

確率論的安全評価における従属故障と外的事象の取り扱い

松 岡 猛*

1. はじめに

大規模システムの信頼度を向上させる手段としては、同一機能を持った系を多重化して、冗長性を持たせる方法が広く実施されている。しかしながら、従属故障により、この冗長性が破られる場合には、独立故障のみが発生すると仮定した場合に比較して、格段にこの冗長系の信頼度が落ちてしまう恐れがある。実際に、現在までの原子力プラントの運転経験においても、冗長系を構成する機器が従属故障により故障した例がしばしば報告されている。また、原子炉安全研究 (Reactor Safety Study)¹⁾が1975年に刊行されて以来、約60の原子力プラントに対して確率論的安全評価 (PSA) が実施されてきているが、これらの PSA の結果を見ても、炉心損傷頻度に主要な寄与をもたらすものの中に、従属故障を含む事象が含まれている。

それゆえ、PSAの実施においては、従属故障を適切に扱うことが極めて重要になってくる。従属故障を全く考慮に入れていない解析結果は、多分に過小評価となっている。逆に、共通原因故障やシステム間相互作用を不用意に過大評価してしまうと、今度は何桁も大きな解析結果が出てくる恐れがある。

本稿においては外的事象も含めた従属故障に対し、その PSA における取り扱い方法を、従属故障の考え方、モデル化、解析手順、データなど、できるだけ広い範囲の解説を試みた。なお、従属故障は PSA のみならず、大規模システムの安全設計、安全運転にとっても十分考慮されるべき事項となっている。

従属故障の事例はすでに多数報告されているとはいえ、個々の機器やそれぞれのプラント固有の条件を考慮すると、統計的に有意義なデータを得るのに十分な事例があるとは言えない。したがって、未だ種々のモデルが共存するとともに工学的判断をも必要とし、従属故障は PSA

解析においても、今後一層の研究が望まれている分野といえる。

2. 従属故障の分類

2.1 故障と原因

従属故障を理解するためには、まず「機器の故障はなぜ起こるか」という点に立ち帰って考える必要がある。故障が発生する場合には必ず何らかの意味で原因があるのではないか。機器の設計基準を越えた厳しい環境条件、例えば高温度、高応力、高圧力、高電圧、疲労、腐食などの物理的な作用は、故障原因として比較的考え易い。また、地震、火災などの外部的な事象が起こり機器が故障に到る場合は、故障原因ははっきりしている。設計ミス、製造ミス、保守・点検ミス、運転時の人的ミスなど、人間の過誤も広い意味では機器の故障原因といえる。このように考えていくと、故障発生には必ず何らかの故障原因が存在するといえる。

2.2 カップリング機構

さて、故障原因が存在するからといって、複数の機器が(同時に)故障するわけではない。同一原因により複数の機器が故障するためには、これらの機器を結び付ける機構(カップリング・メカニズム)の存在が必要である。このようなカップリング・メカニズムとしては、大別して三種類のものが考えられる：第一は機能カップリングであり、これは複数の機器が同一の入力を共有しているとか、一方が他方の支援を受けているなど、機能的に結びついている場合である。第二は空間的カップリングであり、複数機器が同一区画内に設置されているとか、近接しているなど、機能的つながりはないが、空間的に同一の環境条件に曝される可能性のある場合である。第三は人的カップリングであり、同一の人的過誤が複数の機器に作用する場合である。

2.3 原因の強度

一方、故障原因の強さ(大きさ)によっては必ず故障が発生する場合と、必ずしも機器すべてが故障するわけではなく確率的にしか故障が発生しない場合がある。故

* 運輸省船舶技術研究所 システム技術部

Key Words : PSA, dependent failure, common cause failure, external event, system analysis methodology.

障原因を衝撃として捉えた場合に、前者の性質を持つものを致命的 (Lethal)、後者の性質を持つものを非致命的 (Nonlethal) と分類して扱うモデル²⁾もある。

2.4 ランダム性

カップリング機構が存在せず、しかも故障原因が各機器にランダムに作用する場合、あるいは故障原因が弱く故障発生確率が極端に小である場合は、機器間の故障発生に従属性は認められず、ランダム故障あるいは独立故障として扱われる。通常、ランダム故障の場合は故障原因は明確には捉えられないか、あるいは問題としない立場をとり、故障そのものを一定頻度で発生するランダムな事象と考える。

2.5 明示的従属性

これに対して、カップリング機構が存在し、故障原因が致命的な損傷あるいは高い確率で故障を引き起こす場合は、明確に機器間の故障発生に従属性が認められる。この種の従属性は地震、火災などの外的事象による故障など、因果関係の明確な共通原因故障として典型的に現れる。

2.6 パラメトリック従属性

故障原因としてある程度明確な概念があり、カップリング機構の存在も考え得るが、それらの両方あるいはどちらかの存在自体を、確率的な頻度で仮定せざるを得ない場合がある。これは、ランダム故障と明示的従属性の中間に位置し、パラメトリックな方法で取り扱われている従属故障/共通原因故障に相当する。この種の故障発

生頻度は特定の一機器に着目してみたとき、その機器の独立故障発生頻度と同程度、あるいはそれ以下となっている場合が多い。

2.7 故障発生時期

故障発生の時期の問題もある。故障原因が作用してから故障が発生するまでの時間は、故障メカニズム、故障原因の強さなどに依存し、確率的に分布していると考えられる。従属故障、共通原因故障により系の冗長性が破られるためには、故障の同時発生が条件となってくるが、この“同時”の絶対的な時間幅は存在せず、解析対象の系に要求される機能により定まってくる相対的なものである。故障発生の時間遅れの効果を取り入れた共通原因故障の解析方法の研究³⁾も、最近行われている。

2.8 故障分類法の現状

以上の議論を整理して第1表にまとめてみた。本解説では故障を、外的事象に起因する従属故障、ある機器の故障がほかの機器の故障を引き起こす (カスケード型) 従属故障、外的事象以外の共通の原因がもつて、複数の機器の故障がパラレルに発生する、共通原因故障、独立事象であるランダム故障に分類している。

なお比較のため、ほかの文献における分類も第1表に示しておく。PRA Procedures Guide⁴⁾の分類では、外的事象をタイプ1、システム間の従属故障をタイプ2、同一システム内の従属故障をタイプ3と区別し、タイプ2, 3は更に、A: 機能的従属性、B: 支援系 (機器) の共有によるもの、C: 同一物理的環境条件によるもの、

