

JAERI - M
89-025

BWRにおける外部電源喪失起因の
イベントツリー解析

1989年3月

渡辺 憲夫・近藤 雅明・宇野 清隆*
千草 剛**・原見 太幹

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）
あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 山出軽印刷所

BWRにおける外部電源喪失起因のイベントツリー解析

日本原子力研究所東海研究所原子炉安全工学部

渡辺 憲夫・近藤 雅明・宇野 清隆*

千草 剛**・原見 太幹*

(1989年2月2日受理)

「国内軽水炉モデルプラントPSA」の予備解析として、設置許可申請書等の公開情報に基づき、BWR (TYPE-5, MARK-II)における外部電源喪失を起因事象とするイベントツリー解析を実施した。解析の目的は、外部電源喪失に始まり炉心溶融に至る事故シーケンスを同定し、発生頻度の観点から事故シーケンスの重要度を評価すること、並びに、本解析を通して「国内軽水炉モデルプラントPSA」を効率的に行なうための知見・情報を得ることである。

本報告書では、イベントツリー解析の方法と解析結果について記述する。解析では、機能イベントツリー、システムイベントツリーを作成し、炉心溶融に至る事故シーケンスを同定すると共に、事象を緩和するための各システムについて信頼性解析を行ない、その結果を組合せて事故シーケンスの発生頻度を求めた。さらに、レベル2 PSAにおける事故解析・ソースターム評価につなぐためにフロントライン系イベントツリーを作成した。なお、定量化に必要な機器故障率や外部電源喪失の発生頻度等のデータは米国のPSA報告書等の公開文献から引用した。解析の結果、外部電源喪失に始まる炉心溶融事故の発生頻度は $5 \times 10^{-4}/R \cdot Y$ 程度と計算された。また、発生頻度の観点から支配的な事故シーケンスは崩壊熱除去機能喪失と非常用電源喪失であり、これらのシーケンスは外部電源喪失に起因する炉心溶融事故の発生頻度全体の90%以上を占める。これらの結果は、外部電源喪失事象の発生頻度として米国での運転実績に基づき評価された $0.13/R \cdot Y$ という比較的大きな値を用いたこと及び外部電源の復旧等機能回復を考慮していないことによるものである。しかし、我が国の原

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

† 大型放射光施設計画チーム

* 出向職員，日本鋼管

** 出向職員，神戸製鋼所

子力発電所においてこれまで外部電源喪失を経験していないこと、さらに、支配的なシーケンスに対しては外部電源や給復水系を回復させるのに十分な時間的余裕があることから、運転実績や回復の効果を考慮すると我が国のBWRでは当該事象による炉心溶融事故の発生頻度は $10^{-6}/R \cdot Y$ より小さくなると考えられる。

本解析を通して、プラントの応答や系統間の機能的関係等プラント情報を整理したことによって、「国内軽水炉モデルプラントPSA」におけるレベル1 PSAを実施するための基盤が確立できた。

LOSP-initiated Event Tree Analysis for BWR

Norio WATANABE, Masaaki KONDO, Kiyotaka UNO*
Takeshi CHIGUSA** and Taikan HARAMI⁺

Department of Reactor Safety Research
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February 2, 1989)

As a preliminary study of "Japanese Model Plant PSA", a LOSP (loss of off-site power)-initiated Event Tree Analysis for a Japanese typical BWR was carried out solely based on the open documents such as "Safety Analysis Report". The objectives of this analysis are as follows;

- to delineate core-melt accident sequences initiated by LOSP,
- to evaluate the importance of core-melt accident sequences in terms of occurrence frequency, and
- to develop a foundation of plant information and analytical procedures for efficiently performing further "Japanese Model Plant PSA".

This report describes the procedure and results of the LOSP-initiated Event Tree Analysis. In this analysis, two types of event trees, Functional Event Tree and Systemic Event Tree, were developed to delineate core-melt accident sequences and to quantify their frequencies. Front-line System Event Tree was prepared as well to provide core-melt sequence delineation for accident progression analysis of Level 2 PSA which will be followed in a future. Applying U.S. operational experience data such as component failure rates and a LOSP frequency, we obtained the following results:

+ Office of Marine Superintend Synchrotron Radiation Facility Project Team

* On leave from NKK Corporation

** On leave from Kobe Steel Co., Ltd.

- The total frequency of core-melt accident sequences initiated by LOSP is estimated at 5×10^{-4} per reactor-year.
- The dominant sequences are "Loss of Decay Heat Removal" and "Loss of Emergency Electric Power Supply", which account for more than 90% of the total core-melt frequency.

In this analysis, a higher value of 0.13/R·Y was used for the LOSP frequency than experiences in Japan and any recovery action was not considered. In fact, however, there has been no experience of LOSP event in Japanese nuclear power plants so far and it is also expected that offsite power and/or PCS would be recovered before core melt. Considering Japanese operating experience and recovery factors will reduce the total core-melt frequency to less than 10^{-6} per reactor-year.

Through this analysis, we clarified the plant information such as system interfaces and developed analytical procedures for performing "Japanese Model Plant PSA".

Keywords: Loss of Offsite Power, BWR, Core-melt Accident Sequence, Frequency, Event Tree Analysis

目 次

1. はじめに	1
2. イベントツリー解析方法	3
2.1 イベントツリー解析手順	3
2.2 解析上の主要な前提	5
3. プラント情報	8
3.1 プラントの概要	8
3.2 外部電源喪失時のプラント応答	9
3.3 安全機能及び事象緩和機能	10
3.4 系統間従属性	12
4. 炉心溶融事故シーケンスの同定	21
4.1 サクセスクライテリアの設定	21
4.2 イベントツリーの作成	22
5. システム信頼性解析	35
5.1 システム信頼性解析方法	35
5.2 フロントライン系	37
5.3 サポート系	49
6. 炉心溶融事故シーケンスの定量評価	74
6.1 定量化の方法	74
6.2 定量評価結果と考察	75
7. フロントライン系イベントツリー	87
8. 「国内軽水炉モデルプラントPSA」に必要な情報資料	89
9. ま と め	94
謝 辞	95
参 考 文 献	96
付 録 使 用 データ	97

Contents

1. Introduction	1
2. Event Tree Analysis	3
2.1 General Approach	3
2.2 Basic Assumptions and Boundary Conditions	5
3. Plant Design	8
3.1 General	8
3.2 Plant Response for Loss of Off-site Power (LOSP)	9
3.3 Accident Mitigation Function	10
3.4 Interrelationship of Front-line and Support Systems	12
4. Core-melt Accident Sequence Delineation	21
4.1 Success Criteria	21
4.2 Event Tree Development	22
5. Systems Analysis	35
5.1 Analytical Approach	35
5.2 Front-line Systems Description	37
5.3 Support Systems Description	49
6. Core-melt Accident Sequence Quantification	74
6.1 Quantitative Approach	74
6.2 Results and Remarks	75
7. Front-line System Event Tree	87
8. Information needed for "Japanese Model Plant PSA"	89
9. Summary	94
Acknowledgement	95
References	96
Appendix Data Sources	97

1. はじめに

確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment; PSA, あるいは Probabilistic Risk Assessment; PRA) は、対象とする施設において発生し得る事故のシナリオを体系的かつ総合的に見出し、その発生頻度とそれがもたらす影響の大きさを推定することによって、その施設の安全性を「リスク」という指標を用いて評価する方法である。ここで「リスク」とは、事故による影響の大きさ C とその発生頻度 P の関数 $R = R(P, C)$ であり、一般に $R = P \cdot C$ で表わされる。PSA を実施するにあたっては、施設の設計、運転方法、機器や設備の信頼性、人間の介入のしかた、施設の異常状況下における物理的現象の進展、気象条件や社会条件などの環境因子、そして健康や資産への影響度合など様々な情報をできるだけ現実的に把握し総合的・体系的に分析・評価することが必要である。これらの作業には多くの時間と労力を要するが、PSA の出力は、施設全体が公衆にもたらすリスク、個々の施設あるいはシステムの信頼性、ある事故による影響の大きさというように、いくつかの異なったレベルでの施設の安全性評価として利用できるため、目的に応じて適当な段階で作業を終えることも可能である。

一般に、原子力発電プラントの PSA は、3つのレベルに分類される⁽¹⁾。レベル1では、起因事象の発生頻度の推定、事故のシナリオ分析 (イベントツリー作成)、システムの機能喪失確率評価 (システム信頼性解析) を通して、炉心溶融事故の発生頻度を推定する。レベル2では、レベル1で同定した炉心溶融事故を対象に、核分裂生成物 (Fission Product; FP) 放出に至る事故シナリオの発生頻度を推定すると共に、プラント内事故進展及び FP の放出・移行挙動の解析 (事故解析) を行い、プラントから環境へ放出される FP 核種とその量、即ち、事故時ソースタームを評価する。レベル3では、事故時ソースタームとサイトの立地環境 (気象や社会条件など) に基づき環境中の FP 移行と公衆の被曝量を解析 (環境影響評価) し、公衆に対するリスクを求める。こうして、レベル3までの作業で、原子力発電プラントの総合的なリスクを評価できる。

原研では、昭和55年度以来、PSA手法の開発・整備を進めている。昭和60年度までは内的事象によるリスク評価手法の開発・整備を行ってきたが、それ以後、開発・整備した手法の応用として、米国の軽水炉を対象にシステム信頼性解析や炉心溶融事故解析を行った。また、外的事象に対する手法開発の第1段階として地震によるリスク評価手法の開発を開始した。昭和61年度には、原研で開発・整備してきたPSA手法全体の適用性・妥当性を確認することと、PSA実施上の問題点を摘出し検討することを目的として、「国内軽水炉モデルプラントPSA」(これは、レベル2PSAである) に着手した⁽²⁾。その予備解析として、著者らは、設置許可申請書等の公開情報に基づき、イベントツリー解析を実施した。解析対象としては、「国内軽水炉モデルプラントPSA」に準じ、我が国のBWR (TYPE-5, MARK-II) の外部電源喪失 (Loss of Offsite Power ; LOSP) を起因事象に選定した。本解析の目的は、外部電源喪失に始まり炉心溶融に至る事故シーケンスを同定すること及び発生頻度の面から見て事故シーケンスの重要度を評価すること、並びに、本解析を通して「国内軽水炉モデルプラントPSA」を効率的に行うための知見・

情報を得ることである。

本報は、BWRの外部電源喪失を起因事象とするイベントツリー解析について、解析方法を述べると共に、解析結果を報告する。解析では、基本的には従来のPSAと同様、イベントツリーによって炉心溶融に至る事故シーケンスを同定し、事象を緩和するための各種システムについてはフォールトツリー解析を実施してその機能喪失確率を評価した。通常、PSAでは、機能イベントツリーあるいはシステムイベントツリーのいずれか一方を作成するが、ここでは、プラントの設備構成や設備間の関係を理解するために、これら2種類のイベントツリーを、さらに、レベル2 PSAにおける事故解析・ソースターム評価につながるためにフロントライン系の作動・不作動を明示したイベントツリー（フロントライン系イベントツリー）を作成した。また、本解析を通して、「国内軽水炉モデルプラントPSA」を行うために必要となる情報資料及びデータを明らかにした。2章では、レベル2 PSAにおけるイベントツリー解析方法について記述する。3章では、イベントツリー作成に必要な外部電源喪失時のプラント応答及びプラント情報について述べ、4章にこれらを基に作成したイベントツリーを示す。5章は各種システムに関するシステム信頼性解析の結果について、6章はイベントツリー定量化の方法及びその結果について記述する。7章には、レベル2 PSAにおいて事故進展解析やソースターム評価につながるためのイベントツリーを示す。最後に「国内軽水炉モデルプラントPSA」をより詳細かつ現実的に行なうために必要となる情報について述べる。

2. イベントツリー解析方法

本章では、イベントツリー解析手順及び解析上の主要な前提について記述する。

2. 1 イベントツリー解析手順

イベントツリーを用いて炉心溶融に至る事故シーケンス（炉心溶融事故シーケンス）を識別するにあたっては、次の2つの作成方法がある。

(1) 事象を緩和するのに必要となる各種機能（通常は安全機能）に着目し、その成功／失敗を論理的に組合せる方法

(2) 各機能の遂行に必要なとなる系統を対象に、各系統の作動／不作動を組合せる方法

前者は「機能イベントツリー（Function Event Tree; FET）」と呼ばれ、具体的な系統や系統間の関係を考慮することなくプラントの基本的な安全機能のみを対象にイベントツリーを作成することができ、機能間の関係や炉心溶融事故シーケンスを同定するための簡便な方法として用いられている。

後者は、①各種機能を遂行するのに直接的な役割を果す系統（フロントライン系）のみを対象とする場合（本報では「フロントライン系イベントツリー（Front-line System Event Tree; FSET）」と呼ぶ）と、②フロントライン系及びそれを支援する系統（サポート系）を全て対象とする場合（本報では「システムイベントツリー（Systemic Event Tree; SET）」と呼ぶ）とがあるが、どちらを作成するかは解析の目的の違いによって選択することができる。例えば、フロントライン系イベントツリーで定義される事故シーケンスは、フロントライン系の作動／不作動の組合せによって表現されるため、レベル2 P S Aにおいて事故進展解析を行なう際の前提条件として使用することが容易である。これに対し、システムイベントツリーは、フロントライン系及びサポート系の作動／不作動の組合せによって事故シーケンスを表現するため、発生頻度の観点から事故シーケンスの重要度を評価する際どの系統故障が支配的であるかを見出すのに有用であり、また、事故影響を緩和するための方策を検討する際にも電源系等のサポート系が利用可能であるかどうかをシーケンスごとに明示できるという利点がある。

このように、イベントツリーの結果を何に利用するかに合わせて上記3種のイベントツリーを使い分ける。

そこで、原研では、レベル2 P S Aのイベントツリー解析を行なうにあたって、以下の観点から、機能イベントツリー、システムイベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの3種類を作成することとし、Fig. 2.1に示す解析手順を確立した。

(1) イベントツリー解析の経験が浅いため、各種起因事象に対するプラント応答や事象緩和に必要な機能及び系統間の従属性を十分に把握する必要がある。

(2) 情報の制約上、プラント情報については、設置許可申請書等の公開情報を主たる情報源とするため、イベントツリー解析の中で機能回復や炉心溶融を回避するための代替手段等を網羅することが困難である。また、機能回復や代替手段あるいは事故影響を緩和するための方策については、発生頻度の小さいものも含めて全ての事故シーケ

ンスに対して考慮するより、発生頻度あるいはソースタームの大きい事故シーケンスに対してその有効性を検討する方が効果的であると考えられる。このため、第1段階では、機能回復等を考慮せずにイベントツリー解析及びソースターム評価を行ない、その結果から発生頻度あるいはソースタームの大きい事故シーケンスに対して機能回復や代替手段を考慮する。この際、事故シーケンスを構成する系統故障や機能喪失（フロントライン系及びサポート系の故障あるいは機能喪失）を分析し、発生頻度の面で支配的なものを抽出することが必要となる。また、事故時の影響を緩和するための方策を検討する場合においても、電源系等のサポート系が利用可能であるかどうかを各事故シーケンスごとに分析することが必要となる。

- (3) レベル2 P S Aにおいて事故進展解析やソースターム評価につなぐことを考えると、単に、炉心溶融に至るかどうかを識別するだけでなく、イベントツリーで定義される事故シーケンスが、事故進展解析の前提条件、即ち、フロントライン系の作動・不動作、を明確に表現することが必要となる。

以下、Fig. 2.1に沿って、各解析ステップの概要を説明する。

(1) 起因事象の選定及び分類

設置許可申請書（安全評価審査指針）で取り上げている事故あるいは過渡事象、米国（既存）のP S A報告書、EPRI NP-2230⁽³⁾を参考に起因事象を選定し、各起因事象に対するプラント応答の類似性を考慮して分類する。本解析では、起因事象として外部電源喪失を選定した。ここで、外部電源喪失は、EPRI NP-2230と同様、「発電所外部からの送電が全て遮断され所内電源として非常用ディーゼル発電機のみ利用可能となる状況」と定義する。また、その発生頻度はEPRI NP-2230から引用した。

(2) 想定シナリオの作成

設置許可申請書等の公開情報に基づき、外部電源喪失に対するプラント応答や事象緩和策を検討する。外部電源喪失に対する想定シナリオは、3. 2節に詳述する。

(3) 安全機能・事象緩和機能の同定及び系統間従属性の把握

想定シナリオに沿って事象緩和に必要な機能・系統を同定する。冗長性、多重性のある機能・系統については、そのサブシステムの数（系列数）を明らかにする。フロントライン系（機能を遂行するのに直接的な役割を果たす系統）ごとにサポート系（フロントライン系をサポートする系統）を識別し、フロントライン系間、フロントライン系とサポート系間、あるいは、サポート系間にある従属性を明らかにし、システム間の機能的な相互関係を把握する。外部電源喪失時に必要となる安全機能・事象緩和機能及び系統間の従属性についてはそれぞれ3. 3節及び3. 4節に述べる。

(4) サクセスクライテリアの設定

米国（既存）のP S A報告書⁽⁴⁾⁽⁵⁾を参考に、外部電源喪失時における各種機能・系統のサクセスクライテリアを設定する。各種機能・系統のサクセスクライテリアは、4. 1節に記述する。サクセスクライテリアは、イベントツリーの成功／失敗の分岐の判断条件となる。

(5) 機能イベントツリーの作成

想定シナリオを基に、機能イベントツリーを作成し、炉心溶融に至る事故シーケンスを識別する。外部電源喪失を起因事象とする機能イベントツリーは4.2節に示す。

(6) システムイベントツリーの作成

安全機能・事象緩和機能各々についてフロントライン系、サポート系を対象としたシステムイベントツリーを作成する。システムイベントツリーは、4.2節に示す。

(7) システム信頼性解析

フロントライン系、サポート系各系統について、フォールトツリー (Fault Tree) を作成し、各系統の機能喪失確率を計算する。この際、冗長性を有する系統については、 β ファクタ法を用いて共通要因故障解析を行う。また、炉心溶融を回避するために必要かつ基本的な運転員操作は、DeBDA (Detailed Block Diagram Analysis) (6)を用いて操作の失敗確率を評価する。システム信頼性解析は、5章に詳述する。

(8) 炉心溶融事故シーケンスの発生頻度評価

システム信頼性解析の結果を用いて、システムイベントツリーで定義される各々の炉心溶融事故シーケンスの発生頻度を求める。イベントツリーの定量化に際しては、原則として、各系統ごとに求めた機能喪失確率をイベントツリー上の分岐確率として与えるが、従属性のある複数の系統故障あるいは機能喪失からなる事故シーケンスに対しては、関与する系統・機能のフォールトツリーを組合せてシーケンスの発生頻度を計算する。さらに、発生頻度の観点からドミナントな事故シーケンスを識別する。イベントツリー定量化の具体的方法は6.1節に、また、定量的結果得られる炉心溶融事故シーケンスの発生頻度及びドミナント・シーケンスは6.2節に示す。

(9) フロントライン系イベントツリーの作成

システムイベントツリーで定義される炉心溶融事故シーケンスを、事故の進展過程において現象的に同等あるいは類似のものをまとめ、フロントライン系イベントツリーに変換する。このイベントツリーで定義される事故シーケンスは、炉心溶融事故の進展解析及びソースタム評価の前提条件として必要となる系統の作動・不作動を明示するものとする。フロントライン系イベントツリーは7章に示す。

2.2 解析上の主要な前提

本解析では、プラント情報として「軽水炉発電所のあらまし」(7)や設置許可申請書(8)、(9)を使用し、これらの情報に基づきイベントツリー解析を実施した。情報の制約上、操作手順や図面情報、保安規定、運用要項等に関する記述が不十分であるため解析にあたっては幾つかの前提条件を設定した。その主要なものを以下に示す。

(1) 公開情報に図面情報が記載されていない系統については、その機能喪失確率をIREP(5)、WASH-1400(10)等の報告書より引用する。

(2) 外部電源喪失時に手動による起動を要求される系統については、以下の取扱いとする。

- ① 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転のように、時間的に余裕がある上、常に手動による起動を要求されているものについては、操作エラーの発生確率が小さ

- いと考えられるため、本解析ではこの操作エラーの発生確率は評価対象外とする。
- ②制御棒挿入失敗後にほう酸水注入系を作動させる際には、ポンプの手動起動だけが要求されるものと考えられる。このため、本解析ではほう酸水注入系の操作を「ポンプ手動起動」という単一の操作として扱う。
- ③残留熱除去系を低圧注入モードから停止時冷却モードへ移行する際の操作については、幾つかの電動弁の操作が要求されるが、これらの操作の大部分は通常の停止時冷却モード運転時に要求されるものである。しかし、弁の開閉操作等低圧注入モード運転を解除するための操作が加わるため、この解除操作に対して操作エラーを考慮する必要がある。本解析では低圧注入モード運転の解除操作を単一の操作として扱う。
- ④高圧の冷却材注入に失敗した後の手動による原子炉減圧操作は、操作手順を想定し、DeBDAによる信頼性解析を行う。
- (3)外部電源喪失時に自動起動を要求される系統について、自動起動失敗に対する運転員のバックアップ操作は、原則として考慮しない。
- (4)各種機能・系統の機能回復については、回復のタイミングや回復確率の評価が困難であることから原則として考慮しない。但し、米国のPSA報告書を参考に、発生頻度の大きい事故シーケンスに対して外部電源の復旧を考え、発生頻度への影響程度を検討する。
- (5)保守・点検によるシステムの機能喪失に関する取扱いは、以下の通りである。
- ①系統の待機除外を要求される保守に関しては、これらによる系統の機能喪失は考慮しない。
- ②安全系統では、ポンプの機能試験あるいは流量試験を行っている際に作動要求信号が入ると、弁配列が自動的に作動可能な状態に復帰するため、これら試験による機能喪失確率は小さいと考えられる。従って、本解析では、試験時に系統が供用復帰するのに失敗する確率は評価対象外とする。

一方、定量化に必要となるデータは、以下の取り扱いとした。

- ①外部電源喪失事象は、国内プラントにおいてこれまでに経験がないこともあり、その発生頻度は、米国のデータ(EPRI NP-2230⁽³⁾)から引用)を用いる。
- ②システム信頼性解析に必要となるデータのうち、
- ・機器故障率データは、米国のPSA報告書(IREP-Browns FerryのPSA報告書⁽⁵⁾)から引用する。
 - ・各系統の使命時間は、米国のPSA報告書を参考に設定する。
 - ・各系統・機器の試験間隔は、「軽水炉発電所のあらまし」を参考に設定する。
 - ・共通要因故障解析のための β 値は、NRCの報告書⁽¹¹⁾⁽¹²⁾⁽¹³⁾から引用する。
 - ・操作エラー率等の人的過誤率は、NUREG/CR-1278⁽¹⁴⁾及びNUREG/CR-4772⁽¹⁵⁾から引用する。

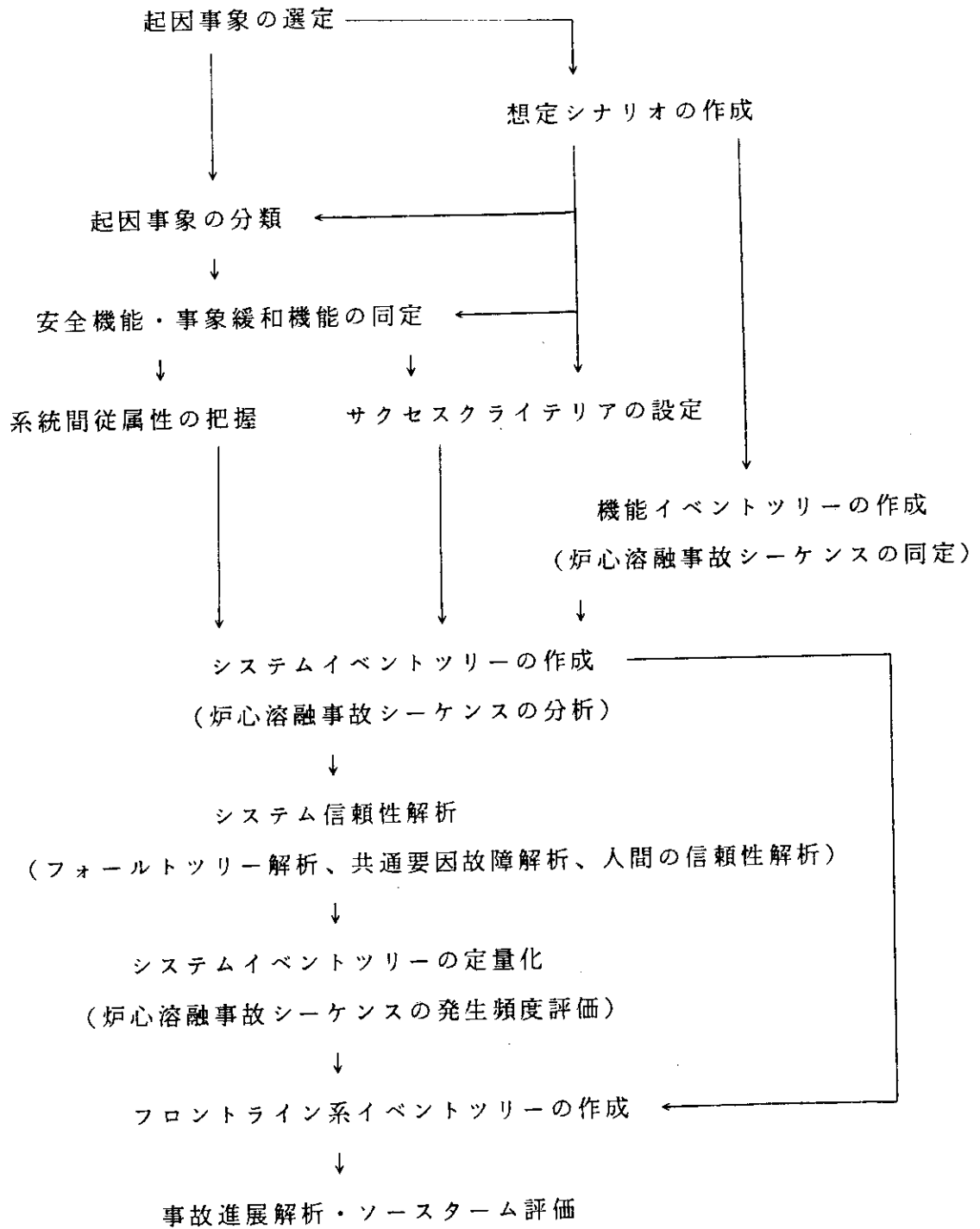


Fig. 2.1 レベル2 PSAにおけるイベントツリー解析手順

3. プラント情報

本章では、解析対象としたBWR (TYPE-5, MARK-II) プラントの概要と、イベントツリーを作成するにあたって必要となる外部電源喪失時のプラント応答、外部電源喪失時に炉心溶融を回避するために必要となる各種機能・系統及び系統間の機能的従属性について述べる。

3. 1 プラントの概要

本解析の対象としたBWR (TYPE-5, MARK-II) プラントの概略図をFig. 3.1に示す。

原子炉冷却系は原子炉压力容器へ冷却材を補給する原子炉給水系、冷却材を循環させる再循環系、及び压力容器内で発生した蒸気をタービンへ送る主蒸気系より構成される。原子炉給水系は復水器で凝縮した復水を昇圧する給水ポンプ4基（常用のタービン駆動2基、予備の電動機駆動2基）と昇圧された復水を定格出力時に規定の給水温度に維持する給水加熱器6基から構成される。再循環系は給水された冷却材を昇圧する電動機駆動の再循環ポンプ2基と昇圧された冷却材を炉心下部プレナムに送るジェットポンプ20基より構成される。主蒸気系は压力容器内蒸気をタービンへ送る4本の主蒸気管とタービンをバイパスして主蒸気管蒸気を直接復水器へ放出するタービンバイパス系から構成され、各主蒸気管には事故時に压力容器及び格納容器からの蒸気流出を遮断する主蒸気隔離弁、压力容器内蒸気をサプレッションプールに放出して压力容器の過圧を防止する逃し安全弁が設けられている。

非常用冷却設備は、原子炉冷却系配管の中小破断時に復水貯蔵タンク (CST) あるいはサプレッションプールの水をスパージャを通して炉心上部に散水する高圧炉心スプレー系 (HPCS)、再循環ループの大破断時にサプレッションプールの水をスパージャを通して炉心上部に散水する低圧炉心スプレー系 (LPCS)、及び直接压力容器シュラウド内に注水する低圧注入系 (LPCI; 残留熱除去系の1つの運転モード) より構成される。その他に、主蒸気隔離弁閉鎖等により復水器が利用できない場合に復水貯蔵タンクあるいはサプレッションプールの水を压力容器頂部ノズルを通じて压力容器内に注入する原子炉隔離時冷却系 (RCIC) がある。

原子炉停止時の崩壊熱を除去するための残留熱除去系 (RHR) は3ループより構成され、2基の熱交換器 (3ループのうち1つだけは熱交換器を有しない)、3基の電動機駆動ポンプ等から成る。RHRは電動弁の切替操作により低圧注入モード、格納容器スプレーモード、原子炉停止時冷却モード等の運転モードが選択できるようになっている。

非常用ディーゼル発電設備は、外部電源喪失時にも原子炉を安全に停止するために必要な電源を供給すると共に、工学的安全施設を作動させるための電源を供給する重要な設備である。単一故障により安全上重要な系統の電源が完全に喪失することのないよう、HPCS専用のディーゼル発電機1基と非常用ディーゼル発電機2基から構成される。

3. 2 外部電源喪失時のプラント応答

外部電源喪失（L O S P）事象として、本解析では所内補機への常用電源の供給が全て失われたという場合を仮定し、その後のプラント応答を検討した。以下、検討したL O S P時のプラント応答について記す。

送電系統の事故等により、外部電源が喪失すると、所内高圧母線（常用母線，非常用母線）への給電が失くなり、非常用ディーゼル発電機2基及びH P C S専用のディーゼル発電機が自動起動する。また、所内の補機、例えば循環水ポンプ，復水ポンプ，原子炉緊急停止系MGセット等がトリップし、次のような現象が生じる。

- (1)循環水ポンプ・トリップは復水器真空度の低下を引き起こし、その結果タービンがトリップし、更には主蒸気隔離弁（M S I V）が閉鎖する。これらはいずれも原子炉スクラム信号を発生する。
- (2)復水ポンプ・トリップにより、タービン駆動給水ポンプの入口圧力が低下し、同ポンプがトリップする。その結果、給水流量が喪失し原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル3）で原子炉スクラム信号が発生する。
- (3)原子炉緊急停止系MGセットの駆動モータの電源が喪失しても、MGセットの慣性により原子炉緊急停止系の電源はしばらく保持される。その後、原子炉緊急停止系の電圧が低下すると原子炉はスクラムする。

このように種々の原因で原子炉は自動停止する。この後、M S I V（上記(1)で原子炉がスクラムする場合にはM S I Vは既に閉鎖している）やタービン主蒸気止め弁の閉鎖等により原子炉圧力が上昇する場合には、逃し安全弁（S R V）の作動により過度の圧力上昇は抑制される。S R Vの開閉は崩壊熱が十分に減少するまで繰り返されるが、これに伴い、原子炉水位も徐々に低下する。原子炉水位が水位低設定点（レベル2）に達すると、高圧の冷却材注入系、即ち、原子炉隔離時冷却系（R C I C）や高圧炉心スプレー系（H P C S）が自動起動し原子炉水位は適切な値に維持される。一方、S R Vから放出された蒸気がサプレッション・プールに流入するため、サプレッション・プールの水温は徐々に上昇する。サプレッション・プール水温を適切な値（約45℃）に維持するため、残留熱除去系（R H R）によるサプレッション・プール水冷却が同時に行われる。また、仮に高圧の冷却材注入系による原子炉水位維持ができない場合には、逃し安全弁あるいは自動減圧系（A D S）を手動で開放することによって原子炉圧力を低下させ、低圧の冷却材注入系、即ち、低圧炉心スプレー系（L P C S）あるいはR H Rの低圧注入（L P C I）モードを用いて原子炉水位を維持する。その後の崩壊熱除去は、(i)低圧の冷却材注入系による原子炉水位維持、及びR H Rによるサプレッション・プール水温維持、あるいは、(ii)R H Rの停止時冷却（S D C）モード運転による炉心冷却のいずれかによって行われる。

以上、外部電源喪失に起因するプラント応答について想定したシナリオを記述した。

Fig. 3.2にこの想定シナリオを整理したフローチャートを示す。

3. 3 安全機能及び事象緩和機能

イベントツリー解析に必要となるプラント情報として、本節では、事象を緩和するための各種機能、即ち、安全機能と事象緩和機能の役割について述べる。各種機能の役割は、基本的な事柄を中心に記述するが、外部電源喪失時に特有の事項についても併記する。

BWRプラントにおいて、外部電源喪失（L O S P）をはじめ各種トランジェント時に、原子炉を安全に停止し異常の拡大と事故への発展を防止するために必要となる基本的な機能（安全機能及び事象緩和機能）は下記の5種に分類される。

- (1) 反応度停止 (Reactor Subcriticality;RS)
- (2) 主蒸気隔離 (Main Steam Isolation;MSI)
- (3) 圧力抑制 (Reactor Pressure Control;P/C)
- (4) 原子炉冷却材インベントリ保持 (Reactor Level Control;L/C)
- (5) 長期にわたる崩壊熱除去 (Decay Heat Removal;DHR)

以下に、各機能の役割と機能遂行に必要な系統について記述する。

(1) 反応度停止

原子炉運転中に、異常な過渡変化あるいは事故が発生した場合には、原子炉停止系が自動的に作動し、炉心内に制御棒を挿入することによって核反応を停止して原子炉をスクラムする。仮に制御棒の挿入不能の場合には、ほう酸水注入系 (Stand-by Liquid Control System;SLCS)を手動起動し、原子炉に中性子吸収材（ほう酸ナトリウム）を注入して負の反応度を与えることによって原子炉を停止する。

原子炉停止系は、原子炉の異常を検知しスクラム信号を発生するための作動回路（原子炉停止系作動回路）と制御棒を炉心内に挿入するための駆動系（制御棒駆動系）から成る。外部電源が喪失すると、原子炉停止系の電圧が低下し、フェイル・セイフの機能により原子炉運転時励磁状態の継電器が無励磁状態となり制御棒駆動系のスクラム・パイロット弁が開いて原子炉はスクラムする。仮に、スクラム・パイロット弁が故障した場合には、直流電源で作動する後備緊急停止弁が開いて制御棒を挿入し原子炉をスクラムさせる。

一方、SLCSは480V非常用母線からの電源で駆動するため、外部電源喪失時には自動的にバックアップとして立上がる非常用ディーゼル発電機から受電して起動する。

(2) 主蒸気隔離

4本の主蒸気管には、それぞれ、格納容器壁をはさんで内外に1個ずつ主蒸気隔離弁 (Main Steam Isolation Valve;MSIV)が設けられている。これら2個のMSIVの他に、各主蒸気管には主蒸気第3弁がある。さらに、主蒸気ヘッダの下流にはタービン止め弁及びタービン蒸気加減弁等が、また、復水器への蒸気ダンプライン上にはタービンバイパス弁がある。仮にMSIVが2個とも閉鎖失敗した場合にも、主蒸気第3弁や、主蒸気ヘッダ下流の弁及びタービンバイパス弁の閉鎖によって主蒸気を隔離できる。MSIVは空気作動弁であるが、その空気制御はソレノイド弁で行う。同弁にはフェイル・セイフ機能が適用されており、制御用空気や保持電源が喪失すると駆動源喪失で閉鎖する。

外部電源喪失時には、安全保護系（Reactor Protection System;RPS）の保持電源が喪失し、フェール・セーフ機能によりソレノイド弁が無励磁となり、MSIV開を維持するための空気圧が喪失してMSIVは閉鎖する。また、タービン蒸気加減弁はタービン・トリップにより、タービンバイパス弁は復水器真空度低下により自動閉鎖する。なお、主蒸気第3弁は電動駆動で外部電源喪失時には非常用ディーゼル発電機から受電して手動で閉じることができる。

(3) 圧力制御

外部電源喪失のようなトランジェントにおいては、MSIVが閉鎖し原子炉が隔離されると、炉心の崩壊熱により原子炉圧力が上昇する。この圧力上昇を抑えるために、逃し安全弁(Safety Relief Valve;SRV)が作動し、高温蒸気をサブプレッション・プール水中に排出する。SRVはバネ式弁であり、原子炉圧力の変化に伴い自動的に開閉する（この弁の開閉動作には外部からの駆動源を必要としない）。SRVは全部で18個あるが、このうち7個は自動減圧系としての機能を有する。SRVは全て外部からの信号で強制的に開放することが可能である。

(4) 原子炉冷却材インベントリ保持

SRVからの蒸気放出により原子炉冷却材インベントリが減少するため、原子炉圧力容器内部に冷却材を注入し原子炉水位を維持することが必要となる。冷却材注入機能を有する系統として以下のものがある。

①高圧の冷却材注入系

高圧の冷却材注入系として、以下の4系統がある。

- ・高圧炉心スプレー系 (High Pressure Core Spray System;HPCS)
- ・原子炉隔離時冷却系(Reactor Core Isolation Cooling System;RCIC)
- ・給水系(Feedwater System;FW)
- ・制御棒駆動水系(Control Rod Drive Injection System;CRDIS)

これら系統の中で、外部電源喪失時には給水ポンプが使用できないため、FWによる注水は不能となる。また、CRDISは容量が小さく、炉心損傷の防止の観点からは期待できないと考えられる。HPCSは、専用のディーゼル発電機から受電し復水貯蔵タンク (Condensate Storage Tank;CST) から圧力容器内に冷却材を注入する。CSTの水位が低くなると水源が自動的にサブプレッション・プールに切り替わる。RCICはタービン駆動であるため、外部電源喪失時にもCSTから圧力容器内に冷却材を注入することが可能である。CSTの水位が低くなっても、手動で水源をサブプレッション・プールに切り替えることができる。

②低圧の冷却材注入系

低圧の冷却材注入系として

- ・低圧炉心スプレー系(Low Pressure Core Spray System;LPCS)
- ・低圧注入系(Low Pressure Coolant Injection;LPCI)

があるが、これらの系統は、主として大破断LOCA時の緊急炉心冷却系である。しかし、外部電源喪失のようなトランジェント時あるいは中小破断LOCA時、高圧の冷却材注入系が不作動な場合に、高圧の冷却材注入系のバックアップとして、自動減

圧系(Automatic Depressurization System;ADS)と連携して圧力容器内に冷却材を注入することができる。L P C Iは、残留熱除去系(Residual Heat Removal System;RHR)の運転モードの1つである。外部電源喪失時には、L P C S、L P C Iとも非常用ディーゼル発電機から受電し機能を遂行する。

R C I C、H P C S、L P C S、L P C Iのいずれの系統も、R P Sの一部である工学的安全施設作動系(Engineered Safety Features Actuation System;ESPAS)からの信号で自動起動する。外部電源喪失時には、原子炉水位低(レベル2)でH P C S、R C I Cが自動起動する。仮に、H P C S及びR C I Cが不作動の場合にはL P C Sポンプ、L P C Iポンプの起動を確認した後、S R VあるいはA D Sを手動で開けることによって、原子炉の圧力を低圧の冷却材注入系の作動圧まで低下させ、L P C S、L P C Iからの冷却材注入を行う(但し、原子炉水位異常低(レベル1)あるいはドライウェル圧力高(設定点 $0.14\text{kg/cm}^2\text{g}$)の信号でL P C SポンプあるいはL P C Iポンプが自動起動し、さらに、原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の同時信号が発生するとA D Sは自動開放する)。

