

論文 / 著書情報
Article / Book Information

題目(和文)	沸騰水型原子力発電所における運転支援システムの開発に関する研究
Title(English)	
著者(和文)	内藤憲夫
Author(English)	
出典(和文)	学位:博士(工学), 学位授与機関:東京工業大学, 報告番号:乙第3375号, 授与年月日:1999年12月31日, 学位の種別:論文博士, 審査員:有富 正憲
Citation(English)	Degree:Doctor (Engineering), Conferring organization: Tokyo Institute of Technology, Report number:乙第3375号, Conferred date:1999/12/31, Degree Type:Thesis doctor, Examiner:
学位種別(和文)	博士論文
Type(English)	Doctoral Thesis

沸騰水型原子力発電所における
運転支援システムの開発に関する研究

2000年

内 藤 憲 夫

【 目 次 】

第1章 序論

1.1 研究の必要性和目的	1
1.2 従来の研究	3
1.3 運転支援システムの開発課題	8
1.3.1 運転支援システム全体に関わる開発課題	8
1.3.2 個別の開発課題	9
1.4 各章の概要	12
(第1章の参考文献, 図・表)	14

第2章 異常兆候段階における情報レベル行動に対応した運転支援

2.1 序	21
2.2 燃料チャンネルの入口流量変動検知方法	22
2.2.1 燃料チャンネル入口流量の推定手順	23
2.2.2 解析方法と推定モデル	26
2.3 試験データと解析結果	30
2.3.1 試験データ	30
2.3.2 解析結果	30
2.4 本章の結論	32
(第2章の参考文献, 図・表)	33

第3章 警報処理技術に基づくスキルベース行動の運転支援

3.1 序	43
-------	----

3.2	警報システム設計の考え方	4 4
3.3	警報処理の方法論	4 5
3.3.1	警報処理の対象	4 5
3.3.2	警報モデル	4 6
3.3.3	警報処理の考え方	4 7
3.4	警報処理システムの構成	5 2
3.5	シミュレーションテスト	5 4
3.6	本章の結論	5 5
	(第3章の参考文献, 図・表)	5 7

第4章 故障診断モデルによるルールベース行動対応の運転支援

4.1	序	6 9
4.2	故障記述モデルの知識表現	7 1
4.3	異常診断システム	7 7
4.3.1	R O S S の構成	7 7
4.3.2	運転操作ガイドの考え方	8 1
4.4	シミュレーションテスト	8 2
4.4.1	テスト環境の整備	8 2
4.4.2	シミュレーションテスト結果	8 3
4.4.3	テスト結果の評価	8 7
4.5	本章の結論	8 8
	(第4章の参考文献, 図・表)	9 1

第5章 プラント機能階層モデルによる知識ベース行動対応の運転支援

5.1	序	1 1 5
-----	---	-------

5.2	MMSプロジェクトの概要	116
5.2.1	開発の背景	116
5.2.2	開発のアプローチ	117
5.3	システム機能	119
5.3.1	エコロジカル・インターフェース (E I)	120
5.3.2	認知モデルに基づくアドバイザー	125
5.3.3	エコロジカル・インターフェースの対話機能	129
5.4	シミュレーションテスト	130
5.5	本章の結論	131
	(第5章の参考文献, 図・表)	133
第6章	結論	149
謝辞		155

【 図表一覧 】

第 1 章

- 表 1－1 原子力発電所における人間・機械の役割分担
- 表 1－2 プラント状態に対応した運転支援システムの開発課題
- 図 1－1 運転員の意思決定プロセス

第 2 章

- 図 2－1 中性子検出器信号のパワースペクトル密度
- 図 2－2 中性子検出器近傍におけるボイド挙動の概念図
- 図 2－3 燃料チャンネル入口流量の推定手順
- 図 2－4 相互相関関数の例
- 図 2－5 中性子検出器配置図
- 図 2－6 燃料チャンネル入口流量の推定結果
- 図 2－7 ボイド伝播時間の燃料チャンネル入口流量推定に及ぼす影響

第 3 章

- 表 3－1 警報処理方法の分類
- 図 3－1 警報配置モデル
- 図 3－2 警報発生モデル
- 図 3－3 副次警報の抑制ロジック
- 図 3－4 運転モードに依存する警報の抑制ロジック
- 図 3－5 重複警報の抑制ロジック
- 図 3－6 計装電源喪失に関する抑制ロジック
- 図 3－7 階層的警報の抑制ロジック
- 図 3－8 シーケンスモニタリング
- 図 3－9 IAPS の機能構成
- 図 3－10 IAPS オーバービューディスプレイ
- 図 3－11 シミュレーションテスト結果（代表ケース）

第4章

- | | |
|-------|---|
| 表4-1 | ROSSの対象とするトップ事象 |
| 表4-2 | ROSSの対象とするプラント系統 |
| 表4-3 | 制御棒駆動系のFMEA分析例 |
| 表4-4 | 提供メッセージの表示色 |
| 表4-5 | 故障知識表現のための演算子 |
| 表4-6 | ROSSの機能試験項目例 |
| 表4-7 | シミュレーションテスト結果（復水ヘッドタンク入り口弁閉鎖
+再循環ポンプの自動ランバック不作動の例） |
| 図4-1 | トップ事象（原子炉水位低下）の展開例 |
| 図4-2 | 代表的な機器構成モデル |
| 図4-3 | プラント機器の運転状態 |
| 図4-4 | FDMの一般形 |
| 図4-5 | FDMの部分例（給復水系の場合） |
| 図4-6 | ROSSの機能構成図 |
| 図4-7 | 表示メッセージの状態遷移図 |
| 図4-8 | 運転ガイドの提供内容 |
| 図4-9 | 運転ガイドの提供例（給水タービン故障の場合） |
| 図4-10 | 代表的な論理演算子 |
| 図4-11 | 知識表現の例 |
| 図4-12 | 診断・ガイドメッセージのCRT表示例 |
| 図4-13 | シミュレーションテスト結果（給水制御系故障の例） |
| 図4-14 | 有効性試験結果例（対応時間の比較） |
| 図4-15 | 有効性試験結果例（主観的評価） |

第5章

- | | |
|-------|----------------------|
| 表5-1 | アドバイザーが提供する診断情報例 |
| 写真5-1 | マンマシンシステム（MMS）検証用制御室 |

- 図 5 - 1 統合したヒューマン・マシンシステムの構成
- 図 5 - 2 マルチレベルフローモデル（崩壊熱除去）の例
- 図 5 - 3 安全MF Mを示す最上位のC R T画面例
- 図 5 - 4 電力生産MF Mを示す最上位のC R T画面例
- 図 5 - 5 アドバイザーとエコロジカルインターフェースのシステム構成
- 図 5 - 6 電力生産に関する最上位MF Mの例
- 図 5 - 7 プラントデータとMF Mとの関連
- 図 5 - 8 プラント機能階層モデルにおける異常検出の方法
- 図 5 - 9 E Iが提供するC R T画面例
- 図 5 - 1 0 検証試験におけるパラメータの応答例
- 図 5 - 1 1 検証試験におけるアンケート結果例

【 略語表 】

ABWR:	Advanced Boiling Water Reactor	改良型 BWR
ATMS:	Assumption-based Truth Maintenance System	仮説ベース真理保存システム
BWR:	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子力発電所
CRT:	Cathode Ray Tube	陰極線ブラウン管
ECCS:	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却システム
EID:	Ecological Interface Design	生態学的インターフェース設計
FDM:	Failure Diagnosis Model	故障診断モデル
FIR:	Failure Identification Rule	故障同定規則
FMEA:	Failure Mode and Effects Analysis	故障モード影響分析
FPT:	Failure Propagation Tree	故障伝播ツリー
FTA:	Fault Tree Analysis	故障木解析
IAEA:	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
IAPS:	Intelligent Alarm Processing System	知的警報処理システム
KBE:	Knowledge Base Editor	知識ベースエディタ
LPRM:	Local Power Range Monitor	局所出力領域モニタ
MDRFP:	Motor Driven Reactor Feed Pump	電動機駆動原子炉給水ポンプ
MFM:	Multi-level Flow Model	プラント機能階層モデル
MMS:	Man-Machine System	マンマシンシステム
MSIV:	Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
PLR:	Primary Loop of Re-circulation	原子炉再循環系
RFPT:	Reactor Feed Pump Turbine	原子炉給水ポンプタービン
ROSS:	Rule-based Operator Support System	ルールベース運転支援システム
TMI:	Three Mile Island	スリーマイル島原子力発電所
TDRFP:	Turbine Driven Reactor Feed Pump	タービン駆動原子炉給水ポンプ

第1章 序論

1. 1 研究の必要性和目的

原子力発電プラントは、大規模かつ複雑システムであり的確な運転管理が極めて重要である。1979年に米国で発生したスリーマイル島（TMI）事故や、1986年にロシアで発生したチェルノブイリ事故の例を挙げるまでもなく、原子力発電プラントに事故が発生すると、その影響は広く波及し大きな社会問題となる。

原子力以外の産業分野においても、例えば航空機事故や化学プラントの爆発事故など多くの事故事例がある。これらの事例に共通する点は、当該システムの設計・製造・運用・保守のいずれかあるいは複数のフェーズにおいて、人的過誤が関与していることである。先の原子力発電プラントの事故においては、保守作業あるいは運転中の人的過誤が原因とされている。航空機事故においても、設計作業・保守作業あるいはパイロットの判断ミスなどが事故の直接的あるいは間接的な原因として指摘されるケースが多い。

原子力発電プラントの場合、運転が完全に自動化され無人運転が実現され、人間（運転員）の介入が一切必要なければ、運転上の人的過誤は存在し得ないが、全く故障のない運転システム・故障した場合でも自動的に復旧できる運転システムの実現は難しく、現実的には完全自動化（無人化）は極めて困難であり人間の介在が必要である。

表1-1は、プラント運転状態に対応した機械と人間との役割分担の現状を示したものである。

最新の原子力発電プラントであるABWR（Advanced Boiling Water Reactor）では、プラントの通常運転時（起動・停止時を含む）等は既に十分に自動化されており、運転員は運転フェーズのブレイクポイントにおいて操作の進行ボタンを押すだけでプラント出力は上昇／下降する設計となっている。

事故時においては、設計上の想定事象を対象にして、安全上重要なパラメー

タが一定の範囲を逸脱した場合には、人的操作に依存することなく自動的に運転が停止し必要に応じて緊急時炉心冷却系などの安全系が自動作動する設計となっている。一方で発生頻度は極めて小さいとされる設計対象事象の範囲を超える苛酷事故に関しては、多くの研究機関において現象の解明やその対策が検討されている。

上記の通常運転時と事故時の狭間には、プラント異常時というフェーズが存在する。異常時は、プラントの重要パラメータ（例えば、原子炉水位、原子炉圧力、原子炉出力など）の挙動が、通常運転時とさほど大きな変化のない異常兆候段階から、プラントの緊急停止に至る事故時に近い段階まで幅広く存在し、その発生頻度は、事故時に比較すれば相対的には大きい。

このような複雑システムに対して、異常状況の確実な把握と、プラントを安全に運転・維持するために適切な対応判断を行うには、人間側だけでの対応では極めて困難であり、逆に機械側だけの対応でも不可能であり、人間側・機械側の双方の対応が必要となる。

人間側では、日常的な教育・運転訓練などによる資質の維持・向上が求められ、例えば運転訓練センター等におけるシミュレータを活用した運転訓練等により運転能力の維持・向上が図られている。

一方、機械側では、通常運転時・プラント事故時の運転自動化範囲の拡大、あるいは最近の新型制御盤などに見られるように、大型表示装置を利用した運転クルー間の情報共有手段の提供などにより運転信頼性の一層の向上を図ってきた。

このような、機械側の対応の一環として、計算機を活用しプラント情報を加工・提供する事により、プラントの異常診断・対応操作など運転員のタスクを支援する運転支援システムの開発が行われてきた。

しかしながら、これまでに開発されてきた多くの運転支援システムは、プラントの異常状態を対象にするものの、単機能で断片的なものが多く、プラントの特定の局面には一定程度の効果があるものの、想定する種々のプラント状況

に対応した体系的な機能構成にはなっておらず、運転支援システムとしては不十分であった。従って、特にプラントの異常状態（兆候段階、過渡段階）を対象にし、想定し得る種々のプラント状況に対応した体系的な運転支援システムの開発が望まれていた。

上記の背景を受け、本論文の目的は、プラント異常時において想定し得る種々の局面に幅広く適用可能な、総合的な運転支援システムを提案することにある。提案する運転支援システムの特徴は、プラントの異常状態に対応する運転員の必要なタスクを、意思決定プロセスとして体系的に分類すると共に、各プロセスにおいて運転員が必要とする情報を抽出し、これらの情報をもれなく提供できる総合的な運転支援システムを構築した点である。

換言すれば、本論文は、運転員の意思決定プロセスに適した総合的な運転支援システムの提案である。図1-1には、本論文で対象とする運転員の意思決定プロセスを示した。

全体を通した方法論として、プラント設計知識に基づき新たに開発した“プラント特性モデル”を採用している。“プラント特性モデル”は、対象とするプラントの挙動を記述したモデルであり、後述するように目的に応じて異常兆候段階では定量モデルを、異常過渡段階では定性的な論理モデルを採用した。

1. 2 従来の研究

先述のように、これまでに開発されてきた多くの運転支援システムは、単機能なものが多く、プラントの特定の局面には効果があるものの、種々のプラント状況に対応した体系的な機能構成にはなっておらず、運転支援システムとしては不十分であった。

以下に、図1-1に示す運転員の意思決定プロセスに従って、従来の運転支援システムに関する研究について述べる。

1.2.1 情報レベル判断

意思決定プロセスの第一段階である情報レベル判断の例として、異常兆候段階を対象とした運転支援システムについて述べる。異常兆候段階は、プロセスあるいは機器の異常の様子が顕在化していない状態であり、警報発生以前の段階である。このような段階では運転員は、通常のプラント計器には現れにくいプロセスのわずかな変化を捕らえ、今後のプラント状態の推移を把握し対応措置を判断する必要がある。

兆候段階における運転支援技術に関しては、これまで多くの手法が開発されてきた。代表的な手法は、原子炉から観測される信号を統計量に変換して診断に供する統計解析法（いわゆる雑音解析法）であり、これまでに実プラントにおいて適用され兆候段階の状態把握に活用されている。この他には、統計的仮説検定に基づく診断技術、診断対象となるシステムから観測される信号間の因果関係とシステムへの印加外乱（雑音源）を推定しモデル化を図るシステム同定法、炉内構造物や回転機の振動監視、弁駆動部のトルク監視、弁・フランジからのリーク監視、カオスやウェーブレットなど非線型・非定常な信号処理技術を回転機の診断技術として適用している例も有る。

異常兆候段階は、異常の様子が顕在化していない状態であり、計器には直接現れないわずかな変化を捕らえるために、非観測情報を必要とする。従って運転支援機能としては、非観測情報の推定・提供など情報レベルの判断支援が必要である。

非観測情報推定の一例として、プラントのわずかな変化を感度良く把握できる雑音解析法により、沸騰水型原子炉（BWR）を対象に燃料チャンネル入口流量の推定手法がある。BWRにおける中性子雑音は、グローバル成分と、ローカル成分とから構成されている⁽¹⁾⁻⁽⁴⁾。グローバル成分は、中性子雑音の1 Hz付近以下で観察され、燃料チャンネル内に生ずる蒸気ボイドに起因する反応度効果を有している。ローカル成分は、通常1 Hz付近以上で観察され、中性子検出器近傍の検出特性の影響を強く受ける。例えば、蒸気ボイドが炉心の下部か

ら上部に移動する過程で、中性子検出器の近傍を通過する際に、冷却材密度が変動し中性子束の検出過程に影響を与える。従って、中性子束信号の変動を計測する事により、冷却材密度変化の伝播に関する移動時間を決定する事が可能となる⁽⁹⁾⁻⁽¹⁷⁾。燃料チャンネル入口流量は、炉心の熱水力学特性上、重要なパラメータであるが実プラントにおいて個々の燃料チャンネルに流量計を設置する事は困難なため、現在はオンラインのプロセス計算機を使い中性子束分布に基づき、全炉心流量を圧力損失が等しくなるように個々のチャンネル流量に配分する事により計算されているに過ぎない。

1.2.2 スキルベース行動

意思決定プロセスの第二段階は、スキルベースの判断である。ここでは、警報や機器・系統の動作情報から、プラントの状態を把握し異常状態を検知することである。異常発生時には、多くの発生警報の中から、プラントで発生した事象を的確に判断し必要なアクションを取る必要がある。この場合に一番重要なことは、不要な警報の抑制である。

従来の警報は、単にプロセスや機器の状態を表現するだけであったため、主要原因となる警報以外に、副次的に多くの警報が発生する。従って、TMI事故に示される様に、運転員にとって、プラント状態を的確に判断する事は困難であった。このような反省から、制御室内のマンマシンインタフェースの改良が重要である事が広く認識されている。⁽⁸⁾

プラント過渡時の情報の洪水を改善するために、国内外の多くの機関が計算機を用いた警報抑制処理技術の開発を行ってきた^{(9)-(12)、(14)-(18)、(20)-(21)}。

これらのC R Tを用いた計算機化警報は、柔軟性に富み多機能な新しいアプローチである。一方で、従来のタイル窓式の警報システムは、空間的に固定位置にあるタイル窓を使い、直ちに異常発生を通知する事が可能であり、タイル窓が固定されているために、タイル窓の点灯パターンによりある種の過渡事

象が識別できるという利点もある⁽¹³⁾。

最新の警報システムでは、重要パラメータや系統レベルの情報など、優先度の高い重要情報は、ハードウェアの警報窓に表示され、詳細なパラメータや機器レベルの警報はC R Tに表示される設計となっている⁽¹⁹⁾。

1.2.3 ルールベース行動

意思決定プロセスの第三段階は、ルールベース行動対応の支援技術である。ルールベース行動は、種々の手順書・規則などに基づく行動の総称であり、スキルベース行動よりは対応が複雑であり、運転クルーは異常の検知・異常原因の同定などプラント状態の解釈・対応行動を決定するために適用すべきルールを選択などを行う必要がある。

原子力発電プラントの運転の安全性、信頼性確保の観点から、制御盤などのヒューマンインタフェース設計の重要性は言うまでもなく、特にルールベースの行動支援の観点から、多くの研究者が様々な努力を行ってきた⁽²²⁾⁻⁽²⁷⁾。

一般に原子力プラントは、流量・圧力などのプロセス信号や、機器の運転／停止などを示す接点信号の合計は1万点に近い。ひとたび機器の故障などにより異常が発生した場合、運転クルーは速やかな異常検知・異常原因の同定と必要な対応処置の速やかな実行が要求される。これらの行動がスムーズに実行されないとプラントは計画外停止に至る事となる。

従って、ルールベース行動対応の運転支援システムでは、異常の早期検知機能・異常原因の同定機能・プラント状態を回復させるための運転操作手順のガイド機能などが必要となる。

これらの機能を実現することにより運転員の役割の一つである「異常発生の予防とその影響の軽減」に対しての支援を達成し、原子炉スクラムの回避とプラント運転の継続を図ることができる⁽²²⁾。

このようなシステムを実現する上で重要な点は以下の通りである。

まずは、システムの対象とする事象の網羅性についての追求が重要である。しかしながら従来の診断システム、エキスパートシステム等は、プロトタイプとして限られた事象のみを対象として開発されているケースが多い⁽²⁸⁾⁻⁽³⁰⁾。

次に大事な点は、システムの処理時間である。この種のシステムは、プラントとオンラインで接続され、異常の早期検知、異常原因の同定、運転操作手順のガイドなどの情報をリアルタイムで運転クルーに提供する必要がある。従って、プロセス信号などの大量のデータを高速で処理する必要がある。

従来の診断システム、エキスパートシステム等は、限られた事象のみを対象としているために、一部に高速化の努力はあるものの、データ処理の実時間性についての追求が少なく、実用規模のシステム構築の方法論としては不十分である⁽³¹⁾。

1.2.4 知識ベース行動

プラントの異常兆候段階および異常過渡段階を対象に、情報レベルの判断支援、スキルベースの行動支援、ルールベースの行動支援に関する従来技術について述べた。これらはいずれも運転員にとって既知あるいは経験のある異常を対象にした支援機能である。

しかしながら現実的には、必ずしも既知の事象とは限らず、一般的には運転員にとって未知なケースとなる。このような未知事象に対応するためには、意思決定プロセスの第四段階である知識ベースの行動支援が重要である。

知識ベース行動の支援のためには、従来からの異常を想定した故障モデルではなく、言わばプラントの正常時モデルを考える必要がある事、および機械（計算機）に格納した診断ロジックのみでは不十分であり、状況により人間（運転員）との協調による問題解決の対話手段の考える事が重要である。

上記の様な観点からの指摘と小規模な例は見られるが、本格的なシステム開発はこれまでにほとんど例がなかった⁽³²⁾⁻⁽³⁴⁾。

1. 3 運転支援システムの開発課題

1.3.1 運転支援システム全体に関わる開発課題

本論文の対象とする運転支援システム開発における全体的な開発課題は以下の通りである。

(1) 運転支援システムの位置づけの明確化

運転支援システムの役割は、プラントの種々の局面、特に異常時において、整理された運転情報や診断・運転ガイド情報を提供し、運転員の意思決定を支援する事にあるが、提供される情報の扱い・位置づけを明確にしておく必要がある。

支援システムの位置づけについては、2つの立場が考えられる。

第1は、支援システムを運転員に対する命令システムと位置づけ、運転員は支援システムから提供される情報に従って機械的に行動する、という機械主導の立場である。この場合には、安全保護系と同様に、運転支援システムの品質保証が極めて重要な課題となる。

これに対して第2の立場は、あくまで支援システムと位置づけ、運転員の意思決定を支援する情報を提供するが、最終決定は運転員に委ねる、という人間主導の立場である。この場合には、支援システムの判断根拠を理解しやすい形式で運転員に提供する事が重要である。

本論文では全体を通じて、第2の立場である人間主導の運転支援システムとして位置づける。

(2) 運転支援情報の提供方法

運転支援システムの位置づけとも関連して、支援情報の提供方法は大きな課題である。特に重要な場面は、複数の支援（診断・ガイド）情報があった場合の優先度付け、運転員の判断と支援情報との間に不整合があった場合の対応などである。これらに共通する対策の一例としては、運転支援情報の判断根

拠を、診断ロジック図やプラント機能図などの形式で理解しやすい形式で運転員に提供する事および、必要に応じた運転員からの情報要求（アクセス）手段を実現する事である。

(3)新規プラントに対する運転支援システムの構築の仕方

一般的に、プラント異常時を対象にした運転支援システムのデータベースには、各種の異常事例や知見を含む必要があるが、当然の事ながら経験事例のみを蓄積しただけでは未経験事例への対応は不可能となる。新規プラントにおいては、類似プラントの経験を別にすれば運転経験がないために、経験に基づくデータベースの構築方法には限界があり、新たな方法が課題である。

新規プラントを対象にした運転支援システム（特にデータベース）を構築するための一つの手段としては、プラントの設計データ（機器の構造・機能、機器間の接続情報、パラメータ設定値など）を利用して、故障解析や故障の影響評価などを体系的に実施し、これらから得られた知見をデータベースとして構築し運転支援情報として活用する方法が考えられる。

これらと並行して、運転プラントにおける経験済みの類似事例を、運転支援システムのデータベースに利用していく事は言うまでもない。

1.3.2 個別の開発課題

表1-2は、プラント状態および運転員の意思決定プロセスに対応させ、個別の運転支援システムにおける主たる開発課題を纏めたものである。

(1)異常兆候段階

プロセスあるいは機器の異常の様子が顕在化していない状態であり、警報発生以前の段階である。このような段階では運転員は、通常のプラント計器には現れないプロセスのわずかな変化を捕らえ、今後のプラント状態の推移を把握するために、より多くの非観測情報を必要とし、開発課題としては、非観測情

報の推定など情報レベルの判断支援を実現する事である。

(2)異常過渡段階

異常過渡状態の場合は、運転員の意味決定プロセスは、表1-2に示すように3段階に分類できる。

1)スキルベース行動の支援

意味決定プロセスの第一段階は、スキルベース行動の判断である。この段階における開発課題は、警報や機器・系統の動作情報から、プラントの状態を把握し異常状態を検知することである。プラント状態が的確に把握できれば、運転員は適切な対応操作を取れる状況であり、比較的経験のある習熟した異常への対応支援と言える。

従って、プラント状況に応じて変化する警報の重要性を的確に判断し、当該状況で不要な警報を抑制する事が重要な課題である。特に、警報抑制の考え方と具体的な抑制ロジックの開発においては、体系的・一般性を維持する事が重要である。

2)ルールベース行動の支援

意味決定プロセスの第二段階は、ルールベース行動の判断であり、機器・系統の動作情報はもとより主要パラメータの推移を把握し、正常状態から逸脱したプラント状態を復旧させるために必要な運転操作の選択とその実行が要求される。

経験のある異常でも、希な発生では、対応措置の決定に支援が必要な状況が存在する。運転員は、日常の運転訓練により、各種の異常状態に対応した運転訓練を実施しているが、近年のように大きな事故発生がない状況下では、万一の異常事態においては、異常原因の診断とプラント状態を正常に復帰させるための運転操作ガイドの提供が大きな課題である。

特に重要な課題は、以下の通りである。

第一は、システムの対象とする事象の網羅性である。個別的・断片的な事

象のみを対象とする類似システムは過去にも多く開発されているが、現実が発生する異常箇所・事象は限定できる物ではなく、プラントの主要事象をカバーできるほどの異常診断機能が実現されなければ現実的には実用に供しにくい。

第二に大事な点は、システムの処理時間の高速性を確保する事である。

この種のシステムは、プラントとオンラインで接続され、リアルタイムで運転クルーに必要な運転支援情報を提供する必要があり、従って大量のデータを高速で処理する技術開発が重要である。

3)知識ベース行動の支援

上記の1)スキルベース行動の支援、2)ルールベース行動の支援は、いずれも運転員にとって既知の、場合によっては経験のある異常を対象にした支援機能であった。しかしながら現実には発生する異常は、必ずしも既知の事象とは限らず、一般的には運転員にとって未知なケースとなる。このような未知あるいは未経験事象に対応するためには、従来の異常を想定した故障モデルではない、新たな観点からのモデルにより、異常原因診断や運転操作ガイドを提供する技術を開発する事が必要である。具体的には下記2項目の実現が大きな技術課題である。

(1)未知の事象に対応するためには、異常を想定した故障モデルではカバーができず、プラントの設計情報を基に、プラント構成要素が本来有する機能に関する知識・データに注目した、言わばプラント正常時モデルの開発が必要である。

(2)未知の事象への対応を考えれば、必ずしも機械（計算機に格納したロジック判断）だけでは、対応が十分とは言えず、機械と人間（運転員）との協調による問題解決の手段を考えておくことが重要である。このために、プラントに対する運転員の認知モデルを具体化し、計算機側の判断とは独立に情報提供できる手段を講ずることが必要である。

1. 4 各章の概要

第2章では、異常兆候段階を対象とした運転支援システムについて述べる。

異常兆候段階は、プロセスあるいは機器の異常の様子が顕在化していない状態であり警報発生以前の段階である。このような段階では運転員は、通常のプラント計器には現れないプロセスのわずかな変化を捕らえ、今後のプラント状態の推移を把握するために、より多くの非観測情報を必要とし、運転支援機能としては、非観測情報の推定・提供など、情報レベルの判断支援を行う機能をいかに実現するかが課題である。

このような一例として、プラントのわずかな変化を感度良く把握できる雑音解析法により、沸騰水型原子炉（BWR）を対象に、燃料チャンネル入口流量の推定手法に関して、実験結果に基づき方法論の有効性と課題を議論した。

プラントに異常が発生し過渡状態においては、運転員の意思決定プロセスは、スキルベース行動の支援、ルールベース行動の支援、知識ベース行動の支援、の3段階に分類できる。

この中で、第3章では、最初のスキルベース行動の支援について述べる。

スキルベース行動は、簡単で条件反射的な行動で、認知モデル上ではショートカットされた行動であり、比較的短時間の対応を要求される行動である。この段階で重要な事は、警報や機器・系統の動作情報から、プラントの状態を把握し異常状態を検知することである。

異常発生時には、多くの警報発生・指示計／記録計の大幅な変化の中から、事象の因果関係を把握し、プラントで今何が発生しているかを的確に、かつタイムリーに判断し、必要なアクションを取る必要がある。従来の警報は、異常が発生すると主原因となる警報以外に、副次的に多くの警報が発生するために、運転員は、プラント状態を的確に判断する上で、非常に困難であった。

本章では、プラント過渡時に発生する多数の警報を処理し、プラント状態の把握に真に必要な情報のみを選別し、CRTを表示媒体として提供する警報処理システムについて述べた。

第4章では、運転員行動の第2段階であるルールベース行動対応の支援技術について述べる。ルールベース行動は、種々の手順書・規則などに基づく行動の総称であり、スキルベース行動よりは対応が複雑である。一般に原子力プラントは、数十以上の系統から構成されており、各系統にはポンプ・バルブ・タンク・配管などの主要機器が多数含まれ、その数はプラント全体としては千を越し、プロセス信号や、ポンプの運転／停止・バルブの開／閉などを示す接点信号の合計は1万点に近い。

ひとたびプラント構成機器の故障などにより異常が発生した場合、運転クルーはこれらの信号を適切に処理・判断し、速やかな異常検知・異常原因の同定と必要な対応処置の速やかな実行が要求される。これらの行動がスムーズに実行されないと、プラントは計画外停止に至る事となる。

従って、運転クルーに要求される上記の役割を支援するために、ルールベース行動対応の運転支援システムでは、プラント運転状態における機器の故障等に起因する異常の早期検知機能、異常原因の同定機能、プラント状態を回復させるための運転操作手順のガイド機能などが必要となる。

本章では、上記の機能を実現した方法論と、それに基づき試作した運転支援システムの検証試験結果について述べた。

原子力プラントの異常時を含む種々の局面に幅広く適用可能な、総合的な運転支援システムを提案する観点から、第2章から第4章までに運転員の意思決定プロセスに適合した運転支援機能について述べてきた。これらは運転員にとって既知の異常を対象にした支援機能であった。しかしながら現実が発生する異常は、必ずしも既知の事象とは限らず、一般的には運転員にとって未知なケースとなる。

第5章では、このような未知事象に対応するための運転支援システムの構築方法と試作システムの検証結果に付いて議論した。

第6章では、本研究を要約し結論を述べた。

第1章の参考文献

- (1) T.NOMURA, " BWR Noise Spectra and Application of Noise Analysis to FBR ", Ann. Nuclear Energy, 2, 379 (1975).
- (2) Y.ANDO, et al, " Void Detection in BWRs by Noise Analysis ", Journal of Nuclear Science and Technology, 12(9), 597 (1975).
- (3) L.KOSTIC, " Local Steam Velocity Measurements in a BWR Using Reactor Noise Analysis Techniques ", ATOMWIRTSCHAFT, 21, 363 (1976).
- (4) G.KOSALY, et al, " Theory of the Auto Spectrum of the Local Component of Power Reactor Noise ", Ann. Nuclear Energy, 3, 233 (1976).
- (5) K.BEHRINGER, et al, " Theoretical Investigation of the Local and Global Components of the Neutron Noise Field in a Boiling Water Reactor ", Nuclear Science and Engineering, 63, 306 (1977).
- (6) G.KOSALY, et al, " Investigation of the Local Component of the Neutron Noise in a BWR and its Application to the Study of Two-Phase Flow ", Prog. Nuclear Energy, 1, 99 (1977), Pergamon Press.
- (7) N.ZUBER, et al, " An Analytical Investigation of the Transient Response of the Volumetric Concentration in a Boiling Forced-Flow System ", Nuclear Science and Engineering, 30, 268 (1967).
- (8) M.R.HERBERT, "A Review of On-line Diagnostic Aids for Nuclear Power Plant Operators", Nuclear Energy, Vol.23, No.4, August (1984)
- (9) P.J.VISURI, B.THOMASSEN, and F.OWRE, "Handling of Alarms with Logic(HALO) and Other Operator Support systems", HWR 24, OECD Halden Reactor Project, May (1981)
- (10) J.PAUKSENS, et al, "Abnormal Event Operator Aids in CANDU Nuclear Power Stations", IAEA Specialists Meeting on Systems and Methods for Aiding Nuclear Power Plant Operators during Normal and Abnormal Conditions, Hungary, October (1983)
- (11) T.KUKKO, E.RINTTILA, and L.MAKKONEN, "Reduction of Alarm Messages in Nuclear Power Plant Control Room", ibid

- (12) B.J.RESCOE, "Nuclear Power Plant Alarm Prioritization (NPPAP) Program Status Report", NUREG/CR-3684, March (1984)
- (13) W.L.RANKIN, T.B.RIDEOUT, T.J.TRIGGS, and K.R.AMES, "Computerized Annunciator Systems ", NUREG/CR-3987, June (1985)
- (14) R.T.FINK, R.C.WILLINGES, and J.F.O'BRIEN, "Appropriate Choice of Alarm System Technologies: EPRI Research", IEEE Fifth Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey, California, June (1992)
- (15) D.L.HARMON, and T.M.STARR, "Alarm and Status Processing and Display in the Nuplex 80+ Advanced Control Complex", IEEE Fifth Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey, California, June (1992)
- (16) J.R.EASTER, and L.LOT, "Back-fitting a Fully Computerized Alarm System into an Operating Westinghouse PWR: a Progress Report", IEEE Fifth Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey, California, June (1992)
- (17) A.BYE, O.BERG, and F.OWRE, "Operator Support Systems for Status Identification and Alarm Processing at the OECD Halden Reactor Project: Experience and Perspectives for Future Development", IAEA International Symposium on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Tokyo, May (1992)
- (18) L.R.LUPTON, P.A.LAPOINTE, and K.Q.GUO, "Survey of International Developments in Alarm Processing and Presentation Techniques", IAEA International Symposium on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Tokyo, May (1992)
- (19) M.MAKINO, H.NISHIYAMA, and H.ASANO, "TOSHIBA Advanced Instrumentation and Control System for Nuclear Power Plants", ANS Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Man-Machine Interface Technologies, Oak Ridge, Tennessee, April (1993)
- (20) A.HENNINGSEN, "An Intelligent Alarm Handling Module for Process Industries", Enlarged Halden Program Group Meeting on Man- Machine System Research, Gol, Norway, March (1993)

- (21) L.HEAVNER, L.SCHULTZ, and G.MCMILLAN, "Dynamic Alarming for DCS", INTECH, November (1993)
- (22) W.R.CORCORAN, N.J.PORTER, J.F.CHURCH, M.T.CROSS, and W.M.GUINN, "The Critical Safety Functions and Plant Operation", Nuclear Technology, Vol.55, Dec. (1981).
- (23) A.B.LONG, "Computerized Operator Decision Aids", Nuclear Safety, 25, 4, 512 (1984).
- (24) C.H.MEIJER et al., "On - Line Power Plant Alarm and Disturbance Analysis System", EPRI-NP-1379, Electric Power Research Institute, April (1980).
- (25) L.FELKEL, "The STAR Concept, Systems to Assist the Operator During Abnormal Events", Atomkernenergie, 45, 4, 252 (1984).
- (26) S.E.JOHANSON, "DASS: A Decision Aid Integrating the safety Parameter Display System and Emergency Functional Recovery Procedures", EPRI- NP-3595, Electric Power Research Institute(1984).
- (27) S.GUARRO and D.OKRENT, "The Logic Flow-graph: A New Approach to Process Failure Modeling and Diagnosis for Disturbance Analysis Applications", Nuclear Technology, 67, 348(1984).
- (28) W.S.FAUGHT, "Functional Specifications for AI Software Tools for Electric Power Applications", EPRI-NP-4141, Electric Power Research Institute (1985).
- (29) S.HASHEMI, "Expert Systems Applications ton Plant Diagnosis and Sensor Data Validation", presented at 6th Power Plant Dynamics, Control and Testing Symposium, Knoxville, Tennessee, April 14-16, 1986.
- (30) G REICHART, "Development of Intelligent Operator Support Systems by GRS", presented at International Topical Meeting on Advances in Human Factors in Nuclear Power Systems, Knoxville, Tennessee, April 21-23, 1986.
- (31) A.M.CHRISTIE et al., 'An Expert System for Real Time diagnostics and Control', Proceeding of. International Topical

Meeting on Computer Applications for Nuclear Power Plant
Operation and Control, Pasco, Washington, September 8-12, 1985,
P.671, American Nuclear Society (1986).

