

JAERI-Tech
2001-007



JP0150359



BWR の外部電源喪失起因の重要炉心
損傷シーケンスの発生頻度への
ヒューマンエラーの影響

2001 年 3 月

横林 正雄・近藤 雅明

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

本レポートは、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、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 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行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

BWR の外部電源喪失起因の重要炉心損傷シーケンスの発生頻度への
ヒューマンエラーの影響

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター原子炉安全工学部
横林 正雄・近藤 雅明*

(2001年2月16日受理)

原子力発電所における運転員のヒューマンエラーは、プラントの安全性に大きな影響を及ぼす可能性があることから、確率論的安全評価(PSA)においてヒューマンエラーを考慮することは重要である。原子炉の安全系に関して想定される手動操作を抽出し、HRA手法としてよく知られているASEP (Accident Sequence Evaluation Program)法により、それらのヒューマンエラー確率(HEP)を定量化した。この定量化にはHRAを効率的に行うために主要なHRA手法を取り入れて開発したHRA解析支援システムJASPAHRを用いた。これらのHEPを原研で実施されたBWRの外部電源喪失(LOSP)起因の事故シーケンスへ適用するとともに、感度解析を行った。その結果から、それぞれの手動操作の炉心損傷頻度(CDF)や重要シーケンスの発生頻度に対する重要性を確認した。本解析で作成された人間の介入のモデルや評価結果は今後のPSA適用研究を進める上での基盤となり得るものであり、原研で進めてきたPSA研究の精度向上に役立てることができる。

Effect of Human Error on Frequency of Dominant Core Damage Sequences
initiated by Loss of Offsite Power at a BWR

Masao YOKOBAYASHI and Masaaki KONDO*

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

(Received February 16, 2001)

It has been widely recognized that consideration of human errors is very important for a probabilistic safety assessment (PSA), because human errors in a nuclear power plant may give significant influence to the plant safety. Operators' tasks were identified and human error probabilities (HEP) for these tasks were estimated using the ASEP (Accident Sequence Evaluation Program) method which is a well-known HRA method. For the estimation, JASPAHR developed at Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) as a human reliability analysis (HRA) support tool was utilized. These HEPs were applied to the accident sequences initiated by loss of offsite power (LOSP) events in a BWR which was performed previously at JAERI. From the result of the analysis with some sensitivity analysis, importance of each operator task to CDF and frequency of dominant accident sequences was assessed. The HRA models and analytical results on the operators intervention developed in this study provides a basis for improvement in methodology and application of PSA in JAERI.

Keywords : HRA, PSA, Internal event, ASEP, Human Error Probability,
Core Damage Frequency, LOSP, BWR, JASPAHR

*On loan to the Nuclear Safety Commission of the Office of Nuclear Safety,
Prime Minister's Office

目 次

1. 緒言	1
2. ヒューマンエラーの同定とヒューマンエラー確率の評価	4
2.1 解析対象とするヒューマンエラーの同定	4
2.2 ヒューマンエラー確率の評価	8
2.2.1 事故発生前に行われる操作に関する評価	8
2.2.2 事故発生後に行われる操作に関する評価	11
2.2.3 復旧活動に関する評価	16
3. ヒューマンエラーを考慮した事故シーケンス発生頻度の評価	29
4. 検討	53
5. まとめ	59
謝辞	61
参考文献	61
付録	
A. ベースとしたイベントツリー解析結果の概要	63
B. ASEP と THERP の事故発生後の HEP データについて	73
C. BWR モデルプラントの安全設備の構成の概要とシステム信頼性解析で 用いたフォールトツリー	75

Contents

1. Introduction	1
2. Human Reliability Analysis	4
2.1 Identification of Human Actions to be Considered in This Analysis	4
2.2 Evaluation of Human Error Probability	8
2.2.1 Evaluation of Pre-accident Tasks	8
2.2.2 Evaluation of Post-accident Tasks	11
2.2.3 Evaluation of Recovery Actions	16
3. Evaluation of Accident Sequences including Human Errors	29
4. Discussion	53
5. Concluding Remarks	59
Acknowledgment	61
References	61
Appendix A. Outline of Original Event Tree Analysis	63
Appendix B. Comparison of HEPs using THERP and ASEP Methods	73
Appendix C. Overview of Safety Facilities in a BWR Model Plant and Fault Tree for System Reliability Analysis	75

略語表

ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
ASEP	Accident Sequence Evaluation Program	ASEP 法
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	トランジェント時のスクラム不作動
ATHEANA	A Technique for Human Error Analysis	ATHEANA 法
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型炉
CCF	Cause Consequent Failure	共通原因故障
CD	Complete Dependence	完全従属
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
CRD	Control Rod Drive System	制御棒駆動系
CS	Containment Spray	格納容器スプレイ
CST	Condensate Water Storage Tank	復水貯蔵タンク
CV	Containment Vessel	格納容器
DEP	Manual Depressurization	手動減圧
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機
DHR	Decay Heat Removal	崩壊熱除去
DW	Drywell	格納容器ドライウエル
DYN	Dynamic Task	動的タスク
ECOM	Error of Commission	コミッションエラー
EECW	Emergency Equipment Cooling Water	非常用機器冷却系
EF	Error Factor	エラーファクタ
EH	Extremely High Stress	極めて高いストレス
EOM	Error of Omission	オMISSIONエラー
EOP	Emergency Operating Procedures	緊急時運転手順
EPRI	Electric Power Research Institute	米国電力研究所
EPS	Emergency Power Supply	非常用電源
FW	Feed Water	給水
HCR	Human Cognitive Reliability	HCR 法
HD	High Dependence	高従属
HEP	Human Error Probability	ヒューマンエラー確率
HPCI	High Pressure Coolant Injection System	高圧炉心注入系
HPCS	High Pressure Core Spray system	高圧炉心スプレイ系
HPI	High Pressure Injection	高圧注入
HRA	Human Reliability Analysis/Assessment	人間信頼性解析
IAS	Instrument Air System	計装用圧縮空気系
JAERI	Japan Atomic Energy Research Institute	日本原子力研究所
JASPAHR	JAeri SuPporting tool for Analysis of Human Reliability	原研の HRA 支援システム
LCC	Local Circuit Control	ローカル回路制御
LD	Low Dependence	低従属
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LOSP	Loss of Offsite Power	外部電源喪失
LPCI	Low Pressure Coolant Injection System	低圧注入系
LPCS	Low Pressure Core Spray System	低圧炉心スプレイ系
MD	Moderate Dependence	中従属
MH	Moderately High Stress	適度に高いストレス
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
NPP	Nuclear Power Plant	原子力発電プラント
ORE	Operator Reliability Experiment	運転員信頼性実験

PCS	Power Conversion System	給・復水系
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系
RCS	Reactor Coolant System	原子炉冷却水系
RF	Recovery Factor	回復要因
RHR	Residual Heat Removal	残留熱除去系
RPS	Reactor Protection System	原子炉保護系
RS	Reactor Scram	原子炉スクラム
SBS	Step-By-Step Task	ステップバイステップタスク
SDC	Shut Down Cooling	RHR系の停止時冷却モード
SLCS	Standby Liquid Control System	ほう酸水注入系
SPC	Suppression Pool Cooling	RHR系のサプレッションプール冷却モード
SRV	Safety Relief Valve	逃がし安全弁
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction	THERP法
TRC	Time Reliability Curve/Correlation	時間信頼性曲線/相関
ZD	Zero Dependence	ゼロ従属 (完全独立)

イベントツリーで使用している記号

B	非常用 DG 故障 (=BABB)
C	制御棒挿入失敗
D	EECW の故障 (=DADB)
N	MSIV(主蒸気隔離弁)閉失敗
M	SRV 開失敗
P	SRV 再閉失敗(開固着)
RB	DG 復旧の失敗
RB1	8 時間での DG 復旧の失敗 (=RB1ARB1B)
RB2	24 時間での DG 復旧の失敗 (=RB2ARB2B)
RP	外部電源復旧の失敗
RP1	30 分での外部電源復旧の失敗
RP2	8 時間での外部電源復旧の失敗
RP3	24 時間での外部電源復旧の失敗
S	SLCS の故障 (=SASB)
TP	起因事象としての LOSP
U	高圧注入系(RCIC&HPCS)の故障 (=U1U2)
U1	RCIC の故障
U2	HPCS の故障
X	手動減圧の失敗
V	低圧注入系の故障 (=V1V2)
V1	LPCS の故障
V2	LPCI の故障 (=V2CV2AV2B)
W1	PCS の故障
W2	RHR の故障 (=W2PW2D)
W2P	SPC の故障 (=W2PAW2PB)
W2D	SDC の故障 (=W2DAW2DB)

註：()内の添え字 A,B,C は系統を表す。

1. 緒 言

(1)背景及び目的

原子力発電所における運転員のヒューマンエラーは、手動によるシステムの起動に失敗したり、または保守・テスト後に機器を元の状態に戻し忘れてシステムの機能喪失を招くなど、安全性に大きな影響を与える可能性がある。このため、確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment : PSA)においてヒューマンエラーを考慮することは極めて重要であると認識されている。これまでに、ヒューマンエラーの発生確率(Human Error Probability : HEP)を定量化するために種々の人間信頼性解析(Human Reliability Analysis/Assessment : HRA)手法が開発されてきた[1]。また、これらの HRA 手法を適用して得られた HEP を用いて、PSA を実施した結果が報告されている[2,3,4,5,6]。例えば、NUREG-1150[2]で報告された米国の 5 基の原子力発電プラントに対する PSA では、ヒューマンエラーを考慮した場合の炉心損傷頻度(Core Damage Frequency : CDF)はヒューマンエラーなし(運転員の活動は全て成功)とした場合の 3.5~6.6 倍になり、PSA におけるヒューマンエラーの重要性を裏付けている。

原研リスク評価解析研究室(1999年4月より原子炉安全評価研究室)では、1980年以來、PSA手法の開発・整備を進め、1986年からは、開発・整備してきたPSA手法全体の適用性の確認や、PSA実施上の問題点を摘出し検討することを目的として、「国内軽水炉モデルプラントPSA」を実施した。また、その予備的解析として、BWR(Type-5, Mark-II)の外部電源喪失(Loss of Offsite Power : LOSP)を起因事象としたイベントツリー(Event Tree : ET)解析[7]を実施した。このET解析では、実施当時の公開情報に基づいており、プラント及び系統の運転手順や運用要項に関する情報が不十分であったので、ほう酸水注入系(Standby Liquid Control System : SLCS)の起動や原子炉の手動減圧といった、明らかに手動と考えられる操作に関するヒューマンエラーは考慮されているが、外部電源等の故障機器の復旧は考慮されていない。またHEPが、重要シーケンスやCDFへの影響の観点から無視し得るほど小さいと仮定して、モデル化されなかったものもあり、ヒューマンエラーを詳細に考慮した評価は行われていない。なお、ヒューマンエラーの考慮の仕方としては、システム毎のフォールトツリー(Fault Tree : FT)に考慮するのではなく、ETのヘッディングとして考慮されている。従って、ヒューマンエラーが事故シーケンスの発生頻度等に及ぼす影響は、ある程度考慮されているが、システム機能喪失への影響は評価されていない。

そこで人的因子研究室では、原子炉安全評価研究室の協力の下に、上記の原研でのET解析[7]をベースにして、これにヒューマンエラーを詳細に考慮した評価を行い、各々のヒューマンエラーや復旧の有無が、CDFや発生頻度の観点から重要と識別された事故シーケンスの発生頻度に及ぼす影響について検討した。

(2)本検討の実施手順

本検討の実施手順を以下に示す。

1)ヒューマンエラーの同定

はじめに、HRA では一般に使われていることであるが、本報告書においても、運転員とは保守や原子炉の運転などプラントに係わる全ての要員を指し、操作（またはタスク）とは較正作業やポンプの起動など運転員が実施する全ての行為を指すこととする。

本検討では、原研で実施した ET 解析[7]におけるシステム信頼性解析で対象とされたフロントライン系とサポート系を対象として、以下のようなヒューマンエラーを同定し、HRA を実施して HEP を評価した。

- ①センサーの誤較正といったシステムの自動起動の失敗に繋がるもの
- ②保守・テスト後の機器の元の状態への戻し忘れにより機能喪失に繋がるもの
- ③自動起動失敗時の手動によるバックアップ操作失敗
- ④手動にしか頼れない操作の失敗

なお、各システムの個別のヒューマンエラーを同定する際には、我が国の NPP を対象とした PSA における運転員のヒューマンエラーに関する詳細な情報がないため、本検討では、米国の PSA(Peach Bottom (BWR4)[3]及び Grand Gulf (BWR6)[4])で考慮された運転員の操作を参考にして、ヒューマンエラーの候補を選定した。次いで、原研で実施した LOSEP 起因の ET 解析[7]におけるシステム信頼性解析で対象とした、個別システムの操作に係わるヒューマンエラーを同定した。上記①～④に示したような一般的なヒューマンエラーの他に、運転員の操作を必要とする活動としては、機能喪失したシステムや故障機器の復旧がある。一般に、復旧を考慮するか、しないかは、重要シーケンスに大きく影響する。また、原研で実施した ET 解析でも、「高圧注入系が作動した場合は炉心溶融に至るまでに時間的余裕が十分あるため、この間に外部電源が復旧し、給・復水系(Power Conversion System : PCS)が復旧する可能性はかなり高く、これらの復旧を考慮すると発生頻度は 1 桁ないし 2 桁小さくなると考えられる」[7]と考察している。そこで本検討では、上記の考察を定量的に確認することも含めて、電源系としての外部電源及び非常用ディーゼル発電機 (Diesel Generator : DG) の復旧、及び崩壊熱除去のための PCS の復旧を考慮し、復旧失敗確率を評価した。

2)ヒューマンエラー確率 (HEP) の評価

HEP の評価には、HRA 手法の 1 つである THERP (Technique for Human Error Rate Prediction)法[8]を簡単化した ASEP(Accident Sequence Evaluation Program)法[9,10]を用いた。ASEP 法では、上記①と②のような事故の発生前に行われる一連の操作並びに③と④のような事故の発生後に行われる操作に関するものにヒューマンエラーを分類して HEP を評価する。このうち前者では、操作対象とする機器の数や配列構成や操作の記録の有無等、機器の状態を元に戻すこと（本報告書では、計測器の較正や保守・テスト後の誤った状態を正常な状態に戻すことを回復と呼び、故障し

た機器の復旧とは区別して用いる)の成功/失敗に影響する回復要因(Recovery Factors: RF)などを考慮した計算式を用いて HEP を計算する。後者では、タスクを必ずしも詳細に分析することなく、ストレスレベルとタスクの難しさに基づいて HEP を決定する。なお、HEP の定量化では、我が国のプラントに関する HEP の公開データが整備されていないため、米国の PSA で用いられた HEP に関するデータを参照・使用した。また、HEP の評価には、ASEP 法などの主要な HRA 手法や HEP データを収納した人間信頼性解析支援システム JASPAHR (Jaeri Supporting Tool for Analysis of Human Reliability) [11]を用いた。

なお、本検討ではベースとした ET 解析[7]と同様に、HEP は全て中央値を用いたが、本検討で引用した米国のデータや解析では平均値が用いられているために、本検討で評価した HEP には、参考として括弧内に平均値も示した。

3) ヒューマンエラーを考慮したシステム信頼性解析の実施

原研の ET 解析におけるシステム信頼性解析のために作成した各システム別の FT に、上記手順で抽出したヒューマンエラーを追加し、これを上記方法で評価した HEP を用いて定量化して、各システムの機能喪失確率を再評価した。また、外部電源、非常用 DG 及び PCS の復旧をヘッディングに組んだ ET を新たに作成し、再評価したシステム機能喪失確率を用いて定量化して、事故シーケンス毎の発生頻度を評価した。

(3) 報告書の構成

本報告書の 2 章では、解析対象とするヒューマンエラーの同定と、それらの HEP の定量化及び復旧活動の評価について述べる。3 章では、ヒューマンエラーを考慮したシステム機能喪失確率の評価結果、及び復旧活動を組み込んだ ET を定量化して得られた事故シーケンス発生頻度の評価結果について示すとともに、ヒューマンエラーや復旧活動による CDF や重要シーケンスへの影響を感度解析的に検討した結果について述べる。4 章では、復旧活動のモデル化の仕方について検討を加え、5 章で本検討のまとめを行う。なお、本検討でベースとした ET 解析[7]の結果の概要を付録 A に、今回用いた ASEP と THERP の HEP データを比較して付録 B に示した。また、BWR モデルプラントの安全設備の構成及び各安全システムの構成の概要、並びにシステム信頼性解析に用いた FT を付録 C に示した。

2. ヒューマンエラーの同定とヒューマンエラー確率の評価

2.1 解析対象とするヒューマンエラーの同定

本検討では、緒言で述べたように、米国の PSA[3,4]で考慮された運転員の操作を参考にして、HRA の対象とするヒューマンエラーの候補を選定した。選定したヒューマンエラーは、事故発生前に行われる操作と事故発生後に行われる操作に関するものに分けられる。前者としては、システムの自動起動の失敗に繋がるセンサーの誤較正及び冷却水がテストラインから流出して冷却機能の喪失に繋がる、保守・テスト後のテスト弁の戻し忘れ（回復失敗）がある。後者としては、各種安全システムの自動起動失敗時の手動によるバックアップ操作失敗及び手動にしか頼れない操作の失敗がある。次いで、これらの候補から BWR モデルプラントを対象とした LOSP 起因の ET 解析[7]における、システム信頼性解析で対象とした個別システムの操作に係わるヒューマンエラーを同定した。以下では、HRA の対象としたヒューマンエラーをシステム別に概説する。各システムの構成の概要図を付録 C に示したので参照されたい。なお、一般には、事故の発生前のヒューマンエラー及び事故発生後のヒューマンエラーの他に、事故を発生させるヒューマンエラーがあるが、最後のタイプについては起因事象発生頻度の中で考慮されているものと考えた。

(1) ほう酸水注入系(SLCS)

SLCS は、制御棒挿入不能により原子炉スクラムに失敗したときに、中性子吸収剤（五ホウ酸ナトリウム）を炉心に注入し、約 30 分で原子炉を停止する能力がある。SLCS は、ほう酸水貯蔵タンク(Boron Storage Tank : BST)、電動弁、ポンプ、爆破弁等から構成される。ヒューマンエラーとしては、事故発生前ではテスト後のテストラインの弁の元の状態への回復失敗、事故発生後では SLCS の手動起動失敗を対象とした。

(2) 原子炉隔離時冷却系(Reactor Core Isolation Cooling System : RCIC)

RCIC は、主蒸気隔離弁(Main Steam Isolation Valve : MSIV)の原子炉側の主蒸気管から抽出した蒸気を駆動源とするタービンポンプにより、復水貯蔵タンク(Condensate Water Storage Tank : CST) の水を原子炉へ注入する。CST の水位が低下したときは、水源をサプレッションプール(Suppression Pool : SP)水に手動で切り替えることができる。注入可能な原子炉の圧力は約 80~10kg/cm²g であり、原子炉水位低信号により自動起動し(この水位を L2 と呼ぶ)、原子炉水位高で注入停止となる(この水位を L8 と呼ぶ)。ヒューマンエラーとしては、事故発生前ではテスト後のテストライン弁の回復失敗、自動起動信号を発信する原子炉水位センサーの誤較正、CST の水位低下を検知するための CST 水位センサーの誤較正、事故発生後では自動起動失

敗時の手動によるバックアップ操作失敗及びCSTからSPへの水源の手動切替失敗を対象とした。

(3)高圧炉心スプレイ系(High Pressure Core Spray System : HPCS)

HPCSは、電動ポンプによりCST水を炉心頂部のスパージャヘッドノズルから燃料集合体上にスプレイすることによって炉心を冷却する。原子炉水位低(L2)またはドライウェル圧力高の信号により自動起動し、原子炉水位高(L8)でスプレイ停止となる。CSTの水位が低下するかまたはSPの水位高により自動で水源をSP水に切り替える。ヒューマンエラーとしては、事故発生前では、テスト後のテストラインの弁の回復失敗、原子炉水位センサーの誤較正、CST及びSPの水位センサーの誤較正、事故発生後では自動起動失敗時の手動によるバックアップ操作失敗及びCSTからSPへの水源自動切替失敗時の手動切替失敗を対象とした。ドライウェルの圧力センサーの誤較正については、LOSPに起因したトランジェント時には、ドライウェル圧力がHPCSの自動起動レベルまで上昇してからHPCSが機能したのでは、炉心損傷を回避するための炉心冷却が間に合わないため解析対象外とした。

(4)手動減圧(Manual Depressurization : DEP)

トランジェント時に、高圧系(RCIC及びHPCS)が作動しない場合に、逃がし安全弁(Safety Relief Valve : SRV)を強制的に開放して原子炉を減圧し、低圧系(以下に示すLPCS(Low Pressure Core Spray System)またはLPCI(Low Pressure Coolant Injection System))の注入を可能にする。ヒューマンエラーとしては、事故発生後に原子炉を手動減圧するための一連の操作に関する失敗を対象とした。

(5)低圧炉心スプレイ系(LPCS)

LPCSは、SP水を水源とし、電動ポンプにより炉心頂部のスパージャヘッドノズルから燃料集合体上にスプレイすることで炉心を冷却する。原子炉水位低(低圧系が作動する水位をL1と呼ぶ)またはドライウェル圧力高の信号により自動起動し、原子炉水位高(L8)で自動停止する。原子炉シュラウド内と格納容器との差圧が約 20kg/cm^2 以下に低下すると冷却材を注入することが可能である。但しトランジェント時には、手動減圧の項で述べたように、LPCSはSRVの手動開放と連携して使用するため、手動で起動させる。従って、自動起動失敗時のバックアップ操作及び自動起動に必要なセンサーの誤較正に関するヒューマンエラーは対象外とし、事故発生前でのテスト後のテストラインの弁の回復失敗のみを対象とした。

(6)残留熱除去系(Residual Heat Removal System : RHR)

RHR系は、3ループから成り、熱交換器、電動ポンプ等から構成され、弁の切替操作によって以下の①～⑤の運転モードと、⑥の補助機能を有する。

①低圧注入(LPCI)モード (3ループ)

②停止時冷却(Shutdown Cooling : SDC)モード (2ループ)

- ③格納容器スプレイ(Containment Spray : CS)モード (2 ループ)
- ④サプレッションプール冷却(Suppression Pool Cooling : SPC)モード (2 ループ)
- ⑤蒸気凝縮モード (2 ループ)
- ⑥燃料プール冷却 (2 ループ)

この内①～④の運転モードは、以下に示すように事故時の安全機能としての役割を果たす。なお、⑤と⑥は本検討では用いていないため省略する。

①低圧注入(LPCI)モード

LPCI モードは、原子炉圧力容器と格納容器との差圧が約 10kg/cm^2 まで減少すると冷却材を炉心に注入することができる。LPCS と同様、トランジェント時には、SRV の手動開放と連携して炉心を冷却することができる。LPCI は 3 台のポンプ毎に別々のループを構成しており、原子炉水位低(L1)またはドライウエル圧力高の信号により自動起動し、SP 水を原子炉シュラウド内に注入する。

ヒューマンエラーとしては、LPCS の場合と同様に、トランジェント時は手動減圧操作時に手動で起動するので、手動起動失敗及び事故発生前でのテスト後のテストラインの弁の回復失敗を対象とした。

②停止時冷却(SDC)モード

SDC モードは、炉停止後、炉心の崩壊熱及び冷却材中の保有熱を除去して、原子炉を冷却するもので、原子炉水を原子炉再循環設備吸い込み配管より取水し、ポンプで昇圧し熱交換器で冷却後、原子炉再循環設備吐出配管より原子炉に戻す。熱交換器は非常用機器冷却系(Emergency Equipment Cooling Water System : EECW)によって冷却される。ヒューマンエラーとしては、事故発生前でのテスト後のテストラインの弁の回復失敗、事故発生後での LPCI モードから SDC モードへの手動切替失敗を対象とした。

③格納容器スプレイ(CS)モード

CS モードは、原子炉一次系配管破断により流出した冷却材による熱や炉停止後の炉心崩壊熱等を除去し、格納容器内圧及び温度が設計値を超えないようにするための系統である。SP 水を RHR ポンプで取水し、RHR 熱交換器で冷却した後にドライウエル及び SP にスプレイ散水する。CS 流量のうちドライウエルに約 95%、SP に約 5% の冷却水がスプレイされる。ヒューマンエラーとしては、事故発生前でのテスト後のテストラインの弁の回復失敗、事故発生後での LPCI モードから SDC モードへの手動切替失敗を対象とした。

④サプレッションプール冷却(SPC)モード

SPC モードは、SRV の作動や RCIC の運転などにより SP 水の温度が上昇した場合に、RHR ポンプで SP 水を取水し、RHR 熱交換器で冷却した後に SP に戻すことにより SP 水の冷却を行う。SPC モードでは RHR のテストラインを SP への注水ラインとして使用する。ヒューマンエラーとしては、事故発生後での LPCI モードから SPC

モードへの手動切替失敗を対象とした。

(7)非常用ディーゼル発電機(DG)

前解析[7]において、CDF への影響の観点で非常用電源の喪失が重要とされたので、非常用 DG の自動起動失敗時の手動によるバックアップ操作失敗を対象とした。

以上の運転員の操作をまとめて表 2.1 に示す。また、表 2.2 には、上記 2 つの米国の PSA[3][4]において、HRA の対象とされた運転員の操作をまとめて示す。同表には、これらの操作を参考にして、モデルプラントを構成するシステムの LOSP 事象に係わる運転員の操作を抽出した結果を併記している。

この他に、機能喪失したシステムや故障機器の復旧として、外部電源及び非常用 DG の復旧と PCS の復旧を考慮した。

表 2.1 HRA で対象とした運転員の操作

システム	運転員の操作
ほう酸水注入系(SLCS)	SLCS 手動起動 SLCS テストラインの回復
原子炉隔離時冷却系(RCIC)	自動起動失敗時の手動起動、原子炉水位センサー較正、テストラインの回復 CST 水位センサー較正 CST から SP へ水源の手動切替
高圧炉心スプレイ系(HPCS)	自動起動失敗時の手動起動 原子炉水位センサー較正 テストラインの回復、CST 水位センサー較正 SP 水位センサー較正 水源自動切替失敗時の手動切替、
原子炉手動減圧(DEP)	SRV の開操作、LPCS 又は LPCI の手動起動等の一連の手動操作
低圧炉心スプレイ系(LPCS)	テストラインの回復、手動減圧時の手動起動
残留熱除去系(RHR)	テストラインの回復、手動減圧時の手動起動
低圧注入(LPCI)モード	LPCI モードからの手動切替(高圧系成功の場合) は SDC/SPC の手動起動) テストラインの回復
停止時冷却(SDC)モード	
サプレッションプール冷却(SPC)モード	
格納容器スプレイ(CS)モード	
非常用ディーゼル発電機(EDG)	自動起動失敗時の手動起動

註) 外部電源喪失起因のトランジェント時には、LPCS 及び LPCI は手動減圧時に手動起動させるので自動起動失敗時のバックアップとしての手動起動失敗及び自動起動のためのセンサーの較正は本検討の対象としない。

2.2 ヒューマンエラー確率の評価

2.2.1 事故発生前に行われる操作に関する評価

ASEP 法による事故発生前に行われる操作に関する HEP の評価では、各操作間の従属性の評価、回復失敗確率の評価を考慮した失敗確率（以後、トータル HEP と呼ぶ）の計算という 3 つの手順を経る。なお、以下に用いられている ASEP 法の HEP 値は中央値である。

(1)従属性の評価

各操作間の従属性については、表 2.3 に示すように、対象機器が 1 個のときはゼロ従属または完全独立(Zero Dependence : ZD)とする。対象機器が複数個の場合、機能的に直列/並列関係にあるか、機器が複数の場合に作業間隔は 2 分以内か、それらの位置は 4 フィート以内か、記録を取るかを条件として、完全従属(Complete Dependence : CD)、高従属(High Dependence : HD)及び ZD の 3 種類の従属性を決定する。

表 2.3 ASEP による従属性の判定条件

従属性	エラータイプ	機器構成 並列/直列	作業時間 2 分以内	機器間隔 4ft 以上	作業記録 の必要性
完全独立	EOM 及び ECOM	直列	—	—	—
	ECOM	並列	—	—	—
	EOM	並列	以上	—	—
	EOM	並列	以内	以上	有
完全従属	EOM	並列	以内	以内	—
高従属	EOM	並列	以内	以上	なし

註) EOM : HEP=0.02、ECOM : HEP=0.01、— : 適用しない

EOM : オMISSIONエラー、ECOM : コMISSIONエラー

(2)回復失敗確率の評価

ASEP 法による回復失敗確率の評価では、はじめに回復の成功/失敗に影響する要因(RF)の組み合わせとして回復失敗ケースを設定する。ここで RF としては、注意を引く信号(compelling signal)、保守後試験、記述による確認、日毎/直毎のチェックの 4 つの要因が用いられている。各要因に対しては、次の①～④に挙げるように、各要因の有/無に応じて回復失敗確率 (HEP_{RF1}～HEP_{RF4}) が設定されており、これらの積として各ケースに対する回復失敗確率が計算される。

①注意を引く信号がない場合は HEP_{RF1}=1、ある場合は HEP_{RF1}=0.00001（この場合は他の 3 項目は無視される。）

②保守後/較正後にテストにより機器状態を確認しない場合は HEP_{RF2}=1、テストを

正しく遂行することに失敗する確率は $HEP_{RF2}=0.01$

- ③テスト終了後の確認に、チェックリストの使用が要求されない場合は $HEP_{RF3}=1$ 、要求される場合に運転員のエラーを正すことに失敗する確率は $HEP_{RF3}=0.1$ 、但し、②で $HEP_{RF2}=0.01$ としたときは $HEP_{RF3}=1$
- ④日毎、直毎の機器の状態のチェックにチェックリストの使用が要求されない場合は $HEP_{RF4}=1$ 、要求される場合に使用できない状態の機器を検出することに失敗する確率は $HEP_{RF4}=0.1$

表 2.4 には、①～④の要因の有無による 9 つの組み合わせ (I～IX のケース) について、各要因毎の失敗確率の積として得られた回復失敗確率を示す。

表 2.4 ASEP の保守・テスト後の回復失敗確率

ケース	回復要因	回復失敗確率
	① ② ③ ④	
I	× × × ×	$HEP_{RF}=1.0$
II	× × ○ ○	$HEP_{RF}=HEP_{RF3} \times HEP_{RF4} = 0.01$
III	× × ○ ×	$HEP_{RF}=HEP_{RF3} = 0.1$
IV	× × × ○	$HEP_{RF}=HEP_{RF4} = 0.1$
V	○ - - -	$HEP_{RF}=HEP_{RF1} = 0.00001$
VI	× ○ × ×	$HEP_{RF}=HEP_{RF2} = 0.01$
VII	× ○ ○ ○	$HEP_{RF}=HEP_{RF2} \times HEP_{RF3} \times HEP_{RF4} = 0.001$
VIII	× ○ ○ ×	$HEP_{RF}=HEP_{RF2} \times HEP_{RF3} = 0.01$
IX	× ○ × ○	$HEP_{RF}=HEP_{RF2} \times HEP_{RF4} = 0.001$

註) - : 適用しない

(3) トータル HEP の計算

ASEP 法による事故発生前に行われる操作に関する HEP の評価では、はじめに基本となる HEP (基本 HEP と呼ぶ) を設定し、この基本 HEP に対して、各従属レベル、回復失敗確率及び機器数(n 個)を考慮した以下の 4 つの式から選択した計算式を用いてトータル HEP を計算する。また、トータル HEP に対するエラーファクタ (Error Factor : EF) は、表 2.5 から求める(同表の EF は不確定境界伝播法により計算されており、同法の詳細は文献[8]の付録 A を参照されたい)。ここで、基本 HEP としては、「やり忘れ」(言わゆるオMISSIONエラー(Error of Omission : EOM))及び「やり間違い」(言わゆるCOMMISSIONエラー(Error of Commission : ECOM))についてそれぞれ 0.02 及び 0.01、合計 0.03 を採用している。

- ・ ZD(直列、EOM と ECOM) : $n(0.03 \times HEP_{RF})$ (2-1)
- ・ ZD(並列、ECOM) : $(0.01 \times HEP_{RF})^n \approx (0.03 \times HEP_{RF})^n$ (2-2)
- ・ ZD(並列、EOM) : $(0.02 \times HEP_{RF})^n$
- ・ CD(並列、EOM) : $0.02 \times HEP_{RF}$ (2-3)

$$\cdot \text{HD(並列、EOM)} \quad : 0.02 \times \text{HEP}_{\text{RF}} \times 0.5^{n-1} \quad (2-4)$$

以上の評価法により、事故発生前に行われる操作に関する HEP を以下のように評価した。

1)計測器センサーの誤較正

RCIC、HPCS の自動起動に係わる次の 3 種類の計測器センサーの誤較正を対象として HEP を評価した。

- ・原子炉水位センサーの誤較正
- ・CST 水位センサーの誤較正
- ・サプレッションプール水位センサーの誤較正

較正対象機器（例えば複数の水位計）は並列であり、作業は 2 分以上要すると想定すると、表 2.3 の条件により、操作間の従属性は ZD となる。しかし本解析では、文献[3]C-15 頁の注(a)にある、「ZD、CD、HD の定義は、機器の較正に対しては適切でない。完全独立でも完全従属でもないから ZD 及び CD は実体に合っていない。これらの中間の HD は実体に合っている」という仮定を採用して、従属性を HD とした。なお、Grand Gulf の解析においても較正に関する従属性として HD が用いられている。RF については、「較正後に機器状態を確認する」及び「記述による確認あり」と想定し、 $\text{HEP}_{\text{RF}}=0.01$ （ケースⅧ）と決定した。機器数は Grand Gulf 及び Peach Bottom の解析を参照して $n=4$ 個として、(2-4)式からトータル HEP（較正 1 回当たりの失敗確率）を以下のように求めた。

$$\text{HEP}=(0.02 \times 0.01)0.5^{4-1}=2.5\text{E}-5 \quad (\text{平均値} : 6.65\text{E}-5)$$

$$\text{EF}=10$$

2)保守・テスト後のテストラインの弁の回復失敗

SLCS、RCIC、HPCS、LPCS 及び RHR の各運転モードを対象として、テストラインにある弁の回復失敗に関する HEP を評価した。これらの弁は、各システム毎に直列に配置されていると想定し、操作間の従属性を ZD とした。また、RF については、「保守・テスト後機器状態を確認する」及び「記述による確認あり」と想定し、 $\text{HEP}_{\text{RF}}=0.01$ （ケースⅧ）とした。トータル HEP は、(2-1)式を用いて以下のように求めた。

- ・SLCS テストラインの弁の回復

$$n=2 \text{ であり、} \text{HEP}=6\text{E}-4, \text{EF}=5, (\text{平均値} : 9.7\text{E}-4)$$

- ・RCIC テストラインの弁の回復

$$n=5 \text{ であり、} \text{HEP}=1.5\text{E}-3, \text{EF}=3, (\text{平均値} : 1.8\text{E}-3)$$

- ・HPCS テストラインの弁の回復

$$n=3 \text{ であり、} \text{HEP}=9\text{E}-4, \text{EF}=4, (\text{平均値} : 1.3\text{E}-3)$$

