

JAERI - M
93-164

NUREG - 1150 における PWR の
ドミナントシーケンスとその比較

1993 年 9 月

渡辺 憲夫

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 ㈱原子力資料サービス

NUREG-1150におけるPWRのドミナントシーケンスとその比較

日本原子力研究所東海研究所原子炉安全工学部

渡辺 憲夫

(1993年8月3日受理)

アクシデントマネージメントの適切な検討・整備を行うためには、確率論的安全評価(PSA)等に関する最新の研究成果を参考とする必要がある。本報告では、炉心損傷事故への拡大を防止するためのアクシデントマネージメントの検討・整備や実験的・解析的研究の実施に役立つ情報を提供することを目的として、最新のPSA報告書であるNUREG-1150に基づいて、3基のPWRプラント(Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1)について、炉心損傷事故の発生頻度の観点からドミナントなシーケンスを紹介する。また、各プラントに対して同定されたドミナントシーケンスを相互に比較して、複数のプラントに共通したシーケンスを明らかにする。

ドミナントシーケンスとしては、Surry-1で28種、Sequoyah-1で23種、Zion-1で18種が同定されているがその内容はプラントごとに異なる。これらをプラント応答の類似性や安全システムの作動／不作動の組合せの観点からプラント間で相互に比較・整理すると、20個のグループに分類できる。この中には、3基のプラントに共通したシーケンスのグループや、プラントに固有のシーケンスのグループがある。例えば、3基のプラントに共通のものとしては全交流電源喪失時にバッテリーが枯渇するまで補助給水系が作動するシーケンスがある。また、プラントに固有のシーケンスとしては、中・小・極小破断LOCA時の高圧注入系不作動(Surry-1)、極小破断LOCA時のECCS再循環失敗(Sequoyah-1)、トランジェント時の一次冷却系ポンプシール破損及び高圧注入系不作動(Zion-1)が挙げられる。これらは、主として、プラント固有の設計あるいは運転手順によるものである。具体的には、Surry-1では高圧注入系の冗長性が低いこと、Sequoyah-1ではECCS再循環切替が手動であり複雑な操作が要求されていること、Zion-1では所内用水系あるいは補機冷却系の冗長性が低くかつ多くの機器の冷却に使用されていることが主たる要因となっている。

また、今後、複数のPWRに対するドミナントシーケンスの相互比較を容易に行えるよう、各プラントに共通したヘディングを選定しイベントツリーを作成した。その結果を付録に掲載する。

Review and Comparison of Dominant Core Damage Sequences
in PWRs Identified in NUREG-1150

Norio WATANABE

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

(Received August 3, 1993)

Studies on accident management strategies need use of the research findings obtained from the recent PSAs and so on. In order to provide useful information for examining accident management strategies and carrying out experimental and analytical studies for preventing core damage, this report describes a review of the dominant core damage sequences identified for three PWR plants (Surry-1, Sequoyah-1, and Zion-1) in the latest PSA document, NUREG-1150. The dominant sequences which are common to two or three plants are also clarified through the comparison of the dominant sequences for each plant.

The numbers of their respective dominant sequences identified are 28, 23, and 18 for Surry-1, Sequoyah-1, and Zion-1. Despite differences among the dominant sequences for three plants, they can be categorized into 20 groups in terms of plant response and/or combination of success/failure of safety-related systems. These groups include the sequences common to all three plants and the sequences unique to each plant. An example of the former sequences is a station blackout with auxiliary feedwater available followed by battery depletion. As for the latter sequences, medium/small/very small-break LOCAs followed by failure of high pressure injection (HPI) are unique to Surry-1, very small-break LOCAs followed by failure of ECCS recirculation are to Sequoyah-1, and

transients followed by reactor coolant pump seal LOCA and subsequent HPI failure are to Zion-1. These unique sequences are ascribed to the plant-specific designs and operating procedures as follows: the lower redundancy of HPI in Surry-1, the more complexity of manual switchover to ECCS recirculation in Sequoyah-1, the lower redundancy of component cooling water and/or service water systems and the larger number of safety-related equipment cooled by them in Zion-1.

For the purpose of easily comparing dominant sequences identified for PWRs in future, generic event trees are constructed by using headings suitable for all three plants. These event trees are described in the appendix of this report.

Keywords: Accident Management, Dominant Core Damage Sequences, Review, Comparison, PSA, NUREG-1150

目 次

1. はじめに	1
2. NUREG-1150の概要	4
3. Surry 1号機におけるドミナントシーケンス	6
3.1 炉心損傷事故発生頻度の評価結果	6
3.2 ドミナントシーケンス	10
4. Sequoyah 1号機におけるドミナントシーケンス	31
4.1 炉心損傷事故発生頻度の評価結果	31
4.2 ドミナントシーケンス	35
5. Zion 1号機におけるドミナントシーケンス	53
5.1 炉心損傷事故発生頻度の評価結果	53
5.2 ドミナントシーケンス	58
6. ドミナントシーケンスの比較	81
6.1 起因事象の比較	81
6.2 ドミナントシーケンスの分類と比較	83
7. ま と め	92
謝 辞	93
参考文献	94
付録A オリジナル文献掲載のイベントツリー	95
付録B PWRプラントの標準的なイベントツリーの作成	134

Contents

1. Introduction	1
2. Outlines of NUREG-1150	4
3. Dominant Sequences Identified for Surry Unit 1	6
3.1 Overview of Results of Core Damage Frequency Evaluation	6
3.2 Description of Dominant Sequences	10
4. Dominant Sequences Identified for Sequoyah Unit 1	31
4.1 Overview of Results of Core Damage Frequency Evaluation	31
4.2 Description of Dominant Sequences	35
5. Dominant Sequences Identified for Zion Unit 1	53
5.1 Overview of Results of Core Damage Frequency Evaluation	53
5.2 Description of Dominant Sequences	58
6. Comparison of Dominant Sequences	81
6.1 Comparison of Initiating Events	81
6.2 Categorization and Comparison of Dominant Sequences	83
7. Concluding Remarks	92
Acknowledgment	93
References	94
Appendix A Event Trees from Original Documents	95
Appendix B Preparation of Generic Event Trees for PWRs	134

略語リスト

ACC : accumulator	蓄圧器
AFW : auxiliary feedwater system	補助給水系
ATWS : anticipated transient without scram	スクラム失敗を伴うトランジェント
CCW : component cooling water system	補機冷却系
CFCS : containment fan cooler system	格納容器ファンクーラー
CPC : charging pump cooling	充填ポンプ冷却
CSR : containment spray recirculation system	格納容器スプレー再循環系
CSS : containment spray system	格納容器スプレー系
DG : diesel generator	ディーゼル発電機
ECCS : emergency core cooling	非常用炉心冷却系
F&B : feed and bleed	フィードアンドブリード
HPI : high pressure injection (system)	高圧注入系
HPR : high pressure recirculation	高圧再循環
ISR : inside containment spray recirculation system	格納容器内側スプレー再循環系
LOCA : loss of coolant accident	冷却材喪失事故
LOSP : loss of offsite power	外部電源喪失
LPI : low pressure injection (system)	低圧注入系
LPR : low pressure recirculation	低圧再循環
MFW : main feedwater system	主給水系
MSIV : main steam isolation valve	主蒸気隔離弁
OSR : outside containment spray recirculation system	格納容器外側スプレー再循環系
PCS : power conversion system	主給復水系
PORV : power operated relief valve	加圧器逃し弁
PSA : probabilistic safety assessment	確率論的安全評価
RCP : reactor coolant pump	一次冷却材ポンプ
RHR : residual heat removal (system)	余熱除去系
RWST : refueling water storage tank	燃料取替用水貯蔵タンク
SBO : station blackout	全交流電源喪失
SG : steam generator	蒸気発生器
SGTR : steam generator tube rupture	蒸気発生器細管破断
SG-SRV : steam generator safety relief valve	蒸気発生器逃し安全弁
SI : safety injection	安全注入
SWS : service water system	所内用水系

1. は じ め に

近年、原子炉施設のリスク管理手段の1つとして、アクシデントマネジメントの重要性が国際的に広く認識されている。アクシデントマネジメントは、設計基準事象を超え、炉心が著しく損傷する恐れのある事態が発生した場合に備えて、現在の安全設計において想定されている本来の機能以外の機能を活用したり、アクシデントマネジメントに対応できる設備を新たに同定することによって、事象の拡大を防止するために採られる措置であり、一般に、次の2つに大別される。

- (1) 炉心損傷事故の発生防止策：その事態が炉心損傷事故に拡大するのを防ぐために採られる措置で、炉心冷却等の安全機能の復旧操作あるいは代替手段の利用が考えられる。
- (2) 炉心損傷事故の影響緩和策：炉心損傷事故に至った後にその影響を緩和するために採られる措置で、損傷炉心の冷却や格納容器の熱除去等の機能回復、格納容器の過圧破損防止や核分裂生成物の管理放出を目的とした格納容器ベント等の方策が考えられる。

アクシデントマネジメントの適切な検討・整備を行うためには、確率論的安全評価(PSA)やシビアアクシデントに関する最新の研究成果を参考とする必要がある。そこで、本報告書では、PWRを対象として、まず、最新のPSAの代表である "Severe Accident Risks : An Assessment of Five U.S. Nuclear Power Plants"(NUREG-1150)⁽¹⁾において、炉心損傷事故の発生頻度の観点からドミナントと同定された事故シーケンスを紹介する。

NUREG-1150は、PSAに関する最新の技術及び知見を用いて、米国原子力規制委員会(U.S.NRC)が実施したPSAの報告書であり、異なる設計の原子力発電プラント5基に対してシビアアクシデントによるリスクの評価結果を示している。5基のプラントのうち2基はBWR、3基はPWRであり、プラントの形式はそれぞれ異なる。3基のPWRは、Surry 1号機(3ループ・負圧式格納容器)、Sequoyah 1号機(4ループ・アイスコンデンサ型格納容器)、Zion 1号機(4ループ・大型乾式格納容器)であり、いずれもウェスチングハウス社製のプラントを代表するものである。従って、各プラントに対するドミナントシーケンスを分析しておくことにより、今後我が国においてPWRのアクシデントマネジメントを検討する際の参考になるものと考えられる。

ところで、アクシデントマネジメントの具体的な方策の有効性や実施可能性については、実験的・解析的研究による検討が必要となる。こうした研究は、個々のプラントに対して同定されたドミナントシーケンスを対象とするよりもむしろ、多くのプラントに共通したドミナントシーケンスに優先度を置いて実施することが望ましい。そこで、上記3基のPWR各々に対するドミナントシーケンスを相互に比較して、複数のプラントに共通したシーケンス及びあるプラントに固有のシーケンスを明らかにした。

各プラントのドミナントシーケンスに関する詳細は、NUREG-1150の付属報告書である"Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events"(NUREG/CR-4550, Vol.3: Surry-1, Vol.5: Sequoyah-1, Vol.7: Zion-1)⁽²⁻⁴⁾を参照した。しかし、各プラントに対して作成されたイベントツリーの作成法や表現方法（即ち、ヘディングの種類や記号）は異なっている。例えば、Surry-1とSequoyah-1のイベントツリーは安全系統や事象緩和系統（フロントライン系）を中心として展開されているのに対して、Zion-1のイベントツリーでは所内用水系や補機冷却系等のサポート系をヘディングとして取り上げておりイベントツリーで定義される事故シーケンスは膨大な数となっている。このため、構造の異なるイベントツリーで定義されるドミナントシーケンスをプラント間で相互に比較することが困難であり、また、Zion-1については事故シーケンスの定義も理解しにくくなっている。

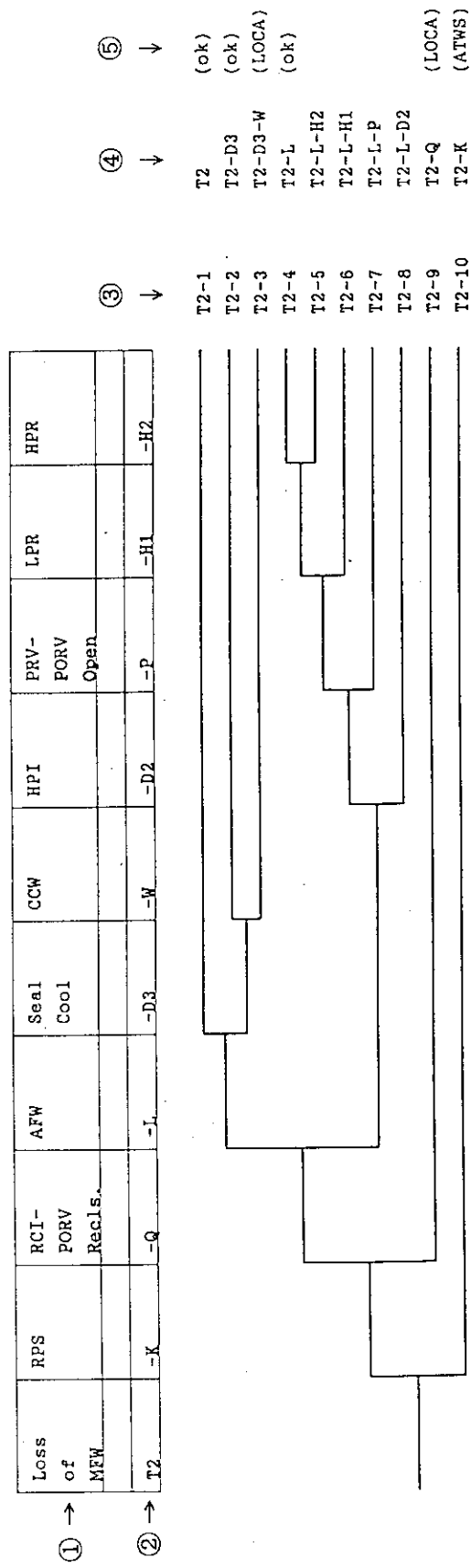
これらの問題を解消するために、オリジナルの文献に掲載されているイベントツリーを基に、不必要と判断できるヘディングを削除する等の簡略化を行ってイベントツリーを再構築した。本報告書では、このようにして再構築したイベントツリーに沿って、各プラントで識別された個々のドミナントシーケンスをフロントライン系の作動／不作動の組合せのみに焦点を合わせて分析し相互に比較した。なお、再構築にあたっては、イベントツリー解析支援プログラムETAP⁽⁵⁾を用いた。

本報告書の第2章から第5章は、NUREG-1150の紹介である。第2章ではNUREG-1150の概要を示し、第3章から第5章で3基のプラント各々についてドミナントシーケンスを説明する。第6章にはドミナントシーケンスを相互に比較した結果について記述する。

第3章から第5章にかけてはシーケンスの説明の重複する部分があるが、各章ごとに完結させるために、ある程度の重複は敢えて残したことを断っておく。また、第3章から第5章における各プラントのドミナントシーケンスの説明は、再構築したイベントツリーを用いて行っているが、参考のため、オリジナル文献でのイベントツリーのうち、本分析に関係する部分を付録Aに掲載する。

さらに、今後、PWRにおけるドミナントシーケンスの比較を行い易くするために、3基のPWRプラントに対するイベントツリーに共通したヘディングを選定し標準的なイベントツリーを作成した（結果的には、フロントライン系の作動／不作動を中心にヘディングを選定した）ので、その結果を付録Bに示す。

なお、本報告書に記載するイベントツリーの理解を助けるために、図1.1でイベントツリーの用語等について説明する。



- ①ヘディング：系統／機能あるいは事象の説明
- ②ヘディング記号：系統／機能あるいは事象に対する固有の記号（事故シークエンスを定義するのに用いられる）
- ③事故シークエンス番号：イベントツリーで定義される事故シークエンスの番号
- ④事故シークエンス識別子：イベントツリーで定義される事故シークエンスの固有の名称
（ヘディング記号による系統／機能の失敗と事象の発生との組合せで表現される）

例：上図の「T2-L-H2」は、

「主給水喪失(Loss of MFW ; T2)、補助給水系不動作(AFW ; L)、高圧再循環失敗(HPR ; H2)」を表わす。

- ⑤ブランチの状態：当該事故シークエンスが炉心損傷に至るものか否か等に関するコメント

ok：炉心損傷に至らず事象が終息するシークエンスであることを意味する。

LOCA：LOCAに移行するシークエンスであることを意味する。

ATWS：ATWS（スクラム失敗事象）であることを意味する。

ブランク：炉心損傷に至る事故シークエンスであることを意味する。

図1.1 イベントツリーの説明

2. NUREG-1150の概要

"Severe Accident Risks: An Assessment of Five U.S. Nuclear Power Plants" (NUREG-1150)は、米国原子力規制委員会(U.S.NRC)が実施した、異なる設計の商用原子力発電プラント5基に対するPSAの結果について記述している。このPSAは、実施時点でのPSAに関する最新の技術と知見を用いてシビアアクシデントによるリスクを評価しその結果を示すことを目的としている。NUREG-1150は、1987年2月に一般からのコメントを求めるために第1次ドラフト版が発行されており、これに対するコメントを反映させてその改訂版(第2次ドラフト版)が1989年6月に出された。さらに、第2次ドラフトに対して2つのグループ(U.S.NRCと米国原子力学会をスポンサーとする)によるレビューを経て最終版が1990年12月に公刊された。第2次ドラフト版は、第1次ドラフト版に対するコメントに従って再評価されたものであるため、その評価結果は第1次ドラフト版とは大きく異なっているが、最終版の評価結果は第2次ドラフト版の結果と同じである。

NUREG-1150で対象とされた5基のプラントは、以下の通りである。

- ① Surry 1号機：ウェスチングハウス社製3ループPWR、負圧式格納容器
- ② Peach Bottom 2号機：ゼネラルエレクトリック社製BWR-4、Mark-I型格納容器
- ③ Sequoyah 1号機：ウェスチングハウス社製4ループPWR、アイスコンデンサ型格納容器
- ④ Grand Gulf 1号機：ゼネラルエレクトリック社製BWR-6、Mark-III型格納容器
- ⑤ Zion 1号機：ウェスチングハウス社製4ループPWR、大型乾式格納容器

PSAの範囲は、炉心損傷事故の発生頻度評価、炉心損傷事故時の格納容器の応答評価(格納容器破損の発生頻度評価)、及び、これらの事故がもたらすサイト外影響(健康影響や財産損害)評価である。炉心損傷事故の発生頻度評価については、5基のプラントとも原子炉定格出力運転状態下での起因事象を対象としている。2基(Surry-1とPeach Bottom-2)については内的事象(例えば、プラント機器・設備のランダム故障や運転員エラー)と外的事象(例えば、地震や火災)の両方を考慮しているが、残りの3基については内的事象のみを対象としている。

NUREG-1150は、数多くの付属報告書の内容をまとめたものであり、その主なものは以下の通りである。

- ・ NUREG/CR-4550: Analysis of Core Damage Frequency,
 - Vol.1 : Methodology
 - Vol.2 : Expert Judgment Elicitation
 - (Part 1 ; Expert Panel, Part 2 ; Project Staff)
 - Vol.3 : Surry Unit 1 Internal Events (Part 1, 2),
 - External Events (Part 3)
 - Vol.4 : Peach Bottom Unit 2 Internal Events (Part 1, 2),

External Events (Part 3)

- Vol.5 : Sequoyah Unit 1 Internal Events (Part 1, 2)
- Vol.6 : Grand Gulf Unit 1 Internal Events (Part 1, 2)
- Vol.7 : Zion Unit 1 Internal Events
- NUREG/CR-4551 : Evaluation of Severe Accident Risks,
 - Vol.1 : Methodology (Part 1, 2)
 - Vol.2 : Expert Judgment Elicitation
 - (Part 1 ; In-vessel, Part 2 ; Containment, Part 3 ; Structure, Part 4 ; Source Term, Part 5 ; Supporting Calculations, Part 6 ; Other Issues, Part 7 ; MACCS Input)
- Vol.3 : Surry Unit 1 Analysis and Results (Part 1, 2)
- Vol.4 : Peach Bottom Unit 2 Analysis and Results (Part 1, 2)
- Vol.5 : Sequoyah Unit 1 Analysis and Results (Part 1, 2)
- Vol.6 : Grand Gulf Unit 1 Analysis and Results (Part 1, 2)
- Vol.7 : Zion Unit 1 Analysis and Results (Part 1, 2)

本報告書では、NUREG/CR-4550 Vol.3, 5, 7に基づき、PSAによって識別されたドミナントシーケンスを分析・整理した。また、Zion 1号機に関しては、NUREG-1150でレビューしたPSA報告書¹⁶⁾も参照した。

3. Surry 1号機におけるドミナントシーケンス

3.1 炉心損傷事故発生頻度の評価結果

Surry 1号機に対するPSAでは、表3.1に示す11種の起因事象を選定し、このうちインターフェースLOCAを除く10種の起因事象に対してイベントツリーを作成し炉心損傷に至る事故シーケンスを同定している。

表3.1 Surry PSAにおける起因事象カテゴリ
(NUREG/CR-4550, Vol.3, Part 1, Table 4.3-1)

記号	起因事象	発生頻度 (/yr)
T1	外部電源喪失	7.7×10^{-2}
T2	主給水喪失トランジェント	9.4×10^{-1}
T3	初期にPCSが利用可能なトランジェント	7.3
T5A	DC電源母線Aの喪失	5.0×10^{-3}
T5B	DC電源母線Bの喪失	5.0×10^{-3}
T7	蒸気発生器細管破損	1.0×10^{-2}
A	大破断LOCA (6~29インチ口径)	5.0×10^{-4}
S1	中破断LOCA (2~6インチ口径)	1.0×10^{-3}
S2	小破断LOCA (1/2~2インチ口径)	1.0×10^{-3}
S3	極小破断LOCA (1/2インチ口径未満)	1.3×10^{-2}
V	インターフェースLOCA	1.6×10^{-6}

炉心損傷事故発生頻度の評価結果として、発生頻度の点推定値が $1.0 \times 10^{-7}/\text{yr}$ 以上である事故シーケンス(ドミナントシーケンス)28種が識別されており、それらの概要を表3.2に示す。同表において、全交流電源喪失シーケンス(SBO-BATT, SBO-SLOCA等)は、 $1.0 \times 10^{-3}/\text{yr}$ 以上の幾つかの類似シーケンスがまとめて表現されている。なお、これら28種の事故シーケンスに関する詳細な説明は次節に記述する。

表3.2に示す28種の事故シーケンスを対象に行われた不確実さ解析の結果によれば、炉心損傷事故の発生頻度の平均値は $4.0 \times 10^{-5}/\text{yr}$ と評価されている。その内訳を起因事象別に整理したものを表3.3に示す。同表から分かるように、炉心損傷事故発生頻度の約70%は外部電源喪失を起因事象とする事故シーケンスによるものである。

なお、表3.4には、Surry-1号機における安全関連システムの設計上の特徴をまとめる。この表から分かるように、Surry発電所は、2ユニットで非常用ディーゼル発電機が3基しかなく(1号機専用1基、2号機専用1基、1,2号機共用1基)、1,2号機両方で全交流電源喪失になる可能性が高いため、NUREG-1150においては、1号機における全交流電源喪失の他に、1, 2号機同時に全交流電源喪失が発生した場合についても評価している。

表3.2 Surry-1 PSAで識別された炉心損傷事故シーケンス
(NUREG/CR-4550, Vol.3, Part 1, Table 4.10-4及びTable 5.3)

事故 シーケンス	シーケンスの説明	発生頻度	
		平均値	点推定値
SBO-BATT	1号機SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)	1.1×10^{-5}	7.6×10^{-6}
SBO-SLOCA	1号機SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)、 RCPシールLOCA	5.3×10^{-6}	3.9×10^{-6}
SBO-L	1号機SBO、AFW不作動	4.7×10^{-6}	3.5×10^{-6}
SBO-SLOCA2	1,2号機SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)、 RCPシールLOCA	3.3×10^{-6}	2.6×10^{-6}
SBO-Q	1号機SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)、 PORV開固着	2.2×10^{-6}	1.9×10^{-6}
S1-H1	中破断LOCA、ECCS再循環失敗	1.7×10^{-6}	1.3×10^{-6}
V	インターフェースLOCA	1.6×10^{-6}	1.2×10^{-6}
T7-OD-QS	SGTR、一次系減圧失敗、SG-SRV開固着	1.4×10^{-6}	1.4×10^{-6}
T2-L-D2	MFWR喪失、AFW不作動、HPI不作動、F&B失敗	9.8×10^{-7}	7.2×10^{-7}
S1-D1	中破断LOCA、HPI不作動	8.6×10^{-7}	8.1×10^{-7}
TK-R-Z	ATWS、減速材温度係数不適切	8.2×10^{-7}	8.4×10^{-7}
A-H1	大破断LOCA、ECCS再循環失敗	8.2×10^{-7}	6.7×10^{-7}
T2-L-P	MFWR喪失、AFW不作動、PORV不作動、F&B失敗	7.4×10^{-7}	7.7×10^{-7}
S1-D6	中破断LOCA、LPI不作動	6.7×10^{-7}	9.4×10^{-7}
SBO-L2	1,2号機SBO、AFW不作動	6.5×10^{-7}	6.3×10^{-7}
A-D5	大破断LOCA、蓄圧器不作動	6.4×10^{-7}	8.5×10^{-7}
TK-R-D4	ATWS、緊急ほう酸注入失敗	6.4×10^{-7}	5.7×10^{-7}
S3-D1	極小破断LOCA、HPI不作動	6.3×10^{-7}	6.3×10^{-7}
S2-D1	小破断LOCA、HPI不作動	4.4×10^{-7}	4.3×10^{-7}
SBO-BATT2	1,2号機SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)	4.3×10^{-7}	3.0×10^{-7}
SBO-Q2	1,2号機SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)、 PORV開固着	3.2×10^{-7}	3.5×10^{-7}
A-D6	大破断LOCA、LPI不作動	3.1×10^{-7}	4.7×10^{-7}
T7-D1-OD	SGTR、HPI不作動、一次系減圧失敗	2.1×10^{-7}	1.9×10^{-7}
T5A-L-P	DC電源喪失、AFW不作動、PORV不作動	1.3×10^{-7}	1.4×10^{-7}
T5B-L-P	DC電源喪失、AFW不作動、PORV不作動	1.3×10^{-7}	1.4×10^{-7}
T7-L3	SGTR、AFW不作動	1.1×10^{-7}	1.0×10^{-7}
T7-OD-Q-QS	SGTR、一次系減圧失敗、SG-SRV及びPORV開固着	1.1×10^{-7}	1.2×10^{-7}
T7-K-R	SGTR、スクラム失敗	1.0×10^{-7}	1.0×10^{-7}
以上の合計		4.0×10^{-5}	3.3×10^{-5}
炉心損傷事故発生頻度		4.0×10^{-5}	

表3.3 起因事象別炉心損傷事故発生頻度とその寄与度
(NUREG/CR-4550, Vol.3, Part 1, Table 1.1)

起因事象	炉心損傷事故発生頻度 (平均値)	寄与度
外部電源喪失	$2.7 \times 10^{-5}/\text{yr}$	68%
冷却材喪失事故	$6.6 \times 10^{-6}/\text{yr}$	15%
トランジェント	$2.0 \times 10^{-6}/\text{yr}$	5%
蒸気発生器伝熱管破損	$1.8 \times 10^{-6}/\text{yr}$	4%
インターフェース LOCA	$1.6 \times 10^{-6}/\text{yr}$	4%
A T W S	$1.6 \times 10^{-6}/\text{yr}$	4%

表3.4 安全関連システムの設計上の特徴

冷却材注入設備	高圧注入／再循環系(HPI/HPR): 2系列 (充填ポンプ3基) 低圧注入／再循環系(LPI/LPR): 2系列 (ポンプ2基) 原子炉圧力180psig以下で作動 蓄圧器(ACC): 3基、原子炉圧力650psig以下で作動
熱除去設備	給復水系(PCS): 主給水ポンプ、復水ポンプ、復水フーasterポンプ 補助給水系(AFW): 3系列 (電動ポンプ2基、タービン動ポンプ1基) 余熱除去系(RHR): 2系列 (ポンプ2基)
格納容器	格納容器スプレ-系(CSS): 2系列 (ポンプ2基) 内部スプレ-再循環(ISR): 2系列 (ポンプ2基; 格納容器内に設置) 外部スプレ-再循環(OSR): 2系列 (ポンプ2基; 格納容器外に設置) いずれも格納容器圧力25psigで自動起動
サポート系	ディーゼル発電機(DG): 1号機専用1基、1,2号機共用1基 補機冷却系(CCW): 1系列 (ポンプ2基、熱交換器2基) RCPシール冷却、RHRポンプ及び熱交換器冷却 所内用水系(SWS): 2系列 (熱交換器4基、重力給水) ISR及びOSRの熱交換器冷却、 格納容器圧力25psigで自動起動 充填ポンプ冷却系(CPC): 2系列 (ポンプ2基) 充填ポンプの潤滑油及びシール冷却

3.2 ドミナントシーケンス

本節では、表3.2に示した28種の炉心損傷事故シーケンスを、イベントツリーに沿って説明する。

3.2.1 外部電源喪失起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

外部電源喪失により、タービントリップ、原子炉スクラム、非常用ディーゼル発電機(DG)及び補助給水系(AFW)の自動起動が要求される。また、一次系の健全性を維持するために、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作や一次冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却が必要となる。崩壊熱の除去は、基本的にはAFWによって行われるが、AFWが機能喪失した場合には、高圧注入系(HPI)とPORVによる一次系のフィードアンドブリード運転によって行う。一方、DGが作動に失敗し全交流電源喪失に至った場合、初期にはAFW(タービン動ポンプ)が作動するが、4時間でバッテリーが枯渇するため給水流量の制御不能となる。さらに、HPIも利用不可能でありフィードアンドブリード運転を行うことができず崩壊熱除去機能が喪失する。また、RCPシール冷却もできなくなるとシールLOCAの起こる可能性が大きくなる。Surry炉の運転手順では、シールLOCA発生の可能性を下げると共にシールLOCAによる一次冷却材の流出流量を制限するために、一次系を減圧させ原子炉のクールダウンを行うよう指示している。これらの操作に失敗したとしても必ずシールLOCAが発生する訳ではなく、また、シールLOCAによる流出流量も不確実なパラメータであることから、NUREG-1150では、主に、LOCA発生後1.5時間で250gpmの場合(発生確率0.53)と、LOCA発生後1.5時間は61gpmで2.5時間後には250gpmになる場合(発生確率0.13)が考えられている。また、一次系の減圧は、事象発生後約1時間で主蒸気隔離弁をバイパスして主復水器への蒸気ダンプ及び主復水器からの大気放出によって行われ、原子炉のクールダウンの速度は50°F/hr以下に抑えるよう指示されている。

(イベントツリーの概要)

外部電源喪失に対するイベントツリーで、非常用ディーゼル発電機が作動に成功するケースではドミナントシーケンスが存在しないため、以下では、非常用ディーゼル発電機が作動失敗し全交流電源喪失となるケースについてのみ記述する。

図3.1に1号機の全交流電源喪失に対するイベントツリーを、また、図3.2に1,2号機同時に全交流電源喪失が発生した場合のイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ SBO at Unit 1 (T1S): 1号機における全交流電源喪失事象の発生
- ・ SBO at both units (T1S): 1,2号機における全交流電源喪失事象の同時発生
- ・ NRAC-Half hour: 事象発生後30分以内での交流電源の復旧失敗
- ・ RCI-PORV recls. (Q): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ SGI-SG-SRV recls. (QS): 蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)の再閉失敗
- ・ AFW (L): 補助給水系(AFW)の機能喪失

- ・ NRAC-One hour (NR1): 事象発生後1時間以内での交流電源の復旧失敗
- ・ Seal Cool FM U2 (W2): 2号機の補機冷却系(CCW)からの一次冷却材ポンプ(RCP)シール冷却失敗
- ・ Oper. Dpress (O): 運転員による原子炉減圧操作失敗
- ・ RCP Seal LOCA (SL): RCPシールLOCAの発生
- ・ NRAC-Seal LOCA (NRS): 炉心露出前の所外電源の復旧失敗による高圧注入系(HPI)不作動
- ・ NRAC-Seven hours (NR7): 事象発生後7時間以内での所外電源の復旧失敗

なお、電源の復旧については、利用可能な系統の種類や一次系圧力バウンダリの健全性によって時間的な余裕が異なるため、復旧確率の評価においてそのタイミングを考慮している。例えば、AFWが作動しPORVが開固着するシーケンスでは1時間以内の復旧、また、AFWが作動し一次系圧力バウンダリの健全性が維持されるシーケンスに対しては7時間以内の復旧により炉心損傷を回避できることを考慮している。

図3.1に示す1号機の全交流電源喪失に対するイベントツリーでは、25個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの11個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。また、図3.2に示す1,2号機の全交流電源喪失に対するイベントツリーでは、定義された21個の事故シーケンスのうち9個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。

(1号機でのみ全交流電源喪失が発生した場合のドミナントシーケンス)

図3.1のイベントツリーで同定された14個の炉心損傷事故シーケンスは、3.1節の表3.2においては次の4種のグループに分類されている。

- (1) SBO-BATT
- (2) SBO-SLOCA
- (3) SBO-L
- (4) SBO-Q

以下では、各グループの個々の事故シーケンスについて記述する。なお、イベントツリーで定義された個々の事故シーケンスについては、発生頻度として点推定値のみが記載されている。

(1) SBO-BATT: 1.1×10^{-6} (平均値)、 7.6×10^{-6} (点推定値)

外部電源喪失後、非常用ディーゼル発電機(DG)2基(1号機専用1基、1,2号機共用1基)が作動失敗し、1号機の全交流電源喪失となる。補助給水系(AFW)は作動するものの、4時間後にバッテリーが枯渇し、電源の復旧にも失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図3.1のイベントツリーで定義された以下の5つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1S-NR7 (Sequence T1S-3): 5.2×10^{-6}

全交流電源喪失事象の発生後、AFWは作動するものの、4時間でバッテリーが枯渇しAFWの制御不能となり蒸気発生器での熱除去ができなくなる。さらに、7時間以内に電源の復旧に失敗するため長期にわたって所内電源が全て喪失した状態

が続き炉心溶融に至る。この間、加圧器逃し弁(PORV)、蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)、2号機からの一次冷却材ポンプ(RCP)シール冷却は、全て正常に動作する。

② T1S-W2-NR7 (Sequence T1S-5): 3.0×10^{-7}

上記①と類似であるが、2号機からのRCPシール冷却が機能喪失する点異なる。また、運転員による原子炉減圧操作に成功し原子炉のクールダウンが行われるためRCPシールLOCAには至らない。

③ T1S-W2-O-NR7 (Sequence T1S-9): 8.9×10^{-9}

上記①と類似であるが、2号機からのRCPシール冷却が機能喪失し、運転員による原子炉減圧操作にも失敗する点異なる。但し、RCPシールの健全性は維持される。

④ T1S-QS-NR7 (Sequence T1S-14): 1.9×10^{-6}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着となり二次系の減圧が起こる点異なる。

⑤ T1S-QS-W2-NR7 (Sequence T1S-16): 1.2×10^{-7}

上記①と類似であるが、SG-SRVの開固着により二次系の減圧が起こり、さらに、2号機からのRCPシール冷却は機能喪失する点異なる。但し、RCPシールの健全性は維持される。

(2) SBO-SLOCA: 5.3×10^{-6} (平均値)、 3.9×10^{-6} (点推定値)

外部電源喪失後、DG2基が作動失敗し、1号機の全交流電源喪失となる。AFWは作動するものの、4時間後にバッテリーが枯渇し、さらに、RCPシールLOCAが起こり、電源の復旧にも失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図3.1のイベントツリーで定義された以下の3つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1S-W2-SL-NRS (Sequence T1S-7): 2.7×10^{-6}

全交流電源喪失事象の発生後、AFWは作動するものの、4時間でバッテリーが枯渇しAFWの制御不能となり蒸気発生器での熱除去ができなくなる。さらに、2号機からのRCPシール冷却が機能喪失するため、二次系による原子炉の減圧及びクールダウン操作が行われるものの、同シールが破損しLOCAが起こる。電源の復旧に失敗するため長期にわたって所内電源の喪失した状態が続き原子炉への冷却材供給ができず炉心溶融に至る。この間、PORV及びSG-SRVは正常に動作する。

② T1S-W2-O-SL-NRS (Sequence T1S-11): 1.5×10^{-7}

上記①と類似であるが、二次系による原子炉の減圧及びクールダウン操作に失敗する点異なる。

③ T1S-QS-W2-SL-NRS (Sequence T1S-18): 1.1×10^{-6}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着となり二次系の減圧が起こる点異なる。

(3) SBO-L: 4.7×10^{-6} (平均値)、 3.5×10^{-6} (点推定値)

外部電源喪失後、DG2基が作動失敗し、1号機の全交流電源喪失となり、さらに、

AFWが作動失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図3.1のイベントツリーで定義された以下の4つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

- ① T1S-L (Sequence T1S-12): 3.5×10^{-7}
全交流電源喪失事象の発生後、AFWが作動に失敗し、30分以内に電源の復旧に失敗するため、炉心からの熱除去ができなくなり炉心溶融に至る。この間、PORV及びSG-SRVは正常に動作する。
- ② T1S-QS-L (Sequence T1S-19): 3.2×10^{-6}
上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着する。
- ③ T1S-Q-L (Sequence T1S-22): 7.3×10^{-8}
上記①と類似であるが、PORVが開固着する。
- ④ T1S-Q-QS-L (Sequence T1S-25): ϵ
上記①と類似であるが、PORV及びSG-SRVがいずれも開固着する。

(4) SBO-Q: 2.2×10^{-6} (平均値)、 1.9×10^{-6} (点推定値)

外部電源喪失後、DG 2基が作動失敗し、1号機の全交流電源喪失となり、その後、PORVが開固着し電源の復旧にも失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図3.1のイベントツリーで定義された以下の2つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

- ① T1S-Q-NR1 (Sequence T1S-21): 1.4×10^{-6}
全交流電源喪失事象の発生後、PORVが開固着し、一次系の冷却材インベントリが減少する。バッテリーが枯渇するまでの4時間はAFWが作動するものの、1時間以内に電源の復旧に失敗するため原子炉への冷却材の供給ができず炉心溶融に至る。この間、SG-SRVは正常に動作する。
- ② T1S-Q-QS-NR1 (Sequence T1S-24): 5.1×10^{-7}
上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着する。

(1,2号機で同時に全交流電源喪失が発生した場合のドミナントシーケンス)

図3.2のイベントツリーで同定された12個の炉心損傷事故シーケンスは、3.1節の表3.2においては次の4種のグループに分類されている。

- (1) SBO-BATT2
- (2) SBO-SLOCA2
- (3) SBO-L2
- (4) SBO-Q2

以下では、各グループの個々の事故シーケンスについて記述する。なお、イベントツリーで定義された個々の事故シーケンスについては、発生頻度として点推定値のみが記載されている。

(1) SBO-BATT2: 4.3×10^{-7} (平均値)、 3.0×10^{-7} (点推定値)

外部電源喪失後、非常用ディーゼル発電機(DG)3基(1号機専用1基、2号機専用1基、1,2号機共用1基)が作動失敗し、1,2号機共に全交流電源喪失となる。補助給水系

(AFW)は作動するものの、4時間後にバッテリーが枯渇、電源の復旧にも失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図3.2のイベントツリーで定義された以下の3つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1S-NR7 (Sequence T1S-3): 2.0×10^{-7}

全交流電源喪失事象の発生後、補助給水系(AFW)は作動するものの、4時間でバッテリーが枯渇しAFWの制御不能となり蒸気発生器での熱除去ができなくなる。さらに、7時間以内に電源の復旧に失敗するため長期にわたって所内電源が全て喪失した状態が続き炉心溶融に至る。この間、加圧器逃し弁(PORV)及び蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)は正常に動作し、また、運転員による原子炉減圧操作に成功し一次冷却材ポンプ(RCP)シールの健全性は維持される。

② T1S-O-NR7 (Sequence T1S-7): 8.4×10^{-9}

上記①と類似であるが、運転員による原子炉減圧操作に失敗する点異なる。但し、RCPシールの健全性は維持される。

③ T1S-QS-NR7 (Sequence T1S-12): 9.3×10^{-8}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着となり二次系の減圧が起こる点異なる。但し、RCPシールの健全性は維持される。

(2) SBO-SLOCA2: 3.3×10^{-6} (平均値)、 2.6×10^{-6} (点推定値)

外部電源喪失後、DG3基が作動失敗し、1号機の全交流電源喪失となる。AFWは作動するものの、4時間後にバッテリーが枯渇し、さらに、RCPシールLOCAが起こり、電源の復旧にも失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図3.2のイベントツリーで定義された以下の3つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1S-SL-NRS (Sequence T1S-5): 1.8×10^{-6}

全交流電源喪失事象の発生後、AFWは作動するものの、4時間でバッテリーが枯渇しAFWの制御不能となり蒸気発生器での熱除去ができなくなる。さらに、二次系による原子炉の減圧及びクールダウン操作が行われるものの、RCPシールが破損しLOCAが起こる。電源の復旧に失敗するため長期にわたって所内電源の喪失した状態が続き原子炉への冷却材供給ができず炉心溶融に至る。この間、PORV及びSG-SRVは正常に動作する。

② T1S-O-SL-NRS (Sequence T1S-9): 9.7×10^{-8}

上記①と類似であるが、二次系による原子炉の減圧及びクールダウン操作に失敗する点異なる。

③ T1S-QS-SL-NRS (Sequence T1S-14): 7.1×10^{-7}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着となり二次系の減圧が起こる点異なる。

(3) SBO-L2: 6.5×10^{-7} (平均値)、 6.3×10^{-7} (点推定値)

外部電源喪失後、DG3基が作動失敗し、1号機の全交流電源喪失となり、さらに、AFWが作動失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図3.2のイベントツリーで定義された以下の4つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1S-L (Sequence T1S-10): 2.5×10^{-7}

全交流電源喪失事象の発生後、AFWが作動に失敗し、30分以内に電源の復旧に失敗するため、炉心からの熱除去ができなくなり炉心溶融に至る。この間、PORV及びSG-SRVは正常に動作する。

② T1S-QS-L (Sequence T1S-15): 3.8×10^{-7}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着する。

③ T1S-Q-L (Sequence T1S-18): 1.4×10^{-8}

上記①と類似であるが、PORVが開固着する。

④ T1S-Q-QS-L (Sequence T1S-21): ϵ

上記①と類似であるが、PORV及びSG-SRVがいずれも開固着する。

(4) SBO-Q2: 3.2×10^{-7} (平均値)、 3.5×10^{-7} (点推定値)

外部電源喪失後、DG3基が作動失敗し、1号機の全交流電源喪失となり、その後、PORVが開固着し電源の復旧にも失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図3.2のイベントツリーで定義された以下の2つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1S-Q-NR1 (Sequence T1S-17): 2.6×10^{-7}

全交流電源喪失事象の発生後、PORVが開固着し、一次系の冷却材インベントリが減少する。バッテリーが枯渇するまでの4時間はAFWが作動するものの、1時間以内に電源の復旧に失敗するため原子炉への冷却材の供給ができず炉心溶融に至る。この間、SG-SRVは正常に動作する。

② T1S-Q-QS-NR1 (Sequence T1S-20): 9.2×10^{-8}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着する。

3.2.2 主給水喪失事象起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

主給水流量が喪失すると、蒸気発生器の水位低により、原子炉スクラム及び補助給水系(AFW)の自動起動が要求される。また、一次系の健全性を維持するために、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作や一次冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却が必要となる。崩壊熱の除去は、基本的にはAFWによって行われるが、AFWが機能喪失した場合には、高圧注入系(HPI)とPORVによる一次系のフィードアンドブリード運転によって行う。

(イベントツリーの概要)

図3.3に主給水喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Loss of MFW (T2): 主給水喪失事象の発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ RCI-PORV Recls. (Q): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ AFW (L): 補助給水系(AFW)の機能喪失

- ・ Seal Cool (D3): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による一次冷却材ポンプ(RCP)シール水供給失敗
- ・ CCW (W): 補機冷却系(CCW)による一次冷却材ポンプ(RCP)シール冷却失敗
- ・ HPI (D2): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ RPV-PORV Open (P): 加圧器逃し弁(PORV)の開失敗によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ LPR (H1): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図3.3に示す主給水喪失のイベントツリーでは、10個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの4個が炉心損傷に至る事故シーケンスである。このうち、3.1節の表3.2には、2つの事故シーケンスが記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系の不作動により格納容器の過圧破損が起こり、その後ECCSの故障で炉心損傷に至る事故シーケンスを考慮しているため、主給水喪失事象を起因とする事故シーケンスが14個定義されており、そのうち、7個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A1.4参照)。

(ドミナントシーケンス)

(1) T2-L-P (Sequence T2-7; オリジナルではT2-11):

7.4×10^{-7} (平均値)、 7.7×10^{-7} (点推定値)

主給水喪失後、原子炉及びタービンはトリップするが、AFWが作動失敗する。充填ポンプによる冷却材注入(HPI)は成功するがPORVが開失敗するため、一次系のフィードアンドブリード運転を行うことができず、炉心からの熱除去ができなくなり炉心溶融に至る。なお、SG-SRVは正常に動作する。

(2) T2-L-D2 (Sequence T2-8; オリジナルではT2-12):

9.8×10^{-7} (平均値)、 7.2×10^{-7} (点推定値)

主給水喪失後、原子炉及びタービンはトリップするが、AFWが作動に失敗し、さらに、HPIが作動失敗するため一次系のフィードアンドブリード運転を行うことができず、炉心溶融に至る。なお、SG-SRVは正常に動作する。

3.2.3 DC電源喪失(DC母線A, Bの喪失)起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

DC電源喪失により主蒸気隔離弁が閉止し、また、計装系の誤信号が発生することによって、タービン及び原子炉がトリップする。さらに、タービン動補助給水ポンプが起動する。一次系の健全性を維持するために、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作や一次冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却が必要となる。崩壊熱の除去は、基本的には補助給水系(AFW)によって行われるが、AFWが機能喪失した場合には、一次系のフィードアンドブリード運転による炉心冷却を行う必要がある。

(イベントツリーの概要)

図3.4にDC電源喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以

下の通りである。

- ・ Loss of DC Bus (T5) : D C 電源喪失事象の発生
- ・ RPS (K) : 原子炉スクラム失敗
- ・ RCI-PORV Recls. (Q) : 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ AFW (L) : 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ Seal Cool (D3) : 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)によるRCPシール水供給失敗
- ・ CCW (W) : 補機冷却系によるRCPシール冷却失敗
- ・ HPI (D2) : 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ RPV-PORV Open (P) : 加圧器逃し弁(PORV)の開失敗によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ LPR (H1) : 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2) : 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図3.4に示すD C 電源喪失のイベントツリーでは、主給水喪失事象の場合と同様、10個の事故シーケンスが定義されており、そのうちの4個が炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、3.1節の表3.2には、事故シーケンス1つのみ記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系の不動作により格納容器の過圧破損が起こり、その後ECCSの故障で炉心損傷に至る事故シーケンスを考慮しているため、D C 電源喪失事象を起因とする事故シーケンスが14個定義されており、そのうち7個は炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A 1.6参照)。

(ドミナントシーケンス)

T5A-L-P, T5B-L-P (Sequence T5-7; オリジナルではT5-11):

1.3×10^{-7} (平均値)、 1.4×10^{-7} (点推定値)

D C 電源喪失により原子炉はスクラムするが、AFWが起動失敗する。充填ポンプによる冷却材注入(HPI)は成功するがPORVが開失敗するため、フィードアンドブリード運転が行えず炉心からの熱除去ができなくなり炉心溶融に至る。なお、SG-SRVは正常に動作する。

3.2.4 蒸気発生器細管破断起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

蒸気発生器細管破断(SGTR)が起こった場合には、加圧器水位低により原子炉がトリップ、高圧注入系(HPI)及び補助給水系(AFW)が起動する。運転員は、破断側蒸気発生器の隔離操作と、蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)の設定圧力以下に一次系圧力を低下させる操作が要求される。この操作では、健全側蒸気発生器による一次系のクールダウン及び加圧器スプレーあるいは加圧器逃し弁(PORV)による原子炉減圧が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図3.5にSGTRに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通り

である。

- ・ SGTR (T7): 蒸気発生器細管破断(SGTR)の発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ HPI (D1): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による冷却材注入失敗
- ・ AFW (L3): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ Oper. Dpres (OD): 運転員による原子炉減圧操作失敗
- ・ RCI-PORV Recls. (Q): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ SGI-SG-SRV Recls. (QS): 蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)の再閉失敗
- ・ LPR (H1): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図3.5に示すSGTRのイベントツリーでは、13個の事故シーケンスが定義されており、そのうちの6個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。13個の炉心損傷事故シーケンスのうち、3.1節の表3.2には、以下の5つの事故シーケンスが記載されている。

(ドミナントシーケンス)

- (1) T7-OD-QS (Sequence T7-8): 1.4×10^{-6} (平均値)、 1.4×10^{-6} (点推定値)
SGTR発生後、原子炉はトリップし充填ポンプによる冷却材注入(HPI)に成功し、AFWも作動するが、一次系の減圧操作に失敗し、さらに、SG-SRVが開固着し、その結果、一次冷却材が破断口を通して格納容器外部に流出するため冷却材インベントリが減少する。従って、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)枯渇後はECCSの再循環が行えず炉心溶融に至る。なお、PORVは正常に動作する。
- (2) T7-OD-Q-QS (Sequence T7-12): 1.1×10^{-7} (平均値)、 1.2×10^{-7} (点推定値)
PORVが開固着する点を除いては上記(1)と同様である。
- (3) T7-D1-OD (Sequence T7-17): 2.1×10^{-7} (平均値)、 1.9×10^{-7} (点推定値)
SGTR発生後、原子炉はトリップしAFWは作動するが、HPIが失敗し、さらに、一次系の減圧操作にも失敗するため、一次冷却材の補填ができず炉心溶融に至る。
- (4) T7-L3 (Sequence T7-13): 1.1×10^{-7} (平均値)、 1.0×10^{-7} (点推定値)
SGTR発生後、原子炉はトリップしHPIは成功するが、AFWが作動失敗するため、一次系のクールダウンができず一次冷却材の流出を止めることができなくなる。従って、RWST枯渇後はECCSの再循環が行えず炉心溶融に至る。一次系のフィードアンドブリード運転では、一次系圧力を保持することが必要であるが、SGTR時には一次系圧力を二次系圧力以下に抑え一次冷却材の流出を止める必要があるため、SGTRの事象緩和策としては適切でないと判断されている。
- (5) T7-K (Sequence T7-19): 1.0×10^{-7} (平均値)、 1.0×10^{-7} (点推定値)
SGTR発生後、原子炉トリップに失敗し炉心溶融に至る。

3.2.5 大破断LOCA (破断口径: 6~29インチ) 起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

大破断LOCA時には、冷却材インベントリ保持のために蓄圧器及び低圧注入系(LPI)

による冷却材の注入が必要となる。さらに、長期冷却としてLPIによる再循環が、また、格納容器圧力の上昇抑制として格納容器スプレー系の作動が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図3.6に大破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Large LOCA (A) : 大破断LOCAの発生
- ・ ACC (D5) : 蓄圧器の作動失敗
- ・ LPI (D6) : 低圧注入系(LPI)による冷却材注入失敗
- ・ LPR (H1) : 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗

図3.6に示す大破断LOCAのイベントツリーでは、4個の事故シーケンスが定義されており、そのうち3つは炉心損傷に至るシーケンスである。これら3つのシーケンスとも3.1節の表3.2に記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系の不作動により格納容器の過圧破損が起り、その後ECCSの故障で炉心損傷に至る事故シーケンスを考慮しているため、大破断LOCAを起因とする事故シーケンスは7個定義されており、そのうち、5個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A1.8参照)。

(ドミナントシーケンス)

- (1) A-H1 (Sequence A-2) : 8.2×10^{-7} (平均値)、 6.7×10^{-7} (点推定値)

大破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のための蓄圧器及びLPIの作動には成功するものの、再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。

- (2) A-D6 (Sequence A-3 ; オリジナルではA-6) :

3.1×10^{-7} (平均値)、 4.7×10^{-7} (点推定値)

大破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のための蓄圧器は作動するものの、LPIが作動に失敗し炉心溶融に至る。

- (3) A-D5 (Sequence A-4 ; オリジナルではA-7) :

6.4×10^{-7} (平均値)、 8.5×10^{-7} (点推定値)

大破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のための蓄圧器が作動に失敗し炉心溶融に至る。

3.2.6 中破断LOCA (破断口径 : 2~6インチ) 起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

中破断LOCA時の初期には、高圧注入系(HPI)の作動が要求され、原子炉圧力が低下した後は、蓄圧器及び低圧注入系(LPI)による冷却材の注入が必要となる。さらに、長期冷却としてLPIによる再循環が必要となる。また、格納容器冷却系として格納容器スプレー系の作動が要求される。

(イベントツリーの概要)

図3.7に中破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下

の通りである。

- ・ Intermedia LOCA (S1) : 中破断LOCAの発生
- ・ HPI (D1) : 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による冷却材注入失敗(HPI)
- ・ ACC (D5) : 蓄圧器の作動失敗
- ・ LPI (D6) : 低圧注入系(LPI)による冷却材注入失敗
- ・ LPR (H1) : 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗

図3.7に示す中破断LOCAのイベントツリーでは、5個の事故シーケンスが定義されており、4つは炉心損傷に至るシーケンスである。3.1節の表3.2には、このうちの3つのシーケンスが記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系の不作動により格納容器の過圧破損が起り、その後ECCSの故障で炉心損傷に至る事故シーケンスを考慮しているため、中破断LOCAを起因とする事故シーケンスは9個定義されており、そのうち、7個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A1.9参照)。

(ドミナントシーケンス)