- (32) M.LIND, " Multilevel Flow Modeling of Process Plant for Diagnosis
and Control", NUREG/CP-0027, 1982.
- (33) J.RASMUSSEN, K.J.VICENTE, " Coping with human Error through
System Design: Implication for Ecological Interface Design",
International Journal of Man-Machine Studies,31,517,(1989)
- (34) L.BELTRACCHI, " A Direct Manipulation System Process Interface, "
ANS Topical Mtg. on Advances in Human Factors Research on
Man/Computer Interactions, Nashville,(1990)

表1-1 原子力発電所における人間・機械の役割分担

運転状態	機 械	人 間
通常運転時 (起動・停止)	運転自動化	ブレイクポイント・自動化進行状態の確認
異常時 (兆候・過渡)	インターロックの作動	複雑な異常状態の判断と適切な運転操作の実行
事故時	安全系の自動作動	安全パラメータ・安全系作動状態の確認

表 1-2 プラント状態に対応した運転支援システムの開発課題

プラント 状態	意思決定プロセス	主たる必要情報	開発課題
異常兆候 段階	情報レベル判断	・非観測情報	・重要な非観測情報の 推定
異常過渡 段階	スキルベース行動	・警報 ・機器、系統状態	・不要警報の抑制 ・機器・プラント状態の 提供
	ルールベース行動	・機器、系統状態 ・主要パラメータ ・運転操作手順	・異常原因の診断 ・運転操作ガイドの 提供
	知識ベース行動	・機器、系統状態 ・主要パラメータ ・運転操作手順	・機器・プラント状態の 提供 ・異常原因の診断 ・運転操作ガイドの 提供

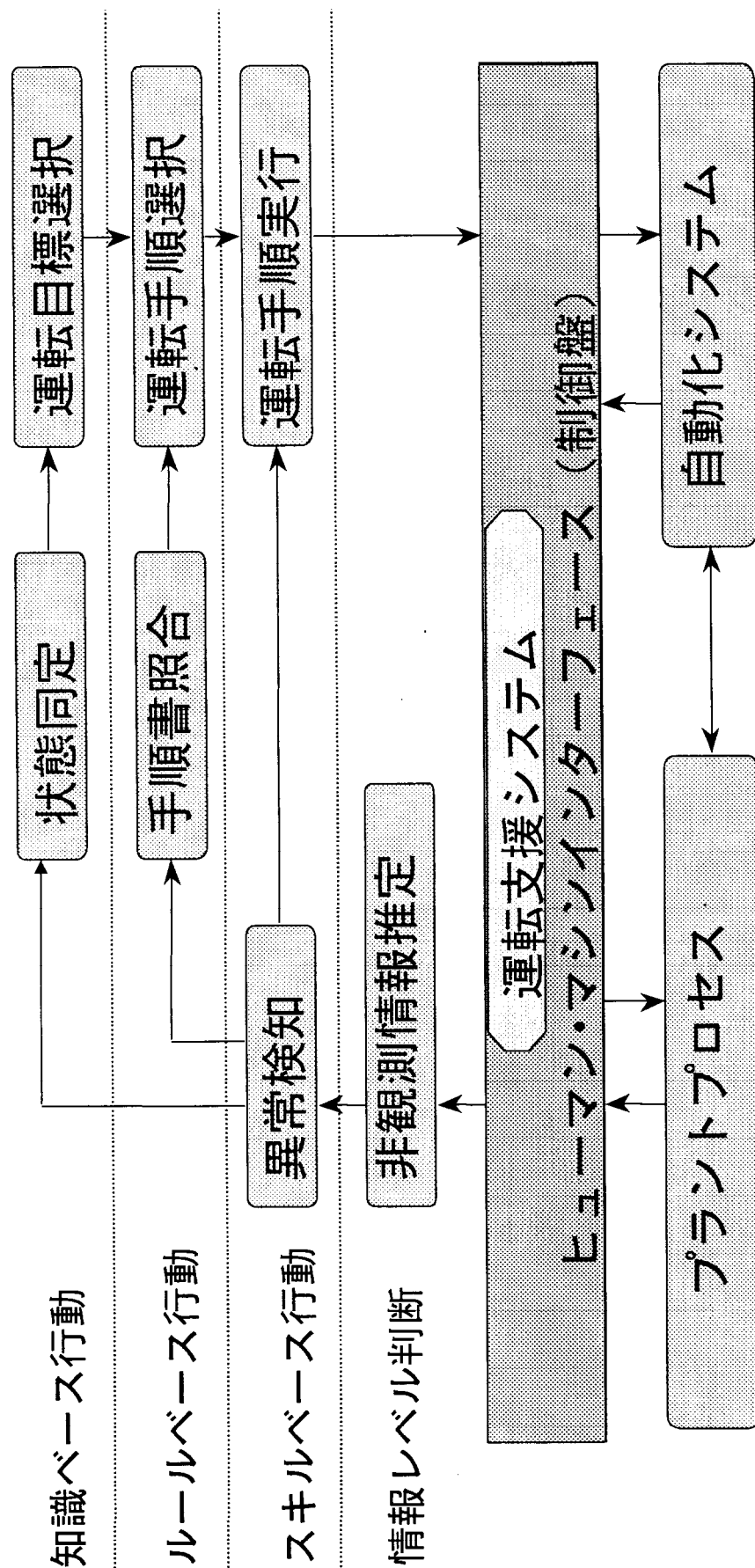


図 1-1 運転員の意思決定プロセス

第2章 異常兆候段階における情報レベル行動に対応した運転支援

2. 1 序

第1章に述べたように本論文で提案する運転支援システムの開発課題は、異常兆候段階と異常過渡段階とに分類できる。第2章では、前者の異常兆候段階を対象とした運転支援システムについて述べる。

異常兆候段階は、プロセスあるいは機器の異常の様子が顕在化していない状態であり、警報発生以前の段階である。このような段階では運転員は、通常のプラント計器には現れにくいプロセスのわずかな変化を捕らえ、今後のプラント状態の推移を把握し対応措置を判断する必要がある。

兆候段階における運転支援技術の重要な要素であるプラント診断技術に関しては、これまで多くの手法が開発されてきた⁽¹⁾。代表的な手法は、原子炉から観測される中性子束や温度・流量などのゆらぎ信号を各種の統計量に変換して診断に供する統計解析法（いわゆる雑音解析法）であり、これまでに実プラントにおいて適用され兆候段階の状態把握に活用されている⁽²⁾⁽³⁾。

この他には、統計的仮説検定に基づく診断技術として、観測信号の正常時と異常時の確率密度関数を利用して尤度比を逐次計算する逐次確率検定法があり、センサー診断などに利用されている⁽⁴⁾。一方、事前に想定していない異常事象への対応の一つとして、診断対象となるシステムから観測される信号間の因果関係とシステムへの印加外乱（雑音源）を推定しモデル化を図るシステム同定法がある。本方法では、自己回帰モデルやニューラルネットワークなどを利用してシステムのモデル化を行い、モデル要素間の伝達特性の変化やモデル予測値と観測値との偏差を利用した異常源の推定などにより診断を行う。このようなシステム同定法を中性子束のゆらぎ信号に適用し、安定度の指標である減幅比を計算し、BWR炉心安定性の監視に利用している事例がある⁽⁵⁾。

機器単体の診断技術としては、炉内構造物や回転機の振動監視、弁駆動部のトルク監視、弁・フランジからのリーク監視などに加速度計や音響センサーを利用した研究が盛んに行われており実用化も進んでいる⁽⁶⁾。最近では、回転機

の診断技術として、カオスやウェーブレットなど非線型・非定常な信号処理技術の適用も試みられている。

上記の様に、それぞれに特徴を有する多くの診断技術があり、これらは診断対象と診断目的に応じて使い分けていく必要がある。

以下では、兆候段階の診断技術の一例として、上記の統計解析法（雑音解析法）とシステム同定法を組み合わせ、沸騰水型原子炉（BWR）を対象に燃料チャンネルの入口流量変動を検知する手法について述べる。

2. 2 燃料チャンネルの入口流量変動検知方法

BWRにおいては、燃料チャンネルの周囲は気相・液相という二相流状態にあり、出力分布・サブクール・チャンネル流量など多くのパラメータが関連し熱水力学的に複雑な様相を呈している。この中で出力分布やサブクールは、直接あるいは間接的に計測が可能であるが、これまで燃料チャンネルの入口流量は測定されておらず、適切な計測手段がなかった。BWRにおいては、各燃料チャンネルに流量計を設備するような構造にはなっていないために、他のパラメータを利用して、燃料チャンネルの入口流量が間接的にも計測できれば、兆候段階の診断技術の一つとして重要である。何らかの原因により、燃料チャンネルの入口流量が通常の状態から変動した状態を検知する手段として有効な情報を提供する事ができる。

上記の観点から、本論文では、燃料チャンネル近傍に設置された中性子検出器の信号に注目し、垂直方向に配置された中性子検出器信号間の相関解析により、ボイドの変動成分の移動情報から、検出器近傍の燃料チャンネルの入り口流量推定を試みた。

多くの研究者によって指摘されているように、沸騰水型原子炉における中性子雑音は、グローバル成分と、局所成分とから構成されている⁽⁷⁾⁻⁽¹⁰⁾。

図2-1は、BWRにおいて原子炉出力70%時の中性子検出器（LPRM）からのゆらぎ信号のパワースペクトル密度を示す。対象としたLPRMは、

炉心内のほぼ中央に配置されており、軸方向の4位置（下部からそれぞれA, B, C, D）における周波数スペクトルを示す。

グローバル成分は、中性子雑音の1 Hz 付近以下で観察され、燃料チャンネル内に生ずる蒸気ボイドに起因する反応度効果を有している。即ち炉心の位置に拘らず、雑音特性が類似しており、炉心の全体的な挙動を示している。

一方、局所成分は、通常1 Hz 付近以上で観察され、中性子検出器近傍の検出特性の影響を強く受ける。例えば、蒸気ボイドが炉心の下部から上部に移動する過程で、中性子検出器の近傍を通過する際に、冷却材密度が変動し中性子束の検出過程に影響を与える。従って、中性子束信号の変動を計測する事により、冷却材密度変化の伝播に関する移動時間を決定する事が可能となる。この移動時間は、蒸気ボイドの伝播時間に関係している。

図2-2には、LPRMと燃料チャンネル近傍のボイド挙動の概念を示す。

燃料チャンネル入口流量は、炉心の熱水力学的特性上、重要なパラメータであるが、実プラントにおいて個々の燃料チャンネルに流量計を設置する事は困難なため、現在はオンラインのプロセス計算機を使い、中性子束分布に基づき、全炉心流量を圧力損失が等しくなるように個々のチャンネル流量に配分する事により計算されているに過ぎない。従って、以下に提案する雑音解析に基づく方法により、入口流量が実験的に推定されれば、炉心の熱水力学的設計に有効な情報を提供する事が可能となるのみならず、兆候段階における流量変動の検知手段としても有効である。

本章では、BWRの同一軸方向に配置された2つの中性子検出器間の雑音信号を用いた燃料チャンネル入口流量の推定方法を提案し⁽⁴⁾、実験結果に基づき方法論の有効性と課題を議論する。

2.2.1 燃料チャンネル入口流量の推定手順

燃料チャンネルの二相流下における熱水力学的な挙動計算では、通常、燃料チャンネルの幾何学的形状、水・蒸気の物性値、燃料チャンネルに沿った熱流

速，入口エンタルピー，燃料チャンネル入口流量などのパラメータが与えられると，燃料チャンネルの蒸気ボイド分布，圧力損失，蒸気ボイドの軸方向伝播時間などの値が計算される。

しかしながら，本論文で提案する方法は，雑音解析技術における相互相関法により蒸気ボイドの軸方向伝播時間が得られると言う前提で，燃料チャンネル入口流量を推定する。

前述した中性子雑音の局所成分は，水減速炉の拡散距離と同程度の感度を有しているため⁽¹³⁾，以下で述べる推定方法では，中性子計装管を囲む4体の燃料チャンネルを対象とする。1本の中性子計装管には，軸方向に4個の局所中性子束検出器（LPRM： Local Power Range Monitor）が配置されており，炉心全体では，炉心の大きさに依存して20－40本程度の中性子計装管が配置されている。従って本方法を全炉心に拡大する場合には，各計装管毎に適用する事になる。

図2－3に入口流量推定の手順を示す。

(1)ステップ－1

対象とする4体の燃料チャンネルの熱水力学的な条件，例えば燃料チャンネルの形状，水・蒸気の物性値，燃料チャンネル入口エンタルピーなどを得る。

(2)ステップ－2

炉心性能計算により，4燃料チャンネルの軸方向出力分布を得る。

(3)ステップ－3

対象とする4燃料チャンネルに囲まれた中性子計装管に格納された，軸方向に位置する4個の中性子検出器の中の2個を使い，相互相関法により蒸気ボイドの移動時間（ τ_{exp} ）を測定する。相互相関関数の計算式を以下に示す。

$$\phi(\tau) = \int_{-\infty}^{+\infty} X_1(t) \cdot X_2(t + \tau) dt$$

$X_1(t)$: LPRM1の時系列データ

$X_2(t)$: LPRM2の時系列データ

一般に、 $\phi(\tau)$ は、物理量（本方式では、蒸気ボイド）が検出器間を伝播するのに要する時間差で最大値を有するので、図2-2において、 $\tau = \tau_0$ が検出器間の伝播時間に対応する。

一例として、図2-4に原子炉出力80%における相互相関関数の例を示す。同図には、LPRM 24-25のB-C間、C-D間の2つの実データを示した。

(4)ステップ-4

対象とする4体の燃料チャンネルに共通する上部プレナムと下部プレナム間の初期圧力損失（ ΔP_0 ）を計算する。

(5)ステップ-5

対象とする4体の燃料チャンネルの初期入口流量（ W_i ）を計算する。

(6)ステップ-6

ステップ-1，2，5の結果を使い、対象とする4体の燃料チャンネルの蒸気クオリティ、蒸気ボイド分布を計算する。

(7)ステップ-7

ステップ-6の結果を使い、対象とする4体の燃料チャンネルに共通する上部プレナムと下部プレナム間の圧力損失（ ΔP_i ）を計算する。

(8)ステップー 8

ステップー 7 で計算した圧力損失 (ΔP_i) が、ステップー 4 で計算した初期圧力損失 (ΔP_0) に収束しているか否かを判断し、収束していない場合は、ステップー 5 で計算した初期入口流量 (W_i) を修正し、ステップー 6 に戻る。収束した場合には、次のステップに進む。

(9)ステップー 9

上記の結果を使い、対象とする 4 体の燃料チャンネルに対して、軸方向に位置する 2 個の L P R M 間の蒸気ボイド伝播時間 (τ_i) を計算する。

(10)ステップー 10

対象とする 4 体の燃料チャンネルについて、適当な重み係数をかけ平均蒸気ボイド伝播時間 ($Ave \tau_i$) を計算する。

(11)ステップー 11

上記ステップで計算された $Ave \tau_i$ が、ステップー 3 で測定された τ_{exp} に収束したか否かを判断する。収束していない場合は、ステップー 4 で計算した上部プレナムと下部プレナム間の圧力損失 (ΔP_0) を適当に修正してステップー 5 に戻る。 $Ave \tau_i$ が、 τ_{exp} に収束した場合は、対象とする 4 体の燃料チャンネルについて入口流量が確定した事になる。

2.2.2 解析方法と推定モデル

前項で述べた流量推定の各手順について、詳細な計算モデルを以下に示す。

(1)蒸気クオリティの計算

2 相流には 2 種類の蒸気クオリティがある。一つは熱バランスによって計算される等価クオリティであり、他方はサブクール沸騰を考慮して計算されるフ

ロークオリティである。上記の2つの量は、炉心下部のサブクール沸騰領域で異なるが、炉心上部ではほとんど一致する。

本論文では、フロークオリティとして Levy モデル⁽¹⁵⁾を用いた。

(2)ボイド率の計算

蒸気ボイド率の計算は、ドリフトフラックスモデル⁽¹³⁾を用いる。

半径方向に平均した蒸気ボイド率 $\langle \alpha \rangle$ は、以下のように計算する。

$$\langle \alpha \rangle = \frac{X}{C_0 \{X + \rho_g / \rho_f (1 - X)\} + \rho_g V_{gj} / \langle G \rangle} \quad (1)$$

$\langle \alpha \rangle$: Radially averaged steam void fraction

X : Steam quality (蒸気クオリティ)

C_0 : Distribution parameter (分布パラメータ)

ρ_g : Saturated vapor density (飽和蒸気密度)

ρ_f : Saturated liquid density (飽和液体密度)

$\langle G \rangle$: Radial averaged mass flux

V_{gj} : Drift velocity for vapor

(3)圧力損失の計算

上部プレナムと下部プレナム間の全圧力損失は、以下の式で計算する。

$$\Delta P_{tot} = \Delta P_{fri} + \Delta P_{loc} + \Delta P_{acc} + \Delta P_{el} \quad (2)$$

(2)式の第1項は、摩擦による圧力損失であり、単相流では、Darcy-Weisbach の式によって計算し、2相流では、単相流の式に Martinelli-Nelson モデルにおいて使われている係数を掛けて計算する。

第2項は、入り口オリフィスや燃料棒スペーサなどで観察される局所的な流れの乱れに起因する局所圧力損失を意味する。

第3項は、流体の密度変化によって生ずる加速に起因する圧力損失であり、第4項は、位置の圧力損失である。

(4)ボイド伝播時間の計算

ボイド伝播速度は、ボイド率の計算と同様に、ドリフトフラックスモデルを用いて計算した⁽¹⁴⁾。

$$C_k = C_0 \langle j \rangle + V_{gj} + \langle \alpha \rangle \cdot \partial V_{gj} / \partial \langle \alpha \rangle \quad (3)$$

$\langle j \rangle$ は、半径方向平均の体積フラックスであり、第2.2.1のステップ-5に示した燃料チャンネル入口流量 (W_i) に相当し、(4)式のように計算する。

$$\langle j \rangle = \langle G \rangle X / \rho_g + \langle G \rangle (1 - X) / \rho_f \quad (4)$$

$$v_g = C_0 \langle j \rangle + V_{gj} \quad (5)$$

$$C_k = v_g + \langle \alpha \rangle \cdot \partial V_{gj} / \partial \langle \alpha \rangle \quad (6)$$

(6)式から明らかな様に、ドリフト速度： V_{gj} が半径方向平均ボイド率： $\langle \alpha \rangle$ によって変化する場合には、蒸気速度： V_g はボイド伝播速度： C_k とは異なる。

分布パラメータ： C_0 とドリフト速度： V_{gj} は、流れの形態に応じて変化し、多くの研究者によって永年にわたる研究が続けられているが⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾⁽¹⁶⁾、本論文ではこれらの一つとして、特定のフローパターンに対応し以下の値を用いる事とした。

$$C_0 = 1.13$$

$$V_{gj} = 2.5 [\sigma_g (\rho_f - \rho_g) / \rho_f^2]^{0.25} \quad (7)$$

σ : Surface tension

g : Acceleration due to gravity

(7)式の値を用いると、 $V_{g j}$ は一定の値となり、この結果 V_g は C_k と等しくなり C_k は、以下のように簡単となる。

$$C_k = V_{g j} + C_0 \langle j \rangle \quad (8)$$

上記の C_k を用いて、流れと並行して炉心の垂直方向に配置された2検出器間のボイド伝播時間 (τ_i) は、(9)式で計算する。

$$\tau_i = \int_{Z_l}^{Z_u} dZ / C_k \quad (9)$$

Z_u : 燃料チャンネル i の下流側検出器の高さ方向の位置

Z_l : 燃料チャンネル i の上流側検出器の高さ方向の位置

τ_i : Z_l と Z_u 間のボイド伝播時間

中性子検出器は、4燃料チャンネルに囲まれた空間部分に配置されているために、4チャンネルからの影響を受ける。従って平均ボイド伝播時間 (τ) は、 a_i を重み係数として以下のように計算する⁽¹⁷⁾。

$$\tau = \sum_{i=1}^4 a_i \tau_i \quad (10)$$

$$\sum_{i=1}^4 a_i = 1 \quad (11)$$

$$a_i = \left[\int_{Z_l}^{Z_u} \langle \alpha \rangle_i dZ \right] / \left[\sum_{i=1}^4 \int_{Z_l}^{Z_u} \langle \alpha \rangle_i dZ \right] \quad (12)$$

2. 3 試験データと解析結果

2.3.1 試験データ

本章で提案した、雑音解析法による燃料チャンネル入口流量推定方法を明らかにするために、BWRにおいて関連データの収集を行った。

炉心出力は97%であり、軸方向に4個の中性子検出器の入った計装管（ストリング）は、炉心全体で20本あり、従って中性子検出器の総数は80個である。

個々の中性子検出器（LPRM: Local Power Range Monitor）は、炉心下部方向からA、B、C、Dと名前がつけられている。

収集・解析されたデータは、各ストリングのLPRM-C、LPRM-Dであり、炉心内の検出器配置を図2-5に示す。

2.3.2 解析結果

第2.2.1で述べた燃料チャンネル入口流量推定方法を図2-3に示した10組の中性子検出器に対して適用した。

図2-6には、10組の中性子検出器を囲む40体の燃料チャンネルの入口流量推定値： W_{est} を計算値： W_0 と比較して示した。 W_0 は、3次元炉心解析プログラム⁽¹⁸⁾によって計算された値である。

図2-6に示すように、流量推定値： W_{est} は、計算値： W_0 を中心に±約30%程度のバラツキを有している。

この差に関しては、複数の理由が考えられる。

第1は、流量推定モデルに用いたパラメータ、特に分布パラメータ（ C_0 ）、ドリフト速度（ V_{gj} ）の差である。第2章では、(2)式に示した定数を用いたが、比較対象とした3次元炉心解析プログラムでは、両パラメータ共に、ボイド率の関数として変化する値を使用している。

第2は、中性子検出器近傍の燃料チャンネルからのボイド伝播時間に与える感度の影響評価である。第2章では、感度 (a_i) について(10)式～(12)式に示すように、検出器近傍の4燃料チャンネルから、高さ方向の平均ボイド率に比例した影響を与えると第1近似の仮定をしたが、より複雑なメカニズムを考える必要がある。

第3は、実験的に測定されるボイド伝播時間の計測誤差の問題である。

図2-7は、ボイド伝播時間比 (τ_{exp}/τ_{th}) と燃料チャンネル入口流量比 (W_{est}/W_0) との関係を示したものである。 τ_{exp} は、実験的に測定されたボイド伝播時間であり、 τ_{th} は、先述の3次元炉心解析プログラムによって計算されたボイド伝播時間である。

図2-7で、ボイド伝播時間比が1に近ければ、燃料チャンネル入口流量比も1に近づく事が明かであり、ボイド伝播時間比のわずかな偏差に対して燃料チャンネル入口流量比は、大きく変化する。言わば、ボイド伝播時間比の燃料チャンネル入口流量比に与える感度が極めて高い。ボイド伝播時間の測定精度に影響を与える相互相関関数(2.2のステップ-3で説明)を計算する相関計に関して、本推定手法で用いた相関計の測定誤差は、約1%程度であった。従って図2-7から分かる通り、燃料チャンネル入口流量比に±20%程度の偏差が生ずる事になる。

以上述べた通り、流量推定値の精度を向上させるためには、下記の3点が重要である。

- (1) 最新の研究成果に基づき、ドリフト速度や分布パラメータなどの相関式の値を適切に選定する必要がある事。
- (2) 中性子検出器近傍の燃料チャンネルからのボイド伝播時間に与える感度をより厳密に評価する必要がある事。
- (3) 実験的に測定されるボイド伝播時間の計測精度を向上させる事。

2. 4 本章の結論

雑音解析法は、プロセス信号内に含まれる変動成分を解析することにより、プラントのわずかな変化を感度良く把握できる手法である。本章では、沸騰水型原子炉を対象に、非観測量である燃料チャンネル入口流量の推定手法を提案し、実機データとの比較により、適用性を明らかにした。

本論文では、燃料チャンネル近傍に設置されている中性子検出器の信号に注目し、垂直方向に配置された中性子検出器信号間の相関解析により、ボイドの変動成分の移動情報から、検出器近傍の燃料チャンネルの入口流量推定を試みたもので、流量計測のための新たな検出器を設置することなく、既存の中性子検出器からの信号を利用するところに大きな特長がある。

- (1) BWR炉内に設置されている中性子検出器を利用した雑音解析法に基づき、定常状態近傍のプラント状態を対象に、従来計測が困難であった燃料チャンネル入口流量を推定する手法を提案した。
- (2) 実機BWRにおけるデータを利用した流量推定値と、プラントに設置されているプロセス計算機の流量計算値とを比較した結果、 $\pm 30\%$ 以内で一致する事を明らかにした。
- (3) 本論文で提案した手法は、原子炉内に新たな検出器を設置することなく、燃料チャンネル入口流量変動の検知手段として利用することが可能であり、異常兆候段階における運転支援システムとして有効である。
- (4) 本手法に用いるドリフト速度や分布パラメータなどの値を最新の知見に基づき適切に選定すると共に、中性子検出器近傍の燃料チャンネルからのボイド伝播時間に与える感度の厳密な評価、ボイド伝播時間の計測精度の向上などにより一層の改良が見込める。

本手法を発展させた最近の研究⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾では、方法論の改良により一層の精度向上が図られている。

第2章の参考文献

- (1) 北村他、“進化する診断技術”、日本原子力学会誌、Vol.40, No.9, PP652-683, (1998).
- (2) Y.ANDO, N.NAITO, S. KANEMOTO and F.YAMAMOTO, “Development of BWR Plant Diagnosis System using Noise Analysis”, Journal of Nuclear Science and Technology, 20, P769 (1983).
- (3) S.KANEMOTO, et al. “Experience with on-line BWR Plant Diagnosis System and its Technical Support System Development”, Proceeding of SMORN-6, Gatlinburg, USA, 4.01(1991).
- (4) Xu.X., et al., “On-line Sensor Calibration Monitoring and Fault Detection for Chemical Process”, Proceeding of Maintenance and Reliability Conference, Knoxville, USA, 55.01(1998).
- (5) T.ANEGAWA, et al., “Study of BWR Stability at Kashiwazaki BWR Unit 4 Using the On-line Stability Monitor SIMON-64”, Proceeding of SMORN-7, Avignon, France, 137(1995).
- (6) D.STEGEMANN, et al., Advanced Monitoring of Nuclear Power Plant State”, Proceeding of Power Plant Dynamics, Control & Testing Symposium, Knoxville, USA, 91.01(1995).
- (7) T.NOMURA, “BWR Noise Spectra and Application of Noise Analysis to FBR”, Ann. Nuclear Energy, 2, 379 (1975).
- (8) Y.ANDO, et al, “Void Detection in BWRs by Noise Analysis”, Journal of Nuclear Science and Technology, 12(9), 597 (1975).
- (9) L.KOSTIC, “Local Steam Velocity Measurements in a BWR Using Reactor Noise Analysis Techniques”, ATOMWIRTSCHAFT, 21, 363 (1976).
- (10) G.KOSALY, et al, “Theory of the Auto Spectrum of the Local Component of Power Reactor Noise”, Ann. Nuclear Energy, 3, 233 (1976).
- (11) N.NAITO, et al, “Estimation of Fuel Channel Inlet Flow Rate by Noise Analysis”, Journal of Nuclear Science and Technology, 17(5), 351 (1980).

- (12) K.BEHRINGER, et al, “ Theoretical Investigation of the Local and Global Components of the Neutron Noise Field in a Boiling Water Reactor ”, Nuclear Science and Engineering, 63, 306 (1977).
- (13) G.KOSALY, et al, “ Investigation of the Local Component of the Neutron Noise in a BWR and its Application to the Study of Two-Phase Flow ”, Progress of Nuclear Energy, 1, 99 (1977), Pergamon Press.
- (14) N.ZUBER, et al, “ An Analytical Investigation of the Transient Response of the Volumetric Concentration in a Boiling Forced-Flow System ”, Nuclear Science and Engineering, 30, 268 (1967).
- (15) S.LEVY, “ Forced Convection Sub-cooled Boiling Prediction of Vapor Volumetric Fraction ”, Int. Journal of Heat Mass Transfer, 10,951 (1967).
- (16) 日本機械学会編「気液二相流技術ハンドブック」、コロナ社、(1989).
- (17) B.FROGNER, et al, “ Relation Between Void and LPRM Noise in a BWR ”, Transaction of American Nuclear Society, 24, 415 (1976)
- (18) R.L.CROWTHER, et al, “ Three Dimensional BWR Simulation ”, CONF- 690401, P.344 (1969).
- (19) M.MORI, et al, “ On -Line Estimation of Local and Total Core Flow Rates by Neutron Noise Analysis in BWR ”, Proceedings of a Specialist Meeting on In-Core Instrumentation and Reactor Core Assessment, P145 (1996).
- (20) 森 他、“中性子ゆらぎ信号を用いた炉心流量計測技術の開発”、日本原子力学会誌 Vol.39, No.9, PP788 (1997).

