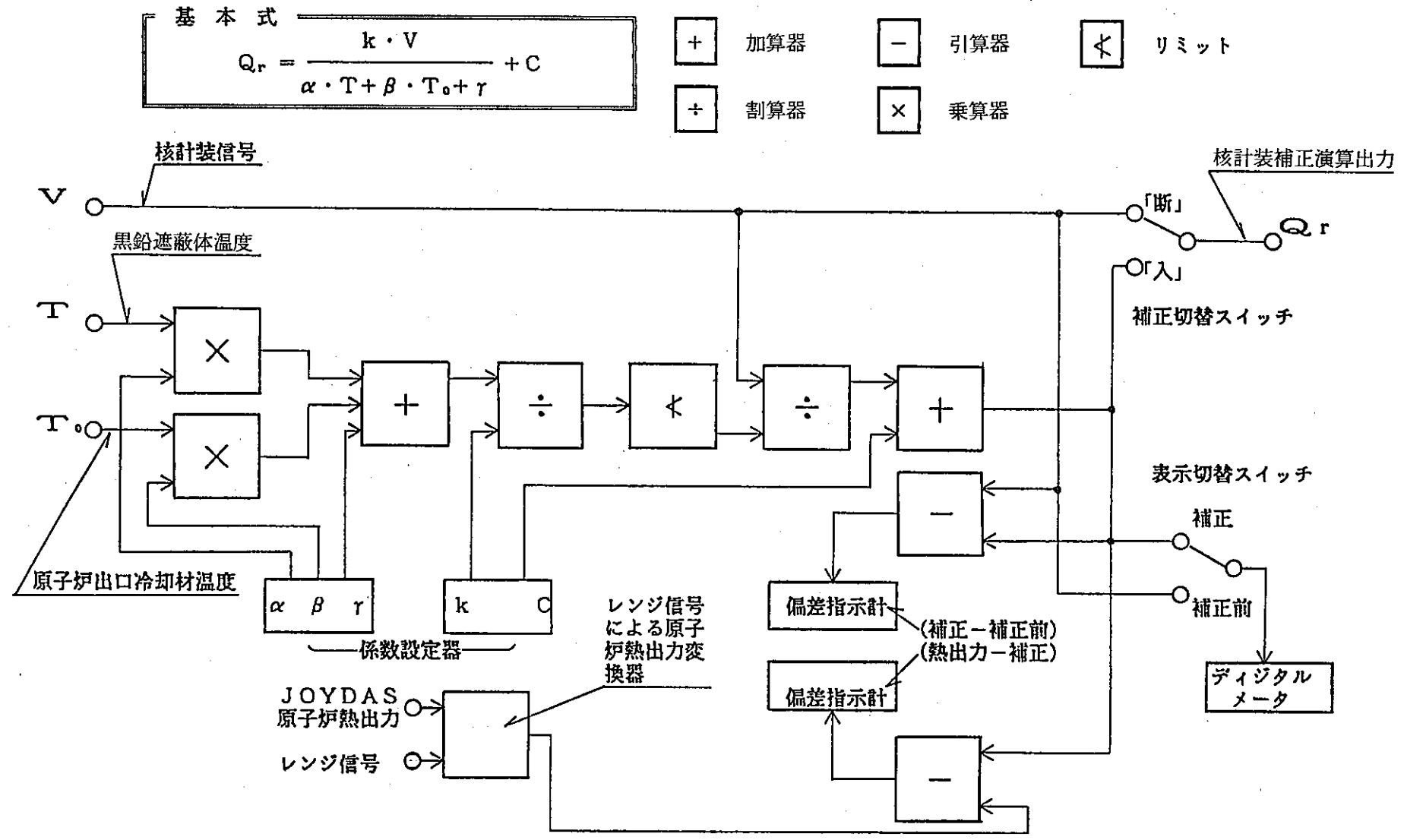


図 4.8 中性子検出信号への黒鉛温度フィードバックシステム構成図

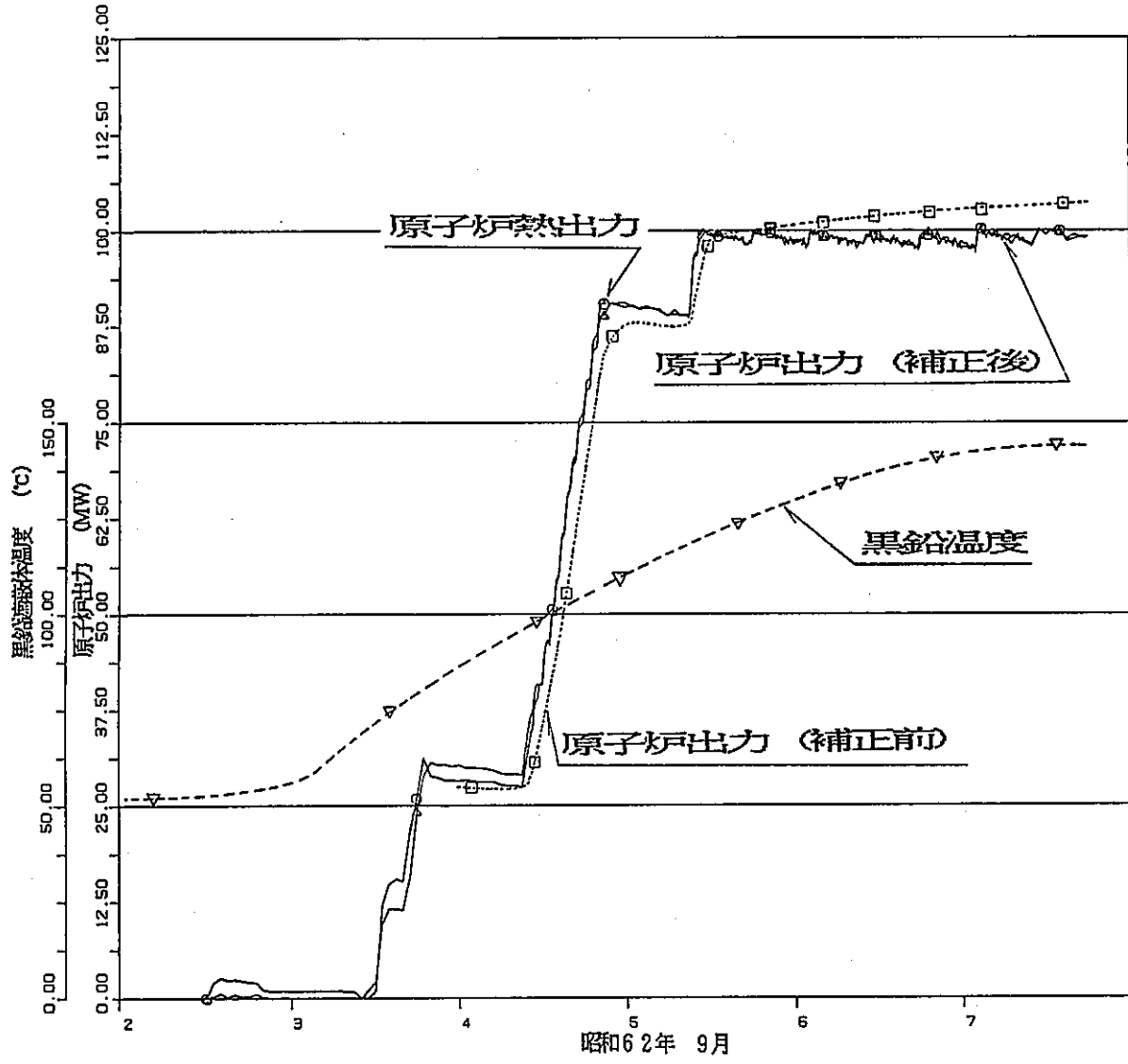


図 4.9 第13サイクルBOCにおける原子炉出力補正あり、なしと熱出力の変化

## 5. 局所応力解析結果に基づく「常陽」の運転管理基準の見直しについて

### 5.1 概 要

図 5.1 に局所応力解析結果に基づく「常陽」の運転管理基準の見直しフローチャートを示す。

現在「常陽」の原子炉出力上昇は、出力上昇速度 0.25%/min で行っている。この間、プラント側の運転管理基準としては 9 項目あるが、出力上昇速度に密接に関係しているのがオーバーフロー系汲上げ配管炉容器貫通部の熱応力制限である。この熱応力制限はオーバーフロータンクナトリウム温度と炉容器出口ナトリウム温度差 60℃以内という温度差で制限している。通常原子炉出力上昇時、この熱応力制限のため出力上昇速度 0.25%/min をかなり緩める時がある。また、この熱応力制限は、簡易熱応力計算より決められたものであり、詳細な解析は行なわれていない。よって、運転余裕の見直しを行うため、オーバーフロー系汲上げ配管炉容器貫通部の詳細応力解析・強度評価を行った。

詳細応力解析・強度評価結果をもとに現在の運転管理基準の見直しを行った結果、オーバーフロータンクナトリウム温度と炉容器出口ナトリウム温度差を 60℃から 80℃に変更した。この結果、原子炉出力上昇時間を現在の 18 時間から 12 時間に短縮することができ、運転の効率化を計ることが可能となった。