- (1) S1-H1 (Sequence S1-2) : 1.7×10^{-6} (平均値)、 1.3×10^{-6} (点推定値)
中破断LOCA後、HPI、蓄圧器及びLPIは成功するものの、LPIの再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。
- (2) S1-D6 (Sequence S1-3) : 6.7×10^{-7} (平均値)、 9.4×10^{-7} (点推定値)
中破断LOCA後、HPI及び蓄圧器は成功するものの、LPIが作動失敗し炉心溶融に至る。
- (3) S1-D1 (Sequence S1-5 ; オリジナルではS1-9) :
 8.6×10^{-7} (平均値)、 8.1×10^{-7} (点推定値)
中破断LOCA後、HPIに失敗し初期に炉心溶融に至る。

3.2.7 小破断LOCA(破断口径: 1/2~2インチ) 起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

小破断LOCA時には、冷却材インベントリ保持のために高圧注入系(HPI)による冷却材の注入が必要となるが、口径が小さいため原子炉は十分に減圧されず十分な炉心冷却が行えない。そのため、補助給水系(AFW)を用いた二次系の冷却あるいは一次系のフィードアンドブリード運転が要求される。また、長期冷却として、高圧系(HPI)及び低圧系(LPI)による再循環が必要となるが、これは、HPI再循環モードでのポンプ吸込がLPIポンプの吐出側に接続されており、格納容器サンプの冷却材をLPIポンプで揚水しHPIポンプで昇圧して一次系内に注入するようになっているためである。さらに、格納容器圧力の上昇を妨げるために格納容器スプレー系の作動が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図3.8に小破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Small LOCA (S2): 小破断LOCAの発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ HPI (D1): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による冷却材注入失敗(HPI)
- ・ AFW (L): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ RPV-PORV Open (P1): 加圧器逃し弁(PORV)の開失敗によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ Oper. Dpres (OD): 運転員による原子炉減圧操作失敗
- ・ LPR (H1): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図3.8に示す小破断LOCAのイベントツリーでは、11個の事故シーケンスが定義されており、そのうち8つは炉心損傷に至るシーケンスである。3.1節の表3.2には、炉心損傷事故シーケンス1つのみ記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系の不作動により格納容器の過圧破損が起これその後ECCSの故障で炉心損傷に至る事故シーケンスを考慮しているため、小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは21個定義されており、そのうち、15個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A1.10参照)。

(ドミナントシーケンス)

S2-D1 (Sequence S2-10; オリジナルではS2-20):

4.4×10^{-7} (平均値)、 4.3×10^{-7} (点推定値)

小破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のためのHPIに失敗し炉心溶融に至る。

3.2.8 極小破断LOCA (破断口径: $\leq 1/2$ インチ) 起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

極小破断LOCA時には、冷却材インベントリ保持のために高圧注入系(HPI)による冷却材の注入が必要となるが、口径が小さいため原子炉は十分に減圧されず十分な炉心冷却が行えない。そのため、補助給水系(AFW)あるいは主給水系(MFW)を用いた二次系の冷却、あるいは、一次系のフィードアンドブリード運転が要求される。また、長期冷却としては、小破断LOCA時と同様の高圧系(HPI)及び低圧系(LPI)による再循環、減圧操作と低圧系(LPI)による再循環、あるいは、減圧操作と余熱除去系(RHR)による冷却のいずれかが必要となる。さらに、格納容器圧力の上昇を妨げるために格納容器スプレー系の作動が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図3.9に極小破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Very Small LOCA (S3): 極小破断LOCAの発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ HPI (D1): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による冷却材注入失敗(HPI)
- ・ RCI-PORV Recls. (QC): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗

- ・ AFW (L) : 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ MFW (M) : 主給水系(MFW)の機能喪失
- ・ RPV-PORV Open (P) : 加圧器逃し弁(PORV)の開失敗によるフィードアンドブリー
ド運転失敗
- ・ Oper. Dpres (OD) : 運転員による原子炉減圧操作失敗
- ・ RHR (W3) : 余熱除去系(RHR)の不作動
- ・ LPR (H1) : 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2) : 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図3.9に示す極小破断LOCAのイベントツリーでは、20個の事故シーケンスが定義されており、そのうち12個は炉心損傷に至るシーケンスである。3.1節の表3.2には、炉心損傷事故シーケンス1つのみ記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系の不作動により格納容器の過圧破損が起こりその後ECCSの故障で炉心損傷に至る事故シーケンスを考慮しているため、小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは24個定義されており、そのうち、14個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている（図A1.11参照）。

（ドミナントシーケンス）

S3-D1 (Sequence S-16; オリジナルではS3-23):

6.3×10^{-7} (平均値)、 6.3×10^{-7} (点推定値)

極小破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のためのHPIに失敗し炉心溶融に至る。

3.2.9 ATWS 起因の事故シーケンス

（プラント機器・設備の応答）

ATWS発生後、運転員による原子炉手動トリップあるいは充填ポンプによる緊急ほう酸注入に成功すれば、炉心を未臨界状態に移行することができる。しかし、充填ポンプによる緊急ほう酸注入を行うにあたっては、原子炉圧力を充填ポンプの吐出圧以下に保つ必要があり、原子炉圧力逃し系の正常動作と、補助給水系(AFW)の作動が要求される。また、過冷却による反応度投入を防ぐためのタービントリップや、減速材温度係数が適切な値にあることが条件となる。

（イベントツリーの概要）

図3.10にATWSに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ ATWS (TK) : ATWS の発生
- ・ MRT (R) : 手動による原子炉トリップ失敗
- ・ PWR Level (PL) : 原子炉出力が定格出力の25%未満であるか否か
- ・ MTC Low (Z1) : 極めて小さい値の減速材温度係数の存在 (-20pcm未満)
- ・ MTC Unf. (Z) : 不適切な値の減速材温度係数の存在 (-7pcm以上)
- ・ TBT (T) : ATWS 後のタービントリップ
- ・ RPV-PORV Open (P2) : 原子炉圧力逃し系の故障

- ・ AFW (L2) : 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ RCV-PORV Recls. (Q) : 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ HPI (D4) : 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による緊急ほう酸注入失敗

図3.10に示すATWSのイベントツリーでは、20個の事故シーケンスが定義されており、そのうち13個は炉心損傷に至るシーケンスであるが、3.1節の表3.2には、2つの炉心損傷事故シーケンスが記載されている。

(ドミナントシーケンス)

- (1) TK-R-Z (Sequence TK-9) : 8.2×10^{-7} (平均値)、 8.4×10^{-7} (点推定値)

ATWS発生後、原子炉の手動トリップにも失敗し、さらに、減速材温度係数が不適切な値となるため炉心溶融に至る。

- (2) TK-R-D4 (Sequence TK-3) : 6.4×10^{-7} (平均値)、 5.7×10^{-7} (点推定値)

ATWS発生後、原子炉の手動トリップにも失敗し、さらに、充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による緊急ほう酸注入に失敗するため炉心溶融に至る。

Surry SBO at Unit 1

SBO at Unit 1	NRAC- Half hour	RCI- PORV recls.	SGI- SG-SRV Recls.	AFW	NRAC- One hour	Seal Cool FM U2	Oper. Dpress	RCP Seal LOCA	NRAC- Seal LOCA	NRAC- Seven hours
TIS	-	Q-	QS-	L	NR1	W2-	O-	SL-	NRS	NR7

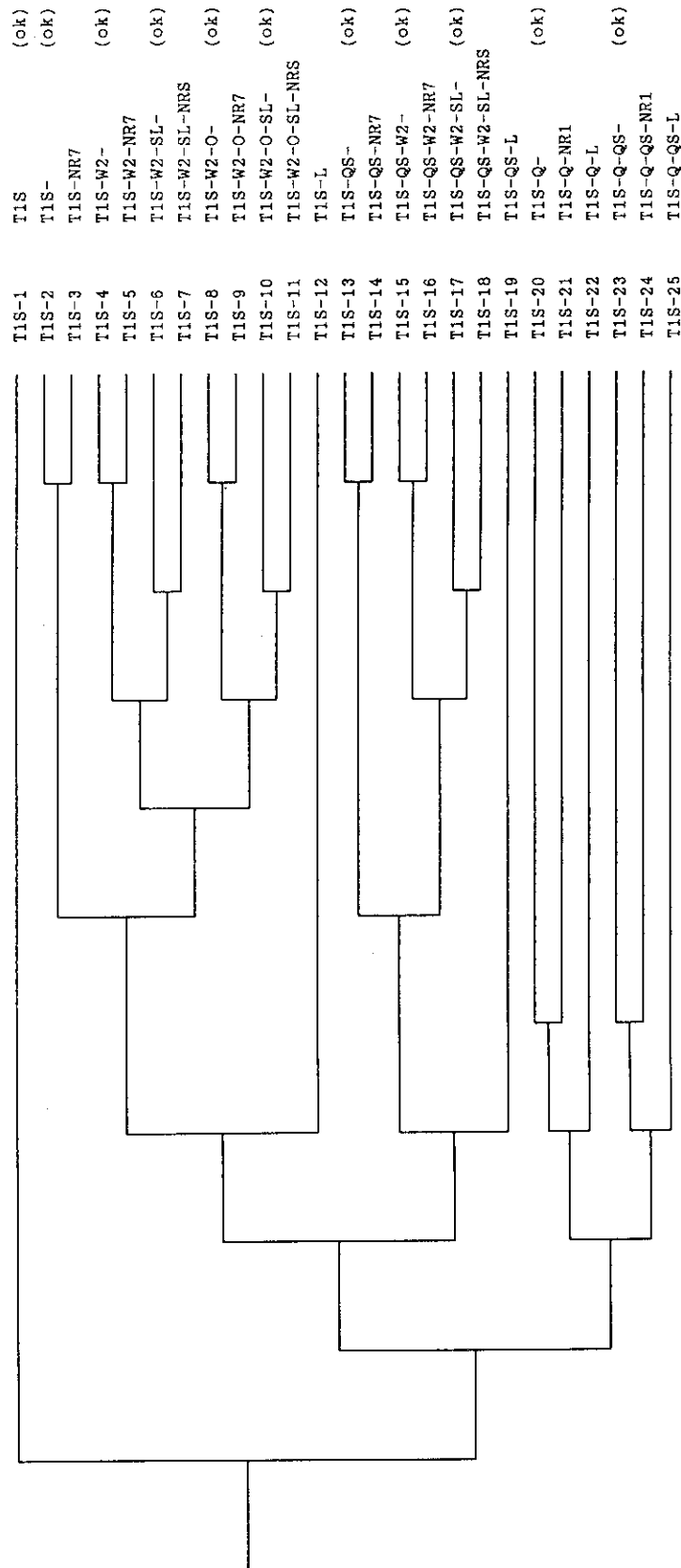


図 3.1 Surry-1 の全交流電源喪失に対するイベントツリー

Surry SBO at both units

SBO Both Units	NRAC- Half hour	RCI- PORV Recals.	SIG- SG-SRV Recals.	AFW TDP FM U1	NRAC- One hour	Oper. Dpress	RCP Seal LOCA	NRAC- Seal LOCA	NRAC- Seven hours
T1S	-	Q-	QS-	L	NR1	O-	SL-	NRS	NR7

T1S-1	T1S	(ok)
T1S-2	T1S-	(ok)
T1S-3	T1S-NR7	
T1S-4	T1S-SL-	(ok)
T1S-5	T1S-SL-NRS	
T1S-6	T1S-O-	(ok)
T1S-7	T1S-O-NR7	
T1S-8	T1S-O-SL-	(ok)
T1S-9	T1S-O-SL-NRS	
T1S-10	T1S-L	
T1S-11	T1S-QS-	(ok)
T1S-12	T1S-QS-NR7	
T1S-13	T1S-QS-SL-	(ok)
T1S-14	T1S-QS-SL-NRS	
T1S-15	T1S-QS-L	
T1S-16	T1S-Q-	(ok)
T1S-17	T1S-Q-NR1	
T1S-18	T1S-Q-L	
T1S-19	T1S-Q-QS-	(ok)
T1S-20	T1S-Q-QS-NR1	
T1S-21	T1S-Q-QS-L	

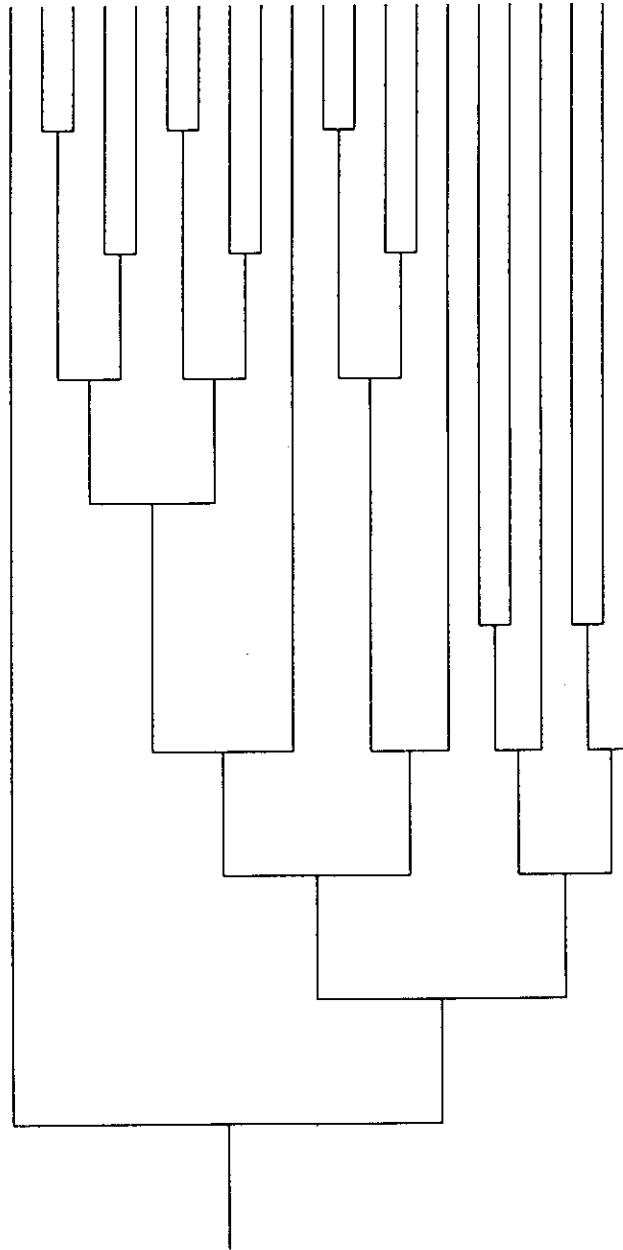


図 3.2 Surry-1, 2 の全交流電源喪失に対するイベントツリー

Surry Loss of MFW

Loss of MFW	RPS	RCI-PORV Recls.	AFW	Seal Cool	CCW	HPI	PRV-PORV Open	LPR	HPR
T2	-K	-Q	-L	-D3	-W	-D2	-P	-H1	-H2

T2-1 (ok)
 T2-2 (ok)
 T2-3 (LOCA)
 T2-4 (ok)
 T2-5 T2-L-H2
 T2-6 T2-L-H1
 T2-7 T2-L-P
 T2-8 T2-L-D2
 T2-9 (LOCA)
 T2-10 (ATWS)

図 3.3 Surry-1 の主給水喪失に対するイベントツリー

Surry Loss of DC Bus

Loss of DC Bus	RPS	RCI-PORV Recls.	AFW	Seal Cool	CCW	HPI	PRV-PORV Open	LPR	HPR
T5	-K	-Q	-L	-D3	-W	-D2	-P	-H1	-H2

T5-1 (ok)
 T5-2 (ok)
 T5-3 (LOCA)
 T5-4 (ok)
 T5-5 T5-L-H2
 T5-6 T5-L-H1
 T5-7 T5-L-P
 T5-8 T5-L-D2
 T5-9 (LOCA)
 T5-10 (ATWS)

図 3.4 Surry-1 の DC 電源喪失に対するイベントツリー

Surry SGTR

SGTR	RPS	HPI	AFW	Oper. Dpres	RCI- PORV Recls.	SGI- SG-SRV Recls.	LPR	HPR
T7	-K	-D1	-L3	-OD	-Q	-QS	-H1	-H2

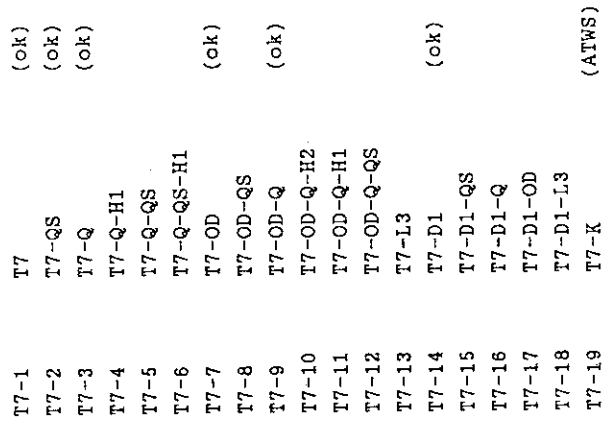


図 3.5 Surry-1 の蒸気発生器細管破断に対するイベントツリー

Surry Large LOCA

Large LOCA	ACC	LPI	LPR
A	-D5	-D6	-H1



図3.6 Surry-1の大破断LOCAに対するイベントツリー

Surry Intermediate LOCA

Inter-media LOCA	HPI	ACC	LPI	LPR
S1	-D1	-D5	-D6	-H1

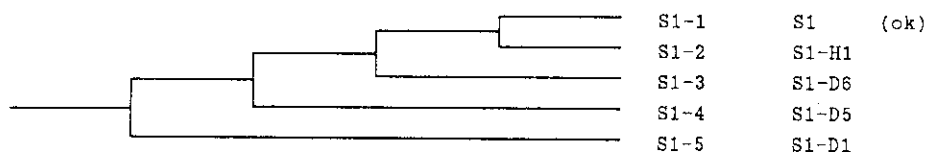


図3.7 Surry-1の中破断LOCAに対するイベントツリー

Surry Small LOCA

Small LOCA	RPS	HPI	AFW	PRV-PORV Open	Oper. Dpres	LPR	HPR
S2	-K	-D1	-L	-P1	-OD	-H1	-H2

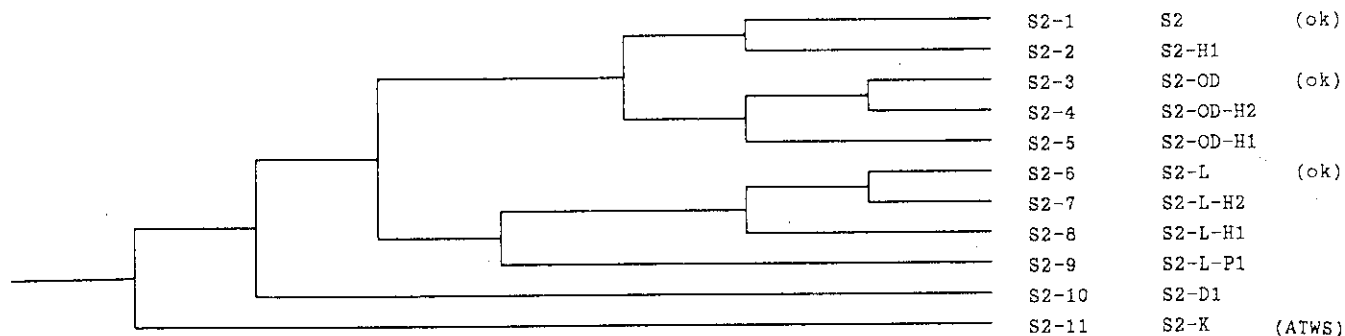


図3.8 Surry-1の小破断LOCAに対するイベントツリー

Surry Very Small LOCA

Very Small LOCA	RPS	HPI	RCI-PORV Recls.	AFW	MFW	PRV-PORV Open	Oper. Dpres	RHR	LPR	HPR
S3	-K	-D1	-QC	-L	-M	-P	-OD	-W3	-H1	-H2

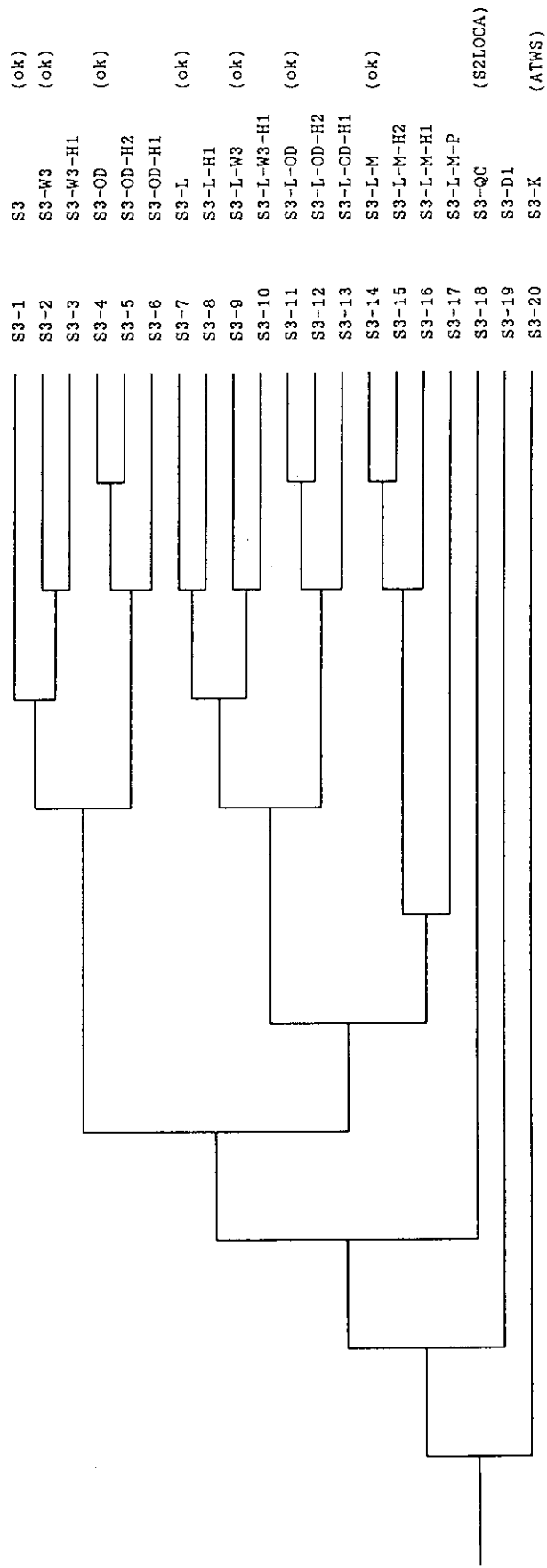


図 3.9 Surry-1 の極小破断 LOCA に対するイベントツリー

Surry ATWS

ATWS	MRT	PWR Level	MTC Low	MTC Unf.	TBT	PRV- PORV Open	AFW	RCV- PORV Reclos.	HPI
TK	-R	-PL	-Z1	-Z	-T	-P2	-L2	-Q	-D4

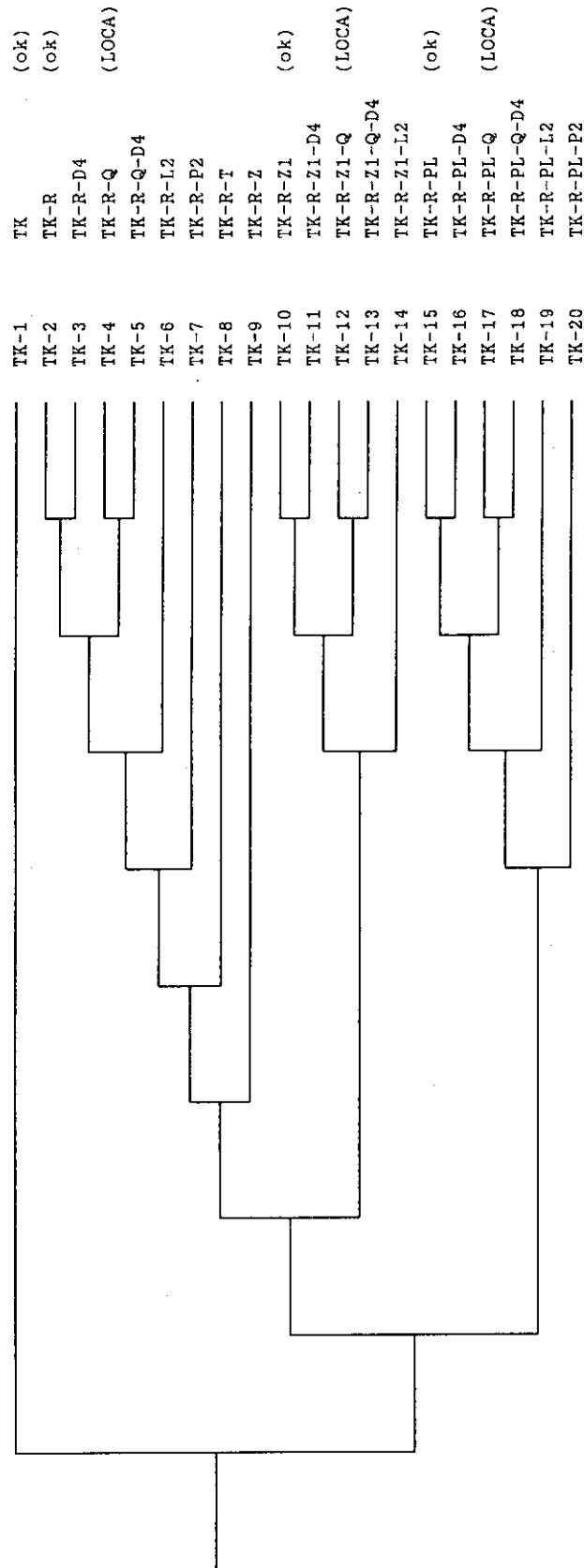


図3.10 Surry-1のATWSに対するイベントツリー

4. Sequoyah 1号機におけるドミナントシーケンス

4.1 炉心損傷事故発生頻度の評価結果

Sequoyah 1号機に対するPSAでは、表4.1に示す10種の起因事象を選定し、このうちインターフェースLOCAを除く9種の起因事象に対してイベントツリーを作成し炉心損傷に至る事故シーケンスを同定している。

表4.1 Sequoyah PSAにおける起因事象カテゴリ
(NUREG/CR-4550, Vol.5, Part 1, Table 4.3-1)

記号	起因事象	発生頻度 (/yr)
T1	外部電源喪失	9.05×10^{-2}
T2	主給水喪失トランジェント	7.22×10^{-1}
T3	初期にPCSが利用可能なトランジェント	6.3
TDCX	DC電源母線Xの喪失	5.0×10^{-3}
TSG	蒸気発生器細管破損	1.0×10^{-2}
A	大破断LOCA (6~29インチ口径)	5.0×10^{-4}
S1	中破断LOCA (2~6インチ口径)	1.0×10^{-3}
S2	小破断LOCA	1.0×10^{-3}
S3	極小破断LOCA	1.3×10^{-2}
V	インターフェースLOCA	6.5×10^{-7}

炉心損傷事故発生頻度の評価結果として、発生頻度の平均値（不確実さ解析の結果から得られる）が $1.0 \times 10^{-7}/\text{yr}$ 以上である事故シーケンス（ドミナントシーケンス）23種が識別されている。これらの概要を表4.2に示す。同表において、全交流電源喪失シーケンス(SBO-BATT, SBO-SLOCA等)は、点推定値が $1.0 \times 10^{-9}/\text{yr}$ 以上の幾つかの類似シーケンスがまとめて表現されている。なお、これら23種の事故シーケンスに関する詳細な説明は次節に記述する。

表4.2に示す23種の事故シーケンスを対象に行われた不確実さ解析の結果によれば、炉心損傷事故の発生頻度の平均値は $5.7 \times 10^{-5}/\text{yr}$ と評価されている。その内訳を起因事象別に整理したものを表4.3に示す。同表から分かるように、炉心損傷事故発生頻度の約60%はLOCAに起因するもので、また、約25%は外部電源喪失を起因事

象とする事故シーケンスによるものである。

なお、表4.4には、Sequoyah-1号機における安全関連系統の設計上の特徴をまとめる。同表から分かるように、非常用電源として、専用のディーゼル発電機(DG)を2基有しており、さらに、母線の交互相続により2号機専用のD Gからも非常用電源を確保することができるようになっている。従って、全交流電源喪失事象に対する復旧手段の1つとして2号機D Gの接続を考慮している。

表4.2 Sequoyah-1 PSAで識別された炉心損傷事故シーケンス
(NUREG/CR-4550, Vol.5, Part 1, Table 4.10-5及びTable 5.3)

事故 シーケンス	シーケンスの説明	発生頻度	
		平均値	点推定値
S3-OC-H2	極小破断LOCA、HPR不作動	1.43×10^{-5}	1.5×10^{-5}
SBO-L	SBO、AFW不作動	9.64×10^{-6}	7.4×10^{-6}
S3-OC-H3	極小破断LOCA、LPR不作動	5.02×10^{-6}	4.6×10^{-6}
S1-H2	中破断LOCA、HPR不作動	4.88×10^{-6}	5.2×10^{-6}
S2-H2	小破断LOCA、HPR不作動	4.50×10^{-6}	5.2×10^{-6}
SBO-SLOCA	SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)、 RCPシールドLOCA	4.32×10^{-6}	3.0×10^{-6}
T2-L1-P1	MFV喪失、AFW不作動、PORV不作動(F&B失敗)	1.93×10^{-6}	1.6×10^{-6}
S1-H4	中破断LOCA、LPR不作動	1.90×10^{-6}	1.2×10^{-6}
S2-H3	小破断LOCA、LPR不作動	1.72×10^{-6}	1.5×10^{-6}
TK-R-Z	ATWS、減速材温度係数不適切	1.40×10^{-6}	1.4×10^{-6}
TSG-OD-QS	SGTR、一次系減圧失敗、SG-SRV開固着	1.30×10^{-6}	1.6×10^{-6}
A-D5	大破断LOCA、蓄圧器不作動	1.29×10^{-6}	1.3×10^{-6}
A-H1	大破断LOCA、LPR不作動	9.98×10^{-7}	6.2×10^{-7}
V	インターフェースLOCA	6.50×10^{-7}	4.8×10^{-7}
S3-W1-H3	極小破断LOCA、RHR不作動、LPR不作動	6.34×10^{-7}	5.3×10^{-7}
TSG-L	SGTR、AFW不作動	4.14×10^{-7}	4.2×10^{-7}
SBO-Q	SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)、 PORV開固着	3.87×10^{-7}	3.1×10^{-7}
A-D6	大破断LOCA、LPI不作動	3.41×10^{-7}	3.1×10^{-7}
TDC1-L1-P1	DC電源喪失、AFW不作動、 PORV不作動(F&B失敗)	3.38×10^{-7}	3.5×10^{-7}
TDC2-L1-P1	DC電源喪失、AFW不作動、 PORV不作動(F&B失敗)	3.38×10^{-7}	3.5×10^{-7}
SBO-BATT	SBO、AFW作動(4時間でバッテリー枯渇)	3.08×10^{-7}	2.2×10^{-7}
TSG-K-R	SGTR、スクラム失敗	3.01×10^{-7}	2.0×10^{-7}
TK-R-D4	ATWS、緊急ほう酸注入失敗	2.39×10^{-7}	2.5×10^{-7}
以上の合計		5.72×10^{-5}	5.1×10^{-5}
炉心損傷事故発生頻度		5.72×10^{-5}	

表4.3 起因事象別炉心損傷事故発生頻度とその寄与度
(NUREG/CR-4550, Vol.5, Part 1, Table 1.1)

起因事象	炉心損傷事故発生頻度（平均値）	寄与度
冷却材喪失事故	$3.6 \times 10^{-5}/\text{yr}$	62%
外部電源喪失	$1.5 \times 10^{-5}/\text{yr}$	26%
トランジェント	$2.6 \times 10^{-6}/\text{yr}$	4.6%
ATWS	$1.9 \times 10^{-6}/\text{yr}$	3.4%
蒸気発生器伝熱管破損	$1.7 \times 10^{-6}/\text{yr}$	3.0%
インターフェースLOCA	$6.5 \times 10^{-7}/\text{yr}$	1.1%

表4.4 安全関連システムの設計上の特徴

冷却材注入設備	高圧注入／再循環系(HPI/HPR)：2系列（ポンプ2基） 低圧注入／再循環系(LPI/LPR)：2系列（RHRポンプ2基） RWST水量29%で再循環切替、余熱除去系(RHR)兼用 蓄圧器(ACC)：4基、385～447psigに加圧 充填系：遠心式ポンプ2基、容積式ポンプ1基 RCPシール水供給、HPI/HPR機能、緊急ほう酸注入
熱除去設備	給復水系(PCS)：主給水ポンプ、復水ポンプ、復水フースターポンプ 補助給水系(AFW)：3系列（電動ポンプ2基、タービン動ポンプ1基） 余熱除去系(RHR)：2系列（ポンプ2基）、LPI/LPR兼用
格納容器冷却	格納容器スプレー系／スプレー再循環(CSS/CSR)：2系列（ポンプ2基）
サポート系	ディーゼル発電機(DG)：1号機専用2基、2号機DGからの接続可能 補機冷却系(CCW)：ポンプ5基、熱交換器3基、1,2号機共用 安全系(RHR、HPI、CSS)ポンプシール及び熱交換器冷却 RCPシール冷却 所内用水系(SWS)：ポンプ8基、熱交換器4基、1,2号機共用 安全系(RHR、HPI、CSS)ポンプ潤滑油冷却 CCW熱交換器冷却 DG冷却

4.2 ドミナントシーケンス

本節では、表4.2に示した23種の炉心損傷事故シーケンスを、イベントツリーに沿って説明する。

4.2.1 外部電源喪失起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

外部電源喪失により、タービントリップ、原子炉スクラム、非常用ディーゼル発電機(DG)及び補助給水系(AFW)の自動起動が要求される。また、一次系の健全性を維持するために、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作や一次冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却が必要となる。崩壊熱の除去は、基本的にはAFWによって行われるが、AFWが機能喪失した場合には、高圧注入系(HPI)とPORVによる一次系のフィードアンドブリード運転によって行う。一方、DGが作動に失敗し全交流電源喪失に至った場合、初期にはAFW(タービン動ポンプ)が作動するが、4時間でバッテリーが枯渇するため給水流量の制御不能となる。さらに、HPIも利用不可能であるためフィードアンドブリード運転を行うことができず、崩壊熱除去機能が喪失する。また、RCPシール冷却もできなくなりシールLOCAの起こる可能性が大きくなる。Surry炉の場合と同様、Sequoyah炉の運転手順においても、シールLOCA発生の可能性を下げると共にシールLOCAによる一次冷却材の流出流量を制限するために、一次系を減圧させ原子炉のクールダウンを行うよう指示している。しかし、これらの操作に失敗したとしても必ずシールLOCAに至る訳ではなく、また、シールLOCAによる流出流量も不確実なパラメータであることから、NUREG-1150では、主に、LOCA発生後1.5時間で250gpmの場合(発生確率0.53)と、LOCA発生後1.5時間は61gpmで2.5時間後には250gpmになる場合(発生確率0.13)を考えている。また、一次系の減圧は、事象発生から少なくとも1時間以降に蒸気発生器の大気放出弁を開けることによって行われ、原子炉のクールダウンの速度は100°F/hr以下に抑えるよう指示されている。

(イベントツリーの概要)

外部電源喪失に対するイベントツリーで、非常用ディーゼル発電機が作動に成功するケースではドミナントシーケンスが存在しないため、以下では、非常用ディーゼル発電機が作動失敗し全交流電源喪失となるケースについてのみ記述する。

図4.1に全交流電源喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ SBO -- U1 (T1): 1号機における全交流電源喪失事象の発生
- ・ SG-SV Recl. (SG): 蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)の再閉失敗
- ・ RVs Close (Q): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ AFW (L): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ NRAC 1hr (1H): 事象発生後1時間以内での交流電源の復旧失敗
- ・ ACP DGN U2 (DG): 2号機非常用ディーゼル発電機(DG)からの交流電源供給失敗
- ・ Oper. Dprez (OD): 運転員による原子炉減圧操作失敗

- ・ DCP -- U2 (DC) : 2号機からの直流電源供給失敗
- ・ RCP Seal LOCA (SL) : 一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生
- ・ NRAC-Seal LOCA (NSL) : 炉心露出前の所外電源の復旧失敗によるHPI不作動
- ・ NRAC 7hr (7H) : 事象発生後7時間以内での所外電源の復旧失敗

なお、電源の復旧については、利用可能な系統の種類や一次系圧力バウンダリの健全性によって時間的な余裕が異なるため、復旧確率の評価においてそのタイミングを考慮している。例えば、AFWが作動するシーケンスに対しては7時間以内に復旧すれば炉心損傷を回避できるとしているのに対し、AFWが不作動のシーケンスに対しては1時間以内の復旧を必要としている。

図4.1の全交流電源喪失に対するイベントツリーでは、37個のシーケンスが定義されているが、そのうちの22個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。

(ドミナントシーケンス)

図4.1のイベントツリーで同定された15個の炉心損傷事故シーケンスは、4.1節の表4.2においては次の4種のグループに分類されている。

- (1) SBO-L
- (2) SBO-SLOCA
- (3) SBO-Q
- (4) SBO-BATT

以下では、各グループの個々の事故シーケンスについて記述する。なお、イベントツリーで定義された個々の事故シーケンスについては、発生頻度として点推定値のみが記載されている。

(1) SBO-L : 9.64×10^{-6} (平均値)、 7.4×10^{-6} (点推定値)

外部電源喪失後、非常用ディーゼル発電機(DG)2基が作動失敗し全交流電源喪失となり、さらに、補助給水系(AFW)が作動失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図4.1のイベントツリーで定義された以下の2つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1-L-1H (Sequence T1-18) : 7.1×10^{-6}

全交流電源喪失事象の発生後、AFWが作動に失敗し、1時間以内に電源の復旧に失敗するため、炉心からの熱除去ができなくなり炉心溶融に至る。この間、PORV及び蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)は正常に動作する。

② T1-SG-L-1H (Sequence T1-33) : 3.5×10^{-7}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着する。

(2) SBO-SLOCA : 4.32×10^{-6} (平均値)、 3.0×10^{-6} (点推定値)

外部電源喪失後、DG2基が作動失敗し全交流電源喪失となる。AFWは作動するものの、一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAが起こり、電源の復旧にも失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図4.1のイベントツリーで定義された以下の6つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1-1H-DG-SLNSL (Sequence T1-5): 2.4×10^{-6}

全交流電源喪失事象の発生後、1時間以内の電源復旧に失敗するものの、2号機からのDC電源の接続に成功するためAFWは作動し、運転員による原子炉減圧操作(原子炉のクールダウン)に成功する。しかし、RCPシールの破損が起こりLOCAとなり、その後も交流電源の復旧に失敗するため長期にわたって所内交流電源が全て喪失した状態が続き、その結果、一次冷却材インベントリが減少し炉心溶融に至る。この間、PORV及びSG-SRVは正常に動作する。

② T1-1H-DG-DC-SLNSL (Sequence T1-9): 4.5×10^{-7}

上記①と類似であり、全交流電源喪失が続きその間にRCPシールLOCAが発生するが、このシーケンスでは、2号機からのDC電源接続に失敗するため、4時間でバッテリーが枯渇しAFWの制御不能となり、上記①の場合より早い時期に蒸気発生器での熱除去ができなくなる。

③ T1-1H-DG-OD-SLNSL (Sequence T1-12): 5.9×10^{-8}

上記①と類似であるが、運転員による原子炉減圧操作(原子炉のクールダウン)に失敗してRCPシールの破損が起こりLOCAとなる。

④ T1-1H-DG-OD-DC-SLNSL (Sequence T1-16): 8.1×10^{-9}

上記①と類似であるが、2号機からのDC電源接続に失敗するため、4時間でバッテリーが枯渇しAFWの制御不能となり、上記①の場合より早い時期に蒸気発生器での熱除去ができなくなる。さらに、運転員による原子炉減圧操作(原子炉のクールダウン)にも失敗してRCPシールの破損が起こりLOCAとなる。

⑤ T1-SG-1H-DG-SLNSL (Sequence T1-27): 1.3×10^{-7}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着する点のみ異なる。SG-SRVの開固着により二次系が減圧し原子炉はクールダウンされるが、RCPシールの破損が起こりLOCAとなる。

⑥ T1-SG-1H-DG-DC-SLNSL (Sequence T1-31): 1.3×10^{-8}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着し、さらに、2号機からのDC電源の接続に失敗するため4時間でバッテリーが枯渇しAFWの制御不能となりかなり早い時期に蒸気発生器での熱除去ができなくなる。SG-SRVの開固着により二次系が減圧し原子炉はクールダウンされるが、RCPシールの破損が起こりLOCAとなる。

(3) SB0-Q: 3.87×10^{-7} (平均値)、 3.1×10^{-7} (点推定値)

外部電源喪失後、DG2基が作動失敗し全交流電源喪失となり、その後、PORVが開固着し1時間以内に電源の復旧に失敗して炉心溶融に至る。このシーケンスは、図4.1のイベントツリーで定義された以下の4つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1-Q-1H (Sequence T1-20): 2.5×10^{-7}

全交流電源喪失事象の発生後、初期にはAFWが作動するものの、PORVが開固着し、一次系の冷却材インベントリが減少する。1時間以内に電源の復旧に失敗するため炉心溶融に至る。AFWはバッテリーが枯渇するまでの4時間は作動するが、電源の復旧失敗によりその後は利用不能となる。なお、SG-SRVは正常に動作する。

② T1-Q-L-1H (Sequence T1-22): 4.4×10^{-8}

上記①と類似であるが、AFWが作動失敗する。

③ T1-SG-Q-1H (Sequence T1-35): 1.3×10^{-8}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着する点のみ異なる。

④ T1-SG-Q-L-1H (Sequence T1-37): 1.8×10^{-9}

上記①と類似であるが、AFWが作動失敗し、SG-SRVが開固着する。

(4) SBO-BATT: 3.08×10^{-7} (平均値)、 2.2×10^{-7} (点推定値)

外部電源喪失後、DG2基が作動失敗し全交流電源喪失となる。初期にAFWは作動するものの、2号機DGの接続、2号機DC電源の接続、電源の復旧に全て失敗するため、4時間でバッテリーが枯渇しAFWが制御不能となり炉心溶融に至る。このシーケンスは、図4.1のイベントツリーで定義された以下の3つの事故シーケンスをまとめて表現したものである。

① T1-1H-DG-DC-7H (Sequence T1-7): 2.2×10^{-7}

全交流電源喪失事象の発生後、AFWは作動するものの、1時間以内の電源復旧、2号機DGからの交流電源供給、2号機からの直流電源供給に全て失敗するため、4時間でバッテリーが枯渇しAFWの制御不能となり、蒸気発生器での熱除去ができなくなる。さらに、7時間以内に電源の復旧に失敗するため長期にわたって所内電源が全て喪失した状態が続き炉心溶融に至る。この間、運転員による原子炉減圧操作に成功し原子炉がクールダウンされるためRCPシールの健全性は維持される。また、PORV及びSG-SRVは正常に動作する。

② T1-1H-DG-OD-DC-7H (Sequence T1-14): 4.3×10^{-9}

上記①と類似であるが、運転員による原子炉減圧操作に失敗する点が異なる。但し、RCPシールの健全性は維持される。

③ T1-SG-1H-DG-DC-7H (Sequence T1-29): 1.1×10^{-8}

上記①と類似であるが、SG-SRVが開固着となり二次系の減圧が起こる。このため原子炉がクールダウンされRCPシールの健全性は維持される。

4.2.2 主給水喪失事象起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

主給水流量が喪失すると、蒸気発生器の水位低により、原子炉スクラム及び補助給水系(AFW)の自動起動が要求される。また、一次系の健全性を維持するために、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作や一次冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却が必要となる。崩壊熱の除去は、基本的にはAFWによって行われるが、AFWが機能喪失した場合には、高圧注入系(HPI)とPORVによる一次系のフィードアンドブリード運転によって行う。

(イベントツリーの概要)

図4.2に主給水喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

・ Loss of MFW (T2): 主給水喪失事象の発生

- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ RVs Close (Q1): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ AFW 2/4 SGs (L1): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ Seal Injct Flow (D3): 充填系(高圧注入ポンプ)による一次冷却材ポンプ(RCP)シール水供給失敗
- ・ CCW Thrml. Barr. (W): 補機冷却系(CCW)による一次冷却材ポンプ(RCP)シール冷却失敗
- ・ HPI (D1): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ PORVs Open (P1): 加圧器逃し弁(PORV)の開失敗によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ LPI/R (H3): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図4.2に示す主給水喪失のイベントツリーでは、10個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの4個が炉心損傷に至る事故シーケンスである。このうち、4.1節の表4.2には、事故シーケンス1つのみ記載されている。

(ドミナントシーケンス)

T2-L1-P1 (Sequence T2-7): 1.93×10^{-6} (平均値)、 1.6×10^{-6} (点推定値)

主給水喪失事象の発生後、原子炉はスクラムするが、AFWが作動失敗する。充填系による高圧注入(HPI)は成功するが、運転員のエラー等によりPORVが開失敗するため、一次系のフィードアンドブリード運転を行うことができず炉心からの熱除去ができなくなり炉心溶融に至る。

4.2.3 DC電源喪失(DC母線I、IIの喪失)事象起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

DC電源喪失により主蒸気隔離弁が閉止し、また、計装系の誤信号が発生することによって、タービン及び原子炉がトリップする。さらに、タービン動補助給水ポンプが起動する。一次系の健全性を維持するために、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作や一次冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却が必要となる。崩壊熱の除去は、基本的には補助給水系(AFW)によって行われるが、AFWが機能喪失した場合には、一次系のフィードアンドブリード運転による炉心冷却を行う必要がある。

(イベントツリーの概要)

図4.3にDC電源喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Loss of DC Bus (TDC): DC電源喪失事象の発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ RVs Close (Q1): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ AFW 2/4 SGs (L1): 補助給水系(AFW)の機能喪失

- ・ Seal Injct Flow (D3): 充填系(高圧注入ポンプ)による一次冷却材ポンプ(RCP)シール水供給失敗
- ・ CCW Thrml. Barr. (W): 補機冷却系(CCW)による一次冷却材ポンプ(RCP)シール冷却失敗
- ・ HPI (D1): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ PORVs Open (P1): 加圧器逃し弁(PORV)の開失敗によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ LPI/R (H3): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図4.3に示すDC電源喪失のイベントツリーでは、主給水喪失事象の場合と同様、10個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの4個が炉心損傷に至る事故シーケンスである。このうち、4.1節の表4.2には、事故シーケンス1つのみ記載されている。

TDC1-L1-P1, TDC2-L1-P1 (Sequence TDC-7):

3.38×10^{-7} (平均値)、 3.5×10^{-7} (点推定値)

DC電源喪失により原子炉はスクラムするが、AFWが起動失敗し、さらに、充填系による高圧注入(HPI)は成功するものの、運転員のエラー等によりPORVが開失敗するため、フィードアンドブリード運転が行えず炉心溶融に至る。

4.2.4 蒸気発生器細管破断起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

蒸気発生器細管破断(SGTR)が起こった場合には、加圧器水位低により原子炉がトリップ、高圧注入系(HPI)及び補助給水系(AFW)が起動する。運転員は、破断側蒸気発生器の隔離操作と、蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)の設定圧力以下に一次系圧力を低下させる操作が要求される。この操作では、健全側蒸気発生器による一次系のクールダウン及び加圧器スプレーあるいは加圧器逃し弁(PORV)による原子炉減圧が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図4.4にSGTRに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ SGTR (TSG): 蒸気発生器細管破断(SGTR)の発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ HPI (D1): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による冷却材注入(HPI)失敗
- ・ AFW (L): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ Oper. Dprez RCS (OD): 運転員による原子炉減圧操作失敗
- ・ RVs Close (Q1): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ Stm. Gen. Integ. (QS): 蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)の再閉失敗
- ・ LPI/R (H3): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗

- ・ HPR (H2): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図4.4に示すSGTRのイベントツリーでは、18個の事故シーケンスが定義されており、そのうちの6個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。12個の炉心損傷事故シーケンスのうち、4.1節の表4.2には、以下の3つの事故シーケンスが記載されている。

(ドミナントシーケンス)

- (1) TSG-OD-QS (Sequence TSG-7): 1.30×10^{-6} (平均値)、 1.6×10^{-6} (点推定値)
SGTR発生後、原子炉はトリップし、HPI及びAFWは作動するが、一次系の減圧操作に失敗し、さらに、SG-SRVが開固着する。その結果、一次冷却材が破断口を通して格納容器外部に流出するため冷却材インベントリが減少する。従って、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)枯渇後はHPIの再循環が行えず炉心溶融に至る。なお、PORVは正常に動作する。
- (2) TSG-L (Sequence TSG-12): 4.14×10^{-7} (平均値)、 4.2×10^{-7} (点推定値)
SGTR発生後、原子炉はトリップし、HPIは作動するが、AFWが作動失敗するため、一次系のクールダウンができず一次冷却材の流出を止めることができなくなる。従って、RWST枯渇後はHPIの再循環が行えず炉心溶融に至る。一次系のフィードアンドブリード運転では、一次系圧力を保持することが必要であるが、SGTR時には一次系圧力を二次系圧力以下に抑え一次冷却材の流出を止める必要があるため、SGTRの事象緩和策としては適切でないと判断されている。
- (3) TSG-K (Sequence T7-18): 3.01×10^{-7} (平均値)、 2.0×10^{-7} (点推定値)
SGTR発生後、原子炉トリップに失敗し炉心溶融に至る。

4.2.5 大破断LOCA (破断口径: 6~29インチ) 起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

大破断LOCA時には、冷却材インベントリ保持のために蓄圧器及び低圧注入系(LPI)による冷却材の注入が必要となる。長期冷却としては、低圧系による再循環(LPR)が要求される。なお、再循環への切替は手動操作で行われる。

(イベントツリーの概要)

図4.5に大破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Large LOCA (A): 大破断LOCAの発生
- ・ LPI (D6): 低圧注入系(LPI)による冷却材注入失敗
- ・ ACC (D5): 蓄圧器の作動失敗
- ・ LPR (H1): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗

図4.5に示す大破断LOCAのイベントツリーでは、4個の事故シーケンスが定義されており、そのうち3つは炉心損傷に至るシーケンスである。これら3つのシーケンスとも3.1節の表3.2に記載されている。

(ドミナントシーケンス)

- (1) A-H1 (Sequence A-2): 9.98×10^{-7} (平均値)、 6.2×10^{-7} (点推定値)
大破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のための蓄圧器及びLPIの作動には成功するものの、LPIの再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。
- (2) A-D5 (Sequence A-3): 1.29×10^{-6} (平均値)、 1.3×10^{-6} (点推定値)
大破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のための蓄圧器が作動に失敗し早期に炉心溶融に至る。
- (3) A-D6 (Sequence A-4): 3.41×10^{-7} (平均値)、 3.1×10^{-7} (点推定値)
大破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のための蓄圧器は作動するものの、LPIが作動失敗し炉心溶融に至る。

4.2.6 中破断LOCA (破断口径: 2~6インチ) 起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

中破断LOCA時の初期には、高圧注入系(HPI)の作動が要求される。さらに、長期冷却として高圧系及び低圧系(LPI)による再循環が必要となる。なお、HPIポンプの吸込はLPIポンプの吐出側に接続されているため、高圧系による再循環(HPR)では、LPIで格納容器サンプから揚水し、さらに、HPIポンプで昇圧して一次系内に注入するよう設計されている。また、再循環モードへの切替は手動にて行われ、熱水力計算によれば再循環モードへの切替の時間的余裕は20分程度であるとされている。

(イベントツリーの概要)

図4.6に中破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Med. LOCA (S1): 中破断LOCAの発生
- ・ HPI (D2): 高圧注入系(HPI)による冷却材注入失敗
- ・ LPI/R (H4): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2): 高圧注入系(HPI)による再循環モード失敗

図4.6に示す中破断LOCAのイベントツリーでは、4個の事故シーケンスが定義されており、3つは炉心損傷に至るシーケンスである。4.1節の表4.2には、このうち以下の2つのシーケンスが記載されている。

(ドミナントシーケンス)

- (1) S1-H2 (Sequence S1-2): 4.88×10^{-6} (平均値)、 5.2×10^{-6} (点推定値)
中破断LOCA後、HPI及びLPIの作動には成功するものの、HPIの再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。
- (2) S1-H4 (Sequence S1-3): 1.90×10^{-6} (平均値)、 1.2×10^{-6} (点推定値)
中破断LOCA後、HPIの作動には成功するものの、LPIによる再循環(HPIの再循環をサポートするためこの機能が失われるとHPIによる再循環冷却ができなくなる)に失敗し炉心溶融に至る。

4.2.7 小破断LOCA起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

小破断LOCA時には、冷却材インベントリ保持のために高圧注入系(HPI)による冷却材の注入が必要となるが、口径が小さいため原子炉は十分に減圧されず十分な炉心冷却が行えない。そのため、補助給水系(AFW)を用いた二次系の冷却あるいは一次系のフィードアンドブリード運転が要求される。また、長期冷却としては、中破断LOCA時と同様、高圧系(HPI)及び低圧系(LPI)による再循環が必要となる。なお、格納容器スプレー系が作動した場合には、20～30分で燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)が枯渇し手動による再循環への切替が要求される。

(イベントツリーの概要)

図4.7に小破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Small LOCA (S2): 小破断LOCAの発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ HPI (D1): 高圧注入系(HPI)による冷却材注入失敗
- ・ AFW 2/4 SGs (L1): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ PORVs Open (P1): 加圧器逃し弁(PORV)に開失敗によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ LPI/R (H3): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2): 高圧注入系(HPI)による再循環モード失敗