第1表 従属故障・独立故障の分類

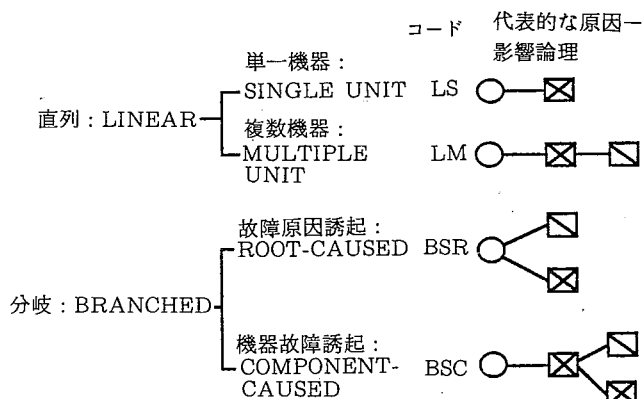
故障原因の 明確性	故障原因 影響範囲	具体的 故障原因	カップ リング 機構	分 類				解析方法 モデル
				本解説	PRA Procedures Guide ⁴⁾	原子炉苛酷 事故解析	原因-影響 ダイアグラム	
明確 ランダム あるいは 恒常的に 存在	全プラント	地震	空間的	外的事象	タイプ1	外的事象	B S R	明示的
	複数システム	火災 浸水	空間的	外的事象	タイプ1	外的事象	B S R (BSC, LM)	明示的
		機能的関連 支援系 (機器) の 共有 機器の故障による 物理的環境の変化	機能的 機能的	従属故障 従属故障	タイプ 2A/3A タイプ 2B/3B	機能的従属性 支援系の 従属性	B S C B S C	明示的
			空間的	従属故障	タイプ 2C/3C	伝播故障	LM	
	単一システム	物理的環境 (高温度, 高圧力 振動, 腐食, 高電圧, ...) 設計・製造 保守・点検 運転時の人的要因	空間的 人的 人的 人的	共通原因故障 共通原因故障 共通原因故障 共通原因故障	タイプ 2C/3C タイプ 2D/3D タイプ 2D/3D タイプ 2D/3D	共通原因故障 共通原因故障 共通原因故障 共通原因故障	B S R B S R B S R B S R	明示的 パラメト リック
不明確 考慮せず	個々の機器		ナシ	ランダム故障			L S	

※ 原因-影響ダイアグラム欄については第1図参照

D: 人的要因の共有によるもの、と細分化している。

原子炉苛酷事故解析 (NUREG-1150)⁵⁾ では、外的事象と従属故障を区別し、従属故障は更に直接的な機能的従属性、支援系による従属性、および直接的にはモデル化のできない共通原因故障、物理環境の変化に起因する伝播故障に分類している。

米国電力中央研究所 (EPRI) では従属故障をより直観的に表現する方法として“原因-影響ダイアグラム”⁶⁾を開発している。この方法ではまず、機器の状態を使用可能状態と使用不可能状態に分類している：使用不可能状態を故障（記号 $\boxtimes$ で表現）と機能的な使用不可能状態（同 $\square$ ）に区分けしている；使用可能状態は、正常状態（ $\square$ ）および放置しておく故障状態となるもの（ $\boxtimes$ ）に分類される。故障を引き起こす原因は $\bigcirc$ で表現し、それらを組み合わせて第1図に示すような分類を、従属故障に対して実施している。この表現方法では複数機器の故障関係の形態が言葉によるより明快な形で示され、事象の理解が容易である。第1表には、この分類方法によるコードをも示しておいた。



第1図 原因-故障ダイアグラムによる分類

2.9 解析方法の現状

解析方法としては、従属故障を直接イベント・ツリー、フォールト・ツリー中に取り入れて解析する明示的 (Explicit) な方法と、 β ファクタ法に代表されるパラメトリックな方法とに分類できる。解析方法の詳細については次章以下で取り上げる。

3. 外的事象解析

3.1 内的事象と外的事象解析との関係

PSA において外的事象の解析を実施する際には、内的事象の解析がすでに完了している場合が多い。また、

解析対象プラントのリスクを、内的事象によるものと外的事象によるものとを合わせて、総合的に評価する必要もある。このように、外的事象解析は内的事象解析を基本として進めるのが通例である。

内的事象解析では、主として過去の運転経験、工学的判断に基づいて起因事象[†]を選定し、事故シーケンスの解析においては、ランダム故障や外的事象以外の従属故障が発生すると仮定し、解析を進めていく。これに対して、外的事象解析ではまず、外的事象そのものの発生頻度および大きさを求める事 (ハザード解析) と、外的事象が発生した場合の各システム・機器の条件付故障確率を評価することに、かなりのウェイトが置かれている。その後、外的事象が発生した場合のプラント状態を定め、その境界条件下で、内的事象解析と同様の手順で解析を進めていくことになる。

外的事象解析においては、内的事象解析との整合性が要求される。それゆえ、内的事象で用いられたイベント・ツリー/フォールト・ツリー、ランダム故障確率、外的事象以外の共通原因故障モデル、試験・保守データなども活用されることとなる。また、内的事象解析結果との比較可能性や解析対象プラントの固有の条件が、十分考慮されていることも要求される。

3.2 外的事象のスクリーニング

外的事象解析において検討対象となり得る事象としては、地震、火災、内部浸水、外部浸水、輸送事故、パイプライン事故、航空機衝突、強風、竜巻、森林火災、地滑り、火山活動などが挙げられる。輸送事故においては、危険物輸送中の事故がプラントの近傍で発生し、火災発生や有毒物質の流出のため、プラント運転に何らかの影響を及ぼすことが考えられる。また、プラント近傍にパイプラインが設置されている場合には、その事故時の影響評価が必要となってくる。

これらの事象に対して以下の“ふるい分け基準”を適用し、いずれかが満たされるときには、解析対象から除外していく。

- (1) プラントの設計基準を越えない事象。
- (2) 他の事象に比較して発生頻度と影響がともに小である事象。
- (3) プラントに影響を及ぼさない遠方でのみ発生する事象。
- (4) 他の類似事象に含めて取り扱うことが可能な事象。

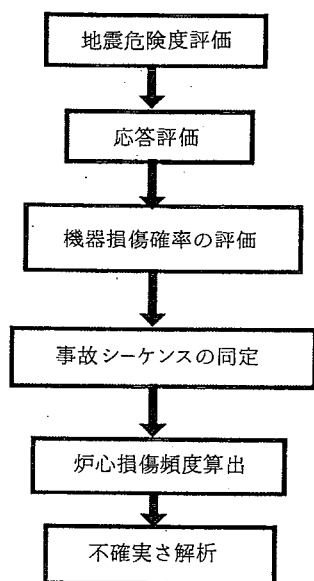
以上のふるい分けの結果残った事象については更に詳細解析を実施していく。NUREG-1150 においては、このふるい分けにより外的事象として、地震および火災のみが残されている。以下の二節においてこの地震および火災解析を実施する場合の手順を説明する。

[†] 起因事象や事故シーケンスの定義については、本特集集中の展望記事を参照されたい。

3.3 外的事象“地震”

原子力プラントにおける地震リスク評価の研究は原子炉安全研究 (RSS) の初期の頃から始められており、原子炉苛酷事故解析 (NUREG-1150) においても解析が実施されている。特に日本では地震発生頻度が高いことからリスクとして無視できないと考えられ、日本原子力研究所が手法開発を進めており、その成果が公表⁷⁾されている。

地震リスク解析は第2図に示すように、六つの段階から構成されている。



第2図 外的事象地震の解析手順

3.3.1 サイトにおける地震危険度の評価

この評価では、サイト周辺の歴史地震と活断層に関するデータを分析し、そこで発生し得る地震の規模と頻度を評価する。ついで、震源からサイトまでの距離減衰を考慮して、サイトにおける地震危険度を評価する。地震危険度は、解放基盤における最大加速度とその発生頻度のグラフで表現される。

米国における地震危険度の研究としては、ローレンス・リバモア研究所 (LLNL)⁸⁾ および米国電力中央研究所 (EPRI)⁹⁾ のものが知られており、NUREG-1150 においては、両研究の成果に基づき解析を実施している。

3.3.2 地震動に対する応答の評価

この評価では、サイトに加えられた地震動に対する建物と構造物および機器の応答を評価する。解放基盤から表層地盤への伝播、建物と地盤の相互作用、建物と構造物および機器内での振動の伝播と増幅ならびに減衰を考慮して、これら対象物の最大加速度や最大モーメントを求める。

