



JP0750050

JAEA
Review

原子力発電所の確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment : PSA) : 内的事象に対するレベル1PSA

—東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門職大学院)講義用テキスト—

Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants
: Level 1 PSA for Internal Events
- Textbook for Lecture in Graduate School of Engineering
in The University of Tokyo -

渡辺 憲夫

Norio WATANABE

安全研究センター

Nuclear Safety Research Center

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行つております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920

原子力発電所の確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment : PSA) :
内的事象に対するレベル 1 PSA

－東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門職大学院)講義用テキスト－

日本原子力研究開発機構 安全研究センター

渡辺 憲夫

(2006 年 12 月 12 日受理)

日本原子力研究開発機構は、原子力分野の人材育成の一環として、平成 17 年度に開講した東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（専門職大学院）への協力を進めており、講師の派遣並びに実習を行っている。

本報告書は、原子力発電所の確率論安全評価 (Probabilistic Safety Assessment : PSA)、特に、レベル 1 PSA（炉心損傷事故の発生頻度評価）について、その手順や方法を例示しながら分かりやすく解説したものであり、上記専門職大学院での講義用教材として作成したものである。

Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants : Level 1 PSA for Internal Events
- Textbook for Lecture in Graduate School of Engineering in The University of Tokyo -

Norio WATANABE

Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received December 12, 2006)

The Japan Atomic Energy Agency is carrying out the cooperative activity by providing specialized educational and training staff and making our facilities available for the graduate school of engineering in The University of Tokyo as part of developing human resources in nuclear technology.

This report is prepared as a textbook for the lecture in the graduate school of engineering in The University of Tokyo and provides the outlines of procedures and analysis approach to the probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants, in particular, the level 1 PSA (evaluation of core damage frequency) with examples shown.

Keywords: Textbook, Nuclear Technology, PSA, Core Damage Frequency, Education and Training

目 次

1.	はじめに.....	1
1.1	背景	1
1.2	確率論的安全評価の概要	2
2.	内的事象に対するレベル1 PSA.....	5
2.1	レベル1 PSA 手順の概要	5
2.2	プラントに関する理解	6
2.3	起因事象の分析.....	6
2.4	事故シーケンスの定義：イベントツリー解析	11
2.5	システム解析：フォールトツリー解析	15
2.6	従属故障解析	24
2.7	人間信頼性解析.....	26
2.8	データベース解析	31
2.9	事故シーケンスの定量化：炉心損傷頻度の推定	36
2.10	感度解析と不確実さ解析	37
2.11	報告書作成.....	39
2.12	レベル1 PSA 評価結果の例	40
3.	おわりに.....	42
	参考文献	42

Contents

1.	Introduction	1
1.1	Background	1
1.2	Overview of Probabilistic Safety Assessment	2
2.	Overview of Level 1 PSA for Internal Events	5
2.1	Outlines of Level 1 PSA Procedures	5
2.2	Plant Familiarization.....	6
2.3	Initiating Event Analysis	6
2.4	Accident Sequence Delineation : Event Tree Analysis	11
2.5	Systems Analysis : Fault Tree Analysis.....	15
2.6	Dependent Failure Analysis	24
2.7	Human Reliability Analysis	26
2.8	Data Base Analysis.....	31
2.9	Accident Sequence Quantification : Estimation of Core Damage Frequency.....	36
2.10	Sensitivity and Uncertainty Analyses.....	37
2.11	Documentation.....	39
2.12	Examples of Level 1 PSA Results	40
3.	Summary.....	42
	References	42

略語集

- BFR (Binomial Failure Rate) Model : 二項故障率モデル
BWR (Boiling Water Reactor) : 沸騰水型原子炉
CCDF (Complementary Cumulative Distribution Function) : 補累積分布関数
CCF (Common Cause Failure) : 共通原因故障
CDF (Core Damage Frequency) : 炉心損傷頻度
DC (Direct Current) : 直流 (電源)
CMF (Common Mode Failure) : 共通モード故障
ECCS (Emergency Core Cooling System) : 非常用炉心冷却系
FMEA (Failure Mode and Effects Analysis) : 故障モード影響解析
FV (Fussel-Vesely) : 重要度指標の 1 つ
HEP (Human Error Probabilities) : ヒューマンエラー確率
HRA (Human Reliability Analysis) : 人間信頼性解析
ISLOCA (Interfacing System LOCA) : インターフェース LOCA
LET (Large Event Tree) : 大規模イベントツリー
LFT (Large Fault Tree) : 大規模フォールトツリー
LHS (Latin Hypercube Sampling) : ラテン格子サンプリング法
LOCA (Loss of Coolant Accident) : 冷却材喪失事故
MCS (Minimal Cut Set) : ミニマルカットセット
MFW (Main Feedwater) : 主給水系
MGL (Multi Greek Letter) Model : マルチグリークレターモデル
MLD (Master Logic Diagram) : マスターロジックダイアグラム
MSLB (Main Steam Line Break) : 主蒸気管破断
NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) : 米国原子力規制委員会
PCS (Power Conversion System) : 出力変換系
PRA (Probabilistic Risk Assessment) : 確率論的リスク評価
PSA (Probabilistic Safety Assessment) : 確率論的安全評価
PWR (Pressurized Water Reactor) : 加圧水型原子炉
RAW (Risk Achievement Worth) : リスク増加価値 (重要度指標の 1 つ)
RHR (Residual Heat Removal) : 残留熱除去系(BWR)
RRW (Risk Reduction Worth) : リスク低減価値 (重要度指標の 1 つ)
SET (Small Event Tree) : 小規模イベントツリー
SFT (Small Fault Tree) : 小規模フォールトツリー
SRS (Simple Random Sampling) : ランダムサンプリング法
STGR (Steam Generator Tube Rupture) : 蒸気発生器伝熱管破損
THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) : HRA 手法の 1 つ

This is a blank page.

1. はじめに

1.1 背景

原子力施設の安全評価の方法には大別して 2 つの方法がある。1 つは、決定論的安全評価 (Deterministic Safety Assessment) と呼ばれるもので、これは、施設の異常や故障をその発生頻度の観点から分類し、この分類に沿って、それぞれの異常事象や故障（あるいは事故）による影響の点で注目すべき代表的な異常や事故の進展を解析し、原子炉の状況や公衆の被ばく線量を評価するという方法である。これまでの、原子力施設の安全評価には、主として、この決定論的安全評価が用いられている。

もう 1 つは、確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment : PRA) あるいは確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment : PSA) と呼ばれるもので、これは、施設における各種異常ならびに主要な安全機能の故障や異常の組合せとして定められる多数の事故シナリオについて、その発生頻度とそれがもたらす影響を解析することによって当該施設の安全性を評価するものであり、総合性と定量性に優れた手法である。この評価が最初に行なわれたのは、1970 年代前半の、米国原子力規制委員会 (United States Nuclear Regulatory Commission : NRC)¹による「原子炉安全研究」であり、2 基の原子力発電所 (Surry-1 号機：加圧水型原子炉、Peach Bottom-2 号機：沸騰水型原子炉) を対象とし、それぞれのプラントにおける事故の発生頻度とその影響としての公衆の早期あるいは後期死亡の数の関数を「リスク」と位置づけて原子力発電所の安全性を評価した^[1]。この研究は、その報告書の番号から “WASH-1400” と呼ばれたり、このプロジェクトのリーダーの名前に因んで “ラスマッセン・スタディ (Rasmussen Study)” と呼ばれている。その後、この評価に関する手法の整備やシビアアクシデント（設計基準事象を超える事故で、原子炉の場合、一般に炉心損傷事故が相当する）研究など関連分野における研究成果の取り込みが積極的に行われ、手法全体として著しい進歩が見られたこともあり、1990 年代からは原子力発電所の安全評価に対する標準的な手法となりつつある。なお、米国では、WASH-1400 以降これまで一貫して “PRA” と言われているが、欧州各国や我が国では “PSA” と呼ばれるのが通例となっているため、本書では、以後、「確率論的安全評価 (PSA)」という用語を用いることとする。

¹ 「原子炉安全研究」の開始当時は、米国原子力委員会 (United States Atomic Energy Commission : AEC) であったが、1974 年のエネルギー再編法 (Energy Reorganization Act) により、AEC が、原子力の開発推進を目的とするエネルギー省 (DOE) と、原子力の民間利用における規制を目的とした NRC に分離されたため、「原子炉安全研究」は NRC が引き継いだ。

PSA と決定論的安全評価の優劣は簡単には言い難いが、一般的には、表 1.1 のような比較ができる。

表 1.1 決定論的安全評価と確率論的安全評価の比較

事項	アプローチ	
	決定論的安全評価	確率論的安全評価
評価対象とする起因事象*	事前に選定された代表的な事象	広範な範囲の事象
プラント設備の応答	単一故障	多重故障
評価結果	保守的な仮定に基づく上限値	現実的な解析による平均値(中央値)とその不確実さ幅
安全性の判断	包絡性(安全裕度)の確認	定量的な指標による判断

* 起因事象: initiating event を指し、初期事象とも呼ばれている。

表 1.1 からも分かるように、PSA には、以下のような特徴がある。

- ・ 広範な起因事象から派生する事故シーケンス（起因事象とそれを緩和するためのプラント設備の作動成功／失敗の組合せにより定義される）を同定するために系統的なアプローチが用いられており、有意な事故シーケンスを網羅的に評価することができる。
 - ・ 事故の発生頻度と公衆の健康影響（早期死亡や後期死亡）を現実的に評価することができる。
 - ・ 評価結果の不確実さを定量的に示すことができる。
- こうした特徴により、PSA では、定性的かつ定量的な「リスク」情報を得ることができ、設計や運転、保守管理に有用な知見を導いたり、プラントの安全性向上やリスクの低減を図るための対策を評価する上での共通となる基盤を提示することが可能となる。

1.2 確率論的安全評価の概要

一般に、確率論的安全評価 (PSA) において、「リスク」は、

$$(リスク) = (被害をもたらす事故の発生頻度) \times (被害の大きさ)$$

と定義される。従って、「リスク」を評価するためには、事故の発生頻度とそれによる被害の大きさの両者を推定することが必要となる。原子力発電所に対する PSA の評価手順の概要を、実施に必要な主要なタスク及びそこから得られる情報と併せて図 1.1 に示す。この図に示すように、一般に、PSA は、その目的に応じて、3 つの段階、即ち、

レベル1、2及び3で実施することができる。

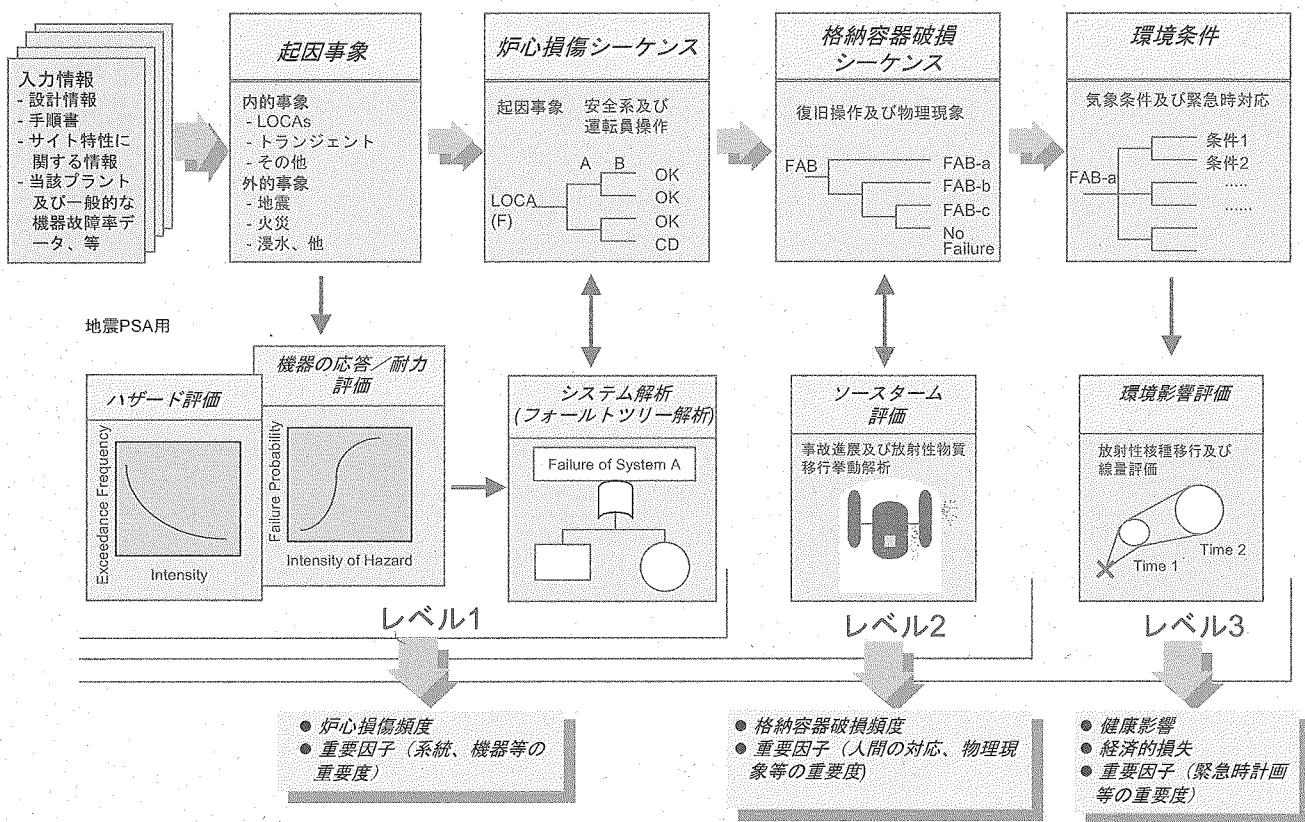


図 1.1 PSA 実施手順の概要と主要な出力

レベル1 PSAでは、起因事象という原子力発電所の異常事象と、その事象を緩和するために必要なプラント設備の故障などを組み合わせて、公衆に被害をもたらすような事故の発生に至るシナリオ（事故シーケンス）を分析し、それぞれの事故シーケンスの発生頻度を評価するとともに、その支配要因となる設備の不具合や人間の行動等を明確にしプラントの設備面・運転管理面での弱点を見出す。ここで、公衆に被害をもたらすような事故は、原子力発電所においては、一般に、炉心損傷事故とされているが、これは、それ以外の事故（即ち、炉心の健全性が維持されるような事故）によるリスクへの寄与が有意なものではないという、WASH-1400以来の大前提に基づくものである。この評価では、起因事象の発生頻度、各種設備や機器の故障率、運転員のミス等ヒューマンエラー率などの定量的な情報が必要となる。従って、レベル1 PSAにより、炉心損傷事故の発生頻度の他、それに対して大きな寄与を示す設備や機器の故障、ヒューマンエラーといった情報が得られることになる。こうした評価結果は、潜在的なプラントの設備上の弱点や運転手順上の欠陥などを明らかにし、炉心損傷を防止するために有効な対策や手段を講じるために有用な情報となる。なお、レベル1 PSAは、プラント内部

の設備の故障やヒューマンエラーだけを対象にする場合（内的事象に対する評価）と、地震や洪水などの自然災害を含める場合（外的事故に対する評価）とがある。また、火災については、その原因がプラント内部の設備に起因するものであっても、外的事故として扱うのが一般的な考え方である。

レベル 2 PSA では、上記のレベル 1 PSA に加えて、炉心損傷事故の物理的な進展過程や、事故時における格納容器の応答を分析し、格納容器から大量の放射性物質が環境中に放出されるような事故(即ち、格納容器破損事故)の発生頻度を評価するとともに、環境中に放出される放射性物質の種類や量、放出の時期を推定する。ここで、環境中に放出される放射性物質の種類と量は、「事故時ソースターム」、あるいは、単に「ソースターム」と呼ばれる。格納容器破損事故の発生頻度の評価には、炉心損傷事故時に格納容器内で起こり得る物理現象、例えば、水蒸気爆発や水素燃焼などについてその発生のメカニズムを検討するとともに、その発生可能性を評価することが必要となる。レベル 2 による評価結果からは、放射性物質の放出の観点から重要となる炉心損傷事故シーケンスや、事故の影響緩和やアクシデントマネジメント（シビアアクシデントの収束手段）の性能向上方策に関して有用な知見が得られる。

レベル 3 PSA では、レベル 2 PSA に加えて、プラントから放出された各々の放射性核種についてその移行挙動を解析し、公衆の被ばく線量や土地及び食物の汚染の程度を評価し、公衆の健康影響や経済的な被害を推定する。そして、最終的には、ある大きさの被害が起こる頻度と被害の大きさの関数として、プラントのリスクを評価する。このリスクは、様々な大きさの被害に応じた発生頻度を示す「リスク曲線」や、ある大きさの被害に応じた発生頻度を累積した「補累積分布関数（Complementary Cumulative Distribution Function : CCDF）」で表現されるのが通例である。レベル 3 PSA の実施にあたっては、プラントが設置される地域の気象データや地形データ、人口分布といった社会環境に関するデータ、避難や屋内退避などの防災計画に関するデータなどが必要となり、とりわけ、気象データについては、ある条件の気象（風向、風速、降雨／降雪の有無、大気安定度など）が出現する頻度を過去のデータから予め統計的に推定しておくことが必要となる。レベル 3 PSA により、プラントのリスクに大きな寄与を及ぼす因子や、防災計画に関連したアクシデントマネジメントの有効性に関する知見が得られる。