図4.7に示す小破断LOCAのイベントツリーでは、9個の事故シーケンスが定義されており、そのうち6つは炉心損傷に至るシーケンスである。4.1節の表4.2には、炉心損傷事故シーケンス1つのみ記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系の不作動により再循環への切替時間が長くなることによる効果(時間的余裕が大きくなることで、運転員による原子炉の減圧及びクールダウンを行うことができ低圧系のみによる再循環で事象が終息する場合)を考慮しているため、小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは14個定義されており、そのうち、9個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A2.9参照)。

(ドミナントシーケンス)

- (1) S2-H2 (Sequence S2-2): 4.50×10^{-6} (平均値)、 5.2×10^{-6} (点推定値)

小破断LOCA後、原子炉がトリップしHPI及びAFWの作動には成功するものの、LPIの再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。

- (2) S2-H3 (Sequence S2-3): 1.72×10^{-6} (平均値)、 1.5×10^{-6} (点推定値)

小破断LOCA後、原子炉がトリップし、HPI及びAFWの作動に成功し、さらに、LPIによる再循環にも成功するものの、HPIの再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。

4.2.8 極小破断LOCA起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

極小破断LOCA時には、冷却材インベントリ保持のために高圧注入系(HPI)による冷却材の注入が必要となるが、口径が小さいため原子炉は十分に減圧されず十分な炉心冷却が行えない。そのため、補助給水系(AFW)を用いた二次系の冷却あるいは一次系のフィードアンドブリード運転が要求される。また、長期冷却としては、HPI及び低圧系(LPI)による再循環、減圧操作及びLPIによる再循環、あるいは、減圧操作及び余熱除去系(RHR)による冷却のいずれかが必要となる。低圧再循環の可能な範囲への原子炉減圧操作は30分以内に行うことを期待されている。但し、HPIによる注入は60分継続することが要求されている。破断口径によっては格納容器圧力を抑制するために格納容器スプレー系が作動するため、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)の枯渇が早くなり、HPIによる冷却材注入の継続時間が短くなると共に再循環モードへの切替のタイミングが早くなるため、運転員は格納容器スプレー系の作動を制御することが必要となる。

(イベントツリーの概要)

図4.8に極小破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Very Small LOCA (S3): 極小破断LOCAの発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ HPI (D1): 高圧注入系(HPI)による冷却材注入失敗
- ・ AFW 2/4 SGs (L1): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ PORVs Open (P1): 加圧器逃し弁(PORV)の開失敗によるフィードアンドブリード運転失敗
- ・ Oper. Cntrlr. Spray (OC): 運転員による格納容器スプレー系の制御失敗
- ・ Oper. Dprez RCS (OD): 運転員による原子炉減圧操作失敗
- ・ RHR (W1): 余熱除去系(RHR)の不作動
- ・ LPI/R (H3): 低圧注入系(LPI)による再循環モード失敗
- ・ HPR (H2): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による再循環モード失敗

図4.8に示す極小破断LOCAのイベントツリーでは、15個の事故シーケンスが定義されており、そのうち9個が炉心損傷に至るシーケンスである。4.1節の表4.2には、以下の3つの炉心損傷事故シーケンスが記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系の不作動により再循環への切替時間が長くなることによる効果(時間的余裕が大きくなることで、運転員による原子炉の減圧及びクールダウンを行うことができ低圧系のみによる再循環で事象が終息する場合)を考慮しているため、極小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは21個定義されており、そのうち、12個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A2.10参照)。

(ドミナントシーケンス)

- (1) S3-W1-H3 (Sequence S3-3): 6.34×10^{-7} (平均値)、 5.3×10^{-7} (点推定値)

極小破断LOCA後、原子炉がスクラムし、HPIによる冷却材インベントリ保持、AFWによる二次系冷却、格納容器スプレー系の作動制御、運転員による原子炉減圧は全て成功するが、RHR及びLPI再循環に失敗するため崩壊熱除去が行えず炉心溶融に至る。

- (2) S3-OC-H2 (Sequence S3-8): 1.43×10^{-5} (平均値)、 1.5×10^{-5} (点推定値)

極小破断LOCA後、原子炉がスクラムし、冷却材インベントリ保持のためのHPIが作動し、AFWによる二次系冷却も成功するが、格納容器スプレー系の作動を制御できず早期に再循環モードへの切替が要求される。LPIは再循環モードに切り替わるが、HPIが再循環モードに失敗するため炉心溶融に至る。

- (3) S3-OC-H3 (Sequence S3-9): 5.02×10^{-6} (平均値)、 4.6×10^{-6} (点推定値)

極小破断LOCA後、原子炉がスクラムし、冷却材インベントリ保持のためのHPIが作動し、AFWによる二次系冷却も成功するが、格納容器スプレー系の作動を制御できず早期に再循環モードへの切替が要求される。しかし、LPIが再循環モードに失敗するため炉心溶融に至る。

4.2.9 ATWS起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

ATWS発生後、運転員による原子炉手動トリップあるいは充填ポンプによる緊急ほう酸注入に成功すれば、炉心を未臨界状態に移行することができる。しかし、充填ポンプによる緊急ほう酸注入を行うにあたっては、原子炉圧力を充填ポンプの吐出圧以下に保つ必要があり、原子炉圧力逃し系の正常動作、補助給水系(AFW)の作動が要求される。また、過冷却による反応度投入を防ぐためのタービントリップや、減速材温度係数が適切な値にあることが条件となる。

(イベントツリーの概要)

図4.9にATWSに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ ATWS (TK): A T W S の発生
- ・ MRT (R): 手動による原子炉トリップ失敗
- ・ PWR Level (PL): 原子炉出力が定格出力の25%未満であるか否か
- ・ MTC Low (Z1): 極めて小さい値の減速材温度係数の存在 (-20pcm未満)
- ・ MTC Unf. (Z): 不適切な値の減速材温度係数の存在 (-7pcm以上)
- ・ TBT (T): A T W S 後のタービントリップ
- ・ PRV-PORV Open (P2): 原子炉圧力逃し系の故障
- ・ AFW (L2): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ RVC-PORV Recls. (Q2): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ HPI (D4): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による緊急ほう酸注入失敗

図4.9に示すATWSのイベントツリーでは、20個の事故シーケンスが定義されており、

そのうち13個は炉心損傷に至るシーケンスであるが、4.1節の表4.2には、以下の2つの炉心損傷事故シーケンスが記載されている。

(ドミナントシーケンス)

- (1) TK-R-Z (Sequence TK-9): 1.40×10^{-6} (平均値)、 1.4×10^{-6} (点推定値)
ATWS発生後、原子炉の手動トリップにも失敗し、さらに、減速材温度係数が不適切な値となるため炉心溶融に至る。
- (2) TK-R-D4 (Sequence TK-3): 2.39×10^{-7} (平均値)、 2.5×10^{-7} (点推定値)
ATWS発生後、原子炉の手動トリップにも失敗し、さらに、充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による緊急ほう酸注入に失敗するため炉心溶融に至る。

SBO	SG-SV Recl.	RVs Close	AFW (TDP)	NRAC 1 hr	ACP DCN U2	Oper. Deprz -OD3=	DCP -- U2	RCP Seal LOCA	NRAC- Seal LOCA	NRAC- 7 hr
T1	-SG	-Q	-L	-H	-DG	-OD	-DC	-SL	NSL	-7H

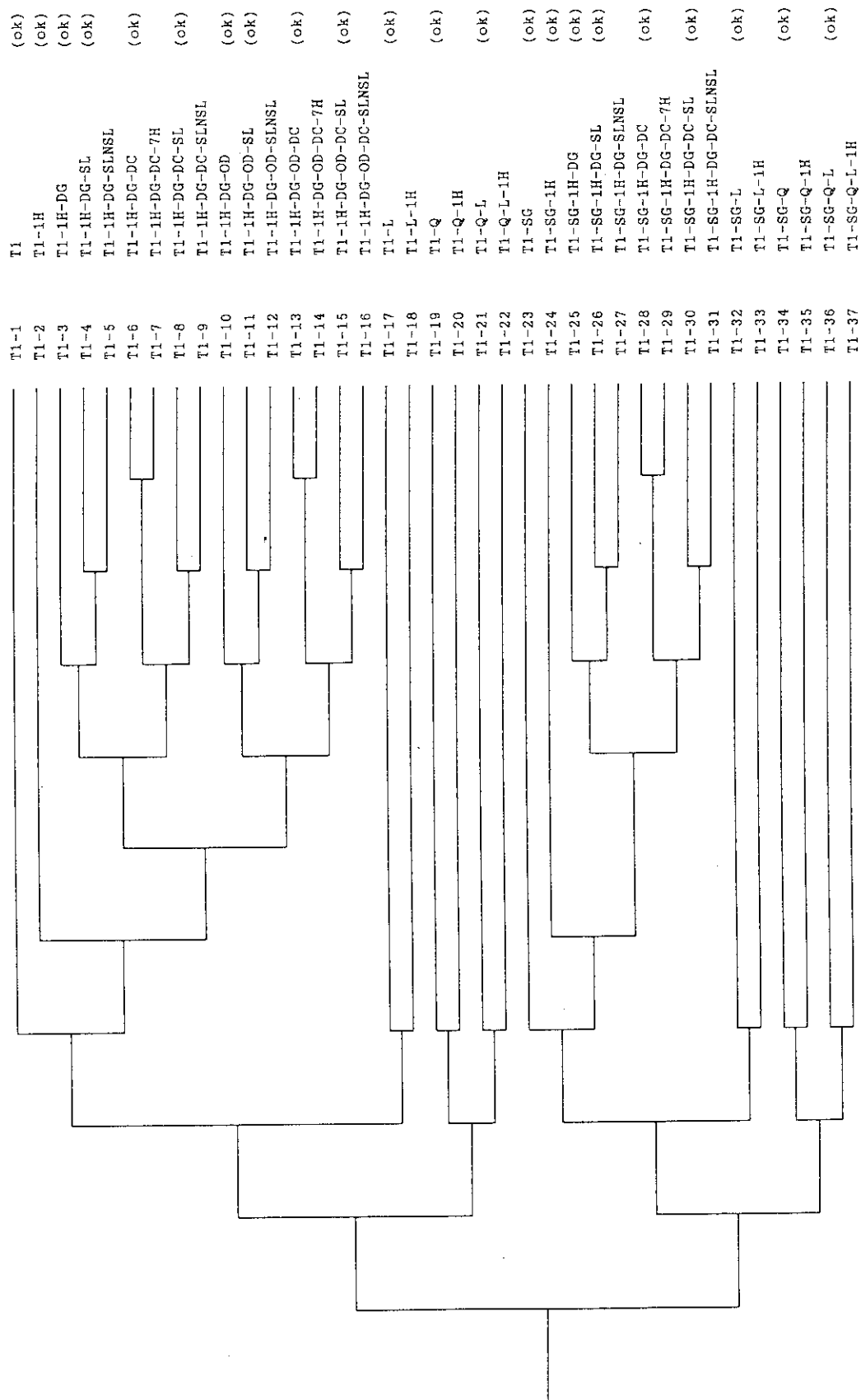


図4.1 Sequoyah-1の全交流電源喪失に対するイベントツリー

Sequoyah Loss of MFW

Loss of MFW	RPS	RVs Close	AFW 2/4 SGs	Seal Injct Flow	CCW Thrm. Barr.	HPI	PORVs Open	LPI/R	HPR
T2	-K	-Q1	-L1	-D3	-W	-D1	-P1	-H3	-H2

T2-1 (ok)
 T2-2 (ok)
 T2-3 (LOCA)
 T2-D3-W (ok)
 T2-L1 (ok)
 T2-L1-H2
 T2-L1-H3
 T2-L1-P1
 T2-L1-D1
 T2-Q1 (LOCA)
 T2-K (ATWS)
 T2-10

図 4.2 Sequoyah-1 の主給水喪失に対するイベントツリー

Sequoyah Loss of DC Bus

Loss of DC Bus	RPS	RVs Close	AFW 2/4 SGs	Seal Injct Flow	CCW Thrm. Barr.	HPI	PORVs Open	LPI/R	HPR
TDC	-K	-Q1	-L1	-D3	-W	-D1	-P1	-H3	-H2

TDC-1 (ok)
 TDC-2 (ok)
 TDC-3 (LOCA)
 TDC-D3-W (ok)
 TDC-L1 (ok)
 TDC-L1-H2
 TDC-L1-H3
 TDC-L1-P1
 TDC-L1-D1
 TDC-Q1 (LOCA)
 TDC-K (ATWS)
 TDC-10

図 4.3 Sequoyah-1 の D C 電源喪失に対するイベントツリー

Sequoyah SGTR

SGTR	RPS	HPI	AFW 2/3 SGs	Oper. Deprz RCS	RVs Close	Stm. Gen. Integ.	LPI/R	HPR
TSG	-K	-D1	-L	-OD	-Q1	-QS	-H3	-H2

TSG-1	TSG	(ok)
TSG-2	TSG-QS	(ok)
TSG-3	TSG-Q1	(ok)
TSG-4	TSG-Q1-H3	
TSG-5	TSG-Q1-QS	
TSG-6	TSG-OD	(ok)
TSG-7	TSG-OD-QS	
TSG-8	TSG-OD-Q1	(ok)
TSG-9	TSG-OD-Q1-H2	
TSG-10	TSG-OD-Q1-H3	
TSG-11	TSG-OD-Q1-QS	
TSG-12	TSG-L	
TSG-13	TSG-D1	(ok)
TSG-14	TSG-D1-QS	
TSG-15	TSG-D1-Q1	
TSG-16	TSG-D1-OD	
TSG-17	TSG-D1-L	
TSG-18	TSG-K	(ATWS)

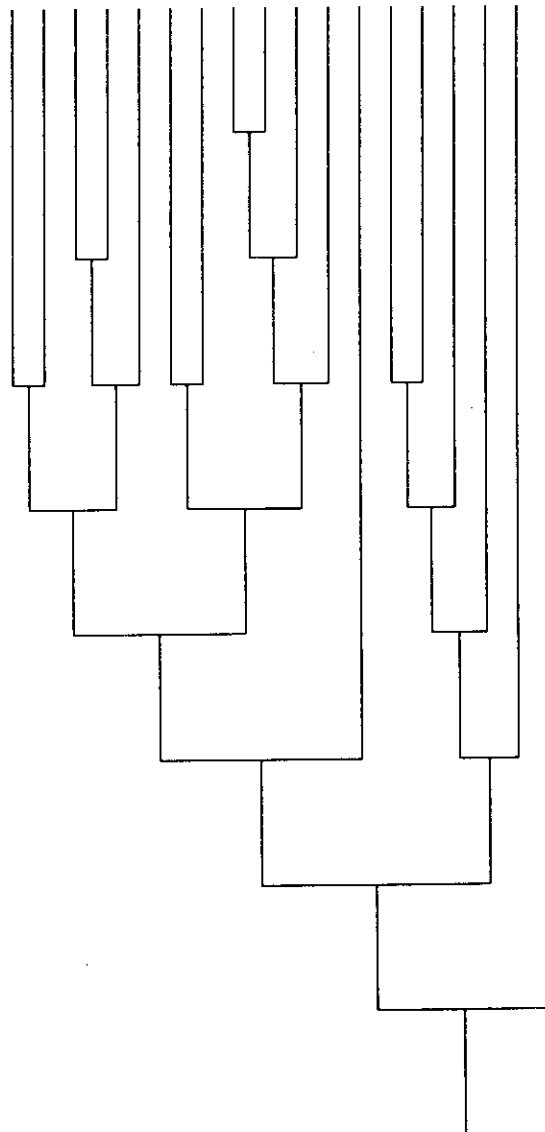


図 4.4 Sequoyah-1 の蒸気発生器細管破断に対するイベントツリー

Sequoyah Large LOCA

Large LOCA	LPI	ACC	LPR
A	-D6	-D5	-H1



図4.5 Sequoyah-1の大破断LOCAに対するイベントツリー

Sequoyah Medium LOCA

Med. LOCA	HPI	LPI/R	HPR
S1	-D2	-H4	-H2

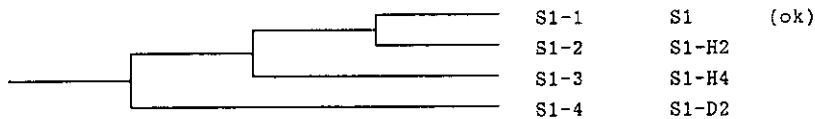


図4.6 Sequoyah-1の中破断LOCAに対するイベントツリー

Sequoyah Small LOCA

Small LOCA	RPS	HPI	AFW 2/4 SGs	PORVs Open	LPI/R	HPR
S2	-K	-D1	-L1	-P1	-H3	-H2

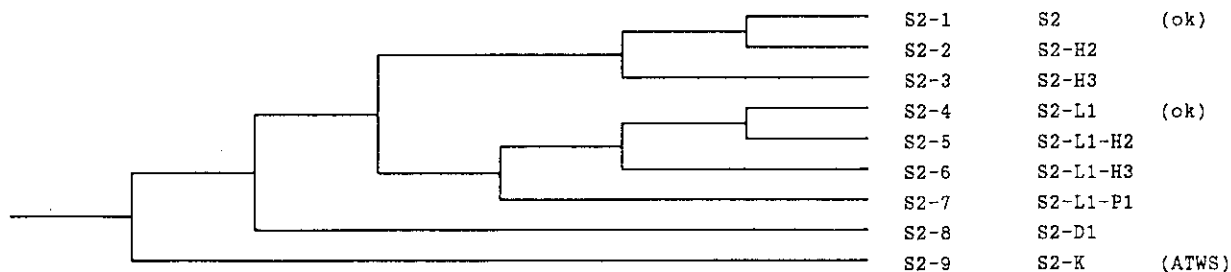


図4.7 Sequoyah-1の小破断LOCAに対するイベントツリー

Sequoyah Very Small LOCA

Very Small LOCA	RPS	HPI	AFW 2/4 SGs	PORVs Open	Oper. Cntrl. Spray	Oper. Deprz RCS	RHR	LPI/R	HPR
S3	-K	-D1	-L1	-P1	-OC	-OD	-W1	-H3	-H2

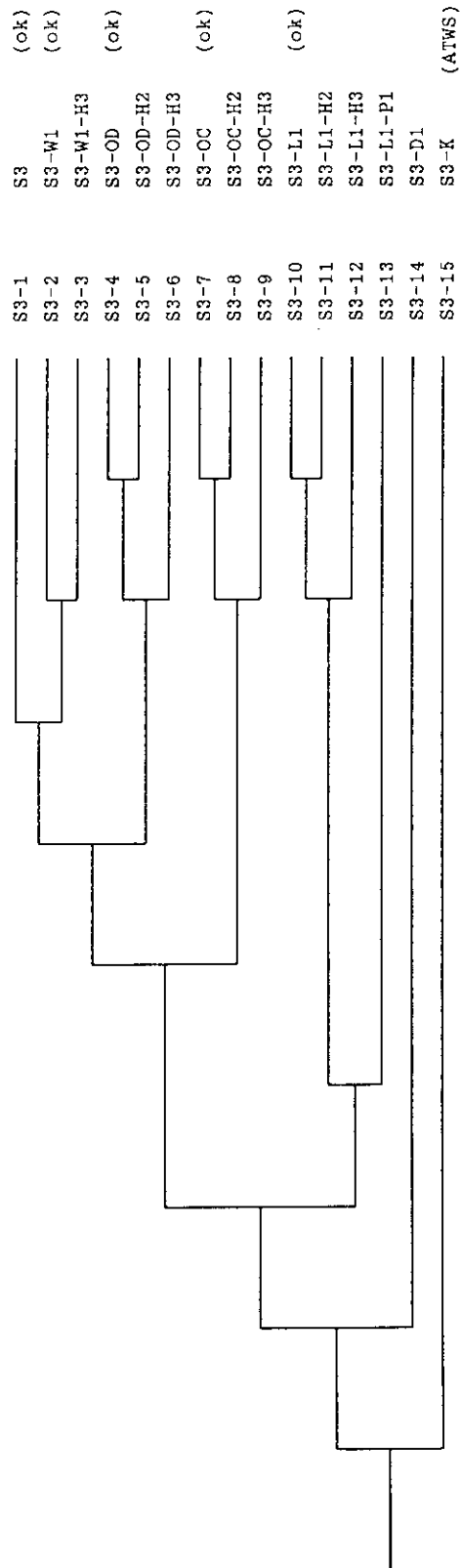


図 4.8 Sequoyah-1 の極小破断 LOCA に対するイベントツリー

Sequoyah ATWS

ATWS	MRT	PWR Level	MTC Low	MTC Unf.	TBT	PRV-PORV Open	AFW	RCV-PORV Recls.	HPI
TK	-R	-PL	-Z1	-Z	-T	-P2	-L2	-Q2	-D4

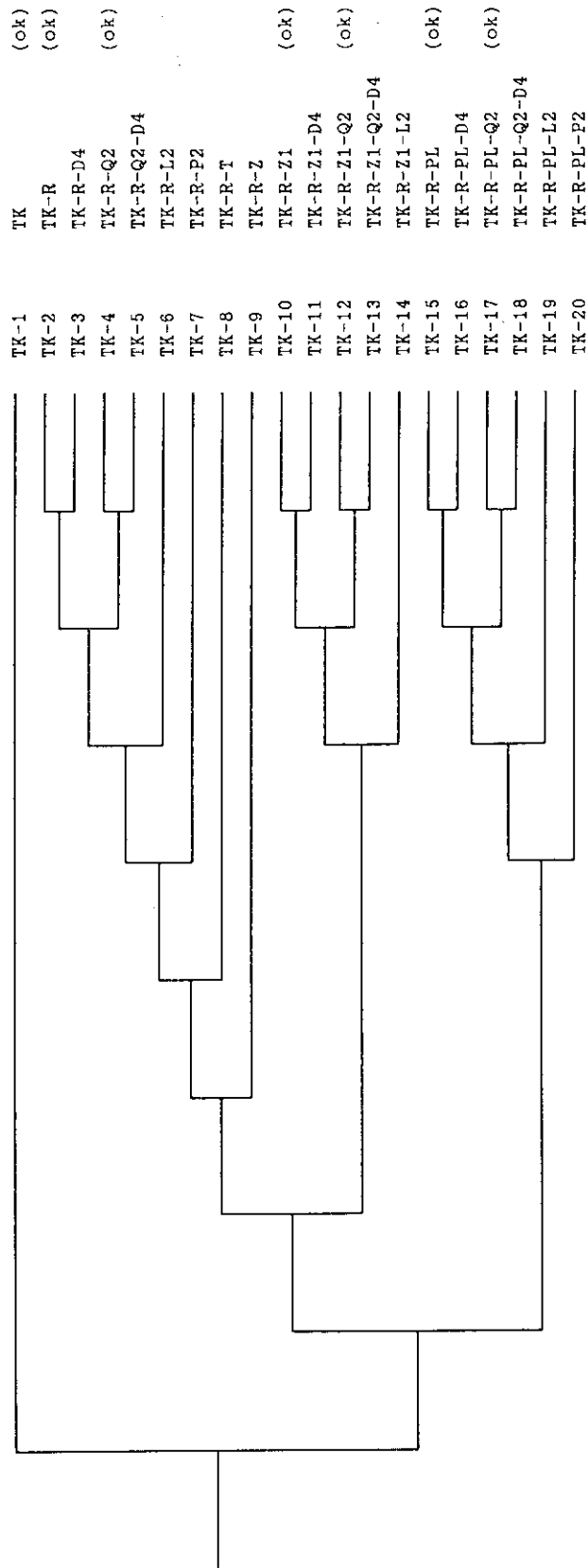


図 4.9 Sequoyah-1 の ATWS に対するイベントツリー

5. Zion 1号機におけるドミナントシーケンス

5.1 炉心損傷事故発生頻度の評価結果

Zion 1号機に対するPSAでは、表5.1に示す14種の起因事象を選定し、このうち、インターフェースLOCAを除く13種の起因事象とATWSに対してイベントツリーを作成し炉心損傷に至る事故シーケンスを同定している。これらイベントツリーにおいて、16000個以上の事故シーケンスが定義され発生頻度評価が行われた。Zion-1 PSAは、Surry-1やSequoyah-1に対するPSAとは異なり、1981年に電力会社が行ったPSA^[6]をベースにして再評価したものであり、大規模なイベントツリーを作成しているため、事故シーケンスの数が膨大な量となっている。

表5.1 Zion PSAにおける起因事象カテゴリ
(NUREG/CR-4550, Vol.7, Table 4.3-1)

記号	起因事象	発生頻度 (/yr)
A	大破断LOCA (≥6インチ口径)	9.4×10^{-4}
S1	中破断LOCA (2~6インチ口径)	9.4×10^{-4}
S2	小破断LOCA (<2インチ口径)	3.5×10^{-2}
T4	蒸気発生器細管破損	1.0×10^{-2}
T5	蒸気管破断	1.9×10^{-3}
T6	主給水喪失	5.8
T7	炉心出力異常	2.3×10^{-2}
T8	タービントリップ	3.7
T9	外部電源喪失	7.8×10^{-2}
T10	所内用水系機能喪失	9.4×10^{-4}
T11	補機冷却系機能喪失	9.4×10^{-4}
T12	安全系の誤起動	6.4×10^{-1}
T13	原子炉トリップ	3.8
V	インターフェースLOCA	1.1×10^{-7}

炉心損傷事故発生頻度の評価結果、発生頻度の点推定値は 2.8×10^{-4} /yrとなっており、 1.0×10^{-7} /yr以上である事故シーケンス38種が識別されている。表5.2に、こ

れら38個の事故シーケンスの概要を示すが、そのうち、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である18個のシーケンス（ドミナントシーケンス）については、その詳細な説明を次節に記述する。

不確かさ解析の結果によれば、炉心損傷事故の発生頻度の平均値は $3.4 \times 10^{-6}/\text{yr}$ と評価されている。また、炉心損傷発生頻度の内訳を起因事象別に整理したものを表5.3に示す。同表から分かるように、炉心損傷事故発生頻度の約65%は所内用水系(SWS)あるいは補機冷却系(CCW)の機能喪失に起因するものである。

なお、表5.4には、Zion-1号機における安全関連系統の設計上の特徴をまとめる。この表に示すように、SWS及びCCWは、一次冷却系ポンプのシール冷却や全てのECCSポンプ(高圧注入系、充填系、低圧注入系、補助給水系)の冷却、DGの冷却に使用されており、これらの系統が機能喪失するとECCSが使用できなくなるため、Zion-1の評価においては、SWSやCCWの機能喪失を起因事象としてイベントツリーを展開している。

表5.2 Zion-1 PSAで識別された炉心損傷事故シーケンス
(NUREG/CR-4550, Vol.7, Table 5.4及びイベントツリーを基に作成)

シーケンス記号	シーケンス番号*	シーケンスの説明	発生頻度 (点推定値)
T10-SL-RE	ET-10 (48)	SWS喪失、シールドLOCA、HPI作動不能	8.9×10^{-5}
T11-SL-RE	ET-11 (51)	CCW喪失、シールドLOCA、HPI作動不能	8.9×10^{-5}
T6-CC-SL-RE	ET-6 (17)	主給水喪失、CCW喪失、シールドLOCA、 (F&B失敗)	1.2×10^{-5}
T6-SW-SL-RE	ET-6 (38)	主給水喪失、SWS喪失、シールドLOCA、 (F&B失敗)	1.2×10^{-5}
S2-R2	ET-3 (2)	小破断LOCA、ECCS再循環失敗	8.0×10^{-6}
T13-CC-SL-RE	ET-13 (17)	原子炉トリップ°、CCW喪失、シールドLOCA、 (F&B失敗)	7.9×10^{-6}
T13-SW-SL-RE	ET-13 (38)	原子炉トリップ°、SWS喪失、シールドLOCA、 (F&B失敗)	7.9×10^{-6}
T8-CC-SL-RE	ET-8 (17)	タービントリップ°、CCW喪失、シールドLOCA、 (F&B失敗)	7.7×10^{-6}
T8-SW-SL-RE	ET-8 (38)	タービントリップ°、SWS喪失、シールドLOCA、 (F&B失敗)	7.7×10^{-6}
S1-R1	ET-2 (2)	中破断LOCA、ECCS再循環失敗	4.9×10^{-6}
A-R1	ET-1 (2)	大破断LOCA、ECCS再循環失敗	4.9×10^{-6}
T9-L1-R3	ET-9 (47)	外部電源喪失、AFW不作動、 ECCS失敗	4.8×10^{-6}
T9-L1-FB	ET-9 (54)	全交流電源喪失、AFW不作動	4.4×10^{-6}
T6-K	ET-6 (217)	主給水喪失、スクラム失敗	3.2×10^{-6}
T8-K	ET-8 (129)	タービントリップ°、スクラム失敗	2.1×10^{-6}
A-LP	ET-1 (9)	大破断LOCA、LPI不作動	1.4×10^{-6}
T12-CC-SL-RE	ET-12 (11)	SI誤起動、CCW喪失、シールドLOCA、 (HPI作動不能)	1.3×10^{-6}
T4-DS	ET-4 (241)	SGTR、原子炉減圧(AFW, F&B)失敗	1.3×10^{-6}

* : オリジナルのイベントツリーにおける事故シーケンス番号

表5.2 Zion-1 PSAで識別された炉心損傷事故シーケンス (つづき)
(NUREG/CR-4550, Vol.7, Table 5.4及びイベントツリーを基に作成)

シーケンス記号	シーケンス番号*	シーケンスの説明	発生頻度 (点推定値)
S1-LP	ET-2 (9)	中破断LOCA、LPI不作動	5.3×10^{-7}
T12-K	ET-12 (205)	SI誤起動、スクラム失敗	3.6×10^{-7}
T9-SW-SL-R3	ET-9 (30)	LOSP、SWS喪失、シールドLOCA、 ECCS再循環失敗	2.4×10^{-7}
T9-SW-SL-FB	ET-9 (34)	SBO、SWS喪失、シールドLOCA	2.2×10^{-7}
T6-TT-R3	ET-6 (130)	主給水喪失、AFW作動不能、 ECCS再循環失敗	2.0×10^{-7}
T9-CC-SL-RE	ET-9 (20)	LOSP (母線148のみ利用可能)、 CCW喪失、シールドLOCA、(HPI作動不能)	1.8×10^{-7}
T9-CC-SL-RE	ET-9 (20)	LOSP (母線149のみ利用可能)、 CCW喪失、シールドLOCA、(HPI作動不能)	1.7×10^{-7}
T13-TT-FB	ET-13 (137)	原子炉トリップ°、AFW作動不能、 F&B失敗	1.6×10^{-7}
T9-CC-SL-FB	ET-9 (16)	SBO、CCW喪失、シールドLOCA、F&B失敗	1.4×10^{-7}
T10-SL-RE	ET-10 (49)	SWS喪失、シールドLOCA、(HPI作動不能)	1.4×10^{-7}
T11-SL-RE	ET-11 (52)	CCW喪失、シールドLOCA、(HPI作動不能)	1.4×10^{-7}
T13-TT-R3	ET-13 (130)	原子炉トリップ°、AFW作動不能、 ECCS再循環失敗	1.3×10^{-7}
T6-L1-R3	ET-6 (47)	主給水喪失、AFW不作動、 ECCS再循環失敗	1.3×10^{-7}
T11-SL-R3	ET-11 (24)	CCW喪失、シールドLOCA、ECCS再循環失敗	1.1×10^{-7}
T10-SL-R3	ET-10 (21)	SWS喪失、シールドLOCA、ECCS再循環失敗	1.1×10^{-7}
T6-L1-FB	ET-6 (54)	主給水喪失、AFW不作動、F&B失敗	1.1×10^{-7}
V		インターフェースLOCA	1.1×10^{-7}
T13-L1-FB	ET-13 (54)	原子炉トリップ°、AFW不作動、F&B失敗	1.0×10^{-7}
S2-SW-RE	ET-3 (49)	小破断LOCA、SWS喪失、 (ECCS再循環不能)	1.0×10^{-7}
S2-CC-RE	ET-3 (29)	小破断LOCA、CCW喪失、 (ECCS再循環不能)	1.0×10^{-7}
以上の合計			2.78×10^{-4}
炉心損傷事故発生頻度			2.78×10^{-4}

* : オリジナルのイベントツリーにおける事故シーケンス番号

表5.3 起因事象別炉心損傷事故発生頻度への寄与度
(NUREG/CR-4550, Vol.7, Figure 5-2)

起因事象	炉心損傷事故発生頻度への寄与度
所内用水系の機能喪失	32.9%
補機冷却系の機能喪失	32.9%
主給水喪失	10.4%
タービントリップ	6.6%
原子炉トリップ	6.0%
その他	11.2%

表5.4 安全関連システムの設計上の特徴

冷却材注入設備	高圧注入／再循環系(HPI/HPR)：2系列 (充填ポンプ2基、SIポンプ2基) 低圧注入／再循環系(LPI/LPR)：2系列 (RHRポンプ2基) 余熱除去系(RHR)兼用，170psig以下で作動 蓄圧器(ACC)：4基
熱除去設備	給復水系(PCS)：主給水ポンプ、復水ポンプ、復水フーasterポンプ 補助給水系(AFW)：3系列 (電動ポンプ2基、タービン動ポンプ1基) 余熱除去系(RHR)：2系列 (ポンプ2基)、LPI/LPR兼用
格納容器 冷却設備	格納容器スプレー系／スプレー再循環(CSS/CSR)：3系列 (電動ポンプ2基、ディーゼル動ポンプ1基) 格納容器圧力23psigで自動起動 格納容器ファンクーラ(CFCS)：ファン5基 (非常時には3基使用)
サポート系	ディーゼル発電機(DG)：1号機専用2基、1,2号機共用1基 補機冷却系(CCW)：ポンプ5基、熱交換器3基、1,2号機共用 安全系(RHR, HPI, 充填, CSS)ポンプシール冷却 RHR熱交換器冷却、RCPシール冷却 所内用水系(SWS)：ポンプ6基、熱交換器4基、1,2号機共用 安全系(RHR, HPI, 充填, CSS)ポンプ潤滑油冷却 CCW熱交換器冷却、格納容器ファンクーラ冷却 DG冷却、AFWポンプ冷却

5.2 ドミナントシーケンス

本節では、表5.2に示した38種の炉心損傷事故シーケンスのうち、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である18個の事故シーケンス（ドミナントシーケンス）を、イベントツリーに沿って説明する。

5.2.1 外部電源喪失起因の事故シーケンス

（プラント機器・設備の応答）

外部電源喪失により、タービントリップ、原子炉スクラム、非常用ディーゼル発電機(DG)及び補助給水系(AFW)の自動起動が要求される。また、一次系の健全性を維持するために、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作や一次冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却が必要となる。崩壊熱の除去は、基本的にはAFWによって行われるが、AFWが機能喪失した場合には、高圧注入系(HPI)とPORVによる一次系のフィードアンドブリード運転によって行う。一方、DGが作動に失敗し全交流電源喪失に至った場合、初期にはAFW(タービン動ポンプ)が作動するが、6時間でバッテリーが枯渇するため給水流量の制御不能となる。さらに、HPIも利用不可能であるためフィードアンドブリード運転を行うことができず崩壊熱除去機能が喪失する。また、RCPシール冷却もできなくなりシールLOCAの起こる可能性が大きくなる。シールLOCAによる流出流量は、主に、LOCA発生後1.5時間で250gpmの場合(発生確率0.53)と、LOCA発生後1.5時間は61gpmで2.5時間後には250gpmになる場合(発生確率0.13)が考えられている。

（イベントツリーの概要）

図5.1に外部電源喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Loss of Offsite Power (T9): 外部電源喪失事象の発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ AFW (L1): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ SWS (SW): 所内用水系(SWS)の機能喪失
- ・ CCW (CC): 補機冷却系(CCW)の機能喪失
- ・ Seal LOCA (SL): 一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生
- ・ Elec. Power Recov. (RE): 電源の復旧失敗
- ・ Feed & Bleed (FB): フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR/LPR (R3): 高圧系(HPI)/低圧系(LPI)の再循環失敗

なお、Zion-1の評価では、Surry-1やSequoyah-1の場合とは異なり、電源の復旧についてヘディングとしてはタイミングを考慮しておらず、シーケンスに応じて復旧失敗確率を変えている。

図5.1に示す外部電源喪失のイベントツリーでは、31個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの10個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。5.1節の表5.2には、7個の炉心損傷事故シーケンスが記載されているが、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上のものは次の2つである。なお、オリジナルのイベントツリーでは、

上記ヘディングの他に、格納容器冷却系(格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、外部電源喪失を起因とする事故シーケンスは129個定義されており、そのうち、112個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A3.7参照)。

(ドミナントシーケンス)

(1) T9-L1-R3 (Sequence T9-13、オリジナル; ET-9 Sequence 47): 4.8×10^{-6}

外部電源喪失後、D G 1基が作動し1つの安全系母線に電源を供給する。しかし、AFWが作動に失敗するため、運転員は一次系のフィードアンドブリード運転を行う。電源の供給される機器設備が限定されているため、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)枯渇後再循環モードへの切替ができず炉心溶融に至る。格納容器ファンクーラは作動失敗するが格納容器スプレー系は作動可能である。

(2) T9-L1-FB (Sequence T9-14、オリジナル; ET-9 Sequence 54): 4.4×10^{-6}

外部電源喪失後、D G も作動に失敗し全交流電源喪失となる。バッテリーが枯渇するまでの間(6時間)はAFWが作動する。この間に、電源が復旧せず、一次系のフィードアンドブリード運転ができず炉心溶融に至る。但し、RCPシールの健全性は維持される。また、格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動不能である。

5.2.2 主給水喪失事象起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

主給水流量が喪失すると、蒸気発生器の水位低により、原子炉スクラム及び補助給水系(AFW)の自動起動が要求される。また、一次系の健全性を維持するために、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作や一次冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却が必要となる。崩壊熱の除去は、基本的にはAFWによって行われるが、AFWが機能喪失した場合には、高圧注入系(HPI)とPORVによる一次系のフィードアンドブリード運転によって行う。

(イベントツリーの概要)

図5.2に主給水喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Loss of MFW (T6): 主給水喪失事象の発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ AFW (L1): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ SWS (SW): 所内用水系(SWS)の機能喪失
- ・ CCW (CC): 補機冷却系(CCW)の機能喪失
- ・ Seal LOCA (SL): 一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生
- ・ SWS/CCW Recov. (RE): 所内用水系(SWS)/補機冷却系(CCW)の復旧失敗
- ・ Feed & Bleed (FB): フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR/LPR (R3): 高圧系(HPI)/低圧系(LPI)の再循環失敗

図5.2に示すの主給水喪失のイベントツリーでは、31個の事故シーケンスが定義さ

れているが、そのうちの10個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。5.1節の表5.2には、6個の炉心損傷事故シーケンスが記載されているが、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスは3つである。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、タービントリップ失敗によるAFWの作動不能（文献[6]によれば、タービントリップ失敗及び主蒸気隔離弁(MSIV)閉失敗によって蒸気発生器のドライアウトが早期に起こり AFWによる蒸気発生器への給水が行われても蒸気発生器の水位を維持できないため運転手順で給水を停止することとなっており、このため、タービントリップ失敗及びMSIV閉失敗でAFWが作動不能となるものとして）や格納容器冷却系（格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系）の作動・不作動を考慮しているため、定義されている事故シーケンスは217個であり、そのうち、炉心損傷に至る事故シーケンスが190個となっている（図A3.5参照）。

（ドミナントシーケンス）

- (1) T6-CC-SL-RE (Sequence T6-6、オリジナル；ET-6 Sequence 17) : 1.2×10^{-5}
主給水喪失後、原子炉及びタービンがトリップし、AFWを用いた二次系の冷却には成功するが、補機冷却系(CCW)の機能喪失によりRCPシールが破損しLOCAに至る。さらに、CCWの復旧に失敗し高圧系ポンプ(HPIポンプ及び充填ポンプ)が使用できないため一次系のフィードアンドブリード運転を行うことができず、炉心溶融に至る。所内用水系(SWS)が利用可能であるため、格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動可能である。
- (2) T6-SW-SL-RE (Sequence T6-11、オリジナル；ET-6 Sequence 38) : 1.2×10^{-5}
上記(1)と類似であるが、SWSが機能喪失しその結果CCWが機能喪失するためRCPシールが破損しLOCAに至る。さらに、SWSの復旧に失敗しCCWによる高圧系ポンプの冷却ができないため一次系のフィードアンドブリード運転を行えず、炉心溶融に至る。SWSの機能喪失により格納容器ファンクーラは作動不能であるが、格納容器スプレー系は作動可能である。
- (3) T6-K (Sequence T6-31、オリジナル；ET-6 Sequence 217) : 3.2×10^{-6}
主給水喪失後、原子炉トリップに失敗する。タービンはトリップするが、AFWは作動失敗し、その結果、原子炉圧力が急上昇し安全注入系による冷却材注入を妨げ、炉心からの熱除去ができなくなり炉心溶融に至る。但し、格納容器冷却系は作動可能である。

5.2.3 タービントリップ起因の事故シーケンス

（プラント機器・設備の応答）

タービントリップが発生すると、原子炉がトリップし、その後、補助給水系(AFW)を用いた二次系の冷却あるいは 高圧注入系(HPI)と加圧器逃し弁(PORV)による一次系のフィードアンドブリード運転により事象は終息する。但し、一次系のフィードアンドブリード運転を行った場合には格納容器の圧力上昇を抑えるために格納容器冷却が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図5.3にタービントリップに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Turbine Trip (T8) : タービントリップの発生
- ・ RPS (K) : 原子炉スクラム失敗
- ・ AFW (L1) : 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ SWS (SW) : 所内用水系(SWS)の機能喪失
- ・ CCW (CC) : 補機冷却系(CCW)の機能喪失
- ・ Seal LOCA (SL) : 一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生
- ・ SWS/CCW Recov. (RE) : 所内用水系(SWS)/補機冷却系(CCW)の復旧失敗
- ・ Feed & Bleed (FB) : フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR/LPR (R3) : 高圧系(HPI)/低圧系(LPI)の再循環失敗

図5.3に示すタービントリップのイベントツリーでは、31個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの10個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。5.1節の表5.2には、3個の炉心損傷事故シーケンスが記載されているが、これらは全て発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系(格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、タービントリップを起因とする事故シーケンスは129個定義されており、そのうち、112個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A3.6参照)。

(ドミナントシーケンス)

- (1) T8-CC-SL-RE (Sequence T8-6、オリジナル; ET-8 Sequence 17) : 7.7×10^{-6}

タービントリップ後、原子炉がトリップし、AFWを用いた二次系の冷却には成功するが、補機冷却系(CCW)の機能喪失により一次冷却材ポンプ(RCP)シールが破損しLOCAに至る。さらに、CCWの復旧に失敗し高圧系ポンプ(HPIポンプ及び充填ポンプ)が使用できないため一次系のフィードアンドブリード運転を行うことができず、炉心溶融に至る。所内用水系(SWS)が利用可能であるため、格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動可能である。

- (2) T8-SW-SL-RE (Sequence T8-11、オリジナル; ET-8 Sequence 38) : 7.7×10^{-6}

上記(1)と類似であるが、SWSが機能喪失しその結果CCWが機能喪失するためRCPシールが破損しLOCAに至る。さらに、SWSの復旧に失敗しCCWによる高圧系ポンプの冷却が行えないため一次系のフィードアンドブリード運転を行うことができず、炉心溶融に至る。SWSの機能喪失により格納容器ファンクーラは作動不能であるが、格納容器スプレー系は作動可能である。

- (3) T8-K (Sequence T8-31、オリジナル; ET-8 Sequence 129) : 2.1×10^{-6}

タービントリップ後、原子炉トリップに失敗する。さらに、AFWが作動失敗し、その結果、原子炉圧力が急上昇し安全注入系による冷却材注入を妨げ、炉心からの熱除去ができなくなり炉心溶融に至る。但し、格納容器冷却系は作動可能である。

5.2.4 所内用水系機能喪失起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

所内用水系(SWS)の機能喪失により一次冷却材ポンプ(RCP)及び主給水ポンプがトリップし、原子炉停止及び補助給水系(AFW)の起動が要求される。SWSの復旧が遅れると、RCPシールが破損しLOCAに至り、また、ECCSのポンプ冷却も行えないためECCSが不能となる。

(イベントツリーの概要)

図5.4にSWS機能喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Loss of SWS (T10) : 所内用水系(SWS)の機能喪失
- ・ RPS (K) : 原子炉スクラム失敗
- ・ Seal LOCA (SL) : 一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生
- ・ SWS Recov. (RE) : 所内用水系(SWS)／補機冷却系(CCW)の復旧失敗
- ・ AFW (L1) : 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ HPI-Feed & Bleed (FC) : フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR/LPR (R3) : 高圧系(HPI)／低圧系(LPI)の再循環失敗

図5.4に示すSWS機能喪失のイベントツリーでは、15個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの5個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。5.1節の表5.2には、3個の事故シーケンスが記載されているが、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスは1つである。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系(格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、SWSの機能喪失を起因とする事故シーケンスは54個定義されており、そのうち、46個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A3.8参照)。

(ドミナントシーケンス)

T10-SL-RE (Sequence T10-13、オリジナル ; ET-10 (Sequence 48) : 8.9×10^{-6}

SWSの機能喪失により原子炉はスクラムするが、同系統の復旧に失敗しRCPシールが破損しLOCAに至る。さらに、AFWは作動するが、SWSの復旧失敗により高圧注入系(HPI)が使用できず炉心溶融に至る。SWS機能喪失のため格納容器ファンクーラは作動不動の状態となる。但し、格納容器スプレー系は作動可能である。

5.2.5 補機冷却系機能喪失起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

補機冷却系(CCW)の機能喪失により一次冷却材ポンプ(RCP)及び主給水ポンプがトリップし、原子炉停止及び補助給水系の起動が要求される。CCWの復旧が遅れると、RCPシールが破損しLOCAに至り、また、ECCSのポンプ冷却も行えないためECCSが不能となる。

(イベントツリーの概要)

図5.5にCCW機能喪失に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Loss of CCW (T11)：補機冷却系(CCW)の機能喪失
- ・ RPS (K)：原子炉スクラム失敗
- ・ Seal LOCA (SL)：一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生
- ・ CCW Recov. (RE)：所内用水系(SWS)／補機冷却系(CCW)の復旧失敗
- ・ AFW (L1)：補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ HPI-Feed & Bleed (FC)：フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR/LPR (R3)：高圧系(HPI)／低圧系(LPI)の再循環失敗

図5.5に示すCCW機能喪失のイベントツリーでは、15個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの5個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。5.1節の表5.2には、3個の事故シーケンスが記載されているが、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスは1つである。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系(格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、CCWの機能喪失を起因とする事故シーケンスは63個定義されており、そのうち、55個が炉心損傷事故シーケンスと同定されている(図A3.9参照)。

(ドミナントシーケンス)

T11-SL-RE (Sequence T11-13、オリジナル；ET-11 (Sequence 51)： 8.9×10^{-6})

CCWの機能喪失により原子炉はスクラムするが、CCWの復旧に失敗してRCPシールが破損しLOCAに至る。さらに、補助給水系は作動するが、CCWの復旧失敗により高圧注入系(HPI)が使用できず炉心溶融に至る。格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動可能である。

5.2.6 安全系誤起動起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

安全系の誤起動により、原子炉がトリップし、その結果タービンもトリップする。さらに、安全注入(SI)信号及び蒸気発生器水位低により補助給水系(AFW)が起動する。その後、運転員操作による安全注入系、AFW及び二次系の冷却を制御することが要求される。

(イベントツリーの概要)

図5.6に安全系の誤起動に対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Spuri. SI Actuat. (T12)：安全系の誤起動
- ・ RPS (K)：原子炉スクラム失敗
- ・ AFW (L1)：補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ SWS (SW)：所内用水系(SWS)の機能喪失

- ・ CCW (CC) : 補機冷却系 (CCW) の機能喪失
- ・ Seal LOCA (SL) : 一次冷却材ポンプ (RCP) シール LOCA の発生
- ・ SWS / CCW Recov. (RE) : 所内用水系 (SWS) / 補機冷却系 (CCW) の復旧失敗
- ・ Feed & Bleed (FB) : フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR / LPR (R3) : 高圧系 (HPI) / 低圧系 (LPI) の再循環失敗

図5.6に示す安全系誤起動のイベントツリーでは、29個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの9個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。5.1節の表5.2には、2個の炉心損傷事故シーケンスが記載されているが、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスは1つである。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、タービントリップ失敗によるAFWの作動不能（文献[6]によれば、タービントリップ失敗及び主蒸気隔離弁閉 (MSIV) 失敗によって蒸気発生器のドライアウトが早期に起こり AFWによる蒸気発生器への給水が行われても蒸気発生器の水位を維持できないため運転手順で給水を停止することとなっており、このため、タービントリップ失敗及びMSIV閉失敗でAFWが作動不能となるものとして）や格納容器冷却系（格納容器ファンクウラ及び格納容器スプレー系）の作動・不作動を考慮しているため、定義されている事故シーケンスの数は205個であり、そのうち、炉心損傷に至る事故シーケンスが181個となっている（図A3.10参照）。

（ドミナントシーケンス）

T12-CC-SL-RE (Sequence T12-5、オリジナル；ET-12 Sequence 11) : 1.3×10^{-6}

安全系の誤起動後、原子炉及びタービンがトリップしAFWが起動するが、補機冷却系 (CCW) の機能喪失により、一次冷却材ポンプ (RCP) シールが破損し LOCA に至る。さらに、高圧注入系 (HPI) がポンプ冷却不能のため不作動となり炉心溶融に至る。但し、格納容器冷却系は作動可能である。

5.2.7 原子炉トリップ起因の事故シーケンス

（プラント機器・設備の応答）

原子炉がトリップすると、タービンがトリップし、その後、蒸気発生器水位低による補助給水系 (AFW) の自動起動と、運転員操作による二次系の冷却が要求される。二次系の冷却が行えない場合には、高圧注入系 (HPI) と加圧器逃し弁 (PORV) によるフィードアンドブリード運転を行って炉心冷却を行う必要がある。

（イベントツリーの概要）

図5.7に原子炉トリップに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Reactor Trip (T13) : 原子炉トリップ事象の発生
- ・ AFW (L1) : 補助給水系 (AFW) の機能喪失
- ・ SWS (SW) : 所内用水系 (SWS) の機能喪失
- ・ CCW (CC) : 補機冷却系 (CCW) の機能喪失
- ・ Seal LOCA (SL) : 一次冷却材ポンプ (RCP) シール LOCA の発生

- ・ SWS/CCW Recov. (RE) : 所内用水系(SWS)/補機冷却系(CCW)の復旧失敗
- ・ Feed & Bleed (FB) : フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR/LPR (R3) : 高圧系(HPI)/低圧系(LPI)の再循環失敗

図5.7に示す原子炉トリップのイベントツリーでは、30個の事故シーケンスが定義されているが、そのうちの10個は炉心損傷に至らず事象が終息するシーケンスである。5.1節の表5.2には、5個の炉心損傷事故シーケンスが記載されているが、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスは2つである。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、タービントリップ失敗によるAFWの作動不能(文献[6]によれば、タービントリップ失敗及び主蒸気隔離弁(MSIV)閉失敗によって蒸気発生器のドライアウトが早期に起こり AFWによる蒸気発生器への給水が行われても蒸気発生器の水位を維持できないため運転手順で給水を停止することとなり、このため、タービントリップ失敗及びMSIV閉失敗でAFWが作動不能となるものとしている)や格納容器冷却系(格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、定義されている事故シーケンスの数は216個であり、そのうち、炉心損傷に至る事故シーケンスが185個となっている(図A3.11参照)。

(ドミナントシーケンス)

- (1) T13-CC-SL-RE (Sequence T13-6、オリジナル; ET-13 Sequence 17):

7.9×10^{-6}

原子炉トリップ後、タービンがトリップし、AFWを用いた二次系の冷却には成功するが、補機冷却系(CCW)の機能喪失により一次冷却材ポンプ(RCP)シールが破損しLOCAに至る。さらに、CCWの復旧に失敗し一次系のフィードアンドブリード運転を行うことができず、炉心溶融に至る。所内用水系(SWS)が利用可能であるため、格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動可能である。

- (2) T13-SW-SL-RE (Sequence T13-11、オリジナル; ET-13 Sequence 38):

7.9×10^{-6}

上記(1)と類似であるが、SWSが機能喪失しその結果CCWが機能喪失するためRCPシールが破損しLOCAに至る。さらに、SWSの復旧に失敗し一次系のフィードアンドブリード運転を行うことができず、炉心溶融に至る。SWSの機能喪失により格納容器ファンクーラは作動不能であるが、格納容器スプレー系は作動可能である。

5.2.8 蒸気発生器細管破断起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

蒸気発生器細管破断(SGTR)が起こった場合には、加圧器水位低により原子炉がトリップ、安全注入系及び補助給水系(AFW)が起動する。運転員は、破断側蒸気発生器の隔離操作と、蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)の設定圧力以下に一次系圧力を低下させる操作が要求される。この操作では、健全側蒸気発生器による一次系のクールダウン及び加圧器スプレーあるいは加圧器逃し弁(PORV)による原子炉減圧が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図5.8にSGTRに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ SGTR (T4) : 蒸気発生器細管破断(SGTR)の発生
- ・ RPS (K) : 原子炉スクラム失敗
- ・ Oper. Dpres (DS) : 運転員による原子炉減圧操作失敗
- ・ AFW (L1) : 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ SWS (SW) : 所内用水系(SWS)の機能喪失
- ・ CCW (CC) : 補機冷却系(CCW)の機能喪失
- ・ Seal LOCA (SL) : 一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生
- ・ SWS/CCW Recov. (RE) : 所内用水系(SWS)／補機冷却系(CCW)の復旧失敗
- ・ Feed & Bleed (FB) : フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR/LPR (R3) : 高圧系(HPI)／低圧系(LPI)の再循環失敗