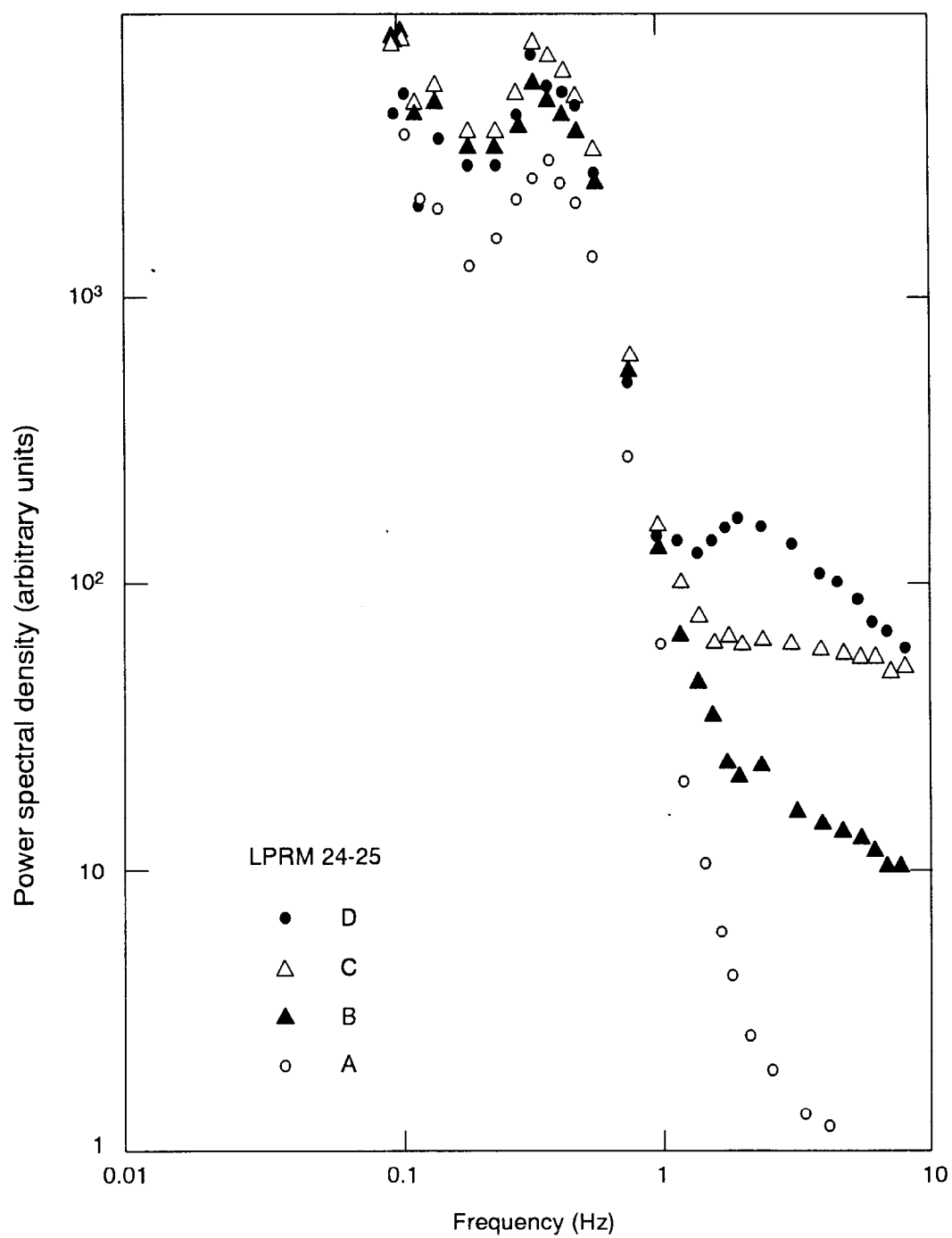


図 2-1 中性子検出器信号のパワースペクトル密度

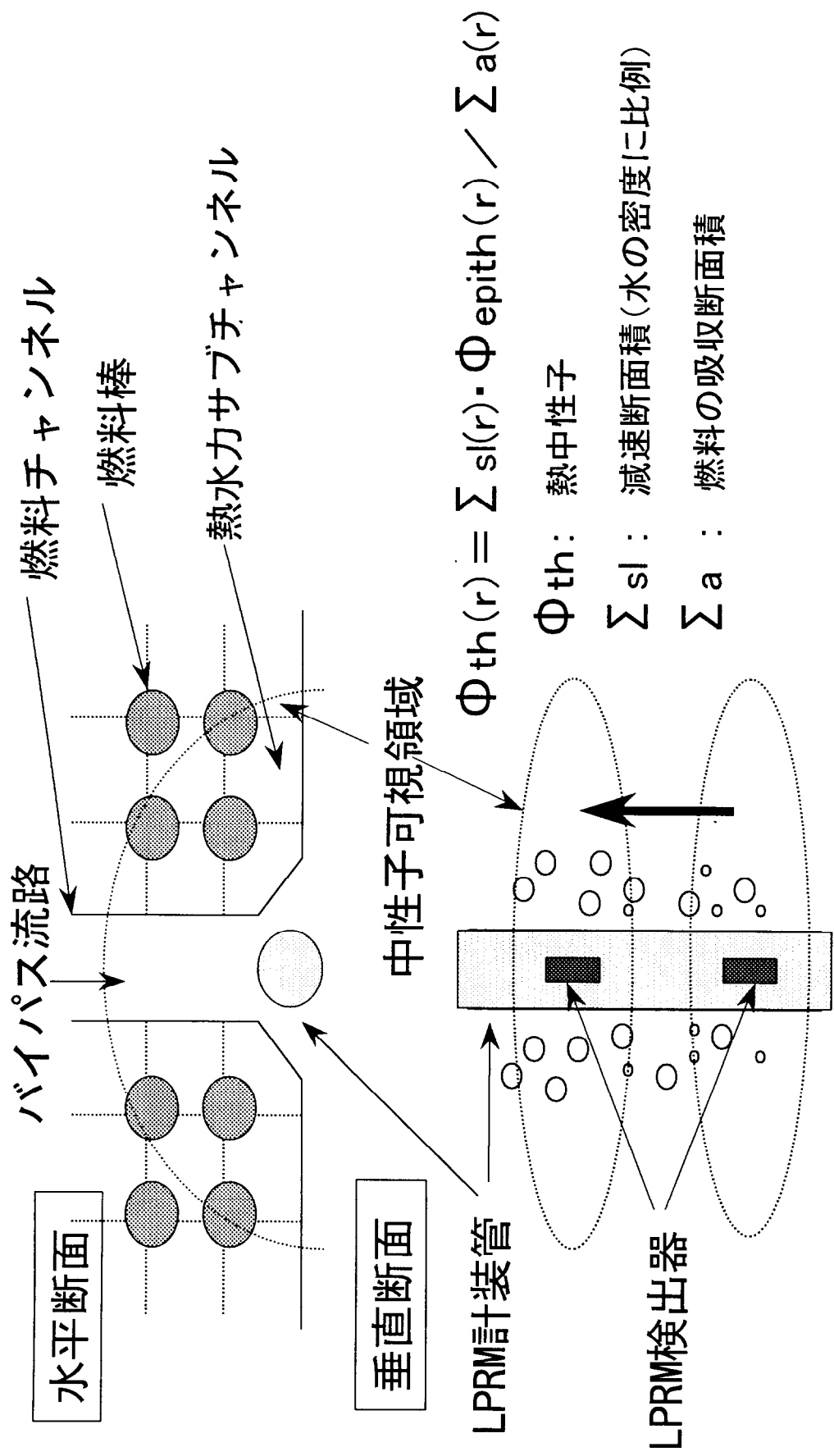


図 2-2 LPRM近傍におけるボイド挙動の概念図

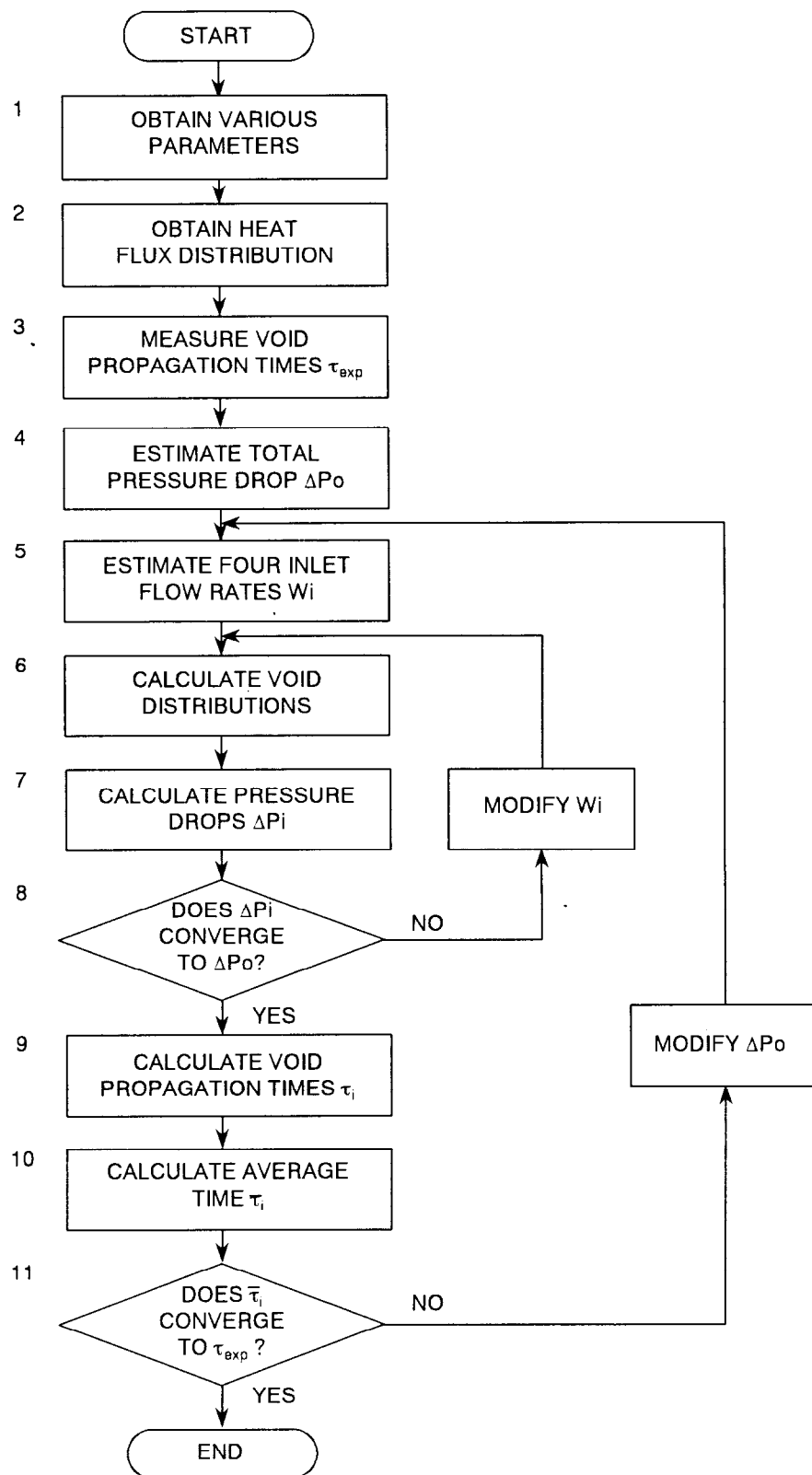


図 2-3 燃料チャンネル入口流量の推定手順

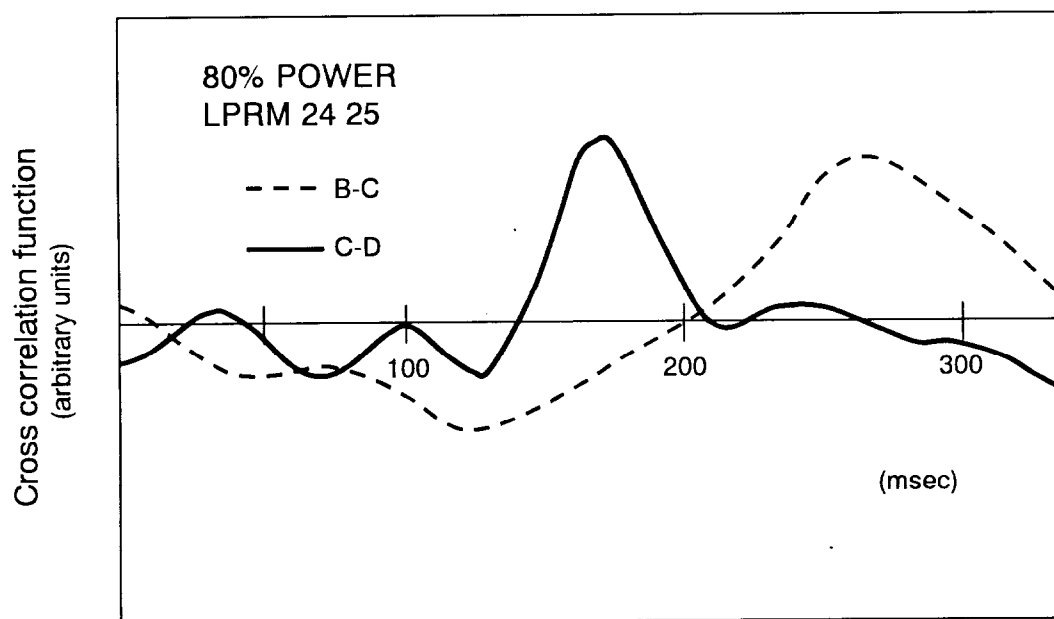


図 2-4 相互相関関数の例

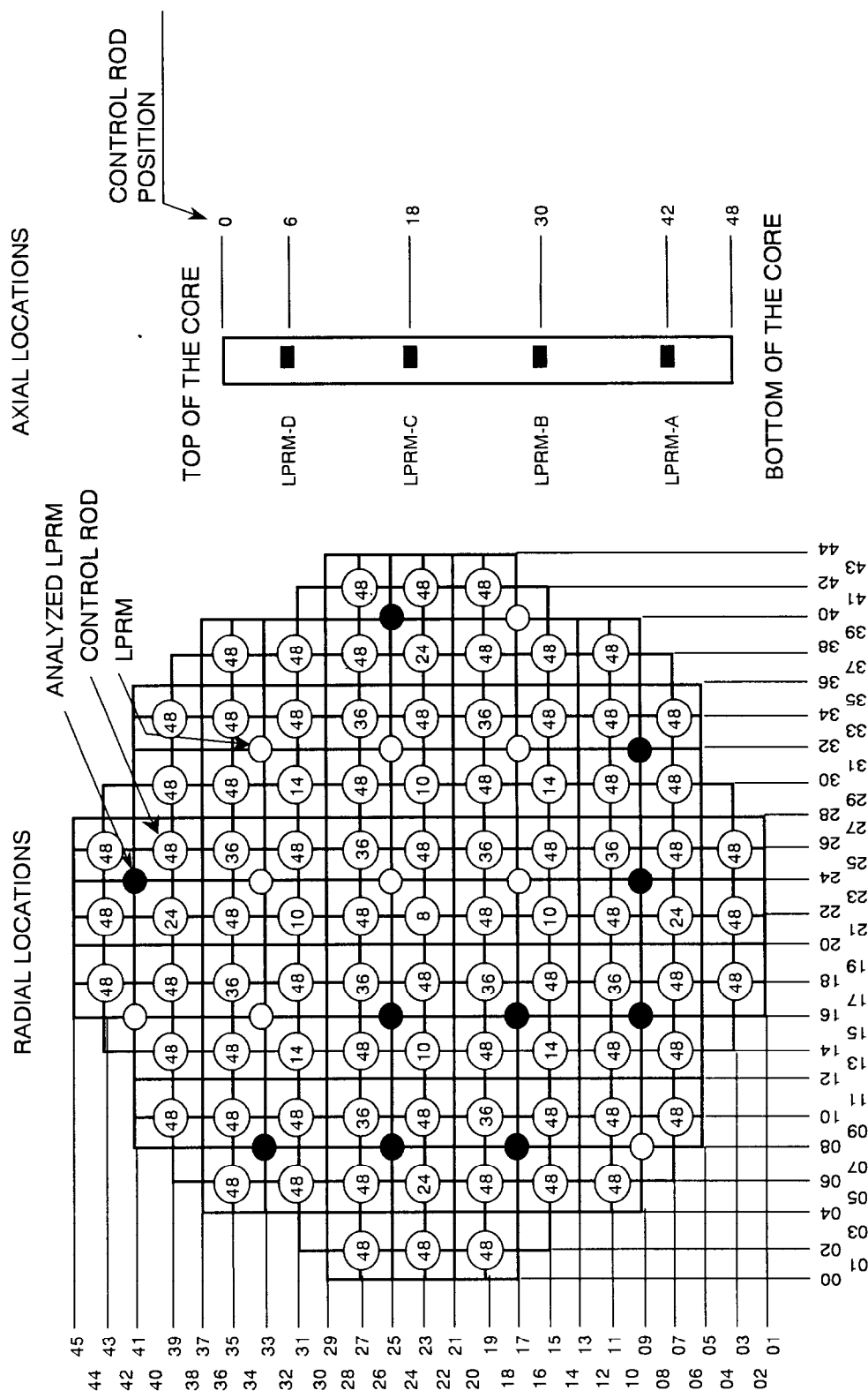


图 2-5 中性子検出器配置図

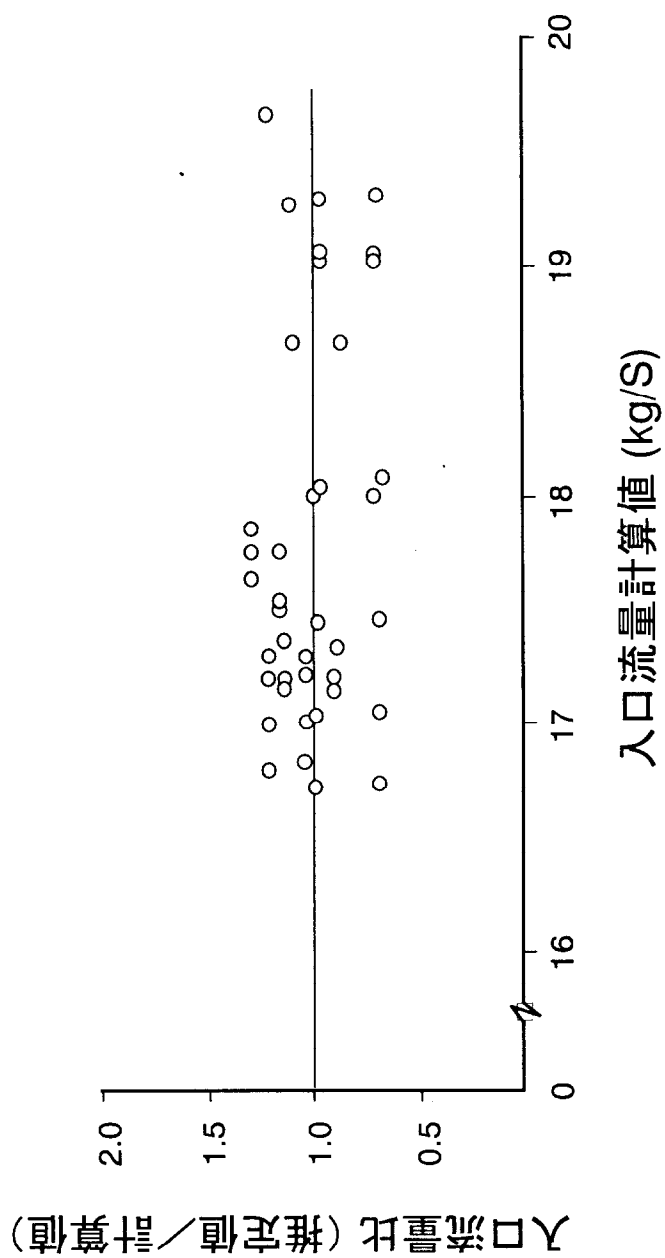


図 2-6 燃料チャンネル入口流量の推定結果

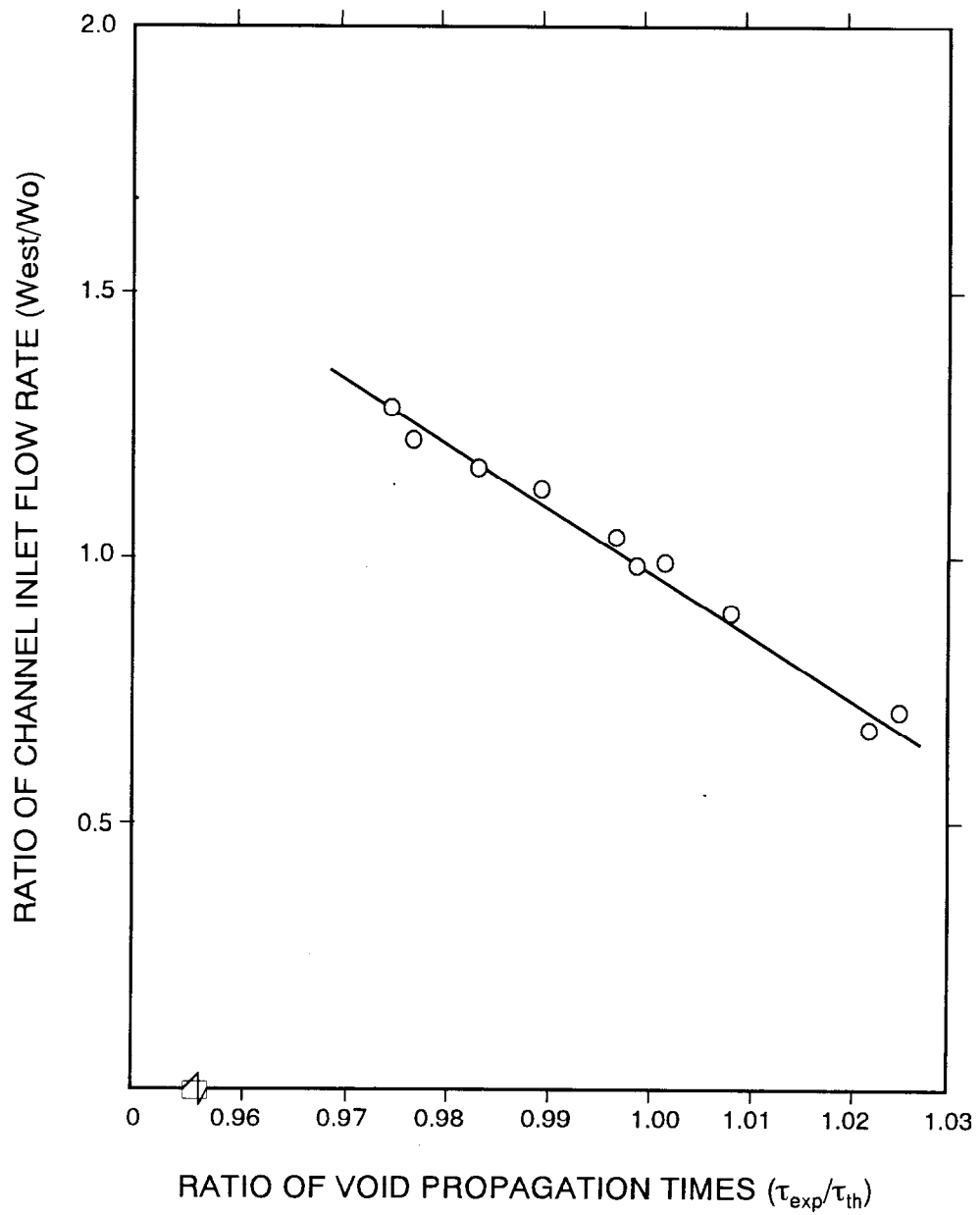


図 2-7 ボイド伝播時間の燃料チャンネル入口流量推定に及ぼす影響

第3章 警報処理技術に基づくスキルベース行動対応の運転支援

3. 1 序

第1章に述べたように、プラントに異常が発生し、過渡状態の場合は、運転員の意思決定プロセスは、スキルベースの判断支援、ルールベースの判断支援、知識ベースの判断支援、の3段階に分類できる。

この中で、本章では、最初のスキルベースの判断支援について述べる。

意思決定プロセスの第一段階は、スキルベースの判断である。ここでは、警報や機器・システムの動作情報から、プラントの状態を把握し異常状態を検知することである。プラント状態が的確に把握できれば、運転員は適切な対応操作を取れる状況であり、比較的経験のある習熟した異常への対応支援と言える。

異常発生時には、多くの警報発生・指示計／記録計の大幅な変化の中から、事象の因果関係を把握し、プラントで今何が発生しているかを的確に、かつタイムリーに判断し、必要なアクションを取る必要がある。この場合に一番重要なことは、不要な警報の抑制である。従来の警報は、単にプロセスや機器の状態を（例：高／低、オン／オフなど）表現するだけであったため、一度異常が発生すると、主原因となる警報以外に、副次的に多くの警報が発生するために、運転員は、プラント状態を的確に判断する上で、非常に困難であった。TMIがその良い例である。

原子力プラントの規模の増大・機能の複雑化にともない、運転員の役割はますます重要となっている。運転員の役割は、プラント運転中の安全性・信頼性を維持・確保する事にあり、これらを実現する手段の1つとして、制御室内のマンマシンインタフェースの改良が重要である事が広く認識されている。⁽¹⁾

中央制御室において警報は、異常を検出するための重要な情報源である。従って異常検出のための情報量を適切にするためには、運転員に提供される警報を的確に処理する事が必要である。

プラント過渡時の情報の洪水を改善するために、国内外の多くの機関が計算

機を用いた警報抑制処理技術の開発を行ってきた^{(2)-(7)、(10)-(14)、(16)-(17)}。

これらのCRTを用いた計算機化警報は、既存のハードワイアードな警報システムに比べ、柔軟性に富み多機能な新しいアプローチである。

しかしながら一方で、従来のタイル窓式のハードワイアードな警報システムは、制御室内の全ての運転員に、空間的に固定位置にあるタイル窓を使い、直ちに異常発生を通知する事が可能であり、CRT警報とは異なる特長を有している。さらにタイル窓が固定されているために、運転員はタイル窓の点灯パターンによりある種の過渡事象が識別できるという利点もある。⁽⁸⁾

従って警報システムの最適な設計を行うためには、これらCRT警報とタイル窓式警報との特長を生かした機能配分を検討する事が必要である。

最新の警報システムでは、重要パラメータや系統レベルの情報など、優先度の高い重要情報は、ハードウェアの警報窓に表示され、詳細なパラメータや機器レベルの警報はCRTに表示される設計となっている。⁽¹⁵⁾

本論文で提案する警報処理システムは、プラント過渡時に発生する多数の警報を処理し、プラント状態の把握に真に必要な情報のみを選別し、CRTを表示媒体として提供する警報処理システムについて述べる。後述する警報モデルをベースにした、警報処理の体系的な方法論の提案が本論の特長である。

以下では、まず警報システム設計の考え方を述べ、次にこれらを実現するための具体的な方法論に関して、警報処理のアルゴリズムを議論する。最後にこれらの方法論をシミュレーションにより明らかにした結果を述べる。

3. 2 警報システム設計の考え方

原子力プラントの警報システムは、運転員の情報収集能力を考慮して最適に設計されるべきであり、プラント状態の把握・適切な対応操作を判断するために必要な情報が提供される必要がある。

警報システムの設計フィロソフィは、プラントあるいは系統が重大な局面に

至る可能性を最小化すべきことであり⁽⁹⁾、これらを実現するために以下の3項目の設計原理を提案する。

- (1)警報システムは、プラント機器の故障・安全性等に影響を与えるような、正常状態からの逸脱に対して警告を発すべきである。
- (2)警報システムは、運転員に警告を発すべきであるが、ワークロードを増すべきではなく、不要な警報は、有効な情報を損ねる事なく最少限にすべきである。
- (3)警報システムは、プラント・機器が正常に機能している事を示す信号として利用すべきではなく、正常状態からの逸脱を復旧するために必要な操作項目の把握を容易にすべきである。

これらの一般原則を考慮して警報システムの設計を進める必要がある。以下に新しい警報システムの考え方と具体的な実現方法を提案する。

3. 3 警報処理の方法論

3.3.1 警報処理の対象

前述の警報システム設計の考え方を考慮した警報システムを設計する際には、以下の2点が重要である。

(1)警報内容

いかなる情報を警報として提供すべきかという警報情報の洗練化の問題である。警報情報は、プラント状態に応じてその重要度が変化するために、警報情報の洗練化を図るためには、警報情報の重要度を静的に定めるのではなく、プラントの過渡変化に対応し、警報の動的な重要度を議論する必要がある⁽¹⁸⁾。

(2)提供方法

洗練化された警報をどの様に提供すべきかという警報提供手段・媒体の問題である。固定タイル窓への表示・C R T表示装置の活用・音声通報装置の利用などが含まれる。

上記の中で(2)警報提供方法に関しては、スリーマイルアイランド(TMI)事故以降多くの議論がなされ、これらの反映として、実プラント警報システムを対象に、多くの改良が行われてきた。

従って本論文では、(1)警報内容に関し、警報情報の洗練化を実現するための警報処理の方法論に議論の焦点を充てる事とする。

知的警報処理は、基本的には、プラント状態に応じた本質的な警報のみを提供する事にある。ここで本質的とは、プラント状態に応じて運転員が行うべき対応操作決定に必要なプラント情報のみを選択・加工し提供する事である。従って対応操作決定の妨げになる警報は抑制し、逆に対応操作決定を容易にする警報は積極的に提供する。

3.3.2 警報モデル

上記の考え方を実現するために、まず一般的な警報配置・警報発生モデルを考える。

図3-1は、機器・制御器・検出器とから構成される一般的な機器構成に関する警報配置モデルを示す。機器Aは、電源母線BUS-3に接続しているインタロック回路Bを介して制御され、動力電源は母線BUS-1により供給される。BUS-1は、更に上位電源母線であるBUS-2から受電している。機器Aの下流側には、検出器Cが配置され、その電源は、母線BUS-4から供給される。

各母線電源の喪失は、接続されている機器の機能喪失を引き起こすものとする。インタロック回路Bの機能喪失は機器Aの機能喪失(例えば停止等)を引

き起こし、その影響（例えば流量低下）はプロセス量に及び検出器Cによって観測されるものとする。機器A、電気回路B、検出器C、各母線には、それぞれ警報が配置されているものとする。

図3-2は、図3-1に示す警報配置モデルに対し、因果関係に基づく警報発生モデルを示したものである。警報1（例えば流量低下）が発生するケースは、検出器電源が喪失した場合（警報-2が発生）と実際に流量が低下するなどプロセス挙動が変化した場合とに分けられる。プロセスの実挙動の場合は、検出器Cの挙動に影響を与える機器Aの挙動（例えばポンプトリップ等で警報-3が発生）による場合とその他の場合とに分けられる。機器Aの挙動は、更に機器Aを制御するインタロック回路Bの作動による場合（警報-6が発生）・機器Aの動力電源喪失（警報-4が発生）・機器本体の故障による場合とに分けられる。インタロック回路作動の場合は、インタロック電源の喪失（警報-7が発生）・インタロック作動要求信号がある場合などに分けられる。機器Aの電源喪失の場合には、母線BUS-1の上位母線BUS-2の電源喪失の場合（警報-5が発生）がある。

3.3.3 警報処理の考え方

図3-2に示した発生警報モデルを用い知的警報処理の考え方を述べる。先述の様に知的警報処理は、基本的には、プラント状態に応じた本質的な警報のみを提供する事にある。このため因果関係に基づき、より原因事象に近い警報を発生させると共に、結果事象に関する警報は抑制処理を行う。

図3-2において因果関係を考慮すると警報発生時の状態は、表3-1に示す7ケースに分類できる。

1) ケース1

警報-1のみが発生する場合であり、特に警報処理は必要としない。

2) ケース 2

計装電源の喪失により警報－1、2が発生した場合である。警報－1は、プロセスの実挙動ではなく計装電源喪失の影響を受けた見かけの変化を示したものである。従って計装電源喪失の影響を受けないような警報処理を行い、警報－2のみを発生させるものとする。

3) ケース 3

警報－1、3が発生する場合である。機器Aの動作（例えばポンプ停止等により警報－3が発生）の副次的な影響を受け警報－1が発生する。この場合は、副次的警報として警報－1の抑制処理を行うことにより警報－3のみを発生させる。

4) ケース 4

警報－1、3、4が発生する場合である。機器Aの電源喪失（警報－4が発生）により、機器Aが機能喪失となり警報－3が発生し、その影響により警報－1が発生したものである。この場合も警報－3、1は、警報－4の副次的影響であり、ケース3と同様に抑制処理を行い、警報－4のみを発生させる。

5) ケース 5

警報－1、3、4、5が発生する場合であり、ケース4において警報－4の発生原因が、上位母線（BUS－2）の電源喪失（警報－5が発生）に因る場合に相当する。本ケースのように階層的な電源構成の場合には、より上位母線の警報のみを発生させる。

6) ケース 6

警報－1、3、6が発生する場合であり、ケース3において機器Aの動作がインタロック回路Bの作動に因る場合である。本ケースでは、インタロック回路の動作状態を監視し、必要な警報処理を行う。

7) ケース7

警報－1、3、6、7が発生する場合であり、ケース6においてインタロック回路Bの機能喪失原因が母線電源喪失（警報－7が発生）に因る場合であり、ケース4と同様に副次的警報の抑制処理を行う。

表3－1を整理すると必要な警報処理は、下記の4項目である。

(1)副次的警報の抑制

原子力発電プラントの計測制御システムには、プラントおよび構成機器を保護するために多くのインタロックが存在する。プラント系統中に何らかの外乱が発生すると、インタロックロジックの正常作動により多くの警報が発生する。これらの警報の大半は起因事象の結果として必然的に発生したものであり、いわばプラントの正常動作を表現している。警報は、本来前項で述べたように、プラントの異常状態を表現すべきであり、この観点から前記に示したような起因事象に付随して必然的に発生する警報は、プラント過渡状態の把握を容易にするため抑制処理をさせる。逆に、これらの警報が起因事象に付随しないで発生した場合は、これらは異常状態を表現しているために抑制対象とはしない。

すなわち、ある警報を抑制するか否かは、プラント状態に応じて動的に決定される事になり、本論文における警報処理の特長の一つである。

起因事象の種類としては、BWRにおける重要事象である、原子炉スクラム・タービントリップ・発電機トリップ・主蒸気隔離弁閉鎖の4種類を考える。以下に警報抑制例を示す。

例えば、原子炉スクラム等が発生した場合には、急速な制御棒挿入により原子炉出力が急減する。この結果、警報”LPRM(Local Power Range Monitor)下限”などが発生するが、これらは、原子炉スクラムに付随して発生する必然的な事象であり、抑制対象とする。

他の例では、何らかの理由により運転中あるいは原子炉スクラム後に、主蒸気隔離弁(MSIV: Main Steam Isolation Valve)が閉鎖すると、必然的に主蒸気管圧力は低下するが、この場合に発生する警報”主蒸気管圧力低”は抑

制対象となる。

逆に、原子炉スクラムや主蒸気隔離弁閉鎖の発生していない通常運転中に上記の警報”LPRM下限”あるいは”主蒸気管圧力低”などが発生した場合には、これらの警報は、何らかの異常を示している事になり、抑制対象とはしない。

警報抑制のロジック例を図3-3に示す。

BWRプラント全体に注目すると、起動・運転・停止・燃料交換の4種類の運転モードが存在する。さらに各系統・機器レベルでも、運転中・停止中・待機中などのモードが存在する。一般に警報は、特定のモードの中で異常を表現するように設計されているので、これらの各モードに固有の警報は、当該モード以外では、警報としての意味を持たないために抑制対象とする。

例えば、プラント停止中には、多くの警報が発生するが、これらは、いずれもプラント運転中に意味のある警報である。従ってこれらの警報は、プラント運転中以外には抑制対象とする。

またポンプを例にとると、停止中ポンプの”吐出圧力低”警報などは、ポンプの運転モードが停止中ならば必然的な結果であり、抑制対象とする。ただし、運転中のポンプに”吐出圧力低”警報が発生した場合には、何らかの異常発生を示している事になり、この場合は、抑制対象とはならない。

警報抑制のロジック例を図3-4に示す。

ある機器に対して同一プロセス量の程度によって異なる警報がある場合（例えば、温度高・温度高々など）には、上位の厳しい側の警報（この場合には、温度高々警報）が活性化されている状態では、下位の警報（温度高）も活性化されていることになり、温度高警報と温度高々警報とが発生することになる。このような状態では、下位の警報は重複するために抑制対象とする。上位警報が発生していない状態では、下位警報は抑制対象とはしない。

警報抑制のロジック例を図3-5に示す。

(2)計装電源

検出器により検出されたプロセス信号（圧力・温度・水位等）は、信号変換器により電気信号に変換をされる。従って信号変換器に供給されている計装電源が喪失すると関連する信号変換器が誤作動し、例えばプロセスの圧力が正常にも拘らず圧力低下警報が発生するなど等、プロセスの状態に無関係に警報が発信することになる。

すなわち警報を発生させるためには、警報に関連した信号変換器の電源が存在する事が前提条件であり、計装電源の存在しない警報は抑制対象とする。

警報抑制のロジック例を図3－6に示す。

(3)階層的警報

原子力発電所の中には階層関係にある警報が多く存在する。例えば所内電源系等は、高圧電源から低圧電源まで多くの階層的なネットワークになっており、上位電源（高圧電源）が喪失すると、下位の低圧電源が喪失する構成となっている。

BWR原子力発電所の場合、通常のプラント運転中は、非常用電源を除く所内動力機器の電源は、主発電機(MAIN GENERATOR)を電源とする所内変圧器(UNIT AUXILIARY TRANSFORMER)からの受電により、プラント停止中あるいは起動中は、所外の電源である起動用変圧器からの受電による。主発電機からの電力は所内変圧器を介し6.9KVバス(6.9KV UNIT AUXILIARY SWITCHGEAR BUSES)に供給される。6.9KVバスからの電力は、480Vパワーセンタバス(480V POWER CENTER SWITCHGEAR BUSES)に導かれる構成となっている。

上記の構成例では、上位電源である6.9KVバスの電源が喪失すると下位電源である480Vパワーセンタバスの電源も喪失することになるために、上位電源喪失に起因する下位電源喪失に関する警報は抑制対象とする。上位電源が存在するにも拘らず下位電源が喪失した場合には、言うまでもなく下位電源喪失に関する警報を発生させる。

警報抑制のロジック例を図3－7に示す。

(4)シーケンスモニタリング

プラント構成機器の動作は、インタロックにより制御されている。シーケンスモニタリングは、機器の動作要求信号とインタロックにより制御される機器の応答信号との関連から機器の動作シーケンスを監視し、機器の正常動作の場合は機器動作に関連した警報の発生を抑制し、機器の異常動作の場合には、当該機器の警報を発生させる考え方である。機器の動作要求信号と応答信号との関連から、機器の異常状態は、図3-8に示すように2種類が考えられる。

第一の異常状態は、機器への動作要求信号（ポンプ起動／停止、バルブ開／閉などの要求信号）がないにも拘らずインタロックにより機器が動作する誤動作の場合である。例えばポンプへの通常の停止要求信号がないにも拘らず、ポンプ停止のインタロックに関わる吸込み圧力計測用センサの故障によりポンプが誤停止する場合などである。

第2の異常状態は、機器への動作要求信号があるにも拘らず機器が作動しない不動作の場合であり、インタロック故障・センサ故障・機器本体故障等多くの原因が考えられる。

例えば、原子炉水位低下信号によりインタロックが作動しポンプが自動的に起動する様な設計において、水位センサの故障により原子炉水位が低下しても当該ポンプが自動的に起動しない様な場合である。

シーケンスモニタリングでは、これらのインタロックを常時監視し、誤動作あるいは不動作の場合に警報を発生しようとする考え方である。逆に機器の正常動作では、警報を発生しない。

3. 4 警報処理システムの構成

図3-9は本論文で提案する警報処理システム（IAPS：Intelligent Alarm Processing System）の機能構成を示したものである。

警報処理モジュール(ALARM PROCESSOR)は、プラントあるいは、プラントシミュレータからの警報信号・プロセス信号・機器の動作信号等を周期的に入力

し、これらの警報信号・プロセス信号等の値を用いて実時間にて警報処理ロジックの評価を行い、現在のプラント状態・機器状態に適合した発生すべき警報を決定する。

警報処理ロジックは、個々の警報に対し、警報信号・プロセス信号・機器動作信号等の論理関係として表現したものであり、知識データ編集モジュール (KNOWLEDGE BASE EDITOR) により作成し、知識ベースとして格納した。警報処理ロジックの例を図 3-3～図 3-8 に示す。

警報処理モジュールが決定した発生すべき警報信号は、警報表示モジュール (DISPLAY PROCESSOR) に送り、C R T 表示装置等に表示する。

警報表示モジュールでは、2 レベル（プラント全体および個別警報）の C R T 表示体系に従い警報に関する情報提供を行う。

図 3-10 に示す第 1 レベルのプラント全体表示画面は、プラント・系統・主要プロセス信号などのサマリ情報を提供することが目的であり、各系統および主要機器の動作状態・警報状態が、シンボルのパターン・色により識別表示する。

動作状態表示に関しては、系統・機器が運転状態にある時は、シンボルパターンは、塗りつぶされた表示であり、逆に停止状態の場合は、枠のみが塗られた中抜き表示である。警報状態表示に関しては、系統・機器が警報発生状態にある時は、シンボルの表示色は、正常状態を意味する緑から、警報の重要度に応じて黄色あるいは赤色に色を変えて表示する。

第 2 レベルの個別警報表示画面は、第 1 レベルの全体表示画面を補足することが目的であり、発生時刻順および警報の属する系統毎に個別の警報メッセージを表示する。

第 1 レベルの C R T 画面上に装着したタッチスクリーン上の当該シンボルを指でタッチすることにより、第 2 レベルの個別警報画面を表示する。たとえば第 1 レベル画面上で給水系のシンボルをタッチする事により給水系に関連した個別警報がメッセージ形式で発生時刻と共に、C R T に表示する。

これら 2 レベルの警報状態表示により運転員は、プラント全体の警報発生状

態および個別の具体的な警報メッセージを的確に把握する事が可能となる。

3. 5 シミュレーションテスト

I A P S の検証を目的として実施したシミュレーションテストの結果を以下に述べる。まず前記の警報処理の方法論に基づき、最新型の B W R を対象として具体的な警報処理ロジックの設計を行った。対象とした B W R は中央制御室内に約 1300 の警報を有している。

次に設計された警報処理ロジックおよび I A P S プログラムをプロセス計算機にインプリメントし、フルスコープのプラントシミュレータと接続した。使用したプラントシミュレータは稼働中の B W R を模擬しており、モデルの精度 (Fidelity) は、実プラントの起動試験データ等との比較により充分保証されている。

I A P S における警報処理ロジックの妥当性を広く検証するために、起因事象の異なる 5 つのトランジェントをテストケースとして選定した。これらは、いずれも原子炉スクラムに至る事象であるが、プラントを代表する 5 つの系統（原子炉系・タービン系・発電機系・給水系・電源系）にスクラム起因事象を設定した。

表 3 - 2 は、5 つのトランジェントに対する I A P S における警報抑制機能のテスト結果の一部であり、トランジェント発生後、約 5 分間において運転員操作のない状態における発生警報に対し、警報抑制率として示したものである。警報抑制率は、警報抑制処理をしない場合の発生警報数に対する、警報抑制処理をした後の抑制警報数の割合である。例えば、警報抑制処理をしない状態で 1 0 0 個の警報が発生するようなトランジェントに対して、警報抑制処理後に 2 0 個の警報が発生した場合には、警報抑制率は、8 0 % となる。

表 3 - 2 から明らかなように、I A P S における警報抑制能力は、発生事象により多少の差はあるものの、ほぼ 7 0 % 前後である。抑制処理後に残っている警報は、主としてトランジェントの起因事象とその履歴に関連しており、事

後に運転員に事象のトレースを可能ならしむるために抑制対象とはしていない警報である。

図3-11は、所内電源喪失事象に対する発生警報数の履歴を、IAPSにおける警報抑制機能を適用した場合と適用しなかった場合とで比較したものである。本事象は、まず負荷遮断によりプラントが部分負荷運転に移行した段階でタービントリップが発生し、発電機トリップ・原子炉スクラムに至り、所内電源喪失が発生する事象である。

警報抑制機能がない状態では、タービントリップ後、発生警報が急激に増加し、100個余りの警報が点灯しているが、抑制機能がある状態では、発生警報数は、最大でも30個未満と少なく70%以上の抑制効果がある事が明らかとなった。

3. 6 本章の結論

本章では、プラントの異常過渡状態における運転員の意思決定プロセスの最初の段階である情報レベルの判断支援に関して、特に警報処理技術について述べた。

(1)原子力発電プラントにおけるマンマシンインタフェース改良の一環として中央制御室内の知的警報処理システム（IAPS）を開発した。

原子力発電プラントには千を超す警報が存在し、これら個別の警報単位で警報処理ロジックを開発しては、汎用性がなく他のプラントには適用できない懸念がある。このために本論文では、一般的なプラント警報モデルを新たに提案して、警報処理ロジックを体系的に開発した。

警報モデルを提案することにより、汎用的でかつ抜けのない警報処理ロジックの開発が可能となった。

(2)実プラントを対象に、具体的な警報処理ロジックを開発すると共に、これらを計算機に実装した。 シミュレーション試験の結果、代表的なプラント過渡事象に対して、I A P Sは十分な警報処理能力を有していることが明らかにでき、運転員に洗練された警報を提供できる可能性が示された。

(3)今後の課題は、本システムが有する警報処理（抑制）能力が、プラント過渡時の運転に取ってどの程度有効であるか、言わば運転支援システムとしての有効性評価である。

具体的には、例えば運転訓練センターなどに本システムを試験的に設置し、様々な模擬的な過渡事象を発生させ、その際の運転員の対応状況（過渡事象発生から必要な運転操作を開始するまでの時間測定など）を評価するなどの方法が考えられる。

第3章の参考文献

- (1) M.R.HERBERT, "A Review of On-line Diagnostic Aids for Nuclear Power Plant Operators", Nuclear Energy, Vol.23, No.4, August (1984)
- (2) N.NAITO, E.YOSHIKAWA, and N.MORI, " Development of an Optimized Disturbance Detection System", 2nd International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo, April (1986)
- (3) N.NAITO, S.OHTSUKA, " Intelligent Alarm Processing System for Nuclear Power Plants", Nuclear Technology, Vol.109, Feb. (1995)
- (4) P.J.VISURI, B.THOMASSEN, and F.OWRE, "Handling of Alarms with Logic(HALO) and Other Operator Support systems", HWR 24, OECD Halden Reactor Project, May (1981)
- (5) J.PAUKSENS, et al, "Abnormal Event Operator Aids in CANDU Nuclear Power Stations", IAEA Specialists Meeting on Systems and Methods for Aiding Nuclear Power Plant Operators during Normal and Abnormal Conditions, Hungary, October (1983)
- (6) T.KUKKO, E.RINTTILA, and L.MAKKONEN, "Reduction of Alarm Messages in Nuclear Power Plant Control Room", IAEA Specialists Meeting on Systems and Methods for Aiding Nuclear Power Plant Operators during Normal and Abnormal Conditions, Hungary, October (1983).
- (7) B.J.RESCOE, "Nuclear Power Plant Alarm Prioritization (NPPAP) Program Status Report", NUREG/CR-3684, March (1984)
- (8) W.L.RANKIN, T.B.RIDEOUT, T.J.TRIGGS, and K.R.AMES, " Computerized Annunciator Systems ", NUREG/CR-3987, June (1985)
- (9) W.L.RANKIN, E.G.DUVERNOY, K.R.AMES, M.H.MORGENSTERM, and R.J.ECKENRODE, "Near-Term Improvements for Nuclear Power Plant Control Room Annunciator Systems", NUREG/CR-3217, April (1983)
- (10) R.T.FINK, R.C.WILLINGES, and J.F.O'BRIEN, "Appropriate Choice of Alarm System Technologies: EPRI Research", IEEE Fifth Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey, California, June (1992)

- (11) D.L.HARMON, and T.M.STARR, "Alarm and Status Processing and Display in the Nuplex 80+ Advanced Control Complex", IEEE Fifth Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey, California, June (1992)
- (12) J.R.EASTER, and L.LOT, "Back-fitting a Fully Computerized Alarm System into an Operating Westinghouse PWR: a Progress Report", IEEE Fifth Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey, California, June (1992)
- (13) A.BYE, O.BERG, and F.OWRE, "Operator Support Systems for Status Identification and Alarm Processing at the OECD Halden Reactor Project: Experience and Perspectives for Future Development", IAEA International Symposium on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Tokyo, May (1992)
- (14) L.R.LUPTON, P.A.LAPOINTE, and K.Q.GUO, " Survey of International Developments in Alarm Processing and Presentation Techniques", IAEA International Symposium on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Tokyo, May (1992)
- (15) M.MAKINO, H.NISHIYAMA, and H.ASANO, "TOSHIBA Advanced Instrumentation and Control System for Nuclear Power Plants", ANS Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Man-Machine Interface Technologies, Oak Ridge, Tennessee, April (1993)
- (16) A.HENNINGSSEN, "An Intelligent Alarm Handling Module for Process Industries", Enlarged Halden Programme Group Meeting on Man-Machine System Research, Gol, Norway, March (1993)
- (17) L.HEAVNER, L.SCHULTZ, and G.MCMILLAN, "Dynamic Alarming for DCS", INTECH, November (1993)
- (18) M. BRAY, and D.CORSBERG, "Practical Alarm Filtering", INTECH, February(1994)

表 3-1 警報処理方法の分類

ケース番号	発生警報	警報抑制処理	抑制後警報
1	1	処理なし	1
2	1 2	計装電源喪失処理	2
3	1 3	副次警報処理	3
4	1 3 4	副次警報処理	4
5	1 3 4 5	階層警報処理	5
6	1 3 6	副次警報処理	6
7	1 3 6 7	副次警報処理	7