2. 内的事象に対するレベル 1 PSA

2.1 レベル 1 PSA 手順の概要

前にも述べたように、原子力発電所を対象としたレベル 1 PSA では、炉心損傷に至る事故シーケンスを分析し、その発生頻度を評価するとともに、その支配要因を明確にすることによりプラントの弱点を見出す。レベル 1 PSA の解析は、その目的に沿ってスコープを決め、それに応じて、プラントの設計や運転に関する情報を収集することから始まる。そして、これらの情報を基に、事故シーケンスを定義しその発生頻度を推定するためのプラントモデルを作成することになる。図 2.1 に、レベル 1 PSA の解析手順を示すが、この図に示すように、レベル 1 PSA には、10 種類の主要な解析タスクを行うことが必要である^[2]。以下では、これら 10 種類のタスクについて記述する。

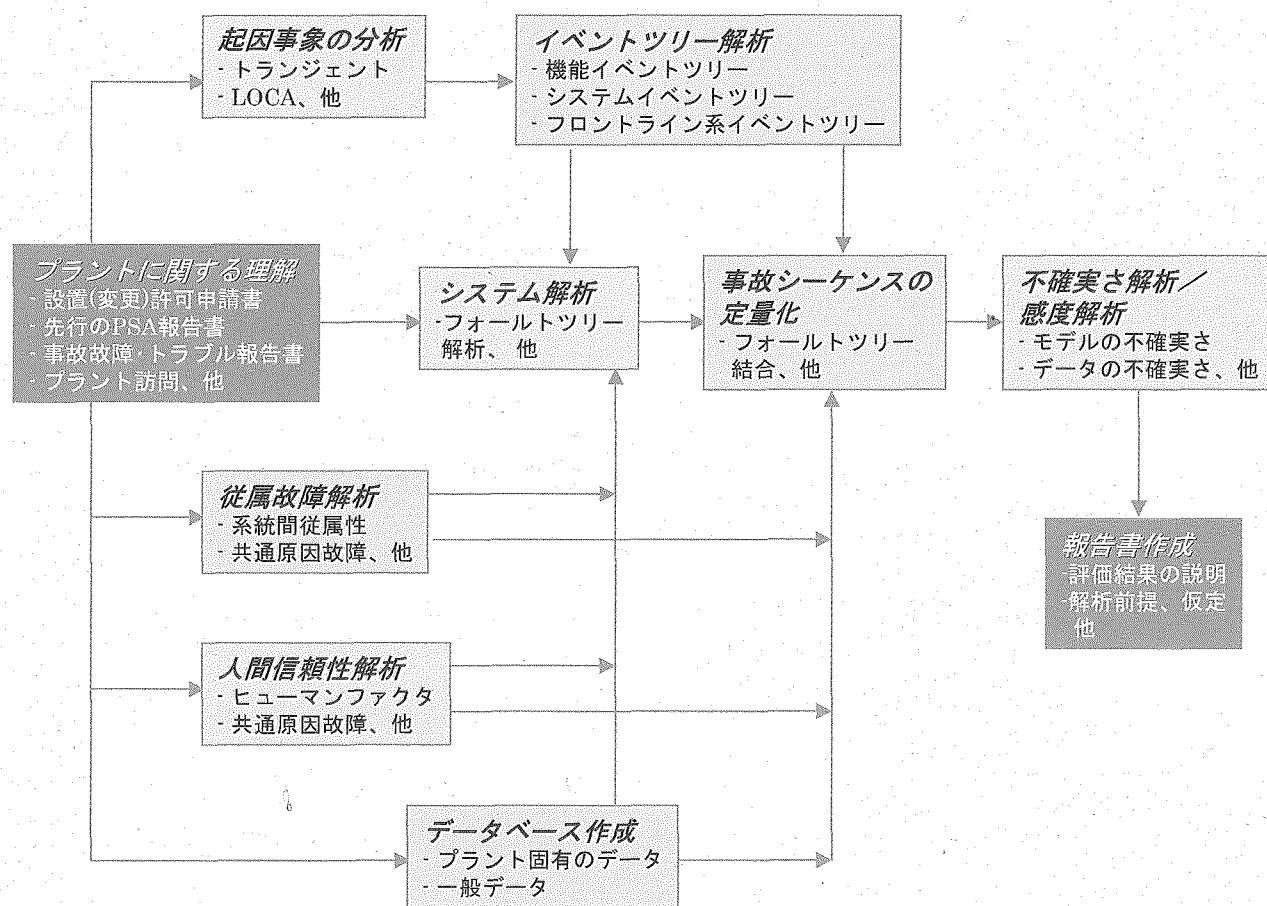


図 2.1 レベル 1 PSA 実施手順の流れ

2.2 プラントに関する理解

PSA 実施者は、評価対象とするプラントの設計、運転及び保守などの詳細について把握しなければならない。こうしたプラントについて理解するためのタスクでは、設置許可・変更申請書やプラント内配置図などの設計情報、運転員訓練マニュアル、運転手順書、試験及び保守に関する考え方など、プラントの設計、運転及び保守管理に関する情報が必要となる。さらに、次のタスク（プラントモデルの作成）では、より詳細なプラント情報（例えば、設備系統に関する説明書、配管計装線図、非常用炉心冷却系の性能など）や事故故障トラブル報告書（incident report）などが必要となる。なお、これら詳細な情報を入手しプラントの設備や運転管理などをより正確に理解するために、必要に応じて、プラントを訪問し運転員や設計技術者との意見交換を行うことが有用である。また、過去の PSA に関する報告書（特に、類似プラントを対象とした PSA）も情報として参考とすべきものである。プラントの理解に必要となる情報源の具体例は、文献[2]と[3]に示されているので、それを参照されたい。外的事象についての評価を行う場合には、どの外的事象を評価対象とするかによるが、さらに相当量の情報が必要となる。例えば、地震を対象とする場合、プラントの耐震設計やサイトにおける地震ハザードに関するデータの他、構造に関する詳細な情報も必要となるが、本報告書では、内的事象だけを対象としているため、ここではその詳細については言及しない。

プラントを理解するに当たっては、以下の観点に着目する。

- 安全機能（反応度制御、炉心冷却、圧力制御など）の同定
- 安全機能を直接遂行する系統、即ち、フロントライン系（front-line system）とそれらの間にある相互関係の同定
- 個々のフロントライン系と関連するサポート系（補機冷却、電源、計測設備、空気源など）及びフロントライン系とサポート系との間の従属性の同定

図 2.2 に示すような関係図を作成することにより、フロントライン系とサポート系との間の関係をより良く理解することができる。

2.3 起因事象の分析

一般に、起因事象は、原子炉トリップに至るプラントの擾乱を引き起こし、安全機能の作動成功／失敗の組合せによっては炉心損傷に繋がる可能性を有するような事象と定義される。起因事象の分析は、起因事象の選定とその分類という 2 つの主要なサブタスクに分けて行われる。

1 つ目のサブタスク、すなわち起因事象の選定は、一般に、以下に示すアプローチにより遂行される。

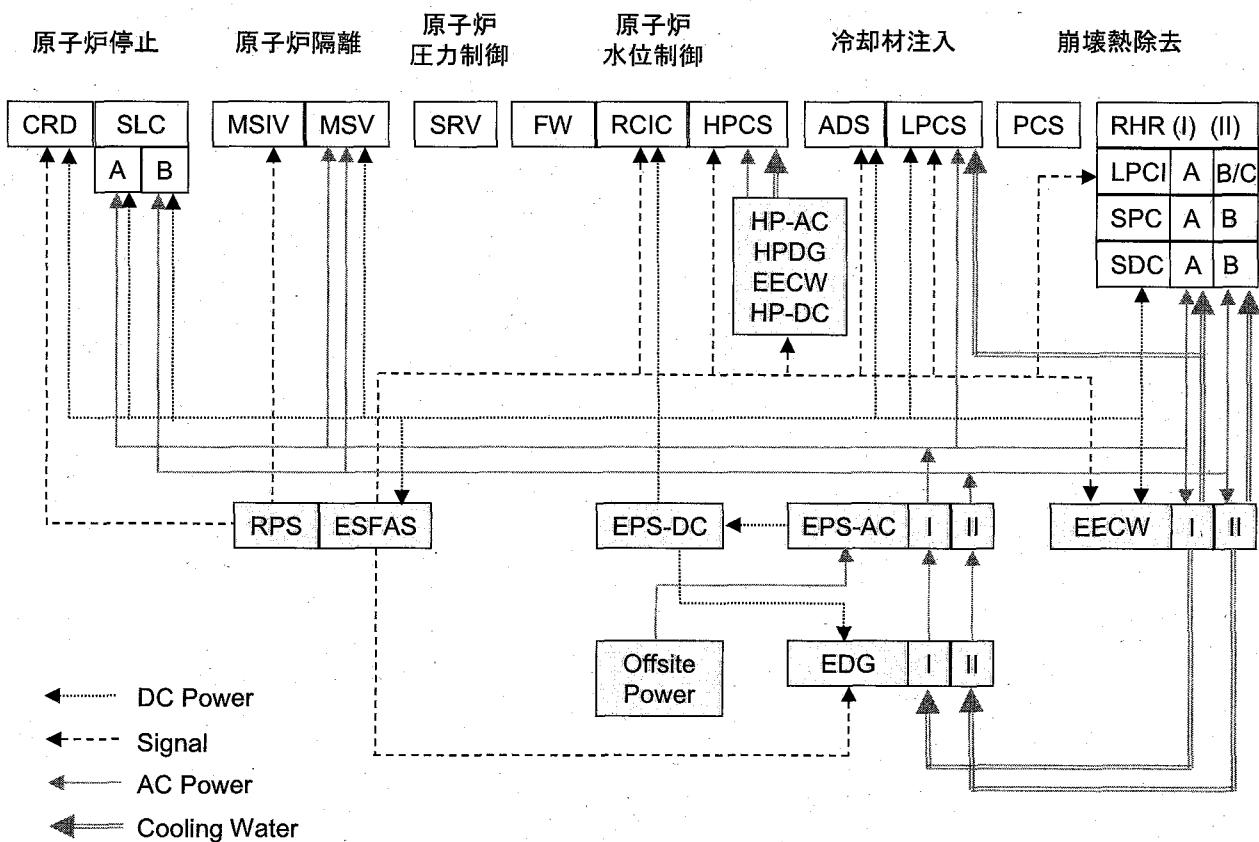


図 2.2 系統間従属性の例 (BWR プラント)

(1) 包括的な工学的評価 (Comprehensive Engineering Evaluation)

プラントの系統機器のどんな故障が組み合わされば炉心損傷に至る可能性があるかを判断するために、設備や系統、機器についての体系的なレビューを行う。このレビューは、主として、①プラントの通常運転を妨げ安全機能の遂行を必要とする設備の故障や運転員のエラー、②プラントの停止時において安全機能の遂行を必要とする設備の故障や運転員・保守員のエラーに着目して行うことになる。

(2) 実施済み PSA の参照

類似の型式の原子炉において以前に行われた PSA で作成された起因事象のリスト及び安全解析書を参照することが有用である。実際、起因事象を同定するにあたって、こうしたアプローチは効果的であるため、これが出发点となるのが通例である。

(3) 演繹的解析 (Deductive Analysis)

このアプローチは、フォールトツリー作成方法と極めて類似している。まず、炉心損傷事故を頂上事象として定義し、その頂上事象を引き起こすような全ての原

因事象を洗い出す。最も下位のレベルに位置する事象が起因事象の候補となる。こうしたアプローチの典型的な例がマスターロジックダイアグラム（Master Logic Diagram : MLD）である。

(4) 運転経験の分析

このアプローチでは、評価対象とするプラント及び類似のプラントで過去に発生した運転時の異常な事象をレビューする。特に、このアプローチは、プラント固有の事象を特定するために有用である。

新しいタイプあるいはユニークな設計を有するプラントに対して解析が行われる場合は、通常、上記(1)や(3)といった論理的なアプローチが必要となる。

同定された起因事象は、それぞれの事象緩和に必要となる安全機能をはじめプラントの応答における類似性の観点でグループ化することになる。軽水炉については、次の2つに起因事象が大別される。

- ・ 冷却材喪失事故 (LOCA)
- ・ 過渡事象 (transient)

LOCA は、破断口径の大きさ及び要求される安全系により、さらに幾つかのグループに分けられる。LOCA 時に十分な炉心冷却を行うのに必要な ECCS の種類と組合せを考慮し、破断口径や破断位置を変えて熱水力挙動解析を行うことで決定されるが、過去の PSA では、3 ないし 4 の LOCA グループ、即ち、大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA、（及び極小破断 LOCA）に分けられている。この他、これらのグループとは別に、原子炉圧力容器の底部破損やインターフェース LOCA (Interfacing System LOCA : ISLOCA) を考慮すべきであるが、前者については、発生頻度が低いと考えられることから評価対象から外される場合が多い。一方、ISLOCA は、格納容器外での配管破損により発生するものであり、そこから放出される一次冷却材は格納容器をバイパスすることになるため、他の LOCA とは別のタイプの起因事象として扱わなければならない。また、正確には、起因事象ではないが、過渡事象から一次冷却材ポンプシール破損や逃がし安全弁開閉など LOCA に移行するケースもあり、これらを LOCA として分類し評価することもある。過渡事象は、概ね、タービントリップ、外部電源喪失、給水喪失など我が国の「運転時の異常な過渡変化」に対応する事象を指す。

これら過渡事象については、外部電源 (Offsite Power) や出力変換系 (Power Conversion System : PCS、主蒸気系から復水系までの系統)、主給水系 (Main Feedwater System : MFW) の利用可能性の観点から分類される。過渡事象の分類は、加圧水型原子炉 (PWR) と沸騰水型原子炉 (BWR) とで違いはあるものの、それぞれのタイプの原子力発電所に対しては、概ね、類似のグループ化が行われている。なお、設置許可申請書で「事故」に分類される主蒸気管破断 (Main Steam Line Break : MSLB) や再循環ポンプ軸固定は、それぞれの事象緩和に必要となる安全機能や設備の類似性という観点から、PSA では「過渡事象」に分類されるのが通例である。また、

PWR の蒸気発生器伝熱管破損(Steam Generator Tube Rupture : SGTR)も LOCA の分類ではなく、「過渡事象」として分類されるケースが多かったが、最近では、個別の起因事象として取り扱うのが一般的となっている。この他、補機冷却系や電源系などのサポート系の機能喪失を起因事象として取り扱う場合もある。起因事象グループの典型的な例を表 2.1 に示す。

表 2.1 起因事象の分類例

PWR	BWR
・外部電源喪失	・外部電源喪失
・主給水喪失トランジエント	・給水喪失
・初期に PCS が利用可能なトランジエント(ターピントリップなど)	・初期に PCS が利用可能なトランジエント(ターピントリップ、再循環ポンプ軸固着など)
・初期に PCS が利用不能なトランジエント(主蒸気管破断、主蒸気隔離弁閉止など)	・初期に PCS が利用不能なトランジエント(復水器真空度喪失、主蒸気管破断、主蒸気隔離弁閉止など)
・その他のトランジエント	・逃がし安全弁誤開放
・DC 電源喪失	・その他のトランジエント
・補機冷却系機能喪失	・DC 電源喪失
・蒸気発生器伝熱管破損	・大破断 LOCA
・大破断 LOCA	・中破断 LOCA
・中破断 LOCA	・小破断 LOCA
・小破断 LOCA	・極小破断 LOCA
・極小破断 LOCA	・インターフェースシステム LOCA
・インターフェースシステム LOCA	

起因事象の各グループに対して、炉心損傷を防止するために必要となる安全機能を同定することになる。そして、各グループごとに、個々の安全機能に対する成功基準(サクセスクリティア)を明確にし、それぞれの安全機能を遂行するのに作動が要求される系統の組合せと必要なトレイン数を決めるものとする。成功基準を設定するに当たっては、熱水力挙動解析により炉心冷却が担保できるような安全機能の組合せを明確にすることが必要となるが、類似のプラントに関する先行 PSA が既に実施されている場合にはその成功基準を参考とすることが一般的である。BWR における成功基準の例を表 2.2 に示す。なお、この成功基準は、この後のイベントツリー解析やシステム解析にとって基本となる必要不可欠な情報であり、個々の起因事象について、図 2.3 に示すような事故進展に関するフロー図を作成することにより、当該事象の緩和に必要となる安全

機能や運転員対応といったプラント応答を理解することの助けとなる。

表 2.2 成功基準の例 (BWR)