詳細については、次項以降に示す。

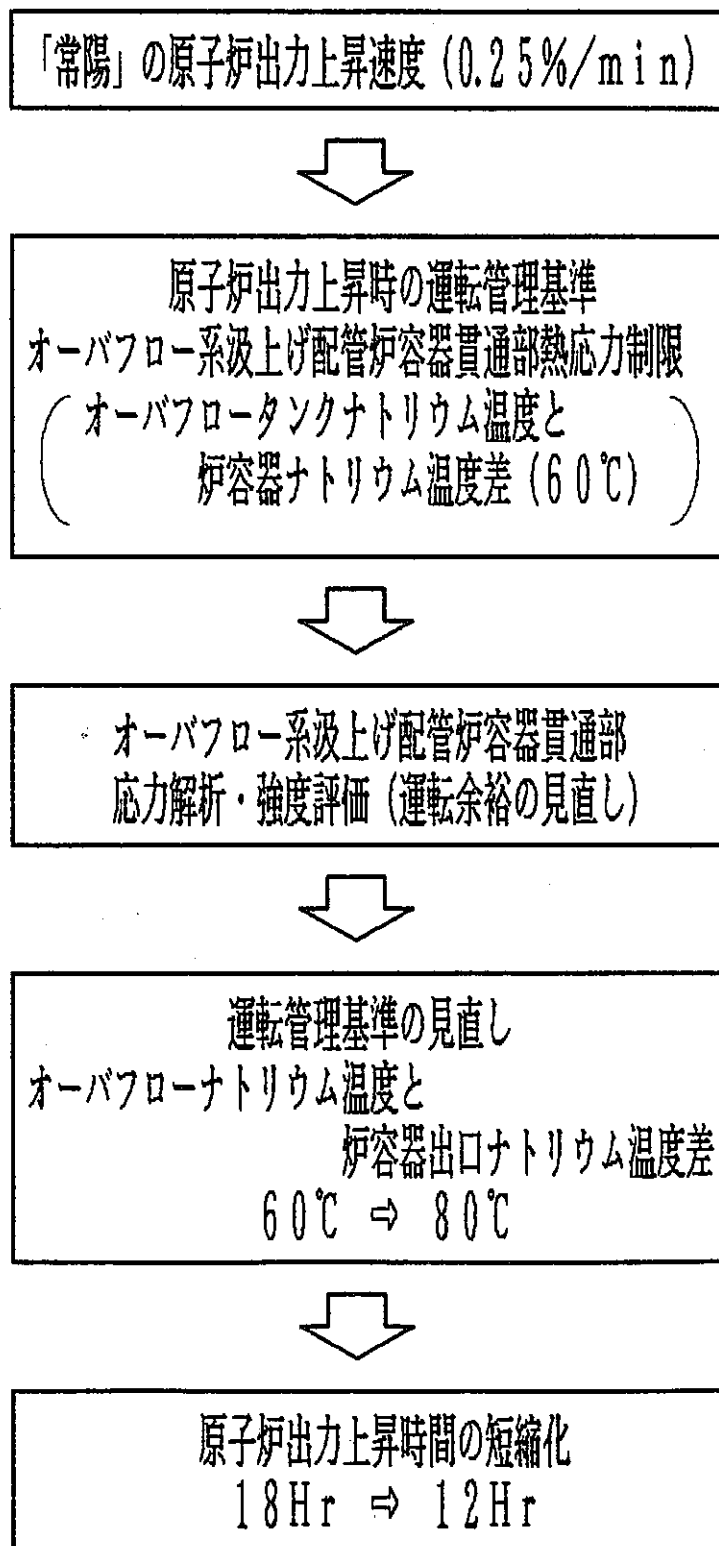


図 5.1 局所応力解析結果に基づく「常陽」の運転管理基準の見直しフローチャート

## 5.2 オーバフロー系汲上げ配管炉容器貫通部に温度差が生じる原因

図 5.2 にオーバフロー系及びオーバフロー系汲上げ配管炉容器貫通部を示す。

オーバフロー系汲上げ配管炉容器貫通部に温度差が生じる原因は、下記の項目の相関関係によるものである。

- (1) オーバフロータンク内には、ナトリウム漏洩時に備えて必要容量のナトリウムが保持されているため、熱容量が大きい。
- (2) オーバフロータンク内ナトリウムは、1次ナトリウム純化系によって純化循環されているため、温度の低下したナトリウムが戻ってくる。
- (3) 原子炉出力上昇時オーバフロータンク内ナトリウムは、炉容器から戻ってくるナトリウムのみにより昇温されるため、昇温率が小さい。

原子炉出力上昇時の炉容器出口ナトリウム温度とオーバフロータンクナトリウム温度の関係は、図 5.3 に示した様になる。通常原子炉出力上昇時は、オーバフロータンクナトリウム温度と炉容器出口ナトリウム温度差60℃以内という制限があり出力上昇速度を緩めるため出力上昇時間が、出力上昇速度0.25%/min一定として出力上昇を行った場合の予測値に対して約6時間長くなる。出力上昇速度0.25%/min一定とした場合には、当然ながら温度差は大きくなる。

## 5.3 解析条件

図 5.3 にオーバフロー系汲上げ配管の炉容器貫通部応力解析条件を示す。

応力解析は、汎用非線形構造解析コード「FINAS」を用いて軸対称2次元モデルとして行った。応力解析に必要な構造物の温度分布は、図 5.3 に示した実測値及び予測値等をもとに原子炉起動、停止、電喪及びその他のスクラムに対して熱伝導解析を行って求めた。

