

確率論的安全評価のためのシステム信頼性解析方法の研究

松岡 猛*

Study on the System Reliability Analysis Methodology for the Probabilistic Safety Assessment

By

Takeshi MATSUOKA

Abstract

The Probabilistic Safety Assessment (PSA) is widely used for the safety assessment of nuclear power plants. The first major application of PSA technique was the Reactor Safety Study, which demonstrated that a nuclear power plant could be systematically analyzed by the PSA technique. Since the Reactor Safety Study, the need for more advanced methods of system reliability analysis has grown with the increased need for more accurate and detailed analysis.

The present study is devoted to develop and improve system reliability analysis methodologies for the PSA.

In chapter 2, a reliability analysis is given for the emergency decay heat removal system of the nuclear ship "Mutsu" and the emergency sea water cooling system of nuclear ship "Savannah", under ten typical nuclear ship accident conditions. It was pointed out that, for the evaluation of the effectiveness of safety system of a nuclear ship, it is necessary to evaluate its reliability under various accident conditions.

In chapter 3, a failure probability model is proposed. In this model, a failure rate is considered as a conditional failure rate, which is a function of cause for a failure, of severity of cause, of cause acting duration, and of failure mode. This model was constructed in order to treat the effects of an extreme environmental condition and the common mode failure on system reliability. Causes were classified into two types and failure modes in three types. The expressions of failure probabilities were obtained for combinations of these causes and failure mode types. This model was compared with failure data. The time dependence was well expressed by the α th power of time. The values of α were obtained in the range from 0 to 8.

In chapter 4, a computer program "FFTA" (a Fast Fault Tree Analysis program) is developed. The FFTA can obtain the point probability of the top event and the minimal cut sets for a fault tree with little expenditure of computer time. The algorithm is a bottom-up algorithm. The analyses are

* 原子力技術部

Performed for six sample fault trees and the results are compared with those obtained by the BAM and CUT codes. This program has a ten to thousand times faster calculation speed compared with the BAM and CUT codes.

In chapter 5, a new reliability analysis methodology GO-FLOW is presented. The GO-FLOW is a success-oriented system analysis technique. The modeling technique produces the GO-FLOW chart, which is composed of operators and signal lines and represents a function of the system. The analyses are performed for four systems : the emergency decay heat removal system of nuclear ship "Mutsu", the emergency core cooling system of a boiling water reactor, the emergency electric power supply for the emergency core injection system of marine reactor, and the auxially feedwater system of pressurized water reactor. The GO-FLOW has proved to be a valuable and useful tool for system reliability analysis.

目 次

1. 序 論	3	3.8.3 系の信頼性に重大な影響を及ぼす 環境条件の探索	25
1.1 歴史的背景	3	3.8.4 プログラム構成	26
1.2 システム信頼性解析における問題点	4	3.9 信頼性解析プログラムによる解析実施例	26
1.3 研究の概要	6	3.9.1 入力データ	26
2. 船用非常用崩壊熱除去系の信頼性解析	6	3.9.2 解析手順及び結果	27
2.1 緒 言	6	3.10 考 察	32
2.2 非常用崩壊熱除去系の機能及び構成	8	3.11 結 論	33
2.3 解析方法	9	4. 高速フォールト・ツリー解析プログラム	33
2.3.1 解析手順	9	4.1 緒 言	33
2.3.2 解析実施におけるの仮定	9	4.2 フォールト・ツリー及び構成要素	33
2.3.3 頂上事象	9	4.3 解析の基本的な方法	33
2.3.4 事故条件	10	4.4 各ゲートにおける手続き	34
2.4 故障データ	10	4.5 頂上事象発生確率の計算方法	34
2.5 解析結果	14	4.6 プログラムの説明	35
2.6 考 察	17	4.6.1 プログラム概説	35
2.7 結 論	17	4.6.2 解析実施時の具体的手順	35
3. 故障原因, 時間依存を考慮した 機器故障モデル	18	4.7 解析実施例, WAM-BAM, WAM-CUTコード との比較	39
3.1 緒 言	18	4.7.1 解析対象	39
3.2 基本的考え方	18	4.7.2 解析条件及び結果	39
3.3 故障原因の分類	18	4.8 頂上事象発生確率計算方法の精度	41
3.4 原因の程度	19	4.9 考 察	44
3.5 故障モードと故障原因	19	4.10 結 論	45
3.6 故障確率	19	5. GO-FLOW 手法	46
3.7 故障データとの比較	23	5.1 緒 言	46
3.8 信頼性解析プログラム	24	5.2 GO-FLOW 手法開発の経緯	46
3.8.1 各種故障条件下における頂上事象 発生確率の計算	24	5.3 GO 手法の特徴及び限界	47
3.8.2 二次的効果の計算	24	5.4 GO-FLOW 手法の概略	48
		5.4.1 信号の意味	48
		5.4.2 タイム・ポイント	48