起因事象	成功基準		
	反応度停止	原子炉水位維持	崩壊熱除去
大破断 LOCA	・スクラム ・HPCS ・LPCS ・1/3 LPCI	・HPCS ・代替冷却(格納容器 ベント+補給水)	・1/2 RHR
中破断 LOCA	・スクラム ・HPCS ・ADS+LPCS ・ADS+1/3 LPCI	・HPCS ・代替冷却(格納容器 ベント+補給水)	・1/2 RHR
小破断 LOCA	・スクラム ・FWS ・RCIC ・HPCS ・ADS+LPCS ・ADS+1/3 LPCI	・PCS ・1/2 RHR ・代替冷却(格納容器 ベント+補給水)	
外部電源喪失	・スクラム ・SLC ・FWS* ・RCIC ・HPCS ・手動減圧+LPCS ・手動減圧+1/3 LPCI	・PCS* ・1/2 RHR ・代替冷却(格納容器 ベント+補給水)	
初期に PCS が利用不能なトランジエント	・スクラム ・SLC ・FWS** ・RCIC ・HPCS ・手動減圧+LPCS ・手動減圧+1/3 LPCI	・PCS** ・1/2 RHR ・代替冷却(格納容器 ベント+補給水)	
初期に PCS が利用可能なトランジエント	・スクラム ・SLC ・FWS ・RCIC ・HPCS ・手動減圧+LPCS ・手動減圧+1/3 LPCI	・PCS ・1/2 RHR ・代替冷却(格納容器 ベント+補給水)	

(略語) HPCS: 高圧炉心スプレー系、LPCS: 低圧炉心スプレー系、LPCI: 低圧注入系、

RHR: 残留熱除去系、ADS: 自動減圧系、FWS: 給水系、PCS: 出力変換系、

RCIC: 原子炉隔離時冷却系、SLC: ホウ酸注入系

(注) *: 外部電源の復旧が必要、**: MSIV の開放や主復水器の復旧が必要

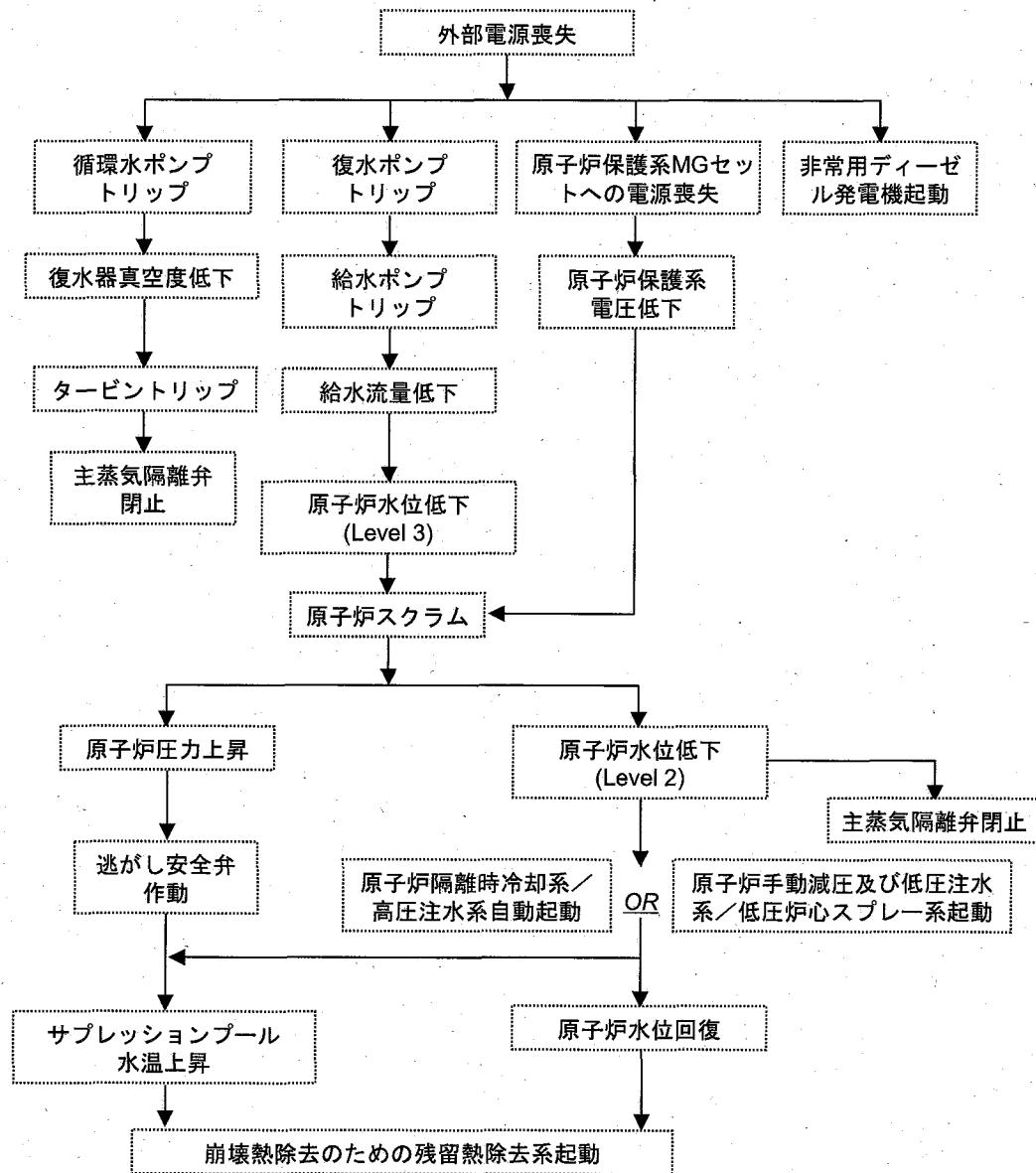


図 2.3 事故進展チャートの例 (BWRにおける外部電源喪失)

2.4 事故シーケンスの定義：イベントツリー解析

炉心損傷に至るような事故シーケンスは、イベントツリーモデルによって表現される。イベントツリーモデルは、通常、2分岐型の論理モデル図 (bimodel logic diagrams) であり、起因事象に対するプラントの機能上及び系統上の応答（具体的には、安全機能

や系統の成功／失敗) の組合せを論理的に表現するものである。イベントツリーにおいて、安全機能や安全系の状態(即ち、成功か失敗か)は、「ヘディング(heading)」あるいは頂上事象と呼ばれる。ここで、イベントツリーにおける2つの分岐、即ち、「成功」と「失敗」について簡単に説明する。「成功」は、成功基準として設定した安全機能が正常に作動する場合を指し、例えば、大破断LOCA時において、4つのポンプトレインから構成される低圧注入系に対し、2つのポンプトレインが要求される場合、(成功基準は”2 out of 4”となる)、4つのポンプトレインのうち少なくも2トレインが作動可能な状態にあることとなる。一方、「失敗」は、「成功」の背反事象であるため、上の例では、4トレインのうちの3トレイン以上が動作不能にある状態となる。低圧注入系が全く作動しない場合(完全故障)と、1つのポンプトレインだけが作動する場合(部分故障)とでは、それぞれ大破断LOCA時のプラント応答(原子炉の挙動)は異なるはずであるが、PSAでは、解析を簡便にするため、成功基準として設定された作動状況(2トレイン以上の作動)以外は全て完全故障として扱うことが一般的である。しかし、PSAの目的によっては完全故障と部分故障とを区別して行うことも可能である。

以下では、文献[4]における簡単な例題でイベントツリーの作成方法を説明する。まず、Aという起因事象を考え、この事象を緩和するために、X、Y、Zという系統が順次動作するよう設計されているとする。X、Y、Zがそれぞれの機能の遂行に成功する(Yes)か失敗する(No)かを考慮してイベントツリーを作成すると、図2.4(a)に示すように8種類の事故シーケンスが定義される。ここで、○印は炉心損傷に至らず、×印は炉心損傷に至るとすると、炉心損傷シーケンスの数は、この図では5種類となる。次に、この図を見ると、Yが失敗すれば、Zが成功か失敗かによらず、炉心損傷に至ることが分かる。もちろん、Zが成功するか失敗するかで事故の進展は異なるが、結果的に炉心損傷に至るという点では変わりはない。同様に、XとYが成功すればZがどうであれ炉心損傷には至らないこと

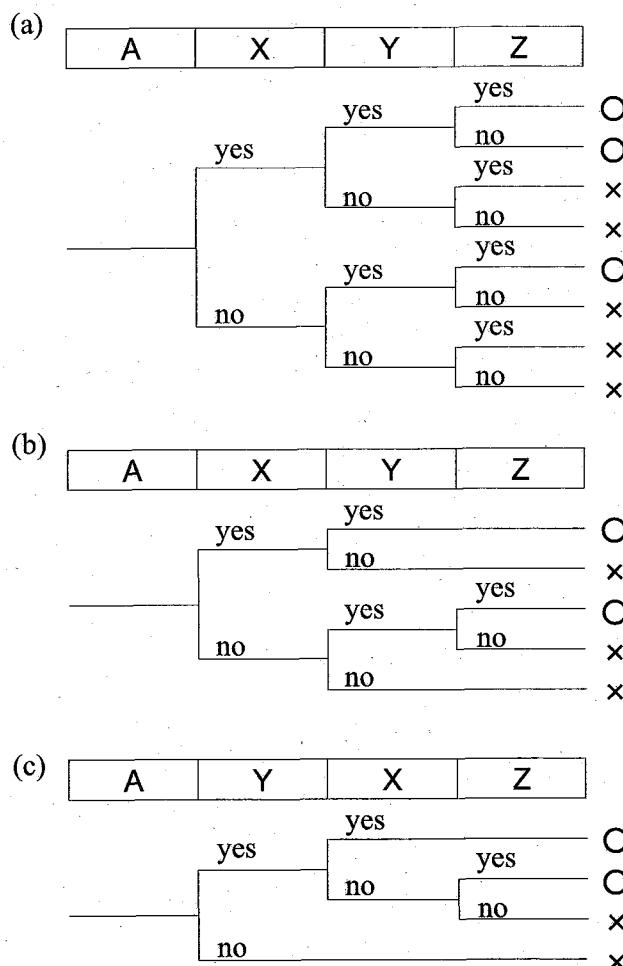


図2.4 イベントツリー作成方法

が分かる。事故の進展の違いを無視して結果だけに着目すれば、図 2.4(a)は、図 2.4(b)のように簡略化して書き換えることができる。さらに、この図を見ると、Y が失敗すれば、必ず炉心損傷に至ることが分かる。そこで、X、Y、Z が動作する順序を無視して、X と Yを入れ替えることで、図 2.4(b)は図 2.4(c)のように更に簡略化することができ、最終的に、12 種類の事故シーケンスは 4 種類、そのうち炉心損傷に至る事故シーケンスが 2 種類となり、実際に定量化すべき事故シーケンスの数を減らすことができる。このように、イベントツリーを作成する際に事象を緩和する系統の機能及び系統間の関係を考慮することにより、定義される事故シーケンスの数を大幅に減らすことができる。

一般に、PSA では、機能イベントツリー (Functional Event Tree) とシステムイベントツリー (Systemic Event Tree) の 2 つが作成される。機能イベントツリーは、システムイベントツリーを作成する際のガイダンス的な役割を果たす。システムイベントツリーは、その規模により、小規模イベントツリー (Small Event Tree : SET) と大規模イベントツリー (Large Event Tree : LET) という 2 つのタイプに分けられる。小規模イベントツリーは、大規模フォールトツリー (Large Fault Tree : LFT) と組み合わせて、また、大規模イベントツリーは小規模フォールトツリー (Small Fault Tree : SFT) と組み合わせて使用される。前者の組合せは SET/LFT アプローチ、後者の組合せは LET/SFT アプローチと呼ばれている。

前者のアプローチでは、機能イベントツリーを拡張し、フロントライン系の成功／失敗をヘディングとしたシステムイベントツリーが作成される。フォールトツリーは、フロントライン系とサポート系に対して作成し、イベントツリーで定義された事故シーケンスに従って結合される。このアプローチでは、事故シーケンスの全体像を描き表現することができるが、フロントライン系とサポート系との間の従属性は、イベントツリー上に陽に表現されない。同様に、大規模フォールトツリーの処理には、計算コードが必要となる。なお、フロントライン系をヘディングとするシステムイベントツリーの例を図 2.5 に示す。

後者のアプローチ LET/SFT では、全てのサポート系がイベントツリー上で陽にモデル化される。結果的に、系統間の従属関係はイベントツリー上で陽に表現されるものの、イベントツリーは複雑な構造となり、レビューし難いものとなる。また、数多くの独立したフォールトツリーを作成することが必要となり、時に、イベントツリーで定義される事故シーケンスによっては、1 つの系統に対して数種のフォールトツリーを作成することになる。図 2.6 に、フロントライン系と必須のサポート系だけをヘディングにとしてモデル化したシステムイベントツリーの例を示す。

いずれのアプローチを用いる場合においても、起因事象により安全機能の成功基準が異なるため、イベントツリーは起因事象グループごとに作成することが必要である。また、フロントライン系間の機能上の関係や、フロントライン系とサポート系との間の従属関係などを考慮しイベントツリーを作成することで、定義される事故シーケンスの数

を少なくすることができ解析効率だけでなくレビュー性も向上する。

Turbine Trip	Reactor Shutdown	Pressure Control		High Pressure Injection			Reactor Depress.	Low Pressure Injection		Decay Heat Removal	
T.T	RS	SRV-O	SRV-C	FW	RCIC	HPCS	DEP	LPCS	LPCI	PCS	RHR

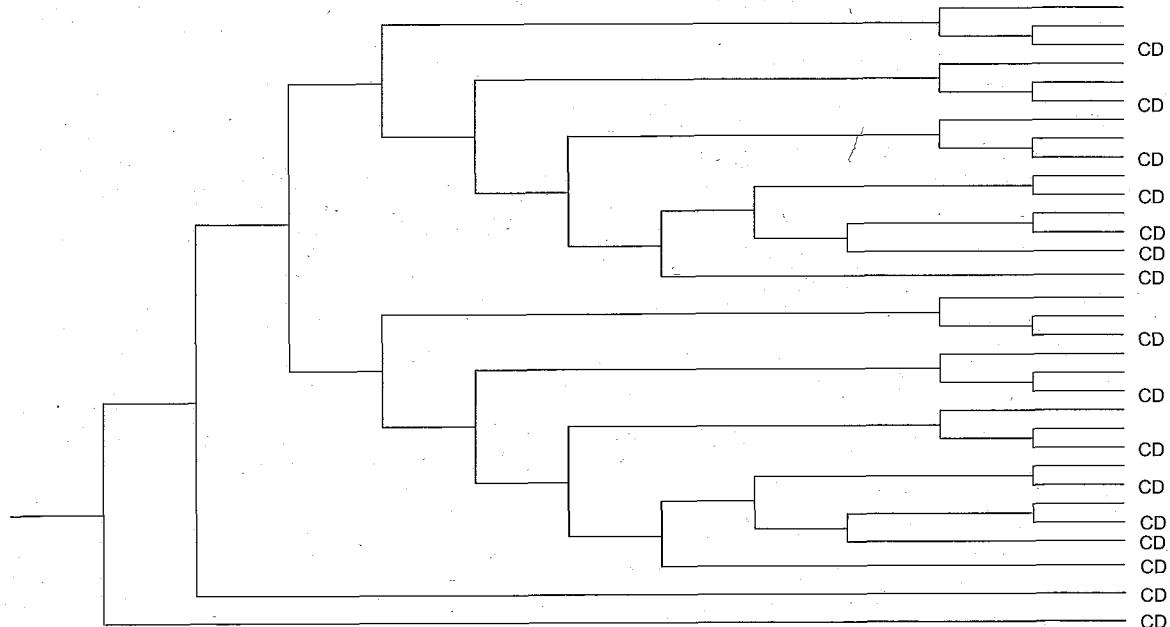


図 2.5 フロントライン系イベントツリーの例

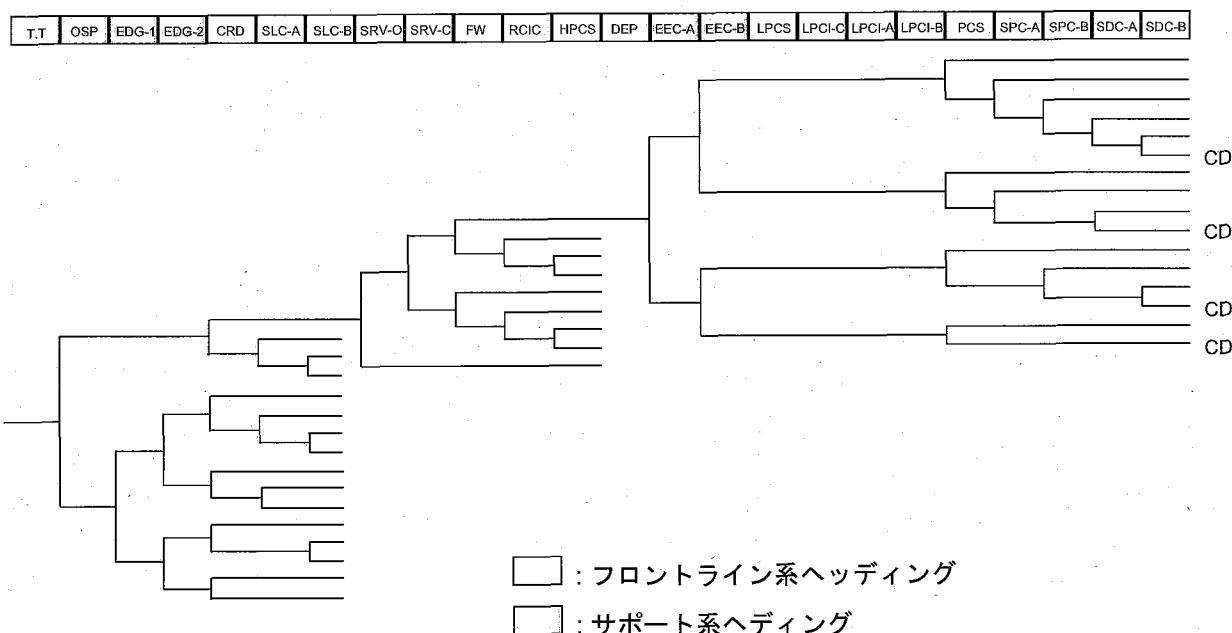


図 2.6 システムイベントツリーの例

なお、PSAが普及し始めた1980年代には、イベントツリーとフォールトツリーの計算機処理時間の関係で、これら2つのアプローチが考案され使用されていたが、その後、パーソナルコンピュータの普及に伴い計算機処理時間の短縮が図られたため、多くのPSAでは前者のアプローチが採用されている。