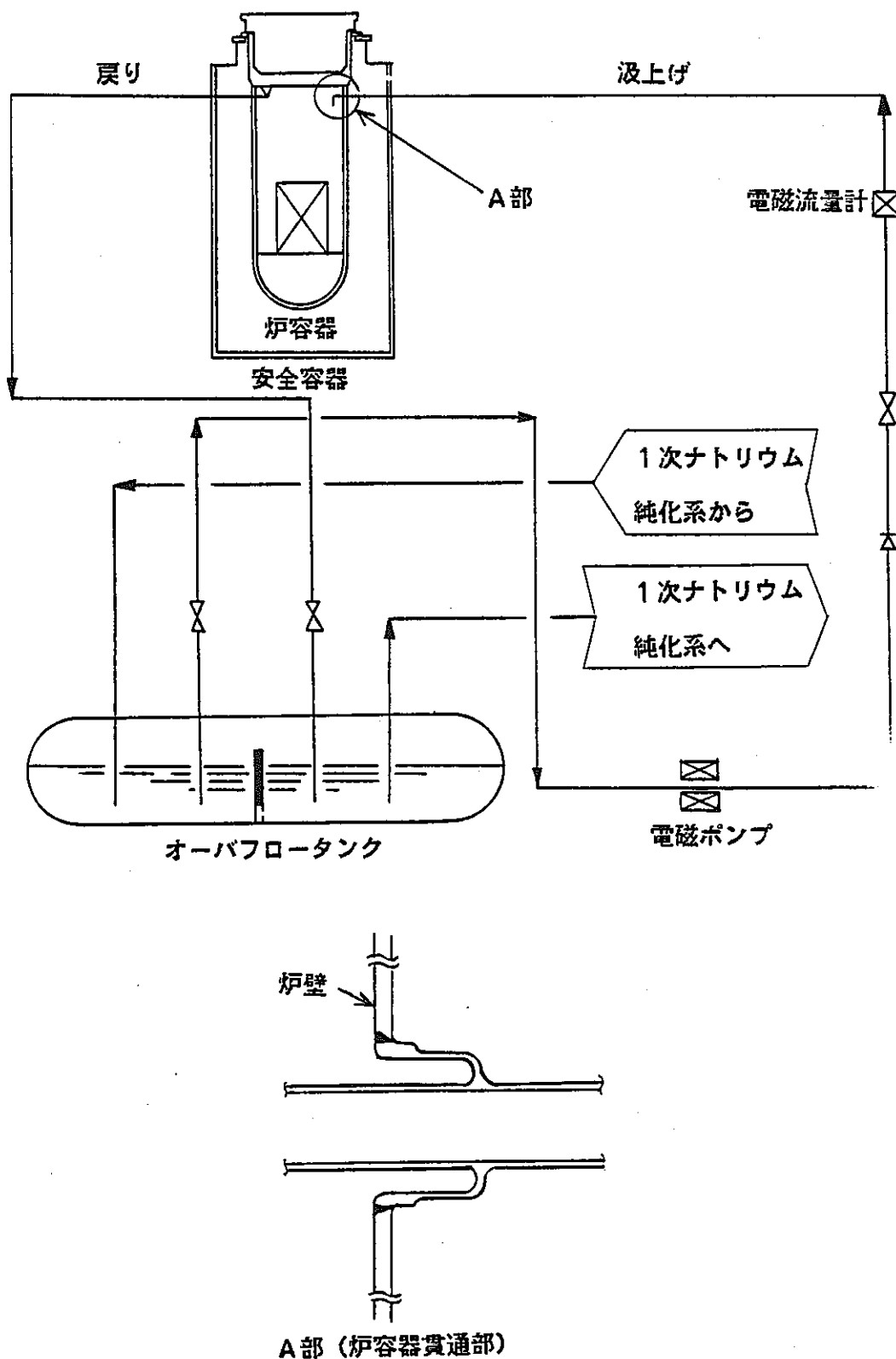


図 5.2 オーバフロー系汲上げ配管炉容器貫通部



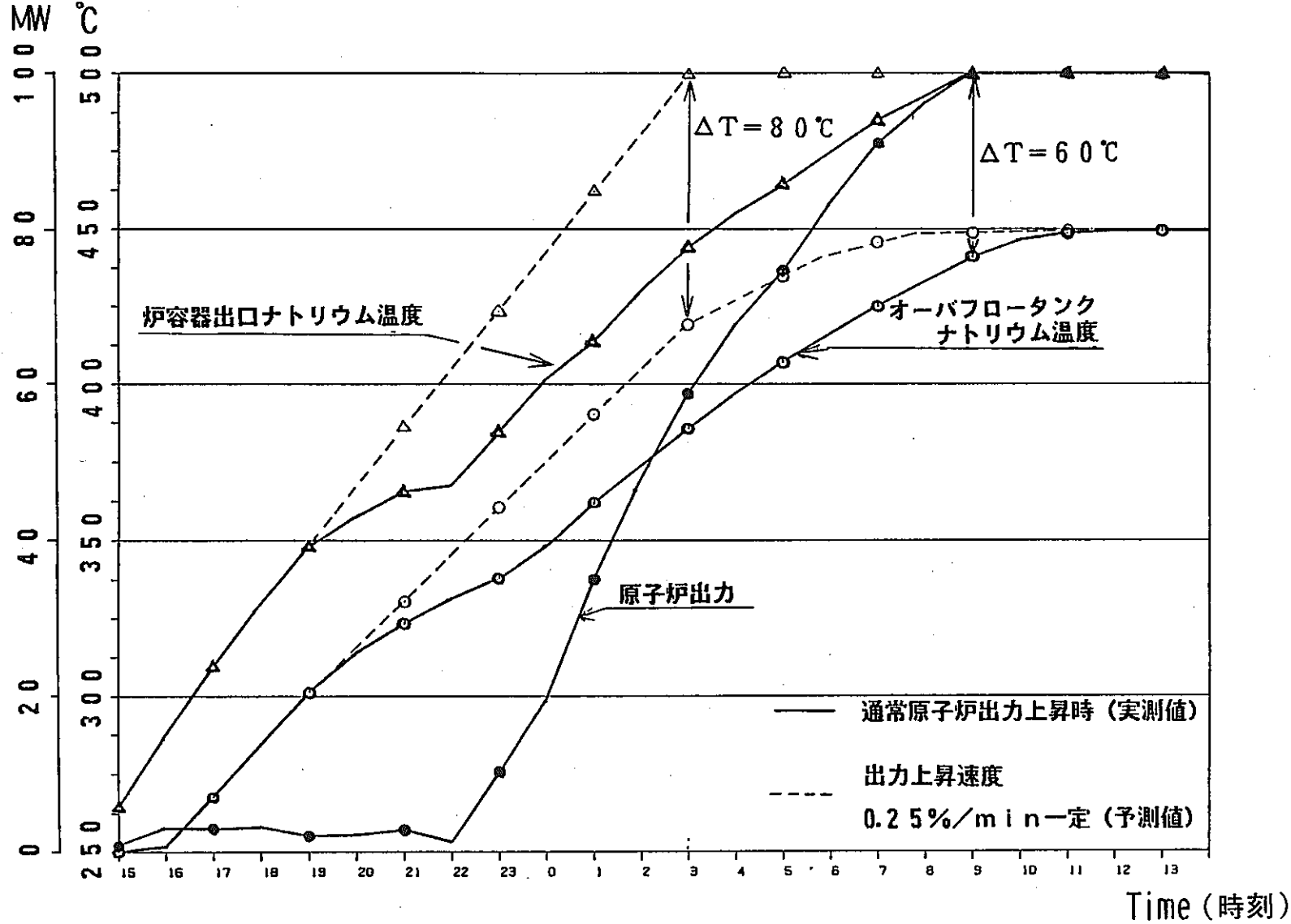
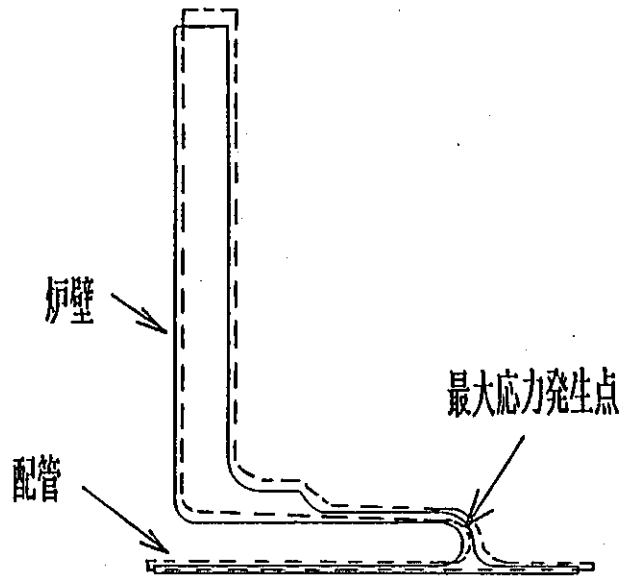


図 5.3 原子炉出力上昇時の炉容器出口ナトリウム温度とオーバフロータンクナトリウム温度

5.4 熱応力解析結果

熱応力解析の結果、最大応力強さは汲上げ配管炉容器付根部に発生することが判明した。その応力強さは解析を行った温度差3ケースに対して下記の通りである。



	$\Delta T = 60^{\circ}\text{C}$	$\Delta T = 80^{\circ}\text{C}$	$\Delta T = 100^{\circ}\text{C}$
応力強さ ( $\text{kg}/\text{mm}^2$ )	10.0	13.3	16.6

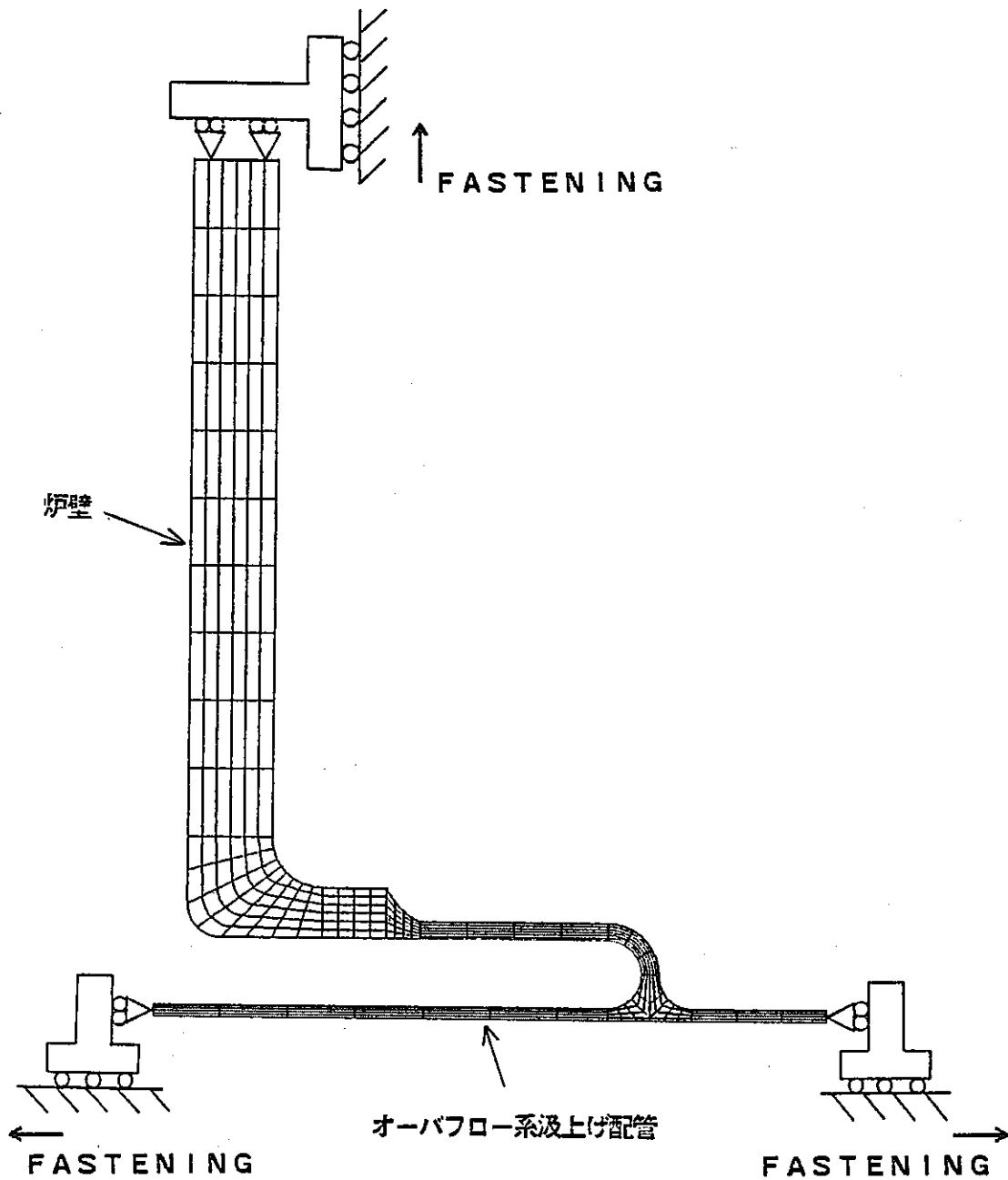


図 5.4 オーバフロー系汲上げ配管の炉容器貫通部構造モデル(応力解析条件)

## 5.5 強度評価結果

強度評価は、高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針に基づき開発された強度評価コード「POST-DS」を用いて応力解析結果を使用し行った。表5.1及び表5.2にひずみの制限（（1次+2次）応力強さ範囲の制限（シェイクダウンの制限））とクリープ疲労損傷の制限に対する評価結果を示す。

強度評価の結果、（1次+2次）応力強さ範囲の制限（シェイクダウンの制限）において $\Delta T = 60^\circ\text{C}$ の場合弾性追従の制限値 $3\bar{S}_m$ を十分満足していたが、 $\Delta T = 80^\circ\text{C}$ 及び $100^\circ\text{C}$ においては、弾性追従の制限値 $3\bar{S}_m$ を満足していなかった。しかし、弾塑性解析の免除を規定する制限値は十分満足しており、シェイクダウンの制限は満足していると判定できた。また、ひずみの制限のもう1つの制限であるクリープ・ラチェットの制限は、累積非弾性ひずみの制限を十分満足していた。これらより、ひずみの制限は満足しているものと判定できた。クリープ疲労損傷の制限においては、 $\Delta T = 60^\circ\text{C}$ と $\Delta T = 80^\circ\text{C}$ でクリープ疲労損傷的にはほぼ変わりなく、制限値0.82を満足しており、十分運転余裕のあることが確認できた。 $\Delta T = 100^\circ\text{C}$ においては、クリープ疲労損傷係数が急激に増加し0.51となるが制限値0.7は満足しており、構造健全性は確保されることが確認できた。

表 5.1 評 価 結 果

## ひずみの制限

(1次+2次) 応力強さ範囲の制限 (シェイクダウンの制限)

( 単 位 :  $\text{kg}/\text{mm}^2$  )

	① $S_n < 3\bar{S}_m$		② $S_n < B_S (3\bar{S}_m)$		③ $S'_n < 3\bar{S}_m$		判 定
	$S_n$	$3\bar{S}_m$	$S_n$	$B_S (3\bar{S}_m)$	$S'_n$	$3\bar{S}_m$	
$\Delta T = 60^\circ\text{C}$	19.9	26.1	—	—	—	—	合 格
$\Delta T = 80^\circ\text{C}$	26.5	26.0	26.5	64.9	13.2	26.0	合 格
$\Delta T = 100^\circ\text{C}$	33.2	25.9	33.2	64.6	16.6	25.9	合 格

①を満足しなくても、②及び③を満足していれば、シェイクダウンの制限は満足している。

表 5.2 評 価 結 果

## クリープ疲労損傷の制限

	累積疲労 損傷係数	累積クリープ 損傷係数			クリープ疲労 損傷係数	制限値	判定
	$D_F$	$D_{CN}$	$D_{CP}$	$D_C = D_{CN} + D_{CP}$	$D_F + D_C$	$D$	
$\Delta T = 60^\circ\text{C}$	0.00	0.14	0.00	0.14	0.14	0.82	合格
$\Delta T = 80^\circ\text{C}$	0.01	0.14	0.00	0.14	0.15	0.82	合格
$\Delta T = 100^\circ\text{C}$	0.04	0.14	0.33	0.47	0.51	0.70	合格