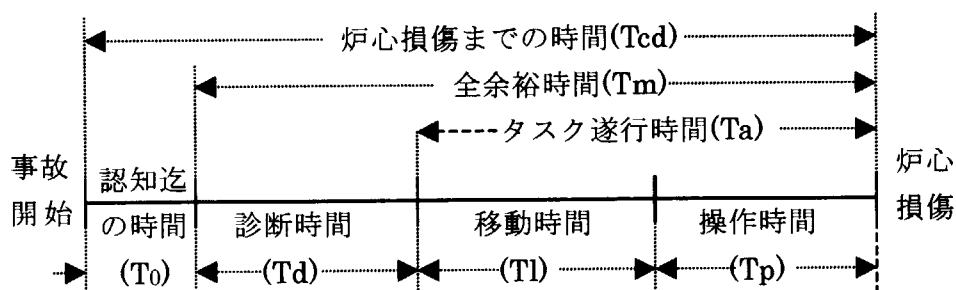
- ・ LPCS テストラインの弁の回復
 $n=1$ であり、 $HEP=3E-4$, $EF=10$, (平均値 : $8.0E-4$)
- ・ LPCI テストラインの弁の回復
 3 系統の各ラインに各 1 個
 $HEP=3E-4$, $EF=10$, (平均値 : $8.0E-4$)
- ・ SDC、SPC、CS テストラインの弁の回復。2 系統の各ラインに各 1 個、 HEP は LPCI に同じ。

2.2.2 事故発生後に行われる操作に関する評価

ASEP 法による事故発生後に行われる操作に関する HEP の評価手順では、事故発生後の操作を異常事態に対する診断エラーと対応操作エラーとに分類し、それぞれの HEP を評価して、トータル HEP を計算する。以下に示す HEP は全て中央値である。

(1) 診断 HEP の評価

診断 HEP は、THERP と同じ時間信頼性曲線／相関 (Time Reliability Curve/Correlation: TRC) を用いて評価する。ここで、診断に許される時間 (診断余裕時間 T_d) は、事故発生から炉心損傷までの時間 T_{cd} 、全余裕時間 T_m 、タスク遂行必要時間 T_a 、警報などで異常に気が付くまでの時間 T_0 から求める。各時間の関係を図 2.1 に示す。



$$T_m = T_{cd} - T_0 \quad : \text{全余裕時間}$$

$$T_a = T_l + T_p \quad : \text{タスク遂行必要時間}$$

$$T_d = T_m - T_a \quad : \text{診断余裕時間}$$

図 2.1 異常事象の警報、事象の診断、診断後の活動等の時間関係[9]

ここで事故発生から炉心損傷までの時間 T_{cd} は、事故のシナリオによって変わる。本検討では原研で開発したシビアアクシデント解析コード THALES-2[14]による解析結果を参考にして T_{cd} を決定した。診断失敗 HEP は、図 2.2 に示す TRC に T_d を用いて求める。TRC 図の上限値、中央値、下限値のどれを使用するかは、次項の条件から決定する。

上限値：次項のどれかを満たす

- ・その事象が訓練でカバーされていない。
- ・その事象が訓練でカバーされているが、免許取得のための初期訓練以外には訓練していない。
- ・トークスルーや検討により、すべての運転員がその事象に関連する指示値や警報などのパターンを知っているわけではないと判断できる。

下限値：次項を2つ共に満たす

- ・よく認識された従来有事象であり、運転員はシミュレータによる再資格取得訓練(requalification exercise)においてその事象を練習した。
- ・トークスルーや検討により、すべての運転員が関連する指示値や警報などのパターンを良く認識しており、なすべき事項またはどの手順書に従うかを知っていると判断できる。

中央値：次項のどちらかを満たす

- ・単にその事象の訓練が、シミュレータによる再資格取得訓練にあり、すべての運転員はこの経験していた。
- ・上限値または下限値の使用のためのルールを何も適用しない

(2)操作 HEP の評価

操作 HEP は、表 2.6 に示すように、タスクタイプとストレスレベルの組合せにより決定する。タスクタイプとしては、記憶により素早く対応できるスキル、手順に従って行うステップバイステップ(Step-By-Step : SBS)及びより複雑なダイナミック(Dynamic : DYN)の3種類とし、ストレスレベルとしては、適度に高い(Moderately High:MH)と極めて高い(Extremely High:EH)の2種類とする。

誤操作を別の運転員が訂正するバックアップについては、最初の運転員 OP₁ に対して、OP₂、OP₃ の2名のバックアップを想定しており、OP₂ は直長、OP₃ は次の直か事故管理チームなどであり、当直メンバーではない。

表 2.6 ASEP の事故発生後の操作エラー確率 (中央値)

タスクのタイプ	SBS タスク		DYN タスク	
	適度に高い	極めて高い	適度に高い	極めて高い
HEP _{OP1}	0.02	0.05	0.05	0.25
HEP _{OP2} , HEP _{OP3}	0.2	0.5	0.5	0.5

HEP の EF は全て 5。スキルベースタスクは HEP=0.001, EF=10 で、HEP_{OP2}, HEP_{OP3} のバックアップなし。

タスクタイプとストレスレベルは以下のように決定する。

①タスクタイプは、次項の条件の組合せに基づいて決定する。

1. 安全設備が2つ以上機能喪失する

2. 運転員は1つ以上の活動を実施する
3. 緊急時運転手順(Emergency Operating Procedure : EOP)は良くできており、EOP でカバーされている事象であり、制御室の運転員が EOP を使う訓練を受けており、且つ、運転員が(彼らの記憶に対する信用よりも) EOP を使用する
4. 訓練を通して記憶により素早く対応操作できる

以上に対して

- 1 または 2 の場合 → ダイナミックタスク
- 3 の場合 → ステップバイステップタスク
- 4 の場合 → スキルベースタスク

② ストレスレベルは、次項の条件の組合せに基づいて決定する。

1. 診断と活動するための時間余裕が2時間未満
2. 大 LOCA 時で再循環達成前
3. 大 LOCA 時に再循環が達成された
4. 2つ以上の安全系が機能喪失した
5. 訓練で制御室要員が当該の事故シーケンスに習熟している

以上に対して

- 1 または 2 または 4 の場合 → 極めて高いストレス
- 3 または 5 (但し 5 は 1, 4 に関係なし) の場合 → 適度に高いストレス

(3) トータル HEP の計算

トータル HEP(HEPt)は、診断 HEP(HEPd)と操作 HEP(HEPtask)の和として計算される。このうち操作 HEP の評価では、最初の運転員 OP₁ の失敗に対するバックアップとして OP₂、OP₃ の2名が想定されているから、各操作の HEP(HEPact)は

$$\text{HEPact} = \text{HEP}_{\text{OP1}} \times \text{HEP}_{\text{OP2}} \times \text{HEP}_{\text{OP3}}$$

タスクが複数のサブタスクから成るときは各サブタスクの HEPact を加算して、

$$\text{HEPtask} = \sum (\text{HEPact})_i$$

トータル HEP は、診断の HEPd を加えて

$$\text{HEPt} = \text{HEPd} + \text{HEPtask}$$

以上述べた ASEP 法により以下の(a)～(f)のシステムに関わる操作について事故発生後 HEP を評価した。なお、前述したように LOSP 起因のトランジェント時には、LPCS 及び LPCI は手動起動させて SRV の手動開放と連携して使用する。従って、これら低圧系の起動操作に関する HEP は、原子炉の手動減圧に係わる一連の操作に含めて評価した。

- (a) ほう酸水注入系(SLCS)
- (b) 原子炉隔離時冷却系(RCIC)
- (c) 高圧炉心スプレイ系(HPCS)

- (d) 手動減圧(DEP)
- (e) 残留熱除去系(RHR)
- (f) 非常用ディーゼル発電機(DG)

なお、事故発生後 HEP の評価に際しては、以下の前提条件を設定した。

- ・ ASEP 法では、バックアップ者数は OP₂, OP₃ の 2 名まで考慮されているが、OP₃ は当直ではなく次の直か事故管理チームなどであり、必ずバックアップされるとは限らないと考えられるため、本解析では 1 名のみとする。
- ・ タスクタイプとストレスレベルに依存する活動条件は、その事象やタスクに対してどの程度訓練や経験を積んでいるかによって大きく左右されるが、本解析では適度にそれらを備えていると想定して SBS タスクで MH ストレスを基本とする。

(a) ほう酸水注入系(SLCS)

スクラム失敗時の SLCS の手動起動操作は、ほう酸水貯蔵タンク出口電動弁開、爆破弁開及びキーを差し込んで廻すことによるポンプ起動であり、これら 3 つの操作(サブタスク) を評価する。スクラム失敗から操作開始までには、以下に示すようにシミュレータ実験等によれば約 4 分要しているが、診断余裕時間としては T_d=10 分を想定し、スクラム失敗は容易に判断できることから TRC の下限値を採用した。

$$HEPd=1.0E-2 \quad (\text{平均値} : 2.7E-2)$$

3 つのサブタスクに対する活動条件は、SBS タスクで MH ストレスと想定した。

$$HEP_{task}=0.02 \times 0.2 \times 3 = 1.2E-2 \quad (\text{平均値} : 3.1E-2)$$

$$HEPt=2.2E-2 \quad (\text{平均値} : 5.8E-2)$$

参考として、Grand Gulf での PSA における同種の操作エラーに対する ASEP 法による評価結果と比較してみると、

$$HEP=0.05 \times 0.05 \times 0.05 = 1.25E-4$$

であり OP₁ の HEP として、DYN/MH/SBS/EH の値を用い、OP₂, OP₃ の HEP として OP₁ の HEP をそのまま適用している。時間が短いから 3 番目のバックアップは ASEP ガイドにはないが、重要な操作なのでチェックする筈であると考えたもの、と推測される。ちなみに、トランジェント時のスクラム不作動(Anticipated Transient Without Scram : ATWS)時の SLCS 開始に要する時間は、PSA における推定では Grand Gulf と Peach Bottom は共に 4 分、米国電力研究所(Electric Power Research Laboratory : EPRI)のシミュレータによる運転員の信頼性実験(Operator Reliability Experiment : ORE) [13]では、SLCS 開始時間は、BWR で 2~4 分となっている。

(b) 原子炉隔離時冷却系(RCIC)

RCIC が自動起動に失敗したときには、原子炉水位低(L2)警報後に自動起動しないことを確認してから手動起動する。このため、手動起動失敗の HEP の評価では、診断と手動起動操作を対象とした。ここで、診断余裕時間 T_d は 10 分、活動条件は SBS/MH と想定した。

$$\text{HEPd}=0.1 \text{ (平均値 : } 0.27\text{)}$$

$$\text{HEPtask} = 0.02 \times 0.2 = 4\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 1.0\text{E-}2\text{)}$$

$$\text{HEPt}=0.104 \text{ (平均値 : } 2.8\text{E-}1\text{)}$$

また、CST から SP への水源切替は、CST 水位低の警報後、手動で SP 側電動弁を開き、CST 側電動弁を閉じる。Td は 30 分とし、活動条件は SBS/MH と想定した。

$$\text{HEPd}=1.0\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 2.7\text{E-}3\text{)}$$

$$\text{HEPtask} = 0.02 \times 0.2 = 4\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 1.0\text{E-}2\text{)}$$

$$\text{HEPt}=5\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 1.3\text{E-}2\text{)}$$

(c) 高圧炉心スプレイ系(HPCS)

HPCS が自動起動しなかった場合、原子炉水位低(L2)の警報後、自動起動失敗を確認し、手動で起動する。従って、手動起動失敗の HEP の評価では、診断と手動起動操作を対象とした。ここで、Td は 10 分、活動条件は SBS/MH と想定した。

$$\text{HEPd}=0.1 \text{ (平均値 : } 0.27\text{)}$$

$$\text{HEPtask} = 0.02 \times 0.2 = 4\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 1.0\text{E-}2\text{)}$$

$$\text{HEPt}=0.104 \text{ (平均値 : } 2.8\text{E-}1\text{)}$$

また、CST から SP への水源切替は、CST 水位低の警報後または SP 水位高の警報後に SP への自動切替失敗を確認してから、手動により SP 側電動弁を開き、CST 側電動弁を閉じる。Td は 30 分とし、活動条件は SBS/MH と想定した。

$$\text{HEPd}=1.0\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 2.7\text{E-}3\text{)}$$

$$\text{HEPtask} = 0.02 \times 0.2 = 4\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 1.0\text{E-}2\text{)}$$

$$\text{HEPt}=5\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 1.3\text{E-}2\text{)}$$

(d) 手動減圧(DEP)

高圧系(RCIC 及び HPCS)不作動時の原子炉の手動減圧(DEP)の操作手順は、次のように想定した。原子炉水位低(L2)警報後に、診断により、高圧系不作動であることを確認し、原子炉を手動減圧して低圧系を注入することを決定する。次いで、LPCS/LPCI 注入のための操作を行った後で減圧のための弁操作を行う。

ここで、THALES-2 による解析によれば、炉心損傷に至るまでの時間は 60 分程度であり、Tcd=60 とした。操作に要する時間 Tp=20 分、異常に気付くまでの時間 To=10 分と想定して診断余裕時間を Td=Tcd-Tp-To=30 分と推定した。

$$\text{HEPd}=1.0\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 2.7\text{E-}3\text{)}$$

また、このケースは安全設備が 2 つ(RCIC 及び HPCS)機能喪失しているのもので、ストレスレベルは ASEP 手順((2)の②の項目 4)に従って EH とし、低圧系操作と減圧操作を 2 つのサブタスクと想定した。

$$\text{HEPtask} = 0.05 \times 0.5 \times 2 = 5\text{E-}2 \text{ (平均値 : } 1.3\text{E-}1\text{)}$$

$$\text{HEPt}=5.10\text{E-}2 \text{ (平均値 : } 1.3\text{E-}1\text{)}$$

(e) 残留熱除去系(RHR)

SDC モード、CS モード及び SPC モードへの切替操作には、いずれも時間的余裕が十分あるため、診断エラーによる寄与は無視できると考えた。また、各切替操作には、弁開閉とポンプ起動があるが、これらの操作は1つのタスクとして扱い、活動条件は SBS/MH と想定した。

$$\text{HEP} = 0.02 \times 0.2 = 4\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 1.0\text{E-}2\text{)}$$

(f) 非常用ディーゼル発電機(DG)

非常用 DG が自動起動しない場合には、自動起動失敗を確認してから、手動で起動する。従って、手動起動失敗の HEP の評価は、診断と手動起動操作を対象とした。ここで、Td は 10 分、活動条件は SBS/MH と想定した。

$$\text{HEPd} = 0.1 \text{ (平均値 : } 0.27\text{)}$$

$$\text{HEP}_{\text{task}} = 0.02 \times 0.2 = 4\text{E-}3 \text{ (平均値 : } 1.0\text{E-}2\text{)}$$

$$\text{HEPt} = 0.104 \text{ (平均値 : } 2.8\text{E-}1\text{)}$$

以上の各システムに対する事故発生後の操作に関する HEP の定量化結果をまとめて表 2.7 に示す。

表 2.7 事故発生後タスクの HEP

タスク名	診断 HEP	トータル HEP 中央値(平均値)	備考 タスクタイプ / ストレスレベル
SLCS 手動起動	1E-2	2.2E-2 (5.8E-2)	SBS/MH
DG 手動起動	1E-1	1.04E-1 (2.8E-1)	SBS/MH
RCIC 手動起動	1E-1	1.04E-1 (2.8E-1)	SBS/MH
RCIC 水源切替	1E-3	5.0E-3 (1.3E-2)	SBS/MH
HPCS 手動起動	1E-1	1.04E-1 (2.8E-1)	SBS/MH
HPCS 水源切替	1E-3	5.0E-3 (1.3E-2)	SBS/MH
手動減圧	1E-3	5.1E-2 (1.3E-1)	SBS/EH
SDC モード切替	—	4.0E-3 (1.0E-2)	SBS/MH
SPC モード切替	—	4.0E-3 (1.0E-2)	SBS/MH
CS モード切替	—	4.0E-3 (1.0E-2)	SBS/MH

2.2.3 復旧活動に関する評価

復旧活動に関しては、2.1 節で述べたように、外部電源及び非常用 DG の復旧と、PCS の復旧を考慮する。復旧に関する許容限度時間としては、主として以下の理由から、30 分、8 時間、24 時間を想定し、文献[10]から引用した表 2.8~2.10 のデータから復旧失敗確率を選定した。([16,17,18]を参照)

THALES-2 による事故進展計算結果 (図 2.3[15]参照) によると、外部電源喪失に起因したトランジェント時に、炉心冷却に失敗して、1 時間程度で炉心損傷に至るシーケンスが存在する。このうち、全交流電源喪失シーケンスについては、1 時間以内に外部電源または非常用 DG を復旧できれば炉心冷却できる可能性がある。本解析では、これらの電源を復旧するまでの平均的な許容限度時間として 30 分を設定した。

炉心冷却に成功するものの、崩壊熱除去に失敗して炉心損傷に至るシーケンスは、全交流電源喪失シーケンスとそれ以外に大別できる。

全交流電源喪失時には、RCIC の制御用直流電源としてのバッテリーが約 8 時間で枯渇するとされており [7]、図 2.3 の THALES-2 による事故進展計算結果によれば、約 10 時間で炉心損傷に至る。その前に、外部電源または非常用 DG を復旧できれば、崩壊熱除去できる可能性がある。本解析では、外部電源または非常用 DG を復旧するまでの平均的な許容限度時間として 8 時間を設定した。

全交流電源喪失以外のシーケンスには、高圧系による炉心冷却に成功するものと、低圧系による炉心冷却に成功するものがある。前者の場合は、事故発生から炉心損傷に至るまでに約 40 時間以上余裕があり、この間に外部電源を復旧し、PCS を復旧させて崩壊熱除去できる可能性がある。本解析では、外部電源及び PCS の平均的な復旧許容限度時間として復旧失敗確率データに示されている最大の経過時間である 24 時間を設定した。なお、後者の場合は、原子炉圧力の低い、いわゆる低圧シーケンスなので、PCS には期待できない。従って、PCS 及び PCS の電源としての外部電源の復旧も考えない。

外部電源復旧の 30 分、8 時間、24 時間での復旧失敗確率は、表 2.8 から次のようになる。同表には平均値が示されているのでその値を()で示し、それから換算した中央値は以下のようなになる。

30 分 : 0.15(0.4),
 8 時間 : 0.019(0.05),
 24 時間 : 3.8E-4(1.0E-3)

PCS の復旧失敗確率は、外部電源が復旧してからの経過時間と炉心損傷に至るまでの時間余裕を考慮して評価する。これは、PCS の稼働には常用電源を用いるため、外部電源が復旧しなければ PCS は使えないためである。PCS の復旧失敗確率を表 2.9 に示す。本 PSA では、外部電源が 30 分及び 8 時間で復旧したときは PCS 復旧失敗確率データに示されている最大の経過時間である 24 時間の値 2.6E-4(平均値: 7E-4)、24 時間で復旧したときは復旧失敗確率データに示されている 2 番目に長い経過時間として 2-4 時間での 0.022(平均値: 0.06)を採用した。

DG 復旧失敗確率は、文献[10]によれば表 2.10 に示すように、ハードウェア復旧、共通原因故障(Cause Consequent Failure: CCF)復旧、作動(actuation)復旧、テスト/保守復旧の 4 つの復旧失敗要因別に評価されている。これらの要因を共通原因故障復

旧(BCCF)とそれ以外の独立故障(BAI/BBI)に分けられると仮定して、A/B 系列の DG 故障の組み合わせに応じた DG 復旧失敗確率を図 2.4 のように評価した。

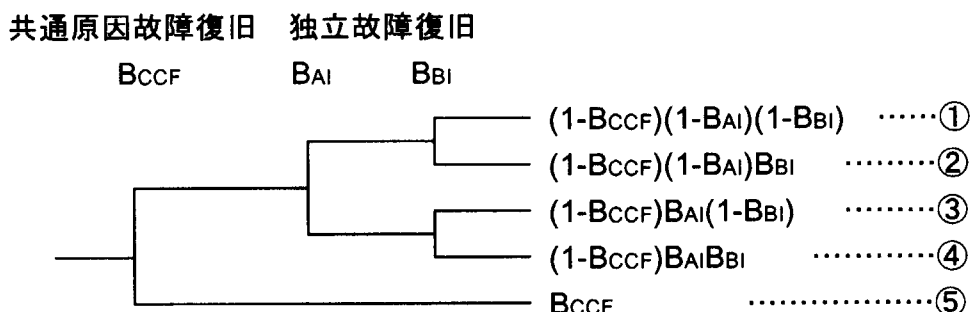


図 2.4 非常用 DG の復旧失敗確率

各 DG 単独の故障に対する復旧失敗確率は、共通原因故障の復旧失敗を除いた 3 つの要因の論理和の確率をとり、8 時間では

$$B_{AI}/B_{BI}=0.44(\text{平均値} : 0.88)、$$

24 時間では

$$B_{AI}/B_{BI}=0.11(\text{平均値} : 0.28)$$

とした。A/B 両系列共に復旧に失敗する確率は、共通原因故障による復旧失敗確率を、表 2.10 から 8 時間及び 24 時間でそれぞれ 0.19(平均値 : 0.5)及び 0.038(平均値 : 0.1)として、④と⑤を加算して、8 時間では 0.34(平均値 : 0.89)、24 時間では 0.049(平均値 : 0.17)とした。なお、30 分では失敗確率が 1.0 なので、復旧はできないものと想定した。

これらの復旧による CDF 及び重要事故シーケンスへの影響を評価するために、30 分、8 時間、24 時間での外部電源、非常用 DG 及び PCS の復旧をヘッディングとして挿入した ET を作成し定量化した。これについては、次章に示す。

表 2.2 HRA の対象とされた運転員の操作の比較 (1/6)

Grand Gulf (BWR6) [4]	Peach Bottom (BWR4) [3]	モデルプラント (BWR5)
<p>プラントの特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> CVは MARK-III (円筒型) RCIC：水位低でタービン駆動ポンプ起動 HPCS：専用 DG(専用スプレイ) 水位低または DW 圧力高で起動 LPCS は 1 系統、LPCI は 3 系統、水位低及び DW 圧力高で起動 ADS：計装用圧縮空気使用 水位低及び DW 圧力高で LPI ポンプ 1 台起動 または水位低で LPI ポンプ 1 台起動、起動まで 10 分の遅れ時間 SLC：HPCS スパージャから注入 低圧注入故障時に SSW とクロス結合 CS：CV 圧力高と 10 分の遅れ時間で自動作動 (CV 圧力が 9psig 高で DW 圧力が 2psig 高) SPC,SDC,CS：2 系統 2 ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> CVは MARK-I (フラスコ型) RCIC：水位低でタービン駆動ポンプ起動 HPCI：タービン駆動ポンプ(FW ライン)から注入 水位低及び DW 圧力高で起動 LPCS は 2 系統 4 ポンプ、LPCI は 2 系統 4 ポンプ、水位低及び DW 圧力高で起動 ADS：計装用窒素使用 水位低及び DW 圧力高で LPI ポンプ 1 台起動 または水位低で LPCI 1 系統/LPCS 2 系統起動、起動まで 8 分の遅れ時間 SLC：炉心シュラウド下部へ注入 低圧注入故障時に HPSW とクロス結合 CS：原子炉水位がシュラウドの上で DW 圧力高 (2psig)なら手動で開始可能 SPC,SDC,CS：2 系統 2 ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> CVは MARK-II (円錐型) RCIC：水位低でタービン駆動ポンプ起動 HPCS：専用 DG(専用スプレイ) 水位低及び DW 圧力高で起動 LPCS は 1 系統、LPCI は 3 系統、水位低及び DW 圧力高で起動 ADS：計装用圧縮空気使用 水位低及び DW 圧力高により LPI ポンプ 1 台起動 SLC：HPCS スパージャから注入 LPCI を手動で CS に切り替える SPC,SDC,CS：2 系統 2 ポンプ
<p>CRD</p> <ul style="list-style-type: none"> スタンバイ CRD ポンプの手動起動失敗 1.0 保守後 CRD の弁 V217B の回復失敗 8.0E-3 * 高圧注入モードにおける全流量に対し適切に CRD に切替る 手動スクラム 1.0E-3 <p>SSW：Standby Service Water</p>	<ul style="list-style-type: none"> 第 2 ポンプ起動と弁開に失敗 0.5 CRD/RBCW ブレーカの再開に失敗 0.5 手動スクラム 1.0E-4 <p>HPSW：High Pressure Service Water RBCW：Reactor Building Cooling Water</p>	<p>なし</p>

註) HEP は全て平均値

プラント固有の機器名称は欄外に示した

*：本文中に考慮するとして挙げてあるが評価リストにない手動操作

Grand Gulf の 1.0、Peach Bottom の 0.5 はスクリーニング値

Grand Gulf と Peach Bottom は全事象、モデルプラントは LOSP 事象に係わる手動操作のみ

表 2.2 HRA の対象とされた運転員の操作の比較 (2/6)

Grand Gulf (BWR6)	Peach Bottom (BWR4)	モデルプラント (BWR5)
<p>SLCS</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SLC 起動に失敗 1.0E-4 ・ テスト後の SLC 弁 VX16 の回復失敗 2.4E-3 ・ テスト後の SLC 弁 VX17 の回復失敗 2.4E-3 	<p>SLC 起動に失敗</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SLC 起動に失敗 2.0E-2 ・ テスト後システムの回復に失敗 3.2E-2 ・ 保守後爆破弁 14A の回復に失敗 8.0E-3 ・ 保守後爆破弁 14B の回復に失敗 8.0E-3 ・ 保守後電動ポンプ A トレン回復失敗 3.2E-3 ・ 保守後電動ポンプ B トレン回復失敗 3.2E-3 	<ul style="list-style-type: none"> ・ SLC 起動に失敗 3.1E-2 ・ テストラインの弁 MOV 回復失敗 1.2E-4
<p>ADS</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の手動減圧に失敗 1.0 ・ 保守後 LPCS 系の機器回復失敗 4.0E-4 ・ ADS 系の手動開始に失敗 - ・ RHR のトレン A の機器の回復失敗 9.0E-4 ・ RHR のトレン B の機器の回復失敗 9.0E-4 ・ DW 圧力計測器誤較正 6.8E-5 ・ 原子炉圧力容器計測器の誤較正 6.8E-5 <p>* SRV による手動減圧に失敗</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の手動減圧に失敗 (スクリーニング値) 1E-2 ・ 窒素容器の弁に対する操作失敗 (ATWS 時) 0.5 ・ 原子炉全水位センサー共通原因誤較正 2E-1 ・ 原子炉圧力センサー共通原因誤較正 0.5 ・ ADS の不適切な抑制 1E-4 ・ 5E-4 ・ 1E-5 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の手動減圧に失敗 1.3E-2 ・ DW 圧力センサーの誤較正 6.6E-5 ・ 原子炉水位センサーの誤較正 6.6E-5
<p>RCIC</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCIC 系の手動起動に失敗 1.0 ・ RCIC サプレッションプール 1.0 ・ 吸込弁 MV31 開に失敗 ・ CST 水位センサーの誤較正 6.8E-5 ・ 原子炉水位センサーの誤較正 6.8E-5 <p>* 保守後の弁を適切な開度に回復することに失敗</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧系作動のバックアップに失敗 1E-1 ・ RCIC に対する原子炉水位制御に失敗 0.5 ・ RCIC の隔離に失敗 0.5 ・ RCIC の吸込水源の切替に失敗 0.5 ・ CST 低水位センサー共通原因誤較正 6E-5 <p>* ESF センサーの誤較正</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCIC 系の手動起動に失敗 2.8E-2 ・ RCIC の吸込水源の切替に失敗 1.3E-2 ・ CST から SP へ切替 6.6E-5 ・ CST 水位センサーの誤較正 2.7E-4 ・ テストライン MOV の閉

ESF : Engineered Safety Feature

表 2.2 HRA の対象とされた運転員の操作の比較 (3/6)

Grand Gulf (BWR6)	Peach Bottom (BWR4)	モデルプラント (BWR5)
HPCS ・ HPCS 系の手動起動に失敗 1.0 ・ HPCS SP 吸込弁開に失敗 1.0 ・ 保守後 HPCS 系機器回復失敗 5.5E-4 ・ CST 水位センサーの誤較正 6.8E-5 ・ DW 圧力センサーの誤較正 6.8E-5 ・ 原子炉水位センサーの誤較正 6.8E-5 * 保守後の弁の適切な開度の回復失敗	・ 高圧系作動のバックアップに失敗 1E-1 ・ HPCI の吸込水源の切替に失敗 0.5 ・ CST 指示値低の喪失によって HPCI 及び RCIC の吸込み水源の切替に失敗 0.5 ・ 原子炉の水位制御に失敗 0.5 ・ CST 低水位センサー共通原因誤較正 7E-5 (* ESF センサーの誤較正)	・ HPCS 系の手動起動に失敗 2.8E-2 ・ HPCS 吸込水源の手動切替に失敗 1.3E-2 ・ SP 水位センサーの誤較正 6.6E-5 ・ テストライン MOV5 の閉 1.8E-4
LPCS ・ LPCS 系の手動起動に失敗 1.0 ・ 保守後の LPCS 系機器回復失敗 4.0E-4 ・ DW 圧力センサーの誤較正 6.8E-5 ・ 原子炉圧力容器計測器の誤較正 6.8E-5	・ 低圧系作動のバックアップに失敗 0.5 ・ 保守後ポンプトレン 2CP37 の回復失敗 5E-3 (B,C,D も同じ)	・ LPCS の手動起動に失敗 [1.3E-2] ・ テストライン MOV の閉 1.2E-4
LPCI ・ LPCI 系の手動起動に失敗 1.0 ・ 原子炉水位計測器の誤較正 2.7E-4 ・ ドライウェル圧力計測器誤較正 2.7E-4 ・ 保守後の LPCI 系機器回復失敗 5.5E-4 ・ RHR トレン A の機器回復失敗(B も) 9.0E-4 ・ 保守後 トレン A の RHR 熱交換器の関連機器の回復失敗(B も) 1.0E-4	・ 保守後電動弁 154A の回復失敗(154B も) 3E-4 ・ 保守後ループ A の弁回復失敗(ループ B も) 1E-3 ・ 保守後ポンプトレン 2AP35 の回復失敗 5E-3 (B,C,D も同じ) * 自動起動のバックアップに失敗	・ LPCI 系の手動起動に失敗 [1.3E-2]
SDC ・ SDC モード切替に失敗 1.0 ・ (RHR トレン A の機器回復失敗(B も) 9E-4) ・ (保守後 トレン A の RHR 熱交換器の関連機器の回復失敗(B も) 1E-4)	・ RHR 冷却モード切替に失敗 1E-5 ・ (保守後電動弁 154A の回復失敗(154B も)) ・ (保守後ポンプトレン 2AP35 の回復失敗)	・ SDC のモード切替に失敗 1.0E-2 ・ LPCI 手動切替 ・ テストライン MOV 閉 1.2E-4

註) ()内の操作は他の系で既に挙げたもの、

モデルプラント(BWR5)の[]は本ET解析では未使用

表 2.2 HRA の対象とされた運転員の操作の比較 (4/6)

Grand Gulf (BWR6)	Peach Bottom (BWR4)	モデルプラント (BWR5)
<p>CS</p> <ul style="list-style-type: none"> CS のモード切替失敗 (保守後トレン A-RHR 熱交関連機器回復失敗) 1.0 * 種々のセンサーの誤較正 	<ul style="list-style-type: none"> RHR 冷却モード切替失敗(LOCA) (トランジェント) 3E-5 1E-5 * 間違ったシュラウド水位のパーミッシブ信号に優先することに失敗 * 保守後の重要な機器の回復に失敗 	<ul style="list-style-type: none"> CS モード切替失敗 1.0E-2
<p>SPC</p> <ul style="list-style-type: none"> SPC モード切替失敗 1.0 (RHR トレン A の機器回復失敗(B も) 9E-4) (保守後トレン A の RHR 熱交換器の関連機器の回復失敗(B も) 1E-4) 	<ul style="list-style-type: none"> RHR 冷却モード切替に失敗(LOCA) (トランジェント) 3E-5 1E-5 0.5 * 間違ったシュラウド水位のパーミッシブ信号に優先することに失敗 * 保守後の重要な機器の回復に失敗 	<ul style="list-style-type: none"> SPC モード切替失敗 1.0E-2
<p>CVS</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器ベントの手動起動失敗 1.0 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器ベントの手起動始失敗 	なし
<p>EVS</p> <ul style="list-style-type: none"> (DG/HPCS, RCIC, LPCS/LPCI 室) 	<ul style="list-style-type: none"> 保守後ファントレン OBV64 の回復失敗 2.4E-3 保守後ファントレン OBV91 の回復失敗 1.6E-3 	なし

CVS : Containment Venting System
 EVS : Emergency Ventilation System

表 2.2 HRA の対象とされた運転員の操作の比較 (5/6)

Grand Gulf (BWR6)	Peach Bottom (BWR4)	モデルプラント (BWR5)
EECW ・全SSW トレン A 喪失になるSSW のトレン A の機器回復失敗(B,C も) 2.5E-4 ・LPCS,RHR A,RCIC の冷却喪失になるSSW のトレン A 機器回復失敗 1.0E-3 ・LPCS,RHR A,DG A,RCIC の冷却喪失になるSSWS のトレン A 機器回復失敗 1.8E-3 ・RHR B,RHR C の冷却喪失になるSSWS のトレン B の機器の回復失敗 1.5E-3 ・RHR B,RHR C,DG B の冷却喪失になるSSWS のトレン B の機器の回復失敗 1.8E-3 ・SSW-B と低圧注入をクロス結合 1.0	・保守後 MOV2972 の回復に失敗 2.2E-3 ・保守後 DG-A の冷却機器回復に失敗 (B,C,D も同じ) 3.1E-3 ・保守後熱交トレンの回復失敗 2.2E-3 ・保守後 ESW ポンプトレン A の回復失敗(B も) 2.2E-3 ・保守後 MOV2972 の回復に失敗 2.2E-3 ・保守後手動弁 A,B の回復失敗 3.3E-3 ・非常用ヒートシンクの開始失敗 9.0E-1 ・HPSW と低圧注入をクロス結合 1.0E-1	なし
電源復旧 ・バッテリー故障復旧(1時間以内) 0.5 ・DC ハードウェア復旧失敗(1時間以内) 0.5 ・自動作動失敗後 DG 手動起動失敗 1/12 時間以内 0.04/0.3 ・DG 共通原因故障復旧(1時間以内) 0.9 ・DG のハードウェア故障復旧失敗 1/12 時間以内 0.9/0.6 ・保守から DG 復旧失敗 1/12 時間以内 0.8/0.1 ・外部電源復旧失敗 1/12 時間以内 0.19/0.15 ・HPCS 用 DG のガス結合失敗 1/12 時間以内 0.13/0.066	・DC ハードウェア復旧失敗 68/150m/9,12,13/14,17/18 時間 .5/ .4/ .03 /0.25/.02 ・DG 作動復旧失敗 3,5,7/9,12/16 時間 .03/.02/.01 ・DG 共通原因故障復旧失敗 3/5/7/9/12 時間 .7/.6/.5/.45/.4 ・DG ハードウェア復旧失敗 3/5/7/9/12/16 時間 .8/.7/.6/.58/.55/.5 ・DG 保守の復旧失敗 3/5/7/9/12/16 時間 h .7/.6/.5/.45/.4/2 ・外部電源復旧失敗 15/30/45/68/150m .6/.31/.13/.11/.096 5/7/9/12/13/14/17/18 時間 .048/.032/.023 .015/.013/.012/.0081/.0073	・外部電源復旧 30 分 0.4 8 時間 0.05 24 時間 0.001 ・DG 復旧 8 時間 0.88(0.94) 24 時間 0.28(0.35) [独立故障、()は共通原因故障含む]
SSWs : Standby Service Water System	ESWS : Emergency Service Water System	

表 2.2 HRA の対象とされた運転員の操作の比較 (6/6)

Grand Gulf (BWR6)	Peach Bottom (BWR4)	モデルプラント (BWR5)
IAS ・ IASの再起動に失敗 1.0	* 外部電源喪失後の IAS の復旧に失敗 なし	なし
その他の (復旧) 活動 ・ PCS 復旧失敗 1/12 時間以内 ・ 再割当による復水系復旧失敗 4.3E-4 12 時間後 ・ FW の現場での手動起動に失敗 3.0E-2 12 時間後 ・ 再割当で IAS 復旧(12 時間後) 4.0E-4 ・ 自動起動失敗後に注入を手動起動失敗 3.5E-4/1E-4 1/12 時間以内 ・ 部屋の冷却の復旧(12 時間後) 3.3E-3 ・ RHR の起動(12 時間後) 1.0E-4 ・ RCIC 蒸気ラインで減圧(12 時間後) 4.1E-2	・ PCS の復旧失敗(13 時間後) 1.0E-2 * LPCS/LPCI の部屋冷却故障後 13 時間で PCS/復水器の復旧失敗 ・ ESW 系から NSW へ逆漏洩発生後に弁 XV503 を閉じることに失敗	・ PCS 復旧失敗 2・4 時間 0.06 24 時間 0.0007