5.4.3 オペレータ機能概略	48	5.9 考 察	89
5.4.4 信号の強度	49	5.10 結 論	91
5.4.5 解析手順	49	6. 結 論	91
5.5 標準オペレータ	49	6.1 総括的結論	91
5.5.1 オペレータ・タイプ21	49	6.2 今後の課題	94
5.5.2 オペレータ・タイプ22	50	7. 参考文献	95
5.5.3 オペレータ・タイプ23	50	8. 謝 辞	97
5.5.4 オペレータ・タイプ24	52	付録1 GO手法における標準オペレータ	97
5.5.5 オペレータ・タイプ25	52	付1.1 オペレータ・タイプ1	97
5.5.6 オペレータ・タイプ26	52	付1.2 オペレータ・タイプ2	97
5.5.7 オペレータ・タイプ27	53	付1.3 オペレータ・タイプ3	99
5.5.8 オペレータ・タイプ30	53	付1.4 オペレータ・タイプ5	99
5.5.9 オペレータ・タイプ35	53	付1.5 オペレータ・タイプ6	99
5.5.10 オペレータ・タイプ37	54	付1.6 オペレータ・タイプ7	99
5.5.11 オペレータ・タイプ38	54	付1.7 オペレータ・タイプ8	100
5.5.12 オペレータ・タイプ39	55	付1.8 オペレータ・タイプ9	100
5.6 解析手順の説明	55	付1.9 オペレータ・タイプ10	100
5.6.1 サンプル問題(1)	55	付1.10 オペレータ・タイプ11	100
(1) GO-FLOW チャートによる表現	55	付1.11 オペレータ・タイプ12	100
(2) 計算手順	56	付1.12 オペレータ・タイプ13	100
(3) GO手法による結果との比較	59	付1.13 オペレータ・タイプ14	101
5.6.2 サンプル問題(2)	59	付1.14 オペレータ・タイプ15	101
(1) GO-FLOW チャートによる表現	59	付1.15 オペレータ・タイプ16	101
(2) 計算手順	60	付1.16 オペレータ・タイプ17	102
5.6.3 計算方法まとめ	63	付録2 GO手法による解析例	102
5.7 解析実施例	63	付2.1 サンプル問題	102
5.7.1 原子力船“むつ”の非常用崩壊熱除去系	64	付2.1.1 GOチャートによる表現	102
(1) 系の説明	64	付2.1.2 GO1ステップ	104
(2) GO-FLOW チャートによる表現	64	付2.1.3 GO2ステップ	104
(3) 解析結果	64	付2.1.4 GO3ステップ	104
5.7.2 沸騰水型原子炉非常用炉心冷却系	64	付2.1.5 解析結果	104
(1) 系の説明	64	付2.2 原子力船“むつ”非常用崩壊熱除去系	111
(2) GO-FLOW チャートによる表現	69	付2.2.1 GOチャートによる表現	111
(3) 解析結果	70	付2.2.2 解析結果	111
5.7.3 船用炉非常炉心注入系非常用電源系	73		
(1) 系の説明	73		
(2) 冗長系, ケース(1)	75		
(3) 待機冗長系, ケース(2)	76		
(4) 解析的な解法, ケース(2)	80		
5.7.4 加圧水型原子炉補助給水系	82		
(1) 系の説明	82		
(2) GO-FLOW チャートによる表現	84		
(3) 解析結果	87		
5.8 GO-FLOW手法まとめ	87		

1. 序 論

1.1 歴史的背景

科学技術の進歩、産業の発展により、人類の生産活動が大幅に増大すると共に、人間の生活は各種の新規技術、大規模システムと深く関り合うようになってきた。

新規技術が受け入れられるためには、その有用性と共に安全性が確認される必要があるが、新規技術の影

響力がそれほど大きくない場合は、安全性に関する事前の考慮は厳密にはなされず、まず人間生活の一部に取り入れられ、その後の使用経験により安全性が判断され、新規技術の改良改善がなされてきた。その安全性の評価も主観的、決定論的な方法が主となっている。

しかし、原子力プラント、化学プラントに代表される様な大規模プラントにおいては、事故時の影響の大きさから、万が一にも、大事故を発生させるわけにはいかない状況にある。この様な大規模プラントの安全評価に対して、従来の方法にかわる、確率論的安全評価方法が注目され、有益な方法として広く応用されるようになってきている。

商用原子力プラントが稼働を開始して以来、原子炉の万一の事故の場合、どの様な事故展開があり得るかが問題となり、米国においてこの研究が実施され、WASH-740⁽¹⁾レポートとして刊行された。WASH-740レポートは、プラント事故の確率を解析的に考慮した最初の試みと言えるが、現実の原子炉の設置場所、周囲の人口密度等をどのように考慮するかの明確な考え方がなかった。

1960年代になり、F.R.Farmer⁽²⁾により、公衆のリスクを定量的に研究すべきだという指摘がなされた。彼は、事故の発生確率と事故過程及び影響を組み合わせる原子力プラントの安全性を評価すべきだと述べた。Farmer以後、信頼性解析手法が原子力プラントの安全性評価にとり有用であるかどうかの検討がなされ、フォールト・ツリーが定量的解析において必要であるとの認識が確立されてきた。

1972年に、M.I.T.ラスムッセン教授をチーフとしてReactor Safety Study (RSS)⁽³⁾の研究が開始され、1974年に草稿が、1975年に最終報告書が公表された。RSSは、原子力プラントの安全性を考える上での転換点であり、確率論的リスク評価の考え方を確立した研究であると言える。この報告書は、最初の実規模原子力プラントの本格的な安全性研究であり、そこでは、多数の安全解析手法が生み出され使用されている。

1979年になり、スリー・マイル島で原子炉事故が発生し、当初は、RSSの方法及び結論に疑念が抱かれた。しかし、後になり、RSSは小リーク事故の結果を予測していることが判明し、逆に確率論的リスク評価の有用性が以前以上に認識されるようになった。特に、Kemenyレポート⁽⁴⁾、Rogovinレポート⁽⁵⁾が確率論的解析方法の使用を推奨して以来、この方法は急速

に世界中へ広まっていった。⁽⁶⁾⁽⁷⁾1983年の時点で、米国において、既に22の原子力プラントの確率論的リスク評価が完了⁽⁸⁾しており、現在、我国においても、この方法の重要性が認識されてきている。

現在、従来からの確率論的リスク評価という名称に替り、単に最終事故リスクだけでなく、安全性を幅広く検討するという意味合いから、確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment)と呼ばれるようになってきている。

1.2 システム信頼性解析における問題点

一般に、工学的システムが大型化するに伴い、システム全体の信頼度は低下すると共に、万一の事故の時の人的損失、経済的損失は増大してくる。その損失を最小限とし、可能な限り安全なシステムを作るために系の安全評価が必要となってくる。

安全評価法としては、決定論的方法と確率論的方法がある。決定論的方法においては、事故時の安全防護系の応答を調べ安全確保がどの様に達成されているかを解析する。しかし、対象とする事故の選定においては、暗黙のうちに、その重要度(=発生確率×影響の大きさ)が考慮されている。一方、完璧な工学的システムというものは主張できないとの観点に立つと、確率論的安全評価の方法がとられる。

確率論的安全評価法は、有意なすべての事故を対象とし、その発生頻度、過程、影響を分析評価する方法である。

事故過程の評価とは、例えば、炉心溶融事故時の物理的過程の解析、放射性物質の移動、環境中への放出量の評価となる。

影響の評価とは、環境中へ放出された放射性物質が、人的、経済的に及ぼす影響を立地条件、気象条件等を考慮し評価することである。

事故の発生頻度の評価は、起因事象の発生頻度の評価と安全防護系の信頼度の評価から成り立っている。起因事象、例えば一次系配管の破裂、だけでは原子炉は危険な状態には至らない。通常は、起因事象が発生した場合、安全防護系が作動し、原子炉は冷態停止状態となるように設計されている。安全防護系が正常に作動しない場合に、原子炉が危険な状態となり、事故が発生する。この安全防護系の信頼度の解析にシステム信頼性解析が用いられる。