## 5.6 ま と め

### ① 応力解析・強度評価（運転余裕の見直し）

高温構造設計指針に従って強度評価を行った結果、 $\Delta T=60^{\circ}\text{C}$ と $\Delta T=80^{\circ}\text{C}$ でクリープ疲労損傷的にはほぼ変わりなく、十分運転余裕のあることが確認できた。また、 $\Delta T=100^{\circ}\text{C}$ については、制限値に近い値ではあるが構造健全性は確保されることが確認できた。

### ② 運転管理基準の見直し

上記のことから運転管理基準値を $\Delta T=100^{\circ}\text{C}$ としても構造健全性は確保されるが、十分な安全を確保するという点から、 $\Delta T=80^{\circ}\text{C}$ を新運転管理基準値に決定した。

### ③ 効果

新運転管理基準値の決定により、原子炉出力上昇時間を約6時間短縮することができ、運転の効率化を計ることが可能となった。

## 6. 1次主ポンプトリップ時のプラント挙動再現解析 及びプラント健全性評価

### 6.1 概要

昭和62年9月7日、18時15分03秒に起きた原子炉スクラムは、炉容器Na液面低低信号(2 out of 3)が原因であった。また、この信号は1次主ポンプトリップ条件でもあるため(添付-6.1, 6.2参照)、今回の事象は、1次主ポンプトリップを伴う原子炉スクラムであった。このような事象は、これまで「常陽」では経験がなく、その意味からプラント動特性上、貴重なデータが得られたと言える。従って今回の実測データを用いて、以下の3項目につき、検討を行なった。

- (1) 1次主ポンプトリップ時熱過渡に対するプラント健全性評価
- (2) 1次主ポンプトリップ時のプラント挙動再現解析によるプラント動特性解析コード「MIMIR-N<sub>2</sub>」の解析精度の検証
- (3) 1次主ポンプトリップ時における解析的熱過渡緩和対策

### 6.2 「常陽」プラントの概要

図6.1に「常陽」の冷却システムの概略図を示す。「常陽」はループ型FBRであり、図の通り、A、Bループ及び異常時の補助系ループの3ループからなり、それぞれ、炉容器～IHX間の1次冷却系、IHX～DHX間の2次冷却系により、炉心内の熱を除去している。図中の数値は100 MW時のヒートバランスを示している。

### 6.3 実測データ

図6.2に今回の事象の実測データをAループを代表として示す。1次系流量は、主ポンプトリップによりフローコストダウンの後、定格の約15%にてポニーモーターに引継れる。2次系流量は、1260 m<sup>3</sup>/h 定格継続運転である。

1次系温度挙動である原子炉出入口温度は、それほど大きな熱過渡は見られなかった。2次系温度挙動である中間熱交換器出入口温度は、スクラム初期に1次系流量変動によるヒートバランスの関係から、大きな熱過渡が生じていた。

### 6.4 1次主ポンプトリップ時熱過渡に対するプラント健全性評価

#### 6.4.1 設計時考慮した熱過渡との比較

実測データより、各系統について温度変化率(°C/sec)、温度変化幅(°C)を求め、設計当時考慮したものと比較を行なった。図6.3に比較表を示す。



1次系、2次系とも、ホットレグ側については、温度変化率、変化幅共に、設計値を下回る値であった。

1次系コールドレグについては、設計時はホットショックが大きいものと考えしていたが、実際はコールドショックの方が大きかった。かつ、Aループ側が、温度変化幅で設計値を越えていた。

2次系コールドレグについても、Aループ側が温度変化幅で、設計値を上回っていた。

設計熱過渡については、設計当時、「常陽」ナトリウム機器構造設計指針に基づいて、プラント健全性の評価を行なって問題ないことを確認している。従って、今回設計値を越えた系統について、プラント健全性評価を行なった。

#### 6.4.2 プラント健全性評価結果

図 6.4 に評価結果を示す。記載した応力値は、系統内のいくつかある評価点の内、最大値のものを代表としてある。1次系で設計値 19.6 kg/cm<sup>2</sup> に対し、今回の熱過渡では、20.3 kg/cm<sup>2</sup> であった。しかしながら弾性挙動範囲の許容値である 3 Sm, 33.6 kg/cm<sup>2</sup> を十分下回る値であった。また2次系についても、設計値 29.56 kg/cm<sup>2</sup> に対し、29.62 kg/cm<sup>2</sup> であったがやはり 3 Sm 31.50 kg/cm<sup>2</sup> を下回る値であった。

従って今回の1次主ポンプを伴う原子炉スクラムの熱過渡に対するプラント健全性は問題ないことが確認された。

### 6.5 1次主ポンプトリップ時のプラント挙動再現解析によるプラント動特性解析コード「MIMIR-N2」の解析精度の検証

#### 6.5.1 プラント動特性解析コード「MIMIR-N2」の概要

図 6.5 に「MIMIR-N2」コードの解析モデルの概略図を示す。「常陽」のプラント動特性解析コードには「MIMIR-N2」があり、これまで自然循環試験解析により、整備がなされている。1次系、2次系の配管、各機器を図の通りモデル化した単次元の差分法による解析コードである。

#### 6.5.2 解析条件

解析に当たって、主な解析条件は下表の通りである。

	条 件	備 考
1次冷却系	主ポンプトリップ → ポニーモーター運転	定格の約15%
2次冷却系	100%定格運転継続	
主空気冷却器 (主送風機)	空気冷却器入口 Na 温度 380℃で手動停止	実測ではスクラム後 Aループ 約 105 秒 Bループ 約 135 秒

また、スクラム時の 100 MW ヒートバランス等は実測値を境界条件としている。

### 6.5.3 解析結果及び評価

図 6.6 に 1 次系温度挙動である原子炉出入口温度，図 6.7 に 2 次系温度挙動である中間熱交換器出入口温度についての解析結果を示す。共に横軸がスクラム後の経過時間（秒）縦軸が温度（℃）であり，太線が実測値，細線が解析値を示している。原子炉出入口温度については，入口側でスクラム後から実測値より，若干早い温度降下が見られ，それが出口側に影響を与えている。これらは 2 次系挙動が影響しているのであるが，全体的には実測をよく模擬した値となっている。中間熱交換器出入口温度については，1 次系（原子炉出入口）に影響を与えている出口温度の早い落込みが見られる。この原因としては中間熱交換器の伝熱式が，流量外乱に対する追従性が悪いのと，プレナム部が単メッシュであり，1 次おくれ分しか考慮していないため，プレナム内の実際の挙動を模擬出来ない等があげられる。（中間熱交換器単体で行なった解析結果にも，同じ挙動が見られる。添付 6.3 参照）

しかしながら，全体的には，フェーズも合っており，出入口温度差  $\Delta T$  も，実測に近く，よく実測を模擬していると言える。従って，以上の結果より，単次元解析コードである「MIMIR-N2」の解析精度は良好であることが確認された。

## 6.6 1 次主ポンプトリップ時における熱過渡緩和対策

再現解析において「MIMIR-N2」の解析精度が検証されたが，今回の熱過渡に最も影響するのが，主空気冷却器の主送風機停止時期である。従って，プラント操作の安全性に役立つため，この停止時期についてパラメータ解析を行ない熱過渡が最も緩和される停止時期についての検討を行なった。

### 6.6.1 解析結果及び評価

図 6.8 にパラメータ解析結果について，代表とし空気冷却器出入口 Na 温度について示す。

実線が再現解析と同じ条件，すなわち，主空気冷却器入口温度が 380℃で停止した場合，点線が主空気冷却器入口温度が下がり始めた時点で停止した場合（約 445℃）の解析結果である。熱過渡において，特に④部に注目すると，明らかに点線の方が，緩和されているのがわかる。

また，停止時期を 380℃より遅らせると，下方ピークが大きくなり，逆に入口温度が下がり始めた時点より，さらに早めても，⑤部の上方ピークが大きくなり熱過渡が大きくなってしまふ。従って，パラメータ解析の結果，点線で示される空気冷却器入口温度が下がり始めた時点で主送風機を停止するのが最も熱過渡が緩和されることがわかった。

## 6.7 ま と め

以上、述べてきた検討結果について以下にまとめる。

- 1) 1次主ポンプトリップ時の熱過渡は、全体的には設計に比べ小さいものであり、一部設計値を上回ったものがあったものの、プラント健全性上は問題ないことが確認された。
- 2) 再現解析により、実測をよく模擬出来た結果が得られ、単次元プラント動特性解析コード「MIMIR-N2」は、十分な解析精度を有していることが確認できた。
- 3) 1次主ポンプトリップ時において熱過渡が最も緩和される主送風機の停止時期は、主空気冷却器入口温度が下がり始めた時であることが、解析的に明らかにすることが出来た。