ESW : Emergency Service Water
 NSW : Normal Service Water

表 2.5 ASEP 事故発生前の活動の HEP と EF (文献[10]の表 7.2-6 から)

ケース	活動/機器の数	並列システム			直列システム
		ZD	CD	HD	ZD
I	1	3E-2 (5)	3E-2 (5)	3E-2 (5)	3E-2 (5)
	2	9E-4 (5)	2E-2 (5)	1E-2 (6)	6E-2 (4)
	3	3E-5 (5)	2E-2 (5)	5E-3 (7)	9E-2 (3)
	4	無視	2E-2 (5)	3E-3 (7)	1.2E-1 (3)
	5	無視	2E-2 (5)	1E-3 (8)	1.5E-1 (2)
II	1	3E-4	3E-4 (10)	3E-4 (10)	3E-4 (10)
	2	無視	2E-4 (10)	1E-2 (8)	6E-4 (5)
	3	無視	2E-4 (10)	5E-5 (9)	9E-4 (4)
	4	無視	2E-4 (10)	3E-5 (10)	1.2E-3 (4)
	5	無視	2E-3 (10)	1E-5 (11)	1.5E-3 (3)
III	1	3E-3 (10)	3E-3 (10)	3E-3 (10)	3E-3 (10)
	2	無視	2E-3 (10)	1E-3 (11)	6E-3 (7)
	3	無視	2E-3 (10)	5E-4 (12)	9E-3 (6)
	4	無視	2E-3 (10)	3E-4 (13)	1.2E-2 (5)
	5	無視	2E-3 (10)	1E-4 (14)	1.5E-2 (4)
IV	1	3E-3 (10)	3E-3 (10)	3E-3 (10)	3E-3 (10)
	2	無視	2E-3 (10)	1E-3 (11)	6E-3 (7)
	3	無視	2E-3 (10)	5E-4 (12)	9E-3 (6)
	4	無視	2E-3 (10)	3E-4 (13)	1.2E-2 (5)
	5	無視	2E-3 (10)	1E-4 (14)	1.5E-2 (4)
V	1-5	無視	無視	無視	無視
VI	1	3E-4 (10)	3E-4 (10)	3E-4 (10)	3E-4 (10)
	2	無視	2E-4 (10)	1E-4 (8)	6E-4 (5)
	3	無視	2E-4 (10)	5E-5 (9)	9E-4 (4)
	4	無視	2E-4 (10)	3E-5 (10)	1.2E-3 (4)
	5	無視	2E-4 (10)	1E-5 (11)	1.5E-3 (3)
VII	1	3E-5 (16)	3E-5 (16)	3E-5 (16)	3E-5 (16)
	2	無視	2E-5 (16)	1E-5 (14)	6E-5 (9)
	3	無視	2E-5 (16)	無視	9E-5 (7)
	4	無視	2E-5 (16)	無視	1.2E-4 (6)
	5	無視	2E-5 (16)	無視	1.5E-4 (6)
VIII	1	3E-4 (10)	3E-4 (10)	3E-4 (10)	3E-4 (10)
	2	無視	2E-4 (10)	1E-4 (8)	6E-4 (5)
	3	無視	2E-4 (10)	5E-5 (9)	9E-4 (4)
	4	無視	2E-4 (10)	3E-5 (10)	1.2E-3 (4)
	5	無視	2E-4 (10)	1E-5 (11)	1.5E-3 (3)
IX	1	3E-5 (16)	3E-5 (16)	3E-5 (16)	3E-5 (16)
	2	無視	2E-5 (16)	1E-5 (14)	6E-5 (9)
	3	無視	2E-5 (16)	無視	9E-5 (7)
	4	無視	2E-5 (16)	無視	1.2E-4 (6)
	5	無視	2E-5 (16)	無視	1.5E-4 (6)

()内の数値が EF、ZD : ゼロ従属、CD : 完全従属、HD : 高従属

表 2.8 外部電源復旧失敗確率の平均値(文献[10]初版の表Ⅷ.1-6 より)

時間	失敗確率	時間	失敗確率
0分	1.0	60-70分	0.27
5-10分	0.80	70-120分	0.23
10-20分	0.50	2-4時間	0.17
20-30分	0.40	4-6時間	0.09
30-40分	0.35	6-8時間	0.05
40-60分	0.30	8-24時間	0.001

上限値は 10 倍 (但し、1 を超えるときは 1) で、下限値は 1/10

表 2.9 給・復水系(PCS)の復旧失敗確率の平均値(文献[10]の表 8.2-10 より)

時間	失敗確率	時間	失敗確率
5-30分	1.0	60-70分	0.4
30-40分	0.9	2-4時間	0.06
40-60分	0.6	24時間	0.0007

上限値は 10 倍 (但し、1 を超えるときは 1) で、下限値は 1/10

表 2.10 DG 復旧失敗確率の平均値 (文献[10]の表 8.2-10 より)

経過時間	復旧失敗確率			
	ハードウェア 復旧	テスト/保守 からの復旧	作動復旧	共通モード 故障復旧
0-30分	1.0	1.0	—	1.0
30-40	1.0	1.0	0.04	1.0
40-60	0.9	0.9	0.04	0.9
60-70	0.9	0.9	0.04	0.9
70-120	0.9	0.9	0.03	0.8
2-4時間	0.8	0.8	0.03	0.7
4-6	0.7	0.7	0.03	0.6
6-8	0.6	0.7	0.03	0.5
8-12	0.5	0.5	0.03	0.3
24	0.2	0.1	0.001	0.1

上限値は 10 倍 (但し、1 を超えるときは 1) で、下限値は 1/10

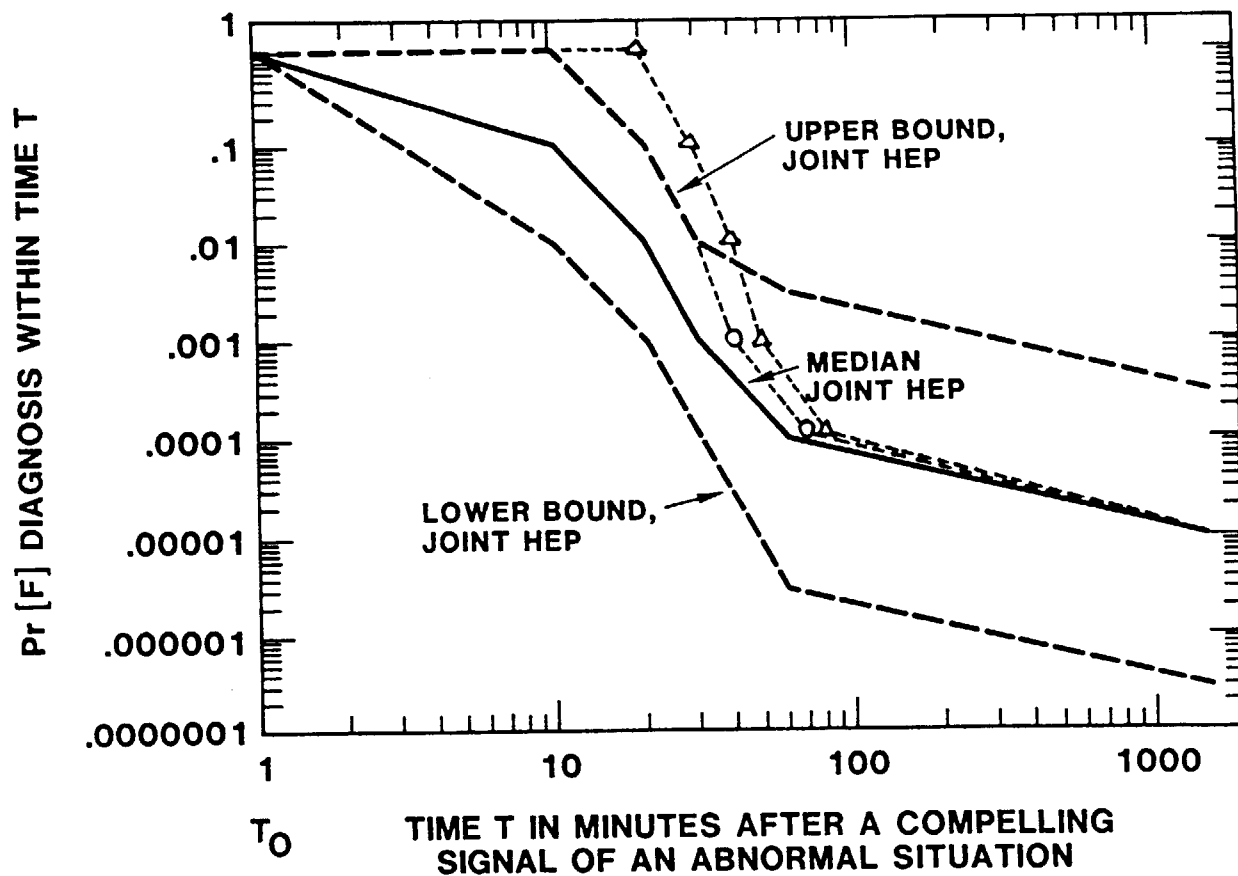
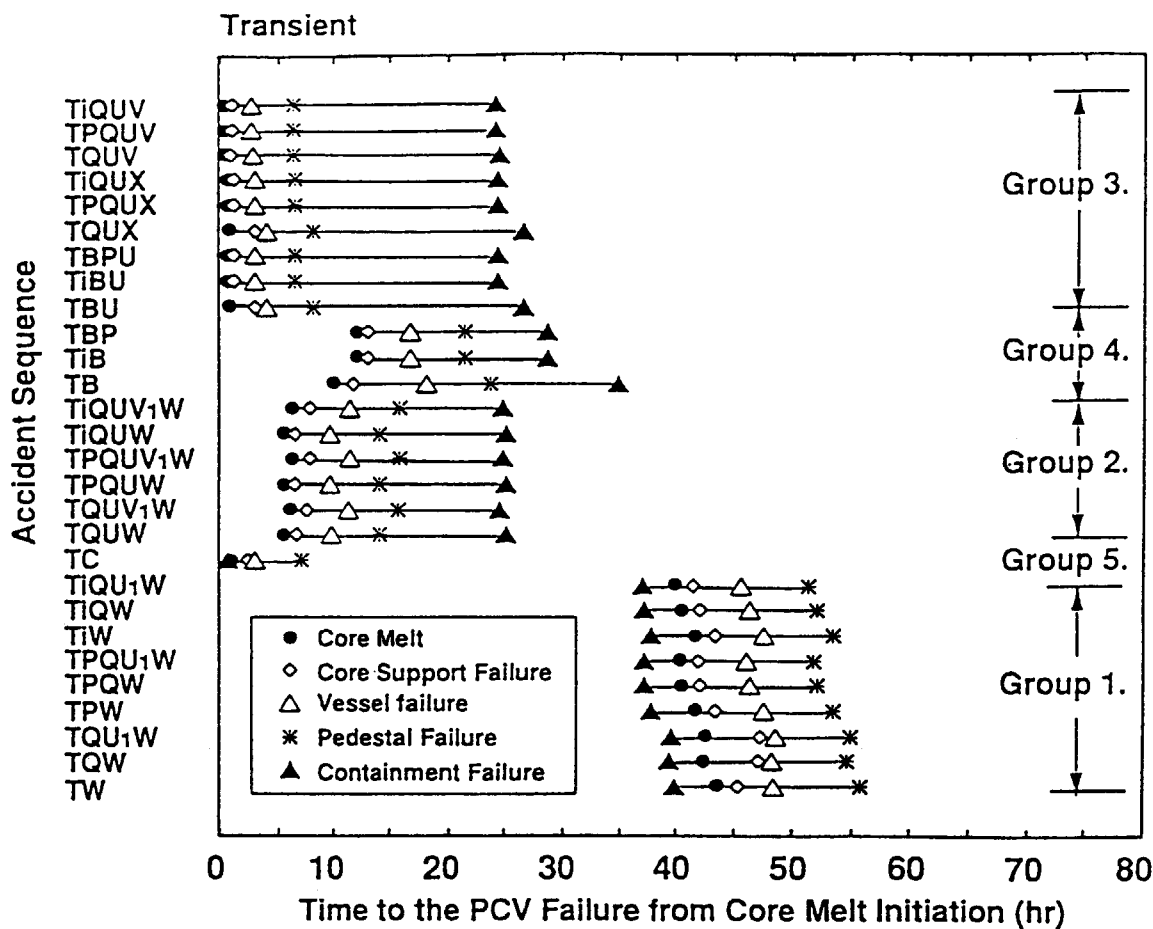


図 2.2 単一異常事象に対する診断エラー確率の時間信頼性曲線
 ○印は第 2 事象、△印は第 3 事象の中央値
 (文献[8]の図 12-4、表 20-3 から)



- Group 1.: 高压系作動崩壊熱除去系失敗
- Group 2.: 低压系作動崩壊熱除去系失敗
- Group 3.: 炉心冷却系機能喪失
- Group 4.: 全交流電源喪失高压系作動
- Group 5.: 原子炉スクラム失敗

ヘッディング記号

- | | |
|----------------------|-----------------------|
| B 非常用DG故障 | U 高压注入系(RCIC&HPCS)の故障 |
| C 制御棒挿入失敗 | U1 RCICの故障 |
| P SRV再閉失敗(開固着) | X 手動減圧の失敗 |
| Q 給水系故障 | V 低压注入系の故障 |
| T 起因事象としてのトランジェント | V1 LPCSの故障 |
| Ti 起因事象としての逃がし安全弁誤開放 | W 残留熱除去系の故障 |

図 2.3 THALES-2 コード体系による事故進展計算結果 (文献[15])

3. ヒューマンエラーを考慮した事故シーケンス発生頻度の評価

前章で評価したヒューマンエラーが外部電源喪失時の CDF や事故シーケンスの発生頻度にどの程度影響するのか、また復旧活動のように、ヒューマンエラーのタイプによって影響がどの程度違うのかを把握するために、以下のように段階的に事故シーケンス発生頻度を評価した。まず前解析(文献[7])で各システムに対して作成された FT に、前章で評価したヒューマンエラーを追加した FT を作成し、定量化した。定量化に用いた FT を付録 C に示す。次に、得られたシステム機能喪失確率を ET に割り当てて外部電源喪失時の CDF や事故シーケンスの発生頻度を評価した。ET としては、前解析で作成された ET を基本とし、後述するように、復旧活動を考慮する場合には、前解析で作成された ET に復旧活動に関するヘッディングを追加するように修正して用いた。前解析では、事故シーケンス発生頻度の定量化に用いられた ET と、事故シーケンスの説明用の ET の 2 つが示されている。前者の ET(図 A.1(文献[7]の図 6.1)参照)は、EECW を系統(A/B/C)別にヘッディングとして考慮したもので、FT 解析で EECW のシステム機能喪失確率を計算して ET に割り当てることができるので、事故シーケンス発生頻度を容易に定量化できるものである。しかしこの ET では、事故シーケンスの数が多く、重要な事故シーケンス等の説明に向かないため、事故シーケンスを説明する上で直接的に用いられないサポート系としての EECW をヘッディングから除いたのが、図 3.1(文献[7]の図 7.1)に示す事故シーケンスの説明用の ET である。現解析でも、ヒューマンエラーを考慮した定量化では図 3.1 の ET をベースとして、必要に応じて修正を加えて用い、事故シーケンスの説明では、図 3.1 に示した基本 ET を用いる。

図 3.1 の 26 シーケンスの概要を述べると、シーケンス(1)と(2)では、高圧系 (RCIC または HPCS) による炉心冷却は成功したが、RHR 系による崩壊熱除去機能喪失により炉心損傷に至る。シーケンス(3)と(4)は、高圧系 (RCIC 及び HPCS) 機能喪失だが手動減圧が成功した後に、低圧系は機能したが RHR 系機能喪失により炉心損傷に至る。(5)は低圧系機能喪失により炉心損傷に至り、(6)は手動減圧失敗により炉心損傷に至るシーケンスである。シーケンス(8)~(12)は、(1)~(6)のシーケンスに SRV の開固着を伴う場合である。(15)は、原子炉の反応度停止機能が喪失する ATWS シーケンスである。シーケンス(16)~(26)は DG 機能喪失により全交流電源喪失となる場合である。なお、FT 及び ET を作成する前提としてのサクセスクライテリアは、前解析と同様のものを用いたが、そのサクセスクライテリアと前解析の結果の概要は、付録 A に示した。

以上のようなシステムモデルを用いて、ヒューマンエラーが事故シーケンス発生頻度に及ぼす影響を、そのタイプによる違いを含めて評価するために、段階的に幾つかの解析ケースを設定した。解析ケースは、以下のように、大きく基本ケースの解析と

感度解析からなる。

(1) 基本ケースの解析

- 1) システム機能喪失確率に対するヒューマンエラーの寄与
- 2) 復旧活動を考慮した場合のヒューマンエラーの影響

(2) 感度解析

- 1) 復旧活動の有無によるヒューマンエラーの影響
- 2) ヒューマンエラーのタイプ別の影響
- 3) バックアップ者数の影響
- 4) 復旧活動失敗確率の影響

各解析ケースの結果を以下に示す。

(1) 基本ケースの解析

1) システム機能喪失確率に対するヒューマンエラーの寄与

前解析では評価されていない、システム機能喪失確率に対するヒューマンエラーの寄与割合を計算した。この計算では、HEP を考慮したときのシステム機能喪失確率を Q_{HEP} とし、HEP=0 としたときのシステム機能喪失確率を $Q_{HEP=0}$ とし、 $(Q_{HEP}-Q_{HEP=0})/Q_{HEP}$ からヒューマンエラーの寄与割合を計算した。各システムの機能喪失確率に対するヒューマンエラーの寄与割合を表 3.1 及び図 3.2 に示す。なお、前解析では、ヒューマンエラーは FT では個別に考慮されず、ET のヘッディングでのみ考慮されており、従って、本解析で HEP=0 として計算した $Q_{HEP=0}$ は、前解析で計算されたシステム機能喪失確率と同じになっている(文献 [7] の表 6.1)。

表 3.1 及び図 3.2 から分かるように、手動減圧及び SLCS は自動化されていないため、ヒューマンエラーの寄与がシステム機能喪失確率を支配している。また、事故収束の後期において、手動により操作される崩壊熱除去に関連した SPC、SDC については、ヒューマンエラーの寄与は約 20% であるが、HPCS や DG での寄与率は極めて小さい。これは、表 3.1 に示したように、システム別の機能喪失確率は $10^{-2} \sim 10^{-3}$ のオーダーであり、HEP は少なくともこれ以上のオーダーでないと影響は現れにくいいためである。また、HEP が大きくてもシステム機能喪失に対するヒューマンエラーの論理的な関係(AND/OR)によっては影響度は異なってくる。例えば、自動起動失敗時のバックアップ操作としての手動起動失敗確率は、自動起動失敗確率と手動起動失敗確率の積(AND 結合の関係)になるため、ヒューマンエラーの寄与は大きくなりやすいが、手動にしか頼れない操作が必要とされる場合には、手動操作失敗確率は加算される(OR 結合の関係)ため HEP の寄与は、より直接的に現れる。

なお、システム機能喪失確率や HEP を中央値として評価するか、平均値として計算するかによって、特定のシステムでは、ヒューマンエラーの寄与割合が 2 倍程度の違いとなって現れることがあることにも注意が必要である。

表 3.1 システム別の機能喪失確率とヒューマンエラーの寄与割合

説明	記号	ヒューマンエラーを考慮する前のシステム機能喪失確率 中央値(平均値)	ヒューマンエラーを考慮したときのシステム機能喪失確率 中央値(平均値)	HEPの割合(%) 中央値(平均値)
制御棒	C	3.0E-5(3.8E-5)	3.0E-5(3.8E-5)	— (—)
SLCS 1系列	SA,SB	1.4E-2(1.7E-2)	3.7E-2(7.6E-2)	62 (78)
2系列	S	1.5E-3(1.7E-3)	2.4E-2(6.8E-2)	93 (98)
EECW 1系列	DA,DB	4.6E-3(6.7E-3)	4.6E-3(6.7E-3)	— (—)
2系列	D	3.8E-4(5.7E-4)	3.8E-4(5.7E-4)	— (—)
非常用 DG 1系列	BA,BB	3.7E-2(5.6E-2)	3.7E-2(5.6E-2)	0.3 (0.8)
2系列	B	1.9E-3(3.9E-3)	1.9E-3(3.9E-3)	0.4 (1.3)
手動減圧	X	—	5.1E-2(1.3E-1)	100 (100)
MSIV	N	9.0E-8(—)	9.0E-8(—)	— (—)
SRV 開失敗着	M	ε (ε)	ε (ε)	— (—)
SRV 閉失敗(開固着)	P	5.4E-2(6.7E-2)	5.4E-2(6.7E-2)	— (—)
RCIC	U ₁	1.7E-2(2.1E-2)	1.8E-2(2.3E-2)	8.1 (8.3)
HPCS	U ₂	5.3E-2(7.1E-2)	5.4E-2(7.2E-2)	1.7 (1.8)
SPC 1系列	W _{2PA,2PB}	1.4E-2(1.8E-2)	1.8E-2(2.8E-2)	22 (36)
2系列	W _{2P}	4.1E-4(6.5E-4)	5.3E-4(1.1E-3)	24 (41)
SDC 1系列	W _{2DA,2DB}	3.5E-2(4.4E-2)	3.9E-2(5.4E-2)	11 (19)
2系列	W _{2D}	1.5E-3(2.4E-3)	1.9E-3(3.5E-3)	16 (29)

2)復旧活動まで考慮した場合のヒューマンエラーの影響

復旧活動に関するヒューマンエラーの影響を評価するために、外部電源、DG、PCSの復旧活動をヘッディングとして ET を修正した。復旧活動を考慮した ET を図 3.3~3.5 に示す。図のヘッディングに示した RP₁、RP₂、RP₃ はそれぞれ 30 分、8 時間、24 時間での外部電源復旧失敗を、RB₁(=RB_{1A}RB_{1B})、RB₂(=RB_{2A}RB_{2B}) はそれぞれ 8 時間、24 時間での DG 復旧失敗を、W₁ は PCS の復旧失敗を意味している。図 3.4 は、DG-A、DG-B 共に使用可能な図 A.1(b)~(e)の ET のヘッディングに、PCS の復旧と PCS の電源としての外部電源復旧を加えた ET を示している。図 3.4 は、DG-B が使用可能な図 A.1(f)の ET のヘッディングに DG-A 復旧、外部電源復旧、PCS 復旧を加えた ET を示している。図 A.1(g)の ET は、DG-A が使用可能であること以外は図 3.1(f)の ET と同様であるから復旧を考慮した ET 図は省略している。図 3.5 は、DG-A、DG-B 共に使用不可能な図 A.1(a)の ET のヘッディングに対して外部電源復旧、DG 復旧、PCS 復旧を加えた ET を示している。なお、図 3.3~3.5 ではスペースの関係で W₂ の ET を図 A.1 のように W_{2PA}、W_{2PB}、W_{2DA}、W_{2DB} に分けていない。

解析した結果、CDF は 9.2E-6/炉年 (これを基本ケースの CDF とする) であり、

CDF に対するヒューマンエラーの寄与率は 73%であった。

(2) 感度解析

1) 復旧活動の有無によるヒューマンエラーの影響

復旧に関して、(a)復旧を考慮しない、(b)外部電源、DG 及び PCS 復旧、(c)外部電源及び DG 復旧で PCS 復旧なしの 3 ケースについて各 CDF を比較すると、Case(a)の CDF は、復旧を考慮する場合の約 60 に増加した。一方、Case(c)の外部電源及び DG が復旧しても PCS が復旧しなければ約 12 倍にしか増加しなかった。これら 3 ケースについて HEP を 0 としたときの CDF との倍率及びヒューマンエラーの寄与率を表 3.2 に示す。復旧を考慮しないときの CDF に対するヒューマンエラーの寄与率は 2%と小さいが、考慮したときは 73%と極めて大きくなる。この理由は以下に述べる支配的シーケンスの変化による。

表 3.2 炉心損傷頻度に及ぼすヒューマンエラーの影響

	ヒューマンエラーを考慮したときの CDF	HEP=0 としたときの CDF	倍率	ヒューマンエラーの寄与率
(a)復旧なし	5.2E-4	5.1E-4	1.02	2.1%
(b)復旧を考慮する	9.2E-6	2.5E-6	3.70	72.9%
(c) 復旧を考慮するが PCS の復旧なし	1.2E-4	1.1E-4	1.07	6.6%

図 3.6 は、図 3.1 に示した 26 種類のシーケンスに集約(図中の発生頻度は図 3.3~3.5 に記した値を類似シーケンス毎に加算したもの)して円グラフで表したもので、Case(a)の外部電源と DG 及び PCS が全て復旧しないときは、TpB シーケンス(全交流電源喪失シーケンス)と TpW シーケンス(崩壊熱除去機能喪失シーケンス)ではほぼ 2 分している。全ての復旧を考慮した Case(b)では、崩壊熱除去機能喪失シーケンスの寄与が 49%から 24%に低下し、代わって TpUX シーケンス(手動減圧失敗シーケンス)が 1%から 68%に増加し支配的となることを示している。これは TpW シーケンスの発生頻度が PCS の復旧失敗確率が乗じられて減少したために、TpUX シーケンスの発生頻度が相対的に大きくなったことによると考えられる。Case(c)の外部電源及び DG 復旧で PCS 復旧を考慮しないときは、TpW シーケンスが支配的となった。これは、電源復旧の失敗確率が乗じられたことにより TpB シーケンスの発生頻度が 42% (Case(a)) から 0.2%に減少したために、TpW シーケンスが相対的に大きくなったことによると考えられる。

2) ヒューマンエラーのタイプ別の影響

現解析では、事故発生前に行われる操作としての誤較正、保守・テスト後の回復失

敗、事故発生後の自動起動失敗時の手動によるバックアップ操作失敗及び手動にしか頼れない操作失敗という4つのタイプのヒューマンエラーを考慮した。これら4つのタイプのヒューマンエラーの影響を把握するために、タイプ別に $HEP=0/1$ としたときのCDFを計算した。この計算では、復旧活動を考慮しない場合と考慮した場合の両方について実施した。結果を図3.7に示す。また、ヒューマンエラーのタイプ別の影響を、CDFへの影響がほとんどないもの、2桁未満のもの(影響中)、2~3桁のもの(影響大)、3桁を超えるもの(影響極大)に分けて、表3.3に示す。以下に、CDFへの影響をヒューマンエラーのタイプ別に述べる。

①誤較正

誤較正に関するヒューマンエラーのHEPを0とした場合には、復旧の有無に関わらず、CDFはほとんど変わらなかった。これは主として、これらのHEPが 10^{-5} のオーダーと小さいためである。

HEP=1としたときには、復旧を考慮しない場合には、CDFへの影響は小さかった。但し、復旧を考慮した場合には、誤較正によるCDFの影響は、復旧を考慮しない場合より大きくなったものの、ヒューマンファクタの他のタイプの中で、保守・テスト後の回復失敗や手動にしか頼れない起動操作の失敗に比べ、CDFへの影響は小さい。その理由は、誤較正により自動起動に失敗するのは、多重性が高い非常用炉心冷却系を構成するHPCS等に関連したものであるためである。非常用炉心冷却系には、高压系の他、低压系もあるのに加え、自動起動に失敗しても、バックアップとして運転員の手動による起動操作が行われる。従って、誤較正が関連するHPCSの起動失敗確率は、誤較正による自動起動失敗確率と手動によるバックアップ起動操作失敗確率の積で計算されるため、誤較正のHEPの影響が現れないためである。なお、復旧を考慮した場合の影響が復旧を考慮しない場合より大きくなったのは、復旧を考慮すると高压系による炉心冷却失敗かつ手動減圧失敗シーケンスが支配的になるため、高压系の起動失敗確率に対する感度が高くなるためである。

②保守・テスト後の回復失敗

保守・テスト後の回復失敗については、HEP=0とした場合には、回復失敗確率が $10^{-3} \sim 10^{-4}$ のオーダーと小さいため、復旧の有無に関わらずにCDFへの影響はほとんどない。HEP=1のときは、復旧のないときには2桁、復旧のあるときは4桁、CDFが増加する。これは回復失敗の対象としたシステムのうちSLCSを除いたRCIC、HPCS、LPCS、LPCIが含まれているTpUVシーケンスの発生頻度が著しく増加するためである。その理由は、これら4つのHEPをすべて1.0にすると、 10^{-10} のオーダーであったTpUVシーケンスの発生頻度がLOSPの発生頻度Tp(文献[7]の0.13を使用)に近くなるためである。ここで、RHR系のSPC/SDCの影響が現れないのは、高压系及び低压系の機能喪失によりこれらの機能が必要となる以前に炉心損傷に至るためである。

③手動によるバックアップ操作失敗

事故発生後に行われる操作のうち自動起動失敗時の手動によるバックアップ操作失敗は、復旧の有無に関わらず、HEP=0/1 いずれの場合も、CDF への影響は小さい。これは誤較正の項で述べたように、自動起動機能を有する系の自動起動失敗時に、手動によるバックアップ操作を考慮したシステムの起動失敗確率は、自動起動失敗確率とバックアップ操作失敗確率の積として計算されるため、HEP の影響が現れにくいいためである。

④手動にしか頼れない起動操作の失敗

図 3.8 に示すように、手動にしか頼れない操作失敗の HEP を一括して 0/1 としたときは、復旧なしで HEP=0 の場合を除いて CDF への影響が大きい。そこで図 3.8 に、手動にしか頼れない操作失敗についてシステム別に HEP=0/1 としたときの CDF の変化を示す。

復旧を考慮しないで HEP=0 とした場合は、どのシステムも CDF への影響は小さい。これは、(1)の 2)で述べたように、復旧を考慮しないときはヒューマンエラーの影響は小さいため、HEP=0 としても CDF の変化は小さいからである。

復旧を考慮しないで HEP=1 とした場合は、RHR の一部の運転モードの切替操作失敗の影響が大きく、これは復旧を考慮しない時に CDF への寄与が大きい崩壊熱除去機能喪失シーケンスに係わる RHR の機能喪失に繋がるためである。

表 3.3 HEP=1/0 としたときの CDF に対するヒューマンエラーのタイプ別影響度の比較

ヒューマンエラーのタイプ	感度解析			
	復旧を考慮しない場合		復旧を考慮する場合	
	HEP=0	HEP=1	HEP=0	HEP=1
事故発生前の操作 ・センサーの誤較正	なし	なし	なし	中
・保守・テスト回復失敗	なし	大	なし	極大
事故発生後の操作 ・手動によるバックアップ 操作失敗	なし	なし	なし	なし
・手動を前提とした 起動失敗	なし	大	中	大

なし：変化なし、中：2桁未満の変化、大：2桁以上3桁未満の変化
極大：3桁以上の変化

復旧を考慮した下で HEP=0 とした場合は、手動減圧操作 HEP の CDF への影響が

大きい。これは、外部電源、DG、及び PCS の復旧を考慮したときには、手動減圧失敗シーケンスの寄与が支配的となり、さらに、表 3.1 に示したように、手動減圧失敗確率がヒューマンエラーに支配されているためである。

復旧を考慮して HEP=1 とした場合は、手動減圧操作失敗の HEP の CDF への影響が極めて大きい。これは、(1)の 3)で述べたように、復旧を考慮した時には手動減圧失敗シーケンスの寄与が支配的となるためであり、その HEP を 1 にしたことによりその影響がより顕著になったと考えられる。

3)バックアップ者数の影響

事故発生後のヒューマンエラーの評価では、2.2.2 節で述べたように、本 HRA では 1 名と想定した。ここでは、バックアップ者がいない場合、2 名の場合の HEP を評価し、バックアップ者数を変えた場合の CDF への影響を感度解析した。表 3.4 にバックアップ者がいない場合と 2 名の場合の HEP を示す。評価条件が SBS/MH の場合、バックアップ操作の HEP は 0.2 (表 2.6 参照)であるから、操作エラーの HEP は、バックアップ者 1 名で 1/5、2 名で 1/25 に減少する。このようなバックアップ者数の違いを考慮して、CDF への影響を比較したのが図 3.9 である。同図では、復旧の有無により CDF-NR/CDF-R で各々の CDF を規格化している。電源等の復旧がないときは CDF の差は、バックアップ者なしで 4%増、2 名で 1%減とわずかであるが、復旧がある場合は、バックアップ者なしで 98%増、2 名で 48%減とかなりの差が生じている。これは図 3.6(b)の円グラフに示したように、復旧がある場合は、手動減圧失敗シーケンスの影響が大きいこと、さらに手動減圧操作 HEP は SBS/EH で評価しておりバックアップ操作の HEP が 0.5 であるため、バックアップ者が 1 名のときに比べて、ない場合は 2 倍に、2 名のときは半分と大きく変化するからである。

表 3.4 事故発生後タスクの HEP へのバックアップ者数の影響

タスク名	バックアップ者数		
	なし	1 名	2 名
SLCS 手動起動	7.0E-2	2.2E-2	1.24E-2
DG 手動起動	1.2E-1	1.04E-1	1.008E-1
RCIC 手動起動	1.2E-1	1.04E-1	1.008E-1
RCIC 水源切替	2.1E-2	5.0E-3	1.8E-3
HPCS 手動起動	1.2E-1	1.04E-1	1.008E-1
HPCS 水源切替	2.1E-2	5.0E-3	1.8E-3
手動減圧	1.01E-2	5.1E-2	2.6E-2
SDC モード切替	2.0E-2	4.0E-3	8.0E-4
SPC モード切替	2.0E-2	4.0E-3	8.0E-4
CS モード切替	2.0E-2	4.0E-3	8.0E-4

4) 復旧活動失敗確率の影響

外部電源、DG 及び PCS の復旧失敗確率として、上下限値の値（表 2.10～2.12 の註に示すように、上限値が 10 倍（1 を超えるときは 1 とする）で下限値が 1/10）を用いたときの CDF への影響を感度解析した。その結果を CDF-R で規格化して図 3.10 示した。図 3.6 で示したように、復旧を考慮した場合は手動減圧失敗シーケンスが支配的となるため、外部電源、DG 及び PCS の復旧失敗確率を共に変えても CDF への影響は約 30%に留まった。

BWR モデルプラントで LOSP に起因した FT、ET に対して、前解析より詳細にヒューマンエラーを考慮した解析を行った結果をまとめると、以下のようになる。

事故シーケンス及び CDF への影響

- ・ 外部電源、DG、PCS の復旧活動を考慮した場合には、主要な事故シーケンスは TpUX シーケンスであり、ヒューマンエラーの CDF に対する寄与率は 73%と大きい。
- ・ これら 3 つの復旧活動を考慮しない場合は、主要な事故シーケンスは TpB シーケンスと TpW シーケンスであり、ヒューマンエラーの CDF に対する寄与率は 2%と小さい。復旧活動を考慮した場合に比べて CDF は約 60 倍に増加する。但し、PCS の復旧のみを考慮しないと、約 5 倍の増加にとどまった。

ヒューマンエラーのタイプ別の CDF への影響

- ・ 計測器センサーの誤較正は、個別システムの機能喪失確率に対する誤較正 HEP の寄与が小さいことに加えて、自動起動を要求されるシステムの多重性が高いこと、自動起動に失敗しても手動によるバックアップに期待できるため CDF への影響は復旧の有無に関わらず小さい。
- ・ 保守・テスト後の回復失敗は、そのシステムの機能の喪失にも繋がるため復旧の有無に関わらず CDF に大きく影響する。
- ・ 自動起動失敗時に手動によるバックアップ操作に期待できるシステムは CDF への影響は復旧の有無に関わらず小さい。
- ・ 手動にしか頼れない操作が要求されるシステムの機能喪失確率に対する HEP の影響は大きいですが、CDF への影響は、復旧の有無に左右され、復旧がある場合の手動減圧失敗の影響は大きいですが、他は必ずしも大きくはない。

