

JAERI-M  
8 7 3 6

多目的高温ガス実験炉設計における  
安全評価用事故の確率論的選定に  
関する検討

1980年3月

鈴木 勝男

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

多目的高温ガス実験炉設計における安全評価用事故の  
確率論的選定に関する検討

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部  
鈴木勝男

( 1980年1月31日受理 )

本報告書は、多目的高温ガス実験炉の設計における確率論的手法に基づく安全評価用事故選定に関する検討結果を述べるものである。

9個の初期事象に基づき、その事故シーケンスをイベント・ツリを用いて分析し、各ブランチの発生確率とその事故シーケンスに従った放射能放出量を解析し、それをリスク・プロット線図に図示した。相対的リスクの大きいものを安全評価用事故として選定した。

その結果、原子炉格納容器内への放射能放出に関わる事故として、1次冷却系大破断事故、1次冷却系小規模漏洩事故、地震およびスタンド・パイプ破断事故から生ずる事故シーケンスが、一方、格納容器外への放射能放出を伴なう事故として、2次系配管大破断事故から展開する事故シーケンスがそれぞれ安全評価用事故として確率論的に選定された。

その他、これらの検討の過程で明らかとなった課題を初期事象選定、系統・機器設計、E T、F T解析、放射能解析、確率解析等に分けてまとめてある。

Selection of Safety Evaluation Accidents by the Probabilistic  
Method for VHTR Design

Katsuo SUZUKI

Division of Power Reactor Projects , JAERI.

( Received January 31 , 1980 )

This report describes the results of safety-evaluation accidents selection by the probabilistic safety analysis method.

The accident sequences following on nine initial events were analyzed by means of the event tree method. The occurrence probability( P ) and the amount of released fission product( C ) were calculated for each branch of the event trees , and the results were plotted in risk-plot figures. From the figures were derived the accident sequences with relatively large risk ( P C ) which would be selected as candidate VHTR safety evaluation accidents.

The VHTR safety evaluation accidents selected are in two categories. In one, which includes the accidents releasing radioactivity within the reactor containment , are primary pipe large-size rupture ( Large LOCA ) primary pipe leak ( small-size LOCA ) , reactor vessel stand-pipe rupture and earthquake. In the other, which includes the accidents releasing radioactivity directly to the environment, are such as secondary pipe large-size rupture.

Keywords; VHTR Reactor, High-Temperature Gas-Cooled Reactor, Probabilistic Safety Analysis,Event Tree Method, Fault Tree Method,Safety Evaluation, Accident Sequences, Radioactivity Release.

## 目 次

1. 概 要.....	1
2. 初期事象の選定 .....	2
3. 事故シーケンス解析 .....	3
3.1 基本の方針 .....	3
3.2 1次系配管大破断事故のイベント・ツリ.....	8
3.3 1次冷却系小規模漏洩事故のイベント・ツリ .....	16
3.4 スタンドパイプ破損事故(制御棒逸出事故)のイベント・ツリ .....	22
3.5 2次系配管大破断事故のイベント・ツリ .....	25
3.6 2次冷却系小規模漏洩事故のイベント・ツリ .....	30
3.7 純化系破損事故のイベント・ツリ.....	34
3.8 外部電源喪失事故のイベント・ツリ .....	38
3.9 S <sub>2</sub> 地震(設計用最強地震)に伴う事故のイベント・ツリ .....	44
3.10 気体廃棄物系破損事故のイベント・ツリ.....	48
4. システム故障確率の解析 .....	49
4.1 基本的考え方 .....	49
4.2 保護系および原子炉停止系 .....	50
4.3 電気設備 .....	58
4.4 原子炉UCL系 .....	73
4.5 補助冷却系 .....	77
4.6 後備冷却系 .....	80
4.7 格納容器隔離系 .....	85
4.8 FP除去系 .....	89
4.9 1次冷却材ダンプ系.....	93
4.10 純化系隔離系 .....	98
4.11 2次系隔離系 .....	101
5. 事故時FP放出量の評価 .....	104
5.1 基本的考え方 .....	104
5.2 1次系配管大破断事故 .....	105
5.3 1次冷却系小規模漏洩事故 .....	113
5.4 スタンドパイプ破断事故(制御棒逸出事故) .....	119
5.5 2次系配管大破断事故 .....	119
5.6 2次冷却系小規模漏洩事故 .....	123
5.7 純化系破損事故 .....	124
5.8 外部電源喪失事故 .....	126

5.9 S <sub>2</sub> 地震(設計用最強地震)発生に伴なう事故	126
5.10 気体廃棄物処理系破損事故	127
6. 安全評価用事故選定に関する検討	129
6.1 基本的考え方	129
6.2 事故発生確率と放出放射能	129
6.3 安全評価用事故選定(結論)	144
7. 今後の検討課題	145
7.1 初期事象選定に関する課題	145
7.2 系統・機器の設計に関する課題	146
7.3 イベント・ツリ解析に関する検討課題	147
7.4 フォールト・ツリ解析に関する検討問題	148
7.5 放射能解析に関する課題	148
7.6 確率解析に関する課題	149
7.7 安全評価用事故選定に関する課題	149
8. 結　　言	150
謝　　辞	150
参考文献	151

## C o n t e n t s

1. Introduction .....	1
2. Initial Event Selection .....	2
3. Analysis of Accident Sequences .....	3
3.1 Basic Methodology of Analysis.....	3
3.2 Event Tree of Primary Cooling Pipe Rupture (Large LOCA)....	8
3.3 Event Tree of Primary Cooling Pipe Rupture (Small LOCA)....	16
3.4 Event Tree of Stand-pipe Rupture .....	22
3.5 Event Tree of Secondary Cooling Pipe Rupture(Large LOCA)....	25
3.6 Event Tree of Secondary Cooling Pipe Rupture(Small LOCA)....	30
3.7 Event Tree of Purification System Accident .....	34
3.8 Event Tree of Loss of Off-site Power .....	38
3.9 Event Tree following S <sub>2</sub> -Earthquake .....	44
3.10 Event Tree of Radioactive Waste Management System Accident .....	48
4. Analysis of System Failure Probabilities.....	49
4.1 Basic Methodology of Analysis.....	49
4.2 Reactor Protection System and Reactor Shut Down System .....	50
4.3 Electric Facility .....	58
4.4 Reactor Utility Cooling Line .....	73
4.5 Auxiliary Cooling System .....	77
4.6 Reserve Cooling System .....	80
4.7 Reactor Containment Isolation System .....	85
4.8 Fission Product Removal System .....	89
4.9 Primary Coolant Dump System .....	93
4.10 Isolation System of Purification Units.....	98
4.11 Isolation System of Secondary Cooling System.....	101
5. Analysis of Accidental Fission Product Release .....	104
5.1 Basic Methodology .....	104
5.2 Primary Cooling Pipe Rupture Accident (Large LOCA).....	105
5.3 Primary Cooling Pipe Rupture Accident (Small LOCA) .....	113
5.4 Stand-pipe Rupture Accident .....	119
5.5 Secondary Cooling Pipe Rupture Accident ( Large LOCA).....	119
5.6 Secondary Cooling Pipe Rupture Accident ( Small LOCA).....	123
5.7 Purification System Failure .....	124

5.8 Loss of Off-site Power .....	126
5.9 S <sub>2</sub> -Earthquake .....	126
5.10 Radioactive Waste Management System Failure .....	127
6. Considerations on Safety Evaluation Accidents .....	129
6.1 Basic Approach .....	129
6.2 Accident Occurrence Frequency and Released Radioactivity .....	129
6.3 Safety Evaluation Accidents .....	144
7. Future Work .....	145
7.1 Items for Initial Event Selection .....	145
7.2 Items for Hardware Design .....	146
7.3 Items for Event Tree Analysis .....	147
7.4 Items for Fault Tree Analysis .....	148
7.5 Items for Radioactivity Transport Analysis .....	148
7.6 Items for Probability Analysis .....	149
7.7 Selection Method of Safety Evaluation Accident .....	149
8. Summary .....	150
Acknowledgement .....	150
Reference .....	151

## 1. 概 要

本報告書は多目的高温ガス実験炉（VHTR）の設計評価の一環として行った確率論的安全評価に基づく安全評価用事故選定の概要を述べるものである。

我国の「原子炉立地審査指針」は原子炉施設に対して、技術的見地から起るかも知れないと考えられる想定事故のうち、公衆に最大の放射線障害を与えると推定されるものを重大事故と定義し、技術的見地からは起るとは考えられないが、重大事故の影響を更に超えるものを想定し、これを仮想事故と定め、これらの安全評価用事故に対して充分な安全対策を立てること、ならびに想定事故が仮に起ったとしても公衆に著しい放射線障害を結果しないように立地条件を定めることを要求している。

これらの想定事故は科学的あるいは工学的見地から合理的推論と判断とに依って検討し設定しなければならない。軽水炉では、安全評価用事故として「運転時の異常な過渡変化」、「事故」および立地評価用の「重大事故、仮想事故」がある一定の考え方従って設定されており、その方法はほど確立されていると思われる。

しかしながら、高温ガス炉あるいは高速増殖炉等のいわゆる新型炉と称される原子炉施設においては、安全評価用事故が既に確立され、一般的に認められた方法に基づいて設定されているとは必ずしも言えない。

本報告書の目的は確立論的安全性あるいは相対リスクの概念に基づいて多目的高温ガス実験炉の安全評価用事故（重大事故あるいは仮想事故）を合理的に設定することである。このような確率論的接近法は既に述べた我国の「原子炉立地審査指針」の条項表現の中にみることが出来る。また、確率論的接近による実験炉の広範な事故スペクトル（発生確率および影響の大きさ）の検討を通して、事故の抑制・緩和に関する工学的施設、その相互関連、設計上の問題点、解析評価手法、必要な研究・開発項目等を明らかとすることも目的のひとつである。

まず、第2章では立地評価用事故に拡大・発展する可能性があるという観点から9個の初期事象を選定する。第3章では各々の初期事象に関する保護シーケンスを定めて、簡略FMEA（Failure Mode and Effect Analysis）を行って事故シーケンス分析のためにイベント・ツリ（Event Tree）を展開・作成する。

第4章では、先のイベント・ツリを検討して、各々の初期事象の事故シーケンスに関連する10個の安全上重要な系統を同定し、それらの系統構成、運転手順および要求される性能・機能に基づいてフォールト・ツリ（Fault Tree）を作成する。更に、信頼性データおよび信頼性解析コードを用いて各系統の故障確率を解析する。

第5章では、イベント・ツリによって規定される事故シーケンス・シナリオに基づいた放射能放出解析を行う。しかし、この作業量は膨大であり、全てを厳密に実行することは時間的・経済的制約上不可能である。ここでは、保守的仮定あるいはこれまでの設計研究の中で得られた結果を利用して放射能解析を簡略化した。<sup>6)</sup>

以上の結果を用いて選定された多目的高温ガス実験炉の安全評価用事故（重大・仮想事故）

は第6章に述べられている。これらは今後の設計過程で安全評価用事故の候補者として更に検討され注目されていくであろう。最後の第7章では、一連の検討の結果あきらかとなった今後の検討課題が分野別に列挙まとめられている。

なお、これらの検討は原研が富士電機製造株式会社との契約にもとづいて進めたものである。

## 2. 初期事象の選定

確立論的安全評価では初期事象選定は極めて重要な位置を占める。確率論的評価が原子炉施設における全事故スペクトルの把握を目的とするものであるから、それは原理的に無限個の初期事象を考えなければならない。しかし、これは現実的な意味を持ち得ないから、一般にはいくつかの合理的な選定基準を設けて初期事象を選定する方法が一般にとられる。<sup>1), 2)</sup> この基準の設定は確率論的安全評価解析の目的に強く依存するものであり、現在のところ一般的なものは無いようである。AIPA-studyおよびRSSでも必ずしも明確ではない<sup>\*</sup>。例えば、AIPA-studyでは高温ガス炉の安全性研究開発項の整理・ランク付け、経済設計代替案の検討などの原子炉システム開発サイドの立場で、高確率事象、大量放射能放出事象を選定するような基準となっている。一方、RSSの研究では、軽水型原子力発電所のリスクを他産業あるいは自然現象から受けるそれを比較することによって原子力発電所の安全性を議論する立場から、主に破局的初期事故事象の選定基準となっている。

ここでは、1章の概要で述べたように、多目的高温ガス実験炉の安全評価用事故を合理的に選択するための基礎的データを得ることを目的として、次に示すような選定基準を設定した。

すなわち、

- (i) 相対的リスクの比較的大きいと判断される事象
- (ii) 多目的実験炉特有の事象
- (iii) 事故後シーケンスの複雑な事象
- (iv) 他炉での検討事象

の4項目である。

このうちで最も重視した項目は(i)の相対的リスク規模であるがその大小の判断は特に定量的評価を基盤としたものではなく、多目的実験炉事故解析の既存検討結果、あるいは他炉での検討事象を参考にしつつ選定を行う。

上記の選定基準に従って選んだ結果、次の9個の事象が初期事象として選ばれた。（多目的高温ガス実験炉の概要はJAERI-M 6845「多目的高温ガス実験炉第一次概念設計」を参照されたい。）

- (i) 1次系配管大破断事故
- (ii) 1次冷却系小規模漏洩事故
- (iii) スタンドバイブ破断事故

---

\* AIPA-study (HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Report:GA-A 13617(1975)), およびReactor Safety Study(WASH-1400)などでも必ずしも明確ではない。

は第6章に述べられている。これらは今後の設計過程で安全評価用事故の候補者として更に検討され注目されていくであろう。最後の第7章では、一連の検討の結果あきらかとなった今後の検討課題が分野別に列挙まとめられている。

なお、これらの検討は原研が富士電機製造株式会社との契約にもとづいて進めたものである。

## 2. 初期事象の選定

確立論的安全評価では初期事象選定は極めて重要な位置を占める。確率論的評価が原子炉施設における全事故スペクトルの把握を目的とするものであるから、それは原理的に無限個の初期事象を考えなければならない。しかし、これは現実的な意味を持ち得ないから、一般にはいくつかの合理的な選定基準を設けて初期事象を選定する方法が一般にとられる。<sup>1), 2)</sup> この基準の設定は確率論的安全評価解析の目的に強く依存するものであり、現在のところ一般的なものは無いようである。AIPA-studyおよびRSSでも必ずしも明確ではない<sup>\*</sup>。例えば、AIPA-studyでは高温ガス炉の安全性研究開発項の整理・ランク付け、経済設計代替案の検討などの原子炉システム開発サイドの立場で、高確率事象、大量放射能放出事象を選定するような基準となっている。一方、RSSの研究では、軽水型原子力発電所のリスクを他産業あるいは自然現象から受けるそれを比較することによって原子力発電所の安全性を議論する立場から、主に破局的初期事象の選定基準となっている。

ここでは、1章の概要で述べたように、多目的高温ガス実験炉の安全評価用事故を合理的に選択するための基礎的データを得ることを目的として、次に示すような選定基準を設定した。

すなわち、

- (i) 相対的リスクの比較的大きいと判断される事象
- (ii) 多目的実験炉特有の事象
- (iii) 事故後シーケンスの複雑な事象
- (iv) 他炉での検討事象

の4項目である。

このうちで最も重視した項目は(i)の相対的リスク規模であるがその大小の判断は特に定量的評価を基盤としたものではなく、多目的実験炉事故解析の既存検討結果、あるいは他炉での検討事象を参考にしつつ選定を行う。<sup>6)</sup>

上記の選定基準に従って選んだ結果、次の9個の事象が初期事象として選ばれた。（多目的高温ガス実験炉の概要はJAERI-M 6845「多目的高温ガス実験炉第一次概念設計」を参照されたい。）

- (i) 1次系配管大破断事故
- (ii) 1次冷却系小規模漏洩事故
- (iii) スタンドバイプ破断事故

---

\* AIPA-study (HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Report: GA-A 13617 (1975)), およびReactor Safety Study (WASH-1400)などでも必ずしも明確ではない。

- (IV) 2次系配管大破断事故
- (V) 2次冷却系小規模漏洩事故
- (VI) 純化系破損事故
- (VII) 外部電源喪失事故
- (VIII)  $S_2$  地震<sup>\*)</sup>
- (IX) 気体廃棄物処理系破損事故

### 3. 事故シーケンス解析

#### 3.1 基本の方針

2章で選定した9個の初期事象から展開する事故シーケンスを確定する方法としてイベント・ツリ(Event Tree)手法を採用する。イベント・ツリを作成することによってフォールト・ツリ(Fault Tree)の最終事象(Top Event)も明確となる。

以下に、イベント・ツリの作成手順と安全関連系統の取扱いを述べる。

##### (1) イベント・ツリの作成手順

###### a) 保護シーケンス図の作成

初期事象発生後の原子炉及びプラントの挙動を明確にするため、各初期事象発生に伴う、原子炉及びプラント保護シーケンス図を作成した。保護シーケンス図の作成に当っては、次の事に留意することとした。

(i) 保護シーケンスは第1次概念設計を基本とするが、第1次概念設計で明確にされていない内容については、適宜設定し、その内容についてはイベント・ツリ作成上の仮定・条件として明記した。

(ii) 項目の摘出もれがない様に、下記の安全機能毎に項目の摘出を行った。

燃料健全性の維持

冷却材圧力バウンダリの維持

格納容器バウンダリの維持

に対する略記号をTable 3.1.1に示す。

###### b) FMEA(Failure Mode and Effect Analysis)作成

FMEAは系統の安全機能、故障モード、故障の影響を明らかとする。また、時間遅れ等の機能喪失の程度を考慮して影響を検討する。

###### c) イベント・ツリの作成

(i) 上記保護シーケンス図及びFMEAにより、初期事象発生後の事故シーケンスを決定する事象(イベント・ツリのヘディング)を摘出する。

<sup>\*)</sup> 設計用限界地震である。地震学的見地に立脚し、設計用最強地震( $S_1$  地震)を上回る地震について、過去の地震の発生状況、敷地周辺の活断層の性質及び地震地体構造に基づき工学的見地からの検討を加え、最も大きいものを想定する。(発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針)

- (iv) 2次系配管大破断事故
- (v) 2次冷却系小規模漏洩事故
- (vi) 純化系破損事故
- (vii) 外部電源喪失事故
- (viii)  $S_2$  地震<sup>\*</sup>
- (ix) 気体廃棄物処理系破損事故

### 3. 事故シーケンス解析

#### 3.1 基本の方針

2章で選定した9個の初期事象から展開する事故シーケンスを確定する方法としてイベント・ツリ(Event Tree)手法を採用する。イベント・ツリを作成することによってフォールト・ツリ(Fault Tree)の最終事象(Top Event)も明確となる。

以下に、イベント・ツリの作成手順と安全関連系統の取扱いを述べる。

##### (1) イベント・ツリの作成手順

###### a) 保護シーケンス図の作成

初期事象発生後の原子炉及びプラントの挙動を明確にするため、各初期事象発生に伴う、原子炉及びプラント保護シーケンス図を作成した。保護シーケンス図の作成に当っては、次の事に留意することとした。

(i) 保護シーケンスは第1次概念設計を基本とするが、第1次概念設計で明確にされていない内容については、適宜設定し、その内容についてはイベント・ツリ作成上の仮定・条件として明記した。

(ii) 項目の摘出もれがない様に、下記の安全機能毎に項目の摘出を行った。

燃料健全性の維持

冷却材圧力バウンダリの維持

格納容器バウンダリの維持

に対する略記号をTable 3.1.1に示す。

###### b) FMEA(Failure Mode and Effect Analysis)作成

FMEAは系統の安全機能、故障モード、故障の影響を明らかとする。また、時間遅れ等の機能喪失の程度を考慮して影響を検討する。

###### c) イベント・ツリの作成

(i) 上記保護シーケンス図及びFMEAにより、初期事象発生後の事故シーケンスを決定する事象(イベント・ツリのヘディング)を摘出する。

<sup>\*</sup>) 設計用限界地震である。地震学的見地に立脚し、設計用最強地震( $S_1$ 地震)を上回る地震について、過去の地震の発生状況、敷地周辺の活断層の性質及び地震地体構造に基づき工学的見地からの検討を加え、最も大きいものを想定する。(発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針)

- (ii) 前記(i)で摘出した事象（ヘディング）を初期事象発生後の時間的な流れに従い並べて行くことを基本としてイベント・ツリを作成するが、特に機能に着目して並べた方が好ましい場合はこれに従う。この時、イベント・ツリの下流側に設定した事象が上流側の事象に影響を及ぼさない様留意する。
- (iii) イベント・ツリの上流側に設定した事象により下流側の事象が一意的に定まるもの、もしくは、下流側で分岐することが無意味なものは、分岐を省略しツリの簡略化を行う。

## (2) 系統の取扱いに関する基本的考え方

系統構成は第1次概念設計<sup>\*</sup>のものを対象とし、プラント保護シーケンスは「多目的高温ガス実験炉の安全保護機能」(JAERI-M 6893, 1977年1月)に原則として従うものとする。格納容器本体の破損、1次冷却系ランダウン、IHX伝熱管の破損（伝熱管1本相当の破損は存在する）および無停電電源系の短時間機能喪失が他の事象の従属事象として生ずる場合を除けばそれらの発生確率は非常に小さいと仮定してイベント・ツリ作成上では無視する。

### a) 原子炉トリップ

- (i) 原子炉トリップに失敗した場合は、VHTRの設計で検討されていないので、安全側の仮定として、圧力容器及び格納容器の破損に至ると考える。<sup>6)</sup>
- (ii) 原子炉トリップに成功し、補助冷却系もしくは後備冷却系による炉心の強制冷却が行われなかった場合については、上記(i)よりも影響がゆるやかであると考えられるので、原子炉圧力容器及びIHX伝熱管はFP障壁としての機能を喪失するが、格納容器本体は健全であるとする。この時、格納容器内雰囲気温度は格納容器内放射能低減系の最高使用温度(60°C)以上となるものと考え、格納容器内放射能低減系機能は期待できないものとする。

### b) 安全保護系

安全保護系については、第1次概念設計において詳細な設計が進んでいないので、他プラントの調査結果をふまえて、Fig. 3.1.1の様な構成を想定する。すなわち、検出器以外は、原子炉停止系及び工学的安全施設に対してそれぞれ独立の論理回路を構成する。上記で想定した安全保護系は、イベント・ツリ展開において次の様に取り扱う。

- (i) 安全保護系はイベント・ツリ上でヘディング（インベント）としては取りあげない。
- (ii) 検出器の故障は、原子炉トリップの事象のフォールト・ツリ展開上で考慮する。工学的安全施設のフォールト・ツリ展開上では原則として考慮しない。すなわち、対象とする事象に関する安全保護系の検出器は共用されているものとし、原子炉トリップに成功した場合、工学的安全施設の検出器は、その起動に係る範囲で健全であると考える。又、原子炉トリップに失敗した場合、ツリのそれ以降の展開を考えない。
- これらは、VHTRが軽水炉に比して、工学的安全施設の起動余裕時間が長く、手動起動が期待できることを考慮すれば妥当である。
- (iii) 原子炉停止系に対する論理回路及び工学的安全施設に対する論理回路の故障は、そ

---

\* JAERI-M 6845, 青地他, 多目的高温ガス実験炉第1次概念設計(1977)

それぞれのフォールト・ツリ展開もしくは確率解析上で考慮する。

c) 電気設備

- (i) 原子炉トリップとなる事故が発生した場合には、所外電源の有無に拘らず、ディーゼル発電機(D/G)は起動させると仮定する。(所外電源が確保されていれば、起動確認後、D/Gを停止させる)
- (ii) 非常用電源母線間の自動切換えは、許容されないけれども、ガス炉の特徴として非常用電源(動力用)の短時間の喪失は許容されると仮定する。D/Gが少なくとも1台起動すれば、手動切換えにより、すべての非常用負荷に給電可能と仮定する。  
(Safety Guide 6 参照)

d) UCL系

UCL系の作動に失敗の場合は、補助冷却系はその冷却水の喪失によりその機能を喪失するものとする。

e) 補助冷却系

原子炉圧力容器及び1次冷却系が収納されている各コンパートメントは、1次系配管大破断事故時のコンパートメント内圧上昇を緩和させるため、各々連結されている。1次冷却系配管破断事故後の補助冷却系起動は破断孔から空気の炉心内侵入を促進される結果をまねくので、この事故状態下での本系統起動はないものと想定する。

f) 後備冷却系

後備冷却系は、開ループ運転と閉ループ運転の2段階あるが、開ループ運転の主目的は、閉ループ運転を確実にすることであり、ホールドアップタンク内の冷却水による開ループ運転継続時間は、20分間期待できる。しかし、これは、事故時に後備冷却系に要求される冷却期間に比べて極めて短かいため、イベント・ツリのヘディングとしての後備冷却系による炉心冷却は、1つにまとめ、開ループ運転と閉ループ運転を、イベント・ツリ上は、区別しないこととする。

g) 格納容器隔離系

格納容器隔離弁は、電源等の喪失に対してはそのフェイルポジションが閉側にあるものとし、隔離機能は電源設備に対して独立であるとした。又、隔離弁を使用しているものは、無停電電源系の負荷となっているものとし、無停電電源系は、隔離に必要な時間程度の短い時間は喪失されることはないとした。

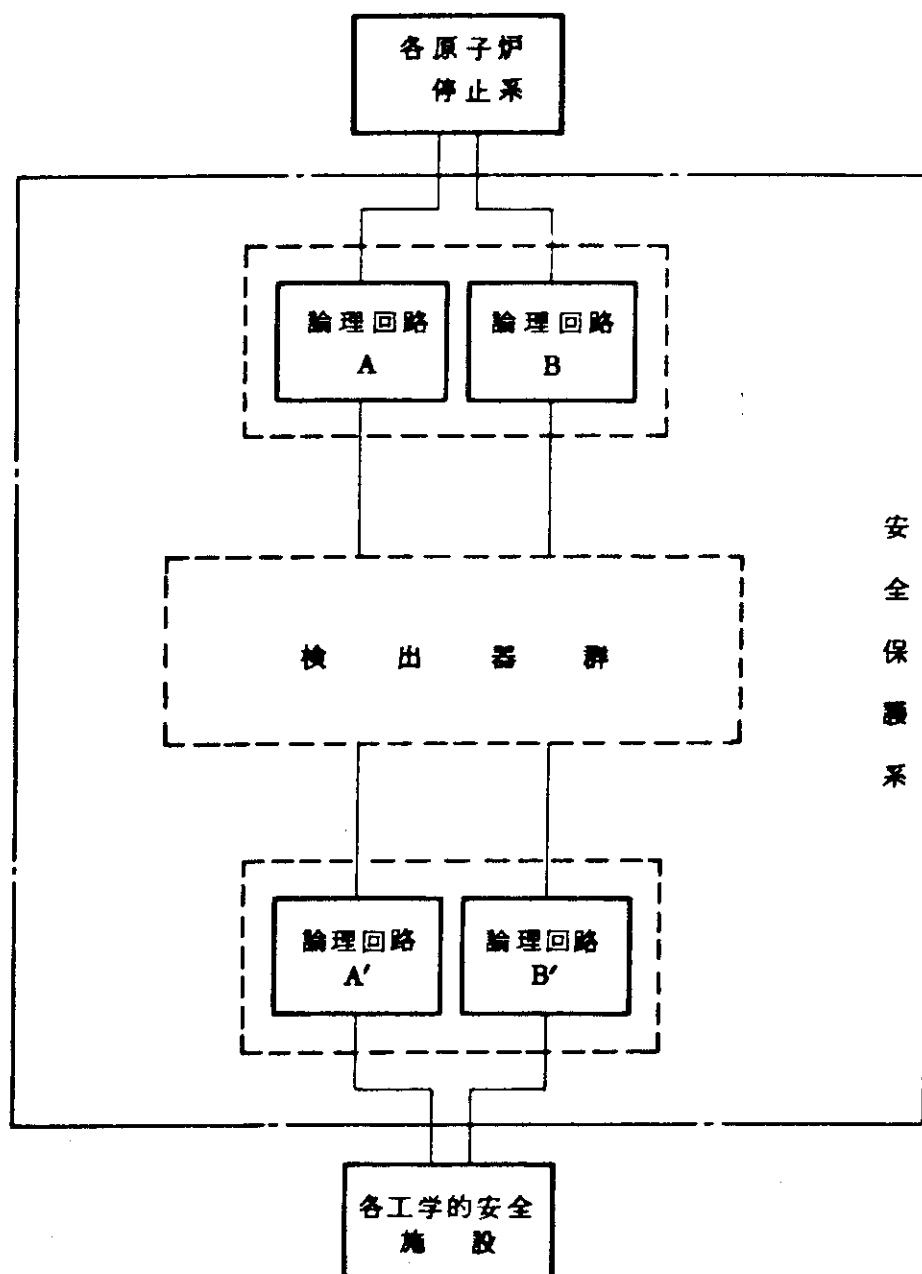


Fig. 3.1.1 想定する安全保護系ブロック図

Table 3.1.1 保護シーケンス図での検出信号略号表

略号	意味	備考
P P C L	1次冷却材圧力低	
F P C L	1次冷却材流量低	
D P C H	1次冷却材圧力低下率大	D P / D T
P C N H	格納容器内圧力高	
R C N H	格納容器内放射能レベル高	
P C M H	コンパートメント内圧力高	
R C M H	コンパートメント内放射能レベル高	
P E R S	ペリオド短	
A C C H	地震加速度大	
V B S L	母線電圧低	
P S C L	2次冷却材圧力低	
D P S H	2次冷却材圧力低下率大	
R S C H	2次冷却材中放射能濃度高	
P P P L	1次冷却材純化系圧力低	
S P P L	1次冷却材純化系隔離弁開度小	ストローク位置低

### 3.2 1次系配管大破断事故のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

1次系配管大破断事故とはコンパートメント内での1次冷却系2重管配管の完全破断をいう。この事故は1次冷却系圧力低、同圧力変化率高、コンパートメント内圧力高、同放射能高、格納容器内圧力高、同放射能高、あるいは1次冷却材流量低の信号によって検出される。

保護動作としては事故の検出とほぼ同時に原子炉トリップ、格納容器隔離が行われ、その後ディーゼル発電機の起動、後備冷却系起動、および放射能除去系の運転が行われる。

また、格納容器内に放出された放射能は、格納容器再循環浄化系でのトラップあるいは格納容器内プレートアウトによって減衰するが、その一部はアニュラス部内に漏洩しアニュラス浄化系を通して排気筒放出される。

#### (2) 初期事象の発生確率の推定

当事象の発生確率としては、内径3インチ以上の配管破断データ、(WASH-1400, Reactor Safety Study, App. III)  $10^{-10}/\text{hr}$  設定した。

$$\text{発生確率} = 10^{-10}/\text{hr} \times 8760 \text{ hr/y} \approx 9 \times 10^{-7}/\text{y}$$

#### (3) 保護シーケンスおよびFMEA

本事故に対する原子炉および保護シーケンスをFig. 3.2.1に、関連系統のFMEA結果をTable 3.2.1にそれぞれ示す。

#### (4) イベント・ツリ作成上の仮定とイベント・ツリ

本事故のイベント・ツリ作成にあたっての仮定および条件を理由・根拠を付してTable 3.2.2にまとめて示す。また、このような仮定のもとに作成された1次系配管大破断事故のイベント・ツリをFig. 3.2.2に示す。本事故に関連する安全保護系統は、電源系、原子炉停止系、UCL系・後備冷却系、格納容器隔離系、格納容器内FP除去系である。

Table 3.2.1 1次系配管大破断事故のFMEA結果(1/3)

事象	関連システム等	安全機能	故障モード	故障の影響	備考
Reactor trip (RT)	1) 原心形状	制御棒停止系, 後備停止系による炉停止の可能な形状の維持。		原子炉トリップ不能	
	2) 制御棒停止系	炉心形状が維持された状態での炉停止。	制御棒挿入不能	要検討	
	3) 後備停止系	炉心形状が維持された状態での炉停止。	ボロン球落下不能	要検討	
Electric Power supply (EPS)	1) 所外電源系	事故時に工学的安全施設等へ電力供給を行う。	電源喪失	給電不能	
	2) 所内非常用電源系(DG)	事故時に工学的安全施設等へ電力供給を行う。	起動失敗	給電不能	
	3) 給配電系	事故時に不用負荷の切り離しを行うと共に, 工学的安全施設等へ電力供給を行う。	連続運転失敗 母線電圧低	工安施設電源喪失	事象としては炉心冷却を要する期間の全電源喪失を想定する。
	4) 無停電源系	事故時に工学的安全施設等へ電力供給を行う。		工安施設電源喪失	
Compartment integrity (OM)	1) コンパートメント構造物	ミサイル防護, 遷蔽, 重要機器の支持	破損		
	2) コンパートメント過圧防護装置	コンパートメント内過圧防護	開失敗	コンパートメント過圧	

Table 3.2.1 ( 2/3 )

事象	関連システム等	安全機能	故障モード	故障の影響	備考
Core cooling with reserve cooling system ( RCS )	1) 後備冷却系	強制循環能力喪失事故時に炉心支 持構造物、および炉容器等の除熱 を行いその健全性を維持するとと ても燃料の重大な損傷を防止する。	起動余裕時間内の 起動失敗 作動要求期間内 の連続運転失敗	炉内構造物、圧力 容器、燃料の昇温 起動余裕時間 1 hr ( 設定値 )	起動余裕時間
Containment isolation ( CI )	1) 格納容器空調 給気系	隔壁弁を閉止することにより格納 容器の気密性を維持する。	隔壁不能 加	同 上	格納容器漏洩率増 加
	2) 格納容器空調 排気系	同 上	同 上	同 上	
	3) コンパートメント ントバージ系	同 上	同 上	同 上	コンパートメントの 気密性については、 前記コンパートメン トにて考慮する。
	4) 1次系接続配 管のうちで格 納容器外へ貫 通している系 統	同 上	同 上	同 上	

Table 3.2.1 ( 3/3 )

事象	関連システム等	安全機能	故障モード	故障の影響	備考
FP removal ( FPR )	1) 格納容器内再循環浄化系	事故時の格納容器内 FP の低減	起動余裕時間内の起動失敗 作動要求期間内の連続運転失敗 フィルタ効率低下	格納容器内 FP 低減機能喪失	
	2) アニュラス部排気系	事故時のアニュラス部 FP の低減 および高所放出	同 上	アニュラス部 FP 低減機能喪失, 地上放出	
Containment integrity ( CIT )	1) 鋼製格納容器	周辺環境への大量の FP 放出の防止	破損	漏洩率増加	健全性は確実に維持されると想定する。
	2) コンクリート格納容器	同 上	同 上	同 上	
Safety Component cooling with utility cooling loop	1) 原子炉 UCL 系	原子炉の安全停止に必要な原子炉補助施設の冷却	作動要求期間内の連続運転失敗	原子炉補助施設冷却機能喪失	

Table 3.2.2 1次系配管大破断事故イベント・ツリ作成上の仮定および条件 ( $\frac{1}{2}$ )

事象	仮定・条件	理由	備考
1. General	<p>1) 初期事象発生後の静的機器（安全上重要な系統）破損は、（イベントシーケンスに影響をおぼすものでも）考えない。</p> <p>2) 事故後シーケンス中、補助冷却系は起動させない。</p>	空気侵入を生ずる。	但し各系統の故障確率算出の際（FTA）には考慮するものとする。
2. Reactor trip	トリップ失敗後のシーケンスは追わない。 後続事象はすべて「無効」と考える。	原子炉トリップしない場合の炉心挙動が明確でない。	今後、検討が必要である。
3. Electric power	<p>1) A系とB系間の手動接続が、各電圧レベル毎に可能であるとする。</p> <p>2) 無停電電源系の事故後短時間における機能喪失は考えない。</p>	多目的実験炉の場合 RCS起動までに時間余裕があり、母線切り換えが可能である。 機能喪失の発生確率が小さい。	電源系はA, Bの2系統から成る。
4. Safety Component cooling with UCL	<p>1) RCS 2系統の冷却は、各々の系統に対してUCL 2系統のいづれでも行えると考える。</p> <p>2) UCL系の故障の場合にはFP除去系ははたらかないとする。</p>	同上（時間余裕） 格納容器漏れ気昇温	

Table 3.2.2 ( 2/2 )

事象	仮定・条件	理由	備考
5. Core cooling with RCS	電源喪失の場合、開ループ運転(20分間)は期待しない。	短時間であるため	
6. Containment isolation	電源喪失による隔離機能喪失はないものとする。	上記3 Electric powerの仮定。 条件による。	

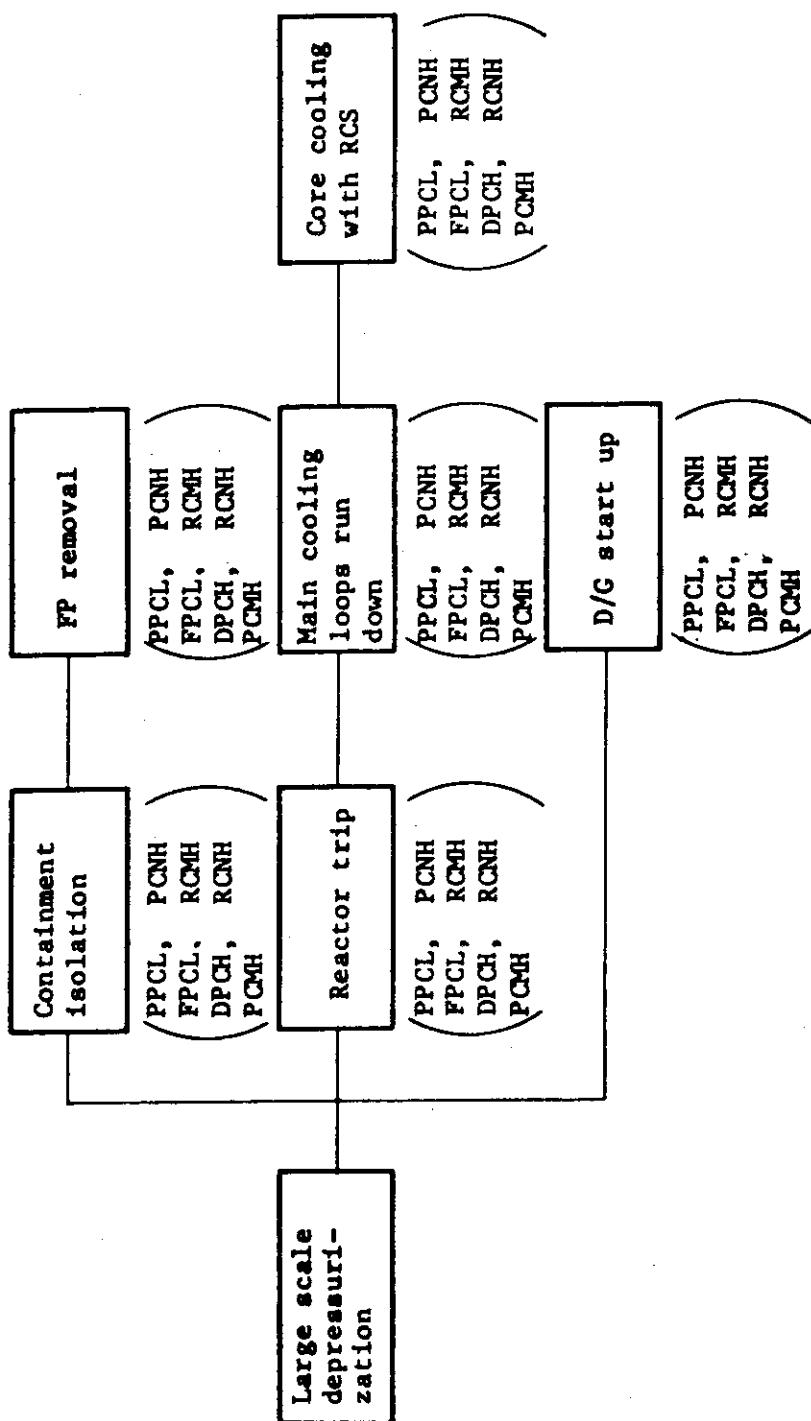


Fig. 3.2.1 1次系配管大破裂事故保護シーケンス図

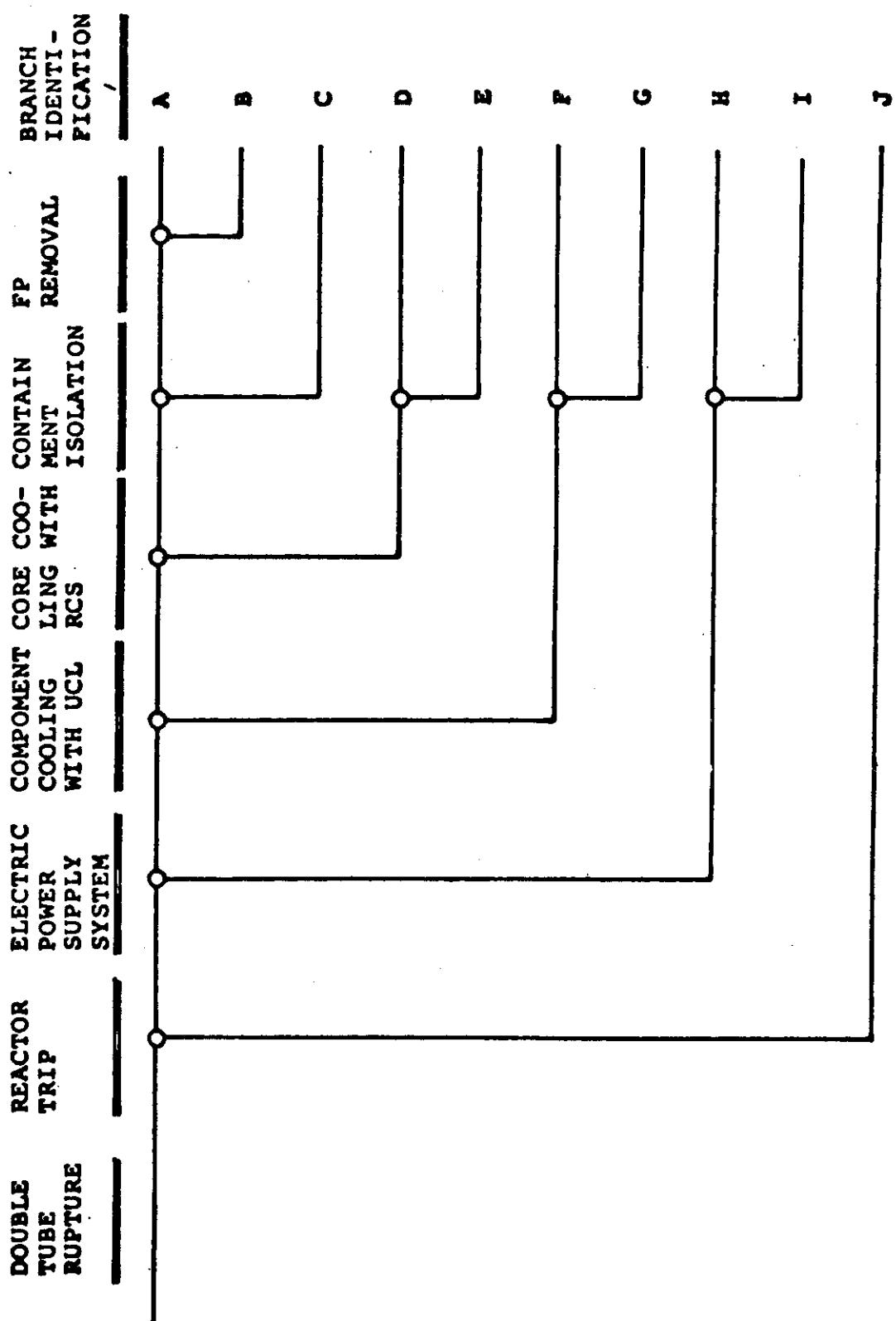


Fig. 3.2.2 1次系配管大破断事故のイベント・ツリ

### 3.3 1次冷却系小規模漏洩事故のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

1次冷却系小規模漏洩事故として、コンパートメント内の2重管外管へのクラック発生を考える。その規模は、1次系の定格圧力を維持するのは難しいが、ヘリウム供給系により1気圧程度の圧力維持はできる程度のものとする。この場合、補助冷却系(ACS)を起動させてもクラックから炉心への空気の侵入は問題とならないものと考えられる。

外管に生じたクラックから1次冷却材がコンパートメント、格納容器内に放出される。1次冷却材圧力低等の信号により1次冷却系小規模漏洩が検知され、原子炉はトリップし、非常用電源の確保、ACS、RCSによる冷却、格納容器隔離等の工学的安全施設が作動する。

#### (2) 初期事象の発生確率の推定

WASH-1400(Reactor Safety Study)の3インチ以下の配管破損のデータ

$$1 \times 10^{-9} / \text{hr}$$

を使用する。

#### (3) 保護シーケンスおよびFMEA

本事故に対する保護シーケンスをFig. 3.3.1 IC、FMEAの結果をTable 3.3.1 ICにそれぞれ示す。

#### (4) イベント・ツリ作成上の仮定とイベント・ツリ

本事故に対するイベント・ツリ作成上の仮定と作成されたイベント・ツリをそれぞれTable 3.3.2とFig. 3.3.2 IC示す。本事故に関連する安全系統は原子炉停止系、電源系、UCL系、後備冷却系(RCS)、補助冷却系(ACS)、格納容器隔離系、格納容器内FP除去系である。

Table 3.3.1 1次冷却系小規模漏洩事故のFMEA結果

事象	関連システム等	安全機能	故障モード	故障の影響	備考
Reactor trip (RT)	1次系配管大破断と同様	同 左	同 左	同 左	同 左
Electric power supply (EPS)	同 上	同 上	同 上	同 上	同 上
Component cooling with UCL	同 上	同 上	同 上	同 上	同 上
Core cooling with ACS	補助冷却系	主冷却系流量喪失事故時に原子炉系構造物温度が許容限界値以上にならないよう残留熱除去を行なう。	起動余裕時間内の起動失敗 作動要求期間内の連続運転失敗	炉内構造物、圧力容器、燃料の昇温 (1概設計書) 但し、確率評価では 10時間と考へる。 (事故解析結果より)	起動余裕時間5分
Core cooling with RCS	1次系配管大破断と同様	同 左	同 左	同 左	同 左
Containment isolation (CI)	同 上	同 上	同 上	同 上	同 上
FP removal (FPR)	同 上	同 上	同 上	同 上	同 上
Containment integrity (CIT)	同 上	同 上	同 上	同 上	同 上

Table 3.3.2 1次冷却系小規模漏洩事故イベント・ツリ作成上の仮定・条件 ( $\frac{1}{2}$ )

事象	仮定・条件	理由	備考
1. General	1) 1次系圧力低下はACSが作動しうる程度の減圧を考える。 2) IHXは事故時健全であるとする。 3) 各事象の成功、不成功には自動操作のみを考える。 4) 事故発生後の静的機器破損、(例えばACS細管の破損)はイベント・ツリーのヘッディングとしてはとり上げない。	静的機器破損の発生確率は小さい。但し、FTAにては弁、配管破損等を考慮する。	
2. Reactor trip	トリップ失敗後のシーケンスは追わない。 後続事象はすべて無効と考える。	原子炉トリップしない場合の炉心挙動が明確でない。	
3. Electric power	1) A系とB系間の手動接続が各電圧レベル毎に可能であるとする。(電源系は2系統からなる) 2) 無停電々源系の事故後短期間における機能喪失は考えない。	短時間の機能喪失の発生確率は小さい。 運転期間は起動後6ヶ月とする。	
4. Core cooling with ACS	ACSは作動可能とする。	炉心黒鉛酸化が起らない程度のグラックを初期事象に選定している。	

Table 3.3.2 ( 2/2 )

事象	仮定・条件	理由	備考
5. Core cooling with RCS	電源喪失の場合の開ループ運転は期待しない。	期間が短いため	
6. Containment isolation	電源喪失の場合でも隔離機能はそこなわれない。	上記 3. Electric power の仮定条件による。	
7. FP removal	UCL 系が作動しない場合、格納容器 FP 除去系 ( FPR ) は起動不能とする。	ACS , RCS が起動しないため、格納容器内温度が上昇し FPR フィルタの効率が減少する	