この応答解析として、SSMRP (Seismic Safety

Margins Research Program)¹⁰⁾ で行われた詳細法と、Zion プラントその他の PSA で実施されている簡便法¹¹⁾ とがある。原研ではこれら両方法の長所を取り出した、中間的な解析方法を採用している。

3.3.3 機器損傷確率の評価

3.3.2 で求めた応答に対し、建物と構造物および機器の損傷確率を評価する。応答は確率分布で与えるが、これに対する機器などの耐力も確率分布で与え、応答が耐力を上回った場合に損傷するとして、損傷確率を求める。SSMRP において主要機器の耐力データが整備されているが、解析対象プラントに固有な条件を考慮した評価も必要である。

3.3.4 事故シーケンスの同定

地震時において想定される起因事象と炉心損傷に至る事故シーケンスを同定し、イベント・ツリー、フォールト・ツリーの形で表現する。内的事象解析で作成したイベント・ツリー、フォールト・ツリーが参考になるが、地震時に顕著になるシーケンスと故障とをさらに考慮する必要がある。

3.3.5 炉心損傷頻度算出

地震動発生頻度、地震時機器損傷確率を用いてフォールト・ツリー、イベント・ツリーの定量評価を行う。地震動レベルが大であると、各々の機器の損傷確率はランダム故障に比較して大幅に増加し、高次のミニマル・カット・セットでも無視できない値をもってくる。地震動による機器の損傷間には相関を持たせる必要があり、相関係数として、NUREG-1150 では以下の値を与えている。

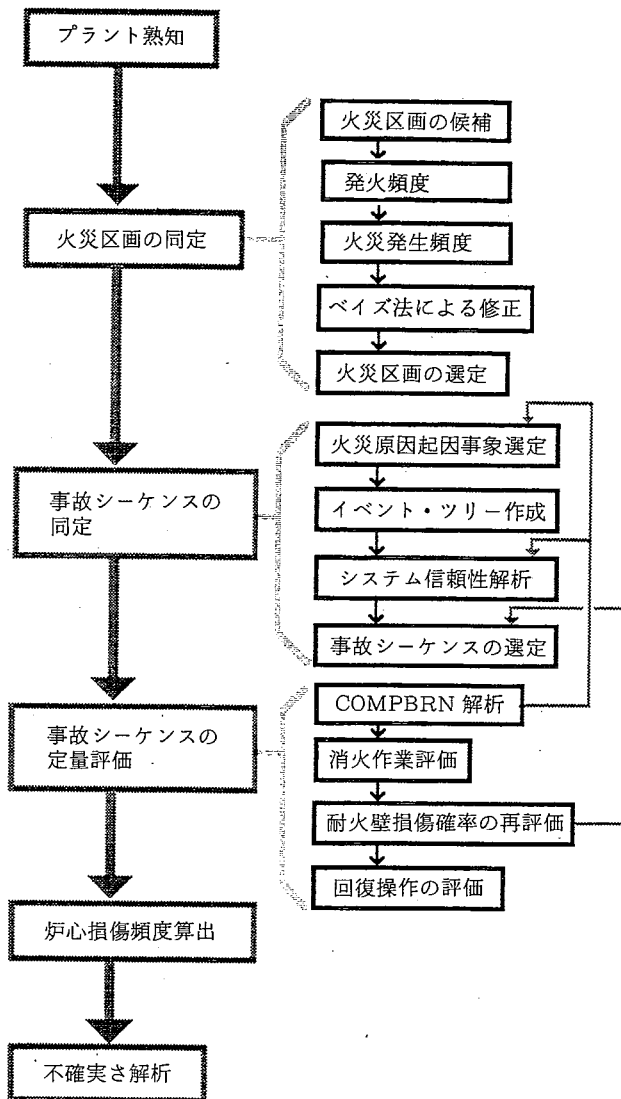
同一床面上に置かれた同一周波数域に共振する機器間	 1.0
同一床面上に置かれた異なる周波数域に共振する機器間	 0.5
異なった床面上に置かれた同一周波数域に共振する機器間	 0.75
一か所に設置された弁間	 1.0
その他の機器間	 0.0

3.3.6 不確実さ解析

地震リスク評価においては内的事象に比較し、地震動、建物と構造物および機器の応答、機器耐力に関する不確実さが余分に入ってくる。これらの不確実さをも考慮して、モンテカルロ法により最終結果の確率分布を求める必要がある。

3.4 外的事象“火災”

原子力プラントにおける外的事象としては、地震に次いで火災が重要なものとされ、原子炉苛酷事故解析でも取り挙げられ、解析が行われた。その結果、炉心損傷頻



第3図 外的事象火災の解析手順

度への寄与は、全内的事象と同程度あるいはそれ以上という結果が出ている。わが国においても火災リスクの研究が筆者らにより進められている¹²⁾。

火災リスク解析は第3図に示すように大きくわけて六つの段階から構成されている。

3.4.1 プラントの熟知

火災リスク評価の場合は、プラント情報として内的事象解析で得たものに加え、可燃性物質の取り扱い方法、貫通孔と耐火壁の位置、防火体制、消火作業手順など、火災に関連した事項を調べる必要がある。また、プラントの三次元的構造、配線の設置位置も重要な情報となる。

3.4.2 火災区画の同定

耐火壁に取り囲まれた部分を一火災区画とし、その中から、安全系に関連した機器または電源あるいは制御用配線のある区画を、火災区画の候補として選定する。つぎに、各火災区画の候補について、火災発生頻度を求め

る。火災発生頻度は火災データベース¹³⁾の値を参考に推定する方法と、発火頻度から各区画特有の条件を考慮して算出する方法がある。

また、対象プラントに過去の火災事象に関する情報のある場合は、その知見をベイズ法により取り入れ、発生頻度の修正を行う。

この火災発生頻度が 10^{-6} /(区画・年)以上の区画のみを取り上げ、次の解析へ進む。

3.4.3 事故シーケンスの同定

各火災区画における火災のそれぞれに対し、何が起こり得るかを検討し、起因事象を選定する。この起因事象に始まるイベント・ツリーを作成するが、その際、火災発生によるプラント状態（ある一群の機器が火災により機能喪失を起こしていると仮定）を考慮に入れる必要がある。フォールト・ツリーの作成も、火災発生時の状態を考慮して行う。この段階でフォールト・ツリー、イベント・ツリーの予備的な定量解析を実施し、各事故シーケンス発生頻度が 10^{-8} /(炉・年)以上のものを選定し次の解析に移る。

3.4.4 事故シーケンスの定量評価

火災発生後、火災が物理的にどのように進展するのかを評価する。これにより、時間経過とともにどの範囲の機器が損傷するかを推定する。この解析コードとしてはCOMPBRN III¹⁴⁾が広く用いられている。

火災進展解析の結果、機器が損傷するまでの時間が得られるので、その間における消火成功確率を評価する。評価方法としては、(1)消火に割り当てられる時間と消火成功確率の関係を過去のデータより求め、そのグラフ表現¹⁵⁾を用いる方法と、(2)人間の行動モデル（消火モデル）を用いる方法¹⁶⁾がある。

また、火災進展の様子がこの段階で明らかになるので、耐火壁の損傷確率を再評価し、場合によっては事故シーケンスの選定にまで遡り、解析を行う。さらに、事故進展の遅いシーケンスに対しては、ランダム故障機器の人間による回復操作の効果を取り入れる。

以上の検討により、火災による機器故障状態は3.4.3で仮定したものより、より現実的なものとなる。

3.4.5 炉心損傷頻度算出

火災発生頻度、火災による機器の損傷確率、機器のランダム故障確率、消火成功確率、回復操作成功確率などの値を用いて、イベント・ツリーの定量解析を行い、炉心損傷頻度を算出する。