(5) 崩壊熱除去

炉心の崩壊熱を長期間除去する方法として、

- ①原子炉冷却材を取り出し直接冷却して原子炉に戻し崩壊熱を除去する方法
- ②原子炉へ冷却材を注入しながら、原子炉から放出される蒸気を冷却し崩壊熱を除去する方法

がある。①としては(i)給復水系(Power Conversion System;PCS)による除熱(原子炉蒸気を主蒸気系からタービンバイパス系を通して主復水器へ導き復水した冷却材を給水系で原子炉に戻すという除熱方式)、(ii)R H Rの停止時冷却モードによる炉心冷却(原子炉冷却材をR H Rの熱交換器で冷却し原子炉に戻すという除熱方式)の2つがある。(i)は通常の原子炉停止時に使用する方で、M S I V及びタービンバイパス弁の開、主復水器及び給水ポンプが利用可能であることを前提とする。また、(ii)を行うにあたっては、原子炉圧力を $7\sim 8\text{kg/cm}^2$ に減圧することが必要となる。一方、②はR H Rによるサブプレッション・プール水冷却であり、H P C S、L P C SあるいはL P C Iによる冷却材注入を行いながら、サブプレッション・プール水をR H R熱交換器により冷却し、原子炉からの蒸気放出に伴う水温上昇を抑えることによって、崩壊熱を除去するという方式である。

外部電源喪失時にはM S I V閉となるため(i)の除熱方式は使用不能である。従って、外部電源喪失時の崩壊熱除去としては、R H Rによる2つの除熱方式(停止時冷却モード運転による炉心冷却とサブプレッション・プール水冷却)のみ有効となる。

3. 4 系統間従属性

イベントツリー解析を行うにあたっては、安全機能及び事象緩和機能の同定はもとより、各機能間あるいは機能遂行に必要な系統間の従属性を十分把握する必要がある。ここ

では、安全機能及び事象緩和機能に必要となる種々の系統間の相互関係について、特に、各種機能を直接担保する系統（フロントライン系）とそれをサポートする系統（サポート系）間の従属性を中心に記述する。Fig. 3.3に系統間従属性を、Table 3.1にフロントライン系とサポート系との間の機能的な関係を示す。

(1) 反応度停止

反応度停止機能を遂行するためのフロントライン系としては、通常使われる制御棒駆動系（CRD）と、仮にCRDが不作動の場合のバックアップ系であるほう酸水注入系（SLCS）がある。

CRDは、原子炉停止系作動回路からのスクラム信号を受けスクラム・パイロット弁が開くことによって制御棒を炉心内に挿入する。スクラム・パイロット弁は原子炉運転時には交流電源により励磁されている。また、スクラム・パイロット弁のバックアップとして後備緊急停止弁があるが、この弁は通常時閉であり、スクラム・パイロット弁が故障した際に直流電源によって作動する。従って、CRDのサポート系は以下の通りである。

- ・原子炉停止系作動回路----安全保護系の一部で、原子炉の異常を検知し、スクラム信号を発生させる系統
- ・交流電源系（計測制御用120VAC）----原子炉停止系作動回路及びスクラムパイロット弁の保持電源
- ・直流電源系（125VDC）----後備緊急停止弁の駆動電源

外部電源が喪失すると原子炉停止系作動回路の保持電源がなくなりスクラム信号が発生するが、同時にスクラム・パイロット弁の電源がなくなり、フェイルセーフ機能により同弁が開き制御棒を炉心内に挿入させる。このため、外部電源喪失時には原子炉停止系作動回路からのスクラム信号は必要とされない。しかし、何らかの原因でスクラム・パイロット弁が故障した場合には、後備緊急停止弁を作動させて原子炉をスクラムさせる。このため、外部電源喪失時にCRDのサポート系として必要となる系統は直流電源系だけとなる。

一方、CRDによる原子炉停止に失敗すると、SLCSのポンプを手動で起動させ、ほう酸水を原子炉に注入することによって核反応を停止させる。SLCSポンプは非常用交流電源を駆動源とし、外部電源喪失時には、非常用ディーゼル発電機から受電する。また、SLCSの注入弁は爆破弁であり、起爆回路の点火は直流電源により行なわれる。従って、SLCSのサポート系は、次の通りである。

- ・非常用ディーゼル発電機（非常用母線480VAC）----
SLCSポンプの駆動電源並びに
ほう酸水タンクの電源ヒータ用電源
- ・直流電源----SLCS注入弁の起爆回路点火用電源

(2) 主蒸気隔離

主蒸気隔離は、各主蒸気配管に直列に設置されている2個の主蒸気隔離弁（MSIV）と1個の主蒸気第3弁のいずれか1個の閉鎖によって遂行されている。安全保護系が原子炉の異常を検知すると、MSIV閉鎖信号が発生し、MSIVパイロット弁（ソレノイド

弁) が作動して空気圧を逃すことによってMSIVが閉じる。MSIVのサポート系として、

- ・安全保護系----原子炉の異常を検知し、MSIVの閉鎖信号を発生させる系統
- ・圧縮空気系----MSIVの動作を制御するための系統
- ・交流電源系(120VAC)----MSIVパイロット弁の駆動電源

があるが、フェイルセーフ機能の適用により、外部電源喪失と共にMSIVパイロット弁の電源が喪失し、同弁が開いて空気圧を逃すことによって、MSIVは閉鎖する。このため、上記の系統は外部電源喪失時には必要とされない。

仮に、外部電源喪失時にMSIVが2個とも閉鎖失敗した場合には、主蒸気第3弁を手動で閉鎖させることにより原子炉を隔離することができる。この弁は、電動弁であり、非常用交流電源から受電する。主蒸気第3弁のサポート系は、

- ・非常用ディーゼル発電機(非常用480VAC)----主蒸気第3弁の駆動電源
だけである。

(3) 原子炉冷却材インベントリ保持

外部電源喪失時の原子炉水位維持機能として、①高圧の冷却材注入(原子炉隔離時冷却系(RCIC)、高圧炉心スプレー系(HPCS))と、②低圧の冷却材注入(低圧炉心スプレー系(LPCS)、低圧注入系(LPCI))がある。

①高圧の冷却材注入

RCICは、工学的安全施設作動系(ESFAS)から起動信号を受け作動するが、本系統のポンプはタービン駆動であり原子炉で発生する蒸気を駆動源とする。また、タービン蒸気の流量を制御するための弁(タービン蒸気止め弁や加減弁)は、直流電源で作動する。従って、本系統のサポート系は、以下の通りである。

- ・工学的安全施設作動系(Engineered Safety Features Actuation System;ESFAS)
 - 原子炉水位の異常低下やドライウェル圧力の異常上昇を検出し、工学的安全施設を起動させる系統(RCICは原子炉水位低(レベル2)で自動起動する)
- ・直流電源(250VDC)----RCIC系の各種機器(電動弁等)の駆動電源
蓄電池から給電

HPCSもRCICと同様、ESFASから起動信号を受けて作動するが、本系統のポンプ等各種動的機器は、専用のディーゼル発電機(HPDG)から受電する。また、ポンプとHPDGの冷却は、本系統専用の機器冷却系(非常用機器冷却系区分Ⅲ;EECW-Ⅲ)によって行われる。EECW-ⅢのポンプもHPDGを駆動源とする。なお、EECW-Ⅲ及びHPDGは、HPCSと同じ信号をESFASから受けて起動する。HPCSには以下のサポート系がある。

- ・工学的安全施設作動系----RCICの項参照(但し、HPCSは原子炉水位低(レベル2)の他ドライウェル圧力高(0.14kg/cm²g)でも自動起動する。)
- ・HPCSディーゼル発電機(HPCS Diesel Generator;HPDG)

----HPCSポンプ及び電動弁等動的機器の駆動用電源であり、HPCS専用の電源（本系統もHPCSと同様、原子炉水位低あるいはドライウェル圧力高の信号で自動起動する他、外部電源喪失信号でも自動起動する）

- ・非常用機器冷却系・区分Ⅲ(Emergency Equipment Cooling Water System;EECW)
 - HPCS及びHPCSディーゼル発電機の機器等を冷却するための系統（本系統もHPCSと同じ信号により自動起動する）
- ・直流電源（125VDC）----ポンプ等動的機器の制御回路のための無停電電源（HPCS専用の蓄電池から給電される）

上記のサポート系は全て外部電源喪失時にも必要となる。

②低圧の冷却材注入

LPCS及びLPCIは、いずれもポンプ等動的機器の駆動源を非常用ディーゼル発電機（EDG）とし、ESFASからの信号により自動起動する。EDG及び低圧系のポンプは、非常用機器冷却系区分Ⅰ及びⅡ（EECW-Ⅰ及びⅡ）によって冷却される。EECWの駆動源もEDGである。なお、EDG及びEECWは、LPCSやLPCIと同じ信号を受けて自動的に起動する。また、EECWは、閉ループであり、本系統の除熱源である中間熱交換器は海水系（SW）によって冷却される。低圧系のサポート系は、次の通りである。

- ・工学的安全施設作動信号系----RCICの項参照（但し、LPCSとLPCIは原子炉水位異常低（レベル1）あるいはドライウェル圧力高のいずれかの信号で自動起動する）
- ・非常用ディーゼル発電機(Emergency Diesel Generator)----
 - LPCS及びLPCIの各種動的機器の駆動電源（EDGは2基あり、それぞれ区分Ⅰ、Ⅱの各系統に給電する。EDGは低圧系と同じESFASからの信号の他、外部電源喪失信号でも自動起動する）
- ・非常用機器冷却系区分Ⅰ、Ⅱ----低圧系のポンプ及びEDGの冷却（ESFASからの信号で自動起動する）
- ・直流電源（125VDC）----低圧系のポンプや電動弁の制御回路の保持電源（区分Ⅰ、Ⅱ各々に対応した蓄電池から給電される）
- ・海水系（Service Water;SW）----EECWの中間熱交換器の冷却（この系統のポンプは手動起動で、外部電源喪失時にはEDGから受電する）

しかし、低圧系は、外部電源喪失のようなトランジェント時には、高圧系のバックアップとして作動を要求される（但し、SRVやADSを手動で開放することが条件となる）ため、低圧系は手動で起動させることが必要となる。従って、外部電源喪失時にこれらの系統を起動させる場合ESFASの作動は必要とされない。

一方、ADSは、LOCA時にはESFASからの原子炉水位異常低（レベル1）信号で低圧系のポンプが自動起動し、更に、この信号とドライウェル圧力高の信号が同時

に発生すると作動するが、外部電源喪失のようなトランジェント時は、高圧系のバックアップとして低圧系の作動を促すためのものであり、ESFASからの信号ではなく手動で作動させる必要が生じる。ESFASの他に本系統には、

- ・ 直流電源----ADS開電磁弁の駆動電源
- ・ N₂アキュムレータ----ADSの駆動源

のサポート系があり、これらのサポート系は外部電源喪失時にも必要となる。

(5) 崩壊熱除去

この機能は、残留熱除去系(RHR)によるサプレッション・プール水冷却、あるいは、RHRの停止時冷却モード(SDC)運転による炉心冷却のいずれかによって達成される。これらRHRの運転モードでは、RHR熱交換器を使用することを除くと、ポンプや弁等の動的機器の動作に必要なサポート系は上記の低圧注入系と同じである。但し、両モードとも手動起動であるため、ESFASの信号は必要としない。RHR熱交換器はRHR熱交換器冷却系(RHR SW)によって冷却され、さらにRHR SWは、EECWと同様、閉ループで、その中間熱交換器は海水系によって冷却される。また、通常、RHRは、補助変圧器からの非常用交流電源を駆動源とするが、外部電源喪失時には非常用ディーゼル発電機から受電する。従って、外部電源喪失時、本系統は以下のサポート系を必要とする。

- ・ 非常用ディーゼル発電機----RHR、RHR SW、EECWのポンプや電動弁の駆動源
- ・ 直流電源(125VDC)----RHR、RHR SW、EECWのポンプや電動弁の制御回路の保持電源
- ・ 非常用機器冷却系区分I、II----RHRポンプやEDG機器等の冷却
- ・ RHR熱交換器冷却系(RHR Service Water System;RHR SW)----
RHRの熱交換器冷却(RHRのA系統、B系統に対応して区分I、IIに分離されており、各区分に対応したEDGを駆動源とする)
- ・ 海水系(Service Water;SW)----RHR SWの中間熱交換器の冷却

Table 3.1 フロントライン系—サポート系間の機能的関係

機能	フロントライン系	サポート系	備考
反応度停止	制御棒駆動系 (CRD) ・自動挿入 ・手動挿入 ほう酸水注入系 (SLCS) ・A系列 ・B系列 ・A系列、B系列	無 直流電源 (DC) 非常用ディーゼル発電機—区分Ⅰ (EDG-Ⅰ) 非常用ディーゼル発電機—区分Ⅱ (EDG-Ⅱ) 直流電源 (DC)	LOSPと同時にスクラム・パイロット弁の電源喪失、同弁開で制御棒挿入スクラム・バックアップ弁の駆動源 ポンプの駆動源、ヒータの電源 ポンプの駆動源、ヒータの電源 EDG及びポンプの起動回路保持電源
主蒸気隔離	主蒸気隔離弁 (MSIV) 主蒸気第3弁 (MV-3)	無 非常用ディーゼル発電機 (EDG-Ⅰ/Ⅱ)	LOSPと同時にパイロット弁の電源喪失、同弁開によりMSIV閉鎖 第3弁の駆動源
圧力制御	逃し安全弁 (SRV)	無	原子炉圧力と設定値とのバランスで自動的に開閉
原子炉冷却材イベントリ保持 ・高圧系	原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 高圧炉心スプレー系 (HPCS)	直流電源 (DC) 工安系起動系 (ESFAS) HPCSディーゼル発電機 (HPDG) HPCS直流電源 (HPDC) 非常用機器冷却系—区分Ⅲ (EECW-Ⅲ) 工安系起動系 (ESFAS) 直流電源 (DC)	タービン、ポンプ、電動弁の制御回路及びESFAS保持電源 起動信号 ポンプ及び電動弁の駆動源 (HP専用) HPDG、ポンプ、電動弁の制御回路保持電源 (HP専用) HPDG及びポンプの冷却 (HP専用) 起動信号 ESFAS保持電源
・低圧系	手動減圧 (DEP) 低圧炉心スプレー系 (LPCS) 低圧注入系 (LPCI) ・RHR-A系列 ・RHR-B及びC系列	直流電源 (DC) N ₂ アキュムレータ 非常用ディーゼル発電機—区分Ⅰ (EDG-Ⅰ) 非常用機器冷却系—区分Ⅰ (EECW-Ⅰ) 直流電源 工安系起動系 (ESFAS) 非常用ディーゼル発電機—区分Ⅰ (EDG-Ⅰ) 非常用機器冷却系—区分Ⅰ (EECW-Ⅰ) 直流電源 工安系起動系 (ESFAS) 非常用ディーゼル発電機—区分Ⅱ (EDG-Ⅱ) 非常用機器冷却系—区分Ⅱ (EECW-Ⅱ) 直流電源 工安系起動系 (ESFAS)	SRV用電磁弁の駆動源 SRV駆動源 ポンプ及び電動弁の駆動源 LPCSポンプの冷却 ポンプ及び電動弁の制御回路保持電源 起動信号 (LOSP時は不要) ポンプ及び電動弁の駆動源 RHRポンプの冷却 ポンプ及び電動弁の制御回路保持電源 起動信号 (LOSP時は不要) ポンプ及び電動弁の駆動源 RHRポンプの冷却 ポンプ及び電動弁の制御回路保持電源 起動信号 (LOSP時は不要)
崩壊熱除去	残留熱除去系 (RHR) ・RHR-A系列 ・RHR-B系列	非常用ディーゼル発電機—区分Ⅰ (EDG-Ⅰ) 非常用機器冷却系—区分Ⅰ (EECW-Ⅰ) 直流電源 非常用ディーゼル発電機—区分Ⅱ (EDG-Ⅱ) 非常用機器冷却系—区分Ⅱ (EECW-Ⅱ) 直流電源	ポンプ及び電動弁の駆動源 RHRポンプ及び熱交換器の冷却 ポンプ及び電動弁の制御回路保持電源 ポンプ及び電動弁の駆動源 RHRポンプ及び熱交換器の冷却の冷却 ポンプ及び電動弁の制御回路保持電源

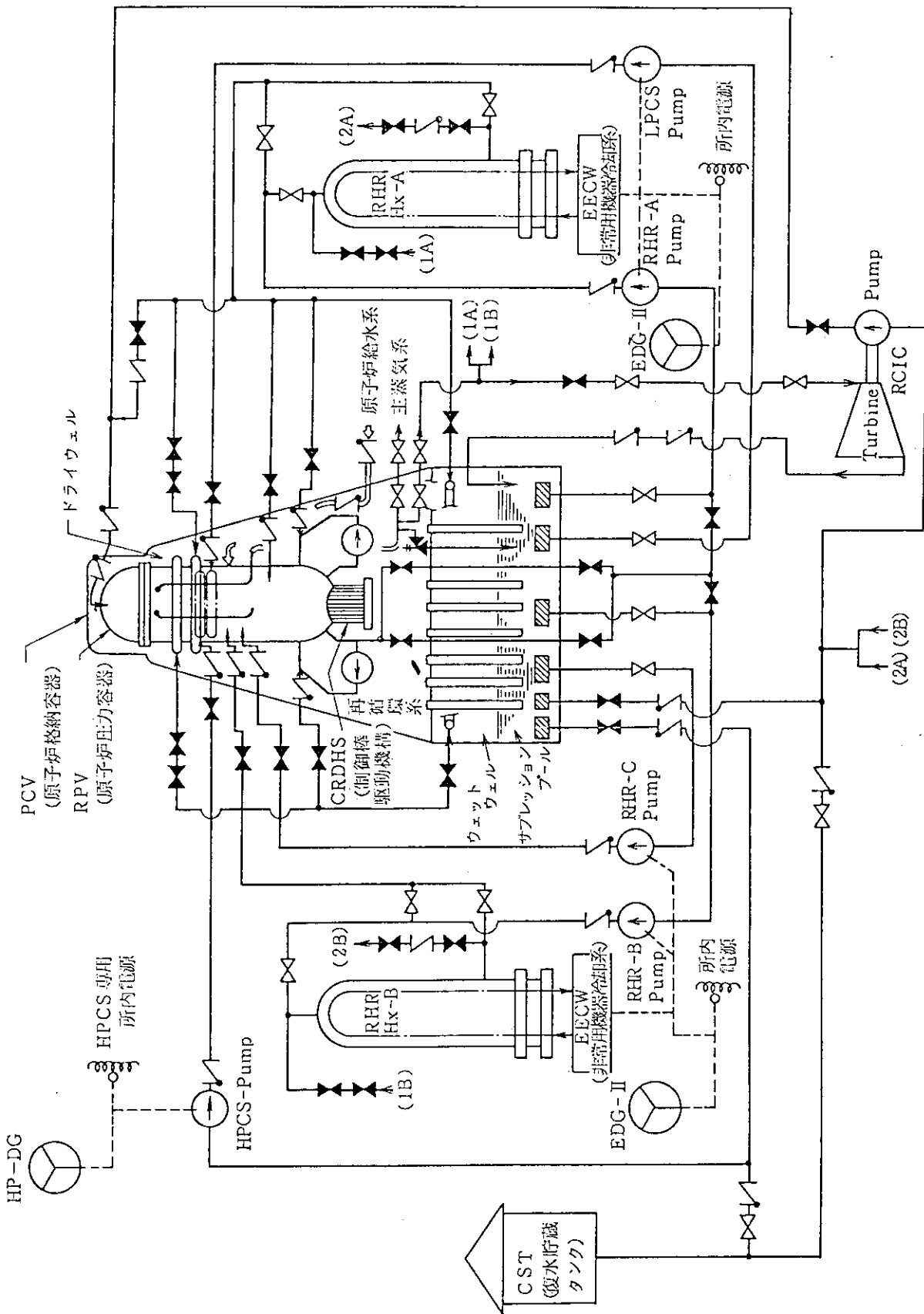


Fig. 3.1 BWR (Mark II) 型モデルプラントの概略図

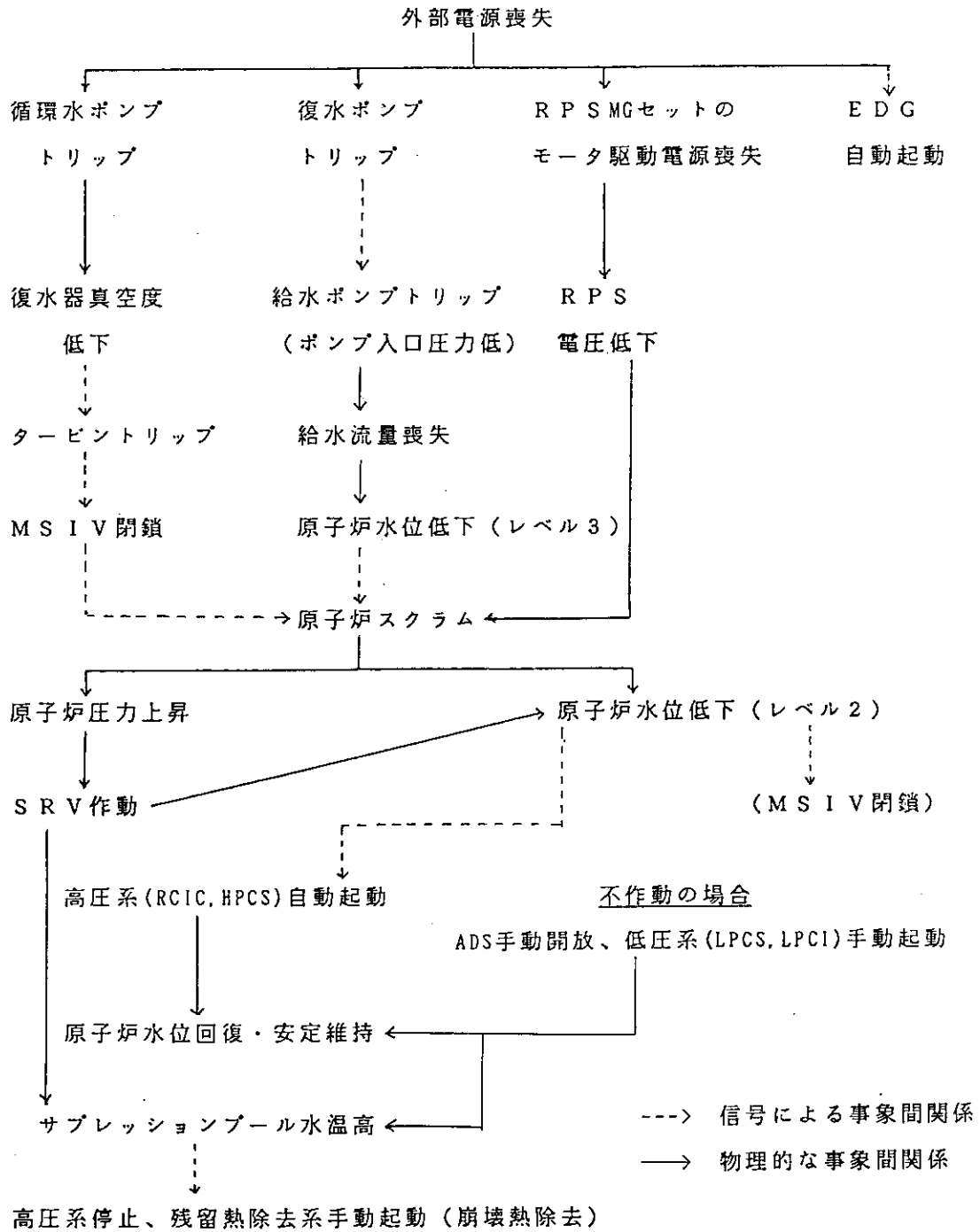


Fig. 3.2 外部電源喪失起因の想定シナリオ

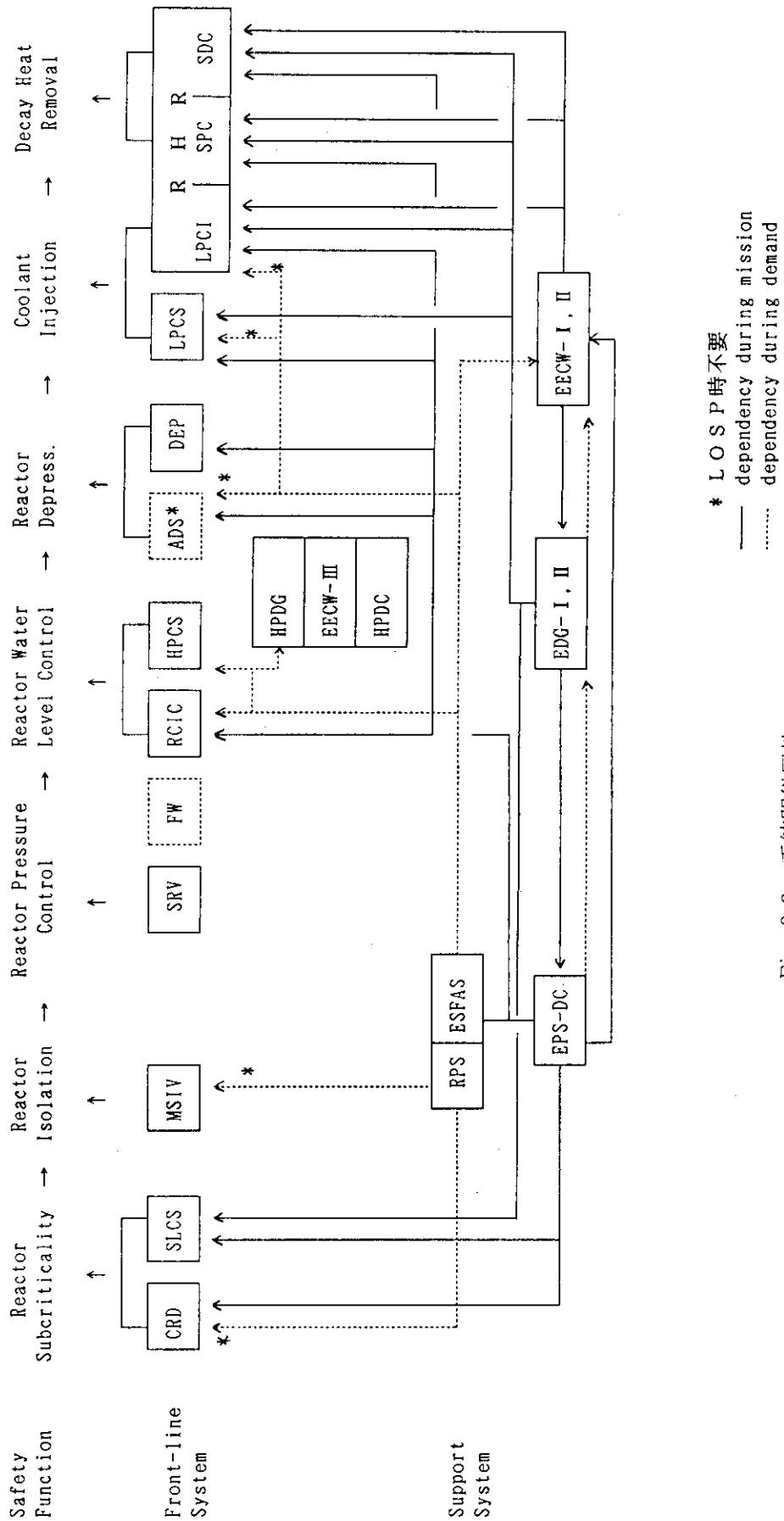


Fig. 3.3 系統間従属性

4. 炉心溶融事故シーケンスの同定

本解析では、想定シナリオ及びプラント情報に基づき、機能イベントツリー (Function Event Tree; FET) を作成して炉心溶融に至る事故シーケンスを同定し、次に、各機能を系統あるいは系列に細分してシステムイベントツリー (Systemic Event Tree; SET) を作成した。本節では、イベントツリー作成にあたって設定した前提条件及びサクセスクライテリアについて記述すると共に、それを基に作成した機能イベントツリー及びシステムイベントツリーを示す。

4. 1 サクセスクライテリアの設定

イベントツリーを作成するにあたって、以下の前提条件及びサクセスクライテリアを設定した。

(1) 反応度停止機能

反応度停止機能は、制御棒挿入、ほう酸水注入のいずれかにより達成されるが、各々のサクセスクライテリアは以下のように仮定する。

①制御棒挿入については、IREP-Browns Ferryの報告書⁽⁷⁾に準じ、

- ・制御棒の挿入失敗が30本未満、及び
- ・隣接する制御棒の挿入失敗が5本未満

であるなら反応度停止機能喪失につながらないものとする。

②ほう酸注入は、制御棒挿入失敗のバックアップ機能であるが、SLCS 2系統のうち1系統が正常作動すれば原子炉を未臨界に維持できるものとする。

①、②両方とも失敗した場合にはATWS (Anticipated Transient without Scram) シーケンスとする。

(2) 主蒸気隔離機能

各主蒸気管とも2個の主蒸気隔離弁 (MSIV) のうち1個が閉鎖すれば原子炉隔離に成功する。仮にMSIV 2個とも閉鎖失敗しても主蒸気第3弁の手動閉鎖により隔離が遂行される。また、外部電源喪失時にはタービンがトリップしタービン止め弁及びタービンバイパス弁が自動的に閉鎖する。主蒸気隔離のサクセスクライテリアは、「各主蒸気管に対してMSIV及び第3弁のうち1個の弁の閉鎖、あるいは、4本の主蒸気管全てに対してタービン止め弁及びタービンバイパス弁の閉鎖」と設定する。なお、主蒸気隔離失敗はLOCAシーケンスに移行するものと仮定する。

(3) 圧力制御機能

逃し安全弁 (SRV) 開のサクセスクライテリアとして、SRV 18個のうち2個の開で原子炉の過圧を防止できるものとする。仮に、このサクセスクライテリアを満足しない場合には、原子炉が過圧となり、圧力容器のどこかが破損してLOCAシーケンスに移行するものとする。

一方、SRV再閉のサクセスクライテリアは、一旦開いたSRVが全て閉鎖することとする。これに失敗すると、原子炉冷却材はSRVを通してサプレッション・プールに

放出され、気相破断 L O C A シーケンスと同様の現象となる。

(4) 原子炉冷却材インベントリ維持機能

原子炉が高圧の状況下における原子炉水位維持は、高圧の冷却材注入系、即ち原子炉隔離時冷却系 (R C I C)、高圧炉心スプレー系 (H P C S) のいずれか一方の作動で遂行できる。なお、両系統とも第 1 水源を復水貯蔵タンク (C S T)、第 2 水源をサプレッション・プールとするが、H P C S は C S T 水位低あるいはサプレッション・プール水位高で自動的に水源を切替えるのに対し、R C I C は必要に応じて手動で水源を切替える。

仮に高圧状況下での冷却材注入に失敗した場合には、逃し安全弁 (S R V) を手動で開放し原子炉を減圧させ低圧の冷却材注入系により原子炉水位を維持できる。この場合の低圧の冷却材注入に対するサクセスクライテリアは以下の通りである。

- ① S R V の開放による原子炉減圧は手動操作で行い、18 個の S R V のうち 6 個の開放で成功となる。
- ② 上記①に成功した場合、冷却材注入は低圧炉心スプレー系 (L P C S) あるいは低圧注入系 (L P C I) 1 系統 (L P C S は 1 系統、L P C I は 3 系統で構成される) を手動で作動させることにより原子炉水位を維持できる。

従って高圧及び低圧の冷却材注入が全て失敗とすると原子炉水位を維持することができなくなる。

(5) 崩壊熱除去機能

原子炉停止後の崩壊熱は以下のいずれかの方法で除去できるものとする。

- ① L P C I あるいは L P C S により原子炉への冷却材を注入し炉心を冷却すると共に、S R V から放出される蒸気によってサプレッション・プール水温が上昇するのを防ぐために残留熱除去系 (R H R) 1 系統 (R H R ポンプ 1 基, 熱交換器 1 基) を用いてサプレッション・プールの冷却を行う。
- ② 原子炉圧力が十分低下した ($7 \sim 8 \text{ Kg/cm}^2$) 後は、R H R 1 系統 (R H R ポンプ 1 基, 熱交換器 1 基) を用いての停止時冷却モードにより炉心を冷却する。

これら冷却が両方とも失敗すると崩壊熱除去機能の喪失となる。

上述のサクセスクライテリアを Table 4.1 にまとめる。

4. 2 イベントツリーの作成

本節では、前節のサクセスクライテリアに基づき作成した機能イベントツリー及びシステムイベントツリーを示す。

4. 2. 1 機能イベントツリー

Fig. 4.1 に、外部電源喪失に起因する機能イベントツリー (F E T) を示す。この F E T によって、外部電源喪失に始まり炉心溶融に至る事故シーケンスとして 11 種類 (図

中(1)～(11))が識別できる。以下に、これら11種類の事故シーケンスの概要を示す。

- ・シーケンス(1)----高圧の冷却材注入(以後、高圧系とする)による炉心冷却は行われるものの、RHR等の故障により崩壊熱除去機能及び格納容器冷却機能が失敗し、格納容器過圧破損から炉心溶融、さらには圧力容器溶融破損に至る。外部電源喪失後しばらくの間、炉心で発生する蒸気はサプレッション・プール水中に放出され、そこで凝縮される。プール水温の上昇に伴い蒸気凝縮能力が低下し、格納容器内圧力が上昇しはじめ、やがて格納容器過圧破損に至る。この間炉心は高圧系により冷却されるが、水源(復水貯蔵タンク)が枯渇した後炉心露出、炉心溶融に至る。圧力容器溶融破損時原子炉は高圧状況下にある。
- ・シーケンス(2)----低圧の冷却材注入(以後低圧系とする)により炉心冷却は行われるものの、崩壊熱除去機能の失敗により格納容器過圧破損から炉心溶融、さらには圧力容器溶融破損に至る。シーケンス(1)と同様、外部電源喪失後しばらくの間、炉心で発生する蒸気はサプレッション・プール水中に放出され、そこで凝縮される。プール水温の上昇に伴い蒸気凝縮能力が低下し、格納容器内圧力が上昇しはじめ、やがて格納容器過圧破損に至る。この間炉心は低圧系により冷却されるが、格納容器過圧破損により低圧系作動不能となりその後炉心露出、炉心溶融に至る。圧力容器溶融破損時原子炉は低圧状況下にある。
- ・シーケンス(3)----高圧系が機能喪失し、低圧系による冷却材注入を行うため逃し安全弁(SRV)の手動開放により原子炉は減圧されるが、冷却材注入に失敗し、外部電源喪失後、比較的早い時期に炉心露出、炉心溶融に至り、圧力容器溶融破損となる。この時、原子炉は低圧状況下であり、この時点まで、格納容器の健全性は保たれる。
- ・シーケンス(4)----高圧系、低圧系とも作動失敗し、原子炉はSRVによる崩壊熱除去のみが行われ、高圧の状態で炉心露出、炉心溶融に至り、圧力容器溶融破損となる。この時点まで、格納容器の健全性は保たれる。
- ・シーケンス(5)----SRVの1つが開固着し、原子炉は気相破断のLOCAと同様の状況となるが高圧系の作動によりしばらくの間、炉心冷却が行われる。しかし、崩壊熱除去に失敗するため、シーケンス(1)と類似の現象が起り、格納容器過圧破損から炉心露出、炉心溶融に至る。但し、圧力容器破損時の原子炉は低圧状況下にある。
- ・シーケンス(6)----シーケンス(5)と同様気相LOCAとなるが高圧系不作動のため原子炉水位が低下する。原子炉圧力の低下が緩やかなため、低圧系の作動にはSRVの手動開放による原子炉減圧が必要となる。その後、低圧系作動で炉心冷却は行われるものの崩壊熱除去の失敗によりシーケンス(2)と同様の経緯で格納容器過圧破損から炉心露出、炉心溶融に至る。
- ・シーケンス(7)----シーケンス(5)と同様気相破断LOCAとなるが高圧系が不作動であるため、SRVの手動開放により原子炉は減圧される。しかし、低圧系による冷却材注入に失敗し炉心露出、炉心溶融に至る。シーケンス(3)と類似の事故進展となるが時間的にはこのシーケンスの方が原子炉圧力容器内の事故進展は速い。圧力容器の溶融破損時、原子炉は低圧状況下であり、この時点まで格納容器の健全性は維持されている。

- ・シーケンス(8)----シーケンス(7)と同様、気相破断L O C A、高圧系不作動と続くが、S R Vによる手動減圧にも失敗し、低圧系による冷却材注入は期待できない。そのため、原子炉圧力がさほど低下しない時点から炉心露出、炉心溶融が始まる。圧力容器の溶融破損時、格納容器の健全性は維持されている。
- ・シーケンス(9)----S R Vが必要個数の開に失敗するシーケンスで原子炉圧力の制御が不能となり、圧力容器の過圧破損に至る。破損に伴う冷却材インベントリ喪失により炉心が露出し、炉心溶融に至る。
- ・シーケンス(10)---主蒸気管が隔離されず格納容器外での主蒸気管破断L O C Aと同様の事故シーケンスとなる。このシーケンスでは格納容器外への冷却材流出となる(格納容器バイパス)。
- ・シーケンス(11)---いわゆるA T W Sシーケンスであり、原子炉の反応度停止機能が失敗し、外部電源及び給復水系の復旧が行なわれない場合には、炉心で発生する蒸気は逃し安全弁を通過してサプレッション・プールに放出されるが、原子炉から流出する冷却材インベントリの補給ができないため、炉心が露出し炉心溶融に至る。この時、原子炉は高圧状況下にある。

以上11種の事故シーケンスの概要を示したが、このうち、シーケンス(9)は原子炉圧力容器が破損するシーケンス、また、シーケンス(10)は格納容器外でのL O C Aに移行する事故シーケンスであり、いずれも大破断L O C Aのイベントツリー解析で扱うべきものであり本解析では取り扱っていない。

4. 2. 2 システムイベントツリー

前節に示した機能イベントツリー(F E T)で識別された炉心溶融事故シーケンスを分析し、発生頻度の観点から重要となる炉心溶融事故シーケンスにおいて支配的な系統故障・機能喪失を調べるために、本解析ではシステムイベントツリー(S E T)を作成した。S E T作成に際しては、F E Tで対象とした各種機能について、フロントライン系とサポート系間の機能的な相互関係や各系統の独立性・多重性を考慮し必要に応じて系統をサブシステムに分類した。各機能ごとの系統のサブシステム及びそれに対応したサポート系はTable 3.1に示したが、同表から分かるように、電源系(直流電源や非常用ディーゼル発電機)は、数多くの系統・系列をサポートするため、S E Tでは1つの機能として分離しサブシステムごとに成功/失敗の分岐を考慮した。その結果、F E Tでヘディングとして取り上げた6種の機能に電源系を加え、7種の機能に対してS E Tを作成した。Fig. 4.2にS E Tを示す。なお、S E Tで識別した事故シーケンスとF E Tの事故シーケンスとの対応をTable 4.2に示す。