システム信頼性解析の実施手順⁽¹⁰⁾の概略は次の通りである。(1)系の定義、(2)系の論理モデル構築、(3)定

量的評価、(4)不確実さ解析。

「系の定義」とは、解析対象とする系を十分理解することである。

「論理モデルの構築」とは、解析対象の系を、解析可能なモデルに表現することで、信頼性解析の中で最も重要かつ解析者の資質に依存する度合いの高い部分である。それ故、この作業のために十分に標準化された手続マニュアルが整備されていることが望ましい。

このモデル化のために、RSSはイベント・ツリー、フォールト・ツリーを用いた。他にGO手法、FMEA (Failure Mode and Effect Analysis)、ブロック・ダイアグラム等の種々の手法⁽¹⁰⁾がある。

論理モデルの構築は重要な部分であるだけに、なお、以下に述べるような多くの問題点が存在する。

系に故障が発生した場合、現実の系では一般に機器の修理が実施される。この保修の考慮の有無により信頼性解析結果には大きな違いが出てくる。しかし、複雑な系における保修の効果の理論的取り扱いはあまりなされていない。また、機器の保修率は一定で、保修の実施も機器故障発生に依存し、保修相互では統計的に独立であると仮定されている。

機器の故障モード、状態については、正常であるか、故障状態であるかの二値として取り扱い、中間の状態は考慮していない。

大規模、複雑な系では、多数のサブ・システムについての解析を組み合わせる必要が出て来、各サブ・システムが同時には作動しない Phased Mission Problem⁽¹²⁾となる場合があらわれる。この時間依存性の取り扱いにおいては、通常、系の状態の変化の論理は既知である(決定論的に定まっている。)とし、機器の修理は実施されないと仮定して解析されている。

共通原因故障はシステム信頼性解析実施の際、考慮する必要のある重要な要因であるが、確立された解析方法が開発されているとは言い難い。直接的な取り扱い方法としては、RSSで実施されたように、フォールト・ツリー中に基本事象として記述する方法がある。しかし、共通原因故障は、その同定と発生確率の評価こそが問題となっている。

人的要因は信頼性解析結果に大きな影響を及ぼす要因と言える。人的過誤は運転中のみならず、設計、設置、保守、試験、製造段階において発生する可能性があり、非常に広い範囲にわたっている。また、個人の過誤でなく、組織全体、集団の過誤による誤った方針、指令も起り得る。このような人的過誤を適切に取

り入れたシステム信頼性解析方法の開発が望まれる。

更に、過誤ではなく意図的と言える人的要因にも注意を払う必要がある。例えば、サボタージュ、失敗の隠蔽、賄賂等による最善とは言えない人間の応答が考えられる。従来、このような人的要因は解析から除外されていた。

「定量的評価」においては、解析モデルに対応する定量的評価のための計算プログラムが必要である。現在まで、フォールト・ツリー解析を中心とする各種プログラム⁽¹¹⁾が開発利用されてきた。これらは、個々の目的にはすぐれた点があるが、必ずしも使い易いとは言えず、特に大規模システムを取り扱う場合は、大型計算機による膨大な計算を必要とする。

定量的評価のための別の問題点として、故障率データの欠除が指摘される。一般に、故障率は、平均的、一定値として扱われ、時間依存性は考慮されていない。更に、機器を取り巻く環境条件の影響についても十分には考慮されていない。共通原因故障の定量的データにも十分なものが存在せず、 β -factor法等の定量的評価法が理論的補強として開発されている。また、故障率についての十分なデータが収集される以前に機器の改良、設計変更が行われてしまうという問題も存在している。

「不確実さ解析」における不確実さは、データの不確実さと解析モデル・解析方法の不確実さに起因するものがある。

データの不確実さは、(1)故障率、保修率には完全なデータというものは存在しない、(2)解析対象の系特有の条件による故障率の値の偏り、(3)データ・ベースに存在しないような故障モードを取り扱う場合等から生じてくる。

解析モデルの不確実さは、(1)モデル自体の不十分さ、(2)解析における仮定が不適當である、(3)理論の適用の妥当性、等に起因するが、これらの要因による不確実さを定量的に評価する方法は存在しない。

不確実さ解析は、「モデルの構築」、「定量的評価」で上げた問題点とも密接に関連している。

今後、確率論的安全評価のより一層の普及のためには、上述のシステム信頼性解析における種々の問題点の解決が望まれる。それ故、システム信頼性解析法の機能向上、体系化、簡素化を目指した、既存解析方法の改良あるいは新しい解析方法の開発が要求されている状況にあると言える。

1.3 研究の概要

前節において述べた、システム信頼性解析における問題点の解決を目的として本研究は実施された。以下本論文各章の概要を述べることにする。

2. 船用非常用崩壊熱除去系の信頼性解析

原子力船“むつ”と原子力船“サバンナ”の非常用崩壊熱除去系の信頼性解析を実施し、相互の比較を行う。非常用崩壊熱除去系は、通信の崩壊熱除去方法が機能しなくなった場合に作動が要求される。そのため、多くの場合、原子力船に何らかの事故が発生した条件下における系の作動になると考えられる。それ故、通常状態下だけでなく、各種事故状態下における系の信頼度を求めることが重要となる。

本章においては、10種の船体事故を取り上げその各々についての信頼性解析を実施し、集中配置方式である“サバンナ”と分散配置方式である“むつ”の非常用崩壊熱除去系の優劣について論じる。

3. 故障原因、時間依存を考慮した機器故障モデル

各種事故状態下における系の信頼度を求めるためには、事故状態下における構成機器の故障確率の値が必要となってくる。第2章の解析においては、この値は工学的判断により推定したが、より系統的な値を得る方法が要求される。

本章において、機器の故障には必ず原因が存在するという考えを基とした機器故障モデルを提案する。また、この故障モデルを用いた、事故状態下における信頼性解析プログラムの説明及び解析実施例の紹介を行う。このプログラムにより、逆に、系の信頼度に重要な影響を及ぼす事故条件、つまり、系の弱点を見出すことができる。

4. 高速フォールト・ツリー解析プログラム

第2章、第3章の解析においては、いずれもフォールト・ツリー解析が解析の中心を占めている。フォールト・ツリーが比較的小型であればフォールト・ツリー解析は簡単であるが、対象とする系が実規模プラントとなり、フォールト・ツリーが大型になると解析は膨大なものとなる。特に不確実な解析や、第3章で示した解析プログラムで実施されている多数回のフォールト・ツリー解析の繰り返しが必要となる場合は、計算時間は急速に増大してしまう。