図5.8に示すSGTRのイベントツリーでは、37個の事故シーケンスが定義されており、そのうち、26個は炉心損傷に至るシーケンスである。5.1節の表5.2には、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスが1つのみ記載されている。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、安全注入信号の機能喪失や格納容器冷却系(格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、定義されている事故シーケンスの数は242個であり、そのうち、炉心損傷に至る事故シーケンスが215個となっている(図A3.4参照)。

(ドミナントシーケンス)

T4-DS (Sequence T4-36、オリジナル ; ET-4 Sequence 241) : 1.3×10^{-6}

SGTR後、原子炉はトリップするが、一次系圧力を二次系逃し弁の設定圧以下に低下させるための操作(原子炉減圧操作)に失敗し、一次冷却材が破断口を通して格納容器外部に流出するため冷却材インベントリが減少する。従って、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)枯渇後は安全注入系の再循環が行えず炉心溶融に至る。

5.2.9 大破断LOCA(破断口径: ≥ 6 インチ) 起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

大破断LOCA時には、冷却材インベントリ保持のために蓄圧器及び低圧注入系(LPI)による冷却材の注入が必要となる。さらに、長期冷却として低圧系による再循環が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図5.9に大破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ LARGE LOCA (A) : 大破断LOCAの発生
- ・ SWS (SW) : 所内用水系(SWS)の機能喪失

- ・ CCW (CC) : 補機冷却系 (CCW) の機能喪失
- ・ LPI (LP) : 低圧注入系 (LPI) による冷却材注入失敗
- ・ LPR (R1) : 低圧注入系 (LPI) による再循環モード失敗

図5.9に示す大破断LOCAのイベントツリーでは、5個の事故シーケンスが定義されており、そのうち4個は炉心損傷に至るシーケンスである。5.1節の表5.2には、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスが2つ記載されている。オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、燃料取替用水貯蔵タンク (RWST)、安全注入信号の機能喪失及び格納容器冷却系 (格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系) の作動・不作動を考慮しているため、定義されている事故シーケンスの数は40個であり、そのうち、炉心損傷に至る事故シーケンスが37個となっている (図A3.1参照)。

(ドミナントシーケンス)

- (1) A-R1 (Sequence A-2、オリジナル; ET-1 Sequence 2) : 4.9×10^{-6}

大破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のための蓄圧器及びLPIは作動するものの、再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。但し、格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動可能である。

- (2) A-LP (Sequence A-3、オリジナル; ET-1 Sequence 9) : 1.4×10^{-6}

大破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のためのLPIが作動失敗し炉心溶融に至る。但し、格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動可能である。

5.2.10 中破断LOCA (破断口径: 2~6インチ) 起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

中破断LOCA時には、高圧注入系 (HPI) 及び低圧注入系 (LPI) 各1系統による冷却材の注入が必要となる。さらに、長期冷却として低圧系による再循環が必要となる。

(イベントツリーの概要)

図5.10に中破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Med. LOCA (S1) : 中破断LOCAの発生
- ・ SWS (SW) : 所内用水系 (SWS) の機能喪失
- ・ CCW (CC) : 補機冷却系 (CCW) の機能喪失
- ・ HPI (HH) : 高圧注入系 (HPI) による冷却材注入失敗
- ・ LPI (LP) : 低圧注入系 (LPI) による冷却材注入失敗
- ・ LPR (R1) : 低圧注入系 (LPI) による再循環モード失敗

図5.10に示す中破断LOCAのイベントツリーでは、6個の事故シーケンスが定義されており、そのうち5個は炉心損傷に至るシーケンスである。5.1節の表5.2には、2つの事故シーケンスが記載されているが、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスは1つである。オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、燃料取替用水貯蔵タンク (RWST)、安全注入信号の機能喪失及び格納容器冷却系 (格納容

器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、定義されている事故シーケンスの数は49個であり、そのうち、炉心損傷に至る事故シーケンスが46個となっている(図A3.2参照)。

(ドミナントシーケンス)

S1-R1 (Sequence S1-2、オリジナル; ET-2 Sequence 2): 4.9×10^{-6}

中破断LOCA後、HPI及びLPIは作動するものの、再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。但し、格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動可能である。

5.2.11 小破断LOCA(破断口径: <2インチ)起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

小破断LOCA時には、冷却材インベントリ保持のために高圧注入系(HPI)による冷却材の注入が必要となるが、口径が小さいため原子炉は十分に減圧されず十分な炉心冷却が行えない。そのため、補助給水系(AFW)を用いた二次系の冷却あるいは一次系のフィードアンドブリード運転が要求される。また、長期冷却としては、高圧系による再循環、減圧操作及び低圧系(LPI)による再循環、あるいは、減圧操作及び余熱除去系(RHR)による冷却のいずれかが必要となる。

(イベントツリーの概要)

図5.11に小破断LOCAに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ Small LOCA (S2): 小破断LOCAの発生
- ・ RPS (K): 原子炉スクラム失敗
- ・ AFW (L1): 補助給水系(AFW)の機能喪失
- ・ SWS (SW): 所内用水系(SWS)の機能喪失
- ・ CCW (CC): 補機冷却系(CCW)の機能喪失
- ・ SWS/CCW Recov. (RE): 所内用水系(SWS)/補機冷却系(CCW)の復旧失敗
- ・ Feed & Bleed (FB): フィードアンドブリード運転失敗
- ・ HPR/LPR (R2): 高圧系(HPI)/低圧系(LPI)の再循環失敗

図5.11に示す小破断LOCAのイベントツリーでは、23個の事故シーケンスが定義されており、そのうち17個が炉心損傷に至るシーケンスである。5.1節の表5.2には、3つの事故シーケンスが記載されているが、発生頻度が 1.0×10^{-6} 以上である事故シーケンスは1つである。オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)、安全注入信号の機能喪失及び格納容器冷却系(格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、定義されている事故シーケンスの数は169個であり、そのうち、炉心損傷に至る事故シーケンスが151個となっている(図A3.3参照)。

(ドミナントシーケンス)

S2-R2 (Sequence S2-2、オリジナル; ET-3 Sequence 2): 8.0×10^{-6}

小破断LOCA後、冷却材インベントリ保持のためのHPI及び崩壊熱除去のためのAFWが作動するものの、再循環モードによる長期冷却に失敗し炉心溶融に至る。但し、格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系は作動可能である。

5.2.12 ATWS起因の事故シーケンス

(プラント機器・設備の応答)

ATWS発生後、運転員による原子炉手動トリップあるいは充填ポンプによる緊急ほう酸注入に成功すれば、炉心を未臨界状態に移行することができる。しかし、充填ポンプによる緊急ほう酸注入を行うにあたっては、原子炉圧力を充填ポンプの吐出圧以下に保つ必要があり、原子炉圧力逃し系の正常動作、補助給水系(AFW)の作動が要求される。また、過冷却による反応度投入を防ぐためにタービントリップが要求される。

(イベントツリーの概要)

図5.12にATWSに対するイベントツリーを示すが、各ヘディングの意味は以下の通りである。

- ・ ATWS (TK): ATWSの発生
- ・ PWR Level (PL): 原子炉出力が定格出力の80%未満であるか否か
- ・ TBT (TT): ATWS後のタービントリップ
- ・ AFW-PL<80% (L1): 補助給水系(AFW)の機能喪失(出力が80%未満の場合)
- ・ AFW-PL>80% (L2): 補助給水系(AFW)の機能喪失(出力が80%以上の場合)
- ・ Manual Rod Insert (RI): 手動による原子炉トリップ失敗
- ・ PRV-Pres. Relief (PR): 原子炉圧力逃し系の故障
- ・ Manual-MG set BKR Open (MD): 手動によるMGセット遮断器開放失敗
- ・ RVC-PORV Recls. (RC): 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗
- ・ Emerg. Boron Injct. (EB): 充填ポンプ(高圧注入ポンプ)による緊急ほう酸注入失敗
- ・ ECCS Recirc. Clg. (R3): 高圧系(HPI)/低圧系(LPI)の再循環失敗

図5.12に示すATWSのイベントツリーでは、32個の事故シーケンスが定義されており、そのうち20個は炉心損傷に至るシーケンスであるが、5.1節の表5.2に記載されている2つの炉心損傷事故シーケンスは、ATWSに至る起因事象が異なるもののいずれもAFWの作動に失敗するシーケンスである。なお、オリジナルのイベントツリーでは、上記ヘディングの他に、格納容器冷却系(格納容器ファンクーラ及び格納容器スプレー系)の作動・不作動を考慮しているため、定義されている事故シーケンスの数は140個であり、そのうち、炉心損傷に至る事故シーケンスが120個となっている(図A3.12参照)。

(ドミナントシーケンス)

- (1) T6-K-L2 (Sequence TK-13、オリジナル ; ET-14 Sequence 51) : 3.2×10^{-6}

主給水喪失後、原子炉トリップに失敗しATWSとなる。さらに、APWが作動失敗するため、一次冷却材インベントリが早期に喪失し炉心溶融に至る。

- (2) T8-K-L2 (Sequence TK-13、オリジナル ; ET-14 Sequence 51) : 2.1×10^{-6}

タービントリップ後、原子炉トリップに失敗しATWSとなる。さらに、APWが作動失敗するため、一次冷却材インベントリが早期に喪失し炉心溶融に至る。

Zion Loss of Offsite Power

Loss of Offsite Power	RPS	AFW	SWS	CCW	Seal LOCA	Elec. Power Recov.	Feed & Bleed	LPR
T9	-K	-L1	-SW	-CC	-SL	-RE	-FB	-R3

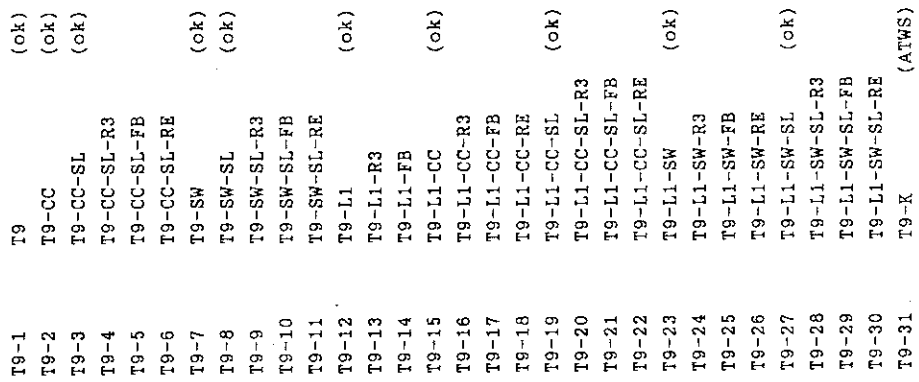


図5.1 Zion-1の外部電源喪失に対するイベントツリー

Zion Loss of MFW

Loss of MFW	RPS	AFW	SWS	CCW	Seal LOCA	SWS/CCW Recov.	Feed & Bleed	LPR
T6	-K	-L1	-SW	-CC	-SL	-RE	-FB	-R3

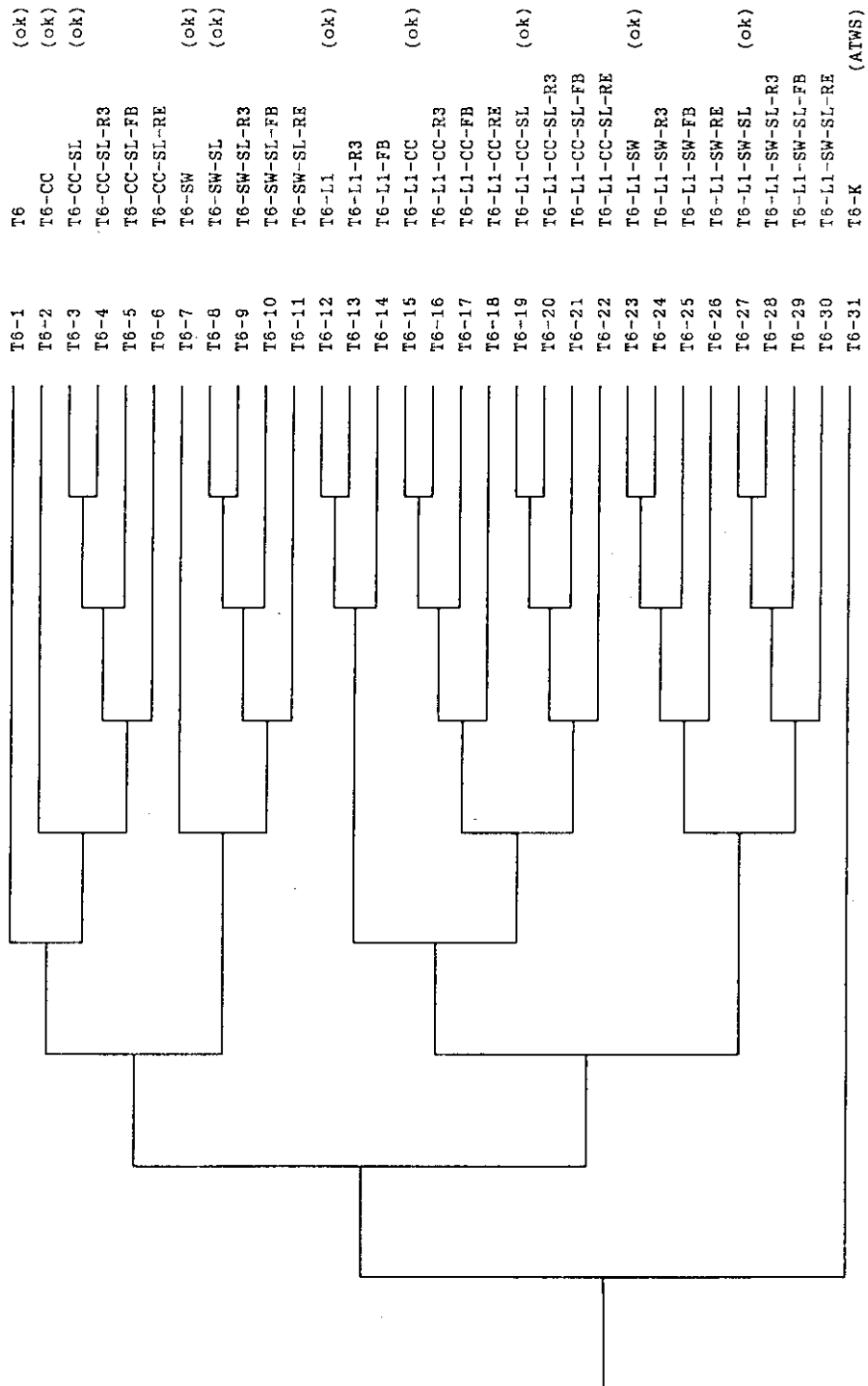


図5.2 Zion-1の主給水喪失に対するイベントツリー

Zion Turbine Trip

Turbine Trip	RPS	AFW	SWS	CCW	Seal LOCA	SWS/CCW Recov.	Feed & Bleed	LPR
T8	-K	-L1	-SW	-CC	-SL	-RE	-FB	-R3

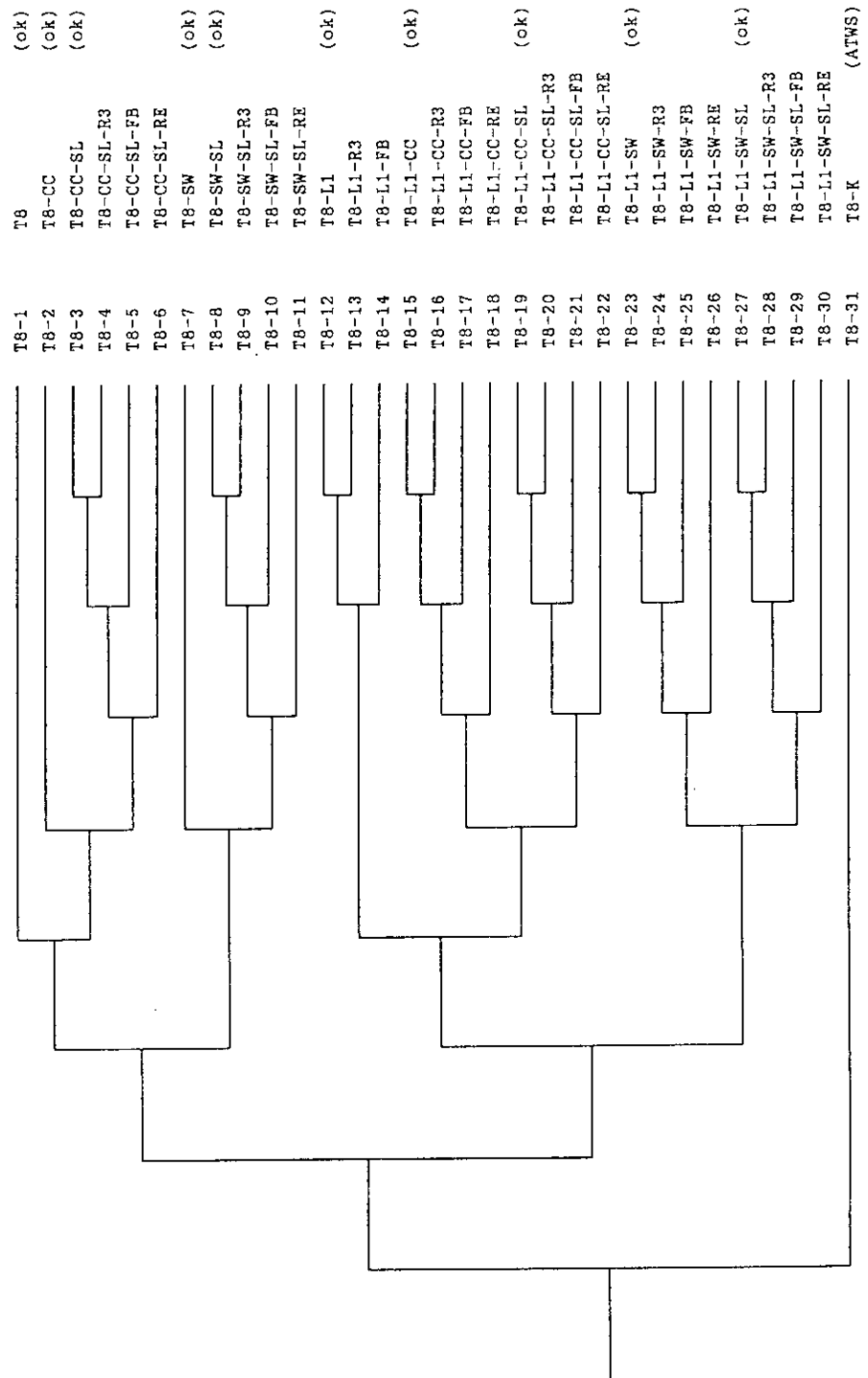


図 5.3 Zion-1 のタービントリップに対するイベントツリー

Zion Loss of Service Water

Loss of SWS	RPS	Seal LOCA	SWS Recov.	AFW	HPI	LPR
T10	-K	-SL	-RE	-L1	-FC	-R3

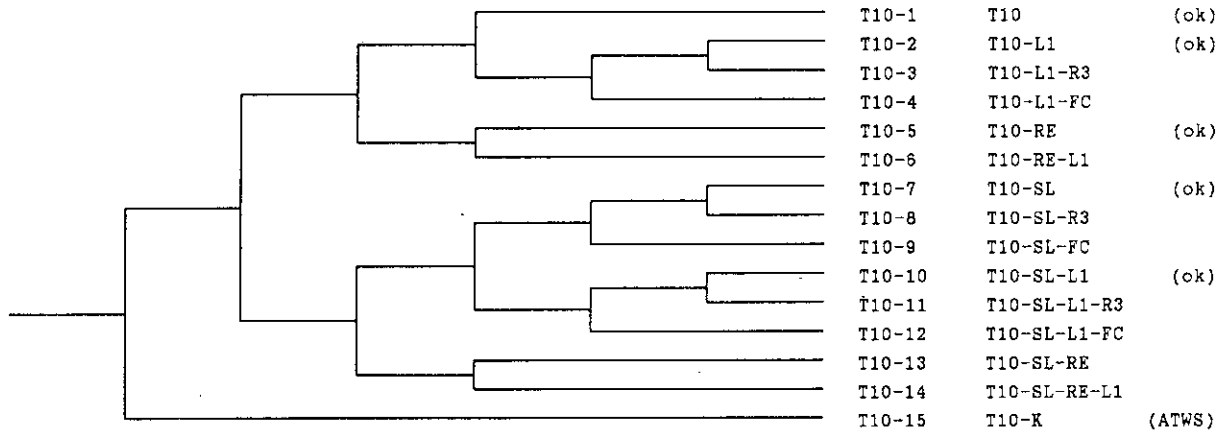


図5.4 Zion-1の所内用水系機能喪失に対するイベントツリー

Zion Loss of Component Cooling Water

Loss of CCW	RPS	Seal LOCA	CCW Recov.	AFW	HPI	LPR
T11	-K	-SL	-RE	-L1	-FC	-R3

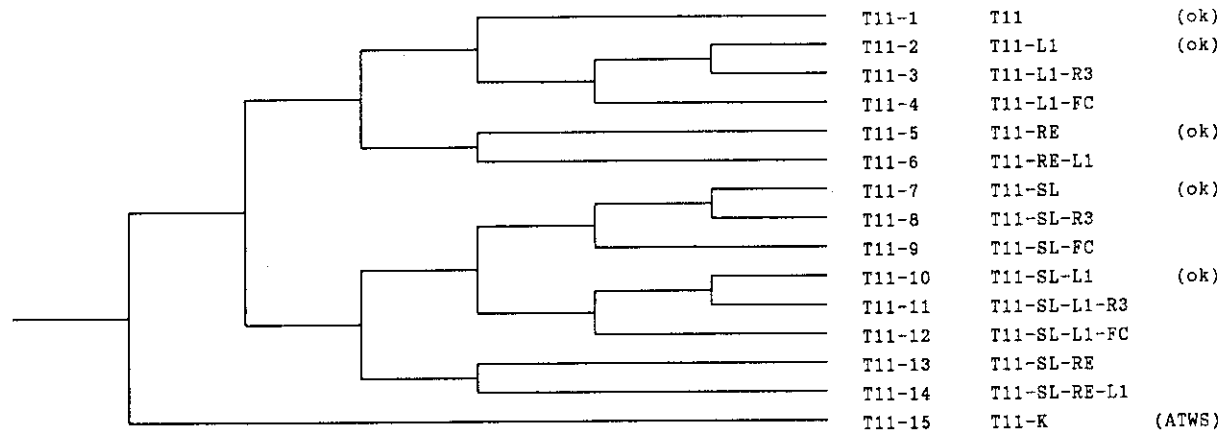


図5.5 Zion-1の補機冷却系機能喪失に対するイベントツリー

Zion Spurious Safety Injection

Spuri. SI	RPS	AFW	SWS	CCW	Seal LOCA	SWS/CCW Recov.	Feed & Bleed	LPR
Actual.								
T12	-K	-L1	-SW	-CC	-SL	-RE	-FB	-R3

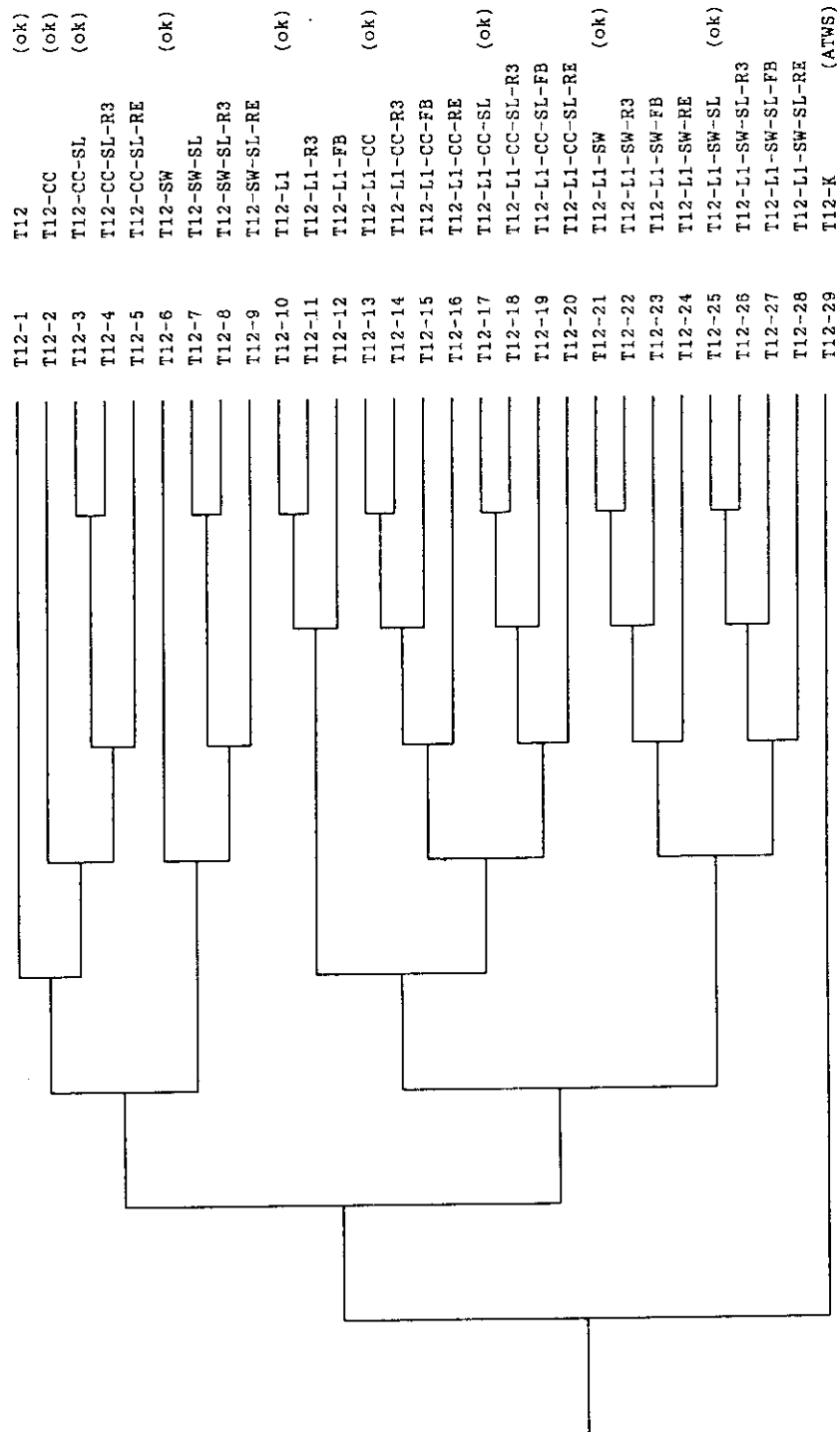


図 5. 6 Zion-1 の安全系誤起動に対するイベントツリー

Zion Reactor Scram

Reactor Trip	AFW	SWS	CCW	Seal LOCA	SWS/CCW Recov.	Feed & Bleed	LPR
T13	-L1	-SW	-CC	-SL	-RE	-FB	-R3

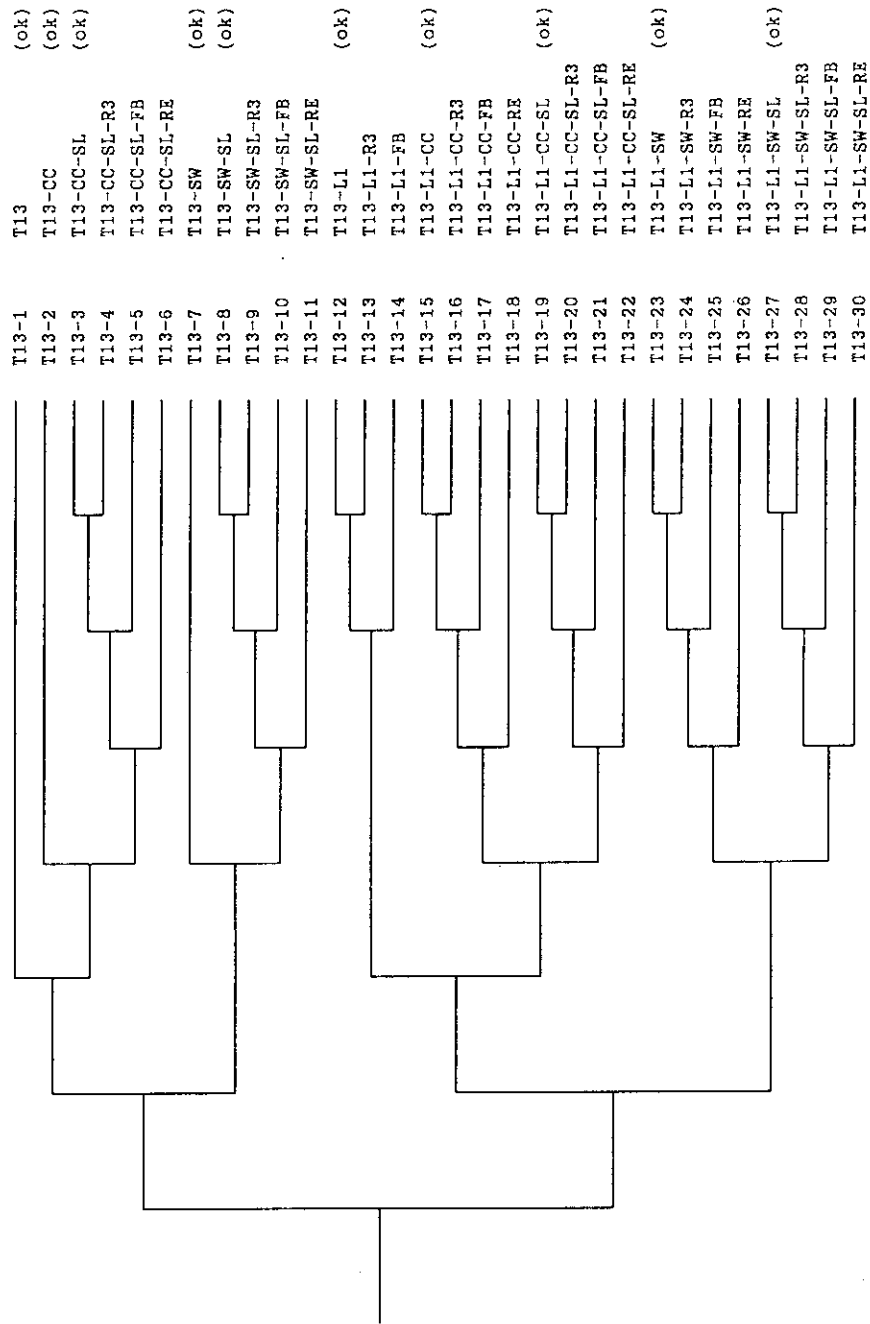


図5.7 Zion-1の原子炉トリップに対するイベントツリー

Zion SGTR

SGTR	RPS	Oper. Dpres	AFW	SWS	CCW	Seal LOCA	SWS/CCW Recov.	Feed & Bleed	LPR
T4	-K	-DS	-L1	-SW	-CC	-SL	-BE	-FB	-R3

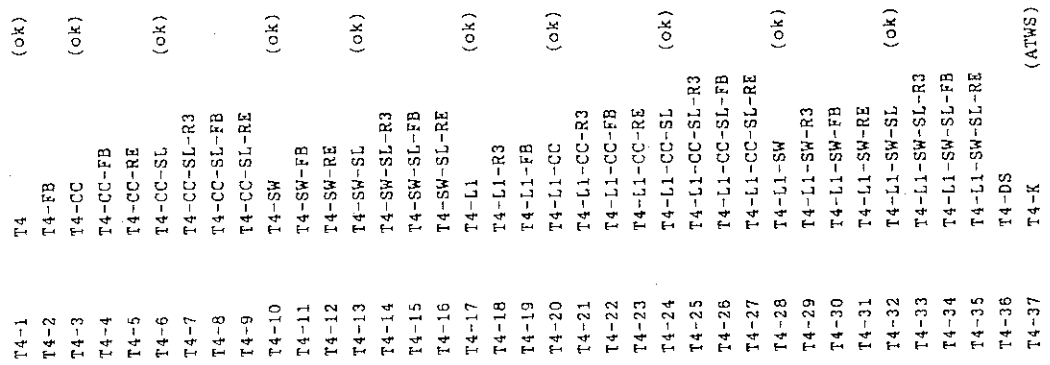


図 5.8 Zion-1 の蒸気発生器細管破断に対するイベントツリー

Zion Large LOCA

LARGE LOCA	SWS	CCW	LPI	LPR
LLOCA				
A	-SW	-CC	-LP	-R1

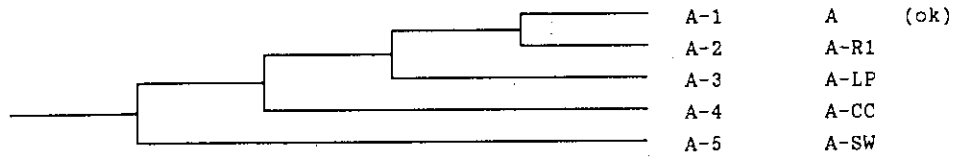


図5.9 Zion-1の大破断LOCAに対するイベントツリー

Zion Medium LOCA

Med. LOCA	SWS	CCW	HPI	LPI	LPR
MLOCA					
S1	-SW	-CC	-HH	-LP	-R1

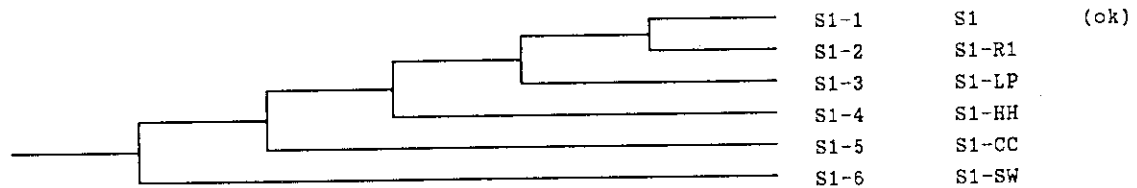


図5.10 Zion-1の中破断LOCAに対するイベントツリー

Zion ATWS

ATWS	PWR Level	Turbine Trip	AFW-PL<80%	AFW-PL>80%	Manual Rod Insert	PRV-Pres. Relief	Manual MG set BKR Open	RCV-PORV Recls.	Emerg. Boron Injct.	ECOS Recirc. Clg.
TK	-PL	-TT	-L1	-L2	-RI	-PR	-MD	-RC	-EB	-R3

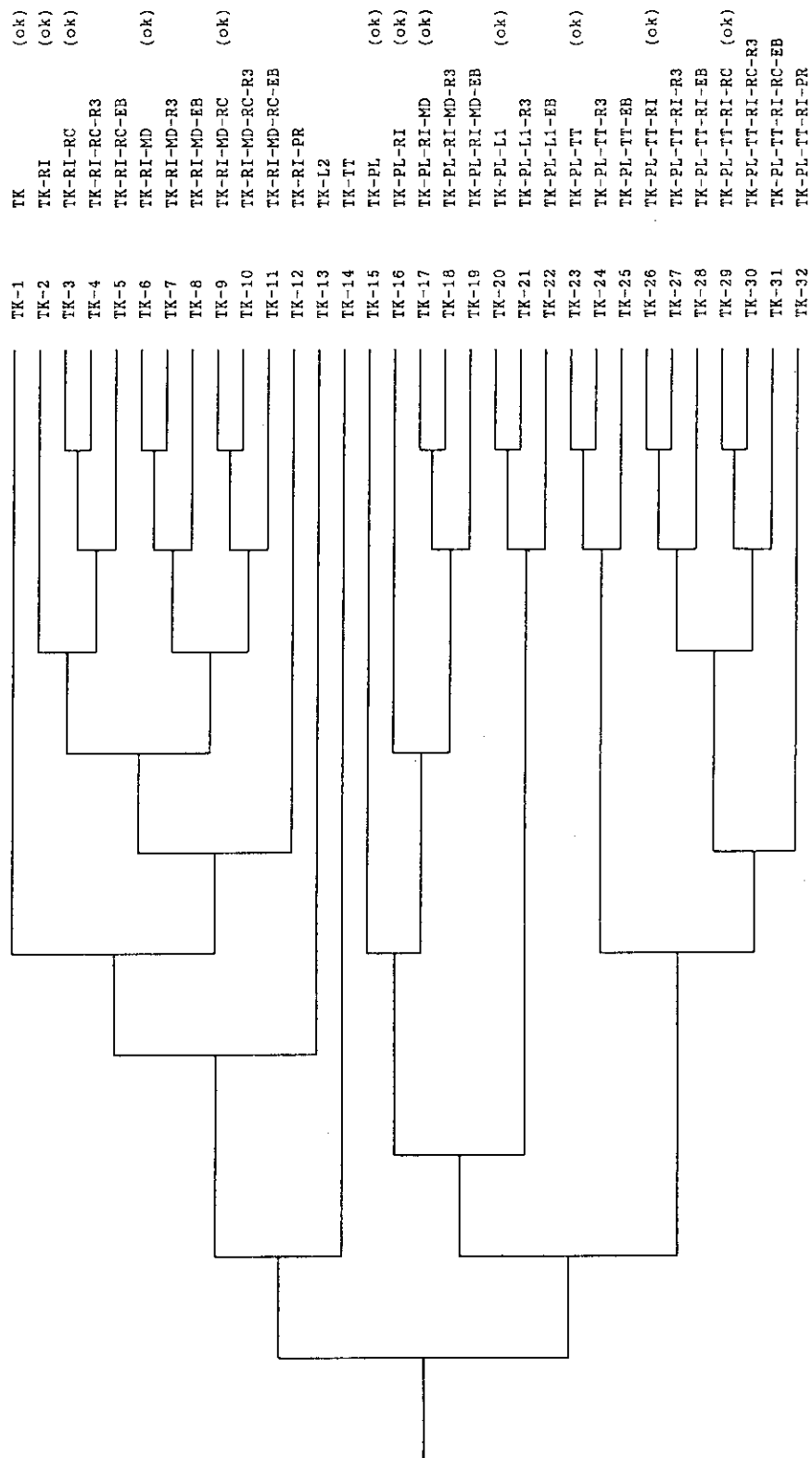


図5.12 Zion-1のATWSに対するイベントツリー

6. ドミナントシーケンスの比較

第3章から第5章では、それぞれ、Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1のPSAにおいて炉心損傷事故発生頻度の観点からドミナントであると同定された事故シーケンスについて記述した。本章では、各プラントのドミナントシーケンスを相互に比較し、3基ないし2基のプラントに共通のシーケンスあるいはあるプラントに固有のシーケンスを明らかにする。

ドミナントシーケンスの比較にあたっては、まず、起因事象の比較を行って、起因事象発生後のプラント応答や利用可能あるいは事象緩和に必要なフロントライン系の類似性の観点から、起因事象を再分類した。さらに、各事故シーケンスにおいて作動可能／作動不能なフロントライン系の組合せが同じであるものと違うものを明らかにして、事故シーケンスを分類した。

6.1 起因事象の比較

Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の各PSAにおいて評価対象とした起因事象を表6.1に示す。同表に示すように、Surry-1とSequoyah-1のPSAは、炉心損傷事故の発生頻度に関する評価手順書(NUREG/CR-4550 Vol.1)^[7]に記載されている方法及びデータを用いて行われており、同じ起因事象が評価対象となっている。これに対して、Zion-1のPSAは文献[6]の再評価であり、この文献で取り上げている起因事象を評価対象としているため他の2つのプラントとは一致しておらず、特に、トランジェントが細かく分類されている。そこで、ドミナントシーケンスを相互に比較するに先立ち、まず、Zion-1に対する起因事象を他の2つのプラントと対応させて、各起因事象発生時におけるプラント応答の類似性の観点から幾つかの起因事象をまとめることとした。Zion-1でのみ評価対象とされている起因事象は6種であるが、以下では、他の2基のプラントで評価対象とした事象との対応について記述する。

- ・ 蒸気管破断：この事象は、タービントリップが要求されるか否かを除くと、主給水喪失事象と同等と見做すことができる。
- ・ 所内用水系の機能喪失：所内用水系が機能喪失すると主給水ポンプがトリップするため、“主給水喪失”と同様のプラント応答になるものと考えられる。
- ・ 補機冷却系の機能喪失：所内用水系の機能喪失の場合と同様、主給水ポンプがトリップするため、“主給水喪失”と見做すことができる。
- ・ タービントリップ：NUREG/CR-4550 Vol.1^[7]では、タービントリップは“初期に主給復水系(PCS)が利用可能なトランジェント”と見做されている。
- ・ 炉心出力異常：NUREG/CR-4550 Vol.1^[7]では、炉心出力異常はタービントリップと同様、“初期に主給復水系が利用可能なトランジェント”と見做されている。
- ・ 原子炉トリップ：NUREG/CR-4550 Vol.1^[7]では、原子炉トリップはタービントリップと同様、“初期に主給復水系が利用可能なトランジェント”と見做されている。

- ・安全系の誤起動：NUREG/CR-4550 Vol.1^[7]では、安全系の誤起動は“主給復水系が利用不能なランジェント”と見做されており、主給水喪失と同様のプラント応答になるものと考えられる。

表6.1には、上記の取り扱いの結果を踏まえてZion-1における起因事象を再分類したものを併記する。

なお、Surry-1とSequoyah-1で起因事象として取り上げている“DC電源喪失事象”については、その後のプラント応答や利用可能あるいは事象緩和に必要なフロントライン系が“主給水喪失事象”の場合と同様であり、“DC電源喪失事象”と“主給水喪失事象”に対するイベントツリーは同じ構造となっている。

表6.1 評価対象とした起因事象の比較

起因事象の種類	Surry-1	Sequoyah-1	Zion-1
外部電源喪失 (全交流電源喪失)	T1 T1S	T1	T9
主給水喪失	T2	T2	T6
初期にPCSが利用 可能なランジェント	T3	T3	—
DC電源喪失	T5	TDC	—
蒸気発生器細管破断	T7	TSG	T4
蒸気管破断	—	—	T5
炉心異常出力	—	—	T7
タービントリップ	—	—	T8
所内用水系機能喪失	—	—	T10
補機冷却系機能喪失	—	—	T11
安全系の誤起動	—	—	T12
原子炉トリップ	—	—	T13
大破断LOCA	A	A	A
中破断LOCA	S1	S1	S1
小破断LOCA	S2	S2	S2
極小破断LOCA	S3	S3	—
インターフェースLOCA	V	V	V

6.2 ドミナントシーケンスの分類と比較

Surry-1、Sequoyah-1、Zion-1の各プラントに対して同定されたドミナントな炉心損傷事故シーケンスは、それぞれ、28種、23種、18種である。ここでは、これらのドミナントシーケンスを、起因事象とフロントライン系の作動／不作動の組合せだけに着目して分類し、相互に比較した。ドミナントシーケンスの分類・比較した結果を表6.2に示す。同表に示すように、各プラントに対して同定されたドミナントシーケンスは、20種類の事故シーケンスグループに分類・整理することができる。以下では、各グループの事故シーケンスの特徴、各プラントのPSAにおける取り扱いについて記述する。

(1) 全交流電源喪失事象グループ(TMB)

外部電源喪失後、非常用ディーゼル発電機(DG)が動作失敗し、全交流電源喪失(SBO)となる。その後も交流電源の復旧に失敗し、長期にわたって電源喪失の状態が続く。補助給水系(AFW)のタービン動ポンプは、バッテリーが枯渇するまでの間(Surry-1、Sequoyah-1: 4時間、Zion-1: 6時間)は作動するが、その後は制御不能となって機能喪失する。

Surry-1では、この事故シーケンスが最もドミナントであるが、これは、DGが2ユニットで3基(1,2号機専用各1基、1,2号機共用1基)と少なく電源系の冗長性が他のプラントに比べて低いことによる(Sequoyah-1では専用2基のDGを、また、Zion-1では専用2基と2号機との共用1基の3基のDGを有している)。また、Sequoyah-1の評価においては、2号機DGやバッテリーからの電源確保を考慮しているため、この事故シーケンスの発生頻度が小さくなっている。

(2) 全給水喪失事象グループ(TML/TMLB)

外部電源喪失や主給水喪失等主給復水系(PCS)が初期に利用不能なトランジェント後に、AFW及び高圧注入系(HPI)が不作動となる事故シーケンスである。

このシーケンスでは、短時間のうちに炉心損傷に至るため、電源等の復旧を早期に行う必要がある。特に、SBOの場合には、電源の復旧失敗確率は(1)の場合より高くなり、そのため、Sequoyah-1の評価結果では、この事故シーケンスの寄与が大きくなっている。しかし、Surry-1の評価においては、SBOの場合に2号機のAFWを接続して1号機の蒸気発生器に給水することを考慮しているため、(1)の発生頻度より小さくなっている。また、Zion-1の評価では、SBO自体の発生頻度が小さいため、ドミナントシーケンスとなっていない。

(3) 全交流電源喪失時シールLOCA事象グループ(TMB-SL)

SBOにより、補機冷却系(CCW)が作動できないため一次冷却材ポンプ(RCP)シールは破損しLOCAになる。AFWはバッテリーが枯渇するまでの間作動するが、交流電源の復旧に失敗するため、HPI不作動の状態が続き一次冷却材の供給ができない状態で事故が進展する。

Surry-1、Sequoyah-1では、ドミナントシーケンスの1つであるが、Zion-1ではSBOの発生頻度が小さいため、ドミナントシーケンスとなっていない。Surry-1とSequoyah-1を比較すると、Surry-1の方が寄与度は大きい(発生頻度

も大きい)が、この理由は、Sequoyah-1の評価において2号機D Gからの電源確保を考慮していることによりSBOの発生頻度が小さくなっているためである。

(4) トランジェント時シールLOCA事象グループ(TMD-SL, TD-SL)

外部電源喪失や主給水喪失等初期にPCSが利用不能なトランジェント、あるいは、タービントリップ等初期にPCSが利用可能なトランジェントの発生後、CCWの故障等により一次冷却材ポンプ(RCP)シールが破損しLOCAになる。AFWは作動するが、HPIの故障により一次冷却材の供給ができない状態となり事故が進展する。このグループは、AFWが長期に作動することを除くと、上記(3)のグループと同様のプラント応答になるものと考えられる。

このグループに属するドミナントシーケンスは、Zion-1の評価において同定されたもののみであるが、これは、Zion-1の設計に依存する。即ち、Zion-1の評価では、CCWや所内用水系(SWS)が機能喪失すると、RCPシールが破損するだけでなく、HPIポンプの冷却もできなくなり、CCWやSWSの機能喪失が共通原因となっているため、炉心損傷事故に至る可能性が大きくなっている。なお、Surry-1ではHPI専用のポンプ冷却系(充填ポンプ冷却系)を有していること、Sequoyah-1ではCCWやSWSの多重性が高いことから、トランジェントからシールLOCAに移行しHPI不作動となるシーケンスの発生頻度は小さくなっている。

(5) 全交流電源喪失時加圧器逃し弁開固着事象グループ(TMB-Q)

SBO発生後、加圧器逃し弁(PORV)が開固着し、さらに電源の復旧に失敗するためHPI不作動の状態が続き一次冷却材が減少し続ける。なお、AFWはバッテリー枯渇までの間作動する。

このグループに属するシーケンスは、Surry-1とSequoyah-1の評価においてドミナントなものとして同定されているが、SBOの発生頻度がZion-1に比べて大きいことによる。

(6) 全給水喪失時ECCS再循環失敗事象グループ(TMLH)

外部電源喪失後、D G及びHPIは起動するが、AFWが機能喪失しECCS再循環にも失敗するため、崩壊熱の除去ができなくなるシーケンスである。

Zion-1の評価でのみドミナントシーケンスの1つと同定されているが、これは、プラントの電源系統の設計に依存する。即ち、Zion-1では、トランジェント時のECCS再循環による長期の炉心冷却として、余熱除去系(RHR)、CCW、SWS、及び、格納容器ファンクーラの作動が要求されているが、このシーケンスでは利用可能な母線が1系列だけであり、これらの機器全てに電力を十分に供給できず再循環に失敗するため、ドミナントシーケンスとなっている。

(7) 蒸気発生器細管破断時二次系逃し弁開固着事象グループ(SG-OQs)

蒸気発生器細管破断(SGTR)後、AFW及びHPIは作動するが、蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)が開固着し運転員による原子炉減圧操作にも失敗する。このため、破断口からの一次冷却材の流出が続く、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)が枯渇した時点で一次冷却材の補填ができなくなる(RWST枯渇によりECCS再循環ができなくなる)シーケンスである。

Surry-1とSequoyah-1では、ドミナントシーケンスの1つとして同定されてい

るが、Zion-1の評価では、SGTR時のSG-SRV開固着のシナリオを考慮していない。

(8) 蒸気発生器細管破断時加圧器逃し弁開固着事象グループ(SG-OQQs)

PORVが開固着することを除くと、上記(8)のシーケンスと同様である。

Surry-1ではドミナントシーケンスの1つになっているのに対して、Sequoyah-1ではドミナントシーケンスに入っていないが、これは、ブロック弁の開失敗確率として、Surry-1の評価に用いたプラント固有のデータが、Sequoyah-1の評価に用いた値より1桁大きいことによる。また、Zion-1の評価では、SGTR時のPORV開固着のシナリオを考慮していない。

(9) 蒸気発生器細管破断時ECCS不作動事象グループ(SG-OD)

SGTR後、AFWは起動するが、HPIが作動失敗し原子炉減圧操作にも失敗するため、破断口からの一次冷却材の流出を止めることができず、RWST枯渇後冷却材の補填ができなくなるシーケンスである。

Surry-1では、HPIポンプ(充填ポンプ)が3台であり、Sequoyah-1のHPIの系統構成(HPIポンプ2台及び充填ポンプ2台)に比べると冗長性が低いために、発生頻度が大きくなっている。また、Zion-1の評価では、AFW及びHPIは作動可能であるが運転員のエラーで原子炉減圧ができないというシナリオを想定しているため、発生頻度が大きくなり、ドミナントシーケンスの1つとして同定されている。即ち、Surry-1とSequoyah-1では、“HPI機能喪失”と“原子炉減圧操作失敗”の積として発生頻度を求めているのに対して、Zion-1では、“原子炉減圧操作失敗”のみ考慮して発生頻度を評価している。

(10) 蒸気発生器細管破断時給水喪失事象グループ(SG-L)

SGTR後、HPIは作動するが、AFWが作動失敗するため、原子炉のクールダウンが行えず一次冷却材の流出が続き、RWST枯渇後のECCS再循環ができなくなる。

Surry-1及びSequoyah-1の評価では、SGTR後のAFW不作動時に一次系圧力を二次系圧力以下に抑えて一次冷却材の流出を止めながら一次系のフィードアンドブリード運転(F&B)を行うことは難しいと判断しているのに対して、Zion-1では事象緩和策としてF&Bを考慮しているため、この種のシナリオが同定されていない。

(11) ATWS事象グループ(ATWS)

トランジェント発生後、自動及び手動による原子炉スクラムに失敗するシーケンスのグループである。3基のプラントともドミナントシーケンスの1つとして同定されている。

(12) 大破断LOCA時ECCS不作動事象グループ(AD)

大破断LOCA時、蓄圧器あるいは低圧注入系(LPI)が作動失敗するシーケンスのグループであり、3基のプラントともドミナントシーケンスの1つとして同定されている。しかし、Surry-1とSequoyah-1の評価では、蓄圧器不作動とLPI不作動の事象を分離して考慮しているのに対して、Zion-1の評価では、これらを1つの事象にまとめているため、事故シーケンスとしては1つしか定義されていない。

(13) 大破断LOCA時ECCS再循環失敗グループ(AH)

大破断LOCA時、ECCSによる冷却材注入は行われるが、再循環に失敗するシー

ケンスである。3基のプラントともドミナントシーケンスの1つとして同定されている。

(14) 中破断LOCA時ECCS不作動グループ(S1D)

中破断LOCA時、ECCSによる冷却材注入に失敗するシーケンスのグループであり、Surry-1においてのみドミナントシーケンスとして同定されている。

Surry-1においては、HPI、蓄圧器及びLPIが全て必要であるとして評価しているのに対して、Sequoyah-1ではHPIのみ必要、Zion-1ではHPIとLPIが必要として評価しているため、このシーケンスの発生頻度は、Surry-1が大きくなっている。

(15) 中破断LOCA時ECCS再循環失敗グループ(S1H)

中破断LOCA時、ECCSによる冷却材注入は行われるが、再循環に失敗するシーケンスであり、3基のプラントともドミナントシーケンスの1つとして同定されている。しかし、各プラントにおいて、再循環に対する成功基準が異なることと再循環モードへの切替方式が異なっていることにより、このシーケンスグループの発生頻度はSequoyah-1が大きくなっている。再循環の成功基準については、Surry-1とZion-1が低圧再循環(LPR)のみ考慮しているのに対し、Sequoyah-1では高圧再循環(HPR)とLPRの両方が必要であるとして評価している。また、再循環モードへの切替は、Surry-1が自動であるのに対して、Sequoyah-1とZion-1は手動である。

(16) 小破断LOCA時ECCS不作動グループ(S2H)

小破断LOCA時、ECCSによる冷却材注入に失敗するシーケンスのグループであり、Surry-1においてのみドミナントシーケンスとして同定されている。これは、HPIの系統構成の違いによるものである(Surry-1; 充填ポンプ3台、Sequoyah-1及びZion-1; 充填ポンプ2台及びHPIポンプ2台)。

(17) 小破断LOCA時ECCS再循環失敗グループ(S2H)