CDF に影響する一般的要因

- ・ 復旧を考慮した場合は、手動減圧失敗シーケンスの CDF への寄与が支配的となるため、訓練の程度やバックアップ者数等の想定が手動減圧操作の HEP、さらには

CDF を左右する重要な要因となる。

- ・ 本解析で評価した事故発生後の診断エラーを含む HEP のうち、CDF への影響の大きいものが手動減圧以外にないため、TRC から診断エラーを求めるために各操作に対して想定した診断余裕時間も手動減圧を除いてそれほど重要な要因とはならないと考えられる。

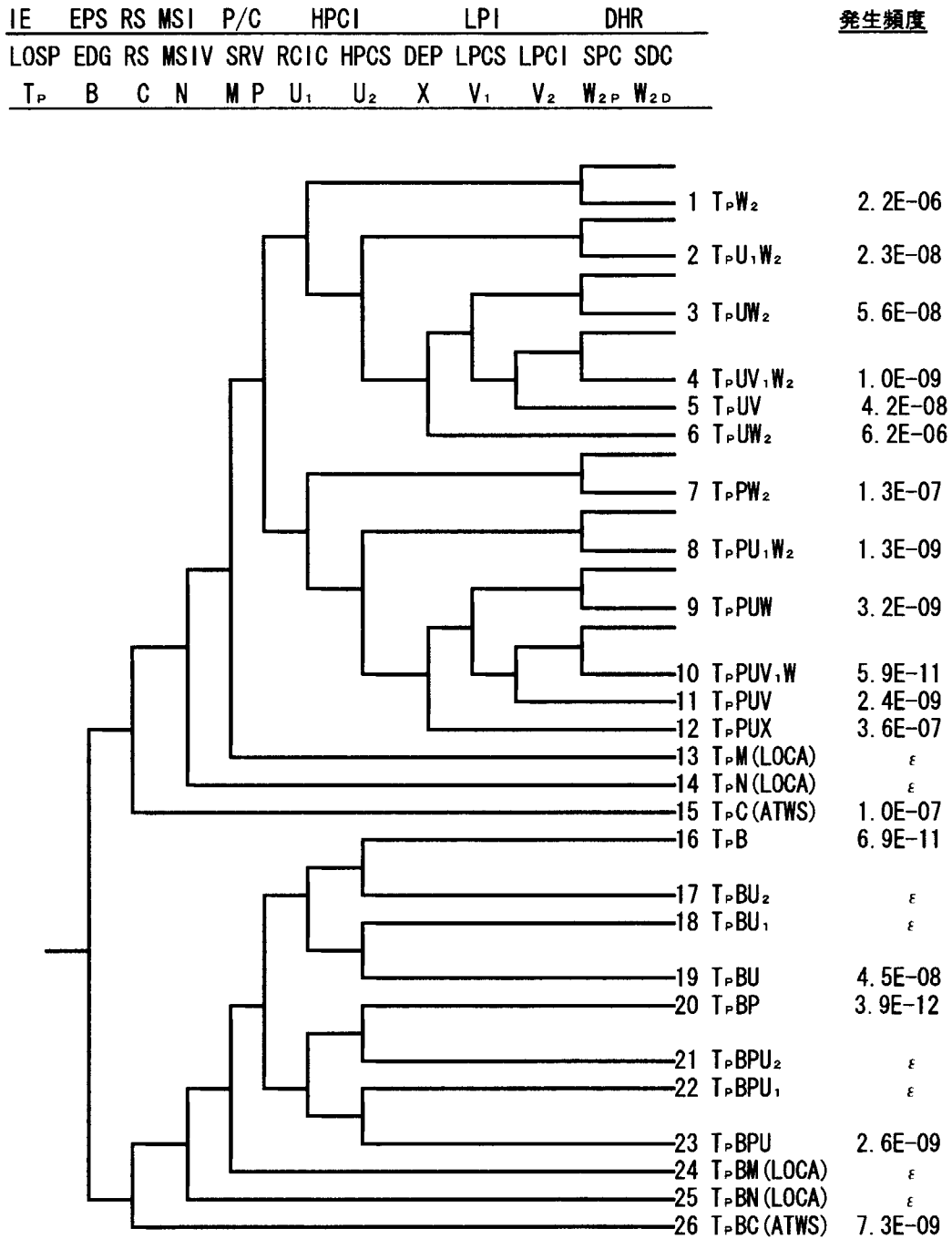
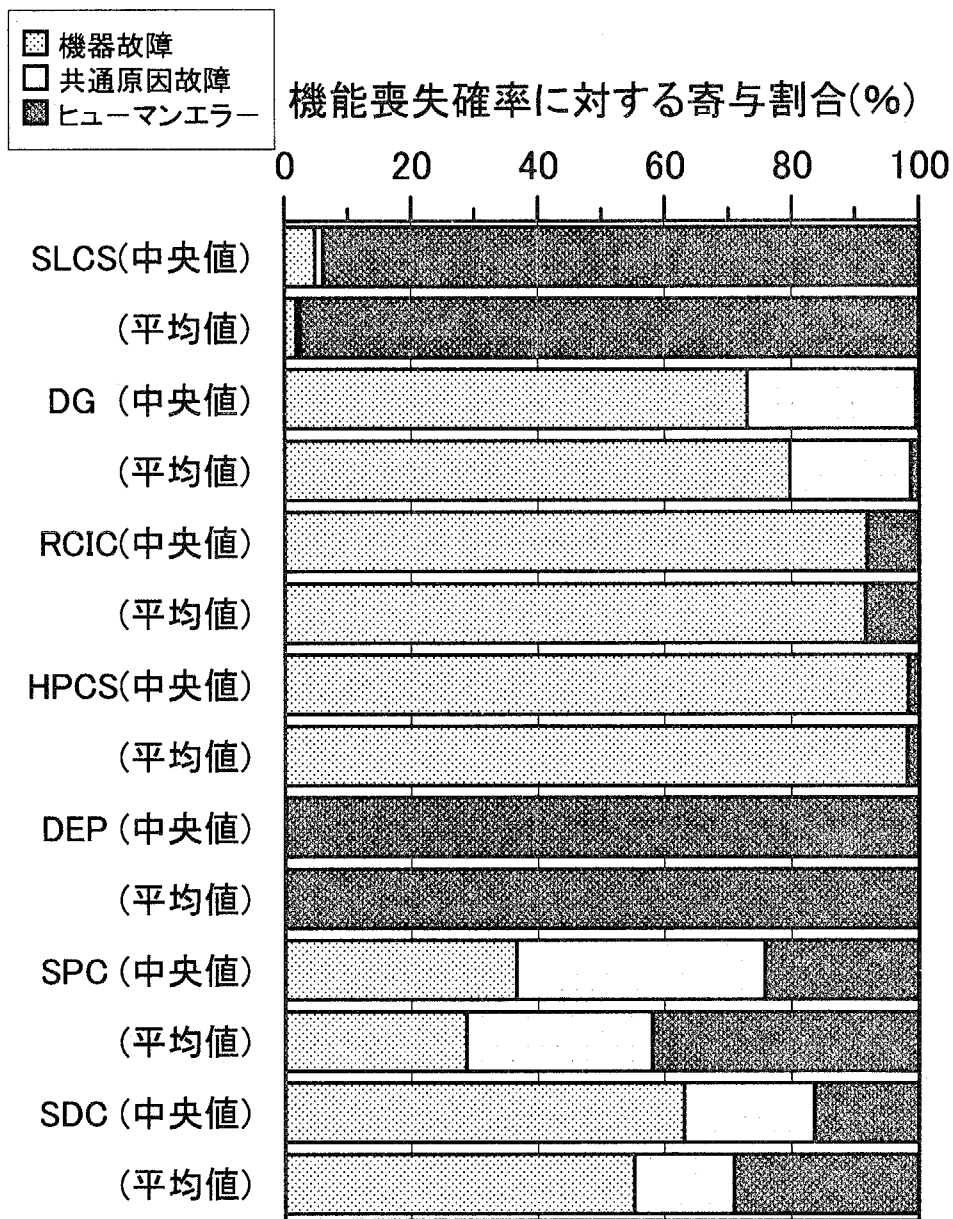


図 3.1 外部電源喪失起因のフロントライン系イベントツリー
(文献[7]の図 7.1 参照)



註) 表3.1から、但し、SLCS、DG、SPC、SDCは2系列

図3.2 システム機能喪失確率に対するヒューマンエラーの寄与割合

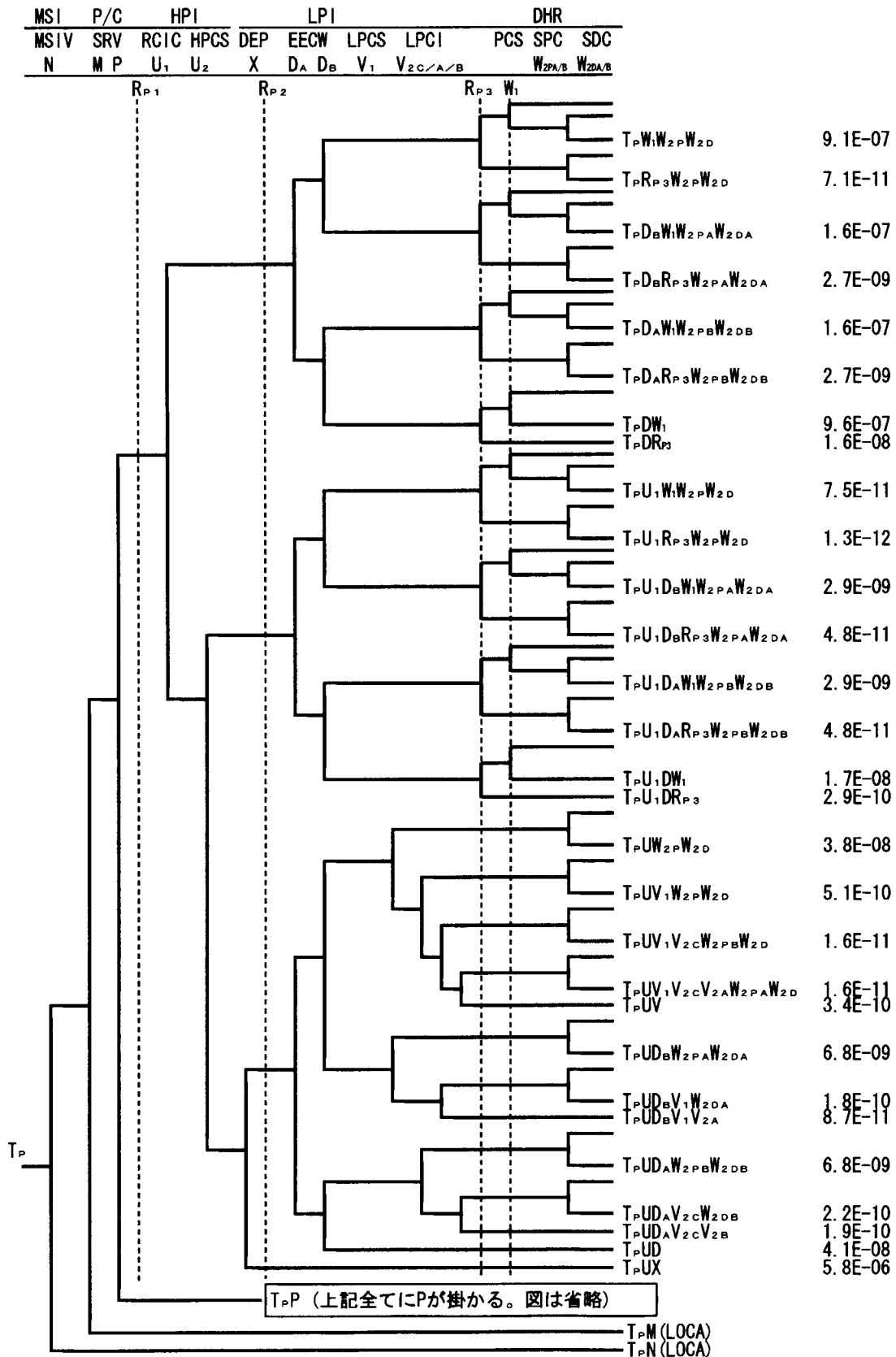


図 3.3 T_P シーケンスのイベントツリー (DG-A/DG-B 共に成功後)の定量化結果

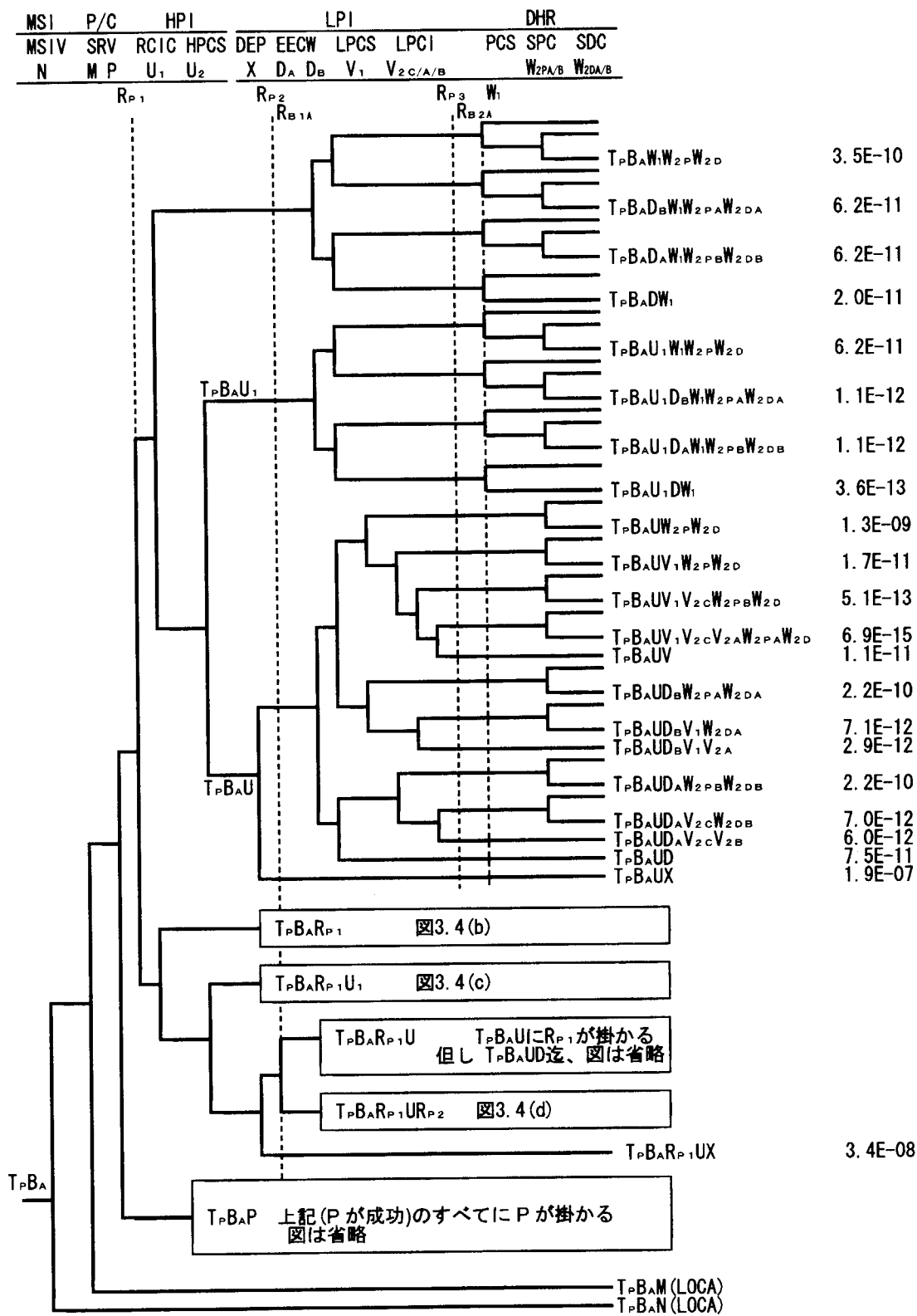
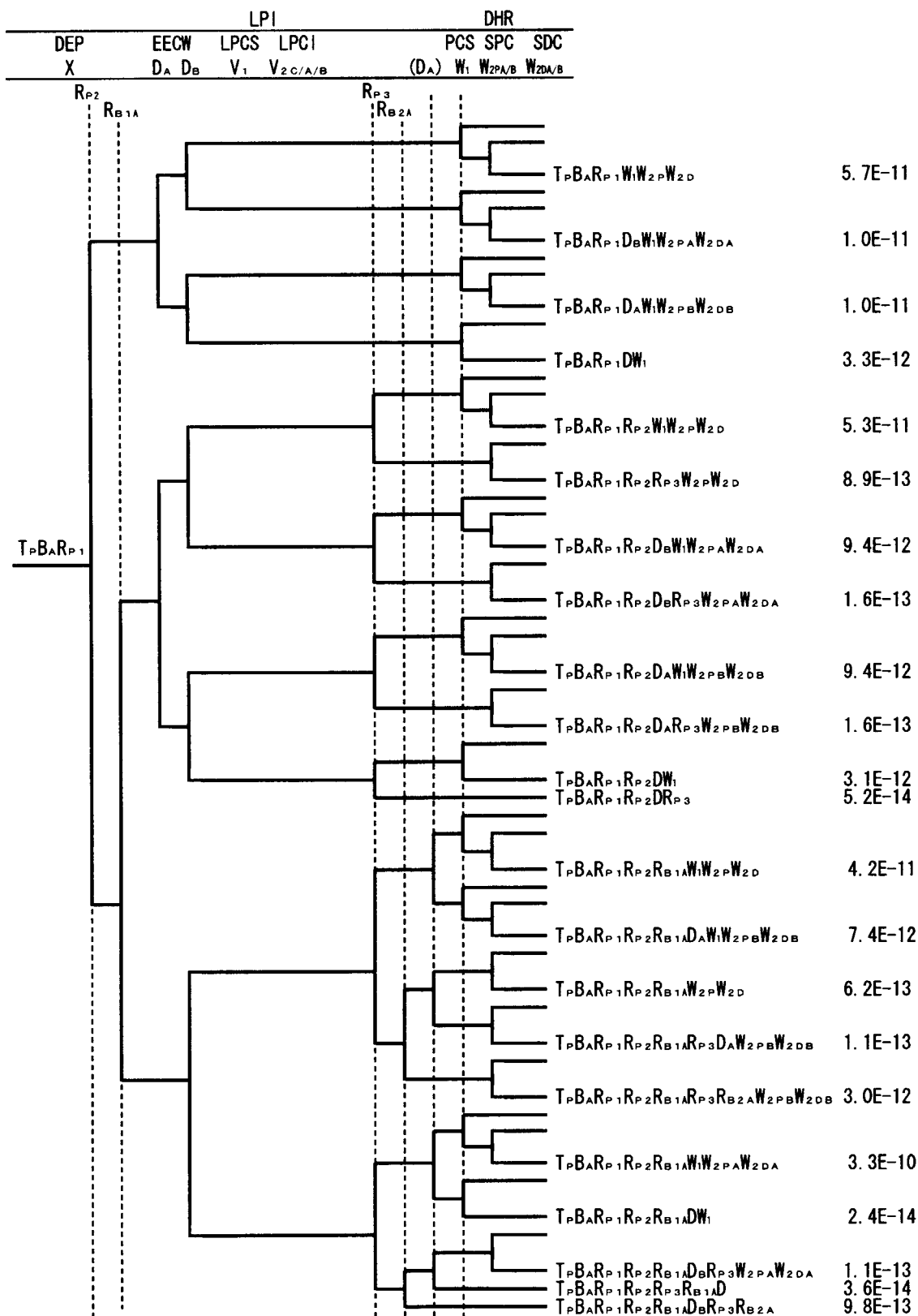


図 3.4(a) T_{PBA} に外部電源/DGA/PCS 復旧を入れたイベントツリーの定量化結果



(D_A)は D_Aが未評価の場合に 24 時間で外部電源/B_A 復旧成功後に評価

図 3.4(b) $T_{PB}R_{P1}$ シーケンスの $T_{PB}R_{P1}$ について展開したイベントツリーの定量化結果、

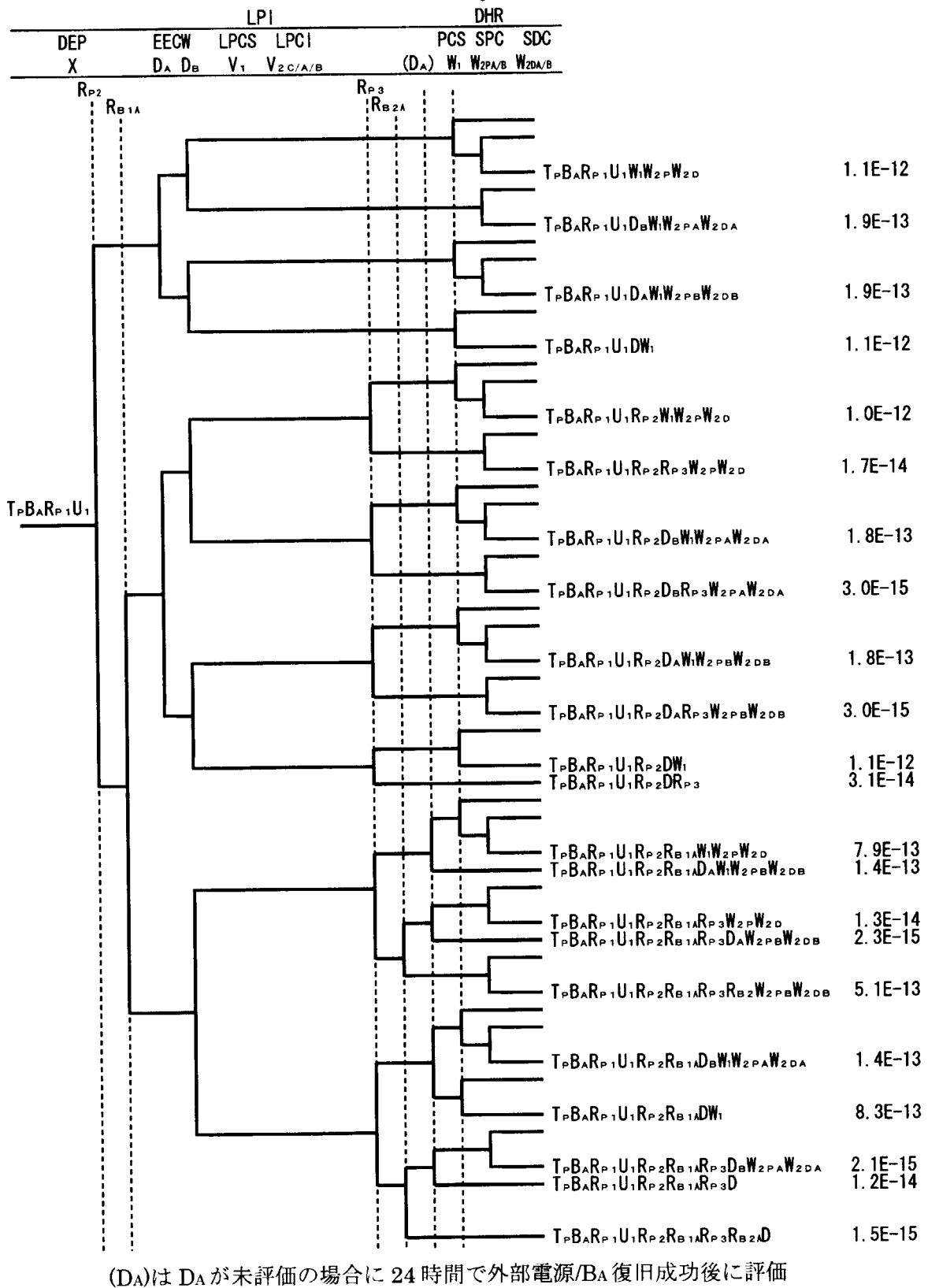


図 3.4(c) TpBAシーケンスの TpBARp1U1 について展開したイベントツリーの定量化結果

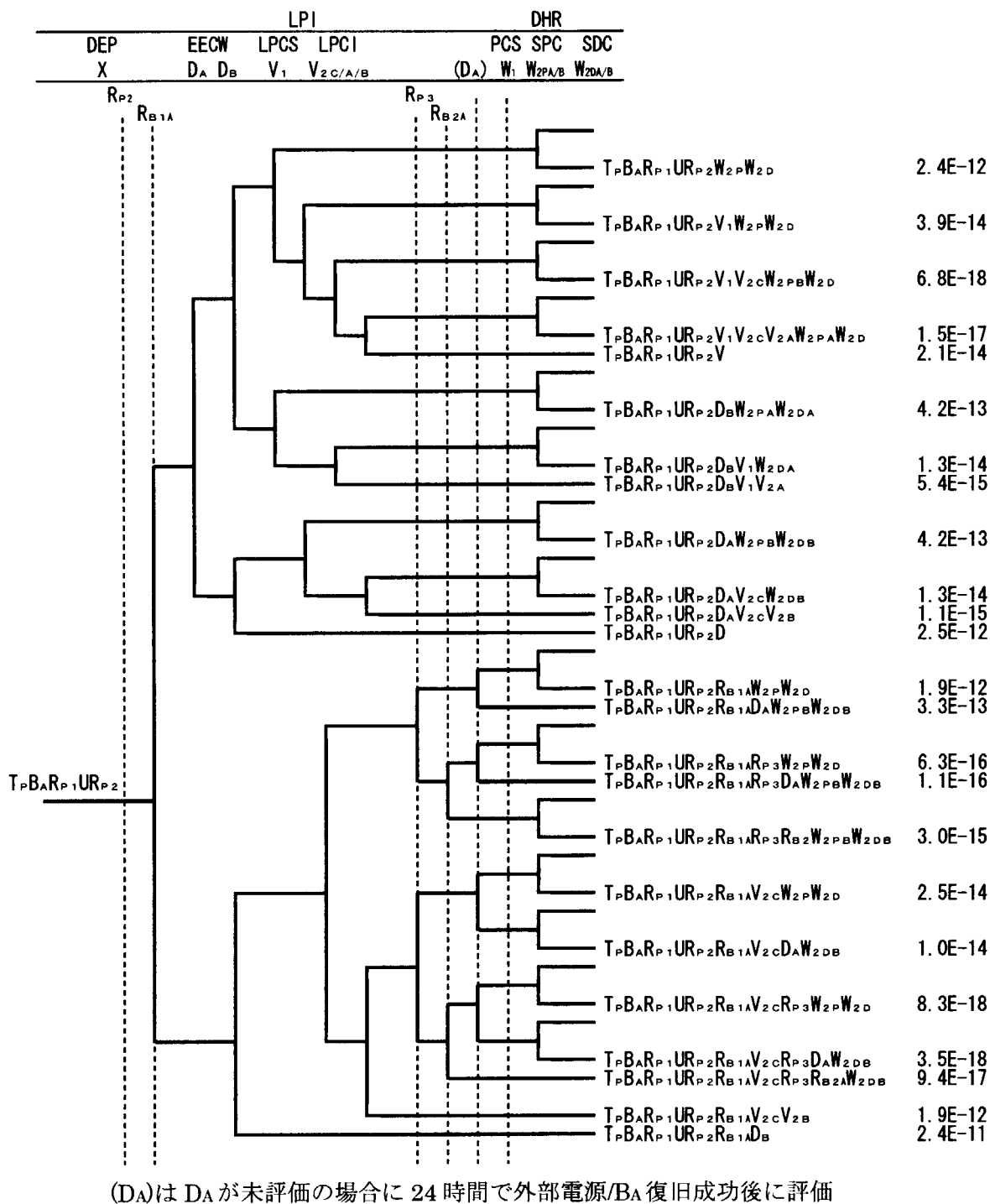


図 3.4(d) TpBA シーケンスの TpBARP1URP2 について展開したイベントツリーの定量化結果

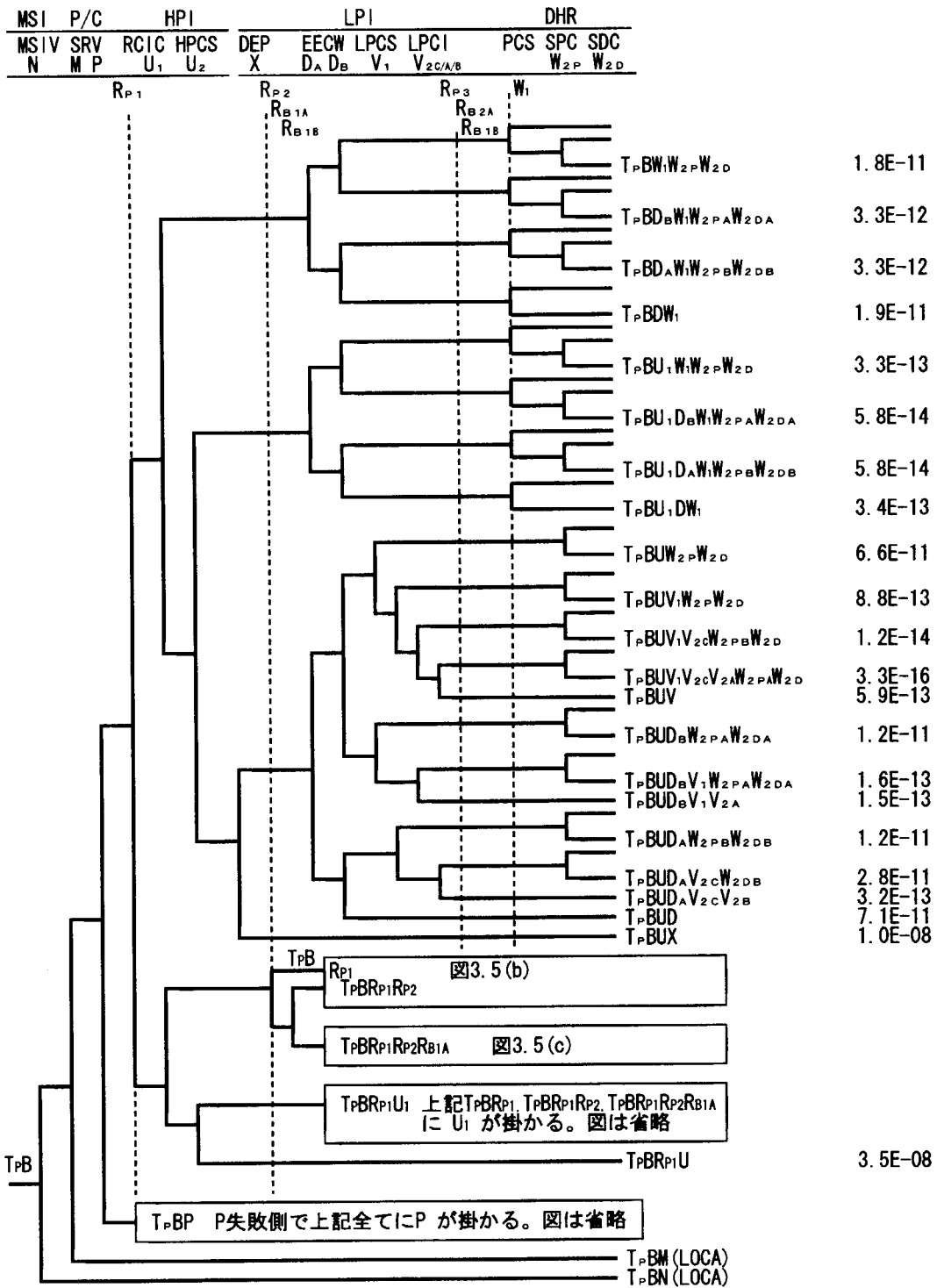
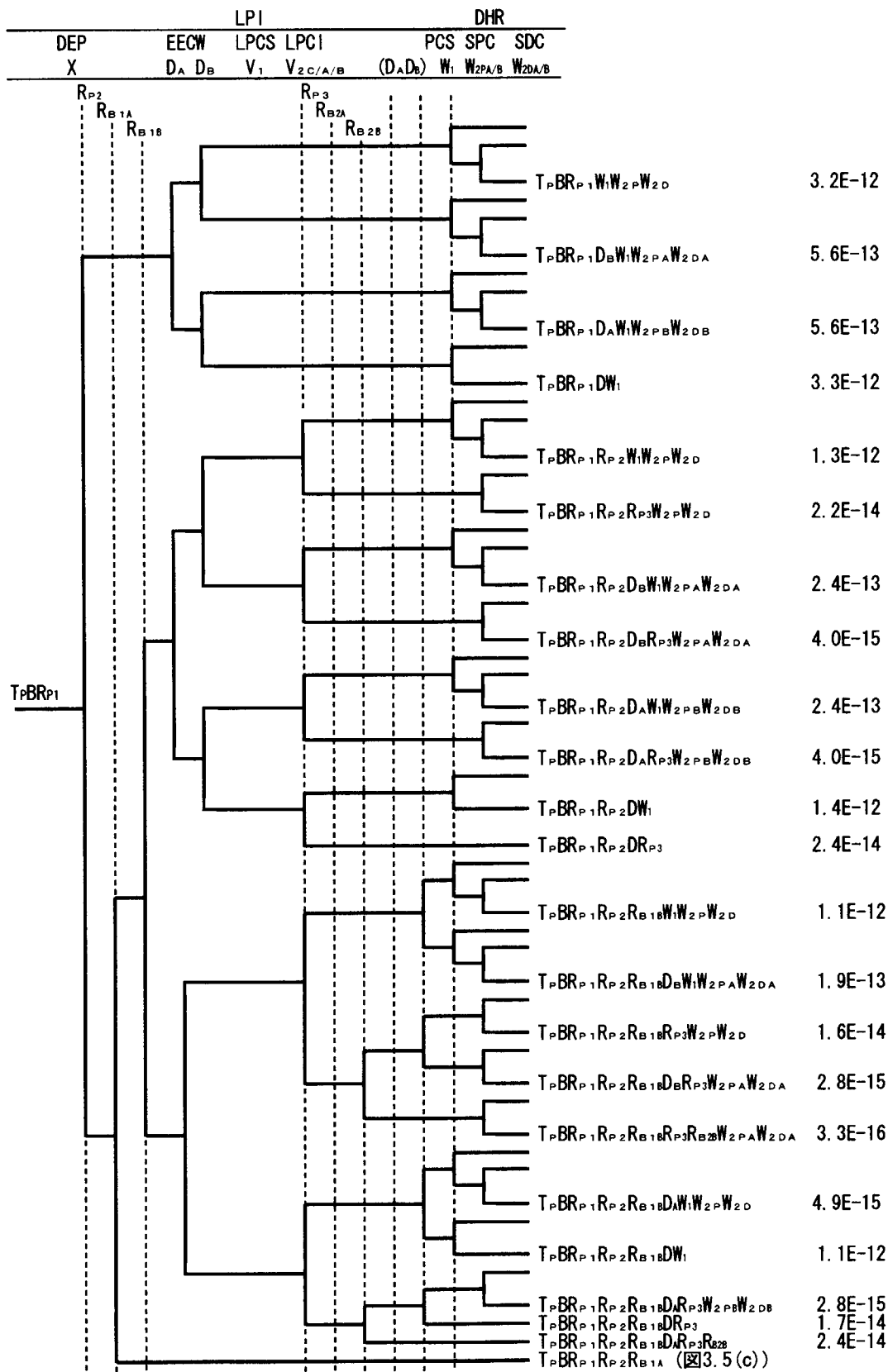
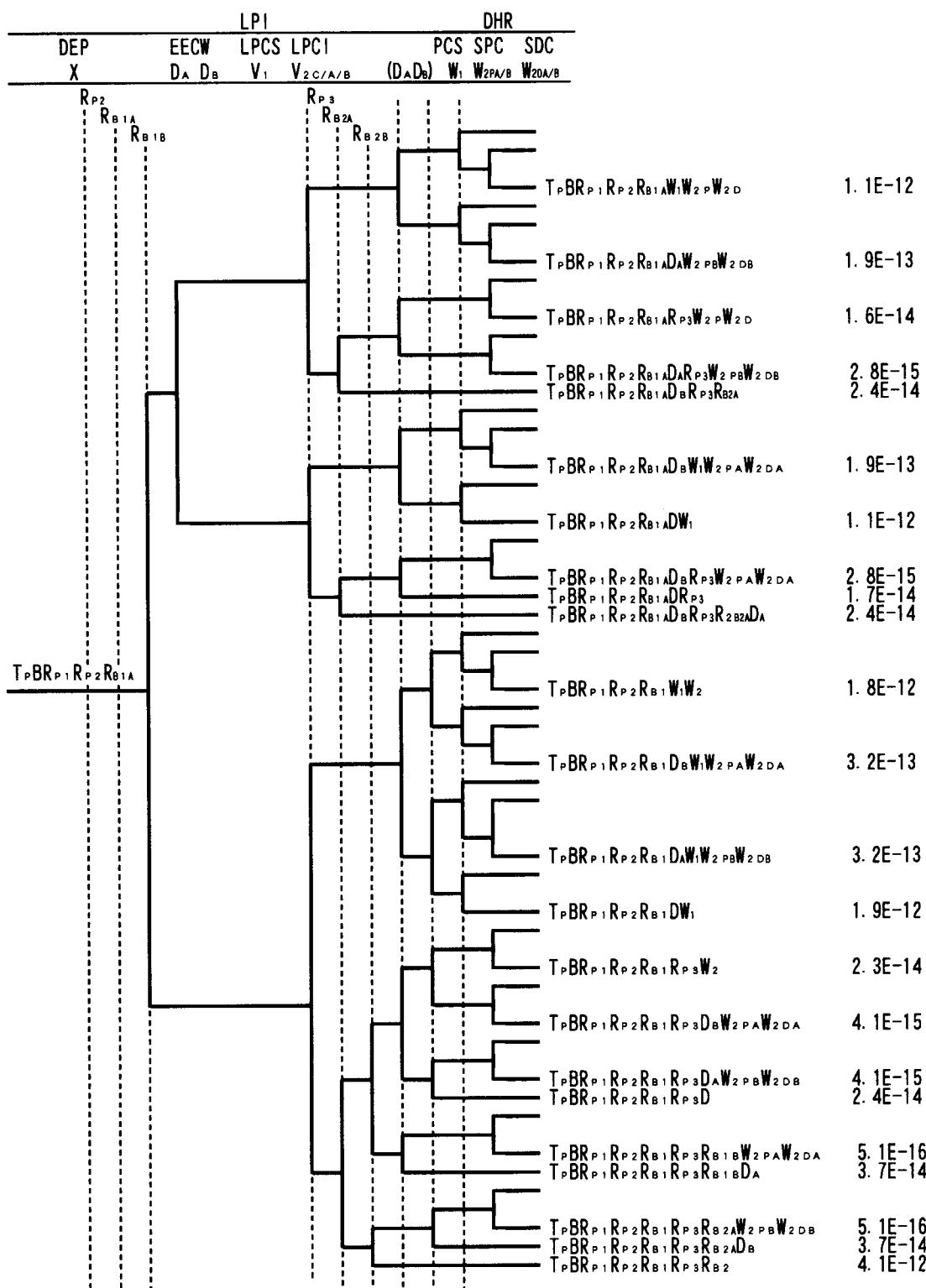