本章では、フォールト・ツリー解析を高速で実施するプログラムを開発した結果について、その計算原理、具体的計算方法、解析実施例について説明する。この計算プログラムにより、大型、高速計算機を用い

なくとも、フォールト・ツリー解析が手軽に実施できるようにになった。

5. GO-FLOW 手法

システム信頼性解析においては種としてフォールト・ツリーが用いられているが、頂上事象として系の特定の一つの事象しか選定できない等、解析において不都合な点がある。これを補う方法としてGO手法があり、原子力の分野への適用がなされるようになってきた。著者もGO手法に着目し、GO手法を用いた解析を実施してきたが、なお問題点の残る点が判明した。そこでGO手法を基本とし、その特徴を生かしたままGO手法における限界を克服するためGO-FLOW手法を開発した。

本章において、GO-FLOW手法の説明及び解析実施例を示し、GO-FLOW手法が原子力分野において有用な解析方法であることを示す。

6. 結 論

以上のシステム信頼性解析方法の有効性、問題点などを総括的に述べ、本研究の結論とする。

2. 船用非常用崩壊熱除去系の信頼性解析

2.1 緒 言

陸上原子力プラントと比較し、原子力船の設計においては、その安全防護系に特別の考慮を払う必要がある。なぜならば、原子力船は、陸上を遙か離れた海上を航行することがあり、その場合には外部からの支援がほとんど期待できない上、時により、荒天候に出合い厳しい環境条件に曝されることがあるからである。

万が一、原子力船に何らかの事故が発生した場合、原子炉のスクラムと、その後の崩壊熱の除去が原子炉事故を防ぐ必須の条件となる。原子力船サバンナ号には、非常用海水冷却系 (Emergency Sea Water Cooling System) が備えられており、他のすべての崩壊熱除去の手段が機能しなくなった場合に作動させるようになっている。

著者は、この系の信頼性解析を通常環境条件下において実施⁽¹³⁾したが、よく考えると、この系の動作が要求される場合、系は、ある種の厳しい環境条件下に置かれていると考えられる。例えば、高温、高湿度、衝撃力、振動、応力、等が考えられる。これらの環境条件下における系の信頼度は、通常環境条件下におけるよりも低下すると考えられる。それ故、種々の厳しい環境条件下における安全防護系の信頼性を解析する

ことが重要となってくる。

確率論的信頼性解析の実規模原子力プラントへの適用は、第一章にも述べたように、RSS⁽³⁾に始まる。RSS以後、多くの解析が原子力プラントに対し実施⁽⁶⁾、⁽⁷⁾、⁽⁸⁾されてきているが、これらの解析においては、厳しい環境条件の影響はあらわには取り扱われていない。船用原子炉の信頼性解析としては立川等⁽¹⁴⁾の研究があるが、原子力船の事故時の条件は解析において

考慮されていない。

本章における解析においては、原子力船“むつ”と原子力船“サバシナ”の非常用崩壊熱除去系の信頼性解析を、種々の厳しい環境条件下において実施する。解析方法の基本となる手法はフォールト・ツリー解析であり、各種環境条件下における機器の故障発生確率は文献データを基に工学的判断により推定した。