小破断LOCA時、ECCSによる冷却材注入は行われるが、再循環に失敗するシーケンスであり、Sequoyah-1とZion-1ではドミナントシーケンスの1つとして同定されているが、Surry-1ではドミナントとして現われていない。これは、再循環への切替方式の違い(Surry-1は自動切替であるが、Sequoyah-1とZion-1は手動切替である)によるものである。また、Sequoyah-1とZion-1では、再循環に対する成功基準が異なる(Zion-1では原子炉減圧による低圧再循環(LPR)を考慮しているのに対して、Sequoyah-1では高圧再循環(HPR)とLPRの両方が必要であるとして評価している)ため、発生頻度はZion-1の方が大きくなっている。

(18) 極小破断LOCA時ECCS不作動グループ(S3H)

極小破断LOCA時、ECCSによる冷却材注入に失敗するシーケンスのグループであり、Surry-1においてのみドミナントシーケンスとして同定されている。これは、HPIの系統構成の違いによる(Surry-1; 充填ポンプ3台、Sequoyah-1; 充填ポンプ2台及びHPIポンプ2台)。なお、Zion-1では、極小破断LOCAを起因事象として取り上げていない。

(19) 極小破断LOCA時ECCS再循環失敗グループ(S3H)

小破断LOCA時、ECCSによる冷却材注入は行われるが、再循環に失敗するシー

ケンスであり、Sequoyah-1ではドミナントシーケンスの1つとして同定されているが、Surry-1ではドミナントして現われていない。これは、再循環への切替方式の違いによる。即ち、Surry-1は自動切替であるのに対して、Sequoyah-1は手動切替であり、特に、原子炉が十分減圧するまで冷却材注入を続けるために格納容器スプレー流量を調節する操作が必要となることを考慮しており、この操作失敗が手動による再循環切替の時間的余裕を少なくし失敗確率が大きくなっている。

(20) インターフェースLOCAグループ(V)

低圧系の格納容器外にある配管のうち隔離できない部分で破損が起こりLOCAとなる。3基のプラントともインターフェースLOCAは直接炉心損傷に至るものとしてイベントツリーを展開していない。

しかし、使用した発生頻度の値は各プラントごとに異なっている(Surry-1> Sequoyah-1> Zion-1の順となっている)。Surry-1ではNUREG/CR-4550 Vol.2^[8]の方法に基づいて評価しているが、Sequoyah-1ではWASH-1400^[9]の方法に基づいて評価しさらにプラントの機器配置を基に回復措置を考慮している。また、Zion-1では文献[6]の値をそのまま引用している。

以上、20種のシーケンスグループについて説明したが、この中には、2基ないし3基のプラントにおいてドミナントであると識別されたもの、あるプラントでのみドミナントであると同定されたものがある。これらを以下にまとめる。

① 3基のプラントにおいてドミナントなシーケンスグループ

- ・グループ1：全交流電源喪失（初期にAFW作動）
- ・グループ11：ATWS
- ・グループ12：大破断LOCA時ECCS不作動
- ・グループ13：大破断LOCA時ECCS再循環失敗
- ・グループ15：中破断LOCA時ECCS再循環失敗
- ・グループ20：インターフェースLOCA

② 2基のプラントにおいてドミナントなシーケンスグループ

- ・グループ2 (Surry-1とSequoyah-1)：トランジェント時全給水喪失及びF&B運転失敗
- ・グループ3 (Surry-1とSequoyah-1)：全交流電源喪失時RCPシールLOCA発生
- ・グループ5 (Surry-1とSequoyah-1)：全交流電源喪失時PORV開固着
- ・グループ7 (Surry-1とSequoyah-1)：SGTR時原子炉減圧失敗及びSG-SRV開固着
- ・グループ9 (Surry-1とZion-1)：SGTR時原子炉減圧失敗及びHPI不作動
- ・グループ10 (Surry-1とSequoyah-1)：SGTR時AFW不作動
- ・グループ17 (Sequoyah-1とZion-1)：小破断LOCA時ECCS再循環失敗

③ 1基のプラントのみでドミナントなシーケンスグループ

- ・グループ4 (Zion-1)：トランジェント時RCPシールLOCA発生及びF&B運転失敗
- ・グループ6 (Zion-1)：外部電源喪失時AFW不作動及びECCS再循環失敗
- ・グループ8 (Surry-1)：SGTR時原子炉減圧失敗、PORV及びSG-SRV開固着
- ・グループ14 (Surry-1)：中破断LOCA時ECCS不作動

- ・グループ16(Surry-1)：小破断LOCA時ECCS不作動
- ・グループ18(Surry-1)：極小破断LOCA時ECCS不作動
- ・グループ19(Sequoyah-1)：極小破断LOCA時ECCS再循環失敗

ここで、1基のプラントのみでドミナントと識別されたシーケンスの殆ど(グループ8以外)は、プラントの系統構成あるいは運転手順によるものである。

一般に、炉心損傷事故の発生頻度やドミナントシーケンス等の評価結果は、プラント設備の系統構成、評価における前提条件や使用する機器故障率等の定量化データによって異なる。しかし、上に示したように、プラント形式が異なっているにも拘らず 2基ないし3基のPWRにおいて同等のドミナントシーケンスが識別されており、これらの事故シーケンスは多くのPWRに共通したものと考えられる。従って、このようなシーケンスについて炉心損傷事故の発生防止のためのアクシデントマネジメントを検討することによって、多くのPWRに対してより一層の安全性向上に有効な方策を提言できるものと思われる。

表6.2 ドミナントな炉心損傷事故シーケンスの比較

	Surry-1	Sequoyah-1	Zion-1
CDF:	$[4.0 \times 10^{-5}]$	$[5.72 \times 10^{-5}]$	$[2.78 \times 10^{-4}]$
(炉心損傷事故の発生頻度への寄与度)			
グループ1: [SBO、MFW及びECCS不作動、AFW作動(4時間)]			
(TMB)	SBO-BATT	SBO-BATT	T9-L1-FB
	SBO-BATT2 (28.6%)*	(0.54%)	(1.58%)
グループ2: [SBO/MFW喪失/DC電源喪失、MFW及びAFW不作動、HPI不作動(F&B失敗)]			
(TML/TMLB)	SBO-L, SBO-L2	SBO-L	
	T2-L-P	T2-L1-P1	
	T2-L-D2		
	T5A-L-P	TDC1-L1-P1	
	T5B-L-P (18.4%)	TDC2-L1-P1 (21.5%)	
グループ3: [SBO、RCPシールドLOCA、HPI不作動(F&B運転失敗)、AFW作動(4時間)]			
(TMB-SL)	SBO-SLOCA	SBO-SLOCA	
	SBO-SLOCA2 (21.5%)	(7.55%)	
グループ4-1: [MFW喪失/SWS喪失/CCW喪失/SI誤起動、RCPシールドLOCA、			
(TMD-SL)	HPI不作動(F&B失敗)、AFW作動]		
		T8-CC-SL-RE	
		T6-SW-SL-RE	
		T10-SL-RE	
		T11-SL-RE	
		T12-CC-SL-RE (73.1%)	
グループ4-2: [タービントリップ/原子炉トリップ、RCPシールドLOCA、HPI不作動(F&B失敗)、			
(TD-SL)	MFW及びAFW作動]		
		T8-CC-SL-RE	
		T8-SW-SL-RE	
		T13-CC-SL-RE	
		T13-SW-SL-RE (11.2%)	
グループ5: [SBO、PORV開固着、HPI不作動、AFW作動(4時間)]			
(TMB-Q)	SBO-Q, SBO-Q2	SBO-Q	
	(6.3%)	(0.68%)	

* : 括弧内の数字は全炉心損傷事故発生頻度に対する各グループの寄与度を示す。

表6.2 ドミナントな炉心損傷事故シーケンスの比較 (つづき)

=====			
	Surry-1	Sequoyah-1	Zion-1
CDF :	$[4.0 \times 10^{-5}]$	$[5.72 \times 10^{-5}]$	$[2.78 \times 10^{-4}]$
(炉心損傷事故の発生頻度への寄与度)			
=====			
グループ6 : [外部電源喪失、AFW不作動、ECCS再循環失敗、HPI作動]			
(TMLH)			T9-L1-R3 (1.72%)*

グループ7 : [SGTR、減圧失敗、SG-SRV開固着、AFW及びHPI作動、(RWST枯渇)]			
(SG-OQs)	T7-OD-QS (3.5%)	TSG-OD-QS (2.27%)	

グループ8 : [SGTR、RCS減圧失敗、PORV及びSG-SRV開固着、AFW及びHPI作動、(SG-OQQs) (RWST枯渇)]			
	T7-OD-Q-QS (0.28%)		

グループ9 : [SGTR、減圧失敗、AFW作動、HPI不作動]			
(SG-OD)	T7-D1-OD (0.53%)		T4-DS (0.47%)

グループ10 : [SGTR、AFW不作動、HPI作動]			
(SG-L)	T7-L3 (0.28%)	TSG-L (0.72%)	

グループ11 : [ATWS]			
(TK)	TK-R-Z	TK-R-Z	T6-K3-L2
	TK-R-D4	TK-R-D4	T8-K3-L2
	T7-K-R (3.90%)	TSG-K-R (3.4%)	(1.9%)

グループ12-1 : [大破断LOCA、蓄圧器不作動]			
(AD-1)	A-D5 (1.6%)	A-D5 (2.26%)	
グループ12-2 : [大破断LOCA、蓄圧器作動、LPI不作動]			
(AD-2)	A-D6 (0.78%)	A-D6 (0.6%)	A-LP (0.50%)

グループ13 : [大破断LOCA、ECCS作動、ECCS再循環失敗]			
(AH)	A-H1 (2.05%)	A-H1 (1.74%)	A-R1 (1.76%)
=====			

* : 括弧内の数字は全炉心損傷事故発生頻度に対する各グループの寄与度を示す。

表6.2 ドミナントな炉心損傷事故シーケンスの比較(つづき)

	Surry-1	Sequoyah-1	Zion-1
CDF:	$[4.0 \times 10^{-5}]$	$[5.72 \times 10^{-5}]$	$[2.78 \times 10^{-4}]$
(炉心損傷事故の発生頻度への寄与度)			
グループ14-1: [中破断LOCA、HPI不作動]			
(S1D-1)	S1-D1 (2.15%)*		
グループ14-2: [中破断LOCA、HPI作動、LPI不作動]			
(S1D-2)	S1-D6 (1.68%)		
グループ15: [中破断LOCA、ECCS作動、ECCS再循環失敗]			
(S1H)	S1-H1 (4.25%)	S1-H2, S1-H4 (11.9%)	S1-R1 (1.76%)
グループ16: [小破断LOCA、HPI不作動]			
(S2D)	S2-D1 (1.1%)		
グループ17: [小破断LOCA、ECCS作動、ECCS再循環失敗]			
(S2H)		S2-H2, S2-H3 (10.9%)	S2-R2 (2.88%)
グループ18: [極小破断LOCA、HPI不作動]			
(S3D)	S3-D1 (1.58%)		
グループ19: [極小破断LOCA、ECCS作動、ECCS再循環失敗]			
(S3H)		S3-OC-H2, S3-OC-H3 S3-W1-H3 (34.9%)	
グループ20: [インターフェースLOCA、ECCS不作動]			
(V)	V (4.0%)	V (1.14%)	V (0.04%)

* : 括弧内の数字は全炉心損傷事故発生頻度に対する各グループの寄与度を示す。

7. ま と め

本報告書では、炉心損傷事故への拡大を防止するためのアクシデントマネージメントの検討・整備を行う際に有用となる情報を提供することを目的として、NUREG-1150で対象とした3基のPWRプラント(Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1)において 炉心損傷事故の発生頻度の観点からドミナントであると同定されている事故シーケンスを紹介すると共に、これらドミナントシーケンスを相互に比較し複数のPWRプラントに共通したシーケンス及びあるプラントに固有のシーケンスを明らかにした。

各プラントにおける ドミナントシーケンスは、Surry-1が28種 ($1.0 \times 10^{-7}/\text{yr}$ 以上)、Sequoyah-1が23種 ($1.0 \times 10^{-7}/\text{yr}$ 以上)、Zion-1が18種 ($1.0 \times 10^{-6}/\text{yr}$ 以上、 $1.0 \times 10^{-7}/\text{yr}$ 以上のものは38種)であり、その内容は異なっている。しかし、これらのドミナントシーケンスをプラント応答の類似性やフロントライン系の作動／不作動の組合せの観点から整理すると、以下に示す20個のグループに分類できる。

- (1) 全交流電源喪失(初期にAFW作動) : 3プラントに共通
- (2) トランジェント時全給水喪失及びF&B運転失敗 : Surry-1とSequoyah-1に共通
- (3) 全交流電源喪失時RCPシールLOCA発生 : Surry-1とSequoyah-1に共通
- (4) トランジェント時RCPシールLOCA発生及びF&B運転失敗 : Zion-1固有
- (5) 全交流電源喪失時PORV開固着 : Surry-1とSequoyah-1に共通
- (6) 外部電源喪失時AFW不作動及びECCS再循環失敗 : Zion-1固有
- (7) SGTR時原子炉減圧失敗及びSG-SRV開固着 : Surry-1とSequoyah-1に共通
- (8) SGTR時原子炉減圧失敗、PORV及びSG-SRV開固着 : Surry-1固有
- (9) SGTR時原子炉減圧失敗及びHPI不作動 : Surry-1とZion-1に共通
- (10) SGTR時AFW不作動 : Surry-1とSequoyah-1に共通
- (11) ATWS : 3プラントに共通
- (12) 大破断LOCA時ECCS不作動 : 3プラントに共通
- (13) 大破断LOCA時ECCS再循環失敗 : 3プラントに共通
- (14) 中破断LOCA時ECCS不作動 : Surry-1固有
- (15) 中破断LOCA時ECCS再循環失敗 : 3プラントに共通
- (16) 小破断LOCA時ECCS不作動 : Surry-1固有
- (17) 小破断LOCA時ECCS再循環失敗 : Sequoyah-1とZion-1に共通
- (18) 極小破断LOCA時ECCS不作動 : Surry-1固有
- (19) 極小破断LOCA時ECCS再循環失敗 : Sequoyah-1固有
- (20) インターフェースLOCA : 3プラントに共通

一般に、炉心損傷事故の発生頻度やドミナントシーケンスは、プラント設備の構成、評価における前提条件や使用した機器故障率データ等の違いによって異なるが、上に示したように、NUREG-1150で対象とした形式の異なる3基のPWRプラントのドミナントシーケンスの中には、3基ないし2基のプラントに共通したものが識別されて

いる。これらの事故シーケンスは、設備構成や運転手順等に相違があるにも拘らずドミナントであると識別されていることから、多くのPWRに共通したものと考えられる。従って、これらのシーケンスについてアクシデントマネジメントを検討することによって、PWRのより一層の安全性向上に有効な方策を提言できるものと思われる。

また、1基のプラントに固有のシーケンスも幾つか同定されているが、これらは、主として、プラントの系統構成あるいは運転手順上の特徴に依存して発生頻度が大きくなっている。例えば、Surry-1では高圧注入系の冗長性が低いために中・小・極小破断LOCA時高圧注入系不作動事象(上記(14),(16),(18)のグループ)がドミナントシーケンスの1つとなっており、Sequoyah-1ではECCS切替操作が格納容器スプレー系の流量調節操作と関連していることから極小破断LOCA時ECCS再循環失敗(上記(19)のグループ)がドミナントシーケンスとして識別されている。また、Zion-1では補機冷却系や所内用水系が他の2基のプラントに比べて冗長性が低く多くのフロントライン系機器への冷却水を供給していることにより、これらの系統の機能喪失による一次冷却材ポンプシールLOCA及び高圧注入系の不作動事象(上記(4)のグループ)がドミナントシーケンスとして同定されている。

なお、各プラントにおけるドミナントシーケンスの相互比較にあたっては、イベントツリーの構造(即ち、ヘディングの種類や記号)が異なっているため、各事故シーケンスにおいて利用可能あるいは利用不能なフロントライン系に着目して整理した。この結果を基に、起因事象を再分類し(8種の起因事象：外部電源喪失、初期にPCSが利用不能なトランジェント、初期にPCSが利用可能なトランジェント、SGTR、大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、極小破断LOCA)、それぞれに対してフロントライン系を中心としてヘディングを選定して標準的なイベントツリーを作成した。さらに、このイベントツリーで定義される事故シーケンスと各プラントに対してドミナントと同定された事故シーケンスとの対応づけを行った。この結果を本報告書の付録Bに掲載するので参考とされたい。

謝 辞

本報告書を作成するにあたっては、原研リスク評価解析研究室の阿部清治室長、平野雅司主任研究員並びに村松健副主任研究員より貴重なコメントを頂いた。各氏に謝意を表したい。

いる。これらの事故シーケンスは、設備構成や運転手順等に相違があるにも拘らずドミナントであると識別されていることから、多くのPWRに共通したものと考えられる。従って、これらのシーケンスについてアクシデントマネジメントを検討することによって、PWRのより一層の安全性向上に有効な方策を提言できるものと思われる。

また、1基のプラントに固有のシーケンスも幾つか同定されているが、これらは、主として、プラントの系統構成あるいは運転手順上の特徴に依存して発生頻度が大きくなっている。例えば、Surry-1では高圧注入系の冗長性が低いために中・小・極小破断LOCA時高圧注入系不作動事象(上記(14),(16),(18)のグループ)がドミナントシーケンスの1つとなっており、Sequoyah-1ではECCS切替操作が格納容器スプレー系の流量調節操作と関連していることから極小破断LOCA時ECCS再循環失敗(上記(19)のグループ)がドミナントシーケンスとして識別されている。また、Zion-1では補機冷却系や所内用水系が他の2基のプラントに比べて冗長性が低く多くのフロントライン系機器への冷却水を供給していることにより、これらの系統の機能喪失による一次冷却材ポンプシールLOCA及び高圧注入系の不作動事象(上記(4)のグループ)がドミナントシーケンスとして同定されている。

なお、各プラントにおけるドミナントシーケンスの相互比較にあたっては、イベントツリーの構造(即ち、ヘディングの種類や記号)が異なっているため、各事故シーケンスにおいて利用可能あるいは利用不能なフロントライン系に着目して整理した。この結果を基に、起因事象を再分類し(8種の起因事象：外部電源喪失、初期にPCSが利用不能なトランジェント、初期にPCSが利用可能なトランジェント、SGTR、大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、極小破断LOCA)、それぞれに対してフロントライン系を中心としてヘディングを選定して標準的なイベントツリーを作成した。さらに、このイベントツリーで定義される事故シーケンスと各プラントに対してドミナントと同定された事故シーケンスとの対応づけを行った。この結果を本報告書の付録Bに掲載するので参考とされたい。

謝 辞

本報告書を作成するにあたっては、原研リスク評価解析研究室の阿部清治室長、平野雅司主任研究員並びに村松健副主任研究員より貴重なコメントを頂いた。各氏に謝意を表したい。

参 考 文 献

- [1] U.S.NRC, "Severe Accident Risks : An Assessment of Five U.S. Nuclear Power Plants", NUREG-1150, (1990).
- [2] R.C. Bertucio and J.A. Julius, "Analysis of Core Damage Frequency : Surry, Unit 1 Internal Events", NUREG/CR-4550, Vol.3, Rev.1, (1990).
- [3] R.C. Bertucio and S.R. Brown, "Analysis of Core Damage Frequency : Sequoyah, Unit 1 Internal Events", NUREG/CR-4550, Vol.5, Rev.1, (1990).
- [4] M.B. Sattison and K.W. Hall, "Analysis of Core Damage Frequency : Zion, Unit 1 Internal Events", NUREG/CR-4550, Vol.7, Rev.1, (1990).
- [5] 渡辺憲夫、樋口澄則、"イベントツリー解析支援プログラムETAPの使用手引"、JAERI-M 90-193, (1990).
- [6] Commonwealth Edison Company, "Zion Probabilistic Safety Study", (1981).
- [7] D.M. Ericson, Jr. (Editor), "Analysis of Core Damage Frequency : Internal Events Methodology", NUREG/CR-4550, Vol.1, Rev.1, (1990).
- [8] T.A. Wheeler, "Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events: Expert Judgment Elicitation", NUREG/CR-4550, Vol.2, Rev.1, (1989).
- [9] U.S.NRC, "Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants", WASH-1400, (1975).

付録 A

オリジナル文献掲載のイベントツリー

A.1 Surry-1: NUREG/CR-4550 (Vol.3, Rev.1) 掲載のイベントツリー

NUREG/CR-4550, Vol.3, Rev.1に掲載されるイベントツリーを、図A1.1～A1.12に示す。本報告書とオリジナル文献におけるイベントツリーの対応や、各イベントツリーで定義される事故シーケンスの総数及び炉心損傷事故シーケンスの数を表A1.1にまとめる。

表A1.1 オリジナル文献におけるイベントツリーの概要

起因事象	文献図番	事故シーケンス数		ドミナントシーケンス 番号*	本報告書 図番
		総数	CD		
外部電源喪失	4.4-1	14	7	-	図A1.1
全交流電源喪失	4.4-2	25	14	3, 5, 7, 9, 11, 12, 14, 16, 18, 19, 21, 22, 24	図A1.2
全交流電源喪失	4.4-3	21	12	3, 5, 7, 9, 10, 12, 14, 15, 17, 18, 20	図A1.3
主給水喪失	4.4-4	14	7	11, 12	図A1.4
タービントリップ*	4.4-5	15	7	-	図A1.5
D C 電源喪失	4.4-6	14	7	11	図A1.6
S G T R	4.4-7	19	13	8, 12, 13, 18, 20	図A1.7
大破断LOCA	4.4-8	7	5	2, 6, 7	図A1.8
中破断LOCA	4.4-9	9	7	2, 3, 9	図A1.9
小破断LOCA	4.4-10	21	15	19	図A1.10
極小破断LOCA	4.4-11	24	14	23	図A1.11
A T W S	4.4-12	20	13	3, 9	図A1.12

* : 発生頻度が 1.0×10^{-7} 以上の事故シーケンス

(但し、全交流電源については 1.0×10^{-9} 以上のシーケンス)

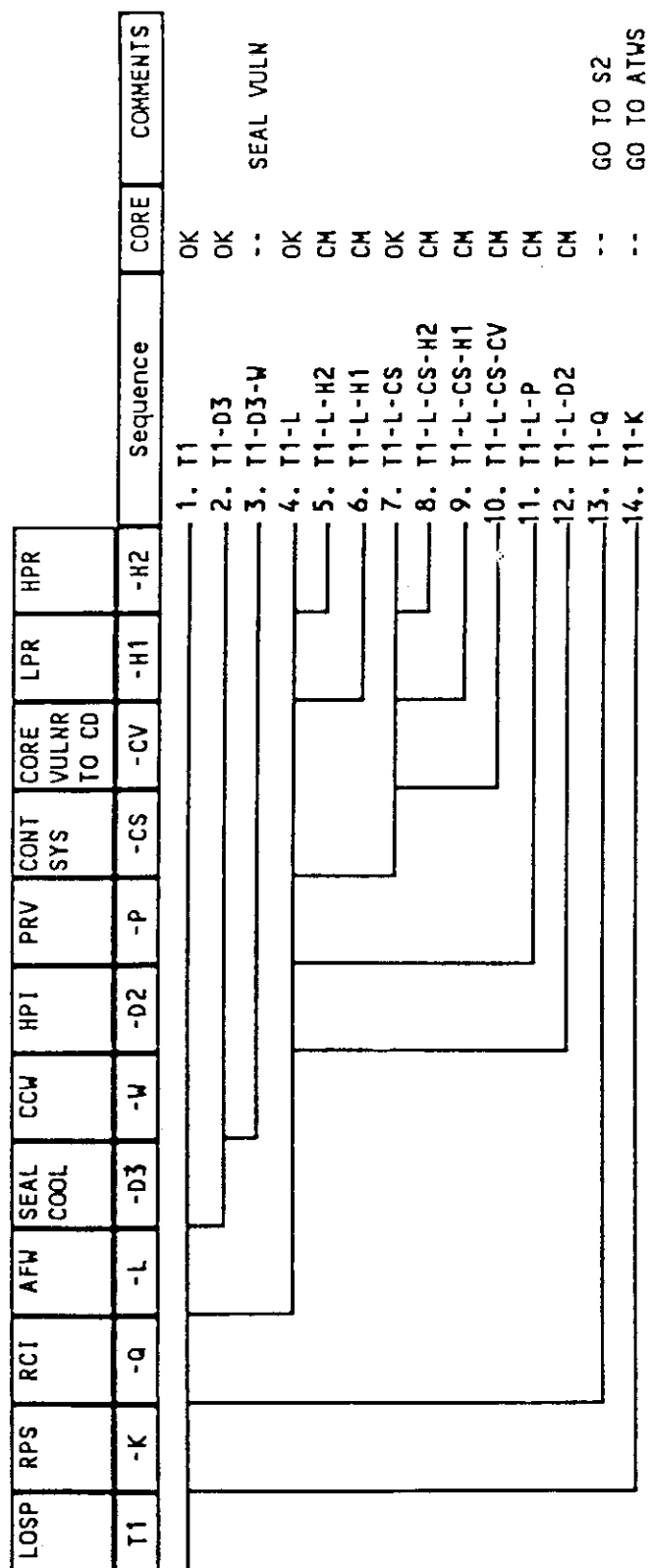


Figure 4.4-1 Event Tree for T₁ -
 Loss of Offsite Power

☒ A1.1

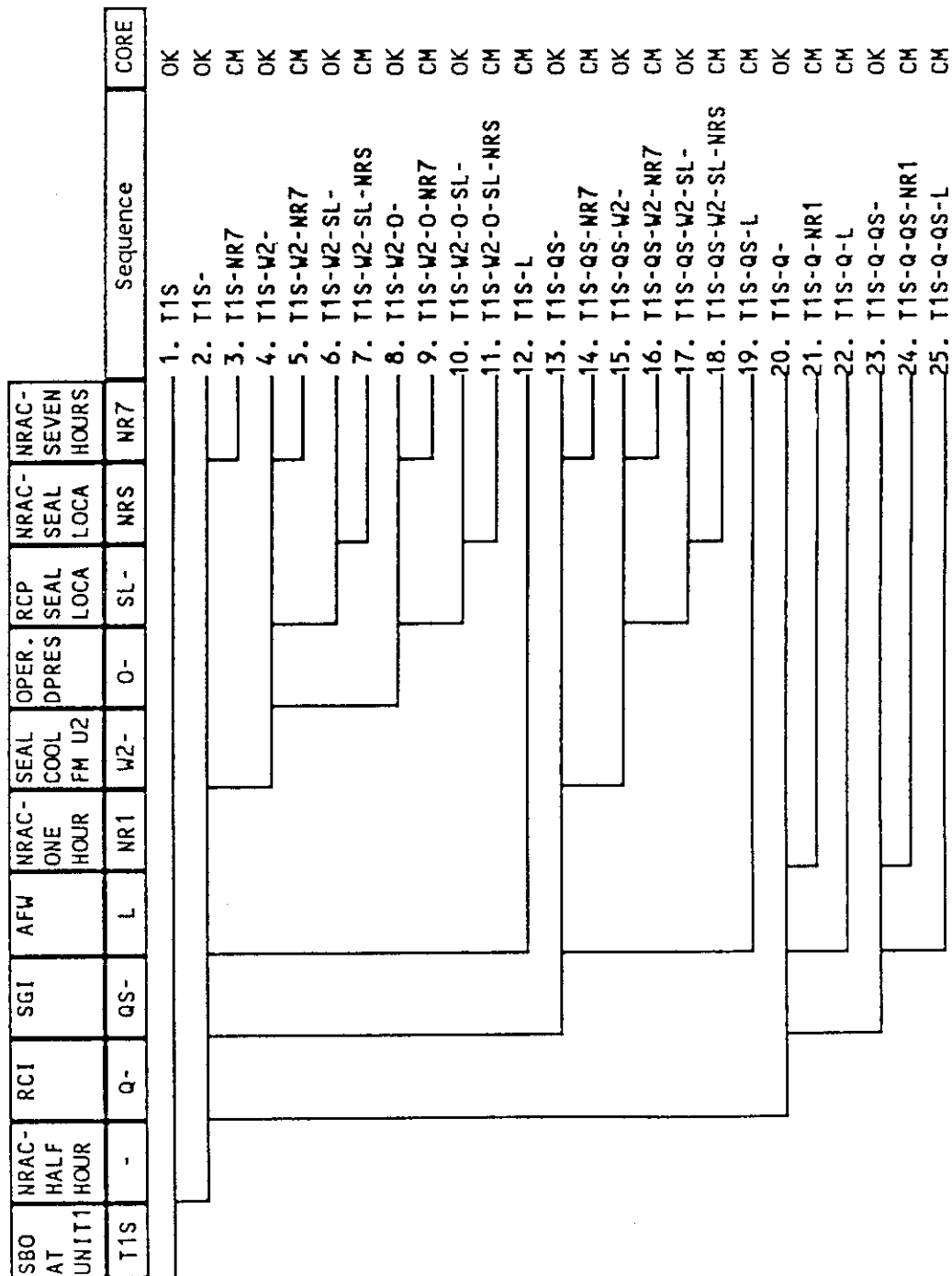


図 A1.2 Figure 4.4-2 Event Tree for T1S -
Station Blackout at Unit 1

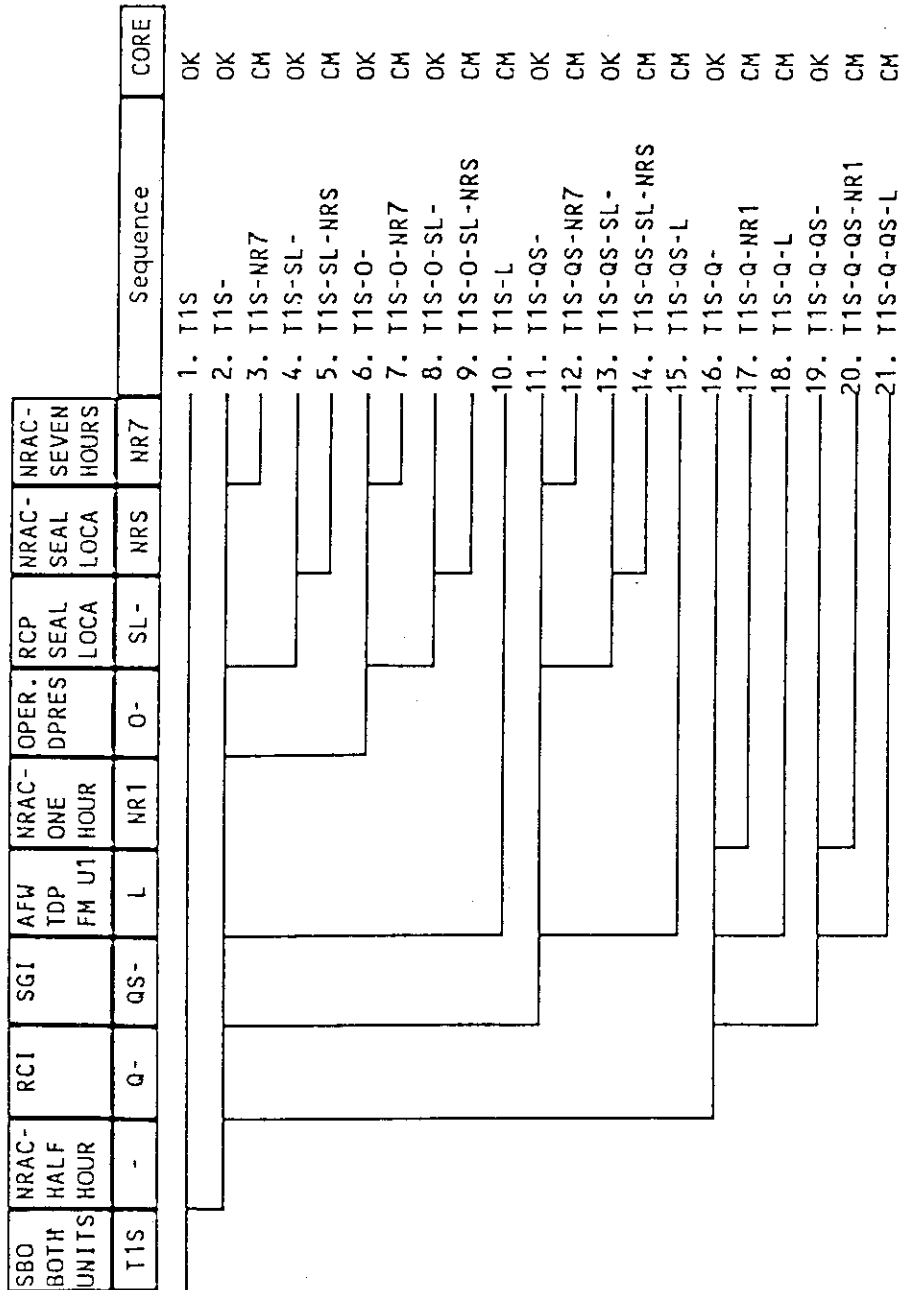


Figure 4.4-3 Event Tree for T1S -
Station Blackout at Both Units

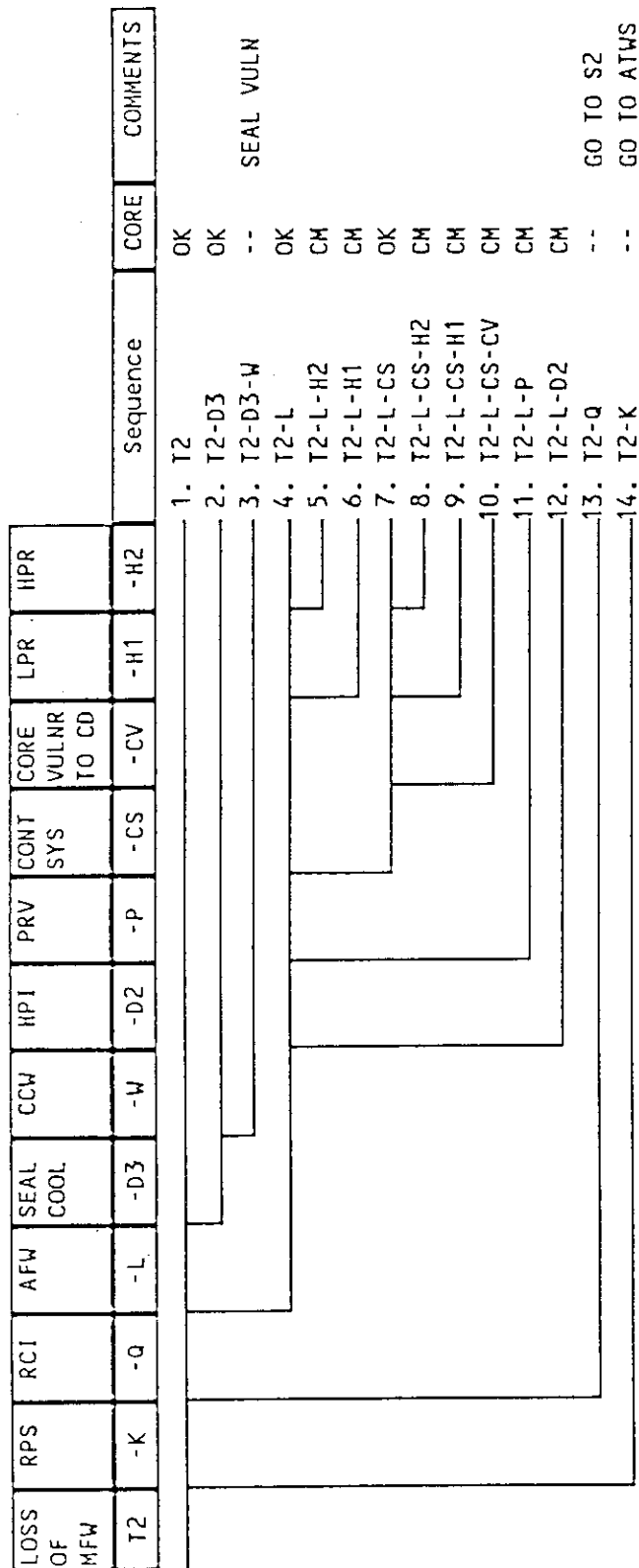
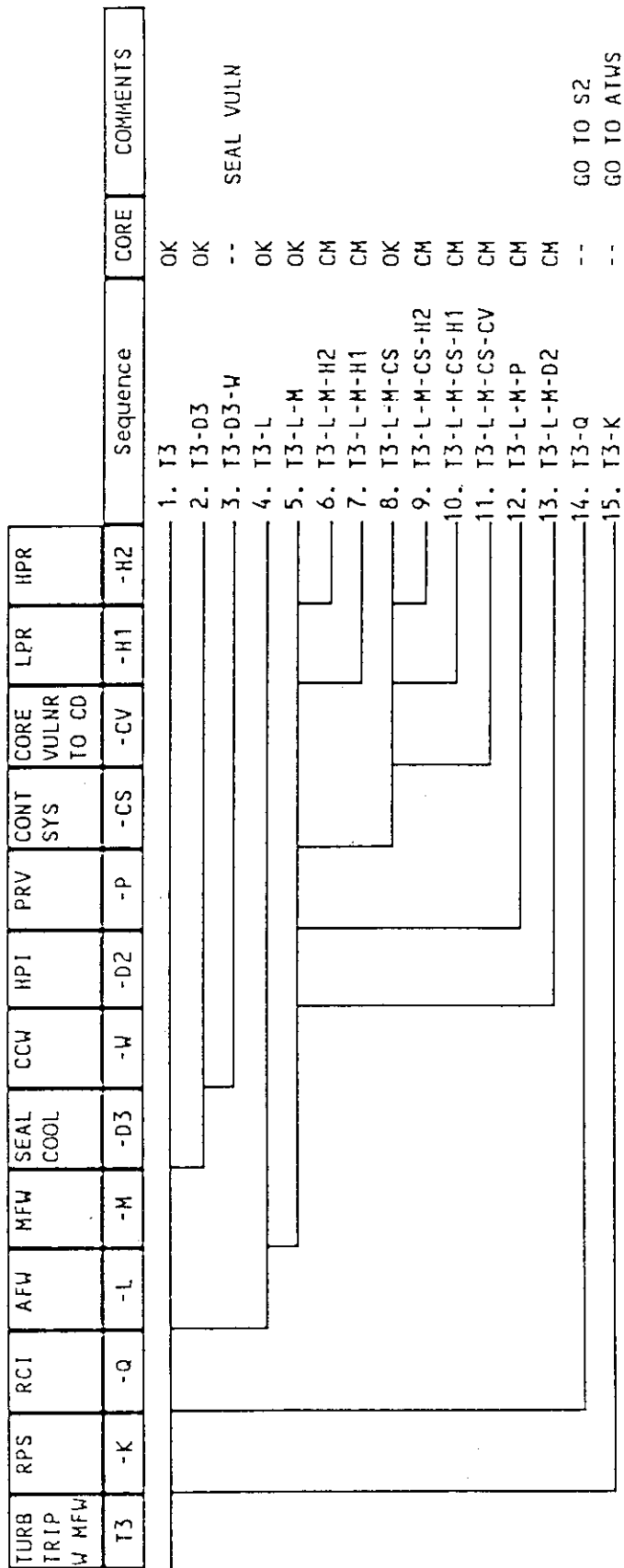
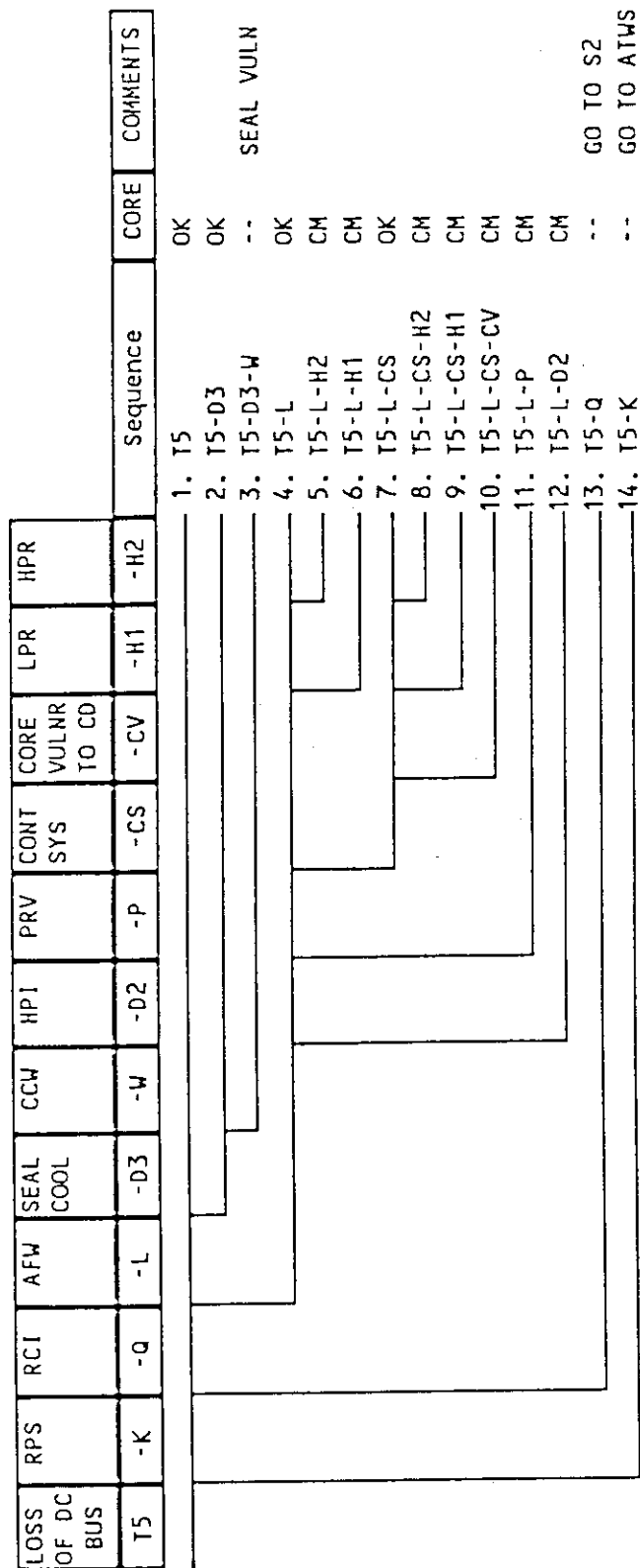


Figure 4.4-4 Event Tree for T₂ -
Loss of Main Feedwater

☑ A1.4



☑ A1.5 Figure 4.4-5 Event Tree for T₃ -
Turbine Trip with MFW



☒ A1.6 Figure 4.4-6 Event Tree for T5 -
Loss of DC Bus

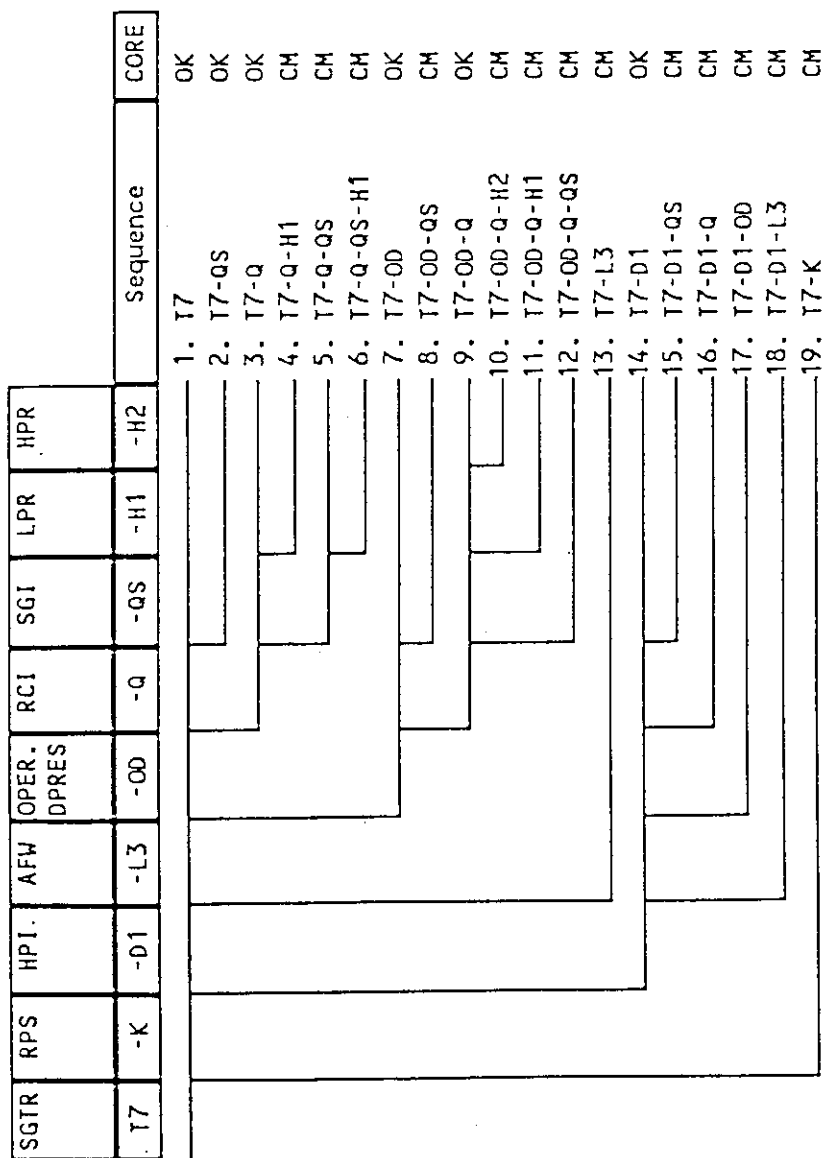
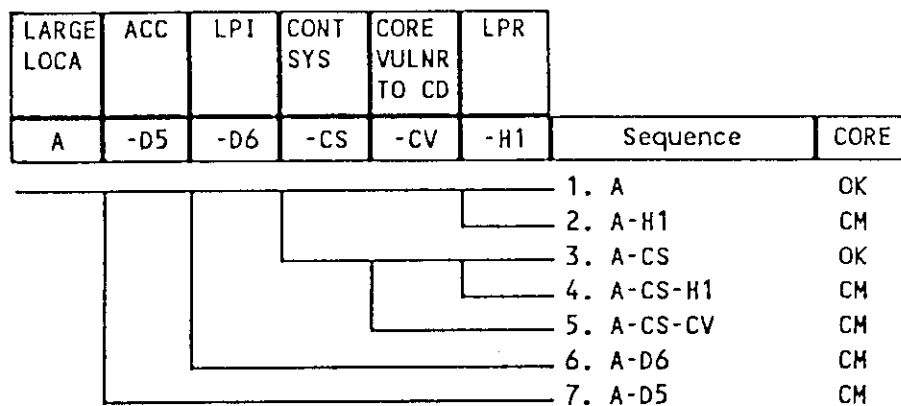
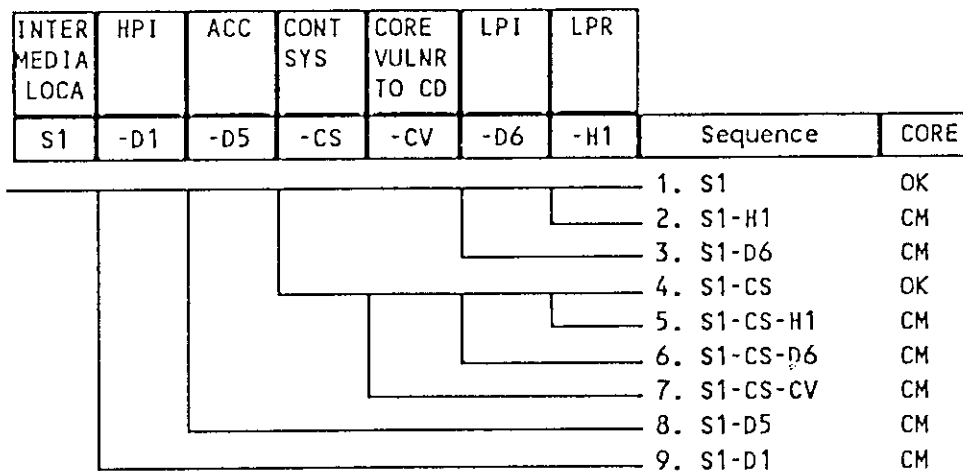