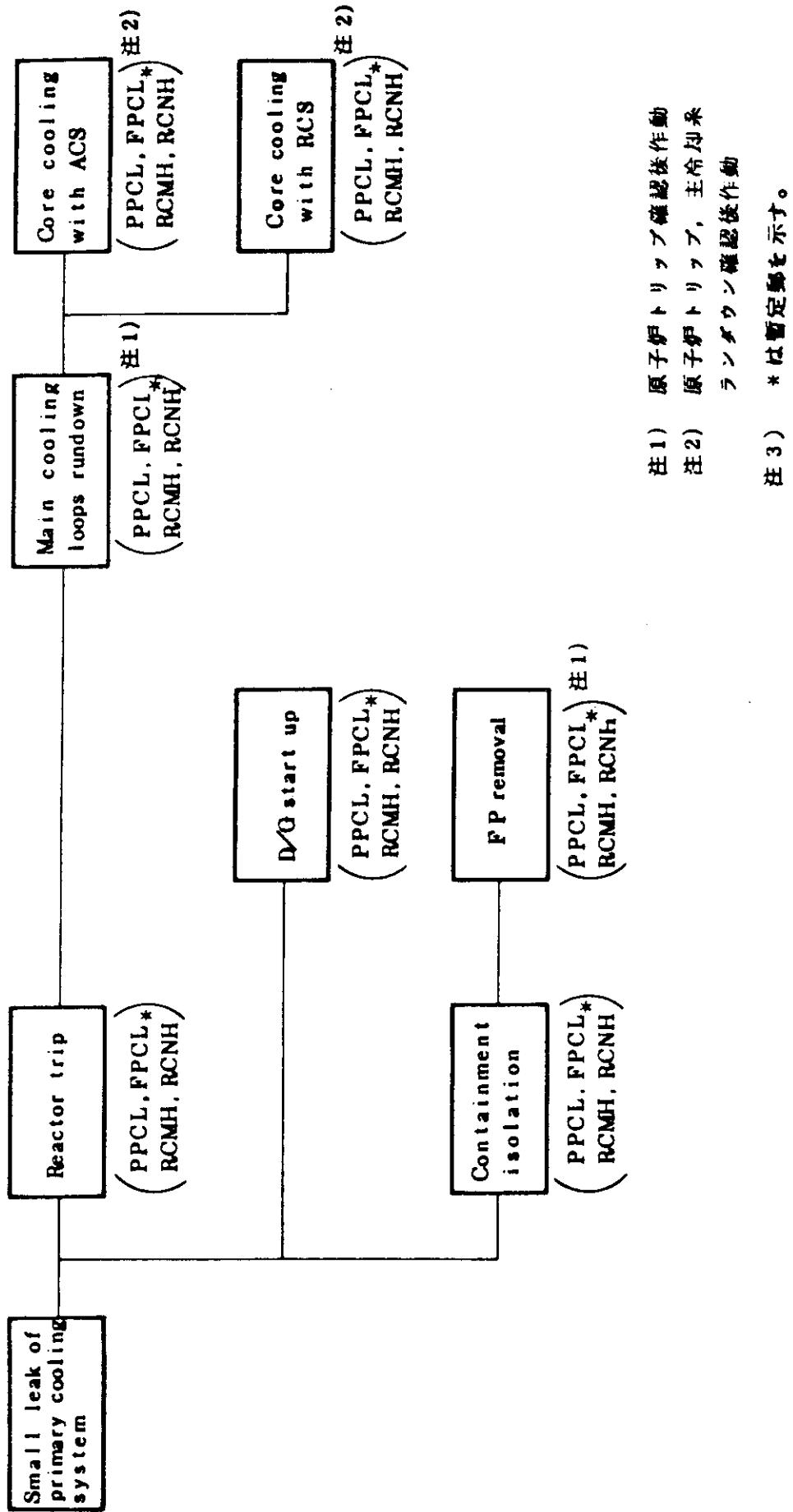


Fig. 3.3.1 1次冷却系小規模漏洩事故の保護シーケンス

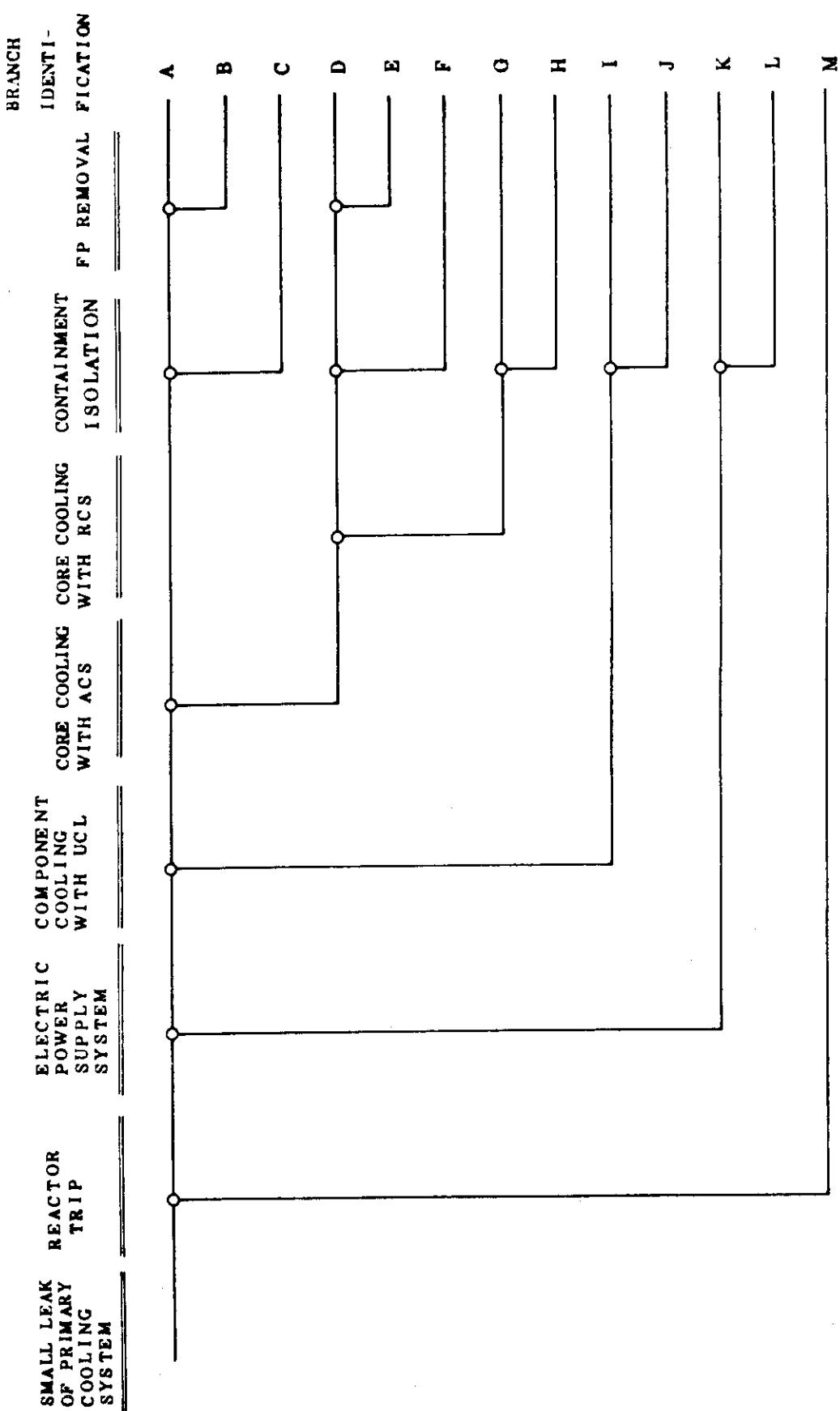


Fig. 3.3.2 1次冷却系小規模漏洩事故のイベント・ツツリ

### 3.4 スタンドパイプ破損事故（制御棒逸出事故）のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

スタンドパイプ破断とは、鋼製圧力容器スタンドパイプ1本の破断およびそれにともなう1対の制御棒炉外逸出を指している。なおこの場合破断スタンドパイプ以外の制御逸出はないと考える。

この事故は1次系配管大破断事故と同様の信号で検出されるが、さらに炉心のペリオド高にても検出される。

保護動作としては事故の検出とほぼ同時に原子炉トリップ、格納容器隔離が行われ、その後ディーゼル発電機の起動、補助冷却系、後備冷却系の起動、および放射能除去系の運転が行われる。

また格納容器内に放出された放射能は、格納容器再循環浄化系でのトリップあるいは格納容器内プレートアウトによって減衰するが、その一部はアニュラス部内に漏洩しアニュラス浄化系を通して排気筒放出される。

#### (2) 初期事象の発生確率の推定

WASH-1400, Reactor Safety Study, Appendix III記載の3 inch  $\phi$  の配管破断データ  $10^{-10} / \text{hr}$  を本初期事象の発生頻度とする。

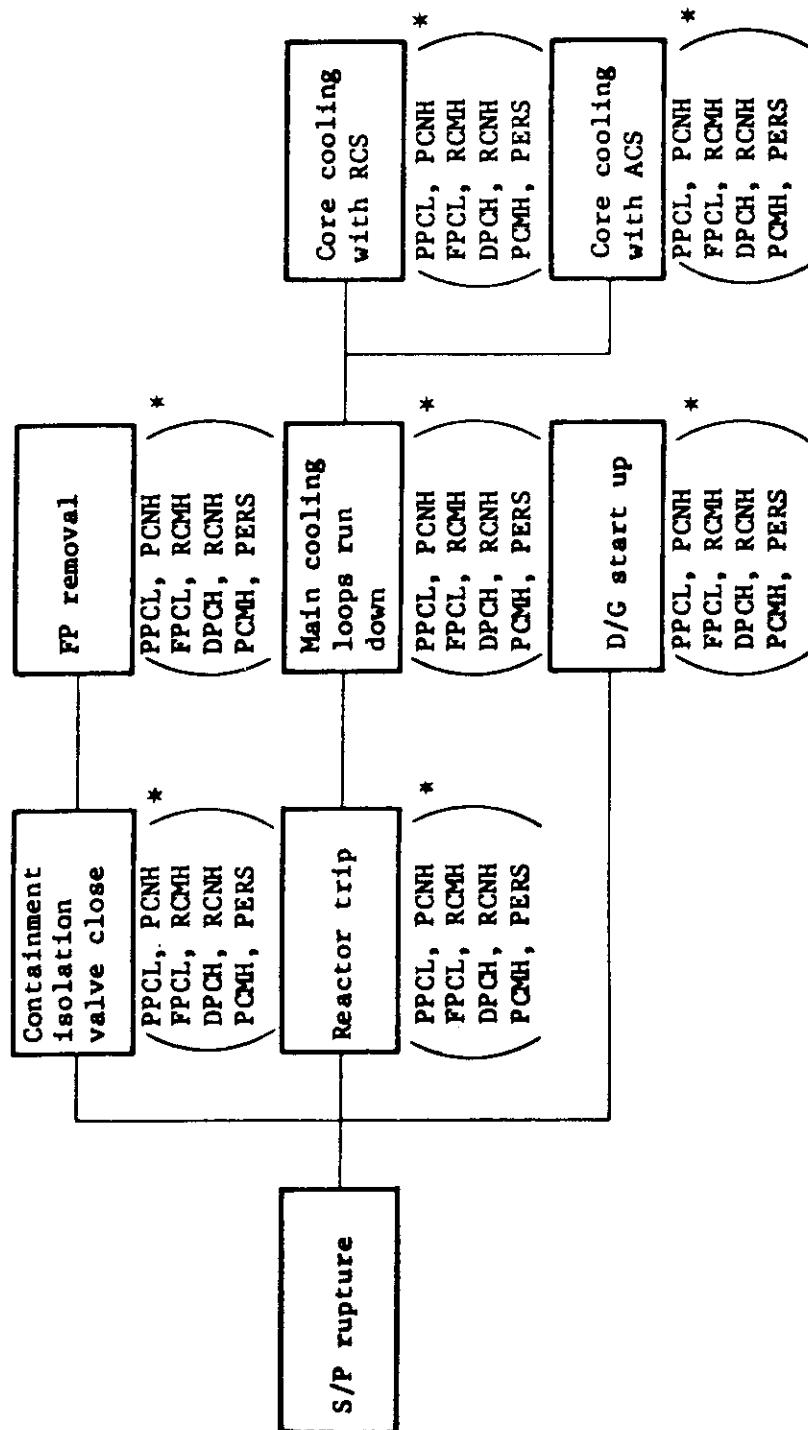
すなわち、約  $10^{-10} / \text{hr} \times 8760 \text{ hr} / \text{y} \div 9 \times 10^{-7} \text{ y}^{-1}$   
である。

#### (3) 保護シーケンスおよびFMEA

本事故に関するプラント保護シーケンスをFig. 3.4.1に示す。本事故のFMEAは1次系配管大破断事故とほとんど同じであり、ここでは省略する。

#### (4) イベント・ツリ作成上の仮定及びイベント・ツリの作成

イベント・ツリ作成上の仮定・条件は1次系配管大破断事故のものとほぼ同じである。また、このような条件下で作成された本事故のイベント・ツリをFig. 3.4.2に示す。これは、1次系配管大破断事故に対するイベント・ツリと同じものである。



注 1) \* は暫定案を示す。

Fig. 3.4.1 スタンドバイプ破断事故保険シーケンス図

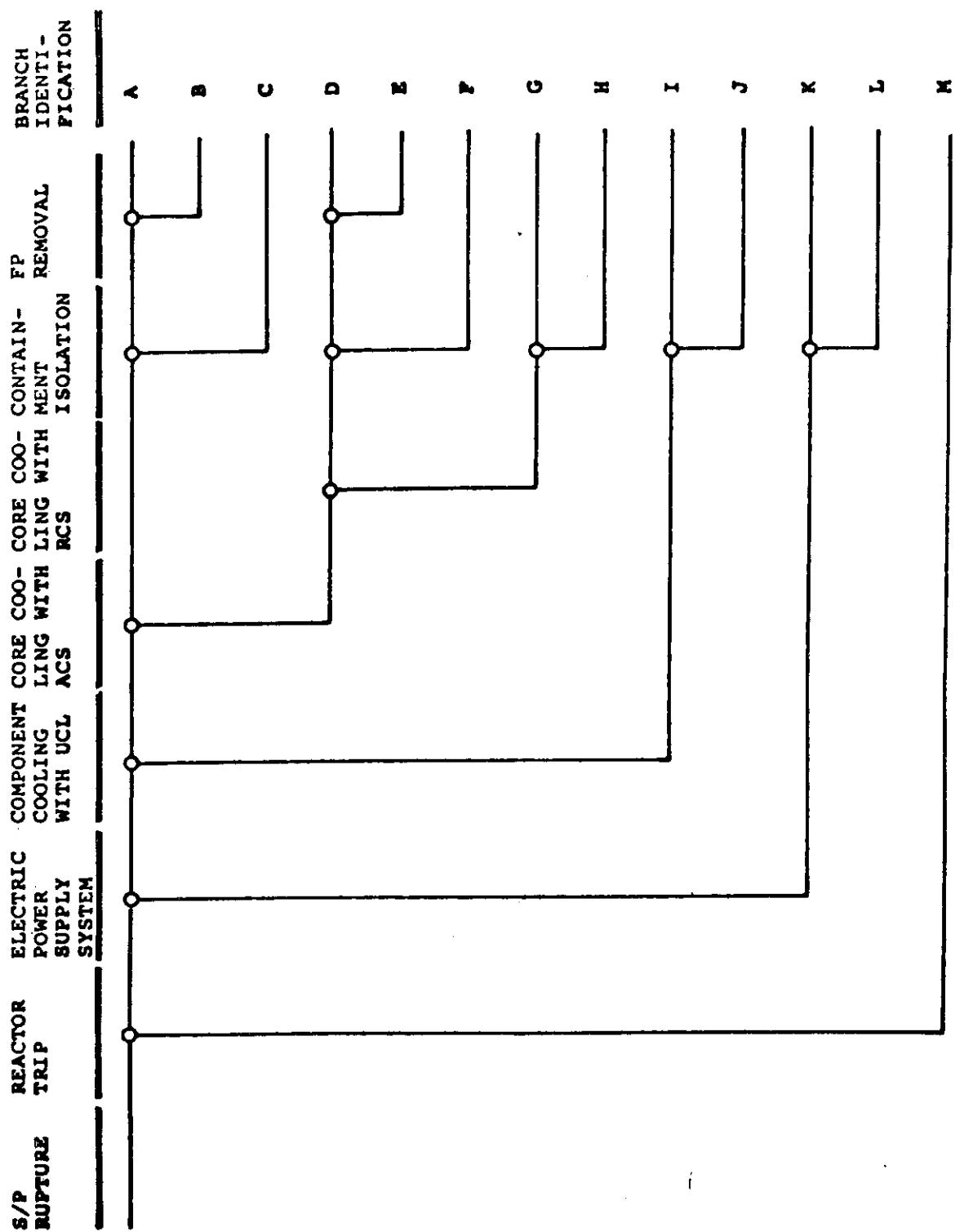


Fig. 3.4.2 タンクバイブレーブ断事故のイベント・フロー

### 3.5 2次系配管大破断事故のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

2次系配管大破断事故の初期事象は、補助建屋内の2次冷却系2重管の完前破断である。2次系2重管の完全破断が発生すると2次冷却系の急激な減圧が起り、中間熱交換(IHX)のパウンダリの健全性が喪失される可能性がある。この時、安全保護系は2次冷却材圧力低、2次冷却材圧力低下率大、2次冷却材放射能高等の信号により2次系配管大破断事故を検出する。この信号により、原子炉はトリップし、1次冷却材ダンプ系、補助冷却系、後備冷却系等の工学的安全施設が起動し、格納容器及び2次冷却系は隔離される。

#### (2) 初期事象の発生確率の推定

1次系配管破断と同様とする。すなわち、内径3 inch  $\phi$ 以上の配管破断データ(WASH-1400, Reactor Safety Study, App. III)  $10^{-10}/\text{hr}$ 、定期点検間隔1年として次のように設定する。

$$\text{発生確率} = 10^{-10}/\text{hr} \times 8760 \text{ hr}/y_r = 9 \times 10^{-7}/y_r$$

#### (3) 保護シーケンスおよびFMEA

本事故に関するプラント保護シーケンスおよび関連系統のFMEAをそれぞれFig. 3.5.1およびTable 3.5.1に示す。

#### (4) イベント・ツリ作成上の仮定およびイベント・ツリの作成

イベント・ツリ作成上の基本的な条件は第1次概念設計によるが、その主な仮定・条件をTable 3.5.2にまとめて示す。この仮定のもとに作成された2次系配管破断事故のイベント・ツリをFig. 3.5.2に示す。

Table 3.5.1 2次系配管大破壊事故に關するFMEA

事象	関連システム等	安全機能	故障モード	故障の影響	備考
Reactor trip (RT)	1次系配管大破壊 事故の場合と同様	同 左	同 左	同 左	
Component cooling with UCL (UCL)	同 上	同 左	同 左	同 左	
Electric power supply system (EPS)	同 上	同 左	同 左	同 左	
Primary coolant dump	1次冷却材ダンプ 系	1次系減圧ICによる IHX 伝熱 管の健全性の確保	1) ダンプ不能 2) IHX 伝熱管 の破損	2次冷却系への 1 次冷却材 (FP) の 移行	
Core cooling with ACS (ACS)	1次系配管大破壊 事故の場合と同様	同 左	同 左	同 左	
Core cooling with RCS (RCS)	同 上	同 左	同 左	同 左	
Isolation of secondary cooling system (ISC)	2次冷却系隔離弁	IHX Boundary破損の場合 IC, IHXを格納容器内に隔離 し、1次冷却系内 FPの格納 容器外への放出を防止する。	隔離失敗	格納容器外への 1 次冷却系内 FPの 放出	隔離時間 150秒
Containment isolation (CI)	1次系配管大破壊 事故の場合と同様	同 左	同 左	同 左	
FP removal (FPR)	同 上	同 左	同 左	同 左	

Table 3.5.2 2次系配管破断事故イベント・ツリ作成上の仮定および条件

事象	仮定・条件	理由	備考
Reactor trip (RT)	1次系配管大破断事故の場合と同様	同 左	
Component cooling with UCL	UCL系の機能喪失はACS, RCSの機能喪失につながる。	設 計	
Electric power supply system (EPS)	1次系配管大破断事故時と同様	同 左	
Core cooling with ASC (ACS)	同 上	同 左	
Core cooling with RCS (RCS)	同 上	同 左	
Primary coolant dump (PCD)	ACS(or RCS), Primary coolant dumpが成功した時のみ, IHX Boundaryの健全性は確保される。	設 計	
Containment isolation (CI)	1次系配管大破断事故の場合と同様	同 左	
FP removal (FPR)	ACS又はRCSによる冷却に失敗した場合本機能は期待できない。	設 計	
General	1) 補助建屋でのFPの格納及び熱利用建屋からのスク放出は無視する。 2) 1次冷却材圧力ポンダリは, ACS又はRCSによる冷却に失敗した時にのみ破損する。	左記の内容は期待できない。 安全評価上期待できないとした。	

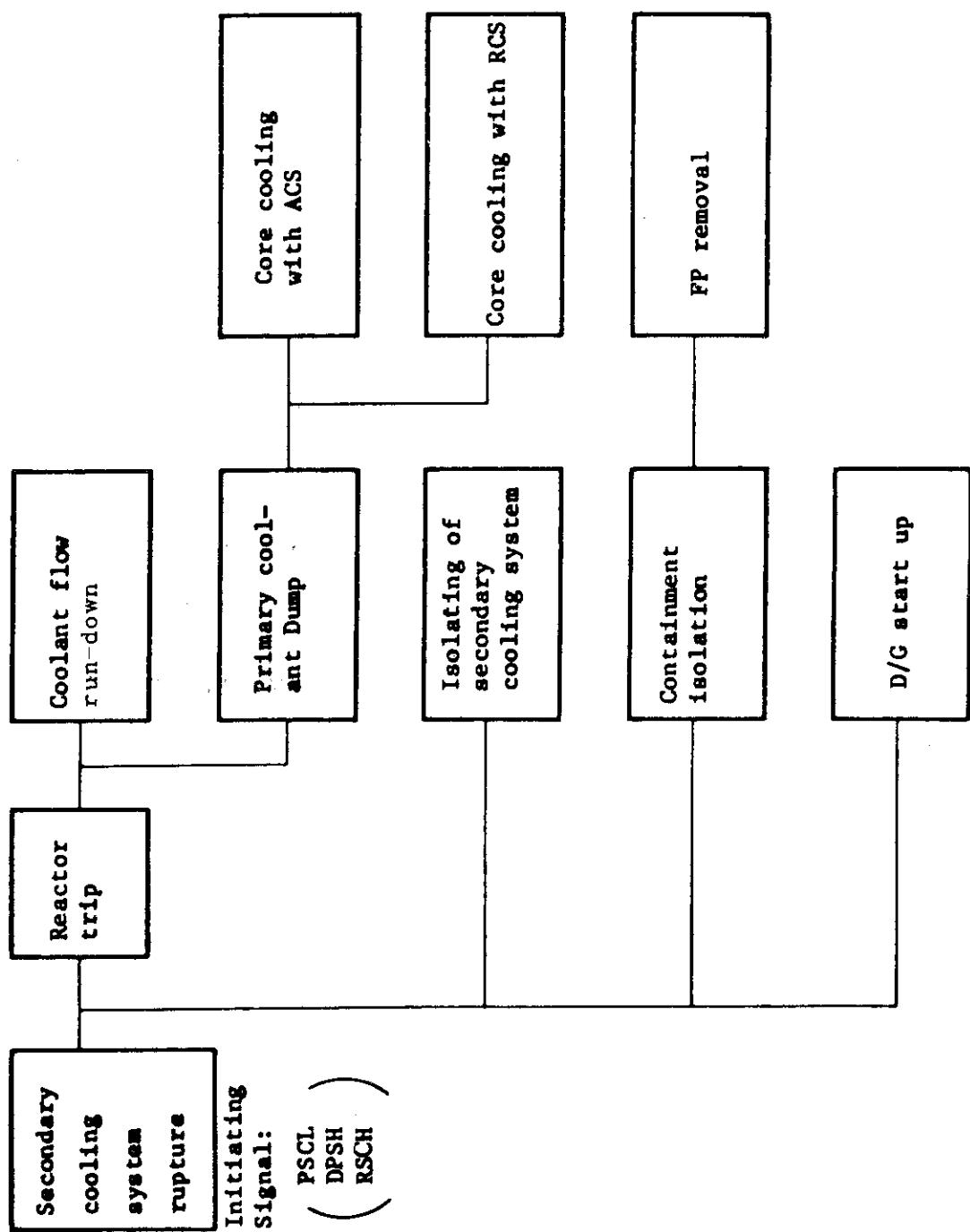


Fig. 3.5.1 2次系配管大破裂事故の保護シーケンス

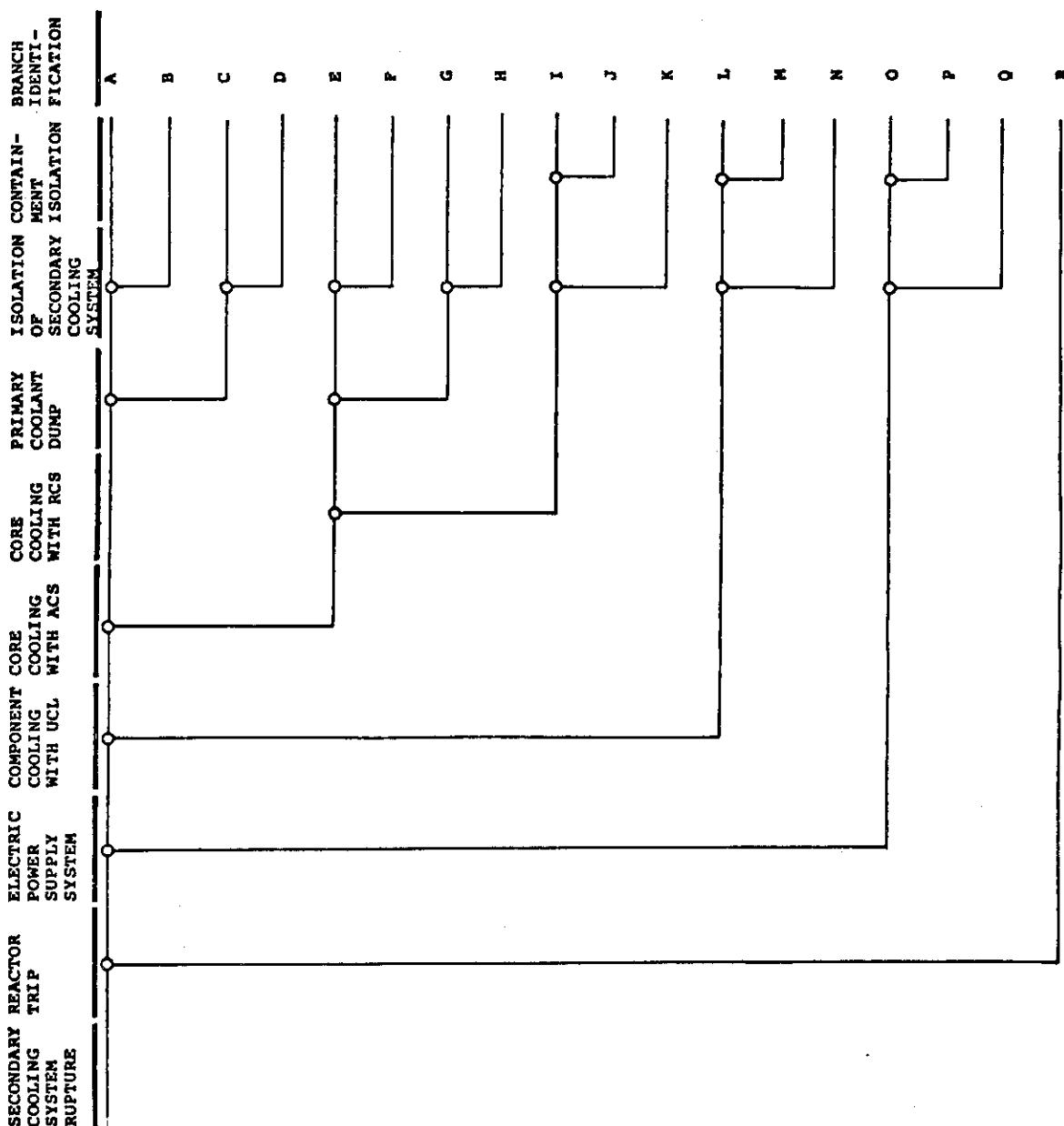


Fig. 3.5.2 2次系配管大破断事故段

### 3.6 2次冷却系小規模漏洩事故のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

2次冷却系小規模漏洩事故とは、補助建屋内の2次系配管の破損であり、その程度は、1次系・2次系の差圧により、IHXバウンダリが大規模に破損しない程度のものと定義する。この時、2次冷却系圧力低等の信号により、2次系破損（小漏洩）が検出される。この信号により、2次冷却系は隔離され、原子炉は通常停止手順に従い停止及び冷却が行われる。2次系隔離又は通常停止に失敗した場合は、大破断の場合と同様のシーケンスにより工学的安全施設の作動が必要である。

#### (2) 初期事象の発生確率の推定

WASH-1400 (Reactor Safety Study) の3 inch  $\phi$ 以下の配管破損の確率  $1 \times 10^{-9}$  /hrを採用する。すなわち、約  $9 \times 10^{-6}$  /y<sub>r</sub> である。

#### (3) 保護シーケンスとFMEA

本事故の保護シーケンスをFig. 3.6.1に示す。本事故に関連する系統のFMEAはほぼ2次系配管大破断事故のそれに類似しているので、省略する。

#### (4) イベント・ツリ作成上の仮定およびイベント・ツリの作成

イベント・ツリ作成上の仮定のうち、2次系配管大破断事故のものと異なるものをTable 3.6.1に示す。また、この仮定のもとに作成されたイベント・ツリをFig. 3.6.2に示す。

Table 3.6.1 2次系小規模漏洩事故イベント・ツリ作成上の仮定および条件

事象	仮定・条件	理由	備考
1. Isolation of secondary cooling system	1) 2次系配管大破断の場合と同様 2) 2次系隔離に失敗した場合、Reactor Trip する。	1) 同左 2) 左記の設計とする。	
2. Normal shutdown	1) 2次系小漏洩の場合、2次系隔離に成功した場合、原子炉は通常停止操作により、停止する。  2) 通常停止操作に失敗した場合、原子炉は停止する。	1) 2次系小漏洩の場合、通常停止を行うことにより、 IHX Boundary の健全性は、確保される。  2) 左記の設計とする。	
3. Primary coolant dump	1) 2次系配管大破断の場合と同様 2) 通常停止に成功した場合、ダンプは行わない。	1) 同左 2) 左記の設計とする。	
4. General	1) 補助建屋でのFPの格納及び補助建屋からのスタック放出は無視する。 2) 1次冷却材圧力バウンダリは、ACS又はRCSによる冷却に失敗した時に破損する。	左記の機能は期待できない。	

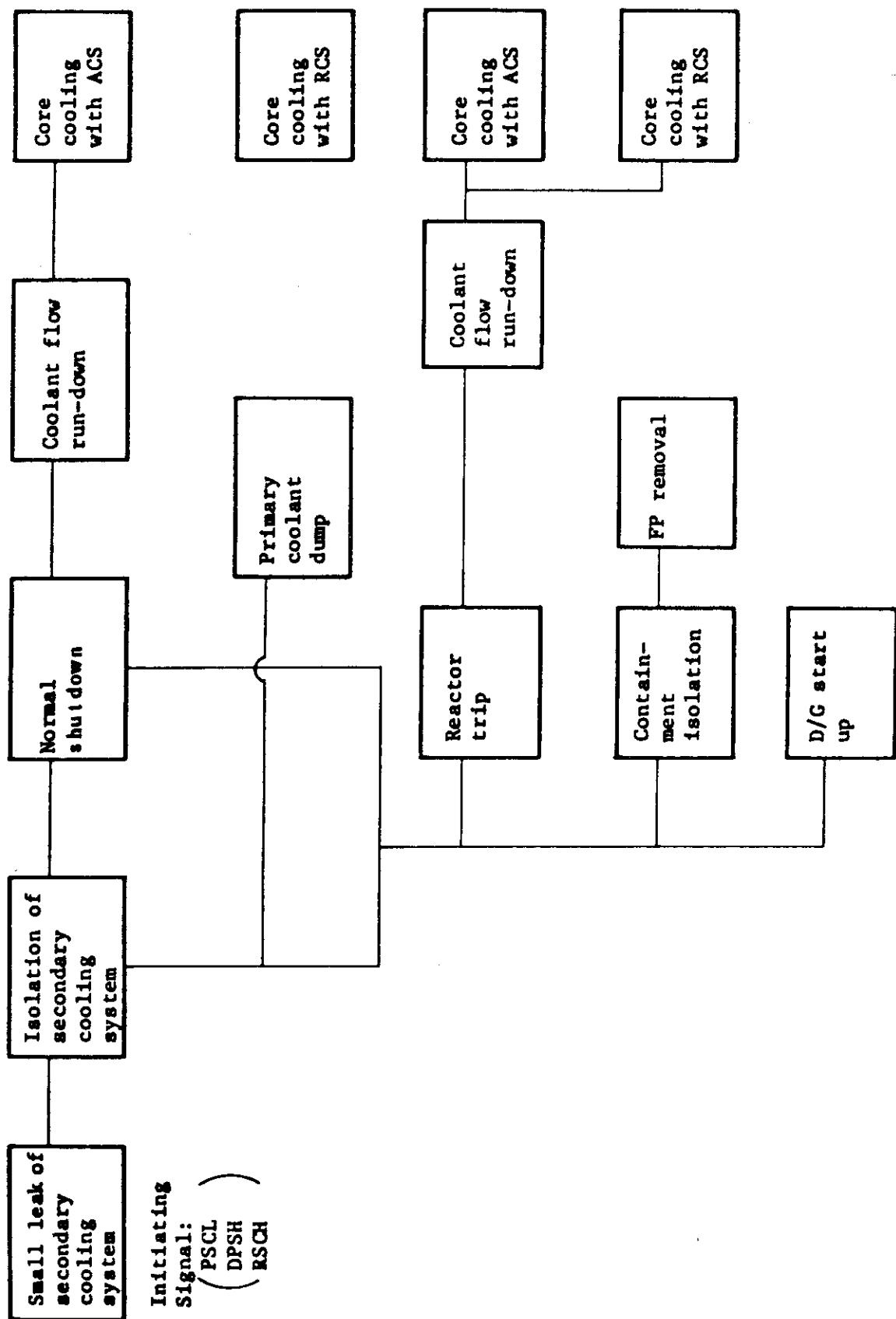


Fig. 3.6.1 2次冷却系小規模漏洩事故の保護シーケンス

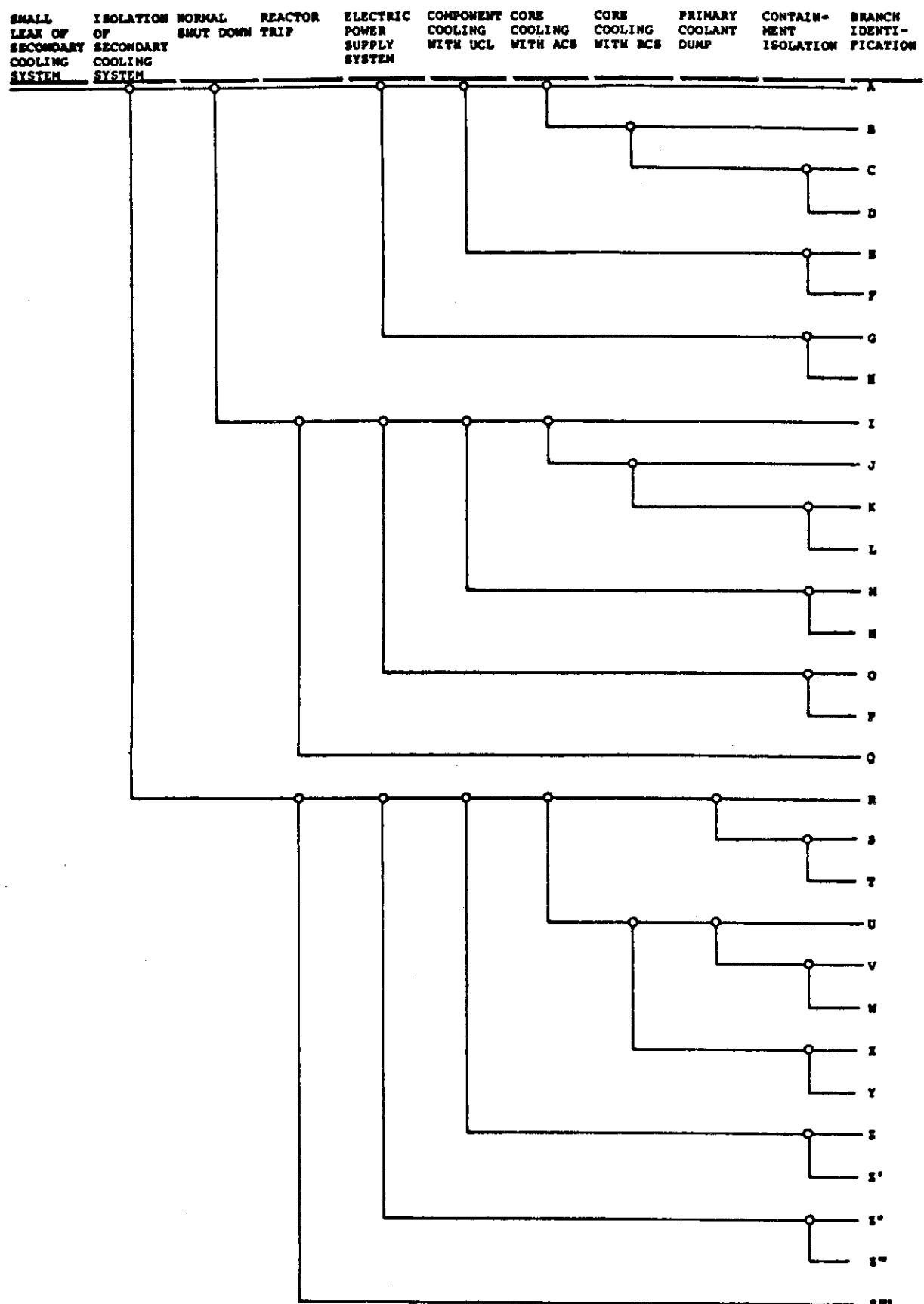


Fig. 3.6.2 2次冷却系小規模漏洩事故のイベント・ツリ

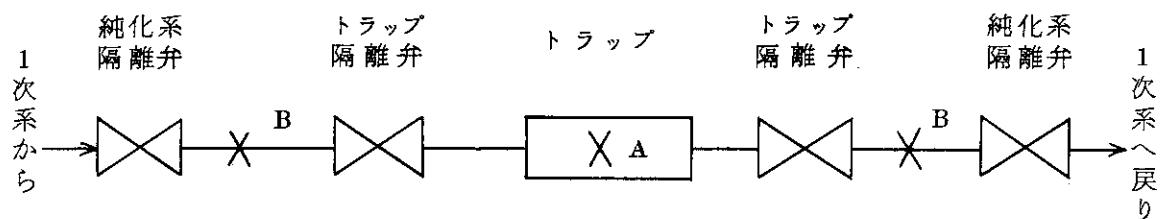
### 3.7 純化系破損事故のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

純化系トラップにおける冷却材バウンダリが破損し、その破損場所が隔離弁によって隔離できるような事故を初期事象と定義する。この事故では、トラップに吸着していたF.P.が離脱し、コンパートメントを経て格納容器内へ放出される。

事故は、純化系のトラップ圧力低下および流量調整弁開度異常によって検知され、破損トラップが隔離される。同時に、格納容器内放射能レベル高等の信号によって格納容器隔離系と格納容器F.P.除去系が作動し、格納容器外へのF.P.放出を抑制する。

純化系の簡略系統図と想定した破損場所は次の通りである。



$\times A$ が想定した破損場所を示す。 $\times B$ の位置で破損した場合には、純化系隔離弁閉操作が失敗すれば1次冷却系小規模漏洩事故程度の、あるいは閉操作が成功すればトラップ破損事故と同程度以下のF.P.放出事故になると考えられるので、 $\times A$ の破損をとりあげれば充分である。

#### (2) 初期事象の発生確率の推定

本事故の発生確率はタンクの破損、漏洩事故の発生確率<sup>\*)</sup>と同程度と想定して $1 \times 10^{-10} / \text{hr}$ とする。

#### (3) 保護シーケンスおよびFMEA

純化系破損事故の保護シーケンスをFig. 3.7.1に示す。

また、本事故に関連する系統のFMEAをTable 3.7.1に示す。

#### (4) イベント・ツリ作成上の仮定とイベント・ツリの作成

純化系破損事故のイベント・ツリ作成上の仮定および条件をTable 3.7.2に、この条件、仮定のもとで作成されたイベント・ツリをFig. 3.7.2に示す。

\*) 日本造船研究協会;「一体型船用炉の信頼性に関する研究」(昭和51年10月)

Table 3.7.1 純化系破損事故のFMEA

事象	関連システム等	安全機能	故障モード	故障の影響	備考
Trap isolation	1) 純化系隔離弁 2) 各トラップ隔離弁	純化系破損部からの大量の1次冷却材放出を防止する。	純化系隔離弁閉操作失敗および(AND)各トラップ隔離弁閉操作失敗	1次冷却材の大部分がコンバーメントを経て格納容器内に放出され、格納容器内の圧力と放射能レベルが上昇する。	
Containment isolation	1次系配管大破断事故と同様	同 左	同 左	同 左	
Electric power supply system	同 上	同 左	同 左	同 左	
Component cooling with UCL	同 上	同 左	同 左	同 左	
F.P. removal	同 上	同 左	同 左	同 左	

Table 3.7.2 純化系破損事故イベント・ツリ作成上の仮定および条件

事象	仮定・条件	理由	備考
1.General	<p>1) トラップ破損に起因するトランプ冷却機能喪失を考慮に入れる。</p> <p>2) トランプ隔離失敗の場合には、トランプから離脱するF.P.の放出を含めて考えれば1次冷却系小規模漏洩事故と同様の取扱いが可能とする。</p> <p>3) 各事象の成功・不成功は、自動・手動いずれの場合も考える。</p>	<p>1) F.P.放出量を安全側に評価するため。</p>	
2.Trap isolation		<p>1) 純化系隔離弁および隔離弁の閉操作により、破損部からの1次冷却材の大量の放出が防止される場合をトランプ隔離成功と定義する。</p> <p>2) 隔離弁は空氣作動であり、電源喪失時には閉じる(フェイル・セイフ)</p>	
3.Electric power supply system		1次系配管大破断事故と同様。	
4.Component cooling with UCL	同上		
5.F.P. removal		<p>UCL系が作動しない場合は炉心冷却が不可能であり、格納容器界面温度が上昇する。この場合にはF.P.除去系は機能を果さないと仮定する。</p>	設計による。

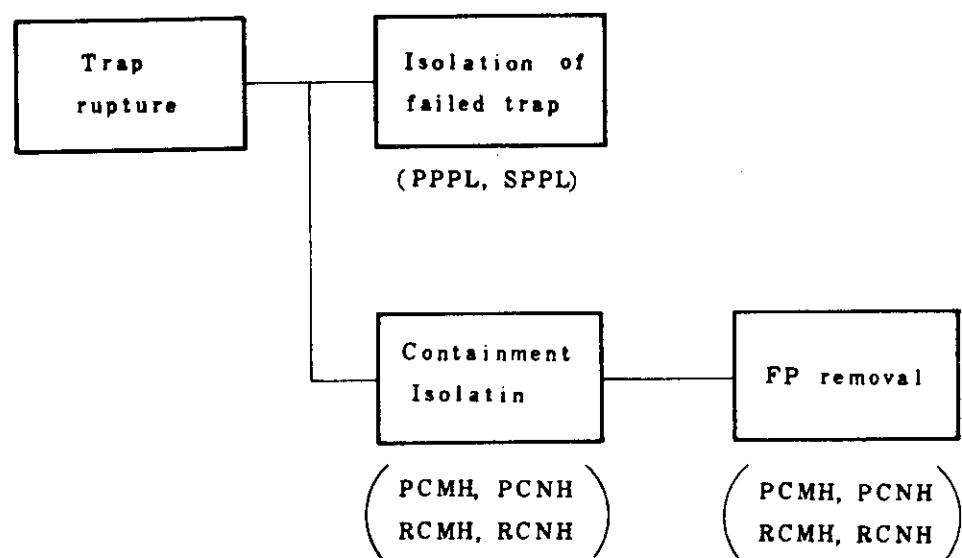


Fig. 3.7.1 純化系破損事故の保護シーケンス

(破損トラップ隔離失敗の場合には、1次冷却系小規模漏洩事故時の保護シーケンスと同じになる。)

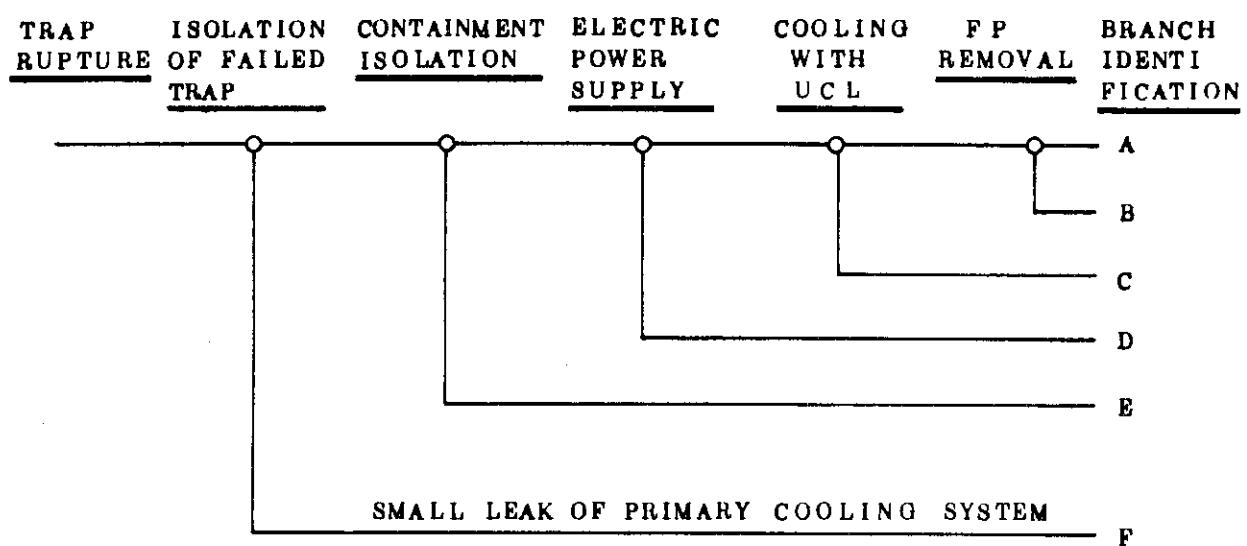


Fig. 3.7.2 純化系破損事故のイベント・ツリ

### 3.8 外部電源喪失事故のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

外部電源喪失事故とは、外部電源側の何らかの理由により外部電源の受電不能となる事象をいう。この場合、母線電圧低信号により外部電源喪失が検出され、この信号により原子炉はトリップし、非常用D/Gが起動し、安全施設へ給電されて、原子炉の冷却及び格納容器の隔離が行われる。

#### (2) 初期事象の発生確率の推定

外部電源喪失は2回線の同時喪失を考える。1回線喪失時の修復を考えると本系の状態確率は次のような微分方程式で書ける。即ち、2回線健全時の状態確率を $P_1$ 、1回線のみ健全時の状態確率を $P_2$ 、2回線喪失状態の確率を $P_3$ とすると、

$$\begin{aligned}\frac{dP_1}{dt} &= -2\lambda P_1 + \mu P_2 \\ \frac{dP_2}{dt} &= -(\lambda + \mu) P_2 + 2\lambda P_1 \\ \frac{dP_3}{dt} &= \lambda P_2\end{aligned}$$

ここで、 $\lambda$ ；1回線当たりの故障率

$\mu$ ；“修復率

であり、 $P_1 + P_2 + P_3 = 1$

とする。

上式を解くことにより、2回線喪失確率は求められ、次のようになる。

$$P_3(t) = 2\lambda^2 (A + Be^{\alpha t} + Ce^{\beta t})$$

ただし、

$\alpha, \beta$ は方程式  $x^2 + (3\lambda + \mu)x + 2\lambda^2 = 0$  の2根

$$A = \frac{1}{\alpha\beta}, \quad B = \frac{1}{\alpha(\alpha-\beta)}, \quad C = \frac{1}{\beta(\beta-\alpha)}$$

である。

この電源系の信頼度 $R(t)$ は次のように書ける。

$$\begin{aligned}R(t) &= 1 - P_3(t) \\ &= 2\lambda^2 (Be^{\alpha t} + Ce^{\beta t})\end{aligned}$$

ゆえに、本系の故障率 $\Lambda(t)$ は次のように定義式から計算される。

$$\begin{aligned}\Lambda(t) &= -\frac{1}{R(t)} \frac{dR}{dt} \\ &= -(B\alpha e^{\alpha t} + C\beta e^{\beta t}) / (Be^{\alpha t} + Ce^{\beta t})\end{aligned}$$

今、故障率 $\lambda$ 、修復率 $\mu$ を次のように設定する。

$$\lambda = 1.5/\text{year}^*, \quad \mu = 8760/\text{year}$$

これらのデータによれば、初期の過渡変化を無視すれば

$$\Lambda(t) = 5.14 \times 10^{-4}/\text{year} \quad (t > 0.05 \text{y})$$

となる。

(3) 保護シーケンスおよびFMEA

外部電源喪失事故に対するプラント保護シーケンスをFig. 3.8.1に、FMEAをTable 3.8.1に示す。

(4) イベント・ツリ作成上の仮定とイベント・ツリの作成

ツリ作成上の仮定・条件をTable 3.8.2に、作成されたイベント・ツリをFig. 3.8.2に示す。

---

\* ) 通産省公益事業局施設課・電気事業連合会による架空送電線事故統計(昭38~44年度)の $1.3 \times 10^{-5}/100 \text{ km/hr}$ を送電線長さ1300kmに適用して求めた。

Table 3.8.1 外部電源喪失事故のFMEA

事象	関連システム等	安全機能	故障モード	故障の影響	備考
Reactor trip	1次系配管大破断 事故時と同様	同 左			
Restoration of electric power	同 上	1) 外部電源喪失後、D/Gの立ち上がりにより、工学的安全施設への電力供給を行う。 2) 外部電源喪失後、外部電源復旧により、工学的安全施設への電力供給を行う。 3) 上記機能は、外部電源喪失直後の機能とする。 4) その他は、1次系配管大破断事故時と同様とする。	同 左	1) D/G立て上げ失敗 2) 外部電源復旧不能	1) 給電不能 2) 工安系施設の初期起動不能
Electric power supply	同 上	1) 同上 2) 3) 上記機能は、炉心冷却が必要な限界時から冷却期間までの機能とする。	同 上	1) 給電不能 2) 工安系施設の運転不能	D/Gの修復を考慮する。
Core cooling by ACS or RCS	1) 補助冷却系 2) 後備冷却系	燃料の損傷防止 ・1次冷却系の降温、降圧		・ACSおよびRCS起動、運転失敗	・燃料損傷 ・1次系破断
Isolation of containment	1次系配管大破断 事故時と同様	同 左		同 左	
FPR removal	同 上	同 左		同 左	

Table 3.8.2 外部電源喪失事故イベント・ツリ作成上の仮定・条件

事象	仮定・条件	理由	備考
1. Reactor trip	1次系配管大破断事故の場合と同様	同左	
2. Restoration of electric power	外部電源喪失直後の、D/G立ち上りにより電源復旧又は外部電源の復旧とする。	(定義)	
3. Electric power supply system	炉心冷却に必要な時点から冷却期間に、上記のいづれか( D/G 又は外部電源 )により、電源が供給される事象とする。	(定義)	
4. Safety Component cooling with UCL	UCL系のサービス機能喪失により、ACS, RCS の機能は喪失する。		
5. Core cooling with ACS or RCS	ACS又はRCSによる冷却失敗すると1次冷却系は破断する。		
6. Isolation of containment	1次配管大破断事故の場合と同様	同左	
7. FP removal	同上	同左	