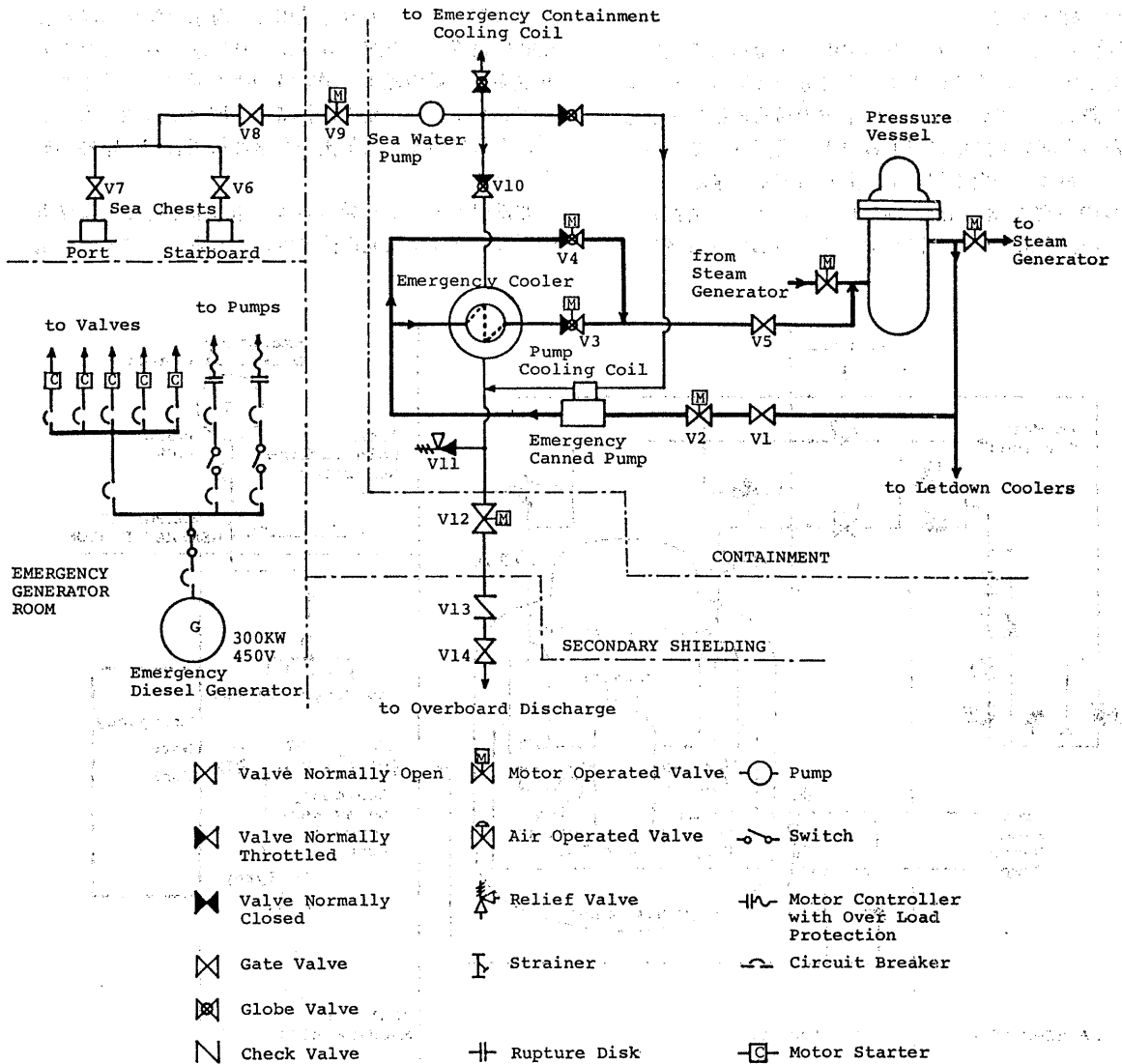


図2-1 原子力船サバシナ非常用海水冷却系

2.2 非常用崩壊熱除去系の機能及び構成

原子力船サバナ号には非常用海水冷却系 (Emergency Sea Water Cooling System) ⁽¹⁵⁾⁽¹⁶⁾ が、原子力船“むつ”には非常用崩壊熱除去系 ⁽¹⁷⁾ が、非常の際の安全防護系の一つとして備えられている。これらの系の主要な機能は、通常の電源系が喪失し、崩壊熱を除去する他のすべての手段が機能しなくなった場合に炉心から崩壊熱を除去することにある。これにより、燃料及び燃料被覆管の過度な温度上昇を防ぎ、炉心の損傷、破壊を防ぐ。

図2-1に、サバナ号の非常用海水冷却系の主要部分を示す。この系を構成する大部分の機器は格納容器内に設置されている。また原子炉の通常運転に必要な機器の大部分も同様に格納容器内に設置されている。

この系は、一次冷却水系、海水冷却系、補給水系の三つの主要な循環系より成り立っている。図2-1では、補給水系、格納容器冷却コイルの部分は省略して

ある。

一次冷却水は、一次冷却材浄化系の冷却器上流から取り出され、非常用キャンド・ポンプによりポンプ・アップされ、非常用冷却器、制御弁類を通過後、原子炉圧力容器内へもどされる。海水冷却系は、海水あるいは純水を非常用海水ポンプにより循環させることができるようになっている。冷却水は、並列に設置された、非常用冷却器、格納容器冷却コイル、非常用キャンド・ポンプの冷却コイルへと供給される。非常の場合には冷却水として海水を使用し、海水は船の右舷及び左舷に設置された海水取水箱より取水する。これらの取水箱は、船の軽重量積載時の喫水船より十分下側に設置されており、船の傾斜時にも取水が可能であるようになっている。冷却後の海水は放出管から船外へ放出される。

非常用ディーゼル発電機は、船の最上部である操縦甲板にある非常用発電機室内に設置されている。主電

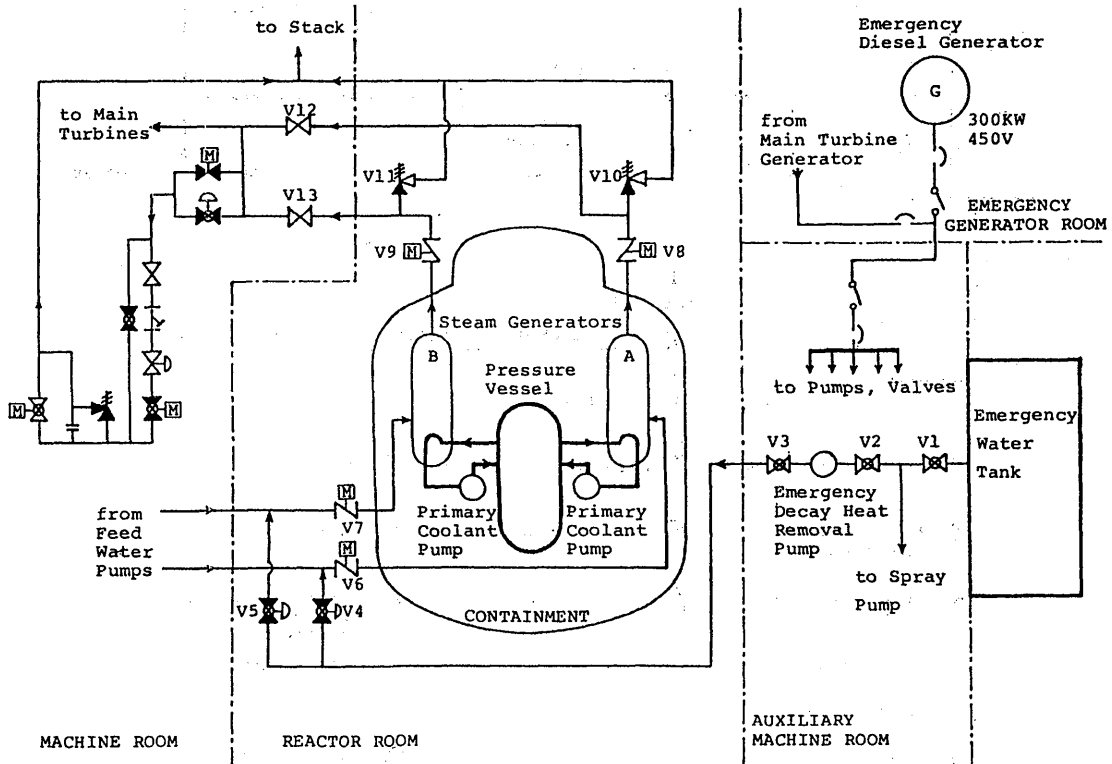


図2-2 原子力船むつ非常用崩壊熱除去系

源の電圧が380V以下に低下した場合に、自動制御により非常用発電機が起動させられる。それと共に、主制御盤あるいは非常用発電機室内の非常用スイッチ盤から手動により起動させることも可能である。ポンプ、弁類も非常用スイッチ盤から制御することが可能である。

図2-2に原子力船“むつ”の非常用崩壊熱除去系を示す。サバンナ号の場合と異なり、構成機器は、格納容器、補機室、機械室、原子炉室、非常用発電機室等の複数の部屋に分散されて配置されている。

この系は、一次冷却水系と二次冷却水系の2つの主要な循環系より構成されている。一次冷却水系は、通常運転時に使用されている一次冷却水循環系をそのまま用いる。また、通常運転時の蒸気発生器を非常時の熱交換器として使用している。二次冷却水は、非常用水タンクの水を用いる。非常用水タンクからの水は、非常用崩壊熱除去ポンプを通して、蒸気発生器A、Bへ供給される。崩壊熱は単一の蒸気発生器だけでも有効に炉心から除去できる。蒸気発生器において、冷却水は、炉心からの熱により加熱され飽和蒸気となり放塔から船外へ放出される。