Figure 4.4-7 Event Tree for T7 -
Steam Generator Tube Rupture



☒ A1.8 Figure 4.4-8 Event Tree for A -
Large LOCA



☒ A1.9 Figure 4.4-9 Event Tree for S₁ -
Medium LOCA

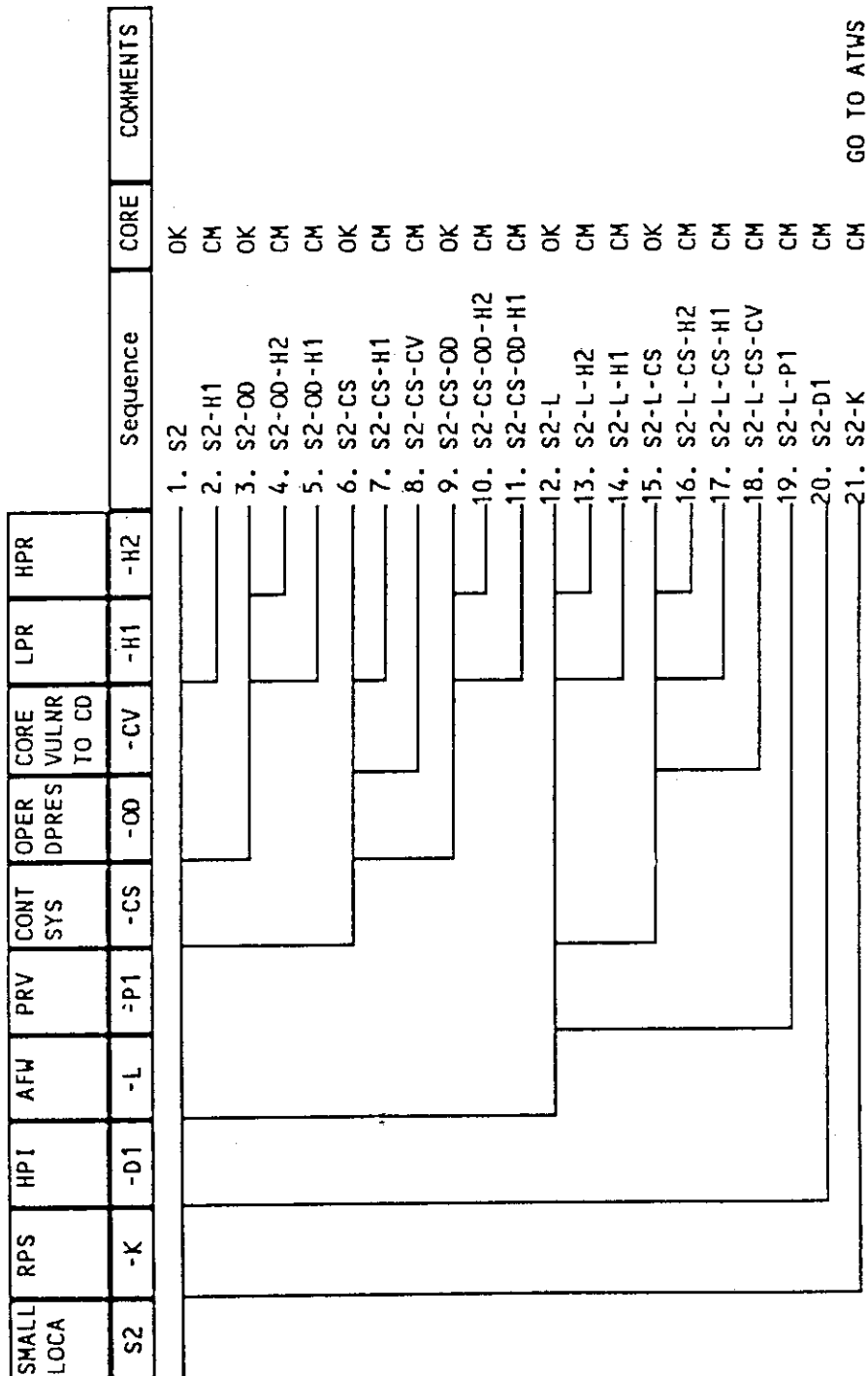


Figure 4.4-10 Event Tree for S2 -
Small LOCA

☒ A1.10

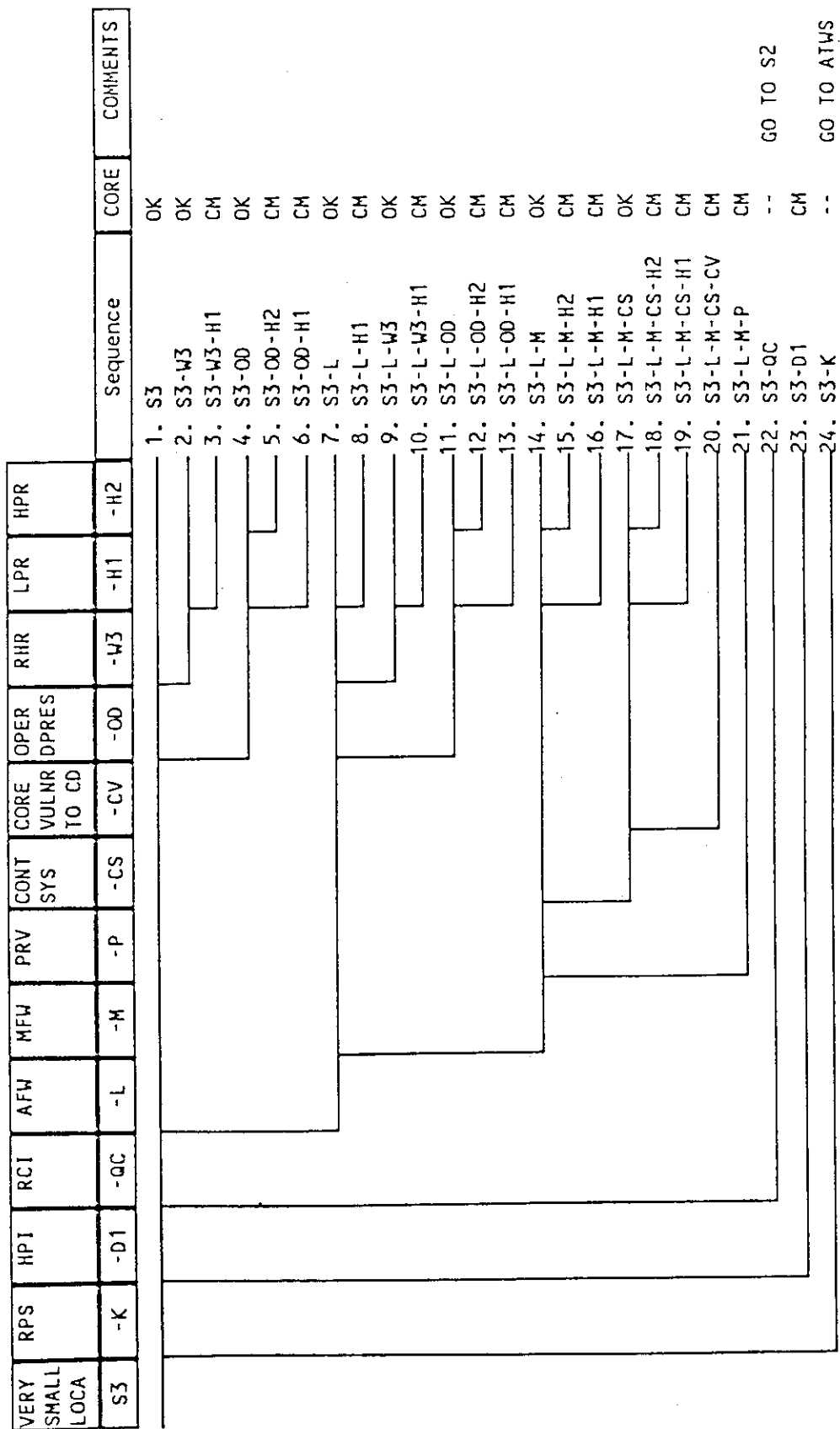
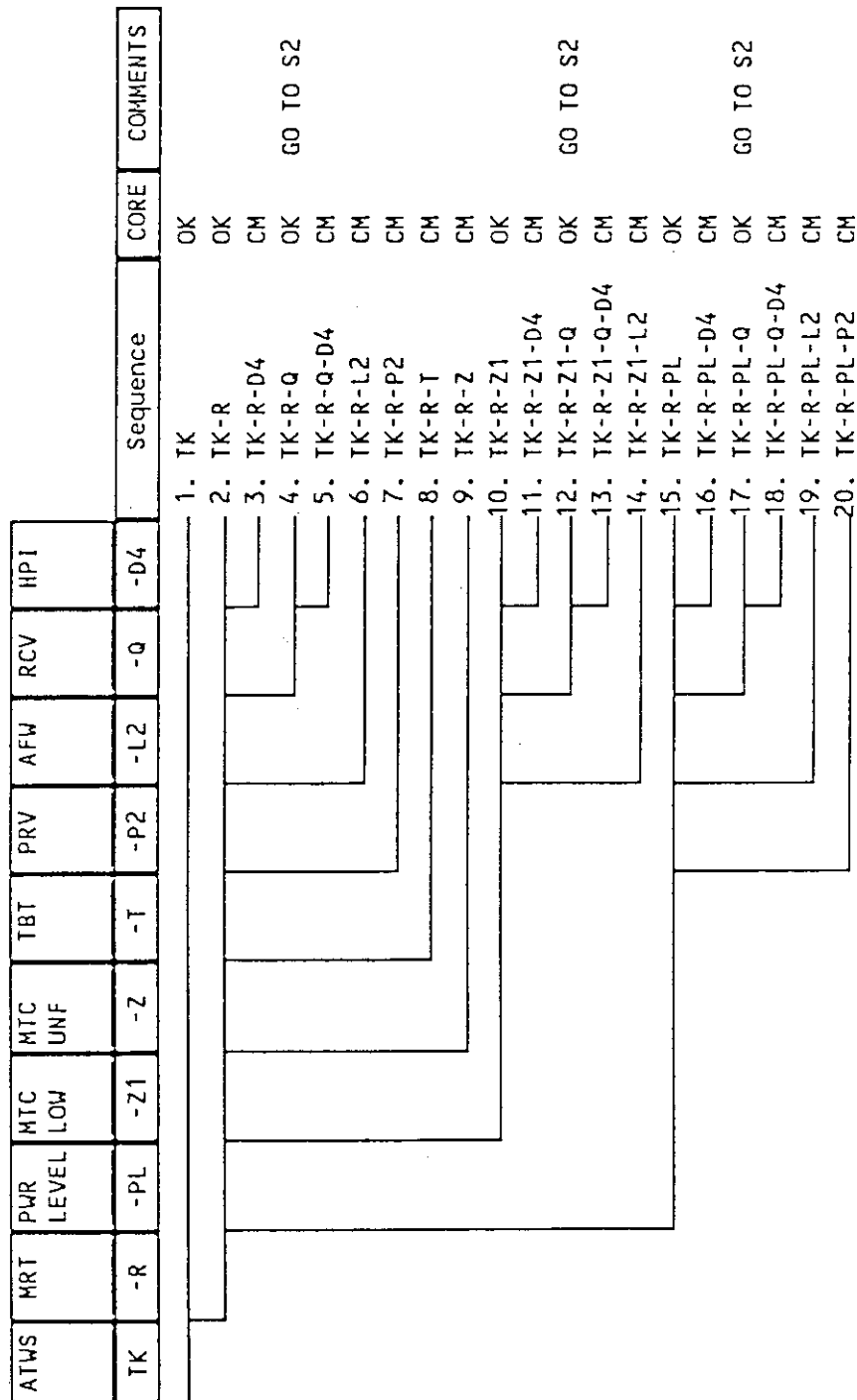


Figure 4.4-11 Event Tree for S3 -
Very Small LOCA



☑ A1.12 Figure 4.4-12 Event Tree for TK -
Anticipated Transient Without Scram

A.2 Sequoyah-1: NUREG/CR-4550 (Vol.5, Rev.1) 掲載のイベントツリー

NUREG/CR-4550, Vol.5, Rev.1に掲載されるイベントツリーを、図A2.1～A2.11に示す。本報告書とオリジナル文献におけるイベントツリーの対応や、各イベントツリーで定義される事故シーケンスの総数及び炉心損傷事故シーケンスの数を表A2.1にまとめる。

表A2.1 オリジナル文献におけるイベントツリーの概要

起因事象	文献図番	事故シーケンス数		ドミナントシーケンス 番号*	本報告書 図番
		総数	CD		
外部電源喪失	4.4-1	10	4	-	図A2.1
全交流電源喪失	4.4-2	37	15	5,7,9,12,14,16, 18,20,22,27,29, 31,33,35,37	図A2.2
主給水喪失	4.4-3	10	4	7	図A2.3
タービントリップ	4.4-4	11	4	-	図A2.4
DC電源喪失	4.4-5	10	4	7	図A2.5
SGTR	4.4-6	18	12	7,12,18	図A2.6
大破断LOCA	4.4-7	4	3	2,3,4	図A2.7
中破断LOCA	4.4-8	4	3	2,3	図A2.8
小破断LOCA	4.4-9	14	9	2,3	図A2.9
極小破断LOCA	4.4-10	21	12	3,8,9	図A2.10
ATWS	4.4-11	20	13	3,9	図A2.11

* : 発生頻度が 1.0×10^{-7} 以上の事故シーケンス

(但し、全交流電源については 1.0×10^{-8} 以上のシーケンス)

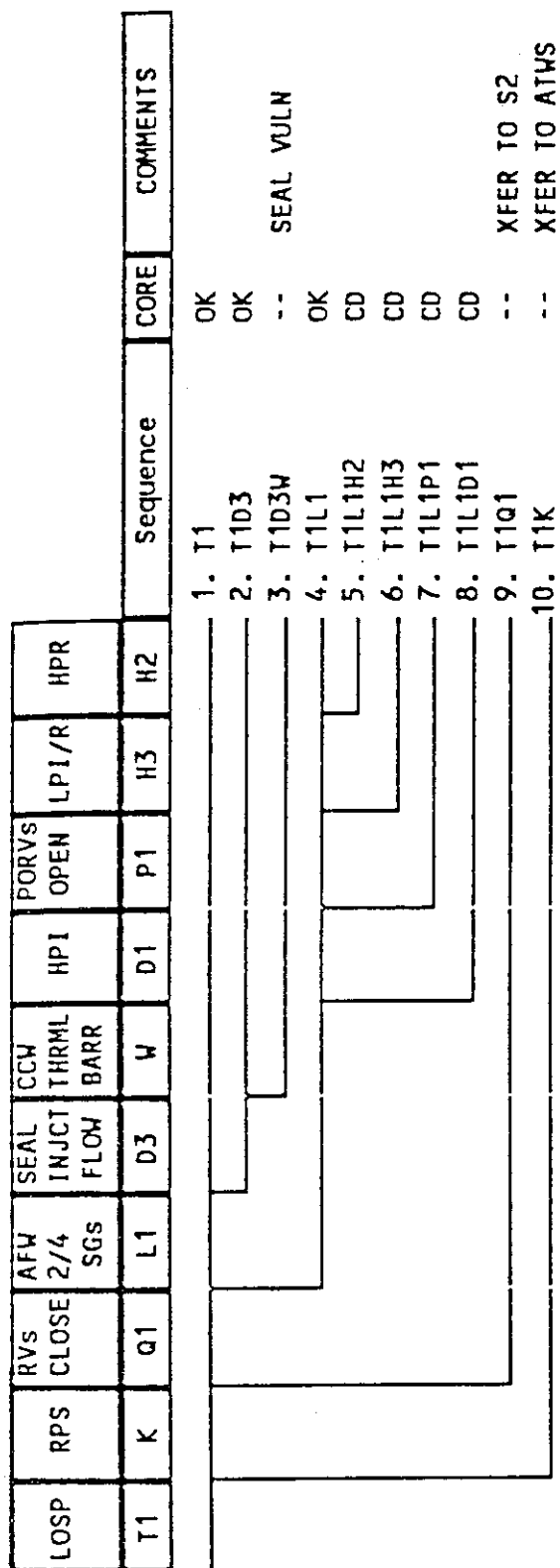
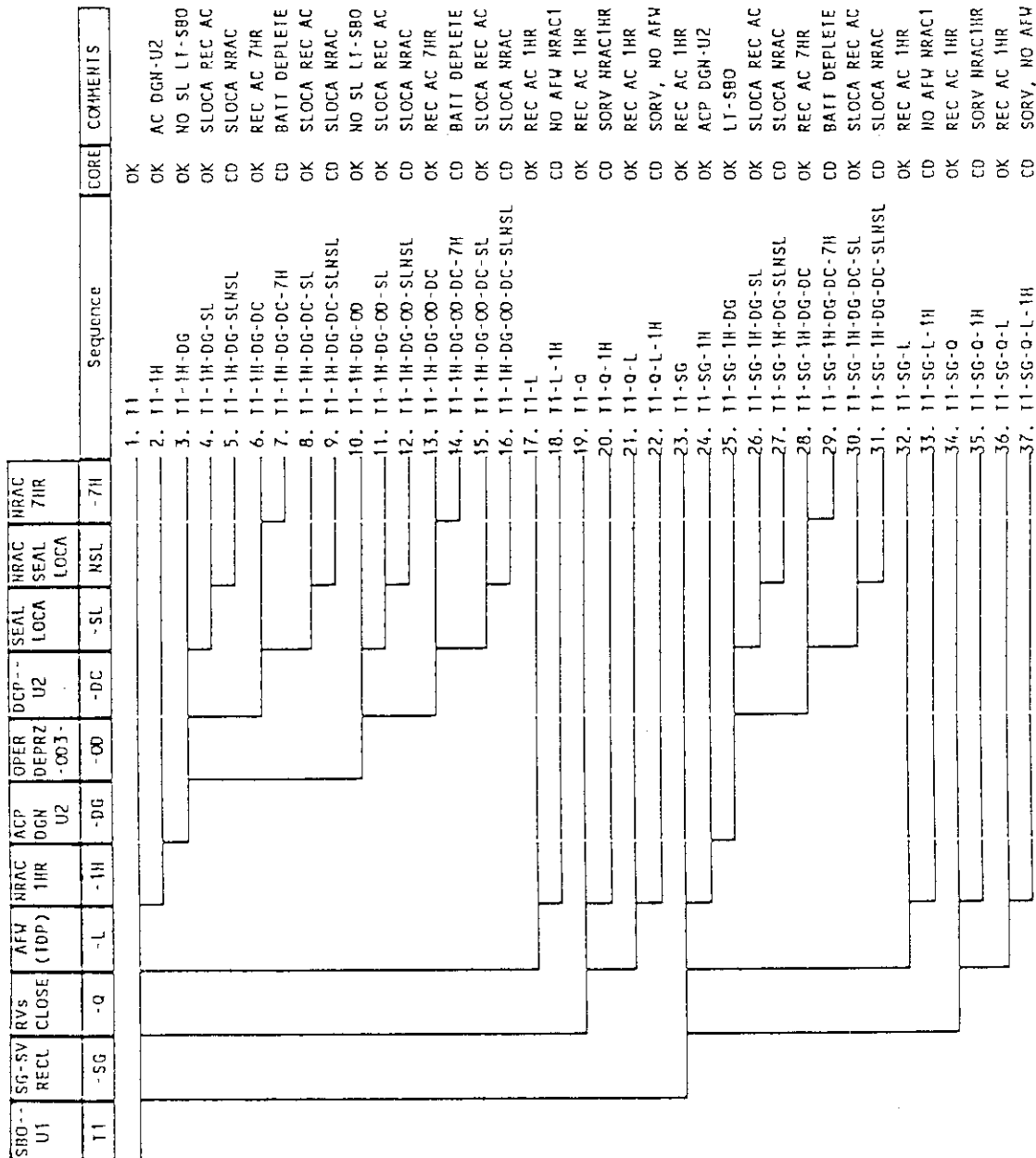


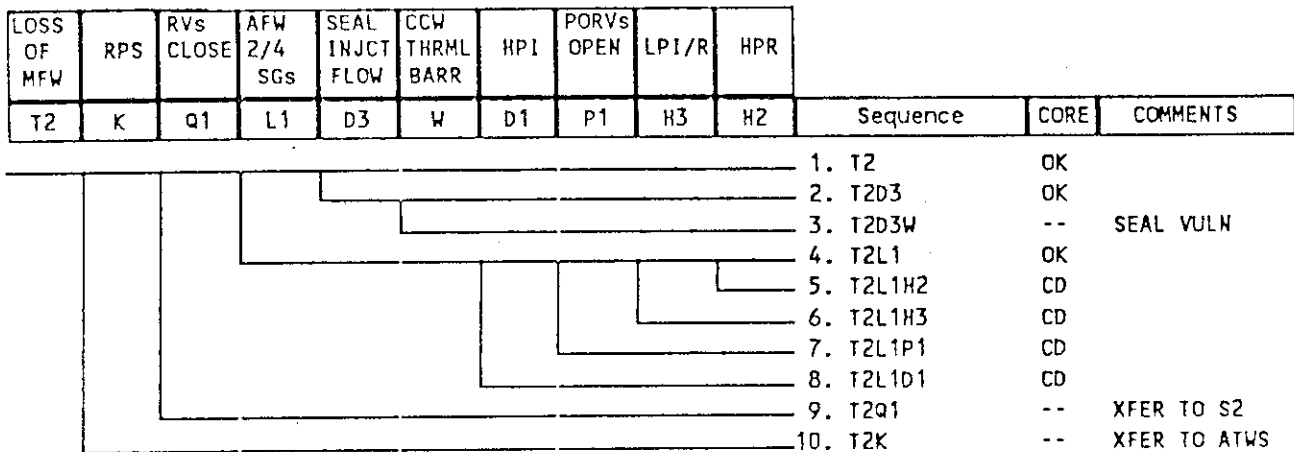
Figure 4.4-1

☒ A2.1 Event Tree for T₁-Loss of Offsite Power



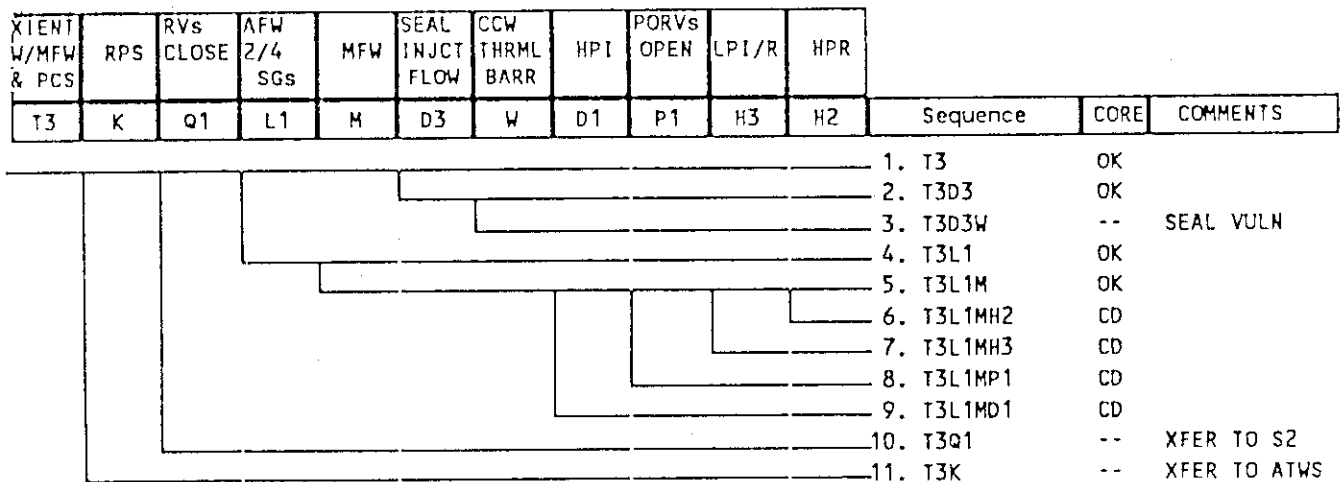
A2.2 Figure 4.4-2

Event Tree for T₁-Station Blackout



☒ A2.3

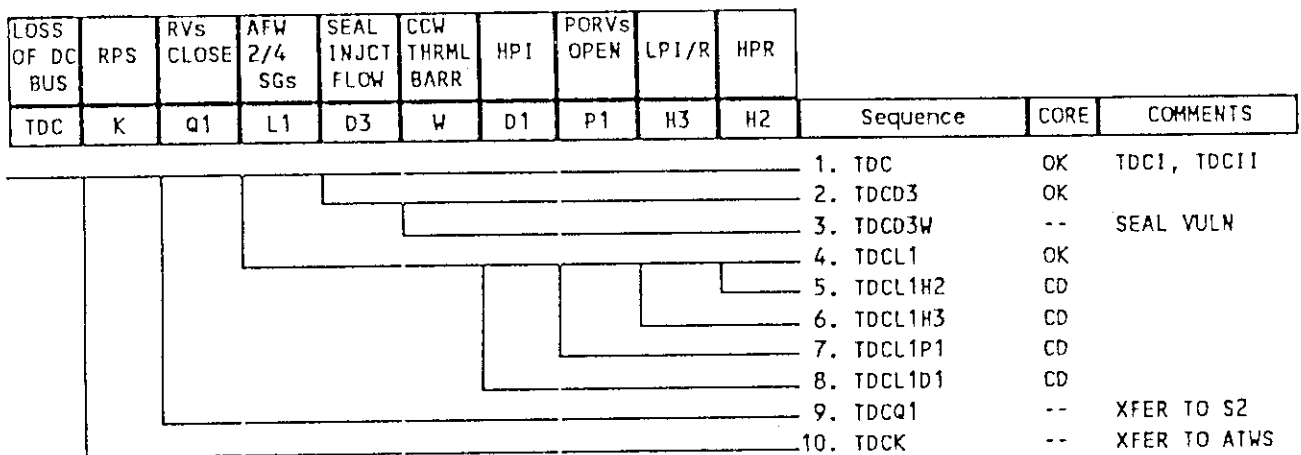
Figure 4.4-3

Event Tree for T₂-Loss of Main Feedwater

☒ A2.4

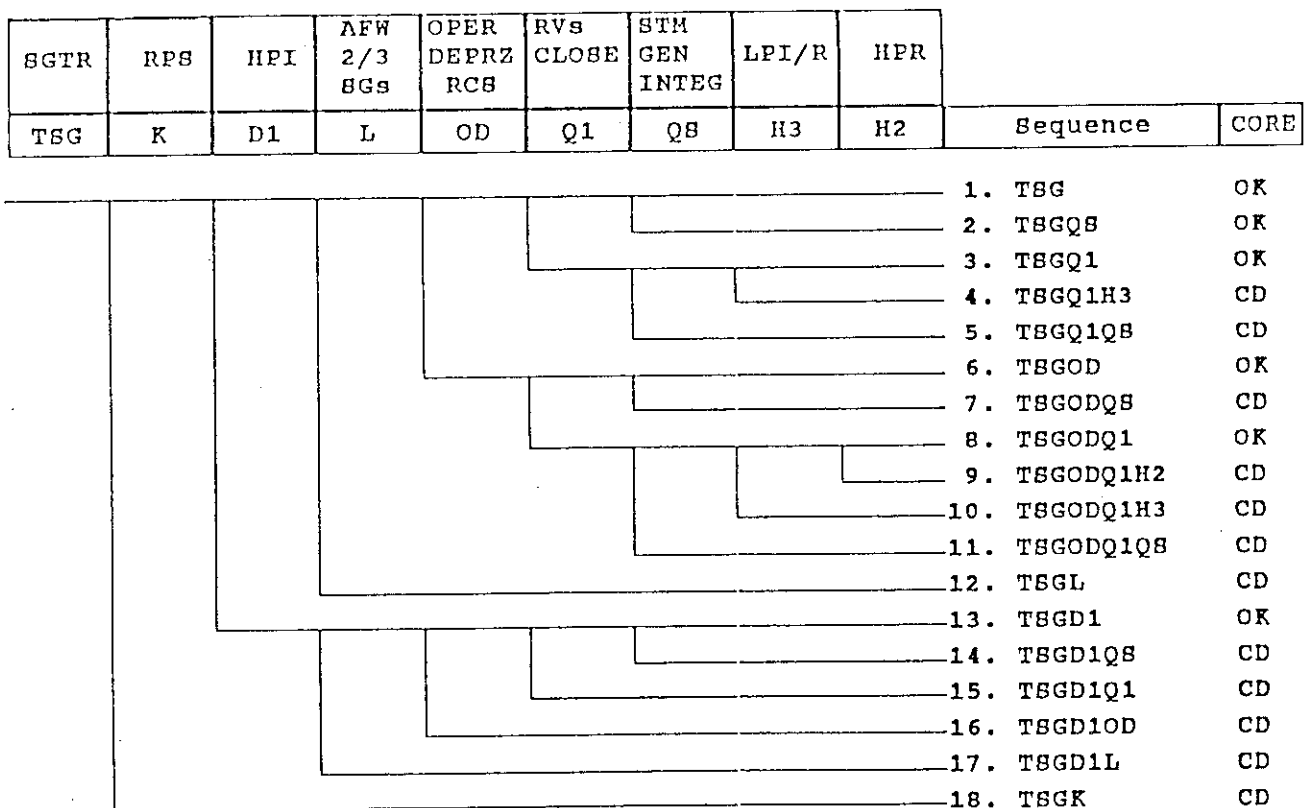
Figure 4.4-4

Event Tree for T₃-Turbine Trip with MFW Initially Available



☒ A2.5 Figure 4.4-5

Event Tree for T_{DCX}-Loss of DC Bus

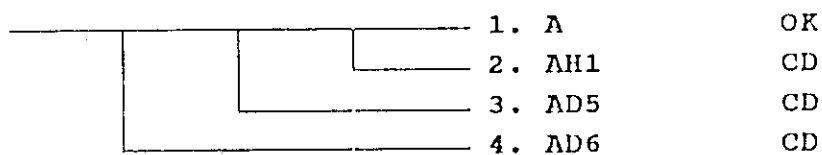


☒ A2.6

Figure 4.4-6

Event Tree for T_{SG}-Steam Generator Tube Rupture

LARGE LOCA	LPI	ACC	LPR		
A	D6	D5	H1	Sequence	CORE



☒ A2.7 Figure 4.4-7

Event Tree for A-Large LOCA

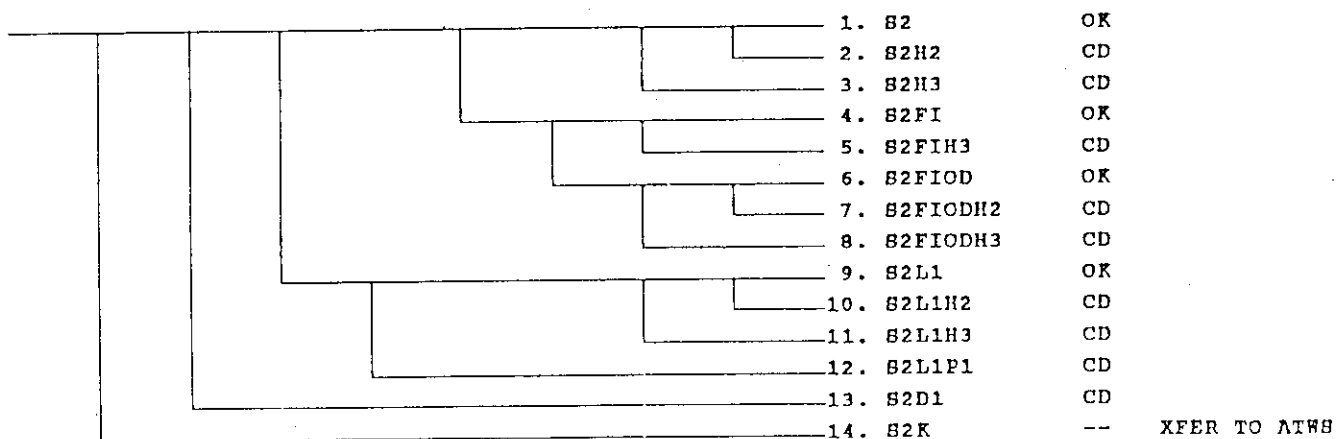
MED LOCA	HPI	LPI/R	HPR		
S1	D2	H4	H2	Sequence	CORE



☒ A2.8 Figure 4.4-8

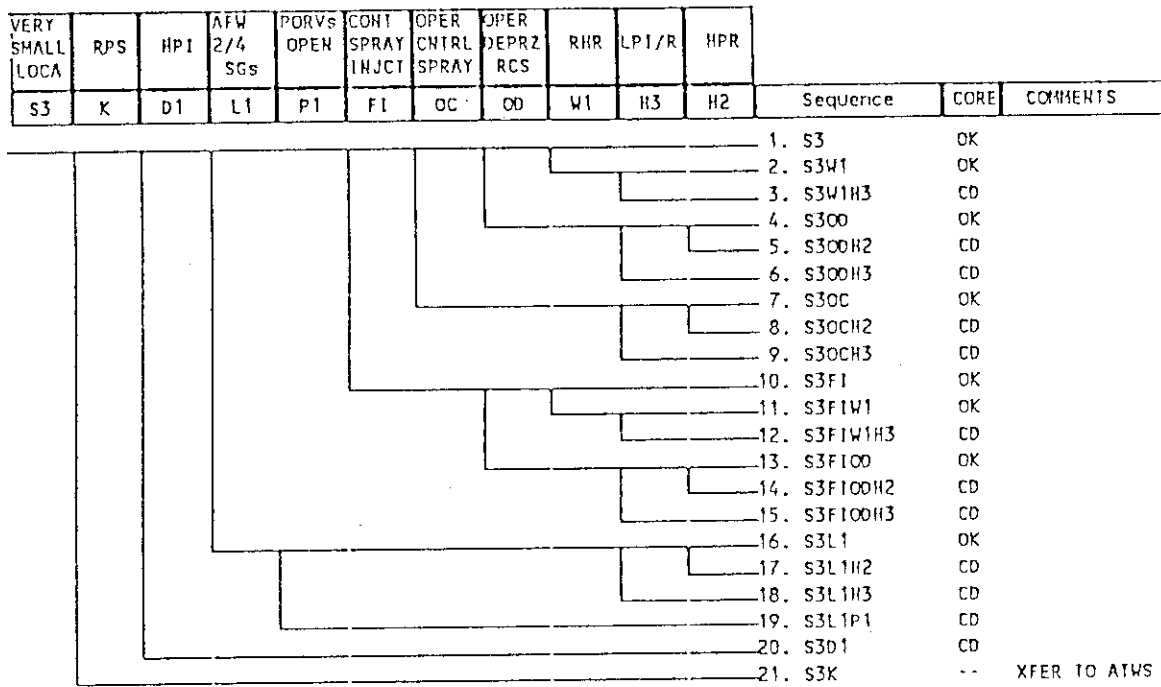
Event Tree for S₁-Medium LOCA

SMALL LOCA	RPS	HPI	AFW 2/4 BGS	PORVs OPEN	CONT SPRAY INJCT	OPER DEPRZ RCS	LPI/R	HPR			
S2	K	D1	L1	P1	FI	OD	H3	H2	Sequence	CORE	COMMENTS

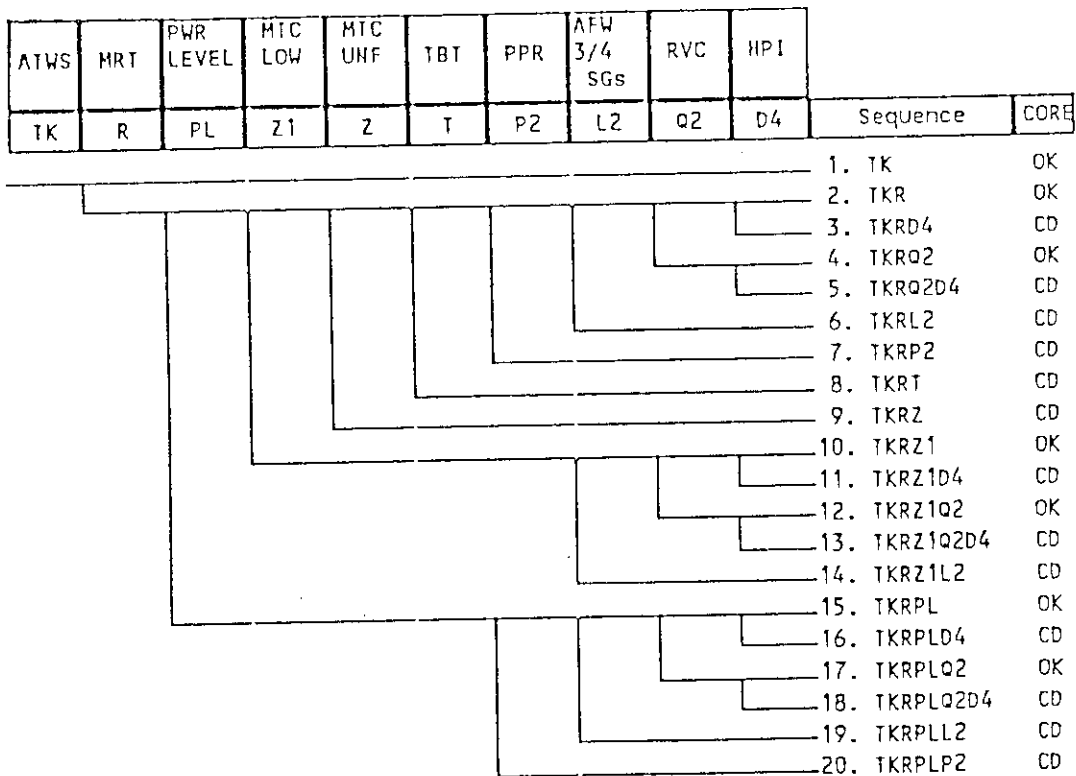


☒ A2.9 Figure 4.4-9

Event Tree for S₂-Small LOCA



A2.10 Figure 4.4-10

Event Tree for S₃-Very Small LOCA


A2.11 Figure 4.4-11

Event Tree for TK-Anticipated Transient Without Scram

A.3 Zion-1: NUREG/CR-4550 (Vol.7, Rev.1) 掲載のイベントツリー

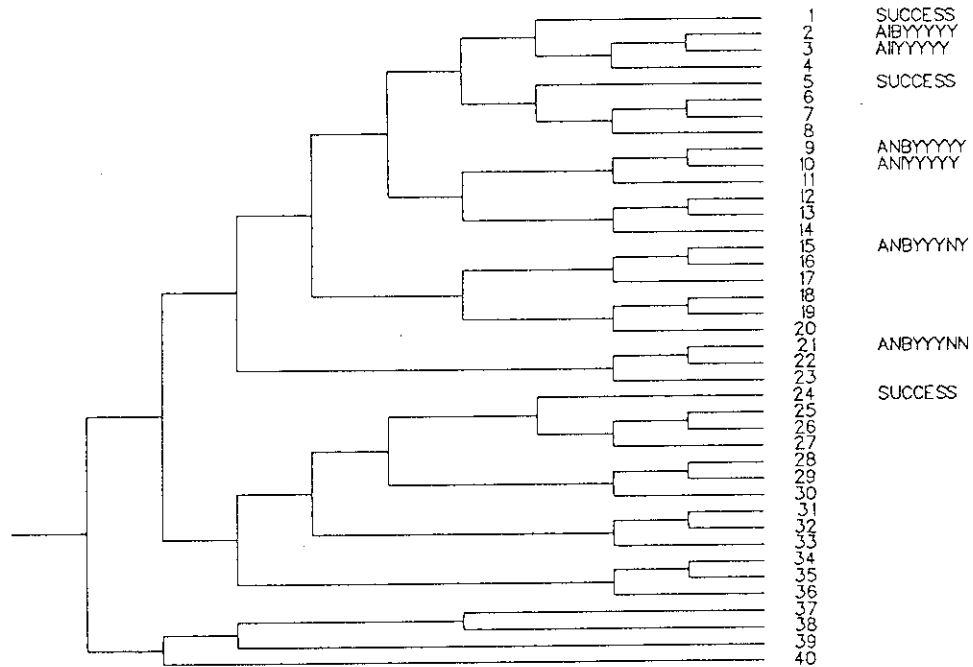
NUREG/CR-4550, Vol.7, Rev.1のイベントツリーは大規模なものであるため、本報告書では、ドミナントシーケンスが関係する部分（ドミナントシーケンスの定義が分かる部分）のみ掲載することとし、それらを図A3.1～A3.12に示す。本報告書とオリジナル文献におけるイベントツリーの対応や、各イベントツリーで定義される事故シーケンスの総数及び炉心損傷事故シーケンスの数を表A3.1にまとめる。

表A3.1 オリジナル文献におけるイベントツリーの概要

起 因 事 象	文 献 図 番	事 故 シ ー ケ ンス 数		ド ミ ナ ント シ ー ケ ンス 番 号 *	本 報 告 書 図 番
		総 数	CD		
大破断LOCA	4.4-1	40	37	2,9	図A3.1
中破断LOCA	4.4-2	49	46	2,9	図A3.2
小破断LOCA	4.4-3	169	152	2,29,49	図A3.3
S G T R	4.4-4	242	219	241	図A3.4
主蒸気管破断	4.4-5	217	190	-	掲載せず
主給水喪失	4.4-6	217	190	17,38,47,54, 130,217	図A3.5
炉出力異常	4.4-7	131	114	-	掲載せず
タービントリップ°	4.4-8	129	112	17,38,129	図A3.6
外部電源喪失	4.4-9	129	112	16,20,30,34, 47,54	図A3.7
SWS機能喪失	4.4-10	54	46	21,48,49	図A3.8
CCW機能喪失	4.4-11	63	55	24,51,52	図A3.9
安全系誤起動	4.4-12	205	182	11,205	図A3.10
原子炉トリップ°	4.4-13	216	188	17,38,54,130, 137	図A3.11
A T W S	4.4-14	140	120	51	図A3.12

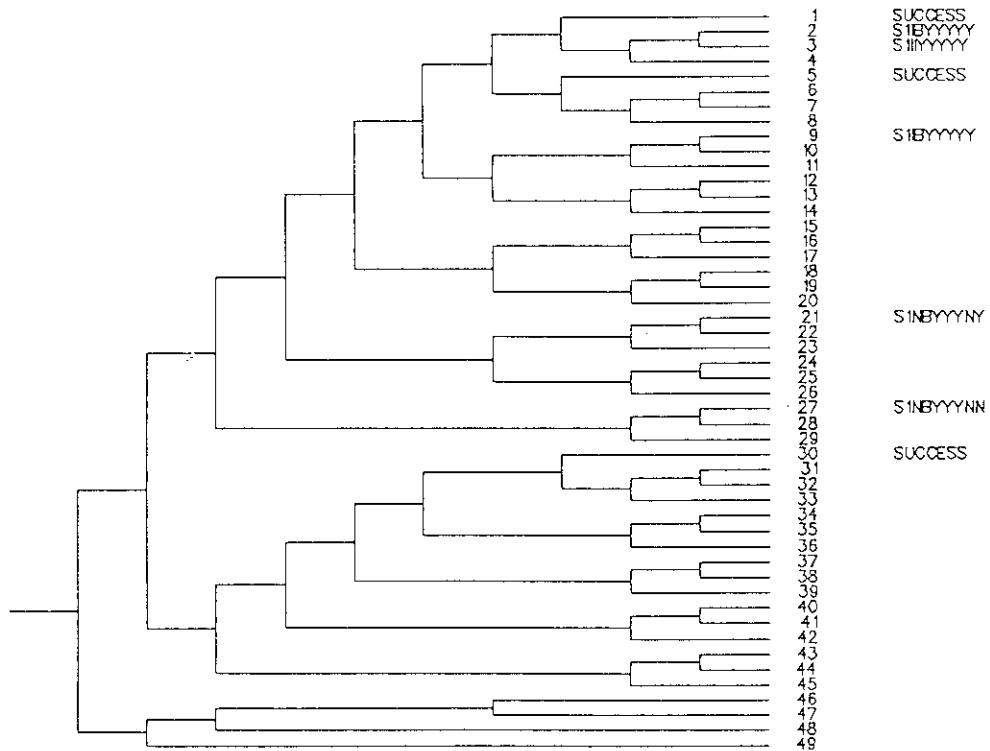
* : 発生頻度が 1.0×10^{-7} 以上の事故シーケンス

LLOCA	RW	SS	SW	CC	LP	CF	R1	CS	CR	SEQ #	-P-D-S-
-------	----	----	----	----	----	----	----	----	----	-------	---------



☒ A3.1 Figure 4.4-1. Large LOCA Event Tree (ET-1).

LLOCA	RW	SS	SW	CC	HH	LP	CF	R1	CS	CR	SEQ #	-P-D-S-
-------	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	-------	---------



☒ A3.2 Figure 4.4-2. Medium LOCA Event Tree (ET-2).

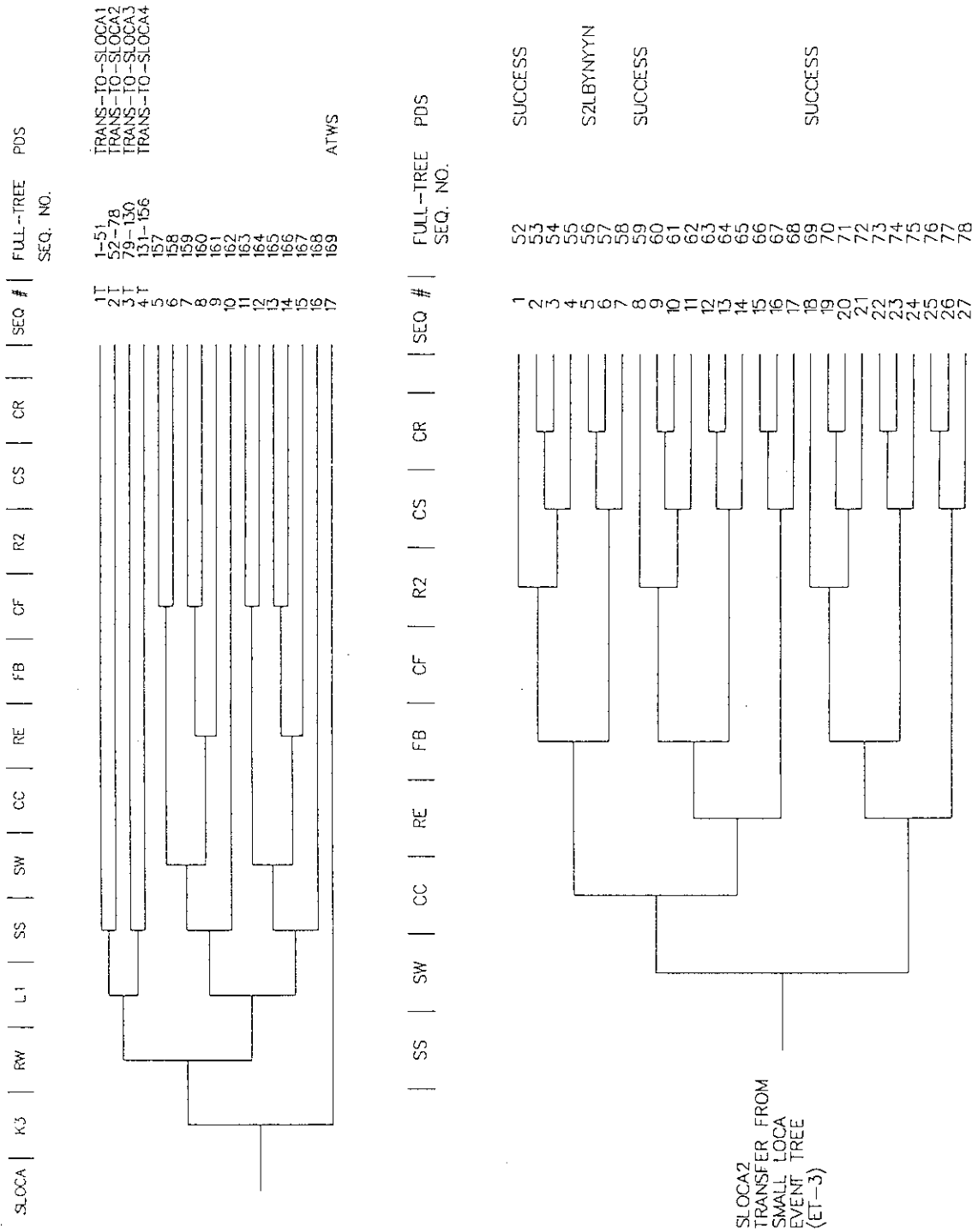


Figure 4.4-3. Small LOCA Event Tree (ET-3).

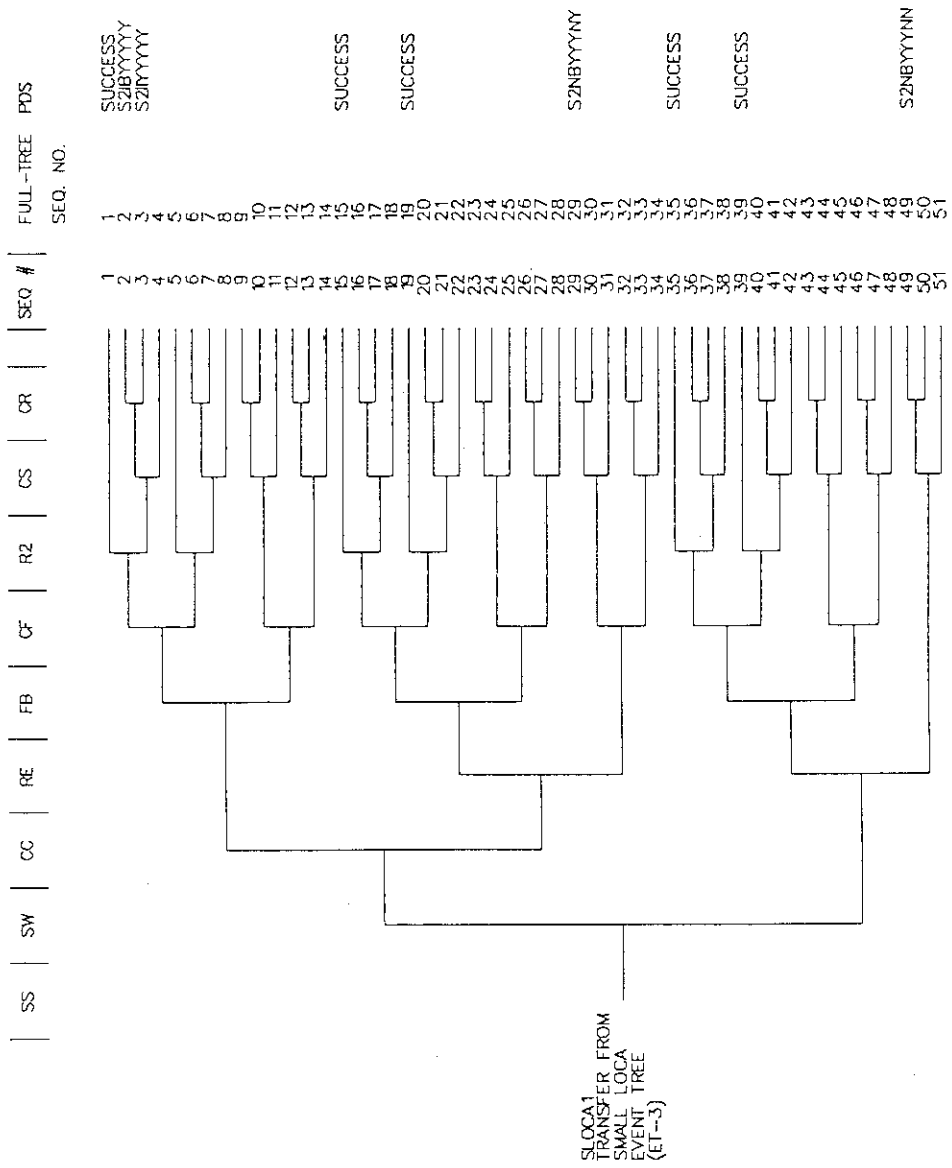
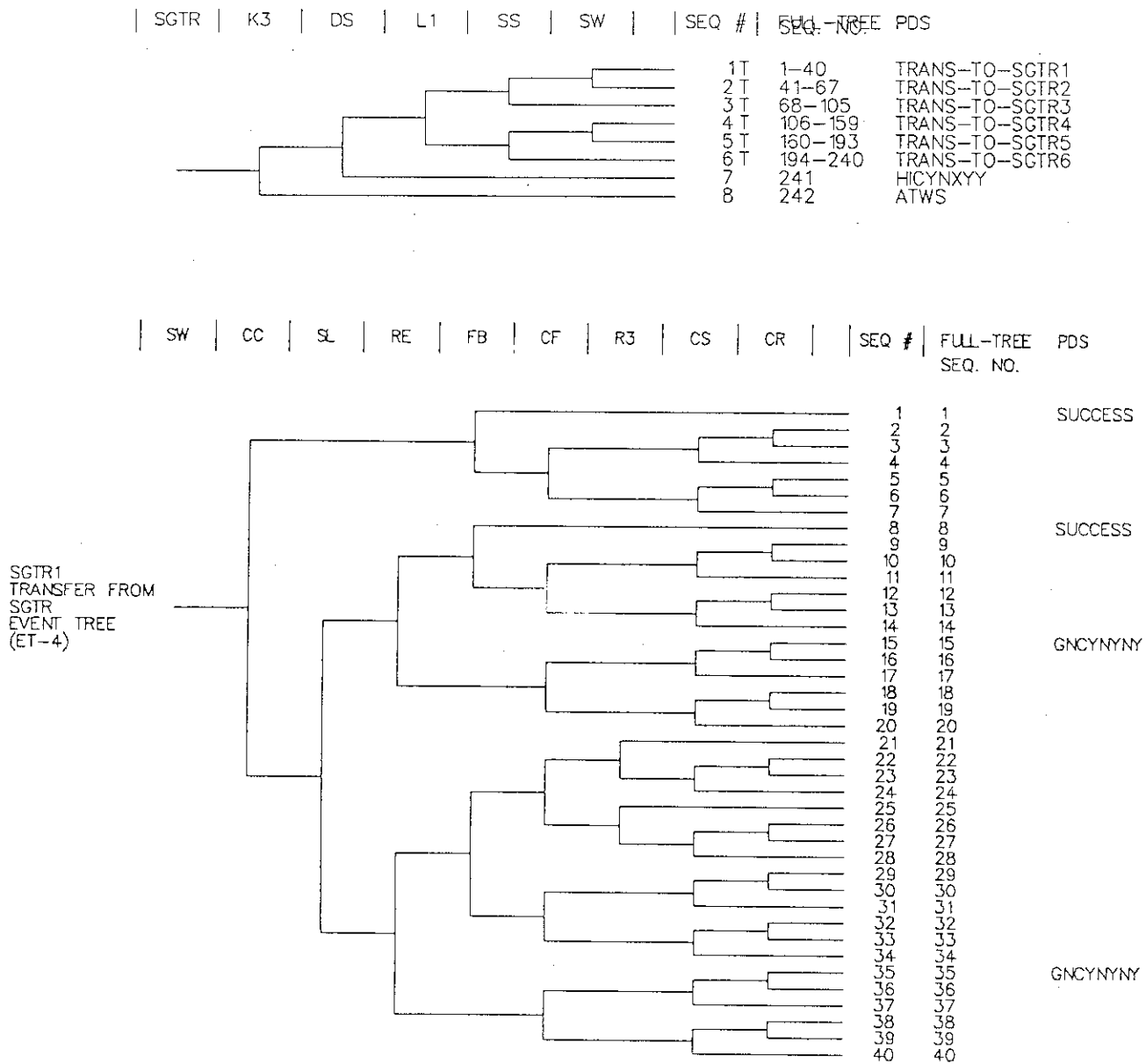
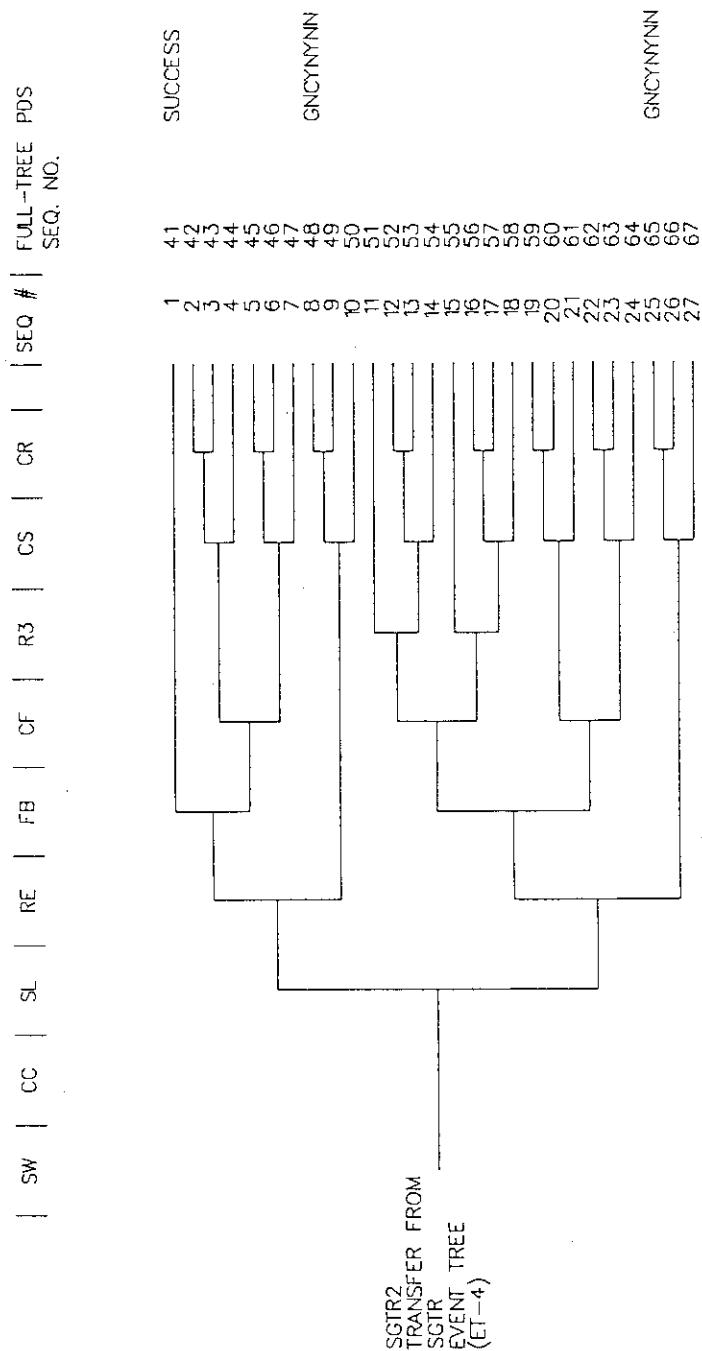


図 A3.3(つづき)

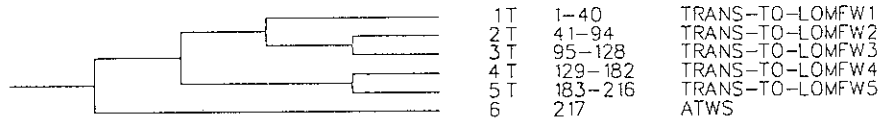


☒ A3.4 Figure 4.4-4. SGTR Event Tree (ET-4).