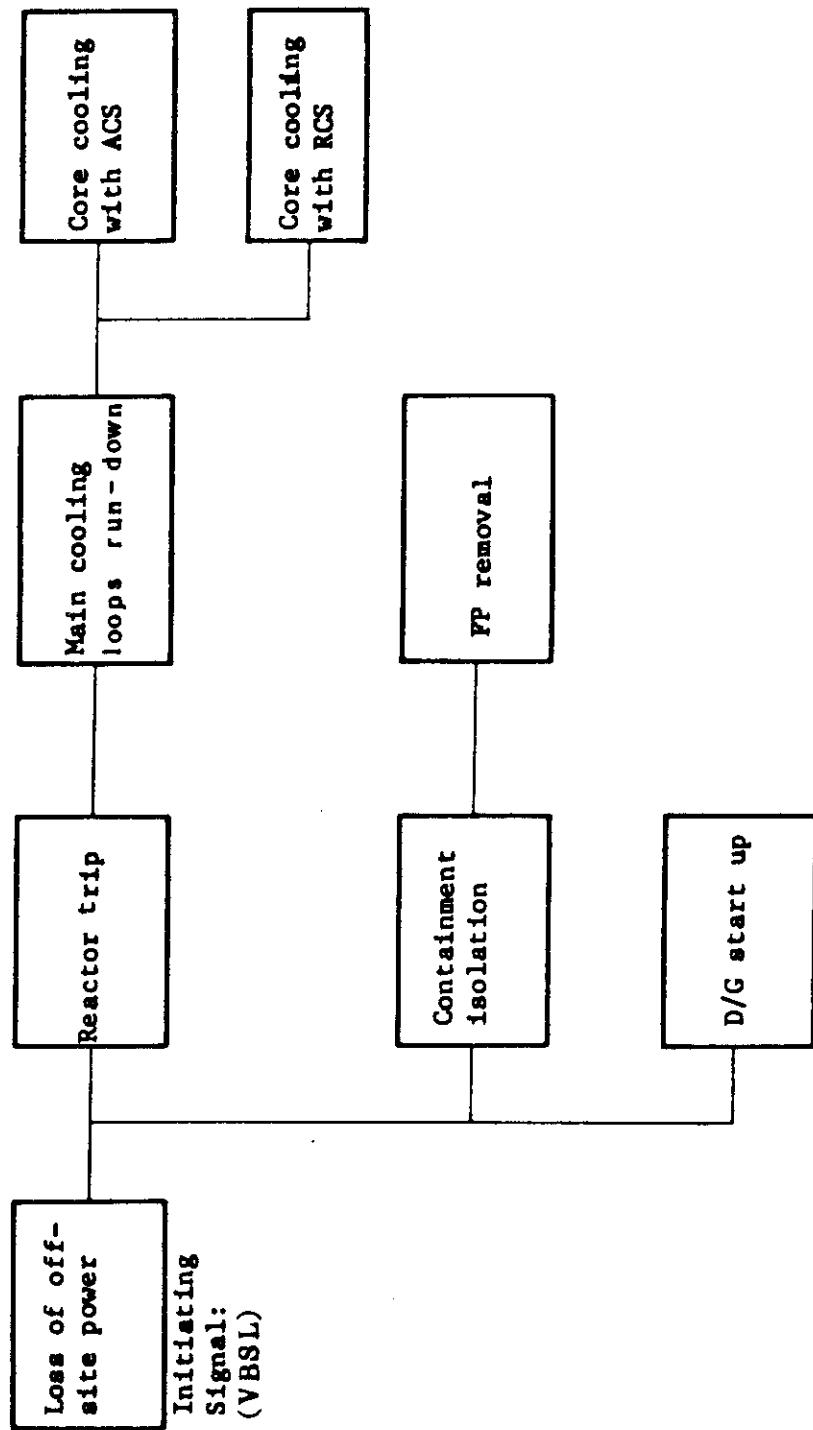


Fig. 3.8.1 外部電源喪失事故の保護シーケンス

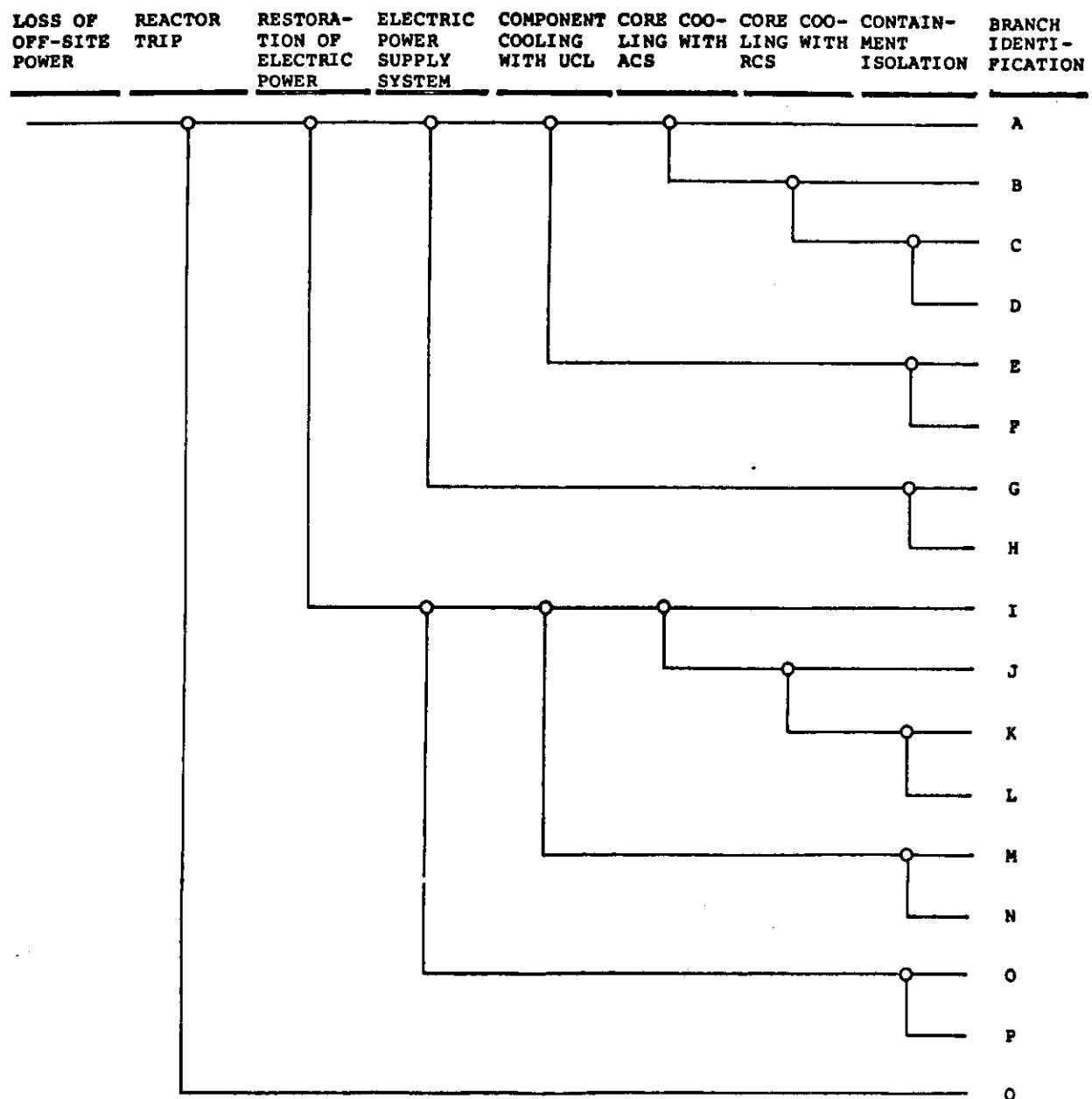


Fig. 3.8.2 外部電源喪失事故のイベント・ツリ

### 3.9 S<sub>2</sub> 地震(設計用最強地震)に伴う事故のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

プラント基盤マットがS<sub>2</sub> 地震動を受けるというのが初期事象となる。原子力施設のうち下記の系統を除いて、系統・機器は機能喪失すると想定する。

##### 耐震クラスA<sub>2</sub> の系統・機器・構築物\*

格納容器

原子炉冷却材バウンダリ

原子炉停止系

##### 耐震クラスA<sub>1</sub> の系統・機器・構築物\*

非常用電源系

崩壊熱除去に必須の系統機器；

ACS, RCS

原子炉UCL系

原子炉停止系の機能維持に必要なもの；

炉心構成要素およびそれらの支持部材

非常用放射能除去に関連する系統；

格納容器内放射能除去系、

アニュラス換気系(非常用)

スタック

所外電源はS<sub>2</sub> 地震と同時に喪失するが、地震1週間後には、回復する可能性があると仮定する。燃料取扱い系および放射能廃棄物処理系は、検討対象外とする。

S<sub>2</sub> 地震動により、プラント基盤近くに設置されている加速度計の信号により、原子炉はトリップする。又、S<sub>2</sub> 地震により所外電源は喪失し、非常用電源母線電圧低の信号により、非常用所内電源(D/G)が起動する。

一方、S<sub>2</sub> 地震動により、1次冷却材サンプリング配管等の1次冷却系に接続する配管で原子炉冷却材バウンダリーに含まれないものが破損すると仮定されるので、1次冷却材圧力低、格納容器内圧高、格納容器内放射能レベル高信号が発生し、後備冷却系の起動、格納容器隔離、格納容器内放射能除去系の起動が行われる。

#### (2) 初期事象発生確率の推定

AIPAレポート\*\*のデータ  $1.0 \times 10^{-5} / \text{year}$  を初期事象の発生確率とする。

#### (3) 保護シーケンスおよびFMEA

S<sub>2</sub> 地震初期事象に対するFMEAの展開は1次系配管大破断事故に対するものとは△同様なのでここでは省略する。S<sub>2</sub> 地震に対するプラント保護シーケンスをFig. 3.9.1C示す。

#### (4) イベント・ツリ作成上の仮定とイベント・ツリの作成

Table 3.9.1 にイベント・ツリ作成上の仮定・条件を示す。また、作成されたイベント・ツ

\*) 本耐震クラス分類のA<sub>1</sub> およびA<sub>2</sub> は現行の耐震設計基準のA およびAs にそれぞれ相当する。

\*\*) GA-A 13617, Accident Initiation and Progression Analysis Report (1975)

りを Fig. 3.9.2 に示す。

Table 3.9.1 S<sub>2</sub> 地震イベント・ツリ作成上の仮定および条件

事象	仮定・条件	理由	備考
1. Off-site power	S <sub>2</sub> 地震と同時に喪失	発・送電系全体が S <sub>2</sub> 地震に耐えるとは考え難い。	
2. Primary coolant	S <sub>2</sub> 地震と同時に 1 次冷却系小漏洩発生	1 次冷却系接続小口径配管で、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれないものが存在すると予想される。	原子炉冷却材圧力バウンダリの定義の明確化が必要
3. Secondary coolant	S <sub>2</sub> 地震と同時に 2 次冷却系の格納容器外で大漏洩発生	2 次冷却系は、格納容器隔離弁以降は A <sub>2</sub> 又は A <sub>1</sub> (S <sub>2</sub> ) とはならないと想定。	
4. Primaly coolant dump	S <sub>2</sub> 地震時には検討不要	① S <sub>2</sub> 地震時には、1 次冷却系で小漏洩が発生すると考えられるため、A <sub>2</sub> 又は A <sub>1</sub> (S <sub>2</sub> ) とすることは不要。	
5. Loss of uninterruptable power	検討不要	無停電電源系の負荷は fail-safe に設計されていると仮定。	
6. IHX boundary	S <sub>2</sub> 地震時には IHX バウンダリは破損	原子炉冷却材圧力バウンダリに関する要求を全て満たさなくてもよいと考え A <sub>2</sub> 又は A <sub>1</sub> (S <sub>2</sub> ) ではないと想定。	2 次冷却系格納容器隔離弁は 2 つと想定

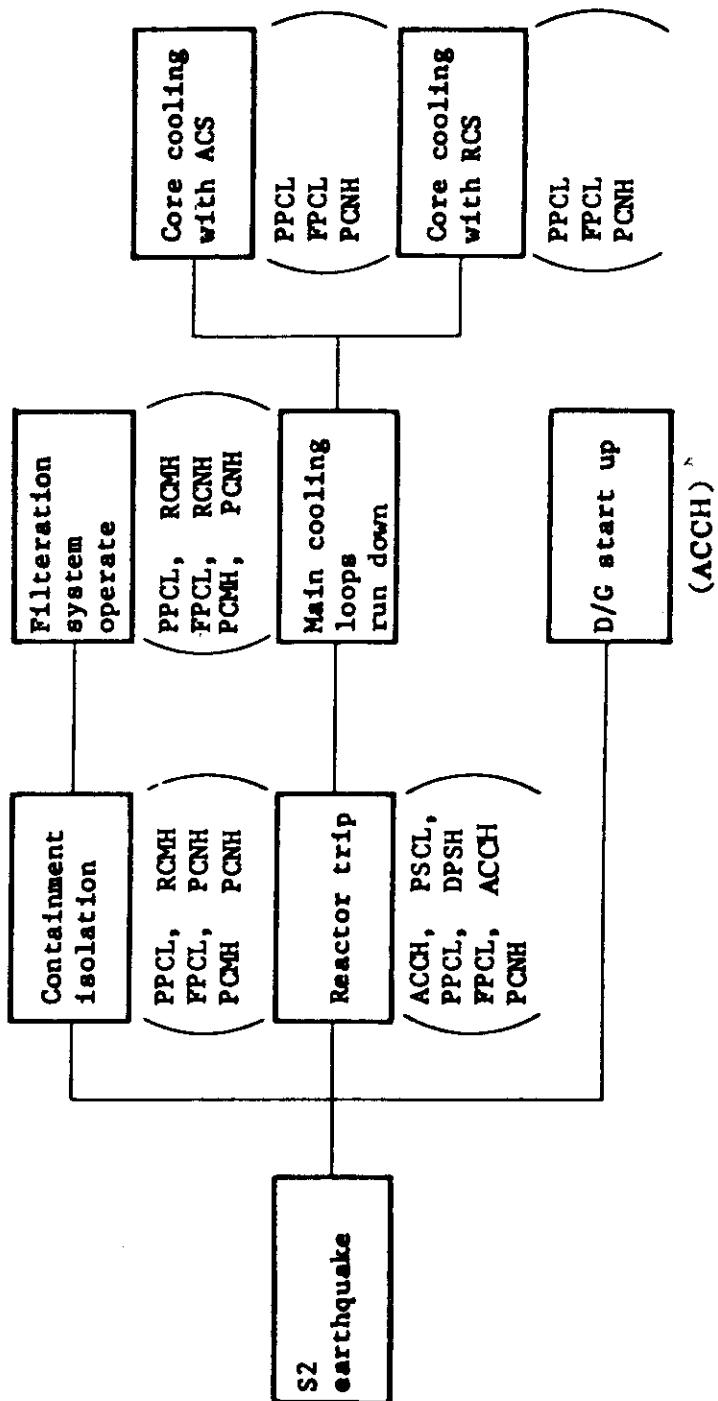
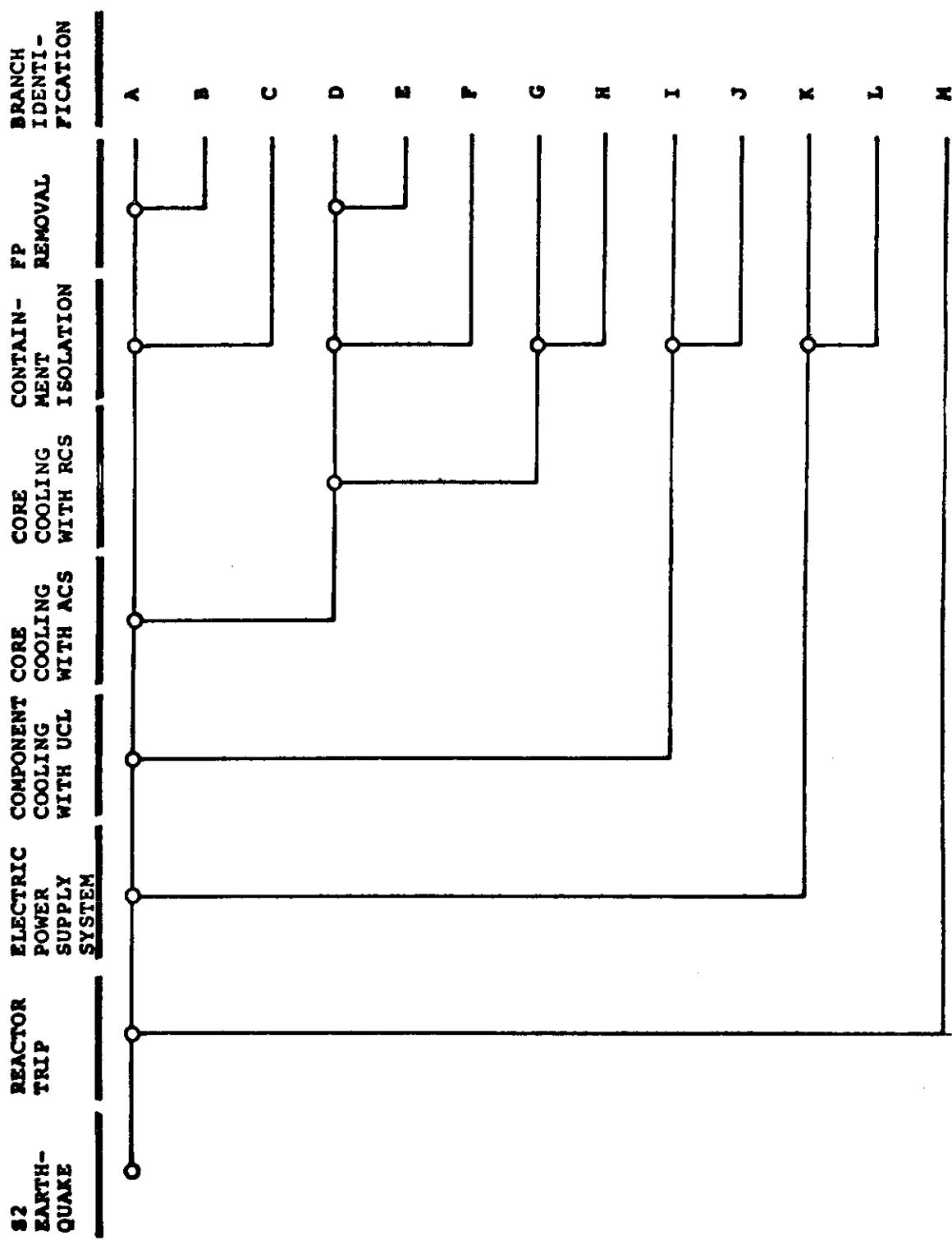


Fig. 3.9.1 S2 地震の保護シーケンス



### 3.10. 気体廃棄物系破損事故のイベント・ツリ

#### (1) 初期事象および事故の概要

サージタンク1基に気体廃棄物が、通常運転時の最大計画量充填された直後に、破損した場合を想定する。

この場合、サージタンク内のFPは、補助建屋内に放出され、汚染ブロックの空調換気系フィルタで処理された後、スタックから放出される。

#### (2) 初期事象の発生確率の推定

AIPAレポート<sup>\*)</sup>記載のタンク破損確率  $2 \times 10^{-5} / \text{year}$  を初期事象発生確率とする。

#### (3) 保護シーケンスおよびFMEA

本事故に対する保護シーケンスは、サージタンク破損を補助建屋の空調換気系によるFP除去およびスタックによる高所放出である。本事故に関連する系統は外部電源系および給配電系、補助建屋のFP除去系であり、これらの系統のFMEAは容易に展開されるので、省略する。

#### (4) イベント・ツリ作成上の仮定およびイベント・ツリの作成

サージタンクは計画量充填後、1次系から隔離され、破損は、隔離弁よりタンク側で生ずると仮定する。従って、サンプリング系統からの廃ガスは破損したサージタンクへは輸送されないものと仮定する。

このような条件・仮定のもとで作成されたイベント・ツリをFig. 3.10.1に示す。

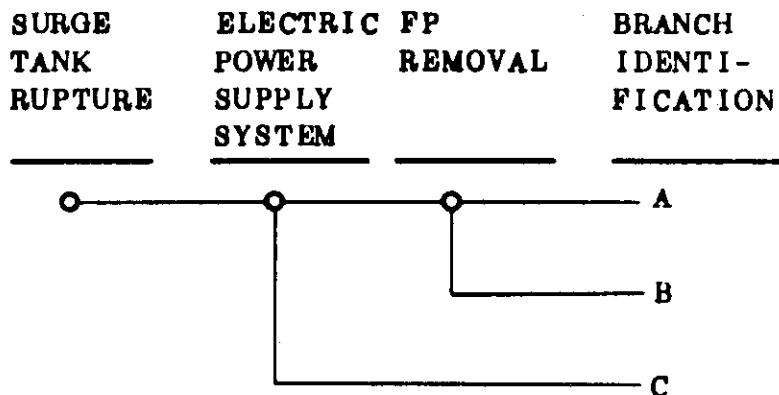


Fig. 3.10.1 気体廃棄物系破損事故のイベント・ツリ

<sup>\*)</sup> GA-A 13617, Accident Initiation and Progression Analysis Report (1975)

## 4. システム故障確率の解析

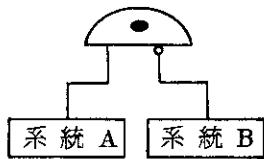
### 4.1 基本的考え方

ここでは、システム故障確率の解析のための、フォールト・ツリ作成上の基本的考え方および確率解析上の基本的考え方をまとめておく。

#### (1) フォールト・ツリ作成上の基本的考え方

##### 1) 展開の方法について

- (i) 展開は系統の運転フェイズ毎に行うものとする。すなわち、(a) 待機中故障、(b) 起動失敗、および(c) 連続運転中故障の3フェイズを原則として考慮する。
- (ii) ツリの構成は過度に論理的な展開を避けるようとする。これは特に待機冗長系の展開で考慮すべき事項で、具体的な表現としては次のような記号で代用するものとする。



- (iii) 展開の程度は故障、あるいは修復データの得られる範囲でとどめるものとする。

##### 2) 故障モードの考え方について

- (i) 各機器での故障モードは「多目的高温ガス実験炉の信頼度解析用データの文献調査および適用方法の検討」を参照すること。

- (ii) 機器の「停止失敗」モードは考えない。

- (iii) 「待機中故障」モードのフォールト・ツリ中での表現は次のように行う。
  - ・待機中に検出可能なものはその検出と同時に原子炉を停止するものとし、したがってフォールト・ツリには記述しない。
  - ・待機中に検出不可能なものはこのモードを考慮し、フォールト・ツリ中に記載する。

- (iv) 初期事象に起因する各系統の従属故障 (Causal Failure) は考えないものとする。

##### 3) 基本事象の表現について

- (i) 系統を構成する配管は、その長さ、位置、溶接部の数等は個別には考慮せずに、その故障は一つの基本事象としてとり扱う。

- (ii) 隔離弁、逆止弁等が直列に複数個存在する箇所で、検討対象としている故障モードに対してそれらの寄与が和事象である場合、これらの弁を一まとめにして一個の基本事象として取り扱う。

但しフォールト・ツリ中には簡略化を行ったことを明記するものとし、また確率評

価においては弁の個数を考慮した解析を行う。

## (2) 確率解析の基本的考え方

### 1) 待機中故障の取扱い

- (i) 待機中故障は対象系統を構成する機器のいずれか1個以上が故障している場合と定義する。これによって解析のケース数を大幅に減少させることが可能である。欠点としては、系統の冗長性を無視した定義である。しかし、これは系統故障率を大きく見積もるものである。

但し、原子炉トリップ失敗および電源設備故障の確率評価に対しては冗長系を考慮するものとする。

- (ii) 待機期間内の機器の修復は考えないと仮定する。

### 2) 起動失敗の取扱い

- (i) 起動時間余裕のクレジットがとれない系統に対しては、起動失敗確率を考える。
- (ii) 起動時間余裕にクレジットがとれる系統は起動失敗の確率はゼロである。

### 3) 連続運転中故障の取扱い

- (i) 原則として運転中の機器の修復は考えない。(あるシステムの1部の機器の修復は考える場合もある。)
- (ii) 待機終了後における機器のアベイラビリティを運転系統の確率初期条件と設定する。
- (iii) 修復可能な系統の信頼性尺度は系統アン・アベイラビリティである。

### 4) 故障・修復データ

WASH-1400 Reactor Safety Study および AIPA-study (GA-A  
13617) 参考文献5)に基づいて、本解析用に検討・整備した信頼性データに依る。

## 4.2 保護系および原子炉停止系

### (1) 系統構成および運転手順

#### 1) 系統構成

原子炉スクラムに係る系統は、安全保護系、原子炉停止系、原子炉後備停止系から構成されている。

安全保護系は、1つの検出対象量に対して3個の検出器が設置されており、2 out of 3 ロジックにより異常検出を行い、これらの数個の異常信号のORロジックによりスクラム信号が発生する。

原子炉停止系は、このスクラム信号を受け、原子炉スクラムを行う。原子炉停止系の制御棒は、駆動モータの通常励磁状態によりつり上げ、保持されており、スクラム信号発生により駆動モータは無励磁となり落下する。制御棒は38本存在し、その駆動系も独立に38系存在する。

原子炉後備停止系は、蓄圧器の圧力により、ラプチャディスクを破壊し、ホッパに保持さ

れているボロン球を重力により炉心に落下させる構成のものが19系統独立に存在する。

## 2) 運転手順

スクラム信号発生により、原子炉停止系は自動で作動し、原子炉後備停止系は、自動及び手動により作動できる。

### (2) フォールト・ツリの作成条件と仮定

次の7個の初期事象事故シーケンスに対して原子炉停止系のフォールト・ツリが必要である。

- ・ 1次系配管大破断事故
- ・ 2次冷却系小規模漏洩事故
- ・ 1次冷却系小規模漏洩事故
- ・ 外部電源喪失事故
- ・ スタンドパイプ破断事故
- ・ S2地震
- ・ 2次系配管大破断事故

フォールト・ツリ作成にあたっての仮定および条件は次のものである。

#### 1) 事故検出信号の限定

前記7個の初期事象に対する安全保護系の事故検出信号は3章の事故シーケンス図に示すように厳密には異なる。しかし、いずれの場合にも共通の事故検出信号（1次冷却系圧力低、格納容器放射能高、1次冷却系温度高）を含む。また、安全保護系は信号の種類によって系統信頼度が大きく変わることはないと仮定できる。

以上のような考察に基づけば、これら7個の初期事象に対する安全保護系のフォールト・ツリは3個の事故検出信号に対するものとして作成して代表させることが出来る。

#### 2) 安全保護系ロジックの設定

Fig. 4.2.1に示すような安全保護系（簡略系統図）を設定する。\*)

#### 3) 原子炉停止系のスタック基準と原子炉停止失敗

原子炉停止系のスタック基準は2本とする。従って、制御棒38本の内任意の3本以上がスタックした場合に原子炉停止に失敗すると考える。但し、スタンドパイプ破断事故時には、1対（2本）の制御棒が原子炉外へ逸出しているものと仮定して、残りの36本の制御棒のうち任意の1本以上がスタックした場合、原子炉停止失敗と定義する。尚、4本以上のスタック確率は十分小さいものとして無視する。（簡略化された原子炉停止系をFig. 4.2.2に示す）

#### 4) 原子炉後備停止系のスタック基準

原子炉後備停止系のスタック基準は1系統とする。従って19系統の内任意の2系統以上のボロン球の落下に失敗した場合に原子炉の停止に失敗するものとする。尚、3系統以上のボロン球落下に失敗する確率は十分小さいものとして無視する。

#### 5) 原子炉停止系及び原子炉後備停止系の独立性

原子炉停止系及び原子炉後備停止系は互いに独立であるとする。又、原子炉停止系の38系統及び原子炉後備停止系の19系統は、それぞれ独立であるとする。

#### 6) 原子炉後備停止系の手動操作

原子炉後備停止系は、自動及び手動のいずれでも動作させることができる設計となつていい

\*) 第1次概念設計の段階では系統構成は十分検討されていない。

るが、本検討では自動作動のみを考える。原子炉後備停止系は、スクラム信号発生時に、原子炉停止系による原子炉停止に失敗した時に自動作動するものとする。

#### 7) 原子炉停止系及び原子炉後備停止系による原子炉停止

原子炉停止系及び原子炉後備停止系の両者の相乗効果により原子炉が停止するモードは考えない。

#### 8) 常時監視による待機中故障の発見

常時監視されており、待機中にその故障が発見できるものについては、その待機中故障は無視する。

例えば、原子炉後備停止系の蓄圧器圧力の待機中の喪失は、常時、圧力監視されており、補修されるものとして無視する。

### (3) 保護系・原子炉停止系のフォールト・ツリと故障確率解析

#### 1) フォールト・ツリ

原子炉安全保護系、原子炉停止系および原子炉後備停止系の簡略系統図をもとに作成された原子炉停止失敗のフォールト・ツリをFig. 4.2.4に示す。

#### 2) 解析概要

安全保護系、原子炉停止系および原子炉後備停止系の故障確率解析は、スタンド・バイ・ブレーカー事故の初期事象に対するものと、その他のもの（これら各系統作動の要求のある初期事象）とに分けて行われる。

#### 3) 解析上の仮定および条件

- (i) 安全保護系に関しては、作動失敗確率は待機中故障確率に比べて十分小さいものと考え、待機中故障についてのみ考慮する。
- (ii) 原子炉停止系及び原子炉後備停止系に関しては、待機中故障確率及び作動失敗確率について考慮する。
- (iii) 作動余裕時間はゼロとする。また手動トリップの余裕はないとする。
- (iv) 安全保護系、原子炉停止系、原子炉後備停止系の点検間隔は1ヶ月とし、それが不可能なものについては、定検時（1年毎）に点検するものとする。
- (v) 安全保護系の最終アウトバットロジックは、原子炉停止系の38系統（36系統）、原子炉後備停止系の19系統のそれぞれの系統毎に存在するものとする。

#### 4) 解析結果および検討

点検間隔を1ヶ月とした場合、いずれのケースも安全保護系、原子炉停止系、原子炉後備停止系の原子炉トリップに係る全系統のアンアベイラビリティは約 $6.0 \times 10^{-7}$ である。又、安全保護系と原子炉停止系によるアンアベイラビリティは約 $3.8 \times 10^{-6}$ となる。

これらに基づいて、安全保護系信頼度に関する2, 3の検討結果を示す。

- (i) 安全保護系のアンアベイラビリティは $5.9 \times 10^{-7}$ であるが、これに対して支配的な要因はトリップロジックの作動失敗である。

トリップロジック入力のアンアベイラビリティ $5.1 \times 10^{-5}$ であるのに對し、トリップロジックのそれは、 $7.7 \times 10^{-4}$ となっており、システムのバランスを考えた場合、トリップロジックのシステム構成を検討してアンアベイラビリティの低下を計る必要

がある。逆に、信号の冗長性については、ここで仮定したモデルでは十分であると言える。

(ii) WASH-1270, "Technical Report on Anticipated Transients without Scram for Water-Cooled Power Reactors," によるとスクラム不能事象の発生確率を1年間につき $10^{-7}$ 以下とすべきであると述べている。スクラムを必要とする事象の年間発生確率を1とした場合、原子炉スクラム機能のアンアペイラビリティを $10^{-7}$ 以下とすべきである。従って本解析結果の値より約1桁の低下を計る必要がある。そのためには、先に述べた、安全保護のトリップロジックのシステム検討が肝要となる。

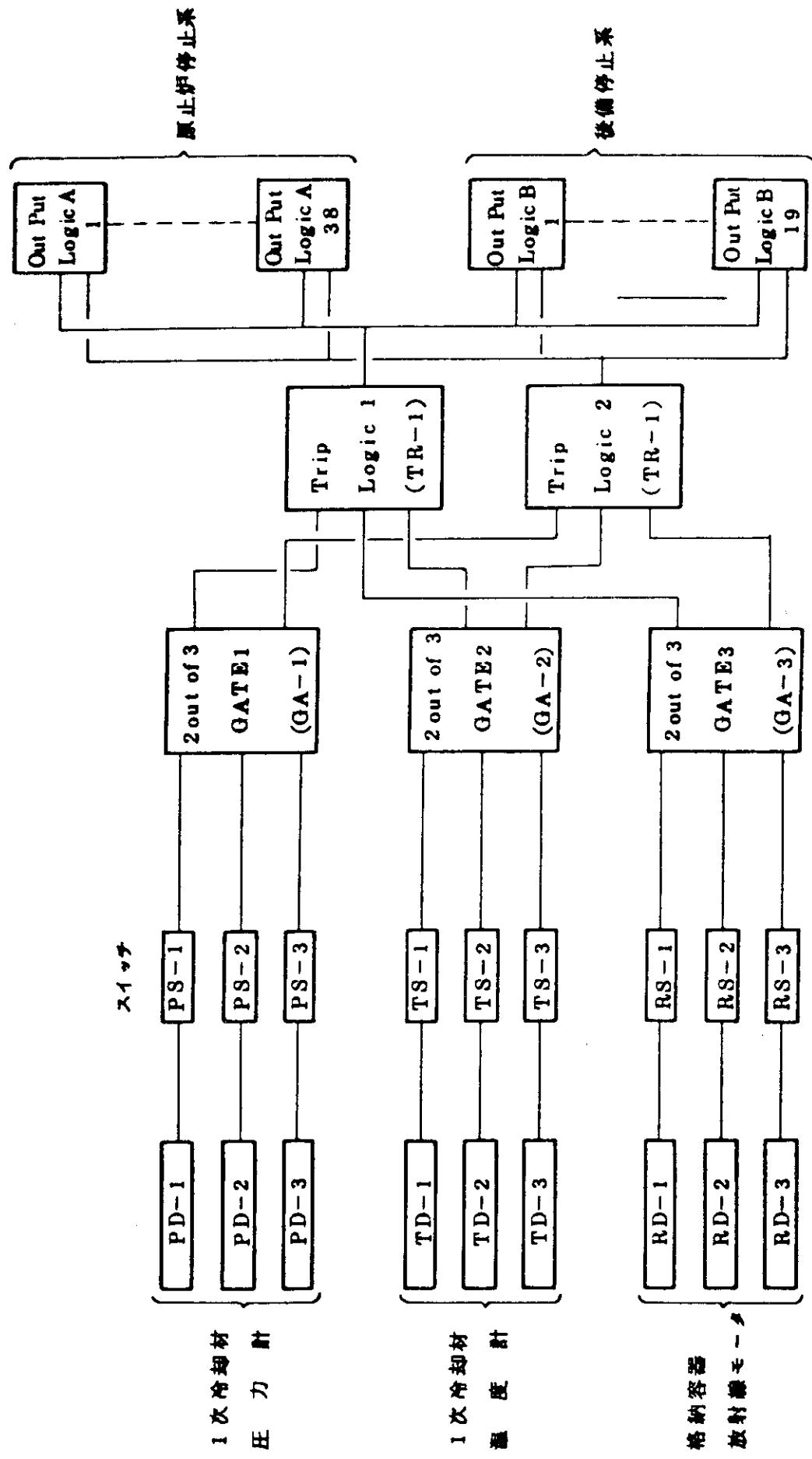


Fig. 4.2.1 安全保護系簡略系統図

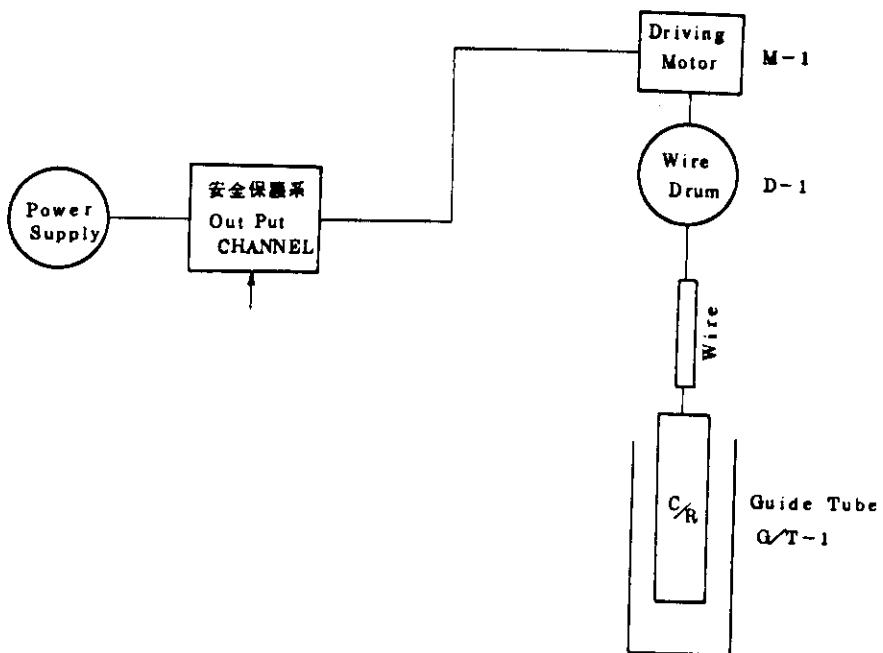


Fig. 4.2.2 原子炉停止系簡略系統図（独立IC 38 系統有り）

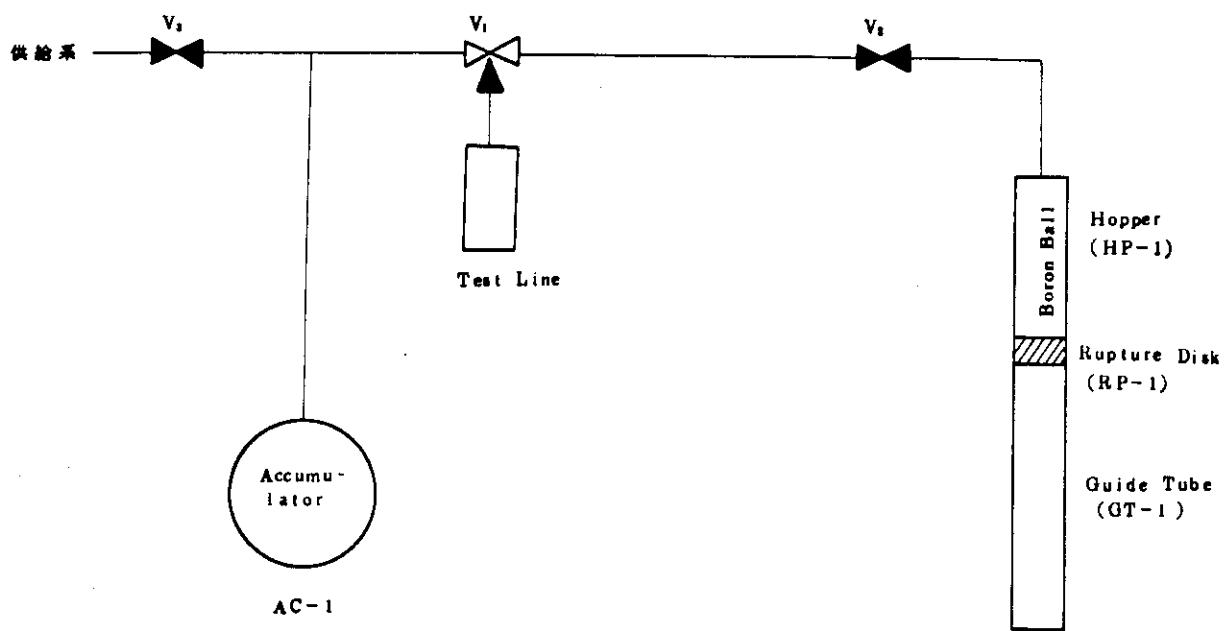


Fig. 4.2.3 原子炉後備停止系簡略系統図（独立IC 19 系統有り）

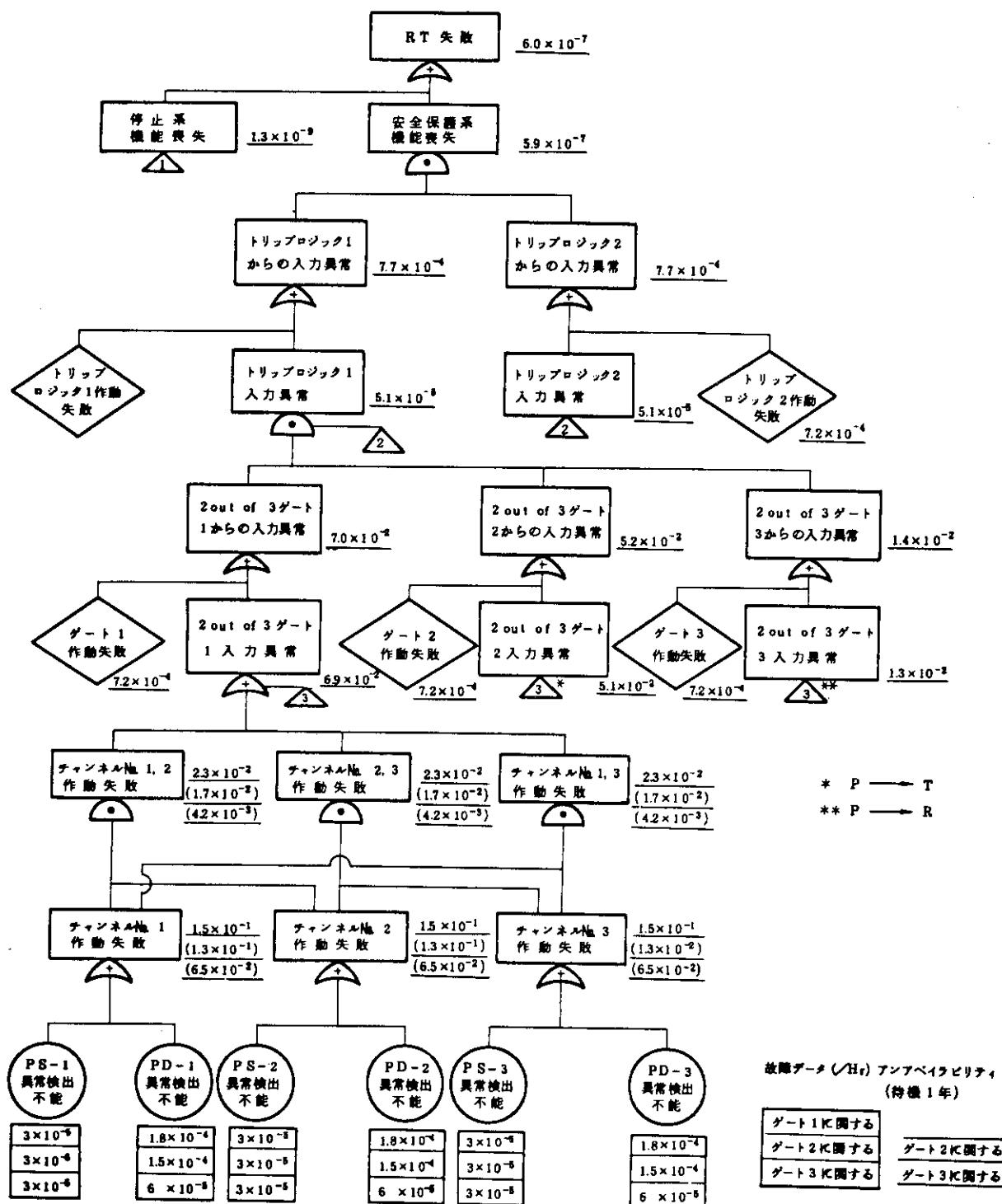


Fig. 4.2.4 原子炉トリップ失敗のフォールト・ツリ (1/2)

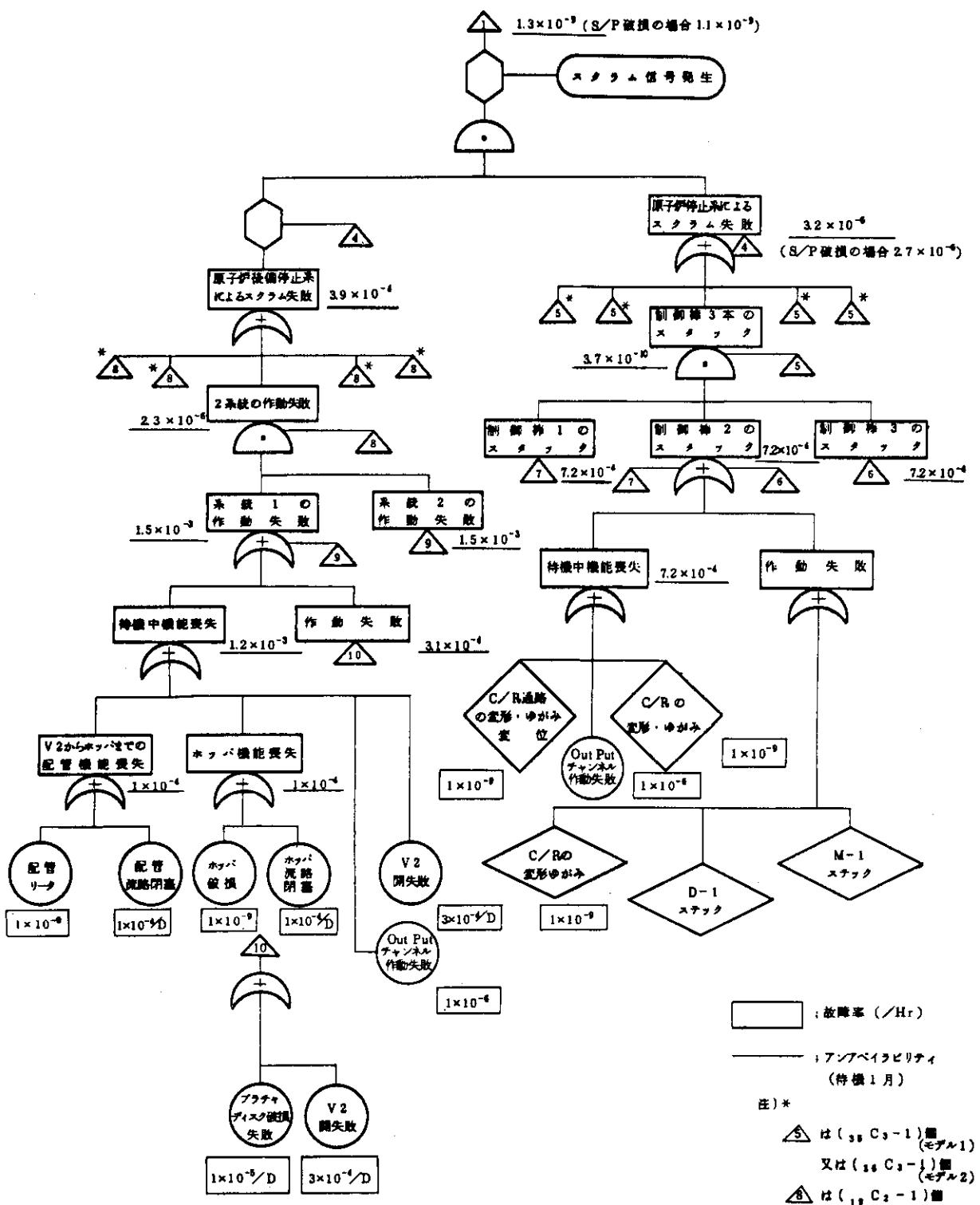


Fig. 4.2.4 原子炉トリップ失敗のフォールト・ツリー (2/2)

## 4.3 電気設備

### (1) 系統構成および運転手順

#### 1) 系統構成

電気設備は、所外の商用2回線（1回線は非常用である）から受電し、プラント内の電気負荷へ給電する設備であり、常用系と非常用系に大別できる。

常用系は、3.3 KV 母線 2系統

440 V 母線 2系統

220 V 母線 2系統

からなり、常用系の母線へは、商用6.6 KV 1回線からのみ、給電される。

非常用系は、安全上重要な設備に電力を供給するものであり、

3.3 KV 母線 2系統

440 V 母線 2系統

220 V 母線 2系統

交流無停電 110 V 母線 2系統

直流無停電 220 V 母線 2系統

直流無停電 110 V 母線 2系統

からなり、非常用系母線へは商用6.6 KV 1回線、商用6.6 KV 1回線、および、ディーゼル発電機2台から給電される。又、各無停電母線には各々蓄電池から短時間の給電が可能である。

Fig. 4.2.3に第1次概念設計に基づいて設定した電気設備単線結線図を示す。

#### 2) 運転手順

電気設備は、通常時には商用6.6 KV回線から受電しており、商用6.6 KV回線停電時には遮断器D-8A/B, D-9A/B, D-10A/B, D-5A/Bを「開」にし、その後遮断器D-1, D-2A/Bを投入することにより、商用6.6 KV回線から、非常系にのみ給電する。

(Fig. 4.2.3参照)

商用6.6 KV, 6.6 KVの両回線とも停電の場合には、ディーゼル発電機F-1A, F-1Bより非常系に給電する。

ディーゼル発電機は、1台で非常系の負荷全てに給電できる容量を有し時限継電器により、商用回線の停電を数秒間確認した後、2台同時起動し、C-7A, Bの母線へ各々給電する。

ディーゼル発電機F-1AもしくはF-1Bが起動失敗もしくは連続運転失敗した場合は手動操作により遮断器D-5AおよびD-5Bを投入し、健全なD/Gより母線C-7A, およびC-7Bへ給電する。

なお、商用回線の停電が復旧した場合には、商用回線から非常系へ給電し、ディーゼル発電機は待機させる。

#### (2) フォールト・ツリの作成条件と仮定

電気設備の作動が関連する初期事象は次のものである。

・1次系配管大破断事故

・2次冷却系小規模漏洩事故

- ・ 1 次冷却系小規模漏洩事故
- ・ 外部電源喪失事故
- ・ スタンドパイプ破断事故
- ・ S<sub>2</sub>地震
- ・ 2 次系配管大破断事故
- ・ 気体廃棄物処理系破損事故

これらの事象に対する電気設備のフォールト・ツリ作成上の条件および仮定は以下の通りである。

- (i) 最終事象は対象としている電気設備のいずれかの母線への給電喪失事象を全て含めるものとする。
- (ii) 「電源系が健全である」という事象は、A, B両系統から給電可能な場合を考える。但し、この場合A系統の母線が健全であるという事象には、A系統への給電系から給電可能な場合と、B系統母線からの給電が可能な場合の両者を考える。したがって「電源系の故障」は、この排反事象となり、片系統から給電可能な場合も含むものとする。  
(安全側の仮定)
- (iii) 外部電源系は独立2系統(6.6KV, 66KV)として所外における共通モード故障は無視する。
- (iv) 系統の待機中故障の検知されたものは完全修理する。

### (3) 電気設備のフォールト・ツリと故障確率解析

#### 1) フォールト・ツリの作成

Fig. 4.3.1に基づいて作成したフォールト・ツリをFig. 4.3.2に示す。

#### 2) 解析概要

電気設備の信頼度解析は所外電源の状態、サイリスタ、インバータおよび整流器などの特定機器の保全の有無を考慮して行われる。

S<sub>2</sub> 地震初期事象に対しては事故発生後7日間、外部電源喪失であって、上記の特定機器の保全およびディーゼル発電機の保全有りの条件下で電気設備の信頼度解析を行う。

外部電源喪失の初期事象に対しては、外部電源は故障しており、特定機器の保全有りの条件下で解析する。

その他の初期事象に対しては、外部電源健全、特定機器の保全有りの条件で電気設備信頼度解析を行う。

#### 3) 解析上の仮定および条件

解析上の主な仮定および条件は次の通りである。

- (i) 外部電源系(商用66kV, 商用6.6kV)は各々独立とし、共通モード故障(たとえば台風等による)は考えないものとする。
- (ii) 機器修復については、サイリスタ・インバータ、整流器、ディーゼル発電機について考慮する。
- (iii) 起動失敗の確率は無視する。  
尚、使用計算コードはFALCOMコードである<sup>\*</sup>

#### 4) 解析結果および検討

<sup>\*</sup>) JAERI-M 7627 "フォールト・ツリによるシステム信頼度解析(II)" , (1978年5月)を参照されたい。

(I) 事故発生時、外部電源系健全の条件下での電気設備の系統アン・アペイラビリティの経時変化をFig.4.3.3に示す。これは、冷却材（1次、2次の）喪失の初期事象の事故シーケンスで用いられる電気設備の故障確率である。本図より、サイリスタ・インバータに対する無保全の場合、約1.5ヶ月後にはアン・アペイラビリティは0.01、6ヶ月後で約0.1に達する。これに対する支配的な最小切断集合は、AC110V無停電母線に給電している2基のサイリスタ・インバータ故障、およびDC110V, 220V無停電母線に給電している整流器（各2基）の故障である。

一方これらの機器の保全が可能であると仮定した場合には、アン・アペイラビリティは約1桁下がり、6ヶ月後で $10^{-2}$ となっている。この場合の主要な最小切断集合は各母線の短絡、あるいは遮断器の投入失敗、トランスの機能長失等であるが、いづれも同程度で特に支配的な因子はない。また給電系（ディーゼル発電機、外部電源系）のアン・アペイラビリティは $4 \times 10^{-8}$ であり全体のアン・アペイラビリティに占める割合は非常に小さい。