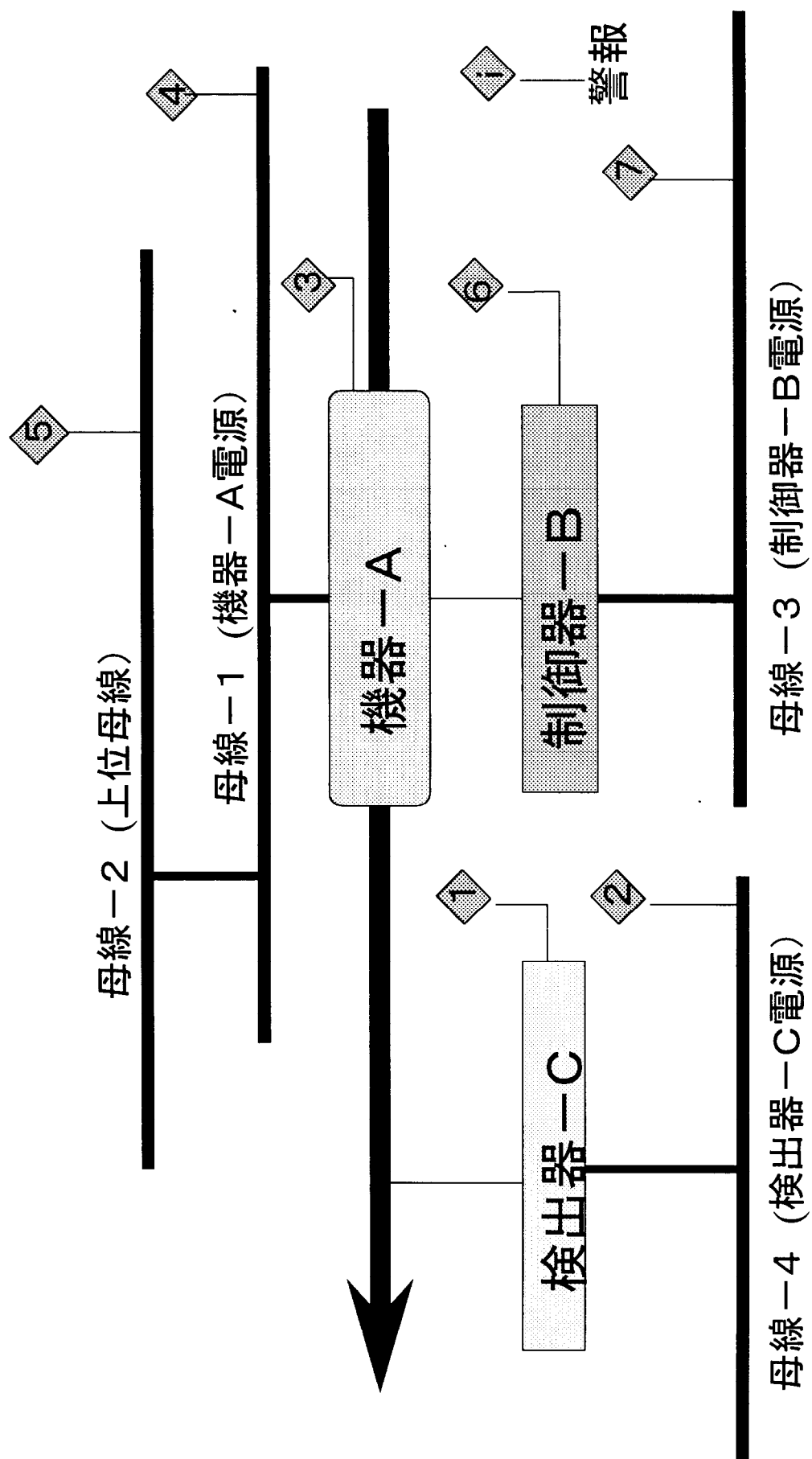


図 3-1 警報配置モデル

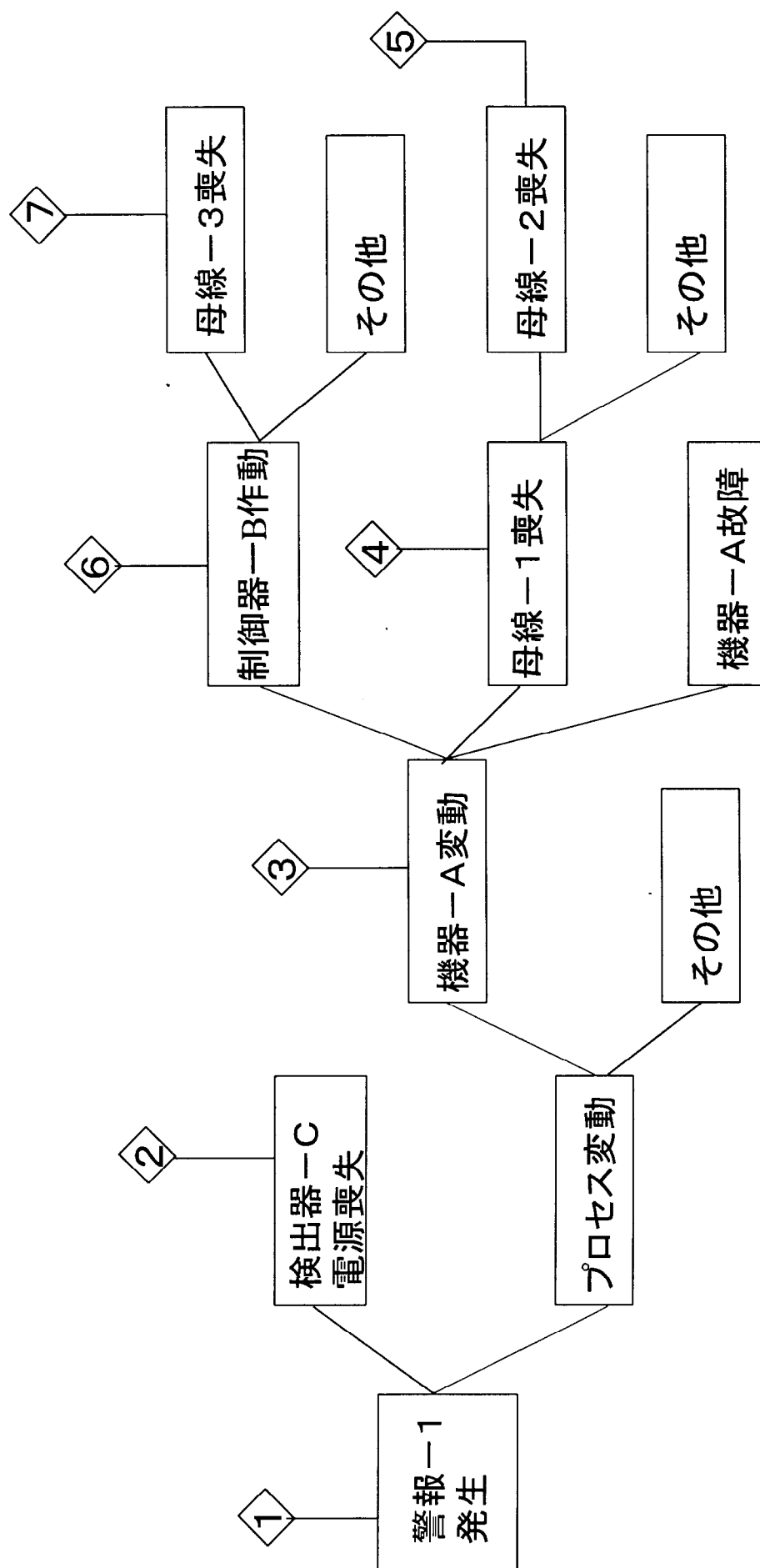


図 3-2 警報発生モデル

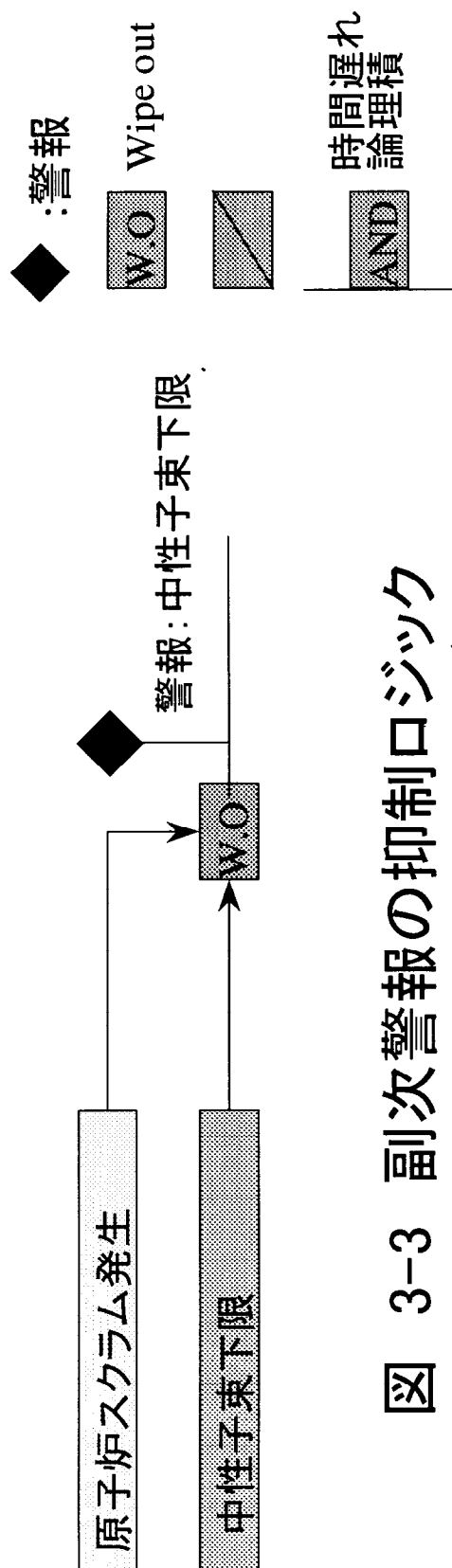


図 3-3 副次警報の抑制ロジック

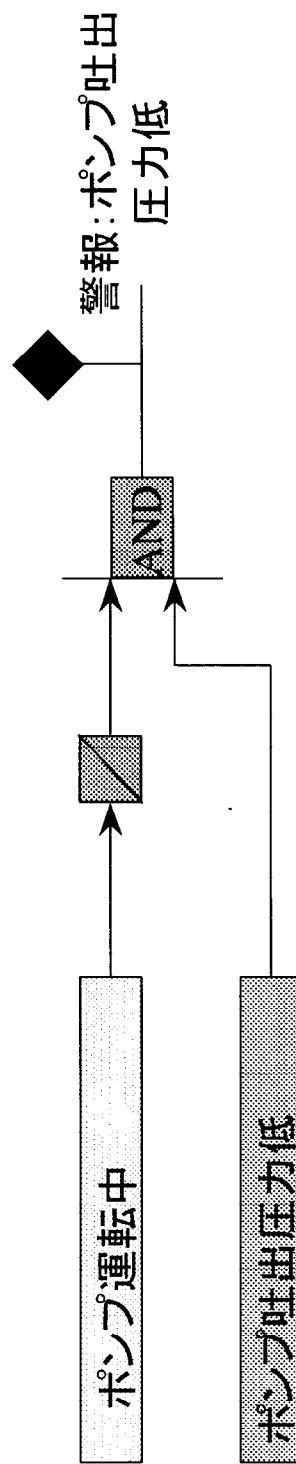


図 3-4 運転モードに依存する警報の抑制ロジック

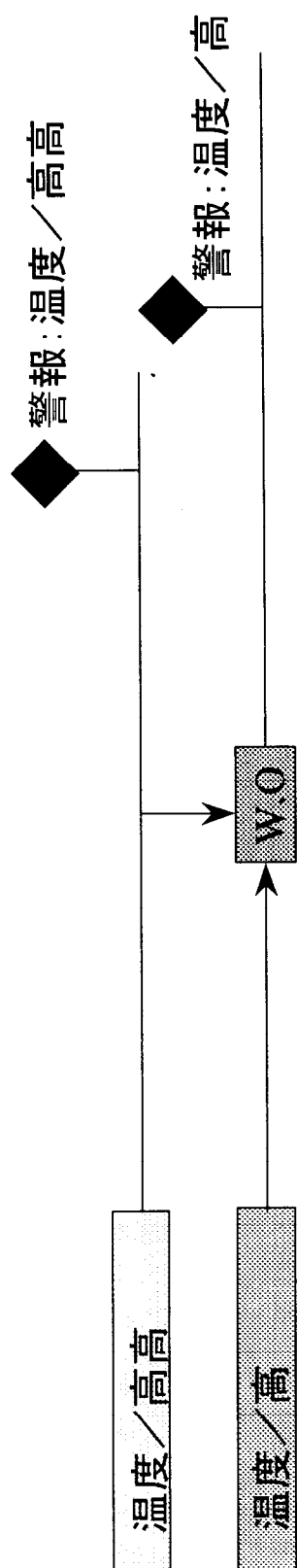


図 3-5 重複警報の抑制ロジック

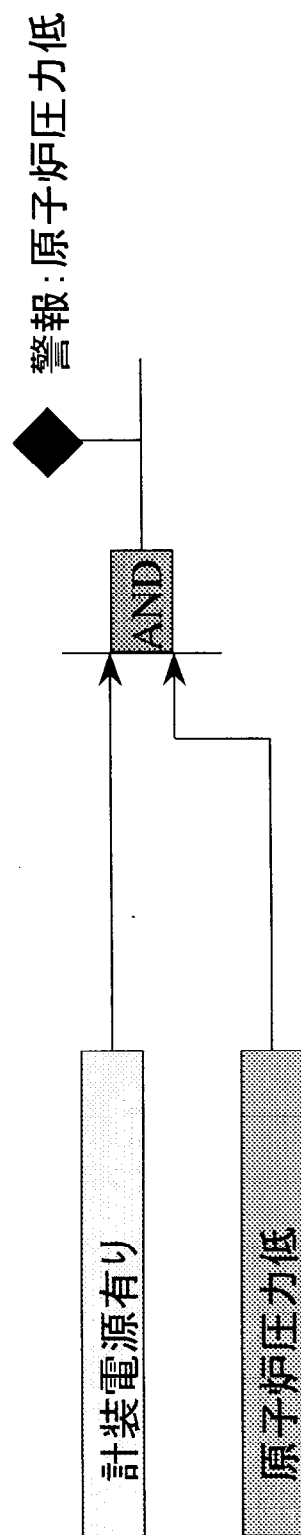


図 3-6 計装電源喪失に関する抑制ロジック

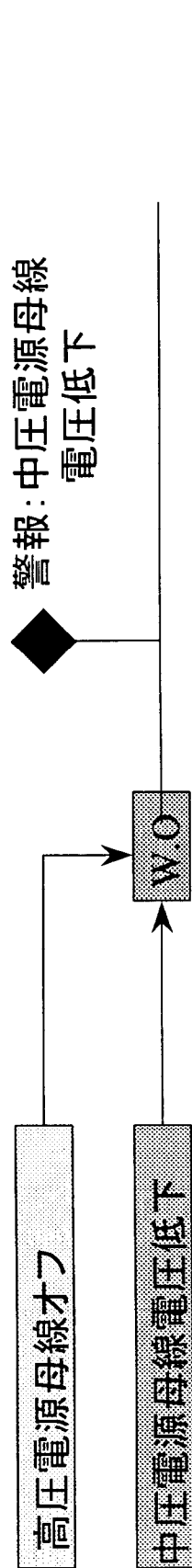


図 3-7 階層警報の抑制ロジック

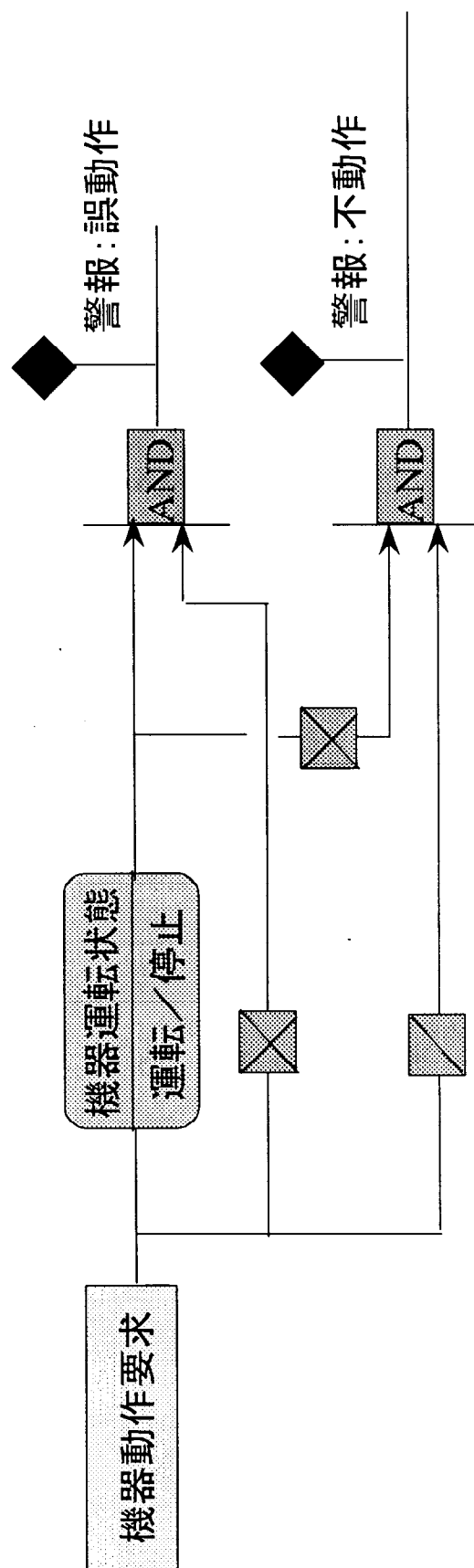


図 3-8 シーケンスモニタリング

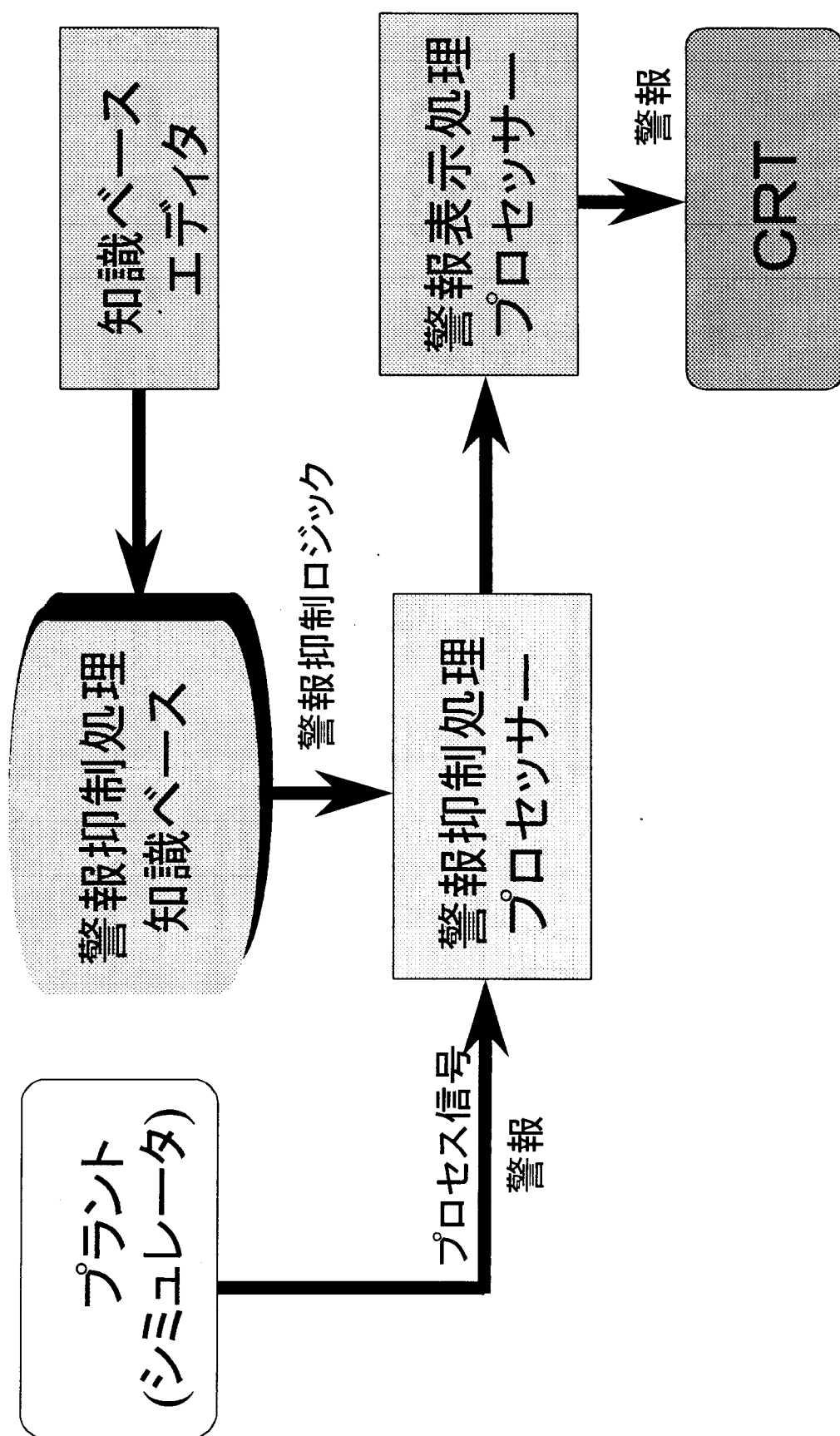


図 3-9 IAPSの機能構成

PLANT OVERVIEW

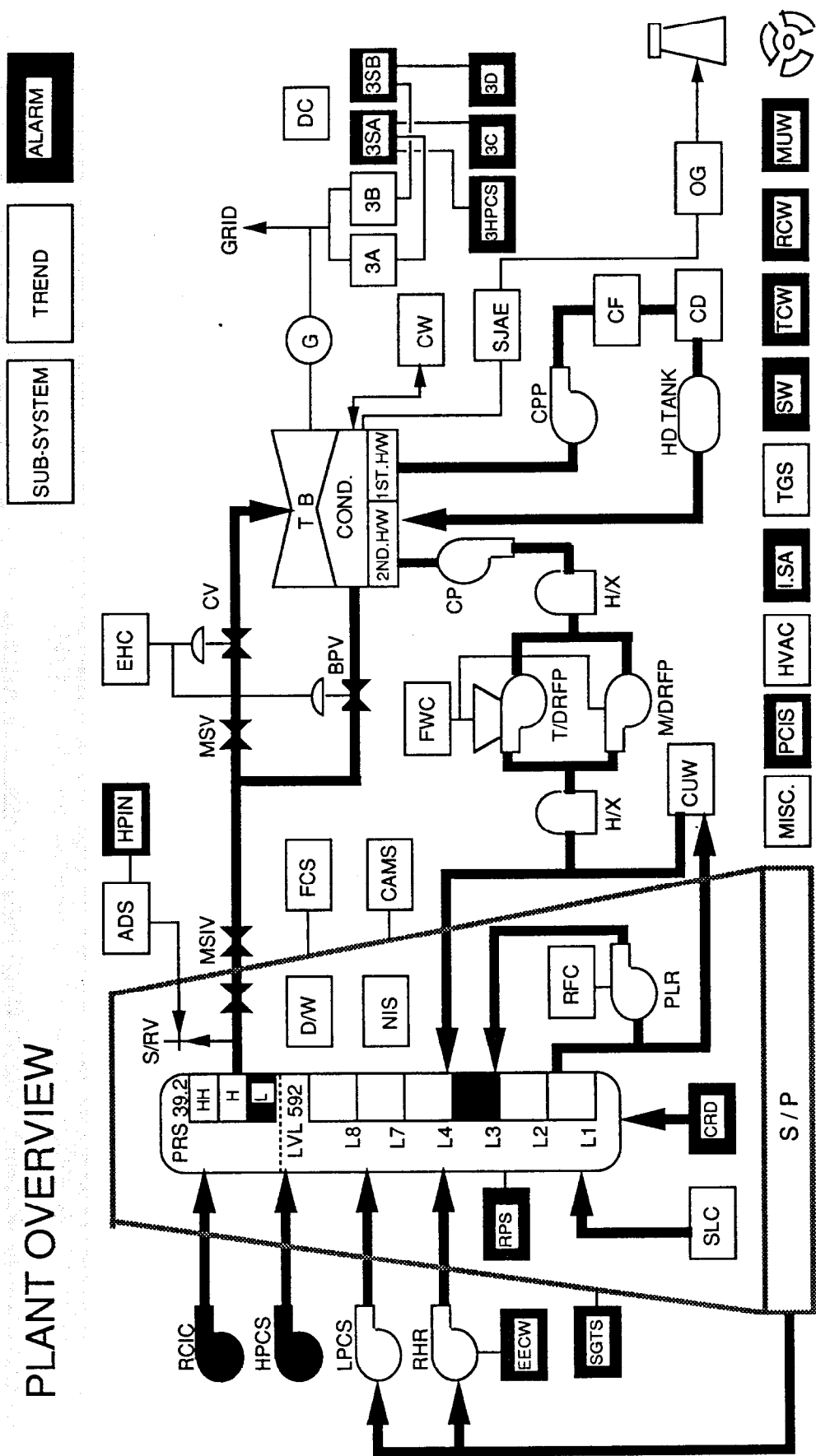


図 3-10 IAPS オーバービューディスプレイ

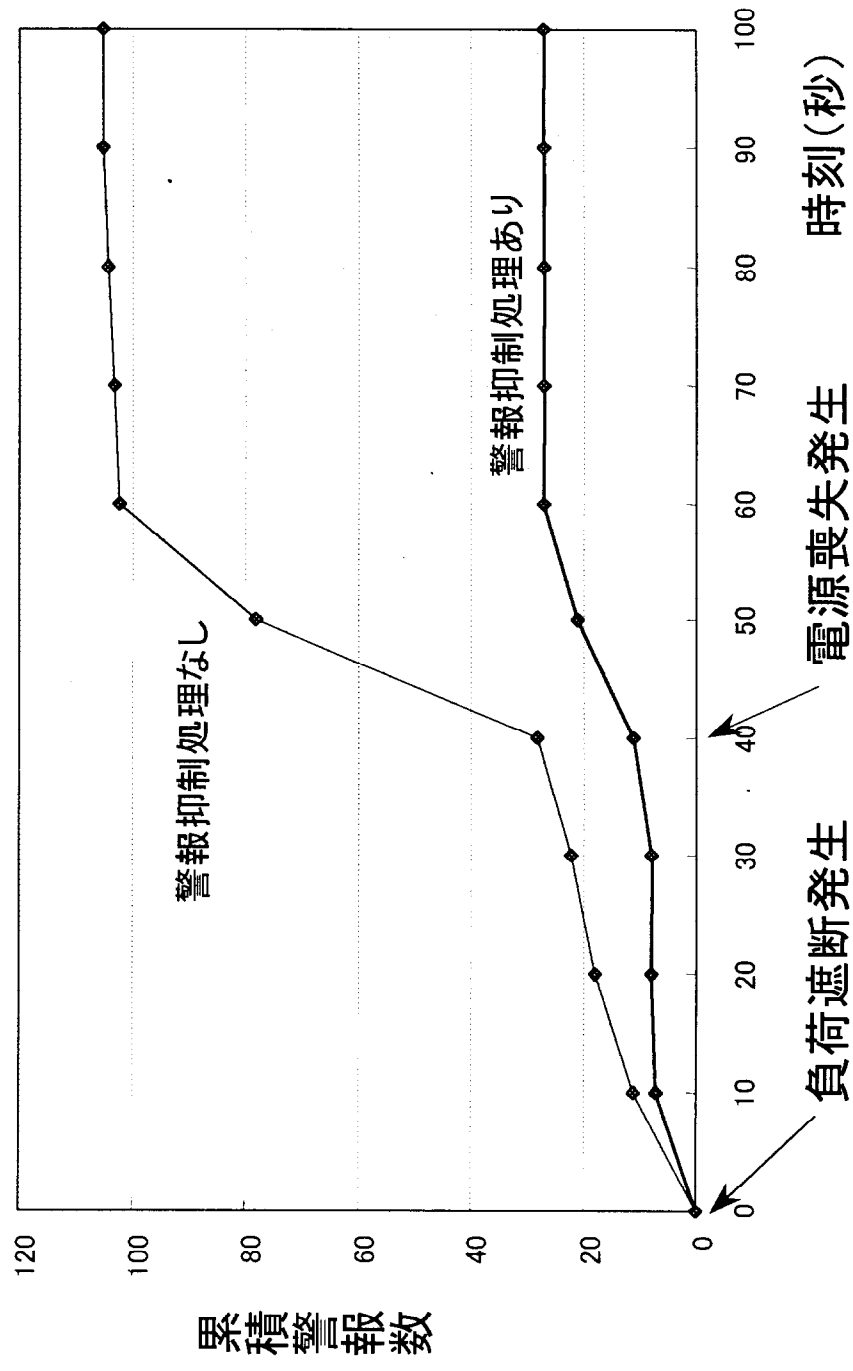


図 3-11 シミュレーションテスト結果(代表ケース)

第4章 故障診断モデルによるルールベース行動対応の運転支援

4. 1 序

原子力発電プラントの運転の安全性、信頼性確保の観点から、制御盤などのヒューマンインタフェース設計の重要性は、かねてから指摘されている。人間工学的な観点から言えば、プラントで発生する種々の状況が運転クルーに的確に伝えられ、運転クルーが的確な対応行動が取れるようにヒューマンインタフェース（CRT、指示計、記録計、警報、操作スイッチなど）が設計されているか否かが重要であり、これまで多くの研究者が様々な努力を行ってきた⁽²⁾、

(3)、(5)-(8)。

第3章では、特に運転員の階層的な行動の第1段階であるスキルベース行動対応の支援として、プラントで発生する多数の警報処理技術とその検証結果について述べた。本章では、運転員行動の第2段階である、ルールベース行動対応の支援技術について述べる。

スキルベース行動は、どちらかと言えば簡単で条件反射的な行動で、認知モデル上ではショートカットされた行動であり、比較的短時間の対応を要求される行動である。

これに対してルールベース行動は、種々の手順書・規則などに基づく行動の総称であり、スキルベース行動よりは対応が複雑であり、運転クルーには、プラント構成機器の故障などによる異常の検知、異常原因の同定などプラント状態の解釈、その結果に基づき対応行動を決定するために適用すべきルールを選択などが要求される。

一般に原子力プラントは、数十以上の系統から構成されており、各系統にはポンプ・バルブ・タンク・配管などの主要機器が多数含まれ、その数はプラント全体としては千を越している。最近のプラントでは、計測される流量・圧力・温度・中性子束などのプロセス信号や、ポンプの運転/停止・バルブの開

／閉などを示す接点信号の合計は1万点に近い。

ひとたびプラント構成機器の故障などにより異常が発生した場合、運転クルーはこれらの信号を適切に処理・判断し、速やかな異常検知・異常原因の同定と必要な対応処置の速やかな実行が要求される。これらの行動がスムーズに実行されないと、プラントは計画外停止に至る事となる。

従って、運転クルーに要求される上記の役割を支援するために、ルールベース行動対応の運転支援システムでは、プラント運転状態における機器の故障等に起因する異常の早期検知機能、異常原因の同定機能、プラント状態を回復させるための運転操作手順のガイド機能などが必要となる。

これらの機能により運転員の役割の一つである「異常発生の予防とその影響の軽減」に対しての支援を達成し、原子炉スクラムの回避とプラント運転の継続を図ることができる⁽¹⁾。

上記のシステムを実現する上で重要な技術課題は以下の3点である⁽⁴⁾。

(1)本システムを実用に供するためには、カバーすべき事象として過去にプラントで発生した代表的な故障事例を含む事に加えて、過去に発生していなくても設計上考え得る故障事象を体系的に分析し含む事など、システムの対象とする事象の網羅性についての追求が重要である。

しかしながら従来の診断システム、エキスパートシステム等は、プロトタイプとして限られた事象のみを対象として開発されているケースが多い⁽¹⁰⁾⁻⁽¹²⁾。

(2)本システムは、プラントとオンラインで接続され、機器の故障等に起因する異常の早期検知、異常原因の同定、運転操作手順のガイドなどの情報をリアルタイムで運転クルーに提供する事により、原子炉スクラムの回避、プラント運転の継続などの効果を狙っている。従って、プロセス信号などの大量のデータを高速で処理する技術開発が必要である。

従来の診断システム、エキスパートシステム等は、限られた事象のみを対象としているために、一部に高速化の努力はあるものの、データ処理の実時間性についての追求が少なく、実用規模のシステム構築の方法論としては不十分である⁽¹³⁾。

- (3)本システムは、運転支援システムとして設計し、運転員の役割の一つである「異常発生予防とその影響の軽減」に対しての支援を達成し、原子炉スクラムの回避とプラント運転の継続を図ることを目的としている。

従って実現されたシステムが、所定の目的を実現できたか否かについて、実機プラント運転員によるシステム評価試験を実施する事が重要である。

上記の技術課題を解決するための運転支援システムの設計について以下に述べる。まず4. 2節では、システムの対象とする故障事象を体系的に記述するために必要な知識の表現方法について述べる。4. 3節では、これらの故障知識を使い、リアルタイムで運転員への支援情報を提供できる異常診断システムの構成について述べる。4. 4節では、異常診断システムのシミュレーションテストの結果について述べ、本章の結論を4. 5に述べる。

4. 2 故障記述モデルの知識表現

本論文で提案するルールベース行動対応の運転支援システム（ROSS: Rule-based Operator Support System）では、プラント運転状態における機器の故障等に起因する異常の早期検知機能、異常原因の同定機能、プラント状態を回復させるための運転操作手順のガイド機能などを有し、これらの機能により運転員の役割の一つである「異常発生予防とその影響の軽減」に対しての支援を達成し、原子炉スクラムの回避とプラント運転の継続を図ることを狙っている。

本節では、上記の機能を実現する上での中枢部分である故障記述モデルの知識表現方法について述べる。

一般的に、故障診断を目的としたエキスパートシステムなどでは、診断のための知識は、対象領域の専門家の診断経験などのヒューリスティックスに負うところが大きく、“浅い知識”と呼ばれる。このようなヒューリスティックスに基づく診断は、経験事象に対しては適用性が高く有効である反面、未経験事象に対しては、適用する事ができない。

このような欠点を補うために、対象システムの特性や機能に代表される“深い知識”に基づく診断方法が提案され、部分的に適用され始めている^{(14)~(16)}。

“深い知識”をベースにした診断方法は、事前に故障事象を想定しないために、“浅い知識”に基づく方法に比べて未経験事象に対する適用性は高いが、その反面で事前に故障事象を想定しないために診断処理をする場合には、知識ベース全体をサーチする必要があり、診断処理に要する時間が多く必要となる。このために既に述べたようにプラント全体など大規模なシステムをリアルタイムで診断するような場合には適さない。

本論文で提案する故障診断モデル(FDM:Failure Diagnosis Model)を用いた診断方法は、上記で述べた、“浅い知識”を利用した診断と“深い知識”を利用した診断との両方法の欠点をカバーするものである。

即ち、未経験事象を含む事象を診断対象として広範囲にカバーするために、各系統機器の機能・構造などの設計知識を利用するが、このままの形では、診断処理などに要する時間が大きいために、設計知識をベースに、事前にF T A、F M E Aを実施し、故障診断モデル(F D M)として構築した。いわば設計知識を基に故障解析を行い処理効率を高める工夫をした。

F D Mは、プラントに何らかの異常が発生した場合の事象間の因果関係をロジックツリー状に表現したものであり、プラントを構成する各系統に含まれる多数の機器の異常事象をモデル化した。

通常この種のロジックは、過去の経験事象をベースに“浅い知識”としてヒ

ユーリスティックに開発する事が多いが、先に述べたように、この方法では未経験事象に対して対応する事ができない。そのために本論文では、経験事象に限定せずに、すなわち”深い知識”に相当するプラントの構成・機能に関する設計知識をベースにFDMを開発した。以下に開発手順を示す。

- (1)対象系統・機器の選定
- (2)フォールトツリー解析(FTA:Fault Tree Analysis)
- (3)故障モード影響分析(FMEA:Failure Mode and Effects Analysis)
- (4)故障ロジックの開発
- (5)FDM基本構造の決定

(1)対象系統・機器の選定

先に述べたように、本システム（ROSS）では、運転員の役割の一つである「異常発生予防とその影響の軽減」に対しての支援を実現するために、原子炉スクラムの回避とプラント運転の継続を図ることを目的としている。

この目的を実現するための第1段階として、ROSSとしてカバーすべきプラント系統・機器を選定するために、過去に発生した国内BWRプラントのスクラムに至った異常事象を資源エネルギー庁編発行の運転管理年報を調査した。その結果、異常原因としては、検出器・スイッチ類の故障、誤動作が最も多く全体の約30%を占める。いずれもプラントインターロック・制御系に関連した重要な信号であり、FDM開発では機器のこのレベルまでの詳細さを扱うべき必要のある事が分かった。また誤操作に代表されるヒューマンエラーや給水制御系の故障が多い事が判明した。

これらの調査結果から、ROSSでは対象系統として、給水制御系など原子炉スクラムに影響を与える重要な系統を含むべきである事、対象機器としては、ポンプ・バルブなどに加えて、インターロックや制御系のフィードバック信号などに関連する検出器を含むべきである事が判明した。

R O S Sの対象系統は、上記の調査知見を含め、後述するF T AやF M E Aの結果を含めて決定する。

(2)フォールトツリー解析

R O S Sは、原子炉スクラムの回避とプラント運転の継続を図ることを目的としている。このために対象とするトップ事象としては、表 4-1 に示すようにプラント安全設計の観点から、原子炉運転中にスクラムに至る7事象と部分負荷運転に至る原子炉出力低下事象とを設定した。原子炉スクラムの要因としては、この他に「地震加速度大」「放射能高」等があるが、これらはプラント運転継続のための回避操作がないためにR O S Sの対象からは除外した。

表 4-1 に示すトップ事象に関わるプラント系統として表 4-2 に示すプラント系統を抽出し、これらをR O S Sの対象系統とした。

次にこれらのトップ事象を引き起こす原因となる異常事象の因果関係を明かとするためにトップダウン的にF T Aを実施し、系統レベルから機器レベルの故障まで順次階層的に故障分析を行った。

原子炉スクラムの1要因である「原子炉水位低（レベル3：L 3）」をトップ事象とする因果関係の例を図 4-1 に示す。原子炉水位が低下する要因としては、給水流量減少、炉心ボイド量の減少によるスウェリング効果、配管破断による原子炉冷却材喪失が考えられる。

次に給水流量減少の要因としては、給水制御系の故障、給水系・復水系の異常などがある。ボイド減少の要因としては、再循環系・再循環制御系の故障、給水加熱器の故障、圧力制御系の異常等が考えられる。

この様に事象の因果関係をフォールトツリーとして順次下位（原因側）に展開する事によりF D Mの基本構造が明かとなる。

(3)故障モード影響分析 (FMEA: Failure Mode and Effects Analysis)

上記の F T A は、結果事象から原因事象にトップダウン的に展開する手法であるが、他方 F M E A は、原因事象のもたらす結果事象への影響をボトムアップ的に分析する手法であり、これらを相互補完的に実施する事により、抜けのない体系的な事象分析が可能となる。従って本論文では、F T A と F M E A とを併用してその結果を F D M 開発に反映した。

F M E A では、各系統を構成する機器について種々の故障モードを想定し、機器の機能・故障形態・故障原因・系統への影響・回避手段などを分析する。これらはいずれも後述する F D M の基本構造の重要な要素である。

制御棒駆動系を対象とした F M E A の例を表 4-3 に示す。

(4)故障ロジックの開発

機器の故障を同定するロジックは、プラント内の各系統間で統一的・体系的に開発する必要がある。このために、図 4-2 に示す典型的な機器モデルを考える。

一般的に機器の故障とは、機器の構成要素が何らかの理由により機能喪失した状態と考える事ができる。機能喪失を含む、一般的な機器の運転状態は、構成要素に対する入力信号（要求信号）と出力信号（応答信号）との関係から、図 4-3 に示す様に以下の 3 項目に分類される。

- 1) 正常運転・・・正常な要求信号に対して機器が作動し、応答信号が得られている状態
- 2) 誤作動・・・正常な要求信号がないにも拘らず機器が作動し、応答信号が得られている状態
- 3) 不作動・・・正常な要求信号があるにも拘らず機器が作動せず、応答信号が得られていない状態

った場合に各ノードは、アクティブ（活性化）状態となる。従って各ノードの状態をトレースする事により事象シーケンスがどこまで進行しているかが把握できる。

図4-4は、FDMの一般形を示し、図4-5は、沸騰水型原子力プラントにおける給水・復水系統を対象としたFDMの部分例を示したものである。

4. 3 異常診断システム

4.3.1 ROSSの構成

ROSSの機能構成を図4-6に示す。全体は、プラントからのプロセス情報をオンライン・リアルタイムで処理するオンラインプロセッサ（プリプロセッサ・診断プロセッサ・表示プロセッサから構成）と、オンラインプロセッサで使用する各種の知識ベースをオフラインで編集する知識ベースエディター（KBE）とから構成した。

ROSSで利用する知識は、段階的に拡張するために、知識ベースの拡張性・保守性を考えて、一般的な知識処理システムと同様に、知識ベース部分とその処理部分は分離した構成とした。

(1)プリプロセッサ

プリプロセッサは、プラントからのプロセス信号や機器の状態信号などを一定時間でサンプリングしセンサーバリデーションチェックを行う。サンプリング時間は、プロセス信号の応答時間を考慮してアナログ信号では、1秒毎に、デジタル信号では、状態変化があった信号に対して0.25秒毎とした。

アナログ信号に対しては、予め信号毎に決められた上下限の閾値との比較を行うリミットチェック法により、通常状態からの変化の有無を判断する。変化検出のための閾値は、各信号の通常状態での変動幅が大きい信号では数%

ある事を考慮して、初期設定としては通常値（平均値）の $\pm 10\%$ とした。例えば通常運転中での信号の平均値が1.0の場合、初期設定値は上限閾値が1.1、下限閾値が0.9である。

機器の運転状態（例えば、ポンプの運転／停止、バルブの開／閉など）に応じて値が大きく変化する信号に対しては、機器状態に応じて閾値を変化させる必要があり、例えばポンプ吐出圧力信号等については、ポンプの運転／停止状態に応じて閾値を動的に変化させた。

一方、制御系に関連する信号については、強い非線形性と負のフィードバックがあるために単純なリミットチェック法だけでは正しい判断ができないために、モデル比較法を導入した。モデル比較法は、対象系（例えば制御系）の動特性を物理モデルとして記述しておいて、物理モデルの入出力信号の値を実際のプロセス信号と比較して変化を検出する手法である。対象系の特性が物理モデルで記述できる場合には有効な方法と言われており、本論文では、特にフィードバックの影響が大きい給水制御系に対してモデル比較法を適用し妥当な結果を得た。

(2)診断プロセッサ

閾値を越した信号をプリプロセッサから通知され、診断プロセッサの中の故障診断モジュールでは、故障ロジックの成立の真偽を評価する。故障ロジックは、知識ベースエディター（KBE）により事前に高速のオンライン処理に適した形式に変換し、故障同定ルール（FIR:Failure Identification Rule）として格納した。

故障伝播予測モジュールでは、故障診断モジュールからの診断結果を受けて、故障伝播ツリー（FPT:Failure Propagation Tree）をトレースして故障事象の進展を予測する。FPTは、先述のFDMを高速のオンライン処理に適した形式にKBEによって変換したものである。