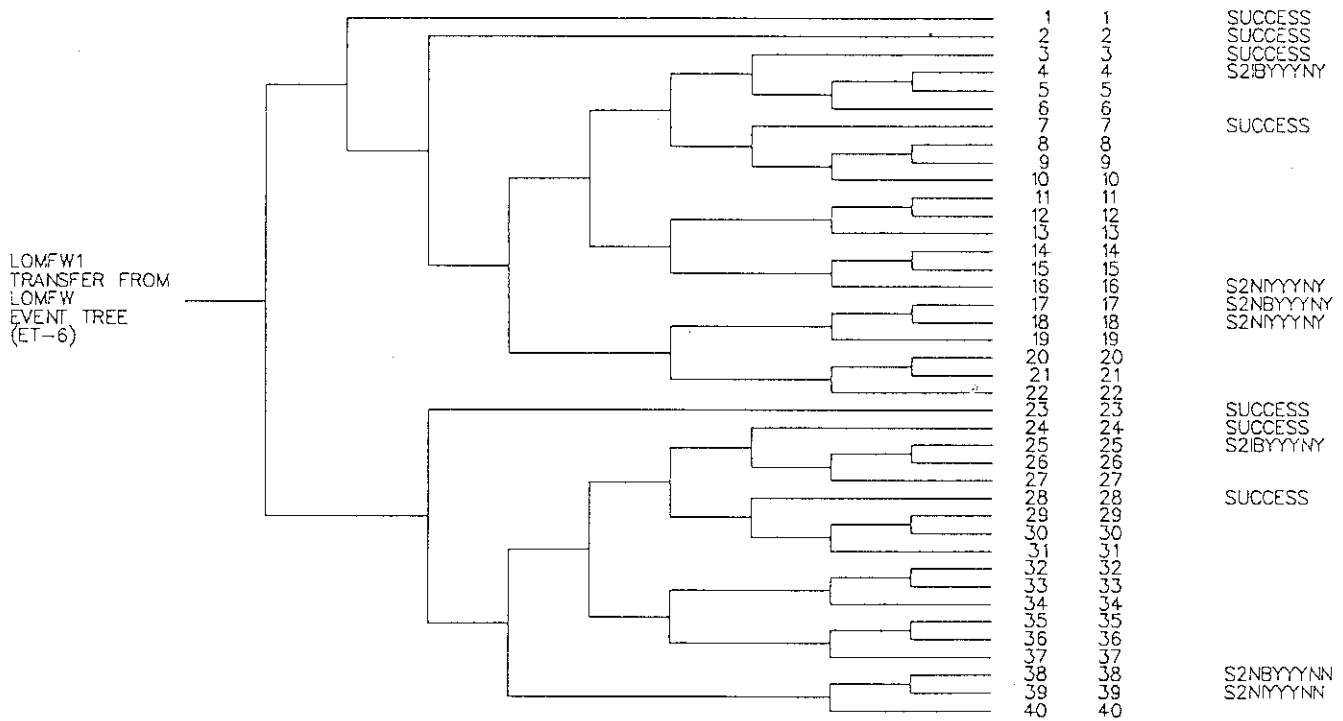


図A3.4(つづき)

LOMFW | K3 | TT | L1 | SW | | SEQ # | FULL-TREE PDS
SEQ. NO.



L1 | SW | CC | SL | RE | FB | CF | R3 | CS | CR | | SEQ # | FULL-TREE PDS
SEQ. NO.



☒ A3.5

Figure 4.4-6. Loss of Main Feedwater Event Tree (ET-6).

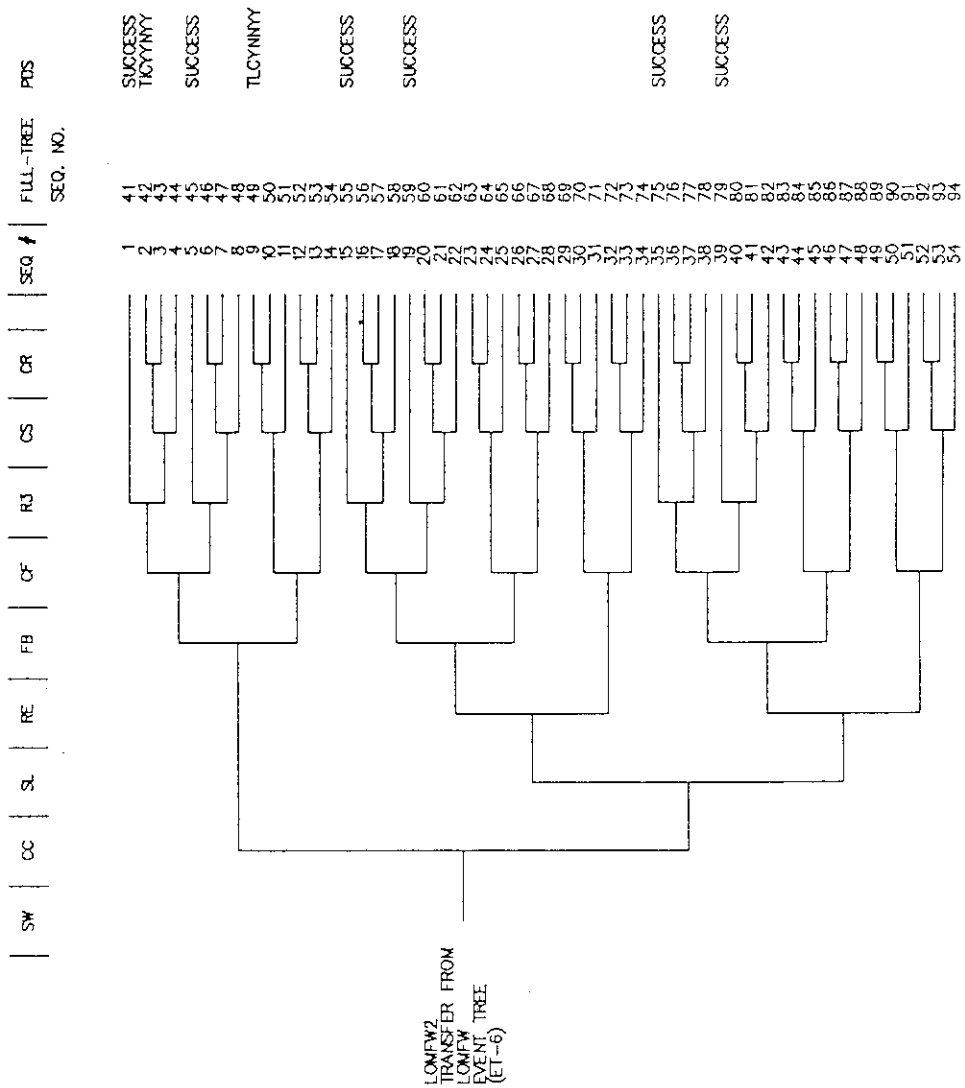


図 A3.5(つづき)

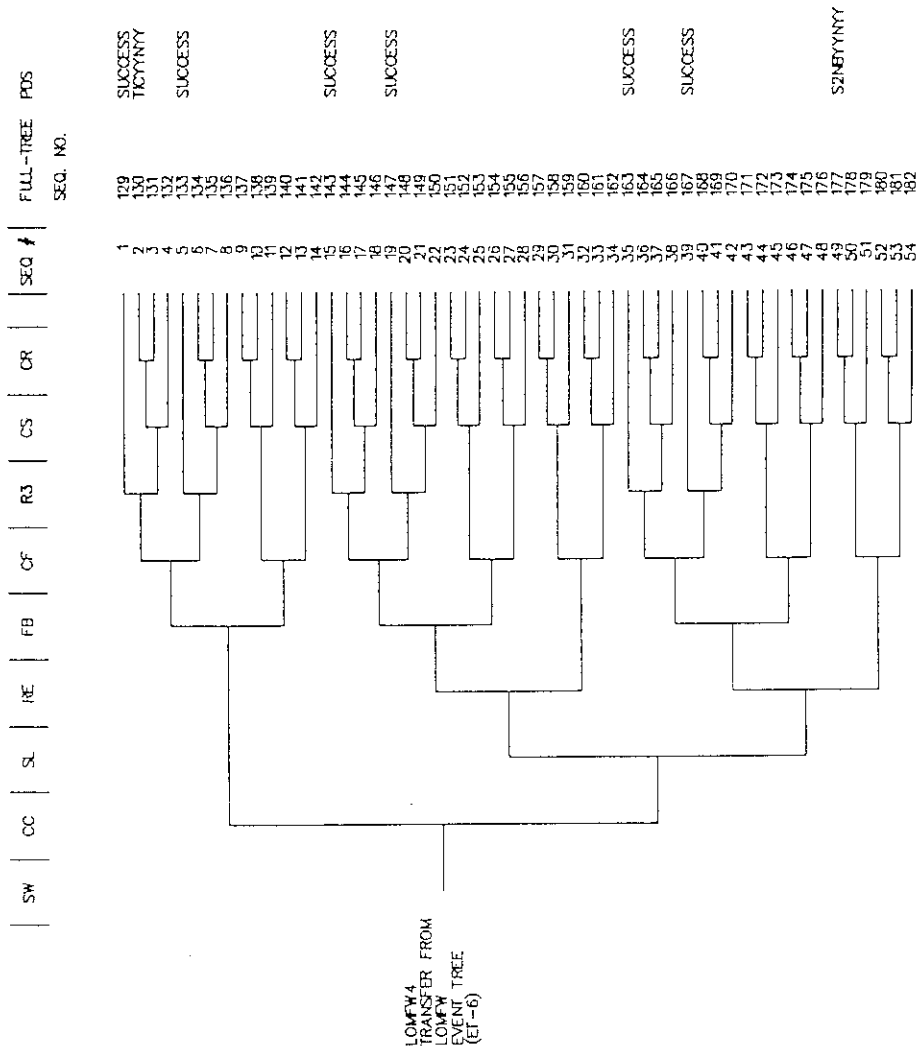


図 A3.5(つづき)

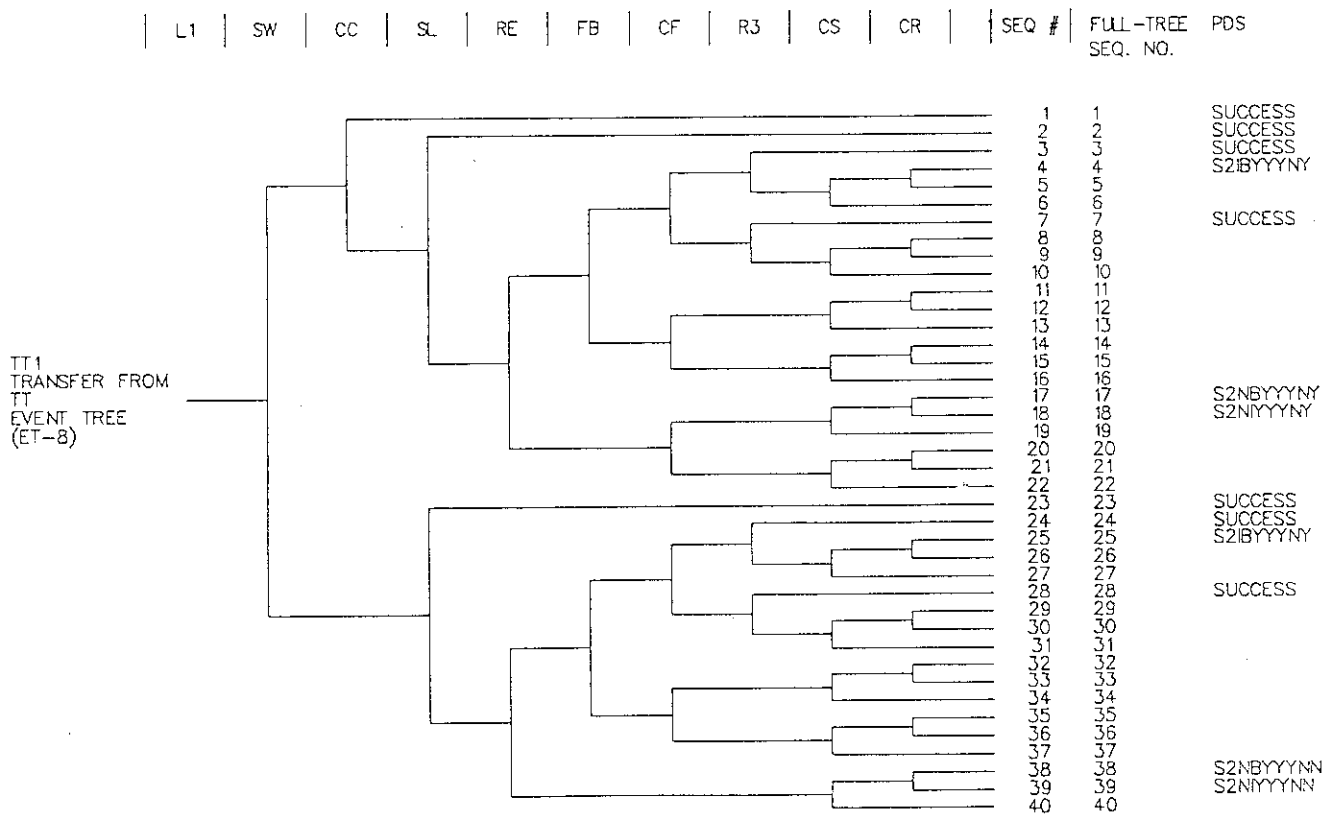
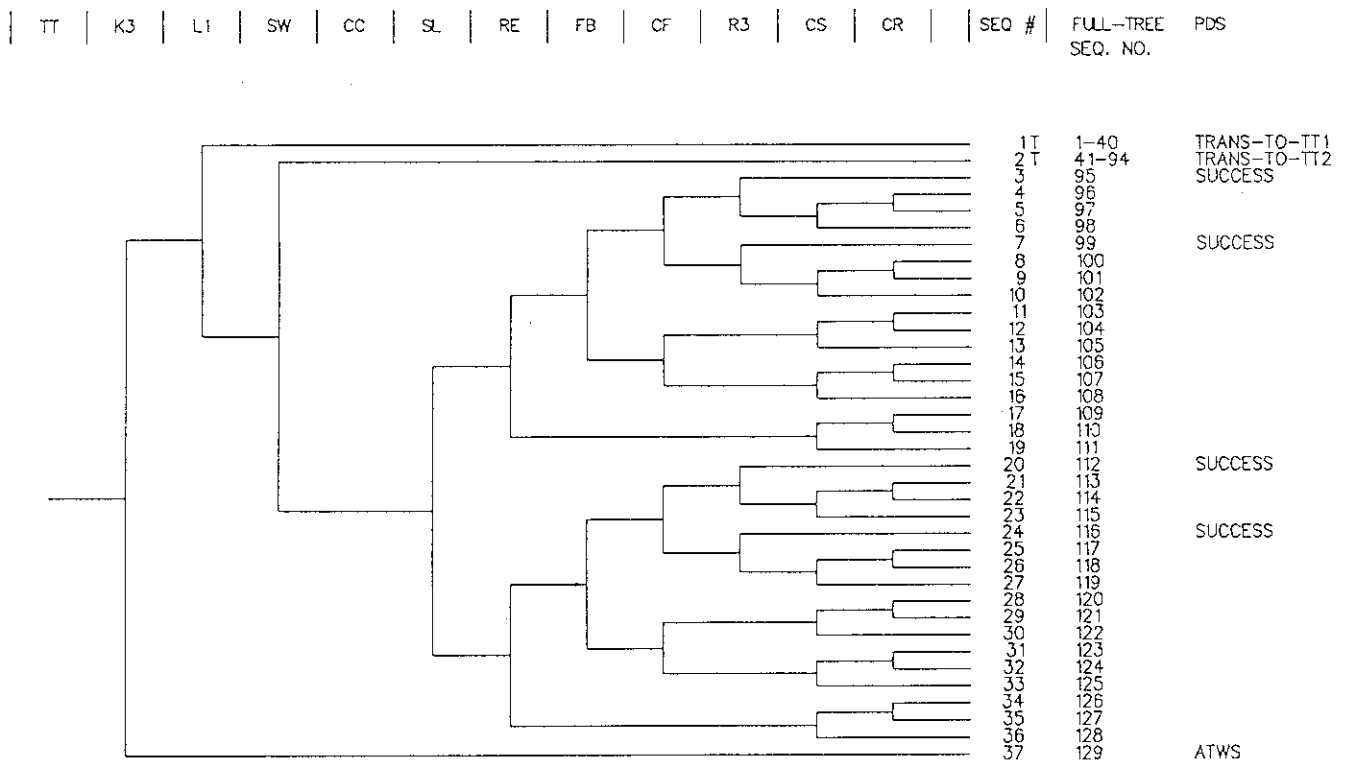
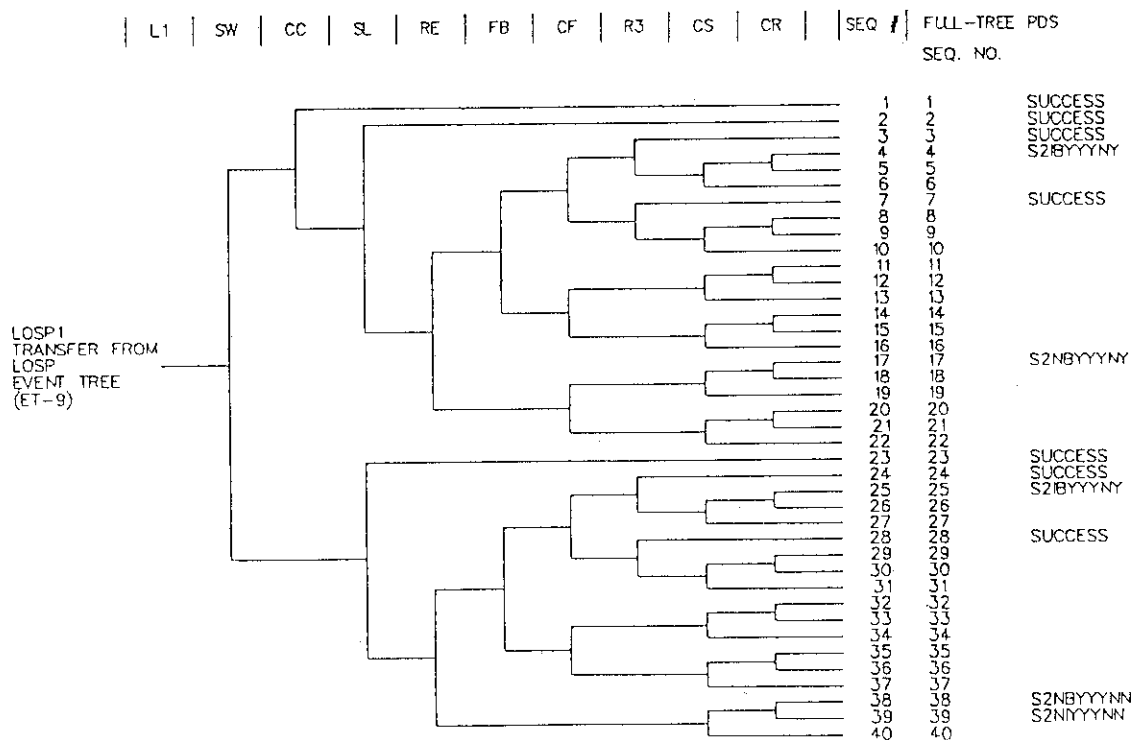
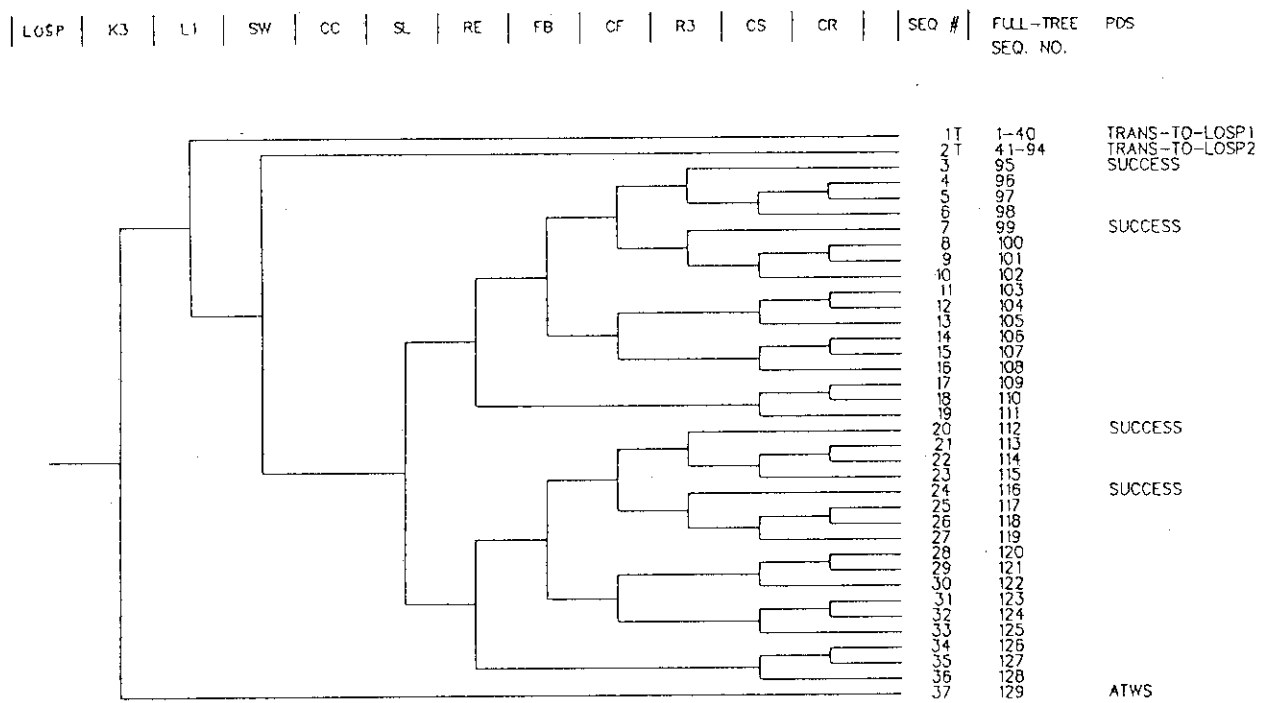


Figure 4.4-8. Turbine Trip Event Tree (ET-8).



☒ A3.7 Figure 4.4-9. Loss of Offsite Power Event Tree (ET-9).

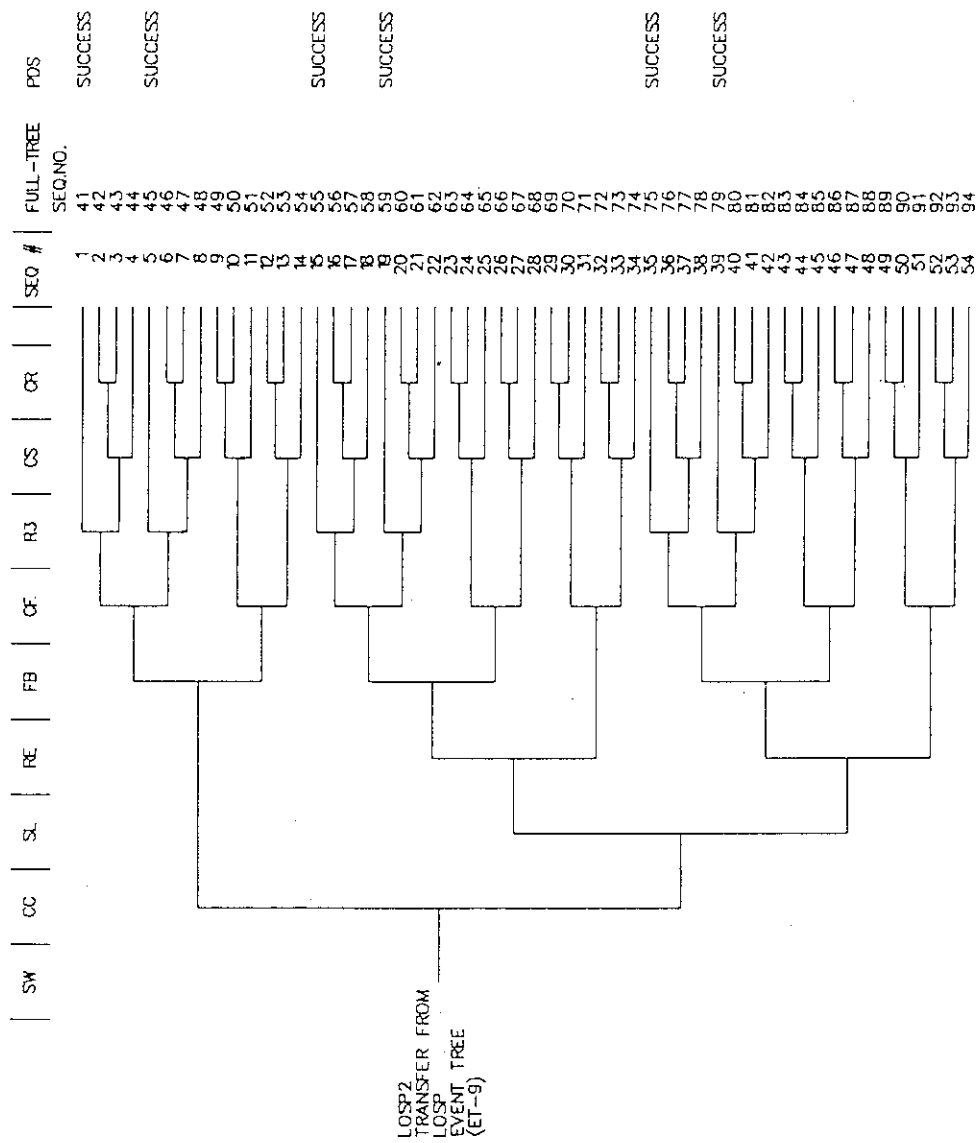
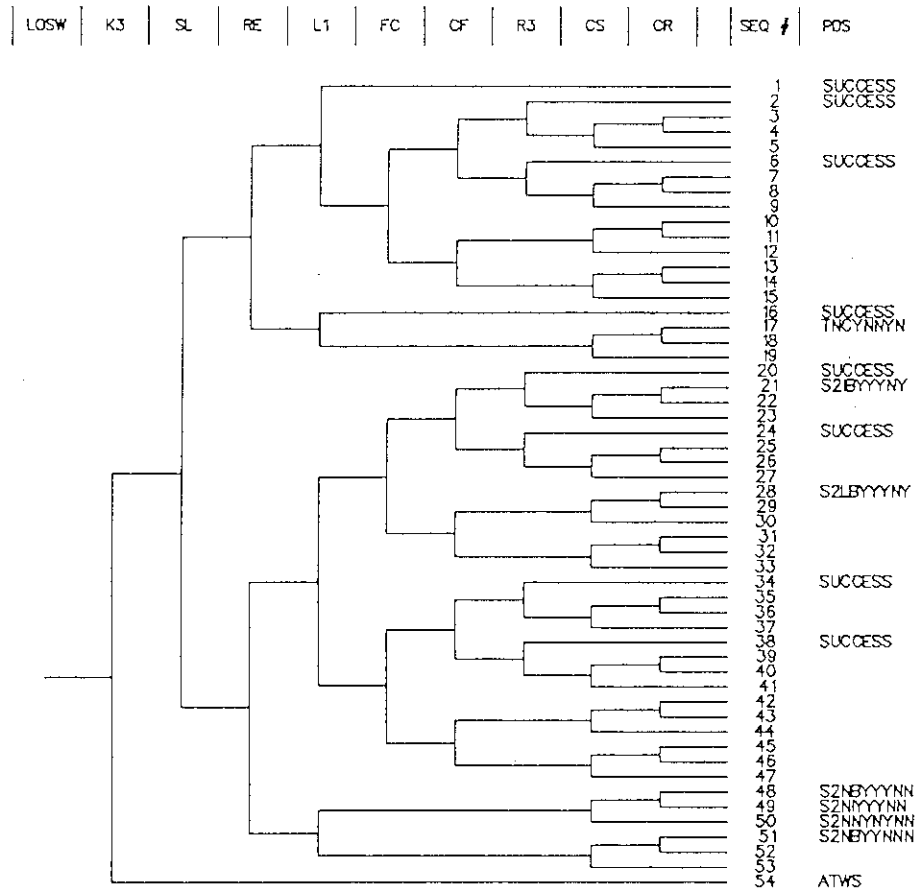
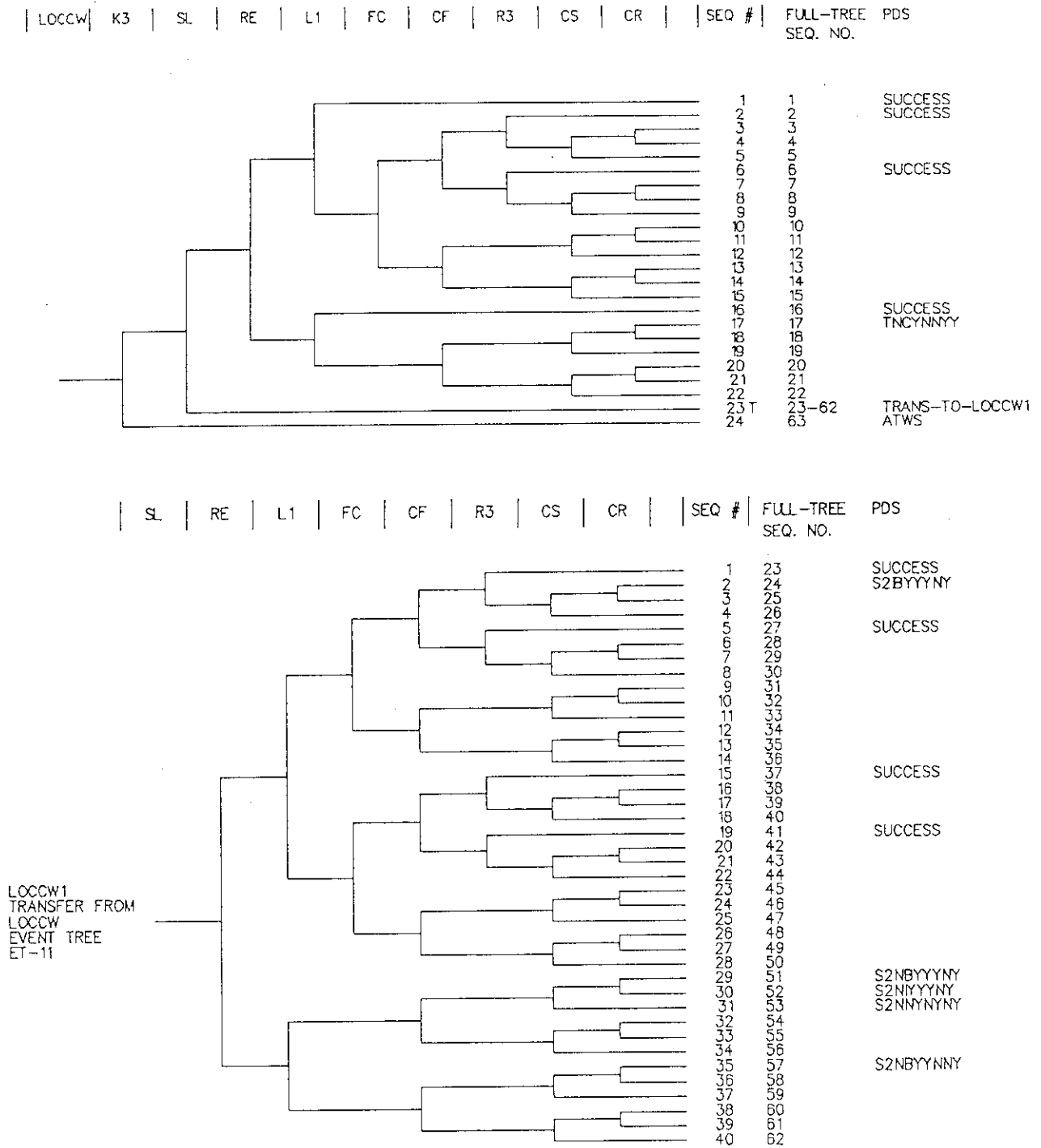


図 A3.7(つづき)



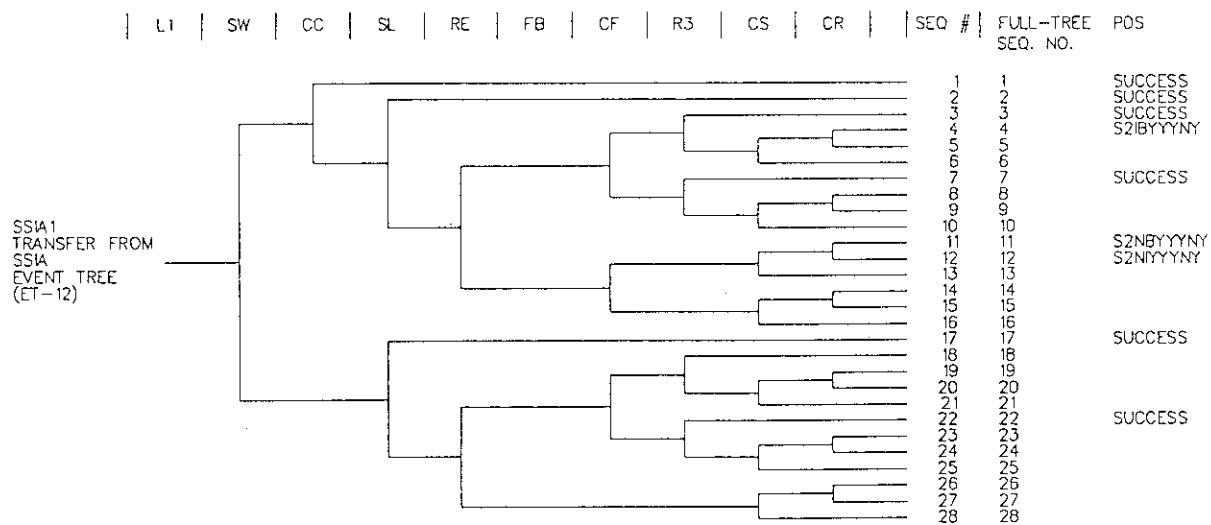
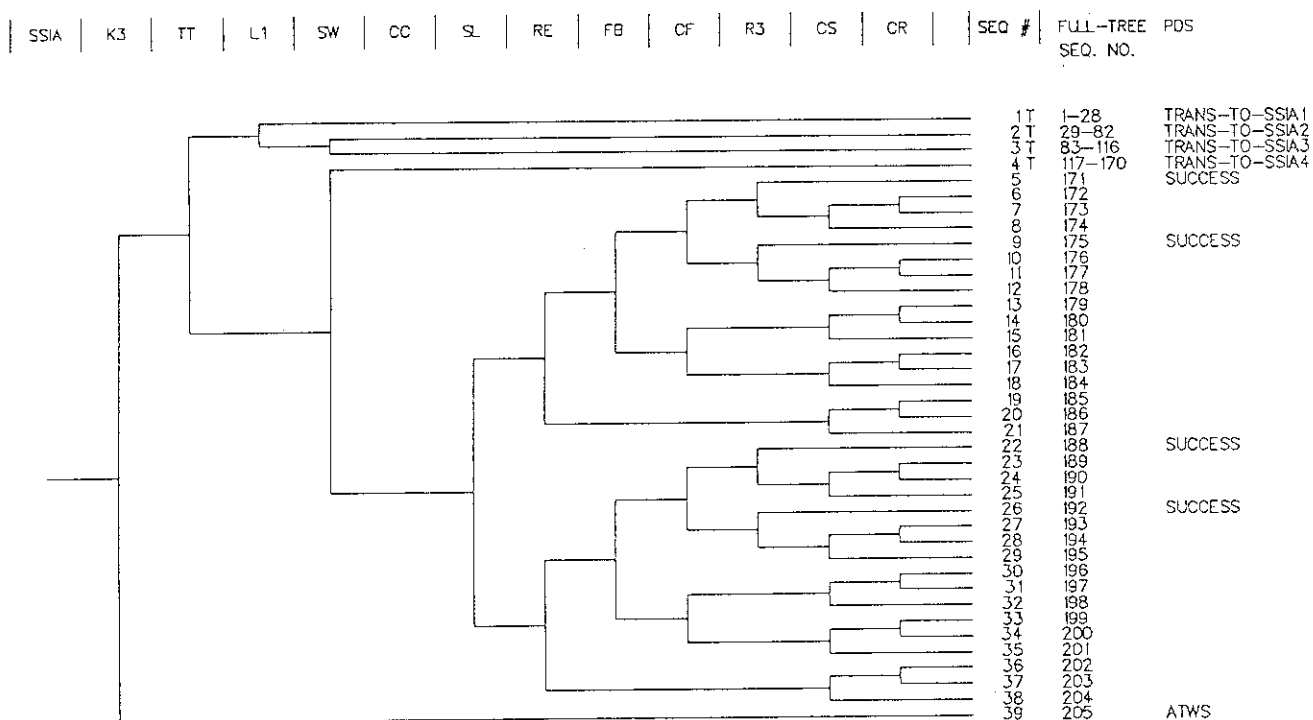
☒ A3.8

Figure 4.4-10. Loss of Service Water Event Tree (ET-10).

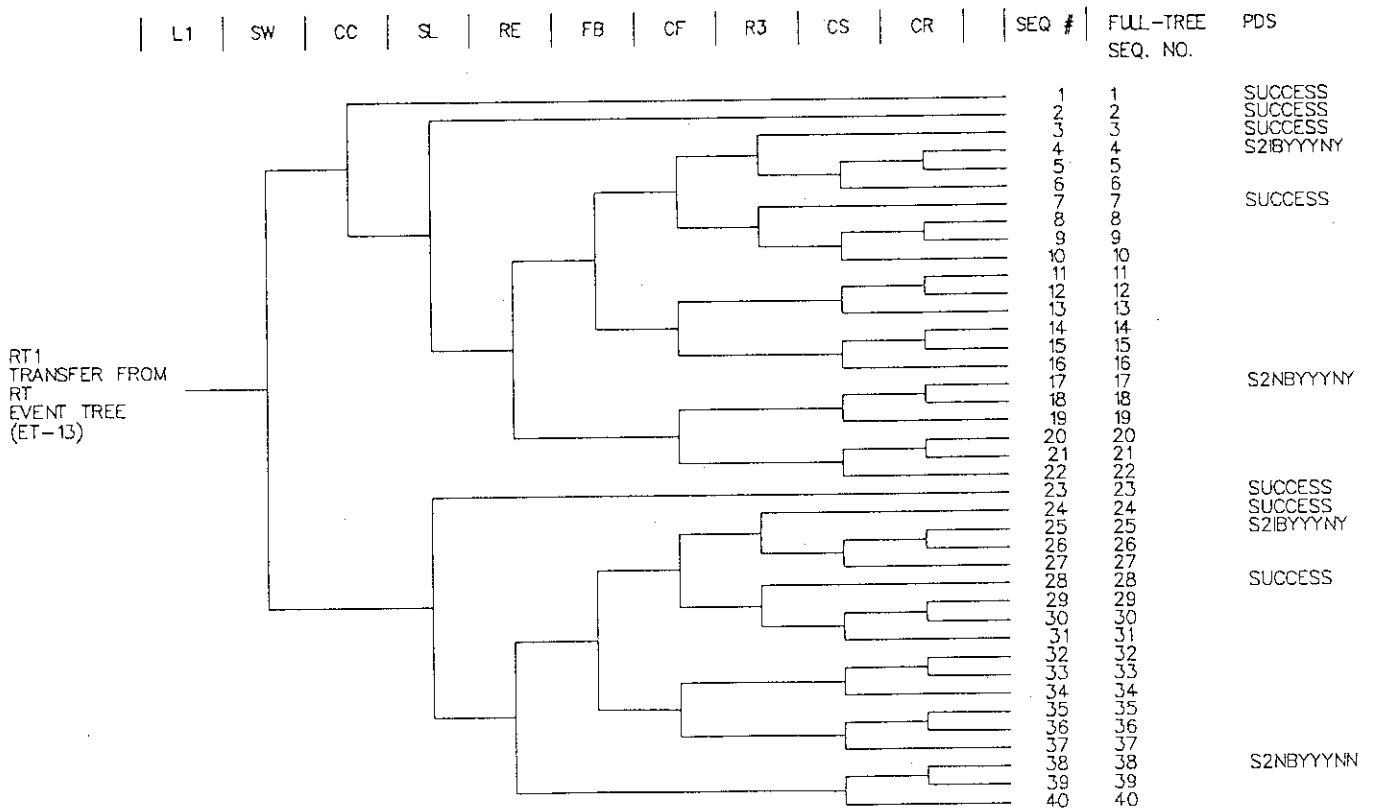
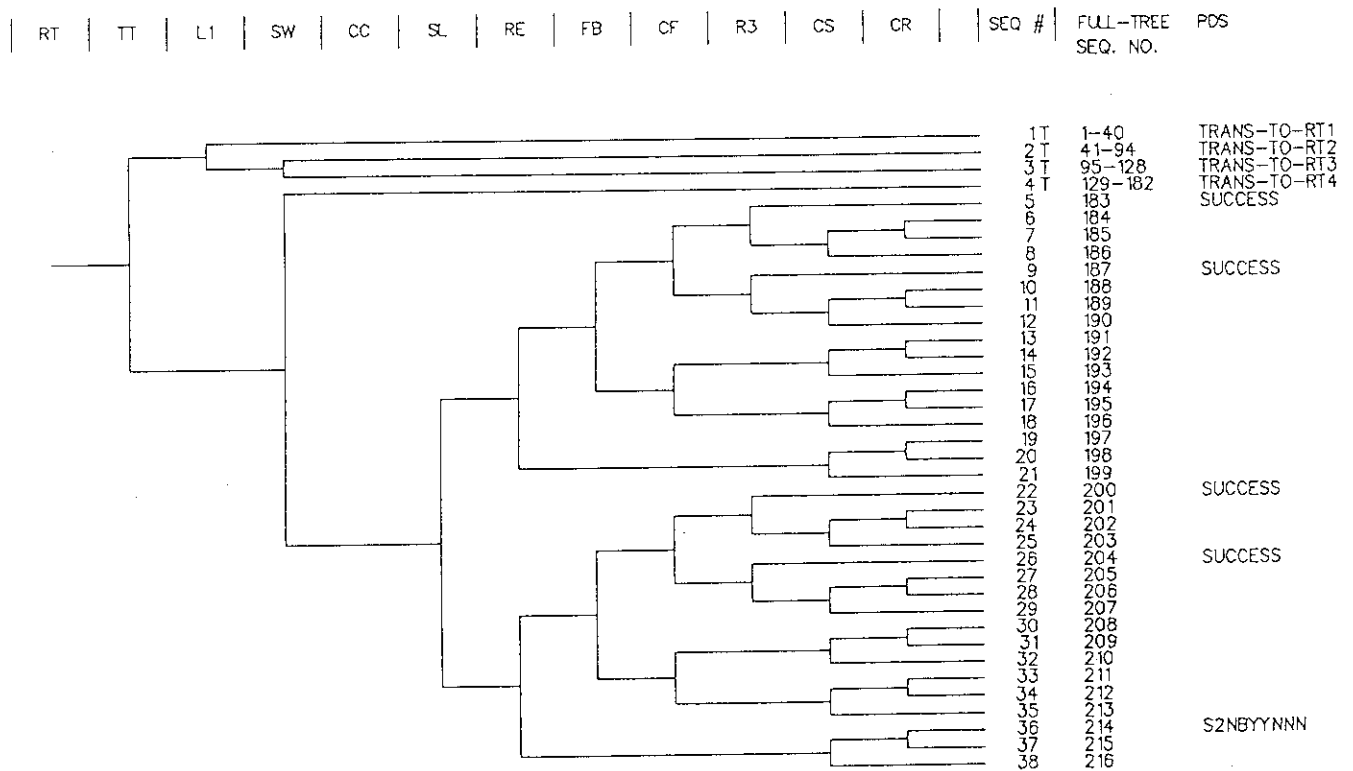


☒ A3.9

Figure 4.4-11. Loss of Component Cooling Water Event Tree (ET-11).

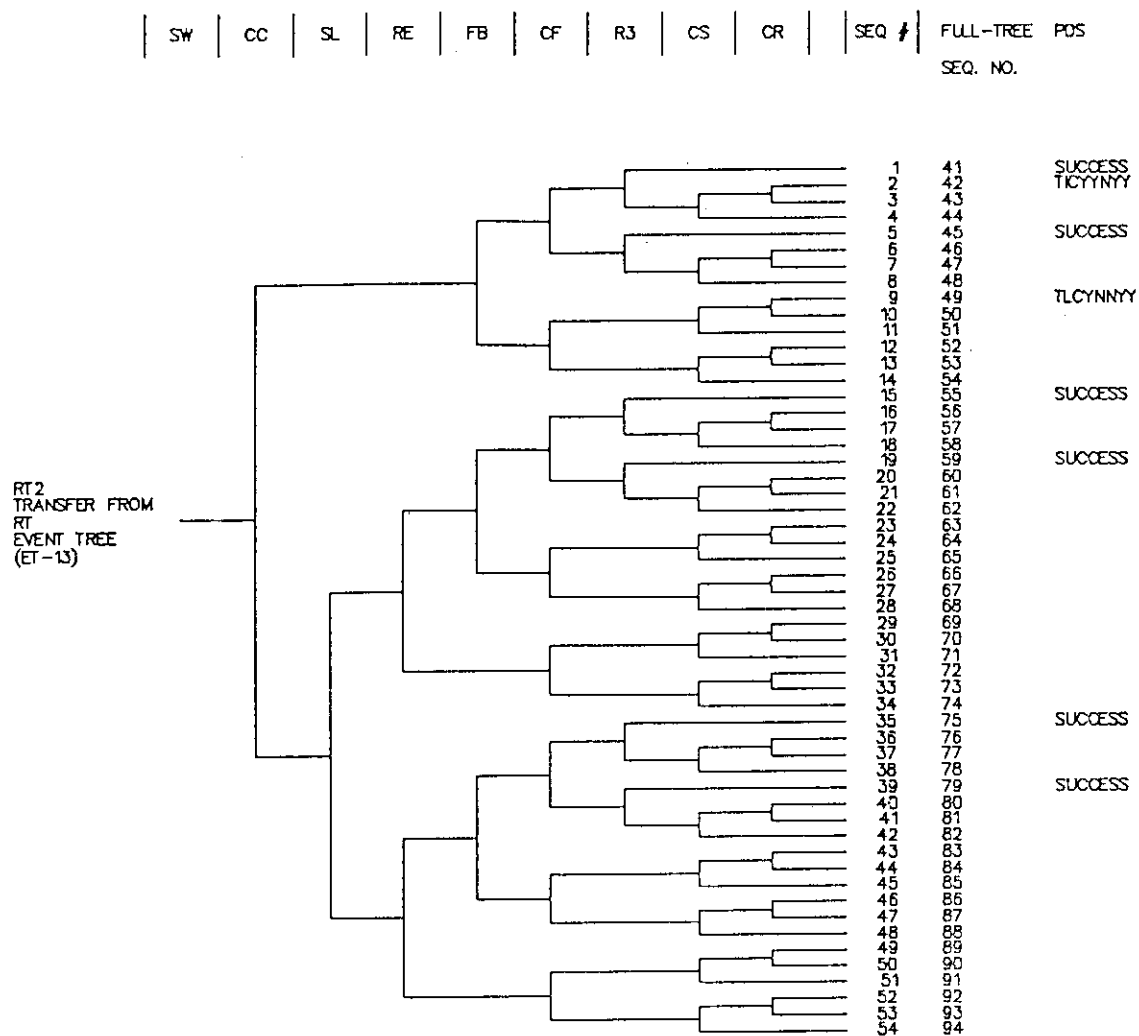


☒ A3.10 Figure 4.4-12. Spurious Safety Injection Actuation Event Tree (ET-12).



A3.11

Figure 4.4-13. Reactor Trip Event Tree (ET-13).



図A3.11(つづき)

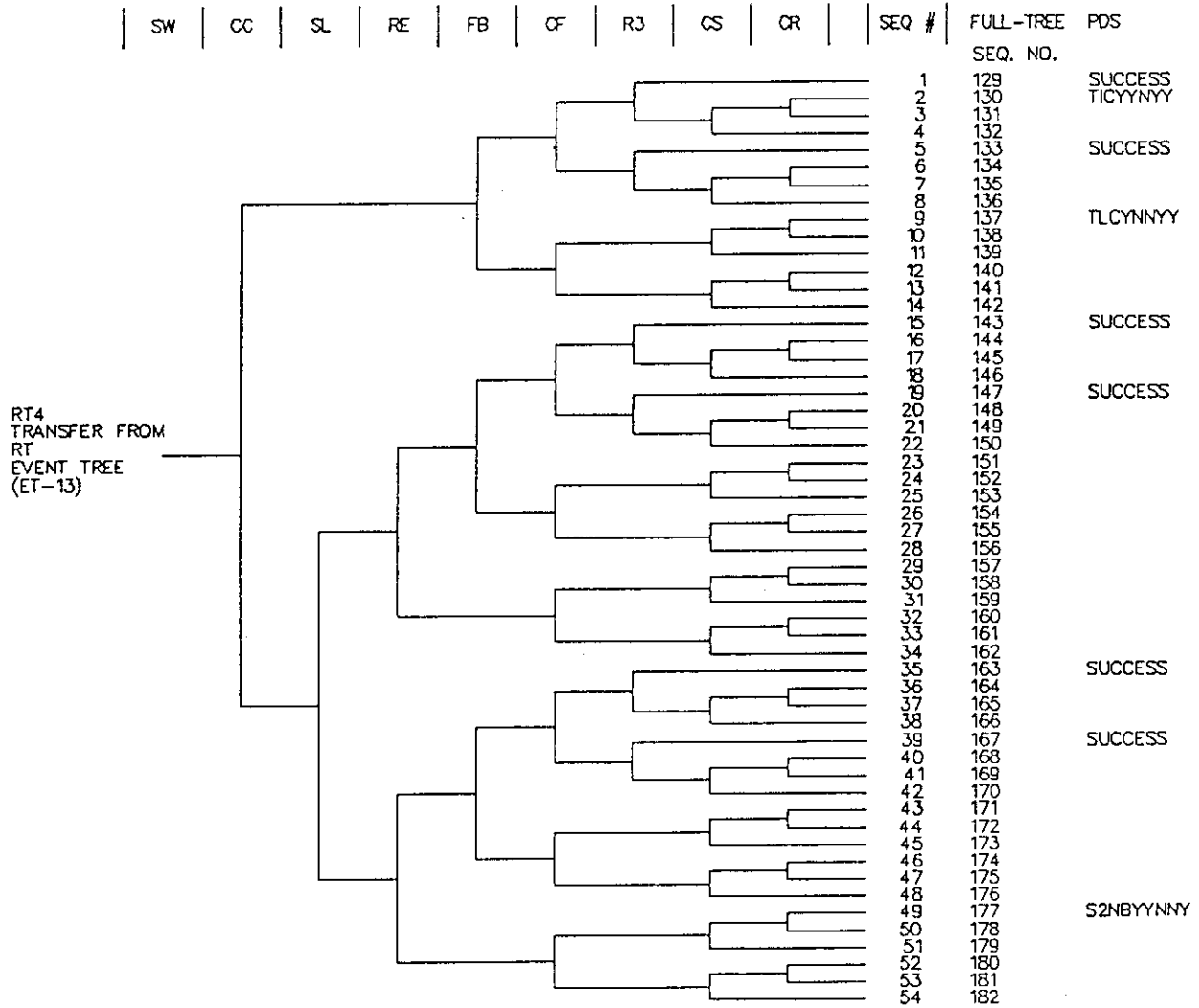
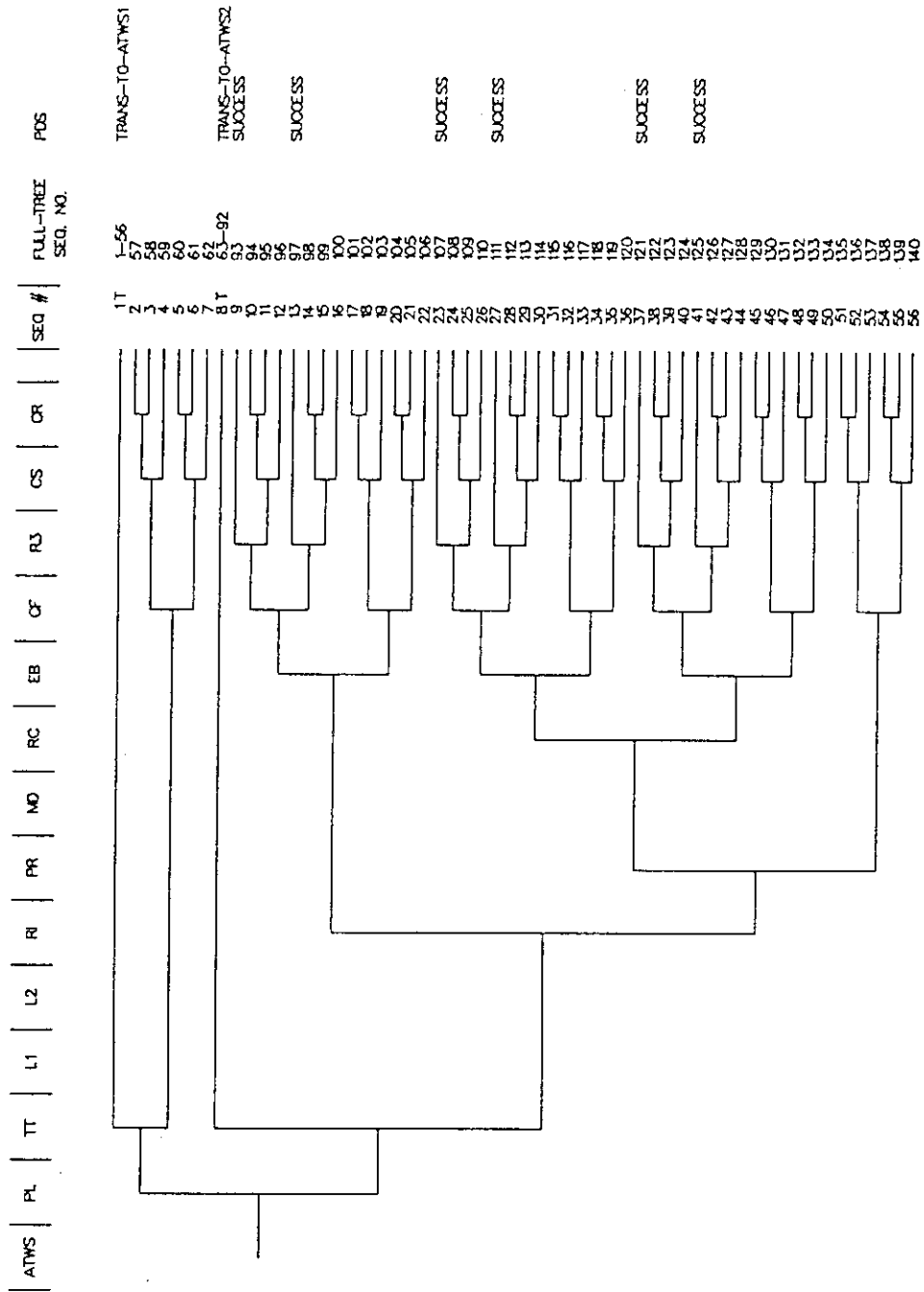


図 A3.11(つづき)



☑ A3.12

Figure 4.4-14. Anticipated Transient Without Scram Event Tree (ET-14).