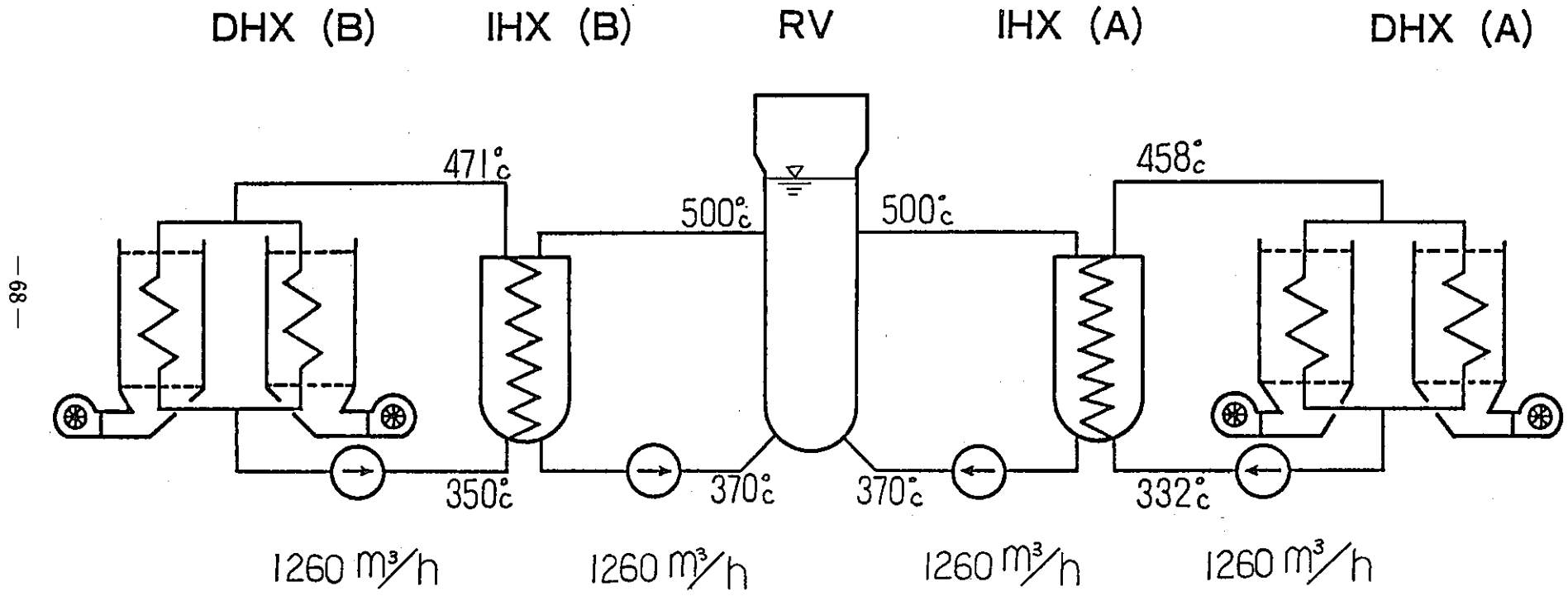


図 6.1 FBR「常陽」プラント概要

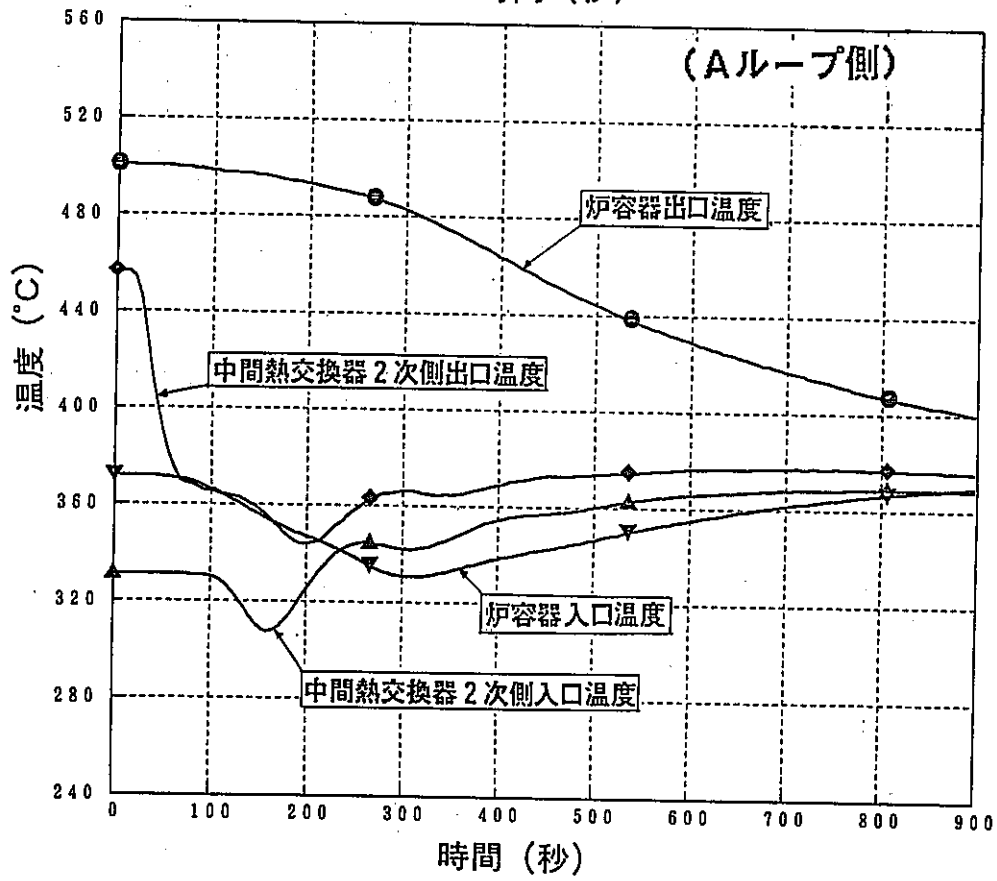
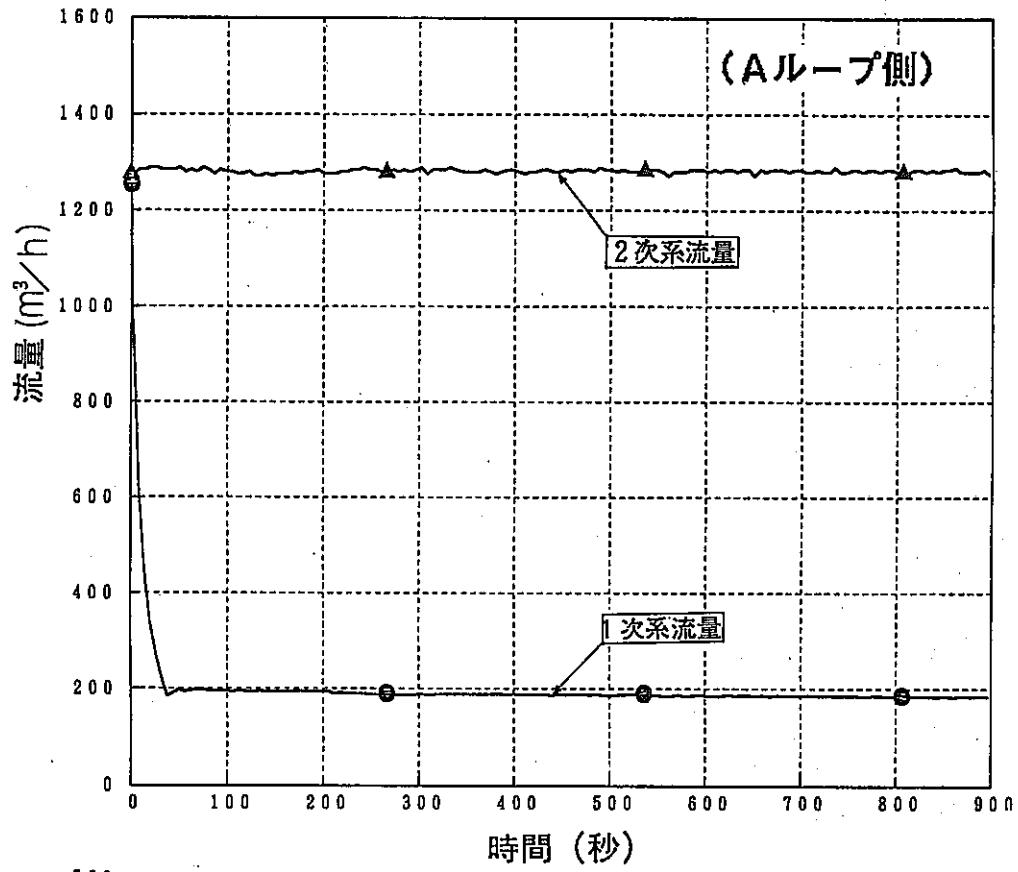


図6.2 実測データ

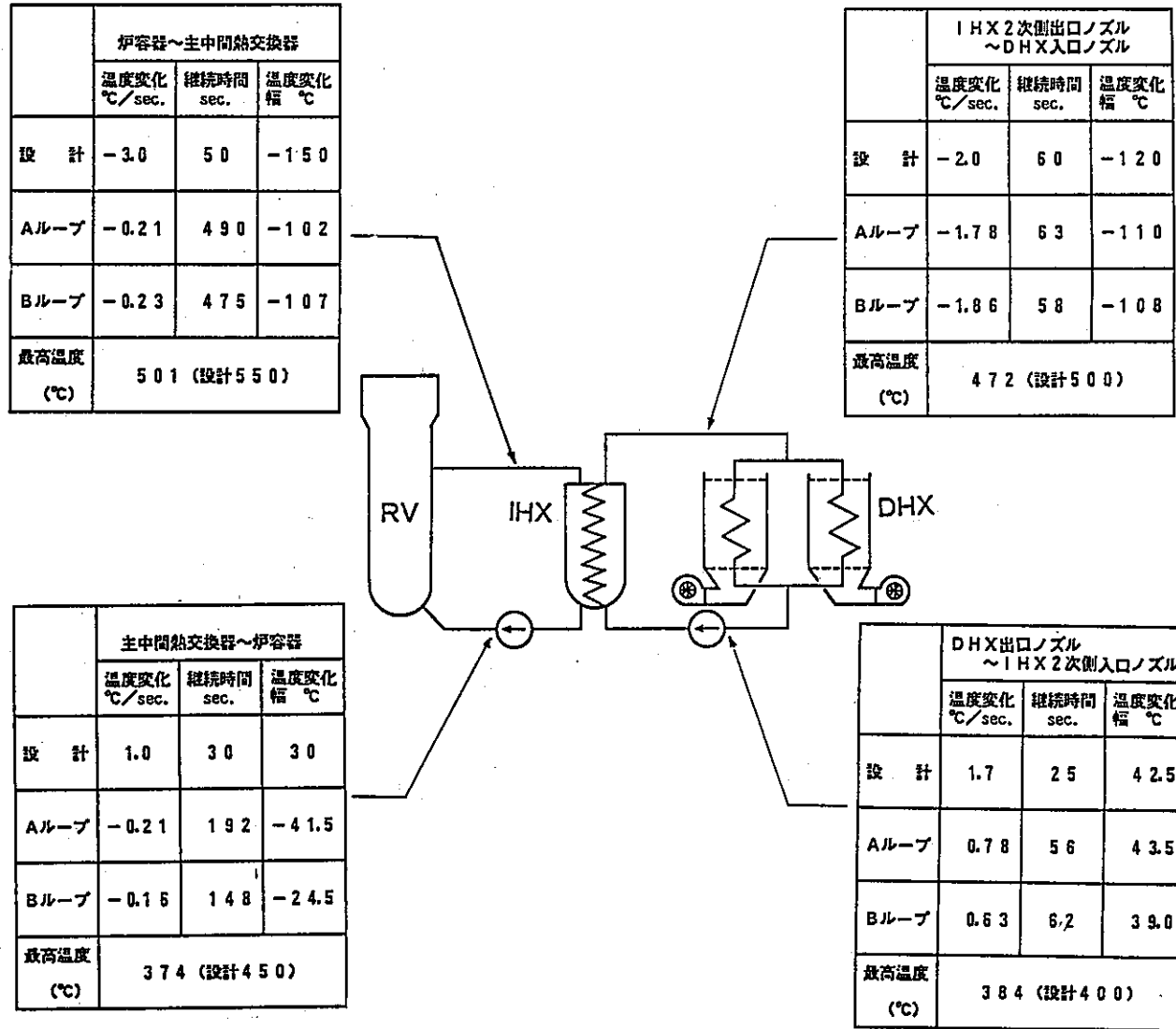
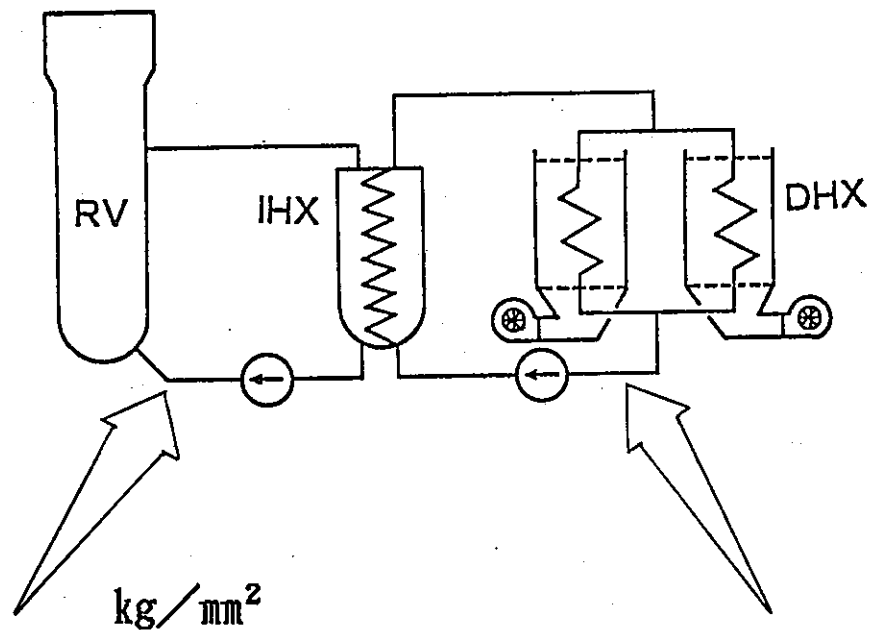