2.5 システム解析：フォールトツリー解析

イベントツリーでは、各起因事象に対して炉心損傷に至る様々な事象の組合せ、即ち、事故シーケンスを同定する。各々の事故シーケンスに対する発生頻度を推定するにあたっては、システム解析を行うことが必要となる。システム解析では、フロントライン系及びサポート系をモデル化し、そのモデルを定量化する。フォールトツリー解析、信頼性ブロックダイアグラム、GOチャート^[5, 6]など、システム解析に利用可能な手法やテクニックは数多く存在する。PSAでは、システムモデルを構築するのに、フォールトツリー解析が最も一般的に用いられているアプローチである。

以下では、フォールトツリー解析の手順について示す。

(1) フォールトツリーの頂上事象の定義

まず、はじめに、イベントツリーで表現された個々のシステムの状態（成功か失敗か）に従って、フォールトツリーの頂上事象を定義することとなる。各頂上事象を定義するにあたっては、対象とする系統に影響を及ぼす可能性のある他の系統や機能の状態、系統の機能喪失をもたらす作動中の設備故障、系統の運転モード、故障の時間、フォールトツリーの作成に影響を及ぼす可能性のある他の状態が考慮される。

(2) 解析上の基本原則の具体化 (Specification of Analysis Groundrules)

各々のシステム解析は、ある種の基本原則（groundrules）あるいは制約（constraints）に従って実施される。様々な系統に対するフォールトツリーの間で整合性を取るために、各系統に関する解析上の境界を明確にし十分な形で文書化することが不可欠である。解析では、特に、サポート系とフロントライン系との間の全てのインターフェースを考慮し、含めなければならない。サポート系とフロントライン系との間の主要なインターフェースは、以下のよう箇所に位置することがある。

- ・ 電力供給については、機器が電力供給を受ける母線
- ・ 起動信号については、適切な出力キャビネット部
- ・ 冷却水あるいは計装空気供給については、主ヘッダ配管

さらに、見落としやダブルカウントを防ぐために、幾つかの系統で共有される設備

あるいは配管を特定すべきである。システム境界を定義するために、故障モード影響解析 (Failure Modes and Effects Analysis : FMEA) は有用なテクニックである。

(3) 解析上の仮定の設定

解析者は、システムモデル化の過程で利用可能な情報を全て入手し利用するよう努力しなければならないが、系統の運転、性能及び故障メカニズムの詳細に関して数多くの仮定を置かざるを得なくなることは避けられない。これらの仮定の正確さを確認するとともに、システムモデル化のプロセスにおけるトレーサビリティを確保するために、仮定及びその裏づけとなる考え方を文書化すべきである。

(4) フォールトツリーの作成

フォールトツリーの作成においては、系統の望ましくない状態（即ち、頂上事象）が発生し得る全ての経路を調べることとなる。フォールトツリー自体は、頂上事象に至る様々な事象の組合せに関するグラフィック的なモデルである。フォールトツリーを作成するためのアプローチは演繹的であり、従って、それ自身が直接頂上事象の発生に繋がったり、あるいは、他の故障との組合せにより頂上事象を発生させるような全ての故障が系統的に精査される。その結果、フォールトツリーには、頂上事象に寄与する故障事象と論理関係が含まれることとなる。図 2.7 に、典型的なフォールトツリーの一例を示す。また、図 2.8^[2, 7]には、一般に用いられているフォールトツリーのシンボルを示す。なお、フォールトツリーには、以下の故障事象を含むものとする。

- ・ ハードウェアに関連した故障事象（いわゆる、機器故障）
- ・ 試験あるいは保守活動による設備機器の利用不能状態
- ・ ヒューマンエラー

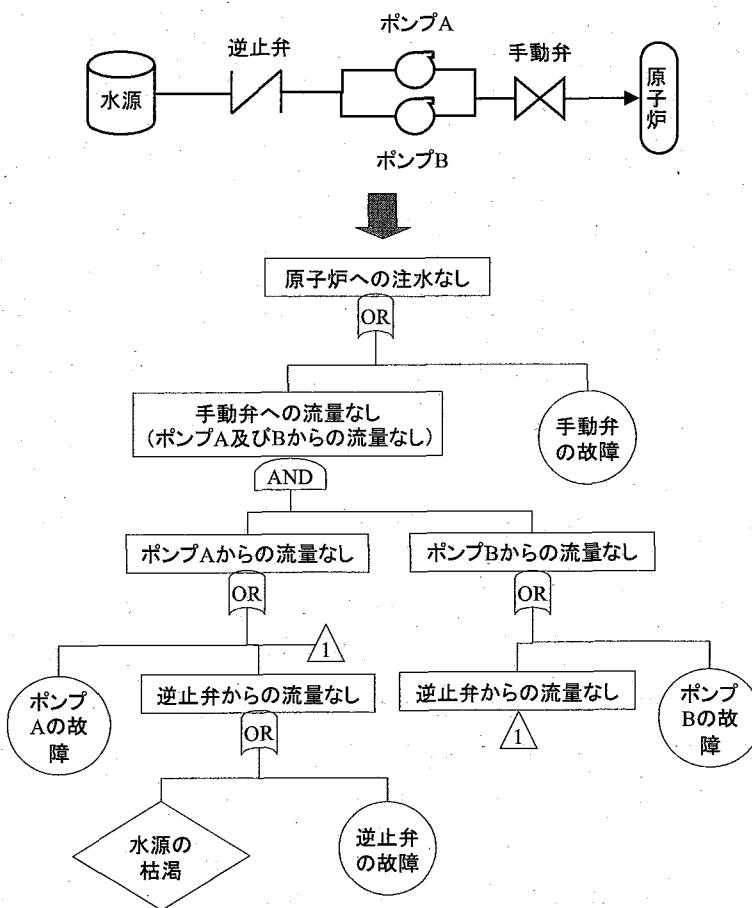


図 2.7 典型的なフォールトツリー



素事象(Basic Event): これ以上展開を必要としない基本的な事象(機器の故障など)。



展開しない事象(Undeveloped Event): 当該事象による影響がさほど重要でないか、あるいは、情報不足のため、これ以上展開しない事象。



条件事象(Conditioning Event): 論理ゲートに適用される特殊な条件や制限であり、主に、Inhibitゲートや優先ANDゲートに使用される。



外部事象(External Event): 発生が十分予想される事象であるが、それ自体は異常ではないもの。



中間事象(Intermediate Event): 論理ゲートを介して1つ以上の原因により発生する異常事象。



ANDゲート: 入力事象が全て発生した場合に出力事象が発生する。



ORゲート: 入力事象の少なくとも1つが発生した場合に出力事象が発生する。



INHIBITゲート: 特殊なタイプのANDゲートで、(单一の)入力事象が許可条件の下で発生した場合に出力事象が発生する(許可条件はゲートの右側に表示する条件としての事象で示される)。



優先ANDゲート: 特殊なタイプのANDゲートで、入力事象全てが特別な順序で発生した場合に出力事象が発生する(順序はゲートの右側に表示する条件事象で表わされる)。



排他ORゲート: 特殊なタイプのORゲートで、入力事象の1つだけが発生した場合に出力事象が発生する。



トランスファー(Transfer): フォールトツリー構造における表現の重複を避けるためめのもので、同一事象が繰り返される場合に使用される。三角形の頂点に直線がついているもの(transfer in)は、同一事象の展開を省略する場合に用いる。三角形の辺に直線がついているもの(transfer out)は、他から引用して事象を展開する場合に用いる。2つのトランスファーの関係は、番号もしくは文字にて対応付ける。



図 2.8 フォールトツリーのシンボル

フォールトツリーの定量化を行い易くするために、機器故障については、当該故障が明確に定義され、数値データベース（即ち、故障率データベース：2.8節参照）との関連付けができるような形で故障モードを設定しなければならない。全ての機器故障は、3つの故障特性により表現することができる。

- ・ デマンド時故障：ある種の機器は、起動や状態変化、特定の短い期間での特

別な機能の遂行を要求される。必要な応答に失敗することが、「デマンド時故障」と呼ばれる。

- 待機故障：幾つかの機器は、通常時待機状態にあるが、デマンドを受けて作動が要求される。この作動していない時間において故障が発生することがある。
- 作動（運転）時故障：ある機器は、通常時運転あるいは起動状態にあるが、所定の期間の作動継続に失敗する可能性がある。この故障は、「作動（運転）時故障」と呼ばれる。

例えば、「ポンプの起動失敗」など幾つかの故障モードは、ある場合には「デマンド時故障」として、また、別の場合には「待機故障」として扱われる。

機器故障に加えて、試験及び保守活動が系統の利用不能状態に大きく寄与することもある。試験あるいは保守による利用不能状態は、下記の式に示すように、試験及び保守の頻度と所要時間に依存する。

$$P_t = \lambda_t \times T_t$$

P_t : 試験による系統・機器のアンアベイラビリティ

λ_t : 試験平均時間

T_t : 試験頻度

$$P_m = \lambda_m \times T_m$$

P_m : 保守による系統・機器のアンアベイラビリティ

λ_m : 保守平均所要時間

T_m : 保守頻度

系統の利用不能状態への潜在的な影響に対して考慮すべき試験のタイプとしては以下の 3 種類が挙げられる。ただし、系統や試験の内容によっては、試験状態であっても作動要求が生じた場合には試験状態が自動的に解除され利用不能状態とならないものもあり、全ての試験に対して必ずしも上記式による評価を行う必要はない。

- 系統のロジック試験
- 系統の流量及び動作確認試験
- 故障後の系統試験

保守活動については、計画保守と計画外保守の 2 種類を考慮する必要がある。計画保守、即ち、予防保全活動は、定例的に行われるのに対し、計画外保守活動は、設備の故障が発生した場合に行われる。計画保守の頻度や所要時間に関する情報は、保守手順書から得ることが可能であるが、計画外保守については、その頻度や所要時間を過去の実績データから評価しなければならない。

設計、製作、検査、運転、試験、保守などの各段階において、潜在的なヒューマンエラーが存在する。しかし、ある種のヒューマンエラーは、他の種類のヒューマンエラーに比べて、しばしばシステムモデル化において除外される。例えば、設計や製作時のヒューマンエラーは、その同定及び評価が困難であるが、系統や機器の作動を妨げるような運転員のエラーは、サポート系の故障と同様に取り扱うことができる。従って、システム解析では、系統の作動に対する潜在的な影響の他、個々の機器に対する潜在的な影響という観点から、ヒューマンエラーを考慮しなければならない。一般に、過去の PSA では、運転、試験及び保守に関連するヒューマンエラーや、故障状態から復旧させるための人間による介在（例えば、自動起動失敗に対するバックアップ操作）の可能性を考慮している。システム解析において考慮すべきヒューマンエラーの例を以下に示す。

- ・ 試験・保守時の計器較正ミス、作業終了後の状態復帰ミスなどの潜在的なヒューマンエラー
- ・ SGTR 時における一次系及び二次系の均圧操作（運転手順が整備され訓練が行われている操作）など事象発生時において運転員に要求される手動操作の失敗
- ・ 自動起動信号未発信時における手動起動など機器故障時において運転員に要求されるバックアップ操作の失敗

さらに、システム解析では、機器の共通原因故障などの従属故障を可能な限り明示的にモデル化し評価することが必要となる。例えば、複数台のポンプや弁といった主要な機器については、個別の故障モード（独立故障）とは別に共通原因故障を明示的にモデル化しレビュー性を高めることが望ましい。

では、フォールトツリーの具体的な作成方法を示すこととしよう。図 2.9^[7]に対象とする系統を示す。この系統は、圧力タンクへの液体を供給するポンプモータ装置とポンプの作動を制御する系から構成される。まず、はじめに、この系統の作動について説明する。ポンプは、無限に大きい貯水器からタンクへ液体を送り込む。液体の供給によってタンクが加圧されるのに 60 秒かかると仮定する。圧力スイッチには、タンクが空になると閉じるような接点がある。タンクの限界圧力に達すると圧力スイッチが開き、リレー K2 のコイルが解磁される。その結果、リレー K2 の接点が開きポンプモータへの電力供給が切れポンプが停止する。タンクには出口弁が設けられているが、この弁は無視できるような時間でタンクを空にすることができるものとする。タンクが空になると圧力スイッチが閉じてサイクルが繰り返される。当該系統が休止状態にあるときは、スイッチ S1、リレー K1、リレー K2 の接点はいずれも開いており、制御系は解磁された状態にある。この解磁状態では、タンクは空であり、圧力スイッチは閉じている。系統の作動シーケンスは、一時的にスイッチ S1 を押し下げることで始まる。スイッチ S1 が閉じるとリレー K1 のコイルが励磁され接点が閉じ電気的に自己保持されるため、スイッチ S1 が開いても回路電流が流れ続けることになる。リレー K1 の接点が閉じるこ

とにより、リレーK2のコイルが励磁され、接点が閉じてポンプモータが作動する。タイマーリレーは、圧力スイッチが故障して閉じたままの状態になった場合に、緊急停止できるように設けられている。リレーK1の接点が閉じるとタイマーリレーのコイルが励磁されタイマーによる計時が開始される。もし、60秒間にわたってタイマーリレーのコイルが励磁され続けるとタイマーリレーの接点が開きリレーK1のコイルへの回路を切る仕組みとなっており、その結果、ポンプモータが停止する。正常な作動では、圧力スイッチの接点が開きタイマーの計時が0秒にリセットされる。

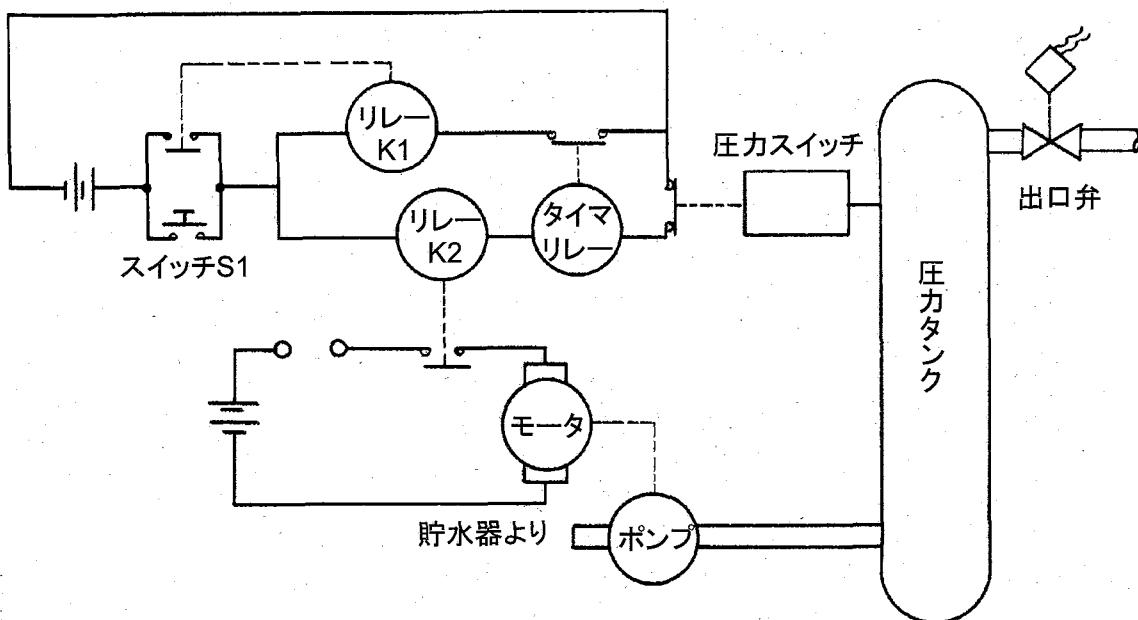


図 2.9 圧力タンクシステム[7]