Table 4.1 サクセスクライテリア

機能	フロントライン系	サクセスクライテリアに関する仮定
反応度停止	制御棒駆動系 (CRD) ほう酸水注入系 (SLCS)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 30本未満の制御棒挿入失敗、かつ、隣接する制御棒5本未満の挿入失敗は反応度停止機能の喪失につながらない。 ・ SLCS2系統のうち1系統が正常動作すれば成功とする。
主蒸気隔離	主蒸気隔離弁 (MSIV)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 各主蒸気管に対して2個あるいはMSIV及び第3弁のうち1個の弁の閉鎖、あるいは、4本の主蒸気管全てに対してタービン止め弁及びタービンバイパス弁が閉鎖すれば成功とする。
圧力制御	逃し安全弁 (SRV)	<ul style="list-style-type: none"> ・ SRV開の場合 ・ SRV18個のうち2個の弁の開で成功とする。 ・ SRV閉の場合 一旦開いたSRVが全て閉鎖すれば成功とする。
原子炉冷却材インベント保持 ・ 高圧系 ・ 低圧系	原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 高圧炉心スプレー系 (HPCS) 低圧炉心スプレー系 (LPCS) 低圧注入系 (LPCI)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉が高圧の状況下では、RCIC、HPCSのいずれか一方が正常動作すれば成功とする。 ・ 高圧の状況下での冷却材注入に失敗した場合は、SRVあるいはADSの6個の弁を手動操作で解放後、LPCSあるいはLPCI1系統が正常動作すれば成功とする。
崩壊熱除去	残留熱除去系 (RHR)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉へ冷却材を注入しながらRHR1系統によるサブプレッションプールの冷却機能が正常動作するかあるいは、原子炉圧力が十分低下した (7~8kg/cm²) 後、RHR1系統の停止時冷却モードが正常動作すれば成功とする。

Table 4.2 FET-SETの事故シークエンスの対応

FETの事故シークエンス番号	機能喪失種別	S E T の 事 故 シ ー ケ ン ス 記 号
(1)	DHR	TPE, TPEd, TPEQ, TPRARb, TPC2RA1RB1, TPC1RA2RB2, TPC, TPQRARb, TPQC2RA1RB1, TPQC1RA2RB2, TPQC, TPE2RA1RB1, TPE2C1, TPE1RA2RB2, TPE1C2, TPE2QRA1RB1, TPE2QC1, TPE1QRA2RB2, TPE1QC2
(2)	HPI DHR	TPQDRARb, TPQDFRARb, TPQDFGGRARb2, TPQDFGGRARb1, TPQDC2RA1RB1, TPQDC2FRAl, TPQDC1RA2RB2, TPQDC1GCRa2, TPE2QDRAlRB1, TPE2QDFRAl, TPE1QDGGRA2, TPE1QDRA2RB2
(3)	HPI LPI	TPQDFG, TPQDC2FGA, TPQDC1GcGb, TPQDDC, TPE2QDFGA, TPE2QDDC1, TPE1QDGGcGb, TPE1QDDC2
(4)	HPI, DEP	TPEQD, TPQDV, TPE2QDV, TPE1QDV
(5)	PC DHR	TPEK, TPEKd, TPEKQ, TPKRARb, TPKC2RA1RB1, TPKC1RA2RB2, TPKC, TPKQARb, TPKQC2RA1RB1, TPKQC1RA2RB2, TPKQC, TPE2KRA1RB1, TPE2KC1, TPE1KRA2RB2, TPE1KC2, TPE2KQRA1RB1, TPE2KQC1, TPE1KQRA2RB2, TPE1KQC2
(6)	PC HPI DHR	TPKQDRARb, TPKQDFRARb, TPKQDFGGRARb2, TPKQDFGGRARb1, TPE2KQDRAlRB1, TPE2KQDFRAl, TPE1KQDRAlRB2, TPE1KQDGGRA2, TPKQDC1RA2RB2, TPKQDC2RA1RB1, TPKQDC2FRAl, TPKQDC1GCRa2
(7)	PC, HPI LPI	TPKQDFG, TPKQDC2FGA, TPKQDC1GcGb, TPKQDC, TPE2KQDFGA, TPE2KQDFC1, TPE1KQDGGcGb, TPE1KQDC2
(8)	PC, HPI DEP	TPEKQD, TPKQDV, TPE2KQDV, TPE1KQDV
(9)	PC	TPJ, TPE2J, TPE1J, TPEJ
(10)	MSI	TPN, TPE2N, TPE1N, TPE1N
(11)	RS	TPBS, TPE2BSA, TPE1BSB, TPEB

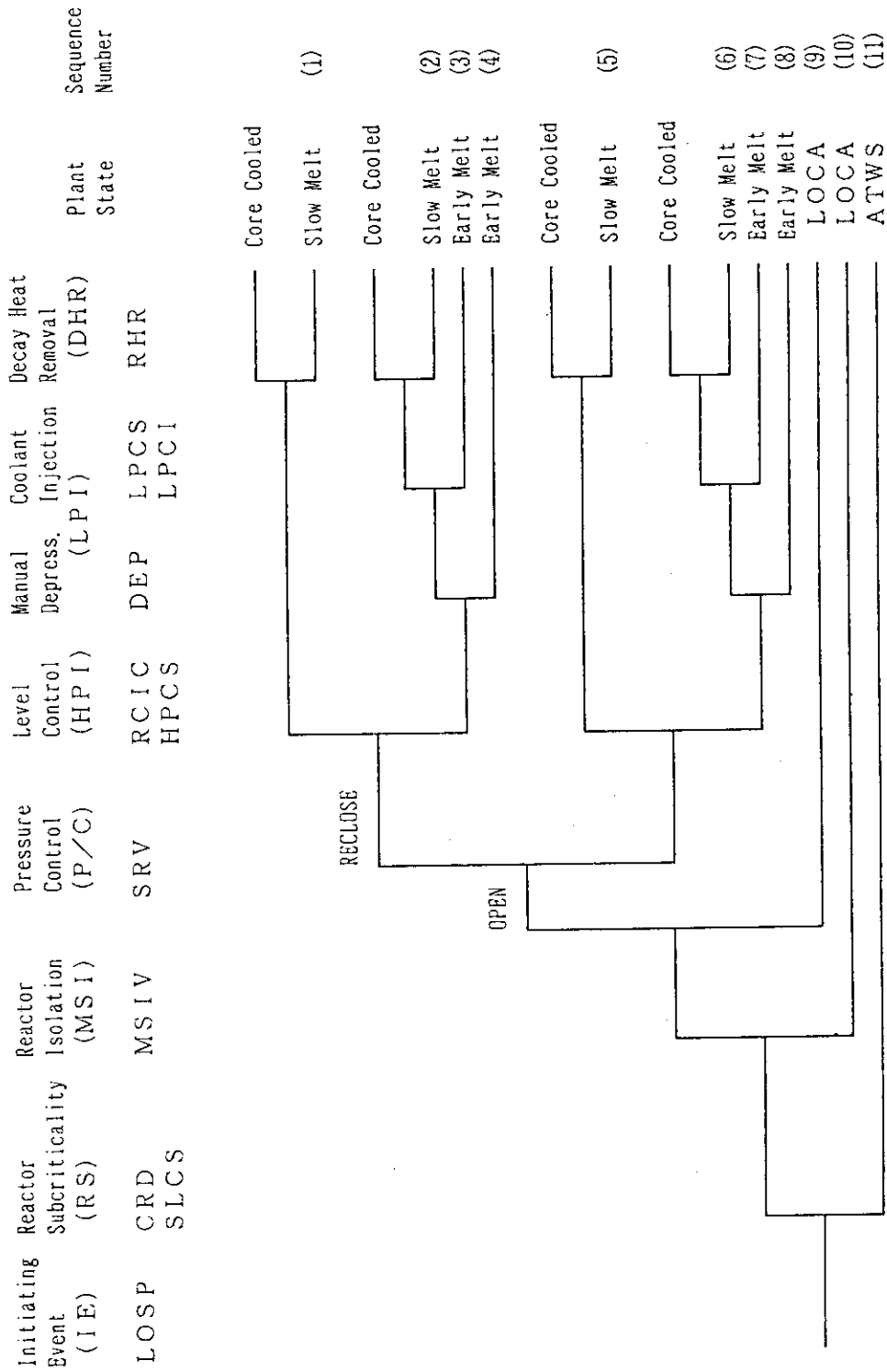


Fig. 4.1 外部電源喪失起因の機能イベントツリー

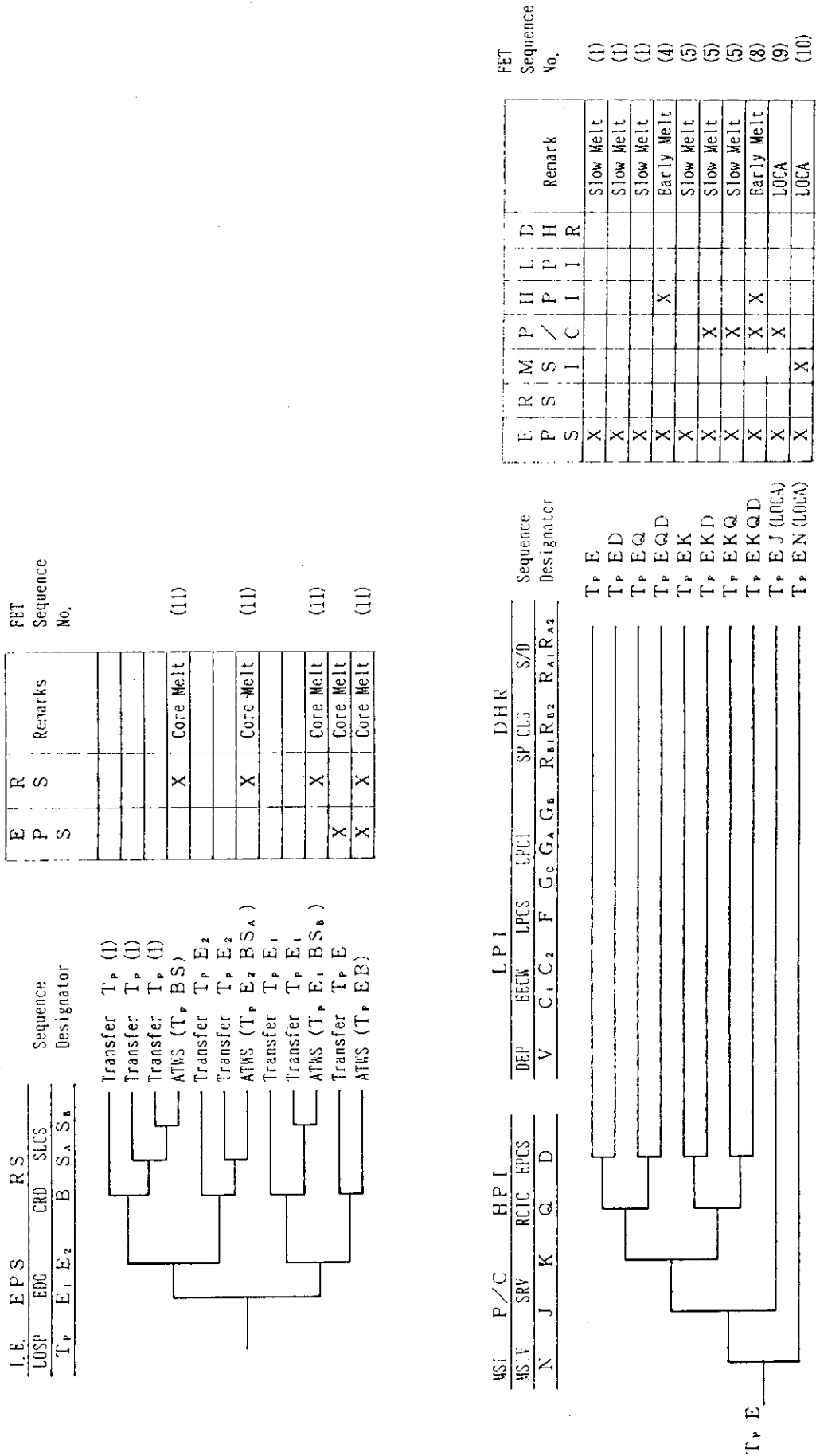


Fig. 4.2 外部電源喪失起因のシステムイベントツリー (その1)

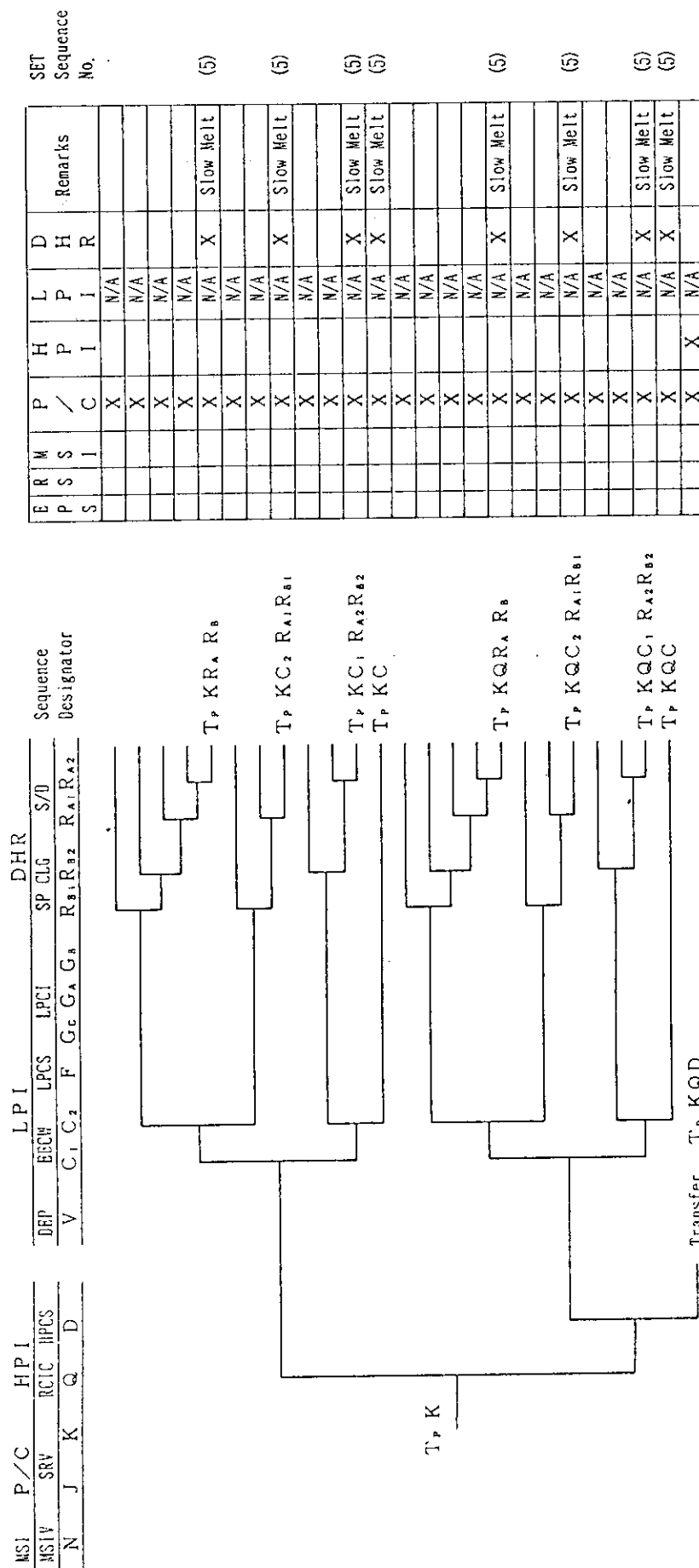


Fig. 4.2 外部電源喪失起因のシステムイベントツリー (その4)

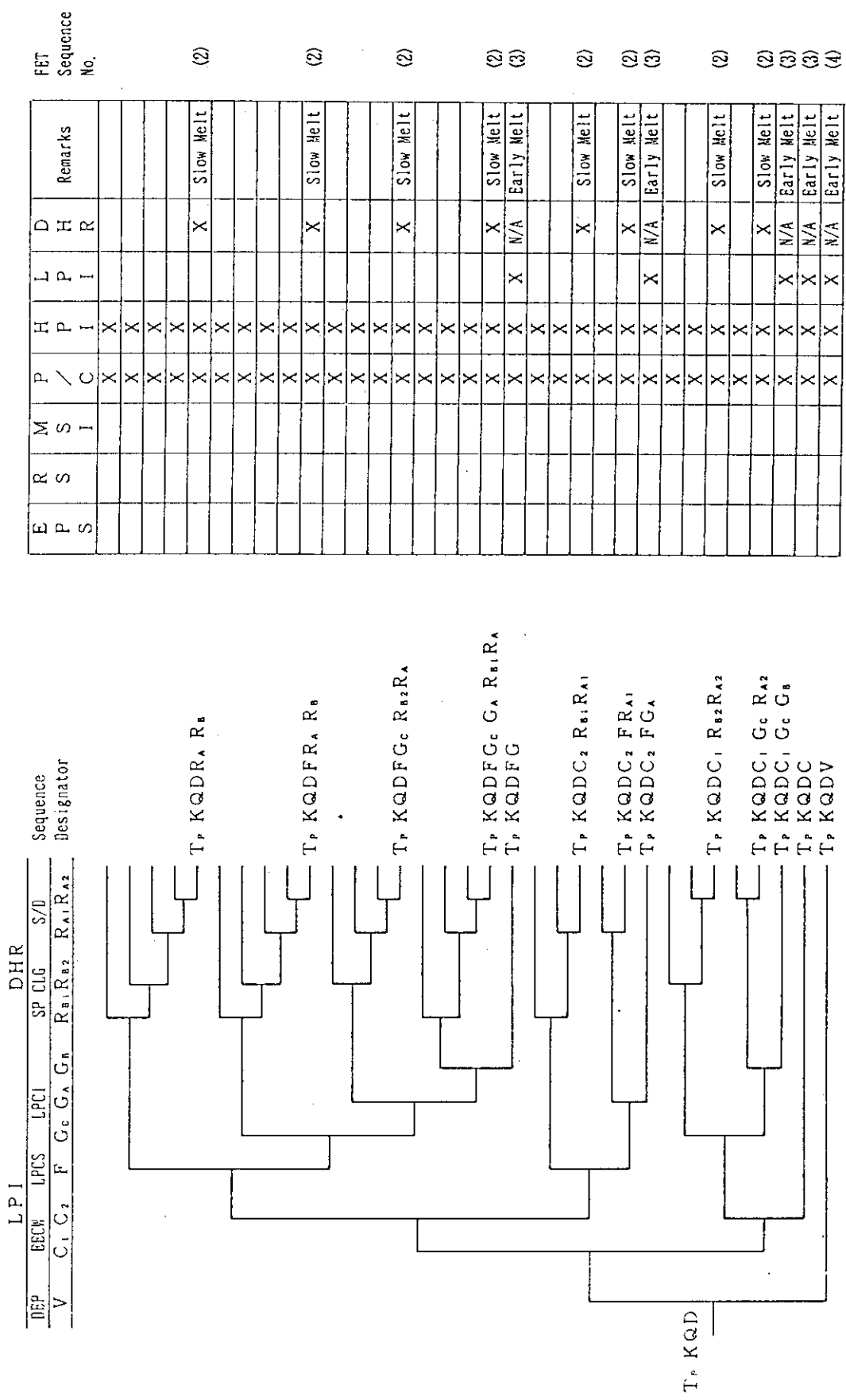


Fig. 4.2 外部電源喪失起因のシステムイベントツリー (その5)

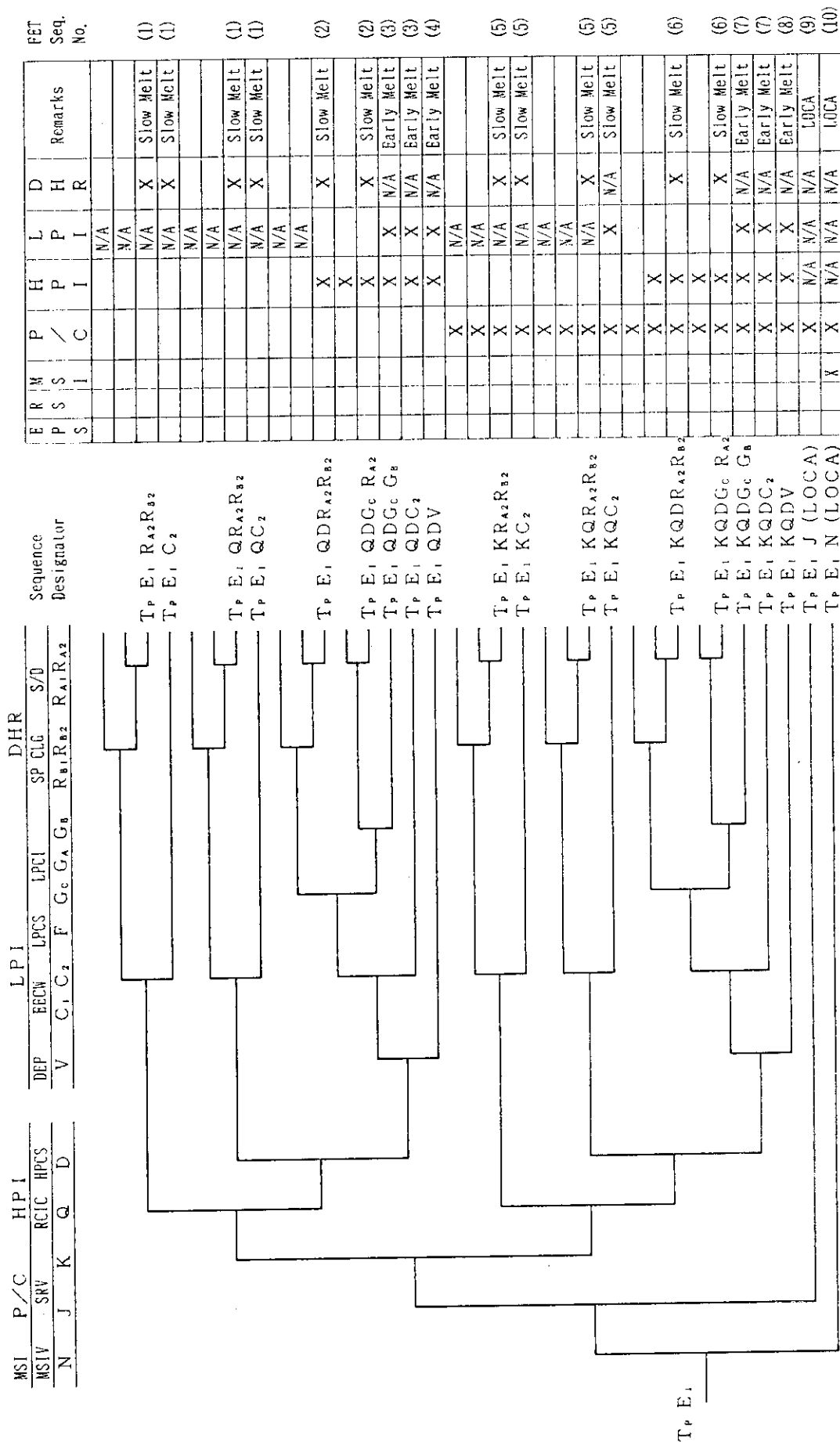


Fig. 4.2 外部電源喪失起因のシステムイベントツリー (その6)

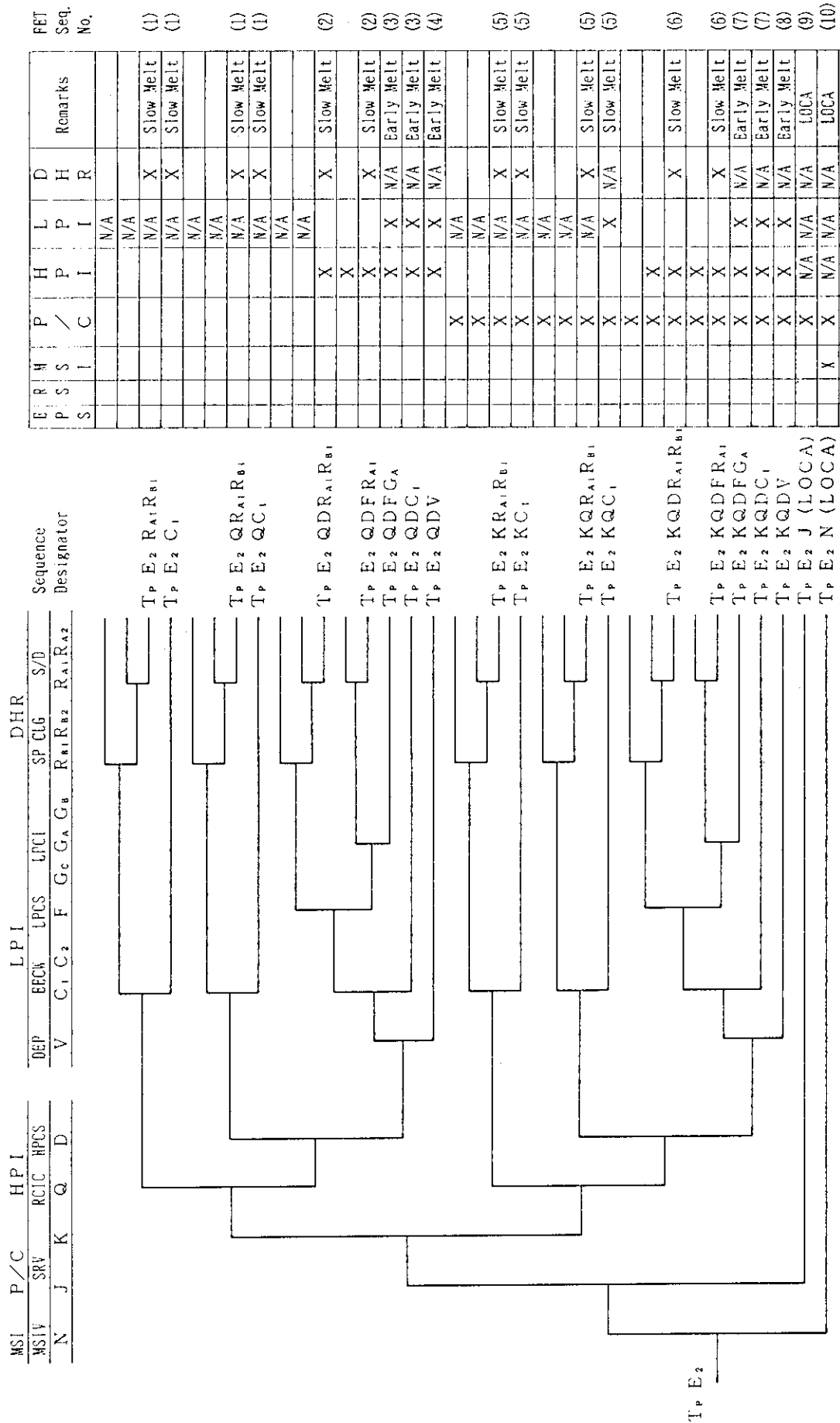


Fig. 4.2 外部電源喪失起因のシステムイベントツリー (その7)

E P S S I	R M S I	P /	P C	H P I	L P I	D H R	Remarks	FET Seq. No.
					N/A			
					N/A			
					N/A	X	Slow Melt	(1)
					N/A	X	Slow Melt	(1)
					N/A			
					N/A			
					N/A	X	Slow Melt	(1)
					N/A	X	Slow Melt	(1)
					N/A			
					N/A			
					N/A	X	Slow Melt	(2)
						X		
						X	Slow Melt	(2)
					X	N/A	Early Melt	(3)
					X	N/A	Early Melt	(3)
					X	N/A	Early Melt	(4)
					N/A			
			X		N/A			
			X		N/A			
			X		N/A	X	Slow Melt	(5)
			X		N/A	X	Slow Melt	(5)
			X		N/A			
			X		N/A			
			X		N/A	X	Slow Melt	(5)
			X		N/A	X	Slow Melt	(5)
			X					
			X			X	Slow Melt	(6)
			X			X		
			X			X	Slow Melt	(6)
			X		X	N/A	Early Melt	(7)
			X		X	N/A	Early Melt	(7)
			X		X	N/A	Early Melt	(8)
			X		N/A	N/A	LOCA	(9)
	X		X		N/A	N/A	LOCA	(10)

5. システム信頼性解析

システムイベントツリーで定義された各々の炉心溶融事故シーケンスの発生頻度を求めるために、システムイベントツリーのヘディングに現れる各系統あるいは系列を対象にシステム信頼性解析を行なった。本章では、信頼性解析の方法について簡単に記述すると共に、信頼性解析の結果を示す。

5. 1 システム信頼性解析方法

5. 1. 1 システム信頼性解析の概要

システムイベントツリー (SET) でヘディングとして取り上げた各系統について、システム信頼性モデルを作成し、系統を構成する各種機器の故障率や運転員の過誤率等から系統の機能喪失確率を計算した。公開情報に図面が掲載されている系統についてはフォールトツリーを作成して機能喪失確率を求めたが、図面情報が不十分な系統及び図面情報のない系統については、主要な機器の故障の組合せに基づき機能喪失確率を計算した。

フォールトツリーを作成して機能喪失確率を求めた系統は、以下の通りである。

- ・ ほう酸水注入系 (SLCS)
- ・ 原子炉隔離時冷却系 (RCIC)
- ・ 高圧炉心スプレー系 (HPCS)
- ・ 低圧炉心スプレー系 (LPCS)
- ・ 残留熱除去系 (RHR) ---- 低圧注入 (LPCI) モード、
サプレッション・プール冷却 (SPC) モード、
停止時冷却 (SDC) モード

一方、図面情報がなかったり、あるいは不十分であったりするため、次の系統・機能については、主要な機器の故障の組合せから簡易計算で機能喪失確率を求めた。

- ・ 主蒸気隔離機能 (主蒸気隔離弁、主蒸気第3弁)
- ・ 圧力制御機能 (逃し安全弁の開、再閉)
- ・ 非常用機器冷却系 (区分I、II、III)
- ・ RHR熱交換器冷却系
- ・ 所内非常用電源系 (非常用ディーゼル発電機)

なお、制御棒駆動系の信頼性については、公開情報から系統全体の構成を把握できないため、その機能喪失確率を過去のPSA報告書⁽⁵⁾から引用した。また、高圧系が不作動の場合に必要な手動減圧操作 (SRVを遠隔操作で強制的に開放し、原子炉圧力を低下させる方法) については、操作手順を想定し、DeBDA⁽⁶⁾を用いて人間のふるまいの信頼性解析を実施した。

5. 1. 2 フォールトツリー解析方法

フォールトツリー作成手順

フォールトツリーは、作成するために多大な労力を要する上、作成者によって展開のレ

ベルやツリーの構造が異なるためフォールトツリーの妥当性確認にもかなりの人手を要する。イベントツリー解析では、種々の系統についてフォールトツリー解析を行なうことが必要であるため、フォールトツリー作成や妥当性確認に要する労力を軽減することが望ましい。そこで、本解析では、フォールトツリーの展開レベルやツリー構造を統一させるために、Fig. 5.1に示す手順に従ってフォールトツリーを作成した。以下、手順に沿って各ステップの概要を説明する。

(1) 解析対象とする系統の分割

フォールトツリー解析の対象とする系統を、ポンプ吸込側、ポンプ廻り部、ポンプ吐出側というように、幾つかセグメントに分割する。さらに、原子炉隔離時冷却系のようなタービン駆動ポンプを有する系統では、ポンプ廻り部をタービン蒸気供給ライン、タービン及びポンプ、蒸気排出ライン等に分割する。また、残留熱除去系のように複数の運転モードを有する系統については、各運転モードで共有する部分と単独で使用する部分とを明らかにし、系統の分割を行う。

(2) セグメントレベル・フォールトツリーの作成

解析対象とする系統に対して、セグメント単位の故障事象から構成されるフォールトツリー（このフォールトツリーを“セグメントレベル・フォールトツリー”と呼ぶ）を作成する。このフォールトツリーにおいては、系統の機能喪失を頂上事象とし、それをポンプ吸込側の故障、ポンプ廻り部の故障、ポンプ吐出側の故障等の論理構造で表現する。

(3) 機器レベル・フォールトツリーの作成

各セグメントの故障事象を頂上事象として、セグメントを構成する機器の故障からなるフォールトツリー（これを“機器レベル・フォールトツリー”と呼ぶ）を作成する。機器レベル・フォールトツリーの展開は、弁の故障やポンプの故障というように各種機器の故障までとする。また、必要に応じて、電動弁やポンプ等の動的機器のサポート系の故障もこのフォールトツリーの構成要素として扱う。

(4) 機器レベル・フォールトツリーの結合及びツリー構造の妥当性確認

上記ステップで作成した機器レベル・フォールトツリーを、(2)で作成したセグメントレベル・フォールトツリーに沿って結合し、系統全体のフォールトツリー（システムフォールトツリー）の形に変換する。このシステムフォールトツリーを基に、系統の機能喪失を引き起こす各種構成機器の故障の組合せが妥当であるかどうかを検討し、ツリーの論理構造の妥当性を確認する。

(5) システムフォールトツリーの展開

上記(4)で作成したシステムフォールトツリーでは、系統を構成する各種機器の故障まで展開されるが、実際には機器故障率データは故障モードに対応している。例えば、電動弁については、開（閉）失敗、閉塞、漏洩という故障モードに対して故障率データが存在する。このステップでは、システムフォールトツリー上の各種機器の故障に対して予め用意しておいたモジュールツリーを組み込み、故障モードレベルまで展開する。モジュールツリーは、過去のP S AやNUREG/CR-3268⁽¹⁶⁾を基に各種機器ごとに作成しており、故障率データの存在する故障モードレベルまで展開してある。ただし、必要に応じて、解析対象とする系統あるいは構成機器の待機状態や機能に則してモジュールツリ

一を部分的に変更する。このステップで作成したフォールトツリーが最終的なシステム信頼性モデルとなる。

境界条件

本解析は公開情報に基づくものであり、プラント及び系統の運転手順や運用要項に関する情報が不十分であるため、フォールトツリー解析を実施するにあたっては、幾つかの前提条件を設定した。主なものは以下の通りである。

- (1) 計画外の保守・点検（待機除外）による系統のアンアベイラビリティは考慮しない。
- (2) 修理による故障機器の機能回復は考慮しない。
- (3) 運転員の介入については、手動による操作が明らかに必要と判断されたもの、例えば、逃し安全弁の手動開放等は解析対象とするが、ポンプや電動弁の自動起動に対する運転員のバックアップ操作等の回復手段は原則として解析対象外とする。
- (4) ポンプや電動弁等の作動信号を受信するための制御回路については、そのアンアベイラビリティをIREP-Browns FerryのP S A報告書(5)から引用する。

定性的・定量的評価方法

各種系統のシステムフォールトツリーから、各機器故障は互いに独立であると仮定して、系統の機能喪失確率を計算すると共に、ミニマルカットセットを求めた。定量化に際し、機器故障率データは、IREP-Browns FerryのP S A報告書(5)から引用した。

共通要因故障解析は、ミニマルカットセットを基に同種機器の機能喪失の組合せを洗い出し、 β ファクタ法を用いて実施した。 β ファクタ法は、機器の全故障率 λ が独立故障率 λ_i と共通要因故障率 λ_c の2つの部分からなるものとして次のように定義する(17)。

$$\lambda = \lambda_i + \lambda_c, \quad \beta = \lambda_c / \lambda$$

従って、 $\lambda_c = \beta \cdot \lambda$, $\lambda_i = (1 - \beta) \cdot \lambda$, $0 < \beta < 1$ となる。

β ファクタ法を、ミニマルカットセット ($A_1 \cap A_2$) に対して適用すると、このミニマルカットセットの生起確率は次式で与えられる。

$$P(A_1 \cap A_2) = \beta \cdot P(A) + \{1 - \beta \cdot P(A)\} \cdot \{(1 - \beta) \cdot P(A)\}^2$$

ここで、 $P(A)$ は A_1 、 A_2 の全故障率である。右辺の第1項は共通要因故障による生起確率であり、第2項は独立故障による生起確率を表わす。なお、共通要因故障解析で用いた β 値は、NRCの報告書(11)(12)(13)から引用した。

また、手動による原子炉の減圧操作についてはD e B D Aを用いて人間のふるまいの信頼性解析を行ったが、この解析において、人的過誤率は、NUREG/CR-1278(14)のデータを使用した。

なお、これら定量化に用いた具体的なデータは、付録に掲載する。

5. 2 フロントライン系

外部電源喪失時に炉心溶融を回避するためにフロントライン系として必要な機能・系統

は以下の通りである。

- ①制御棒駆動系
- ②ほう酸水注入系
- ③主蒸気隔離機能
- ④逃し安全弁（原子炉圧力制御）
- ⑤原子炉隔離時冷却系
- ⑥高圧炉心スプレー系
- ⑦逃し安全弁の手動減圧操作
- ⑧低圧炉心スプレー系
- ⑨残留熱除去系

このうち、②、⑤、⑥、⑧、⑨についてはフォールトツリー解析、⑦については人間のふるまいの信頼性解析を行なって機能喪失確率を求めたが、①、③、④の各系統については情報不足により十分な解析が行なえなかったため、機能喪失確率を過去のP S Aから推定したり、主要な構成機器の故障率から機能喪失確率を計算した。

5. 2. 1 制御棒駆動系（CRD）

システムの概要

CRDは、制御棒、制御棒駆動機構（CRDM）及び制御棒駆動水圧系（CRDHS）から成る。CRDMは、水圧ピストン形式でCRDHSから供給される水によりピストンが上下に動き、制御棒の引抜き、挿入を行う。CRDHSは、Fig. 4.2(7)に示すように、制御棒駆動水ポンプ、スクラム・ディスチャージ・ボリューム（SDV）、水圧制御ユニット（HCU）などから構成される。HCUには各種弁とアキュムレータがあり、これらの弁の開閉動作によりアキュムレータの水圧を制御し、CRDMのピストンを動かす。スクラムの場合は、原子炉停止系作動回路からのスクラム信号によりHCUのスクラム入口弁とスクラム出口弁が開き、アキュムレータの圧力をピストン下部に与え、ピストン上部の冷却材をSDVへ逃がすことによって、制御棒を挿入する。スクラム入口弁及び出口弁は、空気作動弁であり、その開閉動作はスクラム・パイロット弁により制御され、パイロット弁開により空気圧が喪失すると自動的に開く。パイロット弁は、通常時励磁のソレノイド弁であり、安全保護系（RPS）からの信号を受けて作動するが、外部電源が喪失するとソレノイド弁の保持電源がなくなり自動的に開いて、スクラム入口弁及び出口弁の空気圧を逃がす。

解析前提

本解析では、CRDのサクセスクライテリアを「185本の制御棒のうち30本未満の挿入失敗、かつ、隣接する制御棒5本未満の挿入失敗は反応度停止機能に支障ない」と設定した。しかしながら、公開情報からはCRD全体の構成が把握できないため、信頼性解析を実施せず、制御棒の挿入失敗確率として、IREP-Browns FerryのP S A報告書(5)から 3×10^{-5} という値を引用した。

5. 2. 2 ほう酸水注入系 (S L C S)

システムの概要

S L C S は、制御棒挿入不能により原子炉スクラムができない場合に、中性子吸収材 (5 ほう酸ナトリウム) を炉心底部から注入し約 30 分間で原子炉を停止する能力を有する。本システムは、Fig. 5.3(7)(8)に示すように、ほう酸水貯蔵タンク (B S T)、電動弁、ポンプ、爆破弁等で構成される。タンクからの注入ラインは 2 系列あるが、1 系列は予備で多重性を備えている。ポンプは各々独立の駆動電源 (非常用母線) に接続されており、外部電源喪失時には、ポンプ A は区分 I 非常用ディーゼル発電機、ポンプ B は区分 II 非常用ディーゼル発電機から受電する。

解析前提

S L C S の起動は、① B S T 出口電動弁開、② ポンプ起動、③ 爆破弁開の順に手動で行うが、これらの手順を一連の操作と考え、運転員による起動失敗は単一の操作エラーとして扱うものとする。また、B S T 内の電熱器はほう酸析出を防ぐため待機中常時作動することが必要である。ポンプ起動試験は月 1 回とする。