論理演算子により結合されたロジックツリーであるFPTは、多くのカットセットに展開できる。1つのカットセットは、1つの故障原因に端を発し頂上

事象（原子炉スクラムなど）に至る事象シーケンスで、事象の時間的な変化を記述した事象ノードの集合体と考える事ができる。従って、F P T 自体は、以下に示す様に複数のカットセットの集合体である。

$$C = \bigcup_{k \in L} C_k(J) \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (1)$$

C : F P T 内の全カットセット

$C_k(J)$: J 個のノードを含む k 番目のカットセット ($k \leq L$)

L : C 内のカットセット数

$$C_k = \left(\bigcap_{p \in J_p} N_{kp} \right) \bigcap \left(\bigcap_{m \in J_m} N_{km} \right) \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (2)$$

N_{kp} : k 番目のカットセットに属する p 番目のプライマリーノード

N_{km} : k 番目のカットセットに属する m 番目の中間ノード

$$J = J_p + J_m \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (3)$$

$$C_k(J') = \left(\bigcap_{p \in J'_p} N_{kp} \right) \bigcap \left(\bigcap_{m \in J'_m} N_{km} \right) \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (4)$$

$$J'_p \leq J_p \quad J'_m \leq J_m$$

部分カットセットを導入した理由は、動的に変化するプロセス状態とカットセットを適合させ、事象の最前線を評価するためである。即ち、前記のように、1つのカットセットは、1つの故障原因に端を発し頂上事象（原子炉スクラムなど）に至る事象シーケンスで、事象の時間的な変化を記述した事象ノードの集合体であり、カットセット内の事象ノードの生起には、事象の進展に伴う時間差が生じる。従って、1つのカットセットの全てのノードがアクティブと

なるのではなく、刻々と変化するプロセス状態の進展に適合する部分カットセットのみがアクティブとなる。たとえば、一つのカットセットの中で、全てのプライマリーノードと、ある段階までの中間ノードがアクティブとなった場合、当該の部分カットセット（ $C_k(J')$ ）は、プロセス状況に整合した故障事象シーケンスであり、 $C_k(J')$ の最上位ノードが、事象の最前線である。従って、当該最上位ノードのファーザーノードが、次に生ずるであろう事象ノードに対応しており、故障伝播の予測ノードに相当する。

運転ガイド生成モジュールは、前記の最上位ノードに付されたメッセージ番号に対応した運転手順を、予め格納しておいた運転手順ライブラリーから選択し、運転員に提供する。

(3)表示プロセッサ

故障原因を記述した診断メッセージとプラントへの外乱の影響を緩和するための運転ガイドメッセージは、前記の診断プロセッサから提供される。表示プロセッサは、CRT表示装置を利用して、これらのメッセージをリアルタイムで表示するとともに、故障に関連するプラント機器を含むプラント系統図上で、故障機器を赤色で表示する事により運転員への視認性を高めている。

CRTに表示される各種のメッセージの制御、即ち表示／消去／表示色の色替えは、各メッセージ毎に設定した、2つの条件により制御した。一つは、タイミング条件（ T_m ）であり、他の一つは完了条件（ C_o ）である。タイミング条件は、メッセージ表示の有無を制御し、完了条件は、メッセージの表示色を制御する。図4-7は、表示メッセージの状態遷移を示したものである。

例えば、メッセージが何も表示されていない状態からスタートし、 $T_m : \text{True}$ 、 $C_o : \text{True}$ 、ならばメッセージは、事前に設定した色（赤、黄、青）により表示され、 $T_m : \text{True}$ 、 $C_o : \text{False}$ 、ならば、メッセージは、緑色表示となる。各メッセージの表示色と色替えの考え方を、表4-5に示す。

(4)知識ベースエディター

知識ベースエディターは、ROSSがオンライン・リアルタイムで使用する大量のデータを編集するためのオフラインツールであり、コンパイラの役割を果たすものである。入力されたデータは、構文的なエラーチェックを行った後に、コンパイルされデータベースとして格納される。

4.3.2 運転操作ガイドの考え方

先に述べたように、ROSSでは、運転員の役割の一つである「異常発生の予防とその影響の軽減」に対しての支援を実現するために、原子炉スクラムの回避とプラント運転の継続を図ることを目的としている。

そのために、機器の故障診断結果に基づきプラント運転を継続するための運転操作ガイドを運転員に提供する。上記の目的を達成するために開発した運転ガイドは以下の考え方に従って開発した。

まず故障発生時の運転目標は、異常の緩和であり、運転ガイドは次の2項目の観点から提供する。

1)プラントシステム機能の回復

(例) 待機系機器の起動, 制御機器の手動制御など

2)スクラム回避

(例) 原子炉出力の低減, 漏洩配管の隔離など

次に、故障の影響が緩和できた場合は、運転目標は故障機器の保守であり、運転ガイドは、機器の保護（例えば、故障機器の隔離）と機器保護後の標準的な運転手順を提供する。故障機器の原因が除去された場合は、当該機器の再起動がガイドされる。さらに、運転管理基準や緊急時運転手順の観点から運転継続が許されない場合には、プラント停止のための運転ガイドを提供する。

以上述べた運転ガイド提供の考え方を図4－8に示す。

図4－9は、給水制御系によって制御される給水タービン－A（R F P T－A）が低側に故障した場合の運転ガイドの例を示したものである。最初の段階は、R F P Tの機能代替として、予備機器である電動機駆動給水ポンプ（M D R F P）の起動をガイドする。M D R F Pが利用できない場合には、原子炉水位の低下を防止するために原子炉出力を低下させる運転ガイドを提供する。以上の運転ガイドに従った運転操作が効を奏して原子炉水位の低下が回復したら、故障により機能喪失したR F P T－Aをトリップさせると共に、吐出弁を閉じドレン弁を開ける運転ガイドを提供する。

上記の運転ガイドは、プラント状態に適合して運転員に提供されるべきで、このために各運転ガイドには、提供されるべき条件が予めロジックとして記述されている。表4－5は、ロジック表現のための演算子を示し、図4-10は、一部の演算子を図示したものである。図4-11は、これらの演算子を用いて表現した運転ガイドの例である。

4. 4 シミュレーションテスト

4.4.1 テスト環境の整備

沸騰水型原子力プラント（1 1 0 0 Mwe）を対象に、プラントで使用されているプロセス計算機と同種の計算機を利用して4. 3節で述べた運転支援システム（R O S S）を開発した。R O S Sの有する知識データベースの実装規模としては、故障原因メッセージは、約 1,200、状態メッセージは、約 800、運転操作ガイドメッセージは、約 1,000、F D Mのノード数は、約 2,600、故障同定とメッセージ表示色制御ロジックは、約 8,000 であり、R O S Sが対象と

するプラント全体の機器を十分にカバーした実用的な規模である。

本システムが運転員の支援を目的としていることから、テスト環境として現実の制御室に類似した実地的な制御室を準備した。

(1) 制御室と制御パネル

実機の沸騰水型原子力プラント（BWR：1100Mwe）制御室をモデルに実験用制御室と制御パネルを試作した。実験用制御室は、主パネル、非常時炉心冷却システム（ECCS）パネル、タービン・発電機（BOP）パネル、および当直長用のコンソールから構成した。各制御パネル上の7台のCRT表示装置は運転員への情報提示手段として使用する。運転員クルー間の共通情報をアクセスする手段として大型スクリーン表示装置を主パネルの後に設置し、制御室のどの場所からもアクセスできる設計とした。制御パネル上には操作スイッチ、警報表示窓、ページング装置を装備した。

(2) シミュレータ

現実的なプラント条件を作るため、実際の運転訓練シミュレータを基にフルスコープのBWRシミュレータを開発した。現実の1100MWe BWR発電プラントをモデルとした実時間シミュレータである。プラントインタロックは詳細なプラントのマルファンクションを発生できるように、リレー装置のレベルまで模擬している。

4.4.2 シミュレーションテスト結果

検証の目的は、ROSSの性能を評価することであり、上記の検証環境下で、ROSSとシミュレータとを接続し、2ステップに分けて実施した。

第1ステップは、機能検証試験であり、システム機能および知識データベースが設計通りに機能することを明らかにする事が目的である。第2ステップは、有効性検証試験であり、R O S Sが提供する故障診断メッセージや運転ガイドメッセージが運転員にとって有効であるか否かを明らかにする事が目的である。

第1ステップの機能検証試験では、実際に発生した事象や考える事象を想定して、合計で300ケース以上の過渡事象をシミュレータで模擬し、システム機能および診断ロジックなどが設計通りに機能することを明らかにした。

表4-6に機能検証試験項目の例を示す。

第1ステップが終了した後に、機能検証試験に使用した過渡事象の中から、プラントへの影響度が大きい約100ケースを選定し、実プラントの運転知識を有する技術者により第2ステップの有効性検証試験を行った。この内10ケースは、実プラントの運転員による検証試験を実施した。運転員は、全体で9クルーであり、1クルーは、当直長・主任・原子炉運転員・タービン／発電機運転員の4人構成である。

有効性検証試験の例として、実プラント運転員による2ケースを示す。

(1) 過渡事象 A

第一の過渡事象は、給水制御系の中のタービン駆動給水ポンプ（T D R F P）制御装置の故障である。事象の進展に対応するC R T画面例を図4-12に示す。図4-13には、事象の進展に伴うプラント状態の推移・R O S Sからのメッセージ・運転員の操作などを示す。

プラントの初期状態は、100%定格運転であり、2台のタービン駆動給水ポンプ（T D R F P - A、B）が運転中であり、予備の2台のモーター駆動給水ポンプ（M D R F P - A、B）が待機状態にある。T D R F Pは、給水タービン（R F P - T）によって駆動され、そのスピードは、給水制御系の中のタービン駆動給水ポンプ（T D R F P）制御装置によって制御される。

A系のタービン駆動給水ポンプ（TDRFP-A）制御装置に故障が発生し、制御信号が低下し始めた時刻を起点とする。制御信号の低下によりRFP-Tのスピードが低下し、給水流量が減少し始める。主給水制御装置は、健全であり、TDRFP-Aの故障を補償するために、健全側のTDRFP-Bの制御信号が増加し給水流量の減少を補償するように作用する。しかしながら、TDRFP-Bの制御信号は、ポンプのランアウト防止のため上限値以上には増加できず、結果的にTDRFP-Aの現象を補償する事ができない。従って、給水流量は減少し、原子炉水位が低下し、適切な対応措置がタイムリーに取られないと原子炉スクラムに至る。

ROSSは、事象が始まってから約30秒後に原子炉水位の低下を検出し、同時にTDRFP-A制御装置の故障診断に成功している。これらの結果をCRT表示装置を介して運転員に直ちに提供するとともに、運転ガイドとして、「（予備の給水ポンプである）2台のMDRFP-A、Bの起動」を提供した。

運転員は、直ちに2台のMDRFPを起動し、その結果原子炉水位は、回復し原子炉スクラムは回避された。その後故障原因となったTDRFP-AにつながるRFP-T-Aを停止した。

一連の事象に対して、ROSSは、タイムリーで適切なメッセージを提供しており、運転ガイド情報を参考とした運転員の操作により不要な原子炉スクラムが回避された。

（2） 過渡事象 B

第二の過渡事象（過渡事象 B）は、複合した2つのマルファンクションを含んでいる。一つ目は、復水ヘッドタンク入口弁の閉鎖故障で、二番目のマルファンクションは、原子炉再循環系の制御ロジックの故障による自動ランバック不作動である。後述するように、第一のマルファンクションは、ホットウェルの水位低下を引き起こし、設定値以下にホットウェル水位が低下すると再循環系のランバックが発生する設計となっているが、第二のマルファンクシ

ンとして、ランバック発生の自動インターロックの故障を仮定して有るために、ランバックは発生しない。そのために、もし適切に対応操作が行われなければ原子炉はスクラムする事象である。

シミュレーションテストに使用したシミュレータのモデルプラントでは、復水は、第一ホットウェルから、3台の復水浄化ポンプにより、復水ヘッドタンクを経由し第二ホットウェルに移送させる設計となっている。第二ホットウェルからの復水は、3台の復水ポンプおよび、2台の給水ポンプを介して原子炉に給水される。

高出力運転状態で復水ヘッドタンクの入り口弁が閉鎖すると、第二ホットウェルへの復水供給がなくなり、その結果、第二ホットウェルの水位低下に至る。ホットウェルの水位低下が発生すると、復水ポンプがトリップすることにより、原子炉への給水が減少しその結果、原子炉水位低下により原子炉スクラムに至る。上記の事象の中で、スクラム回避手段としては、復水ヘッドタンクの入り口弁を手動で開けるか、あるいは再循環ポンプのランバックなどにより原子炉出力を低下させることである。

シミュレーション結果を、表4－7に示す。

R O S Sは、最初の故障発生後約10秒で、復水ヘッドタンク入り口弁閉鎖を検知し、手動で当該弁を開ける運転ガイドを表示した。運転ガイドに従って運転員は、手動開を試みたが、マルファンクションのために手動開はできず、第二ホットウェル水位は徐々に減少し、再循環ポンプランバックのインターロック設定値まで低下した。最初の故障発生から約60秒経過した時点で、R O S Sは、再循環ポンプランバック不作動の故障を検知しメッセージを表示すると共に、回復手段として再循環ポンプを手動でランバックさせる運転ガイドを表示した。運転員は、運転ガイドに従って再循環ポンプの手動ランバックを行い、その結果ホットウェル水位の低下が減少し、復水ポンプトリップは回避され、給水流量減少に至らず原子炉スクラムが回避できた。

4.4.3 テスト結果の評価

R O S S の性能を評価するために、実プラントの挙動を模擬できるプラントシミュレータとR O S S をオンラインで接続し、2ステップにおけるテストを実施した。

第1ステップの機能検証試験では、過去に実プラントで発生した事象や考える事象を想定して、合計で300ケース以上の過渡事象を対象に、システム機能および診断ロジックなどが設計通りに機能することを明らかにした。

特に、模擬対象とした全過渡事象に対して、R O S S の提供する診断メッセージ（異常検知・異常原因）・運転ガイドメッセージの内容の適切さを明らかにした。約300ケースの対象事象の中で、運転手順書に記載されている代表的な過渡事象（約30ケース）に対しては、運転手順書を参考に明らかにすることができたが、運転手順書には記載されていない残りの事象については、設計解析コードの利用や類似した過渡事象を参考として応答を明らかにした。

第2ステップでは、第1ステップが終了した後に、機能検証試験に使用した過渡事象の中から、プラントへの影響度が大きい約100ケースを選定し、実プラントの運転知識を有する技術者により第2ステップの有効性検証試験を行った。この内10ケースは、実プラントの運転員による検証試験を実施した。

有効性の検証では、既に第1ステップにおいて、表示内容の適切さが明らかにされている診断メッセージ（異常検知・異常原因）・運転ガイドメッセージが的確なタイミングで運転員に提供され、これらが運転支援情報として運転員の対応行動に有効であったか否かが論点である。

いずれの場合でもR O S S が提供するメッセージを利用した運転員の操作により、プラントの過渡事象は緩和され、初期の目標通りR O S S の有効性が明らかにできた。

図4-14は、有効性試験結果の例で、運転支援システムの有無による運転員の対応操作時間を比較した結果である。

異常を検知した後に、プラント状況を確認し、必要な運転操作を開始するまでの時間（対応操作時間）をROSSの有無により比較すると、最小時間の運転クルーでは、ROSSの有無による差は見られなかったが、最も時間を要したクルーおよび複数クルーの平均時間を見ても、ROSS有りの場合で対応操作時間が1分以上短いと言う結果が得られている。

また、運転クルー間の対応時間のバラツキ（最大時間－最小時間）に関しても、ROSSを利用しない場合は約150秒程度のバラツキが、ROSSを利用した場合は、30秒程度に小さくなる傾向が見られ、ROSSを利用した場合は、運転クルー間の対応時間を平均化する効果が見られた。

整定時間に差が見られるのは、対応操作を行う運転員のスキルの差および対象とした事象の複雑さ・応答時間の差に依るもので、例えば、給水系の故障などは事象の推移が比較的早く進行するが、補機ポンプ冷却水温度調整弁故障などの影響は比較的緩やかな事象推移となるためである。

一方、テストに参加した運転クルーへのアンケートによる主観的評価では、図4-15に示すように約8割以上が表示メッセージは理解しやすく表示内容は妥当である、運転支援システムは有効であると回答している。

4.5 本章の結論

本論文で提案するルールベース行動対応の運転支援システム（ROSS: Rule-based Operator Support System）では、プラント運転状態における機器の故障等に起因する異常の早期検知機能、異常原因の同定機能、プラント状態を回復させるための運転操作手順のガイド機能などを有し、これらの機能により運転員の役割の一つである「異常発生の予防とその影響の軽減」に対しての

支援を達成し、原子炉スクラムの回避とプラント運転の継続を図ることを狙っている。

上記のシステムを実現する上で重要な技術課題については、既に4. 1 序で述べたが、これらの課題への対応結果を以下に示す。

- (1)本システムを実用に供するためには、カバーすべき事象として過去にプラントで発生した代表的な故障事例を含む事に加えて、過去に発生していても設計上考え得る故障事象を体系的に分析し含む事など、システムの対象とする事象の網羅性についての追求が重要である。

本項目について、本論文では、過去に発生した事象を詳細に調査すると共に、1)プラントの運転継続に影響を与えるトップ事象を選定し、2)フォールトツリー解析を行うことにより、トップ事象を惹起する可能性のある系統・機器を体系的に導出し、3)当該機器の故障がプラントにいかなる影響を与えるかに関して故障モード影響分析を行い対象事象を決定した。

これらの手順により、R O S Sに実装した知識データベースの規模は、故障原因数（対象事象数）が約 1,200、運転操作ガイド数は、約 1,000 である。この規模は、R O S Sが対象とするプラント全体の機器を十分にカバーした実用的な値である。

- (2)本システムを、プラントとオンラインで接続し、機器の故障情報や運転ガイドなどの情報をリアルタイムで運転クルーに提供する事により、原子炉スクラムの回避、プラント運転の継続などの効果を狙っている。従って、プロセス信号などの大量のデータを高速で処理する、いわゆる実時間性に関する技術開発が重要である。

一般的に、故障診断を目的としたエキスパートシステムなどで利用される”浅い知識”は、経験事象に対しては適用性が高く有効である反面、未経験事象に対しては、適用する事ができない。このような欠点を補うために、対象システムの特長や機能に代表される”深い知識”に基づく診断方法が提案されている。本診断方法は事前に故障事象を想定しないため

に,” 浅い知識” に基づく方法に比べて未経験事象に対する適用性は高いが、その反面で事前に故障事象を想定しないために診断処理をする場合には、知識ベース全体をサーチする必要がある、診断処理に要する時間が多く必要となる。このために既に述べたようにプラント全体など、大規模なシステムをリアルタイムで診断するような場合には適さない。

本技術課題についてROSSでは、新たに故障診断モデルを開発し実時間性を実現できる方法を提案した。本論文で提案する故障診断モデルは、“浅い知識”を利用した診断と”深い知識”を利用した診断との両方法の欠点をカバーするものである。即ち、未経験事象を含む事象を診断対象として広範囲にカバーするために、各系統機器の機能・構造などの設計知識を利用するが、このままの形では、診断処理などに要する時間が大きいために、設計知識をベースに、事前にFTA、FMEAを実施し、故障診断モデル(FDM)として構築した。いわば設計知識を基に故障解析を行い、事前に“深い知識”を“浅い知識”にコンパイルする事により処理効率を高める工夫をした。

(3)本システムが所定の目的を実現できたか否かについて、実機プラント運転員によるシステム評価試験を実施する事が重要である。

本項目については、ROSSを設計製作した後、実プラント運転員(9クルー)による検証試験を実施した。その結果、当初の設計思想通り、ROSSは、プラント過渡時の運転支援システムとして、特にルールベース支援の観点から有効であることが明らかにできた。

今後は、本システムを実プラントへ適用し、経験を蓄積する事によりシステム全体の機能強化を図っていく事が望まれる。

第4章の参考文献

- (1) W.R.CORCORAN, N.J.PORTER, J.F.CHURCH, M.T.CROSS, and W.M.GUINN, "The Critical Safety Functions and Plant Operation", Nuclear Technology, Vol.55, Dec. (1981).
- (2) K.MONTA, S.FUKUTOMI, M.ITOH and I.TAI, "Development of a Computerized Operator Support System for Boiling Water Reactor Power Plants", ANS Topical Meeting on Computer Applications for Nuclear Power Plant Operation and Control, Pasco, USA, September (1985).
- (3) N.NAITO, A.SAKUMA, K.SHIGENO, and N.MORI, "A Real- Time Expert System for Nuclear Power Plant Failure Diagnosis and Operational Guide", Nuclear Technology, Vol.79, Dec. (1987).
- (4) N.NAITO et al., " Development of an Optimized Disturbance Detection System", presented at 2nd International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo, Japan, April 15-17, (1986).
- (5) A.B.LONG, "Computerized Operator Decision Aids", Nuclear Safety, 25, 4, 512 (1984).
- (6) C.H.MEIJER et al., " On- Line Power Plant Alarm and Disturbance Analysis System", EPRI-NP-1379, Electric Power Research Institute, April.(1980).
- (7) L.FELKEL, " The STAR Concept, Systems to Assist the Operator During Abnormal Events", Atomkernenergie, 45, 4, 252 (1984).
- (8) S.E.JOHANSON, " DASS: A Decision Aid Integrating the safety Parameter Display System and Emergency Functional Recovery Procedures", EPRI-NP-3595, Electric Power Research Institute,(1984).
- (9) S.GUARRO and D.OKRENT, " The Logic Flow-graph: A New Approach to Process Failure Modeling and Diagnosis for Disturbance Analysis Applications", Nuclear Technology, 67, 348(1984).
- (10) W.S.FAUGHT, " Functional Specifications for AI Software Tools for Electric Power Applications", EPRI-NP-4141, Electric Power Research Institute, (1985).

- (11) S.HASHEMI, “ Expert Systems Applications ton Plant Diagnosis and Sensor Data Validation”, presented at 6th Power Plant Dynamics, Control and Testing Symposium., Knoxville, Tennessee, April 14-16, (1986).
- (12) G REICHART, “ Development of Intelligent Operator Support Systems by GRS”, presented at International Topical Meeting on Advances in Human Factors in Nuclear Power Systems, Knoxville, Tennessee, April 21-23, (1986).
- (13) A.M.CHRISTIE et al., ‘ An Expert System for Real Time diagnostics and Control”, Proceeding of International Topical Meeting on Computer Applications for Nuclear Power Plant Operation and Control, Pasco, Washington, September 8-12, 1985, P.671, American Nuclear Society, (1986).
- (14) D.D.SHARMA et al., “ Intelligent Process Control Operator Aid - An Artificial Intelligence Approach”, presented at 6th Power Plant Dynamics, Control and Testing Symposium, Knoxville, Tennessee, April 14-16, (1986).
- (15) E.A.SCARI et al., “ A Fault Detection and Isolation Method Applied to Liquid Oxygen Loading for the Space Shuttle”, Presented at 9th International Joint Conference on Artificial Intelligence, Los Angeles, California, August (1985).
- (16) P.K.FINK et al., “ A general Expert System Design for Diagnostic Problem Solving”, IEEE Trans. Pattern Analysis Machine Intelligence, PAMI-7, 5, 553 , Sep.(1985).

表 4-1 ROSSの対象とするトップ事象

トップ事象		プラントへの影響
1	原子炉圧力 高	原子炉スクラム
2	原子炉水位 低	
3	中性子束 高	
4	主蒸気隔離弁 閉	
5	主蒸気止め弁 閉	
6	主蒸気加減弁 閉	
7	スクラム弁作動用空気圧喪失	
8	原子炉出力低下	部分負荷運転

表 4-2 ROSSの対象とするプラント系統

- | | |
|-------------|---------------|
| ◆ 原子炉系 | ◆ タービングランド蒸気系 |
| ◆ 冷却材再循環系 | ◆ タービン潤滑油系 |
| ◆ 制御棒駆動系 | ◆ 気体廃棄物処理系 |
| ◆ 制御棒駆動制御系 | ◆ 循環水系 |
| ◆ 原子炉冷却材浄化系 | ◆ 復水補給水系 |
| ◆ 主蒸気系 | ◆ 原子炉補機冷却系 |
| ◆ 補助蒸気系 | ◆ タービン補機冷却系 |
| ◆ 給水系 | ◆ 補機冷却海水系 |
| ◆ 給水加熱器ドレン系 | ◆ 圧縮空気系 |
| ◆ 給水加熱器ベント系 | ◆ 高圧窒素ガス供給系 |
| ◆ 復水系 | ◆ 再循環流量制御系 |
| ◆ 復水ろ過装置 | ◆ 給水流量制御系 |
| ◆ 復水脱塩装置 | ◆ タービン圧力制御系 |
| ◆ 復水器空気抽出系 | |

表 4-3 制御棒駆動系のFMEA分析例

機器名	機能	故障形態	故障原因	システムへの影響	影響回避手段	備考
サクションフィルタ (D003A-B) 制御棒駆動水 ポンプ (C001A-B)	駆動水圧系への異物の 混入を防ぐ	フィルタ差圧大	フィルタ目詰まり 入ロ・出口弁誤開	駆動水ポンプ吸込圧低	予備機に切替	1台常用、1台予備
		潤滑油圧力低	主油ポンプ故障 補助油ポンプ不動作	ポンプトリップ	予備機に切替	1台常用、1台予備
	復水貯蔵タンク及び復水脱 塩装置出口からの水を加 圧する	吸込圧力低	サクションフィルタ目詰り 吸込弁誤開 復水貯蔵タンク水位低	ポンプトリップ		
		潤滑油温度高	オイルクーラー故障 RCW系異常	ポンプ損傷		
		ポンプトリップ	誤動作 電源喪失 LOCA 吸込圧力低 潤滑油圧力低々	ポンプトリップ		
CRD駆動水ポンプ (C002A-B)	起動時及び潤滑油圧力低 時に潤滑油を確保する	ポンプ出口温度低	駆動水加熱器動作不良	D/W内のCRD配管の結 露		
		ポンプ出口温度高	駆動水加熱器誤動作	CRD水圧系機器の損傷	バイパス切替弁開	
	起動時及び潤滑油圧力低 時に潤滑油を確保する	不動作	誤操作 ポンプ故障 潤滑油圧検出器故障	潤滑油圧力低 →ポンプトリップ		
CRDポンプミニマム フローバイパス切替弁 (F129)	駆動水温度の異常上昇を 抑える	誤開放	誤操作 CRD駆動水加熱器出口 温度検出器故障 弁故障	駆動水温度低	前後弁 閉	
		誤閉鎖	温度検出器故障 弁故障	駆動水温度高	バイパス弁 開	

表 4-4 提供メッセージの表示色

メッセージ分類	表示色	表示色の変更
プロセス表示 (異常状態)	赤色	正常状態に復帰した時点で 消去
プロセス表示 (注意状態)	黄色	正常状態に復帰した時点で 消去
インターロックの 確認	水色	一定時間後に緑色に変更
運転ガイド	水色	運転操作が実行された時点 で緑色に変更
故障原因	黄色	故障原因が除去された時点 で消去

表 4-6 ROSSの機能検証項目例

原子炉系	復水系	原子炉補機冷却系
主蒸気隔離弁閉	復水ポンプトリップ	1次側冷却水ポンプトリップ
逃し安全弁閉	復水ポンプ吸い込み弁閉	2次側冷却水ポンプトリップ
冷却材再循環系	復水浄化ポンプトリップ	タービン補機冷却系
MGセット駆動モータートリップ	ホットウエル水位制御器故障	補機冷却水ポンプトリップ
再循環ポンプトリップ誤作動	復水ヘッドタンク入り口弁閉	冷却水温度調節弁閉
原子炉冷却材浄化系	復水器空気抽出系	再循環流量制御系
浄化系ポンプトリップ	空気抽出器作動蒸気圧力調節弁閉	主制御器故障
吸い込みライン調節弁閉	空気抽出器第2段空気入り口弁閉	速度制御器故障
非再生熱交換器冷却水温度高	給水加熱器ドレン系	給水流量制御系
復水ろ過装置	湿分分離器ドレン水位制御器故障	主制御器故障
復水ろ過装置入り口弁閉	給水加熱器ドレン水位調節弁閉	M/A制御器故障
復水脱塩装置	高圧給水加熱器リーク	原子炉水位信号異常
復水脱塩装置入り口弁閉	低圧給水加熱器配管破断	タービン圧力制御系
主蒸気・補助蒸気系	タービングラウンド蒸気系	圧力制御器故障
主蒸気止め弁閉	蒸化器水位調節弁閉	蒸気加減弁サーボ故障
タービンバイパス弁閉	蒸化器発生蒸気圧力調節弁閉	タービンバイパス弁サーボ故障
給水系	循環水系	高圧制御油ポンプトリップ
給水ポンプタービントリップ	循環水ポンプトリップ	その他 負荷遮断
タービン駆動給水ポンプ吐出弁閉	くげ来襲	
高圧給水加熱器入り口弁閉	補機冷却海水系	
原子炉給水入り口弁閉	海水ポンプトリップ	

表 4-7 シミュレーションテスト結果

(復水ヘッドタンク入り口弁閉鎖＋再循環ポンプの自動ランバック不作動の例)

時刻(秒)	プラント状態	運転支援システムの提供情報			運転員操作
		プラント・機器状態	故障原因	運転ガイド	
0	故障発生				
10			復水ヘッドタンク入り口弁誤閉鎖	復水ヘッドタンク入り口弁手動開	復水ヘッドタンク入り口弁手動開操作
30		復水器第2ホットウエル水位低下			
60	復水器ホットウエル低警報(PLRポンプ自動ランバック設定点以下)	復水器第1ホットウエル水位増加 PLRポンプ A, B ランバック作動 原子炉出力低下	PLRポンプ A, B 自動ランバック不作動	PLRポンプ A, B 手動ランバック	PLRポンプ A, B 手動ランバック操作
90	プラント状態安定				