- (II) 外部電源喪失時の電気設備の系統アン・アペイラビリティの挙動をFig.4.3.4に示す。本図から、外部電源系はMTTRが1時間と非常に短いので事故後数時間経過すると殆んど復旧することがわかる。したがって起動余裕時間（10時間）内には電源系としてのアペイラビリティは十分確保できる。なお事故発生時のアン・アペイラビリティ約 $10^{-3}$ は、殆んどがディーゼル発電機2台の待期中の故障によるものである。
- (III) 次に、S<sub>2</sub> 地震の初期事象事故シーケンスに対する電気設備の系統アン・アペイラビリティをFig.4.3.5に示す。これは地震発生後、7日間外部電源喪失状態が続くと仮定したものである。本図からディーゼル発電機の保全性の有無が重要な因子であることがわかる。すなわち保全のない場合7日後のアン・アペイラビリティが約 $2 \times 10^{-1}$ であるのに対し、保全のある場合には、約 $4 \times 10^{-3}$ にとどまっている。

- (IV) 以上の解析の結果から、第1次概念設計の電気設備系統設計について、その信頼性の面から次のような事柄が明らかとなった。

(a) サイリスタ・インバータ使用の考え方について

この機器は主要な最小切断集合の一つとして摘出されたもので、その機能はAC110V無停電母線へDC220V無停電母線から交流電源を供給することとなっている。今回のようにAC110V無停電母線の信頼性が低くなった原因是、その供給電力をすべてDC DC220V無停電母線に依存する設計となっていることによるものである。すなわち、DC220V無停電母線には電池および交流（整流器を介して）電源から多重性をもって給電されているが、その後この直流電力を信頼性の低いサイリスタ・インバータ(MTTRが約1年)を介することによって交流変換している点が問題である。

このAC110V無停電母線の信頼性を向上させる方法としては、系統構成の考え方は現状のままでサイリスタ・インバータに多重性をもたせること、事故時でも保全可能な設計とすること、あるいは系統構成の考え方を基本的に変更することが考えられる。このうち最後の場合にはAC110V無停電母線へ給電多重性をDC220Vと同様に考え、すなわち一つは電池からの供給電力を現状どおりサイリスタ・インバータを介して給電

するとともに、さらに交流電力は一担DC変換することなく、直接変圧器を介して降圧後給電するといった方向での検討が考えられる。

(b) 整流器系の信頼度向上について

この機器も主要な最小切断集合の一つを構成するものである。今回は DC110V, DC220V母線の必要期間を他の機器と同様6ヶ月と考えた結果であり、もしその必要期間が工安系の連続運転に入るまでというように比較的短い期間であれば特に問題はないと考えられる。しかしながら6ヶ月持続させることを前提とした場合には何らかの手段でその信頼度を向上させる必要がある。たとえば今回仮定した事後保全可能な設計、あるいは機器の多重化等を考慮してゆくことが必要である。

(c) ディーゼル発電機の保全について

ディーゼル発電機の運転中故障率は通常のモータ、ポンプ等と比較して約1～2桁高く、また一方その安全機能が重要であることから信頼度を高く維持してゆく必要がある。この場合系統を増加することも一つの方法であるが、現在の2系統を3系統にすることと比較してみると、2系統で事後保全可能とした方が信頼度向上に対する効果が大きく、今後この方向での検討を行い、それが不可能である場合には多重化の方向で信頼度向上を図ってゆく必要があると考える。

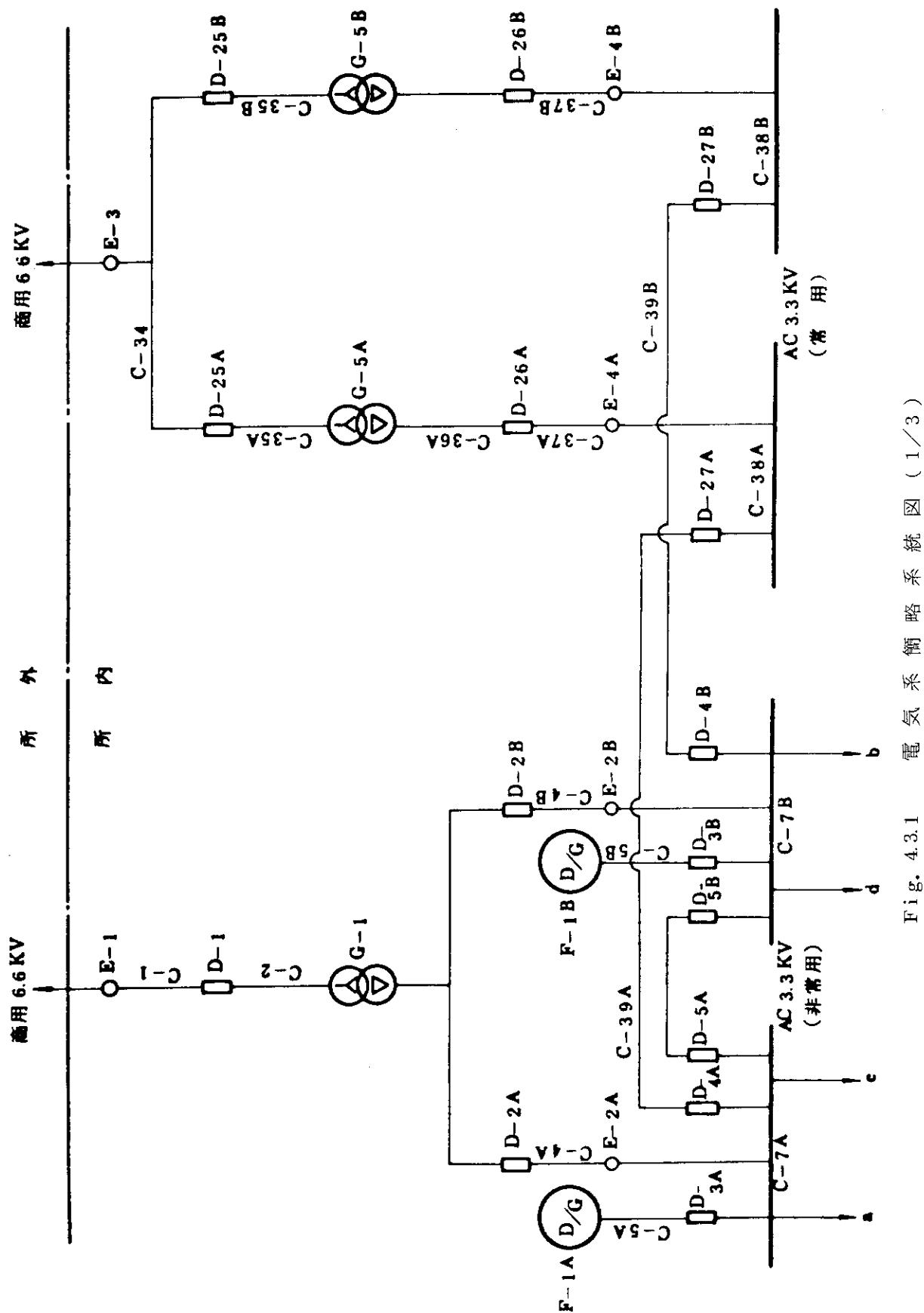
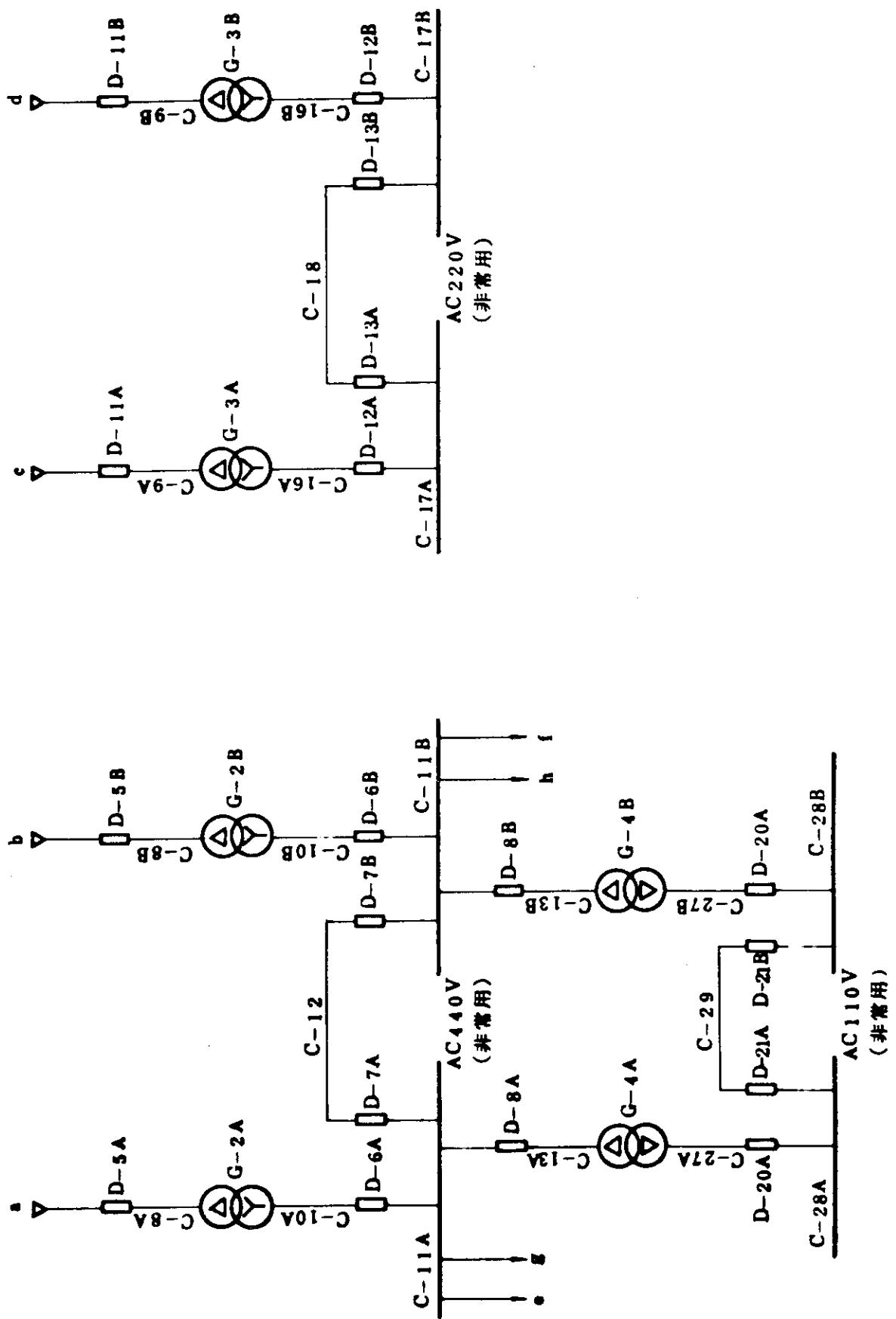


Fig. 4.3.1 電気系簡略系統図 (1/3)



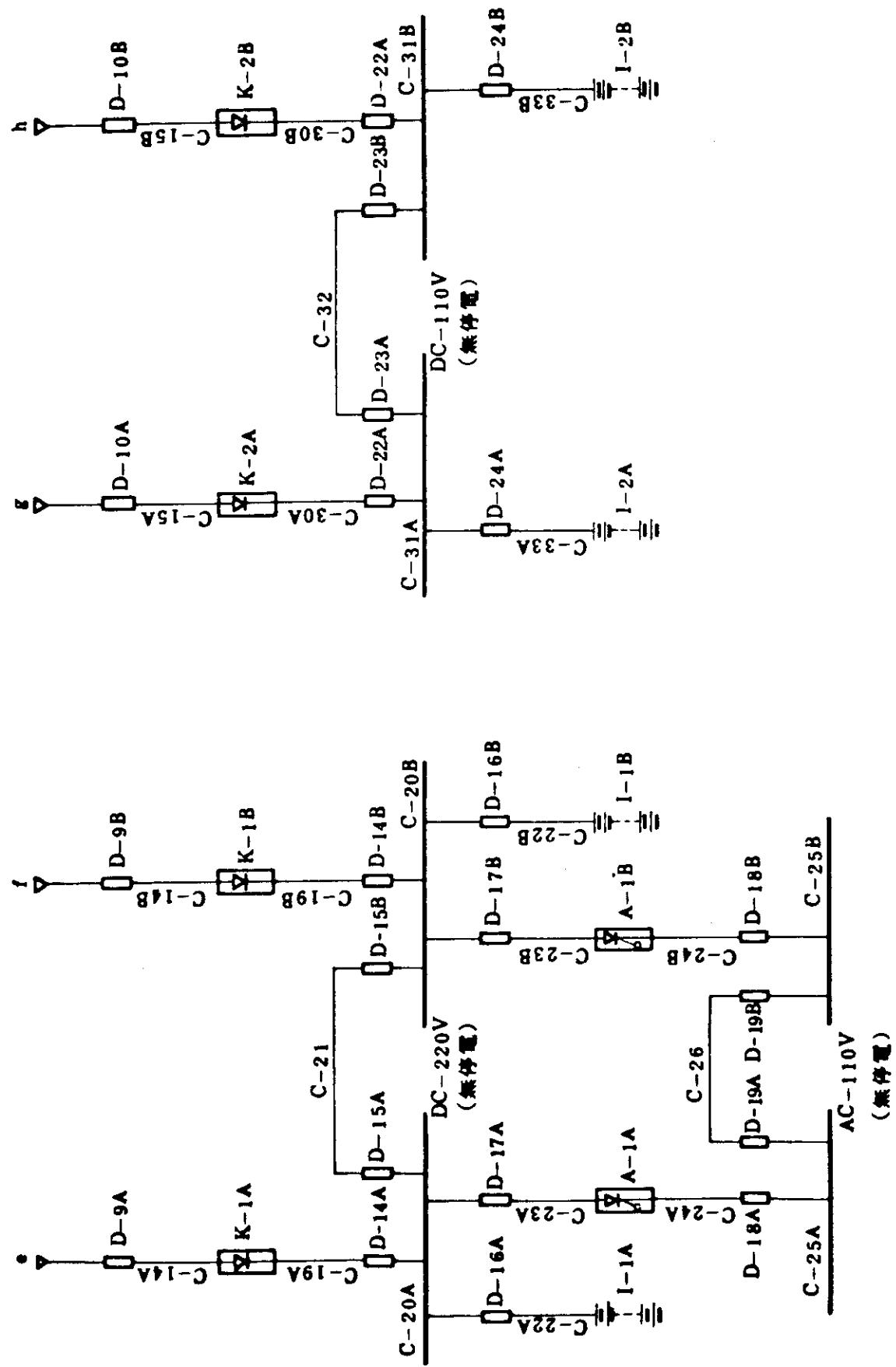


Fig. 4.3.1 電気系簡略系統図 (3/3)

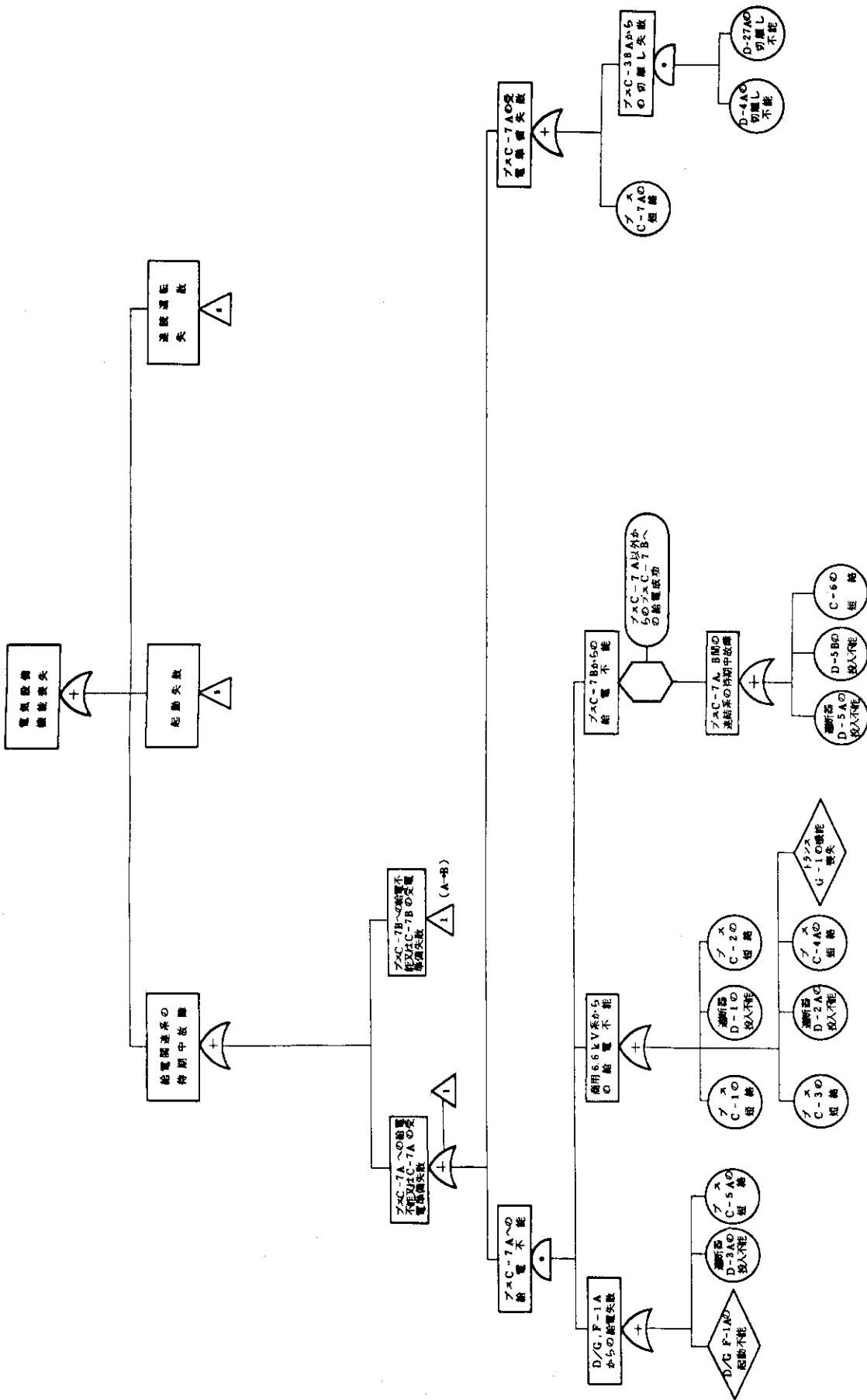


Fig. 4.3.2 電気系のフォールト・ツリ (1/4)

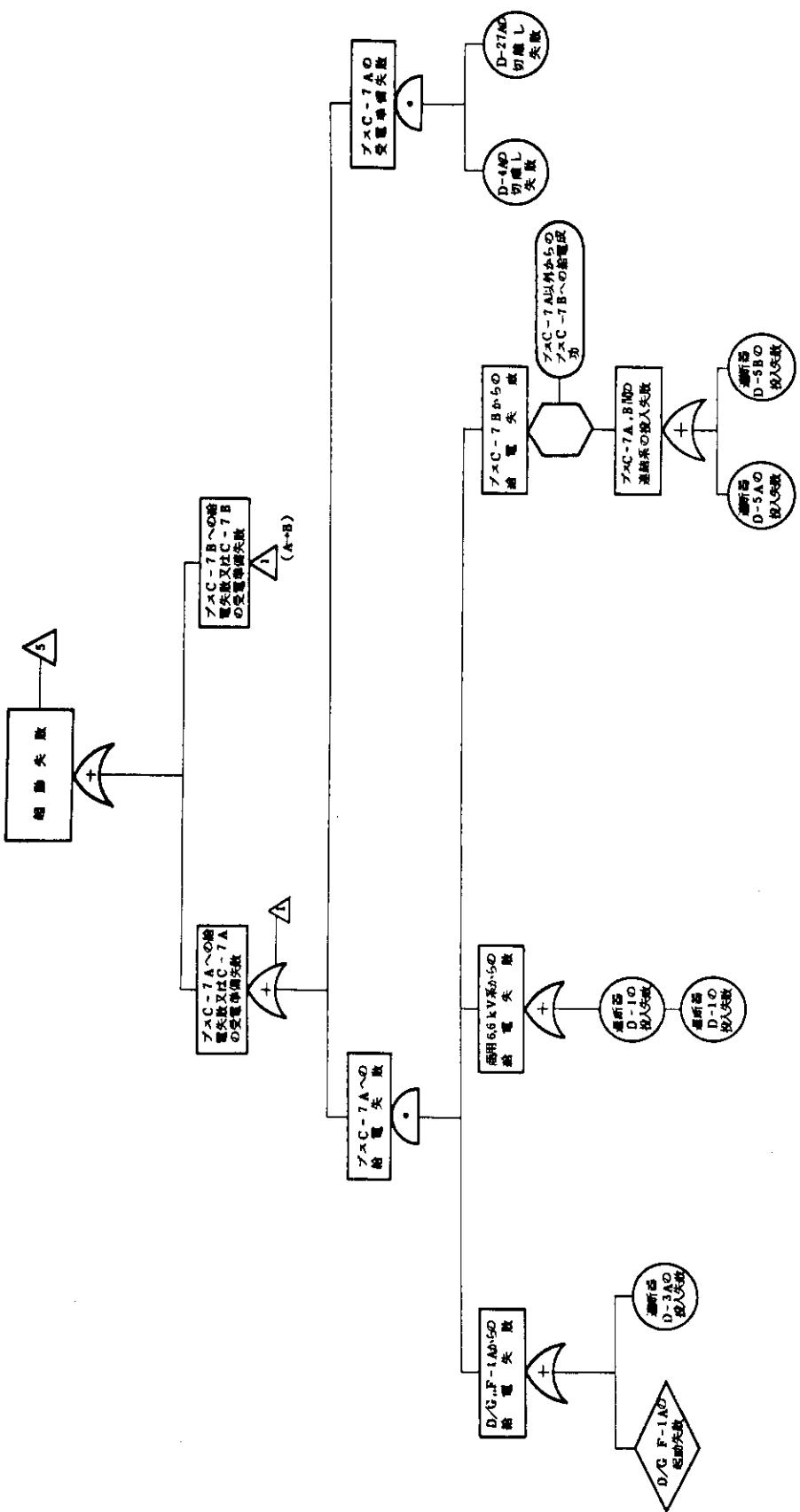


Fig. 4.3.2 電気系のオートマトル (2/4)

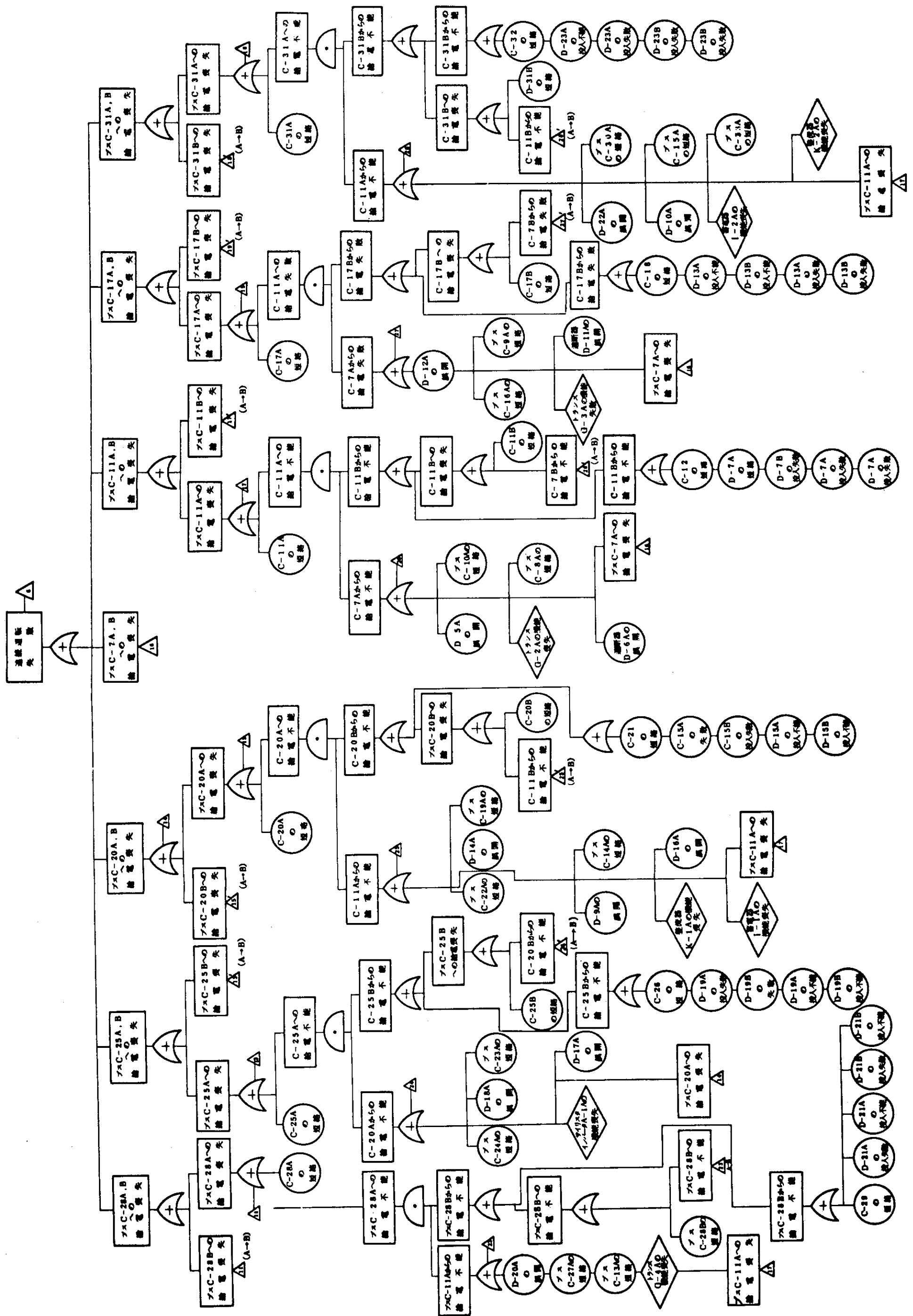


Fig. 4.3.2 電源設備のフオールト・ツリ (3/4)

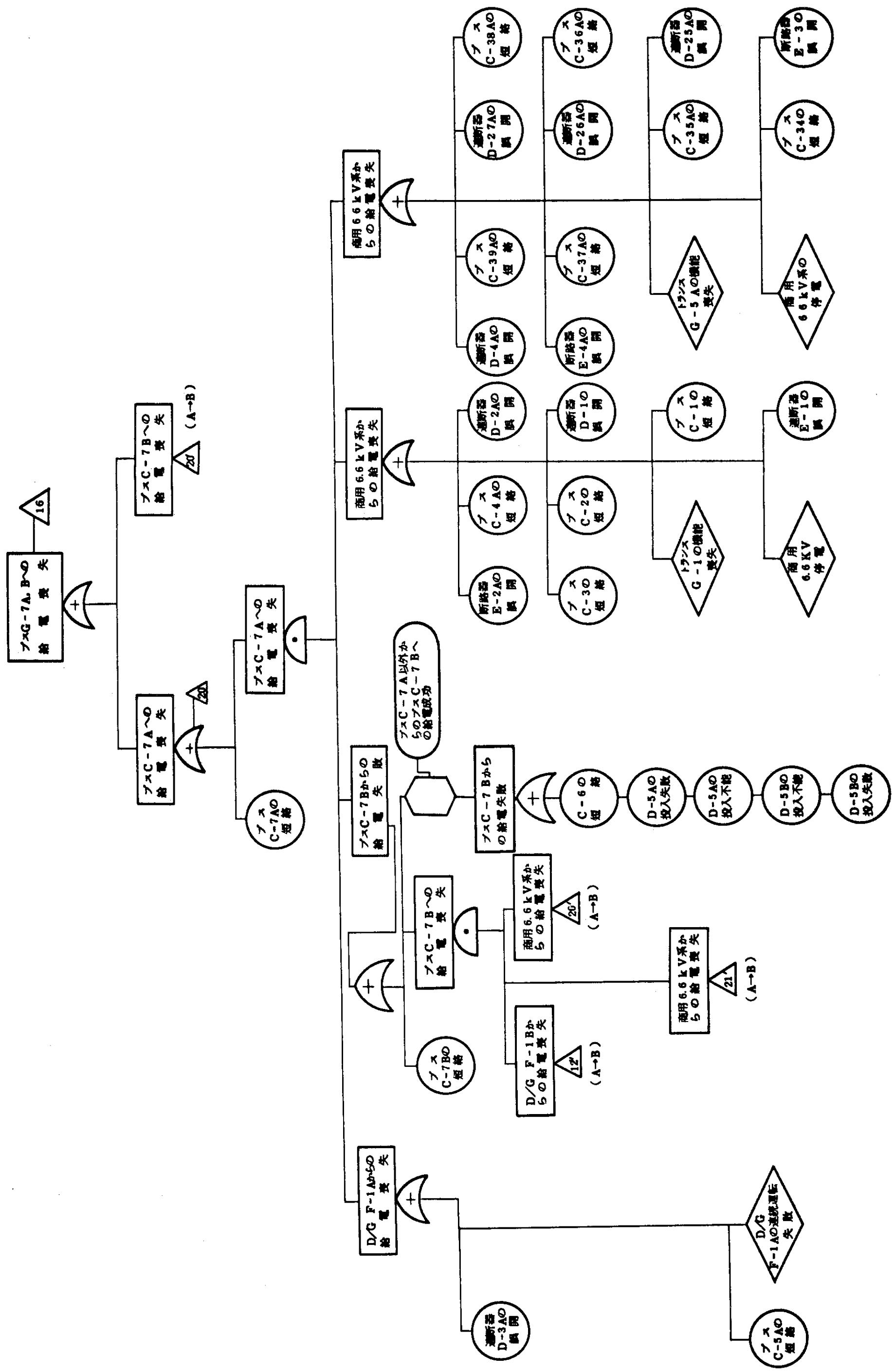


Fig. 4.3.2 電気系のフルト・シリ (4/4)

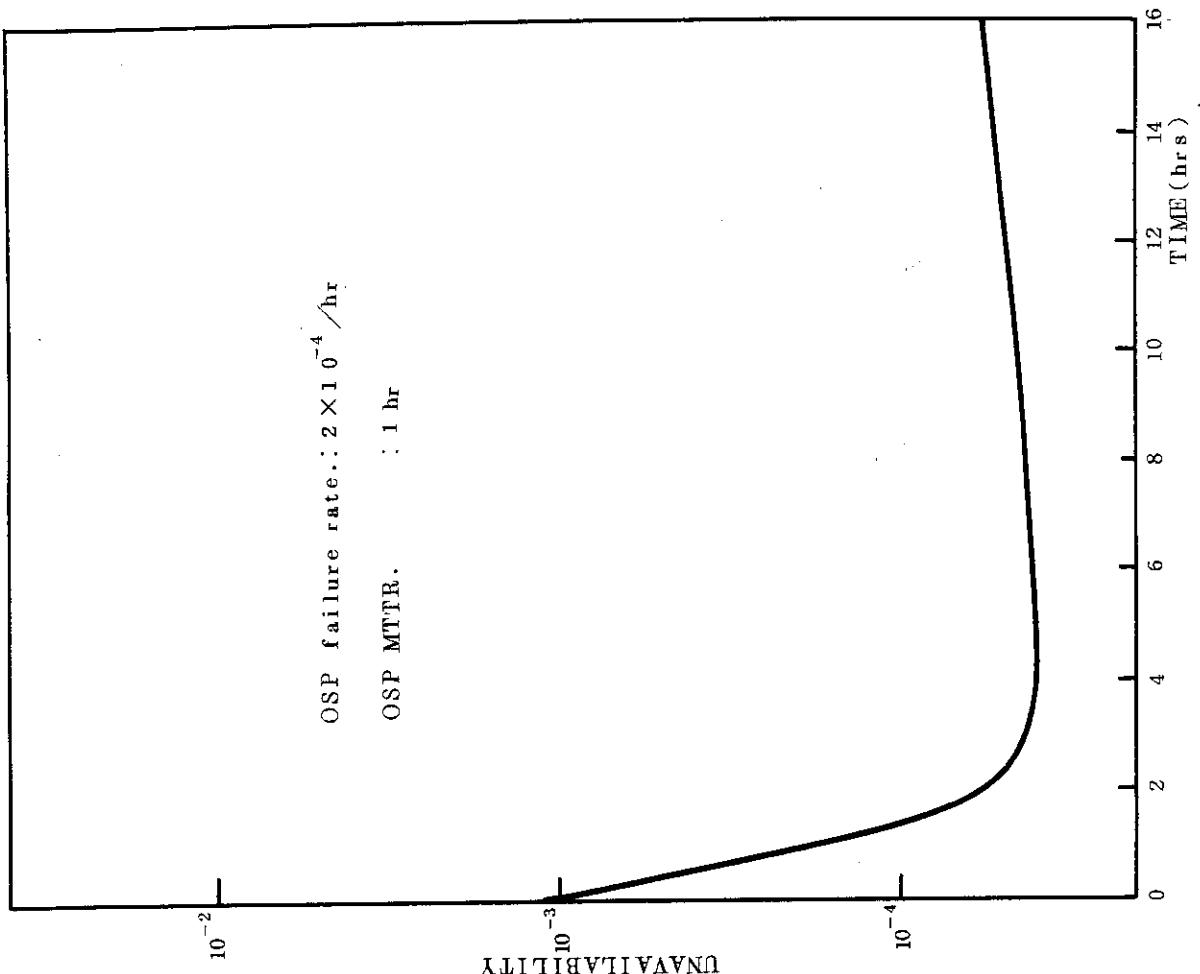
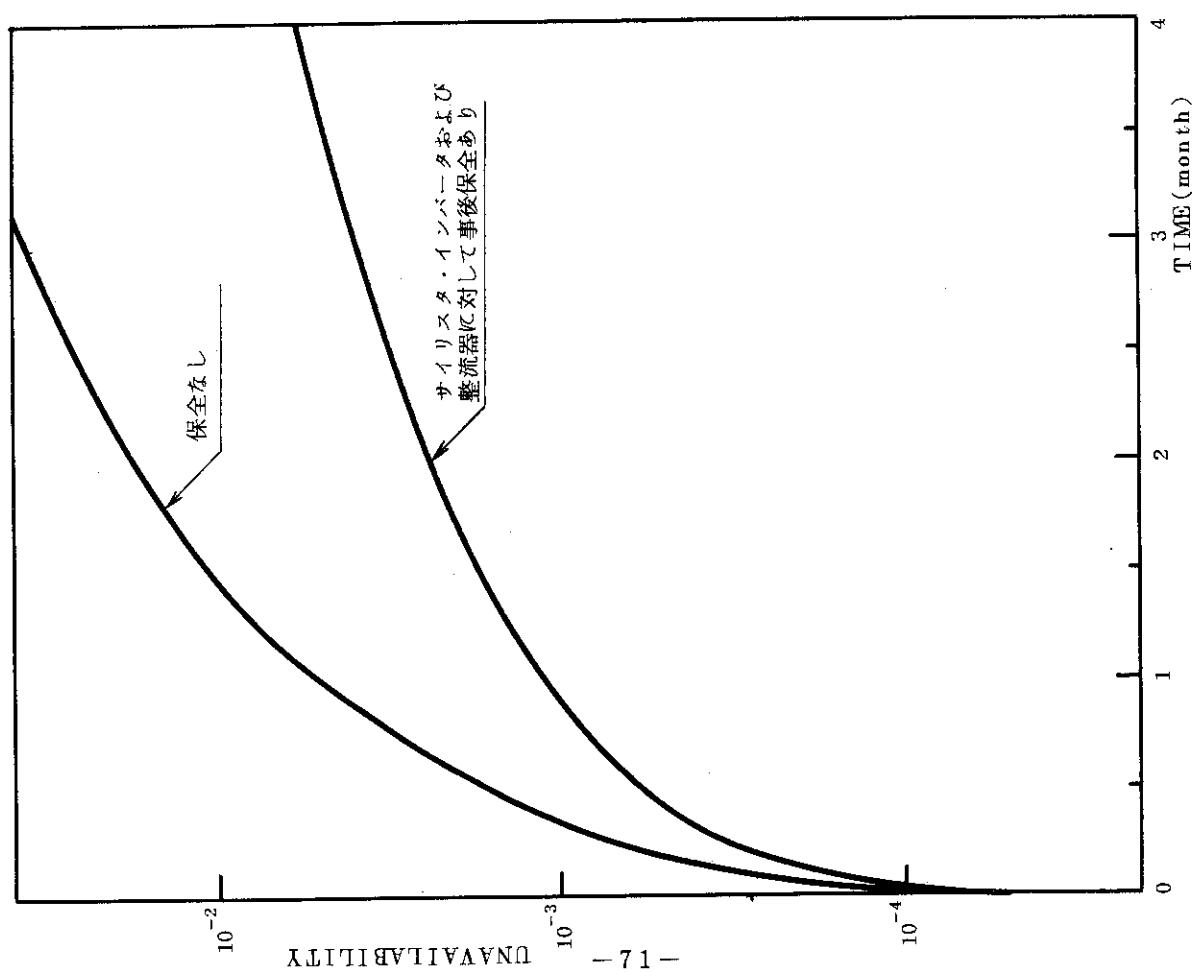
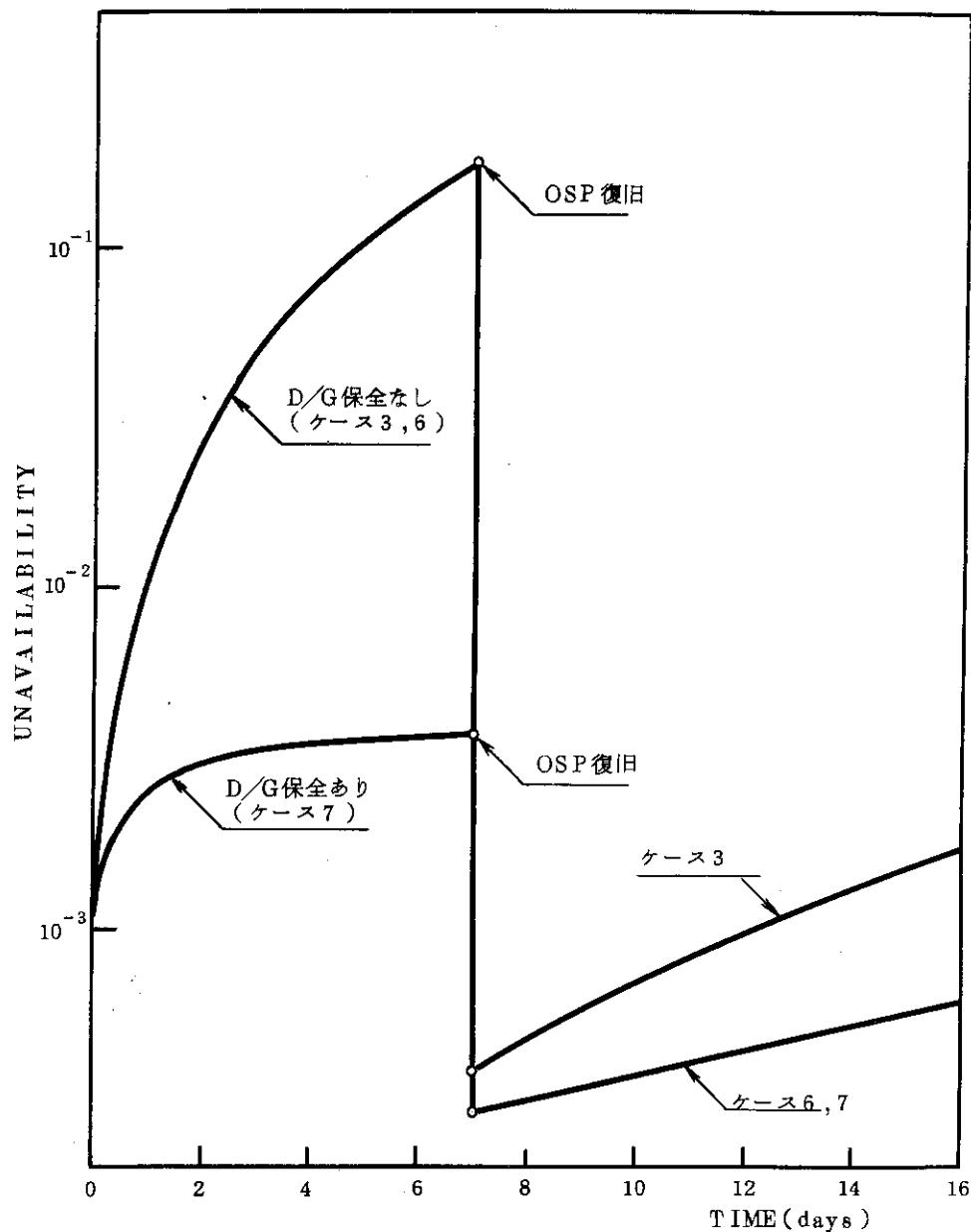


Fig. 4.3.3 電源系アンアベイラビリティ(事故発生時外部電源系健全)

Fig. 4.3.4 外部電源(OSP)喪失時の電源系アンアベイラビリティ

Fig. 4.3.5 地震 ( $S_2$ ) 時の電源系アンアベイラビリティ

#### 4.4 原子炉 UCL 系

##### (1) 系統構成および運転手順

###### 1) 系統構成

原子炉 UCL 系は通常運転時および事故時において、下記系統および機器からの熱を除去するものである。

- |              |              |
|--------------|--------------|
| ・補助冷却系       | ・シールドクーリング系  |
| ・後備冷却系       | ・コンバートメント冷却系 |
| ・非常用ディーゼル発電機 | ・1次系純化系      |
| ・アニュラス排気系    | ・1次系主循環機冷却系  |
| ・制御室空調系      | ・1次系補助循環機冷却系 |

本系統は Fig. 4.4.1 に示す如く機能的に分離された完全独立 2 系統から構成されている。系統の主要機器は、冷却塔、薬液注入装置、補給水装置および冷却水循環ポンプである。

###### 2) 運転手順

本系統は、常時 2 系統運転され、1 系統のみの運転で除熱機能は達成される。又、非常用電源、外部電源のいずれでも駆動可能で、原子炉の運転状態が変化しても、冷却水の流量制御は行われない。1 系統の機器が故障した場合は、その系統を中止して、修理、取替が行われる。

##### (2) フォールト・ツリの作成条件と仮定

Fig. 4.4.1 に示す原子炉 UCL 系を次のようにモデル化する。

- 系統中の弁は機能、種類により故障確率に差がある場合のみ、これを区別し、同じ弁が直列に入っている場合は故障確率を計算して、1 個の弁で示す。
- 後備冷却系 (RCS) の冷却器 2 基は常時通水しておく。
- 薬液注入装置の故障は UCL 系除熱機能に影響を与えないと仮定する。また補給水装置故障も省略する。
- 電源系は健全である。
- 補助冷却系、後備冷却系の範囲は UCL 系仕切り弁までとする。

原子炉 UCL 系の起動・運転が必要となる初期事象シーケンスは次の 8 個である。

- |             |             |
|-------------|-------------|
| ・1次系配管大破断   | ・2次冷却系小規模漏洩 |
| ・1次冷却系小規模漏洩 | ・純化系破損      |
| ・スタンドパイプ破断  | ・外部電源喪失     |
| ・2次系配管大破断   | ・S2 地震      |

これらの事象に対する原子炉 UCL 系の信頼度解析にあたっては、起動余裕時間 10 時間（炉心昇温挙動の解析から）、連続運転所要時間は 6 ヶ月とする。

##### (3) 原子炉 UCL 系のフォールト・ツリと故障確率解析

###### 1) フォールト・ツリの作成

原子炉 UCL 系の機能喪失のフォールト・ツリを Fig. 4.4.2 に示す。

###### 2) 解析上の仮定と使用計算コード

解析上の仮定をまとめて以下に示す。

- (i) 原子炉UCL系は、A, B 2系統並列運転されるものとする。
- (ii) 電源の健全性は確保されているものとする。
- (iii) 格納容器内にある待機冗長系統（循環ポンプ系統）については1台運転1台待機で事後保全を施すものとする。

使用計算コードは信頼性解析コード「FALCOM」\*である。

### 3) 解析結果および検討

原子炉UCL系全系統の6ヶ月間連続運転のアン・アベイラビリティは約 $2.3 \times 10^{-3}$ である。これを機能別にみると、除熱機能喪失確率が約9.2%を占めている。除熱機能喪失の原因としては、冷却ファンの連続運転失敗のみを考えており、例えば事故後所定時間内だけ冷却ファンの運転が確認されれば、それ以後については、事後保全等を考えるのが合理的であろう。

---

\*) JAERI-M 7627, "フォールト・ツリによるシステム信頼度解析(II)" (1978年5月)

原子炉補助建家 原子炉格納容器

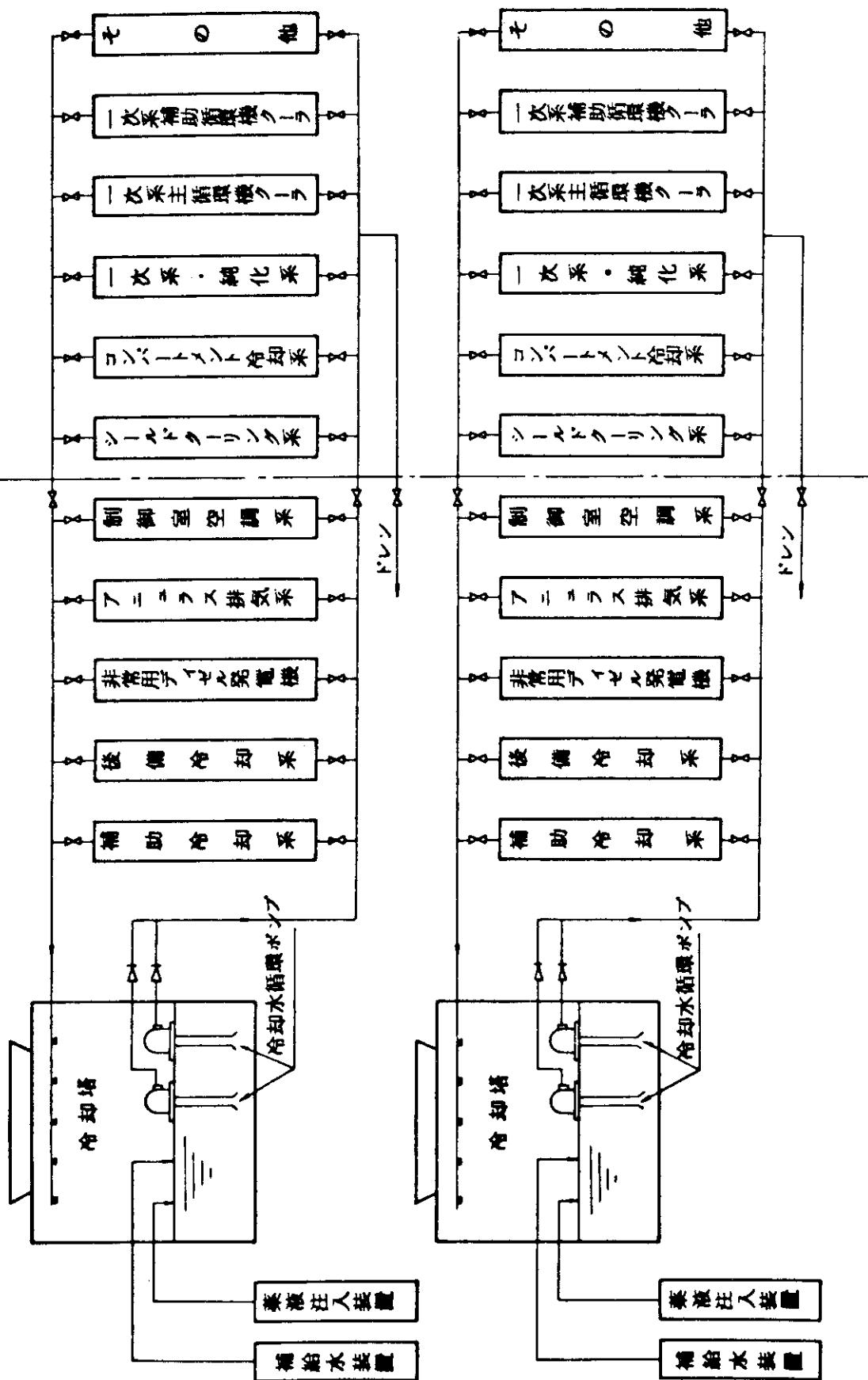


Fig. 4.4.1 原子炉 UCL 系統図

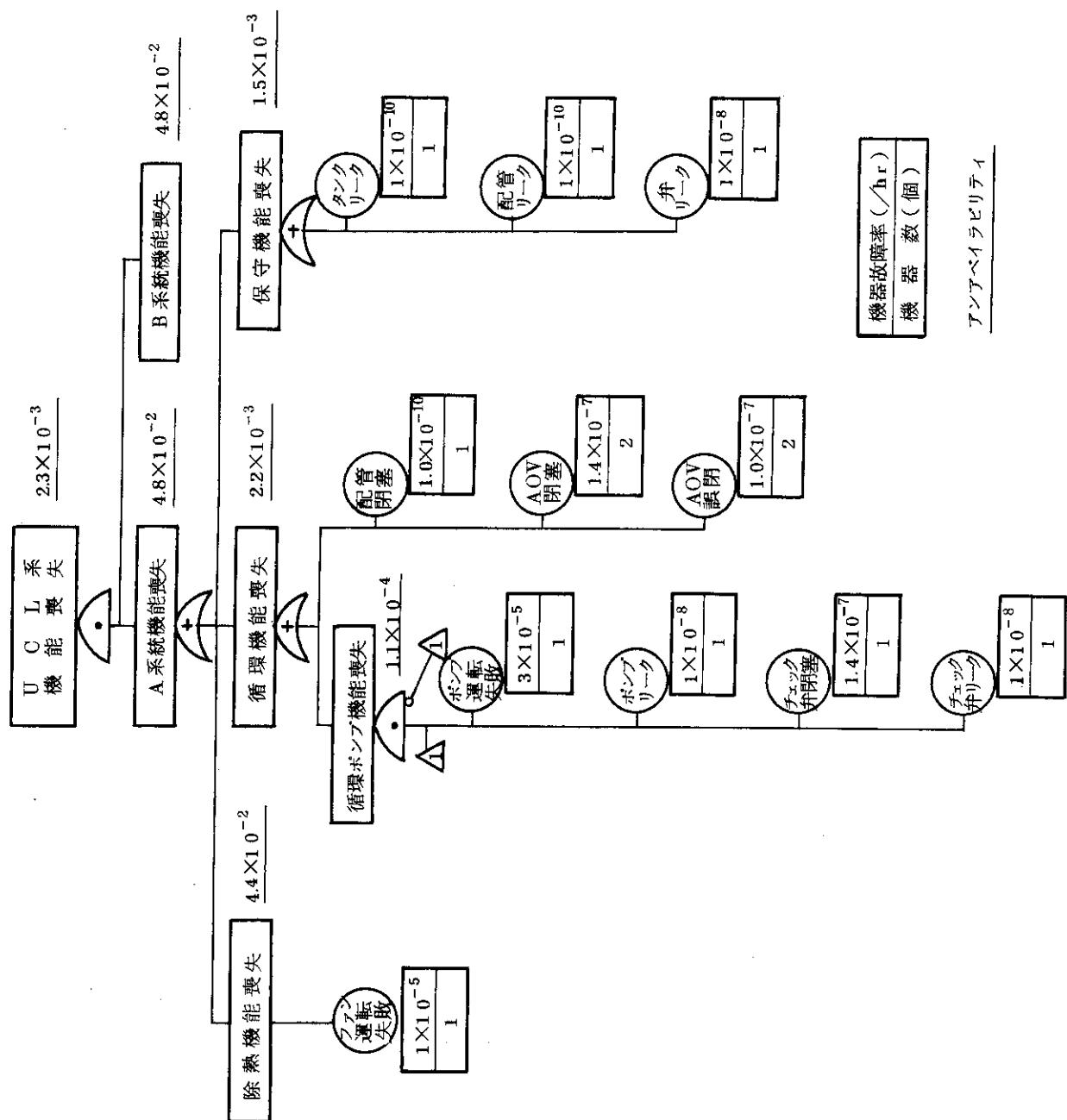


Fig. 4.4.2 原子炉 UCL 系故障解析

## 4.5 補助冷却系

### (1) 系統構成および運転手順

#### 1) 系統構成

系統構成は Fig. 4.5.1 (独立 2 系統のうちの 1 系統のみ示す。) の通りで、機能的に分離された完全独立 2 系統からなり、事故時には 2 系統同時起動される。各系統は、