解析結果

S L C S のフォールトツリーは、Fig. 5.4に示すように、A ポンプ系列、B ポンプ系列及び両系列で共有する部分にわけて作成した。各部分の機能喪失確率は、以下の通りである。

$$A \text{ ポンプ系列: } Q (S_{\text{PUMP-A}}) = 1.3 \times 10^{-2}$$

$$B \text{ ポンプ系列: } Q (S_{\text{PUMP-B}}) = 1.3 \times 10^{-2}$$

$$\text{共有部分: } Q (S_{\text{COM}}) = 1.0 \times 10^{-3}$$

従って、A 系列及び B 系列の機能喪失確率 $Q (S_A)$ 、 $Q (S_B)$ は、それぞれ

$$Q (S_A) = Q (S_{\text{PUMP-A}}) + Q (S_{\text{COM}})$$

$$Q (S_B) = Q (S_{\text{PUMP-B}}) + Q (S_{\text{COM}})$$

となり、以下の結果が得られる。

$$Q (S_A) = 1.4 \times 10^{-2}$$

$$Q (S_B) = 1.4 \times 10^{-2}$$

S L C S 全体の機能喪失確率 $Q (S)$ は、

$$Q (S) = Q (S_{\text{PUMP-A}}) \times Q (S_{\text{PUMP-B}}) + Q (S_{\text{COM}})$$

で計算される。ここで、A 系列及び B 系列の構成機器の故障を独立と仮定すれば、S L C S 全体の機能喪失確率 $Q (S)$ は、

$$Q (S) = 1.2 \times 10^{-3}$$

となる。一方、A 系列及び B 系列のポンプ、電動弁、爆破弁、逆止弁の故障の間に共通要因故障を考慮すると、S L C S の機能喪失確率は、

$$Q (S) = 1.5 \times 10^{-3}$$

となる。さらに、運転員による手動起動時の操作エラー $Q (S_{\text{HF}})$ は、NUREG/CR-4772(15)によれば、

$$Q (S_{\text{HF}}) = 1 \times 10^{-4}$$

であるため、これを考慮すると、S L C S の機能喪失確率は、

$$Q(S) = 1.6 \times 10^{-3}$$

となる。

5. 2. 3 主蒸気隔離機能 (MSI)

システム概要

MSIは、外部電源喪失時のように給水・復水系 (PCS) が使用不能の場合に、原子炉水位を維持するために、主復水器への蒸気を遮断し原子炉を隔離するためのものである。4本の主蒸気管には各々2個の主蒸気隔離弁 (MSIV) が直列に付いている。MSIVは通常、空気圧によって開維持されるが、原子炉水位が水位低設定点 (レベル2) に達するとRPSからの信号で空気圧を供給しているソレノイド弁が開き、スプリングの力で自動的に閉じる。このソレノイド弁は各MSIVに2個あり、各々AC、DCで常時励磁されており、外部電源喪失とほぼ同時にソレノイド弁が解磁しMSIVは自動的に閉じる。MSIVの他に、各主蒸気管には主蒸気第3弁が付いており、仮にMSIVが2個とも閉失敗しても同弁を閉鎖させることによって原子炉を隔離することができる。この第3弁は電動弁でその駆動源は非常用母線である。また、主蒸気第3弁の下流にもタービン止め弁やタービンバイパス弁等があり、これらの弁は外部電源喪失時には自動的に閉鎖する。

解析前提

MSIV閉失敗の原因として弁本体の故障及びソレノイド弁の故障が考えられるが、仮に常時励磁のソレノイド弁が開失敗しても、テスト用ソレノイド弁を手動で励磁することによりMSIVを閉鎖できる。そこで、本解析では各MSIVの機能喪失確率は、弁本体の信頼性に支配されるものと仮定した。

解析結果

主蒸気管1本の隔離失敗として3個の弁が弁本体の故障で閉失敗する、即ち、デマンド時に2個のMSIV (空気作動弁) が閉失敗 (MSIV1個に対して $3 \times 10^{-4} / d^{(5)}$) し、第3弁 (電動弁) が閉失敗 ($1 \times 10^{-3} / d^{(5)}$) する場合を考える。

主蒸気管1本の隔離失敗確率 $Q(N_1)$ は、MSIVが独立であると仮定すれば

$$Q(N_1) = (P_{MSIV})^2 \times (P_{MOV}) = 9 \times 10^{-11}$$

であるが、MSIVの共通要因故障を考慮すると、主蒸気管1本の隔離失敗確率は

$$Q(N_1) = (P_{MSIV})_{CCF} \times (P_{MOV}) = 5 \times 10^{-8}$$

となる。従って、4本の主蒸気管のうち1本が隔離に失敗する確率 $Q(N)$ は、

$$Q(N) = 4 \times Q(N_1) = 2 \times 10^{-7}$$

となる。しかし、仮に2個のMSIV及び主蒸気第3弁が共に閉鎖失敗しても、その下流にあるタービン止め弁や加減弁あるいはタービンバイパス弁が閉鎖して、原子炉の隔離が行えるため、主蒸気隔離機能に対する機能喪失確率は更に小さくなり、無視できる程度の値と考えられる。

5. 2. 4 逃し安全弁 (SRV)

システム概要

原子炉と主蒸気系の過圧を防ぐために、18個のSRVが付いている。SRVはMSI

Vの上流側の主蒸気管にあり、原子炉圧力が上昇し、SRVの開設定圧力に達すると、原子炉で発生した蒸気はSRVを通過してサプレッション・プールに放出される。なお、これら18個のSRVは全て外部からの信号によって強制的に作動させることができ、そのうち7個は自動減圧系(ADS)機能を備えている。

解析前提

SRVは18個のうち2個の開で原子炉の過圧を防止できるものとする。一方、SRV再開のサクセスクライテリアは、一旦開いたSRVが全て閉じるものとする。なお、SRVは、年1回の燃料交換時に機能試験を行うものとする。

解析結果

① SRV開に対する機能喪失確率

SRV開のサクセスクライテリアは、18個のうち2個の開であるため、SRVの開失敗確率 $Q(J)$ は、

$$Q(J) = 18C_{17} \times (P_{OPEN})^{17}$$

で求められる。ここで、SRV1個の開失敗確率は、 $P_{OPEN} = 1 \times 10^{-2}/d^{(5)}$ であるため、 $Q(J)$ は 10^{-33} 程度となり無視できるほど小さい値である。

② SRV再開に対する機能喪失確率

SRV再開のサクセスクライテリアは、一度開いたSRVが全て閉じることであるため、保守的な考え方に基くと、18個のうちどれか1個でも開固着するとSRV再開失敗となる。従って、SRV再開失敗確率 $Q(K)$ は、

$$Q(K) = 18C_1 \times (P_{RECLOSE})$$

で計算できる。ここで、SRV1個の再開失敗確率は、 $P_{RECLOSE} = 3 \times 10^{-3}/d^{(5)}$ であるため、

$$Q(K) = 5.4 \times 10^{-2}$$

となる。

5. 2. 5 手動減圧操作 (Manual Depressurization)

操作手順概要

外部電源喪失時に高圧系が不作動の場合にのみSRVを手動操作で開ける必要が生じるが、操作手順や制御室表示パネルに関する情報が公開情報には含まれていないため、手動減圧操作に関する制御室表示や手順を次のように想定した。

- (1) 制御室では、原子炉の水位がレベル2 (高圧炉心スプレー系あるいは原子炉隔離時冷却系の自動起動設定点) まで下がると、アナンシエータが点灯する。
- (2) 当直長及び運転員はアナンシエータの表示を確認すると共に、高圧炉心スプレー系 (HPCS) 及び原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の動作状態を制御盤表示で確認する。(これらの系統が作動していれば、その後運転員は流量と原子炉水位・圧力等を監視し続ける。)
- (3) 仮に、HPCS及びRCIC共に作動していない場合には、これらの系統が不作動状態であることに気付き、その旨当直長に報告する。当直長は、運転員に対して、SRVを手動で強制的に開放することによって、原子炉の圧力を下げ、低圧系によ

る冷却材注入の準備に入るよう指示する。(当直長は、高圧系の不作動の原因を探るよう、運転員並びにプラント関係者に指示するであろうが、この指示は、手動減圧操作には直接関与しない。)

- (4) 当直長は、運転員に原子炉圧力計のチェックを指示し、運転圧に近い状態であることを確認した上で、手動減圧操作の必要性を意思決定する。
- (5) 当直長は、低圧炉心スプレー系(LPCS)あるいは低圧注入系(LPCI)のポンプを起動するよう運転員に口頭で命令する。
- (6) 運転員は、口頭による低圧系ポンプの起動指示を理解し、ポンプを手動で起動させる。
- (7) 低圧系ポンプの起動を確認した後、当直長は、SRVの手動開放操作を行うよう口頭で指示する。
- (8) 運転員は、SRV手動開放操作に対する口頭指示を確認した後、制御室のスイッチでSRVを開く。SRVが必要個数開いたことを確認する。その後は、低圧系の流量と原子炉水位・圧力等を監視し続ける。

解析前提

上記手順において、原子炉水位や圧力のチェック、並びに、高圧系や低圧系の動作確認は、当直長あるいは他の運転員が必ずクロスチェックするものとする。また、この操作は、外部電源喪失というトランジェント時に要求されるため、当直長及び運転員にかなりのストレスがかかるものと考えられる。ストレスファクタは、人的過誤率と同様、NUREG/CR-1278(14)から引用したが、その設定基準はIREP-Browns FerryのPSA報告書(5)に従い、当直長のタスクに対しては5倍のストレスファクタを、運転員のタスクに対しては2倍のストレスファクタを乗じることとする。なお、手動による減圧は、ADSのサクセスクライテリア(ADS機能を有する7個のSRVのうち6個の開放)に準じ、18個のSRVのうち6個の開で成功とする。

解析結果

この手動減圧に対する機能喪失確率 $Q(V)$ は、次式で求められる。

$$Q(V) = Q(SRV) + Q(HF)$$

ここで、 $Q(SRV)$: SRVが必要個数開くことに失敗する確率

$Q(HF)$: 運転員の操作に対する失敗確率

である。手動減圧では18個のうち6個のSRVの開放が要求されるため、 $Q(SRV)$ は以下のように無視できる程度の値となる。

$$Q(SRV) = 18C_{13} \times (P_{OPEN})^{13} = 10^6 \times 10^{-26} = 10^{-20}$$

一方、運転員操作に対する失敗確率は、人間のふるまいの信頼性解析手法DeBDA(6)を用いて行った。手動減圧操作手順に対して作成したDeBDAをFig. 5.5に示す。同図のモデルを基に求めた手動減圧操作失敗確率 $Q(HF)$ は、次の通りである。

$$Q(HF) = 3.5 \times 10^{-3}$$

従って、手動減圧に対する機能喪失確率は、運転員の操作に対する失敗確率で代表され、

$$Q(V) = 3.5 \times 10^{-3}$$

が得られる。

5. 2. 6 原子炉隔離時冷却系 (R C I C)

システム概要

R C I C は、給水喪失トランジェント時のように高圧状況下において原子炉内に冷却材を供給することを目的とするが、一方では原子炉を高温待機状態に維持するのにも使用される。R C I C は交流電源とは完全に独立しており、無停電電源 (直流電源) と原子炉蒸気によって作動する。従って、外部電源喪失時にも所定の機能を果たすることができる。Fig. 5. 6(9)に示すように、ポンプはタービン駆動で、このタービンはMS I V上流側の主蒸気管から抽出した原子炉蒸気で駆動する。排気蒸気はサプレッション・プール水中に放出され凝縮する。タービン駆動ポンプは通常復水貯蔵タンク (C S T) を水源とするが、サプレッション・プールからの吸水も可能である。R C I C は、原子炉圧力が約80kg/cm²gから約10kg/cm²gの範囲で運転が可能であり、原子炉水位低 (レベル2) で自動起動し、原子炉水位高 (レベル8) で自動的に停止する。

解析前提

R C I C は、タービン軸及び止め弁、加減弁等のシールをバロメトリック・コンデンサによって維持されるが、コンデンサの故障によりシールが維持できなくなってもR C I C の機能遂行には支障はないものとする。

ミニマムフローラインは、Fig. 5. 6の系統概略図には記載されていないが、同ラインには電動弁が1つあるものとし、ミニマムフローラインの閉塞はR C I C ポンプ起動を妨げるものとする。一方、R C I C 流量が定格に達した後、同ライン上の電動弁が再開に失敗しても、原子炉への冷却材流量は十分確保できるものとする。

なお、R C I C の使用時間は8時間とする。

解析結果

R C I C のフォールトツリーは、Fig. 5. 7に示すように、タービン駆動ポンプの吸込側、ポンプ廻り部、ポンプ吐出側の3つに分け、さらに、吸込側は復水貯蔵タンクからのラインとサプレッション・プールからのラインとに、また、ポンプ廻り部は駆動蒸気供給ラインと排出ラインとに分けて、作成した。フォールトツリー解析の結果、本システムの機能喪失確率 $Q(Q)$ は、

$$Q(Q) = 1.7 \times 10^{-2}$$

であり、また、分割した各部の機能喪失確率とその寄与度は、以下の通りである。

$$\text{ポンプ吸込側: } Q(Q_s) = 1.6 \times 10^{-5} \quad (一一)$$

$$\text{ポンプ廻り部: } Q(Q_p) = 1.3 \times 10^{-2} \quad (\text{約} 75\%)$$

$$\text{ポンプ吐出側: } Q(Q_D) = 4.4 \times 10^{-3} \quad (\text{約} 25\%)$$

5. 2. 7 高圧炉心スプレー系 (H P C S)

システム概要

H P C S は、想定される事故時の全ての圧力領域に対して冷却材を炉心に注入することができる。本システムは、原子炉水位低 (レベル2) またはドライウェル圧力高の信号で自動起動し、Fig. 5. 8(8)(9)に示すように、復水貯蔵タンク (C S T) あるいはサプレッション・プールを各々第1、第2の水源とし、電動ポンプによって炉心上部のスパージャヘッ

ダ・ノズルから燃料集合体にスプレーすることによって炉心を冷却する。また、原子炉水位高（レベル8）でスプレー冷却を自動的に停止する。水源切替は、C S T水位低あるいはサプレッション・プール水位高により自動的に行われる。外部電源喪失時には、H P C S ポンプ及び電動弁は、H P C S 専用のディーゼル発電機から受電する。

解析前提

ミニマルフローラインは、Fig. 5.8の系統概略図には記載されていないが、その取り扱いは、R C I Cと同様、同ラインの閉塞はH P C S ポンプ起動を妨げるものとするが、H P C S 流量が定格に達した後、同ライン上の電動弁が再閉に失敗しても、原子炉への冷却材流量は十分確保できるものとする。なお、H P C S の使用時間は8時間とする。

解析結果

H P C S のフォールトツリーは、Fig. 5.9に示すように、ポンプ吸込側、ポンプ廻り部、ポンプ吐出側の3つに分け、さらに、吸込側は復水貯蔵タンクからのラインとサプレッション・プールからのラインとに分けて作成した。本系統は、専用の非常用ディーゼル発電機、非常用機器冷却系を有するため、これらのサポート系の機能喪失もフォールトツリー上に表現した。解析の結果、本系統の機能喪失確率 $Q(D)$ は、

$$Q(D) = 5.3 \times 10^{-2}$$

となり、また、分割した各部の機能喪失確率とその寄与度は、以下の通りである。

$$\text{ポンプ吸込側} : Q(D_s) = 1.6 \times 10^{-5} \quad (---)$$

$$\text{ポンプ廻り部} : Q(D_p) = 8.4 \times 10^{-3} \quad (\text{約} 16\%)$$

$$\text{ポンプ吐出側} : Q(D_d) = 4.3 \times 10^{-3} \quad (\text{約} 8\%)$$

$$\text{サポート系} : Q(D_{sp}) = 4.0 \times 10^{-2} \quad (\text{約} 75\%)$$

$$\text{非常用ディーゼル発電機} : Q(D_{DG}) = 3.2 \times 10^{-2} \quad (\text{約} 60\%)$$

$$\text{非常用機器冷却系} : Q(D_{ECW}) = 8.2 \times 10^{-3} \quad (\text{約} 15\%)$$

5.2.8 低圧炉心スプレー系(L P C S)

システム概要

L P C S は、原子炉圧力容器と格納容器との差圧が約 20 kg/cm^2 まで低下すると炉心に冷却材を注入することができ、主として、原子炉圧力が急激に減少する大破断事故時に炉心を上部からスプレー冷却することを目的とする。また、外部電源喪失のようなトランジェント時にもS R Vの手動操作により原子炉圧力を低下させ炉心を冷却することができる。本系統は原子炉水位低（レベル1）あるいはドライウェル圧力高の信号で自動起動し、Fig. 5.10(8)(9)に示すようにサプレッション・プール水を電動ポンプによって炉心上部のスパーチャヘッド・ノズルから燃料集合体上にスプレーする。ポンプや電動弁の駆動源は非常用母線であり、外部電源喪失時には区分I非常用ディーゼル発電機から給電される。

解析前提

L O S P 起因のトランジェントでは、L P C S は、高圧の冷却材注入系（H P C S, R C I C）が作動失敗した時に、S R Vの手動開放と連携して使用するため、手動で起動させる。また、Fig. 5.10には記載されていないが、ミニマムフローラインはR C I Cと同様の扱いとする。なお、L P C S の使用時間は8時間とする。

解析結果

LPCSのフォールトツリーは、Fig. 5.11に示すように、ポンプ吸込側、ポンプ廻り部、ポンプ吐出側の3つに分けて作成した。フォールトツリー解析の結果、本システムの機能喪失確率 $Q(F)$ は、

$$Q(F) = 1.3 \times 10^{-2}$$

となる。分割した各部の機能喪失確率とその寄与度は、以下の通りである。

$$\text{ポンプ吸込側} : Q(F_S) = 2.1 \times 10^{-4} \quad (\text{約} 2 \%)$$

$$\text{ポンプ廻り部} : Q(F_P) = 8.4 \times 10^{-3} \quad (\text{約} 65 \%)$$

$$\text{ポンプ吐出側} : Q(F_D) = 4.3 \times 10^{-3} \quad (\text{約} 33 \%)$$

5.2.9 残留熱除去系(RHR)

システム概要

RHRは、Fig. 5.12(7)(9)に示すように3ループから成り、2基の熱交換器、3台の電動ポンプ等から構成される。本システムは通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱、残留熱の除去、LOCA時の炉心冷却等を目的とし、弁の切替操作によって以下の5つの運転モードと1つの補助機能を有する。

- (1) 低圧注入(LPCI)モード---3ループ
- (2) 停止時冷却(SDC)モード---2ループ
- (3) 格納容器スプレー冷却(CS)モード---2ループ
- (4) サプレッション・プール冷却(SPC)モード---2ループ
- (5) 蒸気凝縮(VS)モード---2ループ
- (6) 燃料プール冷却(補助機能)---2ループ

このうち(1)~(4)の運転モードは、事故時あるいはトランジェント時の安全機能・事象緩和機能としての役割を果す。

(1) 低圧注入(LPCI)モード

LPCIは、原子炉圧力容器と格納容器との差圧が約 10 kg/cm^2 まで低下すると冷却材を炉心に注入することができる。LPCSと同様、主として大破断事故時の炉心冷却を目的とするが、外部電源喪失のようなトランジェント時にもSRVの手動開放と連携して炉心を冷却することができる。LPCIは3台のポンプごとに別々のループ構成となっており、原子炉水位異常低(レベル1)あるいはドライウエルの圧力高の信号により自動起動し、サプレッション・プール水を原子炉シュラウド内に注入する。ポンプや電動弁の駆動源は非常用母線であり、外部電源喪失時には、2基の非常用ディーゼル発電機(区分I, II)から給電される。

(2) 停止時冷却(SDC)モード

SDCは、炉停止後、炉心の崩壊熱及び冷却材中の保有熱を除去して、原子炉を冷却するためのものであり、原子炉水を原子炉再循環設備吸込配管より取水し、ポンプで昇圧し熱交換器で冷却後、原子炉再循環設備吐出配管より原子炉に戻す。熱交換器は、非常用機器冷却系(5.3.2節参照)によって冷却される。

(3) 格納容器スプレー冷却(CS)モード

CSは、原子炉一次系配管破断による冷却材流出のエネルギー、炉停止後の炉心崩壊熱や燃料の過熱に伴う燃料被覆管と水との反応による発生熱を除去し、格納容器内圧力及び温度が設計値を超えるのを防止するための系統である。本モードでは、サブプレッション・プールを水源とし、RHR熱交換器で冷却後ドライウエル及びサブプレッション・プールにスプレー散水する。CS流量のうちドライウエルには約95%、サブプレッション・プールには約5%の冷却水がスプレーされる。

(4) サプレッション・プール冷却 (SPC) モード

主蒸気逃し安全弁の作動やRCICの運転などによりサブプレッション・プール水の水温が上昇してきた際に、プール水を取水し、RHRポンプで昇圧しRHR熱交換器で冷却後、サブプレッション・プールに戻してプール水の冷却を行う。SPCモードは、RHRのテストラインをプールへの注入ラインとして使用する。

解析前提

Fig. 5.12の系統概略図には記載されていないが、RCICと同様の取り扱いとする。即ち、いずれの運転モードにおいてもミニマムフローラインの閉塞はポンプ起動を妨げるが、再開失敗は流量確保上支障がないものとする。

LPCIモードはRHR熱交換器をバイパスしても機能は成功するが、SDC、CS、SPCの各モードでは熱交換器のバイパスは機能喪失とみなす。また、各モードともLPCI待機状態のラインアップからの起動とする。なお、サブプレッション・プール水の冷却は、(i)SPCモードによるプール水の直接冷却、(ii)CSモードによる格納容器冷却のいずれかによって達成されるものとする。

外部電源喪失時には、LPCI、SDC、CS、SPCの各モード共、手動起動を要求されるが、LPCIモードでのポンプ起動については、その操作エラーを手動減圧操作の一部として扱う。一方、SDCモードについては、通常時の操作手順と同等であり時間的余裕があると考えられるため、新たに起動する際の操作に対しては運転員の操作エラーを考慮しない。しかし、LPCIモードから移行する際にはLPCIモード運転の解除操作が要求されるため、この操作に対しては単一の操作エラーを考慮する。CS及びSPCモードに関しては、時間的余裕がかなりあると考えられるため、起動操作に対する運転員のエラーは考慮しない。

使命時間は、LPCIに対しては8時間、その他3つのモードに対しては各々24時間とする。

解析結果

RHRは、A、B、Cの3系列あり、いずれもLPCI機能を有するが、SDC、SPC、CSの各機能は、A及びBの2系列で行われる。このため、LPCIに対してはA、B、Cの3系列について、他の運転モードに対してはA及びBの2系列についてフォールトツリー解析を実施した。また、フォールトツリーは、複数の運転モードで共用する部分と単独で使用する部分とを明らかにし、各部ごとに作成して運転モードにあわせて結合した。

(1) LPCIモードのフォールトツリー解析

Fig. 5.13に示すように、A、B、Cの各系列とも、ポンプ吸込側、ポンプ廻り部、ポ

ンプ吐出側に分けてフォールトツリーを作成した。ただし、A及びBの2系列については、L P C I 以外の運転モードで使用する部分の故障事象を付加した (Fig. 5.13(a))。解析の結果、L P C I 1 系列あたりの機能喪失確率 $Q(G_1)$ は、

$$Q(G_1) = 1.3 \times 10^{-2}$$

となる。また、各部の機能喪失確率とその寄与度は、以下の通りである。

$$\text{ポンプ吸込側: } Q(G_S) = 2.1 \times 10^{-4} \quad (\text{約 } 2\%)$$

$$\text{ポンプ廻り部: } Q(G_P) = 8.4 \times 10^{-3} \quad (\text{約 } 65\%)$$

$$\text{ポンプ吐出側: } Q(G_D) = 4.3 \times 10^{-3} \quad (\text{約 } 33\%)$$

$$\text{L P C I 以外での使用部: } Q(G_0) = 1.0 \times 10^{-4} \quad (\text{約 } 1\%)$$

2系列の同時機能喪失確率 $Q(G_2)$ 及び3系列の同時機能喪失確率 $Q(G_3)$ は、それぞれ、次式で計算される。

$$Q(G_2) = \{Q(G_1)\}^2$$

$$Q(G_3) = \{Q(G_1)\}^3$$

ここで、各系列を構成する機器の故障間に独立性を仮定すれば、

$$Q(G_2) = (1.3 \times 10^{-2})^2 = 1.7 \times 10^{-4}$$

$$Q(G_3) = (1.3 \times 10^{-2})^3 = 2.2 \times 10^{-6}$$

となる。一方、各系列のポンプ、電動弁、逆止弁等の故障の間に共通要因故障を考慮すると、2系列の同時機能喪失確率 $Q(G_2)$ 及び3系列の同時機能喪失確率 $Q(G_3)$ は、それぞれ、

$$Q(G_2) = 3.7 \times 10^{-4}$$

$$Q(G_3) = 2.4 \times 10^{-4}$$

となる。

(2) 停止時冷却 (SDC) モードのフォールトツリー

Fig. 5.14に示すように、この運転モードに関するフォールトツリーは、A、Bの各系列とも、ポンプ吸込側、ポンプ廻り部、ポンプ吐出側、他の運転モードで使用する部分に分け、さらにポンプ吐出側を熱交換器部 (サブプレッション・プール水冷却機能と共用する) と原子炉への注入ラインとに分けて作成した。解析の結果、停止時冷却モードについて R H R 1 系列あたりの機能喪失確率 $Q(R_{A-1})$ は、

$$Q(R_{A-1}) = 3.5 \times 10^{-2}$$

となる。また、各部の機能喪失確率とその寄与度は、以下の通りである。

$$\text{ポンプ吸込側: } Q(R_{A-S}) = 1.3 \times 10^{-2} \quad (\text{約 } 37\%)$$

$$\text{ポンプ廻り部: } Q(R_{A-P}) = 8.9 \times 10^{-3} \quad (\text{約 } 25\%)$$

$$\text{ポンプ吐出側: } Q(R_{A-D}) = 8.8 \times 10^{-3} \quad (\text{約 } 25\%)$$

$$\text{他の運転モード使用部分: } Q(R_{A-0}) = 4.2 \times 10^{-3} \quad (\text{約 } 12\%)$$

停止時冷却モードに対して、A、B両系列が同時に機能喪失する確率 $Q(R_B)$ は次式で計算される。

$$Q(R_B) = \{Q(R_{A-1})\}^2$$

従って、停止時冷却モードの機能喪失確率 $Q(R_B)$ は、A及びB系列の構成機器の故障間に独立性を仮定すれば、

$$Q(R_A) = 1.2 \times 10^{-3}$$

となり、各系列のポンプ、電動弁、逆止弁等の故障の間に共通要因故障を考慮すると、

$$Q(R_A) = 1.5 \times 10^{-3}$$

となる。

なお、L P C Iモードから移行する際の運転員操作に対する過誤率 $Q(R_{A-HF})$ は、NUREG/CR-4772(15)によれば、

$$Q(R_{A-HF}) = 2 \times 10^{-4}$$

である。

(3) サプレッション・プール水冷却機能のフォールトツリー解析

Fig. 5.15に示すように、プール水冷却機能に関するフォールトツリーは、A、Bの各系列とも、ポンプ吸込側、ポンプ廻り部、ポンプ吐出側、他の運転モードで使用する部分に分けて作成した。さらに、ポンプ吐出側は、SDCと共用する熱交換器部及び専用の注入ラインに分けた。本解析では、サプレッション・プール水の冷却は、(i) S P Cモードによるプール水の直接冷却、(ii) C Sモードによる格納容器冷却のいずれかによって達成されるものとしたため、注入ラインは、S P Cモードで使用するテストラインと、C Sモードで使用するスプレーラインとに分けた。

フォールトツリー解析の結果、サプレッション・プール水冷却機能に対してR H R 1系列あたりの機能喪失確率 $Q(R_{B-1})$ は、

$$Q(R_{B-1}) = 1.4 \times 10^{-2}$$

となる。各部の機能喪失確率とその寄与度は、以下の通りである。

$$\text{ポンプ吸込側} : Q(R_{B-S}) = 2.1 \times 10^{-4} \quad (\text{約} 2 \%)$$

$$\text{ポンプ廻り部} : Q(R_{B-P}) = 8.9 \times 10^{-3} \quad (\text{約} 64 \%)$$

$$\text{ポンプ吐出側} : Q(R_{B-D}) = 4.4 \times 10^{-3} \quad (\text{約} 31 \%)$$

$$\text{他の運転モード使用部分} : Q(R_{B-0}) = 1.1 \times 10^{-4} \quad (1 \%)$$

サプレッション・プール水冷却機能に対して、A系列及びB系列が同時に機能喪失する確率 $Q(R_B)$ は次式で求める。

$$Q(R_B) = \{Q(R_{B-1})\}^2$$

ここで、A及びB系列の構成機器の故障間に独立性を仮定すれば、サプレッション・プール水冷却機能の喪失確率 $Q(R_B)$ は、

$$Q(R_B) = 2.0 \times 10^{-4}$$

となる。一方、各系列のポンプ、電動弁、逆止弁等の故障の間に共通要因故障を考慮すると、同機能の喪失確率 $Q(R_B)$ は

$$Q(R_B) = 4.1 \times 10^{-4}$$

となる。

5.3 サポート系

フロントライン系の機能遂行を支援するためのサポート系として、①電源系、②非常用機器冷却系、③安全保護系があるが、①及び②の系統については、いずれも図面情報が不十分であるため、機能喪失確率を主要な構成機器の故障率から計算した。一方、③については、システム信頼性解析に必要な図面情報が公開情報に詳細には記載されていないことから解析を行っていない。しかし、一般に、安全保護系の機能喪失確率は 10^{-6} 程度⁽⁵⁾であり十分に信頼性が高いと考えられる。

5.3.1 電源系

システム概要

所内電力系は、種々のスイッチや遮断器、変圧器、発電機、蓄電池等から構成され、各種系統のポンプ、電動弁、制御回路等に電力を供給する。一般に、所内電力系は、直流系(DC)と交流系(AC)に分けられ、さらに、交流系はFig. 5.16⁽⁷⁾に示すように外部電源だけから給電される系(共通母線及び常用母線)と、外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機から給電される系(非常用母線)から成る。

共通母線は4つ(6.9KV; SA-1, SA-2, SB-1, SB-2)あり、隣接ユニットと共用する。これらの母線は、所内変圧器から直接受電できる他、起動変圧器からも受電できる。

常用母線(6.9KV; A-1, A-2, B-1, B-2)は所内変圧器あるいは共通母線から受電し、主に通常運転時に運転する補機に給電する。

非常用母線(6.9KV; C, D, HPCS)は、共通母線に接続し、工学的安全施設に関する機器に給電する。また、この母線は、ディーゼル発電機と接続され、外部電源喪失時には、ディーゼル発電機から工学的安全施設の各種機器に給電する。

直流電源系は、プラント状態の監視表示や非常時を含めたプラント運転制御のための直流制御回路及び交流電源喪失時の非常用動力回路の電源である。Fig. 5.17⁽⁸⁾⁽⁹⁾に示すように±24V(2系統)、125V(3系統)、250V(1系統)の3種類から構成され、各系統とも交流電源系母線に接続される充電器あるいは蓄電池から給電される。

ディーゼル発電機は、非常用2台、HPCS専用1台が設けられ、各々非常用母線に接続する。

解析前提

電源系の信頼性は、各母線での電圧喪失を対象として評価する。従って、外部電源喪失時における非常用母線の電圧喪失は、各母線に接続するディーゼル発電機と遮断器及び母線自体の故障率から計算する。なお、ディーゼル発電機の使命時間は、区分Ⅰ及び区分Ⅱ(6.9KV非常用母線C, Dに対応する)については24時間、区分Ⅲ(6.9KV非常用母線HPCSに対応する)については8時間とする。一方、直流電源系の各母線には、非常用母線に接続される充電器あるいは蓄電池から給電され、充電器、蓄電池共にその故障率は $10^{-6} \sim 10^{-7}/h$ 程度と低く多重性があるため、母線自体の故障率だけから求める。なお、各母線とも電圧チェックは週1回行うものとする。

解析結果

交流電源系の電圧喪失については、母線の故障率 ($1.0 \times 10^{-8}/h$) がディーゼル発電機や遮断機の故障率と比べて十分低いため、区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲともディーゼル発電機と遮断機の機能喪失確率から求めた。ディーゼル発電機の使命時間は区分Ⅰ及びⅡについては24時間、区分Ⅲについては8時間であるため、区分Ⅰ及びⅡのディーゼル発電機1基あたりの機能喪失確率 $Q(DG_{1/2})$ 、区分Ⅲのディーゼル発電機の機能喪失確率 $Q(DG_3)$ は、

$$\text{起動失敗} : 3.0 \times 10^{-2} / d$$

$$\text{継続運転失敗} : 3.0 \times 10^{-4} / h$$

より、以下の通りとなる。

$$Q(DG_{1/2}) = 3.7 \times 10^{-2},$$

$$Q(DG_3) = 3.2 \times 10^{-2}$$

一方、遮断機の機能喪失確率 $Q(CB)$ は

$$Q(CB) = 1 \times 10^{-3}$$

であり、従って、区分Ⅰ、Ⅱの交流電源喪失確率 $Q(E_{1/2})$ 、区分Ⅲの交流電源喪失確率 $Q(E_3)$ は、それぞれ、

$$Q(E_{1/2}) = Q(DG_{1/2}) + Q(CB) = 3.8 \times 10^{-2},$$

$$Q(E_3) = Q(DG_3) + Q(CB) = 3.3 \times 10^{-2}$$

となる。区分Ⅰ、Ⅱの間に独立性を仮定すれば、区分Ⅰ及びⅡが同時に機能喪失する確率 $Q(E)$ は、

$$Q(E) = 1.4 \times 10^{-3}$$

となるが、区分Ⅰ及びⅡのディーゼル発電機に対して共通要因故障を考慮すると、

$$Q(E) = 1.9 \times 10^{-3}$$

となる。

直流電源系については、区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲとも母線自体の故障率から電圧喪失確率を計算した結果、

$$\text{直流母線の機能喪失確率} : 1.0 \times 10^{-8} / h$$

により、各母線の直流電圧喪失確率は、 8.4×10^{-7} となる。

5.3.2 非常用機器冷却系 (EECW)

システム概要

EECWは、緊急炉心冷却系のポンプ等の機器冷却及びRHR熱交換器冷却を行うものであり、電源系と同様、緊急炉心冷却系の区分に対応して3区分に分離されている(区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ)。Fig. 5.18(8)(9)に示すように、EECWは各区分とも中間ループ及び海水系で構成される。区分Ⅰ及びⅡの中間ループは、(i)RHR熱交換器等の冷却を目的とした系列と、(ii)非常用ディーゼル発電機等の冷却を目的とした系列から成り、(i)のループにはポンプ2台と中間熱交換器2台、(ii)のループにはポンプ1台と中間熱交換器1台が設けられている。両ループの循環水は、2台の海水ポンプによって冷却される。EECWの区分ⅢはHPCS専用で、ポンプ1台、中間熱交換器1台、海水ポンプ1台によってHPCS機器の冷却を行う。

解析前提

公開情報にはポンプと熱交換器しか記載されていないため、各区分とも、ポンプと熱交換器の故障率を基に E E C W の機能喪失確率を計算する。中間ループのポンプ及び熱交換器の必要台数は 1 系列あたり 1 台とし、また、海水ポンプも 1 台の作動で機能を遂行できるものとする。使命時間は、区分 I 及び II については 24 時間、区分 III については 8 時間とする。

解析結果

非常用機器冷却系の中間ループは、区分 I、II、III ともに、中間ループ循環ポンプ 1 台、中間熱交換器 1 基を有する閉ループであるが、区分 I、II の非常用機器冷却系の使命時間が 24 時間、区分 III の使命時間が 8 時間であることから、区分 I、II の中間ループの機能喪失確率 $Q(C_{IR-1/2})$ 、区分 III の中間ループの機能喪失確率 $Q(C_{IR-3})$ は、それぞれ

$$Q(C_{IR-1/2}) = P_{PUMP} + P_{HX} = 4.6 \times 10^{-3}$$

$$Q(C_{IR-3}) = P_{PUMP} + P_{HX} = 4.1 \times 10^{-3}$$

となる。

RHR 熱交換器冷却系は、区分 I、II ともに、中間ループ循環ポンプ 2 台、中間熱交換器 2 基を有する閉ループであるが、ポンプ、熱交換器とも 1 基の作動で所定の機能を遂行することができる。従って、本システムの機能喪失確率 $Q(C_{RHRSW-1/2})$ は、次式で求まる。

$$Q(C_{RHRSW-1/2}) = (P_{PUMP})^2 + (P_{HX})^2$$

ここで、2 台のポンプの故障に独立性を仮定すれば、各区分の RHRSW の機能喪失確率は、

$$Q(C_{RHRSW-1/2}) = 2.1 \times 10^{-5}$$

となり、ポンプの故障に共通要因故障を考慮すると、

$$Q(C_{RHRSW-1/2}) = 1.4 \times 10^{-4}$$

が得られる。

中間熱交換器冷却系は、区分 I、II ともに、海水ポンプ 2 台のうち 1 台の作動によって、中間熱交換器を冷却するため、各区分の中間熱交換器冷却系の機能喪失確率 $Q(C_{SW-1/2})$ は次式で計算される。

$$Q(C_{SW-1/2}) = (P_{PUMP})^2$$

ここで、2 台のポンプの故障に独立性を仮定すれば、各区分の中間熱交換器冷却系の機能喪失確率は、

$$Q(C_{SW-1/2}) = 2.1 \times 10^{-5}$$

であり、ポンプの故障に共通要因故障を考慮すると、

$$Q(C_{SW-1/2}) = 1.4 \times 10^{-4}$$

となる。また、区分 III については、海水ポンプが 1 台であるため、この区分の機能喪失確率 $Q(C_{SW-3})$ は、

$$Q(C_{SW-3}) = 4.1 \times 10^{-3}$$

である。

区分 I、II における非常用冷却系全体の機能喪失確率 $Q(C_{EECW-1/2})$ 及び区分 III における非常用冷却系全体の機能喪失確率 $Q(C_{EECW-3})$ は、それぞれ、

$$Q(C_{EECW-1/2}) = Q(C_{IR-1/2}) + Q(C_{RHRSW-1/2}) + Q(C_{SW-1/2})$$

$$Q(C_{EECW-3}) = Q(C_{IR-3}) + (C_{SW-3})$$

で与えられる。ここで、各区分内の構成機器の故障に独立性を仮定すると、各区分における非常用冷却系全体の機能喪失確率は、

$$Q(C_{EECW-1/2}) = 4.6 \times 10^{-3}$$

$$Q(C_{EECW-3}) = 8.2 \times 10^{-3}$$

となる。一方、構成機器の故障に共通要因故障を考慮すると、区分 I、II における非常用冷却系全体の機能喪失確率は

$$Q(C_{EECW-1/2}) = 4.9 \times 10^{-3}$$

となる。

また、区分 I 及び II のポンプの故障の間に独立性を仮定した場合、及び、共通要因故障を考慮した場合の中間ループ、RHRSW、中間熱交換器冷却系の機能喪失確率は、それぞれ

$$\text{独立性を仮定した場合： } Q(C_{IR}) = 2.1 \times 10^{-5}$$

$$Q(C_{RHRSW}) = 2.0 \times 10^{-8}$$

$$Q(C_{SW}) = 2.0 \times 10^{-8}$$

共通要因故障を考慮した場合：

$$Q(C_{IR}) = 1.4 \times 10^{-4} \text{ (ポンプ 2 台の共通要因故障)}$$

$$Q(C_{RHRSW}) = 1.2 \times 10^{-4} \text{ (ポンプ 4 台の共通要因故障)}$$

$$Q(C_{SW}) = 1.2 \times 10^{-4} \text{ (ポンプ 4 台の共通要因故障)}$$

となる。従って、区分 I 及び II のポンプの故障の間に独立性を仮定した場合、及び、共通要因故障を考慮した場合の非常用冷却系全体の機能喪失確率は、それぞれ

$$\text{独立性を仮定した場合： } Q(C_{EECW}) = 2.1 \times 10^{-5}$$

$$\text{共通要因故障を考慮した場合： } Q(C_{EECW}) = 3.8 \times 10^{-4}$$

となる。

5.3.3 安全保護系

前述したように、安全保護系については解析を行っていないが、本項では、系統の役割及び本解析における取り扱いについて述べる。

システム概要

(1) 原子炉停止系（または原子炉緊急停止系）

原子炉停止系は、Fig. 5.19(7)に示すように、2チャンネル（AとBチャンネル）で構成する。各チャンネルには、1つの測定変数に対して、少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時トリップの場合にスクラム弁を動作し原子炉がスクラムする。スクラム弁作動には、2個のソレノイド作動のスクラム・パイロット弁を使用する。通常時、このパイロット弁は励磁されており、各制御棒駆動機構のスクラム弁が閉鎖状態に保たれる。パイロット弁の両ソレノイドが無励磁になれば、スクラム弁のダイヤフラムの空気圧がなくなってスクラム弁は開き、制御棒を緊急挿入する。