非常用ディーゼル発電機は船の最上部にある非常用発電機室に設置されている。主タービン及び補助発電機のどちらも機能しなくなった場合に、非常用発電機が自動的に起動される。それと共に、主制御盤あるいは非常用発電機室から手動により起動することも可能となっている。

2.3 解析方法

2.3.1 解析手順

本解析は以下の手順に従って実施した。

(1) Failure Mode and Effects Analysis 法 (FMEA)⁽¹⁸⁾により構成機器の考え得るあらゆる故障モードを列挙する。

(2) 系の望ましからぬ事象を定義する。これがフォールト・ツリーの頂上事象となる。

(3) FMEAで列挙した故障モードを基本事象として、フォールト・ツリーを作成する。このフォールト・ツリーにより、個々の機器の故障と系の機能との関係が明確となる。

(4) 通常運転条件下における基本事象発生確率を定める。

(5) 基本事象の中で低い発生確率を持つものを除外した単純化したフォールト・ツリーを作成する。

(6) RSSにおいて使用された計算プログラム SAMPLE⁽¹⁹⁾を用いて、頂上事象発生確率の分布を求める。この分布から、中央値、上限値、下限値を定める。

(7) 非常用崩壊熱除去系にとり影響の大きいと思われる事故条件を選定する。

(8) 上記各種条件下における基本事象の発生確率を推定する。

(9) 各種事故条件下における頂上事象発生確率分布を求め、中央値、上限値、下限値を定める。

(10) 解析結果を相互に比較、検討する。

2.3.2 解析実施における仮定

解析の実施にあたり、いくつかの仮定を置いた。扱う対象、解析条件が比較的複雑であるため、以下の仮定を導入し、解析の見通しを良くした。

(1) 同一室内に設置された機器は同一の環境条件に曝される。

(2) フォールト・ツリーの構造は、通常条件下においても、事故時の条件下においても変わらないものとする。事故の影響は基本事象の発生確率のみに及ぶものとする。

(3) 主循環系の自然循環により、崩壊熱は除去できるものとする。図2-1の非常用キャンド・ポンプ、図2-2の主冷却ポンプが停止しても崩壊熱除去は可能であることとなる。

(4) 保守間隔は100日とし、保守毎にすべての機器は検査され、正常状態に復帰させられる。

以上の仮定は、当然のことながら、“サバンナ”、“むつ”両方の解析において同等に適用する。

2.3.3 頂上事象

頂上事象を定義する際、明確に定義され、曖昧さ、多義性を持たない様になくしてはならない。そうでないと、フォールト・ツリー作成の途中において頂上事象の解釈が変化し、統一のとれたフォールト・ツリーが作成ができなくなってしまう。

本解析においては、“サバンナ”、“むつ”両方に対して、頂上事象を次のように定義した。

頂上事象「起動指令があった後、10時間以内での崩壊熱除去の失敗。」

原子炉停止の10時間後には崩壊熱は通常運転時の出力の0.7%以下となる。それ故、この時点で全ての崩壊熱除去系が機能しなくなったとしても、圧力容器内及び蒸気発生器内の冷却水の熱容量だけで、かなりの長時間にわたり、炉心損傷を防ぐことができる。この期間に、系の修理その他の対策を実施することが可能

となる。万一、最悪の場合でも、格納容器内浸水弁を通して海水を格納容器内に導入し、崩壊熱のヒート・シンクとすることができる。以上の理由で、最低限必要な崩壊熱除去系の運転継続時間を10時間とした。

2.3.4 事故条件

原子力船は、非常に多様な事故に遭遇する可能性がある。たとえば、火災、爆発、衝突、浸水、座礁、転覆、等々、数えあげればきりがないように思われる。更に、ある種の事故は、他の事故を引き起すことも考えられる。それ故、原子力船の事故シークエンスは大変複雑なものとなる。

本解析では、これら複雑な事故シークエンスを直接取り扱うことはせず、基本的、代表的と考えられる典型的な事故のみを取上げ、事故の伝播は考えないこととした。

表2-1には、本解析で取り上げた事故条件10種を示す。これらの事故は、すべて、安全防護系の機能がまったく役に立たなくなる程厳しい事故ではないものとする。

表2-1 原子力船船体事故条件

1	Explosion in Containment
2	Fire in Containment
3	Explosion in Emergency Generator Room
4	Fire in Emergency Generator Room
5	Explosion in Reactor Room
6	Fire in Reactor Room
7	Explosion in Auxiliary Machine Room
8	Fire in Auxiliary Machine Room
9	Impact
10	Flooding

火災、爆発事故は単一の部屋に限られたもののみとした。船舶の衝突事故には色々考えられるが、本解析においては、解析対象の安全防護系の機器には直接の被害は無いとした。そのかわり、全ての機器が同様の衝撃（加速度）を受けるとする。表2-1における事故条件9のImpactが衝突事故をあらわしている。浸水事故にも、事故原因とその進展の仕方により多くの場合が考えられるが、本解析においては、具体的には次の条件を持つ浸水事故を取り上げた。つまり、機械室は完全に浸水し、他の格納容器以外の部屋は部分的に浸水するとした。格納容器は通常の部屋に比較し十分強固に作られているため、浸水の影響はないものとし

た。

サブナ号には原子炉室、補機室が存在しないため、表2-1の事故条件5～8は、解析において、“サブナ”の場合は適用しなかった。

2.4 故障データ

フォールト・ツリーを定量的に解析するためには、基本事象の発生確率値を与えなくてはならない。RSSの附録Ⅲ“故障データ”⁽²⁰⁾には原子力プラント機器に対する幅広い故障データが収録されている。

ここでは、故障率は、一定の確定値ではなく、ランダムな変数として与えられており、故障率の確率分布を、対数正規分布で与えている。

$$f(x)dx = \frac{1}{\sqrt{2\pi}x\sigma} \exp\left(-\frac{(\ln x - \ln x_\mu)^2}{2\sigma^2}\right) dx \quad (2.1)$$