さて、この系統に対する望ましくない事象（即ち、フォールトツリーの頂上事象）を「ポンプ作動後の圧力タンクの破損」としてフォールトツリーを作成してみることにする。圧力タンクが破損するには、①「疲労などによるタンクの破損（こうした機器自体の故障は「一次故障(primary failure)」と呼ばれる）」、②「設計や設置が不適切であったことによるタンクの破損」、あるいは、③「60秒を超えてポンプからの液体供給が停止しない」のいずれかがその原因となる（図2.10(a)参照）。PSAにおけるフォールトツリー解析では、通常、「機器自体の故障」を解析限界とするため、①についてはこれ以上展開することはない。また、②については、タンクを設置して初めての評価であれば考慮することも重要と考えられるが、使用実績がある場合には、こうした異常を省略することが通例である。従って、次に、③について更なる展開を行うこととなる。「60秒を超えてポンプが停止しない」原因としては、「60秒後もモータが作動し続け

る」という状態しか考えられない。そのため、今度は、この「モータが作動し続ける」状態について、その原因を辿っていくと、「60秒経過後もモータへの電力供給が停止しない」、即ち、「60秒経過後もリレーK2の接点が閉のままである」という事象に行き着く(図2.10(b)参照)。この事象は、「リレーK2の接点自体の故障(一次故障)」、あるいは、「60秒経過後もリレーK2のコイルが励磁された(電圧が印加された)ままである」のいずれかによるものと考えられる(図2.10(c)参照)。前者については解析限界であるためこれ以上展開せず、後者について更なる展開を行うこととなる。後者の状態が起こるためには、「60秒経過後も圧力スイッチの接点が閉じたままであり、かつ、圧力スイッチに電圧が印加されたままである」ことが必要であるため、「60秒経過後も圧力スイッチの接点が閉じたままである」と「60秒経過後も圧力スイッチに電圧が印加されたままである」という2つの状態のAND条件となる(図2.10(d)参照)。これら2つの異常について更に原因を分析すると、前者については、「圧力スイッチの故障(一次故障)」あるいは「圧力検知の失敗」が考えられる。一方、後者については、「スイッチS1に電圧が印加されたままである」か、「リレーK1の接点に電圧が印加されたままである」のいずれかが原因である(図2.10(e)参照)。「スイッチS1

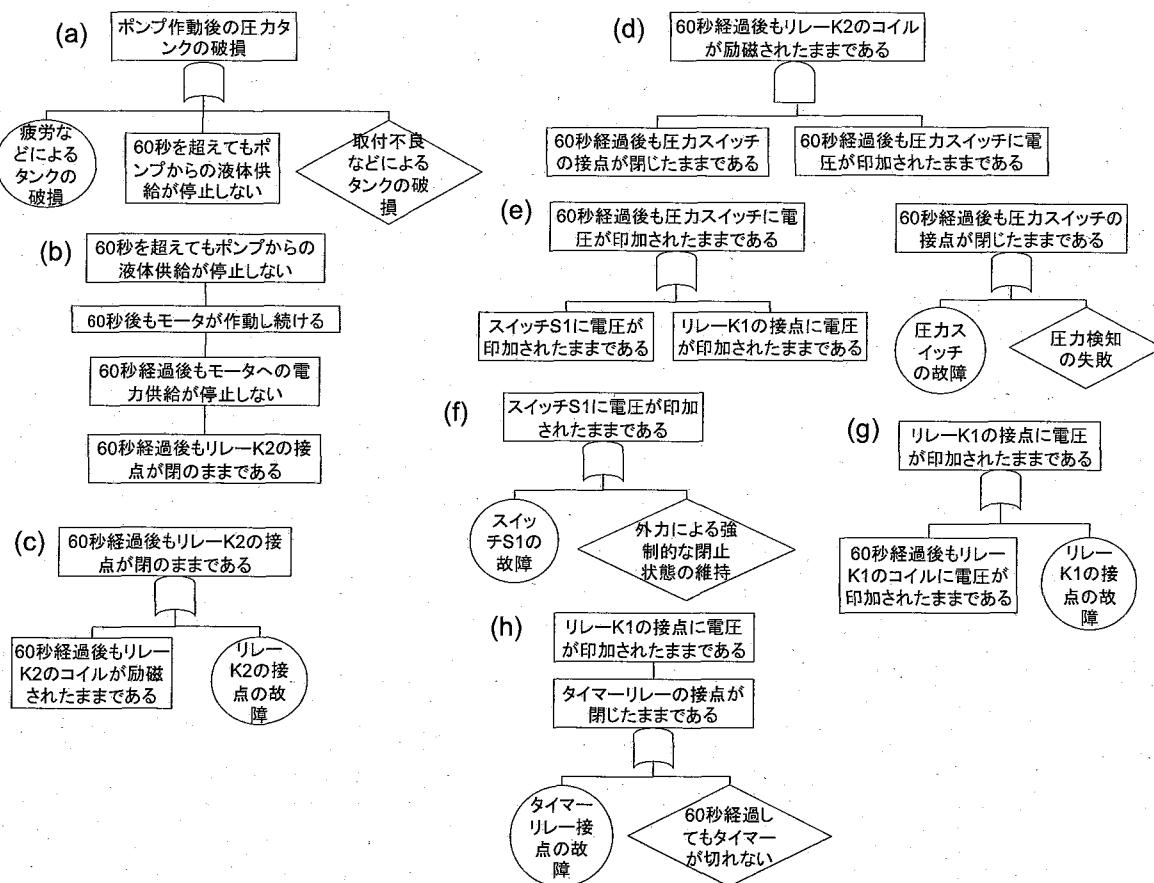


図2.10 圧力タンクシステムを対象としたフォールトツリー作成ステップ

に電圧が印加されたままである」は、「スイッチ S1 の故障（一次故障）」あるいは「外力による強制的な閉止状態の維持」のいずれの原因によるものであり（図 2.10(f)参照）、また、「リレー K1 の接点に電圧が印加されたままである」は、「リレー K1 の接点の故障（一次故障）」あるいは「60 秒経過後もリレー K1 のコイルに電圧が印加されたままである」のいずれかによるものと言える（図 2.10(g)参照）。さらに、「60 秒経過後もリレー K1 のコイルに電圧が印加されたままである」は、「タイマーリレー接点が閉じたままである」ことの結果として起こるものであり、その原因を辿ると、「タイマーリレー接点の故障（一次故障）」あるいは「タイマーによる計時が働かない（60 秒経過してもタイマーが切れない）」ことに行き着く（図 2.10(h)参照）。このようにして作成したフォールトツリーは図 2.11 に示すとおりである。

次に、フォールトツリーの定量化の方法について説明する。フォールトツリーでは、頂上事象を、評価対象とする系統の構成機器の故障などの組合せによるブール代数式で表現する。例えば、図 2.11¹のフォールトツリーは、以下のように表される。

$$\begin{aligned}
 \text{TOP} &= T + E2 \\
 &= T + (K2 + E3) \\
 &= T + K2 + (S \cdot E4) \\
 &= T + K2 + S \cdot (S1 + E5) \\
 &= T + K2 + (S \cdot S1) + (S \cdot E5) \\
 &= T + K2 + (S \cdot S1) + S \cdot (K1 + R) \\
 &= T + K2 + (S \cdot S1) + (S \cdot K1) + (S \cdot R)
 \end{aligned}$$

E2 : 60 秒経過後もリレー K2 の接点が閉のままである

E3 : 60 秒経過後もリレー K2 のコイルが励磁されたままである

E4 : 60 秒経過後も圧力スイッチに電圧が印加されたままである

E5 : リレー K1 の接点に電圧が印加されたままである

T : タンクの破損

K2 : リレー K2 の接点の故障

S : 圧力スイッチの故障

S1 : スイッチ S1 の故障

K1 : リレー K1 の接点の故障

R : タイマーリレー接点の故障

このように、頂上事象 TOP は、6 種類の素事象による 5 つの組合せで表現される。これら 5 つの組合せは、頂上事象を引き起こすのに十分かつ必要となる最小の組合せであり、ミニマルカットセット（Minimal Cut Set : MCS）と呼ばれる。従って、評価対象とした「ポンプ作動後の圧力タンクの破損」という事象に対するミニマルカットセットは、T、K2、(S・S1)、(S・K1)、(S・R)となる。これらミニマルカットセットを

基に、頂上事象の発生確率が計算できる。ここでは、ミニマルカットセットを構成する各素事象の機器故障率を表2.3に示す値とし、各素事象が互いに独立であると仮定して、各ミニマルカットセットの生起確率を計算すると次のようになる。

$$P(T) = 5 \times 10^{-6}$$

$$P(K2) = 3 \times 10^{-5}$$

$$P(S \cdot K1) = (1 \times 10^{-4}) \times (3 \times 10^{-5}) = 3 \times 10^{-9}$$

$$P(S \cdot R) = (1 \times 10^{-4}) \times (3 \times 10^{-5}) = 3 \times 10^{-9}$$

$$P(S \cdot S1) = (1 \times 10^{-4}) \times (1 \times 10^{-4}) = 1 \times 10^{-8}$$

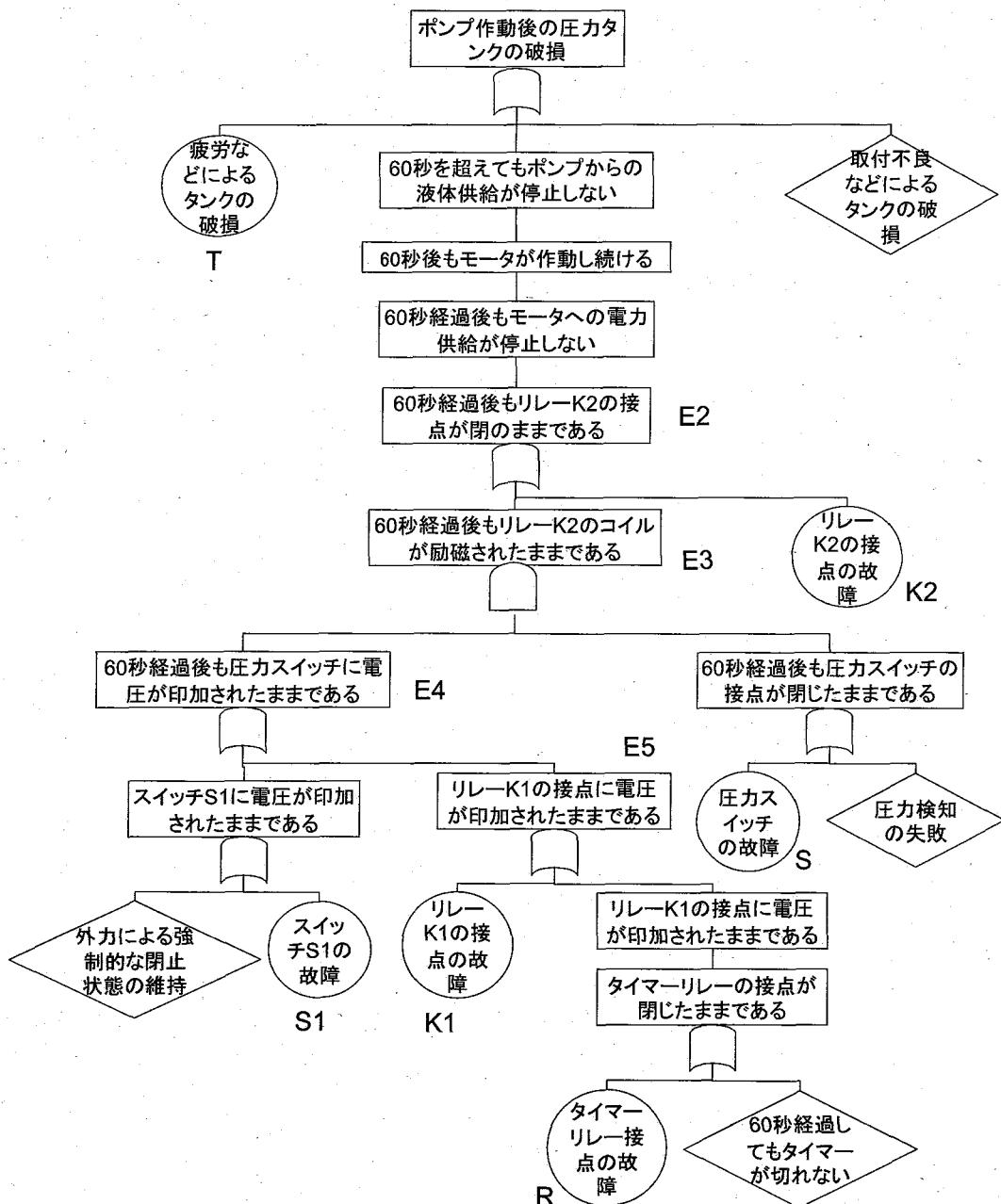


図2.11 圧力タンクシステムを対象としたフォールトツリー

通常、ミニマルカットセットを構成する素事象の故障率が十分小さいため、ミニマルカットセットの生起確率の総和を取ることで頂上事象の発生確率が計算される。

$$P(\text{top}) = P(T) + P(K2) + P(S \cdot K1) + P(S \cdot R) + P(S \cdot S1) = 3.5 \times 10^{-5}$$

表 2.3 圧力タンクシステムの例題に対する故障率[7]

機器	記号	故障率
圧力タンク	T	5×10^{-6}
リレーK2	K2	3×10^{-5}
圧力スイッチ	S	1×10^{-4}
リレーK1	K1	3×10^{-5}
タイマーリレー	R	3×10^{-5}
スイッチ S1	S1	1×10^{-4}

なお、正確な値を得るために次式を用いることになる。ただし、ミニマルカットセットを構成する素事象が互いに独立である場合についてのみ次式は適用することができる。

$$\begin{aligned} P(\text{top}) &= \sum_{i=1}^n P(E_i) - \sum_{i=1}^{n-1} \sum_{j=i+1}^n P(E_i \cap E_j) \\ &\quad + \sum_{i=1}^{n-2} \sum_{j=i+1}^{n-1} \sum_{k=j+1}^n P(E_i \cap E_j \cap E_k) \dots + (-1)^n P(E_i \cap E_j \cap \dots \cap E_n) \end{aligned}$$

ここで、 $P(\text{top})$: 頂上事象の発生確率

$P(E_i)$: ミニマルカットセットを構成する素事象 E_i の生起確率

2.6 従属故障解析

従属性により、複数の機器における同時故障が発生する確率が高くなる傾向にある。基本的に、全ての重要な事故シーケンスでは、複数の機器や系統の故障が想定されているため、従属故障の同定と評価が重要となる。しかし、様々なタイプの従属故障が発生し得るため、PSA における従属故障の取扱いは難しい。ある特定の従属故障を表現するに当たって、幾つかの用語が使用されている。共通モード故障（Common Mode Failure : CMF）は、同じモードで故障する複数の同種機器の同時かつ従属故障を指す。

伝播故障 (Propagating Failure/Cascade Failure) は、ある設備の機器において運転状態の変化を伴うような故障が生じ、それによって当該設備の他の機器が故障するといった状況を指す。共通原因故障 (Common Cause Failure : CCF) は、ある 1 つの原因により複数の機器が故障することを言う。従属故障に関するこれら 3 つのカテゴリは、相互に排他的であるわけではなく、網羅的でもない。従って、「従属故障」という用語は、これらのカテゴリを全て表現するために使用されることになる。

解析では、以下の従属故障を考慮するものとする。

- (1) 共通原因起因事象 (Common Cause Initiating Event) : これは、プラントの過渡事象となる可能性を有し、複数の系統における故障の発生可能性を大きくするような事象である。これらの事象は、通常、機器や構築物に対して厳しい環境ストレスを引き起こす。その例としては、外部電源の喪失、火災、地震、及び、洪水が挙げられる。こうした事象については、一般に、イベントツリー作成の過程で検討、選定される。
- (2) 機能上の従属性 (Functional Dependence) : これは、系統の設計や能力と限界に起因した系統間の従属性を指す。その例として、ある系統が故障した場合にのみ必要となる系統、ある系統の作動が成功した場合にのみそれと相まって機能するよう設計されている系統が挙げられる。こうした機能上の従属性については、通常、イベントツリーにおいて明示的に取り扱われる。
- (3) 共有設備の従属性 (Shared-equipment Dependence) : これは、複数の系統において、同じ機器、サブシステム及び補助設備を共通して使用する場合の系統間の従属性を指す。例としては、冷却材注入及び冷却材再循環に使用されるポンプや弁、同一の電源母線から電力供給を受ける複数の系統における機器が挙げられる。こうした共有設備による従属性は、一般に、イベントツリーやフォールトツリーにおいて明示的に表現される。
- (4) 物理的相互作用 (Physical Interaction) : これは、複数かつ同時の系統故障の発生可能性を高くするような故障のメカニズムを言う。例えば、冷却水を供給するための系統の故障によって、別の系統における 1 組のセンサーが高温状態に晒され故障するといった状況が生じ得る。こうした物理的な相互作用についても、イベントツリーやフォールトツリーにおいて明示的に扱うのが通例である。
- (5) 人間の相互作用による従属性 (Human Interaction Dependence) : これは、ヒューマンエラーによって導入される従属性である。例えば、プラントの状態を正しく診断しそこなった後に運転員が系統のスイッチを切った場合や、ある運転員による操作を別の運転員がチェックするといった場合に、この種の従属故障が発生する。こうした運転員の操作 (タスク) 間の従属性は、通常、人間信頼性解析で評価され、その結果がシステム解析に反映される。
- (6) 機器間従属性 (Intercomponent Dependence) : これは、複数の機器に対する故障