(2) 工学的安全施設作動系（ESFAS）

Fig. 5. 20(7)の構成図に示すように、工学的安全施設は基本的に原子炉水位の異常低下またはドライウェル圧力の異常上昇を検出し起動される。この異常事象は、原子炉一次系の破損などに起因する冷却材喪失事故（LOCA）時に生じるものである。工学的安全施設作動系は、4チャンネル（あるいは2チャンネル）からなるアナログ部と2チャンネルからなるロジック回路からなり、チャンネル間は物理的、電氣的に独立した多重構成となっている。ロジック回路の出力信号は、工学的安全施設の種々の機器を作動させる。例えば、高圧炉心スプレイ系では、原子炉水位低またはドライウェル圧力高の信号により作動要求がなされる。さらに原子炉水位低の信号は4つのアナログ式の水位計とトリップ設定器よりなり、(1 out of 2)×2のロジック演算を行い、作動要求信号が出力される。ドライウェル圧力高の信号も同様に4つのアナログ式の圧力計とトリップ設定器より構成される。

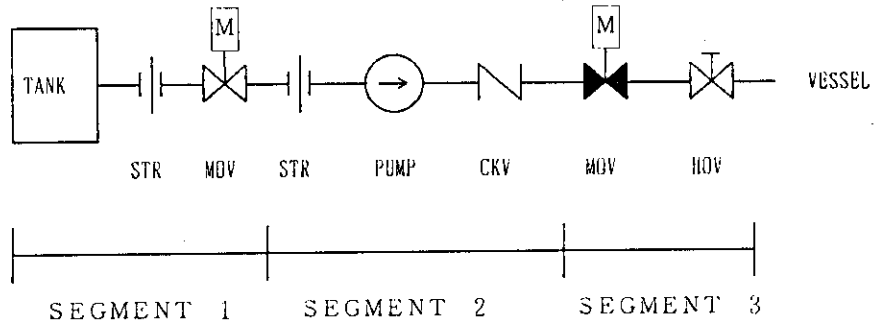
解析前提

5. 2. 1節にも述べたように、外部電源が喪失すると、スクラム・パイロット弁のソレノイドが無励磁となってフェール・セイフ機能により自動的に開き、スクラム弁が動作し制御棒を緊急挿入する。このため、外部電源喪失時には、原子炉停止系作動回路はバイパスされる。従って、本解析では、原子炉停止系の解析を行わず制御棒挿入失敗確率として、 $3.0 \times 10^{-5(5)}$ を使用した。

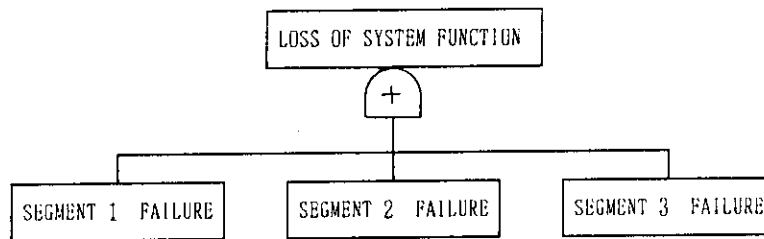
工学的安全施設起動系については、以下の理由で解析対象外とした。

- (i) 公開情報に図面情報が記載されていない。
- (ii) 外部電源喪失時に本系統からの起動信号を必要とする系統として、HPCSとRCICがあるが、仮に本系統からの信号がなくても運転員が手動でHPCSやRCICを起動できるため、本系統の機能喪失がHPCSやRCICの機能喪失確率に及ぼす寄与は小さいと考えられる。

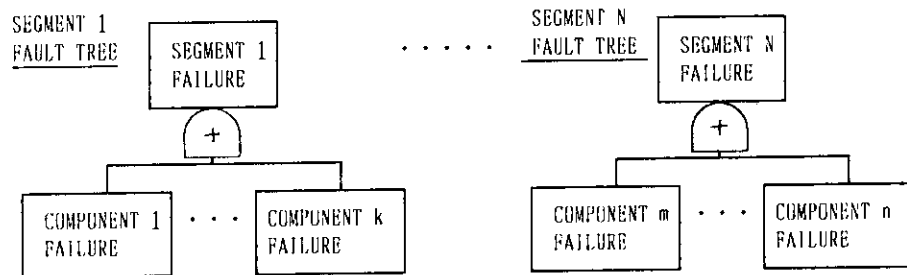
(1) 系統の分割



(2) セグメントレベル・フォールトツリーの作成



(3) 機器レベル・フォールトツリーの展開



(4) 機器レベル・フォールトツリーの結合及びツリー構造の検証

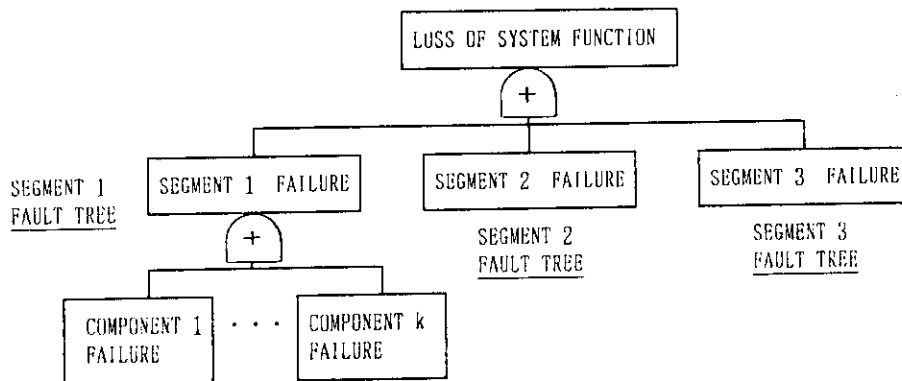


Fig. 5.1 フォールトツリー作成手順 (その1)

(5) 故障モードレベル・フォールトツリーの展開

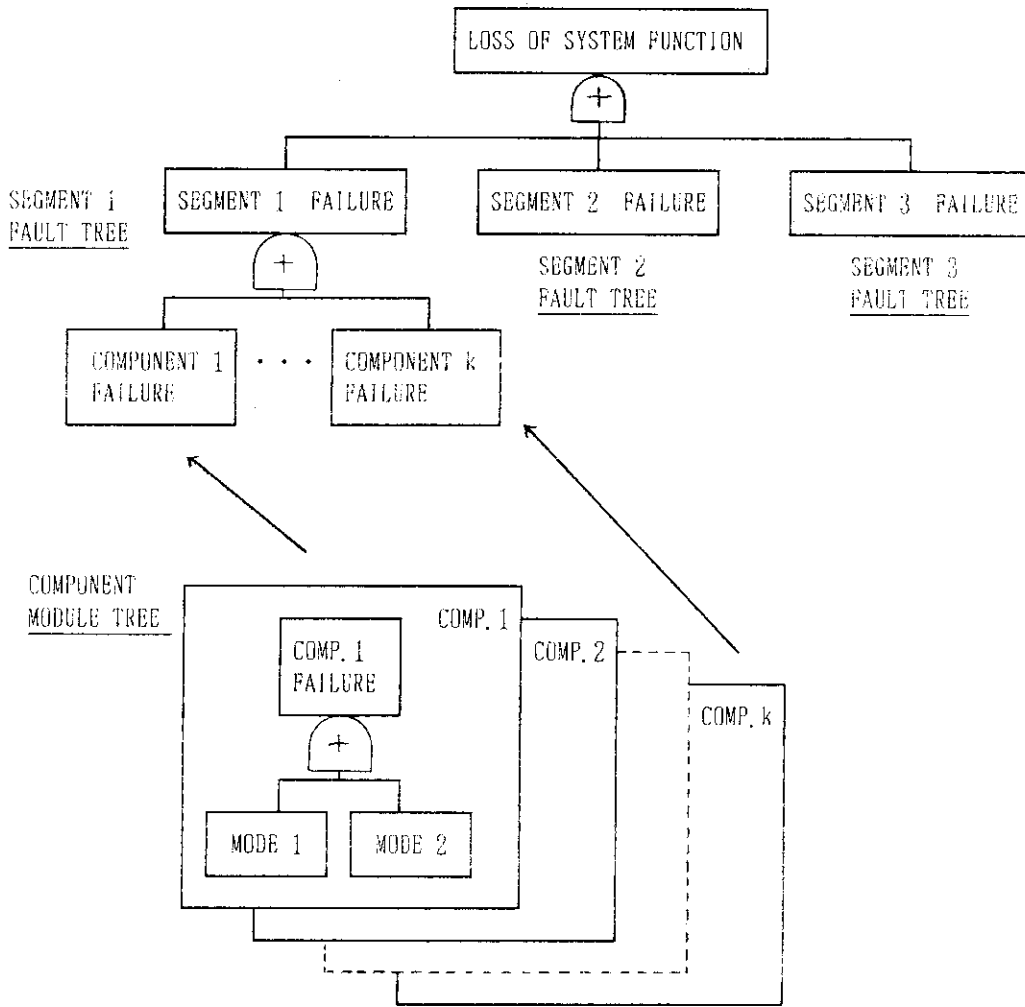


Fig. 5.1 フォールトツリー作成手順 (その2)

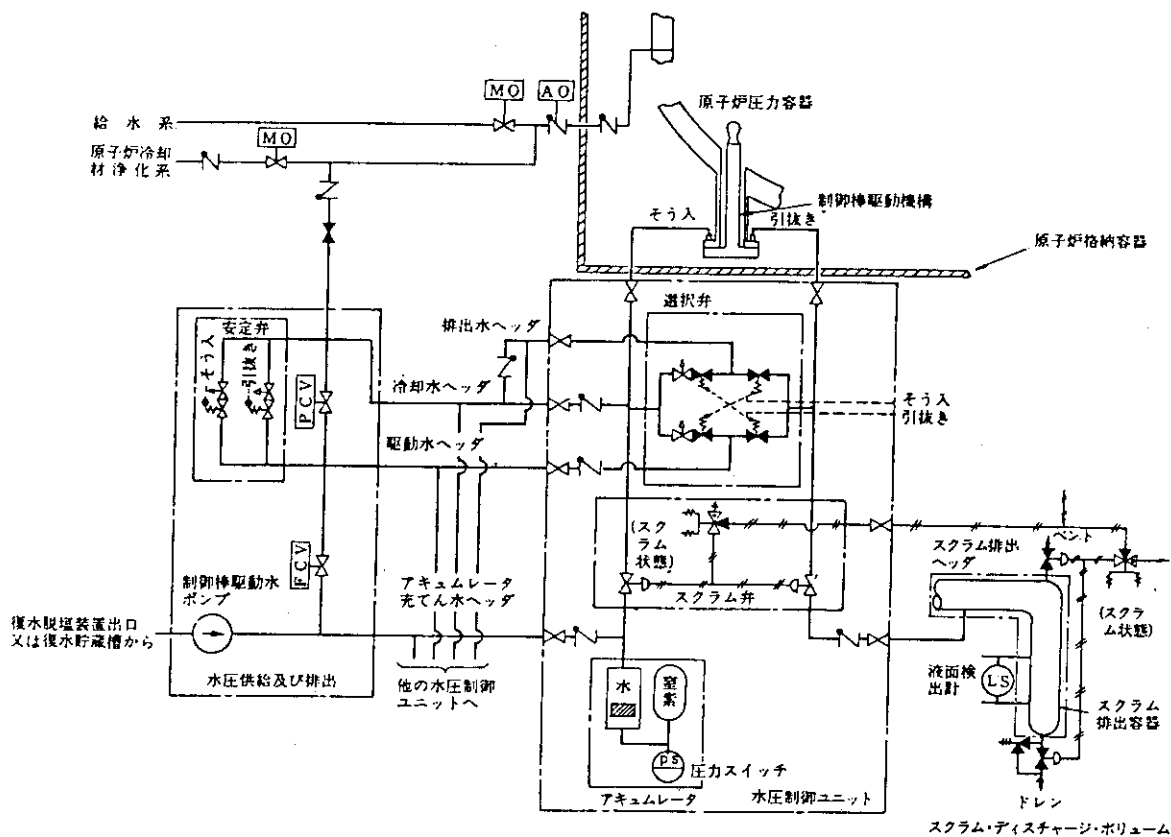


Fig. 5.2 制御棒駆動水圧系系統図⁽⁷⁾

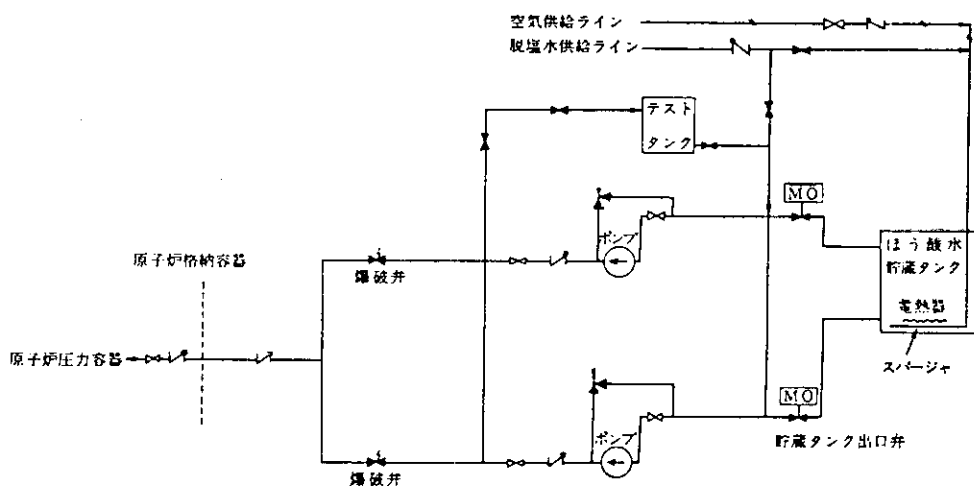


Fig. 5.3 ほう酸水注入系系統図⁽⁷⁾

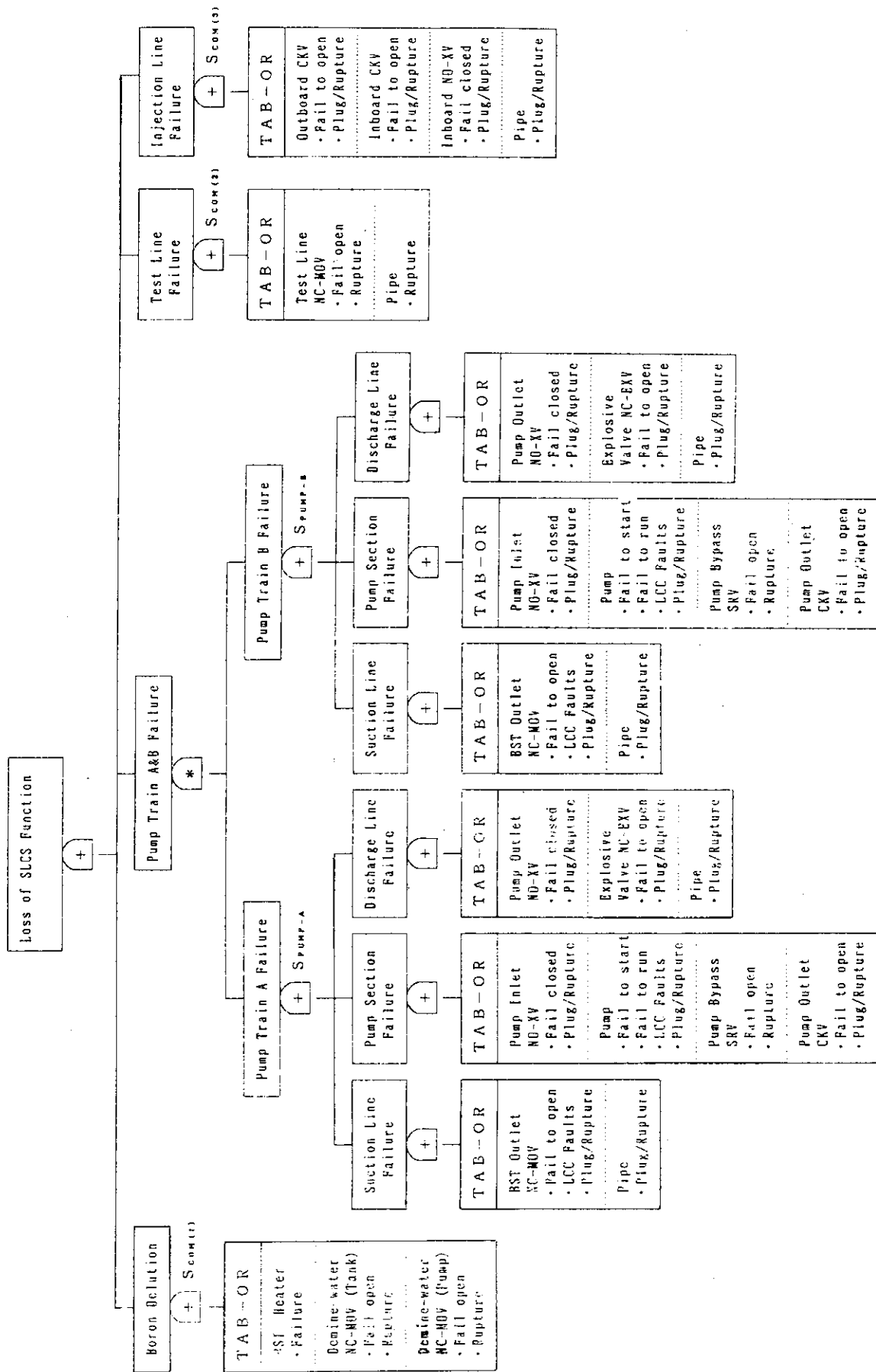


Fig. 5.4 SLCSの故障ツリー

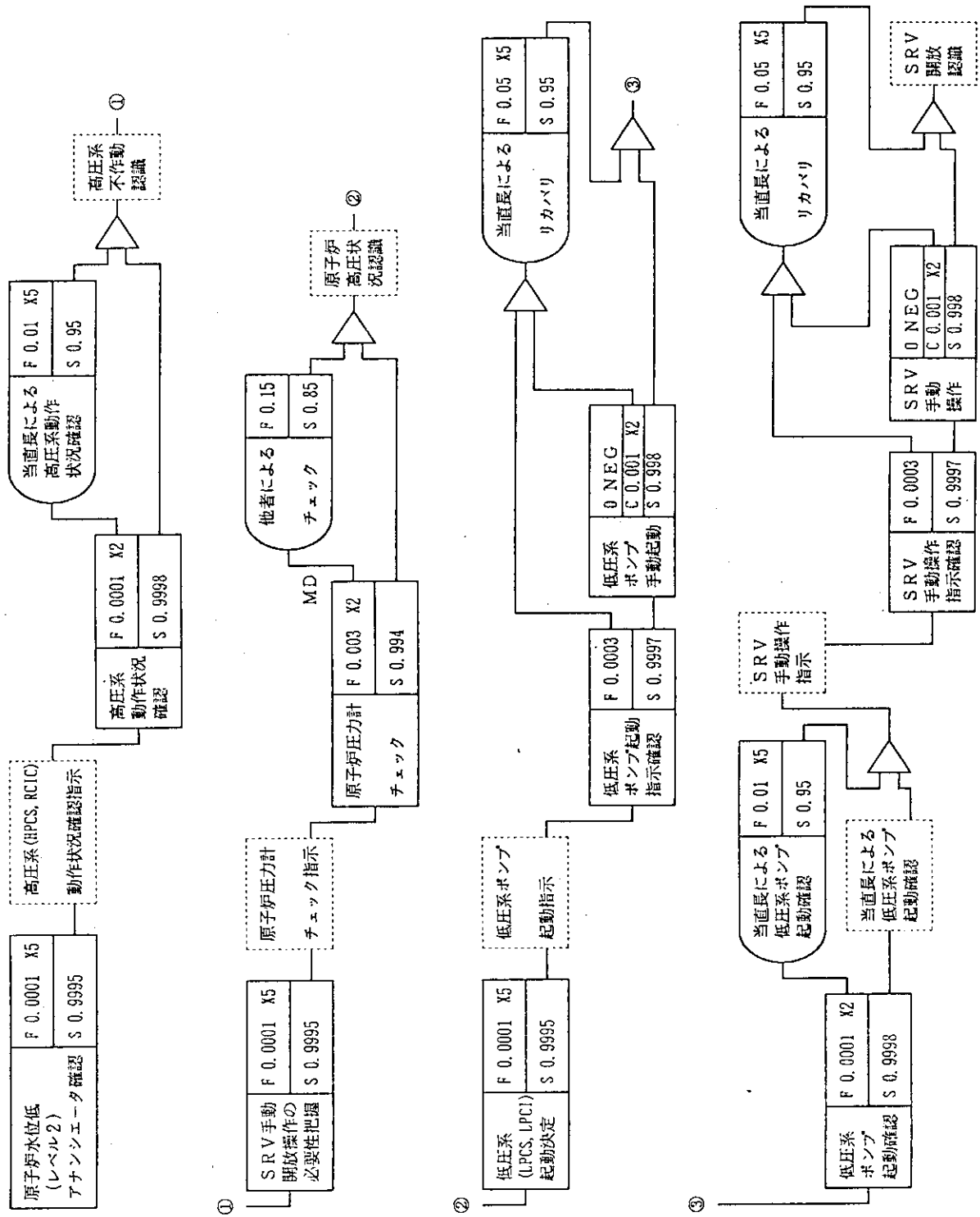


Fig. 5.5 原子炉手動減圧に関する DeBDA モデル

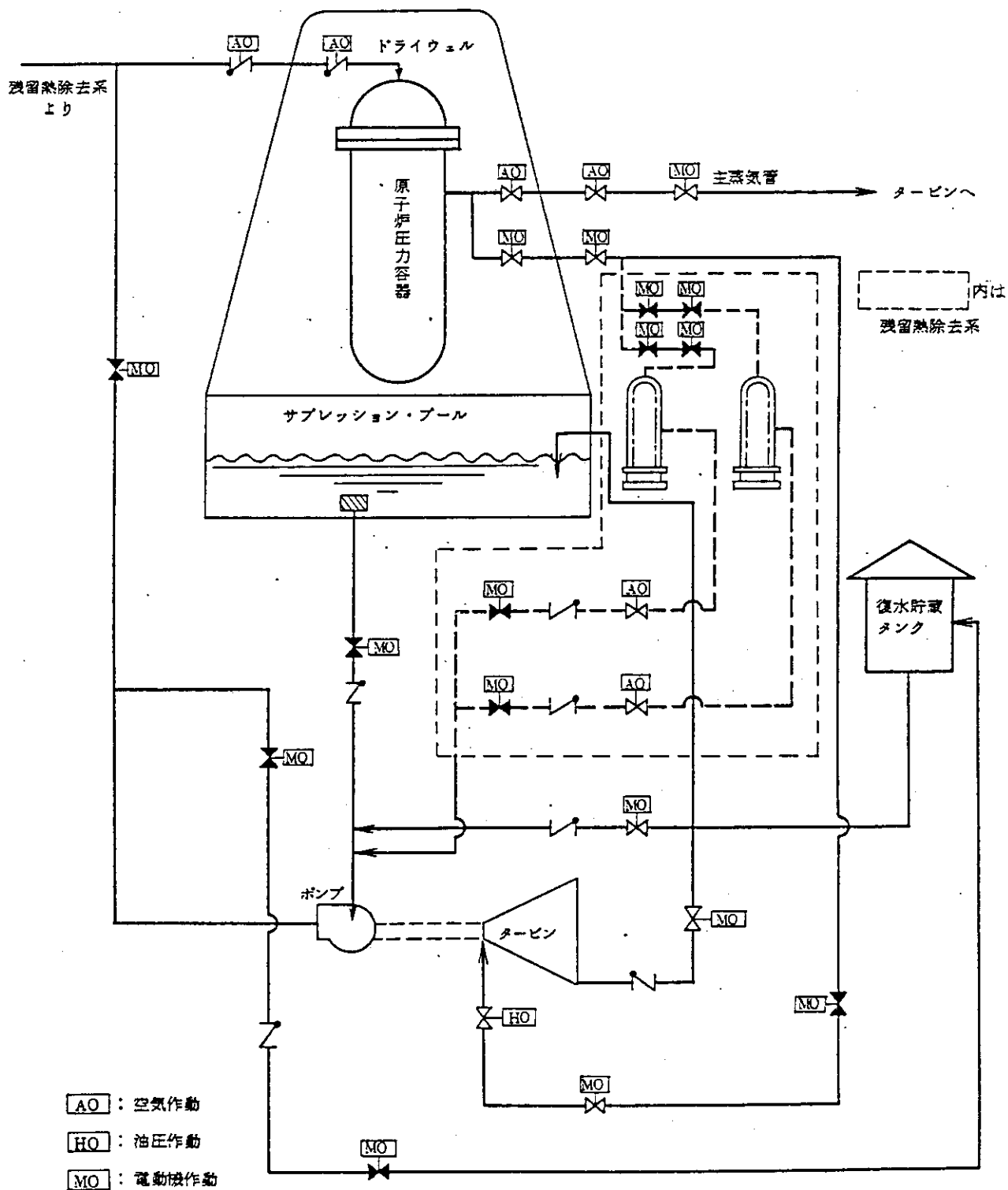


Fig. 5.6 原子炉隔離時冷却系系統概要図(8)