3.4.6 不確実さ解析

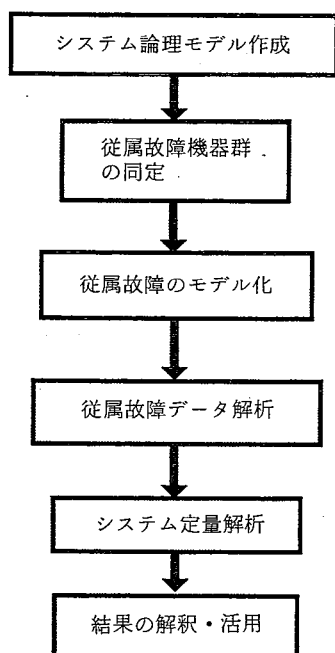
火災リスク解析においても、機器の故障確率の不確実さだけでなく、火災進展モデルや消火の成功確率ならびに回復操作の不確実さなど、異なる種類の不確実さを考

慮し解析する。

4. 従属故障と共通原因故障の解析

従属故障/共通原因故障を PSA において考慮するのは、主としてシステム解析（すなわちフォールト・ツリーなどによる安全系の解析）の段階で関与してくる。ここでは、従属故障/共通原因故障を取り入れたシステム信頼性解析の手順を検討し、PSA において従属故障/共通原因故障がどのように取り扱われるかを見ていくことにする。

解析手順は第4図に示すように、大別して六つの段階から構成されている。もちろん、この解析手順は一般的な流れを示したもので、各段階の間には密接な関連のみならず重複もあり、場合によっては繰り返し解析、実施順序の入れ換え、手順の省略も有り得る。



第4図 従属故障/共通原因故障の解析手順

4.1 システム論理モデルの作成

すべてのシステム解析に共通することであるが、解析の第一歩は対象とするシステムを十分理解することである。

システムの目的とする機能は何か、どんな機器から構成されているか、運転手順、試験と保守スケジュール、システムの置かれた物理的環境などの一般的情報のほか、従属故障/共通原因故障の観点から、機器多重故障を起こしそうな設計または運転あるいは保守手順にも注意を払う必要がある。解析における種々の境界条件、他の系との機能的なつながり、システムの成功基準、ミッション時間、考慮すべき故障モードなども重要な情報と

なる。

システムの論理モデルを作成する手法としては、イベント・ツリー、フォールト・ツリー、信頼性ブロック・ダイアグラム、GO手法¹⁷⁾、GO-FLOW手法¹⁸⁾などが存在するが、現在のところイベント・ツリー、フォールト・ツリーが最も広く使われている。これは、RSS以来使用され馴染みがあることと、応用ソフトが多いためである。システムの論理モデルにおいては、機器の故障モードの段階まで分解して表現する必要がある。

4.2 従属故障/共通原因故障機器群の同定

この解析においては、従属故障/共通原因故障が起こり得る機器の組み合わせを同定する。しかし、可能性のありそうなすべての組み合わせを選定していくとその数は膨大なものとなり実際の解析が困難となってしまう。そこで、定性的あるいは定量的なスクリーニングも併せて実施し、数を絞り込んでいく。

4.2.1 定性的スクリーニング

機器群の選定においては、以下の項目について機器群の中での共通性/関連性の有無を検討していく。

機器の型、使用される場所、使用条件、製造業者、機器の置かれた環境条件、機器の初期状態、試験条件、保守手順、機器間の接続関係、機器故障発生時の影響。

さらに、同じ機構の動的機器が冗長系を構成している場合は、共通原因故障機器群として選定する。異なった種類の機器により冗長系が構成されている場合は、機器の一部に互いに同一機構の部分があれば、それを取り出して共通原因故障機器群とする。静的機器（配管、フィルタなど）は故障率が動的機器に比較して小さいため、しばしば解析対象から除外されるが、ケースバイケースで慎重に判定する必要がある。

上述のように機器を順次調べていく方法とは別に、故障原因から解析を進めていく方法も提唱されている¹⁹⁾。この方法は次の6段階から成る：

- (1) 従属故障/共通原因故障を起こしそうな根本原因 (Root Cause) を選定する。この根本原因とは、機器に故障をもたらす原因をより一般的かつ抽象的に分類したものである。
- (2) 根本原因と機器群の組み合わせの中で、ほかの故障に比較し重要でないものを除外する。
- (3) システムの故障をもたらす機器群を同定する。
- (4) 根本原因によりシステム故障をもたらすシナリオを選び出す。
- (5) 上記シナリオを構成するミニマル・カット・セットを同定する。
- (6) ミニマル・カット・セット中の根本原因と機器故障の関係を詳細に検討し、重要でないものは除外する。

機器の故障原因をより一般化された根本原因のレベルで考えていくので、従属故障/共通原因故障の選定における洩れや抜けが少なくなる。この方法による解析を実施するための計算コードとしては、COMCAN III¹⁹⁾が知られている。類似の計算コードとしては、SETS²⁰⁾、WAMCOM²¹⁾も知られており、これらはフォールト・ツリーの頂上事象を引き起こすような共通原因の二重の組み合わせまで同定する。

4.2.2 定量的スクリーニング

以上の定性的解析方法に続いて定量的評価を行い、従属故障/共通原因故障機器群の数をさらに絞り込んでいく。ただし、ここでの定量的評価は、比較的単純なモデルによる予備的な評価である。

まず、機器群に対する共通原因故障 C_{CCF} を、新たに基本事象として定義し、フォールト・ツリー中において、この機器群に属する機器の故障があらわれるすべての位置に C_{CCF} を付加する。事象 C_{CCF} の発生率を後述の β ファクタ法で評価し ($\beta = 0.1$ を用いる)、フォールト・ツリーの頂上事象発生確率を求める。その結果、システム故障全体への寄与が微小な共通原因故障は、解析対象から除外していく。

なお、従属故障の場合は、従属して故障するすべての機器の基本事象の位置に原因となる機器故障の事象を付加して、フォールト・ツリー頂上事象発生確率を評価し、これをもとにスクリーニングを行う。

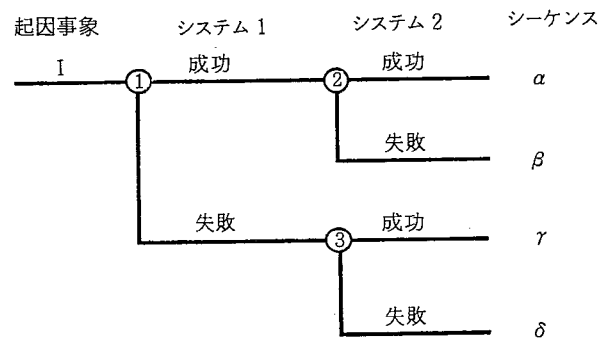
以上の手順により従属故障/共通原因故障機器群の同定が実施されるが、この段階は全解析中でも特に重要なものといえる。これ以降でいかに精密な解析を実施しても、この時点で解析対象から抜けている事象は考慮のしようがないからである。従属故障/共通原因故障の解析において最も重要なことは、いかにして主要な事象を、抜けや洩れなく見つけ出すかということである。検討の対象として列挙されていれば、定量的解析において多少の誤差が生じて大幅に誤ることは無いといえるし、データや知見の蓄積により、容易に修正も可能となる。