- ・補助冷却器
- ・主ガス循環機
- ・補助ガス循環機
- ・補助冷却水系
- ・配管および弁

等から構成される。

#### 2) 運転手順

原子炉の通常運転時に、補助冷却器には主冷却材の 1.5 %をバイパスフローさせ、また全運転状態に対して、補助冷却水系は待機運転している。補助冷却系の運転は、中間熱換器出口弁を閉じ、補助冷却器出口弁を全開し、かつ主循環機を停止し補助循環機を運転しておこなう。

### (2) フォールト・ツリの作成条件と仮定

補助冷却系の起動および運転が必要となる初期事象シーケンスは次の 6 個である。

- |                 |                 |
|-----------------|-----------------|
| ・ 1 次冷却系小規模漏洩事故 | ・ 2 次冷却系小規模漏洩事故 |
| ・ スタンドパイプ破断事故   | ・ 外部電源喪失事故      |
| ・ 2 次系配管大破断事故   | ・ S 2 地震        |

これらの事故シーケンスに対して、補助冷却系連続運転失敗の確率解析を行うためのフォールト・ツリ作成条件を次のように設定する。

- (i) 補助冷却水系の圧力喪失時にも補助冷却系は機能するものとして加圧器を、また除熱機能が確保されていれば充分であるとの観点から浄化系を無視する。
- (ii) 補助冷却系の 2 つの系統は、機能的に完全に独立と考える。
- (iii) 補助冷却系の運転には、主ガス循環機、補助ガス循環機いずれでも可能と仮定する。

### (3) 補助冷却系のフォールト・ツリと故障確率解析

作成したフォールト・ツリを Fig. 4.5.2 に示す。このフォールト・ツリでは電源系、原子炉 U C L 系の健全性を前提としている。

故障確率の解析では補助冷却系は待機時間 1 年、起動余裕時間 10 時間、連続運転必要時間を 6 ヶ月とする。起動余裕時間が 10 時間と長いので起動失敗の確率を無視する。

また、補助冷却系は A , B 2 系統を並列運転するものとし、循環水ポンプの待機冗長系（格納容器外）は 1 台運転、1 台待機であり、事後保全を実施するものとする。

### (4) 解析結果および検討

結果を Fig. 4.5.2 の中に示す。常時運転で、待機 1 年、起動余裕 10 時間、0.5 年連続運転時の補助冷却系のアン・アベイラビリティは約  $1.6 \times 10^{-3}$  である。

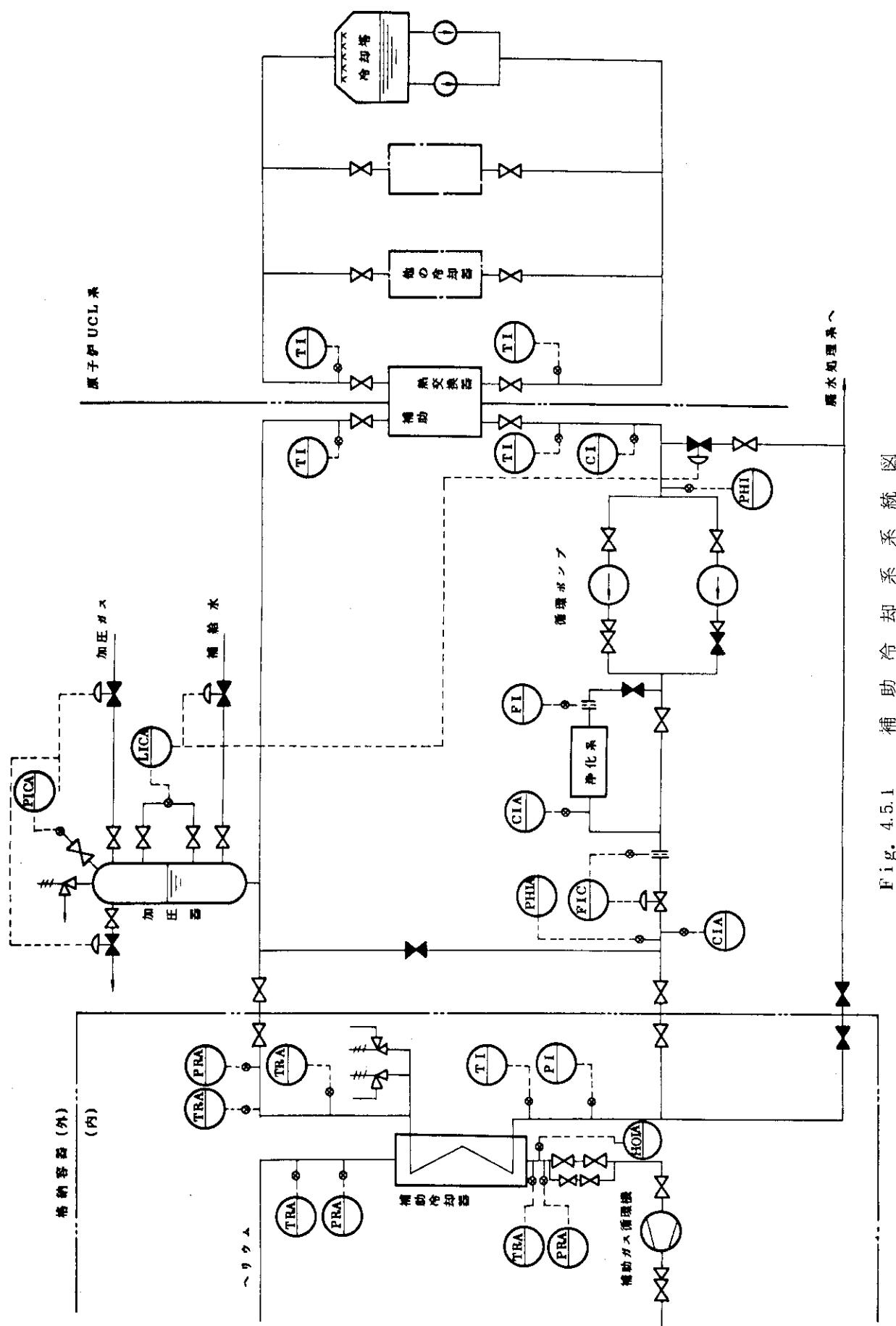


Fig. 4.5.1 補助冷却系系統図

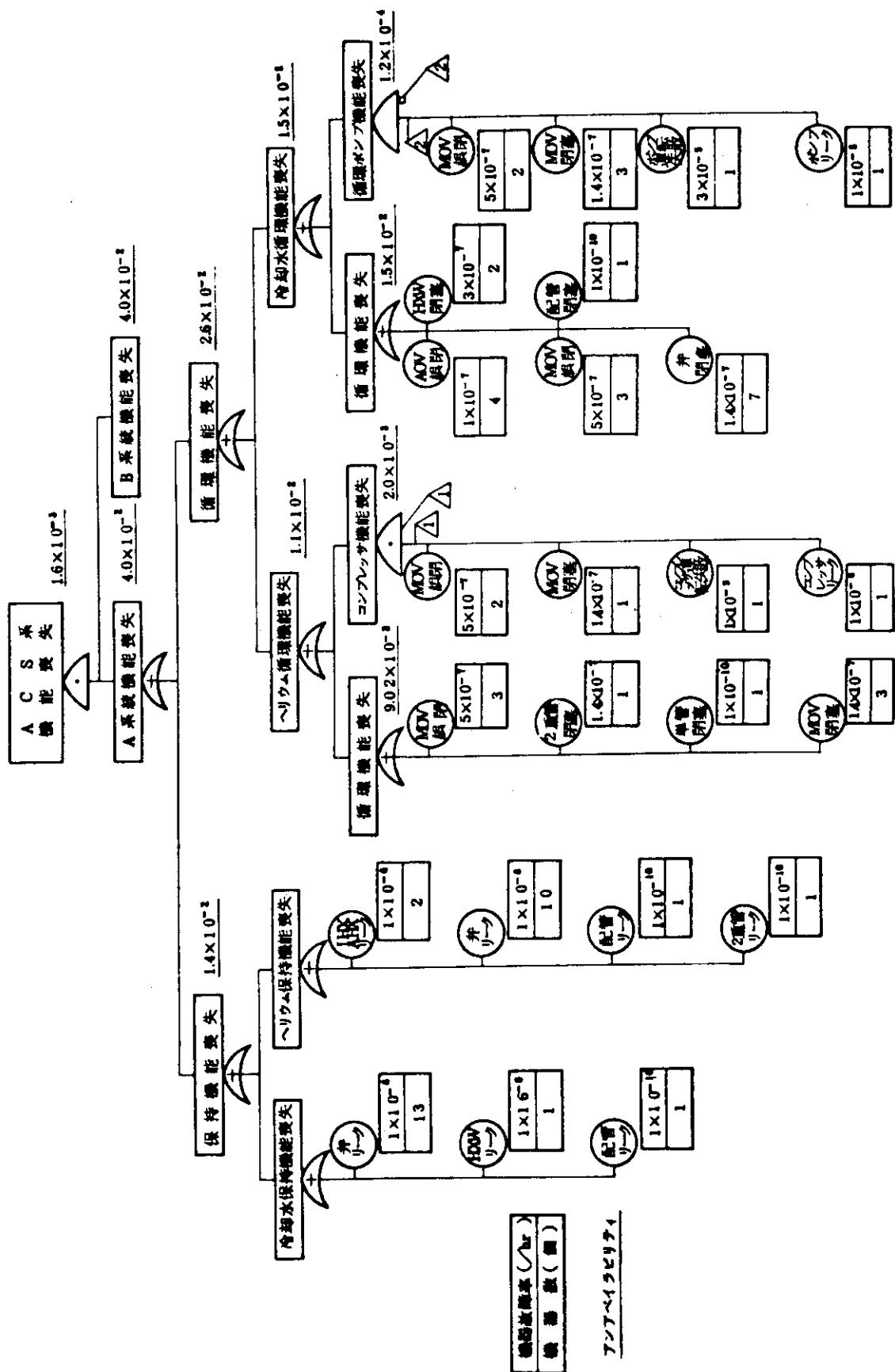


Fig. 4.5.2 换補冷却系故障解析

## 4.6 後備冷却系

### (1) 系統構成および運転手順

#### 1) 系統構成

本系統は1次冷却材の循環によって炉心の除熱が不可能となる事故時に原子炉圧力容器外面からの輻射伝熱を利用して除熱する工学的安全系である。その系統をFig. 4.6.1に示す。後備冷却系は、機能的に分離された完全独立2系統からなり、事故時には2系統同時起動され、1系統で所定性能が得られるものである。系統の主な構成要素は以下のものである。

- |             |         |
|-------------|---------|
| ・ホールドアップタンク | ・冷却器    |
| ・冷却パネル      | ・保有水タンク |
| ・冷却水循環ポンプ   | ・配管および弁 |
| ・補給水ポンプ     |         |

#### 2) 運転手順

後備冷却系の運転は、開ループ運転と閉ループ運転の2段階からなる。開ループ運転は、冷却パネル内への通水および水張りが完了するまでの間、閉ループ運転は、循環ポンプを起動し、廃水ピットへ通じている弁を閉じた状態での運転のことである。

#### (2) フォールト・ツリの作成条件と仮定

後備冷却系の起動・運転が必要となる初期事象シーケンスは以下の7個である。

- |               |               |
|---------------|---------------|
| ・1次冷却系大破断事故   | ・2次冷却系小規模漏洩事故 |
| ・1次冷却系小規模漏洩事故 | ・外部電源喪失事故     |
| ・スタンドバイブ破断事故  | ・S 2地震        |
| ・2次系配管大破断事故   |               |

フォールト・ツリの作成上の条件および仮定は次の通りである。

- ・電源系、UCL系の健全性は仮定する。
- ・後備冷却系の2つの系統は機能的に完全に独立と考える。
- ・給水ポンプ出口、冷却器出口等で止弁と逆止弁が直列に入っている個所、および格納容器隔離のように同じ種類の弁が直列に設けられている個所では、簡単のためこれを1個の弁で表示する。
- ・上部冷却パネルと側部冷却パネルをまとめ、これを1つの冷却パネルとして扱う。

#### (3) 後備冷却系のフォールト・ツリと故障確率解析

作成したフォールト・ツリをFig. 4.6.2に示す。このフォールト・ツリでは電源系、原子炉UCL系の健全性を前提としている。

故障確率解析条件として、後備冷却系は待機時間1年、起動余裕時間10時間、連続運転必要時間0.5年とし、開ループ運転を閉ループ運転の前提条件とした。

解析上の仮定をまとめて以下に示す。

- (i) 検討対象を、後備冷却系全系統についての待機時と、閉ループ起動後の連続運転時とする。
- (ii) 後備冷却系は、独立なA、B 2系統並列運転されるものとする。

- (iii) 電源系、原子炉UOL系の健全性は確保されているものとする。
- (iv) 格納容器外にある待機冗長系統（具体的には、補給水ポンプ系統、循環水ポンプ系統、冷却器系統の3系統）については、待機中故障に関しては、構成機器の1つでも故障しておればこの系統は故障状態にあるものとし、連続運転時には、1台運転、1台待機で事後保全を施すものとする。

#### (4) 解析結果と検討

結果を Fig. 4.6.2に示す。起動余裕時間10時間（従って起動失敗なし）で、0.5年間連続運転時の後備冷却系全系統のアン・アベイラビリティは、待機時間が1月の場合で、約 $1.8 \times 10^{-3}$  待機時間が1年の場合で、約 $8.9 \times 10^{-2}$ である。

待機時間が1年の場合には、待機中故障確率が約0.278であり、待機中故障なしの条件のもとでの0.5年の連続運転後の故障確率が約 $2.0 \times 10^{-2}$ であるから、後備冷却系1系統のアン・アベイラビリティの93%以上を待機中故障が占めてしまう。この原因としては、

- (i) 解析上の仮定(iv)の待機冗長系統の待機中故障の考え方
- (ii) 第1次概念設計で、系統の点検保守は原子炉停止時にのみ行うことになっており、従って待機時間として1年を設定した事

などが考えられる。

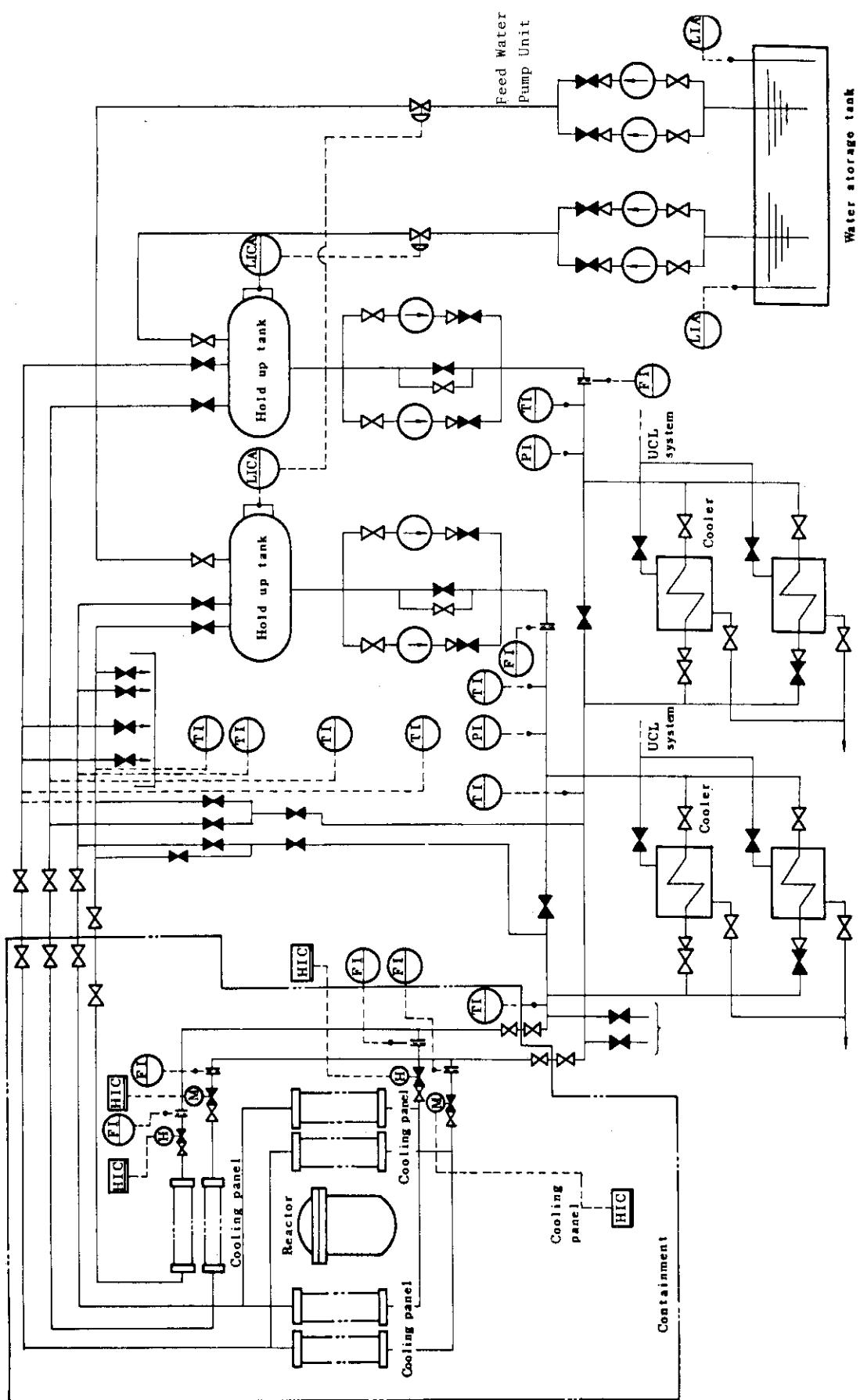


Fig. 4.6.1 後備冷却系系統図

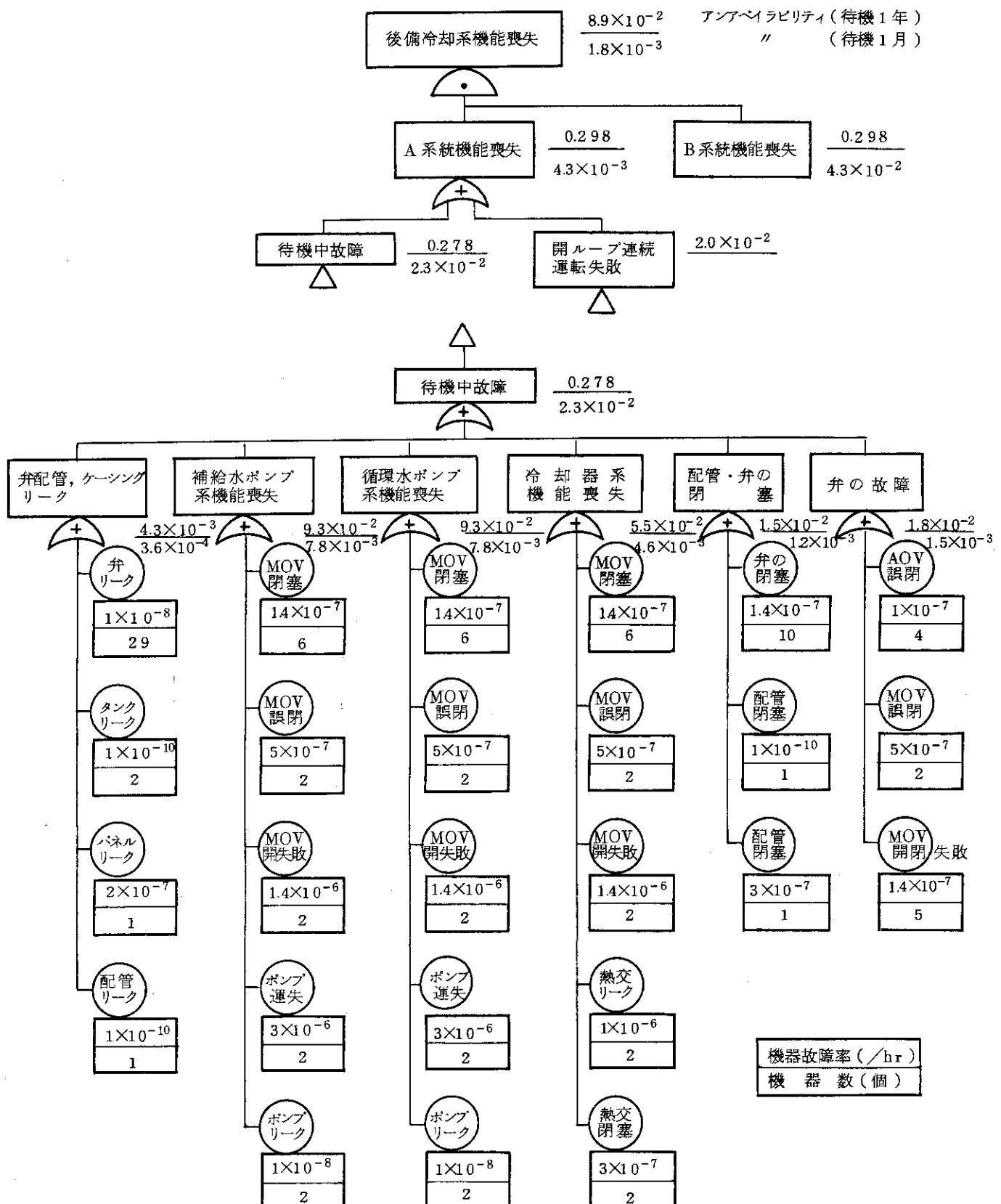


Fig. 4.6.2 後備冷却系故障解析 (1/2)

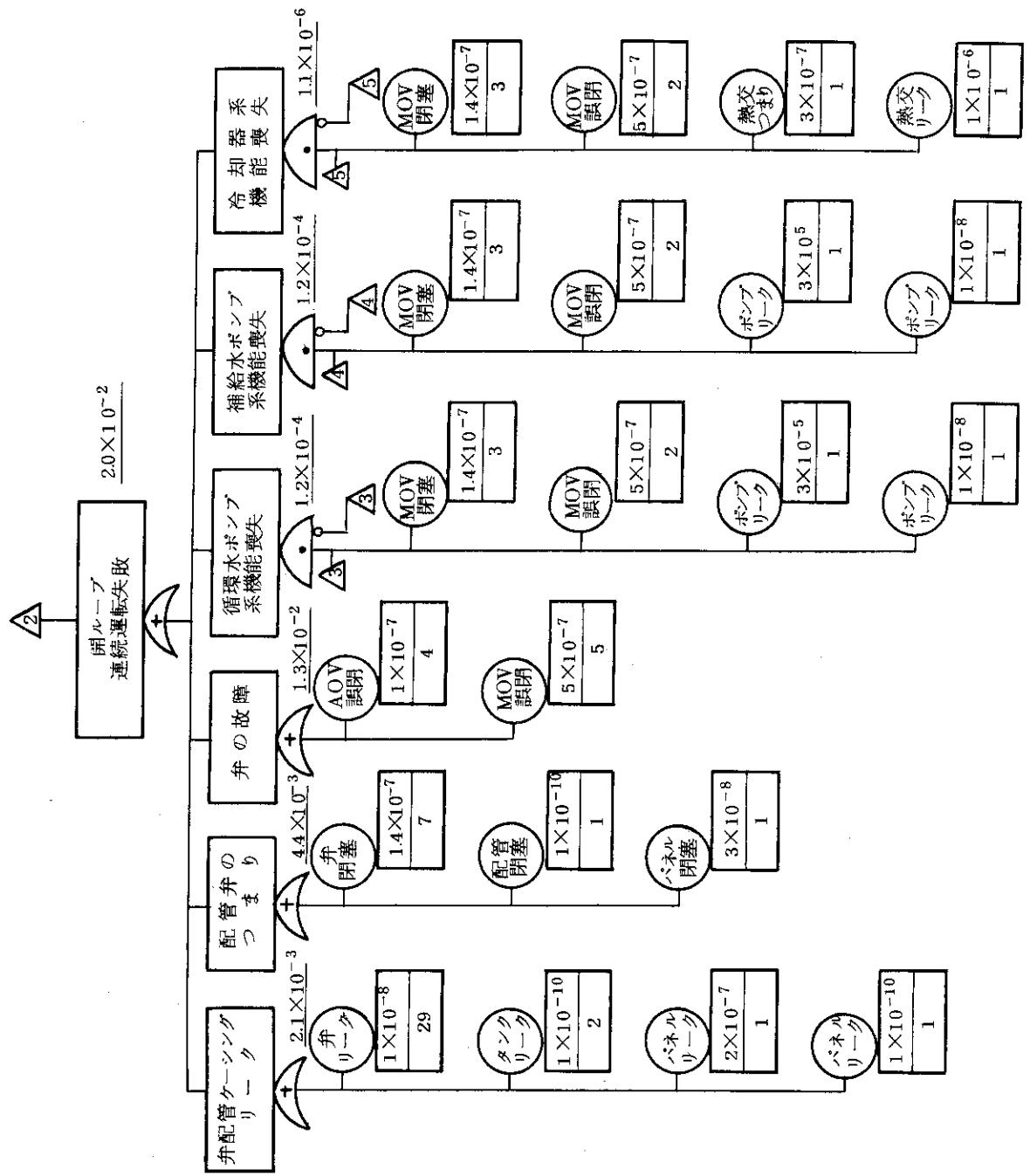


Fig. 4.6.2 後備冷却系故障解析 (2/2)

#### 4.7 格納容器隔離系

##### (1) 系統構成および運転手順

原子炉格納容器隔離系は、放射能放出事故時、1次格納容器を貫通する配管を閉鎖し、格納容器バウンダリから環境へ放射能が放出されるのを防ぐために設けられる。環境への放射能放出という観点から重要なものは格納容器を貫通する原子炉1次冷却材バウンダリの隔離系統（隔離規準1）および1次格納容器内雰囲気に直結する貫通配管の隔離系統（隔離規準2）である。

しかし、隔離規準1の系統は常時ロックされているので、解析の対象は隔離規準2の系統のみとなる。これらをTable 4.7.1に示す。

これらの配管系に設けられる隔離弁のうち、自動弁は

- ・格納容器内放射能高
- ・格納容器内圧力高
- ・1次系ヘリウム圧力異常低下（出力運転時）
- ・2次系ヘリウム圧力異常低下（出力運転時）

のOR-信号で閉じられる。

これらの系統のみで構成した格納容器隔離系の簡略系統図をFig. 4.7.1に示す。

##### (2) フォールト・ツリの作成条件と仮定

格納容器隔離系の作動が必要となる初期事象シーケンスは次の8個である。

- |             |             |
|-------------|-------------|
| ・一次冷却系大破断   | ・二次冷却系小規模漏洩 |
| ・一次冷却系小規模漏洩 | ・純化系破損      |
| ・スタンドバイブ管破断 | ・外部電源喪失     |
| ・二次冷却系大破断   | ・S 2 地震     |

最終事象はA, B, C, D, およびE系統夫々の隔離失敗の和事象として表わす。夫々の系統の「隔離失敗」は「隔離動作失敗」と「隔離継続失敗」とに分けて展開する。

##### (3) 格納容器隔離系のフォールト・ツリと故障確率解析

###### 1) フォールト・ツリの作成

作成したフォールト・ツリをFig. 4.7.2に示す。

###### 2) 解析上の仮定

格納容器隔離系の故障確率解析は待機中、起動時および連続隔離の各フェーズで行うものとする。

待機期間は1年又は1ヶ月、連続隔離期間は6ヶ月とする。また、各々の隔離系統（5系統）は互に独立で同時起動されるものとして扱う。

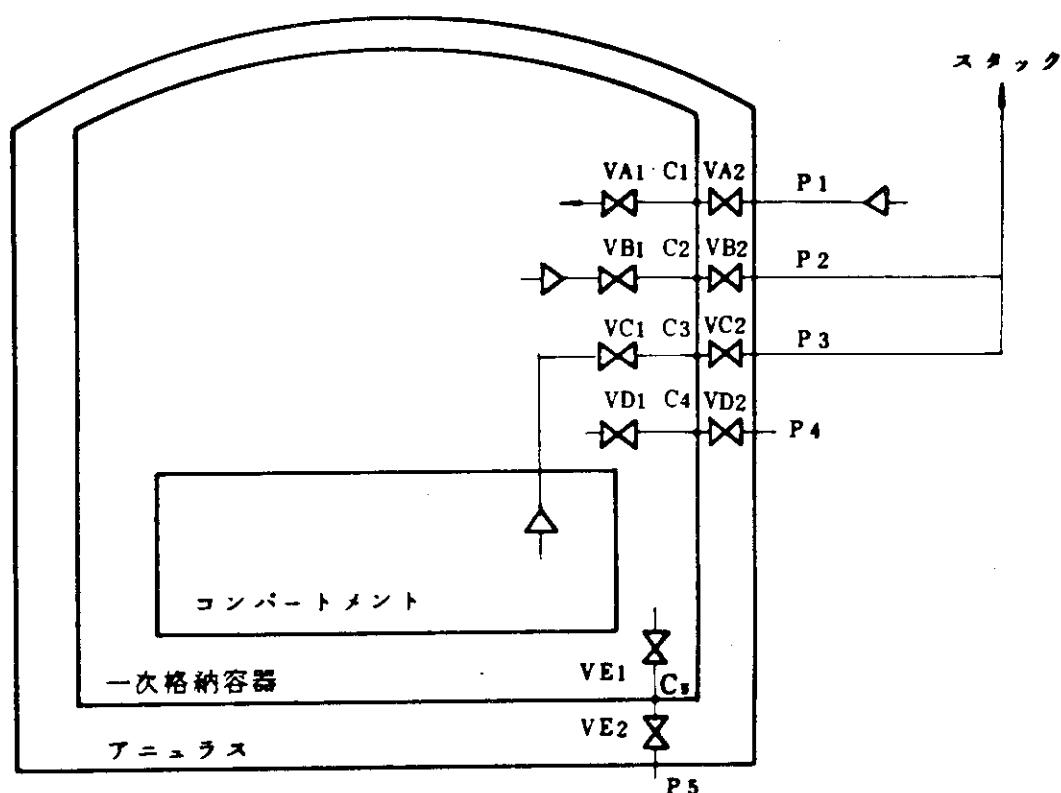
###### 3) 解析結果および検討

格納容器隔離系全系統の0.5年の連続隔離時の不信頼度は、待機が1月の場合で約 $4.0 \times 10^{-4}$ 、待機が1年の場合で、約 $1.5 \times 10^{-3}$ である。（Fig. 4.7.2 参照）

格納容器系1系統につき、待機中故障確率が系統の不信頼度に占める割合は、待機が1月の場合が約9%，待機が1年の場合が約70%である。この事から、格納容器隔離系については、最低数ヶ月毎の定検が必要と考えられる。

Table 4.7.1 格納容器隔離弁系

弁 No.	貫通配管用途	隔離 規準	弁組合せ No.	操作 方法	弁型式	配管 外径	弁 通常 停止時	状態 事故時	弁 事故後	目標閉鎖時間 (sec)	作動 機構	備 考	対象とした 隔離弁
3-1	格納容器給気系	2	4	AUTO	バタフライ弁 止	18B	開	閉	閉	1.0	"	自動	○
3-2	"	"	"	AUTO	"	18B	開	開	閉	1.0	"	CLC : 管理化で閉 ICロック	○
4-1	格納容器排気系	2	4	AUTO	バタフライ弁 止	20B	開	閉	閉	1.0	"		○
4-2	"	"	"	AUTO	"	20B	開	開	閉	1.0	"	RM : 遠隔手動	○
5-1	コンパートメントバージ系	2	4	AUTO	バタフライ弁 止	8B	開	開	閉	5	"		○
5-2	"	"	"	AUTO	"	8B	開	開	閉	5	"		○
26-1	床ドレン配管	2	4	AUTO		125A	開	開	閉	1.0			○
26-2	"	"	"	AUTO		125A	開	開	閉	1.0			○
45-1	格納容器差圧測定用	2	4	AUTO	バタフライ弁 止								○
45-2	"	"	"	AUTO	"								○



A : 格納容器給気系

B : 排気系

C : コンパートメント・バージ系

D : 格納容器差圧測定用配管

E : 床ドレン配管

Fig. 4.7.1 格納容器隔離系の簡略系統図

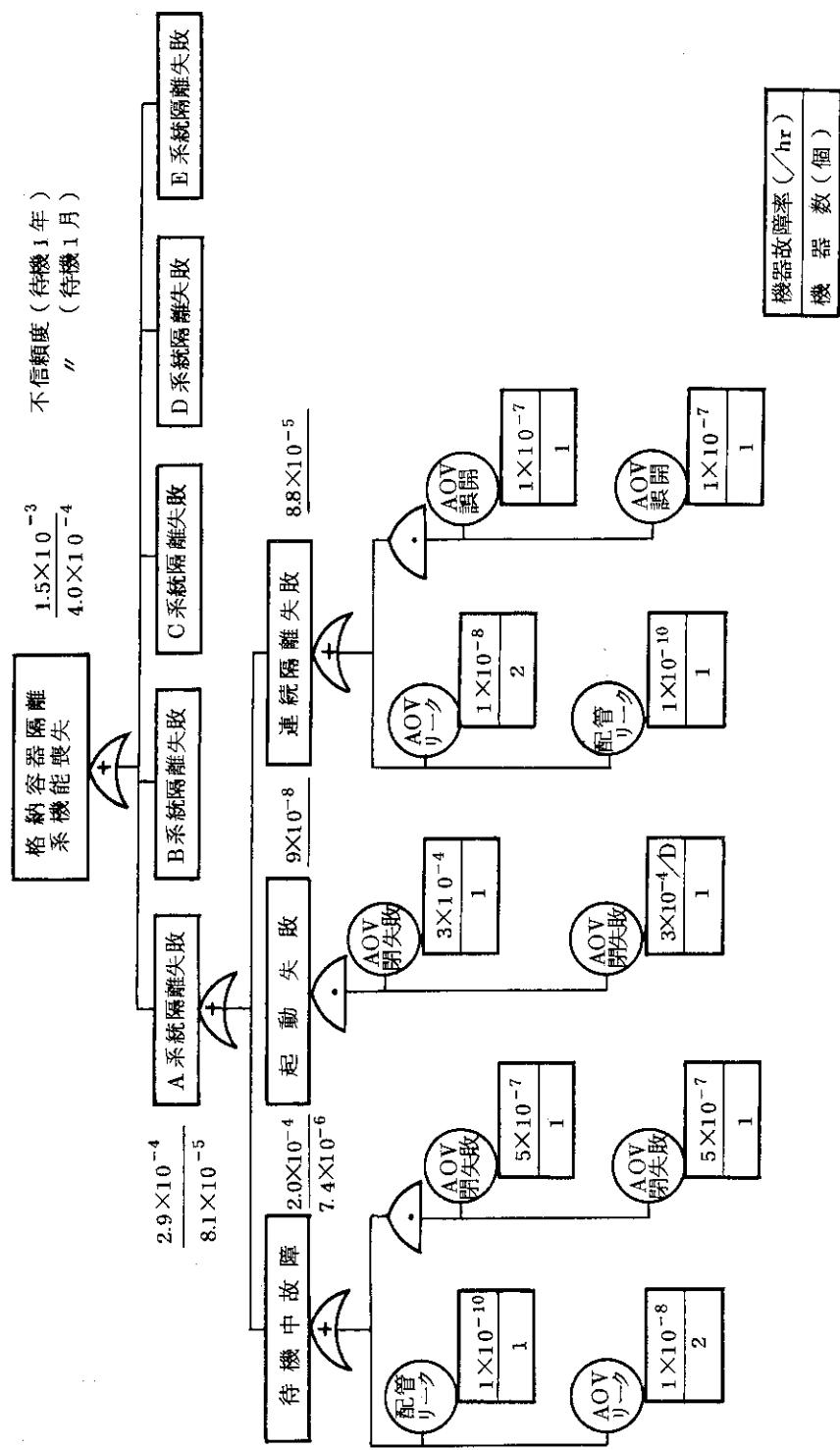


Fig. 4.7.2 格納容器隔離系統障解分析

## 4.8 F P 除去系

### (1) 系統構成および運転手順

#### 1) 系統構成

F P 除去（循環浄化系）は、事故時に格納容器内に放出された放射能を除去する。系統構成は、並列2系統でフォールト・ツリ上では同時起動として扱う。

各系統はそれぞれ

プロアー、プレフィルタ、HEPAフィルタ（前置）、活性炭フィルタ、HEAPフィルタ（後置）、自動気密ダイバー、自動弁附属計（温度計、差圧計）、配管よりなるが、簡略系統図では、Fig.4.8.1に示すように自動気密ダンパーと自動弁をひとまとめてにして示した。

#### 2) 運転手順

運転手順は、Fig.4.8.2に示す通りで

- (i) 格納容器内圧力上昇
  - (ii) 格納容器内 F P 増加
  - (iii) 1次系内圧力低下
- (2) フォールト・ツリの作成条件と仮定

F P 除去系の作動が必要となる初期事象シーケンスは次の4個である。

- |              |              |
|--------------|--------------|
| ・ 1次冷却系大破断   | ・ スタンド・パイプ破断 |
| ・ 1次冷却系小規模漏洩 | ・ S 2 地震     |

F P 除去系のフォールト・ツリは、ACS（又はRCS）が健全に作動していることを前提とした。

- (i) 系統機器をできるだけ簡略化し、冷却は考えない。
- (ii) F P R 系各機器が故障なく動く温度を 60°C とした。
- (iii) 高温の1次冷却材放出により、雰囲気温度は 100°C 近くまで上昇するが、構造物の熱容量や外部放出等により 30 分程度で 60°C 以下になると考えられる。なおこの時 ACS や RCS の機能喪失により炉内部の蓄熱や崩壊熱が引き続き格納容器内に放出されることは考えていない。（UCL 系健全が前提となる。）

### (3) F P 除去系のフォールト・ツリ作成と故障確率解析

本系統のフォールト・ツリを Fig.4.8.3 に示す。解析上の仮定を以下に示す。

- (i) 待機時、起動時、連続運転時のすべてを検討対象とする。
- (ii) 待機中の湿分等によるフィルターの性能低下を、作動時のデータより 2 桟落として使うことにより評価した。
- (iii) 雰囲気温度が 60°C 以上での系の誤起動は、待機中の温度計故障としてのみ扱った。
- (iv) F P 除去系は A, B 2 系統並列運転されるものとする。

### (4) 解析結果と検討

F P 除去系全系統の 55 時間の連続運転時の不信頼度は、待機が 1 月の場合で約  $6.7 \times 10^{-4}$ 、待機が 1 年の場合で約  $7.7 \times 10^{-3}$  である。

F P 除去系 1 系統につき、待機中故障確率が系統の不信頼度に占める割合は、待機 1 月の場合が約 2 2 %、待機 1 年の場合が約 7 7 %である。このことから、F P 除去系については、最低数ヶ月毎の定検が必要と考えられる。

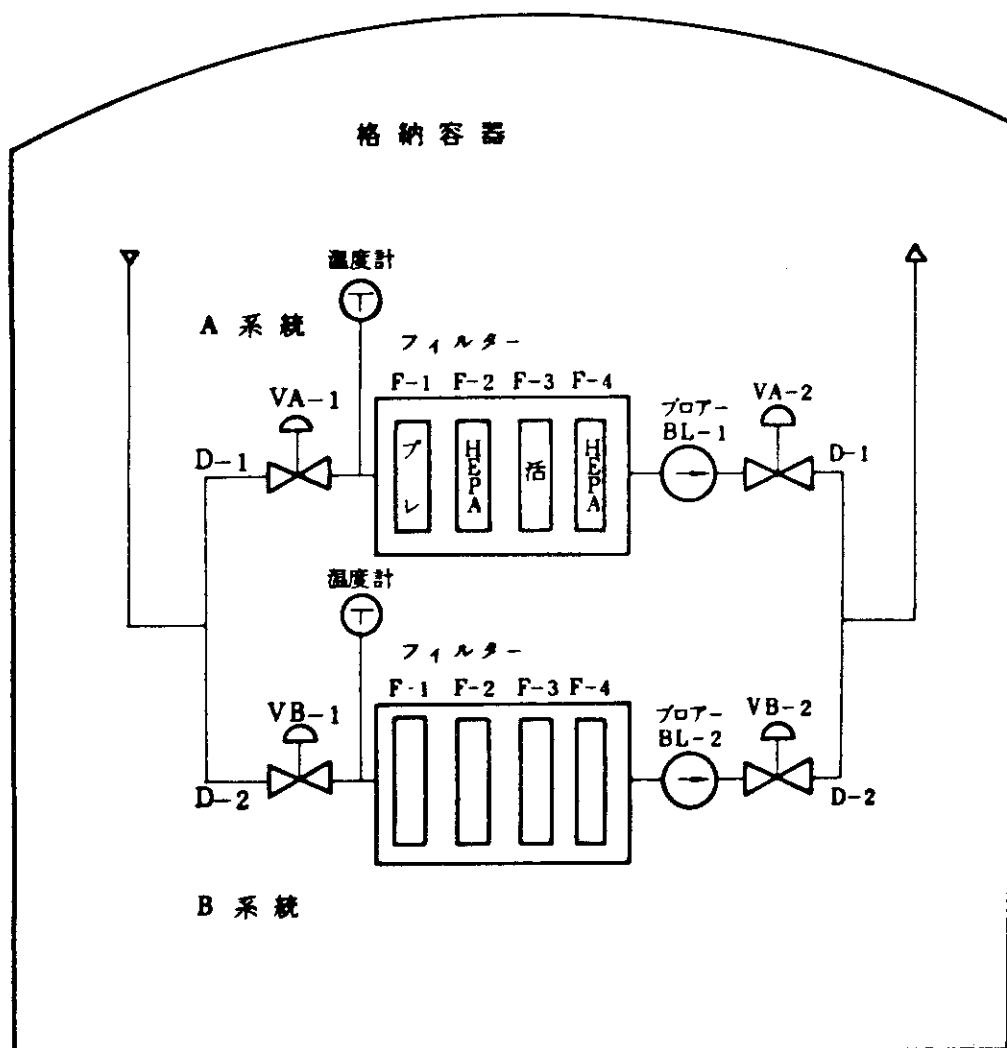


Fig. 4.8.1 簡略系統図

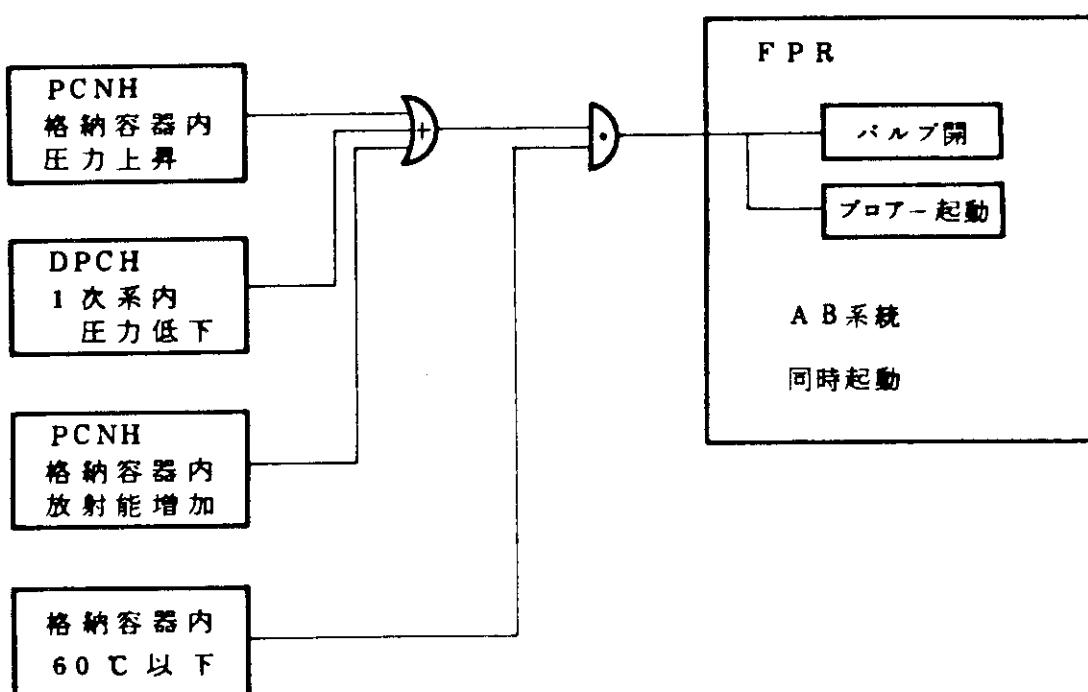


Fig. 4.8.2 格納容器内雰囲気再循環浄化系 (FPR) の運転手順

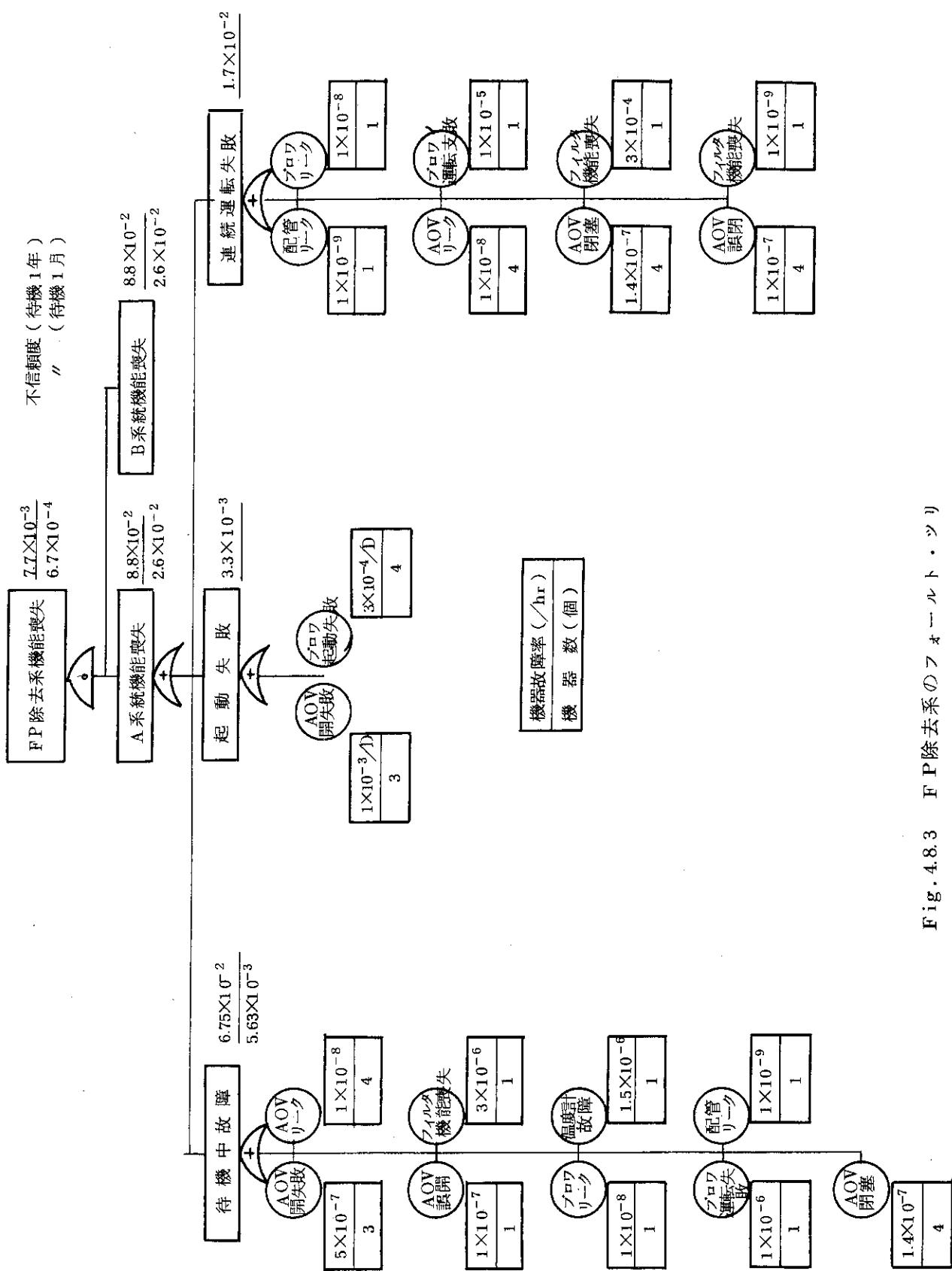


Fig. 4.8.3 FP除去系のフオールト・ツリ

#### 4.9 1次冷却材ダンプ系

##### (1) 系統構成および運転手順

###### 1) 系統構成

1次冷却材ダンプ系は、2次系配管大破断事故時に1次冷却材をダンプさせることによって中間熱交換器バウンダリの健全性を維持し、放射能事故につながらないようにすると共に、空気侵入による炉心黒鉛酸化の防止を目的とする。

この系統を工学的安全系として独立2系統設け、その内1系統の運転により必要な機能を果すことができるものとした。

本系統は、1次系ヘリウム純化系の各トラップを通過したヘリウムガスの流路を切換えて低圧ヘリウム貯槽へ送り込むために必要な回路と機器から構成されている。

系統の主要な構成要素は次の通りである。

- ・ヘリウム圧縮機（1系統に2基、1基は予備）
- ・低圧ヘリウム貯槽（1系統に2基）
- ・クーラ（ダンプ系入口およびヘリウム圧縮機出口）
- ・配管および弁