中央値 x_M とは、分布の中で中央に位置する値で次式で定義される。

$$\int_0^{x_M} f(x)dx = 0.5 \quad (2.2)$$

(2.1)式を(2.2)式に代入すると、 $x_M = x_\mu$ の関係が得られる。上限値(x_U)、下限値(x_L)は、それぞれ、95%限界値、5%限界値で定義されている。

$$\int_0^{x_U} f(x)dx = 0.95 \quad (2.3)$$

$$\int_0^{x_L} f(x)dx = 0.05 \quad (2.4)$$

(2.1)式を(2.3)、(2.4)式に代入し解くと、

$$\ln x_{U,L} = \ln x_\mu \pm 1.64\sigma \quad (2.5)$$

の関係が得られる。また、 x_U, x_L の広がりをエラー・ファクターによって表示する場合もある。エラー・ファクター(ϵ)は、 x_U, x_L の x_μ との比である。

$$\epsilon = \frac{x_U}{x_\mu} = \frac{x_\mu}{x_L} \quad (2.6)$$

通常運転条件下における基本事象の発生確率は、RSSの値をそのまま使用した。RSSに記載のない機器については、類似機器の故障率データを参考とした。表2-2に各基本事象に対して割り当てた故障率、故障確率の値を示す。それぞれ中央値、エラー・ファクターの値が与えてある。

各種事故条件下における系の作動失敗確率を求めるためには、事故時の環境下におかれた機器の故障確率の値が必要となってくる。現在の段階では、このよう

表2-2(a) 基本事象の故障率、故障確率 (サバンナ)

Basic Events		Number of Component	Mission Type	Failure Rates (Error Factor)	Failure Probabilities (Error Factor)
S1	Diesel Generator Fails to Start	1	Q_d	3×10^{-2} (3)	3×10^{-2} (3)
S2	Diesel Generator Fails to Run	1	λ_o	3×10^{-3} (10)	3×10^{-2} (10)
S3	Switch Fails to Operate	1	Q_d	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)
S4	Breakers Fail to Close	6	Q_d	1×10^{-3} (3)	6×10^{-3} (3)
S5	Electric Circuit Open	1	λ_o	3×10^{-6} (3)	3×10^{-5} (3)
S6	Manual Valves V1, V5 Fail to Remain Open	2	Q_d	1×10^{-4} (3)	2×10^{-4} (3)
S7	Motor Operated Valve V3 Fails to Operate	1	Q_d	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)
S8	Motor Operated Valve V3 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
S9	Motor Operated Valve V2 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
S10	Manual Valve V10 Fails to Open	1	Q_d	1×10^{-5} (3)	1×10^{-5} (3)
S11	Manual Valve V10 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
S12	Emergency Cooler Plug	1	λ_o	1×10^{-9} (30)	1×10^{-8} (30)
S13	Emergency Cooler Rupture	1	λ_o	1×10^{-9} (30)	1×10^{-8} (30)
S14	Emergency Sea Water Pump Fails to Start	1	Q_d	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)
S15	Emergency Sea Water Pump Fails to Run	1	λ_o	3×10^{-5} (10)	3×10^{-4} (10)
S16	Relief Valve V11 Fails to Open	1	Q_d	1×10^{-5} (3)	1×10^{-5} (3)
S17	Motor Operated Valve V9 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
S18	Motor Operated Valve V12 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
S19	Manual Valve V8 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
S20	Manual Valve V14 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
S21	Failure in Check Valve V13 ; Plug	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
S22	Pipe (Secondary) Plug	5 sections	λ_o	1×10^{-10} (30)	5×10^{-9} (30)
S23	Pipe (Secondary) Rupture	5 sections	λ_s	1×10^{-10} (30)	6×10^{-7} (30)
S24	Pipe (Primary) Plug	5 sections	λ_o	1×10^{-11} (30)	5×10^{-10} (30)
S25	Pipe (Primary) Rupture	5 sections	λ_s	1×10^{-11} (30)	6×10^{-8} (30)

Q_d : Demand Failure Probability (/d) λ_s : Stand-by Failure Rate (/hr), Stand-by Time Duration = 1200 hours
 λ_o : Operating Failure Rate (/hr). Operating time = 10 hours

表2-2(b) 基本事象の故障率、故障確率 (むつ)

Basic Events		Number of Component	Mission Type	Failure Rates (Error Factor)	Failure Probabilities (Error Factor)
M1	Diesel Generator Fails to Start	1	Q_d	3×10^{-2} (3)	3×10^{-2} (3)
M2	Diesel Generator Fails to Run	1	λ_o	3×10^{-3} (10)	3×10^{-2} (10)
M3	Switches Fail to Operate	2	Q_d	1×10^{-3} (3)	2×10^{-3} (3)
M4	Breakers Fail to Close	2	Q_d	1×10^{-3} (3)	2×10^{-3} (3)
M5	Electric Circuit Open	1	λ_o	3×10^{-6} (3)	3×10^{-5} (3)
M6	Pipe (Primary) Rupture	2 sections	λ_s	1×10^{-11} (30)	2.4×10^{-8} (30)
M7	Emergency Tank Leak or Rupture	1	λ_s	1×10^{-10} (30)	1.2×10^{-7} (30)
M8	Pump Fails to Start	1	Q_d	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)
M9	Pump Fails to Run	1	λ_o	3×10^{-5} (10)	3×10^{-4} (10)
M10	Manual Valve V1 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
M11	Manual Valve V2 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
M12	Manual Valve V3 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
M13	Pipe (Secondary) Rupture	6 sections	λ_s	1×10^{-10} (30)	7.2×10^{-7} (30)
M14	Pipe (Secondary) Plug	6 sections	λ_o	1×10^{-10} (30)	6×10^{-9} (30)
M15	Air Operated Valve V4 Fails to Operate	1	Q_d	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)
M16	Air Operated Valve V4 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
M17	Motor Operated Valve V6 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
M18	Motor Operated Valve V8 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)
M19	Relief Valve V10 Fails to Open	1	Q_d	1×10^{-5} (3)	1×10^{-5} (3)
M20	Relief Valve V11 Fails to Open	1	Q_d	1×10^{-5} (3)	1×10^{-5} (3)
M21	Pipe (Secondary) Rupture	3 sections	λ_s	1×10^{-10} (30)	3.6×10^{-7} (30)
M22	Pipe (secondary) Plug	3 sections	λ_o	1×10^{-10} (30)	3×10^{-9} (30)
M23	Manual Valve V12 Fails to Remain Open	1	Q_d	1×10^{-4} (3)	1×10^{-4} (3)

Q_d : Demand Failure Probability (/d)

λ_o : Operating Failure Rate (/hr), Operating Time = 10 hours

λ_s : Stand-by Failure Rate (/hr), Stand-by Time Duration = 1200 hours

な、事故条件下、厳しい環境条件下における故障データには十分なものがないため、本解析では、種々の文献データを参考とした推定値を用いることとする。

RSSは、ポンプとモータについて表2-3に示す様な各種環境条件下における故障率の値を与えている。これによると通常状態における故障率に比較し10~100倍の値となっている。