図 6.3 設計値との比較

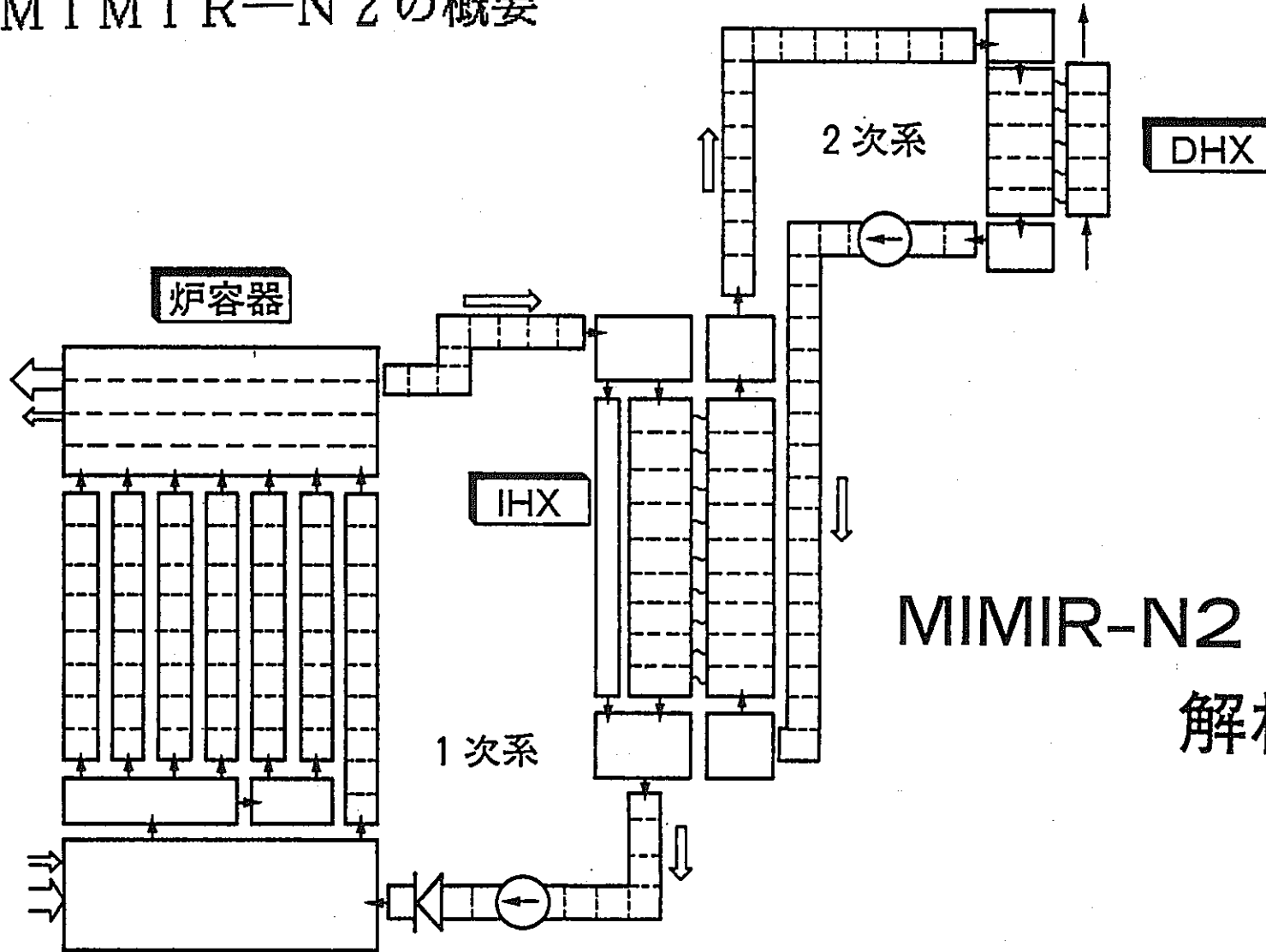


	最大発生応力 値 (短期荷重)	許容値 (3 Sm)
設計値	19.6	33.6
Aループ	20.3	

	最大発生応力 値 (短期荷重)	許容値 (3 Sm)
設計値	29.56	31.50
Aループ	29.62	

図 6.4 プラント健全性評価結果

# MIMIR-N2の概要



## MIMIR-N2コード 解析モデル

図 6.5 MIMIR-N2の概要



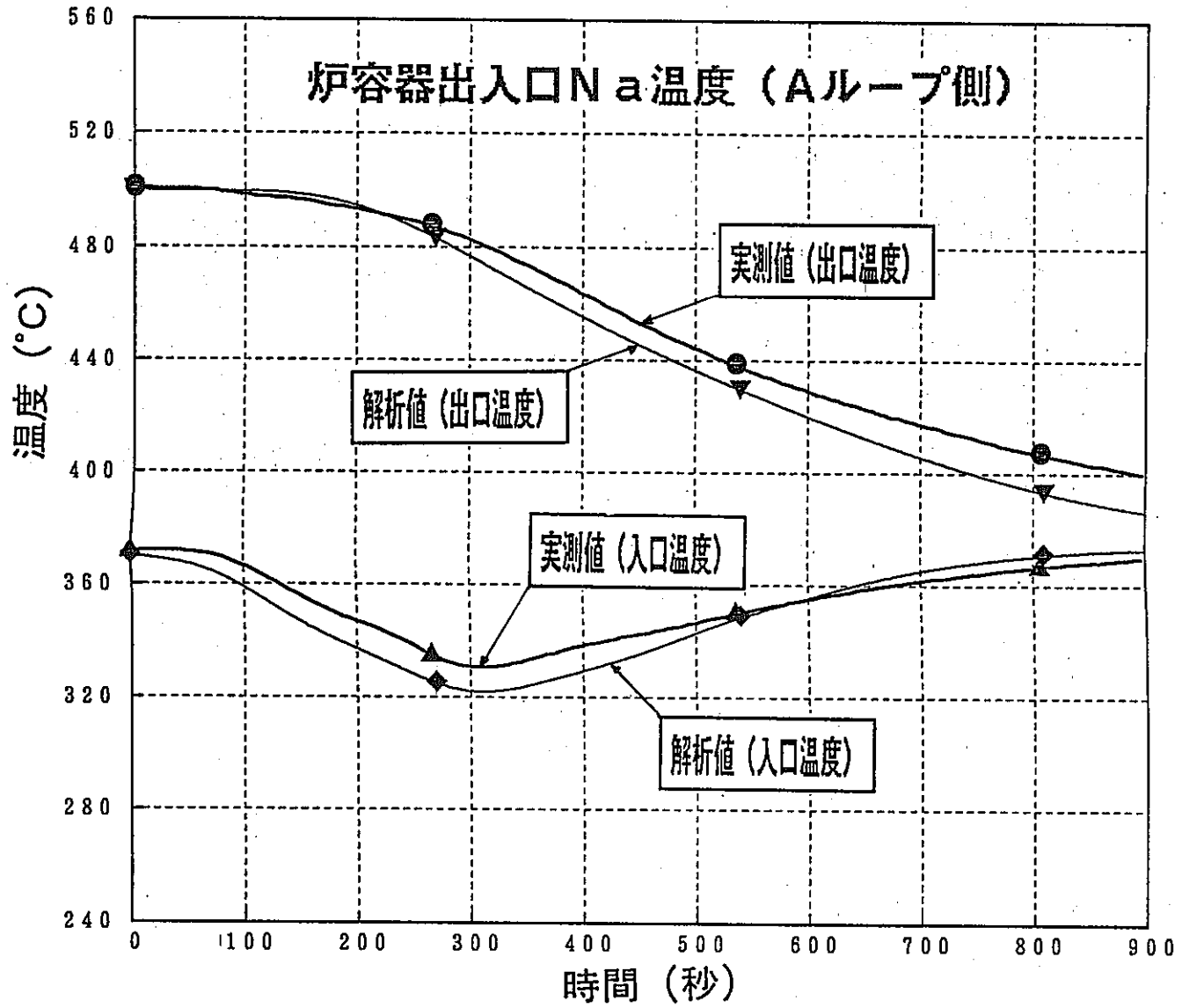


図6.6 再現解析結果

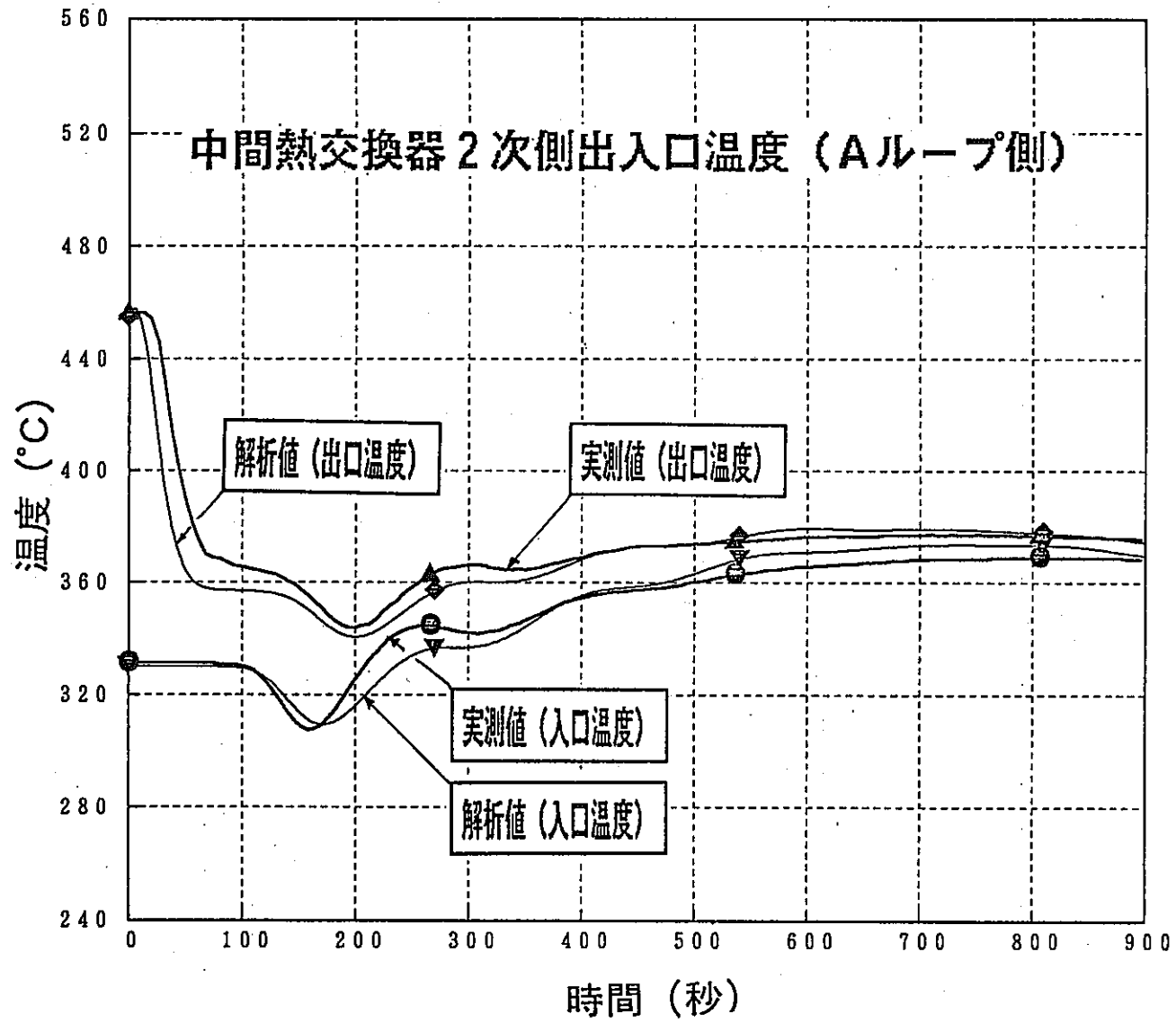


図 6.7 再現解析結果

送風機停止時刻をパラメータとした熱過度

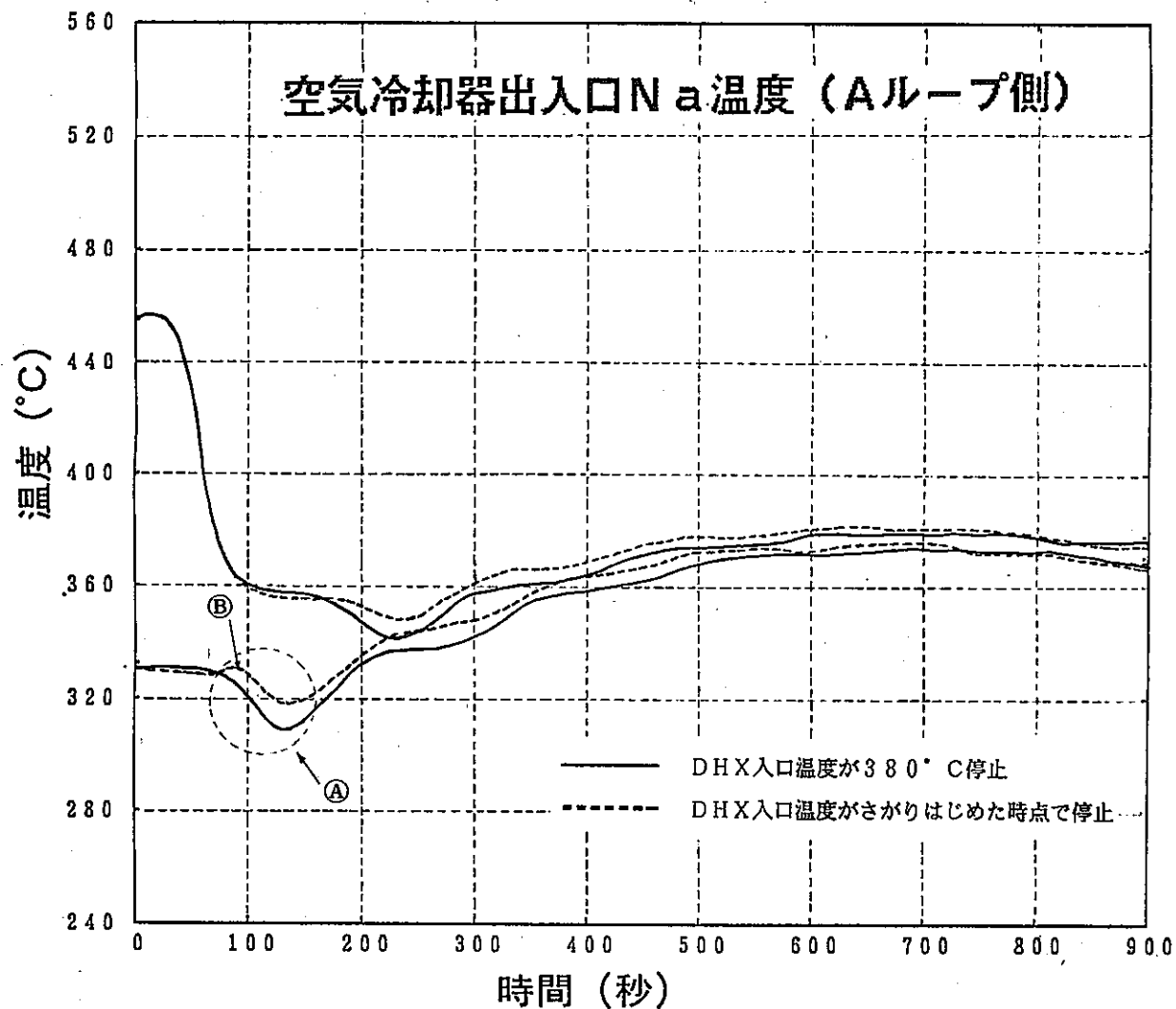


図 6.8 パラメータ解析結果

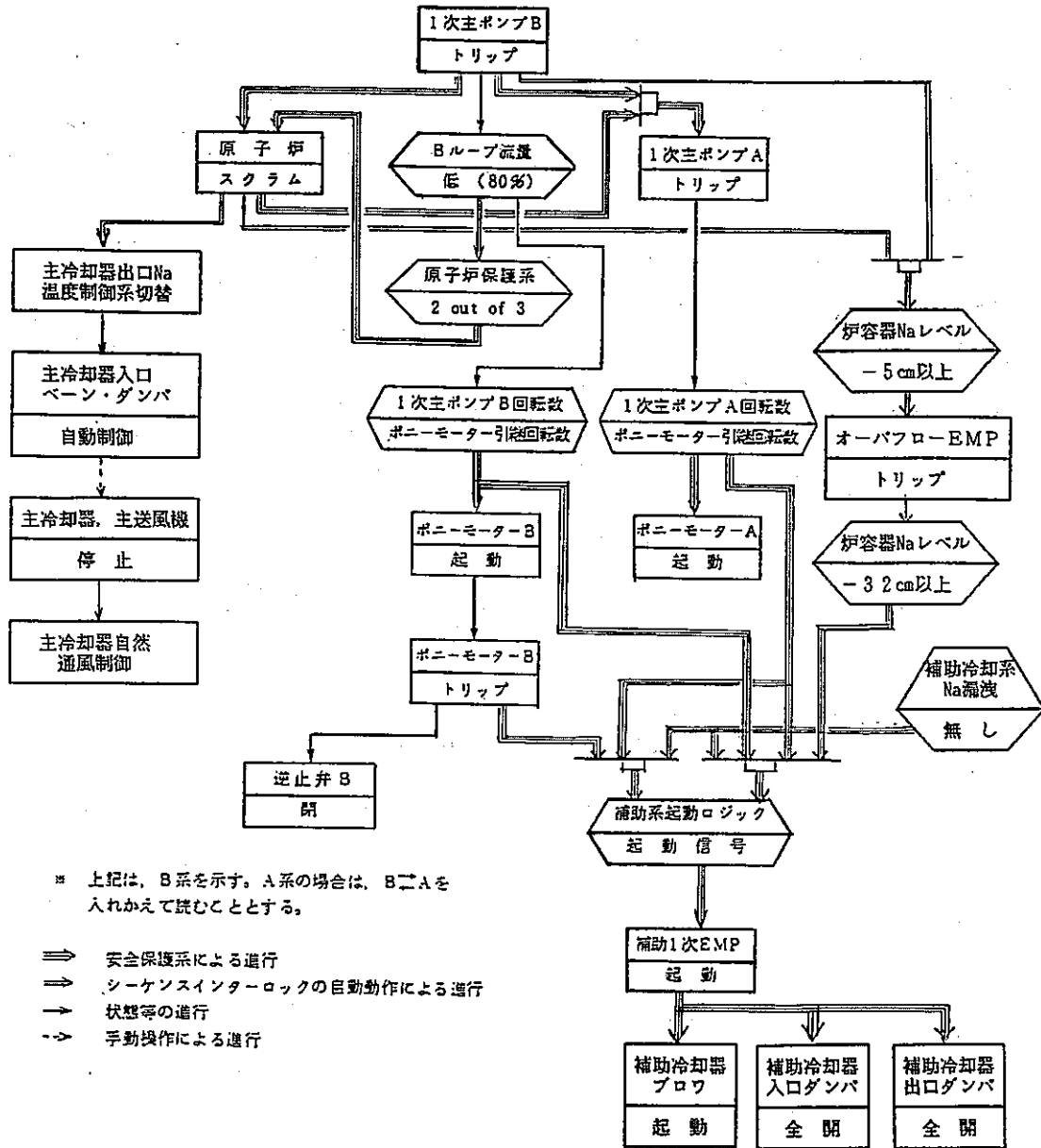
## 添付 6.1 1次主循環ポンプトリップ項目（A号機について記載している）

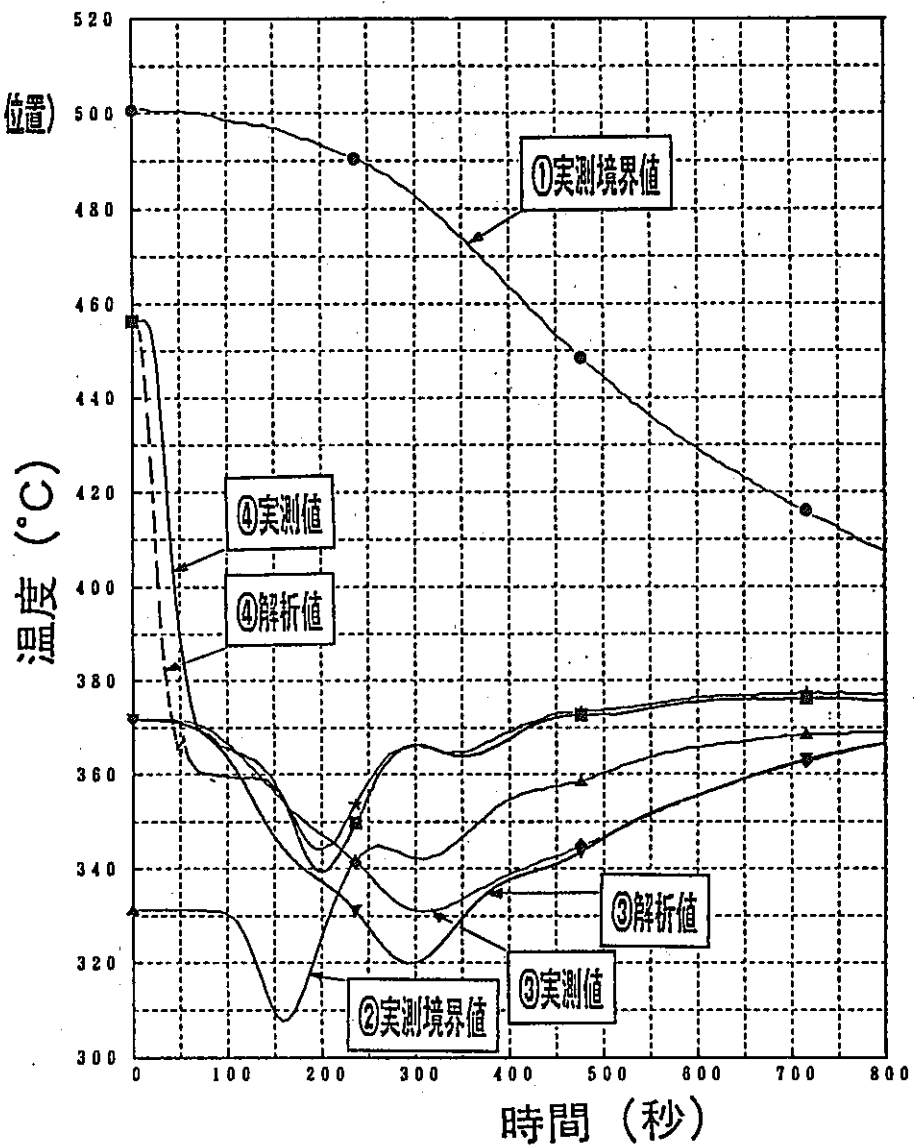