系統の簡略系統図をFig.4.9.1に示す。ダンプ時においては純化系が冷却材バウンダリ、流路形成および冷却材冷却の各機能を果すことを期待する。

###### 2) 運転手順

運転手順は次の通りである。

- (i) 純化系から1次系へもどる回路の隔離弁を閉じ、純化系とダンプ系を隔離していた弁および低圧ヘリウム貯槽入口弁を開く。これによって、純化系と低圧ヘリウム貯槽を連結する流路を形成する。この操作は独立2系統に対して同時に行う。
- (ii) (i)の操作より、1次系ヘリウムガスは、1次系と低圧ヘリウム貯槽の圧力がほぼ等しくなるまで自然に減圧する。この過程を「均圧化」と呼ぶことにする。均圧化完了に要する時間は、純化系を通過するヘリウムガスの流速によって決められる。第1次概念設計の結果によれば、1系統の場合に均圧化に要する時間は約1時間である。
- (iii) 均圧化が完了すると、ヘリウム圧縮機の回路と並列になっている回路（均圧化の際のヘリウムガスは主としてこの回路を流れる）の隔離弁を閉じてヘリウム圧縮機を起動させる。ヘリウム圧縮機の運転は、1次系圧力が $0.85 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$ になるまで続けられる。この過程を「圧送」と呼ぶことにする。圧送は1系統につき1基のヘリウム圧縮機で行い、1基は予備とする。第1次概念設計の結果によれば、圧送操作に要する時間は1系統で運転する場合で約10時間である。
- (iv) 圧送完了後は低圧ヘリウム貯槽入口弁を閉じ、圧送されたヘリウムガスが1次系へ逆流するのを防止する。

###### (2) フォールト・ツリの作成条件と仮定

1次冷却材ダンプ系作動が必要となる初期事象シーケンスは次の2個の初期事象から始まるものである。

- ・ 2次系配管大破断
- ・ 2次冷却系小規模漏洩

1次冷却材ダンプ系の待機時間は1年、起動余裕時間は0時間、連続運転要求時間（ダンプ完了までの時間的余裕）は10時間とする。10時間という時間の設定にあたっては、中間熱交換器伝熱管のクリープ座屈に関する最近の実験成果を参考にした。フォールト・ツリ作成における基本的考え方は次の通りである。

### (3) 1次冷却材ダンプ系のフォールト・ツリ作成と故障確率解析

1次冷却材ダンプ失敗のフォールト・ツリをFig. 4.9.2/cに示す。解析上の仮定を以下に示す。

- (i) 検討対象を、1次冷却材ダンプ系全系統につき、待機時と圧送連続運転時とする。  
(時間的余裕と単純操作のため均圧過程は無視)
- (ii) 1次冷却材ダンプ系は、A, B 2系統並列運転されるものとする。
- (iii) 電源、原子炉UCL系の健全性は確保されているものとする。
- (iv) 待機冗長系統の待機中故障に関しては、構成機器が1つでも故障しておれば、この系統は故障状態にあるとする。

### (4) 解析結果および検討

10時間連続運転時の1次冷却材ダンプ系の不信頼度は、待機時間が1ヶ月（従って定検間隔が1ヶ月）の場合で約 $6.8 \times 10^{-4}$ 、待機時間1年の場合で約 $9.6 \times 10^{-2}$ である。

連続運転必要時間が10時間と短かく、1次冷却材ダンプ系故障は、待機中故障のみによって占められる。従って、他の工安系統の故障確率との関連および本系統が有すべき最低信頼度の観点から信頼度レベル、定検間隔等を決定すべきである。

- (i) 系統構成上、1次冷却材はヘリウム純化系を経由してダンプされることになっているが、ダンプ時の純化機能は必ずしも必要ではない。フォールト・ツリ作成においては純化機能喪失は無視する。
- (ii) 電源系およびUCL系の健全性を前提にする。これらの系統の故障に起因するヘリウム圧縮機起動失敗、クーラ冷却機能喪失は無視する。電源系、UCL系故障は別に取扱っている。
- (iii) ダンプ完了までの各段階におけるダンプ系内の弁の開閉状態については（第1次概念設計においても明確に規定されていないので）次のように仮定する。

待機中開状態にある弁は、VA-1, 2, 4, 6, 8, 9, 10, 13, 14, 17, 19, 20およびVP-1, 2、待機中閉状態にある弁は、VA-3, 5, 7, 11, 12, 15, 16, 18およびVP-3とする。待機中閉状態にあるVA-5, 7, 15, 16の誤開は、これらの弁と連結する系の圧力異常に よって事故検知が可能と考え、フォールト・ツリでは考慮しない。

待機中開状態にあるダンプ系内の弁の閉塞および誤閉は、系の圧力異常をもたらさないため事故の検知が困難であり、かつ起動時の機能喪失の原因となる事故なのでフォールト・ツリにおいて考慮する。

均圧操作時には、待機中に對してVA-1閉、VA-5開、VA-18開という弁操作が加わる。圧送時には、均圧操作時に對してVA-17開という弁操作が加わる。

- (iv) 圧送完了後の低圧ヘリウム貯槽の破損は、冷却材の1次系への逆流にはならないので

フォールト・ツリでは考慮しない。また、低圧ヘリウム貯槽から1次系への逆流は、ダンプ系内の多数の弁によって防止され、その発生確率は無視できるものとする。

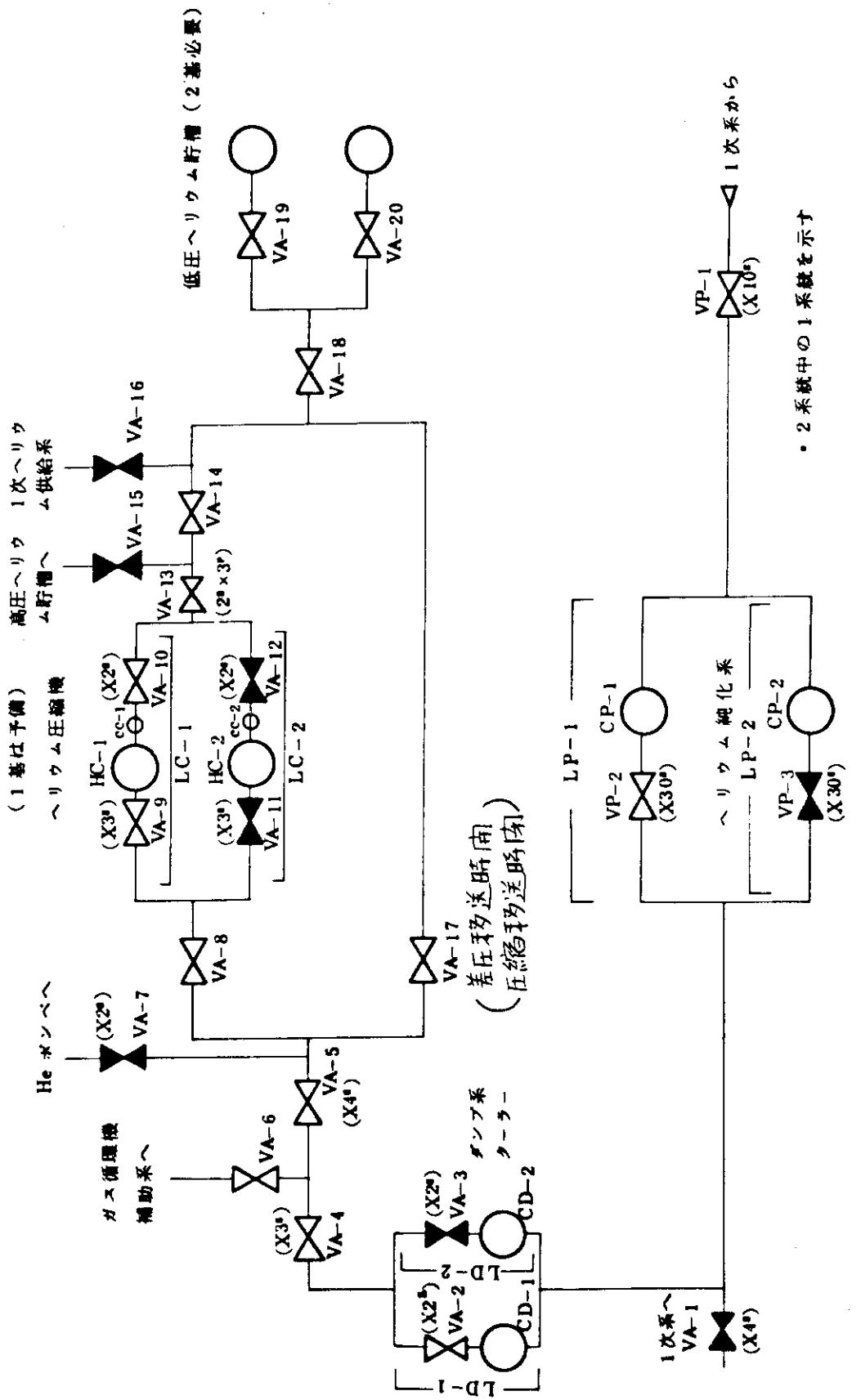


Fig. 4.9.1 1次冷却材ダンプ系簡略系統図

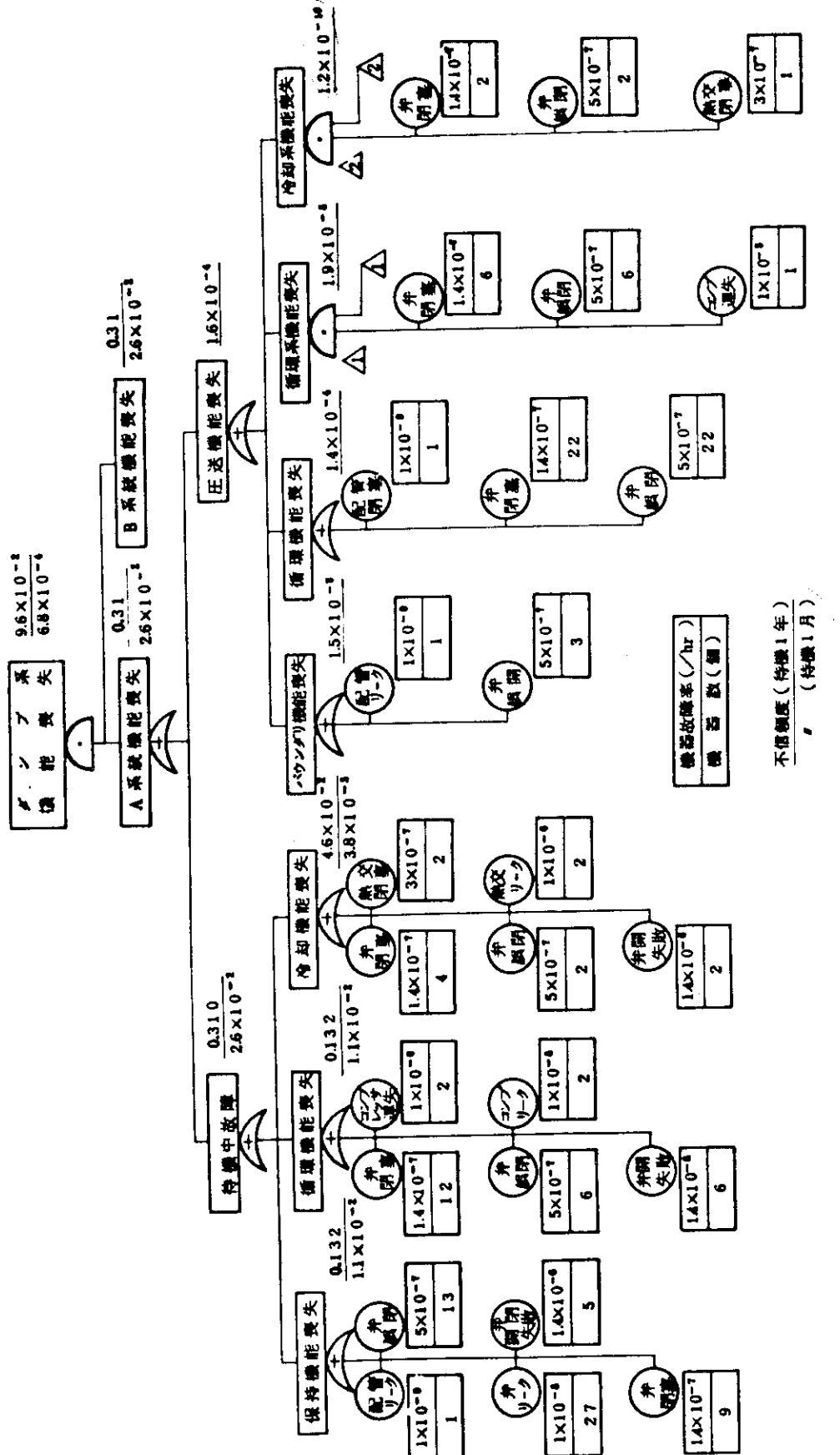


Fig. 4.9.2 1 次冷却材ダンプ系のフォールト・ツリ

## 4.10 純化系隔離系

### (1) 系統構成および運転手順

#### 1) 系統構成

純化系隔離系は、純化系トラップ破損事故時に純化系隔離弁とトラップ隔離弁を閉じることによって、大量の1次冷却材放出を防止することを目的とする。

純化系隔離の機能を持つ機器は、純化系隔離弁、トラップ隔離弁および逆止弁である。純化系隔離弁は、1次系をバイパスしている純化系の全系統を1次系から隔離する。トラップ隔離弁は各トラップの前後にあり、個々のトラップを純化系ラインから隔離する。

フォールト・ツリ作成のための簡略系統図をFig. 4.1.0.1に示す。簡略系統図におけるトラップ隔離弁は、実際には直列に配置されている多数の弁をひとまとめて表わしたものである。弁の個数はどのトラップの破損を対象にするかに依存する。プレチャコール・トラップとコールド・トラップを対象にすれば、VT-1は4個、VT-2は22個に設定するのがコンサーバティズムの観点からは妥当と考えられる。

#### 2) 運転手順

運転手順は次の通りである。純化系破損事故が検知されると、純化系隔離弁とすべてのトラップ隔離弁を閉じる。破損部の上流または下流においてすべての隔離弁閉操作失敗という事象が発生した場合にトラップ隔離失敗となる。

#### (2) フォールト・ツリ作成条件と仮定

純化系隔離操作が必要となる事故シーケンスは純化系破損事故を初期事象とするものである。フォールト・ツリ作成における基本的仮定は以下の通りである。

- (i) トラップ隔離弁の間で発生する破損事故のみを対象とする。
- (ii) 純化系隔離失敗は、破損部上流における隔離失敗と破損部下流における隔離失敗の和事象として定義する。破損部上流または下流における隔離失敗は、各隔離弁閉操作失敗の積事象として定義する。
- (iii) 逆止弁による冷却材隔離効果は期待しない。

#### (3) 純化系隔離系のフォールト・ツリ作成と故障確率解析

フォールト・ツリをFig. 4.1.0.2に示す。

純化系隔離系の運転機能として、待機、起動、および連続運転を考えており、それぞれが要求される運転時間は、1年、ディマンド時、および0.5年である。破損を想定するトラップ箇所により、上流側と下流側に割当てられる弁個数が異なるが、保守的と考えられるコールドトラップの破損を想定し、上流側弁数5個、下流側弁数23個の場合を解析対象とする。

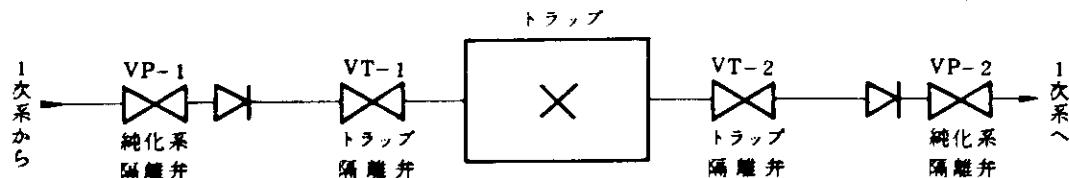
解析上の仮定をまとめて以下に示す。

- (i) 純化系隔離系についての待機時、起動時、および連続運転時を解析する。
- (ii) 電源、原子炉UCL系の健全性は確保されているものとする。
- (iii) 破損箇所としては、保守的と考えられるコールドトラップの破損を想定する。その時、上流側弁数5個、下流側弁数23個となる。
- (iv) 待機時間、起動余裕時間および機能保持要求時間はそれぞれ1年、0時間および0.5

年とする。

#### (4) 解析および検討

待機 1 年、起動余裕なし、連続運転 0.5 年の条件のもとで、純化系隔離弁の不信頼度は約  $3 \times 10^{-10}$  である。



- 2 系統中の 1 系統を示す。
- 弁の開閉状態は待機中のものを示す。

Fig. 4.10.1 ヘリウム純化系簡略系統図

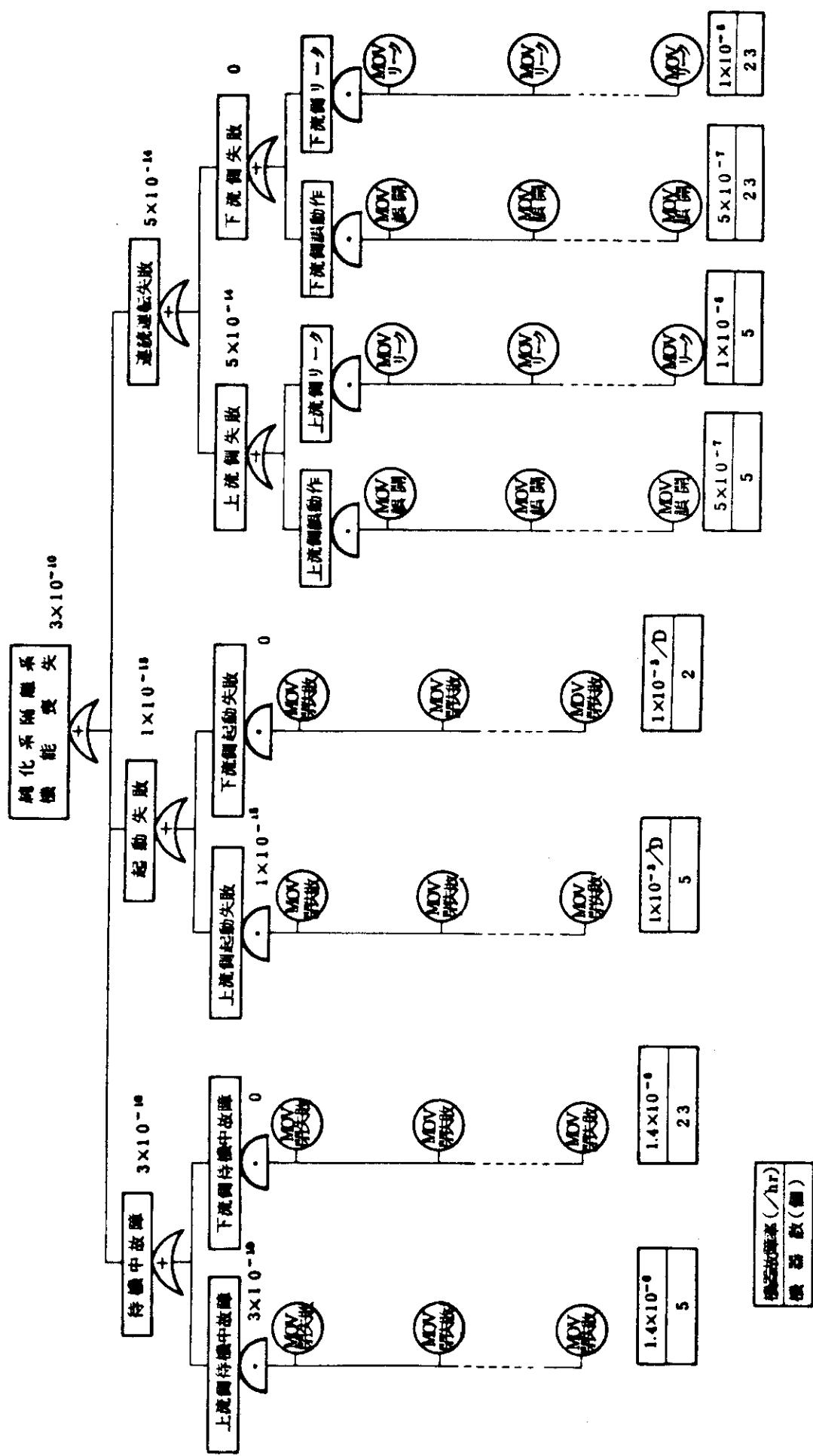


Fig. 4.1.0.2 純化系隔離系フオールト・ツリ

## 4.11 2次系隔離系

### (1) 系統構成および運転手順

2次系配管破断事故等の際の2次系隔離は IHX 2次側出口に設置された高温隔離弁、および低温隔離弁の閉止によって行われる。系統構成は Fig. 4.11.1 に示すとおりで、高温および低温隔離弁はそれぞれ 1 個づつ設置されている。

なお、いづれの弁も電動弁であるが、無停電電源系の負荷となっており電源喪失時にも、隔離に必要な時間内の給電は可能と考える。

### (2) フォールド・ツリ作成条件と仮定

本系統の作動を必要とする事故シーケンスは2次系配管大破断事故、2次冷却系小規模漏洩事故を初期事象とするものである。フォールド・ツリ作成上の対象故障としては待機中故障、ディマンド時故障、連続運転中故障を考えるものとする。

### (3) 2次系隔離系フォールド・ツリ作成と故障確率解析

フォールド・ツリを Fig. 4.11.2 に示す。解析上の仮定は以下の通りである。

待機時間は 1 年 (8760 時間)、要求される連続運転期間は 6 ヶ月 (4380 時間) とする。又、故障データは「多目的高温ガス実験炉の信頼度解析用データの文献調査および適用方法の検討」(1979) に記載されたものを用いているが、待機中故障で用いる「弁閉失敗」の確率は、これに示された値 ( $1 \times 10^{-3}/D$ ) を待機時間 720 時間の場合とみなし、下記の式により、待機時間 8760 時間での値に換算している。

$$\lambda_1 = \frac{-1}{720} \ln(1 - 1 \times 10^{-3}) \quad (1/\text{hr})$$

$$Q_1 = 1 - \exp(-\lambda_1 \times 8760) \quad (1/D)$$

ここで  $Q_1$ : 待機時間 8760 時間の場合の閉失敗確率  $(1/D)$

$$\lambda_1: " 720 \text{ 時間 } " \quad (1/\text{hr})$$

上式より  $\lambda_1 = 1.39 \times 10^{-6}/\text{hr}$

$$Q_1 = 1.2 \times 10^{-2} / D$$

となる。

故障としては待機中故障、作動要求時故障、連続運転中故障を考えるが、現状では定検時にのみメインテナンスを実施するようになっているため、待機時間は 1 年と仮定し、また連続運転期間は炉心の崩壊熱除去が終了するまでと考え、6 ヶ月と仮定した。

### (4) 解析結果および検討

2次系隔離失敗の確率は  $2.6 \times 10^{-2}$  である。

Fig. 4.11.2 からわかるように、2次系隔離不能となる主な故障は、弁の待機中故障による閉失敗である。解析では待機時間を 1 年としたが、隔離弁の信号系等、弁を実際に作動させずに個別に試験可能な部分については、待機時間は、もっと短かいと考えられる。それ故、弁が待機中故障により、閉失敗となる原因を分析し、原子炉運転中にも試験可能な部分の待機中故障確率と、原子炉運転中には試験不能な部分の待機中故障確率に分けて取扱うことが今後の課題である。

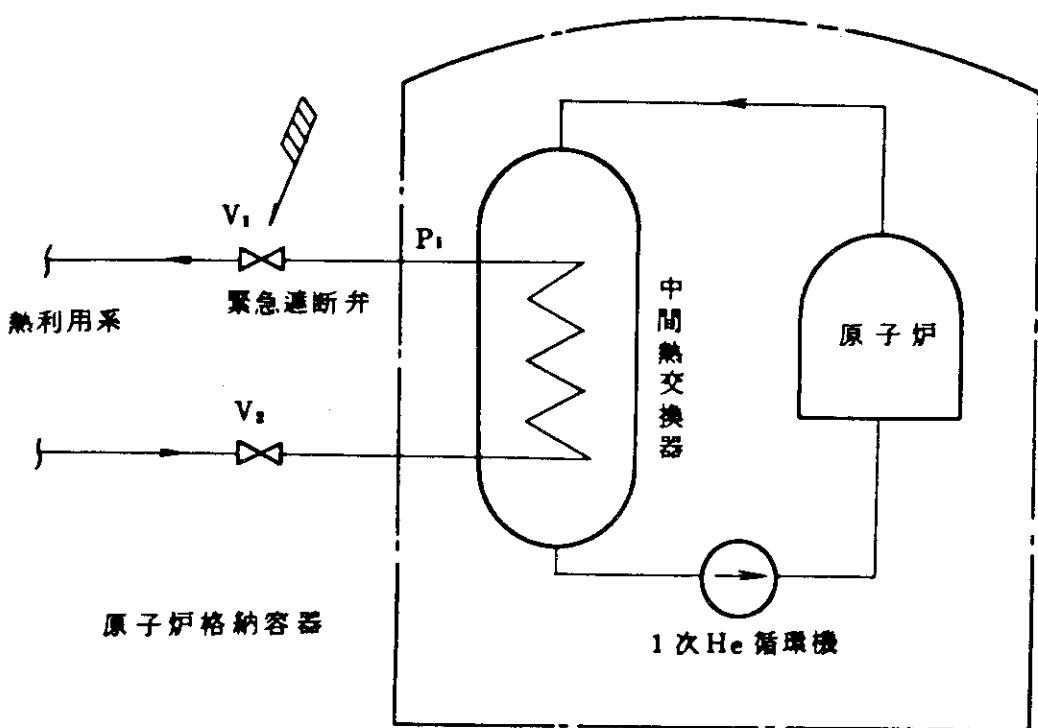


Fig. 4.1.1.1 緊急遮断弁の設置場所

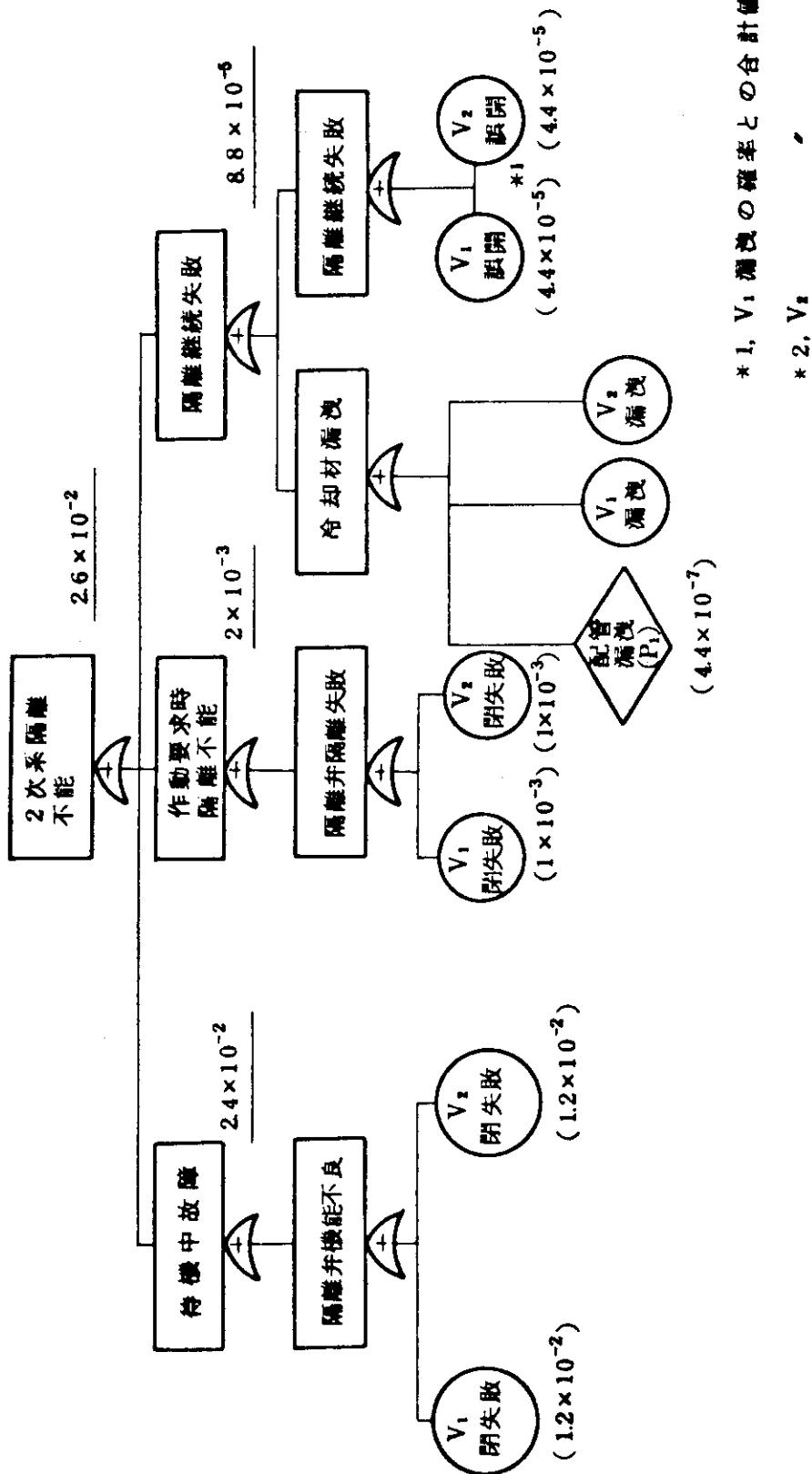


Fig. 4.1.1.2 2次系隔壁失敗のフオールト・ツリ

## 5. 事故時FP放出量の評価

### 5.1 基本的考え方

第2章で選定した9つの事故、① 1次系配管大破断事故、② 1次冷却系小規模漏洩事故、③ スタンドパイプ破断事故、④ 2次系配管大破断事故、⑤ 2次冷却系小規模漏洩事故、⑥ 純化系破損事故、⑦ 外部電源喪失事故、⑧ S<sub>2</sub> 地震、⑨ 気体廃棄物処理系破損事故に関して、各事故の展開毎にFP放出量の評価を行う。

但し、上記の事故のいくつかについて、期待される安全施設が全て作動した事故シーケンスに関して、これまでの設計作業の中でFP放出量の評価が行われているので、これらの結果は可能な限り利用するものとする。

このFP放出量評価の主要な目的は、前章のシステム故障確率解析結果と合せて、選定した事故に対するリスク評価を行えるよう、FP放出量のスペクトラムを把握することにある。従って、上記9つの事故に対する解析条件は相互に齊合性のとれたものであり、しかも各事故を、最近の発電用軽水型原子炉施設の安全評価で用いられている、いわゆる「事故」と見なし、安全評価上リアルティックな条件のもとに解析を行うことが望ましい。しかしながら、第1次概念設計段階までに個別に行われているFP放出量評価は、「重大事故」相当の評価であり、その解析条件はコンザーバティブなものとなっている。

本報告書では、作業量の厖大さを考えてこれまでに蓄積してきたFP放出解析結果を出来るだけ利用することを基本方針とする。これらの条件設定の基本的考え方を以下に示す。

ここで設定したコンバーザティブな解析条件は次節以下に示すが、その条件設定の基本的考え方は次のとおりである。

- (i) 条件はコンザーバティブに設定するが、それにより各事故事象毎にFP放出量の特性が不明瞭になる様な設定は行わない。
- (ii) 原子炉は事故直前まで長時間運転されているものとし、事故発生時点はプラント寿命末期であり、燃料は全て稼動率50%で約2年間燃焼しているものと仮定する。
- (iii) 事故発生後、補助冷却系又は後備冷却系による炉心冷却が全く行われなかった場合、燃料、1次冷却材、1次冷却系プレートアウトの全てのFPインペントリが格納容器内へ放出されると仮定する。
- (iv) 格納容器からの漏洩は100%がアニュラス部に生ずるものと仮定する。又、格納容器再循環フィルタによるFP除去効果を考慮するが、アニュラス排気系フィルタのFP除去効果を無視する。
- (v) 格納容器内のプレートアウトは考慮する。
- (vi) 格納容器が隔離された場合、格納容器内でのFPの自然崩壊による減衰は考慮するが、隔離に失敗した場合はこれを無視する。又、その他の燃料、1次冷却系、2次冷却系、アニュラス、アニュラス排気系、補助建屋等での事故後のFPの自然崩壊による減衰は

無視する。但し、格納容器再循環フィルタに付着したFPが自然崩壊し希ガスとなったFPは離脱するものとする。

- (VII) 補助建屋に放出されたFPは、全て大気放出されるものとし、建屋換気系フィルタによるFP除去及び補助建屋内でのプレートアウトは無視する。
- (VIII) 評価時間は、事故発生後1000日間とするが、1000日後のFP放出量はどの事故シーケンスにおいても飽和するので無限大時間評価と同等である。
- (IX) 解析する核種は沃素( $I^{131}$ ,  $I^{133}$ ,  $I^{135}$ ), ストロンチウム( $Sr^{89}$ ,  $Sr^{90}$ ), 希ガス( $Kr$ 及び $Xe$ の15核種)及びこれらの核種の崩壊チェーンを構成する固体核種13核種とし、放出FPの評価は沃素、ストロンチウム、希ガスについて、それぞれ $I^{131}$ 換算値,  $Sr^{90}$ 換算値, 0.5 MeV $\gamma$ 換算値にて行う。
- (X) 事故後燃料から追加放出されるFPを考慮する場合は、その評価時間内に放出されるFPの全てが事故直後に1次冷却材へ放出されると仮定する。
- (XI) 放出放射能の評価は、スタック放出等価値で評価する。等価ファクタは旧指針により計算し、沃素、ストロンチウムについては60、希ガスについては15を地上放出量にかけるものとする\*。

## 5.2 1次系配管大破断事故

1次系配管大破断事故の初期事象としては、1次冷却系の2重管がギロチン破断することを想定する。2重管のギロチン破断が発生すると、1次冷却材中のFP、1次冷却系のプレートアウトFPの一部及び事故後燃料から放出されるFPが破断部から格納容器内へ放出される。事故後燃料から放出されるFP量は、後備冷却系により炉心冷却が行われる場合と、後備冷却系により強制炉心冷却が行われない場合について異なる。

格納容器内へ放出されたFPは、原子炉格納容器の漏洩によりアニュラスを通してスタック放出される。スタック放出されるFPの量は、格納容器隔離系、放射能低減系の作動の有無により異なる。

事故後、格納容器内へ放出されるFP源としては、1次冷却材循環放射能、1次冷却系プレートアウトインベントリ及び事故後燃料から放出されるFPの3種が考えられる。

### (1) 格納容器内FP放出量の解析

格納容器内FP放出量の計算は2つに分けられる。ひとつは定常運転状態における燃料体中、1次冷却材中および1次冷却系配管プレートアウトの各FP存在量の解析であり、他のひとつは事故発生後の燃料体からのFP放出量の解析である。

定常運転中のFP存在量は計算コードRAD-MP\*\*によって解析される。解析条件および結果をそれぞれ、Fig.5.2.1およびFig.5.2.2に示す。

次に、事故後の燃料体からのFP放出量解析について述べる。

事故後の燃料体からのFP放出量は、事故後の温度挙動をもとに解析する。事故後の温度挙動

\* )角田、飯島，“英國法による濃度分布図”，JAERI-1101(1966)

\*\*)篠田、鈴木，“多目的高温ガス実験炉予備設計における放射性物質存在量分布の解析”，(1971)

は、後備冷却系による炉心冷却の有無により異なるため、2ケースに分けて解析する。

後備冷却系により炉心冷却を行った場合については、まず炉心温度変化を計算コードTAC-2Dにより、後備冷却系の作動開始を事故後10時間後として行った。その結果をFig.5.2.1に示すが、ここには、後備冷却系の作動遅れ時間を10時間の他に20時間、30時間とした場合についても比較のために示してある。更に図には、燃料最高温度、側部圧力容器最高温度、上部圧力容器最高温度についても示す。これより事故後30時間程度の間は、後備冷却系の作動の有無により燃料温度挙動は変わらない事が分る。従って、後備冷却系の起動余裕時間を10時間としたのは妥当であると言える。次に、計算コードHTCOREを用いて、この温度挙動に対する事故後のFP放出量を計算する。計算は、軸方向の各層のピークチャンネル温度について行う。解析結果はTable 5.2.3にまとめられている。

後備冷却系による炉心冷却が行われない場合には、Table 5.2.2の燃料体中FP全量が放出されるものと仮定する。

以上の計算結果を用いて格納容器内FP放出量の計算をする。これに対する計算条件をTable 5.2.4に、結果をTable 5.2.5に示す。

## (2) 格納容器外へのFP放出量解析

1次冷却系配管破断事故シーケンスで所外FP放出に関連する系統として、格納容器隔離系、放射能低減系がある。これらの作動・不作動と炉心冷却の有無との組合せによって所外FP放出量が決定される。Fig.3.1.3のイベント・ツリを基に解析ケースを検討すれば次の5つが上げられる。

解析ケース	炉心冷却の有無	格納容器隔離系成功又は失敗	放射能低減系の作動の有無	イベント・ツリ ブランチ
1	有	成 功	作 動	A
2	有	成 功	不作動	B
3	有	失 敗	不作動	C
4	無	成 功	不作動	D, F, H
5	無	失 敗	不作動	E, G, I

以上の5ケースについての解析条件をTable 5.2.6に示す。解析結果をイベント・ツリ各ブランチ毎の放出放射能をヨウ素( $I^{131}$ 換算)、ストロンチウム( $Sr^{90}$ 換算)および希ガス( $0.5\text{MeV}\gamma$ 換算)についてまとめると次のようになる。

Branch	$I^{131}$	$Sr^{90}$	Rare Gas ( $0.5\text{MeV}\cdot\gamma$ )
A	$1.4 \times 10^0$	$5.8 \times 10^0$	$1.6 \times 10^1$
B	$3.4 \times 10^1$	$5.7 \times 10^3$	$1.6 \times 10^1$
C	$1.6 \times 10^3$	$6.8 \times 10^3$	$4.0 \times 10^4$
D	$2.0 \times 10^4$	$3.7 \times 10^4$	$1.2 \times 10^4$
E	$1.2 \times 10^6$	$5.0 \times 10^4$	$3.3 \times 10^7$
F	$2.0 \times 10^4$	$3.7 \times 10^4$	$1.2 \times 10^4$
G	$1.2 \times 10^6$	$5.0 \times 10^4$	$3.3 \times 10^7$
H	$2.0 \times 10^4$	$3.7 \times 10^4$	$1.2 \times 10^4$
I	$1.2 \times 10^6$	$5.0 \times 10^4$	$3.3 \times 10^7$
J	$1.2 \times 10^6$ 以上	$5.0 \times 10^4$ 以上	$3.3 \times 10^7$ 以上 (単位:キュリー)

Table 5.2.1 Assumptions for Fission Product Inventory  
Analysis of normal operation

No.	項目	条件	備考
1.	プラント運転日数	9000日	
2.	燃料燃焼日数	2年	稼動率 50%
3.	燃料破損率	1%	
4.	1次冷却材純化系 1) 純化系流量 / 1次 冷却系流量比	0.01	
	2) 効率	100%	
5.	1次冷却系ブレー トアウト効率 希ガス 沃素 その他	0% 100%/pass 100%/pass	但し、循環放射能計算 の場合は 希ガス 0% 沃素 1%/pass その他 1%/pass
6.	使用コード	RADMP	

Table 5.2.2 Fission Product Inventory in the primary coolant  
during normal operation

<u>Nuclide</u>	<u>Fuel</u> (Ci)	<u>Coolant</u> (Ci)	<u>Plate-out</u> (Ci)
SE 83M	1.23E+05	1.17E-07	1.23E-07
SE 83	2.17E+05	9.86E+00	2.17E+01
BR 83	2.17E+05	1.24E+00	2.17E+01
KR 83M	2.17E+05	1.47E+01	0.0
BR 85	4.67E+05	8.05E+01	9.35E+01
KR 85M	5.28E+05	2.92E+01	0.0
KR 85	8.91E+03	1.47E-02	0.0
KR 87	1.06E+06	8.36E+01	0.0
KR 88	1.52E+06	8.51E+01	0.0
RB 88	1.52E+06	4.83E+01	8.96E+01
KR 89	1.95E+06	3.62E+02	0.0
RB 89	1.95E+06	2.15E+02	3.73E+02
SR 89	2.02E+06	6.47E-02	3.91E+02
KR 90	2.12E+06	1.89E+02	0.0
RB 90	2.12E+06	1.68E+02	1.92E+02
SR 90	5.88E+04	5.56E-02	1.80E+04
Y 90	5.88E+04	7.79E-05	1.80E+04
SB131	1.25E+06	1.60E-01	3.36E+01
TE131M	1.87E+05	3.91E-02	3.44E+00
TE131	1.09E+06	6.11E-01	2.11E+00
I131	1.24E+06	1.07E+00	6.03E+02
XE131M	9.95E+03	2.59E-02	0.0
TE133M	2.14E+06	1.03E+00	3.54E+00
TE133	7.38E+05	4.68E-01	1.08E+00
I133	2.81E+06	6.32E+00	3.91E+02
XE133M	6.74E+04	3.37E-01	0.0
XE133	2.81E+06	8.05E+00	0.0
I135	2.59E+06	1.10E+01	2.23E+02
XE135M	7.76E+05	4.88E+01	0.0
XE135	2.72E+06	3.46E+01	0.0
XE137	2.55E+06	2.56E+02	0.0
CS137	5.96E+04	6.40E-04	2.10E+02
BA137M	5.57E+04	1.11E+01	2.09E+02
XE138	2.44E+06	2.18E+02	0.0
CS138	2.44E+06	8.93E+01	2.27E+02
XE139	2.29E+06	1.44E+02	0.0
CS139	2.75E+06	1.03E+02	1.49E+02
BA139	2.78E+06	2.09E+01	1.51E+02

Table 5.2.3 後備冷却系によって冷却される炉心からの事故後FP放出量

Nuclide	Activity (Ci)	Activity (Ci)	
		Nuclide	Activity (Ci)
SE 83M	0.0	TE131	2.184E+03
SE 83	5.957E+00	I131	1.981E+03
BR 83	1.051E+03	XE131M	2.005E+01
KR 83M	2.349E+03	TE133M	1.182E+01
BR 85	4.615E+01	TE133	9.924E+04
KR 85M	1.438E+03	I133	2.914E+03
KR 85	7.562E+01	XE133M	1.102E+02
KR 87	8.420E+01	XE133	4.784E+03
KR 88	2.396E+02	I135	3.183E+02
RB 88	1.491E+04	XE135M	3.571E+04
KR 89	2.083E+02	XE135	4.446E+03
RB 89	1.148E+04	XE137	1.468E+02
SR 89	1.117E+05	CS137	3.948E+02
KR 90	0.0	BA137M	0.0
RB 90	2.814E+02	XE138	1.267E+02
SR 90	3.300E+03	CS138	1.481E+04
Y 90	2.998E-02	XE139	0.0
SB131	2.136E+00	CS139	7.427E+03
TE131M	1.268E+02	BA139	5.210E+01

Table 5.2.4 格納容器内 FP 放出計算条件

項目	後備冷却系による炉心冷却の場合		後備冷却系による炉心冷却がない場合
	条件	備考	
1) 放出FP	1 次冷却系循環放射能 インベントリ (A) 1 次冷却系ブレートア ウトインベントリ(B) 事故後炉心からのFP 放出 (C)	1 0 0 % Table 5.2.2 5 0 % ( 片ループ ) Table 5.2.2 Table 5.2.3 燃料中 FP インベント リ (D)	1 次冷却系循環放射能 インベントリ (A) 1 次冷却系ブレートア ウトインベントリ(B) 燃料中 FP インベント リ (D)
2) 計算式	$Q_1 = A + 0.5 B + C$		
			$Q_2 = A + B + C$

Table 5.2.6 所外放出放射能の解析条件

解析ケース	格納容器内 FP インベントリ	格納容器漏洩率	再循環フイルタ効率	格納容器内 ブレートアバト	備考
1 ( RCS 炉心冷却時 )	Table 5.2.5 0.25%/Day	固体 95% 沃素 90% * 希ガス 0%	固体 50% 沃素 50% * 希ガス 0%	固体 50% 沃素 50% * 希ガス 0%	格納容器内混合効率 0.7 再循環量 4.44 回 / Day
2	同 上	同 上	全核種 0%	同 上	
3	同 上	1 0 0 %	同 上	同 上	
4 ( RCS 炉心冷却無 )	Table 5.2.5 0.25%/Day	同 上	同 上	同 上	
5	同 上	1 0 0 %	同 上	同 上	

Table 5.2.5 1 次冷却系配管大破断事故時の格納容器内 F P 放出量

Nuclide	Activity (Ci) ( RCSによる 炉心冷却時 )	Activity (Ci) ( 強制炉心冷却 がない場合 )
SE 83M	1.785E-07	1.23E+05
SE 83	2.066E+01	2.15E+05
BR 83	1.064E+03	2.17E+05
KR 83M	2.364E+03	2.17E+05
BR 85	1.734E+02	4.67E+05
KR 85M	1.467E+03	5.28E+05
KR 85	7.563E+01	8.91E+03
KR 87	1.678E+02	1.06E+06
KR 88	3.247E+02	1.52E+06
RB 88	1.500E+04	1.52E+06
KR 89	5.703E+02	1.95E+06
RB 89	1.188E+04	1.95E+06
SR 89	1.119E+05	2.02E+06
KR 90	1.890E+02	2.12E+06
RB 90	3.984E+02	2.12E+06
SR 90	1.230E+04	7.68E+04
Y 90	9.000E+03	7.68E+04
SB131	2.304E+00	1.25E+06
TE131M	1.444E+02	1.87E+05
TE131	2.186E+03	1.09E+06
I131	2.284E+03	1.24E+06
XE131M	2.008E+01	9.95E+03
TE133M	1.462E+01	2.14E+06
TE133	9.924E+04	7.38E+05
I133	3.116E+03	2.81E+06
XE133M	1.105E+02	6.74E+04
XE133	4.792E+03	2.81E+06
I135	4.408E+02	2.59E+06
XE135M	3.576E+04	7.76E+05
XE135	4.481E+03	2.72E+06
XE137	4.028E+02	2.55E+06
CS137	4.998E+02	5.98E+04
BA137M	1.156E+02	5.59E+04
XE138	3.447E+02	2.44E+06
CS138	1.501E+04	2.44E+06
XE139	1.440E+02	2.29E+06
CS139	7.604E+03	2.75E+06
BA139	1.485E+02	2.78E+06

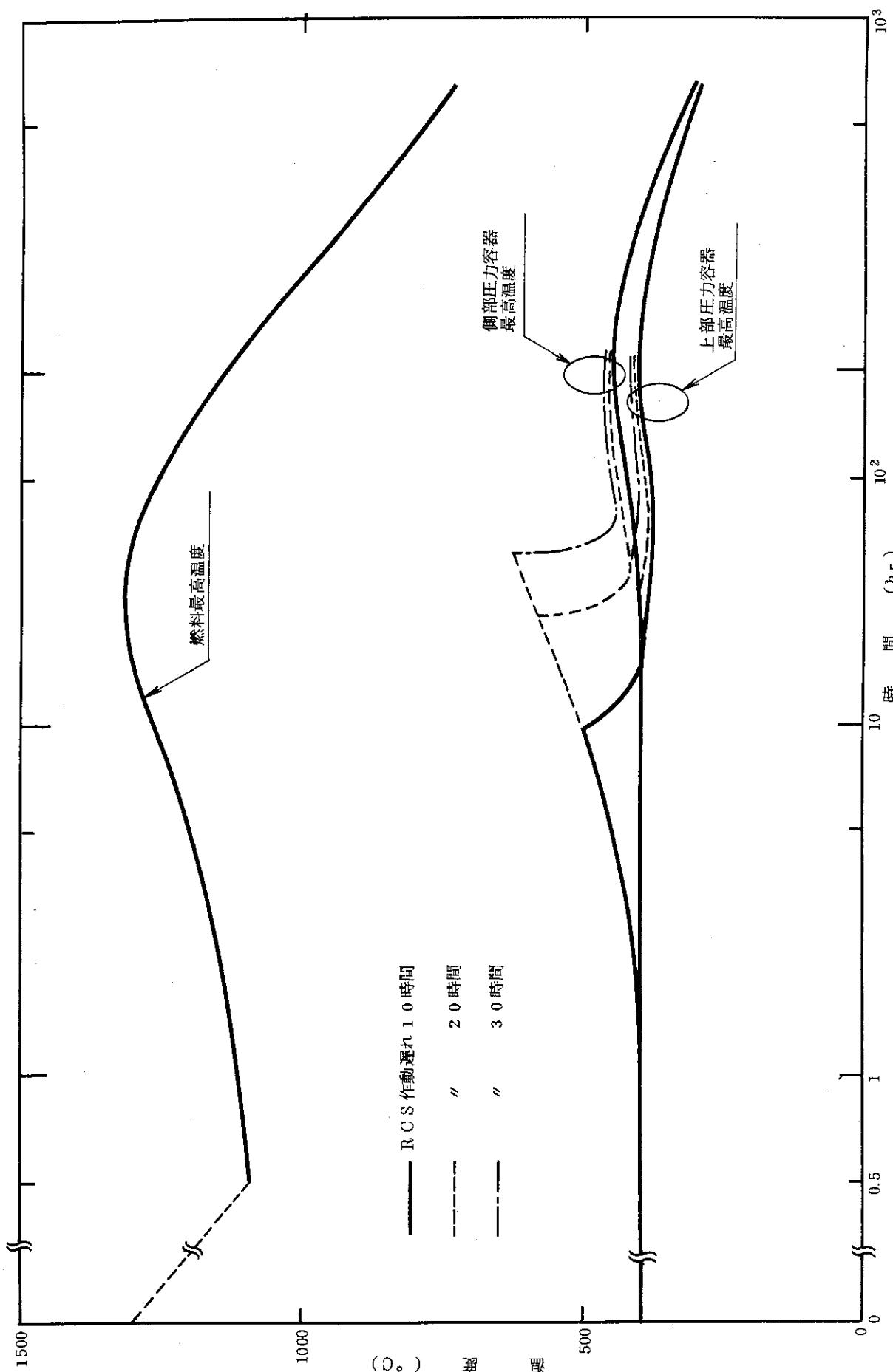


Fig. 5.2.1 1次冷却系大破断事故時の炉心温度変化

### 5.3 1次冷却系小規模漏洩事故

1次冷却系小規模漏洩事故の初期事象としては、1次冷却系2重管の外管クラックもしくは、小口径配管（3インチ以下）の破断を想定する。2重管の外管クラックもしくは小口径配管破断が発生すると、FPの放出径路は1次系配管大破断事故時とほぼ同様と考えられるが、1次冷却材の減圧速度は大破断事故時に比べてゆるやかなので、1次冷却系のプレートアウトインペントリの離脱は無視できる。従って、格納容器内へ放出されるFPは、1次冷却材中のFP及び事故後燃料の温度上昇に伴なり追加放出FPの2つである。

事故後の追加FP放出量は、補助冷却系により炉心冷却を行った場合、後備冷却系により炉心冷却を行った場合、およびそのいずれによっても炉心の冷却を行わなかった場合について異なる。