4.3 従属故障/共通原因故障のモデル化

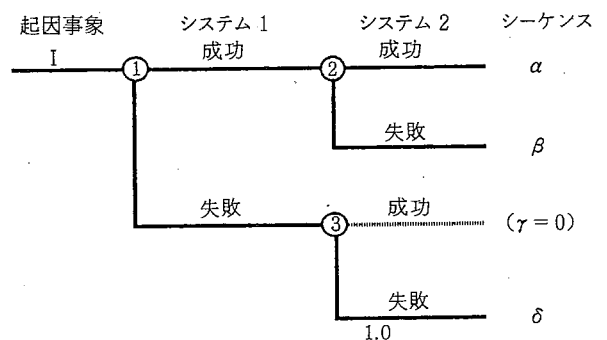
この段階において前節の手順により同定された従属故障/共通原因故障機器群をもとに、システム論理モデルの中に、従属故障/共通原因故障からの寄与を組み入れる。これには、大きく分けて(1)明示的 (Explicit) な方法と、(2)パラメトリックな方法がある。

4.3.1 明示的方法

関連する一連の機器がはっきりしている従属故障と故障原因および影響される機器が明確な共通原因故障は、4.1のシステム論理モデルを修正し、従属性の寄与を直接的に表現する方法がとられる。したがって、明示的方



第5図 サンプル・イベント・ツリー



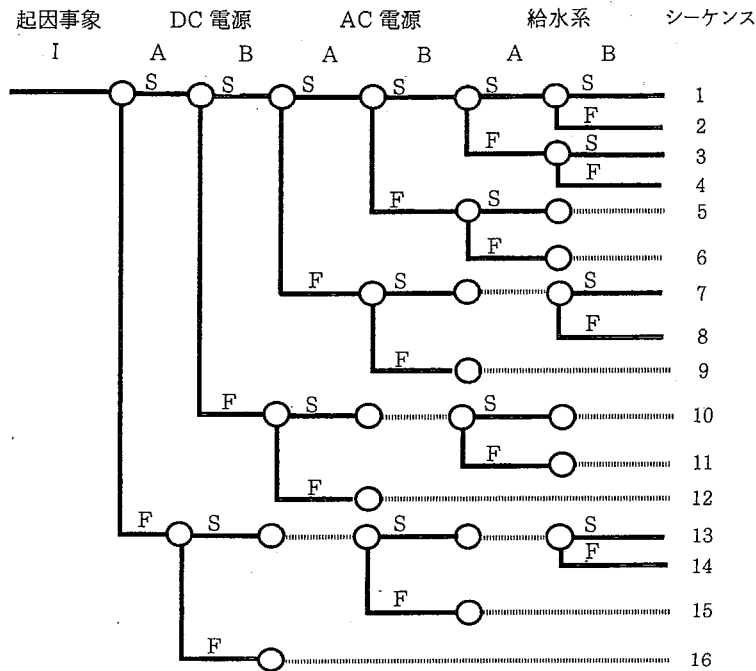
第6図 システム間従属性を考慮したイベント・ツリー

法は、外的事象解析とよく似た取り扱いとなる。以下、3種のモデル的なシステムを例にとり、取り扱いの具体的側面を検討してみよう。

第一の例は、システム間に従属性が存在する場合である。システム1とシステム2からなるイベント・ツリーは一般に第5図のようになる。いま、システム1の成功がシステム2の動作にとって不可欠であるとすれば、イベント・ツリーを第6図のように修正すると、この従属性はモデル化できる。第6図の場合はシステム1の故障は確率1.0でシステム2の失敗をもたらすが、より弱い従属性のある場合には、第5図の中の点③における分岐確率を変更すればよい。

第二の例として支援系の共有による従属性を取り上げてみる。システム1, 2, 3はそれぞれA, B二系統の冗長系となっている。各系統はそれに固有の給水系からの給水を必要とし、この給水系の動作にはDC, AC両電源を必要とする。さらに、AC電源の作動にはDC電源の正常動作が必要と仮定する。

上述の支援系についての条件をイベント・ツリーで直接モデル化すると、第7図のようになる。図中SおよびFはそれぞれ各系統の作動成功および失敗を意味する。また、点線の部分は、作動を必要とするほかのシステムがすでにイベント・ツリーの上流において故障して

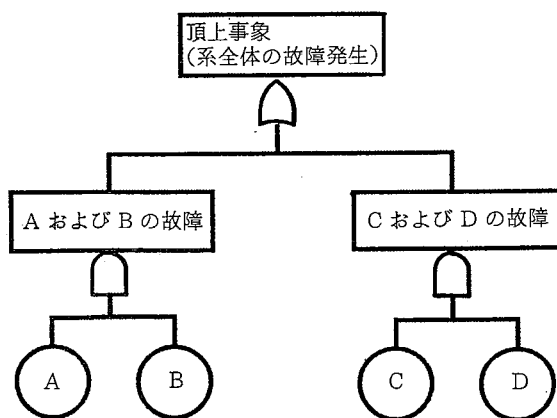


第7図 支援系間の従属性を考慮したイベント・ツリー

おり、システム自体の成否に関わらず動作不能となることを表わしている。

システム1～3にとっては給水系からの給水の有無だけが問題であるため、支援系の状態は給水系統A, Bの成否の組み合わせに対応する $2^2=4$ 個のシーケンス1～4に集約される。第7図のイベント・ツリーの定量評価を行い、集約されたシーケンス1～4の出現頻度を求め、それをシステム1～3の境界条件として解析を実施する。つまり、給水系統Bが機能していない場合は、システム1～3のB系統すべてが作動不能という条件を考慮して、第7図のイベント・ツリーのシーケンス部を展開していく。

システム1～3の間に共有する機器が存在する場合は、それらの機器についてのイベント・ツリーを作成し、今と同様にシステム1～3についての境界条件を求め、解析

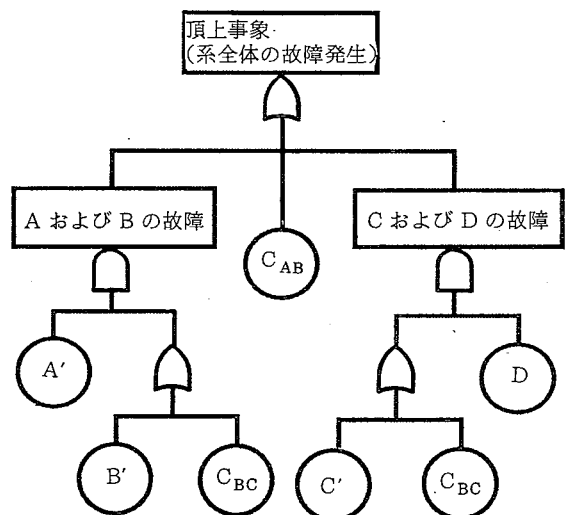


第8図 サンプル・フォールト・ツリー

を行う。

第三の例としては、第8図に示すフォールト・ツリーにおいて共通原因E, Fが存在する場合を考えてみよう。故障原因EによりAとBの故障が、故障原因Fにより、BとCの故障が発生する。これらの共通原因故障事象をそれぞれ C_{AB} , C_{BC} とし、A, B, Cの独立故障部分を A' , B' , C' とすると、フォールト・ツリーを第9図のように修正することにより、これらの共通原因故障をモデル化できる。 C_{AB} はフォールト・ツリーの構造から頂上事象の直下に置くこともできる。しかし、 C_{BC} は単独では頂上事象を引き起こさないためB, C各事象の位置に入れておく必要がある。