確率に従属性をもたらすような事象や故障原因を指す。こうした複数の機器故障は、通常、同一の系統内、あるいは、系統や事故シーケンスに関するフォールトツリー解析から得られるミニマルカットセットの 1 つに存在する。この種の従属故障は、しばしば、共通原因故障と呼ばれる。

従属故障解析の方法は、明示法 (explicit method) あるいはパラメータ法 (parametric method) のいずれかに分類される。明示法では、イベントツリーやフォールトツリーにおいて、従属故障の具体的な原因を表現することになる。これらの方では、上に述べたように、6 種類の従属故障のうち機器間従属性を除く全ての従属性を取り扱うことができる。ただし、人間の相互作用による従属性は、イベントツリーやフォールトツリーではなく、むしろ、人間信頼性解析モデルにおいて明示的に表現するのが一般的なアプローチである。一方、パラメータ法には、ベータファクタ法 (Beta-factor Method) [2, 8, 9]、二項故障率モデル (Binomial Failure Rate (BFR) Model) [2, 10, 11]、マルチグリークレターモデル (Multiple Greek Letter (MGL) Model) [12]、及び、アルファファクタ法 (Alpha-factor Method) [13] がある。これらの方は、主に、機器間従属性の解析に適用される。但し、これらの方法を適用するにあたっては、評価対象とする機器に関するパラメータが既知であるか、あるいは、そのパラメータを推定するに十分なデータが入手可能かを検討することが重要である。つまり、あるモデルを使いたくても、そのモデルのパラメータが推定できなければ使えないというのが実情である。

2.7 人間信頼性解析

一般に、原子力発電所では、事故発生後に作動が必要となる安全機能は自動的に起動するよう設計されているため、事故発生直後に運転員が操作を要求されることは基本的にはないと言える。従って、事故発生後に運転員に期待される操作は、自動起動すべきものが起動しない場合の手動による起動、事故後に原子炉を冷態停止状態に移行するために必要となる操作があり、PSA では、こうした操作におけるエラーの発生可能性を考慮する必要がある。また、設備によっては、事象発生前の保守点検時におけるエラー（計器の較正ミスや状態復帰忘れなど）も考慮することになる。ヒューマンエラーは、タスク遂行の過程に着目すれば、「診断過程における誤り」と「異常検知及び操作過程における誤り」に分類され、一方、行為の結果として表面に現れる形態に着目すれば、「操作（タスク）のし忘れ」（オミッഷョンエラー）と「操作（タスク）のし損ない、即ち、誤った操作（タスク）の実行」（コミッഷョンエラー）に分類される。PSA では、行為の結果として現れるエラーの形態に着目して HRA を行うのが通例である。ただし、コミッഷョンエラーについても評価の対象とすべきであるが、エラーによってはシナリオ自体が変わってしまうこともあり、必ずしもモデル化が十分に行うことができ

ないことなどから、オミッショングエラーを主たる対象として評価するケースが多い。

以下では、プラントの運転や保守活動におけるヒューマンエラーの発生確率を推定するための手順、即ち、人間信頼性解析（Human Reliability Analysis : HRA）手順について記述する。HRA 手法として最も一般的に使用されているのが THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) という手法である。この THERP における HRA 手順は、以下に示す 4 つの主要ステップから構成される^[2]。

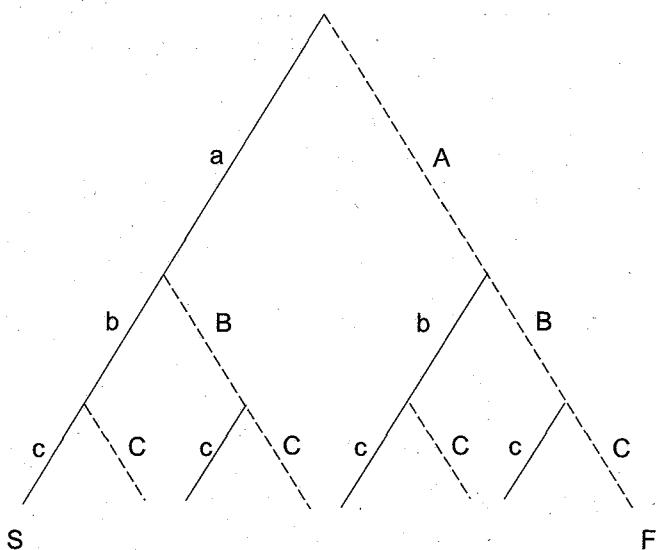
(1) ステップ 1：プラントの運転及び保守活動に関する理解 (Familiarization)

このステップは、プラント運転や保守活動に関する体制や方法・手順を理解するためのものである。プラントへの訪問や制御室のサーバイを行って、制御室の特徴、プラント設備の配置構成、プラントにおける運営管理体制など、人間の行動に影響を及ぼし得る事項を明確にすることが必要とされる。また、運転手順書や保守手順書、システム解析により得られる情報をレビューして、プラントの安全性に対して潜在的な重要性を有するような人間の行動を調べることとなる。これらは、システム解析によって見逃される可能性もあるため、その点に十分な注意を払って情報のレビューを行うことが必要である。

(2) ステップ 2：定性的評価 (Qualitative assessment)

このステップは、安全上重要な人間の行動について詳細な分析を行うためのものである。言い換えれば、各々の人間の行動を、監視、指示値の読み取り、診断、操作といった 1 つ 1 つの行為 (behavior)

に分解し、そこから、各行為に對して発生する可能性のあるヒューマンエラーを同定する。さらに、HRA イベントツリーを作成し、同定したヒューマンエラーを含めて人間の行動をモデル化する。この HRA イベントツリーでは、ヒューマンエラーをその発生順序に従って表現することになる。HRA イベントツリーの例を図 2.12 に示す。HRA イベントツリーでは、任意のタスク（行為）を「成功」と「失敗」の 2 分岐で表現されるが、図 2.12 に示すように、左側の分岐が「成功」、右側の分岐が「失敗」である。



注)

A, B 及び C は、それぞれ、1 番目、2 番目、3 番目に実行されるタスクである。
実線は成功、破線はエラーを表わす。

図 2.12 人間信頼性解析イベントツリーの例^[14]

側の分岐が「失敗」を表わすこととしている。

(3) ステップ3：定量的評価 (Quantitative assessment)

HRAイベントツリー上の各ヒューマンエラーに対して、その発生確率を決めなければならない。基本的には、ヒューマンエラー確率 (Human Error Probabilities : HEP) は、文献から引用することができる。文献[14]に示される HEP は、所謂、一般的なタスクに対して決められた一般的な値（及びその不確実さ幅）であるため、実際の人間の行動を反映するためにはこれらの値を修正しなければならない。例えば、ある特定のプラントにおけるラベル表示の仕組みが極めて粗悪である場合、ラベル表示に関わるタスクにおいてヒューマンエラーが発生する確率は一般的な値よりも高いものと考え、上限値に近い値を割り当てることになる。一方、タグの管理が極めて良好である場合、それに関連するヒューマンエラーの確率は一般的な値よりも小さいものとなる。また、異なる個人あるいは異なるタスク環境に起因する様々な人間の行動も考慮することが必要である。如何なる状態においても、あるタスクに関する人間の行動と別のタスクに関する行動との間には従属性があり、こうした従属性を評価するにあたっては、以下に示すような5つの従属レベルを考慮する必要がある。

- ・ ゼロ従属／独立 (zero-dependence/independence : ZD) : あるタスクにおける失敗（成功）の確率が先行のタスクの失敗（成功）による影響を受けない場合であり、例えば、手順書に従って行う個々のタスク、チェックリストを用いて行うタスクのチェックなどがこれに該当する。
- ・ 低従属 (low-dependence : LD) : 従属性の最も低いレベルで、ゼロ従属と仮定することに疑問が生じるような場合に用いるものであり、例えば、相互の信頼感がさほど確立されていない2名の要員間での作業の実行とそのチェックといった事例に適用される。
- ・ 中従属 (medium-dependence : MD) : 明らかに従属性はあるが、高従属よりは低いと考えられる場合に用いるものであり、例えば、運転員によるタスクの実行と当直長によるそのチェックなどに適用される。
- ・ 高従属 (high-dependence : HD) : 従属性は高いと考えられるが、完全従属ではない場合に用いるもので、例えば、相互の信頼感が確立されている2名の要員間で他方がエラーを起こさないと予想している状態でのタスクの実行とそのチェックといった事例に適用される。
- ・ 完全従属 (complete-dependence : CD) : タスクの失敗（成功）が他のタスクの失敗（成功）と対になっている場合に用いるもので、例えば、ポンプ吸込側の並列した2個の弁の開操作のように、2個1組となっているスイッチの操作を1つの操作として手順書で扱っているといったケースに適用される。

これらの従属レベルを考慮した場合のタスクの失敗（成功）確率の評価は、表2.4に

示す式に従って計算される。

表 2.4 従属レベルを考慮した場合のタスク成功／失敗確率の評価式^[14]
(タスク N-1 が成功／失敗した場合のタスク N の成功／失敗に対する条件付確率)

従属レベル	成功	失敗
ゼロ従属(ZD)	$\Pr[S_N S_{N-1} ZD] = n$	$\Pr[F_N F_{N-1} ZD] = N$
低従属(LD)	$\Pr[S_N S_{N-1} LD] = \frac{1+19n}{20}$	$\Pr[F_N F_{N-1} LD] = \frac{1+19N}{20}$
中従属(MD)	$\Pr[S_N S_{N-1} MD] = \frac{1+6n}{7}$	$\Pr[F_N F_{N-1} MD] = \frac{1+6N}{7}$
高従属(HD)	$\Pr[S_N S_{N-1} HD] = \frac{1+n}{2}$	$\Pr[F_N F_{N-1} HD] = \frac{1+N}{2}$
完全従属(CD)	$\Pr[S_N S_{N-1} CD] = 1.0$	$\Pr[F_N F_{N-1} CD] = 1.0$

また、タスクの成功／失敗の確率は、操作員（運転員）に対する作業上のストレス、外的環境（温度、照明等の作業環境、タスクの特性、マンマシンインターフェースなど）、内的状態（経験、訓練等によって得られる知識や技術）等に左右されるため、この因子による HEPへの影響も考慮する必要がある。このうち、ストレスについては、以下の4つのレベルのどれに相当するかを評価することになる。

- 非常に低いストレスレベル：作業負荷が軽く個人の注意レベルが減衰したり、刺激が不足するような場合であり、例えば、警報なし表示の定期的な状態監視がこれに該当する。
- 最適なストレスレベル：通常のタスクに対するストレスレベルであり、これに該当するタスクとしては、保守及び較正、制御室における直引継ぎ後の最初の点検、警報付照光式銘板の読み、アナンシエータに対応した行動の開始決定、ディスプレイからの定期的な読み取り・記録などがある。
- 適度に高いストレスレベル：能力以上に速いペースでの作業が要求されるなど大部分の人の行動にある中断を引き起こすような場合で、例えば、原子炉におけるトランジエント時や起動・停止時のタスク及び特別の防護服着用が必要な放射能環境下で行われる作業がこれに該当する。
- 非常に高いストレスレベル：操作員（運転員）にとって脅威となるストレスレベルで、タスクの遂行に大きな妨害となるような場合である。例えば、大破断 LOCA のように起こったことがなく、また、起こりそうもないといった

状況下での対応がこれに該当する。

これらストレスレベルを考慮する場合に HEP に乘じる補正係数は、表 2.5 に示すとおりである。

表 2.5 ストレスレベルに応じたエラー率の補正係数^[14]

ストレスレベル	エラー率に対する補正係数	
	熟練者	初心者
非常に低いストレスレベル(非常に低い負荷のタスク)	×2	×2
適切なストレスレベル(適切な負荷のタスク)		
ステップバイステップのタスク(段階的タスク)	×1	×1
ダイナミックなタスク(動的タスク)	×1	×2
適度に高いストレスレベル(負荷の大きいタスク)		
ステップバイステップのタスク(段階的タスク)	×2	×4
ダイナミックなタスク(動的タスク)	×5	×10
非常に高いストレスレベル(脅威となるストレス)		
ステップバイステップのタスク(段階的タスク)	×5	×10
ダイナミックなタスク(動的タスク)/診断	0.25	0.50

こうして各ヒューマンエラーに対して HEP を決めた後、HRA イベントツリーの各分岐に確率を割り当ててそのイベントツリーの定量化を行うこととなる。その結果として、対象とする人間の行動に対する成功確率と失敗確率が求められる。最後に、必要に応じて、特に、ドミナントな系統故障や事故シーケンスに対しては人間の復旧操作による影響を考慮することとなる。

(4) ステップ 4 : 統合 (Incorporation)

単一パラメータ（一連の人間の行動）による系統の故障確率全体への影響を評価するために、感度解析を行うこともある。この感度解析は、あらゆる場合に、HRA の一部として実施する必要はなく、系統の故障確率に大きく寄与したり、あるいは、小さな寄与しか及ぼさない要素を特定するのには極めて有用である。HRA 実施において使用する全ての情報、とりわけ、解析上の仮定や前提条件及び HRA イベントツリーは、システム解析者に提示されなければならない。

なお、上記の他に、ヒューマンエラーによるシステム信頼性への寄与を推定するための方法が幾つか開発されてきているが、その詳細については文献[15~20]を参照されたい。

2.8 データベース解析

事故シーケンスの発生頻度を推定するにあたっては、イベントツリーにより事故シーケンスを定義したり、フォールトツリーによりシステムモデルを構築する際に同定された 2 つのタイプの事象、即ち、起因事象と機器故障、について定量化を行うことが必要となる。

起因事象は、時間に関係なくランダムに発生すると想定されるため、その発生頻度は、通常、時間に対して一定の値と仮定される。発生頻度は、一般的データ (generic data) 及びプラント固有のデータ (plant-specific data) を用いて、生の情報を統計解析することにより推定されるのが通例である。この生の情報には、個々の起因事象の発生件数とそれらの発生が観測された期間が含まれる。起因事象を定義しその発生頻度を推定するための別の方法としては、フォールトツリーや Markov モデルといった論理モデルが用いられる場合がある。なお、起因事象の発生頻度に関する一般的データは、文献[21] 及び[22]に示されている。

機器故障については、時間関連モデル (time-related model) とデマンドモデル (demand model) という 2 種類のモデルが使用される。時間関連モデルは、指指数分布、ワイブル分布あるいはガンマ分布などの確率分布により表現される。指指数分布は、一定の割合で発生する独立故障間の時間の分布である。ワイブル分布は、故障の発生が時間とともに変化するものとした独立故障間の時間の分布である。ガンマ分布は、発生率を一定と仮定し k 個の独立故障の発生に必要となる時間の分布である。ガンマ分布において $k=1$ とした場合には指指数分布となる。PSA では、指指数分布が最も一般的に使用されている。

(指指数分布)

$$\text{確率密度関数} : f(t) = \lambda e^{-\lambda t} \quad (\lambda > 0)$$

$$\text{分布関数} : F(t) = 1 - e^{-\lambda t}$$

$$\text{故障率} : \lambda(t) = \lambda$$

ここで、 λ ：故障率、 t ：時間

(ワイブル分布)

$$\text{確率密度関数} : f(t) = \frac{m}{\eta} \left(\frac{t-\gamma}{\eta} \right)^{m-1} \exp \left[- \left(\frac{t-\gamma}{\eta} \right)^m \right] \quad (\gamma \leq t < \infty)$$

$$\text{分布関数} : F(t) = 1 - \exp \left[- \left(\frac{t-\gamma}{\eta} \right)^m \right]$$

$$\text{故障率} : \lambda(t) = \frac{m}{\eta} \left(\frac{t-\gamma}{\eta} \right)^{m-1}$$

ここで、 m ：形状パラメータ、 t ：時間、 η ：尺度パラメータ ($= t_0^{1/m}$) 、

t_0 ：故障平均間隔 (MTBF) 、 γ ：位置パラメータ

(ガンマ分布)

$$\text{確率密度関数} : f(t) = \frac{\lambda^k t^{k-1} \exp(-\lambda t)}{\Gamma(k)}$$

$$\text{分布関数} : F(t) = \frac{\lambda^k t^{k-1} \exp(-\lambda t)}{\Gamma(k)}$$

$$\text{故障率} : \lambda(t) = \lambda^k \frac{t^{k-1}}{(k-1)! \sum_{i=0}^{k-1} \frac{(\lambda t)^i}{i!}}$$