格納容器内に放出されたFPの放出までの移行は1次系配管大破断事故と同様である。

#### (1) 格納容器内FP放出量解析

事故発生直前の炉内および1次冷却系内のFP存在量分布は5.2節の場合と同様であり、Table 5.2.2を用いる。

事故後の燃料体からのFP放出量の解析には次の3つの場合を考える。

##### (i) 後備冷却系により炉心冷却を行った場合

1次系配管破断事故時の後備冷却系により炉心冷却を行った場合と同じであるので、Table 5.2.3を用いる。

##### (ii) 補助冷却系により炉心冷却を行った場合

補助冷却系が事故後10時間後に起動した場合、その後、炉心の温度は急激に低下し、10時間以降のFPの追加放出は無視できる。従って、事故後の燃料からの追加放出としては、炉心冷却のない10時間の放出のみである。事故後10時間の燃料温度特性は、1次系配管大破断事故時に後備冷却系により炉心冷却を行った場合の10時間までの挙動で近似できると仮定する。この温度挙動を入力として計算コードHTCOREによってFP放出量を求めた結果をTable 5.3.1に示す。

##### (iii) 後備冷却系および補助冷却系による炉心冷却が無い場合

燃料中FP存在量の全てが格納容器内へ放出されると仮定する。

これらの結果を用いて格納容器内へのFP放出量を計算する。補助冷却系もしくは後備冷却系により炉心冷却を行う場合は、1次冷却材中FPインペントリと事故後の追加放出FPが格納容器内へ放出される。炉心冷却を行わない場合は、更に燃料中のFPインペントリ及び1次冷却系プレートアウトインペントリが放出されるとする。この3ケースについての格納容器内FP放出量の計算条件及び計算方法をTable 5.3.2に示し、その結果をTable 5.3.3に示す。

#### (2) 格納容器外へのFP放出量解析

1次冷却系小規模漏洩事故のイベント・ツリを検討することによって、解析ケースは炉心冷却方法の3ケースに対して、それぞれ、格納容器隔離系及び放射能低減系が作動した場合、格納容器の隔離に成功し放射能低減系の作動に失敗した場合、及びそのいずれもが失敗した場合の3ケースがあり、合計9ケースが考えられるが、炉心の冷却に失敗した場合、放射能低減系

はその温度制限（60°C）により作動しないので、次の合計8ケースとなる。（尚、対応するイベント・ツリプランチはFig.3.1.5参照）

解析ケース	炉心冷却	格納容器隔離	放射能低減系	対応するイベント・ツリプランチ
1	補助冷却系による (10時間後起動)	成功	作動	A
2		成功	不作動	B
3		失敗	不作動	C
4	後備冷却系による (10時間後起動)	成功	作動	D
5		成功	不作動	E
6		失敗	不作動	F
7	強制冷却なし	成功	作動	G, I, K
8		失敗	不作動	H, J, L

各解析ケースの解析条件をTable 5.3.4に示す。これより、1次冷却系小規模漏洩事故時のイベント・ツリの各プランチについて、沃素( $I^{131}$ 換算)、ストロンチウム( $Sr^{90}$ 換算)、希ガス(0.5MeV $\gamma$ 換算)の所外放出放射能を求めるところとなる。

Branch	$I^{131}$	$Sr^{90}$	Rare Gas (0.5MeV. $\gamma$ )
A	7.5E-0 2	3.7E-0 1	1.3E+0 0
B	1.7E+0 0	3.1E+0 2	1.3E+0 0
C	9.1E+0 1	4.4E+0 2	4.1E+0 3
D	1.3E+0 0	2.0E+0 0	1.6E+0 1
E	3.0E+0 1	1.6E+0 3	1.6E+0 1
F	1.4E+0 3	2.3E+0 3	4.0E+0 4
G	2.0E+0 4	3.7E+0 4	1.2E+0 4
H	1.2E+0 6	5.0E+0 4	3.3E+0 7
I	2.0E+0 4	3.7E+0 4	1.2E+0 4
J	1.2E+0 6	5.0E+0 4	3.3E+0 7
K	2.0E+0 4	3.7E+0 4	1.2E+0 4
L	1.2E+0 6	5.0E+0 4	3.3E+0 7
M	1.2E+0 6 以上	5.0E+0 4 以上	3.3E+0 7 以上

(単位:キュリー)

Table 5.3.1 事故後 10 時間に亘る事故時 FP 放出量 (10 時間に降補助冷却系による  
炉心冷却が行われる)

Nuclide	Activity (Ci)	Activity (Ci)	
		Nuclide	Activity (Ci)
SE 83M	0.0	TE131	1.717E+02
SE 83	0.0	I131	1.050E+02
BR 83	4.125E+01	XE131M	8.913E-01
KR 83M	1.084E+02	TE133M	1.071E+01
BR 85	0.0	TE133	3.309E+03
KR 85M	1.097E+02	I133	2.450E+02
KR 85	3.427E+00	XE133M	2.826E+01
KR 87	0.0	XE133	2.466E+02
KR 88	1.071E+02	I135	1.100E+02
RB 88	9.493E+02	XE135M	7.640E+01
KR 89	0.0	XE135	2.964E+02
RB 89	7.046E+02	XE137	0.0
SR 89	2.184E+04	CS137	3.154E+02
KR 90	0.0	BA137M	0.0
RB 90	0.0	XE138	0.0
SR 90	6.381E+02	CS138	2.2887E+03
Y 90	6.052E-04	XE139	0.0
SB131	1.975E+00	CS139	4.798E+02
TE131M	1.405E+01	BA139	2.738E+01

Table 5.3.2 格納容器内 FP 放出計算条件

項目	後備停止系による炉心冷却の場合			補助冷却系による炉心冷却の場合			炉心の強制冷却がない場合		
	条 件	備 考	条 件	備 考	条 件	備 考	条 件	備 考	
1) 放出 FP	1 次冷却系循環放 射能 (A)	1 0 0 %	1 次冷却系循環放 射能 (A)	1 0 0 %	1 次冷却系循環放 射能 (A)	1 0 0 %	1 次冷却系循環放 射能 (A)	1 0 0 %	
	事故後炉心から FP 放出 (B)		事故後炉心から FP 放出 (C)		事故後炉心から FP 放出 (D)		事故後炉心から FP 放出 (E)		
2) 計算式	$Q_1 = A + B$			$Q_2 = A + C$		$Q_3 = A + D + E$			
3) その他	後備停止系 10 時 間後の起動		補助冷却系 10 時 間後起動		補助冷却系起動後 は FP の放出はな いものとする。		炉心の強制冷却が ない場合は、燃料 炉心の健全性は喪 失され、上記の A D, E の全が格 納容器内へ放出さ れるとする。		
					1 次冷却系大破断 事故時との違いは 1 次冷却系のプレ ートアウトの離脱 がないものとする。		1 次冷却系のプレ ートアウトの離脱 はないものとする。		

Table 5.3.3 一次冷却系小規模漏洩事故時の格納容器内 F P 放出量

Nuclide	Activity(Ci) (後備冷却系に より炉心冷却)	Activity(Ci) (補助冷却系に より炉心冷却)	Activity(Ci) (強制炉心冷 却なし)
SE 83M	1.170E-07	1.17E-07	1.23E+05
SE 83	1.582E+01	9.86E+00	2.15E+05
BR 83	1.052E+03	4.25E+01	2.17E+05
KR 83M	2.364E+03	1.23E+02	2.17E+05
BR 85	1.267E+02	8.05E+01	4.67E+05
KR 85M	1.467E+03	1.39E+02	5.28E+05
KR 85	7.563E+01	3.44E+00	8.91E+03
KR 87	1.678E+02	8.36E+01	1.06E+06
KR 88	3.247E+02	1.92E+02	1.52E+06
RB 88	1.496E+04	9.98E+02	1.52E+06
KR 89	5.703E+02	3.62E+02	1.95E+06
RB 89	1.170E+04	9.20E+02	1.95E+06
SR 89	1.117E+05	2.18E+04	2.02E+06
KR 90	1.890E+02	1.89E+02	2.12E+06
RB 90	4.494E+02	1.68E+02	2.12E+06
SR 90	3.300E+03	6.38E+02	7.68E+04
Y 90	3.005E-02	6.85E-04	7.68E+04
SB131	2.136E+00	2.13E+00	1.25E+06
TE131M	1.272E+02	1.41E+01	1.87E+05
TE131	2.185E+03	1.72E+01	1.09E+06
I 131	1.982E+03	1.06E+02	1.24E+06
XE131M	2.008E+01	9.17E-01	9.95E+03
TE133M	1.285E+01	1.20E+01	2.14E+06
TE133	9.924E+04	3.31E+03	7.38E+05
I 133	2.920E+03	2.51E+02	2.81E+06
XE133M	1.105E+02	2.86E+01	6.74E+04
XE133	4.792E+03	2.55E+02	2.81E+06
I 135	3.293E+02	1.21E+02	2.59E+06
XE135M	3.576E+04	1.25E+02	7.76E+05
XE135	4.481E+03	3.31E+02	2.72E+06
XE137	4.028E+02	2.56E+02	2.55E+06
CS137	3.948E+02	3.15E+02	5.98E+04
BA137M	1.110E+01	1.11E+01	5.59E+04
XE138	3.447E+02	2.18E+02	2.44E+06
CS138	1.490E+04	2.38E+03	2.44E+06
XE139	1.440E+02	1.44E+02	2.29E+06
CS139	7.530E+03	5.83E+02	2.75E+06
BA139	7.300E+01	4.83E+02	2.78E+06

Table 5.3.4 放射能移行解析条件

解析ケース	格納容器内 FPインベントリ	格納容器漏洩率	再循環フイルタ効率	格納容器内 プレートアウト率	備考
1 <i>Fig. 5.3.3 (ACS炉心冷却時)</i>	0.25%/Day	固体 95% * 沃素 90% * 希ガス 0%	固体 50% * 沃素 50% * 希ガス 0%	格納容器混合効率 0.7 * { 再循環量 4.44回/Day }	
2 同 上	同 上	全核種 0%	同 上		
3 同 上	同 上	100%	同 上		
4 <i>Fig. 5.3.3 (RCS炉心冷却時)</i>	0.25%/Day	固体 95% * 沃素 90% * 希ガス 0%	同 上	格納容器混合効率 0.7 * { 再循環量 4.44回/Day }	
5 同 上	同 上	全核種 0%	同 上		
6 同 上	同 上	100%	同 上		
7 <i>Fig. 5.3.3 (強制炉心冷却なし)</i>	0.25%/Day	固体 95% * 沃素 90% * 希ガス 0%	同 上	格納容器混合効率 0.7 * { 再循環量 4.44回/Day }	
8 同 上	同 上	全核種 0%	同 上		

## 5.4 スタンドパイプ破断事故

スタンドパイプ破断事故が発生すると、制御棒が逸出し、破断部からFPは格納容器へ放出され、格納容器からの漏洩により所外放出される。従って、スタンドパイプ破断事故時炉心及びプラント挙動は事故初期では制御棒逸出事故と考えられ、その後のFP移行挙動は1次系配管大破断事故と考えることが出来る。

放射能低減系の作動に失敗した場合及び格納容器隔離に失敗した場合については、1次系配管大破断事故の結果から求めるものとする。イベント・ツリの各ブランチについて沃素( $I^{131}$ 換算)、ストロンチウム( $Sr^{90}$ 換算)、希ガス(0.5MeV $\gamma$ 換算)の放出量をまとめると次の様になる。

Branch	$I^{131}$	$Sr^{90}$	Rare Gas (0.5 MeV $\gamma$ )
A	—	—	—
B	—	—	—
C	—	—	—
D	6.5 E+0 1	1.0 E+0 1	5.8 E+0 2
E	1.6 E+0 3	9.9 E+0 3	5.8 E+0 2
F	7.5 E+0 4	1.2 E+0 4	1.5 E+0 6
G	2.0 E+0 4	3.7 E+0 4	1.2 E+0 4
H	1.2 E+0 6	5.0 E+0 4	3.3 E+0 7
I	2.0 E+0 4	3.7 E+0 4	1.2 E+0 4
J	1.2 E+0 6	5.0 E+0 4	3.3 E+0 7
K	2.0 E+0 4	3.7 E+0 4	1.2 E+0 4
L	1.2 E+0 6	5.0 E+0 4	3.3 E+0 7
M	1.2 E+0 6 以上	5.0 E+0 4 以上	3.3 E+0 7 以上

(単位:キュリー)

## 5.5 2次系配管大破断事故

2次系配管大破断事故の初期事象としては、補助建屋内の2次冷却系2重管がギロチン破断することを想定する。2次冷却系2重管がギロチン破断した場合、IHXの圧力バウンダリが健全であれば、FPの2次冷却系への移行はないが、IHXは細管1本に相当するピンホールが存在すると仮定すると、1次冷却材FPの1部及びIHXプレートアウトFPの1部がIHXを通して、補助建屋へ放出される。更に2次冷却系の隔離に失敗した場合には、事故後の燃料からの追加放出FPの所外放出は、炉心の圧力挙動等により異なるが、全量が補助建屋内へ放出されると仮定する。

又、補助冷却系もしくは後備冷却系による炉心冷却に失敗した場合は格納容器内へもFP全インベントリが放出されると仮定する。但し、炉心冷却に失敗し、かつ2次冷却系の隔離に失敗した場合は、格納容器内へ放出される前に全てのFPが2次冷却系を通して補助建屋へ放出されるものと仮定する。

## (1) 補助建屋内および格納容器内への FP 放出解析

事故発生直前の炉内および 1 次冷却系内の FP 存在量分布は 5.2 節と同じであり、Table 5.2.2 を用いる。また、1 基の IHX 内の沈着 FP 存在量は 1 次冷却系内沈着 FP 全量の 20 % と仮定する。

補助冷却系により炉心冷却を行った場合、後備冷却系により炉心冷却を行った場合、及びそのいずれによっても炉心冷却を行わなかった場合について、いずれも 1 次冷却系小規模漏洩事故時のものと同様であるのでその結果を使用する。

## (i) 補助建屋内への FP 放出量解析

2 次系隔離弁が 3.0 秒後に閉開始し 15.0 秒に閉完了した時緊急ダンプ系が作動しないと 1 次冷却材総量 573 kg のうち 150 kg の 1 次系ヘリウムが補助建屋へ放出される。1 次冷却系中の放出放射能（1 次冷却材 FP インベントリ、IHX プレートアウトインベントリ、事故後追加放出インベントリ、燃料中 FP インベントリ、1 次冷却系プレートアウトインベントリ）をそれぞれのケースについて算出し、その量を 1 次冷却材総量（573 kg）に規格化することにより、補助建屋への FP 放出量を計算する。2 次系隔離に成功した場合には、放出可能放射能の 26.2 % (150 / 573) が、2 次系隔離に失敗した場合は、その 100 % が補助建屋へ放出されるとする。Table 5.5.1 に炉心冷却を行った場合を 3 ケースに分け、それぞれの放出放射能及び補助建屋への放出割合を示す。又、Table 5.5.2 には強制炉心冷却がない場合について、補助建屋への放出量を示す。2 次系隔離成功の場合は、炉心冷却を行った場合と同様とする。2 次系隔離失敗の場合は燃料中、1 次冷却材、1 次冷却系プレートアウトの全インベントリが補助建屋へ放出されるとする。尚、今回の解析では、1 次冷却材ダンプ系は通常ダンプ系のみしか存在せず、緊急ダンプ系は存在しないものとしているので、ダンプ系の作動の有無により FP の移行は変わないと考えられ、第 1 次概念設計の緊急ダンプ系不作動時の結果を用いている。

## (ii) 格納容器内への FP 放出量解析

格納容器内へ FP が放出されるのは、補助冷却系又は後備冷却系により炉心冷却に失敗し、2 次冷却系の隔離が行われた時のみである。この時の FP 放出量は、1 次系配管大破断事故時の炉心冷却を行わなかった場合と同様である。

## (2) 格納容器／補助建屋外への FP 放出量解析

補助建屋へ放出された FP は全て、所外放出されたものとする。格納容器に放出された FP は、格納容器の漏洩により放出される。最終的に、解析ケースは、6 ケースに分けられ、それぞれの定義及び解析条件は Table 5.5.1 および Table 5.5.2 に示されている。各ケースが対応するイベント・ツリのブランチも示されている。

次に、イベント・ツリの各ブランチに対する FP 放出量を沃素 ( $I^{131}$  換算)、ストロンチウム ( $Sr^{90}$  換算) 及び希ガス (0.5 MeV $\gamma$  換算) について示す。

Branch of Event Tree	$I^{131}$ ( Ci )	$Sr^{90}$ ( Ci )	Rare Gas ( 0.5 MeV · γ ) ( Ci )
A	2.4 E + 0 3	5.7 E + 0 4	6.7 E + 0 3
B	2.0 E + 0 4	2.7 E + 0 5	6.2 E + 0 4
C	2.4 E + 0 3	5.7 E + 0 4	6.7 E + 0 3
D	2.0 E + 0 4	2.7 E + 0 5	6.2 E + 0 4
E	2.4 E + 0 3	5.7 E + 0 4	6.7 E + 0 3
F	1.8 E + 0 5	4.9 E + 0 5	3.0 E + 0 5
G	2.4 E + 0 3	5.7 E + 0 4	6.7 E + 0 3
H	1.8 E + 0 5	4.9 E + 0 5	3.0 E + 0 5
I	2.2 E + 0 4	9.3 E + 0 4	1.8 E + 0 4
J	1.2 E + 0 6	1.1 E + 0 5	3.3 E + 0 7
K	1.4 E + 0 8	6.0 E + 0 6	5.0 E + 0 8
L	2.2 E + 0 4	9.3 E + 0 4	1.8 E + 0 4
M	1.2 E + 0 6	1.1 E + 0 5	3.3 E + 0 7
N	1.4 E + 0 8	6.0 E + 0 6	5.0 E + 0 8
O	2.2 E + 0 4	9.3 E + 0 4	1.8 E + 0 4
P	1.2 E + 0 6	1.1 E + 0 5	3.3 E + 0 7
Q	1.4 E + 0 8	6.0 E + 0 6	5.0 E + 0 8
R	1.4 E + 0 8 以上	6.0 E + 0 6 以上	5.0 E + 0 8 以上

Table 5.5.1 放射能移行解析条件(ケース1, 2, 3)

ケース	2次系隔離	炉心冷却	対応するトランジーチ	放出放射能	放出放射能の放出割合	
			条件	備考	条件	備考
1	成功	補助冷却系及び後備冷却系	A, C E, G	1) 1次冷却系循環放 射能 2) IHXブレートア ウトの離脱	1 0 0 % Table 5.2.2 1次冷却材ブレ ートアウトの20%	2 6.2 %
2	失敗	補助冷却系	B, D	1) 2) 3) } 同上 事故後の炉心から のFP放出	1 0 0 % Table 5.3.1	1 0 0 %
3		後備冷却系	F, H	1) 2) 3) } 同上 事故後の炉心から のFP放出	1 0 0 % Table 5.2.3	1 0 0 %

Table 5.5.2 放射能移行解析条件(ケース4, 5, 6)

ケース	炉心冷却	格納容器隔離	対応するトランジーチ	FP放出先	格納容器条件	補助建屋条件	格納容器率	格納容器漏	格納容器アラート率
			条件	備考	条件	備考			
4	成功	I, L, O	1) 燃料中FP 2) 1次冷却系ブ リーフィンペント リートアシストリ 3) 1次冷却系循 環放射能	1 0 0 % Table 5.2.2 1 0 0 % Table 5.2.2 1 0 0 % Table 5.2.2 補助建屋内へ の移行分は無 視した	1) 2) 3) } 同様である	1) 2) 3) } 同様である	0.25 % /Day	希ガス以外 希ガス0 %	希ガス以外 希ガス0 %
5	強制冷却なし	J, M, P	格納容器及び 補助建屋	—	—	—	1 0 0 %	希ガス以外 希ガス0 %	希ガス以外 希ガス0 %
6	失敗	K, N, Q	補助建屋	—	1) 燃料中FP 2) 1次冷却系ブ リーフィンペント リートアシストリ 3) 1次冷却系循 環放射能	1) 燃料中FP 2) 1次冷却系ブ リーフィンペント リートアシストリ 3) 1次冷却系循 環放射能	1 0 0 % Table 5.2.2 1 0 0 % Table 5.2.2 1 0 0 % Table 5.2.2	—	—

## 5.6 2次冷却系小規模漏洩事故

2次冷却系小規模漏洩事故の初期事象として口径3インチ程度の小口径配管の破断を想定する。

2次系隔離に成功した場合は、補助建屋を通しての所外放出量は2次系配管大破断事故の破断面積の比に比例するものと仮定し、2次系配管大破断事故のケース1及び4, 5の結果に比例係数 $1 \times 10^{-3}$ のファクタをかけて求める。

2次系隔離に失敗した場合、補助建屋を通しての所外放出および炉心冷却に失敗した場合の格納容器を通しての所外放出は、1次冷却材及び2次冷却中のFP崩壊を考慮せず、評価時間を無限大時間としているので、2次系配管大破断事故と同様であると考えられる。従って、この所外放出量は2次系配管大破断事故のケース2, 3, 4, 5, 6の結果と同一である。

以上により、2次系小規模漏洩事故も2次系配管大破断事故と同様に6ケースに分けて所外放出量を求めるところとなる。

Branch of Event Tree	$I^{131}$ (Ci)	$Sr^{90}$ (Ci)	Raue Gas (0.5 MeV·r) (Ci)
A	2.4E+00	5.7E+01	6.7E+00
B	2.4E+00	5.7E+01	6.7E+00
C	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
D	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
E	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
F	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
G	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
H	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
I	2.4E+00	5.7E+01	6.7E+00
J	2.4E+00	5.7E+01	6.7E+00
K	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
L	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
M	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
N	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
O	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
P	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
Q	1.2E+06 以上	5.0E+04 以上	3.3E+07 以上
R	2.0E+04	2.7E+05	6.2E+04
S	2.0E+04	2.7E+05	6.2E+04
T	2.0E+04	2.7E+05	6.2E+04
U	1.8E+05	4.9E+05	3.0E+05
V	1.8E+05	4.9E+05	3.0E+05
W	1.8E+05	4.9E+05	3.0E+05
X	1.4E+08	6.0E+06	5.0E+08
Y	1.4E+08	6.0E+06	5.0E+08
Z	1.4E+08	6.0E+06	5.0E+08
Z'	1.4E+08	6.0E+06	5.0E+08
Z''	1.4E+08	6.0E+06	5.0E+08
Z'''	1.4E+08	6.0E+06	5.0E+08
Z''''	1.4E+08 以上	6.0E+06 以上	5.0E+08 以上

## 5.7 純化系破損事故

純化系破損事故の初期事象としては、純化系コールドトラップの破損を想定する。純化系トラップが破損すると、トラップのFPインベントリが離脱し、格納容器内に放出され、格納容器の漏洩によりFPは所外放出される。

破損トラップの隔離に失敗した場合は、1次冷却材がトラップ破損部より漏洩することとなり、1次冷却系小規模漏洩事故と同様の結果となる。

### (1) 格納容器内へのFP放出量解析

純化系の通常運転によるトラップ最大FP存在量はTable 5.7.1に示す通りである<sup>\*)</sup>

純化系トラップ（破損トラップ）の隔離が行われた場合、コールドトラップの冷却系が健全であれば、トラップからの離脱はほとんどないと考えられるが、本解析ではコールドトラップの冷却系もその機能を喪失した場合を想定し、トラップの離脱率を100%と仮定し、トラップインベントリの全てが格納容器内へ放出されるものとする。

### (2) 格納容器外へのFP放出量解析

格納容器内に放出されたFPの所外放出量の解析は次の3ケースに分けて行う。

ケース	格納容器内放出放射能	格納容器隔離	放射能低減系	対応するインベントリプランチ
1	Table 5.7.1	成 功	作 動	A
2			不 作 動	B, C, D
3		失 敗		E

これによりイベント・ツリの各プランチの放出放射能は、I( $I^{131}$ 換算), Sr( $Sr^{90}$ 換算), 希ガス( $0.5\text{MeV}\gamma$ 換算)について次の様になる。

Branch of Event Tree	$I^{131}$ (Ci)	$Sr^{90}$ (Ci)	Rare Gas ( $0.5\text{MeV}\cdot\gamma$ )
A	0.0	$1.8 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-1}$
B	0.0	$4.5 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-1}$
C	0.0	$4.5 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-1}$
D	0.0	$4.5 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-1}$
E	0.0	$2.1 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-3}$
F	$1.4 \times 10^0$	$5.8 \times 10^0$	$1.6 \times 10^{-1}$

<sup>\*)</sup> 多目的高温ガス実験炉基本概念設計書 (JAERI-M 6141, 1975.)

Table 5.7.1 純化系トラップFP存在量

Nuclide	Activity (Ci)	Nuclide	Activity (Ci)
SE 83	0.0	TE131	0.0
BR 83	0.0	I131	0.0
KR 83M	3.50E+01	XE131M	7.37E+00
BR 85	0.0	TE133M	0.0
KR 85M	1.80E+02	TE133	0.0
KR 85	2.02E+01	I133	0.0
KR 87	1.06E+02	XE133M	1.71E+01
KR 88	2.30E+02	XE133	9.72E+02
RB 88	2.30E+02	I135	0.0
KR 89	6.23E+00	XE135	4.24E+02
RB 89	6.23E+00	XE137	4.20E+00
SR 89	3.47E+00	CS137	1.62E-02
KR 90	8.01E-01	BA137M	1.51E-02
RB 90	8.01E-01	XE138	1.28E+01
SR 90	3.30E-03	CS138	1.28E+01
Y 90	3.09E-03	XE139	2.13E-01
SB131	0.0	CS139	2.13E-01
TE131M	0.0	BA139	2.13E-01

## 5.8 外部電源喪失事故

外部電源喪失事故時に、原子炉がスクラムし、補助冷却系又は後備冷却系により炉心冷却が行われた場合、この事故による所外FP放出はない。所外FP放出が発生するのは、炉心の冷却が行われない場合のみである。この時のFP放出挙動は、1次冷却系大破断事故時の炉心冷却に失敗した場合と同様であるので、5.2節の結果を用いて、イベント・ツリ各ブランチの放出放射能は次の様になる。

ET-Branch	$I^{131}$ (Ci)	$Sr^{90}$ (Ci)	Rare Gas (0.5MeV·γ)
A	0.0	0.0	0.0
B	0.0	0.0	0.0
C	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
D	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
E	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
F	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
G	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
H	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
I	0.0	0.0	0.0
J	0.0	0.0	0.0
K	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
L	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
M	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
N	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
O	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04
P	1.2E+06	5.0E+04	3.3E+07
Q	1.2E+06 以上	5.0E+04 以上	3.3E+07 以上

## 5.9 $S_2$ 地震発生に伴なう事故

耐震クラスAで設計されていない1次冷却系小口径配管は $S_2$ 地震時には破断すると想定する。 $S_2$ 地震の事故シーケンスをFP解析の観点から見た場合、 $S_2$ 地震後1次冷却系小規模漏洩が発生し、その後のプラント挙動は、1次冷却系小規模漏洩事故時と全く同一である。

従って、 $S_2$ 地震時のFP放出量( $I^{131}$ ,  $Sr^{90}$ , 0.5MeV·γ 希ガス換算値)は、イベント・ツリの各ブランチについて、次の通りである。

ET-Branch	$I^{131}$ (Ci)	$Sr^{90}$ (Ci)	Rare Gas (0.5MeV·γ)
A	7.5E-02	3.7E-01	1.3E+00
B	1.7E+00	3.1E+02	1.3E+00
C	9.1E+01	4.4E+02	4.1E+03
D	1.3E+00	2.0E+00	1.6E+01
E	3.0E+01	1.6E+03	1.6E+01
F	1.4E+03	2.3E+03	4.0E+04
G	2.0E+04	3.7E+04	1.2E+04

ET-Branch	$I^{131}$ (Ci)	$Sr^{90}$ (Ci)	Rare Gas (0.5 MeV·γ)
H	1.2 E+0 6	5.0 E+0 4	3.3 E+0 7
I	2.0 E+0 4	3.7 E+0 4	1.2 E+0 4
J	1.2 E+0 6	5.0 E+0 4	3.3 E+0 7
K	2.0 E+0 4	3.7 E+0 4	1.2 E+0 4
L	1.2 E+0 6	5.0 E+0 4	3.3 E+0 7
M	1.2 E+0 6 以上	5.0 E+0 4 以上	3.3 E+0 7 以上

## 5.10 気体廃棄物処理系破損事故

気体廃棄物処理系の破損事故の初期事象としては、サージタンク 1 基の破損を想定する。事故時サージタンクには通常運転時の最大計画充填量が充填されているものとする。サージタンクが破損すると、サージタンク内の FP は補助建屋内に放出され、換気系を通してスタック放出または地上放出を結果する。

サージタンク FP 存在量は Table 5.1.0.1 に示す。

### (1) 格納容器外への FP 放出量解析

サージタンクが破損した場合、インベントリの 100 % が補助建屋へ放出されるものとする。また、補助建屋内に放出された FP はその全てが地上放出されるものとする。従って、換気系フィルタによる FP の除去及び補助建屋内のプレートアウトはないものとする。よって、サージタンクのインベントリが所外放出放射能となる。この時イベントツリの各ブランチ (A, B, C) に対して放出放射能は同一となり、沃素 ( $I^{131}$  換算), ストロンチウム ( $Sr^{90}$  換算), 希ガス (0.5 MeV·γ 換算) の放出量は次のとおりである。

ET-Branch	$I^{131}$ (Ci)	$Sr^{90}$ (Ci)	Rare Gas (0.5 MeV·γ)
A	1.3 E-0 3	4.5 E-0 5	3.5 E-0 1
B	1.3 E-0 3	4.5 E-0 5	3.5 E-0 1
C	1.3 E-0 3	4.5 E-0 5	3.5 E-0 1

Table 5.1.0.1 気体腐葉物系サニダノ内 FP 存在量

Nuclide	Activity (Ci)	Activity	
		Nuclide	Activity (Ci)
<b>SE 83</b>	<b>5.55E-08</b>	<b>TE131</b>	<b>5.28E-09</b>
<b>BR 83</b>	<b>5.78E-08</b>	<b>I131</b>	<b>1.88E-05</b>
<b>KR 83M</b>	<b>5.44E-04</b>	<b>XE131M</b>	<b>1.13E-04</b>
<b>BR 85</b>	<b>1.30E-07</b>	<b>TE133M</b>	<b>2.82E-09</b>
<b>KR 85M</b>	<b>2.80E-03</b>	<b>TE133</b>	<b>1.65E-09</b>
<b>KR 85</b>	<b>3.05E-04</b>	<b>I133</b>	<b>8.29E-06</b>
<b>KR 87</b>	<b>1.64E-03</b>	<b>XE133M</b>	<b>2.65E-04</b>
<b>KR 88</b>	<b>3.57E-03</b>	<b>XE133</b>	<b>1.50E-02</b>
<b>RB 88</b>	<b>3.57E-03</b>	<b>I135</b>	<b>5.89E-06</b>
<b>KR 89</b>	<b>9.69E-05</b>	<b>XE135</b>	<b>6.59E-03</b>
<b>RB 89</b>	<b>9.72E-05</b>	<b>XE137</b>	<b>6.54E-05</b>
<b>SR 89</b>	<b>5.55E-05</b>	<b>CS137</b>	<b>2.59E-07</b>
<b>KR 90</b>	<b>1.25E-05</b>	<b>BA137M</b>	<b>2.43E-07</b>
<b>RB 90</b>	<b>1.26E-05</b>	<b>XE138</b>	<b>1.98E-04</b>
<b>SR 90</b>	<b>1.36E-07</b>	<b>CS138</b>	<b>1.98E-04</b>
<b>Y 90</b>	<b>1.27E-07</b>	<b>XE139</b>	<b>3.31E-06</b>
<b>SB131</b>	<b>3.45E-10</b>	<b>CS139</b>	<b>3.36E-06</b>
<b>TE131M</b>	<b>2.05E-08</b>	<b>BA139</b>	<b>3.36E-06</b>

## 6. 安全評価用事故選定に関する検討

### 6.1 基本的考え方

我が国においては、原子炉施設の基本設計の妥当性を確認するための安全評価を行うに当って、安全評価用事故として「運転時の異常な過渡変化」、「事故」及び「重大事故、仮想事故」に分けて評価が行われているが、第1章で述べた様に、ここでは「立地評価用事故」に着目しているので、「重大事故、仮想事故」の選定に関する検討を行うものとする。

従来の軽水炉を対象とした「重大事故、仮想事故」は、「事故」として摘出した事象のうちから、放射能放出の拡大の可能性のあるものとして選定されており、その解析は单一故障基準を基礎としている。また、「重大事故、仮想事故」は格納容器内、外への放射能放出に係る事故を選定することとしている。

一方、高速増殖炉等の新型炉においては、確率論的評価を背景として、事故発生確率に着目して想定事故の限定を行うといった動向にある。例えば、米国のクリンチリバ炉（高速増殖原型炉）の設計において、 $1 \times 10^{-7}$ /年の発生確率を背景として、想定するか否かの判定を行っている例がある。

確率論的評価における設計の妥当性の検討は、リスク値（事故発生確率と被曝量の積）により判断されるべきであるという基本的な考え方から、本検討では想定した9つの初期事象に対して考え得る全ての事故シーケンスについて、その発生確率及びその時の放出放射能を保守的な条件のもとに解析して、相対的リスク値を算出する。しかしながら、現状においては適切な許容リスク値（リスクの判断基準）を見出すことが困難なので、「立地評価用事故」としては発生確率自体に着目して事故の選定を行うものとし、軽水炉の例にならない格納容器内・外への放射能放出に係る事故に分けて検討するものとする。

### 6.2 事故発生確率と放出放射能

放出放射能解析では第5章で述べたように、保守的な評価を行っているので、「立地評価用事故」としての安全余裕は一応考慮されているものと考えられる。これらの結果より、イベントツリの各ブランチに対してその事故の発生確率、その時の放出放射能及び相対リスク値を9つの初期事象に対してそれぞれFig. 6.2.1からFig. 6.2.9に示す。リスク値は6.1節で述べた様に事故発生率と被曝量の積と定義されるが本検討では、事故発生確率に放出放射能の積を相対リスク値と定義し、以後これをリスク値と呼ぶ。

Fig. 6.2.1からFig. 6.2.9において、イベントツリの分岐ブランチの下に示した数字は、系統の故障確率であり、ツリの分岐に従いこれらの値の積がブランチ発生確率となる。各々のブランチに対して、放出放射能及びリスク値は沃素( $I^{131}$ 換算)、ストロンチウム( $Sr^{90}$ 換算)、希ガス(0.5 MeV·r換算)の3種について示している。

Fig. 6.2.10, Fig. 6.2.11, 及び Fig. 6.2.12 は、それぞれ横軸に沃素、ストロンチウム、又は希ガスの放出放射能 (Ci) をとり、縦軸にプランチ発生確率をとり、9つの初期事象について各事象をプロットしたものである。プロットされた点の傍に記された記号の内、数字 (1 ~ 9) は事故の種類を表わし、それぞれ次の事故に対応する。

- |                   |                       |
|-------------------|-----------------------|
| 1 ; 1 次系配管大破断事故   | 6 ; 純化系破損事故           |
| 2 ; 1 次冷却系小規模漏洩事故 | 7 ; 外部電源喪失事故          |
| 3 ; スタンドパイプ破断事故   | 8 ; S <sub>2</sub> 地震 |
| 4 ; 2 次系配管大破断事故   | 9 ; 気体廃棄物処理系破損事故      |
| 5 ; 2 次冷却系小規模漏洩事故 |                       |

また、英字 (A, B, C, D, ..... ) は、上記各事象のイベントツリのプランチ記号に対応する。尚、図中の左上から右下への斜線は等リスク線である。

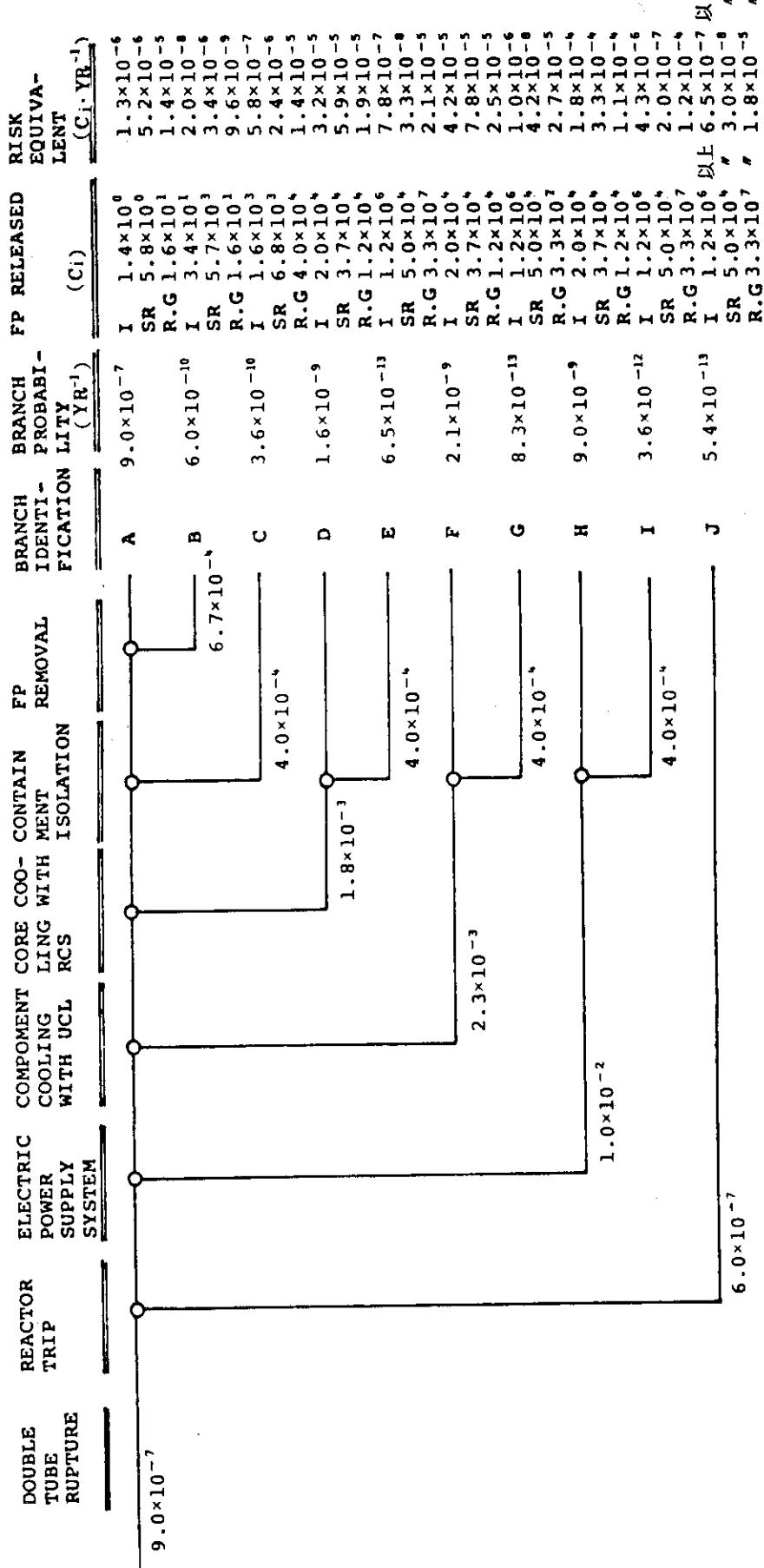


Fig. 6.2.1 1次系配管大破断事故の事故スペクトラム

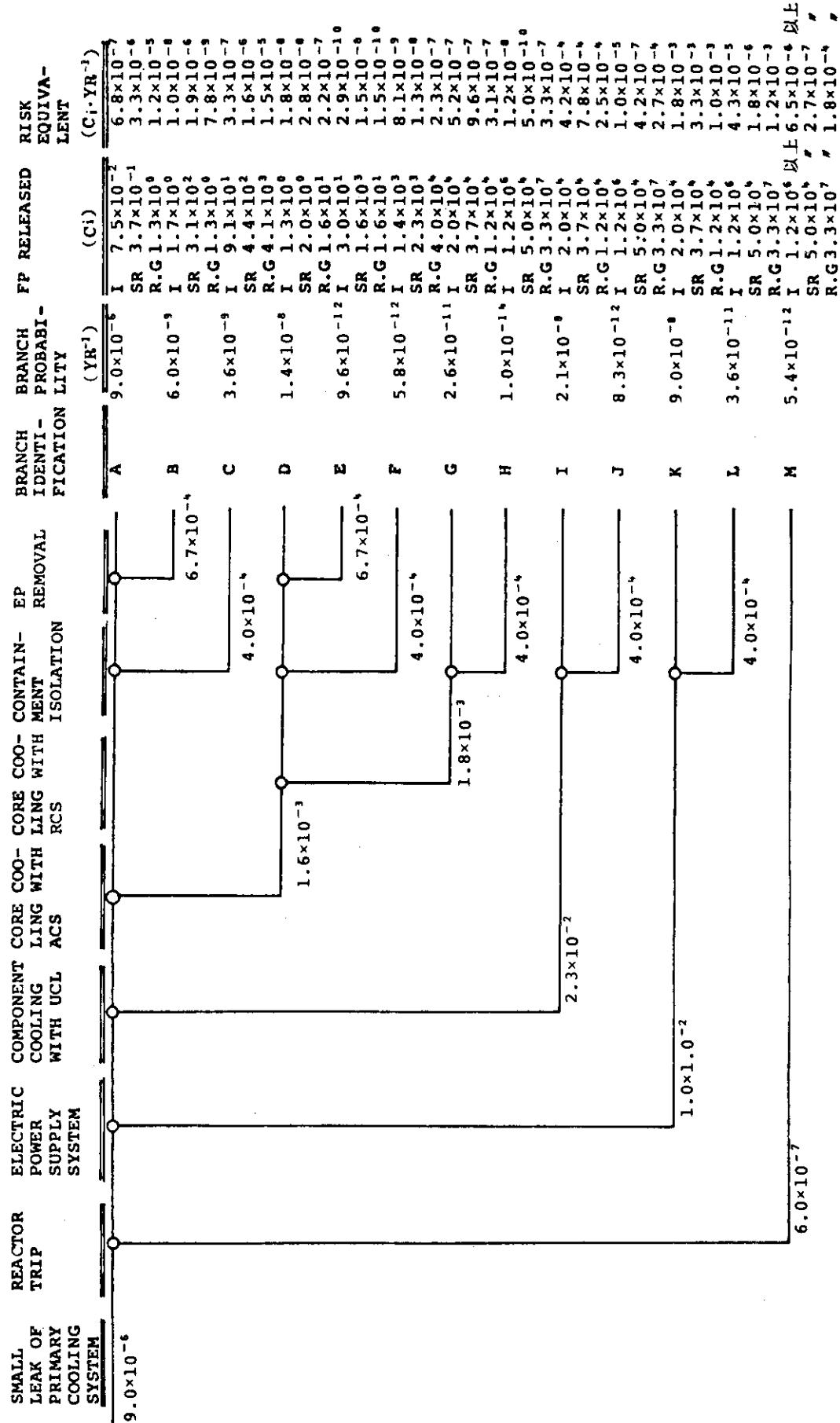


Fig. 6.2.2 1次冷却系小規模漏洩事故の事故スペクトル

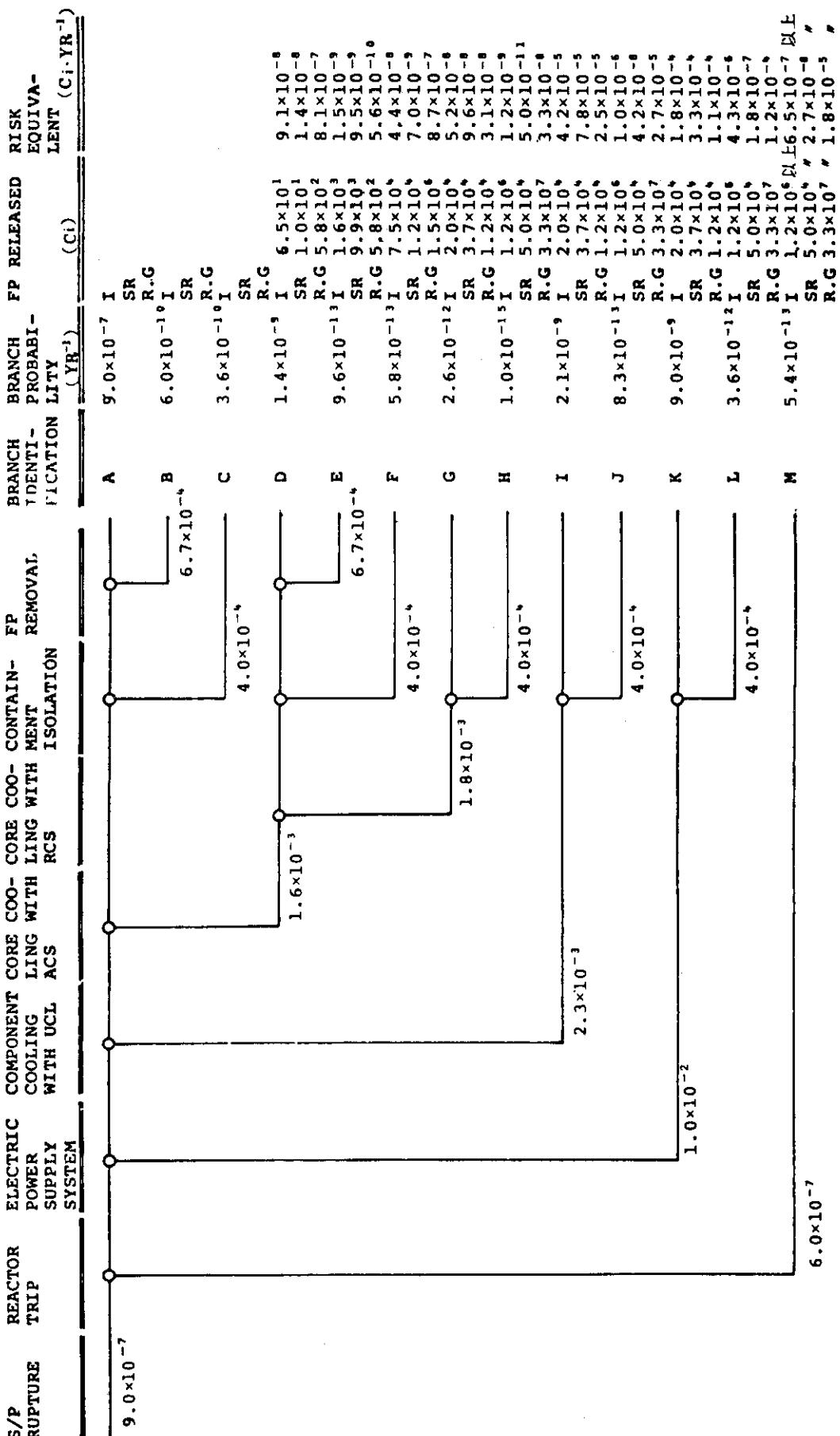


Fig. 6.2.3 スタンドバイブ破断事故の事故スベクトラム

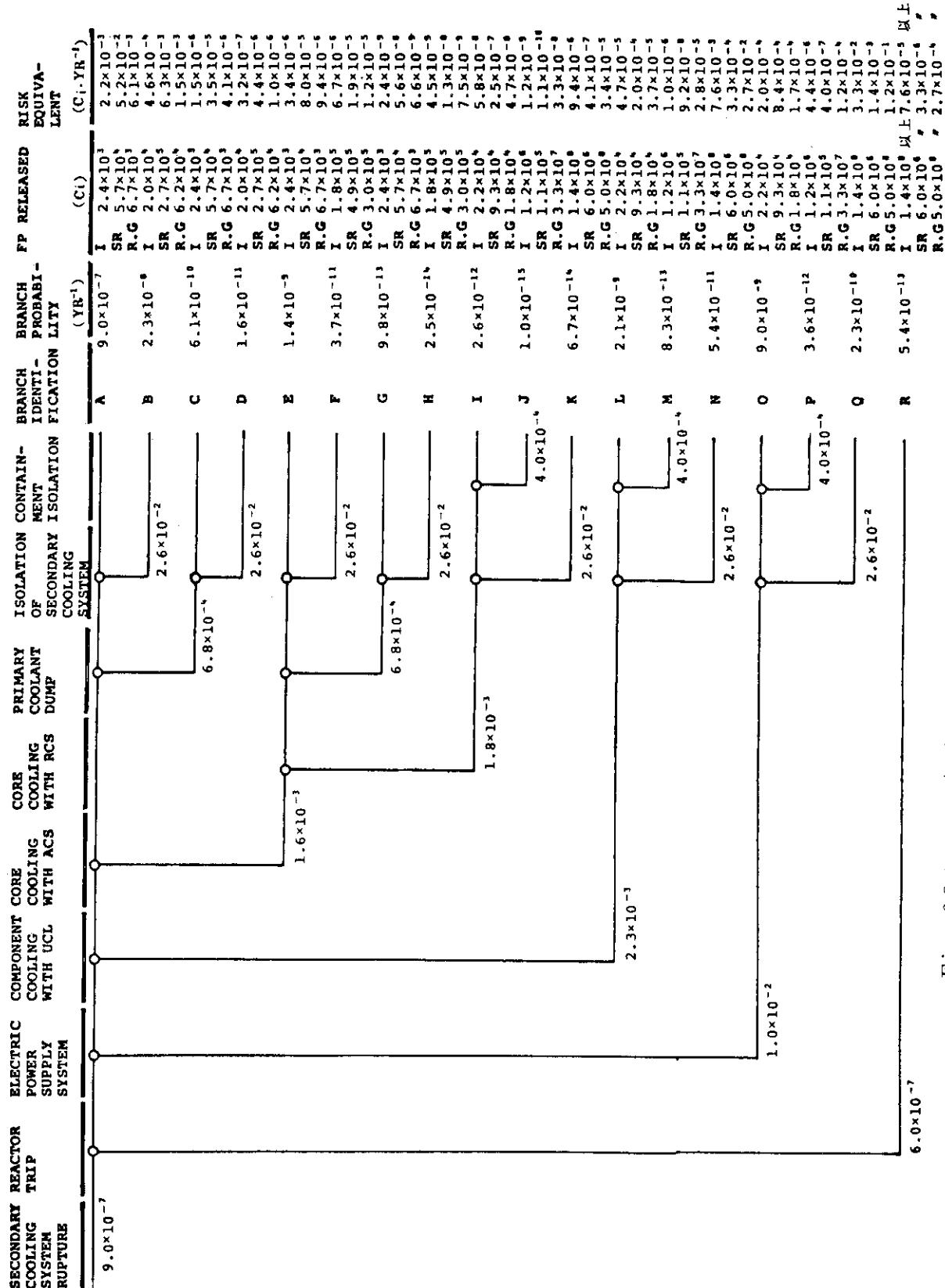
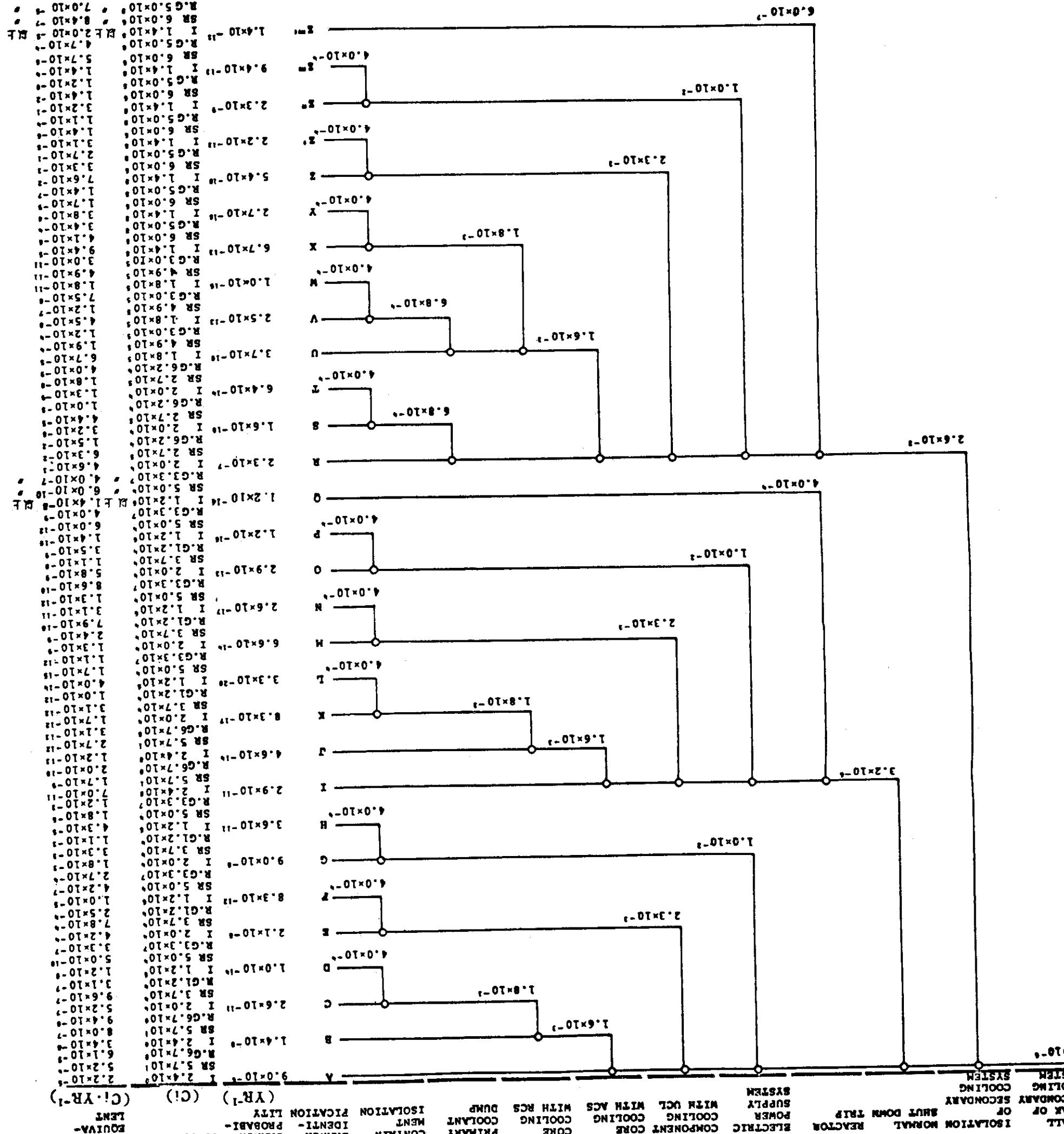