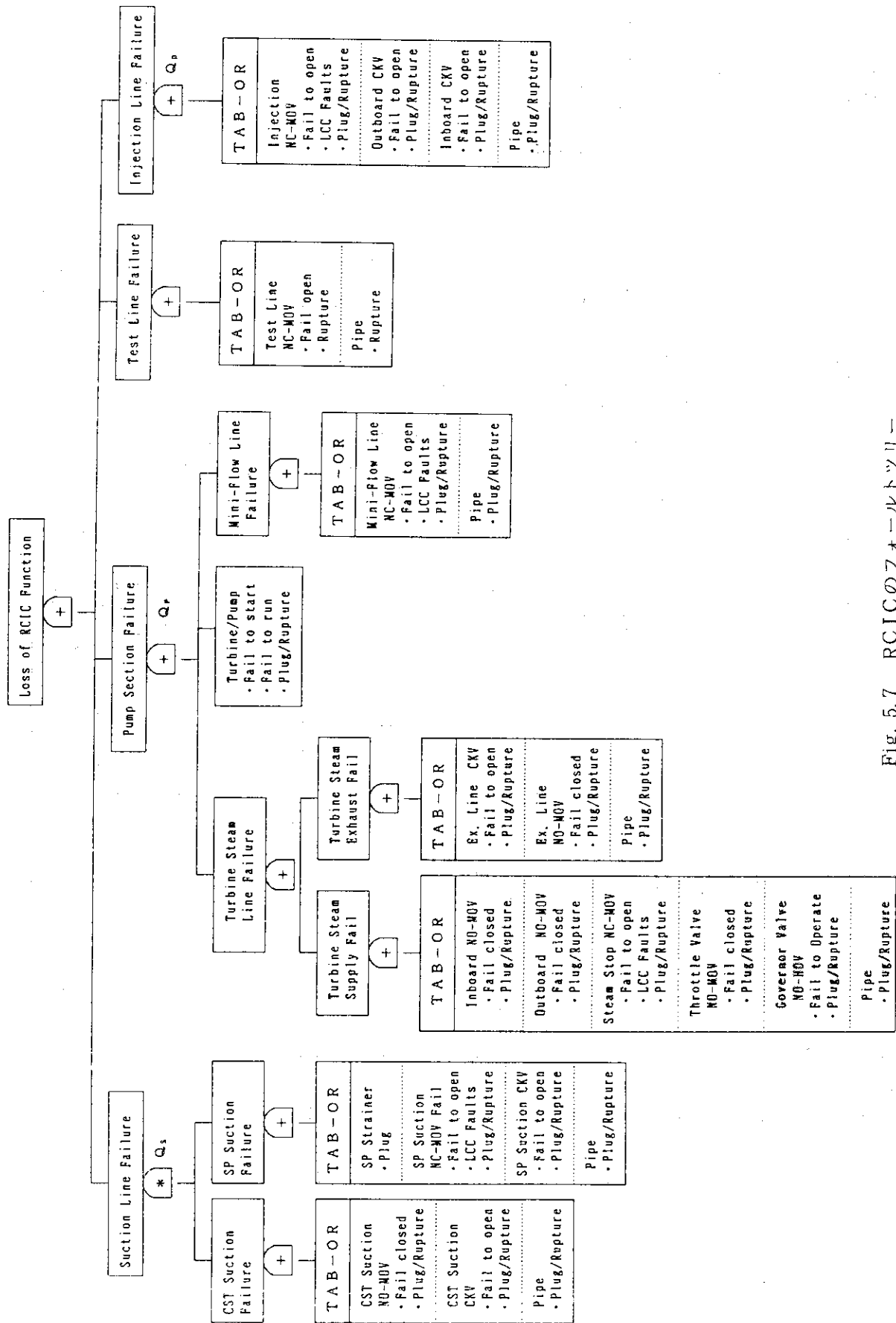


Fig. 5.7 RCICのフォールトツリー

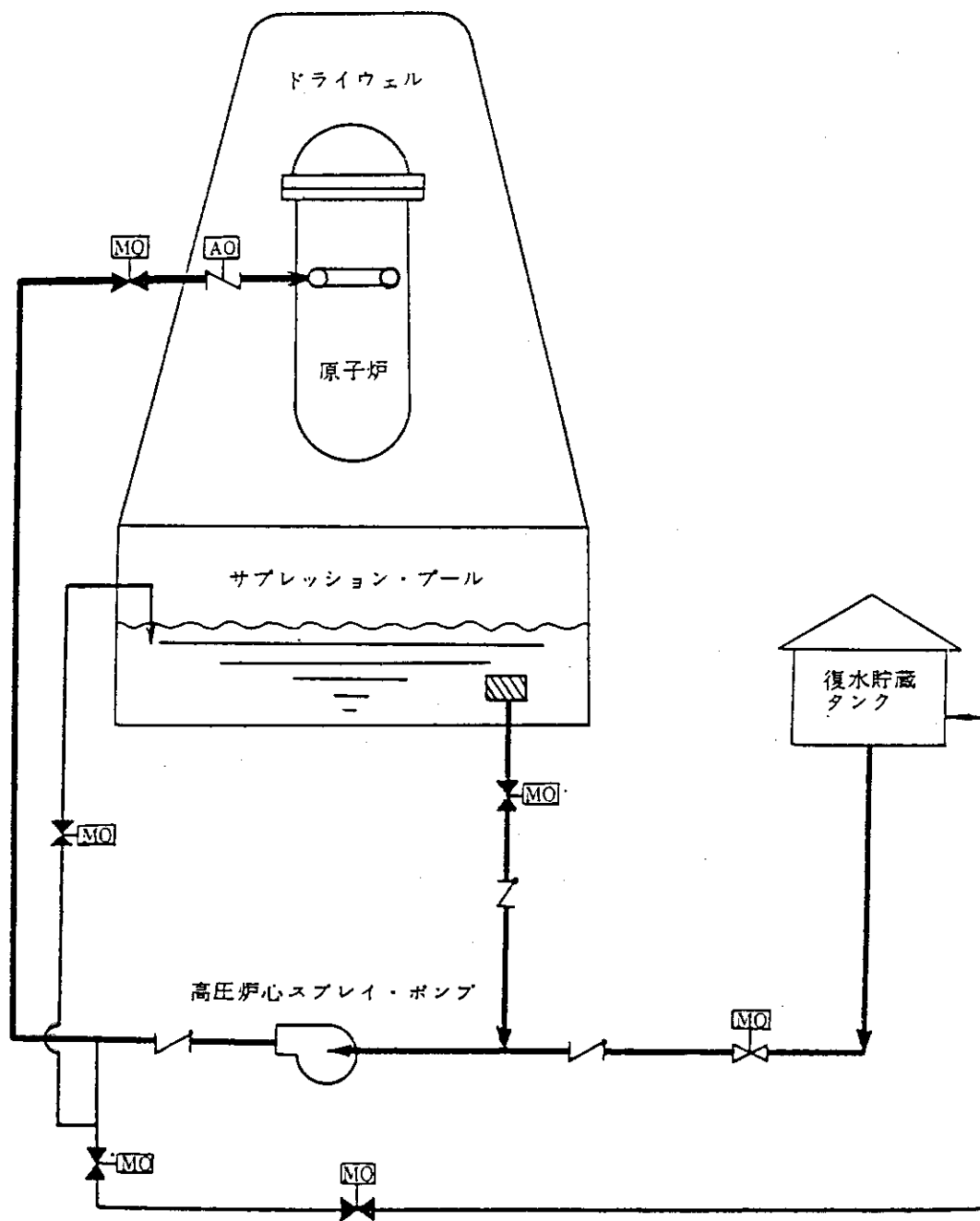


Fig. 5.8 高圧炉心スプレイ系系統概要図⁽⁸⁾

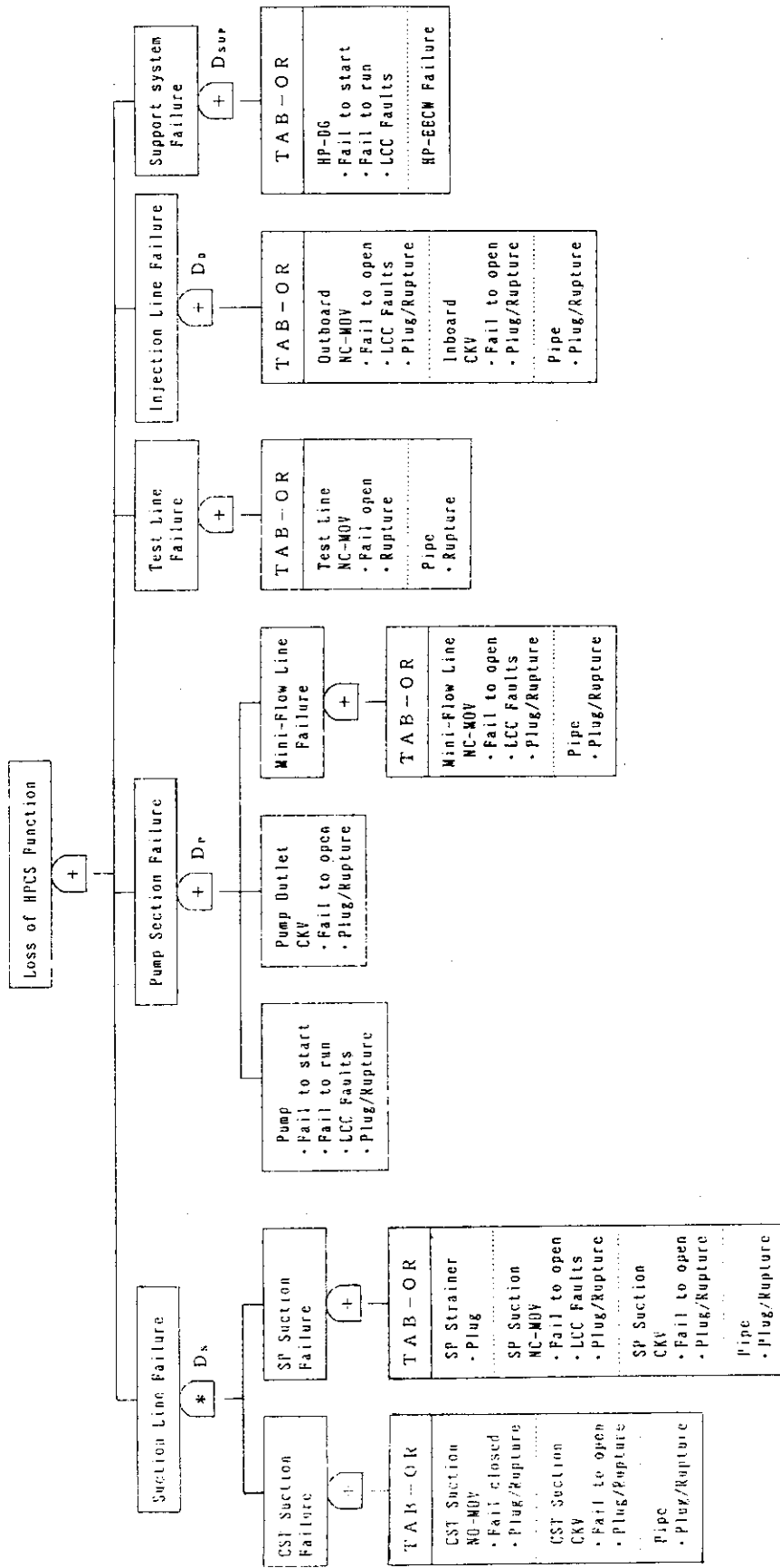


Fig. 5.9 HPCSのフォールトツリー

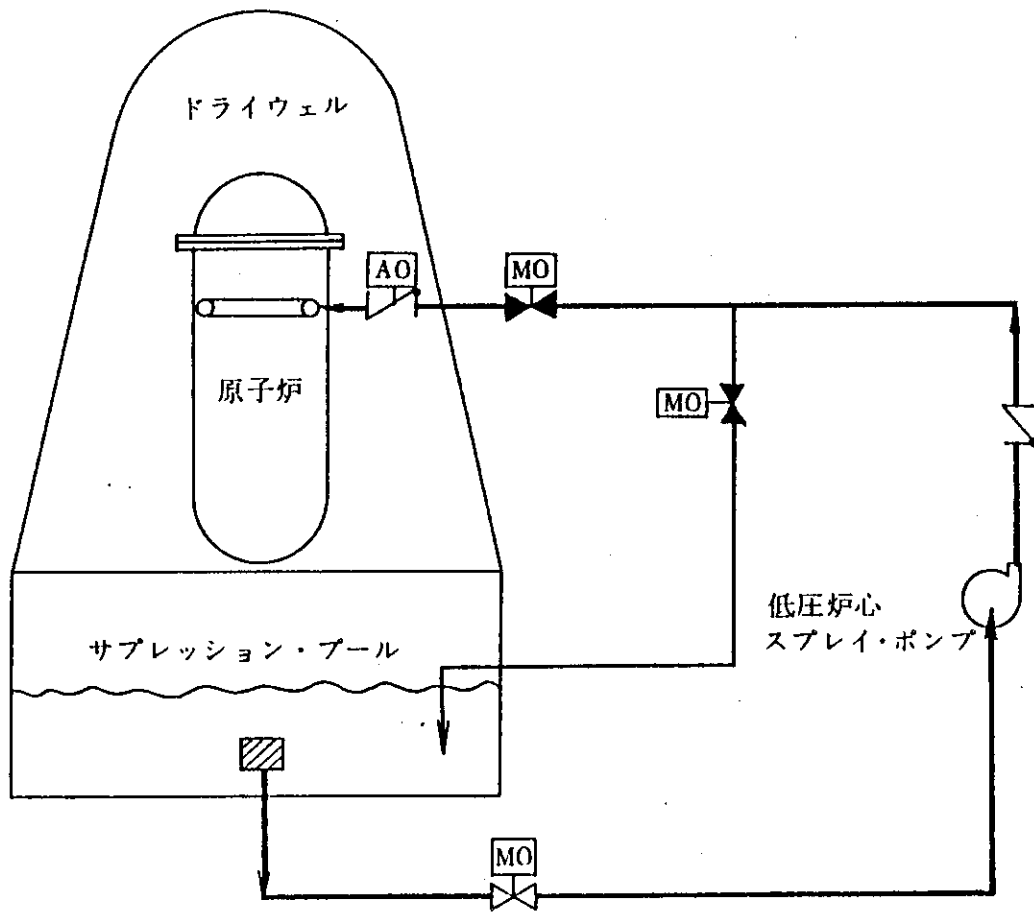


Fig. 5.10 低圧炉心スプレイ系系統概要図⁽⁸⁾

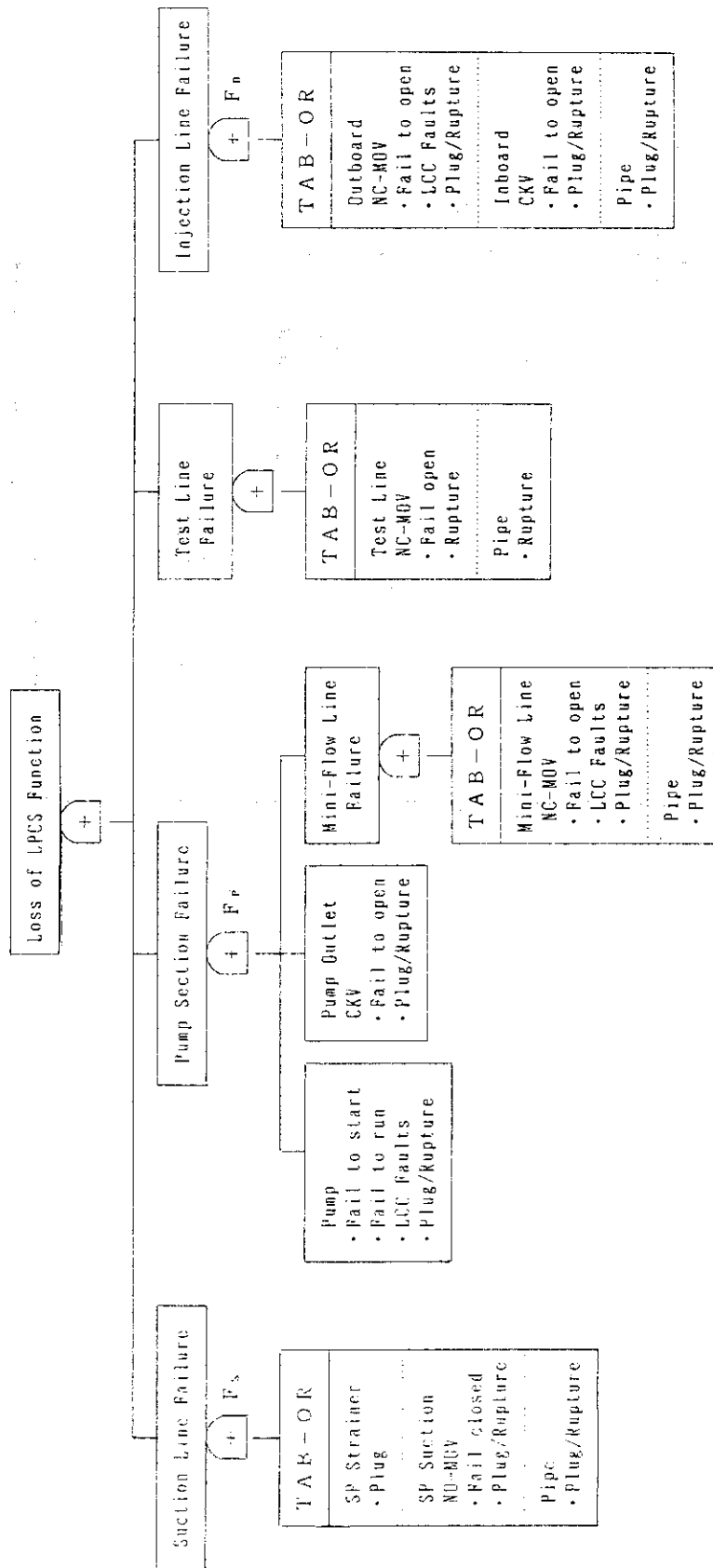


Fig. 5.11 LPCSの7フォールトツリー

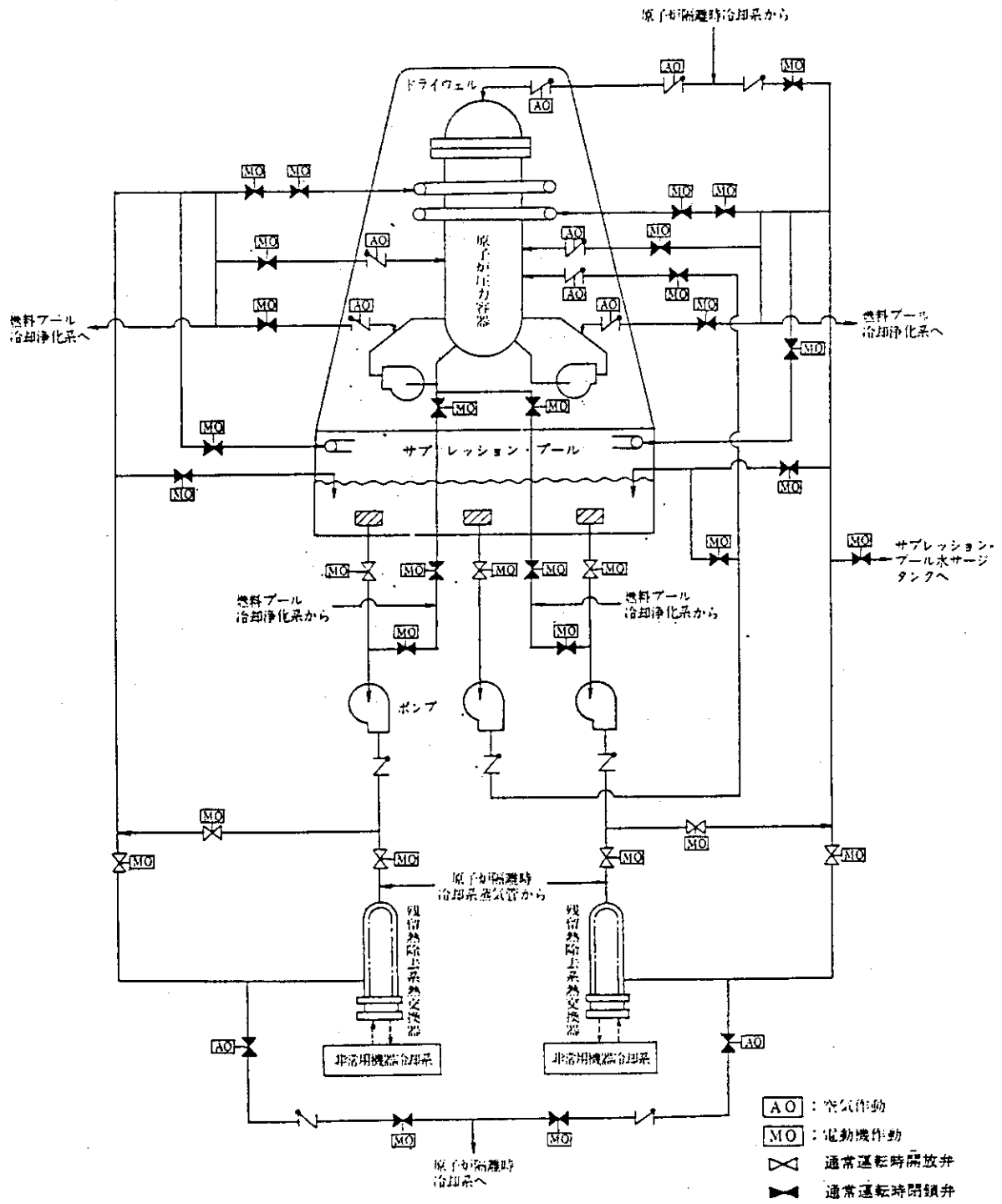


Fig. 5.12 残留熱除去系系統概要図⁽⁹⁾

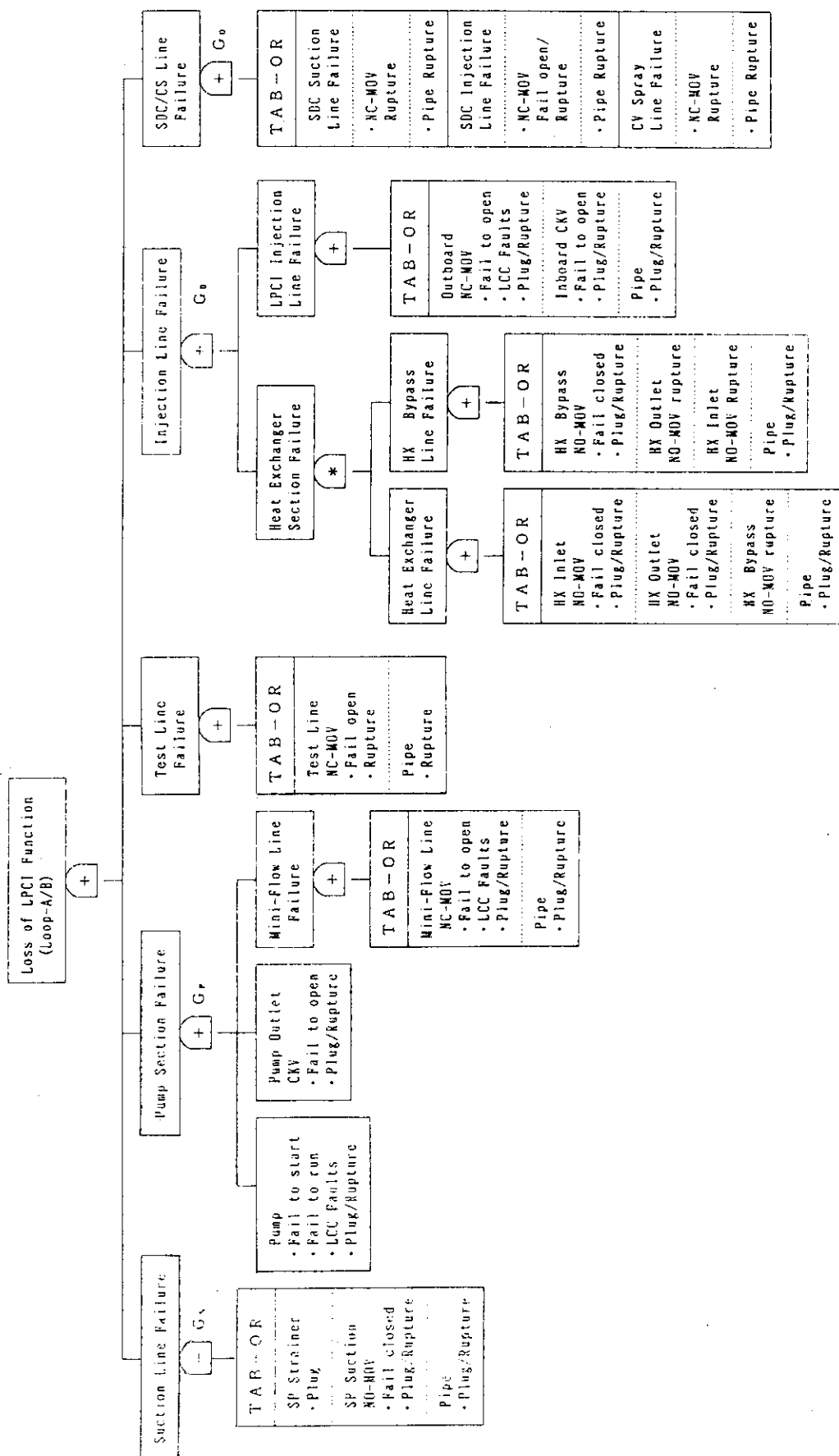


Fig. 5.13(a) LPCIの7ポートツリ

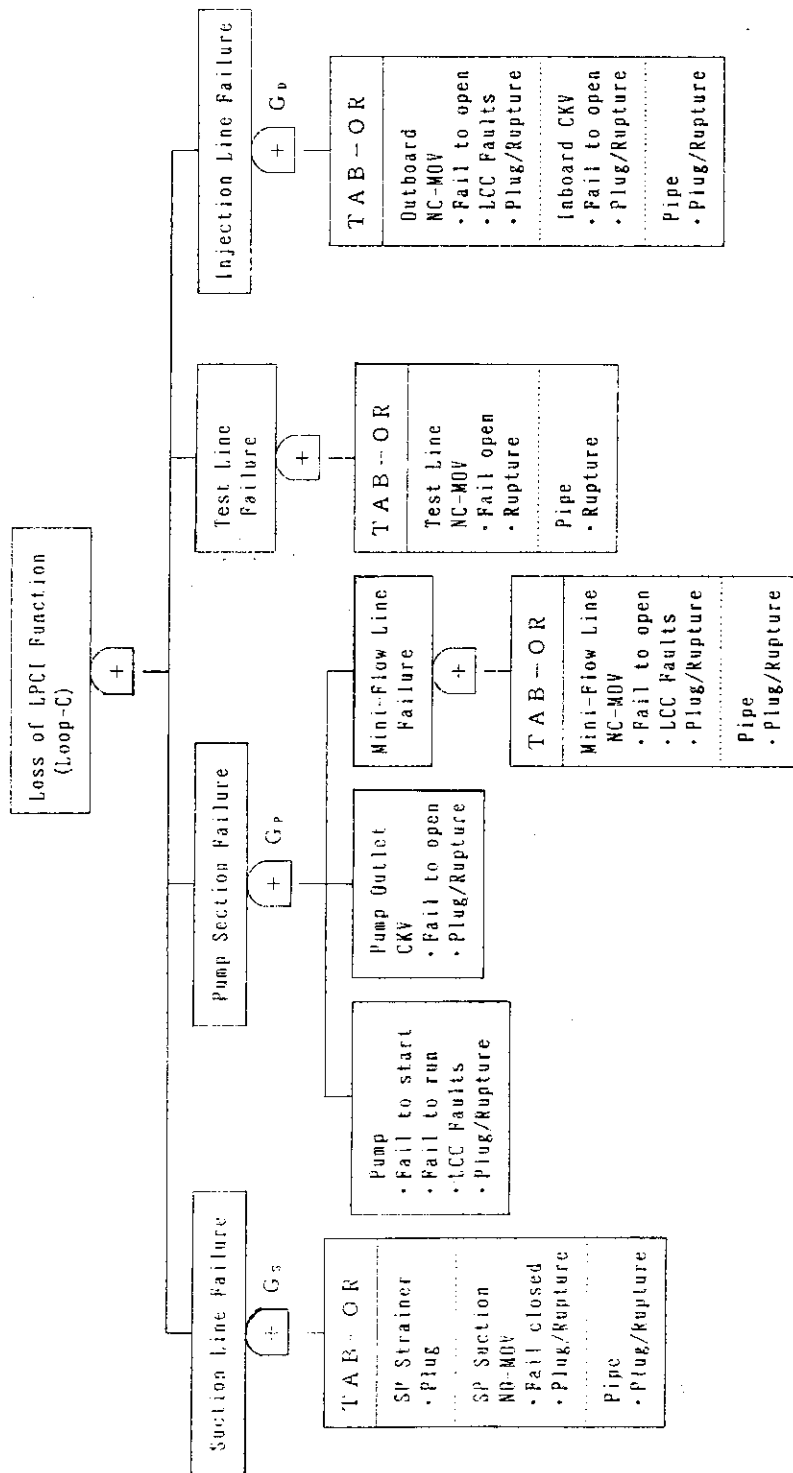


Fig. 5.13(b) LPCIのフオートツリー

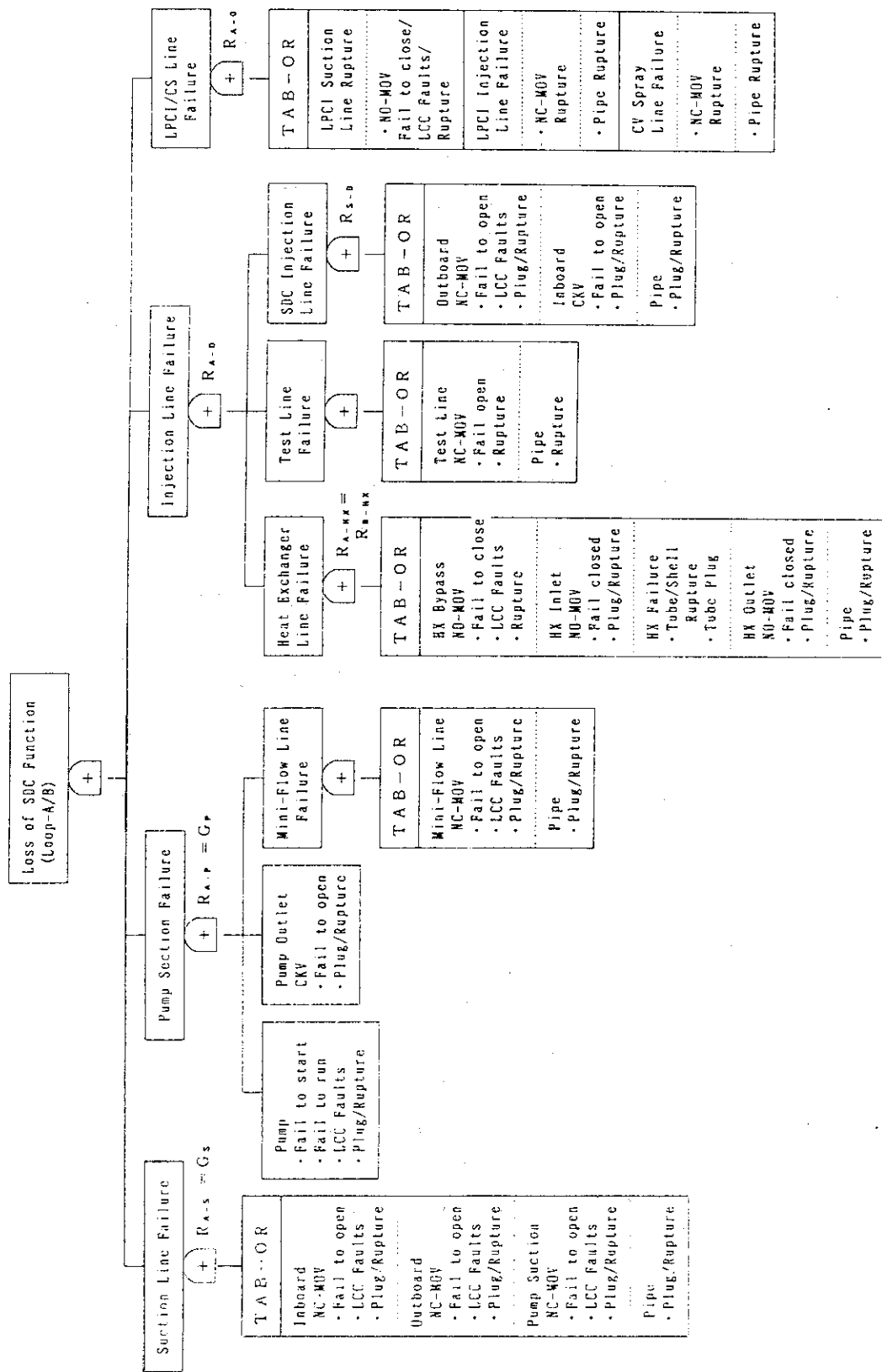


Fig. 5.14 停止時冷却のフォールトツリー

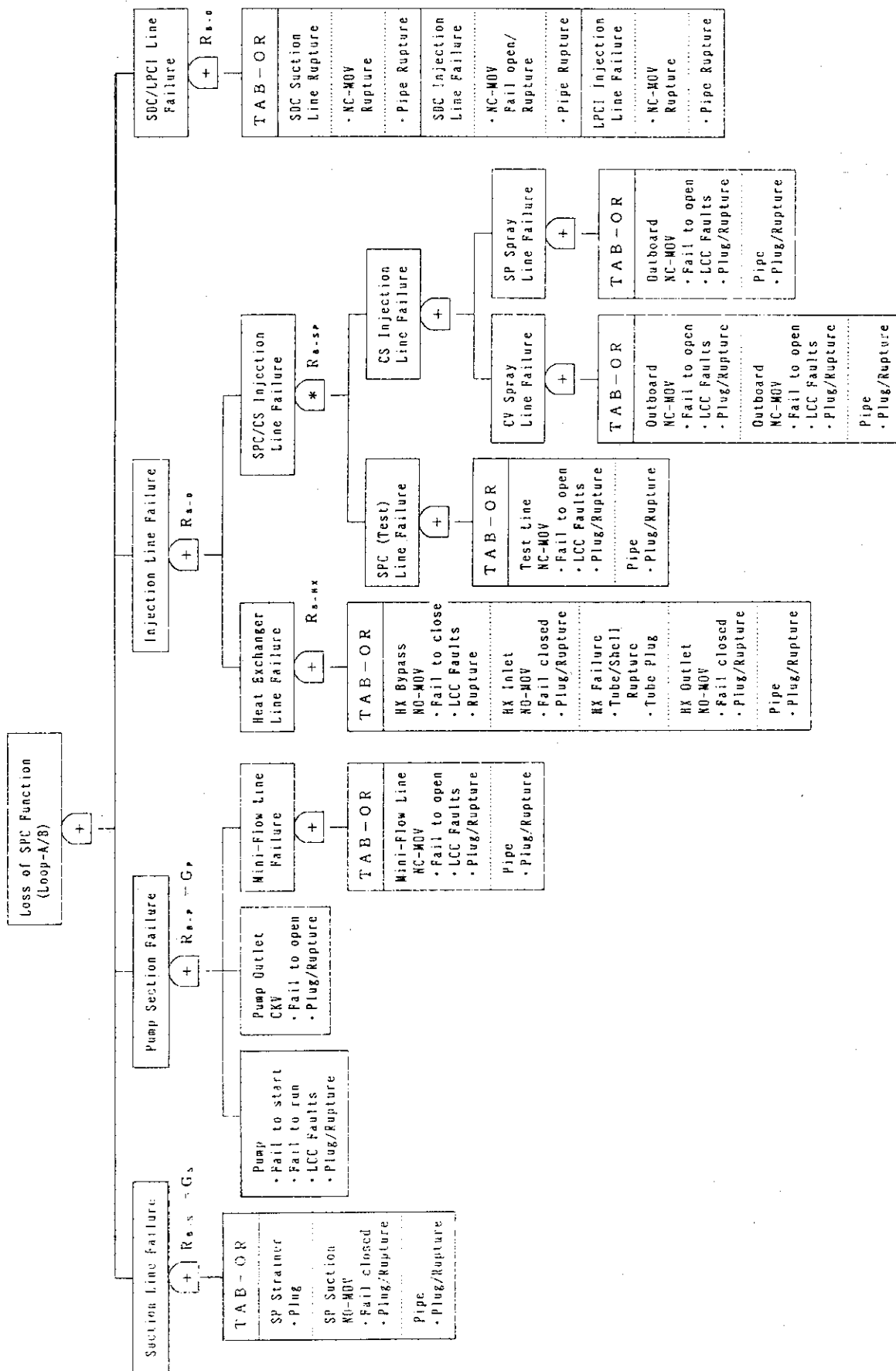


Fig. 5.15 サプレッションポンプ冷却のフォールトツリー

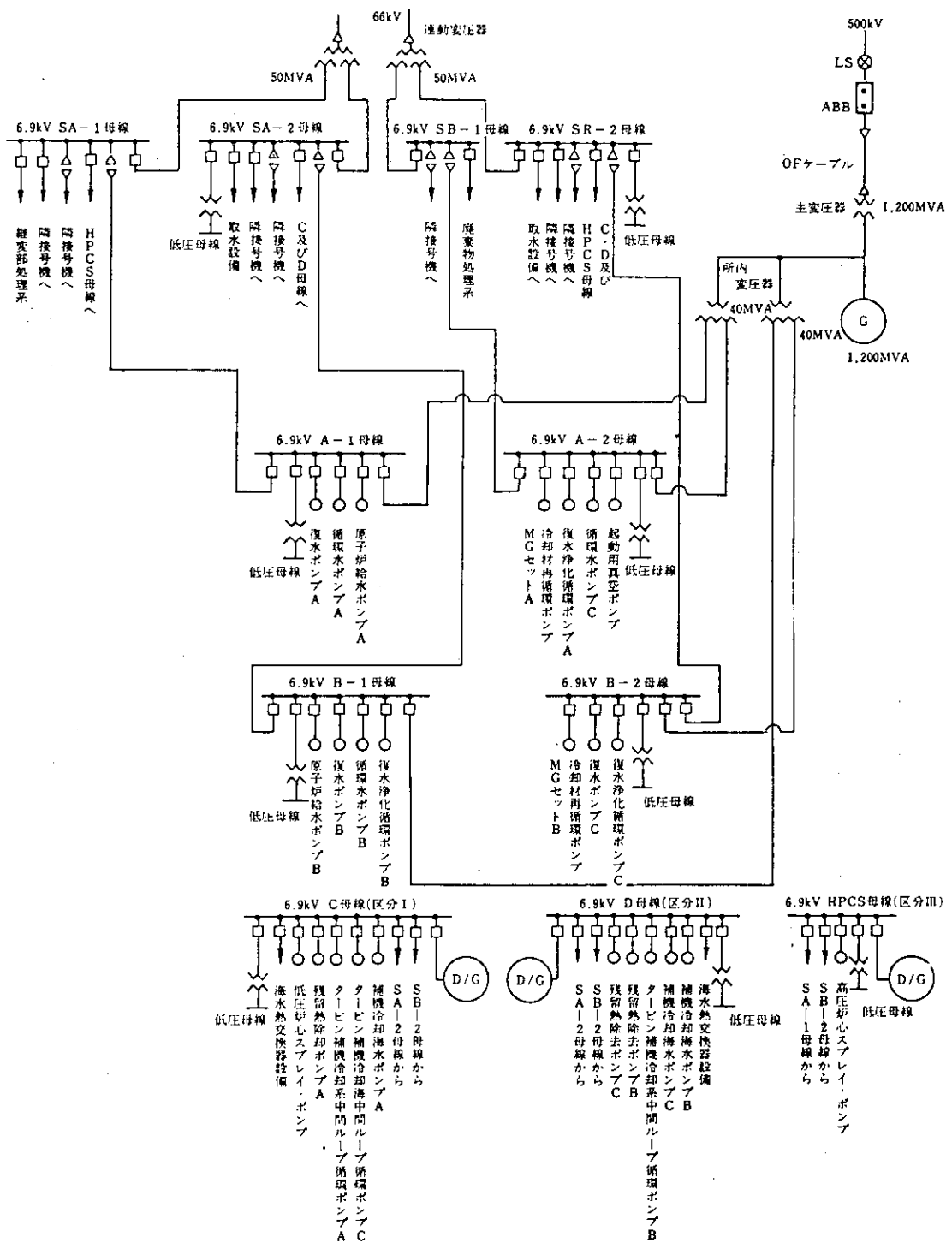


Fig. 5.16 所内電力系の単線結線図⁽⁷⁾

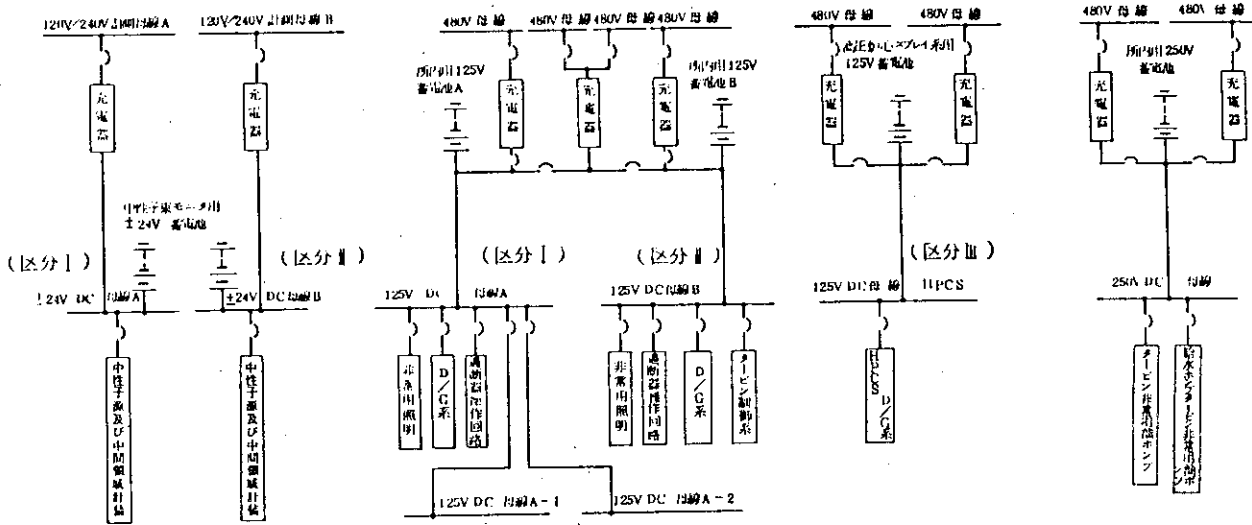


Fig. 5.17(a) 直流電源(9)

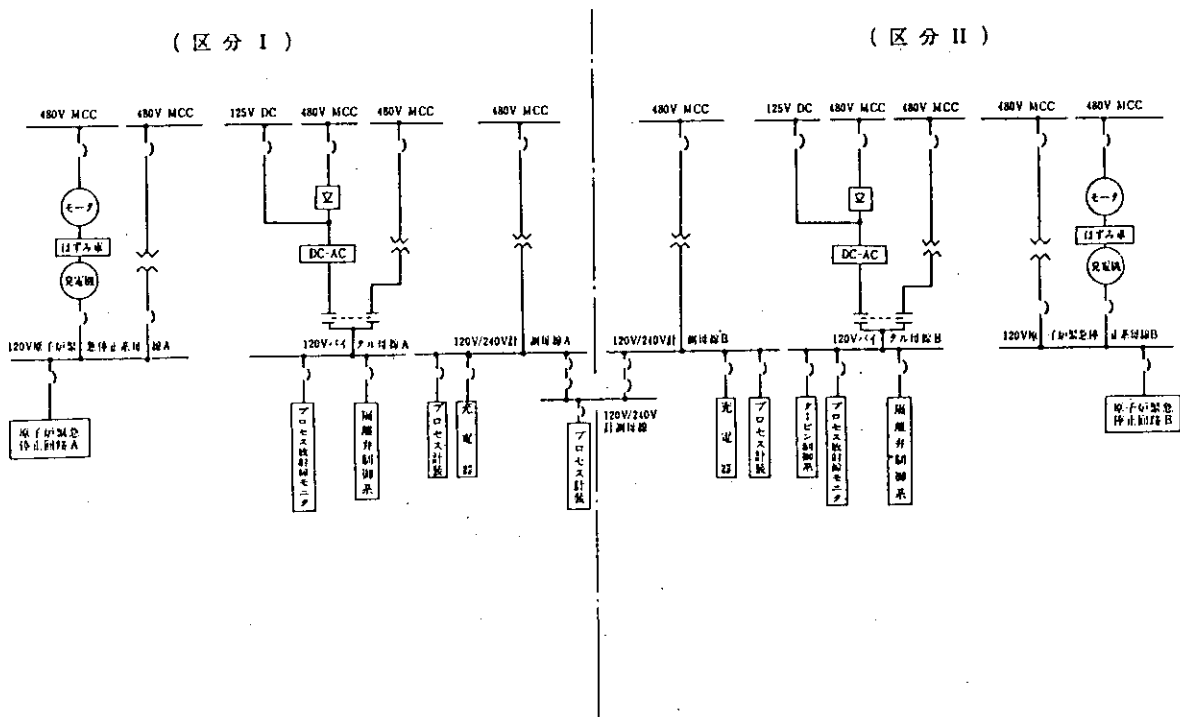


Fig. 5.17(b) 計測制御用電源(9)

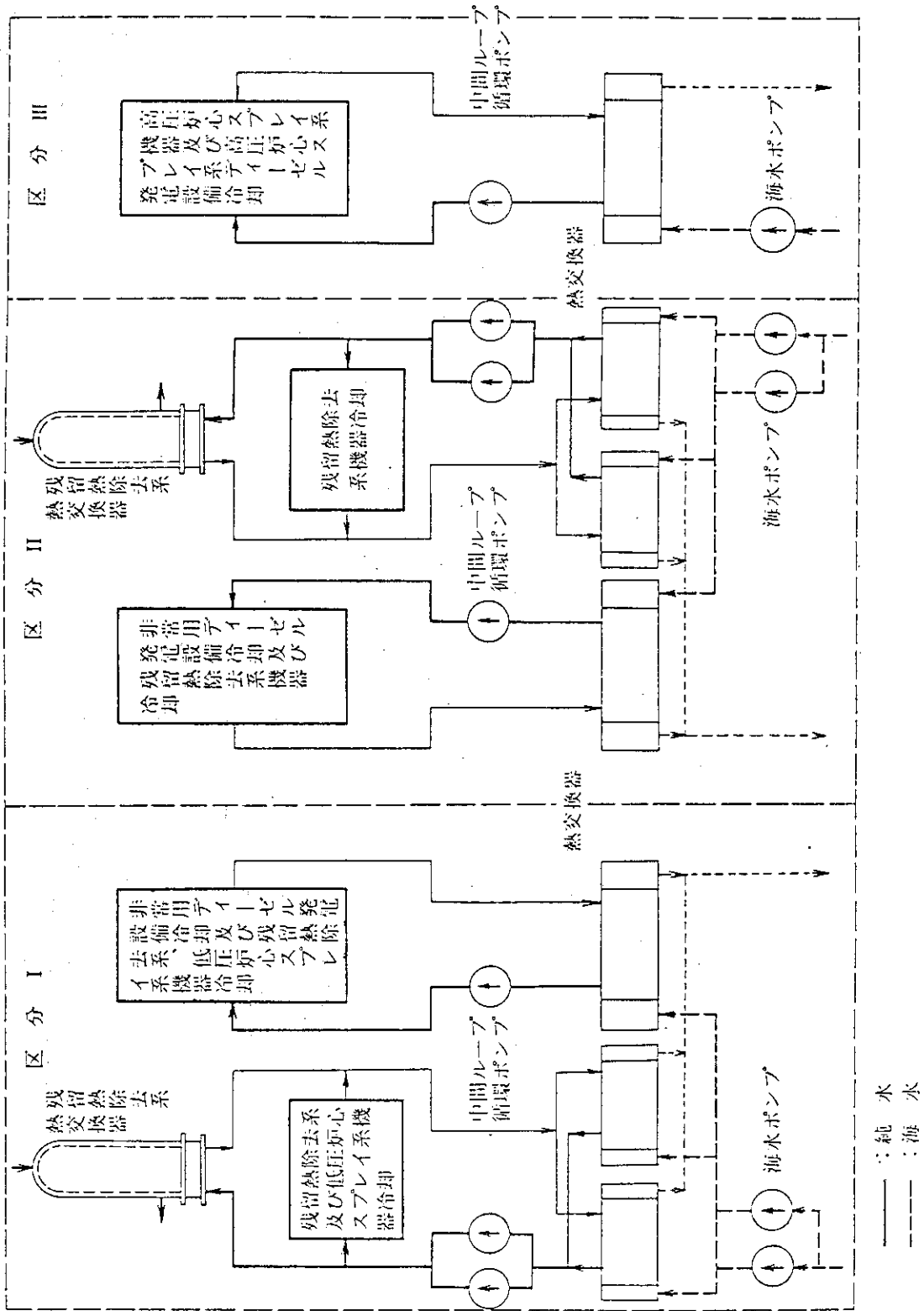


Fig. 5.18 非常用機器冷却系統概要図 (8)

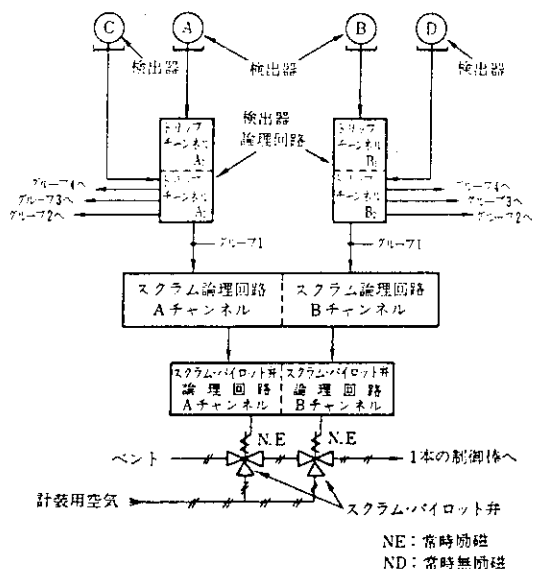


Fig. 5.19 原子炉停止系作動回路(7)

原子炉停止系作動回路信号一覧表

スクラム信号の種類	検出器		スクラム設定値
	種 類	検出場所	
原子炉圧力高	圧力スイッチ	原子炉圧力容器	73.6kg/cm ² g
原子炉圧力低	レベル・スイッチ	原子炉圧力容器	レベル1(約5.5m ³ /h)とレベル2(約1.5m ³ /h)
ドライウエル圧力高	圧力スイッチ	ドライウエル	0.14kg/cm ² g
中性子束高	平均出力領域モニタ	炉 心 内	定常出力で120%定常出力時自動可動設定
	中間領域モニタ	炉 心 内	定常出力時約95%
中性子束計測不能	平均出力領域モニタ		中性子束計表
	中間領域モニタ		計測不能の場合
スクラム・ディスチャージ・ボリュウム水位高	レベル・スイッチ	スクラム・ディスチャージ・ボリュウム	0.189m ³ に相当するレベル
主蒸気隔離弁閉	弁位置スイッチ	主蒸気隔離弁	開度 90%
タービン主蒸気止弁閉	弁位置スイッチ	タービン主蒸気止弁	開度 90%
タービン蒸気加減弁閉	圧力スイッチ	タービン蒸気加減弁のパイロット弁	59.7kg/cm ² g
主蒸気管放射能高	ガンマ線モニタ	ドライウエル外側の主蒸気管	通常の放射能の10倍
地震加速度大	加速度検出器	原子炉建屋	
手 動 停 止	押しボタン・スイッチ	中央制御室	
モード・スイッチ停止	モード・スイッチ	中央制御室	