図 3.5(a) $T_P B$ シーケンスに外部電源/DG 復旧を入れたイベントツリーの定量化結果



(D_AD_B)は未評価の D_A/D_Bを 24 時間で電源復旧成功時に評価

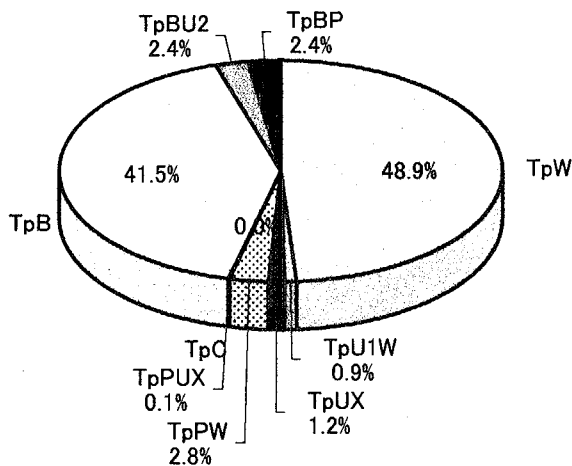
図 3.5(b) T_PB シーケンスの T_PBR_{P1}について展開したイベントツリーの定量化結果



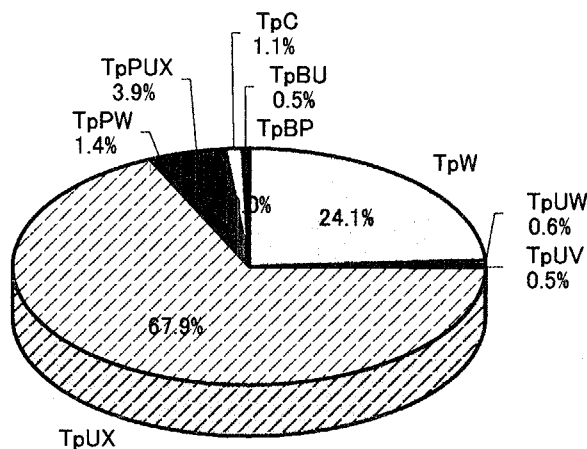
(D_AD_B)は未評価の D_A/D_B を 24 時間で電源復旧成功時に評価

図 3.5(c) T_PB シーケンスの T_PBR_{P1}R_{P2}R_{B1A} について展開したイベントツリーの定量化結果

(a)全ての復旧なし



(b)外部電源、DG及び PCS復旧



(c)外部電源及びDG復旧、PCS復旧なし

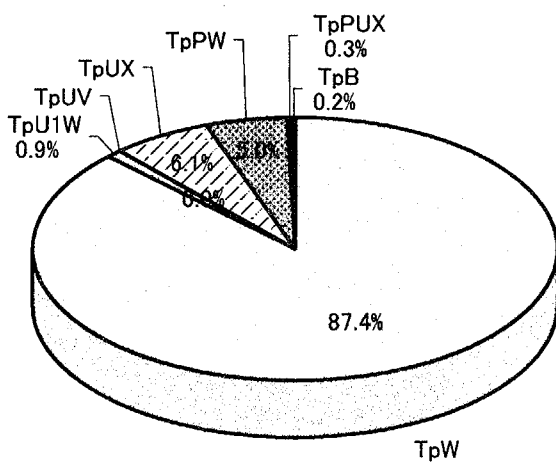
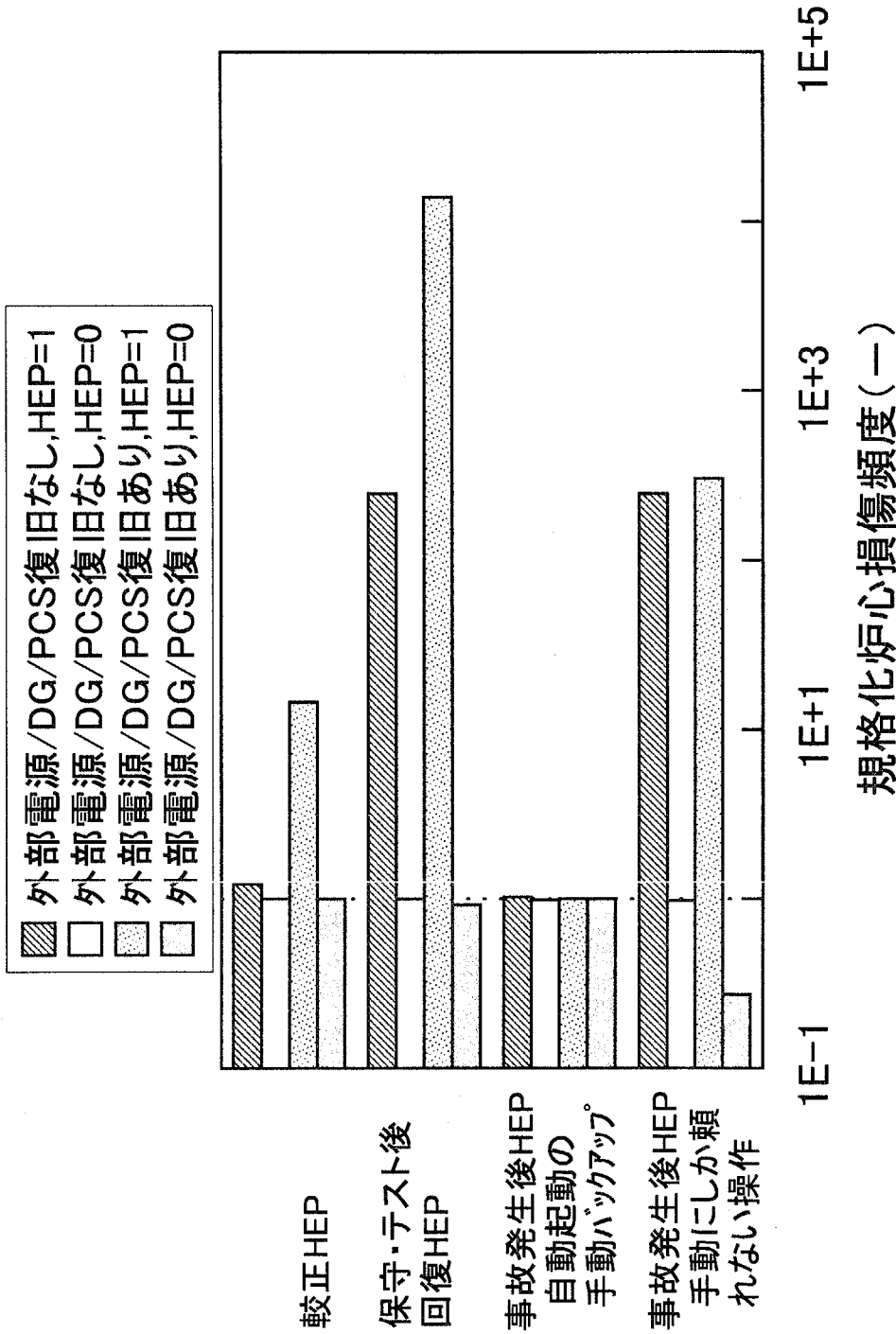
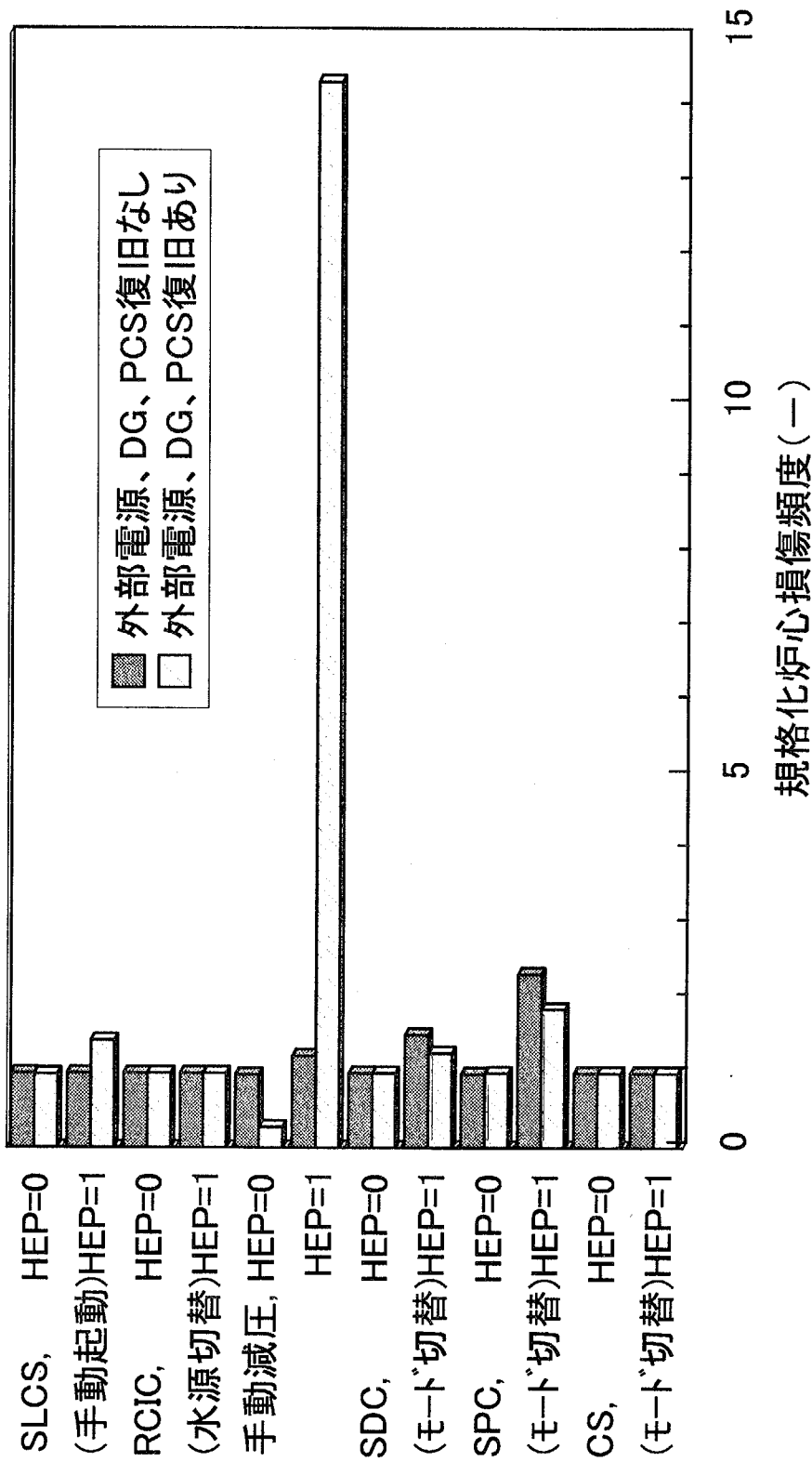


図 3.6 復旧活動を考慮した場合の事故シーケンス別寄与割合の変化



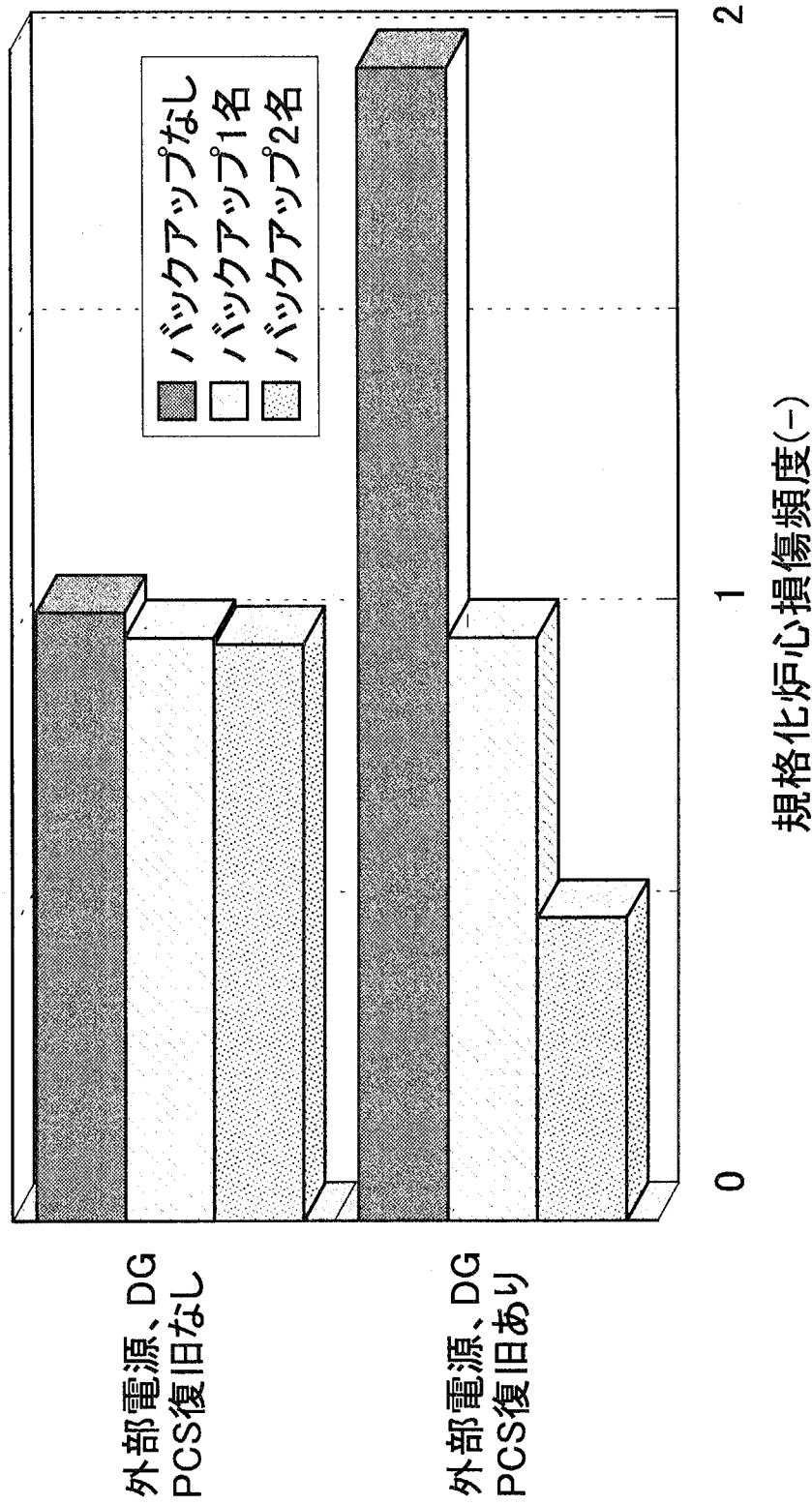
註) 復旧の有無で各々のCDFで規格化

図3.7 ヒューマンエラーのタイプ別にHEP=0/1としたときのCDFの変化



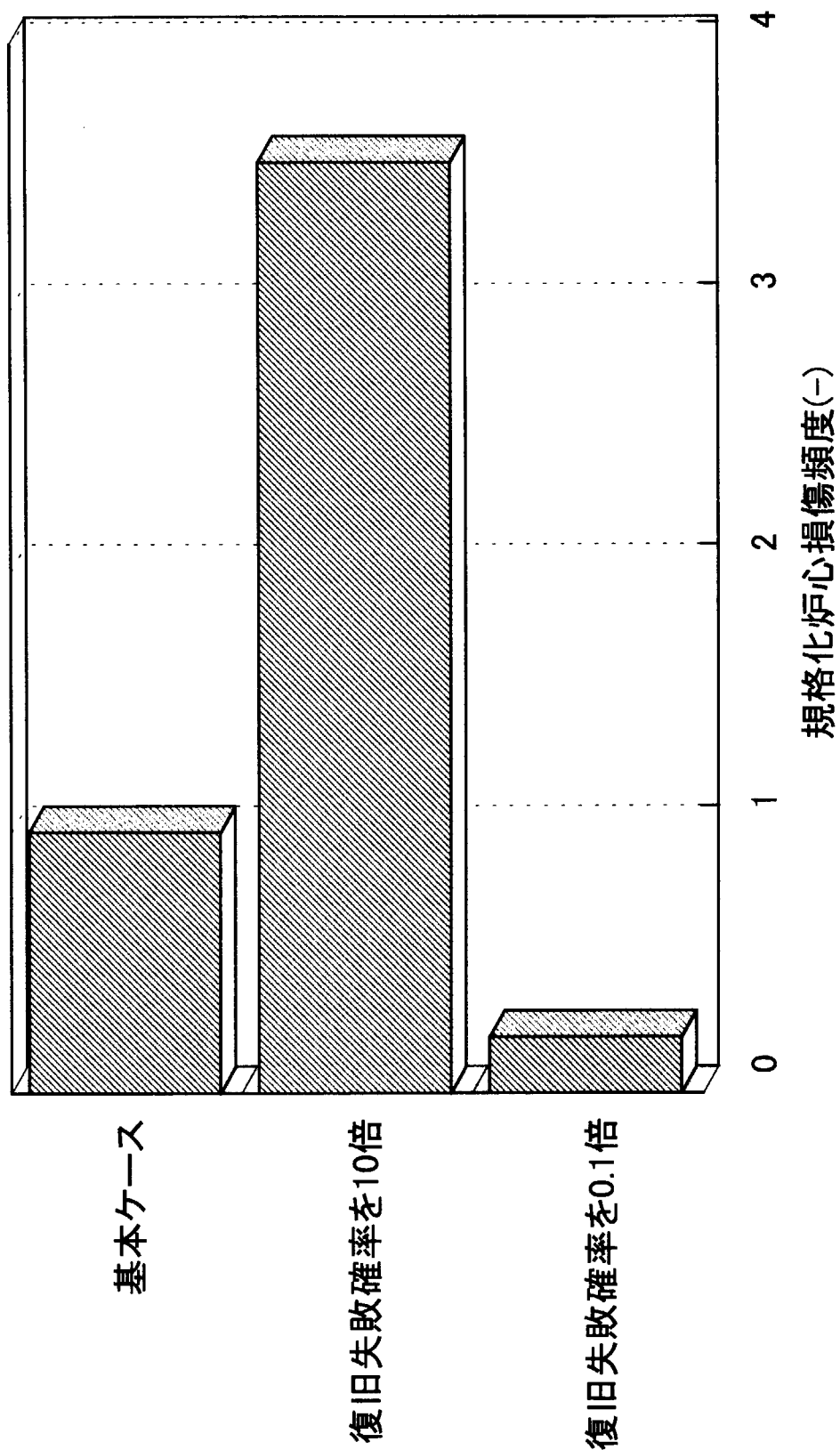
註) 復旧の有無により各々のCDFで規格化

図3.8 事故発生後の手動にしか頼れない操作のHEP=1/0のCDFへの影響



註)1名の場合のCCDFで規格化

図3.9 事故発生後の手動操作に対するバックアップ者数のCDFへの影響



註)基本ケースのCDFで規格化

図3.10 外部電源、DG、PCS復旧失敗確率のCDFへの影響

4. 検 討

本章では、本検討を実施する過程でさらに検討すべきと考えられる事項が2つ見つかった。それは、高圧系不作動時のPCSの復旧に関するものと復旧活動を考慮するためのETの作成法とその定量化に関するものがある。本章では、これらについて検討を加えた。

(1)高圧系不作動時のPCSの復旧に関する検討

本検討の3章に示した復旧活動の考慮では、PCSの復旧の有無によりCDFが大きく変わること示したが、PCSの復旧に関する米国PSAでの取扱いも参考として、さらなる検討を加えることにした。3章の検討では、高圧系による炉心冷却に成功した場合の外部電源とPCSの復旧を考慮したが、この検討では、高圧系不作動時の外部電源とPCSの復旧について検討した。以下では、はじめに、3章でのPCSの復旧の前提とした考え方を整理した上で、高圧系不作動時のPCSの復旧について述べる。

3章での外部電源、DG及びPCSの復旧の検討では、図3.4～3.6に示したように、外部電源が復旧し、高圧系による炉心冷却に成功した場合には、PCSでも崩壊熱除去が行えるとした。そして、炉心損傷までに約40時間の余裕があるとし、30分、8時間、24時間以内の外部電源復旧に応じたPCSの復旧失敗確率を用いた。ここで、PCSにより崩壊熱除去が行えるか否かの判断条件として、以下の①～③を考慮した。

- ①原子炉の高圧状態が保たれているか？
- ②PCSを復旧しても、時間的に炉心損傷は避けられるか？
- ③炉心損傷を回避できる時間内に外部電源及びPCSが復旧できる可能性はあるのか
(復旧失敗確率が殆ど1.0ではないか)？

THALESによる事故進展解析の結果(図2.2)では、高圧系による炉心冷却に失敗した場合、そのまま事故が進展すれば約1時間で炉心が損傷する。3章での検討では、この1時間では外部電源が復旧し、かつPCSも復旧できるとは考えなかったものである。

一方、文献[19]によれば、我が国での外部送電線(2回線)の30分での復旧失敗確率は、0.073と推定されており、この値は2章で示した米国の外部電源復旧失敗確率データ[10]の数分の1であることを考慮すると、高圧系不作動時の外部電源とPCSの復旧に現実味があると考えられることから検討することとした。

高圧系不作動時に外部電源が復旧している場合、それでも手動で減圧して低圧系により炉心冷却しようとするか、PCSを復旧させて炉心冷却さらには崩壊熱除去しようとするか、2つの判断が考えられるが、ここでは、以下の手順に従うと仮定した。

- ①まずは、低圧系を起動させる。
- ②低圧系の起動に成功したときは、手動減圧に踏み切る。
- ③低圧系の起動に成功しても原子炉の減圧に失敗したときは、低圧系による炉心冷却

ができないので、PCS を復旧させて炉心冷却を試みる。

- ④ 低圧系の起動に失敗したときは、そのままでは炉心損傷に至るので、PCS を復旧させて炉心冷却を試みる。

以上の手順を考慮して、図 4.1 のように ET を修正し、定量化し直した。同図の破線で囲まれた部分が手動減圧 X に対応しており、その HEP は 2.2.1 節で述べたように診断、低圧系操作、減圧操作の 3 つのサブタスクを評価したものである。高圧系不動作時に手動減圧失敗で終了し、且つ 30 分で外部電源が復旧しているシーケンスの発生頻度の和は $5.6E-6$ である。これに表 2.11 に示した 30~40 分での PCS 復旧失敗確率を用いて上記事故シーケンスの発生頻度を再評価すると、事故シーケンス発生頻度は $1.9E-6$ となり 66%減少し、全 CDF は $5.5E-6$ /炉年となり約 40%減少した。この減少幅は、米国のデータに基づいたもので、我が国での失敗確率の低いデータを用いるとすると、さらに大きくなると考えられる。従って、手動減圧に失敗した場合には、早い時期に PCS を復旧できるかどうかをキーとなるが、PCS を復旧させることができるなら CDF の低減に極めて有効なため、PCS の復旧操作の手順書化等について、検討する価値があると考えられる。

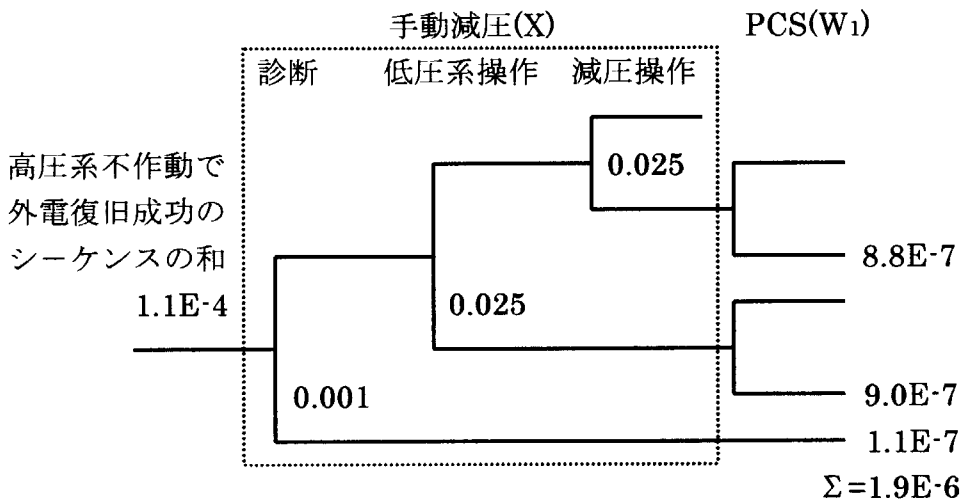


図 4.1 手動減圧失敗時に PCS 復旧を考慮したイベントツリー

(2) 復旧活動を考慮するための ET の作成法とその定量化

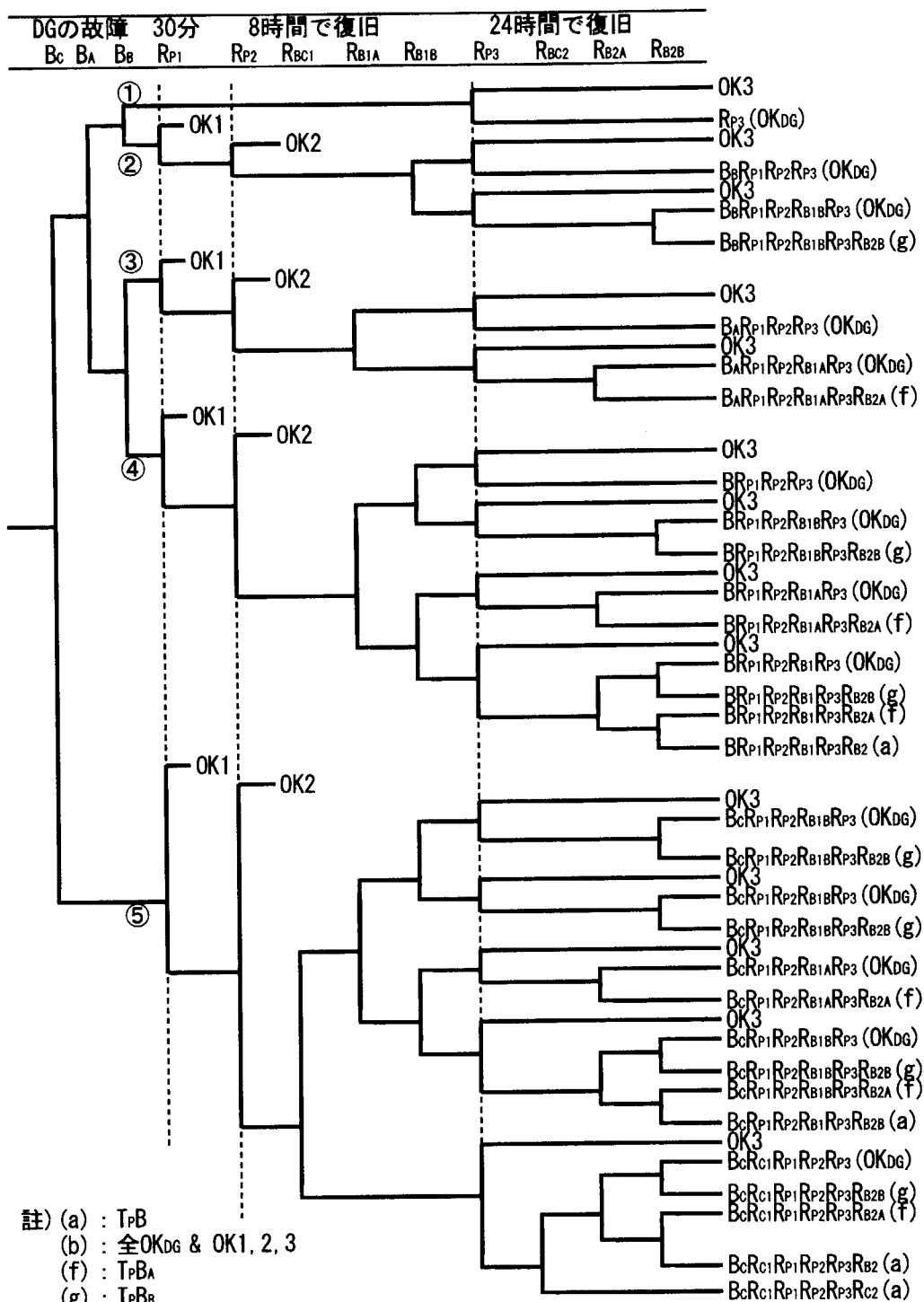
本検討では、復旧活動を考慮した CDF を評価するために、図 3.4~3.6 に示したように 30 分、8 時間、24 時間での復旧を ET のヘッディングに挿入する方法を用いた。この方法の基にしたのは図 4.2 に示した ET である。この ET は、図 3.1(a)の DG の機能喪失部(BA、BB)を取り出し、さらに DG の共通原因故障を分離して Bc としてヘッディングに加えて、DG の故障とその復旧失敗及び外部電源復旧失敗を論理的に組み合わせたものである。図 4.2 と図 3.4~3.6 を比較すると分かるように、30 分、8 時間、24 時間での復旧を ET のヘッディングとして挿入すると、事故シーケンスが多く

なり、その定量化に多大の労力が必要である。

ここで、両方法の比較例として、図 3.1(f)の TPBA シーケンスで 30 分で外部電源が復旧成功の場合を図 4.3 に示す。同図に示すように、復旧前処理型では、図 4.2 の外部電源復旧失敗で、且つ DG-A(BA)復旧失敗であったシーケンス (図 4.2 の(f))のみを加算して TPBA シーケンスに入力するため、図 3.1(f)のシーケンスがそのまま使用できる。これに対して復旧挿入型では、復旧前処理型では 2 つであった炉心損傷に至るシーケンスが、4 つに増加し、さらに外部電源復旧失敗側のシーケンスが追加される。図 3.5 のシーケンス数は、図 3.1(f)の 5 倍であり、図 3.5 で省略した SRV 失敗側のシーケンスを加えると 10 倍になる。

これら両方法による CDF の評価結果は、それぞれ $9.2\text{E-}6$ /炉年、 $9.4\text{E-}6$ /炉年で、前処理型の方が 1.4%大きく、この理由は以下のように使用した PCS の復旧失敗確率の差にあると考えられる。2 章で述べたように復旧挿入型では、30 分と 8 時間での外部電源復旧成功時には、24 時間での PCS 復旧失敗確率 $2.6\text{E-}4$ (平均値： $7\text{E-}4$)を、24 時間での成功には 2-4 時間での値 0.022 (平均値： 0.06)を用いているが、復旧前処理型では、3 つの時間をまとめて処理するため、2-4 時間での PCS の復旧失敗確率のみを用いている。従って大きい失敗確率を用いている復旧前処理型の CDF が大きくなるが、復旧挿入型で 2-4 時間での値のみを用いると復旧前処理型の CDF より 0.2%下回るのみである。

以上のように、復旧挿入型は、事故進展と復旧時間に忠実な表現であるが、煩雑であり、復旧前処理型は、必ずしも事故進展に忠実でないが、図 4.4 に示すように支配的シーケンスの発生頻度もほぼ一致している。作図や解析に要する作業量を考慮すると、支配的な事故シーケンスの比較等には、復旧前処理型を簡易手法として効率的に使用できると考えられる。



註) (a) : TpB
(b) : 全OKDG & OK1, 2, 3
(f) : TpBa
(g) : TpBb

①~⑤ : ①は図3.1の(b)、②は(g)、③は(f)、④と⑤は(a)に繋がる

OK1, OK2, OK3 : 30分、8時間及び24時間での外部電源復旧成功 (PCS使用可)

OKDG : DG2台共に使用可能 (外部電源復旧失敗)

RP1, RP2, RP3 : 30分、8時間及び24時間での外部電源復旧失敗

RB1A, RB1B, RB2A, RB2B : 8時間及び24時間でのDG復旧失敗 (独立故障)