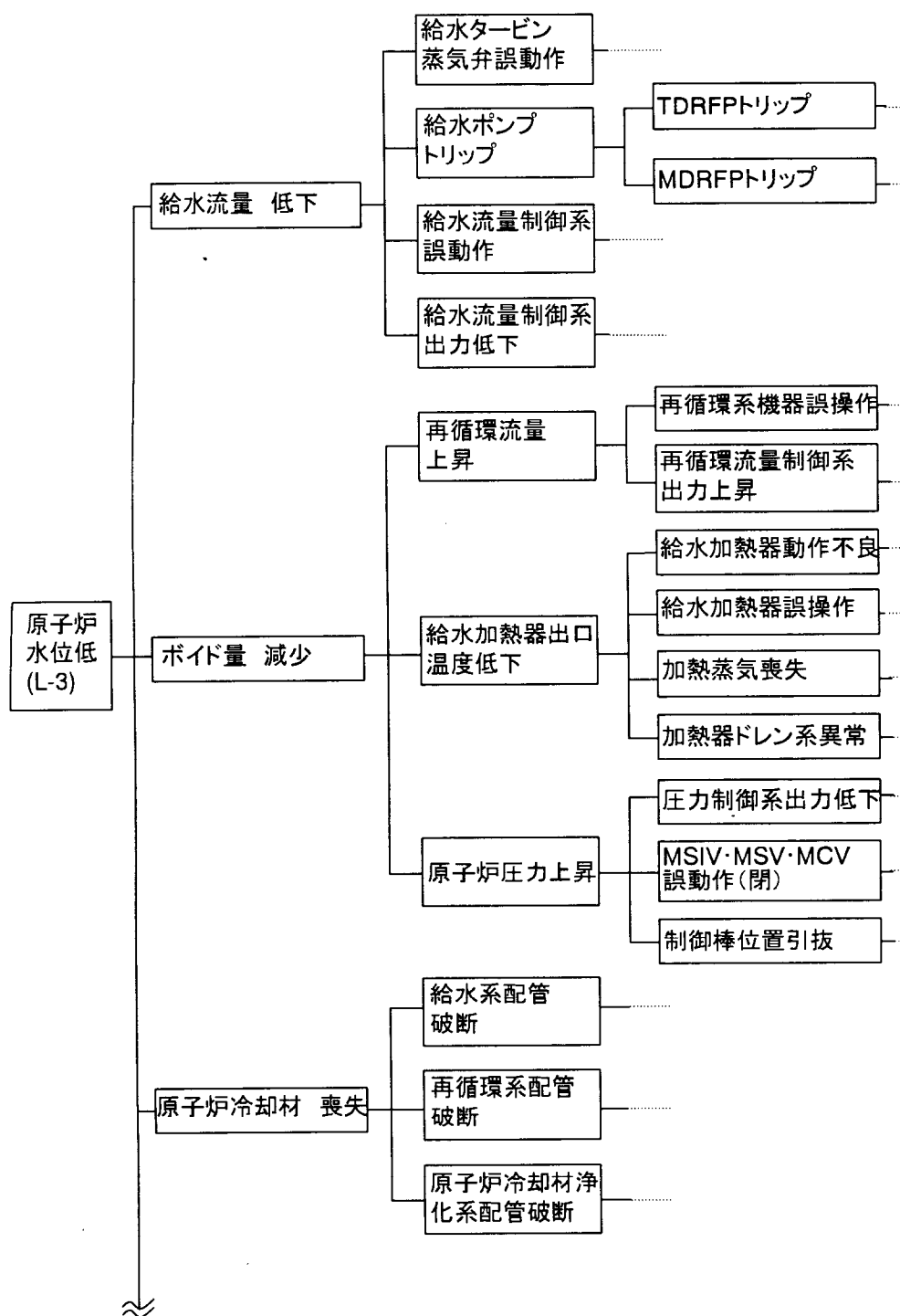


図 4-1 トップ事象(原子炉水位低下)の展開例

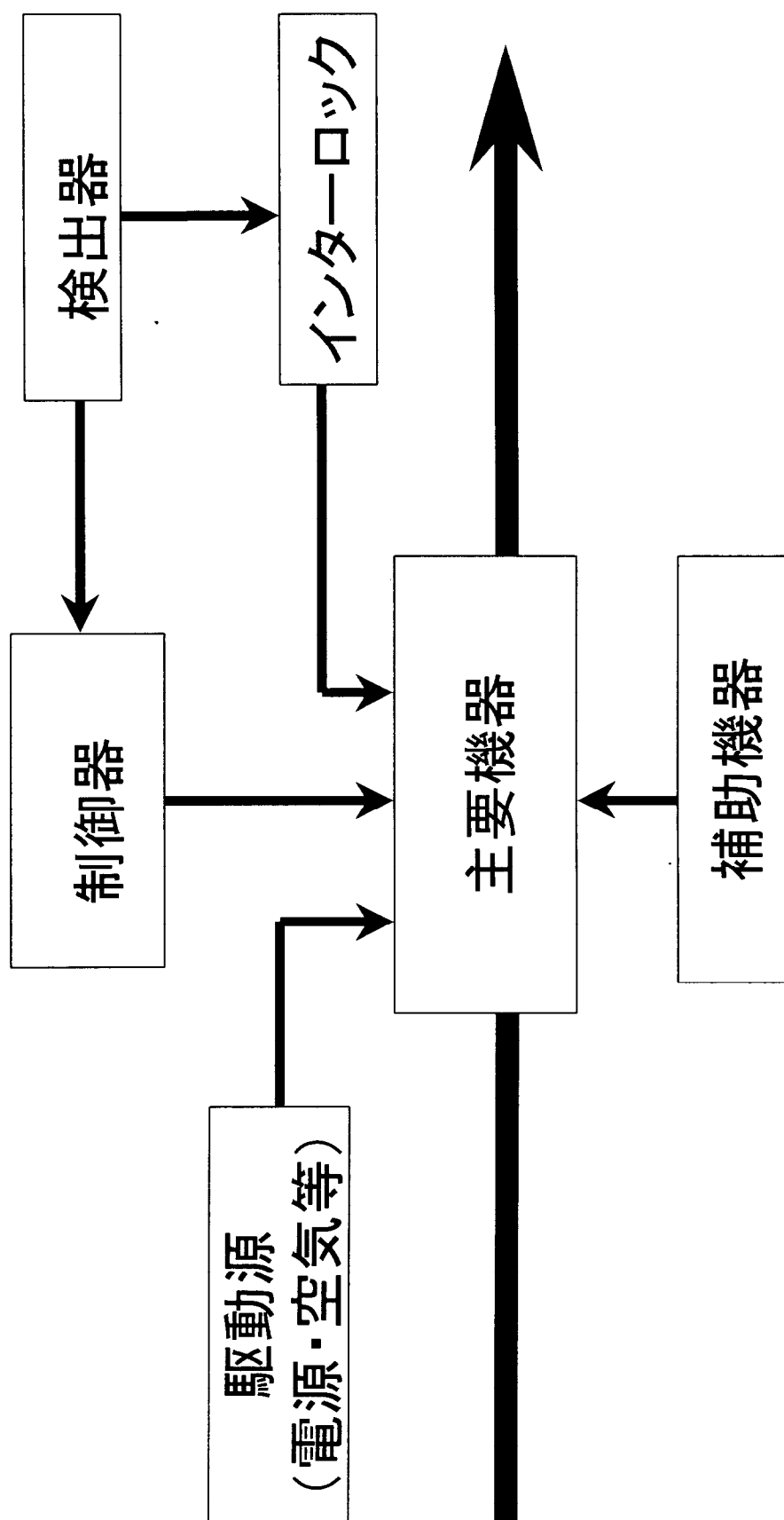


図 4－2 代表的な機器構成モデル

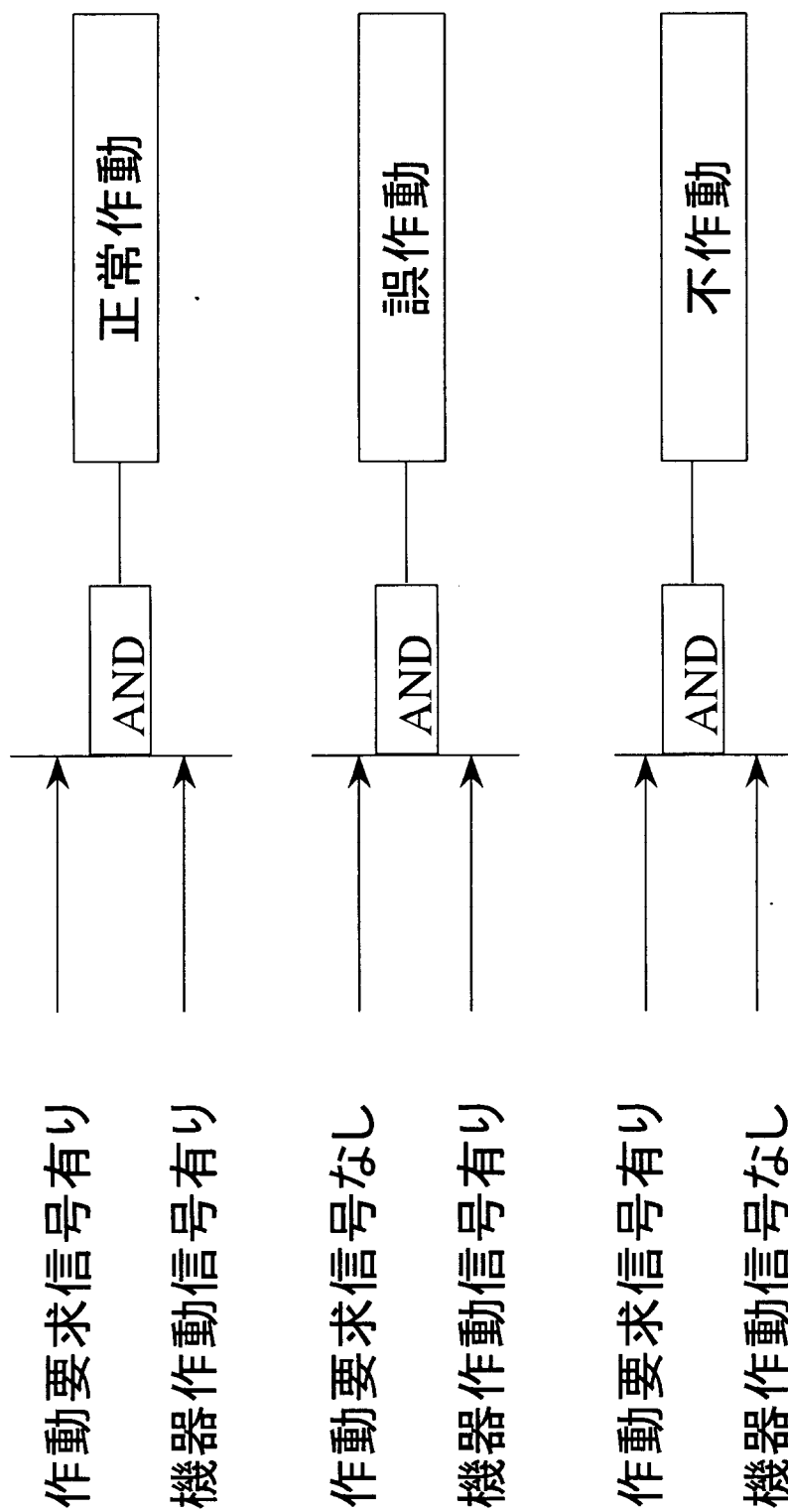


図4-3 プラント機器の作動状態

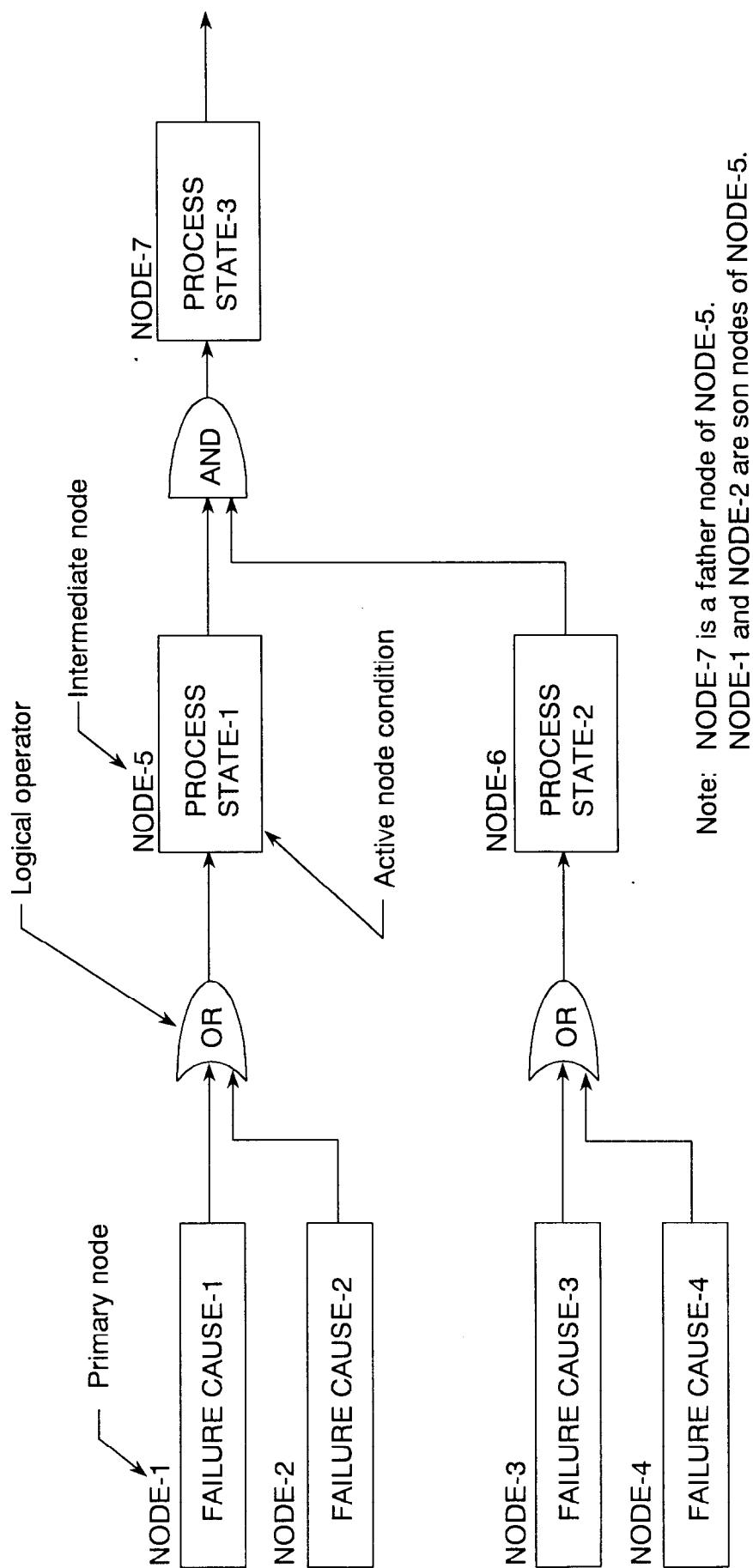


図 4-4 FMEAの一般形

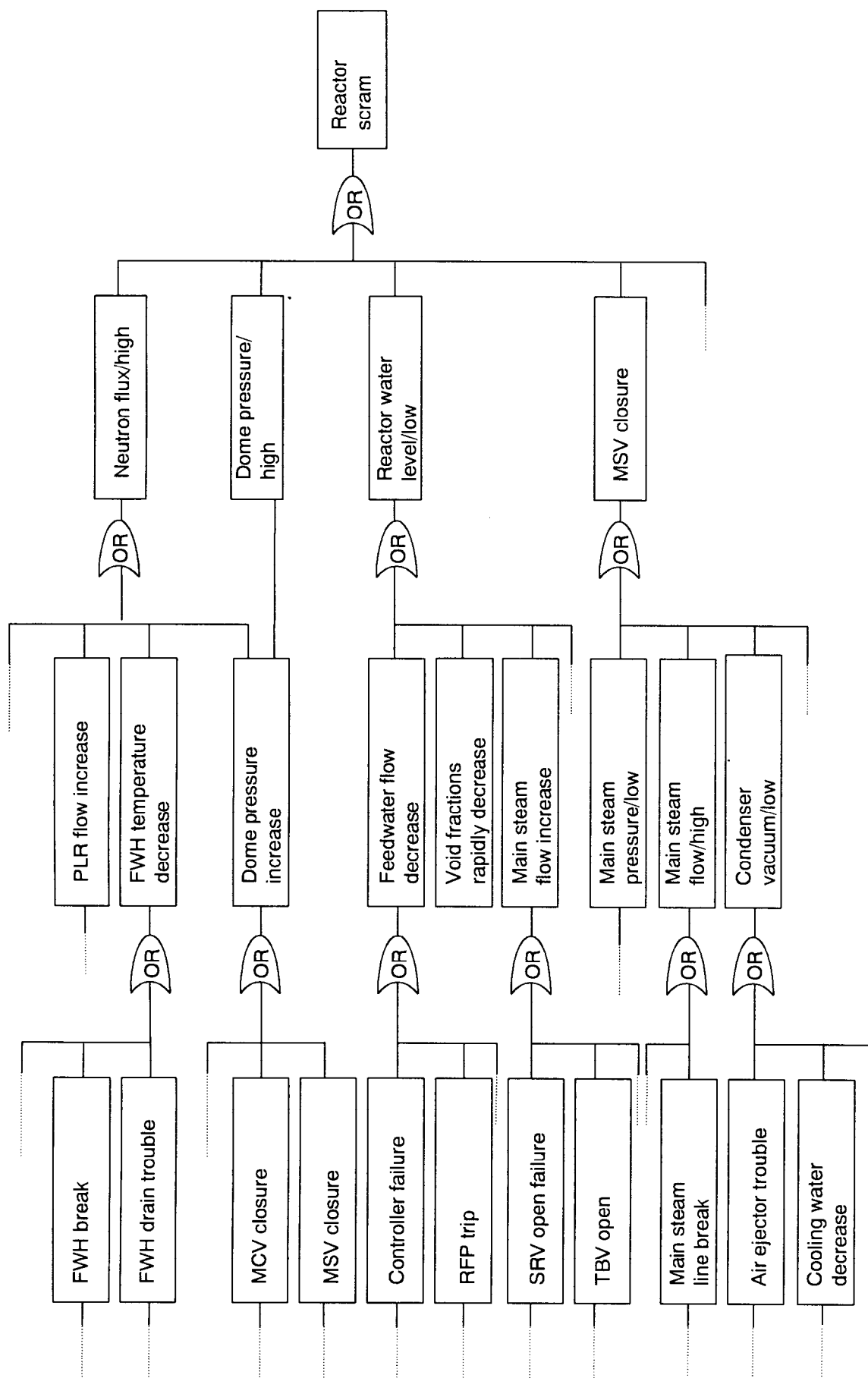


図 4-5 FDMの部分例（給復水系の場合）

FWH=feedwater heater, MCV=main steam control valve, MSIV=main steam isolation valve, MSV=main steam stop valve, SRV=safety relief valve, and TBV=turbine bypass valve.

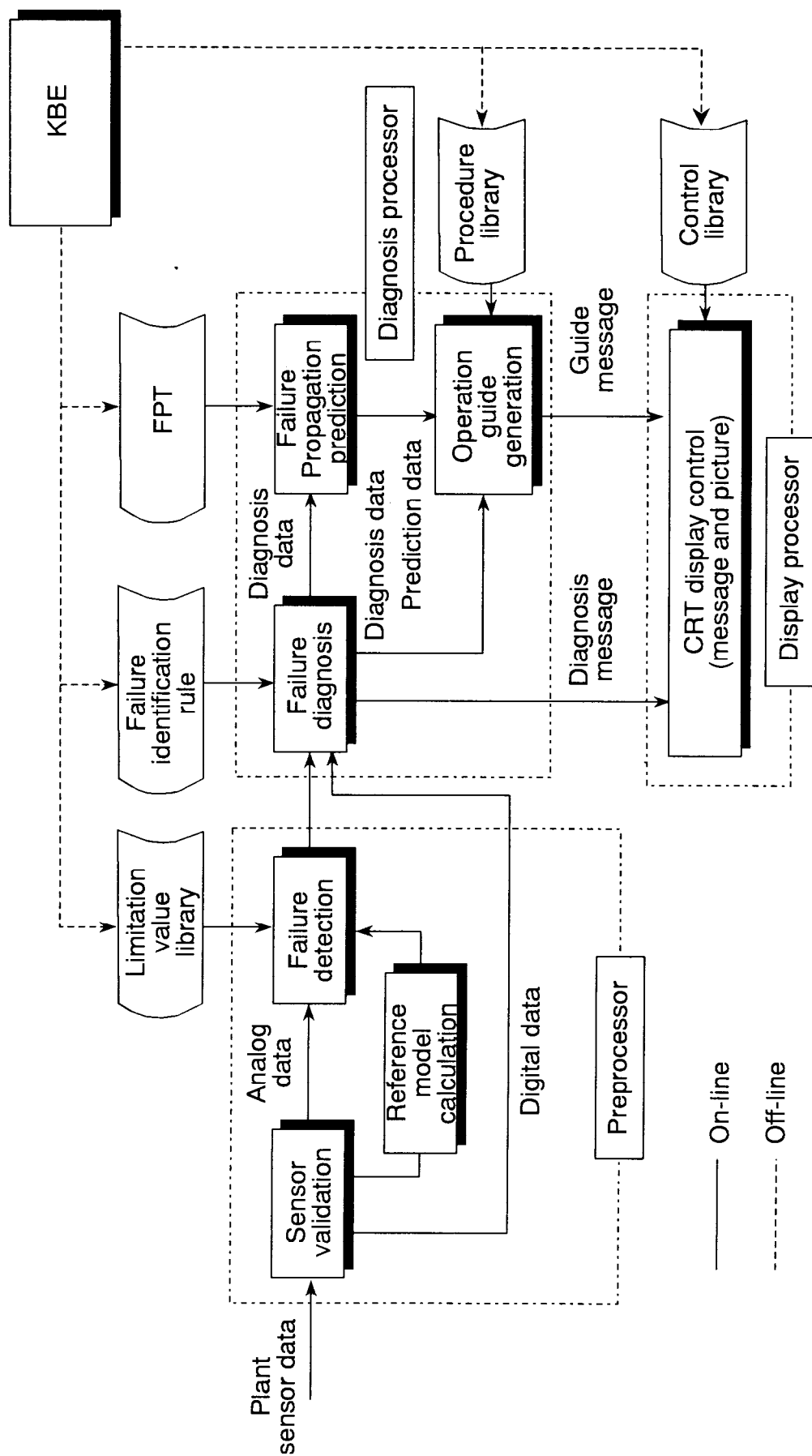


図 4-6 ROSSの機能構成図

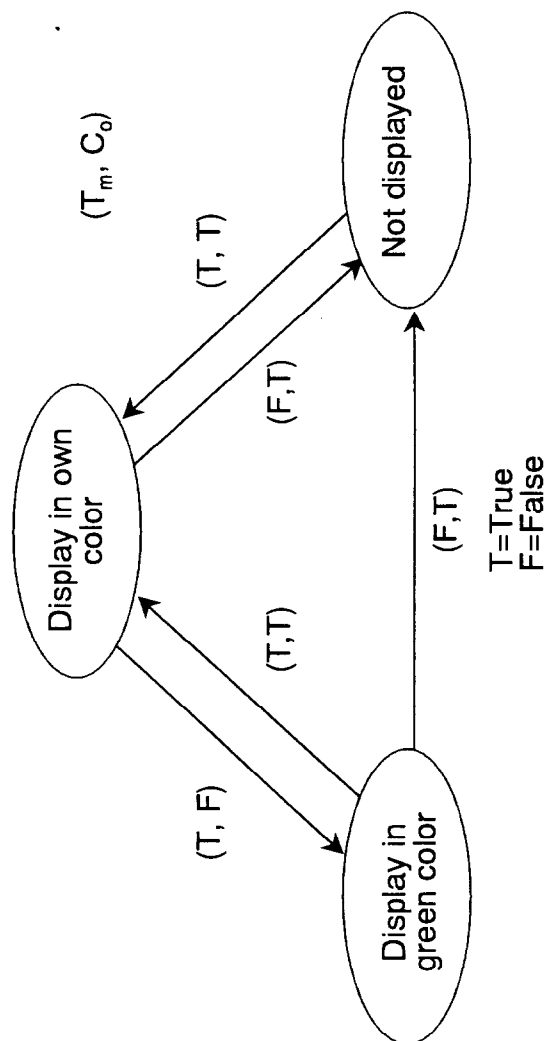


図 4-7 表示メッセージの状態遷移図

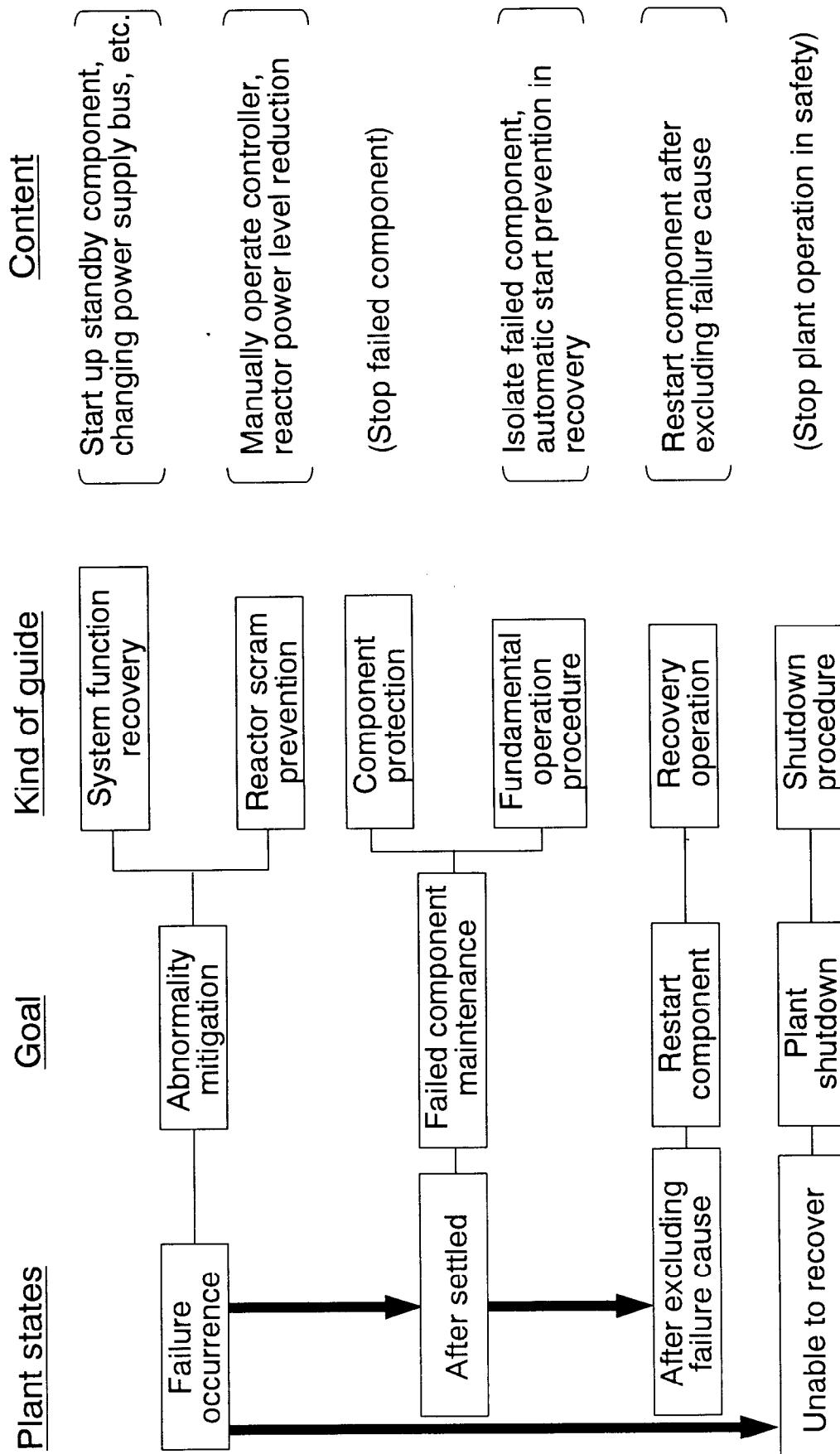


図 4-8 運転ガイドの提供内容

事象の流れ

診断・ガイド／運転操作

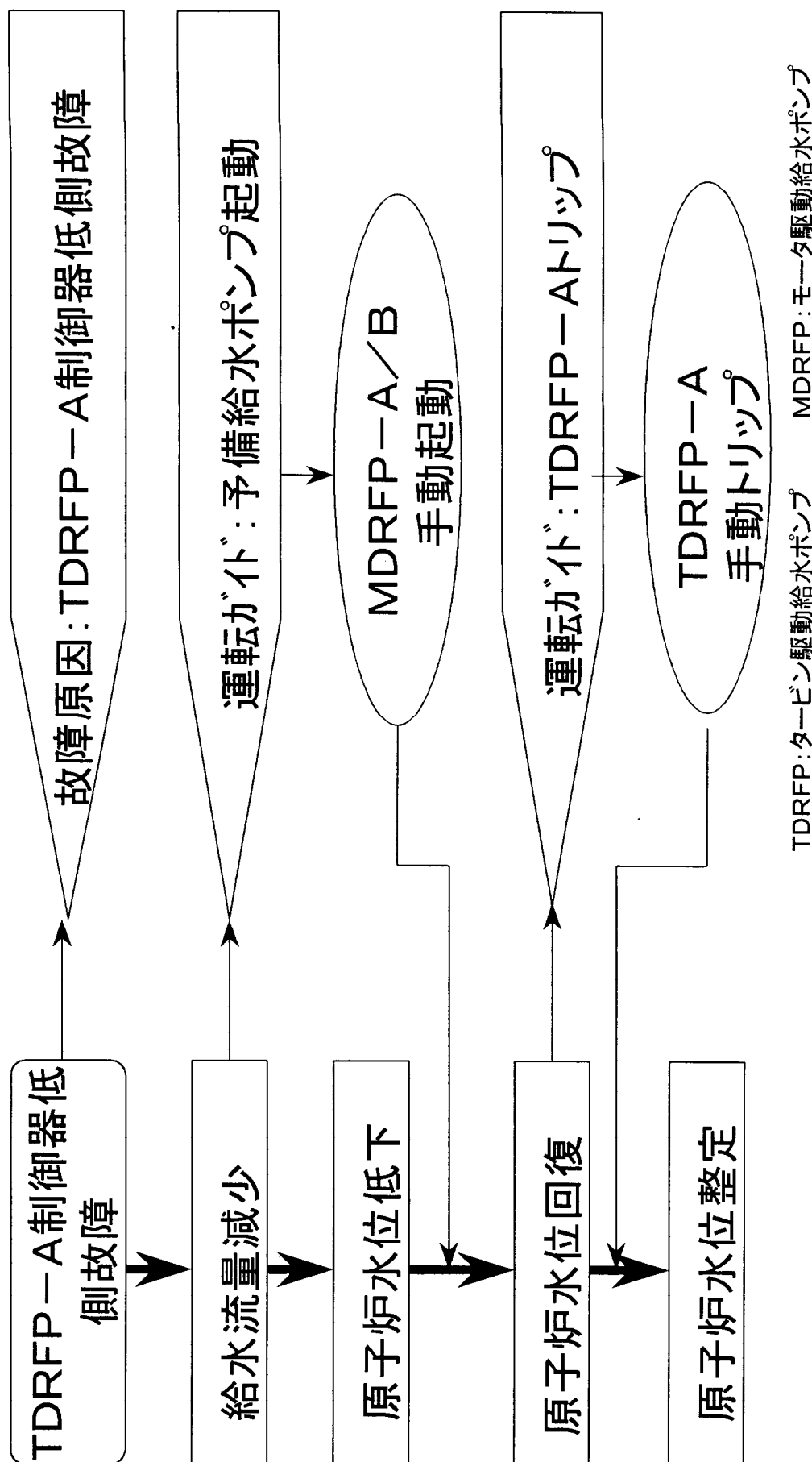
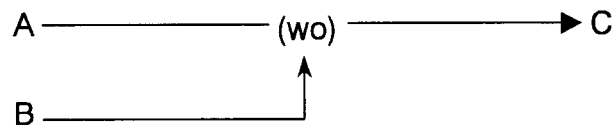
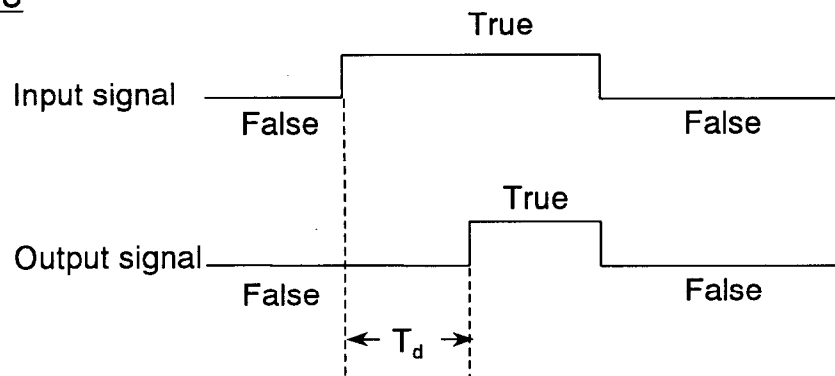


図 4-9 運転ガイドの提供例（給水タービン故障の場合）

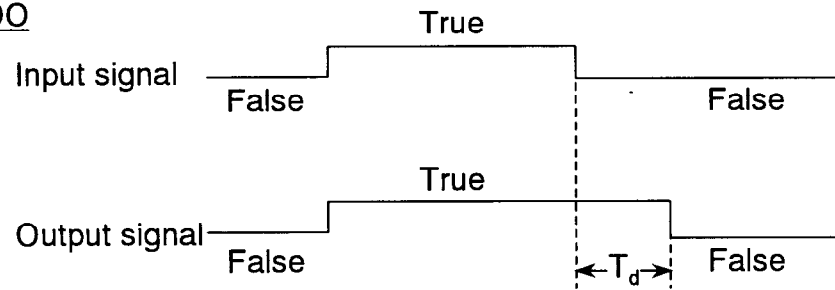
WO



TPU



TDO



HOLD

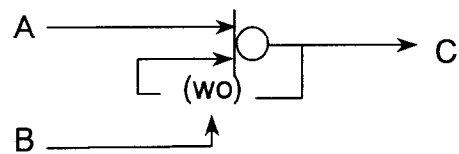
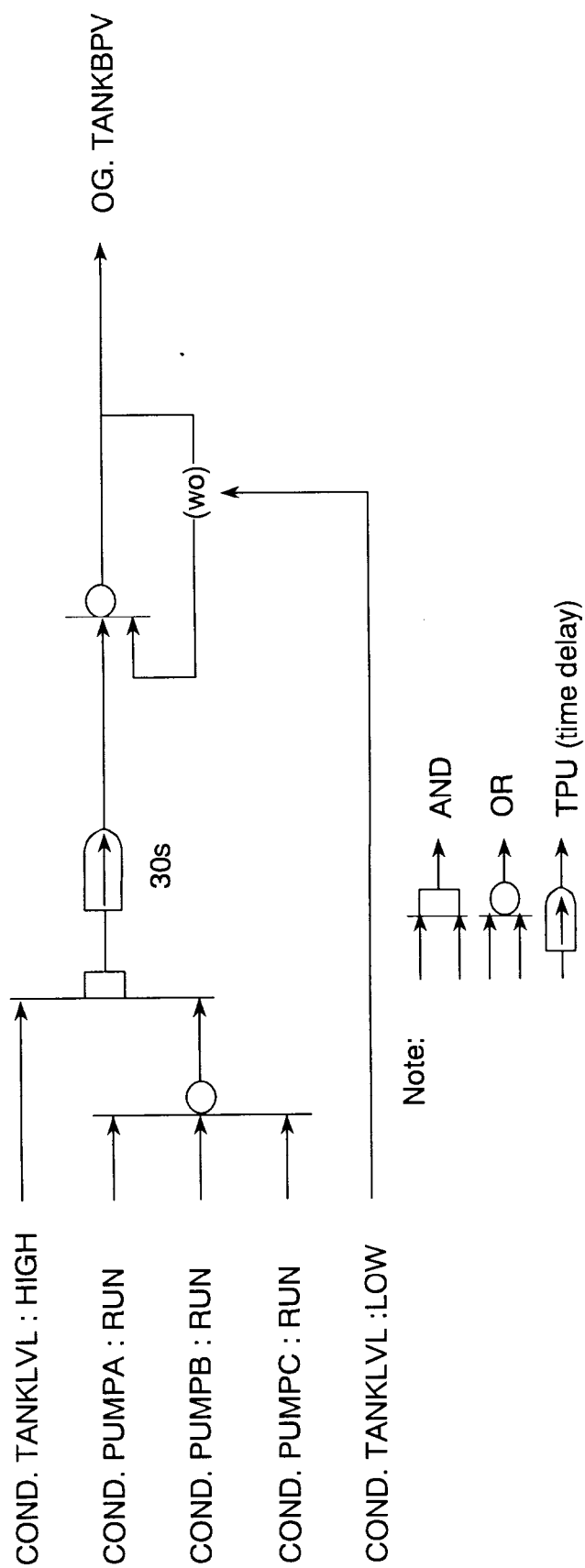


図 4-10 代表的な論理演算子



OG. TANKBPV = (COND.TANKLVL : LOW . HOLD. (COND.TANKLVL : HIGH . AND.
 (COND. PUMPA : RUN OR. COND. PUMPB : RUN OR.
 COND. PUMPC : RUN) .TPU. 30)

図 4-11 知識表現の例

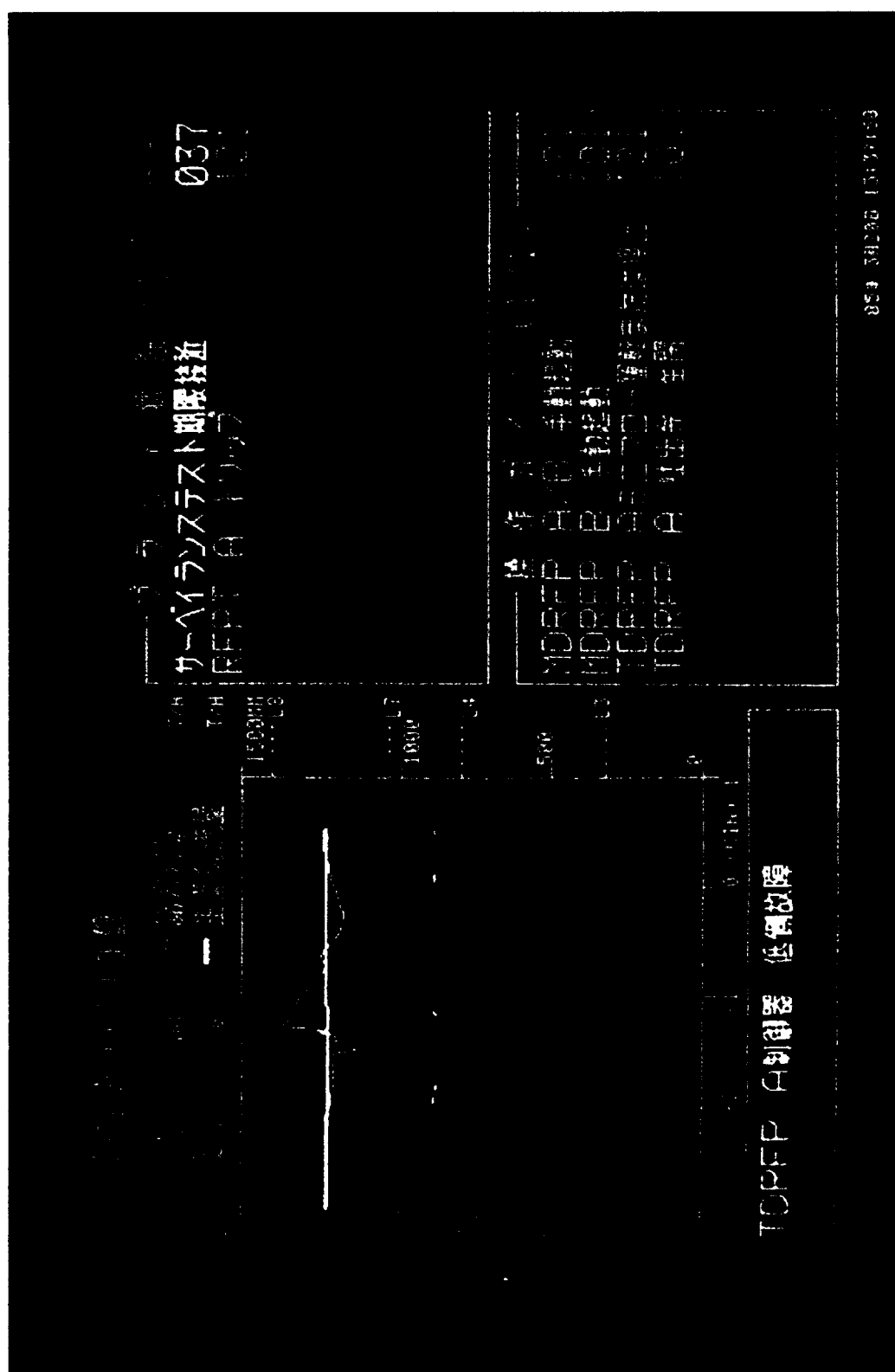


図 4-12 診断・ガイドメッセージの CRT 表示例

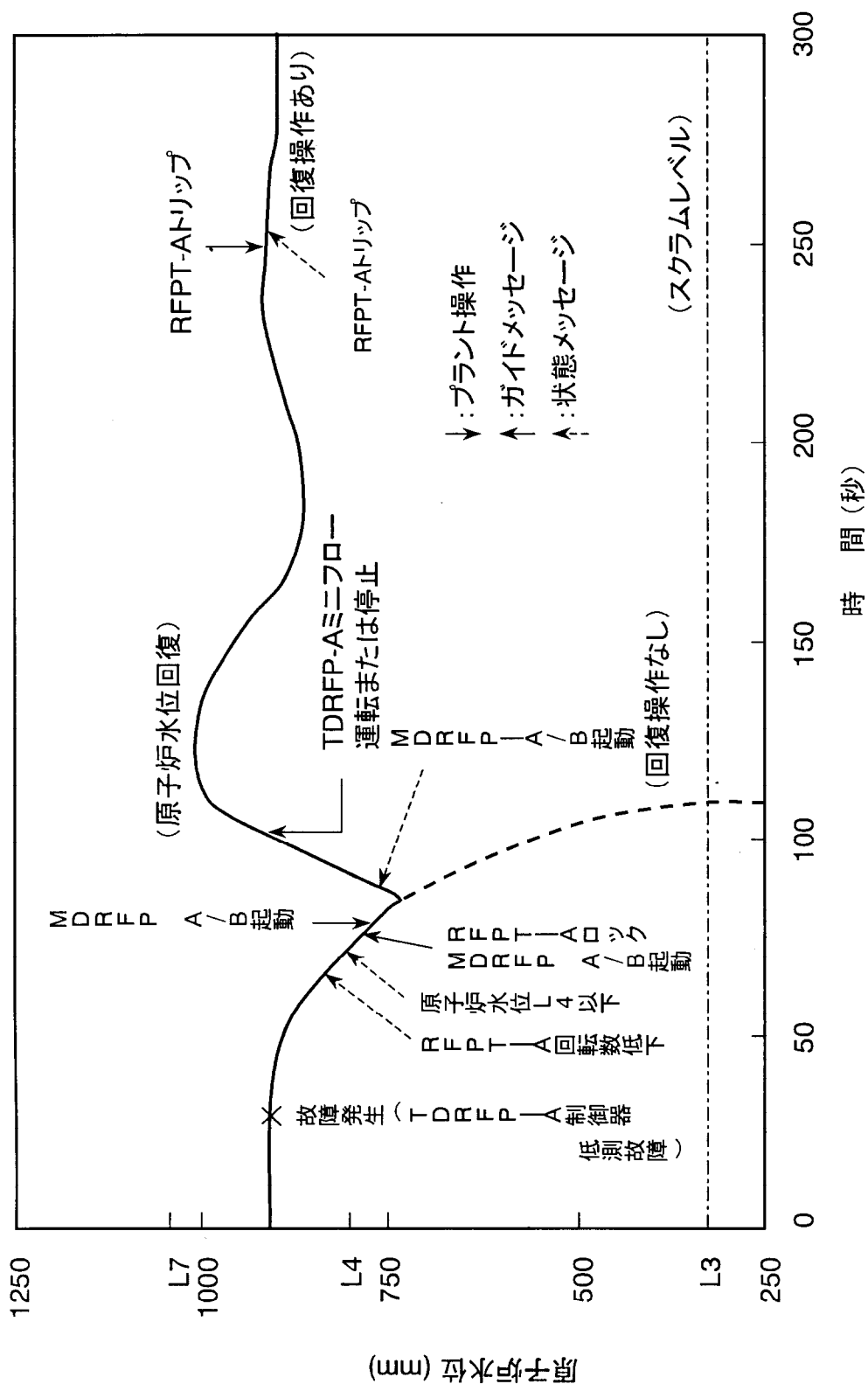


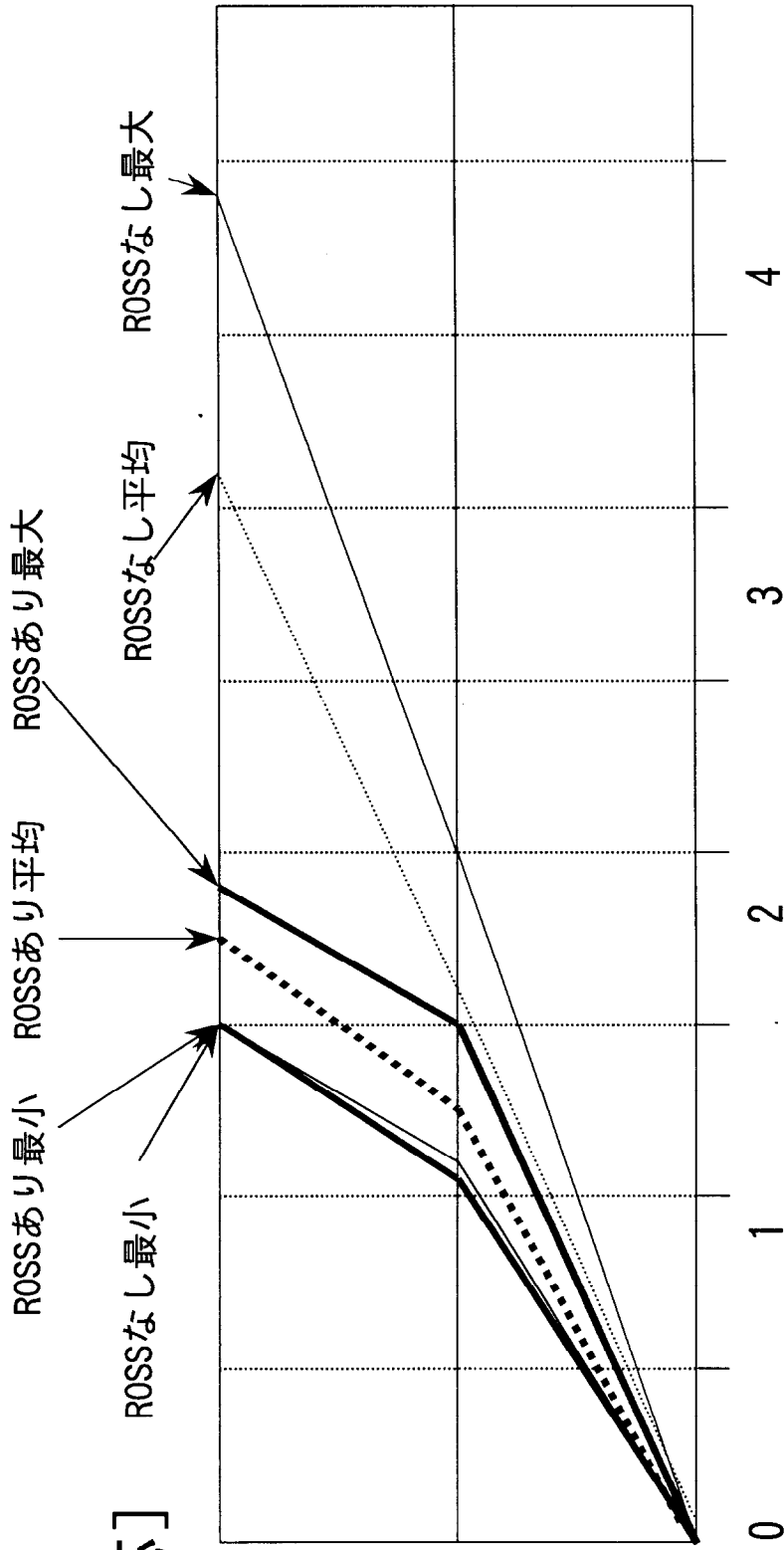
図 4-13 シミュレーションテスト結果 (給水制御系故障の例)

[運転員対応]

操作開始

状況確認

異常検知

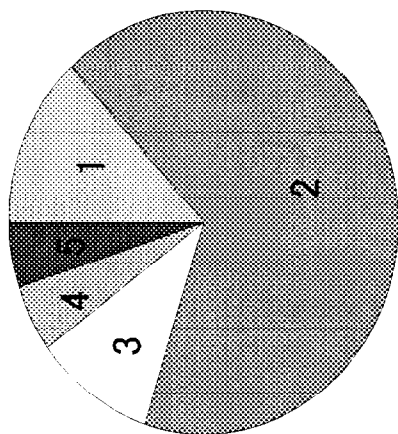


対応時間(分)