もし共通原因が100%機器故障を引き起こすとすると、 C_{AB} , C_{BC} の代わり



第9図 共通原因故障を組み入れたフォールト・ツリー

に故障原因の出現事象をおいても良い。

以上が従属故障/共通原因故障を明示的に取り扱う方法であるが、システム規模が大きい、多数の故障原因が存在するなどの理由でモデル化が困難であるとか、故障原因や故障連鎖が不明確でモデル化が不可能である場合には、次に述べるパラメトリックな方法が用いられる。

4.3.2 パラメトリックな方法

明示的方法では、具体的な故障原因や従属故障の関連をまず明確にする必要がある。これに対してパラメトリックな方法では、実際のプラント運転経験から求めたデータを基に、従属故障/共通原因故障の発生頻度を推定する。そのため、故障原因や従属故障の連鎖を特に明確に

する必要はなく、主要な事象の洩れと抜けが少なくなると考えられる。しかし、解析対象プラント固有のデータに限界があるため、不確かさが大きくなるという欠点がある。

故障データから従属故障/共通原因故障発生頻度を評価した後に、(1) 事故シーケンスのミニマル・カット・セット (従属故障/共通原因故障を含んだ) の直接評価や、(2) フォールト・ツリー中に共通原因故障を組み入れる前節の明示的方法と同様の処理を行うこととなる。

いま、 m 個の機器で構成されているシステムを考える。各機器は同種の機器で、各々の独立故障確率はどれも Q_1 であると仮定する。このシステムにおいて特定の k 個の機器が同時に故障する確率を Q_k とすると、特定の一つの機器の全故障確率 Q_i は

$$Q_i = \sum_{k=1}^m {}_{m-1}C_{k-1} Q_k \quad (1)$$

となる。これら Q_k の Q_i に対する比を推定する方法として種々の提案がなされている。以下において主要な方法の概略を説明する。

(1) β ファクタ (Factor) 法

この方法は高温ガス炉 (HTGR) の解析の際に、Fleming により提唱され使用された方法²²⁾で、その後の共通原因故障解析において広く用いられている。

このモデルでは、機器の全故障率を、独立故障と共通原因故障の部分の和と考える。共通原因故障が発生したときは、故障原因が作用した機器のすべてが同時に故障すると仮定している。それゆえ、(1) 式において Q_1, Q_m 以外はすべて 0 とし、

$$Q_m = \beta Q_i \quad (2)$$

$$Q_1 = (1-\beta) Q_i \quad (3)$$

$$\beta = Q_m / (Q_1 + Q_m) \quad (4)$$

の関係でパラメータ β を用い、共通原因故障からの寄与を表現する。

なお、故障率の異なる二つの機器 A, B の間での β ファクタは、確率でなく故障率を基準にとり、次のように定義される。

$$\lambda_C = \beta_A \cdot \lambda_A = \beta_B \cdot \lambda_B \quad (5)$$

ここで λ_C は共通原因故障発生率、 λ_A と λ_B はそれぞれ共通原因をも含めた機器 A と B の故障率である。 β ファクタとしては、それぞれ β_A, β_B のように機器により異なった値が定義されることになる。

(2) MGL (Multiple Greek Letter) モデル

冗長度がより高いシステムの解析に適用するため、 β ファクタ法を拡張したモデル²³⁾である。同種の m 個の機器の冗長系につき、(1) 式をもとに考えてみる。

いま、次式により Q_k を Q_i の部分として表現する。

$$Q_k = \frac{1}{{}_{m-1}C_{k-1}} \prod_{i=1}^k \rho_i (1-\rho_{k+1}) Q_i \quad (6)$$

ここに、

$$\rho_1 = 1, \rho_2 = \beta, \rho_3 = \gamma, \rho_4 = \delta, \dots \quad (7)$$

である。

上式を $k=1, 2, 3$ について具体的に書くと、

$$Q_1 = (1-\beta) Q_i \quad (8)$$

$$Q_2 = \frac{1}{(m-1)} \cdot \beta (1-\gamma) Q_i \quad (9)$$

$$Q_3 = \frac{2}{(m-1)(m-2)} \cdot \beta \gamma (1-\delta) Q_i \dots \quad (10)$$

となる。ここに、ギリシャ文字 (Greek Letter) β, γ, δ は、ある機器の他の一個以上の機器との同時故障を考えたときに次の意味がある。

β : ある機器の全故障確率中における、自分自身を含めた 2 個以上の機器が同時に故障する割合。

γ : 自分自身を含めた 2 個以上の機器の同時故障確率において、3 個以上同時に故障する割合。

δ : 自分自身を含めた 3 個以上の機器の同時故障確率において、4 個以上同時に故障する割合。

(8) から (10) 式において、 βQ_i は 2 個以上の機器の同時故障発生確率であり、 $\beta Q_i (1-\gamma)$ はそのうちで 2 個だけの機器が同時に故障する確率である。 Q_2 は特定の 2 個の機器が故障する確率のため、組み合わせの数 ${}_{m-1}C_1$ で割り算している。 Q_3 についても同様の関係である。

上式で γ 以上の係数がすべて 1.0 であるとすると、

$$Q_1 = (1-\beta) Q_i \quad (11)$$

$$Q_k = 0; k=2 \sim m-1 \quad (12)$$

$$Q_m = \beta Q_i \quad (13)$$

となり、既述の β ファクタ法に一致する。

(3) α ファクタ (Factor) 法

β ファクタ法あるいは MGL モデルでは、データからパラメータ値を正確に推定することが難しい。そこで、より簡便なモデルとして α ファクタ法²⁴⁾がある。

β ファクタ法と MGL とも、機器の故障率 (あるいは故障確率) を基礎にしているが、 α ファクタ法ではシステムの故障率 (あるいは故障確率) を基準にしている。それゆえ、 α ファクタ法の方がより直接的に観測データと結びつけられる。

任意の k 個の機器が共通原因により故障する割合を α_k と記す。このとき、

$$\alpha_k = {}_m C_k \cdot Q_k / \sum_{k=1}^m {}_m C_k \cdot Q_k \quad (14)$$

$$\alpha_1 + \alpha_2 + \dots + \alpha_m = 1 \quad (15)$$

となり、 Q_k, Q_i との間には以下の関係が成立する。

$$Q_k = \frac{k \cdot \alpha_k}{m-1 C_{k-1} \cdot \alpha_i} Q_i \quad (16)$$

$$\alpha_i = \sum_{k=1}^m k \cdot \alpha_k \quad (17)$$

ここに、 α_i は機器の全故障総数に比例し、 $k \cdot \alpha_k$ は任意の k 個の機器が同時に故障する場合の機器故障数に比例する。また、 $(k \cdot \alpha_k / \alpha_i) \cdot Q_i$ は特定の 1 個の機器が、他の任意の $k-1$ 個と同時に故障する確率となっている。それ故、特定の k 個の機器が同時に故障する確率 Q_k は、組合せの数 $m-1 C_{k-1}$ で割って (16) 式の様になる。

(4) BFR (Binomial Failure Rate) モデル²⁾

このモデルにおいては、故障原因として致命的 (Lethal) なものと非致命的 (Nonlethal) なものを考えている。それぞれの出現頻度を ω と μ で表わす。致命的衝撃 (Lethal Shock) が与えられたときは、すべての機器が確率 1.0 で故障するとし、非致命的衝撃 (Nonlethal Shock) の場合は、各々の機器が確率 p で互いに独立故障するとしている。