RC1, RC2 : 8時間及び24時間でのDG共通原因故障からの復旧失敗

BA, BB, BC : A, BはDGの独立故障、Cは共通原因故障

図 4.2 電源の喪失と復旧のイベントツリー

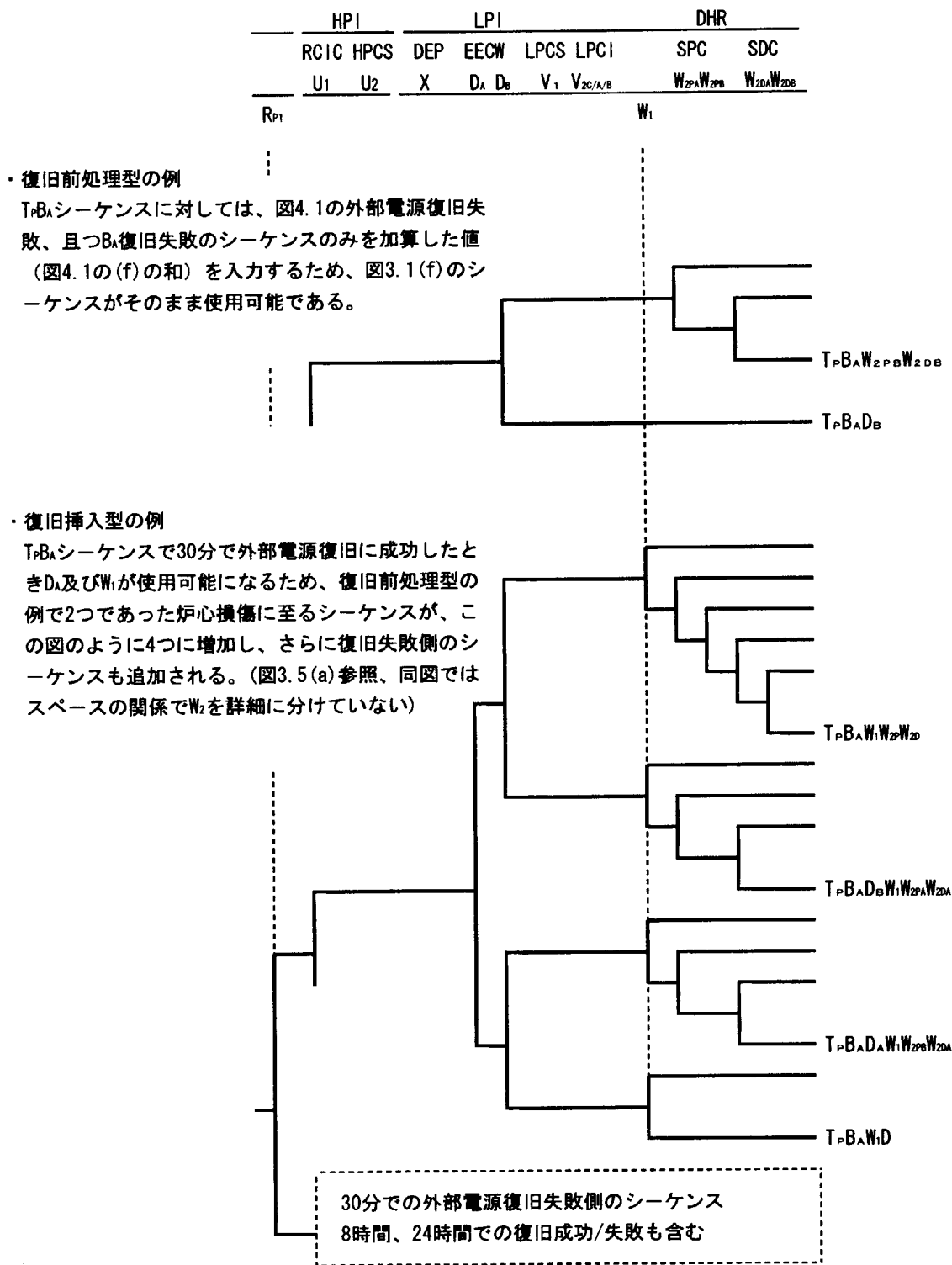


図 4.3 T_{PBA} シーケンスにおける復旧前処理型と復旧挿入型のシーケンス数増加の比較

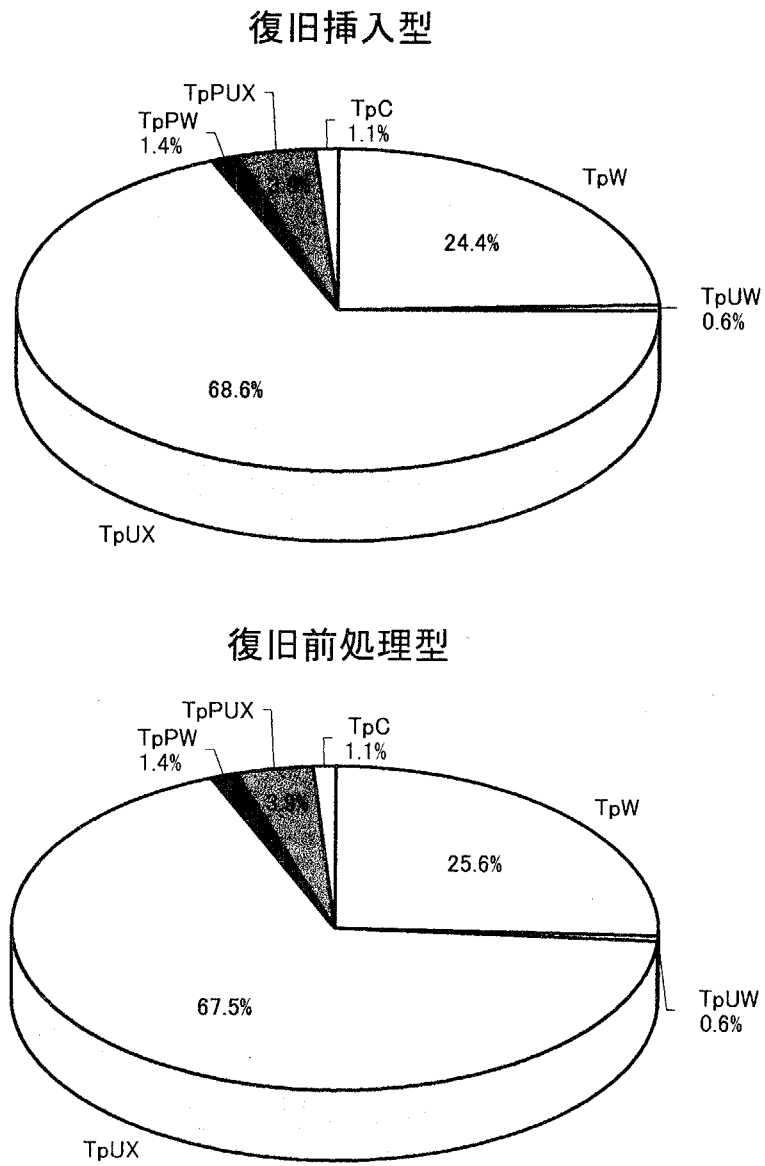


図 4.4 復旧挿入型 ET と復旧前処理型 ET により評価した事故シーケンス別寄与割合の比較

5. まとめ

(1)本解析から得られた結果

BWR モデルプラントの外部電源喪失を起因事象とする内的事象 PSA に対して、運転員によるヒューマンエラーや復旧活動の寄与を詳細に考慮したときの CDF や重要シーケンスに及ぼす影響について検討した。ヒューマンエラーの失敗確率の定量化には ASEP 法を用い、ヒューマンエラーが事故シーケンス発生頻度に及ぼす影響を、そのタイプによる違いを含めて評価するために、基本ケースの解析から感度解析まで段階的に解析を実施した。

その結果、支配的シーケンスとしては、TpUX（原子炉手動減圧失敗）シーケンスの影響度が極めて大きく、ヒューマンエラーの CDF に対する寄与率は 73%であった。

ヒューマンエラーのタイプ別に CDF への影響を感度解析した結果、以下のようなことが分かった。①計測器センサーの誤較正は、自動起動を要求されるシステムの多重性が高いこと及び自動起動に失敗しても手動によるバックアップに期待できるため CDF への影響は小さい。②保守・テスト後の回復失敗は、そのシステムの機能の喪失にも繋がるため CDF に大きく影響する。③自動起動失敗時に手動によるバックアップ操作失敗による CDF への影響は小さかった。④手動にしか頼れない操作が要求されるシステムの機能喪失確率に対する HEP の寄与は大きく、CDF への影響も大きく特に、手動減圧失敗の影響は大きい。

これらの検討結果から、ヒューマンエラーによる CDF 及び重要シーケンスへの影響を評価する上で、手動減圧操作が重要であることが明らかになった。また、訓練の程度やバックアップ者数等の想定が手動減圧操作の HEP、さらには CDF を左右する重要な要因となることも分かった。

本解析を行う過程で浮かび上がった以下の 2 つの事項についてさらに検討を加えた。それは、高圧系不作動時の PCS の復旧と電源復旧のモデル化の方法である。

先ず、高圧系不作動時に原子炉の手動減圧に失敗した時には、基本ケースの解析では、そのまま炉心損傷に至ると仮定していた。しかし、手動減圧失敗時に 30 分で外部電源復旧に成功した場合に PCS の復旧を試みると想定すると、このシーケンスの発生頻度は約 70%減少し、全 CDF は約 40%減少することが分かった。但し、これは早い時期に PCS 復旧に成功するかどうかに依存しているが、PCS を復旧させることができるなら CDF の低減に極めて有効なため、PCS の復旧を容易にするための手順や交換部品の貯蔵等について、検討する価値があると考えられる。

次に、電源復旧のモデル化の方法に関しては、本解析では、他の PSA で用いられる電源復旧を論理的に組み合わせた ET を作成し、これに基づいて、ET のヘッディングに復旧活動を挿入する方法(復旧挿入型)を用いて定量化した。このような方法と前もって復旧失敗の発生頻度を計算しておく方法(復旧前処理型)とを比較・検討した

ところ、支配的シーケンスの発生頻度はほぼ一致し、作図や解析に要する時間を考慮すると、復旧前処理型は、汎用性については検討の余地が残されているものの、簡易手法として効率的に用いることができることが分かった。

本解析において運転員の手動操作失敗等の評価結果は、今後地震事象などの PSA 適用研究を進める上での基盤となるものであり、原研で進めてきた PSA 研究に役立てることができると考えられる。

(2) 今後の課題

以上の他に、本解析を通して感じた事項について述べる。

1) コミッショエラーの考慮

本解析では、安全系の機器を稼働させるために必要な操作の観点からヒューマンエラーを抽出し、定量化した HEP を用いて ET を定量化して CDF を求めた。これらのヒューマンエラーはオMISSIONエラーが主である。しかし、例えば、水位計の故障により実際より高い値の指示により運転員が誤って高圧注入を止めてしまうといった誤判断のようなコミッショエラーエラーは、本解析のような方法では取り扱うことができないが、ATHEANA (A Technique for Human Error Analysis) 法[20]では可能である。そこで、今回の解析に加えて、ATHEANA ガイド[21]に従ってこのような運転員エラーを系統的に考慮した場合の CDF や事故シーケンスへの影響を検討することが次の課題であると考えられる。

上述のような誤った判断に対する公開された実測データはなく、HEP の定量化のための工夫も為されてはいるが(文献[22]等)、「専門家判断」に頼らざるをえない状況であり、更なる努力が求められている。

2) 高度化された制御室におけるヒューマンエラーについて

HEP データについては、現在使用可能な HEP データは、主に指示器や記録計を主体にした第 1 世代の制御室から収集したもので、計算機技術を大幅に取り入れたディスプレイを主体とした第 2 世代以降のデータではない。従って、より新しいデータの収集や分析が必要である。

謝 辞

本作業の実施及び本報告書の作成に当たり、有益な助言を頂いた原子炉安全工学部人的因子研究室の田辺文也室長、原子炉安全評価研究室の村松健室長及び及川哲邦氏、計画調査室の渡辺憲夫氏に謝意を表します。

参 考 文 献

- [1] 田辺文也「確率論的安全評価における人間行動の取り扱い」 システム制御情報学会誌 Vol.36, No.3, pp171-179 (1992)
- [2] U.S.NRC “Reactor Safety Study -An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” NUREG-1150, Vol.1 (1990)
- [3] A.M.Kolaczowski, W.R.Cramond, T.T.Sype, K.J.Maloney, T.A.Wheeler, S.L.Daniel, “Analysis of Core Damage Frequency : Peach Bottom Unit 2 Internal Event,” NUREG/CR-4550, SAND86-2084 Vol.4 Rev.1, Part1,2 (1990)
- [4] M.T.Drouin, J.L.LaChance, B.J.Shapiro, S.Miller, T.A.Wheeler, “Analysis of Core Damage Frequency: Grand Gulf Unit 1 Internal Event,” NUREG/CR-4550, SAND86-2084 Vol.6 Rev.1, Part1,2 (1990)
- [5] 原子力安全解析所「PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA」INS/M98-24 (1999)
- [6] 原子力安全解析所「BWR プラントの出力運転時レベル 1PSA」INS/M97-25 (1998)
- [7] 渡辺憲夫、近藤雅明、宇野清隆、千草剛、原見太幹「BWR における外部電源喪失起因事象のイベントツリー解析」 JAERI-M89-025 (1989)
- [8] A.D.Swain “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications,” NUREG/CR-1278 (1983)
- [9] A.D.Swain “Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure,” NUREG/CR-4772 SAND86-1996 (1987)
- [10] D.M.Ericson, Jr.Editor, T.A.Wheeler, T.T.Sype, M.T.Drouin, W.R.Cramond, A.L.Camp, K.J.Maloney, F.T.Harper “Analysis of Core Damage Frequency : Internal Event Methodology,” NUREG/CR-4550, SAND86-2084 Vol.1 (1990)
- [11] 横林正雄、木下直樹、田村一雄「人間信頼性評価のための解析支援システム JASPAHR Ver.1.5 使用マニュアル」 JAERI-Data/Code 2000-015 (2000)

- [12] 実務テキスト(プラント・システム)編集委員会「軽水炉発電所のあらし」実務テキストシリーズ No.1(改訂版) 原子力安全研究協会 (1992)
- [13] A.J.Spurgin, P.Moiemi, C.D.Gaddy, G.Parry, D.D.Orvis, J.P.Spurgin, V.Joksimovich, D.P.Gaver, G.W.Hannaman “ Operator Reliability Experiments using Power Plant Simulators,” EPRI NP-6937, Vol.2 (1987)
- [14] K.Muramatsu, A.Hidaka, J.Ishikawa, I.S.Yeo, I.Kong, “ Modeling Improvement and Application of the Integrated Severe Accident Analysis Code THALES-2 for Assessment of Accident Management Strategies,” PSA'95 pp.216-221 (1995)
- [15] M.Shiba, T.Tobioka, K.Soda and K.Abe “PSA Research and Severe Accident Research at JAERI,” 8th Pacific Basin Nuclear Conference, Taipei (1992)
- [16] P.W.Baranowsky, “ Evaluation of Station Blackout Accidents at NPP. Technical Findings Related to Unresolved Safety Issue A-44 Final Report,” NUREG-1032(1988)
- [17] A.M.Kolaczowski, A.C.Payne “Station Blackout Accident Analysis (Part of NRC Task Action Plan A-44),” NUREG/CR-3226 (1983)
- [18] R.E.Battle, D.J.Campbell “Reliability of Emergency AC Power Systems at NPP,” NUREG/CR-2989 (1983)
- [19] 矢作公利「国内非常用ディーゼル発電機及び外部電源の信頼性」第6回確率論的安全評価(PSA)に関する国内シンポジウム論文集 pp.143-147 (1993)
- [20] S.E.Cooper, A.M.Ramey, J.Wreathall, G.W.Parry, D.C.Bley, W.J.Luckas, J.H.Taylor, T.Barriere “A Technique for Human Error Analysis (ATHEANA) Technical Basis and Methodology Description,” NUREG/CR-6350 (1996)
- [21] U.S.NRC, “Technical Basis and Implementation Guidelines for a Technique for Human Event Analysis (ATHEANA),” NUREG-1624, Rev.1 (2000)
- [22] D.Gertman, H.S.Blackman, L.N.Haney, K.S.Seidler, H.A.Hahn, “INTENT : a Method for Estimating Human Error Probabilities for Decision-based Errors,” Reliability Engineering and System Safety, Vol.35, pp.127-136 (1992)

付 録

A. ベースとしたイベントツリー解析結果の概要

(1) イベントツリー解析の定量評価結果の概要

本解析のベースとした文献[7]から、イベントツリー解析の定量評価結果について概要を記す。

事故シーケンス発生頻度の定量化に用いられた ET は図 A.1 (文献[7]の図 6.1) であり、98 シーケンスからなる。これらのシーケンスから類似のものを 26 シーケンスに集約したのが図 3.1 (文献[7]の図 7.1) に示す外部電源喪失起因のフロントライン系 ET である。ET 作成に用いたサクセスクライテリアを表 A.1 に示した。解析結果から発生頻度が $1.0E-6$ 以上の 18 シーケンス (図 A.1 に示した ET の“前解析”の発生頻度を参照、または文献[7]の図 6.1 を参照) を次の 3 つに分類して論じている。(ET の記号については記号表参照のこと。)

① 崩壊熱除去機能喪失シーケンス

次はいずれも図 3.2 の 1.TpW₂ に属するシーケンスである。このシーケンスは、外部電源喪失後、原子炉スクラム、主蒸気管隔離、SRV 作動による圧力制御が成功し、高圧系(HPCS または RCIC)の作動によって原子炉水位が維持されるところまでは同じであり、その後の違いで次の 5 シーケンスに分けている。

- ・ TpW₂PW_{2D} : RHR 本体の故障で崩壊熱除去機能(SPC 及び SDC)が喪失し炉心損傷に至る(発生頻度は $4.0E-5$)。
- ・ TpDAW₂PBW_{2DB}/TpDBW₂PAW_{2DA} : 非常用機器冷却系(EECW)の A 系列(B 系列)と RHR 本体 B 系列(A 系列)の故障により崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至る(発生頻度はともに $7.1E-6$)。
- ・ TpD : EECW の両系統故障により崩壊熱除去不可となり、炉心損傷に至る(発生頻度は $4.2E-5$)。
- ・ TpBAW₂PBW_{2DB}/TpBBW₂PAW_{2DA} : DG-A(B)系統と RHR-B(A)系統の故障により崩壊熱除去不可で炉心損傷に至る(発生頻度はともに $5.5E-5$)。
- ・ TpBADB/TpBBD_A : DG-A(B)系統と EECW-B(A)系統の故障により崩壊熱除去不可で炉心損傷に至る(発生頻度はともに $5.5E-5$)。

② 逃がし安全弁再開失敗を伴う崩壊熱除去機能喪失シーケンス

次のシーケンスは、いずれも図 3.2 の 7.TpPW₂ に属している。内容は外部電源喪失後、原子炉スクラム及び主蒸気管隔離に成功し、SRV は一旦開くが再開に失敗し、気相破断 LOCA に移行する。高圧系(HPCS または RCIC)の作動によって原子炉水位

は維持される場所までは同じであり、その後の違いで次の4シーケンスに分けている。

- ・ TPPW₂PW₂D : RHR 本体の故障により崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至る(発生頻度は 2.3E-6)。
- ・ TPPD : EECW の両系統故障により崩壊熱除去不可で炉心損傷に至る(発生頻度は 2.4E-6)。
- ・ TPB_APW₂PB_W₂DB/TPB_BPW₂PA_W₂DA : DG A(B)系統と RHR B(A)系統の故障により崩壊熱除去不可で炉心損傷に至る(発生頻度はともに 5.5E-5)。
- ・ TPB_APD_B/TPB_BPDA : DG-A(B)系統と EECW-B(A)系統の故障により崩壊熱除去不可で炉心損傷に至る(発生頻度はともに 1.2E-6)。

③非常用電源喪失シーケンス

次のシーケンスは、図 3.2 の 16~18,20 である。

- ・ TPB/TPBU₁/TPBU₂ : ①と同じ条件であるが、DG 2 台故障により崩壊熱除去不可で炉心損傷に至る(発生頻度はそれぞれ 2.2E-4, 3.8E-6, 1.2E-6)。
- ・ TPBP : ②と同じ条件であるが、DG 2 台故障により崩壊熱除去不可で炉心損傷に至る(発生頻度は 1.3E-5)。

解析の結果、崩壊熱除去機能喪失及び非常用電源喪失の2つのシーケンスで LOSP による CDF の 90%以上を占めている。

表 A.1 LOSP 時のサクセスクライテリア (文献[7]の表 4.1 から)

機能	フロントライン系	サクセスクライテリアに関する仮定
反応度停止	制御棒駆動系(CRD) ほう酸水注入系(SLCS)	挿入失敗が 30 本未満で、その内隣接する制御棒が 5 本未満なら成功 2 系統の内 1 系統が作動すれば成功
主蒸気隔離	主蒸気隔離弁(MSIV)	各主蒸気管に対して 2 個または MSIV と主蒸気第 3 弁閉 1 個。或いは全主蒸気管に対してタービン塞止弁とタービンバイパス弁閉
原子炉圧力制御	SRV 開閉 手動減圧	SRV 開に対して 18 個の内 2 個の弁の開で成功 SRV 閉に対して一度開いた弁が全て閉で成功 18 個の内 6 個の弁の開で成功
原子炉水位維持	高圧系: RCIC, HPCS 低圧系: LPCS, LPCI	原子炉の高圧状況下でどちらか一方が作動すれば成功 高圧系失敗の場合は手動減圧後 LPCS か LPCI どちらか一方が作動すれば成功
崩壊熱除去	残留熱除去系(RHR)	原子炉へ冷却剤を注入しながら SPC 1 系統または原子炉圧力低下(7~8kg/cm ²)後 SDC 1 系統作動すれば成功

(2)復旧を考慮しない場合の現解析との比較

ベースとしたイベントツリーに本検討で評価した HEP を用いた結果を現解析として、図 A.1 に前解析と比較して示した。同図の事故シーケンス発生頻度の総和としての LOSP 起因の CDF は、中央値で前解析では $5.1E-4$ /炉年、現解析では $5.2E-4$ /炉年となり、その差は 2% と小さい。また、現解析では前解析と同様に TPW₂ シーケンス(崩壊熱除去機能失敗シーケンス)と TPB シーケンス(全交流電源喪失シーケンス)が支配的であり、且つ前解析と現解析の発生頻度の差は僅少である。

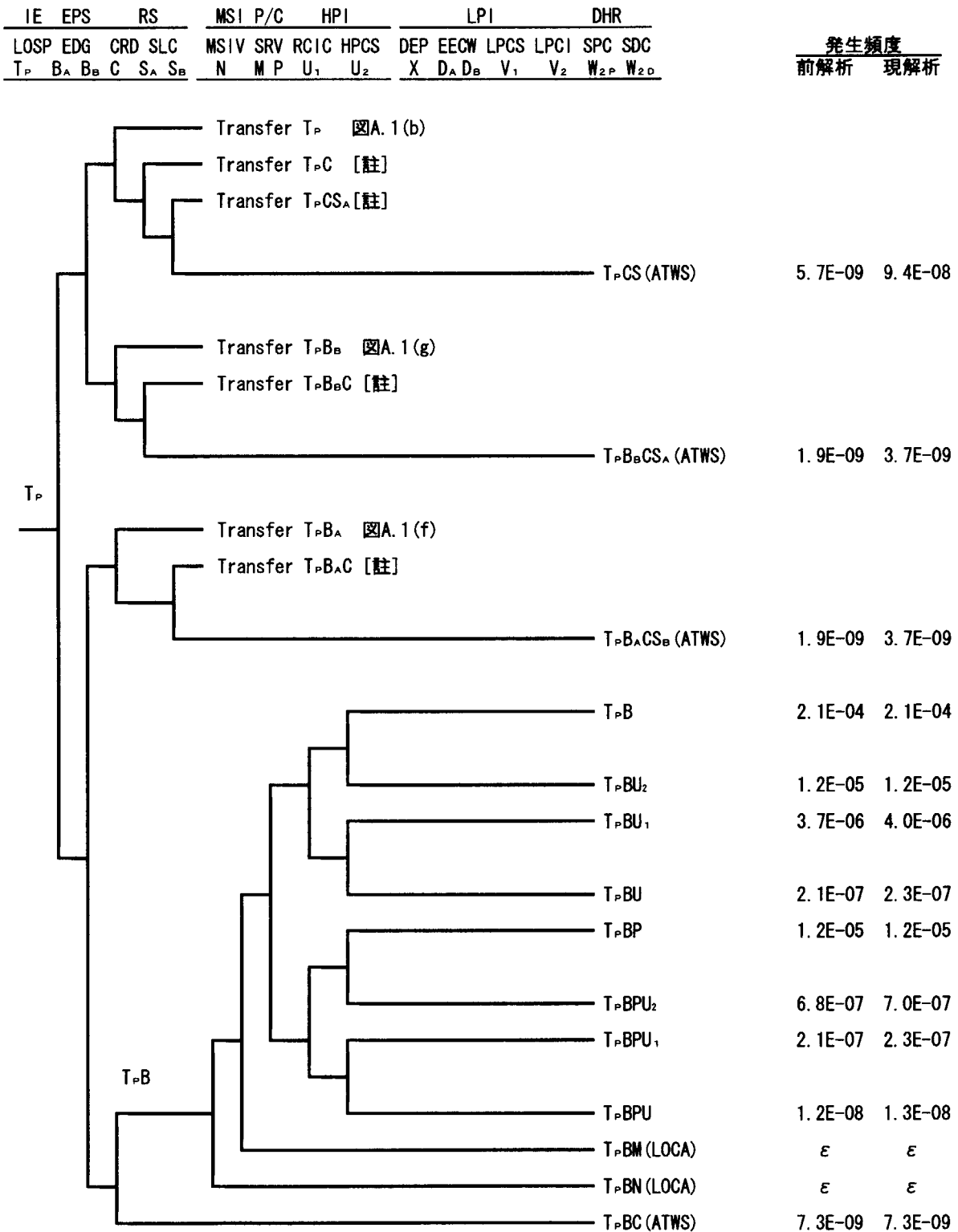
ここで、前解析で用いられた HEP の値を現解析でのものと比較して以下に示す。

手動操作	現解析	前解析
SLCS 起動失敗	$2.2E-2$	$1.0E-4$
手動減圧失敗	$5.1E-2$	$3.5E-3$
LPCI からの切替失敗	$4.0E-3$	$2.0E-4$

このように、これら全ての HEP については、現解析と前解析とで、約 1 桁の違いがある。このような違いは、HEP の評価法として、現解析では ASEP 法を用いているのに対して、前解析では THERP 法を用いているためである。ASEP 法と THERP 法の HEP データの違いについては、付録 B に示す。このような違いがあるにもかかわらず、LOSP 起因の CDF に 2% の違いとなつてしか現れていないのは、これら運転員操作に期待するシステムには、同じ機能を有するシステムが別があり、その別のシステムの機能喪失確率が小さいためである。具体的には、図 3.2 に示したように、システム機能喪失確率に対するヒューマンエラーの寄与率が大きい SLCS 起動失敗、手動減圧失敗、RHR 系のモード切替失敗等の CDF に対する影響は、ET 上でどの程度の機能喪失確率を持つ機器と組合わさるかによる。例えば、SLCS の機能喪失確率に乗じられる制御棒駆動系の機能喪失確率は $3.0E-5$ (文献[7]の表 6.1) と極めて小さいため、SLCS の機能喪失確率が大きく且つヒューマンエラーの寄与率が高くても CDF への影響は小さくなる。また、手動減圧については高圧系失敗の場合に実行されるので RCIC と HPCS の両機能喪失確率に乗じられるため CDF への影響は小さくなる。

上記の前解析の HEP を現解析に用いると、2% であった CDF の差は 0.3% に減少した。3 つの HEP のうち、SLCS 手動開始の HEP は上述したように CDF への影響は小さく、LPCI からの切替を伴うシーケンスの発生頻度は、図 A.1((c),(e),(f),(g)にある 18 シーケンス)に示したように小さいため、この HEP の CDF への影響は小さいと考えられる。従つて、減少分の大部分が手動減圧失敗の HEP の差によるものと考えられる。ヒューマンエラーを全て考慮しない場合の CDF は $5.1E-4$ /炉年で、前解析の方が 0.1% 大きいだけである。