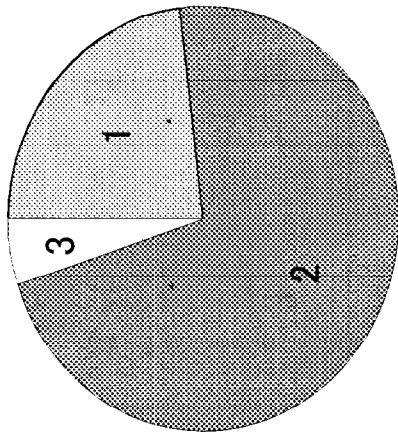
ROSS: ルールベース対応運転支援システム
4ケース、34名のベテラン運転員による評価

図 4-14 有効性試験結果例 (対応時間の比較)

診断情報の妥当性



運転ガイド情報の妥当性



凡例

1. 適切である
2. ほぼ妥当である
3. どちらとも言えない
4. 不適切な部分がある
5. 不適切である

34名のベテラン運転員による評価

図 4-15 有効性試験結果例（主観的評価）

第5章 プラント機能階層モデルによる知識ベース行動対応の運転支援

5. 1 序

原子力プラントの異常時を含む種々の局面に幅広く適用可能な、総合的な運転支援システムを提案する観点から、運転員の意思決定プロセスに適合した運転支援機能について述べてきた。

即ち、2章では、プラントが異常兆候段階において、運転員の情報レベルの判断を支援する観点から必要な支援機能を展開し、プラントの異常過渡段階においては、3章ではスキルベースの判断支援機能を、4章では、運転員のルールベースの判断支援機能について詳細に述べた。

特に重要な異常過渡段階について言えば、上記の、スキルベースの判断支援（3章）、ルールベースの判断支援（4章）は、いずれも運転員にとって既知の、場合によっては経験のある異常を対象にした支援機能であった。

しかしながら現実には発生する異常は、必ずしも既知の事象とは限らず、一般的には運転員にとって未知なケースとなる。このような未知事象に対応するためには、以下の2点が大きな技術課題である。

- (1)未知の事象に対応するためには、異常を想定した故障モデルではカバーができず、プラントの構成要素が本来有する機能に関する知識に注目した判断が要求される。
- (2)未知の事象への対応を考えれば、必ずしも機械（計算機に格納したロジック判断）だけでは、対応が十分とは言えず、機械と人間（運転員）との協調による問題解決の手段を考えておくことが重要である。このために、プラントに対する運転員の認知モデルを具体化し、計算機側の判断とは独立に情報提供できる手段を講ずることが要求される。

本システム開発は、通商産業省の補助事業プロジェクト：「原子力発電プラ

ントマンマシンシステム（MMS）開発」、の一環として実施したため、まず 5. 2 において当該プロジェクトの全体概要を述べ、次に 5. 3 以降に本研究に直接関わる部分について詳細に述べる。

5. 2 MMS プロジェクトの概要

5.2.1 開発の背景

わが国における BWR 型原子力発電所のマンマシンシステム改革に向けての研究開発は計算機駆動の CRT をベースにした新型制御室を起点に 1979 年のスリーマイル島原子力発電所 2 号機 (TMI-2) 事故の教訓に基づき、その直後から行われてきた。

その目的は原子力プラントの性能をマンマシンシステムとして最適化すること、すなわち運転員による過誤を減少させると同時に、運転員の優れた創意を有効に発揮できるように自動化と運転員による監視制御の組み合わせを設計することにある。現在、PODIA (Plant Operation by Displayed Information and Automation) と呼ぶ新型制御室を備えた BWR プラントは既に複数基が運転中であり、既に豊富な運転経験が蓄積されており、期待通りの成果が得られている⁽¹⁾。

一方、TMI-2 事故の教訓に基づき、我が国では通商産業省の補助事業として計算機による運転支援システム「インストラクションシステム」の開発が 1980 年から 1984 年にかけて行われた⁽²⁾⁽¹⁷⁾。

このシステムはプラントの異常時・事故時におけるプラント状態の同定や運転手順の決定を含む運転員の手順書ベース行動を広く支援する。

ここで開発された支援技術を、豊富な運転経験を有する新型制御室：PODIA に統合し、改良型新型制御室 A-PODIA (Advanced PODIA) が開発された⁽³⁾。A-PODIA を搭載した ABWR の初号機は 1996 年の秋に商用運転を開始

した。

最近の人工知能や認知システム工学および情報技術の進歩と原子力発電所の運転・保守におけるヒューマンファクターの重要性を考慮し、1984年より通産省の支援により「原子力発電プラントマンマシンシステムの開発（MMS）」が行われた。この8年間のプロジェクトは概念設計を行う第1期（1984－1986）と詳細設計、製作、検証を行う第2期（1987－1991）からなる^{(4) (18)}。このプロジェクトの主要な目的の一つは運転員の知識ベースの行動を支援し、予期しない異常事象への対応を可能にする高度マンマシンシステムの開発である。

上記の目的を達成するための中心的な課題とその解決方法について以下に述べる。

5.2.2 開発のアプローチ

航空機分野、原子力分野を始め、種々の産業におけるこれまでの自動化の経験を考察して、多くの人がこれまで支配的であった技術中心の自動化が、期待に反して新しいタイプの人的過誤を産み、新しいカテゴリーのシステム故障を生じている。例えば数年前に名古屋空港に着陸直前の航空機が自動化システムとパイロットによる操作との mismatch により墜落した事故は記憶に新しい。

これらの例を挙げるまでもなく、改めて人間中心の自動化を実現すべきことが示唆されており、その特長（考え方）は以下の通りである⁽⁶⁾。

- 1) 人間はプラント制御のリーダーであって、機械と対比されるべきでない。
- 2) 人間は自動化プラントの監督者である。
- 3) 人間は適切なツールによってサポートされる、過誤の発見者でありその修復者でもある。

上記の指摘は、運転員の知識ベースの行動は、必要に応じて適切な認知ツールによって支援されるべきことを意味している。この設計アプローチを実現す

るためには、特にプラントの異常時における、人間の認知プロセスに関する特性を考慮する必要がある。

プラントの異常事態などにおいて、運転員が直面する認知的な負荷は以下の要素によって引き起こされると言われている⁽⁷⁾。

- 1) 事象の動特性の複雑さ、
- 2) プラントの機能構成における相互関係、
- 3) プラント情報の精度についての不確定性、
- 4) 状況判断の有するリスク。

従って、考えるべき問題は以下の2点である。

- 1) 複雑な事象を理解しやすい形で表現するための最良の方法は何か、
- 2) 複雑さに対処するために運転員が必要とする最も効果的な資源は何か。

上記に関連して、「原子力プラントの自動化と人間行動のバランス」に関するIAEA(International Atomic Energy Agency)のアドバイザリコミッティは、自動化システムと、人間による運転監視との最適なタスク配分を決定するためには、体系的な設計方法を採用すべきとの指摘をしている⁽¹¹⁾。

また、J. Rasmussenは認知タスク解析に基づくマンマシンシステムのトップダウン的な設計アプローチを提案している⁽⁶⁾。

本アプローチでは、まず第1に、プラント全体にわたる制御要求と利用可能な資源の同定を行い、第2に、プラントの状態同定や運転目標の優先度設定のような意思決定タスクを同定する。第3には、上記タスク、運転員の選ぶ思考戦略、および運転員の用いる認知メカニズムに基づいて情報要求を解析し、最後に人間と計算機の協同と夫々の資源プロファイルをマッチさせるべく、タスク配分を決定する。

以上のアプローチから導出される代表的な計算機支援機能は、主たる認知的決定タスクに対応する支援、すなわち物事の状態を明らかにするための情報処

理、意思決定の支援、行為を伴う意図を実現するための支援を提供することにある。

以上の観点から、本プロジェクトのアプローチの基本として次の3つをMM Sの主要機能として設定した。

(1)エコロジカル・インターフェース：

運転員の直接知覚と分析的推論の支援。

(2)認知モデルに基づくアドバイザー：

運転員の認知的資源のサポート。

(3)ロバストなシーケンス自動化システム。

これらの機能は図5－1に示すように、人間中心設計を実現するための運転員の認知的ツールとして働き、人間と機械との協同認知システムを実現すべく観点から設定したものである。

5. 3 システム機能

本論文は、上記の(1)エコロジカル・インターフェース、(2)認知モデルに基づくアドバイザー、に関わっており、これら2項目について以下の節で詳細に述べる⁽¹²⁾⁽¹³⁾⁽¹⁵⁾。

これら2項目は、5.1で述べた課題に対応する解決手段である。即ち、運転員にとっての未知事象に対応するためには、異常を想定した故障モデルでは対応ができず、プラントの構成要素が有する機能に関する知識に注目した判断が要求される。上記の要求に応えるためには、想定した異常に対する異常状態を記述した故障モデルではなく、通常時のプラント・機器の振る舞いを記述した正常時モデルが必要となる。

以下で述べる正常時モデルは、プラントの機能を階層的に分類・展開してお

り、プラント内の機能の良否を、マス・エネルギーの流れの観点から判断している。即ち注目しているプラント機能に対して、エネルギーあるいはマスの流れ（イン／アウト）がバランスしていれば正常であり、不均衡となった場合は何らかの異常が発生していることとなる。このような正常時モデルを基盤として、以下に述べる(1)エコロジカル・インターフェース、(2)認知モデルに基づくアドバイザー、を開発した。

5.3.1 エコロジカル・インターフェース（E I）

(1)E Iの基本的な考え方

エコロジカル・インターフェース設計（E I D）の目的は、自然環境において人間が持つ、非常に効率的で信頼性の高い感覚－動作系である直接知覚能力を人工物である原子力プラントに対して実現し、併せて運転員の分析的な推論能力の支援も実現しようというものである。

一般的に、人工物は達成すべき特定のゴールを有している。原子力プラントについては、それは公衆の安全（放射性物質の環境への安全限界以上の放出を防止）を維持しつつ、電力生産を行うことである。

このゴールを達成するため、人工物は適切な自然現象を応用した明確な機能構成を有する。この構成は階層的であり、一般的に言えば多対多の接続関係を含む。何故ならば、任意の1つの構成要素は多くの機能を果たし、任意の1つの機能（目的）はそのタスクを達成するために複数のサブ機能ないしは構成要素（手段）を必要とするような「手段－目的」関係として構成される。

この「手段－目的」関係と、自然現象の第1原理、たとえば熱力学的プロセスにおけるマスやエネルギーの保存則は人工物における「不変的な性質」と言える。即ち、プラント状態がいかなる状況であってもプラントおよびそのプロセスが基本的に有している性質である。従ってもしこれら「不変性」がインターフェースを介して運転員に提供されれば、人工物（この場合は、原子力プラント）に対する運転員の直接知覚能力と分析的推論能力が得られる事が

期待できる。

E I Dの基本的な考え方の1つは、プラントについての機能を2次元の階層的なモデルにより表現する事にある。2次元とは、抽象次元と集積次元であり、それぞれが、複数のレベルを有する。

抽象次元は、機能の抽象度を表現しており、抽象度の大きい方から順に、「目的とゴール」「抽象的機能」「一般化機能」「物理的機能」の各レベルから構成される。「抽象的機能」とは、例えば、“水を移送する機能”であり、最も具体的な機能である「物理的機能」とは、例えば、“原子炉給水ポンプ”などと、ある機能を達成するための手段とも言える。

抽象度の各レベルは、もともと具体的な詳細さから、より重要なもの、本質的なものへのレベルを示すと同時に、「目的-手段」の関係、すなわち、何故(Why)、何を(What)、どのように(How)を表現する事となる。

一方、集積次元は、機能の集積度を表現しており、「プラント」「サブシステム」「装置」の各レベルから構成される。言うまでもなく「プラント」が最も機能の集積度が高く、「装置」の集積度が最も低い。

プラントの異常状態に遭遇した場合、運転員の注意の焦点は、上記の2次元空間を移動すると言える。例えば、冷却材喪失事故に直面した場合、運転員は、まずはプラントレベルで、原子炉への注水機能をいかに達成するかを考え、この機能を実現するために、具体的に利用できるサブシステム、装置を想起する。

従って、この2次元空間における適切な集合毎に、適切な情報を運転員に提供するためのC R T画面が設計できれば、プラント異常時の様な複雑な状況下にあっても、運転員の対応能力を支援することが可能となる。

(2)機能階層モデルに基づくプラント状態の表示方法

「抽象的機能」レベルにおけるプラントモデルは、プラントの不変性を表現するのに最も適当であるので、特に重要である。抽象的機能レベルでは、プラント内のマスとエネルギーの流れは適当な「流れ関数」たとえば「源」「輸

送」「貯蔵」等によって図5－2に示すようにモデル化される。

図5－2は、原子炉停止後に炉心の崩壊熱を環境に放出するために設計された崩壊熱除去パスを示している。これらの「流れ関数」は「流れ構造」を表すように組織化され、かつその性能を維持するため異なる「流れ構造」によって支持されている。

この構成はプラントの階層的機能構成を形成する。すなわち「流れ構造」はプラントの「目的－手段」関係におけるノードに対応し、同時にその内部におけるマス・エネルギー保存則に基づく因果モデルを示す。このマルチレベルフローモデル（MFM）と呼ぶプラントの機能階層モデルは、プラント運転制御における不変性を表現するのに最も適したものである⁽⁸⁾。

これは運転員のプラントに関する規範的なメンタルモデルを示すと考えている。このメンタルモデルをマンマシンインターフェース上に具体化することによって、運転員は認知過程における知識、記憶、計算、情報検索のような認知負荷を軽減することができる。

運転員は「目的－手段」関係や「流れ構造」内の因果関係に従って故障影響の伝播、例えばどの「流れ関数」が故障原因として最も確からしいかなどを推論することができる。彼らは多重の競合するゴールについて、あるいはもし存在するならば、多重の故障に対して適切な考慮を払った上で運転戦略を計画することができる。

E I Dのもう1つの基本的な考え方は、認知制御レベルの概念、すなわちプラント状況についての運転員の熟知度に依存して、運転員の行動が、スキルベース・ルールベース・知識ベース行動と、変化することである。すなわち運転員は複雑さに対処するための異なったメカニズムを持っており、それに伴って情報の利用法も異なる。

即ちスキルベース行動では、情報を信号として利用し条件反射的な行動となり、ルールベース行動では、情報はサインとして利用し手順書などに書かれたルールに準拠した行動となる。知識ベース行動では、情報は、シンボルとして利用し、手順書に書かれていないような想定外の事象への対応を決定する。こ

のように、運転員の行動レベルに応じて情報の利用方法も変化するために、例えばCRT画面などによりプラント状態を表示する場合には、情報の表現形態を変える必要が生ずる。

運転員の認知レベルを制御する観点から導かれるE I Dのゴールは、「インターフェースはタスクの要求よりも高いレベルの認知レベルを運転員に要求すべきではないが、同時に3つの全てのレベルにおいて必要なサポートを与えること」となる。3つの認知レベルのサポートのための3つの設計原則が提案されている⁽⁹⁾。

原子力プラントの3大目標である、「電力の安定生産」（電力生産）、「安全性の維持」（安全維持）、「原子炉停止後の崩壊熱除去」（崩壊熱除去）、に対応した3つのM F Mを構築した。最初の2つは原子力プラントの究極のゴールに対応しているが、3番目のものは安全保護系による原子炉スクラム後の必須のゴールである。これらのM F Mに基づいて、E I D画面が種々の抽象度と集積度のレベルで製作した。

「安全維持」に関するM F Mは炉心内の核分裂生成物と環境間の多くのバリエーと貯蔵を表現する。図5-3は抽象機能レベルの画面の例として、安全M F Mの最上位の流れ構造を示す。画面の下部に示されるこのM F Mの支持関係はプラントの安全ゴールに対する階層的目的一手段関係を形成している。

電力生産M F Mは核分裂エネルギー源から電力網へのエネルギー流を流れ関数によって表現する。図5-4の上部には最上位の流れ構造が表示されている。各流れ関数における支持（サポート）はそれぞれの性能を維持するための適切な機能を表し、他の下位の流れ構造によって実現される。このプロセスは繰り返しの適用されプラントの機能構成を階層的かつ十分な詳細度で表現する。すなわち支持関係がプラントにおける電力生産のための階層的目的一手段関係を定義する。

画面中央部にはエネルギーバランスとランキンサイクル表示を用いてエネル

ギー変換プロセスにおける因果関係が表示されている。BWRプラントにおける主たるエネルギー貯蔵は原子炉圧力容器である。そこでのエネルギーバランスが原子炉冷却系の圧力を決定する。このために、エネルギー蓄積量をその時間微係数とともに表示した。後者は傾きを持つ直線で図示されている。

Beltracchiによって提案されたランキンサイクル表示は、BWRのプラント特性を表示するのにも適切である⁽¹⁰⁾。炉心すなわち原子力ボイラーは、再循環ボイラーでありその特性はタービン主蒸気・給水流量に代えて再循環流量で規定される。最左端の図は簡単な幾何学的計算によって給水エンタルピーから炉心入口サブクーリングへの変換を行っている。熱サイクルは単位冷却材流量について表示されるので、この機構を用いて再循環水流量当たりの炉出力も計算している。図示されていないが、核分裂エネルギー源のサポートである炉心反応度の一般化機能レベルでの表示と合わせると、再循環流量、給水エンタルピー、原子炉圧力等の外乱によるかなり複雑な原子炉熱過渡を良く理解することが出来る。最右端の図はタービンの熱サイクルを示す。

図の下部は上記のエネルギーバランスを支援するためのプラントにおけるマスバランスを示す。プラントにおける主たるマスの貯蔵は炉容器と復水器のホットウエルである。夫々の貯水量とそれらの時間微係数が図示のアイコンによって表示される。

この様にエネルギー生産とその変換に関するプラント内部の重要な機能的関係が熱機関サイクルに対する工学解析の標準形式と理解容易なアイコンによって表示することができる。

このような表示は運転員の知識ベース行動におけるプラント状態の知覚と仮説検定のための思考実験を支援すると期待される。

E I Dのゴールによれば、画面の情報は運転員の好む認知制御レベルで用いられ、かつ全3レベルをサポートしなければならない。従って画面上の情報内容は豊富であり、かつ運転員はこれらの内容から必要な情報を容易に選択出来なければならない。

5.3.2 認知モデルに基づくアドバイザー

この機能の目的は、異常事象によってもたらされる複雑さに対処するため運転員の認知資源を支援することである。このため、この機能は2つの認知モデル、即ちすでに述べた対象プラントのプラント機能階層モデル（MFM）と新たに認知的決定モデルに基づいている。

さらに後述するように運転手順の合成においては物理的プラント構造モデルを使用する。認知的決定モデルは異常事象のもたらす複雑さにおける運転員の認知プロセスを記述するもので、次のものから成り立っている；

- 1) プラントの異常検出
- 2) プラント状態同定
- 3) 運転目標の選択
- 4) 運転戦略の立案
- 5) 運転手順の合成

上記に対応して、アドバイザーは図5－5の左側に示す5つのモジュールから構成される。最初の4つはプラントモデルとしてMFMに基づいている。

MFMは、「流れ関数」（移送、隔離、分配、貯蔵、源／シンク）と称する要素により、マスとエネルギーの流れに沿ってプラントの機能を表現している。

図5－6は、電力生産と安全維持に関わる最上位のMFMである。各「流れ関数」は、当該機能をサポート（支持）する下位機能との連鎖により階層的に結合する。各「流れ関数」には、当該「流れ関数」の良否を決定するための性能評価指標を設定して有る。性能評価指標は、図5－7に示すように、プラントのプロセスパラメータと関連付けて定義する。

以下に上記の認知的決定モデルに基づく知識処理の方法を述べる。

(1) プラントの異常検出

プラント異常は、「流れ関数」の性能劣化として検知する。「流れ関数」の性能（劣化度）は、図5－8に示すように全てプラントのプロセスデータから計算する性能評価指標によって表現する。周期的にプラントデータをサンプリングし、性能評価指標により「流れ関数」の劣化度を周期的に計算する。性能評価指標(badness)は、当該「流れ関数」が十分に達成されてる場合を0とし、機能が全く達成されていない場合を100とした。中間的な段階は、上／下限值の間を線形内挿で求める。

(2) プラント状態同定

プラントで異常が発生すると、その影響がマス・エネルギーの流れに沿って下流側に伝播するために複数の「流れ関数」で劣化が観測される。プラント状態の同定とは、劣化を示す複数の「流れ関数」の中から、故障（異常）の原因となっている「流れ関数」を特定することである。このために、「流れ関数」の故障確信度を求める。故障確信度は、0から100の間の値を取り、「流れ関数」の故障が確実な場合は、100、故障していない場合は、0と定義する。

故障原因となっている「流れ関数」を特定するために、以下の条件を仮定する。

- 1) 故障の発生した「流れ関数」には劣化度の低下が見られる。
- 2) 故障の発生した「流れ関数」は、他の「流れ関数」より早い段階で劣化が観測される。
- 3) 故障は、マス・エネルギーの流れに対して下流側に伝播する。
- 4) サポート機能の劣化は、サポートしている機能の劣化として波及する。
- 5) 波及した機能劣化は、下流側に伝播する。

上記の仮定に基づき、以下のような手順で「流れ関数」の故障確信度を計算

する。「流れ関数」の劣化度は、前述のように周期的に計算されているので、異常事象の進展に伴い、影響を受けている「流れ関数」の劣化度は時間と共に変化し、特に異常が進行している場合には「流れ関数」の劣化度は時間と共に増加（悪化）する事となる。

劣化度を増加させる要因は、1)当該「流れ関数」の上流側に位置する「流れ関数」の影響による場合、2)当該「流れ関数」のサポート機能の影響による場合、3)当該「流れ関数」自身の劣化の進行による場合、が考えられる。

本手法では、上記の1)～3)に対して、それぞれ個別の重み係数を予め設定しておき、当該「流れ関数」の劣化度の増加要因を、この重み係数に従って上記の1)～3)のいずれかに配分する方式を採用した。従って配分後の「流れ関数」の劣化度は、配分前の劣化度に前記の重み係数を掛けた値となる。

以上の手続きを、最下流側から順次上流側の「流れ関数」、サポート機能などに適用し、以下の方法で「流れ関数」の故障確信度を計算する。

$$C_1 = C_0 + (100 - C_0) * \Delta D / 100$$

但し、 C_1 : 「流れ関数」の劣化度を配分後の故障確信度
 C_0 : 「流れ関数」の劣化度を配分前の故障確信度
 ΔD : 当該「流れ関数」へ配分された劣化度（増加分）

上記の手続きを繰り返し、最大の故障確信度を有する「流れ関数」を異常の原因となっている「流れ関数」と特定する。

(3) 運転目標の選択

前記(2)に述べたプラント状態の同定手続きにより、異常原因となっている「流れ関数」が特定された後、異常に対応するための運転目標の選択を行う。運転目標は、以下の考え方で優先度を設定した。

まず故障発生時の運転目標は、異常の緩和であり、次に述べる運転戦略は以

下の2項目の観点から提供する。

1)プラントシステム機能の回復

(例) 待機系機器の起動, 制御機器の手動制御など

2)スクラム回避

(例) 原子炉出力の低減, 漏洩配管の隔離など

次に、故障の影響が緩和できた場合は、運転目標は故障機器の保守であり、運転戦略は、機器の保護（例えば、故障機器の隔離）と機器保護後の標準的な運転手順を提供する。また、運転管理基準や緊急時運転手順の観点から運転継続が許されない場合には、プラント停止のための運転目標を選択する。

複数の「流れ関数」・サポート機能の階層的な接続によって構成されるMFMでは、各「流れ関数」は、その属性として、当該機能喪失時の代替運転目標、優先度と共に記述して有る。優先度は、前記の運転目標選択の考え方を反映したものである。本システムでは、複数の運転目標の中から優先度に従ってプラント状況に適合した運転目標を選択する。

(4)運転戦略の立案

運転目標を選択した後に、当該目標を達成するために必要な具体的な運転戦略を立案する。例えば、運転目標として、“原子炉出力の低下”を選択した場合に、運転戦略としては、“再循環系のランバックによる出力低下”、“選択制御棒の挿入による出力低下”など複数の手段が考えられるが、これらの中からプラント状況に適した手段を選択する。

運転戦略は、ルール形式で記述され、前提部は、運転目標と「流れ関数」の故障確信度が、結論部には、運転戦略を記述している。このような形式で記述されたルールを前向きに推論し導出するが、刻々と変化するプラント状況に追従させるために、知識処理手法の一つである、仮説に基づく真理保存システム(ATMS: Assumption-based Truth Maintenance System)を利用してルールを

推論する方法を採用した。

一般のルールベースシステム、プロダクションシステムでは、ルールの前提部が一度成立した後に、不成立となった場合でも、結論を否定するルールを事前に記述しておかない限り最初に成立したルールが活性化されたままとなり、状態が時間と共に変化するような状況下では正しい結論が得られない。しかし、ATMSを用いることにより、ルールの前提条件が否定されれば直ちに結論が不成立となり、リアルタイムでの状況変化に対応することが可能となった。

(5) 運転手順の合成

前記のステップ：(4)運転戦略の立案、において具体的な運転手順を選択するが、もし標準あるいは過去に経験したものとしての運転手順が存在しなければ、計画された運転戦略を実現するために、運転手順の合成を行う。

運転手順の合成は、プラント構成要素についてその運転能力と運転手順に関する知識を記述したプラント物理モデルに基づいて実現する。実現には、要求される機能を実現するための配管ルートに沿った探索を含む。

これらのルートは、物理モデルにおける要素間の結合情報を用いて探索される。アドバイザーは異常のある要素をルートから除外するため、要素の状態を示すプロセスデータをチェックする。

5.3.3 エコロジカル・インターフェース（E I）の対話機能

運転員と認知モデルに基づくアドバイザーとの対話機能は、図5-5の右側に示すように、エコロジカルインターフェースを介して実現できる。

対話機能の第1の利用は、E I上で適当な情報を得るために抽象-集積の2次元空間を航行するための手段であり、この目的のために、運転員はメニューとマウスにより、必要な情報を収集する。

第2の利用は、先に述べたアドバイザーの推論に対する運転員の介入のため

である。運転員はE Iを利用して、システム（アドバイザー）とは独立した診断を実施するが、この場合、彼らは運転ゴールや戦略について仮説を立て、直接プラントに実行する前にアドバイザーによってテストしたいと考えるかも知れない。彼らはアドバイザーによって提供された結果を調べ、彼らが認識した状況に適応させるために、故障源とされる「流れ関数」、選択された運転目標、あるいは運転戦略のような結果を修正することができる。

特に上記は運転員が予め計画された戦略の実行を監視し、計画からのずれに基づいて戦略を適応させる資源管理に基づく調整の際に生ずる。事実、前節に述べたようにアドバイザーはM F M知識ベースに収納された中で最も適切な予め計画された戦略を選択する。従ってもし予め計画された戦略において、想定された状況に何らかの変化が生じれば、何らかの適応の必要が生じる。

運転員は、自身の独立な診断に対応する修正を指示する。アドバイザーは運転員の選択に対応した適切な運転ゴールのための解釈と計画を表示する。この新しいプロセスの結果は以前のものと比較され、あるいは運転員の期待と比較され、運転員が自身の診断を再評価することを可能にする。

対話機能を介して、運転員はE Iに支援されて容易にアドバイザーに介入でき、アドバイザーはそのモジュール構造からこの介入を受け入れることが出来る。これら3つの機能によって運転員と計算機間の緊密な共同作業を実現する。

5. 4 シミュレーションテスト

M M Sが実際に運転員を支援できるか否かの検証を行うため、出来るだけ実用段階に近い状況を設定し、実機運転員の参加を得て検証試験を行った。

検証試験の環境は、次世代の中央制御室を模擬し、数台のC R T表示装置から構成される主コンソールの後方に大型の表示装置を2面配置した。検証用シミュレータは、運転訓練用シミュレータをベースに、最新の1100Mwe原子力プラントをモデルとした。プラントインターロックなどは、詳細な模擬が可能なように機器レベルまで模擬している。検証試験の環境を写真5-1に示す。

検証試験は、1組2人の構成で、6組の実プラント運転員の参加を得て、3日間の日程で実施した。

MMSの主要な目的が運転員の知識ベース行動の支援にあるため、試験は主として情報要求と供給のバランスの調査に重点を置いて実施した。しかし、前述した様に、情報要求はテストシナリオで要求されるタスクとともに、運転員の戦略や認知制御のレベルにも依存する。従ってこれらの点を明らかにするためにも運転員とシステム開発者との試験中の対話が重要である。

図5-9はE Iが提供したCRT画面の例を示す。図5-10は、検証試験ケースの一部を示すプラント応答の一例である。システムが提供した情報の例を表5-1に示す。

被験者である運転員と本システムの設計者は、テストシナリオの渦中および事後に、システムの提供する情報の過不足についての意見交換を行った。この意見交換は、タスク達成時間やインターフェースを操作する場合のワークロードなど、簡単な性能指標を測定する代わりに行ったものである。また運転員に対して、事後にアンケートやインタビューを行った。以下は代表的な指摘である。アンケート結果の一部を、図5-11に示した。

- (1) 約80%の運転員が、プラント状態や運転ガイド情報に加えて、運転目標や運転戦略情報の有用性を評価した。
- (2) エコロジカルインターフェースデザインの概念で示したような、抽象レベルの情報提供は、特に訓練や教育の段階で有効との指摘があった。

3日間に亘るこのような対話を経て、運転員のMMSに対する最終的な主観的評価として肯定的な結果が得られた。

5. 5 本章の結論

本章では、プラントの種々の局面に幅広く適用可能な、総合的な運転支援シ

システムを提案する観点から、運転員の意思決定プロセスに適合した運転支援機能について述べた。特に重要な異常過渡段階について、運転員にとって未知なケースへの対応を中心に下記の2点を技術課題として掲げた。

- 1) 未知の事象に対応するためには、異常を想定した故障モデルではカバーができず、新しい観点に基づくモデル開発が必要である。
- 2) 未知の事象への対応を考えれば、計算機だけでは、対応が十分とは言えず、機械と人間（運転員）との協調による問題解決の手段を考えておくことが重要である。

上記の2つの要求に応えるために本章では、想定した異常に対する異常状態を記述した故障モデルではなく、通常時のプラント・機器の振る舞いを記述した正常時モデルを開発した。

本モデルは、プラントの機能を階層的に分類・展開しており、プラント内の機能の良否を、マス・エネルギーの流れの観点から判断している。即ち注目しているプラント機能に対して、エネルギーあるいはマスの流れ（イン／アウト）がバランスしていれば正常であり、不均衡となった場合は何らかの異常が発生していることとなる。

本モデルの構造をCRTなどを介して運転員に提供する事により、本モデルを単なる診断モデルだけではなく、運転員が自身でプラント状況を把握するための手段として活用する事ができる。

上記の考え方に基づき、プラント全体に渡る機能階層モデルを開発し、フルスコープシミュレータを利用した検証試験により、多重故障などの想定外事象に対しても本システムが対応できることを明らかにした。

今後は、より広範な事象を対象に、長期にわたるシミュレーション試験を行い、システムの一層の性能向上を図る必要がある。

第5章の参考文献

- (1) M.MAKINO,et al.," Operational Experience of A Human-Friendly Control and Instrumentation Systems for BWR Nuclear Power Plants", ANS Topical Meeting on Anticipated and Abnormal Transients in Nuclear Power Plants, Atlanta, 1987.
- (2) K.MONTA,et al., " Development of a Computerized Operator Support System for BWR Power Plants", ANS Topical Mtg. On Computer Applications for Nuclear Power Plant Operation and Control, Pasco, Wash., 1985.
- (3) K.IWAKI, " Control Room Design and Automation in the Advance BWR". IAEA International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Power Plants, Munich, 1990.
- (4) K.MONTA, et. al., " Development of Knowledge Based Decision Support System for Nuclear Power Plants ",. IAEA International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Power Plants, Munich, 1990.
- (5) J.ラスムッセン著、海保他訳「インターフェースの認知工学」、啓学出版、1990.
- (6) D.D.WOODS, " Flight Deck Automations : Promises and Realities", NASA Conference Report 10036,1988.
- (7) D.D.WOODS, " Commentary: Cognitive Engineering in Computer and Dynamic World", International Journal of Man-Machine Studies, 27, p.571,(1987)
- (8) M.LIND, " Multilevel Flow Modeling of Process Plant for Diagnosis and Control", NUREG/CP-0027, 1982.
- (9) J.RASMUSSEN, K.J.VICENTE, " Coping with human Error through System Design: Implication for Ecological Interface Design", International Journal of Man-Machine Studies, 31,517, (1989)
- (10) L.BELTRACCHI, " A Direct Manipulation System Process Interface, " ANS Topical Mtg. on Advances in Human Factors Research on Man/Computer Interactions, Nashville,(1990)

- (11) W.BASTL et al., “ Balance between Automation and Human actions in Nuclear Power Plant Operation - results of international Co-operations”, IAEA Int. Symposium. on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Power Plants, Munich, 1990.
- (12) N.NAITO et al., “ A Decision Support System for the Knowledge Based Behavior of Nuclear Power Plant Operators”, IAEA Int. Symposium on Feedback of Operational Safety Experience from Nuclear Power Plants, Paris. 1988.
- (13) N.NAITO et al., “ Advanced Man-machine System for Nuclear Power Plant Operation and Maintenance”, IAEA International. Symposium. on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Tokyo, 1992.
- (14) J.RASMUSSEN, “ Information Processing and Human Machine Interaction - An Approach to Cognitive Engineering”, Elsevier, New York. 1986.
- (15) N.NAITO,J.ITOH,K.MONTA and M.MAKINO, “ An Intelligent Human-Machine System Based on an Ecological Interface Design Concept”, Nuclear engineering and design, 154, 97-108, 1995.
- (16) 門田、早川、内藤、“原子力発電所向け知的マンマシンシステムの展開”、日本機械学会論文集（B編）、59巻565号、1993年.
- (17) 都甲泰正 他：日本原子力学会誌 Vol. 25, No.6 (1983), pp430-439.
- (18) 若林二郎、内藤憲夫、加藤監治、増井隆雄：原子力発電プラントマンマシンシステムの開発、日本原子力学会誌 Vol.. 32, No.6 (1990), pp555-561.