確率 Q_k と上記パラメータとの関係は、

$$Q_1 = Q_I + \mu p(1-p)^{m-1} \quad (18)$$

$$Q_k = \mu p^k (1-p)^{m-k} \quad (k=2 \sim m-1) \quad (19)$$

$$Q_m = \mu p^m + \omega \quad (20)$$

となる。ここで、 Q_I は各機器のランダム故障確率を表わす。

(5) その他の方法

以上の (1) から (4) までの方法のほかにも、種々のモデルが提唱されているが、ここではそれらを列挙するだけにとどめ、詳細は以下の参考文献に譲ることとする：Marshall & Olkin 法²⁵⁾、修正 β -Factor 法²⁶⁾、一般化 β -Factor 法²⁷⁾、Common Load Model²⁸⁾、Multiple Dependent Failure Fraction Method²⁹⁾。

4.4 従属故障/共通原因故障データの解析

従属故障/共通原因故障データの解析としては、二通り考えられる。一つは、過去に発生した従属故障/共通原因故障の事例を個々に検討し、解析対象プラントに適用できるか否かを判断し、システム論理モデルへ取り入れる定性的な解析である。このような解析に必要な事例データは LER³⁰⁾ から得られるが、NUREG/GR-4550³¹⁾ の報告書にもいくつかの事例が載っている。

もう一つは、機器故障データを定量的に取り扱う方法で、インパクト・ベクトルを用いる方法と、 β ファクタに代表されるパラメータ値を推定する方法がある。

4.4.1 インパクト・ベクトル法

インパクト・ベクトル³²⁾ とは、ある事象が機器群にどのような影響を及ぼすかを表示する手法である。合計

m 個の機器から成る群に対しては、 $m+1$ 成分のインパクト・ベクトルが定義される。もし、ある事象により k 個の機器が同時に故障する場合インパクト・ベクトル I は

$$I = \{0, 0, \dots, \underset{(k+1)}{1}, \dots, 0\} \quad (21)$$

のように第 $k+1$ 成分が 1 となる。このようにデータ・ベース中にあるすべての事象について、インパクト・ベクトルを評価すると、ある種の原因により k 個の機器が同時に故障する事象の総数 n_k は、同一原因に属するインパクト・ベクトルを加え合わせて

$$n_k = \sum P_k(i) \quad (22)$$

となる。ここに、 $P_k(i)$ はインパクト・ベクトル i の第 $k+1$ 成分を表わしている (第 1 成分は P_0)。このインパクト・ベクトルは一般的なデータを基に作られたものであるが、これを以下の手順により解析対象プラント固有のデータに変換する。

まず、個々の事象が解析対象プラントに適用可能かどうか検討し、その確信度 C_i ($0 \sim 1.0$) を与える。この C_i を用い次式により対象プラントのインパクト・ベクトルを求める。

$$I = \sum C_i \cdot I_i \quad (23)$$

つぎに、解析対象システムにおいて、共通原因故障の対象となっている機器数とインパクト・ベクトルの次元数が異なっているときは、第 2 表に示す関係式を用いて次元数の変更を行う。第 2 表は次元数の大きなベクトルから小さなベクトルを導出する計算式である。逆に、次元数の小さなベクトルから大きなベクトルを求める関係式は一義的には定まらないが、独立事象、致命的衝撃、非致命的衝撃の各々の場合について、関係式が考えられている²⁶⁾。

4.4.2 パラメータ推定法

β ファクタ値に代表されるパラメータ値の推定においては、まず故障データの中の多重故障が単に独立故障の重なったものなのか、共通原因故障が存在して発生した故障なのかを判断する必要がある。原因が明確であれば判断は簡単であるが、隠れている原因を見つけ出すのは難しい。つぎに、発生した多重故障が、より多重度の高い機器群の中の一部かどうかを知る必要がある。この種の情報はしばしば欠落していることがある。さらに、起動失敗確率の場合は、試験スケジュールがどうなっているのかを知る必要がある。たとえば、2 台のディーゼル発電機の起動試験を同時に行っている場合と、互いにずらして実施し、故障が見い出されたときにのみもう一方も起動試験を行う場合とでは、同じ二重故障事例数があ

第2表 インパクト・ベクトルの次元数変換関係式

機器数	3	2	1
4	$P_0(3) = \frac{1}{4} P_1(4) + P_0(4)$ $P_1(3) = \frac{3}{4} P_1(4) + \frac{1}{2} P_2(4)$ $P_2(3) = \frac{1}{2} P_2(4) + \frac{3}{4} P_3(4)$ $P_3(3) = \frac{1}{4} P_3(4) + P_4(4)$	$P_0(2) = \frac{1}{2} P_1(4) + \frac{1}{6} P_2(4)$ $P_1(2) = \frac{1}{2} P_1(4) + \frac{2}{3} P_2(4) + \frac{1}{2} P_3(4)$ $P_2(2) = \frac{1}{6} P_2(4) + \frac{1}{2} P_3(4) + P_4(4)$	$P_0(1) = \frac{3}{4} P_1(4) + \frac{1}{2} P_2(4) + \frac{1}{4} P_3(4)$ $P_1(1) = \frac{1}{4} P_1(4) + \frac{1}{2} P_2(4) + \frac{3}{4} P_3(4) + P_4(4)$
3	—————	$P_0(2) = P_0(3) + \frac{1}{3} P_1(3)$ $P_1(2) = \frac{2}{3} P_1(3) + \frac{2}{3} P_2(3)$ $P_2(2) = \frac{1}{3} P_2(3) + P_3(3)$	$P_0(1) = P_0(3) + \frac{2}{3} P_1(3) + \frac{1}{3} P_2(3)$ $P_1(1) = \frac{1}{3} P_1(3) + \frac{2}{3} P_2(3) + P_3(3)$
2	—————	—————	$P_0(1) = P_0(2) + \frac{1}{2} P_1(2)$ $P_1(1) = \frac{1}{2} P_1(2) + P_2(2)$

※ 列に示した機器数から行に示した機器数に変換する関係式。
 $P_k(n)$ は機器数 n のインパクト・ベクトルの $k+1$ 成分を意味する。

第3表 β ファクタ値

機 器	炉・年	事象数	事 象 の 内 訳				β ファクタ値
			独立故障	従属故障	共通原因故障		
					潜在的	現実に発生	
炉停止ブレーカ	563	72	56	16	3	8	0.19
ディーゼル発電機	394	674	639	35	9	13	0.05
モータ駆動弁	394	947	842	105	17	25	0.08
逃がし安全弁							
圧水型原子炉	318	54	30	24	0	0	0.07
沸騰水型原子炉	245	172	136	36	7	7	0.22
チェック弁	654	254	242	12	3	5	0.06
ポンプ							
安全注入系	394	112	77	35	2	6	0.17
余熱除去系	394	117	67	50	2	3	0.11
格納容器スプレイ	394	48	32	16	1	1	0.05
補助給水系	394	255	194	61	2	3	0.03
所内用水系	394	203	159	44	2	2	0.03
冷却装置	654	33	27	6	2	2	0.11
換気装置	654	59	49	10	2	3	0.13
全機器	—	3,000	2,550	450	52	78	0.10

※ この表では共通原因故障は従属故障の一部としている。
 潜在的共通原因故障とは、機能の低下あるいは放置しておくで故障に到る場合。

ても、 β ファクタ値は異なってくる。このように、パラメータ値の推定は思ったよりも難しい作業であるといえる。

第3表には代表的な機器についての β ファクタ値を示す²⁶⁾。また、米国原子力規制委員会はLERを基に、ポンプ²⁷⁾、弁³³⁾、計器および制御用部品³⁴⁾、ディーゼル発電機³⁵⁾について、BFRおよび β ファクタ値を推定した報告書を出している。これらの一般的データを解析において用いるのも有力な方法であるが、解析対象プラン