Fig. 6.2.4 2次系配管大破断事故の事故スペクトラム

SMALL ISOLATION NORMAL REACTOR ISOLATION COOLING SYSTEM  
 LEAK OF OF SECONDARY SLOW DOWN TUBE POWER PRIMARY COOLING COOLING SYSTEM  
 SECONDARY COOLING SYSTEM WITH UCL WITH ACS WITH RCS DUMP  
 COOLING COOLING COOLING ISOLATION PROBE  
 COOLANT MENT IDENTI- IDENTI- PROBE  
 ISOLATION PROBE  
 RADIATION BRANCH BRANCH PP RELEASED RISK  
 (YR-1) (C1) (CI)  
 (C1-YR-1)

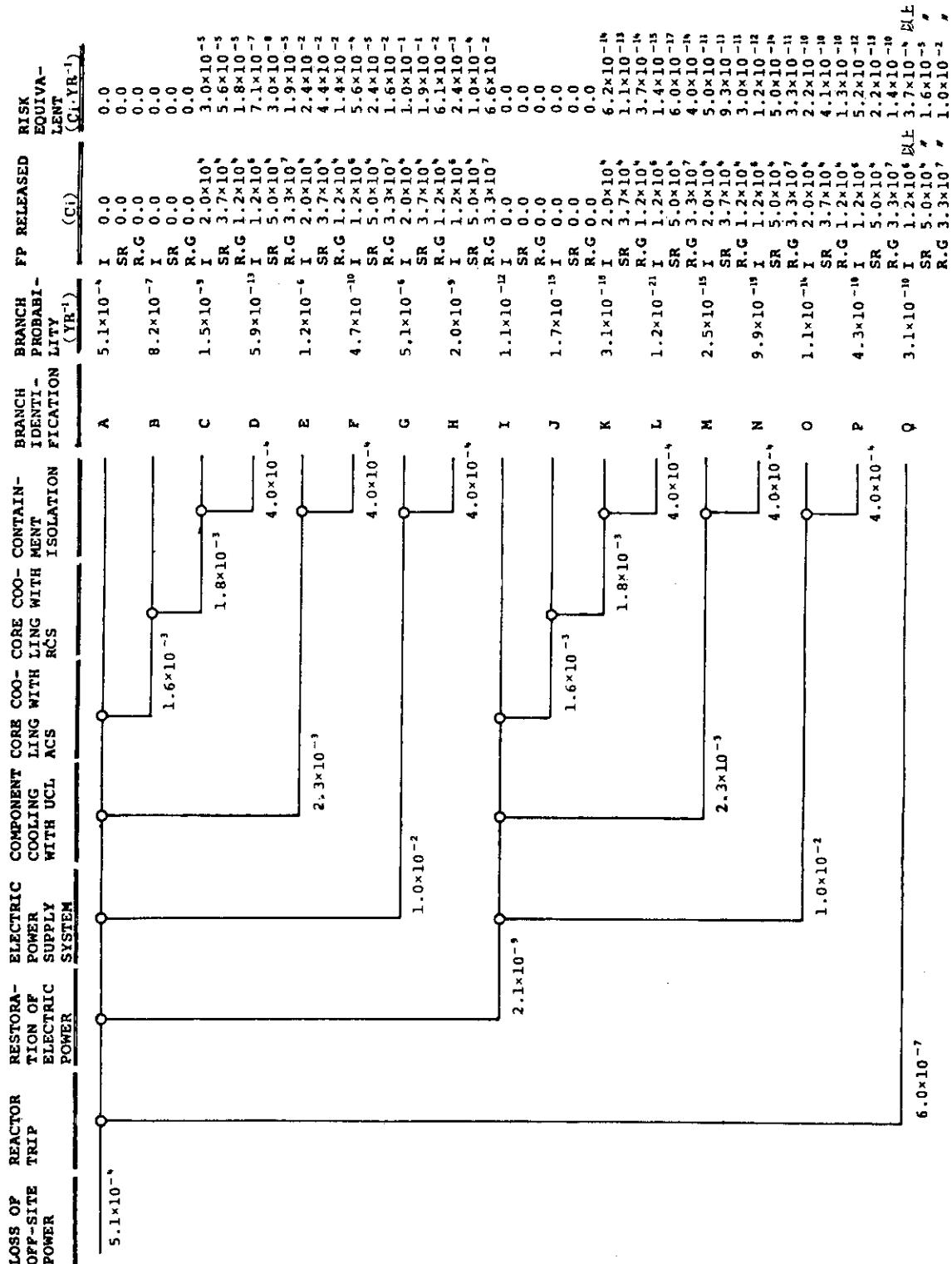
Fig. 6.2.5 2次冷却系小規模漏水事故の事故度合

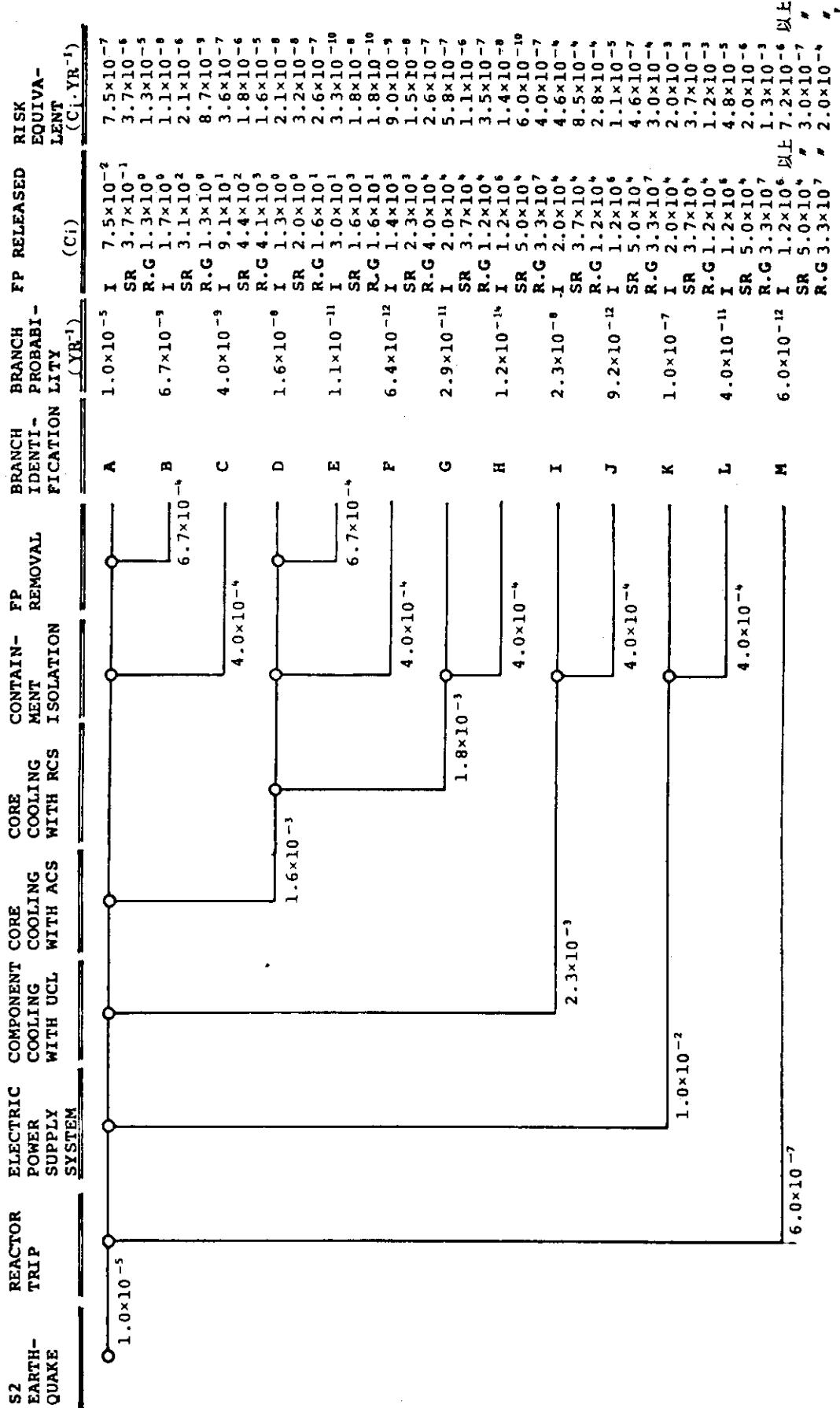


TRAP RUPTURE	ISOLATION TRAP	CONTAIN- MENT ISOLATION	ELECTRIC POWER SUPPLY SYSTEM	COMPONENT COOLING REMOVAL WITH UCL	IDENTIFICATION LITY	BRANCH PROBABILI-	FP RELEASED (YR <sup>-1</sup> )	RISK EQUIVA- LENT (C <sub>i</sub> ·YR <sup>-1</sup> )
$9.0 \times 10^{-7}$					A	$9.0 \times 10^{-7}$	I 0.0	0.0
					B	$6.0 \times 10^{-10}$	SR 1.8x10 <sup>-5</sup> R.G 1.5x10 <sup>1</sup>	$1.6 \times 10^{-11}$ $1.4 \times 10^{-5}$
				$6.7 \times 10^{-4}$		0.0	0.0	
					C	$2.1 \times 10^{-9}$	SR 4.5x10 <sup>-3</sup> R.G 1.5x10 <sup>1</sup>	$2.7 \times 10^{-12}$ $9.0 \times 10^{-9}$
				$2.3 \times 10^{-3}$		0.0	0.0	
					D	$9.0 \times 10^{-9}$	SR 4.5x10 <sup>-3</sup> R.G 1.5x10 <sup>1</sup>	$9.5 \times 10^{-12}$ $3.2 \times 10^{-8}$
				$1.0 \times 10^{-2}$		0.0	0.0	
					E	$3.6 \times 10^{-10}$	SR 4.5x10 <sup>-3</sup> R.G 1.5x10 <sup>1</sup>	$4.1 \times 10^{-11}$ $1.4 \times 10^{-7}$
				$4.0 \times 10^{-4}$		0.0	0.0	
					F	$2.7 \times 10^{-16}$	SR 5.8x10 <sup>0</sup> R.G 1.6x10 <sup>1</sup>	$3.8 \times 10^{-16}*$ $1.6 \times 10^{-15}*$ $4.3 \times 10^{-15}*$
				$3.0 \times 10^{-10}$				

\* 1次冷却系小規模機器事故ランチA

Fig. 6.2.6 純化系破損事故の事故スペクトラム



Fig. 6.2.8 S<sub>2</sub> 地震の事故スベクトル

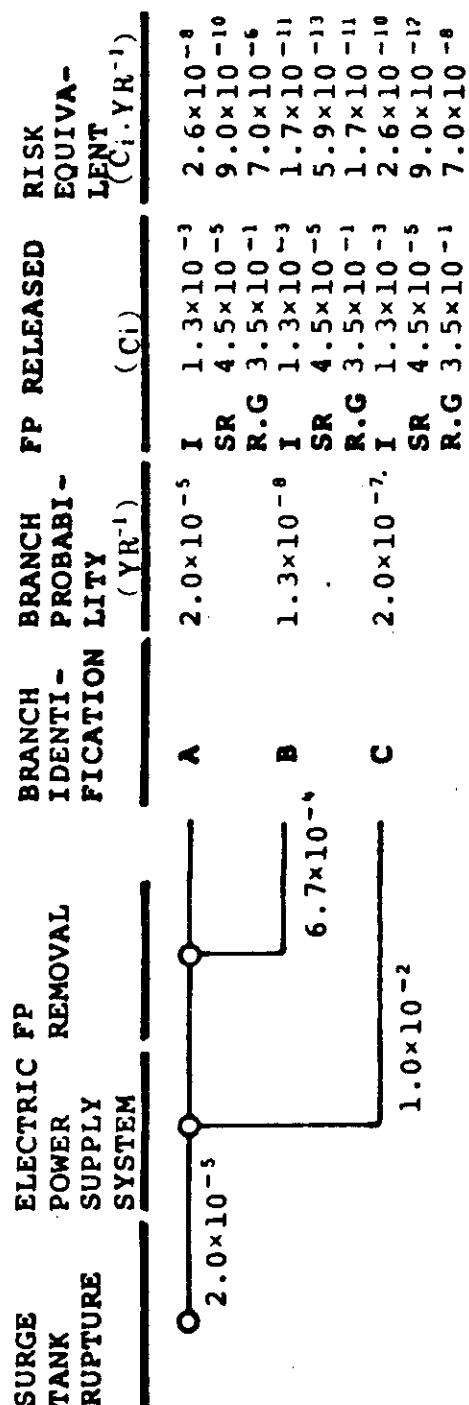


Fig. 6.2.9 気体廃棄物処理系破損事故の事故スペクトラム

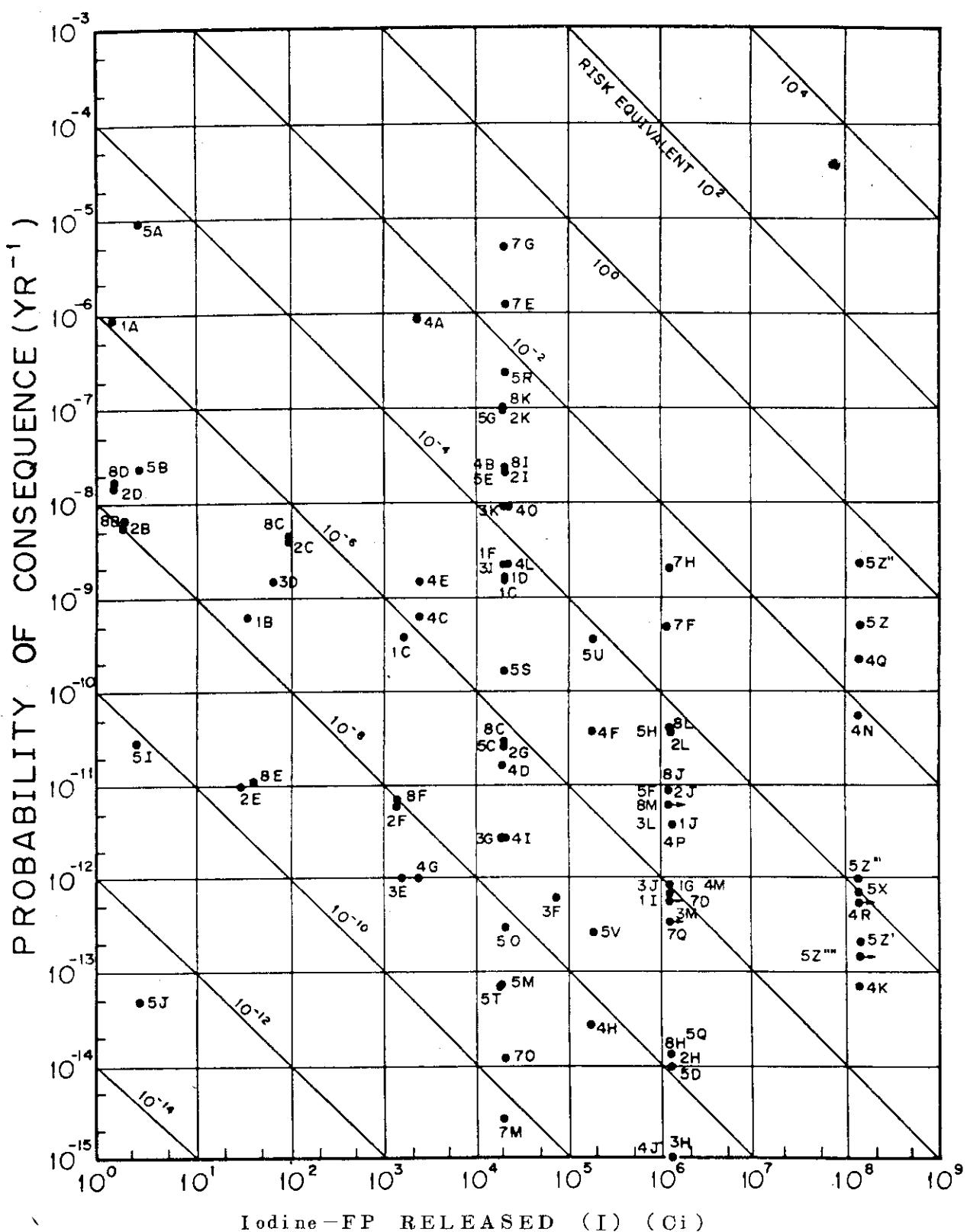


Fig. 6.2.10 ヨウ素に関するリスクプロット

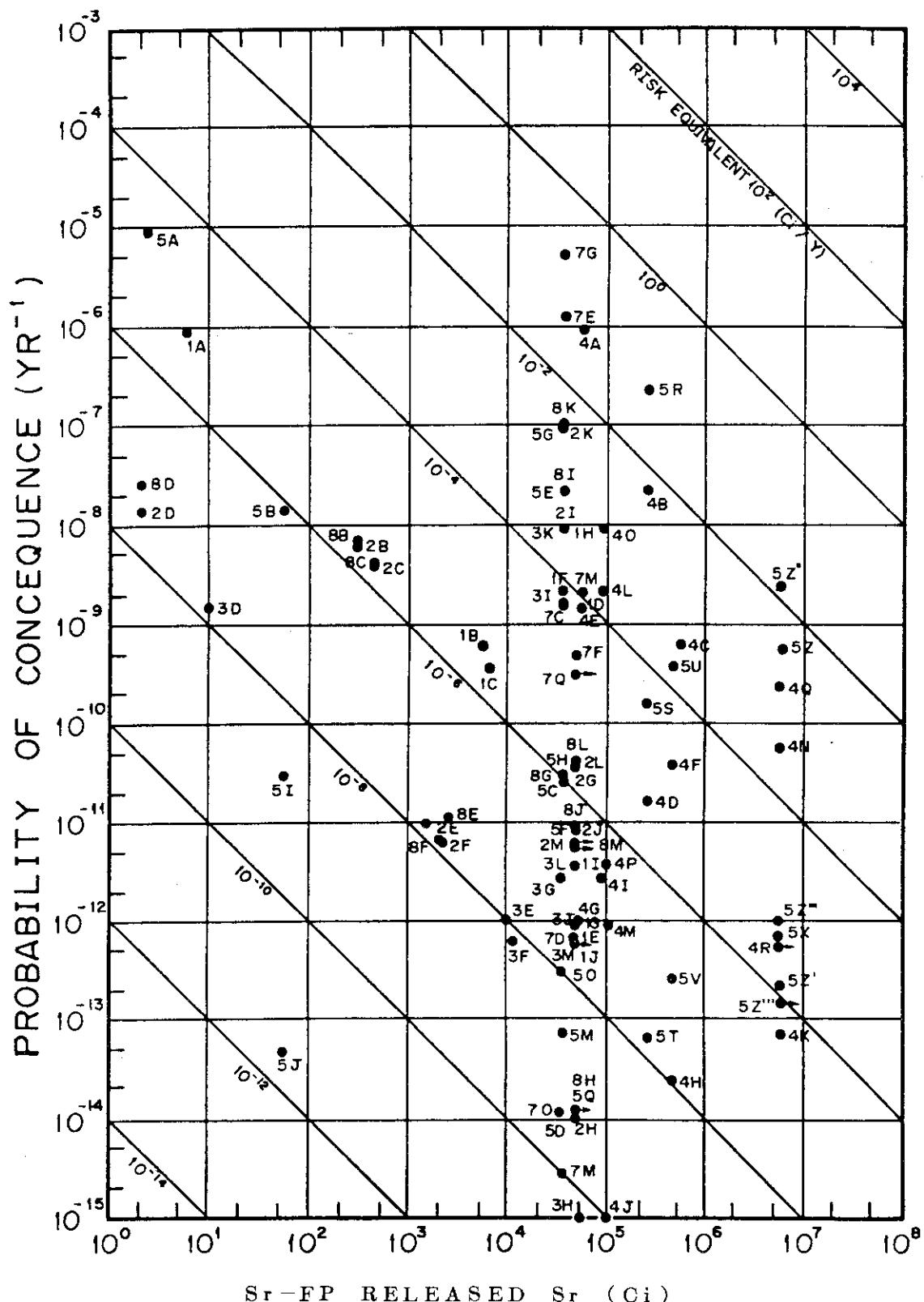


Fig. 6.2.11 ストロンチウムICに関するリスクプロット

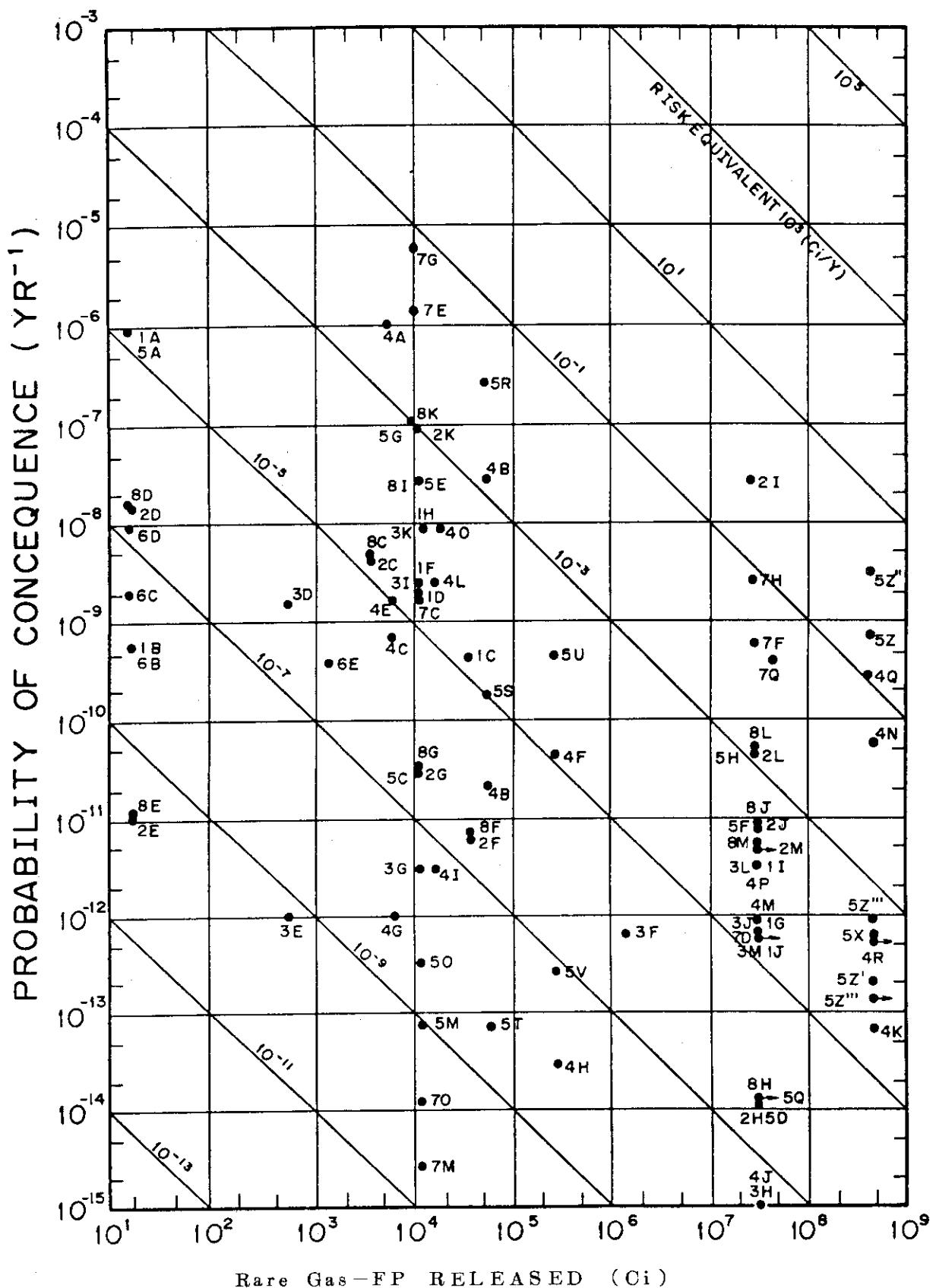


Fig. 6.2.1.2 希ガスに関するリスクプロット

### 6.3 安全評価用事故選定(結論)

立地評価用事故を確率論的観点から選定するためIC, 発生確率選定基準として $1 \times 10^{-9}$ /年(Clinch River FBRで採用された選定基準より2桁小さい)を設定する。

この選定基準により選定される事象は43個あり、イベントツリ上の次の事象があげられる。

- 1A, 1D, 1F, 1H (1次系配管大破断事故)
- 2A, 2B, 2C, 2D, 2I, 2K (1次冷却系小規模漏洩事故)
- 3A, 3D, 3I, 3K (スタンド・パイプ破断事故)
- 4A, 4B, 4E, 4L, 4O (2次系配管大破断事故)
- 5A, 5B, 5E, 5G, 5R, 5Z" (2次冷却系小規模漏洩事故)
- 6A, 6C, 6D, (純化系破損事故)
- 7A, 7B, 7C, 7E, 7G, 7H (外部電源喪失事故)
- 8A, 8B, 8C, 8D, 8I, 8K (S<sub>2</sub> 地震発生)
- 9A, 9B, 9C, (気体廃棄物処理系破損事故)

この内、Fig.6.2.10, Fig.6.2.11およびFig.6.2.12の中で、沃素、ストロンチウム及び希ガスの放出FPが相対的に大きな事象を、① 格納容器内への放射能放出に係る事故および② 格納容器外への放射能放出に係る事故に分けて選定すると次の25個の事象があげられる。

#### (i) 格納容器内への放射能放出に係る事故

- 1D, 1F, 1H
- 2C, 2I, 2K
- 3D, 3I, 3K
- 7C, 7E, 7G, 7H
- 8C, 8I, 8K

#### (ii) 格納容器外への放射能放出に係る事故

- 4A, 4B, 4E, 4L, 4O
- 5E, 5G, 5R, 5Z"

上記の事象の内、1D, 4A, 4B, 4E, 5R, 7Cの6個の事象を除いた19事象は、いずれも電源設備もしくはUCL系の機能喪失により補助冷却系もしくは後備冷却系による炉心冷却が不能となるケースである。

従来の安全審査例では、非常用電源も含めた全電源の機能喪失もしくはUCL系の機能喪失を重ね合せる事故解析は行われていない。従って、これらの設備は、その機能喪失を考える必要がない程信頼度の高いものであるべきである。まず、電源設備については、確率解析手法の見直しおよび系統設計の見直しを行うことによりその故障確率は低くなるものと考えられる。また、UCL系については、補助冷却系や後備冷却系と同程度の故障確率となっているが、UCL系の様に、その機能喪失が他の系統の機能喪失の共通モードとなるような系統は、その信頼度を他の系統よりも高くする必要があるので、設計の見直しを行う必要がある。

また、2次冷却系小規模漏洩事故に対して、2次系隔離弁の故障確率を低くすることも技術的に可能であろう。

以上のような確率解析もしくは設計の見直しを行うことにより、ここに示した25個の事象の大部分は、その発生確率を $1 \times 10^{-9}$ /年以下におさえることができる。1D, 2C, 3D, 4A, 4B, 4E, 8Cの事象が「立地評価用事故」の候補として残ることになる。従って、「立地評価用事故」としての格納容器内への放射能放出に係る事故は、それぞれ次の事故をその候補としてあげることが出来る。

(i) 格納容器内への放射能放出に係る事故

- ・ 1次系配管大破断事故
- ・ 1次冷却系小規模漏洩事故
- ・ S<sub>2</sub> 地震
- ・ スタンドパイプ破断事故

(ii) 格納容器外への放射能放出に係る事故

- ・ 2次系配管大破断事故

## 7. 今後の検討課題

本報告書では多目的高温ガス実験炉の安全評価用事故を科学的・技術的見地から合理的に設定するひとつの試みとして確率論的立場をとってきた。本章ではこのような方法をより有効・有力なものとするために、本検討過程で明らかとなった課題を以下にまとめて示す。検討課題は事象選定に関するもの、系統・設計の改良点に関するもの、イベント・ツリおよびフォールド・ツリの展開、解析手法に関するもの、および、本解析結果の評価・考察等である。

### 7.1 初期事象選定に関する課題

(1) 検討を要する初期事象

立地評価用事故として今後、追加検討する必要がある事象として次のようなものが考えられる。

- (i) 補助冷却器伝熱管破損事故（1次系への水侵入）
- (ii) 格納容器外での1次系接続配管破損事故（例えば計測、サンプリングの破損）
- (iii) 燃料取替、取扱中事故（例えば 燃料落下）
- (iv) 燃料貯蔵施設における事故（例えば 貯蔵ピット冷却系の機能喪失）

(2) 初期事象の概要とシーケンス展開

a) 1次系配管大破断事故

破断位置や破断規模がプレートアウトFPの離脱や黒鉛酸化の観点から、どのような違いを生ずるかを事故後の処置との関連も含めて検討する必要があろう。

b) 1次冷却系小規模漏洩事故

本検討では、ヘリウム供給系により炉心への空気侵入による黒鉛酸化を防止できる程度の外管クラックと定義したが、クラックの大きさが①外管破断の大きさ、②破壊メカ

以上のような確率解析もしくは設計の見直しを行うことにより、ここに示した25個の事象の大部分は、その発生確率を $1 \times 10^{-9}$ /年以下におさえることができる。1D, 2C, 3D, 4A, 4B, 4E, 8Cの事象が「立地評価用事故」の候補として残ることになる。従って、「立地評価用事故」としての格納容器内への放射能放出に係る事故は、それぞれ次の事故をその候補としてあげることが出来る。

(i) 格納容器内への放射能放出に係る事故

- ・ 1次系配管大破断事故
- ・ 1次冷却系小規模漏洩事故
- ・ S<sub>2</sub> 地震
- ・ スタンドパイプ破断事故

(ii) 格納容器外への放射能放出に係る事故

- ・ 2次系配管大破断事故

## 7. 今後の検討課題

本報告書では多目的高温ガス実験炉の安全評価用事故を科学的・技術的見地から合理的に設定するひとつの試みとして確率論的立場をとってきた。本章ではこのような方法をより有効・有力なものとするために、本検討過程で明らかとなった課題を以下にまとめて示す。検討課題は事象選定に関するもの、系統・設計の改良点に関するもの、イベント・ツリおよびフォールド・ツリの展開、解析手法に関するもの、および、本解析結果の評価・考察等である。

### 7.1 初期事象選定に関する課題

(1) 検討を要する初期事象

立地評価用事故として今後、追加検討する必要がある事象として次のようなものが考えられる。

- (i) 補助冷却器伝熱管破損事故（1次系への水侵入）
- (ii) 格納容器外での1次系接続配管破損事故（例えば計測、サンプリングの破損）
- (iii) 燃料取替、取扱中事故（例えば 燃料落下）
- (iv) 燃料貯蔵施設における事故（例えば 貯蔵ピット冷却系の機能喪失）

(2) 初期事象の概要とシーケンス展開

a) 1次系配管大破断事故

破断位置や破断規模がプレートアウトFPの離脱や黒鉛酸化の観点から、どのような違いを生ずるかを事故後の処置との関連も含めて検討する必要があろう。

b) 1次冷却系小規模漏洩事故

本検討では、ヘリウム供給系により炉心への空気侵入による黒鉛酸化を防止できる程度の外管クラックと定義したが、クラックの大きさが①外管破断の大きさ、②破壊メカ

ニスムからの C.C.L (Critical Crack Length), ③使用されている配管径 等により異なり, 事故の検知および事後処置シーケンスに差異が生ずる場合には, これらの, それぞれのケースを想定したクラック開口面積を考慮する必要がある。

c) スタンドパイプ破断事故

本検討では制御棒逸出をもたらす初期事象として, スタンドパイプ破断を仮定したが, この仮定の妥当性の技術的詳細検討が必要であろう。また, スタンドパイプ破断時の制御棒逸出本数を 1 本と仮定したが, この妥当性を確認する必要がある。炉内構造物への影響の検討もおこない, 必要により解析コードの開発や R & D も考慮する。

炉心冷却シーケンスとして補助冷却系の作動を考慮したが, 空気侵入の観点から, その使用の可否を再検討する必要がある。

d) 2 次系配管大破断事故

IHX 伝熱管の健全性に関する仮定の妥当性を検討し, 必要により R & D 計画を立案する。

e) 2 次冷却系小規模漏洩事故

1 次冷却系小規模漏洩事故の場合と同様に, 事後処理シーケンスに差異を生じるようなケースに対し, クラック開口面積の設定をおこなう必要がある。

f) 純化系破損事故

純化系システム構成や, その運転方法につき, 第 1 次概念設計の見直しをおこない, それにともなって, 初期事象および事後処理シーケンスを再検討する必要がある。

g) S<sub>2</sub> 地震

耐震クラス A<sub>2</sub> または A<sub>1</sub> (S<sub>2</sub>) 以外のものは, すべて機能喪失すると仮定したが, その妥当性を検討する必要がある。

耐震クラス A<sub>2</sub> または A<sub>1</sub> (S<sub>2</sub>) のものの信頼性は, S<sub>2</sub> 地震により低下することはないと仮定したが, その妥当性を検討する必要がある。

h) 気体廃棄物処理系破損事故

多目的高温ガス実験炉設計の進歩にともない, 再検討する必要がある。

## 7.2 系統・機器の設計に関する課題

### (1) 設計充足に関する事項

- a) 2 次系隔離弁として, 緊急隔離弁(加圧状態での隔離)が設置されており, 弁の個数は高温側, 低温側各 1 個としている。これについて, IHX 伝熱管健全の実証性と関連した見直しが必要である。
- b) 安全保護系設計を今後詳細化する必要がある。
- c) 電源系について, 系統分離の観点から, A 系と B 系間の手動接続が各電圧レベル毎に可能であるように系統分離の要求を満すような設計変更が必要である。
- d) 事後処理としてのダンプの必要時でも, そのダンプ時間余裕からヘリウム貯蔵供給系への通常ダン普ラインをそのまま用いることを考えて解析したが, ダンプ余裕につき,

その妥当性を再検討する必要がある。また、非常用施設としての安全クラスの見直し、配置の妥当性（現設計では、タンクは、格納容器外にある）、それにともなり、系統機器設計変更の要否、あるいはその経済的損失、等についても検討の必要がある。

- e) 後備冷却系の起動に関して、開ループ起動成功（開ループ運転から閉ループ運転への切換条件として重要）の検知方法を明確にする必要がある。
- f) F P除去起動条件として、格納容器内雰囲気温度 60 °Cに制限したが、再検討する必要がある。

#### (2) 検討結果に基づく設計再検討事項

- a) 電源設備に関して、事故後処理が長時間に亘る場合を考えて A C 1 1 0 V 母線への給電方法の再検討、および D / G 等、安全上重要な設備の事故時保全を可能とする設計の検討
- b) 安全保護系については、2 out of 3 ロジックおよび OR ロジックの回路構成を明確にし、その信頼性について、検討する必要がある。
- c) 系の故障確率中に占める待機中故障確率の割合の大きい系統に対しては定検間隔（方法、内容も含めて）を、各系統毎に検討する必要がある。
- d) 本検討では、各トップイベントの成功、失敗には、自動操作を主体に検討したが、手動操作の効果も評価が必要である。
- e) 電源喪失、U C L 系機能喪失、2次系隔離失敗の確率が大きいので系統設計を見直して、故障確率を下げるなどを考慮する必要がある。

### 7.3 イベント・ツリ解析に関する検討課題

#### (1) イベント・ツリ展開で省略した分岐または3分岐の必要性検討

- a) 本検討では、安全保護系と原子炉停止系と一緒にとり扱っているが、別々にとり扱うことを検討する必要がある。
- b) 原子炉停止系を制御棒系と後備停止系に分けて検討する必要がある。この時、必要な運転員操作を考慮する。
- c) 電源系は、1系統喪失により、全体喪失としているが「2系統健全」、「1系統健全」、「2系統とも健全」の3分岐とすることを検討する必要がある。
- d) 事故時炉心冷却系は、補助冷却系と後備冷却系としているが、これに自然冷却のプランチを加えることを検討する必要がある。（ブラックアウトとの関連）
- e) 後備冷却系において、開ループ運転のみの場合と、閉ループを用いる場合を分岐させることを検討する必要がある。
- f) 電源系、U C L 系のイベント・ツリ上での取扱いの検討

#### (2) 事故事象解析手法の開発および妥当性検討

原子炉停止失敗、炉心冷却機能完全喪失等の時の炉心挙動の解析、炉内構造物、圧力容器挙動の解析の各手法の開発と構造物健全性判定基準確立のための開発研究が必要である。

## 7.4 フォールト・ツリ解析に関する検討課題

- (1) 本検討の基本的考え方に関する見直し検討
  - a) 配管破損の取扱いを、本検討では、系統で1つの事象とみなしたが、今後は、溶接部の個数、長さ、設計クラス等を考慮したとり扱いとする必要がある。
  - b) 本検討の事象展開では、ヒューマンエラーのとり扱いが不明確であった。WASH 1400等によれば、この効果は主として、保守点検時の共通モード故障として寄与する可能性があり、今後、各系統毎に十分考慮してゆく必要がある。
  - c) 共通モード故障が明確になるようなツリを展開する必要がある。
- (2) ツリ展開の仮定または条件の見直し
  - a) 外部電源の1系統が停止しても、原子炉運転は続行されたが、その妥当性の検討が必要である。
  - b) 電源系故障の修復は、短時間で可能としたが、検討対象としている事故の種類によっては故障修復が困難な場合もありうる。
  - c) UCL系は、2系統とも常時運転されているということから待機冗長となっている機器については、事故前の待機側の待機中故障を考慮していない。このような信頼性確保のためには、例えば待機冗長系については、運転側と待機側を定期的に交替するようにして、待機側の機能試験を一定間隔で行う必要がある。
  - d) 補助冷却系の展開においては、原子炉、補助冷却器、補助ガス循環機、および配管よりなる1次冷却系を対象とする必要があるが、本検討では原子炉部の展開は、おこなわなかった。
  - e) 後備冷却系の待機中の各機器の起動、性能試験の方法を明確にする必要がある。
  - f) FP除去系の待機中の機器の起動、性能試験の方法を検討する必要がある。

## 7.5 放射能解析に関する課題

- (1) 解析上の基本的考え方または仮定に関する事項
  - a) 本検討では、保守的な条件による解析を行ったが、今後、事故解析をより現実的な条件のもとで行う必要がある。
  - b) 補助冷却系および後備冷却系による事故後強制炉心冷却に失敗した場合、燃料中のFPは全て格納容器内へ放出されたが、より現実的な解析を行うために、炉内構造物（燃料を含む）の事故解析が必要である。
- (2) イベント・ツリの各ブランチの放射能解析の見直し
  - a) 原子炉停止失敗時の放射能放出量の解析には炉停止失敗時の原子炉動特性解析が必要である。
  - b) スタンドパイプ破断事故時、補助冷却系により炉心を冷却した場合について、炉心温度特性の検討が必要である。（起動余裕との関連）
  - c) IHXは、通常運転時に細管1本が破損していると仮定したが、1次冷却材バウンダ

リを明確化すると同時に、通常時の健全性について、明確にする必要がある。（2次系破断との関連）

- d) 2次系破断事故時に1次冷却材ダンプ系については、その効果を無視して解析したが、所外放出量との関連において、見なおす必要がある。

## 7.6 確率解析に関する課題

ここでは、使用データについてまとめる。

- a) 本検討で使用したデータは、主としてWASH 1400 App.IIIから引用した。WASH 1400のデータは、軽水炉を念頭に置いて選択されたもので直接、ガス炉に適用できるものではない。今後のデータ収集の方向としては、AIPA等を参照することも有效であるが、むしろ、それらのデータを引用したオリジナルデータ（例えば Bemelburg, et al, "Operating Experience with Steam Generators in Gas Cooled Reactors, GA-A13036, Sept., 1975）で、ガス炉の運転経験をもとにしたものを作成し、その中から、多目的実験炉の仕様に合ったデータを設計者自身が選択してゆく必要がある。
- b) 本検討において、具体的なデータが得られずに、類似機器のデータを流用したものについては、今後のデータ収集で十分考慮してゆくとともに、抜本的な見通しが必要である。
- c) WASH 1400 のデータを利用せざるを得ないものが多かったが、ここには機器の待機中故障の有用なデータがほとんどなかった。しかし、確率の計算の結果によれば、待機中故障確率の占める割合が大きく、この面でのデータの充実が必要である。
- d) 多目的実験炉特有な機器（雰囲気も含めて）については、信頼性に関するR&Dを行う必要がある。
- e) データ収集項目として、環境係数を追加する必要がある。

## 7.7 安全評価用事故選定に関する課題

### (1) 評価上の問題

- a) 本検討の確率解析によって、安全上重要な各系統あるいは9つの事故の各シーケンスの発生確率の数値が得られたが、数値の誤差については言及されていない。現段階で、確率解析の結果を決定論的手法の裏付けとして使用するためには、各確率についての誤差範囲を推定し、安全側の数値を用いる必要がある。この観点から、各確率の誤差範囲を今後推定する必要がある。
- b) 放射能解析については、保守的な評価条件を使用しているので、技術的に考え得る上限の放出値を与えるものと考えられるが、「事故」「重大事故」「仮想事故」の評価条件について、体系的に条件を整備すべきである。
- c) リスクについて、本検討では、放射能放出量を指標値としており、相対的評価のみし

か行えなかつたが、今後は被曝量を指標値とする必要がある。

(2) 事故設定に関する在来の手法と V H T R の事故設定との関連

a) 通常、軽水炉の安全評価用事故としては、以下の 3 項を検討することが要求されている。本検討では主に重大・仮想事故のみをとりあげているので、範囲拡大して検討する必要がある。

- ・運転時の異常な温度変化
- ・事故
- ・重大事故および仮想事故

b) 軽水炉の重大・仮想事故は事故からあるロジックに基づいて設定しているが、V H T R についても同様なロジックを確立する必要がある。このために確率論的手法が有効な役割をするであろう。

c) もんじゅ等の新型炉の事故、および重大・仮想事故の選定については、軽水炉と相異なるロジックも検討されているので、これらの動向についても注目しながら、V H T R として最適な安全評価用事故選定を行っていく必要がある。

## 8. 結 言

前章までに確率論的アプローチに基づく安全評価用事故選定に関する方法論と選定結果並びに検討課題について述べてきた。このような事故選定の方法論は先行炉の経験を有しない新型炉開発において非常に重要であり、多目的高温ガス実験炉の安全性を適切に評価しうる最適な事故を想定する際に有効なものである。従来、軽水炉等でとられてきた決定論的な事故想定は軽水炉の長い歴史と経験によってその正当性が保証されても新型炉においても同様に適用し得るかには疑問があり、むしろ、科学的・技術的な観点からは他の事故想定の方法論の追求の必要性が結論されるものと考えられる。

しかし、現行安全審査体制は決定論的安全性評価に基づいて確立されていることも事実である。例えば、重大事故・仮想事故の想定方法、あるいは単一故障基準適用による安全性評価などがその例である。

今後は確率論的安全評価の方法論、データ等の充実を図り、現行安全審査体制の中で有効な手段のひとつとして活用され、原子炉の信頼性・安全性を向上させるのに効果的なものとする方向で確率論的アプローチの研究を推進させる必要がある。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり動力炉開発・安全性研究管理部多目的炉設計研究室の方々にご協力をいただいた。ここに心から感謝の意を表します。

か行えなかつたが、今後は被曝量を指標値とする必要がある。

(2) 事故設定に関する在来の手法と V H T R の事故設定との関連

a) 通常、軽水炉の安全評価用事故としては、以下の 3 項を検討することが要求されている。本検討では主に重大・仮想事故のみをとりあげているので、範囲拡大して検討する必要がある。

- ・運転時の異常な温度変化
- ・事故
- ・重大事故および仮想事故

b) 軽水炉の重大・仮想事故は事故からあるロジックに基づいて設定しているが、V H T R についても同様なロジックを確立する必要がある。このために確率論的手法が有効な役割をするであろう。

c) もんじゅ等の新型炉の事故、および重大・仮想事故の選定については、軽水炉と相異なるロジックも検討されているので、これらの動向についても注目しながら、V H T R として最適な安全評価用事故選定を行っていく必要がある。

## 8. 結 言

前章までに確率論的アプローチに基づく安全評価用事故選定に関する方法論と選定結果並びに検討課題について述べてきた。このような事故選定の方法論は先行炉の経験を有しない新型炉開発において非常に重要であり、多目的高温ガス実験炉の安全性を適切に評価しうる最適な事故を想定する際に有効なものである。従来、軽水炉等でとられてきた決定論的な事故想定は軽水炉の長い歴史と経験によってその正当性が保証されても新型炉においても同様に適用し得るかには疑問があり、むしろ、科学的・技術的な観点からは他の事故想定の方法論の追求の必要性が結論されるものと考えられる。

しかし、現行安全審査体制は決定論的安全性評価に基づいて確立されていることも事実である。例えば、重大事故・仮想事故の想定方法、あるいは単一故障基準適用による安全性評価などがその例である。

今後は確率論的安全評価の方法論、データ等の充実を図り、現行安全審査体制の中で有効な手段のひとつとして活用され、原子炉の信頼性・安全性を向上させるのに効果的なものとする方向で確率論的アプローチの研究を推進させる必要がある。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり動力炉開発・安全性研究管理部多目的炉設計研究室の方々にご協力をいただいた。ここに心から感謝の意を表します。

か行えなかつたが、今後は被曝量を指標値とする必要がある。

(2) 事故設定に関する在來の手法と V H T R の事故設定との関連

a) 通常、軽水炉の安全評価用事故としては、以下の 3 項を検討することが要求されている。本検討では主に重大・仮想事故のみをとりあげているので、範囲拡大して検討する必要がある。

- ・運転時の異常な温度変化
- ・事故
- ・重大事故および仮想事故

b) 軽水炉の重大・仮想事故は事故からあるロジックに基づいて設定しているが、V H T Rについても同様なロジックを確立する必要がある。このために確率論的手法が有効な役割をするであろう。

c) もんじゅ等の新型炉の事故、および重大・仮想事故の選定については、軽水炉と相異なるロジックも検討されているので、これらの動向についても注目しながら、V H T Rとして最適な安全評価用事故選定を行っていく必要がある。

## 8. 結 言

前章までに確率論的アプローチに基づく安全評価用事故選定に関する方法論と選定結果並びに検討課題について述べてきた。このような事故選定の方法論は先行炉の経験を有しない新型炉開発において非常に重要であり、多目的高温ガス実験炉の安全性を適切に評価しうる最適な事故を想定する際に有効なものである。従来、軽水炉等でとられてきた決定論的な事故想定は軽水炉の長い歴史と経験によってその正当性が保証されても新型炉においても同様に適用し得るかには疑問があり、むしろ、科学的・技術的な観点からは他の事故想定の方法論の追求の必要性が結論されるものと考えられる。

しかし、現行安全審査体制は決定論的安全性評価に基づいて確立されていることも事実である。例えば、重大事故・仮想事故の想定方法、あるいは単一故障基準適用による安全性評価などがその例である。

今後は確率論的安全評価の方法論、データ等の充実を図り、現行安全審査体制の中で有効な手段のひとつとして活用され、原子炉の信頼性・安全性を向上させるのに効果的なものとする方向で確率論的アプローチの研究を推進させる必要がある。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり動力炉開発・安全性研究管理部多目的炉設計研究室の方々にご協力をいただいた。ここに心から感謝の意を表します。

参考文献

- 1) WASH-1400, Reactor Safety Study, App.III(1975)
- 2) GA-A13617, Accident Initiation and Progression Analysis Report (1975)
- 3) 日本造船研究会, 「一体型船用炉の信頼性に関する研究」(昭和51年10月)
- 4) (財)原子力安全研究協会「原子力発電所におけるヒューマン・エンジニアリングに関する調査報告書」(1979年11月)
- 5) 鈴木, 「多目的高温ガス実験炉の信頼度解析用データの文献調査および適用方法の検討」(私信)(1979年12月)
- 6) 青地, 下川, 安野他, 「多目的高温ガス実験炉第1次概念設計」, JAERI-M 6845 (1977)