以上のように、前解析も含め、LOSP 事象では、復旧を考慮しない場合には、ヒューマンエラーの影響は小さい。



[註] : このシーケンスは発生頻度が小さいため省略した

図 A.1(a) 外部電源喪失起因のシステムイベントツリーの定量化結果

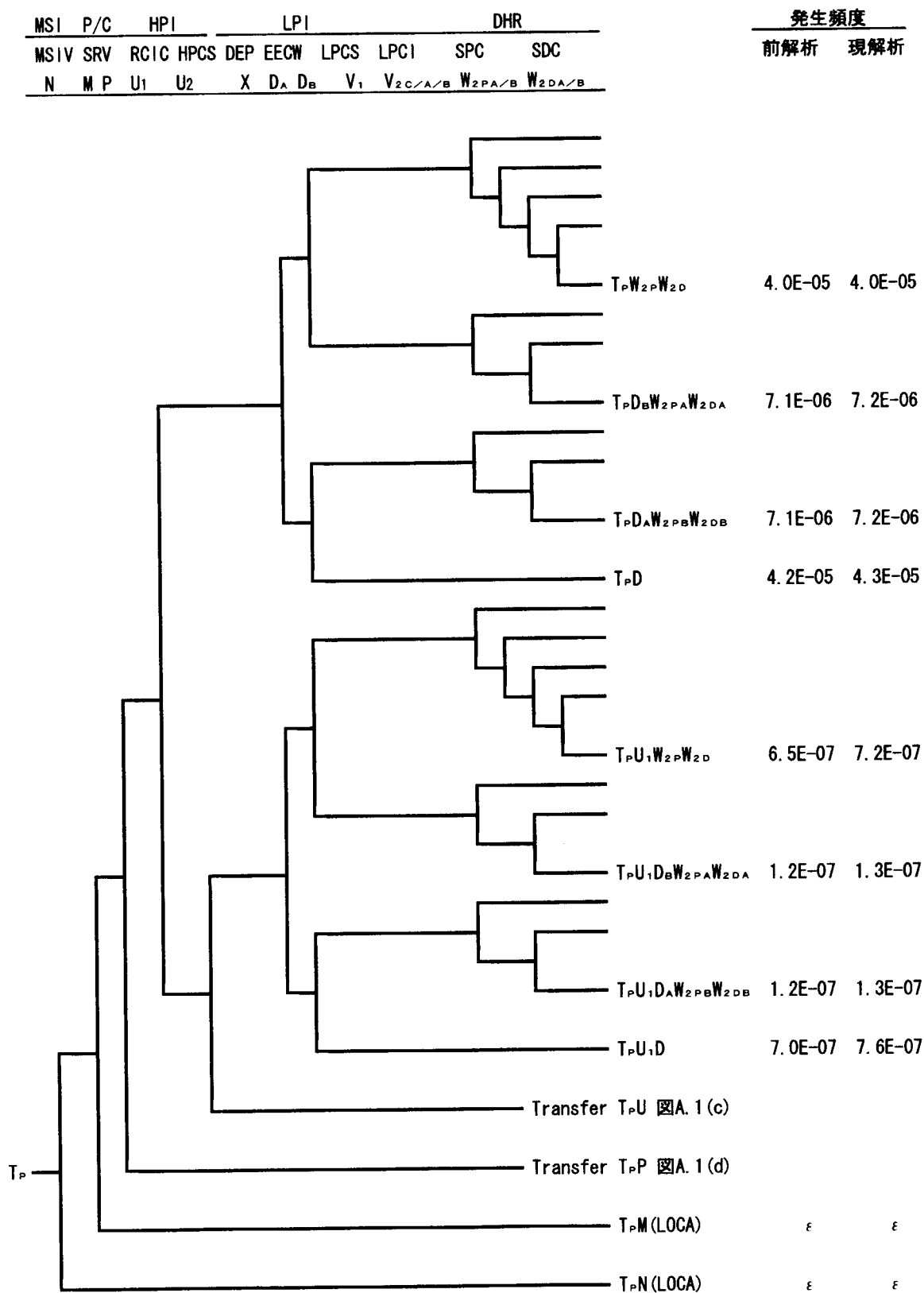


図 A.1(b) 外部電源喪失起因のシステムイベントツリーの定量化結果

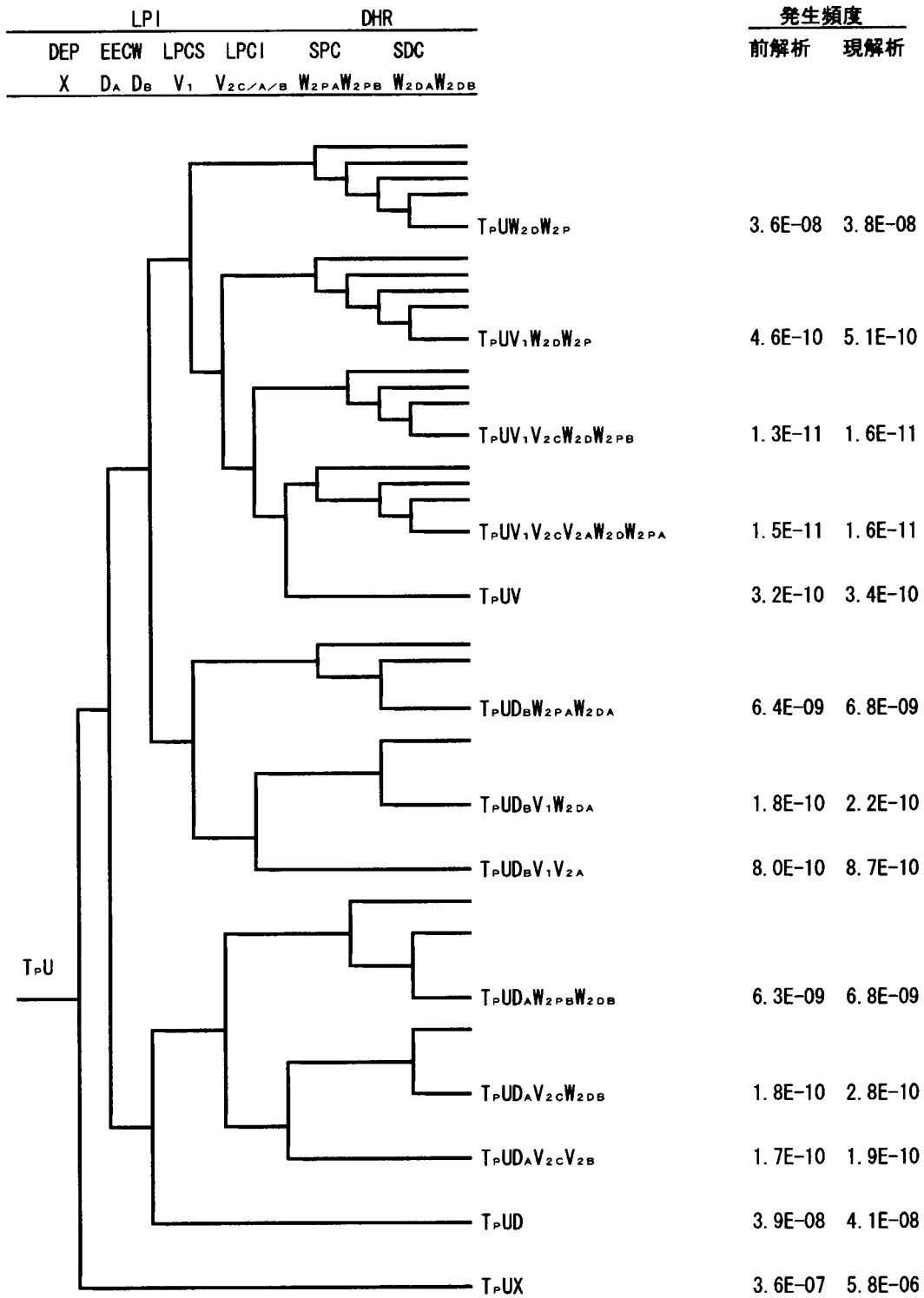


図 A.1(c) 外部電源喪失起因のシステムイベントツリーの定量化結果

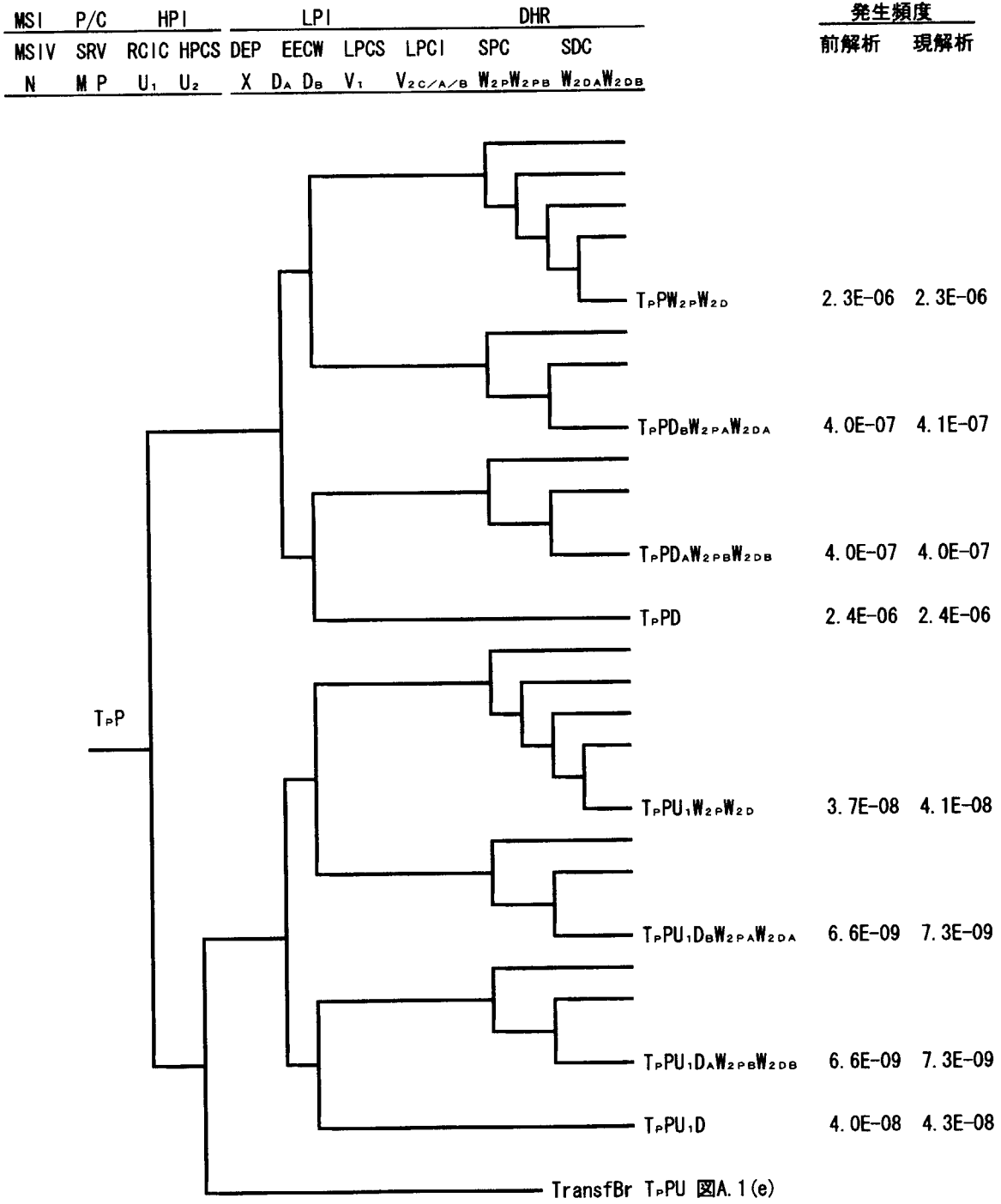


図 A.1(d) 外部電源喪失起因のシステムイベントツリーの定量化結果

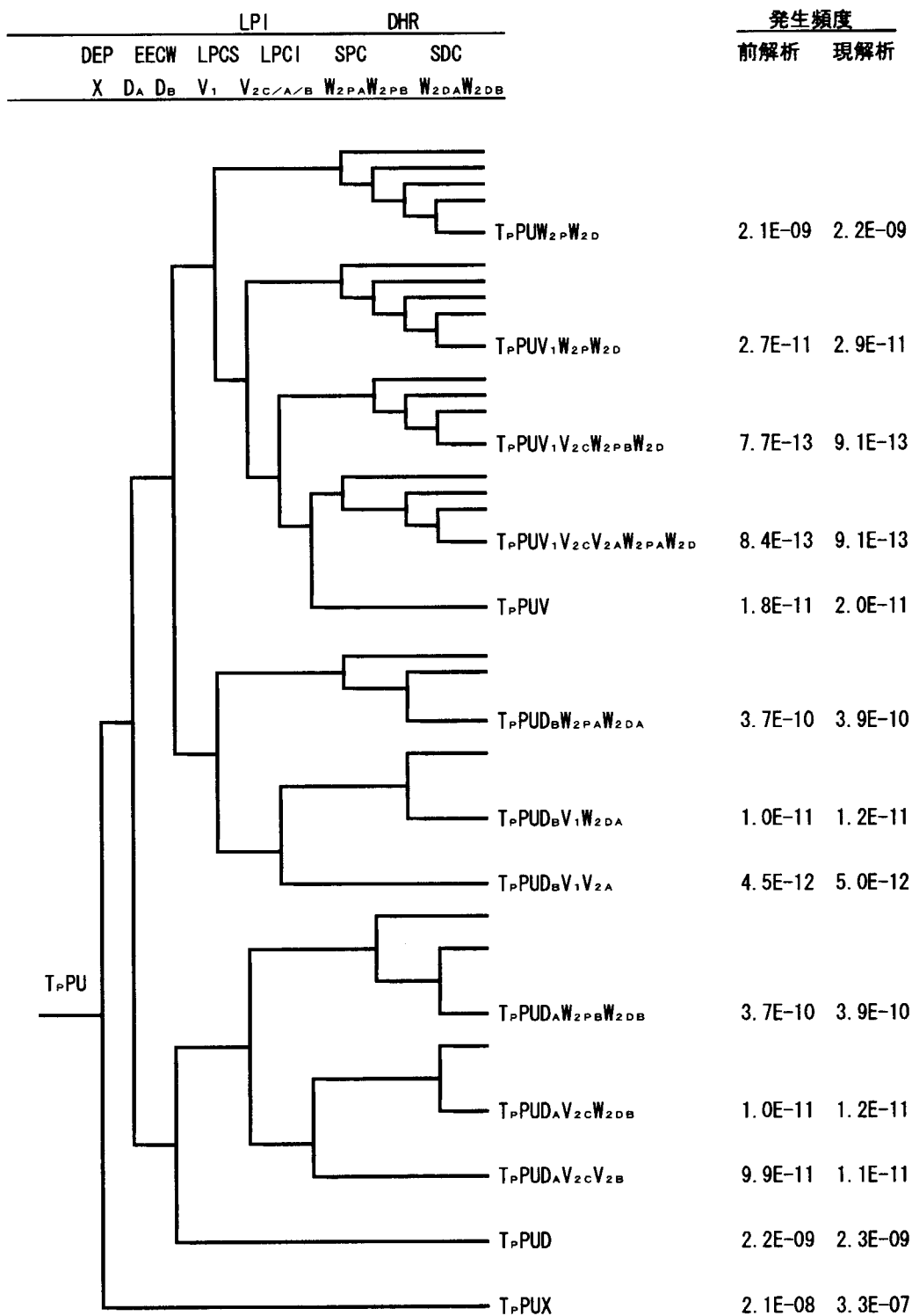


図 A.1(e) 外部電源喪失起因のシステムイベントツリーの定量化結果

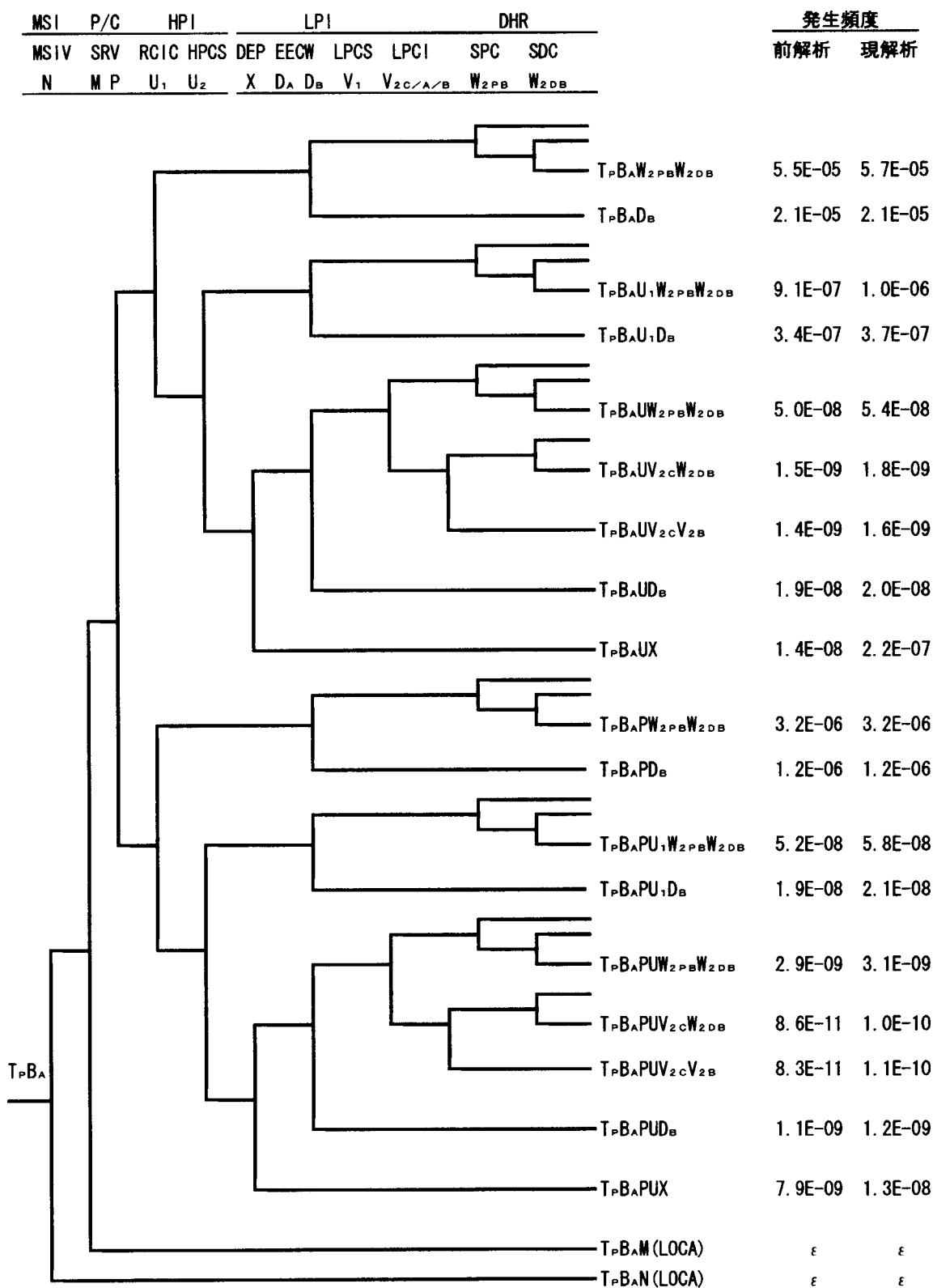


図 A.1(f) 外部電源喪失起因のシステムイベントツリーの定量化結果

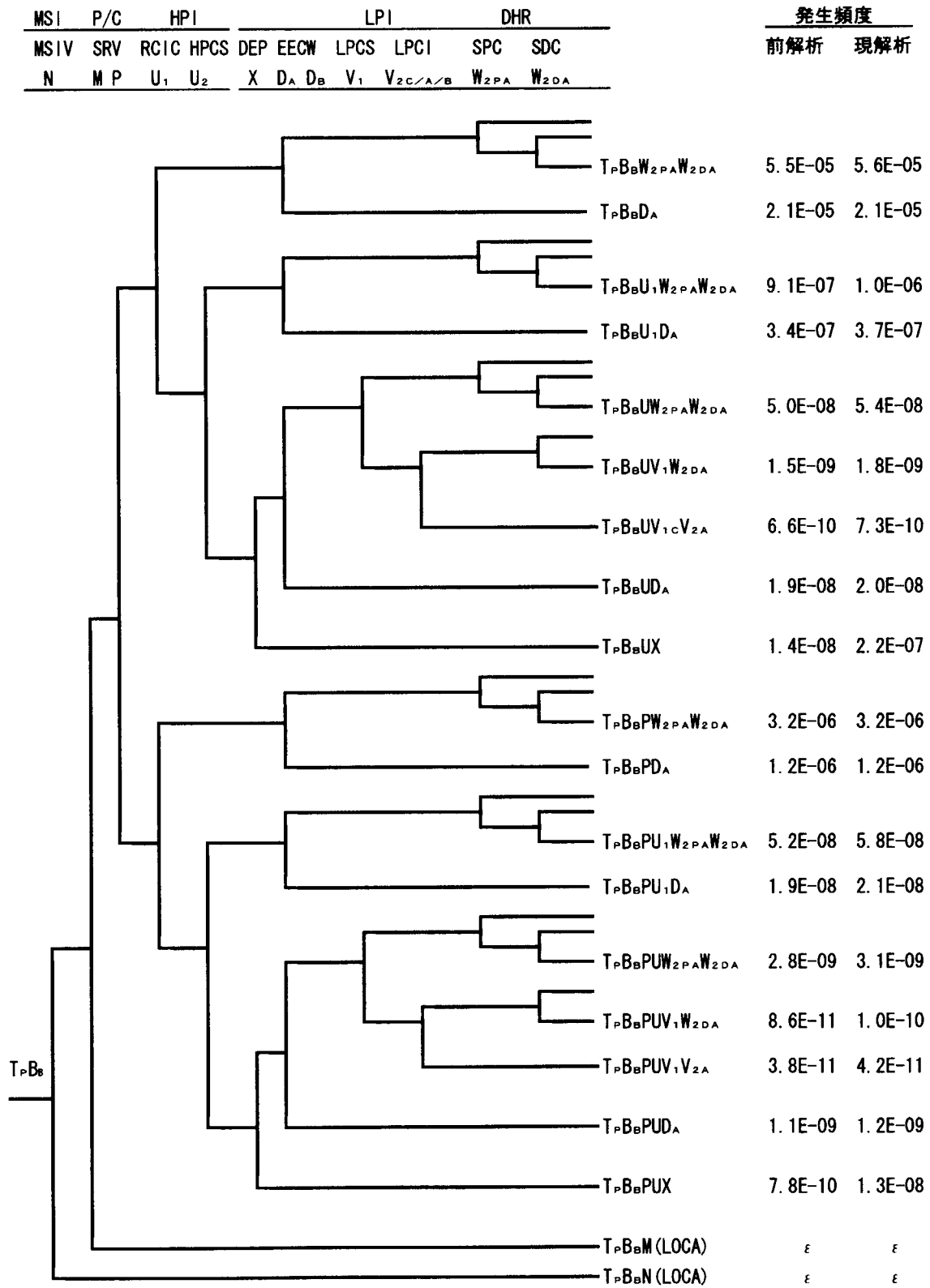


図 A.1(g) 外部電源喪失起因のシステムイベントツリーの定量化結果

B. ASEP と THERP の事故発生後の HEP データについて

ASEP 法は THERP 法を単純化した手法であり、細かいタスク分析をしない代わりに THERP 法の HEP データより大きめの HEP データが用いられている。本付録で、両者の HEP データについて定量的に検討する。THERP 法では、事故発生後の主な HEP データ（以降 THERP データと呼ぶ）として、以下のような値が推奨されている（表番号は文献[8]から）。

- ・ 口頭指示の思出しエラー（表 20-8）：項目数が 1 つの場合は $1E-3$ で、複数でその内容が一般化する程、また項目の順序が重要な場合に大きくなる。
- ・ 読み取りエラー
 - 定量／定性的読み取り（表 20-9）： $5E-4 \sim 3E-3$
 - 定量的読み取り（表 20-10）： $1E-3 \sim 6E-3$
 - 値が制限値内かどうかの確認（表 20-11）： $1E-3 \sim 6E-3$
- ・ 手動制御のエラー（表 20-12）： $5E-4 \sim 5E-3$ 、反対方向に回すような特殊スイッチに対しては $0.5 \sim 0.05$
- ・ 制御器の選択エラー（表 20-12）： $5E-4 \sim 3E-3$
- ・ 現場の弁選択エラー（表 20-13）： $1E-3 \sim 8E-3$ 、極めて条件が悪くて 0.01
- ・ 現場の弁固着検知エラー（表 20-14）： $1E-3 \sim 5E-3$ 、極めて条件が悪くて 0.01

このように THERP データの大部分は 10^{-3} のオーダーであるから、表 A.1 に示すように DYN/EH を除いて修正子（表 20-16）を掛けても表 3.5 に示す ASEP の HEP 値の方が特別な場合を除けば下表のように大きい。THERP データの DYN/EH の場合は修正子ではなく HEP=0.25 を使うという指示があり、この値は ASEP データと同じである。

表 B.1 ASEP と THERP の HEP データの比較

条 件	ASEP(BU)	THERP	
		修正子	修正後の HEP
SBS/MH	0.02(0.2)	×2	0.001~0.016
DYN/MH/ SBS/EH	0.05(0.5)	×5	0.0025~0.04
DYN/EH	0.25(0.5)	—	0.25

バックアップ(BU)者の HEP は、ASEP は DYN/EH を除いて OP_1 の HEP(HEP_{OP1}) の 10 倍であり、THERP の従属性の式の MD(SBS/MH)、HD に相当する。

中従属 MD : $(1+6HEP_{OP1})/7 \approx 0.14$...SBS/MH

高従属 HD : $(1+HEP_{OP1})/2 \approx 0.5$...上記以外

低従属 LD : $(1+19HEP_{OP1})/20 \approx 0.05$

THERP 法では、この他に完全従属(CD)として 1.0、ゼロ従属(ZD)として HEP_{OP1} (前任者の HEP と同じ)を用いることができる。

例：30 分で診断し、操作をする場合、SBS/MH でバックアップ 1 名とすれば、診断失敗は同じ TRC(図 2.1 参照)を用いるから、

	ASEP 法	THERP 法
診断失敗	1E-3	1E-3
操作失敗	$2E-2 \times 2E-1(BU)$	$1E-3^* \times 2 \times 0.14(BU \cdot MD)$
トータル HEP	5.0E-3	1.28E-3

* : THERP データ表 20-12 の(9)間違った設定に廻す(1E-3)から。

このようにトータル HEP では ASEP 法による評価結果は THERP 法の約 4 倍であるが、診断エラーを除くと 14 倍となる。

C. BWR モデルプラントの安全設備の構成の概要とシステム信頼性解析で用いたフォールトツリー

システム信頼性解析の対象とした BWR モデルプラント(Type-5,Mark-II)の安全設備の概要及び各システムの概略図を図 C.1~C.6 に示す。また、文献[7]に描かれているシステム信頼性解析のための 8 つのフォールトツリーに、表 2.1 に示した手動操作を入れて書き直して図 C.7~C.14 に示す。追加項目には*印を付けている。但し、誤較正については、図 C.15 に HPCS での例を示したが、他のシステムではスペースの関係で省略した。

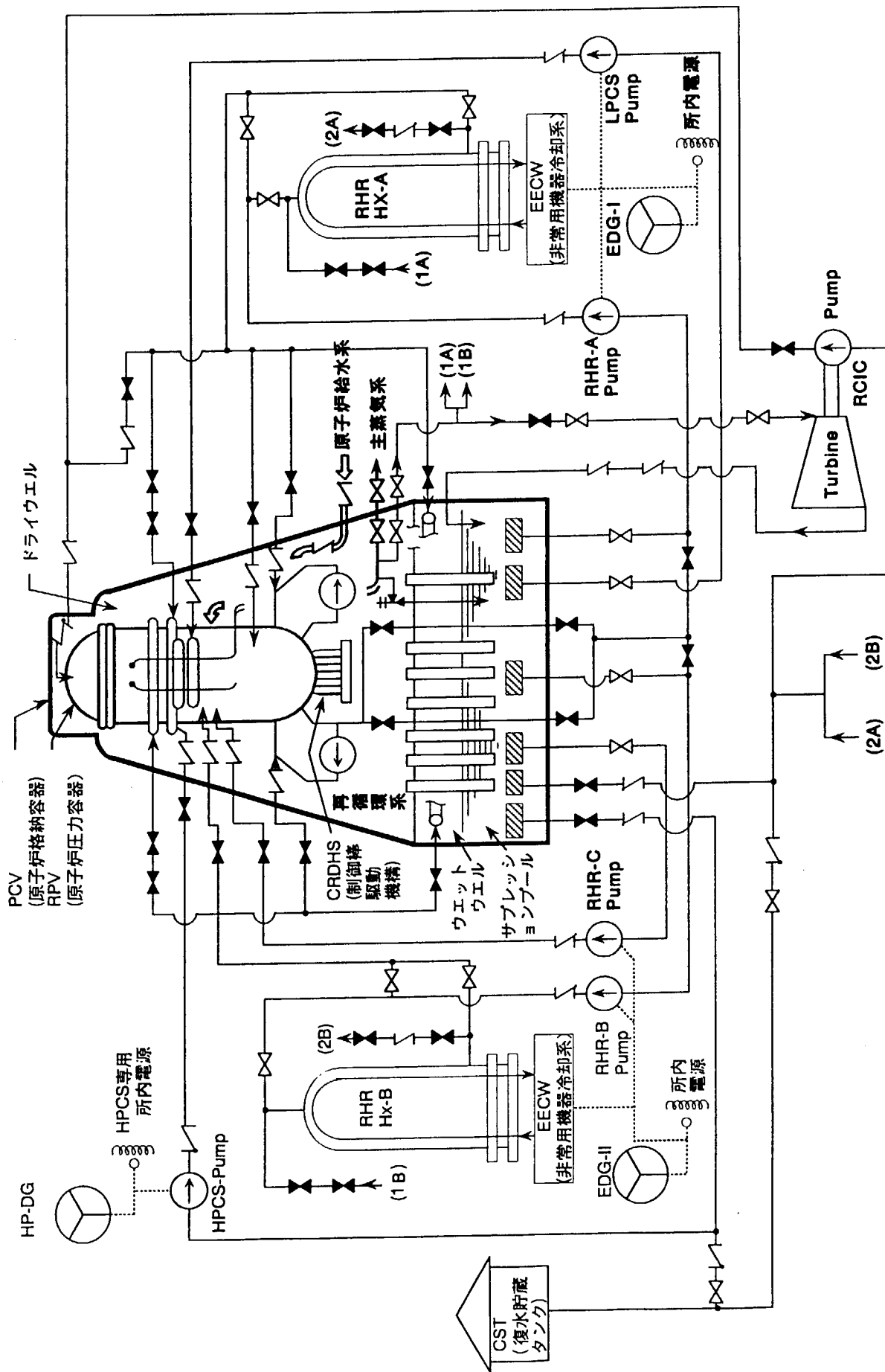


図 C.1 モデルプラント BWR(Type5,Mark II)の概略図

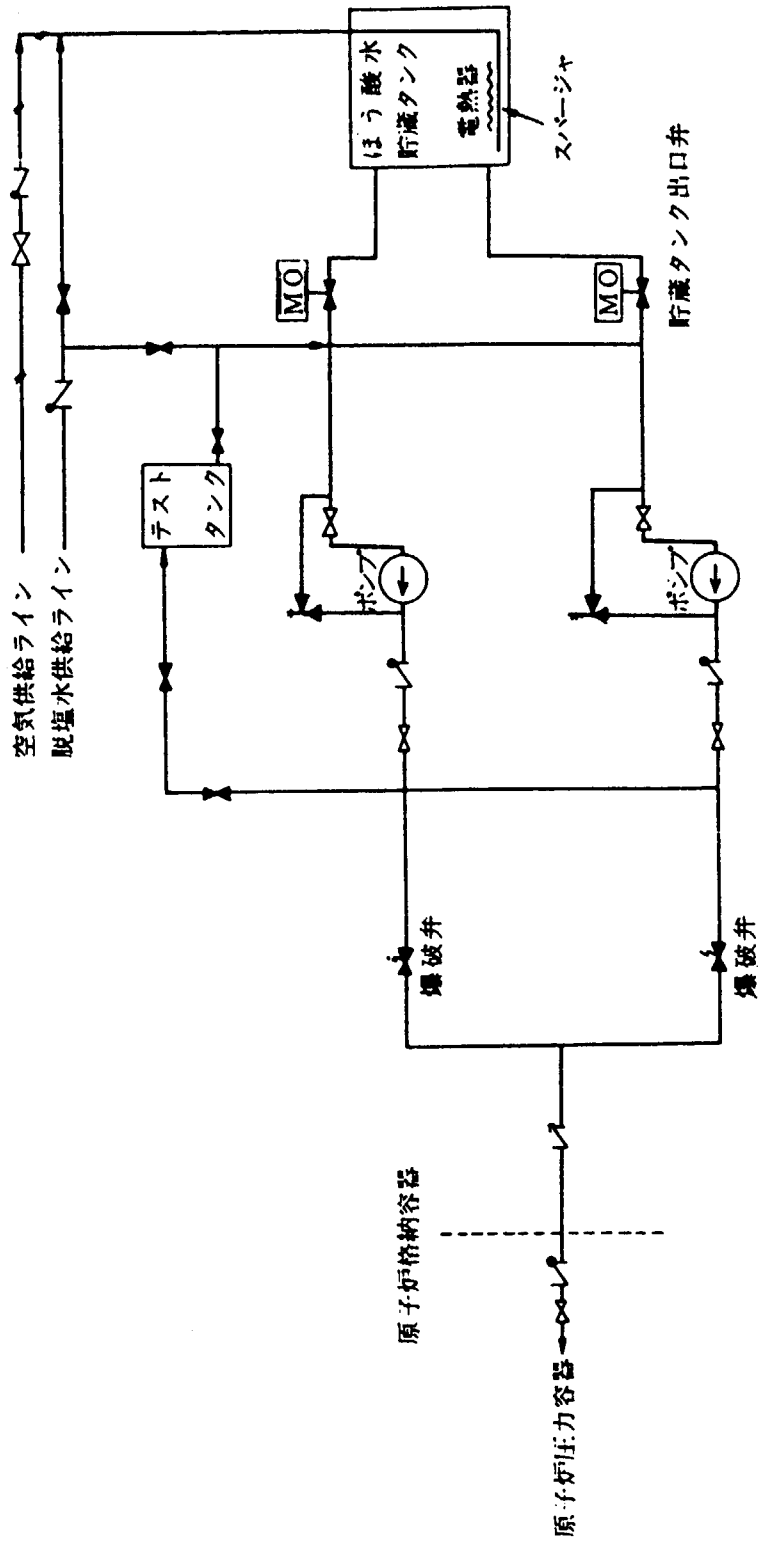


図 C.2 ほう酸水注入系系統概略概要図 (文献[12])

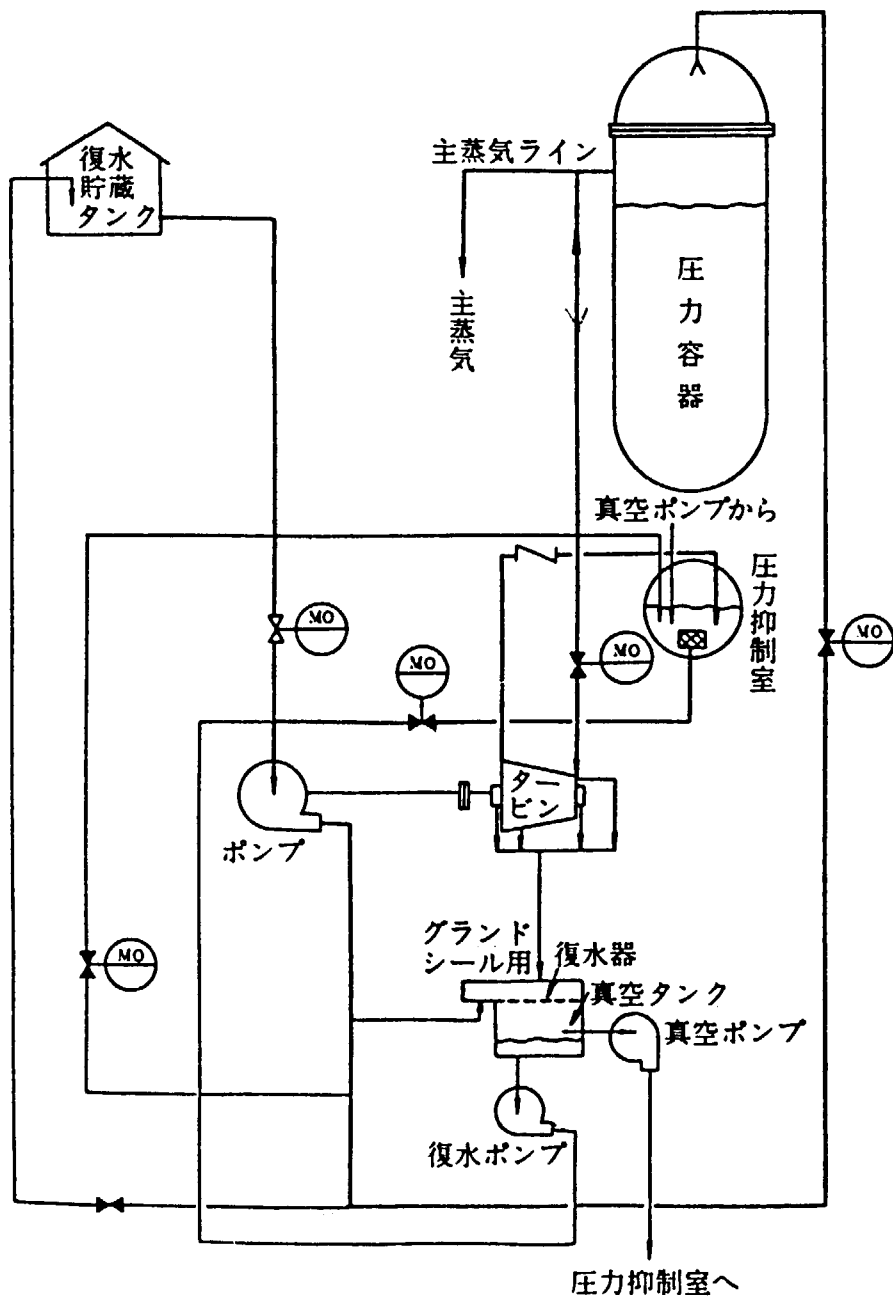


図 C.3 原子炉隔離時冷却系系統概略概要図 (文献[12])

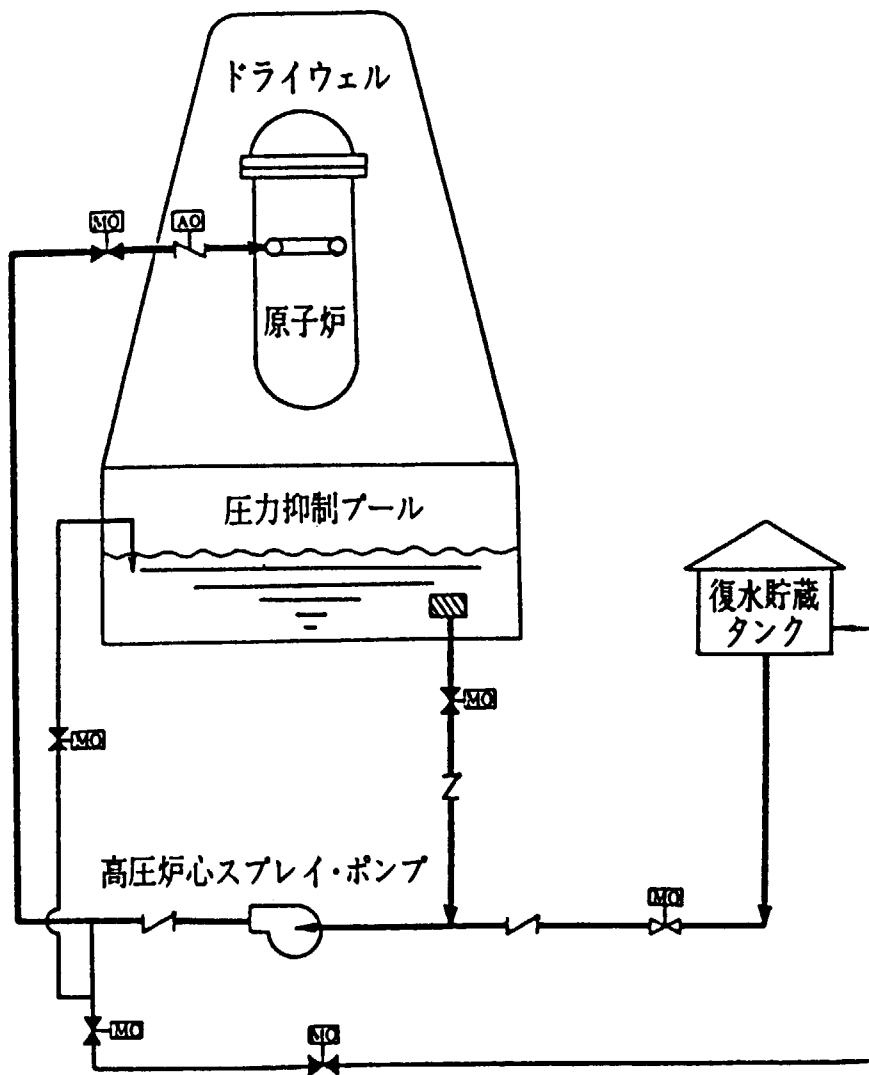


図 C.4 高圧炉心スプレイ系系統概略概要図 (文献[12])

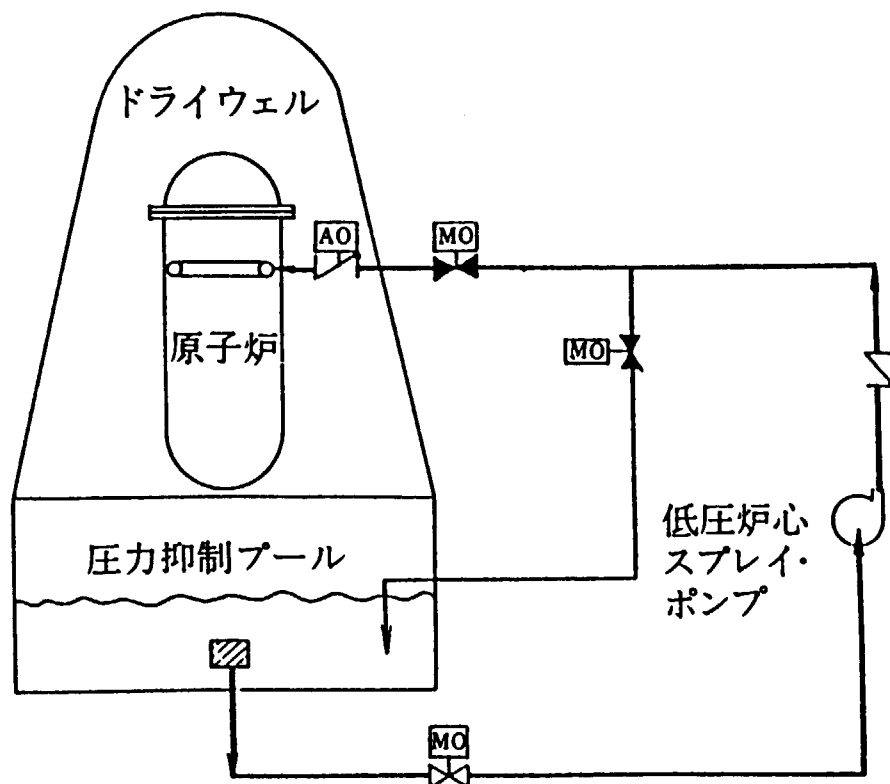


図 C.5 低圧炉心スプレィ系系統概略概要図 (文献[12])