トに十分なデータが存在するときにはできるだけプラントに固有のパラメータ値を推定するのが望ましい。

4.5 システム定量的解析および結果の解釈・活用

以上までの解析結果をもとに定量的解析を実施する。これは、主としてフォールト・ツリー、イベント・ツリー解析が中心となるため、既存の種々の計算プログラムが活用できる。解析に際しては、点推定値のほかには不確実な解析も実施し、信頼度の幅も求めておくことが望ま

しい。

解析結果としては全体的な事故発生頻度のほかに、独立事象、点検・保守、従属故障/共通原因故障からの相対的な寄与も重要な情報となる。

解析結果の活用としては、リスク管理、改善策の提言等があるが、個々のサブ・システムの効果的な改善よりは、プラント全体を見渡した判断を下すべきである。また、従属故障/共通原因故障解析にはかなりの不確かさが伴っているため、判断を下す際には十分な考慮を払う必要がある。

5. ま と め

以上、外的事象と従属故障が、原子力プラントの PSA において、現在のところどのように取り扱われているかを、種々の参考文献を基に私見を交えながらまとめた。

共通原因故障の原因としては、人的要因も主要なものの一つであるが、人的要因の解説が本特集号においてあるため、本論では詳しくはとりあげなかった。

また、紙面の制約もあり、PSA そのものになじみのない読者には、具体的な説明が少なく解りにくい点もあったかと思われるが、概略を理解していただき、何かの参考にしていただければ幸いである。

(1991 年 11 月 14 日受付)

参 考 文 献

- 1) U. S. Nuclear Regulatory Commission: An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants; WASH-1400, NUREG-75/014 (1975)
- 2) C. L. Atwood: Common Cause Fault Rates for Pumps; NUREG/CR-2098, pp. 19~20 (1983)
- 3) F. Zikria and A. Mosleh: Unavailability of Systems Subject to Time-Delay Common Cause Failures; Proceedings of the Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management, pp. 613~618 (1991)
- 4) American Nuclear Society and IEEE: PRA Procedures Guide; NUREG/CR-2300, pp. 3-68~3-69 (1983)
- 5) U. S. NRC: Sever Accident Risks: An Assessment for Five U. S. Nuclear Power Plants; NUREG-1150, pp. 2~5 (1990)
- 6) A. Mosleh et al.: Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies; Appendix A 'A Data Classification System'; EPRI NP-5613, pp. A-1~A-15 (1988)
- 7) 阿部ほか: 原研における地震リスク評価手法の開発 (その 1~11); 日本原子力学会講演予講集, pp. B 36~B 39 (1987), pp. D 48~D 50 (1989), pp. F 54~F 55 (1990), pp. D 14~D 15 (1991)
- 8) D. L. Bernreuter et al.: Seismic Hazard Characterization of 69 Nuclear Power Sites East of the Rocky Mountains; NUREG/CR-5250 (1989)
- 9) J. F. Richardson, U. S. NRC: Safety Evaluation Review of the SOG/EPRI Topical Report Titled 'Seismic Hazard Methodology for the Central and Eastern United States'; Letter to R. A. Thomas, Seismicity Owners Group (1988)
- 10) G. E. Cummings: Summary Report on the Seismic Safety Margins Research Program; NUREG/CR-4431 (1986)
- 11) L. C. Shieh et al.: Simplified Seismic Probabilistic Risk Assessment: Procedures and Limitations; NUREG/CR-4331 (1985)
- 12) 松岡ほか: 確率論的安全評価における火災リスク評価手法の研究 (1) 一炉心損傷頻度算出手順の検討; 日本原子力学会講演予講集, p. D17 (1991)
- 13) W. T. Wheelis: User's Guide for a Personal-Computer-Based Nuclear Power Plant Fire Data Base; NUREG/CR-4586 (1986)
- 14) V. Ho et al.: COMBRN III-A Computer Code for Modeling Compartment Fires; NUREG/CR-4566 (1986)
- 15) Philadelphia Electric Company: Sever Accident Risk Assessment Limerick Generating Station Chapter 4; Report No. 4161 (1983)
- 16) N. O. Siu and G. Apostolakis: A Methodology for Analyzing the Detection and Suppression of Fires in Nuclear Power Plants; Nuclear Science and Engineering, Vol. 94, pp. 213~226 (1986)
- 17) W. V. Gately and R. L. Williams: GO Methodology Overview; EPRI NP-765 (1978)
- 18) T. Matsuoka and M. Kobayashi: GO-FLOW A New Reliability Analysis Methodology; Nuclear Science and Engineering, Vol. 98, pp. 64~78 (1988)
- 19) D. M. Rasmuson et al.: Use of COMCAN III in System Design and Reliability Analysis; EGG-2187 (1982)
- 20) R. P. Worrell: SETS Reference Manual; NUREG/CR-4213 (1985)
- 21) B. Putney: WAMCOM, Common-Cause Methodologies Using Large Fault Trees; EPRI NP-1851 (1981)
- 22) K. N. Fleming et al.: A Reliability Model for Common Mode Failures in Redundant Safety Systems; Proceedings of the Sixth Annual Pittsburgh Conference on Modeling and Simulation; GA-A13284, pp. 23~25 (1975)
- 23) K. N. Fleming et al.: An Extension of the Beta Factor Method to Systems with High Levels of Redundancy; PLG-0289 (1983)
- 24) A. Mosleh and N. O. Siu: A Multi-Parameter, Event-Based Common-Cause Failure Model; SMIRT 9 Paper No. M7/3 (1987)
- 25) A. W. Marshall and I. Olkin: A Multivariate Exponential Distribution; J. Am. Stat. Assoc., Vol. 62, pp. 30~44 (1967)
- 26) A. Mosleh et al.: Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies; EPRI NP-5613, pp. 3~20 (1988)
- 27) T. Mankamo and U. Pullkinen: Dependent Failure of Diesel Generators; Nuclear Safety, Vol. 23, pp. 32~40 (1982)
- 28) T. Mankamo et al.: Common Cause Failure Analysis of High Redundancy Systems; PSA'91 IAEA-SM-321/47 Vienna (1991)
- 29) M. G. Stamatelatos: Improved Method for Evaluating Common-Cause Failure Probabilities; Trans. Am. Nucl. Soc., Vol. 43, pp. 474~475 (1982)
- 30) Licensee Event Reports (LER), reported to the Nuclear Regulatory Commission in accordance with the Code of Federal Regulations, Title 10-Energy, sections 50.72

- and 50.73
- 31) M. T. Drouin et al. : Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events ; Methodology Guidelines ; NUREG/CR-4550, Vol. 1, pp. VI-3~VI-19 (1987)
- 32) K. N. Fleming et al. : A Systematic Procedure for the Incorporation of Common Cause Events with Risk and Reliability Models ; Nuclear Engineering and Design, Vol. 93, pp. 245~273 (1986)
- 33) J. A. Steverson and C. L. Atwood : Common Cause Fault Rate for Valves ; NUREG/CR-2770 (1983)
- 34) C. L. Atwood and J. A. Steverson : Common Cause Fault Rate for Instrumentation and Control Assemblies ; NUREG/CR-2771 (1983)
- 35) C. L. Atwood and J. A. Steverson : Common Cause Fault Rate for Diesel Generators : Estimates Based on Licensee Event Reports at U S. Commercial Nuclear Power Plants 1976-1978 ; NUREG/CR-2099 (1982)
-