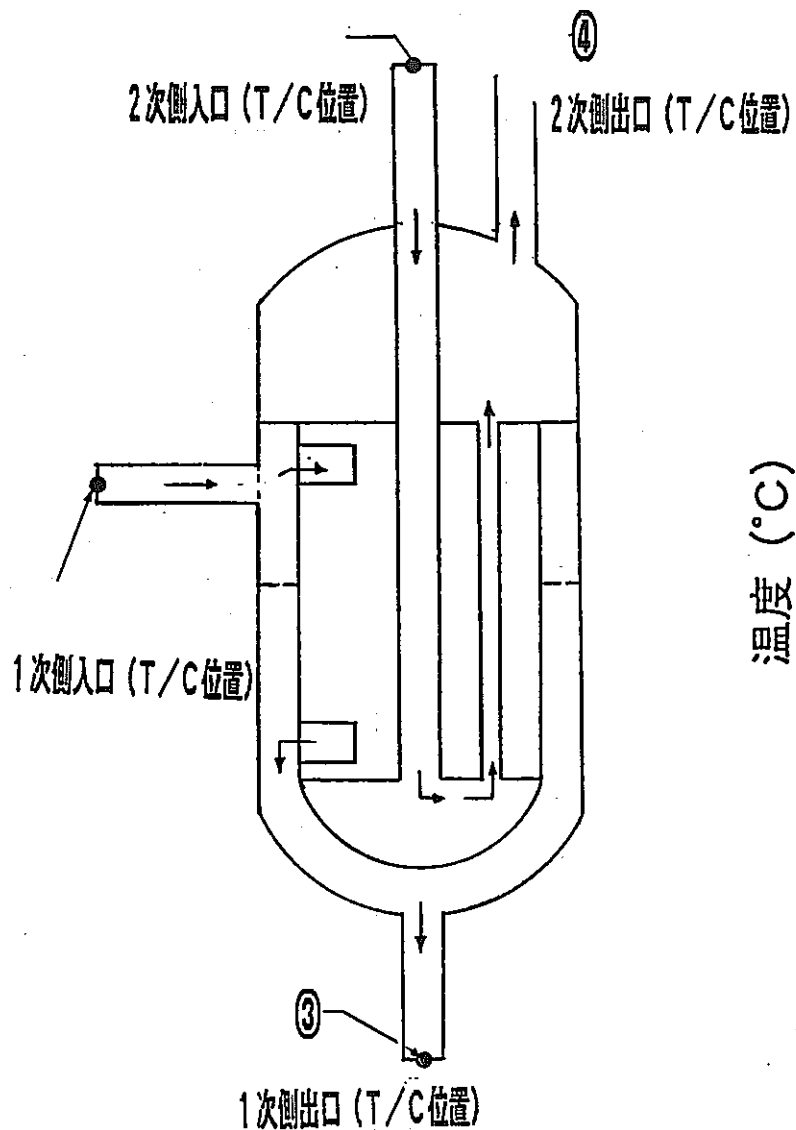
（注）B号機の場合についてはAをBに読み替える。

また※印については共通であり読み替えない。

番号	項 目	計器番号	盤	設 定 値	備 考
1	1A M/C 過電流	151A <sub>3</sub> X	641 (642)	IH1200 A IL 180 A	短絡保護 過負過保護
2	1A M/C 地 絡	167A <sub>3</sub> X	〃	138 mA	位相 45°
3	1A M/C 低電圧	127A <sub>3</sub> X	〃	2640 V (80%) TD 2sec	
4	※ 6C(6D) 制御電源断	27-6C (6d)	411		
5	セルビウス制御系重故障	86 MA	101-6 (111-6)		
6	A主ポンプNa 液面高高	LS 3 1.1- 4 A(H <sub>2</sub> )	419	+ 100 cm	
7	A主ポンプNa 液面低低	LS 3 1.1- 4 A(L <sub>2</sub> )	419	+ 40 cm	
8	Aオーバフローカラム液面低低	LIS 3 1.1- 5 A(L <sub>2</sub> )	424	- 201 cm	
9	炉容器 Na 液面低低	LIS 3 1.1- 1B~3B	417	- 10 cm	2 OUT OF 3
10	主冷却系Aループ Na 漏洩	68MAZ	203		2 OUT OF 35 * (39)
11	炉容器 Na 漏洩	68VZ※	203		2 OUT OF 5
12	補助系 Na 漏洩	68AZI※	203		2 OUT OF 28
13	A主ポンプ上部軸受温度高高	TIS 3 1.1- 6 A(H <sub>2</sub> )	R-412 (410)	85 °C	
14	A潤滑油圧力低低	PS 3 1.1- 55 A(L <sub>2</sub> )	〃	0.8 kg/cm <sup>2</sup>	
15	Aメカシール油漏洩量大	LS 3 1.1- 54 A(H)	〃	90 mm	
16	A・B主ポンプ速度差過大	13HH		45 RPM	
17	B主ポンプトリップ AND 原子炉スクラム				

添付 6.2 1次主ポンプトリップ事故処理ブロック図





添付 6.3 IHX 単体コード “ IHXSOL ” による再現解析結果

## 7. あとがき

本報告書での5件は高速実験炉「常陽」プラントを実際に利用したアクティビティの一部であり、関係各位の研究開発や設計の参考になるものとする。