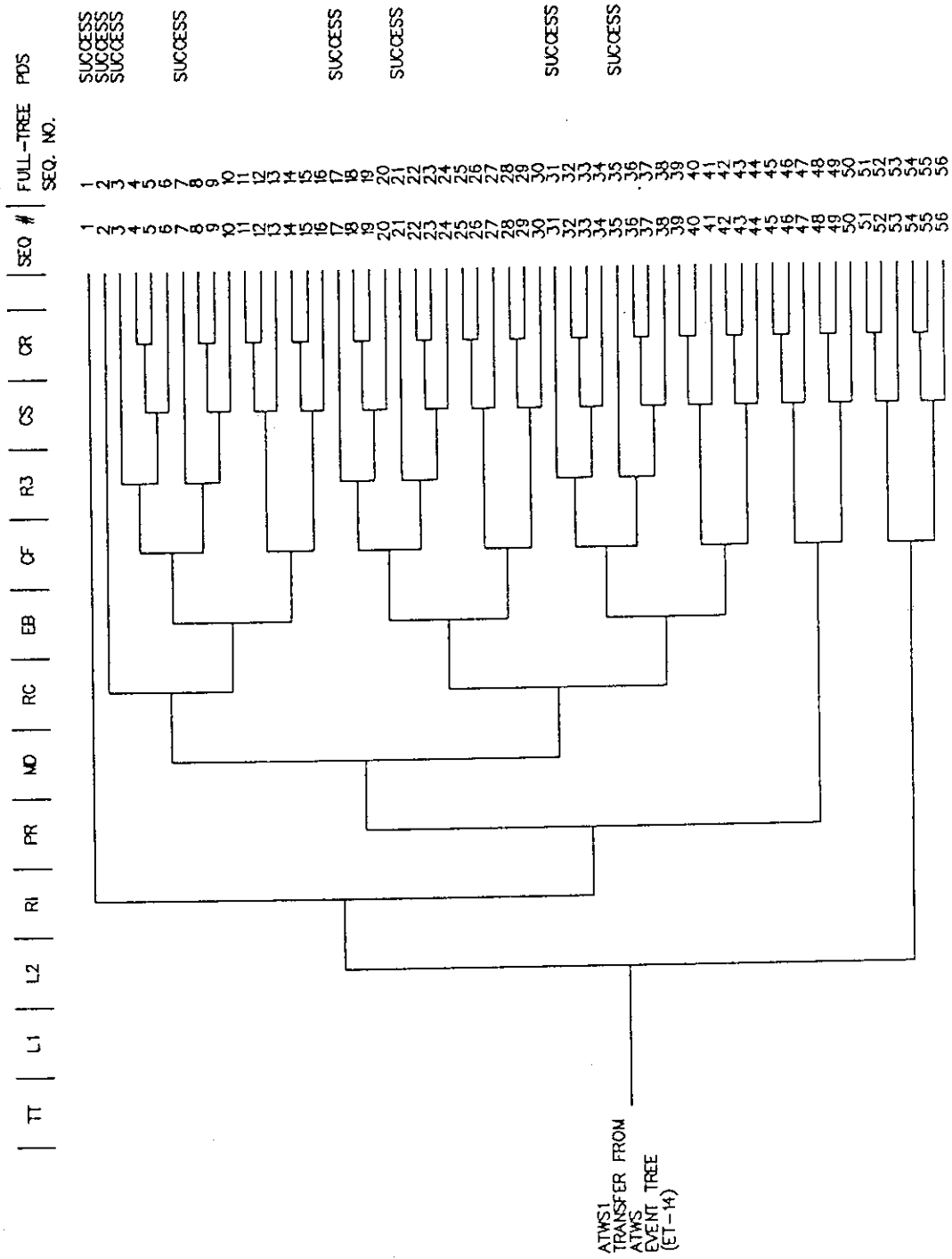


図 A3.12(つづき)

付録B．PWRプラントの標準的な イベントツリーの作成

イベントツリーの対象としているヘディングの種類や記号が異なっていることによって、各プラントに対して同定されたドミナントシーケンスを相互に比較するのは容易ではない。そこで、本付録では、今後、プラント間の事故シーケンスの比較を容易に行えるよう、各プラントのイベントツリーに用いられているヘディングのうち共通のものだけを用いてイベントツリーを作成した（これを標準的なイベントツリーと呼ぶこととする）。標準的なイベントツリーの作成に先立ち、まず、各プラントのイベントツリーに用いられているヘディングを相互に比較し、その統一を図った。次に、統一したヘディングを用いてイベントツリーを作成し、このイベントツリーで定義される事故シーケンスと、Surry-1、Sequoyah-1及びZion-1においてドミナントと識別された事故シーケンスとの対応づけを行った。

B.1 イベントツリーのヘディングの比較及び統一化

各プラントのイベントツリーにおいて用いられているヘディングを表B.1に示す。同表では、本報告書の第3章から第5章において著者が再構築したイベントツリー上に現われるものだけを対象としている。この表から分かるように、各プラントに固有のヘディングが幾つかあるものの、Surry-1とSequoyah-1についてはヘディングの記号は比較的類似している。しかし、Zion-1についてはヘディングの記号は大きく異なっている。

Surry-1において固有のものは、2号機からの一次冷却材ポンプへのシール水供給（ヘディング記号：W2）であり、Sequoyah-1において固有のものは、2号機からのAC及びDC電源の供給失敗（ヘディング記号：DG、DC）と格納容器スプレー系制御失敗（ヘディング記号：OC）が挙げられる。Zion-1については、所内用水系の機能喪失（ヘディング記号：SW）とこの復旧失敗（ヘディング記号：RE）がヘディングに現われていることである。また、Surry-1とSequoyah-1においては、フィードアンドブリード運転（F&B運転）の失敗を 加圧器逃し弁（PORV）の開失敗（ヘディング記号：P/P1）と高圧注入系（HPI）の機能喪失（ヘディング記号：D2/D1）とに分け、ECCS再循環失敗を高圧再循環失敗（ヘディング記号：H2）と低圧再循環失敗（ヘディング記号：H1）に分けて扱っているが、Zion-1ではいずれも1つのヘディング（ヘディング記号：F&B運転失敗に対してはFB、再循環失敗に対してはR1/R2/R3）にまとめて表現している。

また、Surry-1とSequoyah-1は、両者とも、原則としてNUREG/CR-4550 Vol.1を参考としているため、ヘディングの対応は良くとれているが、中には、D2やP1のように、同一の記号を用いているがその意味合いの異なる場合もある（Surry-1では、D2が高圧注入系によるF&B運転失敗、P1がPORVの開失敗を表わすのに対し、Sequoyah-

1では、D2が中破断LOCA時の高圧注入系失敗、P1がPORV開失敗によるF&B運転失敗を表現している)。このように作成法や表現法の異なるイベントツリーで定義される事故シーケンスを相互に比較するのは必ずしも容易ではない。

そこで、標準的なPWRイベントツリーのヘディングを選定するために、3基のプラントのイベントツリーで取り上げられているヘディングを相互に比較して、イベントツリーのヘディングの統一を図った。この際、3基のプラントに共通して用いられているヘディングは原則としてその記号を統一化することとし、各プラントに固有のヘディング(例えば、サポート系の作動/不作動)についてはプラントの応答やフロントライン系の作動/不作動への影響を考慮して可能な限りフロントライン系の作動/不作動等に関するヘディングに含めることとした。但し、外部電源喪失時のディーゼル発電機の作動/不作動、電源の復旧操作等の一般性のある項目については原則として個別のヘディングとすることとした。以下では、標準的なイベントツリーのヘディングの取り扱いについて記述する。

(原子炉停止機能)

- ・原子炉スクラム失敗、原子炉手動停止失敗、緊急ほう酸注入失敗：いずれの項目についても3基のプラントで考慮しているが、Surry-1, Sequoyah-1とZion-1とで用いられた記号は異なっている。ここでは、統一記号として、Surry-1とSequoyah-1で用いられた記号を用いる。即ち、原子炉スクラム失敗は"K"、原子炉手動停止失敗は"R"、緊急ほう酸注入失敗は"D4"とする。

(二次系の冷却)

- ・主給水系(MFW)機能喪失：Surry-1とSequoyah-1では幾つかの起因事象に対して考慮しており、同一の機能を用いているが、Zion-1では、いずれのイベントツリーにおいても考慮していない。ここでは、Surry-1とSequoyah-1で用いられた記号に従い"M"とする。
- ・補助給水系(AFW)機能喪失：Surry-1とSequoyah-1では、起因事象によって成功基準が異なるため各々の状況に応じて記号を変えているが、Zion-1では成功基準に関係なく1つの記号で表現している。事故シーケンスを相互に比較する際には、AFWの成功/失敗のみが明示されれば良いとの観点から、AFW機能喪失は成功基準に関係なく"L"とする。
- ・SG-SRV再閉失敗：Surry-1とSequoyah-1では、蒸気発生器細管破断(SGTR)に対するイベントツリーをはじめ幾つかの事象について考慮している。これに対して、Zion-1では取り上げていない。SGTRの場合には、破断口から流出する一次冷却材が大気中に放出される経路を形成するため、イベントツリー上で明示し、事故シーケンスの特徴を明らかにする必要があると考えられる。従って、Surry-1, Sequoyah-1で用いられた記号に従い"QS"とする。

(一次冷却材の注入)

- ・高圧注入系(HPI)機能喪失：Sequoyah-1では、成功基準に応じて2つの記号、D1及びD2、を設定し使い分けているが、Surry-1とZion-1では成功基準に関係なく1つのヘディング記号を設定している。事故シーケンスを相互に比較す

るには、HPIの成功／失敗のみが明示されれば良いとの観点から、HPI機能喪失は成功基準に関係なく"D1"とする。

- ・ フィードアンドブリード運転失敗：Surry-1では、F&B運転失敗を、HPI起動操作失敗とPORV開操作失敗とに分けて表現しているが、Sequoyah-1では、F&B運転失敗としてPORV開操作失敗のみを取り上げている（HPI成功のパスに対してヘディング分岐を考慮している）。また、Zion-1では1つのヘディングにまとめて表現しており、取り扱いは三者三様である。F&B運転に際しては、HPIが作動しない場合にPORVの開操作を行うことはないと考えられるため、Sequoyah-1での取り扱いに従い、F&B運転失敗は"Pf"で表現するものとする。
- ・ 蓄圧器不作動：Surry-1とSequoyah-1では独立したヘディングとして考慮されているが、Zion-1では低圧注入系(LPI)機能喪失と合わせて1つのヘディングにまとめている。LPIが作動可能であっても蓄圧器が不作動の場合には炉心損傷事故に至るため、Surry-1やSequoyah-1のようにLPIとは別個に考慮すべきと考えられる。従って、蓄圧器不作動に対するヘディング記号を"D2"とする。
- ・ 低圧注入系(LPI)機能喪失：Surry-1とSequoyah-1では独立したヘディングとして考慮されているが、Zion-1では蓄圧器不作動と合わせて1つのヘディングにまとめている。蓄圧器が作動してもLPIが機能喪失すれば炉心損傷事故に至るため、Surry-1やSequoyah-1のようにLPIとは別個に考慮すべきと考えられる。従って、LPI機能喪失に対するヘディング記号を"D3"とする。
- ・ 高圧／低圧再循環(HPR/LPR)失敗：Surry-1とSequoyah-1では、HPRとLPRをそれぞれ独立したヘディングとして考慮しているが、Zion-1では2つをまとめて1つのヘディングとしている。どのプラントにおいてもHPRの成功／失敗に関係なくLPRが失敗すれば炉心損傷事故に至るため、Zion-1のように、HPRとLPRとをまとめて1つのヘディングとし、その記号は"H"とする。
- ・ 余熱除去系(RHR)機能喪失：Surry-1とSequoyah-1では、HPRやLPRと別個に取り扱っているが、Zion-1ではHPRやLPRとまとめて1つのヘディングとしている。しかし、RHRは長期冷却機能として利用可能な状況がプラントによって異なること、及び、長期冷却機能以外に使用されることがないことから、標準的なイベントツリーを作成したり、事故シーケンスを相互に比較したりする上では、特にヘディングとして設ける必要はなく、上記の高圧／低圧再循環とまとめて"長期冷却機能"とする方が分かりやすいと考えられる。
- ・ 格納容器スプレー制御失敗：この項目は、Sequoyah-1に固有のものであり、他の2つのプラントでは取り上げていない。また、再循環切替操作に影響を及ぼすだけであるため、再循環失敗の中に含まれると判断し、ヘディングとして考慮する必要はないと考えられる。

(一次系の圧力制御)

- ・ 原子炉減圧操作失敗：3基のプラント共 SGTRに対するイベントツリーではヘディングとして考慮しており、ドミナントシーケンスの一部にも関与している。従って、SGTRのイベントツリーではヘディングとして考慮するものとし、

その記号を"0"とする。また、Surry-1とSequoyah-1では全交流電源時にRCPシールLOCAの可能性を下げるための操作として取り上げているが、事故シーケンスを定義したり比較したりする上では、シールLOCAが発生したか否かが明示されれば良く、ヘディングとして考慮する必要はないと考えられる。

- ・加圧器逃し弁(PORV)開失敗：Surry-1とSequoyah-1ではヘディングとして取り上げているが、ドミナントシーケンスには関与していない。また、Zion-1では考慮していない。従って、イベントツリーのヘディングとして特に取り上げる必要はないと考えられる。
- ・加圧器逃し弁(PORV)再閉失敗：Zion-1ではヘディングとして取り上げていないが、Surry-1とSequoyah-1では考慮しており、ドミナントシーケンスの一部に関与している。しかし、Surry-1ではトランジェント時と極小破断LOCA時を区別しており、また、Sequoyah-1では、ATWS時と他の事象時を区別して用いている。PORVの再閉失敗はトランジェント時の一次系の健全性が喪失することを明らかにできれば良いという観点から、イベントツリー上のヘディングとして事象によって区別する必要はないと考えられる。そこで、ヘディング記号としては"Pc"を用いるものとする。

(機器冷却機能)

- ・所内用水系(SWS)機能喪失：Zion-1でのみヘディングとして考慮されている。SWSの機能喪失は、RCPシールの健全性やHPI等の安全系統に影響を及ぼすが、事故シーケンスを定義する上では、SWSの機能喪失による影響のみイベントツリー上に表示されれば良く、ヘディングとして取り上げる必要はないと考えられる。
- ・補機冷却系(CCW)機能喪失：3基のプラントともヘディングとして取り上げているが、SWSと同様、CCWの機能喪失は、RCPシールの健全性やHPI等の安全系統に影響を及ぼすが、事故シーケンスを定義する上では、CCWの機能喪失による影響のみイベントツリー上に表示されれば良く、ヘディングとして取り上げる必要はないと考えられる。
- ・一次冷却材ポンプ(RCP)へのシール水供給失敗：このヘディングは、Surry-1及びSequoyah-1では考慮されているが、いずれも、トランジェント時にRCPへのシール水供給失敗とCCWによるシール水冷却失敗とが重なった場合にRCPシールLOCAが起こるというシーケンスを定義するために取り上げられており、他の機能(ヘディング)とは従属性がない。また、全交流電源喪失時に対しては、RCPシールLOCAの発生をRCPシール水供給失敗とは別に取り上げている。Zion-1では、RCPシール水供給失敗は考慮しておらず、CCWあるいはSWSの機能喪失のパスについてRCPシールLOCAの発生を考慮している。事故シーケンスの相互比較では、RCPシールLOCAに至る過程よりもRCPシールLOCAとなるか否かが重要となるため、このヘディングは、RCPシールLOCAのヘディング("SL")に含まれるものとする。
- ・RCPシールLOCAの発生：3基のプラントともヘディングとして取り上げており、ド

ミナントシーケンスの一部に関与している。いずれのプラントでも同じ記号"SL"が用いられている。

(電源設備の復旧)

3基のプラント共、全交流電源喪失時の電源復旧を考慮しているが、Surry-1及びSequoyah-1では、事故の進展状況(即ち、事故シーケンス)を踏まえて、30分以内、1時間以内、7時間以内、RCPシールLOCA発生後と4つのフェーズに分けそれぞれに対応した復旧失敗確率を用いて評価している。また、Sequoyah-1では、2号機の非常用ディーゼル発電機や直流電源の接続もヘディングとして取り上げている。これに対して、Zion-1では時間的な区分分けをせずに炉心損傷に至る前に電源が復旧するかどうかだけに着目している。炉心損傷防止の観点から、電源が回復するまでの時間的余裕は事故シーケンスに依存するが、時間的な区分を設けたり他ユニットとの接続を考慮することによって、イベントツリーのヘディング数が多くなって、定義される事故シーケンスの数が多くなり、また、事故シーケンスを表わす記号も複雑化する。従って、事故シーケンスを比較したり、事故シーケンスを分かりやすく表現するためには、Zion-1の場合のように、ヘディングを"適切な時間での電源復旧"という1つのヘディングにまとめて表現しヘディング数を少なくする方が良いと考えられる。そこで、電源の復旧失敗に関するヘディングは1つとし、統一記号として"B'"を用いるものとする。

以上、イベントツリーのヘディングの統一化について記述したが、その結果を表B.2にまとめる。

表B.1 イベントツリーのヘディングの比較

ヘディングの意味	Surry-1	Sequoyah-1	Zion-1
(原子炉停止機能)			
原子炉スクラム失敗	K	K	K3
原子炉手動停止失敗	R	R	RI
緊急ほう酸注入失敗	D4	D4	EB
(二次系の冷却)			
MPW機能喪失	M	M	-
AFW機能喪失	L, L2, L3	L1, L2, LSGTR	L1
SG-SRV再閉失敗	QS	QS	-
(一次冷却材の注入／再循環)			
HPI機能喪失	D1	D1, D2	HH
F&B失敗(HPI)	D2	-	FB, FC
F&B失敗(PORV開失敗)	P	P1	FB
蓄圧器不作動	D5	D5	LP
LPI機能喪失	D6	D6	LP
HPR失敗	H2	H2	R3
LPR失敗	H1	H1	R1, R2, R3
RHR機能喪失	W3	W1	R3
格納容器スプレー制御失敗	-	OC	-
(一次系の圧力制御)			
原子炉減圧操作失敗	O, OD	OD	DS
PORV開失敗	P1, P2	P2	-
PORV再閉失敗	Q, QC	Q1, Q2	-
(機器冷却機能)			
SWS機能喪失	-	-	SW
CCW機能喪失	W	W	CC
シール水供給失敗	D3	D3	-
RCPシールLOCAの発生	SL	SL	SL
シール冷却失敗	W2	-	-
(電源設備の復旧)			
AC電源復旧失敗(1hr)	NR1	1H	RE
AC電源復旧失敗(7hr)	NR7	7H	RE
AC電源復旧失敗			
(シールLOCA発生後)	NRS	NSL	RE
DG接続失敗	-	DG	-
DC電源接続失敗	-	DC	-

表B.2 イベントツリーのヘディングの統一記号

ヘディングの意味	統一記号	備考
(原子炉停止機能)		
原子炉スクラム失敗	K	
原子炉手動停止失敗	R	
緊急ほう酸注入失敗	D4	
(二次系の冷却)		
主給水系(MFW)機能喪失	M	
補助給水系(AFW)機能喪失	L	
蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)再閉失敗	Qs	
(一次冷却材の注入／再循環)		
高圧注入系(HPI)機能喪失	D1	
フィード・バック・ブリード・運転(F&B)失敗	Pf	HPI不作動，PORV開失敗
蓄圧器不作動	D2	
低圧注入系(LPI)機能喪失	D3	
ECCS再循環失敗(HPR/LPR)失敗	H	
余熱除去系(RHR)機能喪失	-	項目"H"に含まれる
格納容器スプレ-制御失敗	-	項目"H"に含まれる
(一次系の圧力制御)		
原子炉減圧操作失敗	O	
PORV開失敗	-	ドミナントシーケンスに関与せず
PORV再閉失敗	Pc	
(機器冷却機能)		
SWS機能喪失	-	"SL"等の項目に含まれる
CCW機能喪失	-	"SL"等の項目に含まれる
シール水供給失敗	-	項目"SL"に含まれる
RCPシールLOCAの発生	SL	
シール冷却失敗	-	項目"SL"に含まれる
(電源設備の復旧)		
電源復旧失敗	B'	短時間内、長時間後の復旧失敗をまとめている 他にト電源との接続失敗を含む

B.2 統一ヘディングによるPWRの標準イベントツリー

標準的なイベントツリーを作成するにあたっては、まず、起因事象の選定を行う必要がある。本報告書の第6章に示したように、Surry-1及びSequoyah-1の評価と、Zion-1の評価で対象とした起因事象はかなり異なっているが、起因事象発生後の事象の進展や炉心損傷防止に必要となるフロントライン系の作動／不作動の類似性から、幾つかの事象をまとめることができる。第6章の表6.1にも示したように、3基のプラントで評価対象とした起因事象は以下のように分けられる。

- (1) 外部電源喪失(T1): 3基プラントに共通
- (2) 初期に主給復水系(PCS)が利用不能なランジェント(T2): 以下の事象を含む
 - ・主給水喪失: 3基のプラントに共通
 - ・DC電源喪失: Surry-1, Sequoyah-1の評価対象
 - ・蒸気管破断: Zion-1の評価対象
 - ・所内用水系機能喪失: Zion-1の評価対象
 - ・補機冷却系機能喪失: Zion-1の評価対象
 - ・安全系の誤起動: Zion-1の評価対象
- (3) 初期にPCSが利用可能なランジェント(T3): 以下の事象を含む
 - ・初期にPCSが利用可能なランジェント: Surry-1, Sequoyah-1の評価対象
 - ・タービントリップ: Zion-1の評価対象
 - ・炉心異常出力: Zion-1の評価対象
 - ・原子炉トリップ: Zion-1の評価対象
- (4) 蒸気発生器細管破断(Tsg): 3基のプラントに共通
- (5) 大破断LOCA(A): 3基のプラントに共通
- (6) 中破断LOCA(S1): 3基のプラントに共通
- (7) 小破断LOCA(S2): 3基のプラントに共通
- (8) 極小破断LOCA(S3): Surry-1, Sequoyah-1の評価対象
- (9) インターフェースLOCA(V): 3基のプラントに共通

以下では、上記9種のうちインターフェースLOCAを除く8種の起因事象のグループとATWSに対する標準的なイベントツリーについて検討する。なお、検討にあたっては各プラントでドミナントであると同定された事故シーケンス全てに対応できることを前提とした。なお、イベントツリーのヘディング記号としては、前節に示した統一記号を用いるものとした。

(1) 外部電源喪失に対するイベントツリー

外部電源喪失時に作動が要求されるフロントライン系は、原子炉停止系（原子炉スクラム系）、非常用ディーゼル発電機(DG)、加圧器逃し弁(PORV)の開閉や一次冷却材ポンプ(RCP)シールの健全性維持等の一次系の健全性維持機能、補助給水系(AFW)である。これらが正常に動作すれば事象は終息するが、原子炉スクラムに失敗す

ればATWSとなり、DGが起動失敗すれば全交流電源喪失となる。また、一次系の健全性維持機能が正常に働かなければLOCAとなる。さらに、AFWが起動失敗した場合には、PORVと高圧注入系(HPI)によるフィードアンドブリード(F&B)運転が必要となり、最終的にはECCS再循環モードによる崩壊熱除去が要求される。これらのシーケンスを表現するために、イベントツリーのヘディングとして以下の項目が必要となる。

T1: 外部電源喪失事象(LOSP)の発生

K: 原子炉スクラム失敗

B: 非常用ディーゼル発電機(DG)の起動失敗

Pc: 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗

L: 補助給水系(AFW)の作動失敗

B': 電源の復旧失敗

SL: 一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生

Pf: フィードアンドブリード(F&B)運転失敗

H: ECCS再循環失敗

図B.1に外部電源喪失に対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、26個の事故シーケンスが定義されるが、そのうち16個が炉心損傷事故シーケンスである。Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の評価において、ドミナントシーケンスとして識別されたものは以下の通りである。

① T1-B-B': SBO-BATT (Surry-1, Sequoyah-1), T9-L1-FB (Zion-1)

DGが起動失敗し(B)電源の復旧にも失敗する(B')ため、全交流電源喪失が長期にわたって続き、AFWはバッテリーの枯渇するまで作動する。

② T1-B-B'-SL: SBO-SLOCA (Surry-1, Sequoyah-1)

DGが起動失敗し(B)電源の復旧にも失敗する(B')ため、全交流電源喪失が長期にわたって続き、RCPシールが破損しLOCAとなる(SL)。AFWはバッテリーの枯渇するまで作動する。

③ T1-B-L-B': SBO-L (Surry-1, Sequoyah-1)

DGが起動失敗し(B)電源の復旧にも失敗する(B')ため、全交流電源喪失が長期にわたって続き、さらに、AFWも機能喪失する(L)。

④ T1-B-Pc-B': SBO-Q (Surry-1, Sequoyah-1)

DGが起動失敗し(B)電源の復旧にも失敗する(B')ため、全交流電源喪失が長期にわたって続き、PORVが開固着し(Pc)冷却材が喪失する。AFWはバッテリーの枯渇するまで作動する。

⑤ T1-B-Pc-L-B': SBO-L (Surry-1), SBO-Q (Sequoyah-1)

DGが起動失敗し(B)電源の復旧にも失敗する(B')ため、全交流電源喪失が長期にわたって続き、PORVが開固着し(Pc)冷却材が喪失する。また、AFWも機能喪失する(L)。

⑥ T1-L-H: T9-L1-R3 (Zion-1)

非常用母線に電源が供給されるものの、AFWが機能喪失し(L)、さらに、ECCS再循環に失敗する(H)。

(2) 初期に主給復水系が利用不能なトランジェントに対するイベントツリー

主給水喪失等初期に主給復水系(PCS)が利用不能なトランジェント時に 作動が要求されるフロントライン系は、原子炉停止系(原子炉スクラム系)、加圧器逃し弁(PORV)の開閉や 一次冷却材ポンプ(RCP)シールの健全性維持等の一次系の健全性維持機能、補助給水系(AFW)である。これらが正常に動作すれば事象は終息するが、原子炉スクラムに失敗すればATWSとなり、一次系の健全性維持機能が正常に働かなければLOCAとなる。また、AFWが起動失敗した場合には、PORVと高圧注入系(HPI)によるフィードアンドブリード(F&B)運転が必要となり、最終的にはECCS再循環モードによる崩壊熱除去が要求される。これらのシーケンスを表現するために、イベントツリーのヘディングとして以下の項目が必要となる。

T2: 初期にPCSが利用不能なトランジェントの発生

K: 原子炉スクラム失敗

Pc: 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗

L: 補助給水系(AFW)の作動失敗

SL: 一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生

Pf: フィードアンドブリード(F&B)運転失敗

H: ECCS再循環失敗

図B.2に初期にPCSが利用不能なトランジェントに対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、9個の事故シーケンスが定義されるが、そのうち4個が炉心損傷事故シーケンスである。Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の評価において、ドミナントシーケンスとして識別されたものは以下の通りである。

① T2-L-Pf: T2-L-P, T2-L-D1, T5A-L-P, T5B-L-P (Surry-1),

T2-L1-P1, TDC1-L1-P1, TDC2-L1-P1 (Sequoyah-1)

AFWが作動失敗し(L)、さらに、PORVの開失敗あるいはHPI的不作動により一次系のF&B運転に失敗する(Pf)。

② T2-SL-Pf: T6-CC-SL-RE, T6-SW-SL-RE, T10-SL-RE, T11-SL-RE, T12-CC-SL-RE (Zion-1)

AFWが作動するものの、RCPシールが破損しLOCAとなる(SL)。さらに、所内用水系あるいは 補機冷却系の機能喪失(CC-RE, SW-RE)によりHPIポンプが使用できず一次系のF&B運転に失敗する。

(3) 初期に主給復水系が利用可能なトランジェントに対するイベントツリー

タービントリップ等初期に主給復水系(PCS)が利用可能なトランジェント時に 作動が要求されるフロントライン系は、原子炉停止系(原子炉スクラム系)、加圧器逃し弁(PORV)の開閉や 一次冷却材ポンプ(RCP)シールの健全性維持等の一次系の健全性維持機能、補助給水系(AFW)である。これらが正常に動作すれば事象は終息するが、原子炉スクラムに失敗すればATWSとなり、一次系の健全性維持機能が正常に働かなければLOCAとなる。また、AFWが起動失敗した場合には、主給水系(MFW)が利用可能であるため同系による二次系冷却を行うことができる。さらに、MFWも使用できない場合には、PORVと高圧注入系(HPI)によるフィードアンドブリード(F&B)運転

が必要となり、最終的にはECCS再循環モードによる崩壊熱除去が要求される。これらのシーケンスを表現するために、イベントツリーのヘディングとして以下の項目が必要となる。

T3：初期にPCSが利用可能なトランジェントの発生

K：原子炉スクラム失敗

Pc：加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗

L：補助給水系(AFW)の作動失敗

M：主給水系(MFW)の作動失敗

SL：一次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAの発生

Pf：フィードアンドブリード(F&B)運転失敗

H：ECCS再循環失敗

図B.3に初期にPCSが利用可能なトランジェントに対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、10個の事故シーケンスが定義されるが、そのうち4個が炉心損傷事故シーケンスである。Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の評価において、ドミナントシーケンスとして識別されたものは以下の通りである。

- ① T3-SL-Pf：T8-CC-SL-RE, T8-SW-SL-RE, T13-CC-SL-RE, T13-SW-SL-RE (Zion-1)
AFWあるいはMFWが作動するものの、RCPシールが破損しLOCAとなる(SL)。さらに、所内用水系あるいは補機冷却系の機能喪失(CC-RE, SW-RE)によりHPIポンプが使用できず一次系のF&B運転に失敗する。

(4) 蒸気発生器細管破断に対するイベントツリー

蒸気発生器細管破断(SGTR)時に作動が要求されるフロントライン系は、原子炉停止系(原子炉スクラム系)、高圧注入系(HPI)、補助給水系(AFW)であるが、SGTRにおいて重要なのは、原子炉スクラム後、原子炉圧力を二次系圧力以下に低下させ破断口からの一次冷却材の流出を止めることであり、そのためには、AFWの作動と二次系の健全性維持が必要となる。従って、AFWが作動しても、蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)が開固着すると、破断口を通して二次系に流出した一次冷却材がSG-SRVから大気中に放出され、HPIが作動しても燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)が枯渇した後の再循環ができなくなる。但し、適当な時間内に加圧器逃し弁(PORV)の開操作を行って原子炉圧力を低下させることによって、一次冷却材の流出流量を小さくすることができ、RWSTが枯渇するまでの時間を延ばすことができる(SGTR発生後45分以内に原子炉減圧操作を行えば、RWST枯渇時間を事象発生後30～50時間にまで延ばすことができる)。従って、AFW及びHPIが作動しSG-SRVが開固着した場合には、復旧措置や代替手段を行うための時間的余裕の観点から、原子炉減圧操作は有効な方法と考えられる。しかし、減圧操作後PORVが開固着すると、一次冷却材がPORVを通して流出するためRWSTの枯渇時間が短くなるため、原子炉減圧操作による効果は失われる。一方、HPIが作動失敗した場合には、AFWによる二次系冷却によって原子炉圧力を低下させ破断口からの一次冷却材の流出を止めることができ事象は終息する。これらのシーケンスを表現するために、イベントツリーのヘディングとして以下の項目が必要となる。

Tsg: 蒸気発生器細管破断事象の発生

K: 原子炉スクラム失敗

D1: 高圧注入系(HPI)の作動失敗

L: 補助給水系(AFW)の作動失敗

O: 運転員による原子炉減圧操作失敗

Pc: 加圧器逃し弁(PORV)の再閉失敗

Qs: 蒸気発生器逃し安全弁(SG-SRV)の再閉失敗

H: ECCS再循環失敗

図B.4にSGTRに対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、17個の事故シーケンスが定義されるが、そのうちの11個は炉心損傷事故シーケンスである。Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の評価において、ドミナントシーケンスとして識別されたものは以下の通りである。

① Tsg-O-Qs: T7-OD-QS (Surry-1), TSG-OD-QS (Sequoyah-1)

HPI及びAFWは作動するものの、一次冷却材の流出を止めるための原子炉減圧操作に失敗し(O)、さらに、SG-SRVが再閉に失敗する(Qs)ため、破断口からの一次冷却材流出が続き燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)の枯渇後水源を確保できずECCS再循環ができなくなる。

② Tsg-O-Q-Qs: T7-OD-Q-QS (Surry-1)

HPI及びAFWは作動するものの、一次冷却材の流出を止めるための原子炉減圧操作に失敗し(O)、さらに、PORVの再閉失敗(Q)及びSG-SRVの再閉失敗(Qs)が起こる。このため、破断口からの一次冷却材流出が続き、RWST枯渇後に水源を確保できずECCS再循環ができなくなる。

③ Tsg-L: T7-L (Surry-1), TSG-L (Sequoyah-1)

HPIは作動するものの、AFWが作動失敗する(L)ため一次系の減圧ができず、破断口からの一次冷却材流出が続く。そのためRWSTの枯渇後水源を確保できずECCS再循環ができなくなる。

④ Tsg-D1-O: T7-D1-OD (Surry-1), T4-DS (Zion-1)

AFWは作動するものの、HPIが作動失敗し(D1)、一次系の減圧操作に失敗する(O)ため、一次冷却材の補填ができなくなる。

⑤ Tsg-K: T7-K (Surry-1), TSG-K (Sequoyah-1)

原子炉スクラムに失敗する(K)。

(5) 大破断LOCAに対するイベントツリー

大破断LOCA時に作動要求されるフロントライン系は、蓄圧器、低圧注入系(LPI)であり、さらに、長期の炉心冷却として低圧再循環系(LPR)が必要となる。これらが全て正常に作動すれば事象は終息する。そこで、イベントツリーのヘディングとして以下の4項目を取り上げる。

A: 大破断LOCAの発生

D2: 蓄圧器の作動失敗

D3: 低圧注入系(LPI)の作動失敗

H: ECCS (低圧系) 再循環失敗(LPR)

図B.5に大破断LOCAに対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、4個の事故シーケンスが定義されるが、そのうち3個が炉心損傷事故シーケンスであり、これらは全て、Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の評価においてドミナントシーケンスとして識別されたものである。

① A-H: A-H1 (Surry-1, Sequoyah-1), A-R1 (Zion-1)

蓄圧器及びLPIは作動するものの、ECCS再循環に失敗する(H)。

② A-D3: A-D6 (Surry-1, Sequoyah-1), A-LP (Zion-1)

蓄圧器は作動するものの、LPIが作動失敗する(D3)。

③ A-D2: A-D5 (Surry-1, Sequoyah-1), A-LP (Zion-1)

蓄圧器が作動失敗する(D2)。

(6) 中破断LOCAに対するイベントツリー

中破断LOCA時に作動要求されるフロントライン系は、高圧注入系(HPI)、蓄圧器、低圧注入系(LPI)であり、さらに、長期の炉心冷却として低圧再循環系(LPR)が必要となる。これらが全て正常に作動すれば事象は終息する。そこで、イベントツリーのヘディングとして以下の5項目を取り上げる。

S1: 中破断LOCAの発生

D1: 高圧注入系(HPI)の作動失敗

D2: 蓄圧器の作動失敗

D3: 低圧注入系(LPI)の作動失敗

H: ECCS (低圧系) 再循環失敗(LPR)

図B.6に中破断LOCAに対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、5個の事故シーケンスが定義されるが、そのうち4個が炉心損傷事故シーケンスである。Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の評価においてドミナントシーケンスとして識別されたものは以下の通りである。

① S1-H: S1-H1 (Surry-1), S1-H2, S1-H4 (Sequoyah-1), S1-R1 (Zion-1)

HPI、蓄圧器及びLPIは作動するが、ECCS再循環に失敗する(H)。

② S1-D3: S1-D6 (Surry-1)

HPI及び蓄圧器は作動するものの、LPIが作動失敗する(D3)。

③ S1-D1: S1-D1 (Surry-1)

HPIが作動失敗する(D2)。

(7) 小破断LOCAに対するイベントツリー

小破断LOCA時に作動要求されるフロントライン系は、原子炉停止系(原子炉スクラム)、高圧注入系(HPI)、補助給水系(AFW)であり、さらに、長期の炉心冷却として高圧/低圧再循環系(HPR/LPR)が必要となる。これらが正常に動作すれば事象は終息するが、原子炉スクラムに失敗するとATWSとなる。また、AFWが作動失敗すると、事故初期には、HPI流量が少ないため炉心から熱除去が十分に行われず原子炉圧力が上昇する。従って、原子炉圧力の上昇を防ぐために加圧器逃し弁(PORV)の開操作が

必要となる。これらのシーケンスを表現するために、イベントツリーのヘディングとして以下の項目を取り上げる。

S2：小破断LOCAの発生

K：原子炉スクラム失敗

D1：高圧注入系(HPI)の作動失敗

L：補助給水系(AFW)の作動失敗

Pf：フィードアンドブリード(F&B)運転失敗（加圧器逃し弁開操作）

H：ECCS（高圧系／低圧系）再循環失敗(HPR/LPR)

図B.7に小破断LOCAに対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、7個の事故シーケンスが定義されるが、そのうち5個が炉心損傷事故シーケンスである。Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の評価においてドミナントシーケンスとして識別されたものは以下の通りである。

① S2-H：S2-H2, S2-H3 (Sequoyah-1), S2-R2 (Zion-1)

HPI及びAFWは作動するものの、ECCS再循環に失敗する(H)。

② S2-D1：S2-D1 (Surry-1)

HPIが作動失敗する(D1)。

(8) 極小破断LOCAに対するイベントツリー

極小破断LOCA時に作動要求されるフロントライン系は、原子炉停止系（原子炉スクラム）、高圧注入系(HPI)、補助給水系(AFW)であり、さらに、長期の炉心冷却として高圧／低圧再循環系(HPR/LPR)が必要となる。これらが正常に動作すれば事象は終息するが、原子炉スクラムに失敗するとATWSとなる。また、AFWが作動失敗した場合には、主給水系(MFW)による二次系冷却によって原子炉のクールダウンを行うことができるが、これにも失敗すると、HPI流量が少ないため炉心から熱除去が十分に行われず原子炉圧力が上昇する。従って、原子炉圧力の上昇を防ぐために加圧器逃し弁(PORV)の開操作が必要となる。なお、長期の炉心冷却としては、手動による原子炉減圧を行って余熱除去系(RHR)による停止時冷却に移行する方法もある。これらのシーケンスを表現するために、イベントツリーのヘディングとして以下の項目を取り上げる。

S3：極小破断LOCAの発生

K：原子炉スクラム失敗

D1：高圧注入系(HPI)の作動失敗

L：補助給水系(AFW)の作動失敗

M：主給水系(MFW)の作動失敗

Pf：フィードアンドブリード(F&B)運転失敗（加圧器逃し弁開操作）

H：余熱除去系(RHR)の作動失敗及びECCS(高圧系／低圧系)再循環失敗(HPR/LPR)

図B.8に極小破断LOCAに対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、9個の事故シーケンスが定義されるが、そのうち6個が炉心損傷事故シーケンスである。Surry-1, Sequoyah-1の評価においてドミナントシーケンスとして識別されたものは以下の通りである（Zion-1は評価対象外である）。

① S3-H: S3-W1-H3, S2-OC-H2, S3-OC-H3 (Sequoyah-1)

HPI及びAFWあるいはMFWは作動するものの、RHR及びECCS再循環に失敗する(H)。

② S3-D1: S3-D1 (Surry-1)

HPIが作動失敗する(D1)。

(9) ATWSに対するイベントツリー

原子炉が自動スクラムに失敗した場合、手動による制御棒挿入(手動停止)、高圧注入系(HPI)を用いた緊急ほう酸注入のいずれかにより 原子炉を未臨界状態に移行することができる。但し、緊急ほう酸注入の場合には、減速材温度係数が適切な範囲にあり、さらに、タービントリップあるいは主蒸気隔離弁(MSIV)閉止、補助給水系(AFW)による二次系冷却、加圧器逃し弁(PORV)の開閉動作による原子炉圧力制御が全て正常に行われることが条件となる。この条件のうち、Surry-1とSequoyah-1では減速材温度係数の異常が、また、Zion-1ではAFWの作動失敗が、ドミナントシーケンスの一部となっているため、この2つはヘディングとして個別に扱うものとし、他の条件は緊急ほう酸注入失敗の中に含まれるものとする。従って、ATWSに対するイベントツリーのヘディングは以下の5項目となる。

TK: ATWSの発生

L: 補助給水系(AFW)の機能喪失

R: 原子炉手動停止失敗

Z: 減速材温度係数の異常

D4: 高圧注入系(HPI)による緊急ほう酸注入失敗

図B.9にATWSに対するイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、5個の事故シーケンスが定義されるが、そのうち3個が炉心損傷事故シーケンスであり、これらは全て、Surry-1, Sequoyah-1, Zion-1の評価においてドミナントシーケンスとして識別されたものである。

① TK-R-D4: TK-R-D4 (Surry-1, Sequoyah-1)

手動による原子炉トリップに失敗し(R)、さらに、HPIによる緊急ほう酸注入に失敗する(D4)。

② TK-R-Z: TK-R-Z (Surry-1, Sequoyah-1)

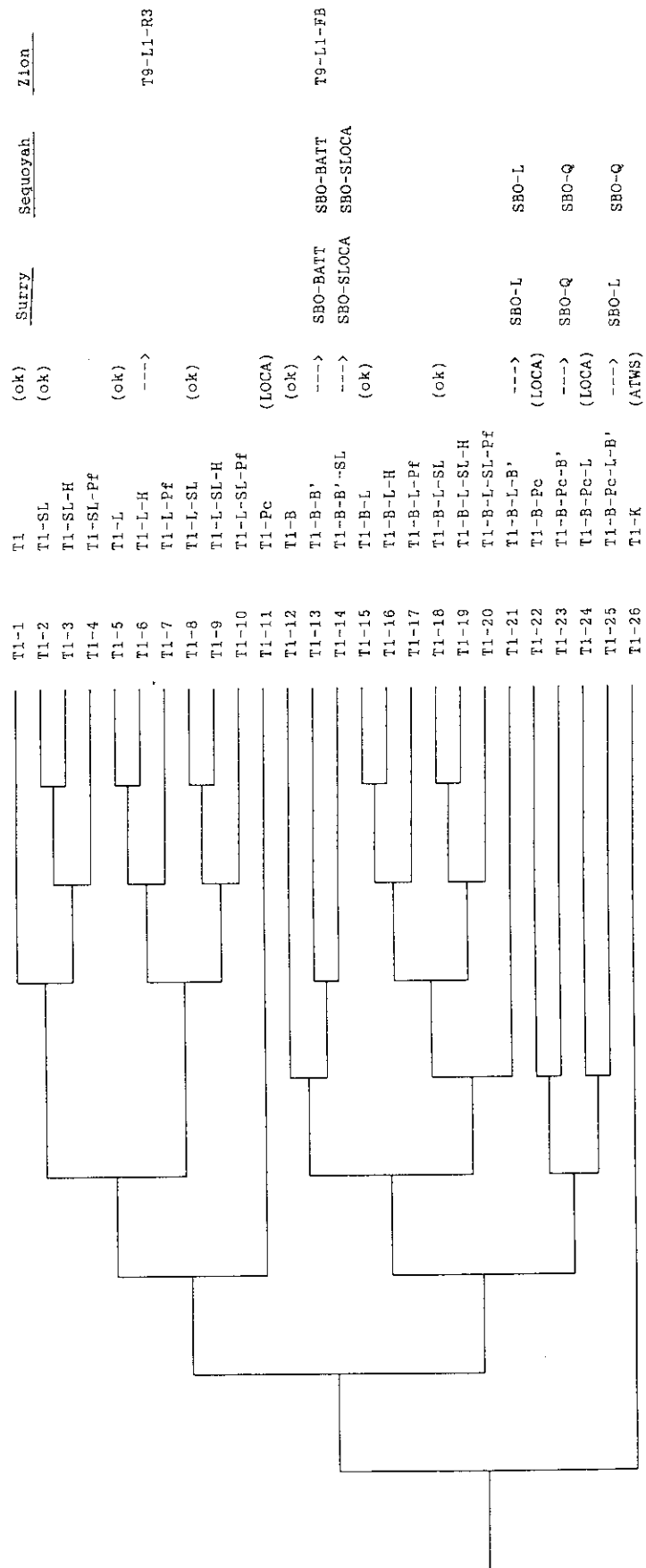
手動による原子炉トリップに失敗し(R)、さらに、減速材温度係数の異常(Z)により緊急ほう酸注入で反応度を停止させることができなくなる。

③ TK-L: T6-K-L2, T8-K-L2 (Zion-1)

AFWの機能喪失(L)により一次冷却材が喪失し、手動による原子炉トリップ操作が間に合わない状態となる。

Generic ET for LOSP

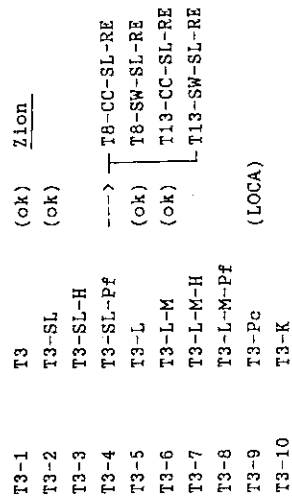
Loss of offsite power LOSP	Reactor scram	Emerg. Diesel Gen.	PZR PORV	Aux. Feed- water	Elec. Power Recov.	RCP Seal LOCA	Feed and Bleed	ECCS Recir. Circ.
BS		EDG	PORV	AFW	EPRC	SLOCA	F&B	HR/LPR
-R		-B	-Pc	-L	-B'	-SL	-Pf	-H



図B.1 標準的なイベントツリー：外部電源喪失

Generic ET for Turbine Trip

Tran. w/ PCS	Reactor Scram	PZR PORV Reclos.	Aux. Feed- water	Main Feed- water	RCP Seal LOCA	Feed and Bleed	ECCS Recirc. Ctg.
T.J.	RPS	PORV	AFW	MFW	SLOCA	F&B	HPR/LPR
T3	-K	-Pc	-L	-M	-SL	-Pf	-H



図B.3 標準的なイベントツリー：初期にPCSが利用可能なトランジェント

Generic ET for SGTR

Stm. Gen. Tube Rupture SGTR	Reactor Scram RPS	High Pres. Injct. HPI	Aux. Feed- water AFW	OPER. DPRES OD	PZR PORV Recls. PORV	Stm. Gen. SRV Recls. SG-SRV	ECCS Recirc. Clg. HPR/LPR
Tsg	-K	-D1	-L	-O	-Pc	-Qs	-H

Tsg-1	Tsg	(ok)	Surry	Sequoyah	Zion
Tsg-2	Tsg-Qs	(ok)			
Tsg-3	Tsg-Pc	(ok)			
Tsg-4	Tsg-Pc-H				
Tsg-5	Tsg-Pc-Qs				
Tsg-6	Tsg-O	(ok)			
Tsg-7	Tsg-O-Qs	---	T7-OD-QS	TSG-OD-QS	
Tsg-8	Tsg-O-Pc	(ok)			
Tsg-9	Tsg-O-Pc-H				
Tsg-10	Tsg-O-Pc-Qs	---	T7-OD-Q-QS		
Tsg-11	Tsg-L	---	T7-L	TSG-L	
Tsg-12	Tsg-D1	(ok)			
Tsg-13	Tsg-D1-Qs				
Tsg-14	Tsg-D1-Pc				
Tsg-15	Tsg-D1-O	---	T7-D1-OD		T4-DS
Tsg-16	Tsg-D1-L				
Tsg-17	Tsg-K	---	T7-K	TSG-K	

図B.4 標準的なイベントツリー：蒸気発生器細管破断

Generic ET for Large LOCA

Large LOCA	Accum. Injet.	Low Pres. Injet.	ECCS Recirc. Clg.
LLOCA	ACC	LPI	LPR
A	-D2	-D3	-H

A	(ok)	Surry	Sequoyah	Zion
A-1	---	A-H1	A-H1	A-R1
A-2	---	A-D6	A-D6	A-LP
A-3	---	A-D5	A-D5	A-LP
A-4	---			

図B.5 標準的なイベントツリー：大破断LOCA

Generic ET for Intermediate LOCA

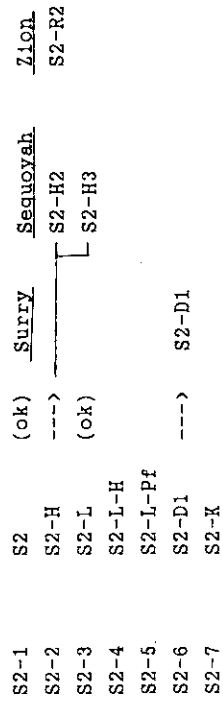
Medium LOCA	High Pres. Injet.	Accum. Injet.	Low Pres. Injet.	ECCS Recirc. Clg.
MLOCA	HPI	ACC	LPI	LPR
S1	-D1	-D2	-D3	-H

S1	(ok)	Surry	Sequoyah	Zion
S1-1	---	S1-H	S1-H2	S1-R1
S1-2	---	S1-D3	S1-D6	
S1-3	---	S1-D2	S1-H4	
S1-4	---	S1-D1		
S1-5	---	S1-D1		

図B.6 標準的なイベントツリー：中破断LOCA

Generic ET for Small LOCA

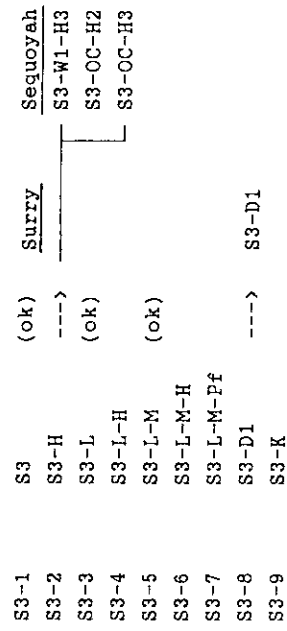
Small LOCA	Reactor Scram	High Pres. Injct.	Aux. Feed-water	PORV Open (F&B)	ECCS Recirc. Clg.
SLOCA	RPS	HPI	AFW	PORV	HPR/LPR
S2	-K	-D1	-L	-Pf	-H



図B.7 標準的なイベントツリー：小破断LOCA

Generic ET for Very Small LOCA

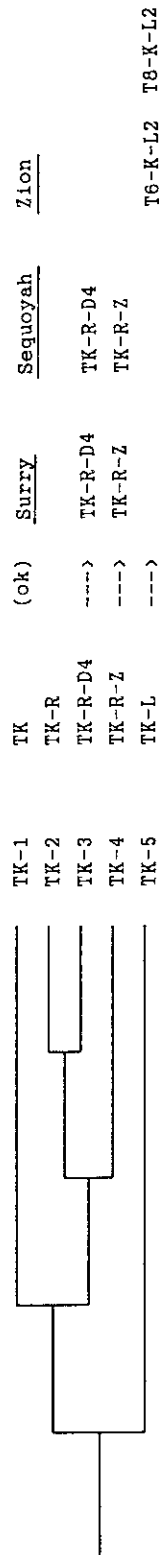
Very Small LOCA	Reactor Scram	High Pres. Injct.	Aux. Feed-water	Main Feed-water	PORV Open (F&B)	RHR/ECCS Recirc. Clg.
VSLOCA	RPS	HPI	AFW	MEW	F&B-PORV	RHR/ECR
S3	-K	-D1	-L	-M	-Pf	-H



図B.8 標準的なイベントツリー：極小破断LOCA

Generic ET for ATWS

ATWS	Aux. Feed- water	Manual Reactor Trip	Moderator Temp. Coeff.	Emerg. Boron Injct.
ATWS	AEW	MRT	MTC	HPI-EB
TK	-L	-R	-Z	-D4



図B.9 標準的なイベントツリー : ATWS