ここで、 λ ：尺度パラメータ、 k ：形状パラメータ、 t ：時間

これらの時間関連モデルは、2つのタイプの機器、即ち、待機状態にある機器及び作動中の機器に適用することができる。待機状態にある機器は、作動要求があるか、あるいは、試験が行われるまで使用されず、その間、定期的な試験が行われる。試験が行われるまでの期間は、機器の故障があっても検出されずにそのままの状態が継続するため、こうした時間は、所謂、「故障継続時間」となる。こうした機器のアンアベイラビリティ（利用不能な状態にある確率を指し、一般に、機能喪失確率という）は、表 2.6 に示すような式で表現される。

表 2.6 待機状態にある機器に対する機能喪失確率[23]

機器の種別／不作動状態	時間平均のアンアベイラビリティ	パラメータの定義
1. 原子炉運転中に試験される機器		
ハードウェア故障	$1 - \frac{1 - e^{-\lambda_s T}}{\lambda_s T}$	λ_s : 待機故障率 T: 試験間隔
試験による供用外	$\frac{\tau}{T} q_0$	τ : 平均試験時間 q_0 : 自動復帰失敗確率
修理による供用外	$\lambda_s T_R$	T_R : 修理までの平均時間
計画保守による供用外	$F_m T_m$	f_m : 計画保守頻度 T_m : 計画保守所要時間
2. 原子炉運転中に試験されない機器	$1 - \frac{1 - e^{-\lambda_s T_p}}{\lambda_s T_p}$	λ_s : 待機故障率 T _p : 試験間隔
3. 原子炉運転中に状態監視される機器	$\frac{\lambda_s T_R}{1 + \lambda_s T_R}$	λ_s : 待機故障率 T_R : 監視期間 + 修理時間

作動中の機器については、当該機器が所定の期間（mission time：使命時間）にわたり正常に作動することに失敗するという確率で信頼性が表現される。また、ある機器については、故障が直ぐに検出される。こうした機器が必要時に利用できない確率は、故障の頻度と修理に要する時間の平均に関連するため、表 2.7 に示すような式で表現される。

表 2.7 作動状態にある機器に対する機能喪失確率[23]

機器の種別	時間平均のアンアベイラビリティ	パラメータの定義
1. 原子炉運転中に修理不能な機器	$1 - e^{-\lambda_o T_M}$	λ_o : 運転時故障率 T_M : 使命時間
2. 原子炉運転中に修理可能な機器	$\frac{\lambda_o T_R}{1 + \lambda_o T_R}$	λ_o : 動作中故障率 T_R : 修理までの平均時間

一方、デマンドモデルは、デマンド時における機器の故障に適用される。即ち、デマンドがあるまで休止状態にある機器についてデマンドモデルを適用することが適切な方法である。N 回のデマンド要求に対する故障回数は、以下に示す式で表現される二項分布でモデル化される。

$$\Pr(x \leq r) = \sum_{s=0}^r \binom{n}{s} p^s (1-p)^{n-s} ; \quad \binom{n}{s} = \frac{n!}{s!(n-s)!}$$

ここで、

$\Pr(x \leq r)$: r 回以下の故障が発生する確率

n : 独立したデマンド回数

p : デマンド 1 回あたりの故障確率

文献[22]や[23]など数多くの文献に、PSA で利用可能な機器故障率が示されているが、その一例を表 2.8 に示す。当然のことながら、機器故障率データには幅があるので、この表においては、対数正規分布を仮定した場合の 90% 信頼度限界をエラーファクタとして示している。このような幅（即ち、不確実さ）が生じるのは、その基となるデータに様々な要因があることによる。例えば、同じ機器であっても、保守や点検の頻度あるいはその方法によって故障率が異なる。ここでエラーファクタは、以下の式により算出されたものである。

$$EF = \sqrt{\frac{\lambda_{95\%}}{\lambda_{5\%}}}$$

ここで、 $\lambda_{95\%}$: 95%上限信頼値、 $\lambda_{5\%}$: 5%下限信頼値

表 2.8 機器故障率の例

機器	故障モード	故障率		
		中央値	平均値	エラーファクタ
電動ポンプ	起動失敗	$1 \times 10^{-3}/d$	$1.2 \times 10^{-3}/d$	3
	継続運転失敗	$3 \times 10^{-5}/h$	$8 \times 10^{-5}/h$	3
	破損／漏えい	$1 \times 10^{-8}/h$	$2.7 \times 10^{-8}/h$	10
	ポンプ起動回路故障	$2.9 \times 10^{-3}/d$	$3.6 \times 10^{-3}/d$	3
ディーゼル発電機	起動失敗	$3 \times 10^{-2}/d$	$3.7 \times 10^{-2}/d$	3
	継続運転失敗	$3 \times 10^{-4}/h$	$8.0 \times 10^{-4}/h$	10
電動弁	作動(開／閉)失敗	$1 \times 10^{-3}/d$	$1.2 \times 10^{-3}/d$	3
	誤閉／開維持失敗	$1 \times 10^{-4}/d$	$8 \times 10^{-5}/d$	3
	閉塞	$3 \times 10^{-7}/h$	$3.7 \times 10^{-7}/h$	3
	破損／漏えい	$1 \times 10^{-8}/h$	$2.7 \times 10^{-8}/h$	10
	弁作動回路故障	$3.2 \times 10^{-3}/d$	$4.0 \times 10^{-3}/d$	3
逆止弁	開失敗	$1 \times 10^{-4}/d$	$1.2 \times 10^{-4}/d$	3
	外部漏えい	$1 \times 10^{-8}/h$	$2.7 \times 10^{-8}/h$	10
	内部漏えい	$3 \times 10^{-7}/h$	$3.7 \times 10^{-7}/h$	3
	破損	$1 \times 10^{-8}/h$	$2.7 \times 10^{-8}/h$	10
配管(口径 3 インチ以上)	破損／漏えい	$1 \times 10^{-10}/h$	$8.6 \times 10^{-10}/h$	30
	閉塞	$1 \times 10^{-10}/h$	$8.6 \times 10^{-10}/h$	30
リレー	励磁失敗	$1 \times 10^{-4}/d$	$1.2 \times 10^{-4}/d$	3
	コイル断線	$1 \times 10^{-7}/h$	$2.7 \times 10^{-7}/h$	10
	コイル短絡	$1 \times 10^{-8}/h$	$2.7 \times 10^{-8}/h$	10
	閉時接点不良	$3 \times 10^{-7}/h$	$3.7 \times 10^{-7}/h$	3
	開による接点不良	$1 \times 10^{-7}/h$	$1.2 \times 10^{-7}/h$	3
遮断器	作動失敗	$1 \times 10^{-3}/d$	$1.2 \times 10^{-3}/d$	3
	誤作動	$1 \times 10^{-6}/h$	$1.2 \times 10^{-6}/h$	3

上記データの他、フォールトツリーの定量化には、試験あるいは保守によるアンアベイラビリティが必要となる。デマンド発生時に機器が試験中である確率は、単に、試験頻度に試験時間の平均を乗じることにより計算される。例えば、

$$P_T = (1 \text{ test/month}) * (L_T \text{ hr}) / (730 \text{ hr/month})$$

ここで、

L_T : 月 1 回行われる試験の平均所要時間

また、デマンド発生時に保守活動が行われていることによる機器のアンアベイラビリティは以下のように計算される。

$$P_M = \frac{f_M L_M}{1 + f_M L_M}$$

ここで、

f_M : 要求される保守の頻度（平均）

L_M : 保守の平均所要時間

一方、PSA では、その目的にもよるが、通常、起因事象の発生頻度や故障率データにプラント固有のものを用いることが求められる。しかし、こうしたプラント固有のデータは、必ずしも統計分析に十分なものではないことも多々ある。そこで、このようにプラント固有のデータが存在しなかったり、あるいは、存在しても極く少量ではある場合には、ベイズ統計処理を行ってプラント固有のデータベースを作成することとなる。このベイズ統計処理は、一般データ（数多くのプラントを対象として収集・分析・評価されたデータ）を基に、プラント固有の観測データで更新するというものである。ベイズ統計処理の基本的考え方は次式によって表現される。

$$f(\lambda | E) = \frac{f(\lambda) L(E | \lambda)}{\int_{\lambda}^{\infty} f(\gamma) L(E | \lambda) d\lambda}$$

ここで、 $f(\lambda | E)$: 事後分布（ある特定の観測データ E に基づく λ の条件付確率）

$f(\lambda)$: 事前分布（一般データに基づく λ の確率）

$L(E | \lambda)$: 尤度関数（与えられた λ の値に対して特定の観測データ E が生じる条件付確率）

一般に、上記式を解析的に積分することができないため、次式のように離散近似を行つて数値積分を行うことが必要となる。

$$f(\lambda | E) \approx \frac{f(\lambda_i) L(E | \lambda_i)}{\sum_{i=1}^m f(\lambda_i) L(E | \lambda_i) \Delta \lambda_i}$$

なお、こうしたデータベースの作成には、表 2.9 に示すようなプラントデータが必要となる。

表 2.9 データベース解析に必要となるプラントデータ[2]

パラメータ	データ要求	データ源
デマンド故障率	故障回数	定期試験報告書、保守報告書、制御室ログ
	デマンド回数	定期試験報告書、定期試験手順書、運転手順書、制御室ログ
待機故障率	故障回数	定期試験報告書、保守報告書、制御室ログ
	待機時間	制御室ログ
運転時故障率	故障回数	定期試験報告書、保守報告書、制御室ログ
	運転時間	制御室ログ、定期試験報告書、定期試験手順書
修理時間分布パラメータ	修理時間	保守報告書、制御室ログ
保守及び試験による供用外	保守及び試験の頻度と所要時間	保守報告書、制御室ログ、定期試験手順書
	復旧までの時間	保守報告書、制御室ログ
ヒューマンエラー率	エラーの回数	保守報告書、定期試験報告書、定期試験手順書
	機会の回数	制御室ログ

2.9 事故シーケンスの定量化：炉心損傷頻度の推定

事故シーケンスの定量化では、炉心損傷頻度を計算するために、システム解析で作成されたブール代数表現の各要素に、起因事象の発生頻度、機器故障率、ヒューマンエラー率などの定量的なデータを割り当てるところなる。この定量化プロセスには、以下に示すような 2 つのアプローチのいずれかが用いられる。

1 つのアプローチは、フォールトツリー結合 (fault tree linking) 法というもので、イベントツリーで定義された各々の事故シーケンスに対して、ミニマルカットセットを求め、それを定量化して当該シーケンスの発生頻度を計算する。もう 1 つのアプローチは、様々な境界条件の下で作成されたシステムモデルの定量化を行い、その結果と起因事象の発生確率を乗じることにより事故シーケンスの発生頻度を計算するというものであり、大規模イベントツリー法と呼ばれている。

フォールトツリー結合法では、イベントツリーの各ヘディングに対応したフォールトツリーを AND ゲートにより結合し、個々の事故シーケンスをフォールトツリーの新たな頂上事象と定義して定量化を行う。起因事象は相互排他的であると仮定されるため、異なる起因事象に対する事故シーケンスの発生頻度を足し合わせることで、全体の炉心損傷頻度を計算することができる。このように新しく定義された頂上事象に対してミニマルカットセットを求めるために様々な計算コードが開発、使用されている。こうした

計算コードでは、ブール代数処理の過程で、共有機器や共有系統における従属性が自動的に考慮される。

大規模イベントツリー法では、サポート系と 2 つ以上のフロントライン系との間の従属関係はイベントツリー上で陽に表現される。各系統は、系統の故障率に特有の影響を及ぼす境界条件に沿って定量化されるが、この定量化は、機器及び系統についてある特有の状態が仮定されるため条件付確率の計算となる。即ち、イベントツリー上の各分岐ごとにその確率が計算される。そして、これらの分岐に対する確率を掛け合わせることで、事故シーケンスの発生頻度が計算され、それぞれの発生頻度を総計して炉心損傷確率が求められる。

このようなフォールトツリーやイベントツリーの定量化にあたり、以前は大型計算機上で稼動する計算コードが使用されてきたが、パーソナルコンピュータの発展に伴い、商業ベースのソフトウェアの開発が進められ、現在では、パーソナルコンピュータ上で稼動する計算コードが主流となっている。

2.10 感度解析と不確実さ解析

PSA の結果は、機器故障率やヒューマンエラー率といった様々なパラメータ、解析上の仮定や前提条件、及び、システムモデルから派生した不確実さを伴う。そのため、PSA の結果についてより良い理解を得るためにには、これらの不確実さによる影響を解析することが必要となる。パラメータや解析上の仮定・前提条件、システムモデルにおける不確実さの全体への寄与を定量化することは可能であるが、実際には、解析において、全ての不確実さ源に対する尤もらしい定量的な尺度を決めるのは極めて困難である。パラメータに起因する不確実さについては、一般に、個々のパラメータに対して確率分布が仮定され、サンプリング法を用いて評価結果の不確実さ幅が推定される。一方、解析上の仮定やモデルに起因する不確実さについては、それぞれの評価結果への影響を検討することにより潜在的な重要度を調べることとなる。以下では、前者のアプローチを「不確実さ解析」と呼び、後者を「感度解析」と呼ぶこととし、これら 2 つのアプローチについて記述する。

不確実さ解析: この解析に最も一般的に用いられているのがモンテカルロ法 (Monte Carlo simulation) である。一般に、モンテカルロ法は、モデルの入力値に関するランダムなサンプルを生成する部分と、当該サンプルにおける入力値のセットから出力値を決める部分とから構成される。レベル 1 PSAにおいて、計算の入力値は、起因事象の発生頻度とフォールトツリー上の全ての素事象 (basic event) に対する確率分布、及び、炉心損傷頻度を計算するために作成されたブール代数モデルである。モンテカルロ

法で用いられるランダムサンプリングには、以下の2つの方法がある。

(1) 単純なランダムサンプリング (Simple Random Sampling : SRS)

この方法では、サンプルの各値は、分布からランダムに抽出される。この方法の長所は、サンプル生成が簡単であること、よく知られている統計解析を利用できることなどであるが、この方法では、数多くのシミュレーションが必要となり計算時間がかかるというデメリットがある。

(2) ラテン格子サンプリング法 (Latin Hypercube Sampling : LHS)

この方法では、まず、パラメータの範囲を幾つかの離散的な区分に分け、次いで、各区分内のパラメータ値を SRS により抽出する。このアプローチでは、評価結果の不確実さ幅を推定するためにサンプルの大きさを小さく抑えることが必要となる。

感度解析: 殆どの感度解析は、1回に1つの変数（入力値あるいはモデルや解析上の仮定）の値を変えて行うことになる。レベル1 PSAにおいて、ブール代数表現（モデル）あるいは入力値の分布のいずれかを変化させることになる。ブール代数表現の変化の例としては、必要とされるポンプの台数、あるいは、代替の冷却系の追加や削除などがある。入力値の分布の変化としては、分布形を変えたり、あるいは、素事象の確率を変えることである。このようにパラメータやモデルを変えることでその重要度を評価することができる。感度解析を効率的に行うためには、炉心損傷頻度に大きな寄与を示すパラメータを決めるための確率論的な重要度指標を用いるべきである。これまでに、様々な重要度指標が提案、使用されている。その例を以下に示す。

(1) Fussel-Vesely (FV) 指標^[24];

$$FV = P_i(\text{top}) / P(\text{top}) = \{P(\text{top}) - P(\text{top}/A=0)\} / P(\text{top})$$