表 5-1 アドバイザーが提供する診断情報例

Plant status	Status recognition		Status interpretation		Action
	Abnormality detection	Status identification	Goal selection	Strategy planning	
① Decrement of generator power resulting from inadvertent opening of turbine bypass valve (TBV).	Provide TBV opening indication and relevant alarms	BPV function has failed in main steam flow supporting power generation	Recommend generator power down	Recommend power down using load set point decrement	Adjust EHC output corresponding to TBV position
② Failure in control rods insertion. Loss of all high pressure ECCS. Continuous decrease in reactor water level.	Announce failure of scram	Control rod insertion function has failed in reactivity control supporting residual heat removal	Recommend bringing reactor power below critical	Recommend manual scram, manual rod insertion, etc.	Recommend manual rod insertion, reactor mode switch shutdown position, etc.
③ Continuous decrease in reactor water level caused by loss of feed water and high pressure ECCS.	Announce failure in feed water system and high pressure ECCS, and alert that reactor level is decreasing	ECCS function has failed in reactor coolant transportation supporting residual heat removal	Recommend recovering reactor level	Recommend using low pressure ECCS	Manual start of LPFL and CRD



写真 5-1 マンマシンシステム (MMS) 検証用制御室

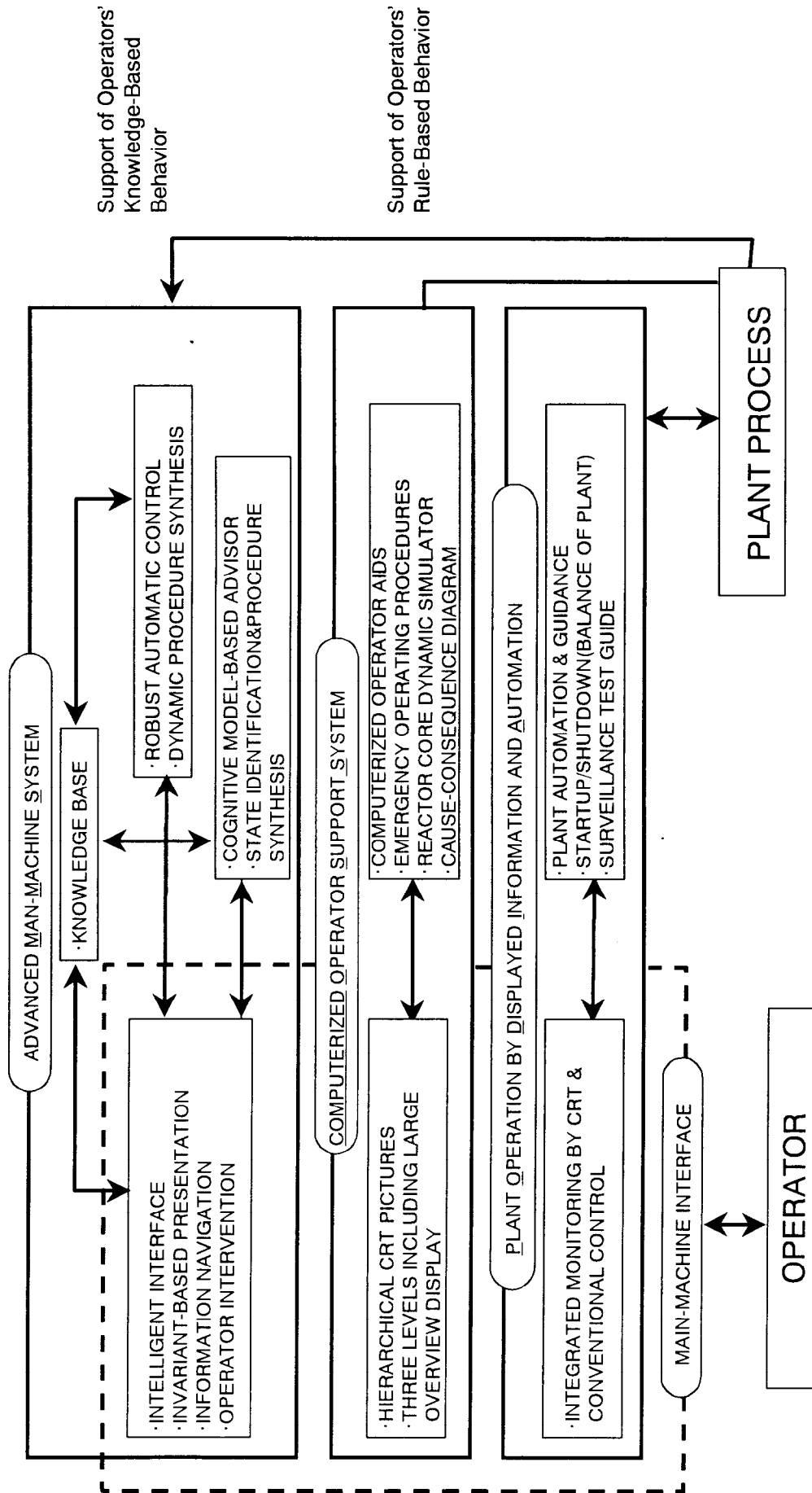


図 5-1 統合したヒューマン・マシンスステムの構成

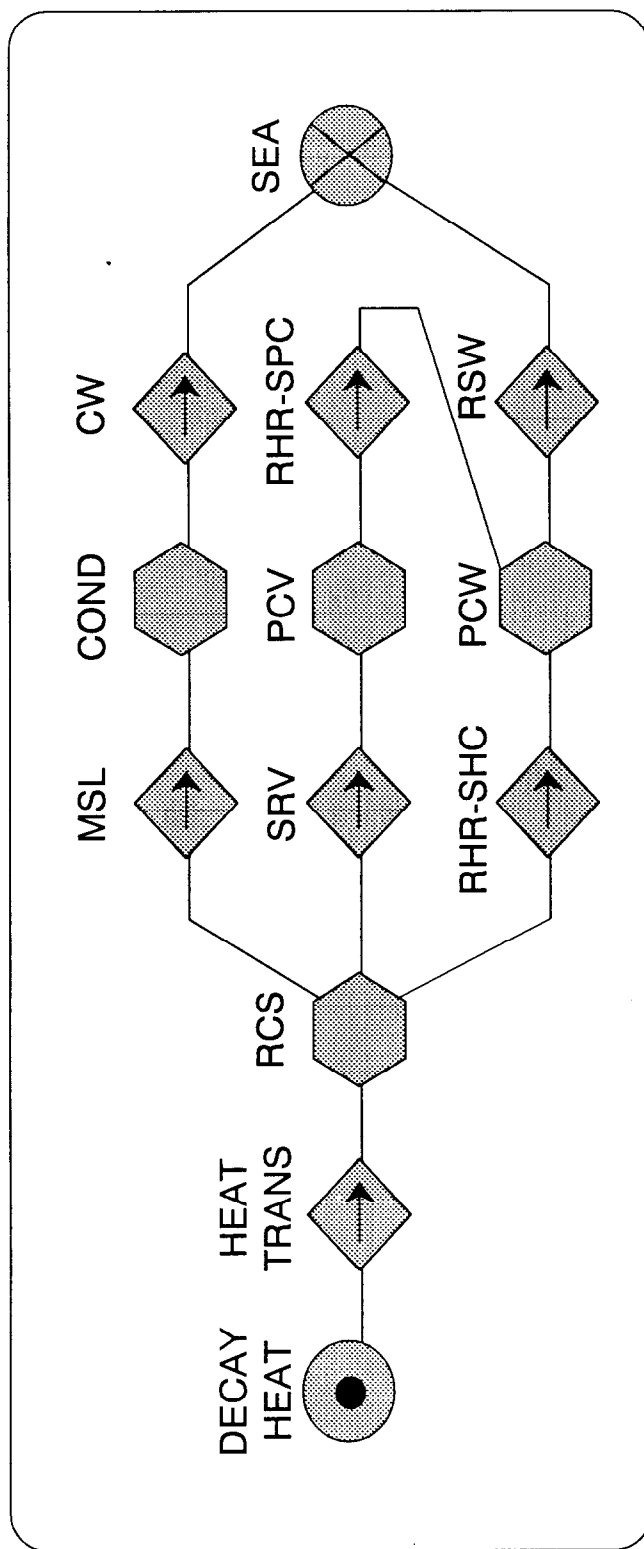


図 5-2 マルチレベルフローモデル(崩壊熱除去)の例

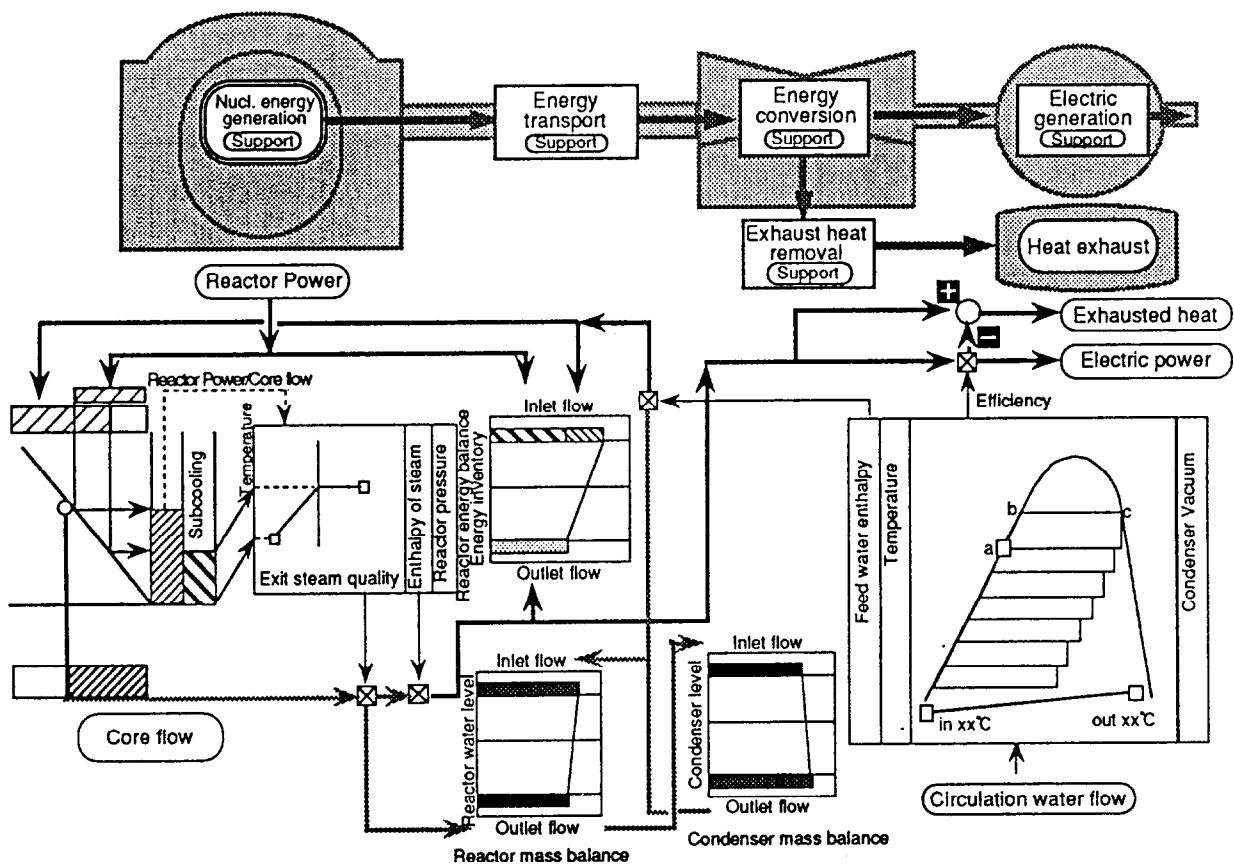


図 5 - 4 電力生産MFMを示す最上位のCRT画面例

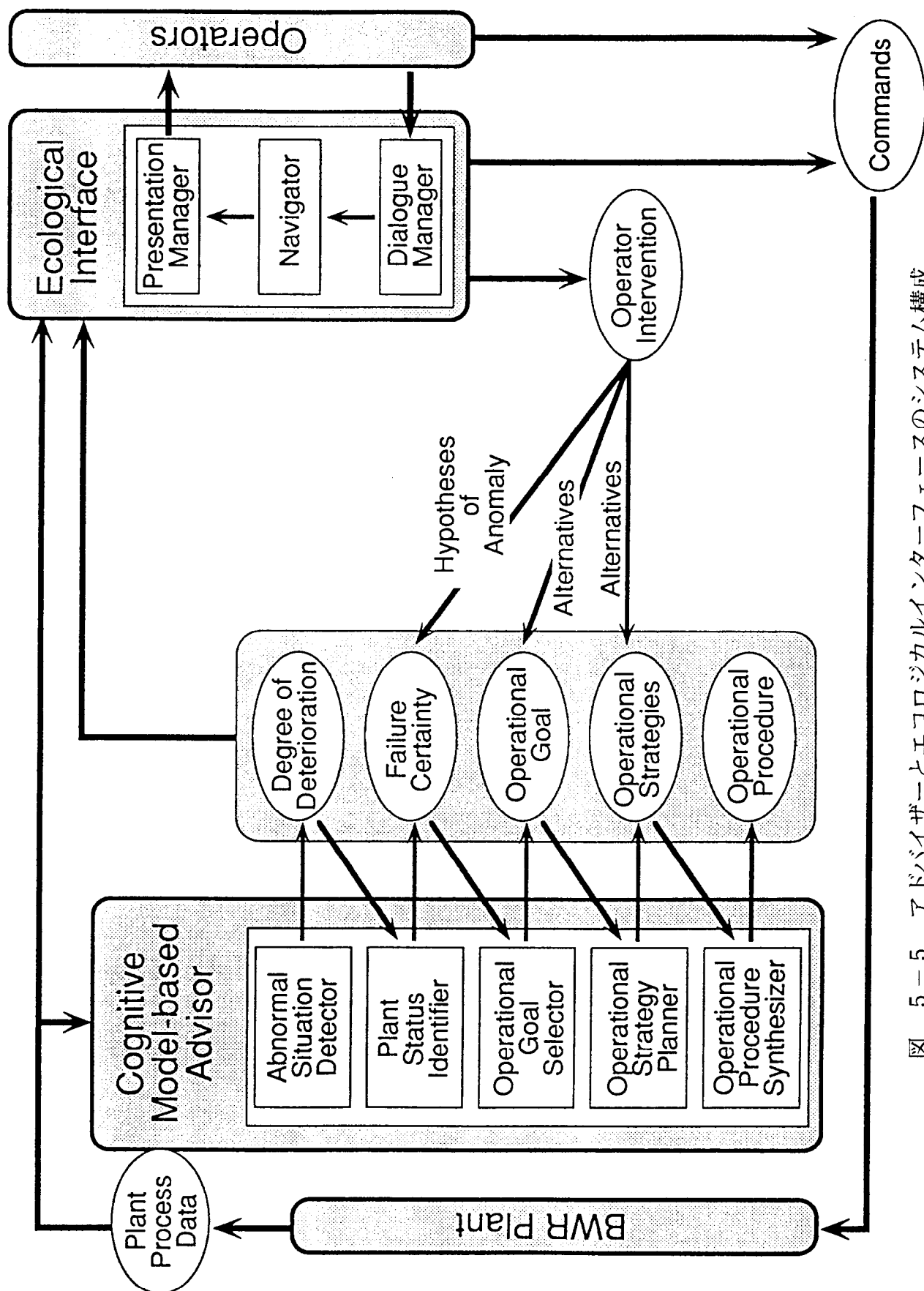


図 5-5 アドバイザーとエコロジカルインターフェースのシステム構成

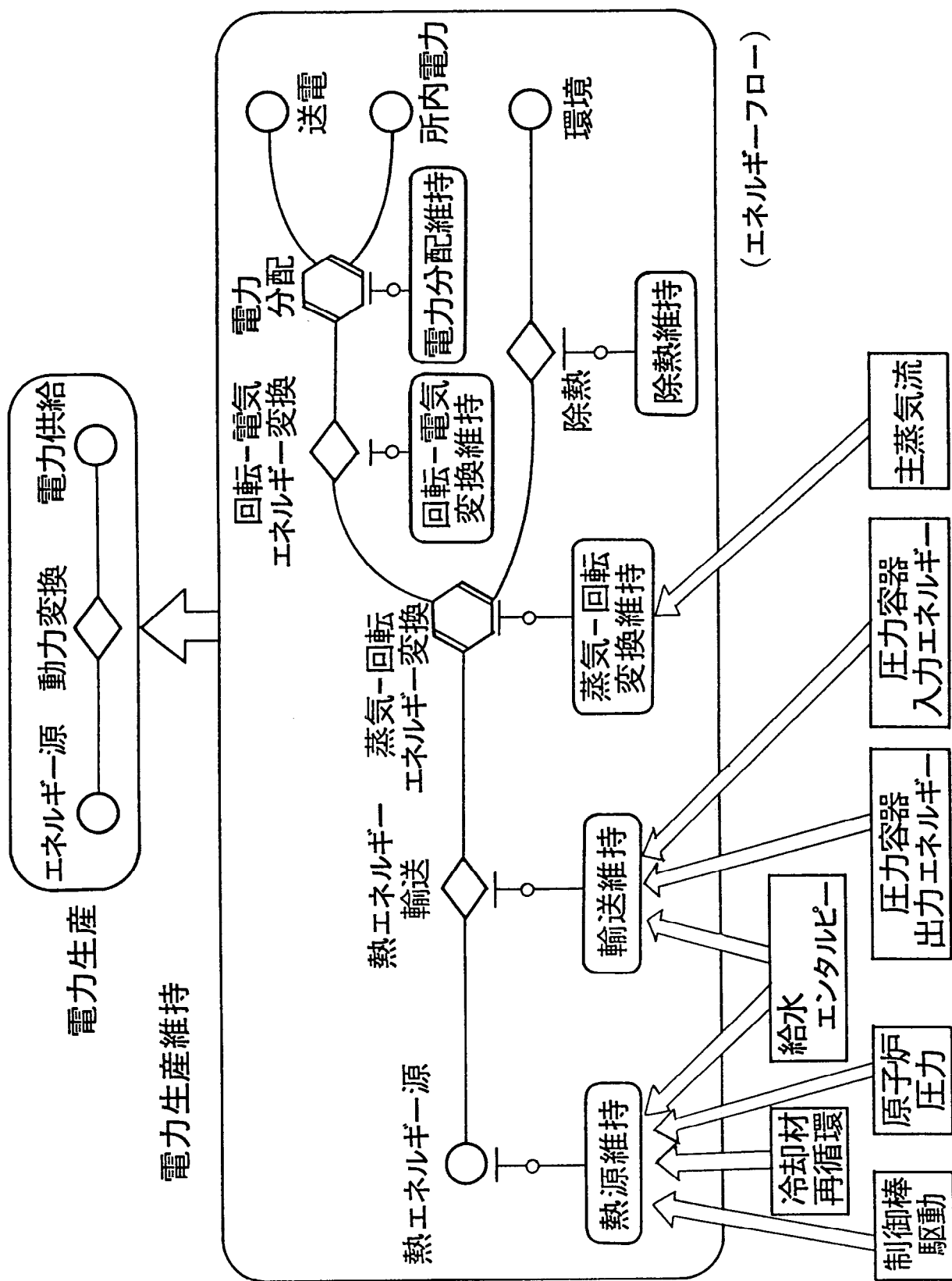


図 5-6 電力生産に関する最上位MFMの例

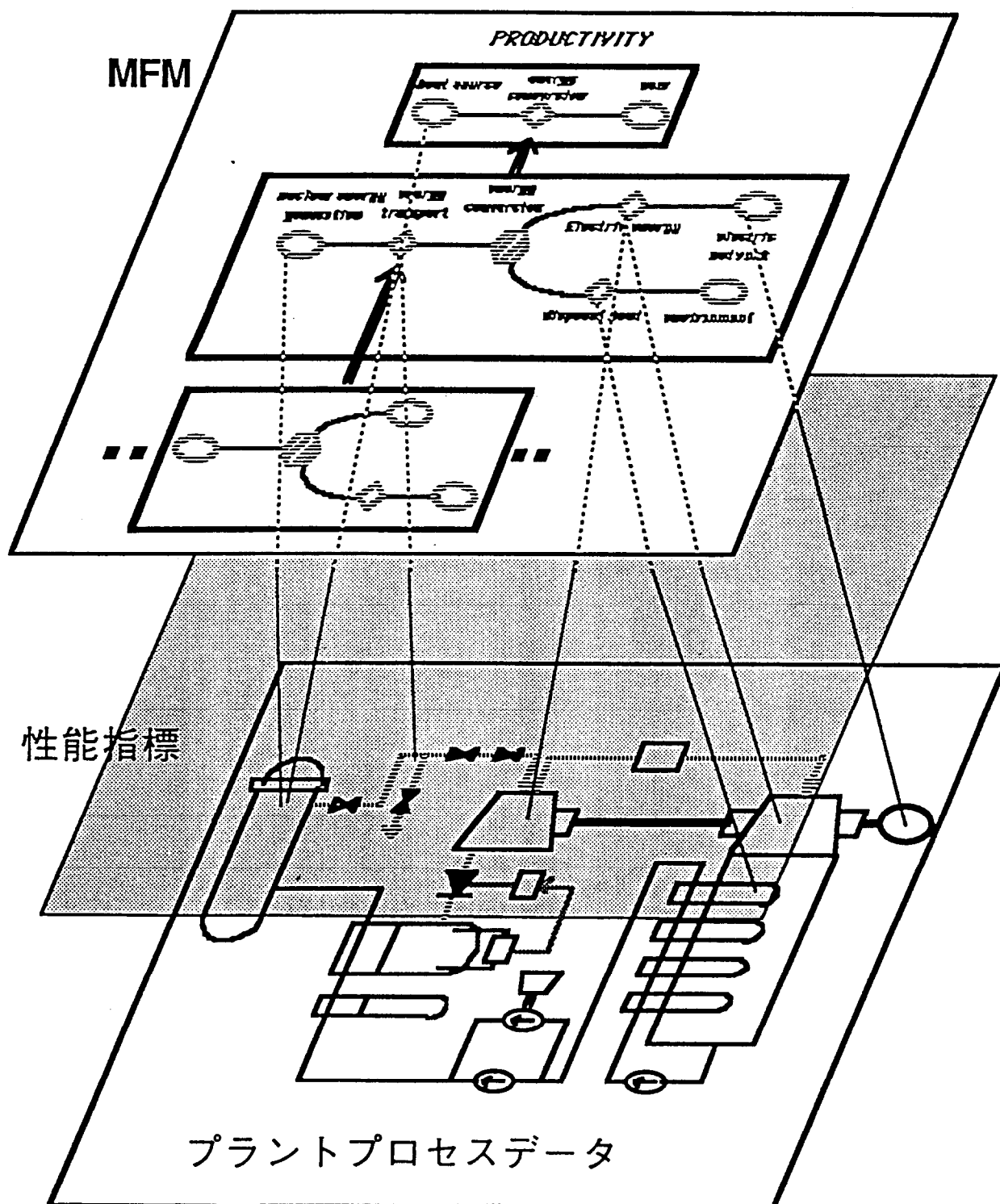
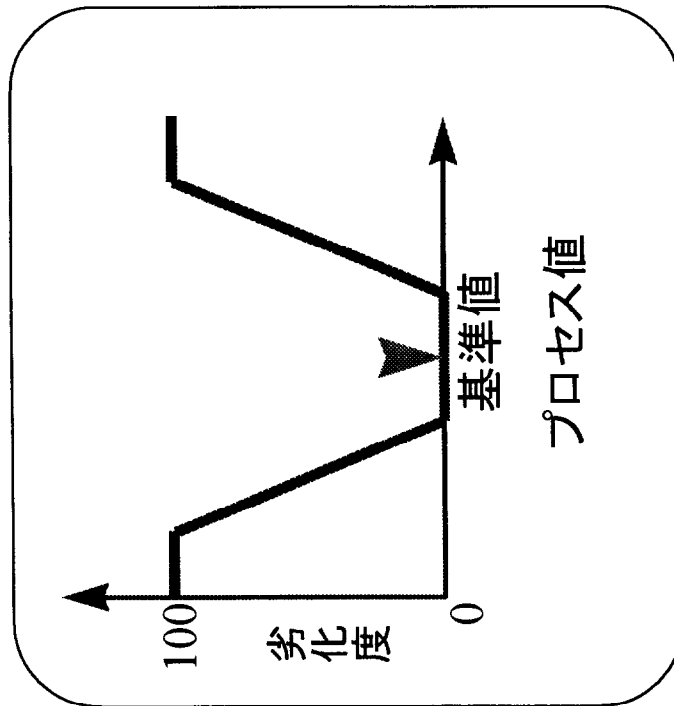


図 5-7 プラントデータとMFMとの関連

劣化度の計算



異常個所: $\text{MAX}(\text{CF}_i)$ を与える要素

確信度による異常個所の同定

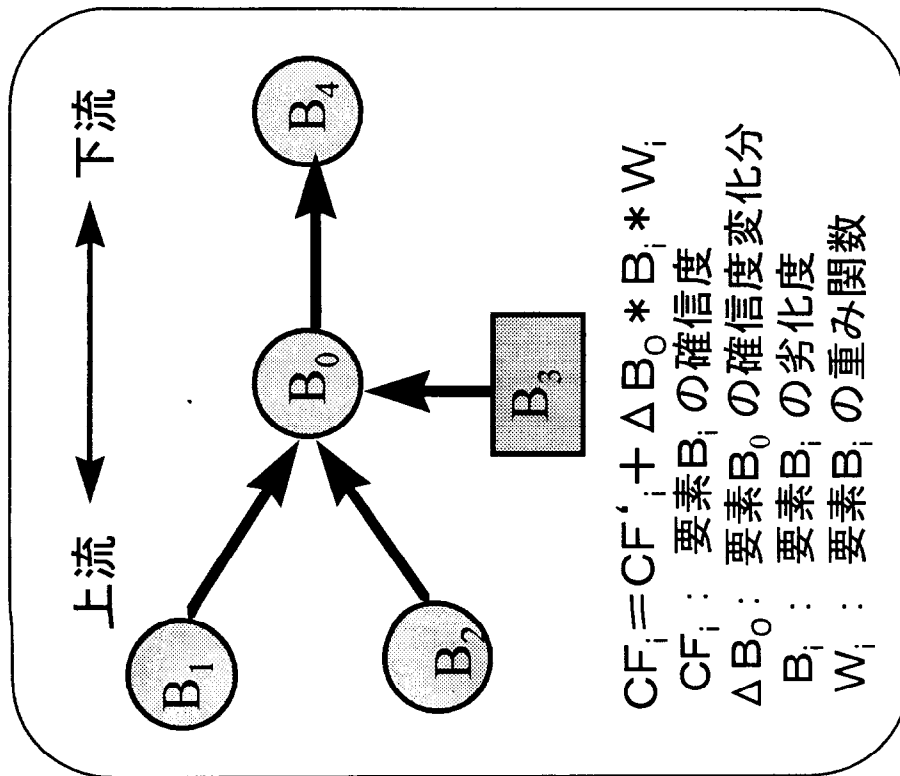


図 5-8 プラント機能階層モデルにおける異常検出方法

重要メッセージ欄 1992.10.05(月) 13:50:43 全体機メニュー プリントサーバーユー 電力性能 安全監視 温度監視 アバハイバスステータ CRT 監視 監視 監視 終了		重要メッセージ欄 1992.10.05(月) 13:50:43 全体機メニュー プリントサーバーユー 電力性能 安全監視 温度監視 アバハイバスステータ CRT 監視 監視 監視 終了	
(重要警報)		(運転目標)	
13:47 T b バイバス異常により発電機出力降下が必要です		13:47 負荷設定器で負荷設定点を降下して下さい	
(異常検知／同定)		(運転戦略)	
13:47 タービンバイバス 閉 13:50 H W 温度 上昇中 13:50 タービン排気室 温度 高		13:50 EHC出力/BPV 同定一致 13:50 復水器スレーブ 閉 13:50 RI P ポンプ速度 降下	
(異常検知／同定)		(実行手順)	
13:47 タービンバイバス 閉 13:50 H W 温度 上昇中 13:50 タービン排気室 温度 高		13:47 負荷設定器で負荷設定点を降下して下さい	

図 5-9 E I が提供する CRT 画面例

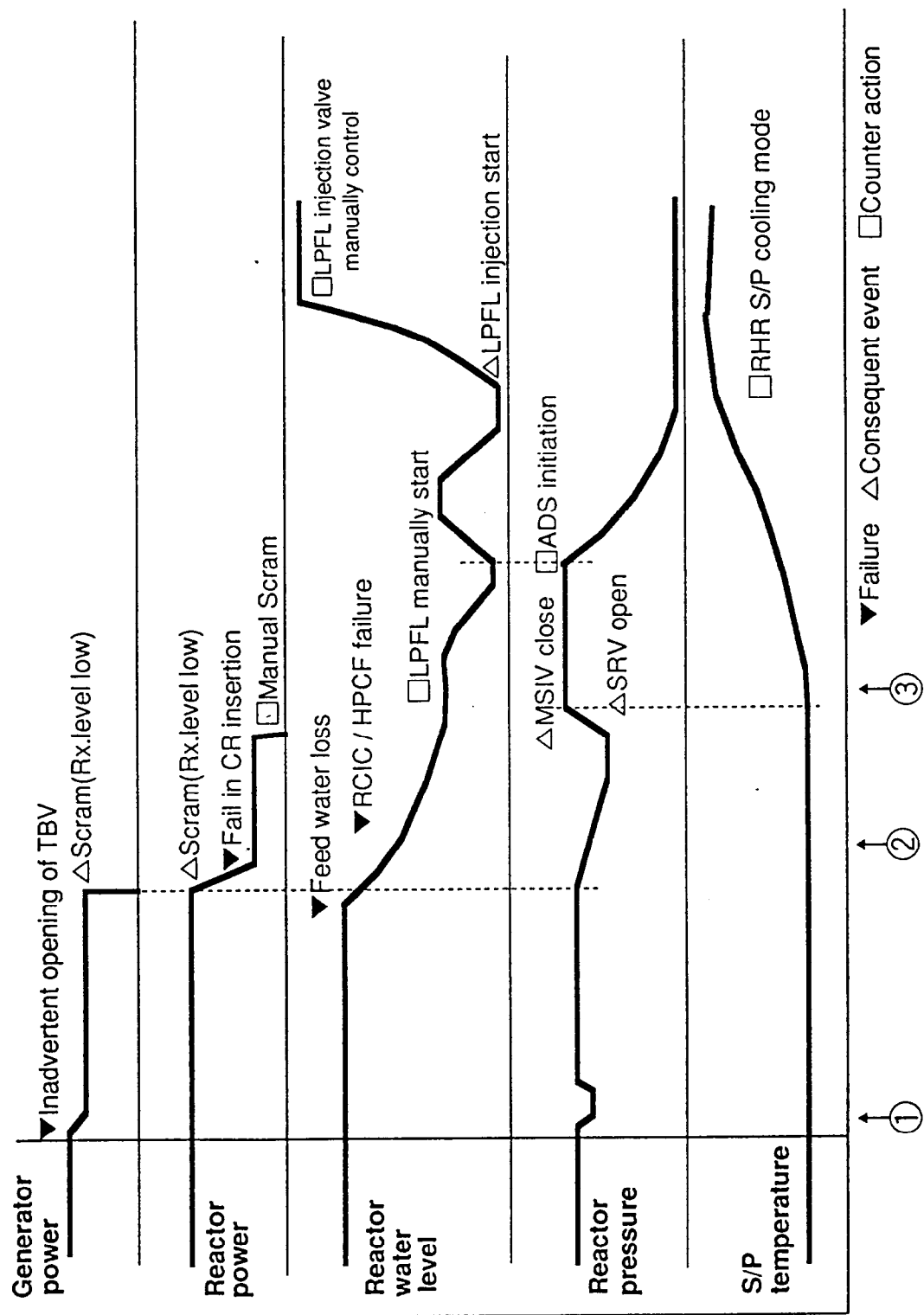


図 5-10 検証試験におけるパラメータの応答例

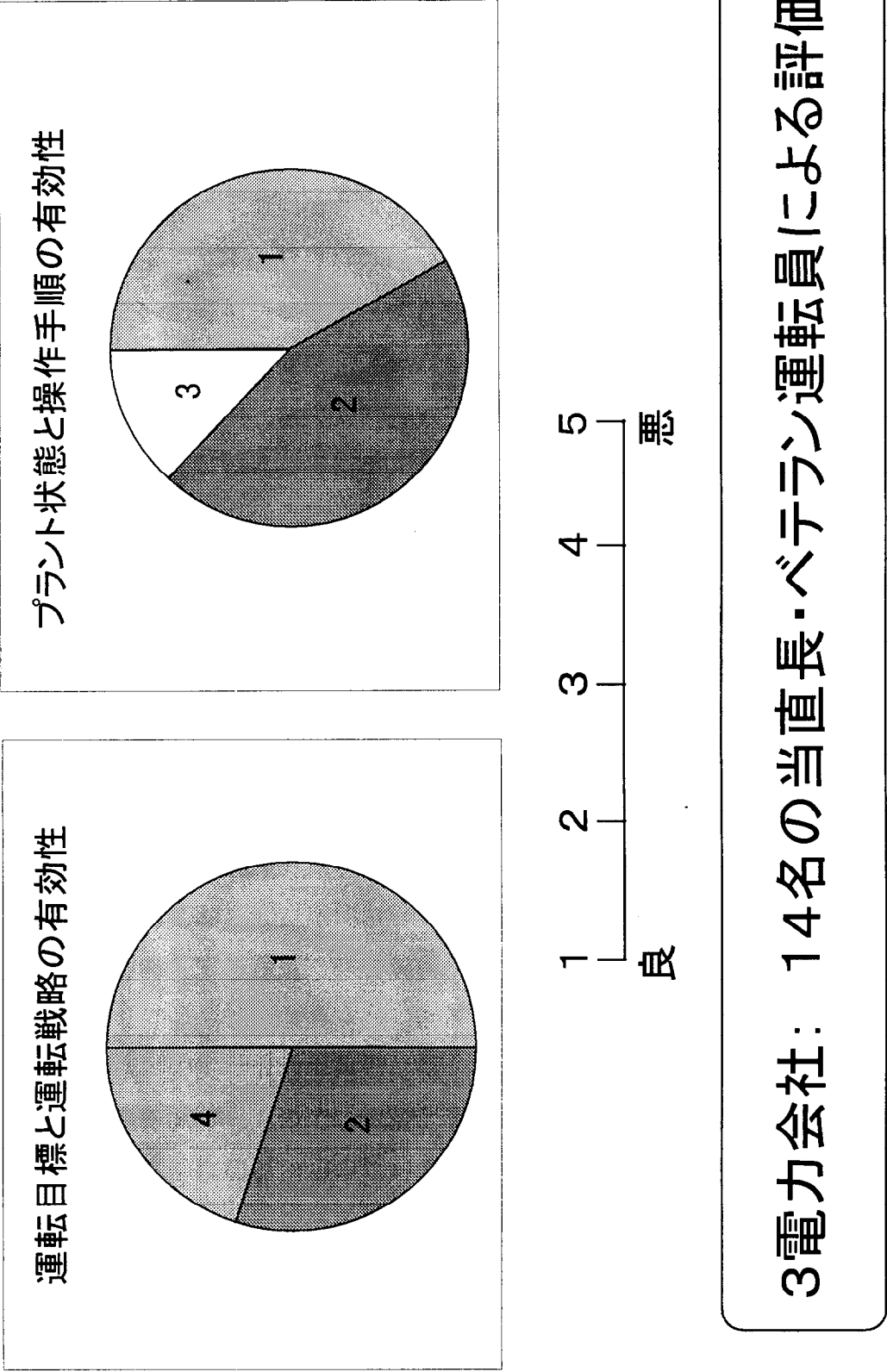


図 5-11 検証試験におけるアンケート結果例

第6章 結論

プラントの異常状態（兆候段階、過渡段階）を対象にし、想定し得る種々の局面に幅広く適用可能な、総合的な運転支援システムを提案した。

提案した運転支援システムの特徴は、プラントの異常状態に対応する運転員の必要なタスクを、意思決定プロセスとして体系的に分類すると共に、各プロセスにおいて運転員が必要とする情報を抽出し、これらの情報をもれなく提供できる総合的な運転支援システムを構築した点である。

従来は運転員の判断に委ねられていた異常時の対応について、設計者の考え方を運転支援情報として提供する事により、設計者と運転員のギャップを埋める事が本システムの狙いである。

第2章では、兆候段階の運転支援技術の一例として、雑音解析法を適用し、沸騰水型原子炉を対象に燃料チャンネル入口流量の推定手法を提案した。

BWRにおいては、燃料チャンネルの周囲は気相・液相という二相流状態にあり、出力分布・サブクール・チャンネル流量など多くのパラメータが関連し熱水力学的に複雑な様相を呈している。この中で出力分布やサブクールは、直接あるいは間接的に計測が可能であるが、これまで燃料チャンネルの入口流量は測定されておらず、適切な計測手段がなかった。

これに対して本論文では、燃料チャンネル近傍に設置されている中性子検出器の信号に注目し、垂直方向に配置された中性子検出器信号間の相関解析により、ボイドの変動成分の移動情報から、検出器近傍の燃料チャンネルの入り口流量推定を試みたもので、流量計測のための新たな検出器を設置することなく、既存の中性子検出器からの信号を利用するところに大きな特長がある。

本手法では、原子炉内の熱水力学的な定量モデルを使い、非観測量である入口流量推定の方法論を提案し、実機データとの比較により、適用性を明らかにした。

第3章では、プラントの異常過渡状態における運転員的意思決定プロセスの第1段階であるスキルベース行動の支援に関して、特に警報処理技術について述べた。

特に、不要警報を抑制する観点から、まず一般的な警報配置モデル・警報発生モデルを考え、これらから運転員に的確な警報を提供するための知的な警報処理方法を提案した。次にこれらの方法論に基づき、実プラントを対象に、具体的な警報処理システム（IAPS）を開発すると共に、これらを計算機に実装した。シミュレーション試験の結果、代表的なプラント過渡事象に対して、IAPSは十分な警報処理能力を有していることを示し、運転員に洗練された警報を提供できる可能性を明らかにした。

第4章では、ルールベース行動対応の運転支援システム（ROSS: Rule-based Operator Support System）に関して述べた。

特に、実用性の観点からは、カバーすべき事象の範囲が重要であり、本論文では、過去にプラントで発生した代表的な故障事例以外に、設計上考え得る故障事象を体系的に分析し、対象範囲として含めた。その結果、ROSSに実装した知識データベースは、故障原因数（対象事象数）、運転操作ガイド数ともに千を越す規模であり、プラント全体の機器を十分にカバーした実用的な値である。

また、ROSSは、運転支援情報をリアルタイムで提供する必要があり、プロセス信号などの大量のデータを高速で処理する、いわゆる実時間性に関する技術開発が重要である。このための工夫として、ROSSでは、新たに故障診断モデルを開発し、実時間性を実現できる方法を提案した。本論文で提案する故障診断モデルは、“浅い知識”を利用した診断と“深い知識”を利用した診断との両方法の欠点をカバーするものである。即ち、未経験事象を含む事象を診断対象として広範囲にカバーするために、各系統機器の機能・構造などの設計知識を利用するが、このままの形では、診断処理などに要する時間が大きいために、設計知識をベースに、事前にFTA、FMEAを実施し、故障診断モデル（FDM）として構築した。いわば設計知識を基に故障解析を行い、事

前に“深い知識”を“浅い知識”にコンパイルする事により処理効率を高める工夫をした。

さらに、ROSSを設計・製作した後、実プラント運転員（9クルー）による検証試験を実施した。その結果、当初の設計思想通り、ROSSは、プラント過渡時の運転支援システムとして、特にルールベース支援の観点から有効であることが明らかにできた。

第5章では、プラントの種々の局面に幅広く適用可能な、総合的な運転支援システムを提案する観点から、運転員の意思決定プロセスに適合した運転支援機能について述べた。

特に重要な異常過渡段階について、運転員にとって未知なケースへの対応を中心に、問題解決の方法論として、想定した異常に対する異常状態を記述した故障モデルではなく、通常時のプラント・機器の振る舞いを記述した正常時モデルを開発した。本モデルは、プラントの機能を階層的に分類・展開しており、プラント内の機能の良否を、マス・エネルギーの流れの観点から判断している。即ち注目しているプラント機能に対して、エネルギーあるいはマスの流れ（イン／アウト）がバランスしていれば正常であり、不均衡となった場合は何らかの異常が発生していることとなる。

上記の考え方に基づき、プラント全体に渡る機能階層モデルを開発し、フルスコープシミュレータを利用した検証試験により、想定外事象に対しても本システムが対応できることを明らかにした。

以上2章から5章までに述べたように、プラントの異常兆候段階、異常過渡段階に焦点を当て、運転員の複数の意思決定プロセス（情報レベル判断、スキルベース行動、ルールベース行動、知識ベース行動）のそれぞれに適用可能な、総合的な運転支援システムの方法論を提案した。

本方法論に基づき、実プラントに適用可能な範囲と深さを有する判断ロジックを開発し、当該ロジックをリアルタイムで処理し、運転支援情報を提供できる試作システムを計算機上に実装した。

詳細なプラントシミュレータを利用して代表的な異常事象を模擬し、実プラント運転員により、試作システムの機能評価・有効性評価を行った結果、運転員の複数の意思決定プロセスのそれぞれに適用可能な、総合的な運転支援システムとしての有効性を明らかとした。

第2章で提案した、雑音解析法を適用した燃料チャンネルの入口流量推定方法は、既に実プラントにおいて試験的に利用されている。第3章で提案した、プラントの異常過渡状態における警報処理システムの基本的な考え方は、最新のABWRにおける階層的な警報システムとして採用されている。第4章で提案したルールベース行動対応の運転支援システム、第5章で提案した知識ベース行動対応の運転支援システムは、いずれも、実プラント運転員によってその有効性については実証されており、今後、実プラントへの導入に資することが可能である。

今後実プラントに本格的に導入していく場合には、各種の判断ロジックを含む運転支援システム全体のソフトウェアとしての検証が大きな技術課題である。

現実的には、実証済みの設計データを最大限に活用する事、実装前の段階で、実績のあるプラントシミュレーター等を利用して十分な検証試験を実施する事などが有効な方法である。

また運転支援システムの適用範囲は広い方が望ましいが、設計段階であらゆる異常を予知する事は困難である。第5章では、このようなギャップを多少とも埋めるために、想定異常に対する機器状態を記述した故障モデルではなく、通常時のプラント・機器の振る舞いを記述した正常時モデルを開発することにより、適用範囲の拡大を試みた。プラントシミュレータを用いた検証試験により本方法論の有効性は明らかとなったが、想定できない全ての異常への対応は今後の課題である。

本論文で採用した運転支援システムの有効性評価では、被験者が実プラント運転員であり検証試験の時間的な制約から、運転支援システムの有無による運転員の対応時間差評価や主観的評価としたが、時間的な余裕があれば重要パラ

メータの安全限界への接近状態や認知工学的な観点から運転員の判断過程を詳細に分析するなどの方法も考えられる。これらを通じて支援システムの有効性およびプラント信頼性に与える効果を定量的に評価できる手法を確立することが今後の課題である。

謝 辞

本研究は、著者が昭和 46 年以来携わってきた、沸騰水型原子力発電所における監視・診断技術、運転支援システムの開発研究について、東京工業大学原子炉工学研究所・有富正憲教授のご指導を頂き纏めたものである。先生には、大変お忙しい中にもかかわらず終始懇切ご丁寧なご指導とご鞭撻を賜り深く感謝申し上げます。また論文査読、審査にあたり、適切なご指摘とご助言を頂きました東京工業大学原子炉工学研究所・吉澤善男教授、二ノ方壽教授、関本博教授、斉藤正樹助教授および関係の先生方に深く感謝の意を表します。

(株)東芝原子力事業部技監・宮沢龍雄博士、同技監・角山茂章博士には、常に暖かい激励とご鞭撻を頂きました。(株)東芝原子力技術研究所・松浦宏之所長には、本論文を纏める機会とご便宜を与えて頂きました。深く感謝申し上げます。

(株)東芝電力産業システム技術開発センター・森宣征センター長、(株)東芝輸出管理部・牧野真臣次長には、特に運転支援システムの開発にあたり、研究プロジェクトの推進役として貴重なご助言やご支援を頂きました。厚くお礼申し上げます。

元アイテル技術サービス(株)野村孜博士、アイテル技術サービス(株)田辺章取締役、(株)東芝原子力事業部・安藤泰正参事、(株)東芝原子力技術研究所主幹・兼本茂博士には、特に雑音解析を利用した原子炉診断技術の開発において、多くのご指導とご支援を頂きました。心から感謝申し上げます。

(財)原子力発電技術機構ヒューマンファクターセンター所長・門田一雄博士、(株)東芝経営戦略部・田井一郎博士、(株)東芝電力産業システム技術開発センター・福本亮博士、(株)東芝原子力技術研究所・瀧澤洋二主査、重野啓主査、佐藤信秀主査、(株)東芝原子力企画部・伊藤寿一郎参事、その他多くの方々には、特に運転支援システムの開発に当たりご協力とご支援を頂きました。厚くお礼申し上げます。

本研究は、以上の方々のご指導とご支援によって完成したものであり、深く感謝申し上げます。