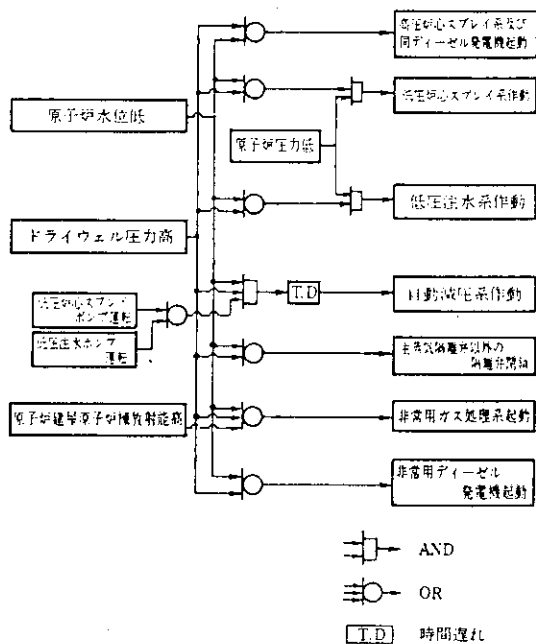


Fig. 5.20 工学的安全施設作動系構成図(7)

工学的安全施設の作動要求信号

信号の種類	工学的安全施設の種類の
原子炉水位低	非常用ガス処理系起動 主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖
	主蒸気隔離弁閉鎖 高压炉心スプレイ系及びそのディーゼル発電機起動 冷却材再循環ポンプ・トリップ 原子炉隔離時冷却系起動
ドライウエル圧力高	低压炉心スプレイ系起動 低压注水系起動 自動減圧系起動 非常用ディーゼル発電機起動
	高压炉心スプレイ系及びそのディーゼル発電機起動 低压炉心スプレイ系起動 低压注水系起動 自動減圧系起動 非常用ガス処理系起動 非常用ディーゼル発電機起動 主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖
主蒸気管圧力低	主蒸気隔離弁閉鎖
主蒸気管流量大	主蒸気隔離弁閉鎖
復水器真空度低	主蒸気隔離弁閉鎖
主蒸気管放射能高	主蒸気隔離弁閉鎖
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖
原子炉建屋 原子炉放射能高	非常用ガス処理系起動

6. 炉心溶融事故シーケンスの定量評価

本章では、システムイベントツリー定量化の方法をその具体例を用いて説明すると共に、定量評価の結果得られたドミナント・シーケンス（発生頻度の観点から支配的となる炉心溶融事故シーケンス）について各々の特徴並びにその発生頻度を示す。

6.1 定量化の方法

システムイベントツリーで定義された炉心溶融事故シーケンスの定量化にあたっては、各系統あるいは各系列ごとに求めた機能喪失確率（Table 6.1参照）をシステムイベントツリーの分岐確率として与えることを原則としたが、従属性のある複数の系統あるいは系列の機能喪失を含む事故シーケンスに対しては、シーケンスに沿ってフォールトツリーを結合し発生頻度を計算した。以下、システムイベントツリーで定義された1つの事故シーケンスを例にとり具体的な計算方法を示す。

事故シーケンス $T P Q R_A R_B$ は、外部電源喪失時に、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRVによる圧力制御がいずれも成功した後、RCICが機能喪失するため高圧炉心スプレー系により原子炉水位を維持するが、RHRによる崩壊熱除去機能（サプレッション・プール冷却及び停止時冷却）が喪失し炉心溶融に至るシーケンスである。このシーケンスに対する安全機能及び事象緩和機能の機能喪失確率 $Q(Q R_A R_B)$ は、次の式から計算される。

$$\begin{aligned} Q(Q R_A R_B) &= Q(\bar{E} \cap \bar{B} \cap \bar{N} \cap \bar{J} \cap \bar{K} \cap Q \cap \bar{D} \cap \bar{C} \cap R_A \cap R_B) \\ &= Q(\bar{E} \cap \bar{B} \cap \bar{N} \cap \bar{J} \cap \bar{K} \cap \bar{D} \cap \bar{C}) \cdot Q(Q \cap R_A \cap R_B) \\ &= Q(\bar{E}) \cdot Q(\bar{B}) \cdot Q(\bar{N}) \cdot Q(\bar{J}) \cdot Q(\bar{K}) \cdot Q(\bar{D}) \cdot Q(\bar{C}) \cdot \{Q(Q) \cdot Q(R_A \cap R_B)\} \end{aligned}$$

ここで、系統記号の上線は、各系統の機能成功を示し、これらの成功確率 $Q(\bar{i})$ は、

$$Q(\bar{i}) = 1 - Q(i)$$

で表わされる。また、E、B、N、J、K、Q、D、Cの各系統には、他の系統と共有する部分がないため、機能成功確率あるいは機能喪失確率をイベントツリーの分岐確率として与えることができる。しかしながら、 R_A 、 R_B は共に、RHRの運転モードの1つであるため、この2つの機能間で共有する部分がある。そこで、共有部分の機能喪失確率をCOM($R_A \cap R_B$)、各機能で単独に使用する部分の機能喪失確率を $Q_A(R_A)$ 、 $Q_B(R_B)$ とすると、

$$Q(R_A \cap R_B) = Q_A(R_A) \cdot Q_B(R_B) + \text{COM}(R_A \cap R_B)$$

となる。 R_A 、 R_B の機能間で共有する部分は、ポンプ廻り部とRHR熱交換器部であることから、この式に基づきRHR1系列あたりの $Q_1(R_A \cap R_B)$ を求めると、

$$Q_1(R_A \cap R_B) = 1.3 \times 10^{-2} / \text{系列}$$

となる。この結果から、RHR2系列の同時故障確率 $Q(R_A \cap R_B)$ は、

$$\text{系列間の独立故障を仮定すると： } Q(R_A \cap R_B) = 1.7 \times 10^{-4}$$

$$\text{系列間の共通要因故障を考慮すると： } Q(R_A \cap R_B) = 3.6 \times 10^{-4}$$

となる。

従って、RCIC及びRHRの2つの機能の喪失確率 $Q(QRARB)$ は、

$$\text{系列間の独立故障を仮定すると： } Q(QRARB) = 2.4 \times 10^{-6}$$

$$\text{系列間の共通要因故障を考慮すると： } Q(QRARB) = 5.0 \times 10^{-6}$$

であり、これに、外部電源喪失事象の発生頻度 $0.13/R \cdot Y$ を乗じることによって、事故シーケンス $TPQRARB$ の発生頻度が求まる。

$$Q(TPQRARB) = 6.5 \times 10^{-7}$$

6.2 定量評価結果と考察

前節で示した計算方法を用いて、システムイベントツリーで定義された98個の事故シーケンスに対してその発生頻度を求めた。その結果をFig. 6.1に示す。この中から、発生頻度が 10^{-6} 以上である18のシーケンスをTable 6.2に示す。同表から分かるように、18個の事故シーケンスのうち、8個は崩壊熱除去機能喪失のシーケンスであり、6個は、逃し安全弁の再閉失敗を伴う崩壊熱除去機能喪失シーケンスである。残りの4シーケンスは、非常用電源喪失事故である。以下に、これら各事故シーケンスの概要を記述する。

①崩壊熱除去機能喪失シーケンス

TPRARB

外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV作動による圧力制御がいずれも成功し、高圧系(RCICあるいはHPCS)の作動によって原子炉水位は維持される。しかしながら、RHR本体の故障により、崩壊熱除去機能(サブプレッション・プール水冷却及び原子炉停止時冷却の両機能)が喪失し、炉心溶融に至る。このシーケンスの発生頻度は、 4.0×10^{-5} である。

TPC1RA2RB2 / TPC2RA1RB1

外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV作動による圧力制御がいずれも成功し、高圧系の作動によって原子炉水位は維持される。しかしながら、区分I/IIの非常用機器冷却系及び区分II/IのRHR本体(RHR-B/A系列)の故障により、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心溶融に至る。これら2つのシーケンスの発生頻度はいずれも 7.1×10^{-6} である。

TPC

外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV作動による圧力制御がいずれも成功し、高圧系の作動によって原子炉水位は維持される。しかしながら、非常用機器冷却系が区分I及びIIともに故障し崩壊熱除去が行えなくなり、炉心溶融に至る。発生頻度は 4.2×10^{-5} である。

TPE1RA2RB2 / TPE2RA1RB1

外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV作動による圧力制御がいずれも成功し、高圧系の作動によって原子炉水位は維持される。しかしながら、区分I/IIの非常用ディーゼル発電機及び区分II/IのRHR本体(RHR-B/A系列)の故障により、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心溶融に至る。これら2つのシーケンス

の発生頻度はいずれも 5.5×10^{-5} であり、最も大きい。

TP E₁C₂/TP E₂C₁

外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV作動による圧力制御がいずれも成功し、高圧系の作動によって原子炉水位は維持される。しかし、区分Ⅰ／Ⅱの非常用ディーゼル発電機及び区分Ⅱ／Ⅰの非常用機器冷却系の故障により崩壊熱除去機能が不能となり、炉心溶融に至る。発生頻度は 2.1×10^{-5} である。

② 逃し安全弁再閉失敗を伴う崩壊熱除去機能喪失シーケンス

TP K R A R B

外部電源喪失後、原子炉スクラム及び主蒸気管隔離に成功し、SRVは一旦開くものの再閉に失敗し、気相破断LOCAに移行する。高圧系の作動によって原子炉水位は維持されるが、RHR本体の故障により、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心溶融に至る。このシーケンスの発生頻度は 2.3×10^{-6} である。

TP K C

外部電源喪失後、原子炉スクラム及び主蒸気管隔離に成功し、SRVは一旦開くものの再閉に失敗し、気相破断LOCAに移行する。高圧系の作動によって原子炉水位は維持されるが、非常用機器冷却系が区分Ⅰ及びⅡともに故障し崩壊熱除去が行えなくなり炉心溶融に至る。シーケンス発生頻度は 2.4×10^{-6} である。

TP E₁K R A₂R B₂/TP E₂K R A₁R B₁

外部電源喪失後、原子炉スクラム及び主蒸気管隔離に成功し、SRVは一旦開くものの再閉に失敗し、気相破断LOCAに移行する。高圧系の作動によって原子炉水位は維持されるが、区分Ⅰ／Ⅱの非常用ディーゼル発電機及び区分Ⅱ／ⅠのRHR本体（RHR-B/A系列）の故障により、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心溶融に至る。各シーケンスの発生頻度は 3.2×10^{-6} である。

TP E₁K C₂/TP E₂K C₁

外部電源喪失後、原子炉スクラム及び主蒸気管隔離に成功し、SRVは一旦開くものの再閉に失敗し、気相破断LOCAに移行する。高圧系の作動によって原子炉水位は維持されるが、区分Ⅰ／Ⅱの非常用ディーゼル発電機及び区分Ⅱ／Ⅰの非常用機器冷却系の故障により、崩壊熱除去機能が不能となり、炉心溶融に至る。これら2つのシーケンスの発生頻度はいずれも 1.2×10^{-6} である。

③ 非常用電源喪失シーケンス

TP E/TP E Q/TP E D

外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV作動による圧力制御がいずれも成功し、高圧系の作動によって原子炉水位は維持される。しかしながら、区分Ⅰ及びⅡの非常用ディーゼル発電機2台の故障により、崩壊熱除去機能が不能となり、炉心溶融に至る。TP E、TP E Q、TP E Dの各シーケンスの発生頻度はそれぞれ、 2.2×10^{-4} 、 3.8×10^{-6} 、 1.2×10^{-5} である。

TP E K

外部電源喪失後、原子炉スクラム及び主蒸気管隔離に成功し、SRVは一旦開くものの再閉に失敗し、気相破断LOCAに移行する。高圧系の作動によって原子炉水位は

維持されるが、区分Ⅰ及びⅡの非常用ディーゼル発電機2台の故障により、崩壊熱除去機能が不能となり、炉心溶融に至る。発生頻度は 1.3×10^{-5} である。

上記18個の事故シーケンス全体の発生頻度は $5.1 \times 10^{-4}/R \cdot Y$ となり、このうち非常用電源（非常用ディーゼル発電機）喪失シーケンスが約50%を占める。

今回の解析で同定されたドミナント・シーケンスはいずれも高圧の冷却材注入が作動するため、炉心溶融に至るまでには数時間から十数時間かかる。従って、この間に外部電源が復旧し給復水系が機能回復する可能性はかなり高いと考えられる。NUREG/CR-4550(18)によれば、4時間から6時間の間に外部電源と給復水系を回復するのに失敗する確率は、0.09であり、さらに6時間から8時間の余裕があれば、その確率は0.05、24時間の余裕があれば0.001となる。このため、本解析の結果発生頻度の観点から重要と識別された事故シーケンスに対して、外部電源及び給復水系の回復を考慮すると、発生頻度は1桁ないし2桁小さくなる。

Table 6.1 システムの機能喪失確率 (システム信頼性解析結果)

システム名 (系列数)	システム記号	1 系列当りの 機能喪失確率	システム全体の機能喪失確率		備 考
			独立故障	共通要因故障	
非常用ディーゼル発電機 (2 系列)	E	3.7E-2	1.4E-3	1.9E-3	
制御棒駆動系	B		3.0E-5		文献(7)から引用
ほう酸水注入系 (2 系列)	S	1.4E-2	1.2E-3	1.5E-3	
主蒸気隔離機能 主蒸気隔離弁 (2 個) 主蒸気第 3 弁 (1 個)	N	3E-4/個 1E-3/個	ϵ 9E-8	ϵ 5.0E-5	タービン止め弁等も考慮 主蒸気管 1 本あたり
逃し安全弁 (18 個) 開失敗 閉失敗	J K	1E-2/個 3E-3/個	ϵ 5.4E-2		18 個のうち 1 個開で成功 S R V 全て閉鎖で成功
原子炉隔離時冷却系 (1 系列)	Q		1.7E-2		
高圧炉心スプレー系 (1 系列) 高圧炉心スプレー系本体 高圧炉心スプレー系専用 D G 非常用機器冷却系 - 区分 III	D		5.3E-2 1.3E-2 3.2E-2 8.2E-3		
手動減圧	V		3.5E-3		人間の信頼性解析結果
低圧炉心スプレー系 (1 系列)	F		1.3E-2		
残留熱除去系 低圧注入モード (3 系列)	G	1.3E-2	1.7E-4 2.2E-6	3.7E-4 2.4E-4	2 系列同時故障 3 系列同時故障
停止時冷却モード (2 系列)	R A	3.5E-2	1.2E-3	1.6E-3	
S P 冷却モード (2 系列)	R B	1.4E-2	2.0E-4	4.1E-4	
非常用機器冷却系 (2 系列)	C	4.6E-3 4.9E-3	2.1E-5	3.8E-4	系列内共通要因故障考慮
中間ループ		4.6E-3 4.6E-3	2.1E-5	1.4E-4	系列内共通要因故障考慮
海水系		2.1E-5 1.4E-4	4.4E-10	1.2E-4	系列内共通要因故障考慮
R H R 熱交換器冷却系		2.1E-5 1.4E-4	4.4E-10	1.2E-4	系列内共通要因故障考慮

Table 6.2 ドミナント・シーケンス (発生頻度 $> 10^{-6}$)

FSETの事故 シーケンス記号	シーケンスの特徴	シーケンスの発生頻度	
		独立故障	共通要因故障
TpRARB	RHR2系列機能喪失	1.9E-5	4.0E-5
TpC1RA2RB2 TpC2RA1RB1	EECW-I/II機能喪失 RHR-B/A機能喪失	6.6E-6	7.1E-6
TpC	EECW2系列機能喪失	2.3E-6	4.2E-5
TpE1RA2RB2 TpE2RA1RB1	EDG-I/II機能喪失 RHR-B/A機能喪失	5.5E-5	5.5E-5
TpE1C2 TpE2C1	EDGI/II機能喪失 EECWII/I機能喪失	2.0E-5	2.1E-5
TpKRARB	SRV再閉失敗 RHR2系列機能喪失	1.1E-6	2.3E-6
TpKC	SRV再閉失敗 EECW2系列機能喪失	1.3E-7	2.4E-6
TpKE1RA2RB2 TpKE2RA1RB1	SRV再閉失敗 EDGI/II機能喪失 RHR-B/A機能喪失	3.2E-6	3.2E-6
TpKE1C2 TpKE2C1	SRV再閉失敗 EDGI/II機能喪失 EECWII/I機能喪失	1.1E-6	1.2E-6
TpE	EDG2系列機能喪失	1.6E-4	2.2E-4
TpEQ	EDG2系列機能喪失 RCIC機能喪失	2.7E-6	3.8E-6
TpED	EDG2系列機能喪失 HPCS機能喪失	8.9E-6	1.2E-5
TpEK	EDG2系列機能喪失 SRV再閉失敗	9.0E-6	1.3E-5

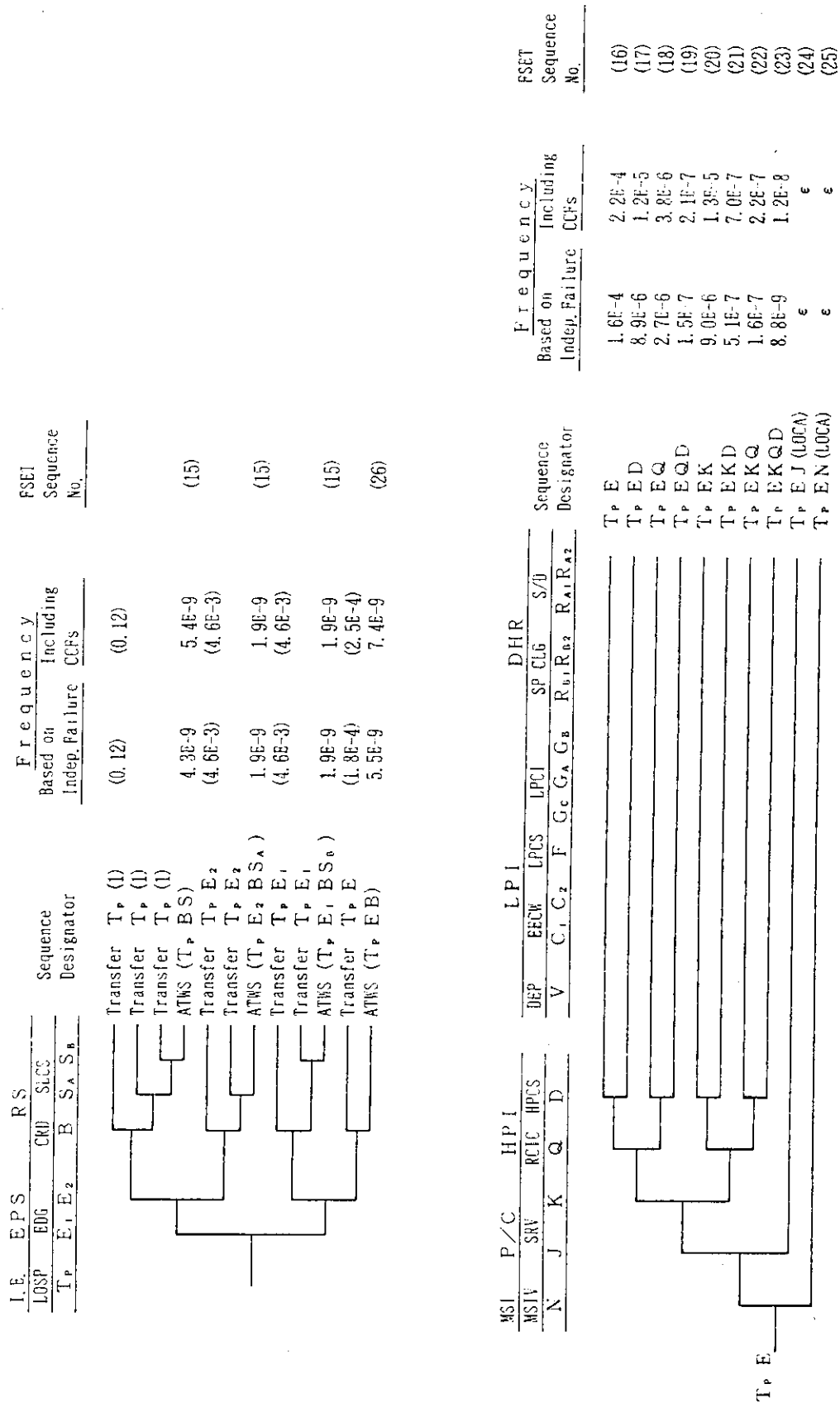


Fig. 6.1 システムイベントツリー定量結果 (その1)

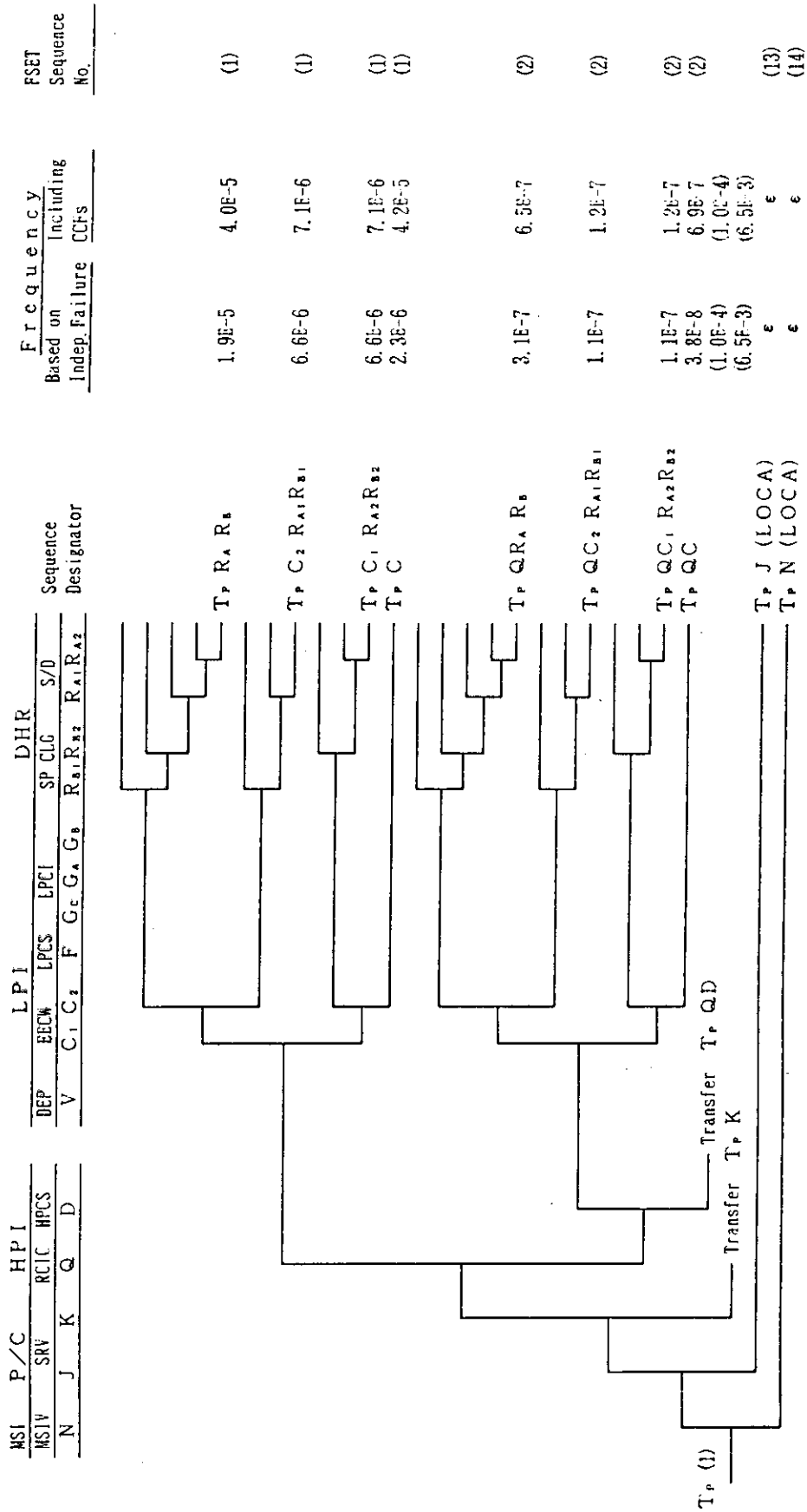


Fig. 6.1 システムイベントツリー定量結果 (その2)

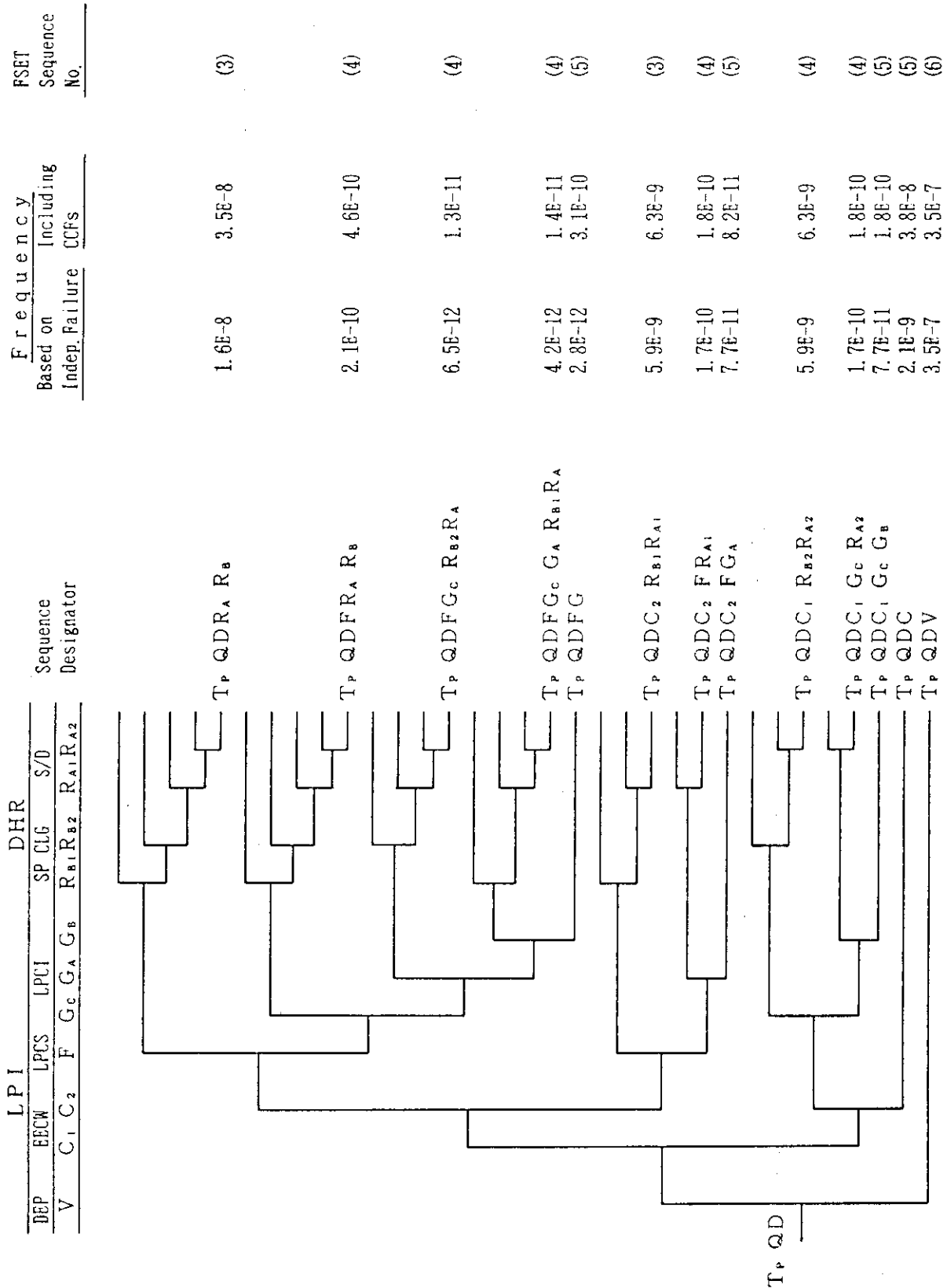


Fig. 6.1 システムイベントツリー定量結果 (その3)

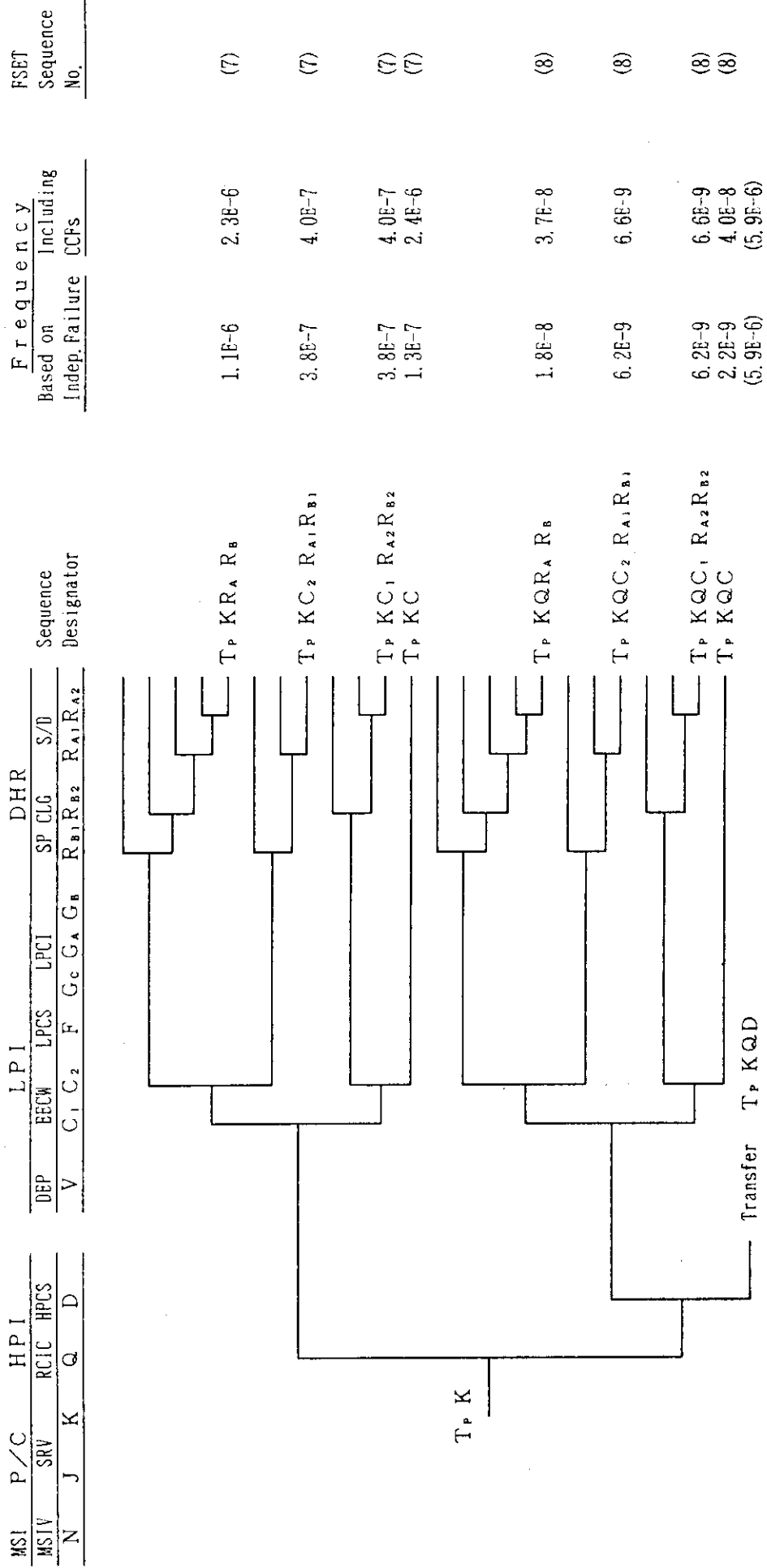


Fig. 6.1 システムイベントツリー定量結果 (その4)

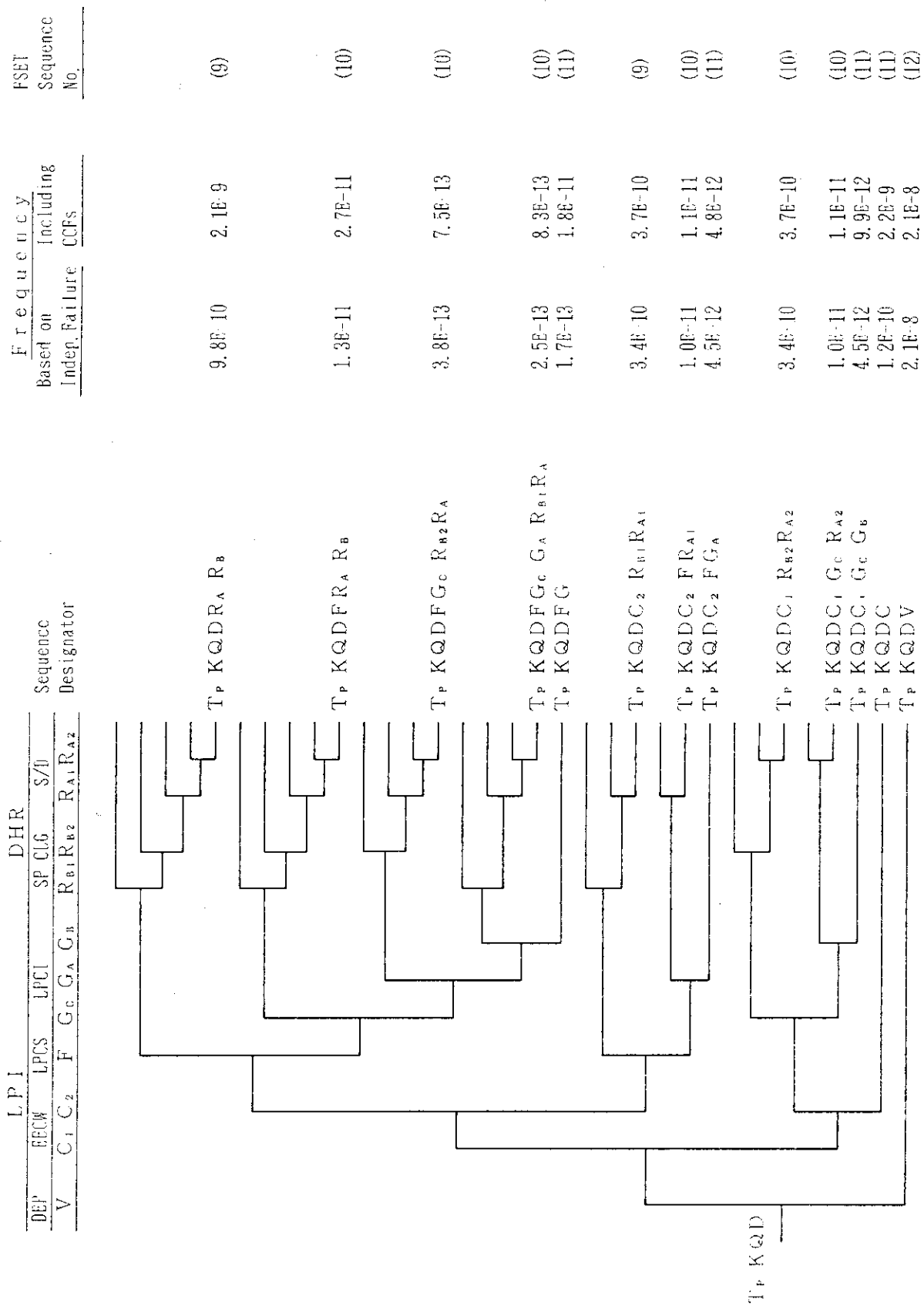


Fig. 6.1 システムイベントツリー定量結果 (その5)

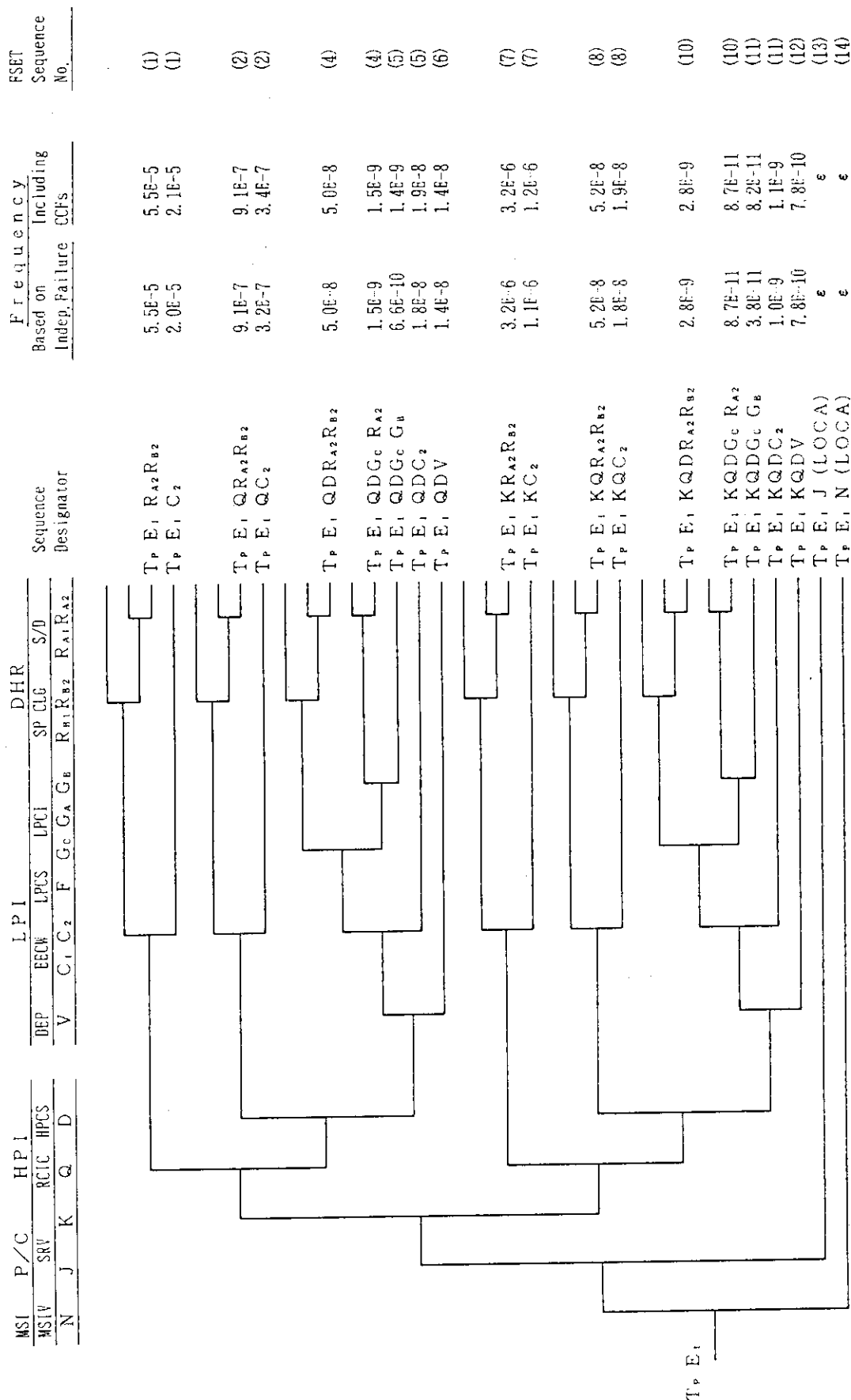


Fig. 6.1 システムイベントツリー定量結果 (その6)