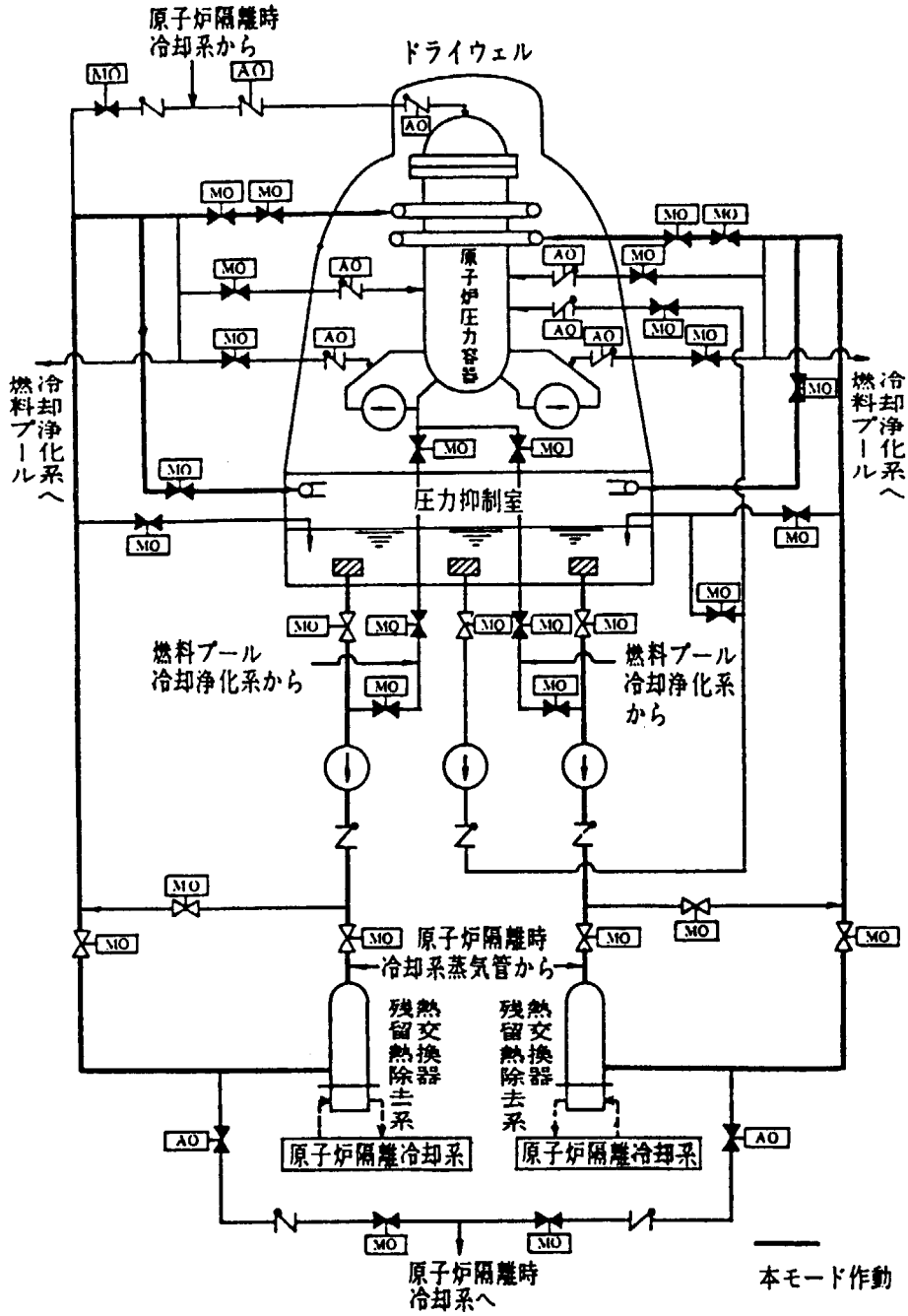
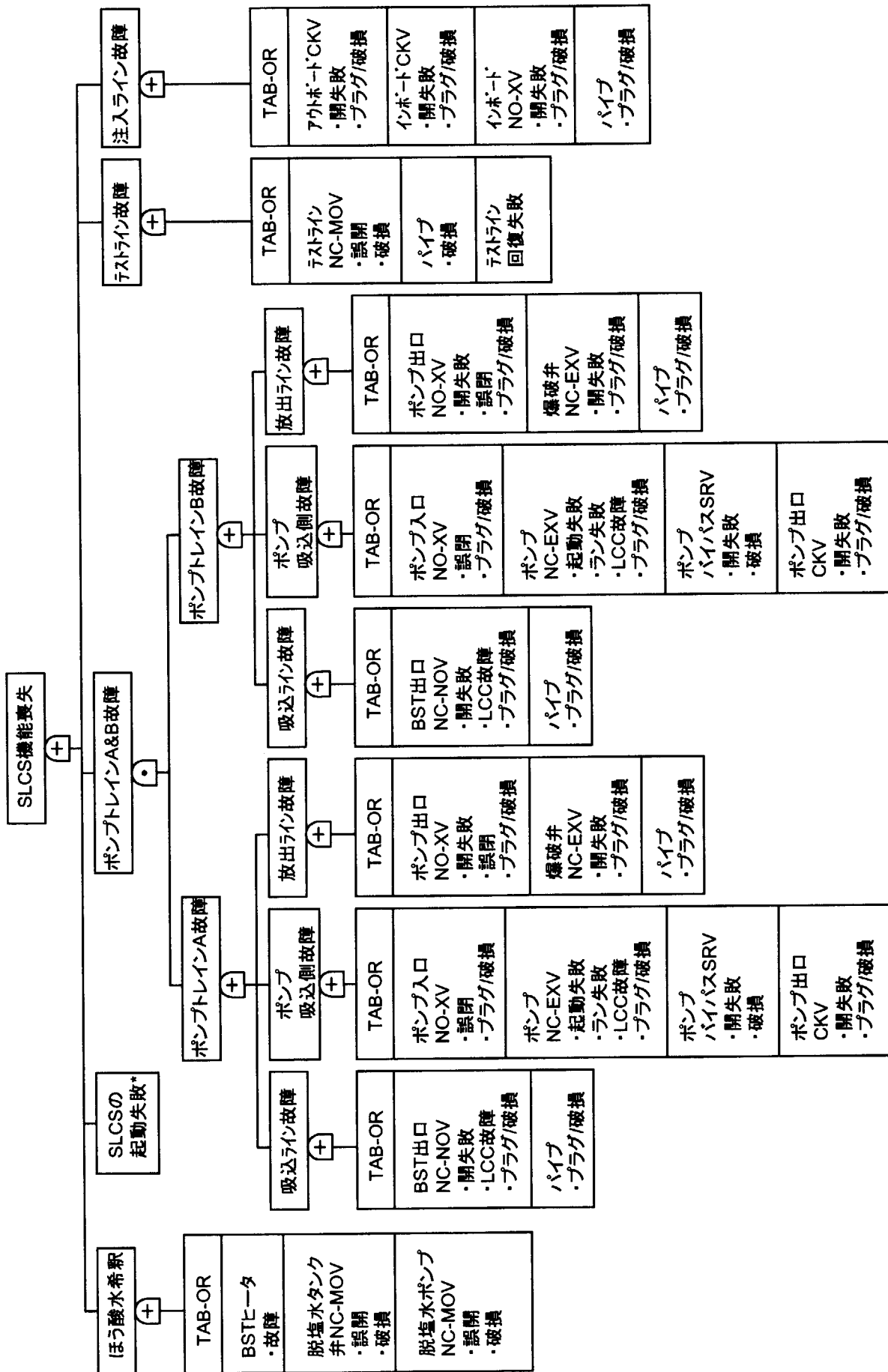
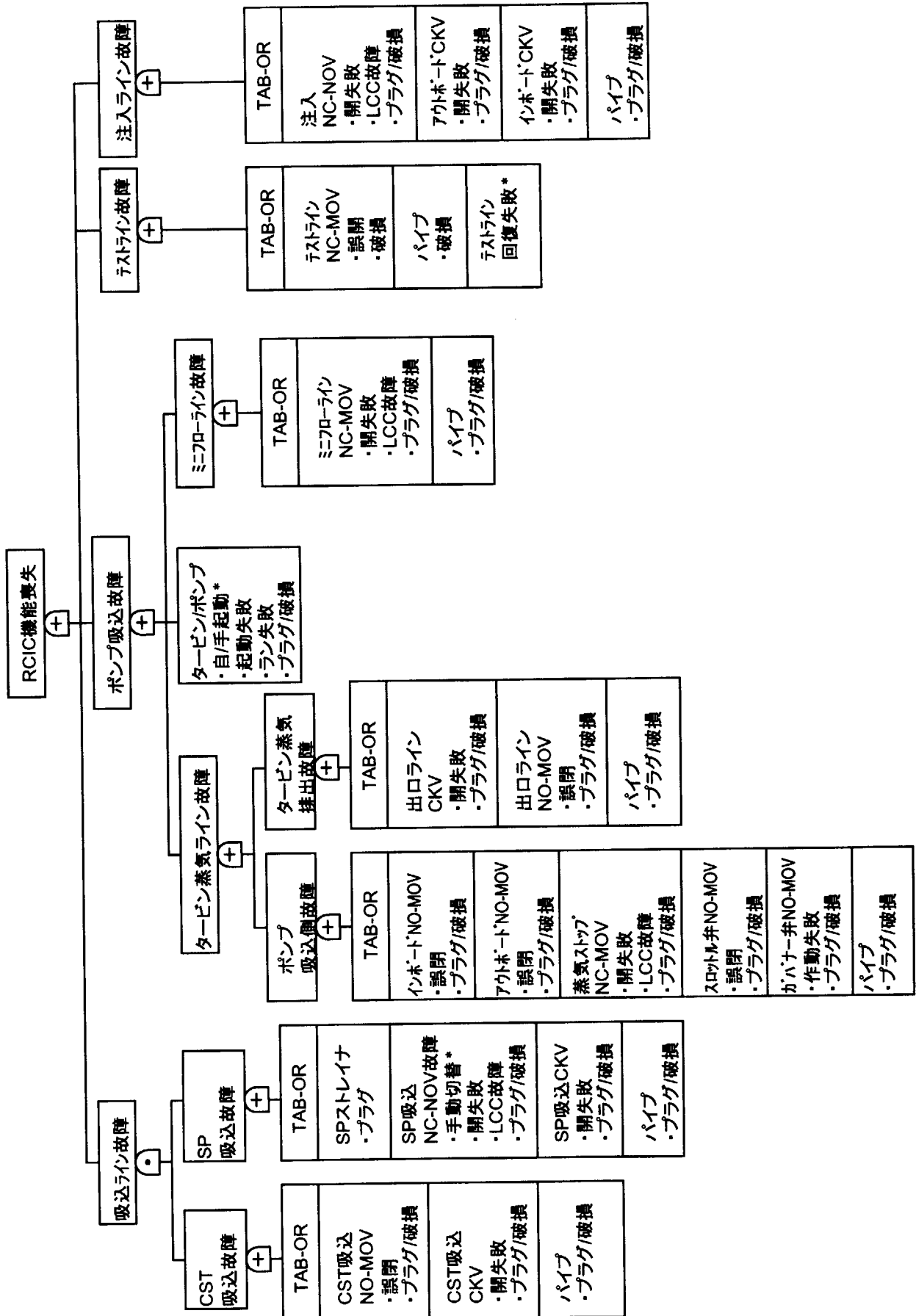


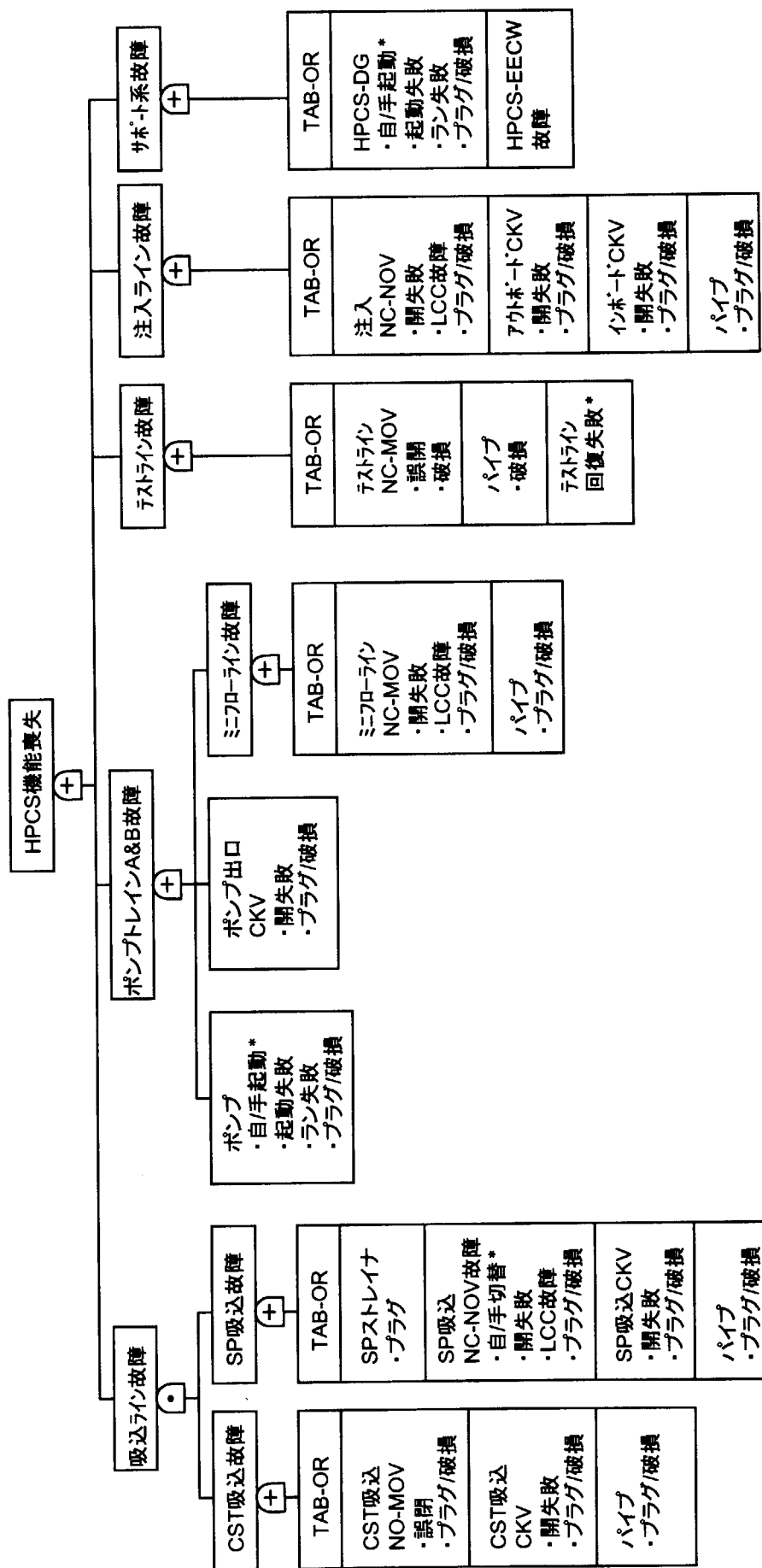
図 C.6 残留熱除去系系統概略概要図 (文献[12])



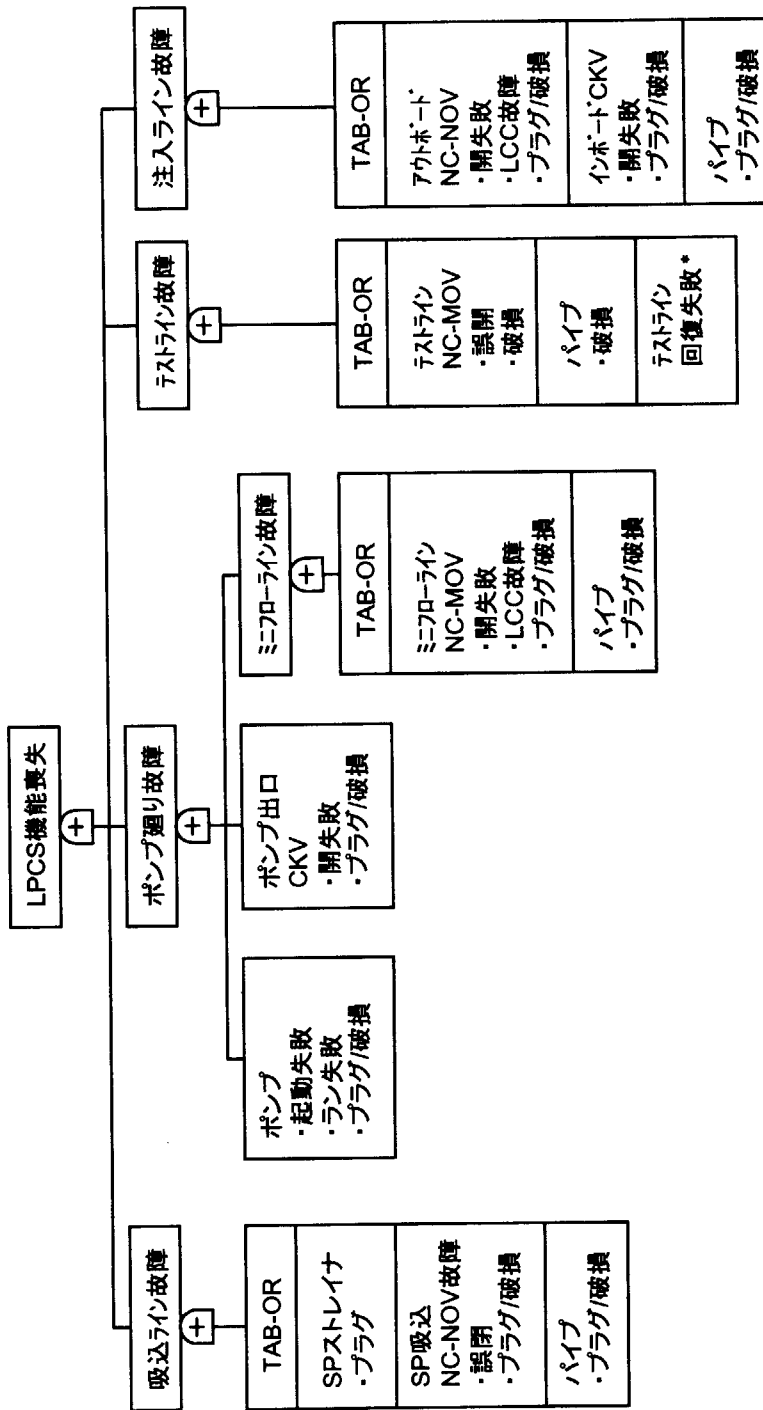
図C.7 SLCSのフォールトツリー



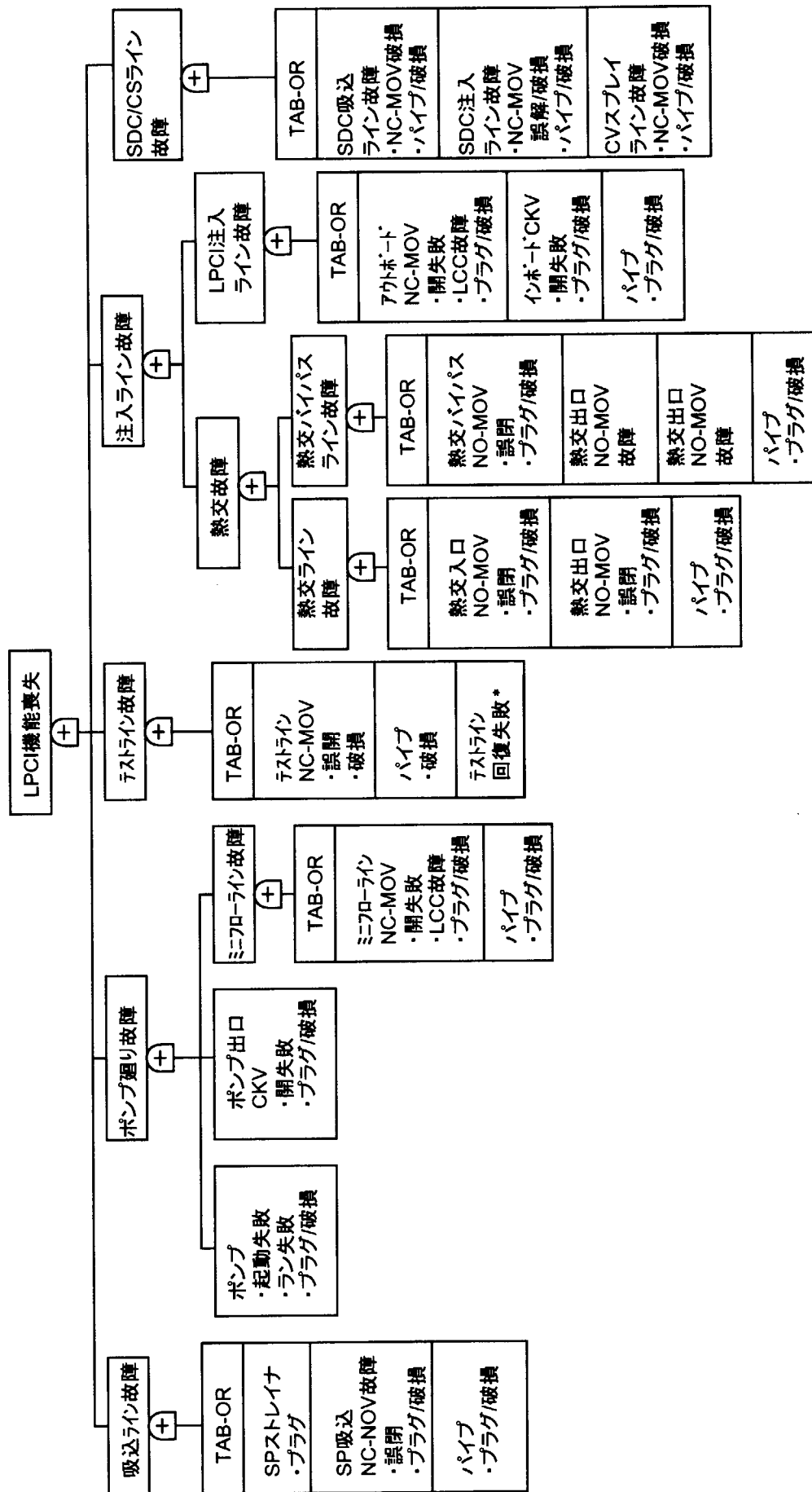
図C.8 RCICのフォールトツリー



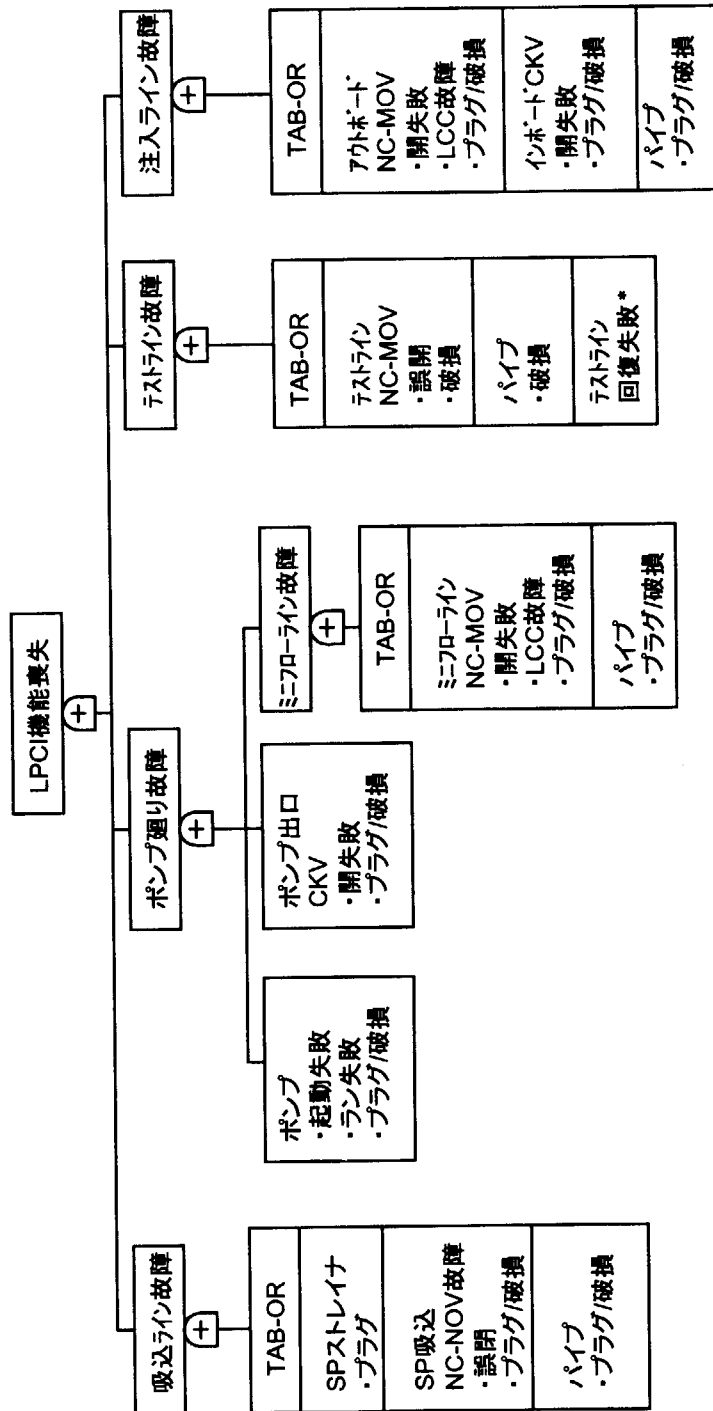
図C.9 HPCSのフォローアップ



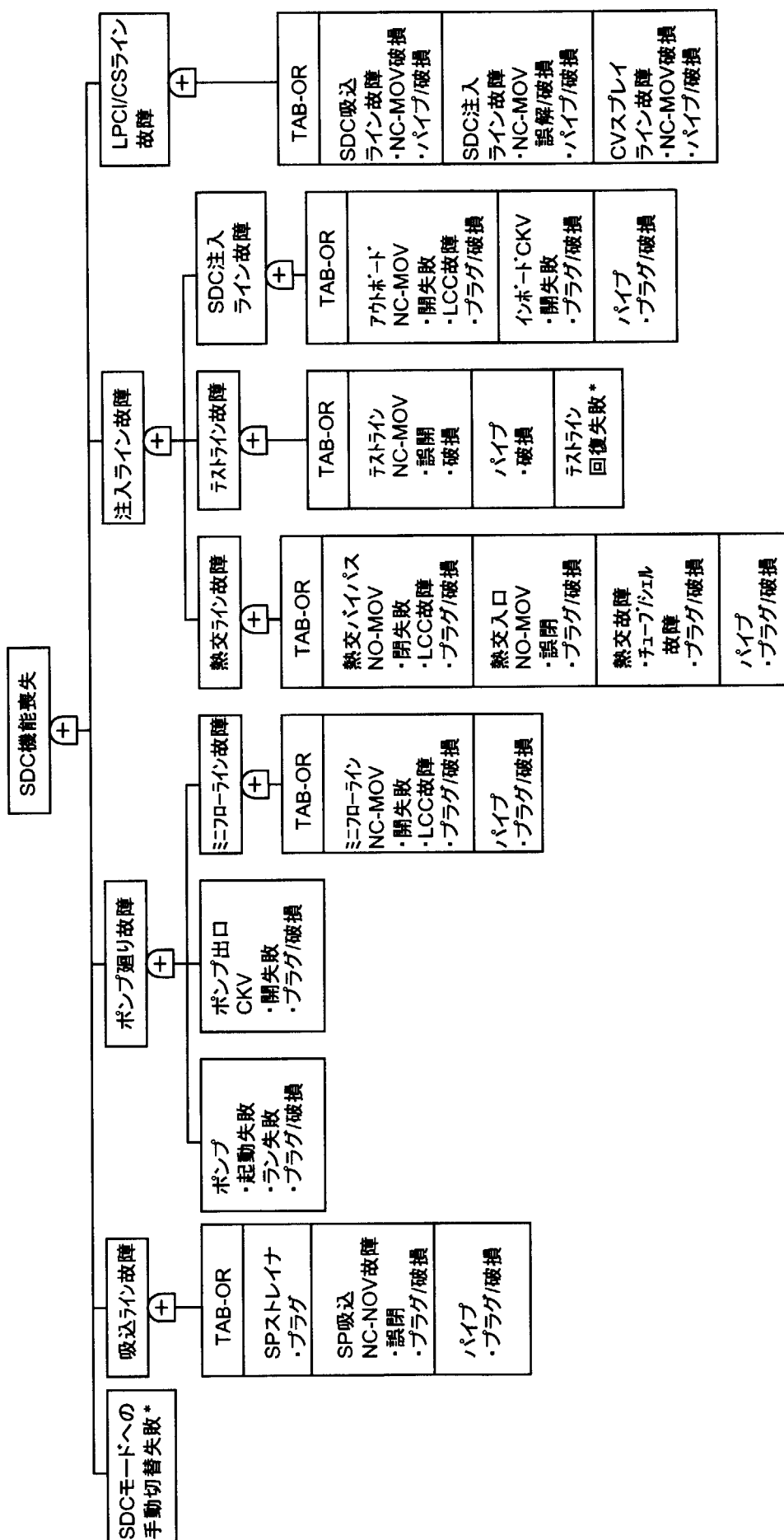
図C.10 LPCSのフォールトツリー



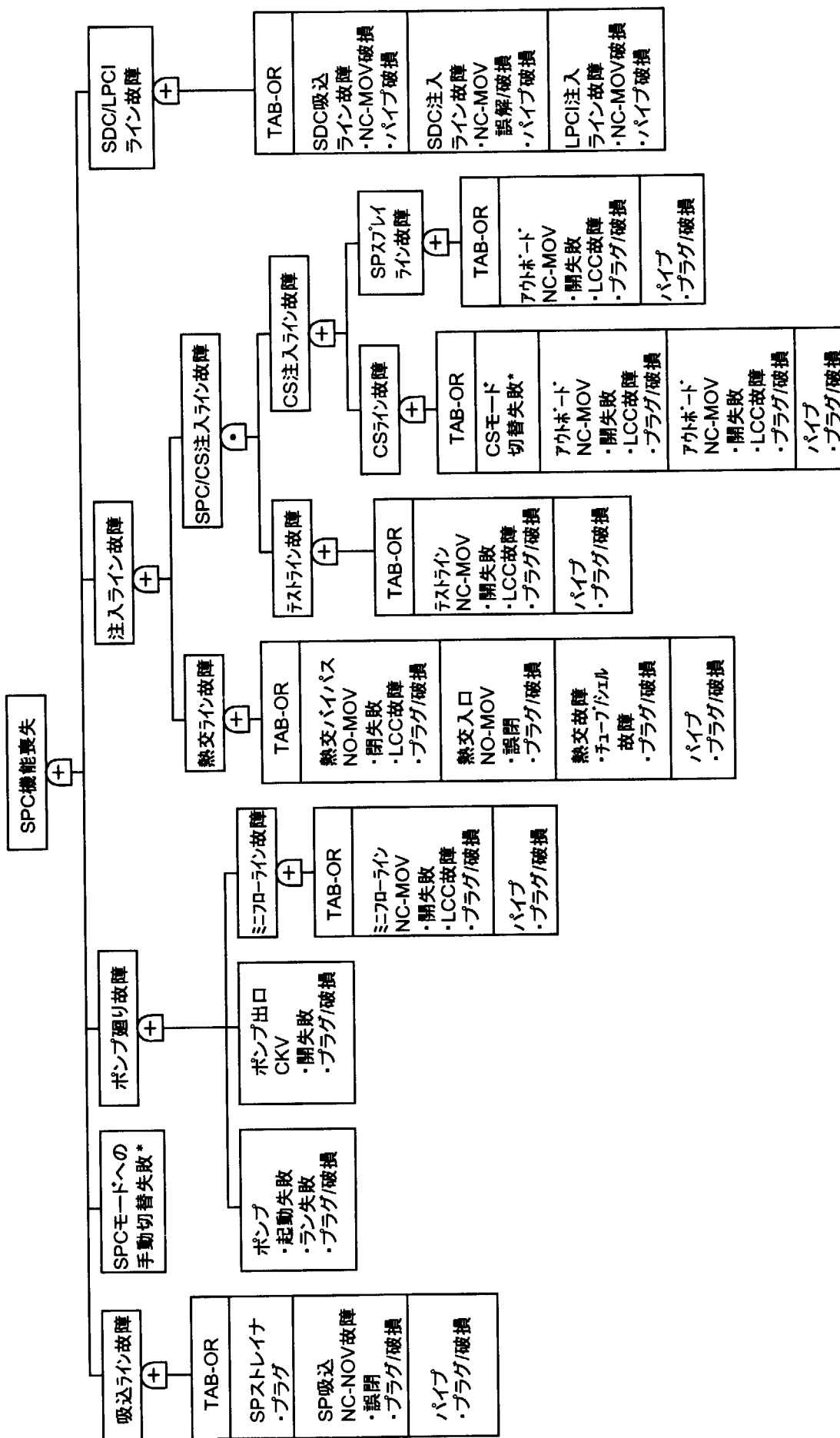
図C.11 LPCIのフォールトツリー(ループA/B)



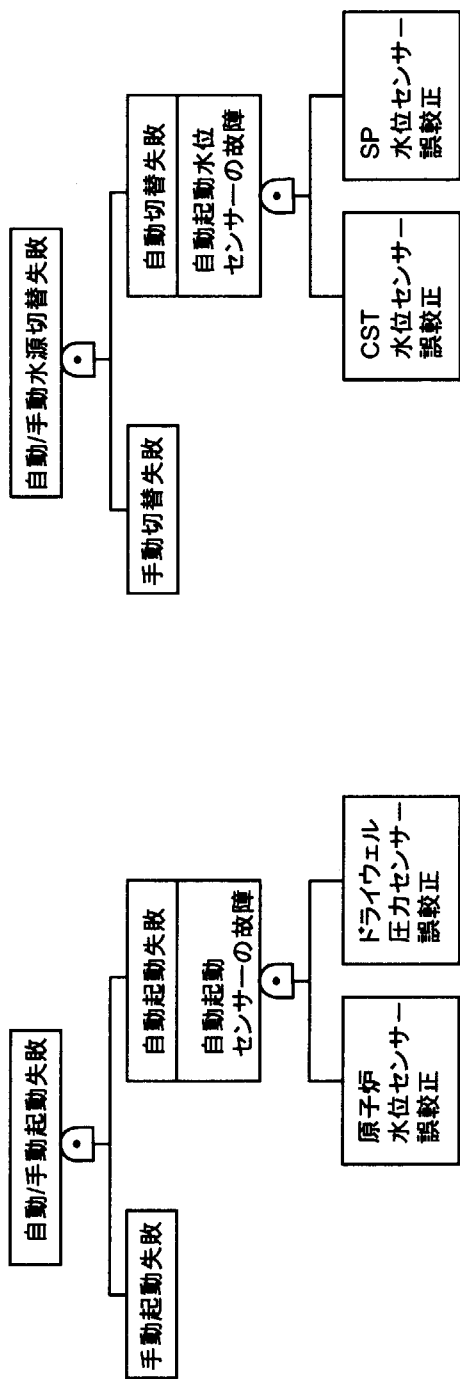
図C.12 LPCIのフォールトツリー(ループC)



図C.13 SDCのフォールトツリー(グループA/B)



図C.14 SPCのフォールトツリー(ループA/B)



(a)原子炉水位低またはドライウエル圧力高により自動起動

(b)CST水位低またはSP水位高により注入水源を自動切替

図C.15 自動起動失敗及び自動水源切替における誤校正のFTでの取り扱い例(HPCS)

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- bar は, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)
= 4.184 J (熱化学)
= 4.1855 J (15 °C)
= 4.1868 J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS (仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

BWRの外部電源喪失起因の重要炉心損傷シーケンスの発生頻度へのヒューマンエラーの影響