ここで、

$P_i(\text{top})$: 機器 i の故障が寄与して発生する頂上事象の生起確率

$P(\text{top})$: 元の頂上事象の生起確率

(2) リスク低減価値 (Risk Reduction Worth : RRW) 指標^[25, 26];

$$RRW = P(\text{top}) / P(\text{top}/A=0)$$

ここで、

$P(\text{top}/A=0)$: 事象 A が絶対起こらないと仮定した場合（即ち、事象 A の発生確率を 0.0 とした場合）の頂上事象の生起確率

(3) リスク增加価値 (Risk Achievement Worth : RAW) 指標^[25, 26];

$$RAW = P(\text{top}/A=1) / P(\text{top})$$

ここで、

$P(\text{top}/A=1)$: 事象 A が常に起こると仮定した場合（即ち、事象 A の発生確率を 1.0 とした場合）の頂上事象の生起確率

(4) Birnbaum 指標[27, 28];

$$\text{Birnbaum} = P(\text{top}/A=1) \cdot P(\text{top}/A=0)$$

(5) クリティカルティ重要度 (Criticality Importance : CI) 指標[27];

$$CI = \{P(\text{top}/A=1) \cdot P(\text{top}/A=0)\}P(A)/P(\text{top})$$

ここで、

$P(A)$: 事象 A の発生確率

図 2.13 に不確実さ解析及び感度解析の結果の例を示す[22]。

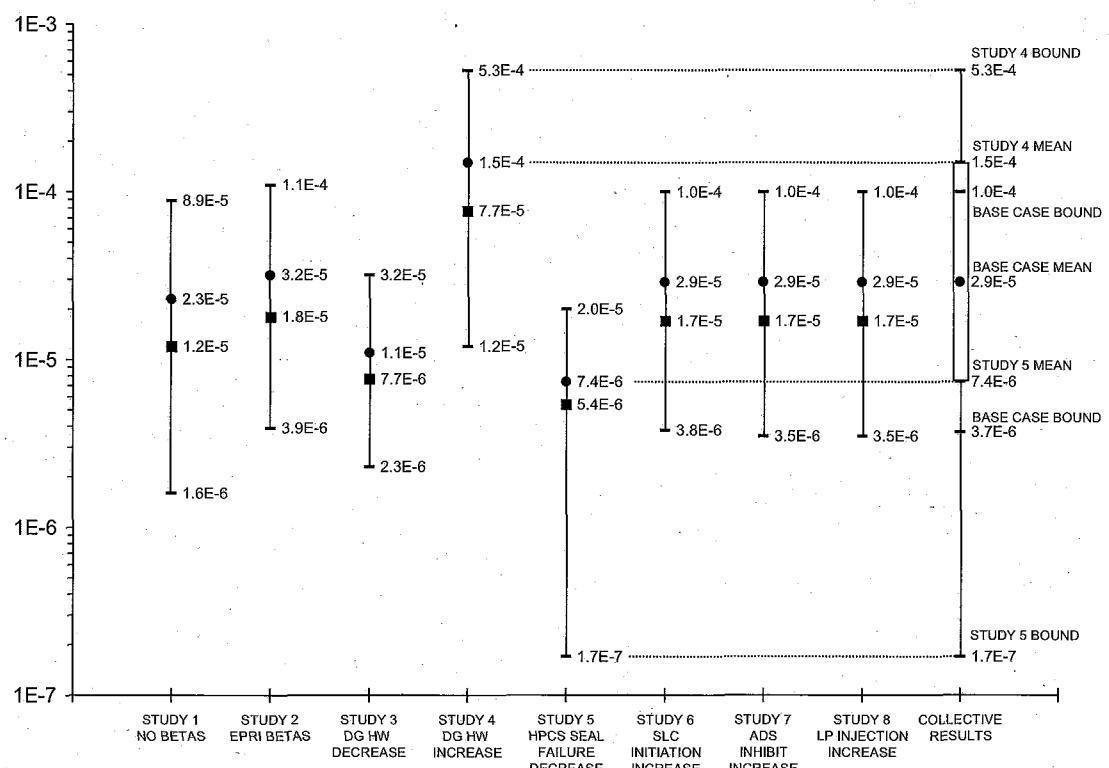


図 2.13 不確実さ及び感度解析結果の例[22]

2.11 報告書作成

レベル 1 PSA の最終段階は、報告書を作成することである。特に、評価結果を得たプロセスを報告書にまとめることが極めて重要である。この報告書には、結果を得るために設定した解析上の仮定や前提条件を全て記載すべきである。また、仮定や前提条件による定量的な影響についても議論すべきである。さらに、事故シーケンスのモデル化

を理解し、評価結果がレビューできるよう十分な情報を提示すべきである。評価結果では、炉心損傷頻度、個々の事故シーケンスの発生頻度、及び、個々の機能や系統の喪失確率に大きな寄与を与える因子を明確にすることが必要である。また、素事象やヒューマンエラー、従属故障などの評価結果への感度、及び、不確実さの特徴についても議論すべきである。

2.12 レベル 1 PSA 評価結果の例

これまで、米国をはじめ各国において PSA が実施されてきている。我が国においても、日本原子力研究所（原研：現在の日本原子力研究開発機構）や原子力発電技術機構（現在の原子力安全基盤機構）、電力会社において実施されている。以下では、原研において実施された PSA の結果を簡単に紹介することとしよう。

原研における PSA は、特定のプラントの評価というのではなく、開発整備してきた手法の適用性を確認することを目的として行われたものであり、MARK-II 型格納容器を有する BWR を対象としている。起因事象は、以下に示す 9 つのグループに分類し、それぞれに対してイベントツリーを作成して定量化を行うことで、炉心損傷頻度の推定が行われている。

- ・ タービントリップ
- ・ 主蒸気隔離弁閉止
- ・ 復水器真空度喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 逃がし安全弁の誤開
- ・ その他のトランジエント
- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA

図 2.14 及び 2.15 に、評価結果を起因事象別及び事故シーケンス別に整理し、それぞれの寄与割合を示すとともに、以下にその概要を説明する。

- 1) 図 2.14 に示すように、タービントリップ起因の事故シーケンスは、炉心損傷頻度 (Core Damage Frequency : CDF) に対して最も大きな寄与を示しているが、これは、タービントリップの発生頻度が他の起因事象よりも 10~100 倍程度大きいことによる。主蒸気隔離弁閉止、外部電源喪失あるいは復水器真空度喪失に起因する事故シ

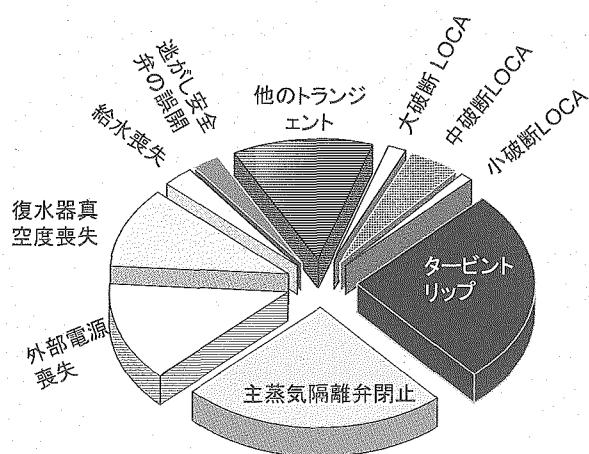


図 2.14 レベル 1 PSA 結果例
(炉心損傷頻度に対する起因事象別寄与度)

一ケンスも比較的大きな発生頻度を示しているが、これは、出力変換系(PCS)の復旧失敗確率が高い値となっていることによる。一方、LOCAについては、その発生頻度がトランジエントに比べて 10~1000 分の 1 以下であり、そのため、これらによる CDF はかなり小さい。小破断 LOCA 起因の事故シーケンスは、中破断 LOCA あるいは大破断 LOCA に起因する事故シーケンスに比べて CDF は小さいが、これは、主として、小破断 LOCA 後の崩壊熱除去に PCS を利用することが可能であることによる。即ち、PCS は、中破断 LOCA や大破断 LOCA に対しては利用できないものの、小破断 LOCA に対しては利用可能な場合があることによる。このように、個々の起因事象（グループ）ごとに CDF が異なる要因は、起因事象の発生頻度に相違があることと、PCS の利用可能性や復旧可能性の有無によるところが大きい。

- 2) 図 2.15 に示すように、トランジエント起因で高圧の炉心冷却が作動するものの崩壊熱除去機能が失敗するという事故シーケンス（図 2.14 における”TW”シーケンス）が最もドミナントであり、全 CDF の 80%以上を占めている。次いで、トランジエント起因で高圧の炉心冷却と原子炉の減圧に失敗する事故シーケンス（図 2.14 における”TQUX”）、及び、LOCA 起因で崩壊熱除去機能が失敗する事故シーケンス（図 2.14 における”AW”、“S1W”、“S2W”）が比較的大きな寄与を示しており、全 CDF の数%を占めている。崩壊熱除去機能喪失シーケンスが大きな寄与を示しているのは、この評価において残留熱除去系（Residual Heat Removal : RHR）の復旧と格納容器ベントを考慮していないことによる。これらのシーケンスでは、炉心損傷に至るまでにかなりの時間（約 20~30 時間）がかかるため、RHR の復旧も十分に可能であり、また、格納容器ベントを行うことで圧力上昇を抑えることでより一層の時間的余裕を持たせることも可能であることから、こうした措置を考慮することで、これらシーケンスによる CDF は、大幅に低減することができる。従って、PSAにおいては、こうした復旧措置や代替手段の有効性に十分な配慮が必要となる。

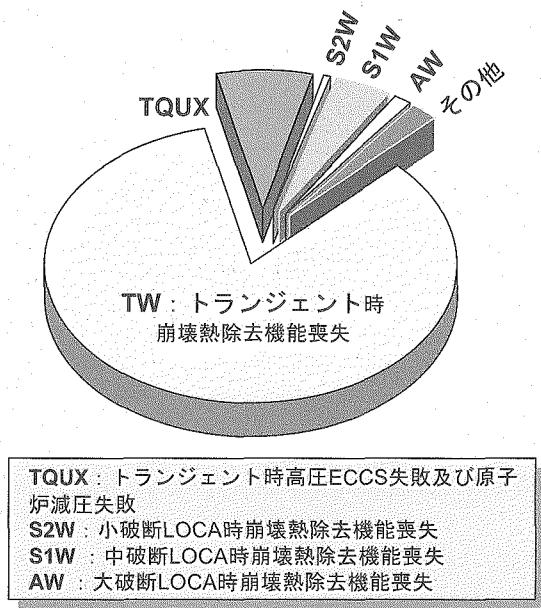


図 2.15 レベル 1PSA 結果例
(炉心損傷頻度に対する事故シーケンス別寄与度)

3. おわりに

本報告書は、東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（専門職大学院）における講義用テキストとしてまとめたものであり、原子力発電所の確率論的安全評価(PSA)、特に、レベル1 PSA（炉心損傷事故の発生頻度評価）について、その手順及び解析手法を、例を示しながら分かりやすく解説している。実際にレベル1 PSAを行うに当たっては、その手順及び方法に関するより詳細かつ具体的な情報が必要となるが、それらについては、本報告書において参考した各種文献、特に、NUREG/CR-2300^[2]、NUREG/CR-4550^[21]及びIAEA No.50-P-4^[3]を参考とされたい。

参考文献

- [1] U. S. Nuclear Regulatory Commission: "Reactor Safety Study : An assessment of Accident Risk in U. S. Nuclear Power Plants", WASH-1400, (1975).
- [2] U. S. Nuclear Regulatory Commission: "PRA Procedures Guide", NUREG/CR-2300, (1983).
- [3] IAEA: "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1)", Safety Series No. 50-P-4, (1992).
- [4] 佐藤一男: 原子力安全の論理, 日刊工業新聞社, (1984).
- [5] W. V. Gately and R. L. Williams: "GO Methodology - Overview", EPRI NP-765, (1978).
- [6] W. V. Gately and R. L. Williams: "GO Methodology - System Reliability Assessment and Computer Code Manual", EPRI NP-766, (1978).
- [7] W. E. Vesely et al.: "Fault Tree Handbook", NUREG-0492, (1981).
- [8] K. N. Fleming, et al.: "A Reliability Model for Common Cause Failures in Redundant Safety System", Proc. of 6th Annual Pittsburgh Conference on Modeling and Simulation, April 23-25, (1975).
- [9] C. L. Atwood: "Common Cause and Individual Failure and Fault Rates for Licensee Event Reports of Pumps at U. S. Commercial Nuclear Power Plant (Draft)", EGG-EA-5289, (1980).
- [10] W. E. Vesely: "Estimating Common Cause Failure Probability in Reliability and Risk Analyses - Marshall-Olkin Specifications", Proc. of International Conference on Nuclear Systems Reliability Engineering and Risk Assessment, (1977).
- [11] C. L. Atwood: "Estimators for the Binomial Failure Rate Common Cause Model", NUREG/CR-1401, (1980).
- [12] K. N. Fleming, et al.: "An Extension of the Beta Factor Method to Systems with

- High Levels of Redundancy", PLG-0289, (1983).*
- [13] A. Mosleh and N. O. Siu: "A Multi-Parameter, Event-Based Common-Cause Failure Model", Proc. of SMiRT-9, Paper No.M7/3, (1987).
- [14] A. D. Swain and H. E. Guttman: "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", NUREG/CR-1278, (1983).
- [15] A. D. Swain, "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure", NUREG/CR-4772, (1987).
- [16] R. E. Hall et al.: "Post Event Human Decision Errors: Operator Action Tree/Time Reliability Correlation", NUREG/CR-3010, (1982).
- [17] G. W. Hannaman, et al.: "A Model for Assessing Human Cognitive Reliability", Proc. of 3rd IEEE Conference on Human Reliability, pp.343-353, (1985).
- [18] A. J. Spurgin, et al.: "Operator Reliability Experiments Using Power Plant Simulators", EPRI NP-6937, (1990).
- [19] G. W. Hannaman and A. J. Spurgin: "Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP)", EPRI NP-3583, (1984).
- [20] D. E. Embrey, et al.: "SLIM-MAUD, An Approach on Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgment", NUREG/CR-3518, (1984).
- [21] A. S. McClymont and B. W. Poehlman: "ATWS: A Reappraisal, Part III, Frequency of Anticipated Transient", EPRI NP-2230, (1982).
- [22] M. T. Drouin, et al.: "Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events: Methodology Guidelines", NUREG/CR-4550, Vol.1, (1987).
- [23] IAEA: "Survey of Ranges of Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment", IAEA-TECDOC-508, (1989).
- [24] J. B. Fussel: "How to Hand Calculate System Reliability Characteristics", IEEE Transactions of Reliability, Vol. R-24, No.3, (1975).
- [25] W. E. Vesely and T. C. Davis: "Two Measures of Risk Importance and Their Application", Nuclear Technology, Vol. 68, (1985).
- [26] W. E. Vesely, et al.: "Measures of Risk Importance and Their Application", NUREG/CR-3385, (1983).
- [27] H. E. Lambert: "Measures of Importance of Events and Cut Sets in Fault Trees", UCRL-75853, (1974).
- [28] Z. W. Birnbaum: "On the Importance of Different Components in a Multicomponent System, Multivariate Analysis -II", Academic Press, pp.581-592, (1969).

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	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
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	メートル毎秒	m/s
密度(質量密度)	キログラム每立方メートル	kg/m ³
質量体積(比体積)	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質量)濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(数の)1	1

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼット	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表 3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad	$m \cdot m^{-1} = 1^{(b)}$	$m \cdot m^{-1}$
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)	$m^2 \cdot m^{-2} = 1^{(b)}$	$m^2 \cdot m^{-2}$
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}	s^{-1}
力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
エネルギー、仕事、熱量	ジユール	J	$N \cdot m$	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
工作效率、放射束	ワット	W	J/s	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
電荷、電気量	クーロン	C	$s \cdot A$	$s \cdot A$
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
静電容量	フアード	F	C/V	$m^{-2} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-2}$
コンダクタンス	ジemens	S	A/V	$m^{-2} \cdot kg^{-1} \cdot s^3 \cdot A^2$
磁束密度	テスラ	T	$V \cdot s$	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/m^2	$kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C	Wb/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
光度	ルーメン	lm	K	K
(放射性核種)放射能	ベクレル	Bq	$cd \cdot sr^{(c)}$	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot cd = cd$
吸収線量、質量エネルギー一分与、カーマ	グレイ	Gy	lm/m^2	$m^2 \cdot m^{-4} \cdot cd = m^{-2} \cdot cd$
線量当量、周辺線量当量	シーベルト	Sv	s^{-1}	s^{-1}
方向性線量当量、個人線量当量、組織線量当量			J/kg	$m^2 \cdot s^{-2}$

(a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なる性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表 4 に示されている。

(b) 実際に、使用する場合には記号 rad 及び sr が用いられるが、習慣として組立単位としての記号 “1” は明示されない。

(c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号 sr を単位の表し方の中にそのまま維持している。

(d) この単位は、例としてミリセルシウス度 m°C のように SI 接頭語を伴って用いても良い。

表 4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa · s	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-1}$
表面張力	ニュートンメートル	N · m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
角速度	ニュートンメートル	N/m	$kg \cdot s^{-2}$
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s	$m^{-1} \cdot s^{-1} = s^{-2}$
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	$kg \cdot s^{-3}$
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量熱容量(比熱容量)	ジュール毎キログラム	J/(kg · K)	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量エンタルピー	毎ケルビン		
質量エネルギー(比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m · K)	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	$m^{-3} \cdot s \cdot A$
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	$m^{-2} \cdot s \cdot A$
誘電率	ファラード毎メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mol^{-1}$
モルエンタルピー	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol · K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
モル熱容量	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	Gy	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2 \cdot s^{-3}$
放射強度	ワット毎メートル	W/sr	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² · sr)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$

表 6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	L	1 L=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ⁶ kg
ネーベル	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10 (Np)

表 7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で SI 単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.60217733(49) × 10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402(10) × 10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691(30) × 10 ¹¹ m

表 8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用される他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	里	1 海里=1852m
ノット	ト	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600) m/s
アード	a	1 a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=10 ⁻¹⁰ m
ペニン	b	1 b=100 fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表 9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイナ	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ボルト	P	1 P=1 dyn · s/cm ² =0.1 Pa · s
ストップ	St	1 St=1 cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G=10 ⁻⁴ T
エルスティック	Oe	1 Oe =(1000/4 π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx = 10 ⁸ Wb
スチール	sb	1 sb = 1 cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ボルト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal = 1 cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表 10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリ	Ci	1 Ci=3.7 × 10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58 × 10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位	IX unit	1 IX unit=1.002 × 10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジアンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W · m ⁻² · Hz ⁻¹
フェルミ	fermi	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 metric carat = 200 mg = 2 × 10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カリ	cal	
ミクロ	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m