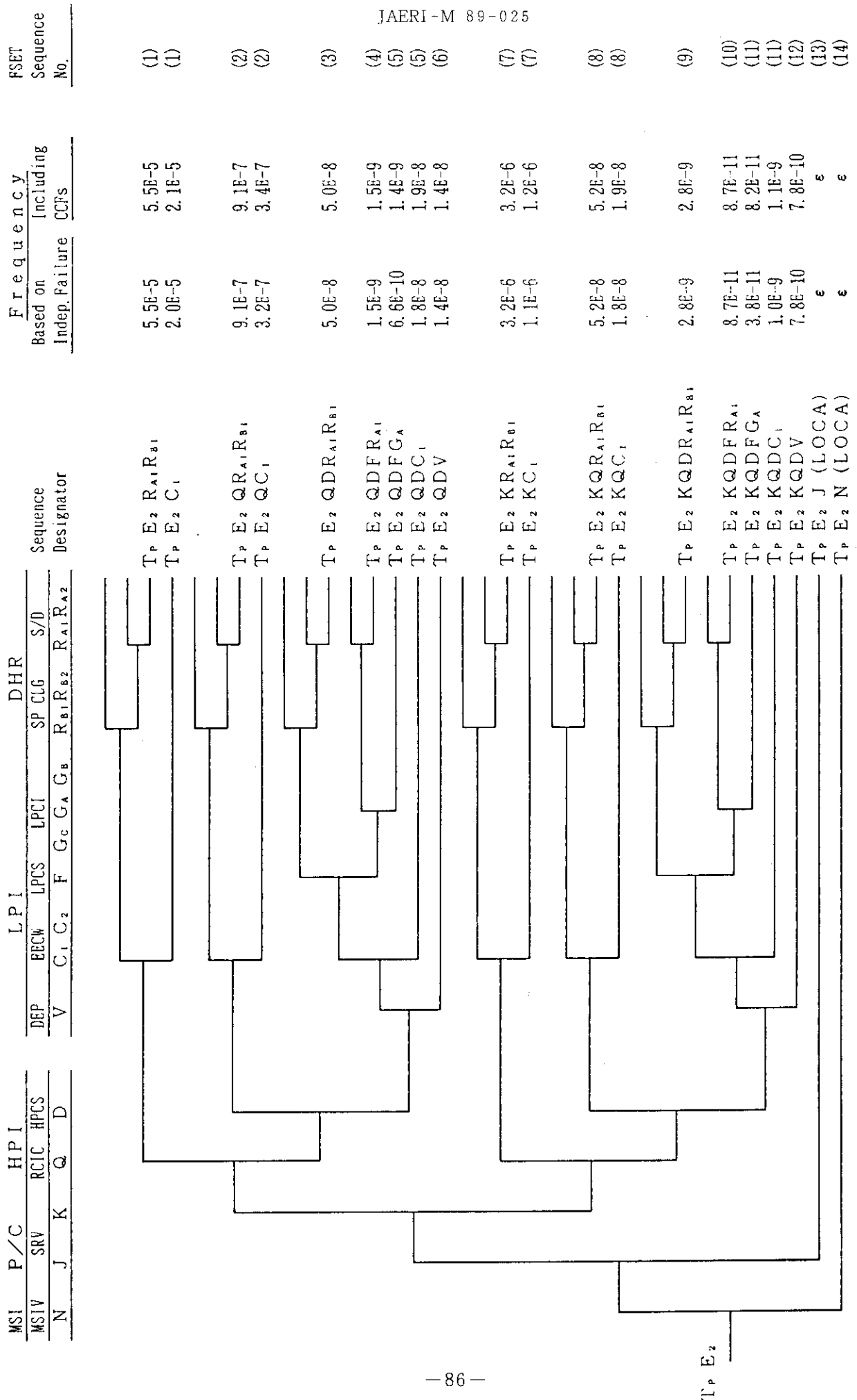


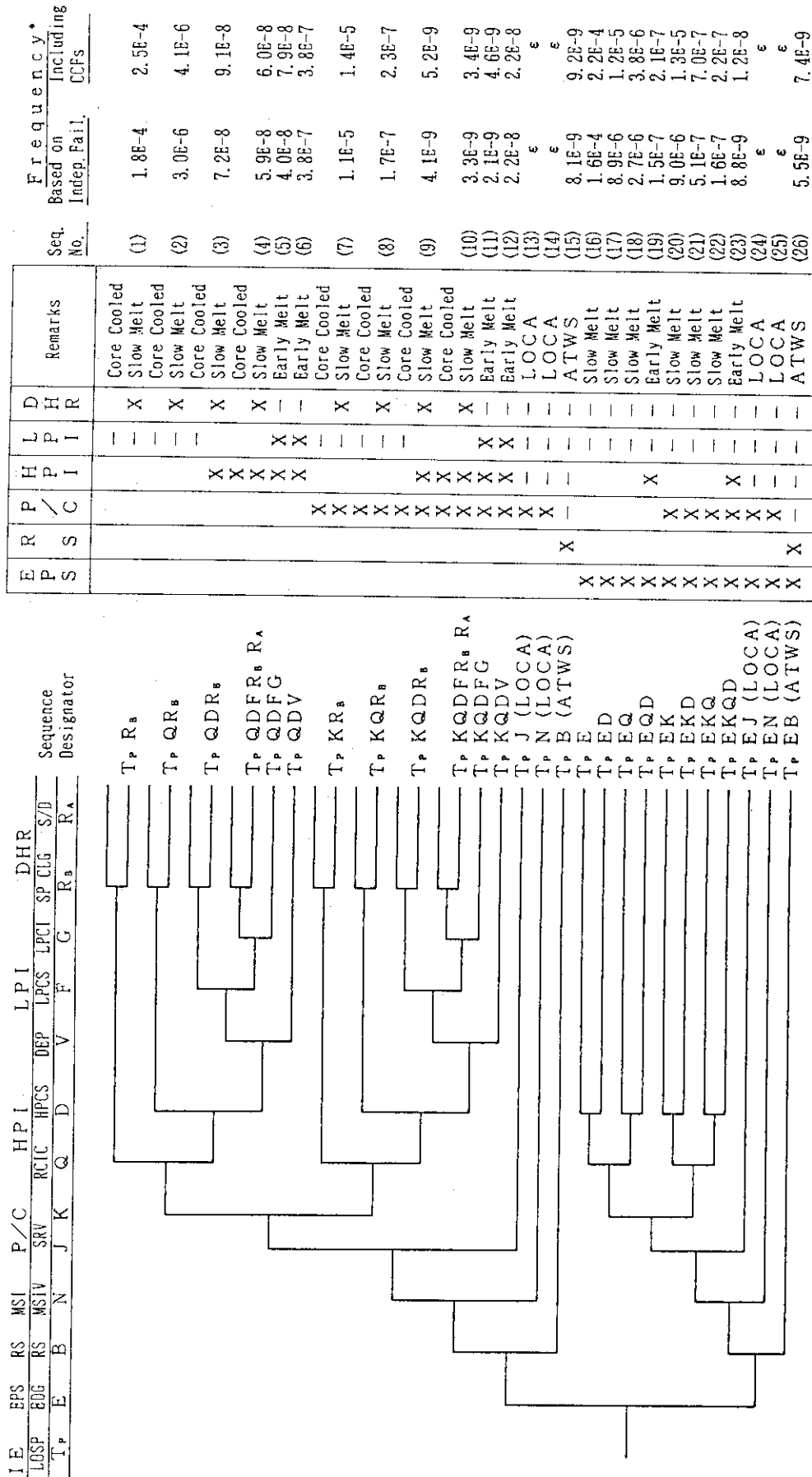
Fig. 6.1 システムイベントツリー定量結果 (その7)

7. フロントライン系イベントツリー

システムイベントツリーで定義された98個の事故シーケンスの中には、事故の進展過程において現象的に同等あるいは極めて類似のものがある。例えば、6.2節の①に示した8個の崩壊熱除去機能喪失シーケンス($TPRA RB$ 、 $TPC1RA2RB2$ 、 $TPC2RA1RB1$ 、 $TPE1RA2RB2$ 、 $TPE2RA1RB1$ 、 $TPE1C2$ 、 $TPC1E2$ 、)は原因は異なるものの、いずれも、外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRVの開閉による圧力制御、高圧系による冷却材注入と全て成功し原子炉水位は維持されるが、RHRによる崩壊熱除去機能が喪失し炉心溶融に至るという事故の進展をたどる。従って、これら8個の事故シーケンスは、事故の進展を考える上で現象的に同等であり、事故進展解析及びソースターム評価を行うにあたっては、1つの事故シーケンスと見做すことができる。同様に、6.2節の②に示した6個のシーケンスも1つの事故シーケンスに集約できる。

このように、システムイベントツリーで識別した事故シーケンスを現象的な観点からまとめると、Fig.7.1のフロントライン系イベントツリーに示すように、98個の事故シーケンスは、26個のシーケンスに集約することができる。これら26個の事故シーケンスの発生頻度は、システムイベントツリー上の事故シーケンスの発生頻度を基に計算した。なお、フロントライン系イベントツリー上の事故シーケンスとシステムイベントツリー上の事故シーケンスとの対応は、前章のFig.6.1 (FSET Sequence No.として)に示す。

フロントライン系イベントツリーでは、崩壊熱除去機能の喪失のように原因となる系統故障が複数存在するものに対して、どの系統の故障がその機能喪失の直接原因となっているかを明確に表現できなくなる。このため、ある事故シーケンスに対して機能回復を考慮する際に、系統の復旧による発生頻度への影響を評価することが難しくなるが、対象とする事故シーケンスがシステムイベントツリー上のどのシーケンスに対応するかを分析することによって、機能回復を考慮した場合に事故シーケンスの発生頻度がどの程度低減されるかを容易に調べることができる。



* 機能回復を考慮しない場合の発生頻度

Fig. 7.1 外部電源喪失起因のプロントライン系イベントツリー

8. 「国内軽水炉モデルプラントPSA」に必要な情報資料

レベル1PSAを実施するにあたっては、

- (1) 最終安全解析書（設置許可申請書を含む）
- (2) 配管・計装線図
- (3) 電気・信号回路図
- (4) 運転手順書・サーベイランス手順書
- (5) 保安規定
- (6) 起因事象の発生頻度及び機器故障率等定量評価に必要となるデータ

等の情報が必要となる(19)。上記情報のうち、本解析では、(1)の一部である設置許可申請書等の公開情報に基づいて実施したが、情報の制約上いくつかの不十分な点あるいは不明確な点が生じた。特に、各種安全システムの配管・計装線図や電気・信号回路図に関しては、図面情報がなかったり、図面があっても概略図でありシステムの主要な動的機器（配管系ならポンプや電動弁等）のみが記載されている。そのため、本解析では、これらの不明点等について、解析の対象から除外したり、解析者の工学的判断に基づき仮定をたてて解析を進めた。

本章では、「国内軽水炉モデルプラントPSA」においてレベル1PSAを実施する際に必要となる情報資料を明らかにすると共に、その情報がレベル1PSAの解析結果にもたらす影響について言及する。

情報資料

「国内軽水炉モデルプラントPSA」において、レベル1PSAを実施する際に必要な情報資料を以下に列挙する。

- ・最終安全解析書（設置許可申請書を含む）
- ・詳細な図面情報（配管・計装線図及び電気・信号回路図）
- ・運転手順書（事故時操作手順を含む）
- ・サーベイランス手順書（保守・点検手順を含む）
- ・保安規定（プラント運用要項等）
- ・国内の運転経験に基づく起因事象の発生頻度及び機器故障率等の定量データ

各情報による解析結果への影響

上記の各情報に関して、本解析での取り扱い、並びに、各情報が得られた場合の解析結果への影響について記述する。

(1) 最終安全解析書及び詳細な図面情報

本解析では、設置許可申請書等の公開情報を主たるプラント情報の源とした。しかし、プラントに関する公開情報という観点から、設置許可申請書と米国のプラントに関する最終安全解析書(Final Safety Analysis Report;FSAR)とを比べると情報量に欠ける点がある。特に、図面情報や系統間の機能的関係については記述の不十分な点が多い。例えば、

工学的安全施設作動系のように機器構成図が記載されていなかったり、図面が概略図でありシステムの主要な動的機器（配管系ならポンプや電動弁等）のみ記載されていたりする。また、非常用炉心冷却設備が電源系（交流電源及び直流電源）あるいは工学的安全施設作動系とどのように接続されているかが、設置許可申請書から理解することも困難である。このため、本解析では、設置許可申請書等の公開情報に図面が掲載されている系統（主に配管系）についてはそこに記載されている機器を対象にシステム信頼性解析を行なった。また、図面情報の記載されていない系統や電気・信号系については米国のPSA報告書から解析結果を流用するなどの取り扱いとした。その中で、解析結果に大きな影響を及ぼし得るものについて以下に記す。

①電気・信号系

設置許可申請書等の公開情報には、電気・信号系、特に工学的安全施設作動系、各動的機器（ポンプ、電動弁）の制御回路系、電源系に関する図面情報が記載されていないため、これらの系統については次のような取り扱いとした。

- ・工学的安全施設作動系----自動起動に失敗しても運転員が手動で起動できるため、この機能喪失がシステム全体のアンアベイラビリティに及ぼす寄与は小さいと考え、本系統の機能喪失確率を無視した。
- ・制御回路系----IREP-Browns Ferry報告書⁽⁵⁾に、電動弁やポンプの典型的な制御回路についてその信頼性解析結果が示されている。本解析では、各種安全系統の電動弁やポンプの制御回路に対して、この解析結果をそのまま使用した。
- ・電源系----各種安全系のポンプや電動弁等の駆動源である電源系の信頼性は、ディーゼル発電機、母線、及び（DGと母線との間の）遮断器の機能喪失確率より計算しており、母線から各種機器までの間にある電気部品については考慮していない。

従って、本解析は、実際のプラント（あるいはシステム）構成を十分に反映したものではなく、解析結果には上述の取り扱いによる不確かさがあると考えられる。特に、工学的安全施設作動系や電源系についてはその機能喪失確率を過小評価している可能性がある。また、各種安全系統のシステムアンアベイラビリティに対して、ポンプや電動弁の制御回路系の故障が非常に大きな寄与を及ぼす結果となっているが（例えば、HPCSでは約20%、LPCSでは約70%がポンプや電動弁の制御回路系の故障による）、ポンプや電動弁の制御回路構成が我が国のBWRとBrowns Ferryとで同等であるか否かが不明であるため、この結果の妥当性については明確ではない。

これらの系統に関する詳細な情報が得られれば、システム機能喪失への寄与因子を電気・信号系の構成機器までさかのぼって解析でき、各種機器のシステムアンアベイラビリティに対する寄与度をより現実的に評価することが可能となる。また、その結果と本解析の結果を比較することによって、本解析における取り扱いの妥当性を確認することができる。

②各種系統の配管・計装線図

設置許可申請書等の公開情報に掲載されている図面情報には、各系統の主要な動的機器（ポンプ及び電動弁、逆止弁）のみが記載されており、全ての構成機器が記されているわけではない。本解析では、図面上に記載されている機器を対象にシステム信頼性解析を実施しており、解析の結果得られたシステムアンアベイラビリティは、いわば概算値である。従って、詳細な配管・計装線図を基にシステム信頼性解析を行ない、その結果を本解析の結果と比較することにより、本解析で考慮できなかった機器の機能喪失確率がシステム全体のアンアベイラビリティにどの程度影響するかを検討し、本解析結果の妥当性を確認することが必要となる。また、本解析では、制御棒駆動系のように図面情報の記載されていない系統について、そのアンアベイラビリティを米国のP S A報告書から引用したが、この取り扱いについても、実際の図面情報に基づきシステム信頼性解析を行ない、引用した値との比較を通してその妥当性を検討する必要がある。

「国内軽水炉モデルプラントP S A」においては、情報の制約によって生じ得る不確かさをなくすために、図面情報等の詳細なプラント情報を基に解析を実施することが必要となる。また、詳細な図面情報に基づく解析結果と本解析の結果を比較することにより、原子力発電プラントのP S Aにおいて現実的な評価結果を得るために必要となる情報がどの程度詳細なものであれば十分かを検討することが可能となろう。

(2) 運転手順書

運転手順、特に事故時の操作手順、に関する情報がないため、本解析においては、次のような取り扱いとした。

①手動起動を要求される系統

残留熱除去系等手動起動を要求される系統については、ポンプの起動操作及び電動弁の開閉操作等をまとめて“系統の起動操作”という単一の操作として扱い、その際の人的過誤率を米国のP S A報告書等(5)(14)(15)から引用した。

②原子炉手動減圧操作

高圧の冷却材注入に失敗した後の手動による原子炉減圧操作については、その操作手順を想定し“人間のふるまいの信頼性解析手法D e B D A (6)”を用いて解析した。解析結果は、IREP-Browns Ferry報告書(5)に記載されている値と同等であるが、想定した操作手順の妥当性については明らかでない。このため、本解析の結果は必ずしも実際の系統の運転手順に適合しているわけではない。今後、運転手順に関する情報が得られれば我が国のプラントの実状に則した現実的な解析が可能となる。

しかしながら、本解析を通して、原子炉手動減圧操作のように、炉心溶融事故の発生頻度の観点から重要であると思われる幾つかの操作が識別された。「国内軽水炉モデルプラントP S A」では、主としてこれらの操作を解析の対象とするが、我が国のBWRの運転手順書に基づき実際の操作手順を“人間のふるまいの信頼性解析手法D e B D A”を用いてモデル化し、操作エラーによるシステムアンアベイラビリティへの寄与度を定量的に評価する予定である。

(3) 保安規定（プラント運用要項に関する情報等を含む）

本解析では、計画外の保守・点検によるシステムアンアベイラビリティへの影響は考慮していない。しかし、仮に、WASH-1400(10)Appendix IIIに示されているデータを用いてポンプと電動弁の保守によるアンアベイラビリティを考慮すると、HPCSシステムにおいては約10%、LPCSシステムにおいては約60%、システムアンアベイラビリティが本解析の結果より大きくなる。従って、本解析の結果得られた各種安全システムのシステムアンアベイラビリティは過小に評価されていると言えよう。

「国内軽水炉モデルプラントPSA」においてより現実的な評価を行なうには、保安規定、特に、各システムの運転制限に関する情報に基づく解析を行ない、計画外保守・点検によるシステムアンアベイラビリティへの寄与を定量的に評価することが不可欠となる。

(4) サーベイランス手順書及びオーバーライド機能に関する情報

定期試験(サーベイランス)によるシステムの機能喪失については、以下の理由により、サーベイランスによるシステムの機能喪失確率への影響を無視した。

- ・安全システムは定期試験時に起動信号が入れば自動的に起動モードに移行するよう設計されている(これを“オーバーライド機能”という)。
- ・“オーバーライド機能”の喪失確率がどの程度の大きさになるかは不明だが、仮にこの機能が働かなくても運転員操作によるシステムの供用復帰が可能であり、この両方が失敗する可能性はかなり小さいと判断できる。

この取り扱いの妥当性を確認するためには、“オーバーライド機能”の喪失確率がどの程度の大きさになるか、あるいは、安全系以外のシステムについては供用復帰させる際の操作エラーによるシステムの機能喪失確率への影響を定量的に把握する必要がある。その結果を基に、「国内軽水炉モデルプラントPSA」においてサーベイランスによるシステムの機能喪失をどのように扱うべきかの方針が定まると考えられる。

(5) 国内の運転経験に基づく起因事象の発生頻度及び機器故障率等の定量データ

本解析では、起因事象(外部電源喪失事象)の発生頻度及び各種機器の故障率データ等の定量データは、米国のPSA報告書等(3)(5)より引用した。しかし、我が国及び米国の原子力発電プラントでは、定期点検・保守等プラントの運用・管理の方法がかなり異なると考えられるため、できるだけ我が国の現状に適したデータを用いることが要求される。これらのデータを用いることによって、我が国の運転経験を反映した現実的な解析結果が得られる。

この種のデータについては、電力中央研究所をはじめ各関係機関における整備状況を踏まえて、今後の解析に取り入れていく方針である。

(6) その他の情報

レベル1 PSAを行なうにあたっては、各安全システムについてサクセスクライテリアを定める必要があるが、設置許可申請書等の公開情報からサクセスクライテリアを設定することは困難である。そこで、本解析では、米国のPSA報告書(4)(5)を参考に各システムのサクセスクライテリアを決めている。そのため、本解析で設定したサクセスクライテリアが妥

当であるかどうかは明確でない。現実的なサクセスクライテリアを設定するには、L O C A解析等の熱水力的な解析を行なうことも必要となろう。従って、「国内軽水炉モデルプラントP S A」においては、熱水力的な解析に必要な情報を入手することが望まれる。

以上の情報及びデータが得ることによって、我が国のB W Rの現状に適合した解析を行なうことができ、「国内軽水炉モデルプラントP S A」において、より詳細かつ現実的なレベル1 P S Aの評価結果が得られると考えられる。

9. ま と め

本報では、BWR (TYPE-5, MARK-II) の外部電源喪失を起因事象とするイベントツリー解析について、解析方法と結果を報告した。本解析は、設置許可申請書等の公開情報に基づくものであり、情報の制約上、解析結果において完全性に問題がある。特に、保守・点検手順や運転手順に関しては、公開情報にほとんど記載されておらず、十分な解析を実施することができなかった。しかしながら、本解析の位置付けが「国内軽水炉モデルプラント P S A」の予備的解析であること、また、解析の目的が、外部電源喪失起因の炉心溶融事故シーケンスを同定すること及び発生頻度の観点から事故シーケンスの重要度を評価すること、並びに「国内軽水炉モデルプラント P S A」を効率的に行うための知見・情報を得ること、であるという点においては、当初の目標は達成できたと考える。

特に、本解析で用いた3種類のイベントツリー（機能イベントツリー、システムイベントツリー、フロントライン系イベントツリー）の各々の特徴を活かすことによって、

- ①炉心溶融に至る事故シーケンスを同定する、
- ②発生頻度の大きい事故シーケンスに対してそれを支配する系統故障を分析する、
- ③発生頻度低減のために有効となる代替手段を検討する、
- ④炉心溶融事故の進展解析やソースターム評価を行う際、事故シーケンスの定義等の前提条件を明示する、

ことが比較的容易となり、今後レベル2 P S Aを行うにあたって有効な方法といえよう。また、本解析を通して、「国内軽水炉モデルプラント P S A」を実施する際に必要となる情報資料が明らかになった。中でも、各系統の詳細な図面情報、運転手順及び保安規定に関する情報は、我が国の軽水炉プラントの実状に適合した解析・評価を行なう上で不可欠である。

前述のように、本解析は、保守・点検や機能回復に関する評価が不十分であり完全性に欠けるので、解析結果もそのような境界条件を考慮して解釈する必要がある。以下に、本解析を通して得られた主要な結果及びそれに対する考察を記す。

- (1) 外部電源喪失を起因事象とする炉心溶融事故の発生頻度は、 $5 \times 10^{-4} / R \cdot Y$ 程度である。この値は、外部電源喪失事象の発生頻度として米国の一般的なデータである $0.13 / R \cdot Y$ という比較的大きな値を用いたこと、及び、外部電源の復旧等機能回復を考慮していないことに基づく結果である。我が国の原子力発電所においてこれまでに外部電源喪失事象を経験していないという実績を考慮すると、我が国における外部電源喪失事象の発生頻度は、1桁ないし2桁程度小さくなる。
- (2) 外部電源喪失に始まり炉心溶融に至る事故シーケンスの中で、発生頻度の観点から重要度の高いものは、①崩壊熱除去機能喪失と、②非常用電源喪失である。外部電源喪失起因の炉心溶融事故の発生頻度の90%以上がこの2つの事故シーケンスによるものである。ただし、非常用電源（ディーゼル発電機）の信頼性については我が国の経験では米国より1桁以上良いと言われており、この実績を解析に反映させることによって、外部電源喪失に起因する炉心溶融事故の発生頻度に対する非常用電源喪失の寄

与は小さくなる。また、上記①及び②の事故シーケンスは、「外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV開閉による圧力制御が相次いで成功し、さらに高圧の冷却材注入系が作動して原子炉水位を維持するが、崩壊熱除去機能が不能となって炉心溶融に至る」というものであり、炉心溶融が始まるまでかなりの時間的余裕がある。従って、外部電源をはじめ各種系統・機器の復旧により崩壊熱除去機能の回復が期待できる。米国の最近のPSA報告書においても、このような機能回復や代替手段を考慮して炉心溶融事故の発生頻度を評価している。これら報告書に記載される機能回復失敗確率を用いても、外部電源喪失起因の炉心溶融事故シーケンスの発生頻度は、本解析の結果より少なくとも1桁ないし2桁程度小さくなる。

なお、起因事象の発生頻度をはじめ定量化に必要なデータについては、国内の実績データがPSAに利用できるような形態に整備されていないため、本解析では、全て米国のデータを用いた。今後、我が国の原子力発電所のPSAを行うに先立ち、電力中央研究所をはじめ各関係機関により国内の運転経験データの評価及びPSA用データの整備・公開が進められることを期待する。

謝 辞

本解析を行うにあたり、フォールトツリー作成に関しては、千代田化工建設（株）土岐明史氏及び小坂伸一氏より多大なる御尽力を頂いた。また、本報告書作成にあたっては原研リスク評価解析研究室の阿部清治副主任研究員から御指導を頂いた。これら各氏に心から謝意を表したい。

与は小さくなる。また、上記①及び②の事故シーケンスは、「外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV開閉による圧力制御が相次いで成功し、さらに高圧の冷却材注入系が作動して原子炉水位を維持するが、崩壊熱除去機能が不能となって炉心溶融に至る」というものであり、炉心溶融が始まるまでかなりの時間的余裕がある。従って、外部電源をはじめ各種系統・機器の復旧により崩壊熱除去機能の回復が期待できる。米国の最近のPSA報告書においても、このような機能回復や代替手段を考慮して炉心溶融事故の発生頻度を評価している。これら報告書に記載される機能回復失敗確率を用いても、外部電源喪失起因の炉心溶融事故シーケンスの発生頻度は、本解析の結果より少なくとも1桁ないし2桁程度小さくなる。

なお、起因事象の発生頻度をはじめ定量化に必要なデータについては、国内の実績データがPSAに利用できるような形態に整備されていないため、本解析では、全て米国のデータを用いた。今後、我が国の原子力発電所のPSAを行うに先立ち、電力中央研究所をはじめ各関係機関により国内の運転経験データの評価及びPSA用データの整備・公開が進められることを期待する。

謝 辞

本解析を行うにあたり、フォールトツリー作成に関しては、千代田化工建設（株）土岐明史氏及び小坂伸一氏より多大なる御尽力を頂いた。また、本報告書作成にあたっては原研リスク評価解析研究室の阿部清治副主任研究員から御指導を頂いた。これら各氏に心から謝意を表したい。

参 考 文 献

- (1) USNRC : "PRA Procedure Guide", NUREG/CR-2300, September 1981.
- (2) 原見太幹 : "軽水炉モデルプラント P S A の実施状況", 確率論的安全評価 (P S A) に関する国内シンポジウム論文集, PP.3-11, 1987年12月
- (3) EPRI : "ATWS : A Reappraisal, Part 3 ; Frequency of Anticipated Transients", EPRI NP-2230, Interim Report, January 1982.
- (4) Philadelphia Electric Co. : "Probabilistic Risk Assessment : Limerick Generating Station", June 1982.
- (5) S.E.Mays, et al. : "Interim Reliability Evaluation Program : Analysis of the Browns Ferry, Unit 1, Nuclear Plant", NUREG/CR-2802, EG&G 2199, July 1982.
- (6) 行待武生他 : "人間-機械系の定量的信頼性解析のための一技法", 人間工学, Vol.18 No.2, PP.83-95, 1982年2月
- (7) (財)原子力安全研究協会 : "軽水炉発電所のあらまし", 1984年10月
- (8) 東京電力(株) : 福島第2原子力発電所1号炉設置許可申請書, 1982年5月
- (9) 東京電力(株) : 福島第2原子力発電所3号炉設置許可申請書, 1984年7月
- (10) USNRC : "Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plant", WASH-1400, October 1975.
- (11) C.L.Atwood, et al. : "Common Cause Fault Rates for Diesel Generators ; Estimates Based on Licensee Event Reports at U.S. Commercial Nuclear Power Plants 1976-1978", NUREG/CR-2099, EGG-EA-5359, June 1982.
- (12) C.L.Atwood, et al. : "Common Cause Fault Rates for Pumps", NUREG/CR-2098, EGG-EA-5189, February 1983.
- (13) J.A.Steverson, et al. : "Common Cause Fault Rates for Valves", NUREG/CR-2770, EGG-EA-5485, February 1983.
- (14) A.D.Swain, et al. : "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", NUREG/CR-1278, August 1983.
- (15) A.D.Swain : "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure", NUREG/CR-4772, SAND86-1996, February 1987.
- (16) G.B.Varnado, et al. : "Modular Fault Tree Analysis Procedures Guide", NUREG/CR-3268, SAND83-0963, August 1983.
- (17) (財)原子力安全研究協会 : "共通要因故障に関する調査", 1985年3月
- (18) M.T.Drouin, et al. : "Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events : Methodology Guidelines", NUREG/CR-4550, SAND86-2084, September 1987.
- (19) USNRC : "PRA Procedure Guide", NUREG/CR-2300, September 1981

付録 使用 データ

本解析で使用した定量データ、即ち、機器故障率データ、系統の試験頻度と使命時間、共通要因故障解析の β ファクタ値、手動減圧操作に対する人的過誤率をそれぞれTable A-1～A-4に示す。機器故障率データと系統の使命時間は、IREP-Browns FerryのPSA報告書（NUREG/CR-2802）、試験頻度は「軽水炉発電所のあらまし」から引用した。また、 β ファクタ値及び人的過誤率はNRCの報告書の値を使用した（ β ファクタ値は、NUREG/CR-2098、2099、2770を、人的過誤率は、NUREG/CR-1278、4772を参照した）。

Table A 1 機器故障データ (その1)

機 器	故障モード	故 障 率			出 典
		中央値	平均値	E. F.	
電動ポンプ	起動失敗	1.0E-3/d	1.2E-3/d	3	IREP-B. F. IREP-B. F. WASH-1400 IREP-B. F.
	継続運転失敗	3.0E-5/h	8.0E-5/h	10	
	破損/リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
	L C C故障	2.9E-3/d	3.6E-3/d	3	
タービン動ポンプ	起動失敗	3.0E-3/d	3.7E-3/d	3	IREP-B. F. IREP-B. F. WASH-1400
	継続運転失敗	3.0E-5/h	3.7E-5/h	3	
	破損/リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
非常ディーゼル 発電機	起動失敗	3.0E-2/d	3.7E-2/d	3	IREP-B. F. IREP-B. F.
	継続運転失敗	3.0E-4/h	8.0E-4/h	10	
電動弁	作動失敗	1.0E-3/d	1.2E-3/d	3	IREP-B. F. IREP-B. F. IREP-B. F. WASH-1400 IREP-B. F.
	誤閉/開維持失敗	1.0E-4/d	1.2E-4/d	3	
	閉塞	3.0E-7/h	3.7E-7/h	3	
	破損/リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
	L C C故障	3.2E-3/d	4.0E-3/d	3	
空気/流体作動弁	作動失敗	3.0E-4/d	3.7E-4/d	3	IREP-B. F. IREP-B. F. IREP-B. F. IREP-B. F.
	誤閉/開維持失敗	1.0E-4/d	1.2E-4/d	3	
	閉塞	3.0E-7/h	3.7E-7/h	3	
	破損/リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
逆止弁	開失敗	1.0E-4/d	1.2E-4/d	3	IREP-B. F. WASH-1400 IREP-B. F. IREP-B. F.
	外部リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
	内部リーク	3.0E-7/h	3.7E-7/h	3	
	破損/リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
電磁弁	作動失敗	1.0E-3/d	1.2E-3/d	3	IREP-B. F. IREP-B. F. WASH-1400 電動弁の値 IREP-B. F.
	誤閉/開維持失敗	1.0E-4/d	1.2E-4/d	3	
	外部リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
	閉塞	3.0E-7/h	3.7E-7/h	3	
	破損/リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
手動弁	作動失敗	1.0E-4/d	1.2E-4/d	3	IREP-B. F. WASH-1400 IREP-B. F. IREP-B. F.
	外部リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
	閉塞	1.0E-4/d	1.2E-4/d	3	
	破損/リーク	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	
安全弁	開失敗	1.0E-2/d	1.2E-2/d	3	IREP-B. F. IREP-B. F. IREP-B. F.
	閉失敗	3.0E-3/d	3.7E-3/d	3	
	誤開	3.0E-6/h	3.7E-6/h	3	
配管 (3>inch)	破損/リーク	1.0E-10/h	8.6E-10/h	30	IREP-B. F. IREP-B. F.
	閉塞	1.0E-10/h	8.6E-10/h	30	
配管 (3<inch)	破損/リーク	1.0E-9/h	8.6E-9/h	30	IREP-B. F. IREP-B. F.
	閉塞	1.0E-9/h	8.6E-9/h	30	
熱交換器	破損/リーク	1.0E-6/d	3.0E-6/d	10	NUREG/CR-2815 IREP-B. F.
	閉塞	1.0E-6/d	2.7E-6/d	10	

Table A 1 機器故障データ (その2)

機 器	故障モード	故 障 率			出 典
		中央値	平均値	E. F.	
フィルタ/ ストレーナ	閉塞	1.0E-6/d	2.7E-6/d	10	IREP-B. F.
リレー	励磁失敗	1.0E-4/d	1.2E-4/d	3	IREP-B. F.
	コイル断線	1.0E-7/h	2.7E-7/h	10	IREP-B. F.
	コイル短絡	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	IREP-B. F.
	閉時の接点不良	3.0E-7/h	3.7E-7/h	3	IREP-B. F.
	開による接点不良	1.0E-7/h	1.2E-7/h	3	IREP-B. F.
	短絡	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	IREP-B. F.
遅延リレー	誤通電	1.0E-4/d	2.7E-4/d	10	IREP-B. F.
	作動失敗	5.0E-6/h	5.0E-6/h	3	NUREG/CR-2815
遮断機	作動失敗	1.0E-3/d	1.2E-3/d	3	IREP-B. F.
	誤作動	1.0E-6/h	1.2E-6/h	3	IREP-B. F.
充電器	作動失敗	1.0E-6/h	1.0E-6/h	3	NUREG/CR-2815
蓄電池	出力供給失敗	3.0E-6/h	3.7E-6/h	3	IREP-B. F.
母線	機能喪失	1.0E-8/h	1.0E-8/h	3	NUREG/CR-2815
変圧器	断線	1.0E-6/h	1.2E-6/h	3	IREP-B. F.
	短絡	1.0E-6/h	1.2E-6/h	3	IREP-B. F.
回路	断線	3.0E-6/h	3.7E-6/h	3	IREP-B. F.
	接地	3.0E-7/h	8.0E-7/h	10	IREP-B. F.
	短絡	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	IREP-B. F.
フューズ	断失敗	1.0E-5/d	1.2E-5/d	3	IREP-B. F.
	早すぎる断線	1.0E-6/h	1.2E-6/h	3	IREP-B. F.
リミットスイッチ	作動失敗 誤動作	3.0E-4/d	3.7E-4/d	3	IREP-B. F.
逃し弁	開失敗	1.0E-2/d	1.2E-2/d	3	安全弁の値
	閉失敗	3.0E-3/d	3.7E-3/d	3	安全弁の値
	誤開	3.0E-6/h	3.7E-6/h	3	安全弁の値
逃し安全弁	開失敗	1.0E-2/d	1.2E-2/d	3	安全弁の値
	閉失敗	3.0E-3/d	3.7E-3/d	3	安全弁の値
接点	誤閉	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	WASH-1400
	誤開	3.0E-8/h	8.0E-8/h	10	IREP-B. F.
	閉失敗	1.0E-7/h	2.7E-7/h	10	IREP-B. F.
	開失敗	1.0E-7/h	2.7E-7/h	10	IREP-B. F.
	短絡	1.0E-8/h	2.7E-8/h	10	IREP-B. F.

Table A 2 系統の試験頻度及び使命時間

系統名	使命時間	試験頻度			
		機能試験	弁、配管の漏洩試験		
RCIC	8時間	ポンプ 電動弁 試験可能逆止弁	月1回 月1回 月1回	テストライン上の弁、配管 テストライン以外の弁、配管	月1回 年1回
HPCS	8時間	ポンプ 電動弁	月1回 月1回	テストライン上の弁、配管 テストライン以外の弁、配管	月1回 年1回
LPCS	8時間	ポンプ 電動弁	月1回 月1回	テストライン上の弁、配管 テストライン以外の弁、配管	月1回 年1回
RHR LPCI SPC, CS SDC	8時間 24時間 24時間	ポンプ 電動弁	月1回 月1回	テストライン上の弁、配管 テストライン以外の弁、配管	月1回 年1回
EECW 区分Ⅰ 区分Ⅱ 区分Ⅲ	24時間 24時間 8時間	ポンプ 電動弁	月1回 月1回	弁、配管 熱交換器	年1回 月1回
RHR SW 区分Ⅰ 区分Ⅱ	24時間 24時間	ポンプ 電動弁	月1回 月1回	弁、配管 熱交換器	年1回 月1回
SW 区分Ⅰ 区分Ⅱ 区分Ⅲ	24時間 24時間 8時間	ポンプ 電動弁	月1回 月1回	弁、配管 熱交換器	年1回 月1回
DG 区分Ⅰ 区分Ⅱ 区分Ⅲ	24時間 24時間 8時間	起動試験	月1回		

Table A 3 共通要因故障解析に用いた β 値

機器 (系統)	台 (個) 数	β 値	出典	備考
非常用ディーゼル発電機	2	0.015	NUREG/CR-2099	デマンドが存在する場合
S L C S ポンプ	2	0.277	NUREG/CR-2098	待機中ポンプの起動失敗
電動弁 (全系統共通)	2	0.019	NUREG/CR-2770	動作失敗 動作失敗
	3	0.026	NUREG/CR-2770	
逆止弁 (全系統共通)	2	0.310	NUREG/CR-2770	開失敗 開失敗
	3	0.401	NUREG/CR-2770	
ポンプ (R H R、E E C W)	2	0.089	NUREG/CR-2098	交互使用ポンプの起動失敗 交互使用ポンプの起動失敗 交互使用ポンプの運転中故障 交互使用ポンプの運転中故障
	3	0.097	NUREG/CR-2098	
	2	0.044	NUREG/CR-2098	
	3	0.044	NUREG/CR-2098	
爆破弁	2	0.019	NUREG/CR-2770	電動弁の値を使用

Table A 4 人的過誤率

人的過誤の種別	過誤率	出典 (NUREG/CR-1278)
アナンシエータ確認 系統の動作状況確認	0.0001	Table 11-13, Item(1)
他者による確認チェック	0.01	Table 19-1, Item(4)
状況判断・把握、意思決定	0.0001	Table 12-4, Item(4), Lower Bound
計器チェック	0.003	Table 11-4, Item(4)
他者による計器チェック	0.15	チェックする人の従属レベル” MD” Table 10-3, Footnote
口頭指示確認	0.0003	Table 15-1, Item(1), Lower Bound
手動操作	0.001	Table 13-3, Item(9)
リカバリ操作	0.05	Table 19-1, Item(3)
ストレスレベル 当直長	X 5	Table 18-1, Item(4)
運転員	X 2	Table 18-1, Item(2)