Green & Bourne⁽²¹⁾は更に詳細な各種条件下における故障率の値を与えている。表2-4は五種類の機器について、それらに加えられるストレス、荷重、電圧の多少により故障率がどの様になるかを示している。表2-5は、機器の置かれた条件により、通常条件下の故障率にどれだけの倍数(K_1 , K_2 , K_3)を乗ずれば良いかを示している。これによると船舶に設置された機器には2倍の大きさの故障率を与えれば良いこととなる。表中、Ratingとは機器に加えられる負荷量で100が標準値である。またTemperatureは機器が曝されている温度である。これらの表から数倍~100倍故障率の値が環境条件により増加することがわかる。

更に、RSS⁽²²⁾では、ポンプのフライホイール破損による配管破断の確率を、二、三の仮定を置いて推定し、 1.3×10^{-2} の値を得ている。本解析において、爆発事故の際の配管破裂の確率はこの値を参考として推定した。

表2-6には、このようにして推定した、各種事故条件下における機器の故障確率の値を示す。表中“*”印は、通常状態の場合の故障率と同一であることを意味する。基本事象は記号で示したので、詳しい記述は表2-2を参照してもらいたい。

表2-3 ホンプ及びモータの各種条件下における故障率 (RSS)

Basic Events	Failure Rates
Pump Fails to Run	
Normal Environment	3×10^{-5} /hr (10)
Extreme, Post Accident Environments, Inside Containment	1×10^{-3} /hr (10)
Post Accident, After Environmental Recovery	3×10^{-4} /hr (10)
Motor Fails to Run	
Normal Environment	1×10^{-5} /hr (10)
Extreme Environment	1×10^{-3} /hr (10)

表2-4 負荷による故障率の違い (Green & Bourne)

Components	Failure Rates (/hr)
Circuit Breakers	
General (less than 33kv)	2.0×10^{-6}
415v - 11kv	1.5×10^{-6}
33kv	3.0×10^{-6}
132kv	4.0×10^{-6}
275kv	7.0×10^{-6}
400kv	1.0×10^{-5}
Ball Bearing	
Heavy Duty	2.0×10^{-5}
Light Duty	1.0×10^{-5}
Shafts	
Heavily Stressed	2.0×10^{-7}
Lightly Stressed	2.0×10^{-8}
Springs	
Heavily Stressed	1.0×10^{-6}
Lightly Stressed	2.0×10^{-7}
Hoses	
Heavily Stressed	4.0×10^{-5}
Lightly Stressed	4.0×10^{-6}

表2-5 各種条件の故障率の値への影響 (Green & Bourne)

Overall environment	K_1	Rating	K_2	Temperature (°C)	K_3
Ideal static condition	0.1	140	4.0	0	1.0
Vibration free, controlled environment	0.5	120	2.0	20	1.0
General purpose, grand-based	1.0	100	1.0	40	1.3
Ship	2.0	80	0.6	60	2.0
Road	3.0	60	0.3	80	4.0
Rail	4.0	40	0.2	100	10.0
Air	10.0	20	0.1	120	30.0
Missile	100.0				

2.5 解析結果

図2-3(a),(b)に“むつ”の非常用崩壊熱除去系及び“サバンナ”の非常用海水冷却系に対するフォールト・ツリーを示す。これらのフォールト・ツリーはどちらも発生確率の低い基本事象を除外した単純化されたフォールト・ツリーである。フォールト・ツリーの基本事象は表2-2で使用した記号を用いて表してある。図2-3(b)の“むつ”のフォールト・ツリー中には、機械室内の配管系に関する部分が存在しないが、これは頂上事象への寄与が他の部分からの寄与に比較し小であるため省略されている結果である。

頂上事象発生確率分布をSAMPLEプログラムを用い求める際には、頂上事象を基本事象の多項式による数式で表現して、それを入力データとする。フォール

ト・ツリーが複雑となるとその作業は大変となるが、図2-3のフォールト・ツリーの場合は十分手計算で求める事が可能である。

図2-4(a),(b)に通常運転条件下における頂上事象の確率分布を示す。両分布とも互にほぼ似た分布を示している。中央値、上限値、下限値はそれぞれ、“むつ”の場合は、 7.7×10^{-2} 、 3.5×10^{-1} 、 2.9×10^{-2} 、“サバンナ”の場合は、 8.3×10^{-2} 、 3.3×10^{-1} 、 3.3×10^{-2} と求まった。

各種事故条件下における頂上事象の確率分布も同様にSAMPLEプログラムにより得られる。確率分布の図は省略するが、図2-5に各種事故条件下における頂上事象の中央値(○印)、90%信頼区間(横線)を示す。それぞれの事故条件は図中に記述してある。

表2-6(a) 各船体事故条件下での基本事象発生確率(サバンナ)

Basic Events	Accident Conditions					
	Explosion in Containment	Fire in Containment	Explosion in Emergency Generator Room	Fire in Emergency Generator Room	Impact	Flooding
S1	*	*	6×10^{-2} (3)	4×10^{-2} (3)	4×10^{-2} (3)	4×10^{-2} (3)
S2	*	*	6×10^{-2} (3)	4×10^{-2} (10)	4×10^{-2} (10)	4×10^{-2} (10)
S3	*	*	1×10^{-2} (10)	3×10^{-3} (3)	3×10^{-3} (3)	3×10^{-3} (3)
S4	*	*	6×10^{-2} (10)	1.8×10^{-2} (3)	1.8×10^{-2} (3)	1.8×10^{-2} (3)
S5	*	*	1×10^{-2} (10)	3×10^{-3} (3)	*	*
S6	2×10^{-3} (3)	2×10^{-3} (3)	*	*	*	*
S7	1×10^{-2} (3)	1×10^{-2} (3)	*	*	3×10^{-3} (3)	*
S8	*	1×10^{-3} (3)	*	*	3×10^{-4} (3)	*
S9	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)	*	*	3×10^{-4} (3)	*
S10	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)	*	*	1×10^{-4} (3)	*
S11	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)	*	*	*	*
S12	*	*	*	*	*	*
S13	1.2×10^{-4} (30)	1.2×10^{-5} (30)	*	*	1.2×10^{-5} (30)	*
S14	1×10^{-2} (10)	1×10^{-2} (3)	*	*	1×10^{-3} (3)	*
S15	3×10^{-3} (10)	1×10^{-2} (10)	*	*	*	*
S16	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)	*	*	1×10^{-4} (3)	*
S17	*	*	*	*	3×10^{-4} (3)	*
S18	*	*	*	*	3×10^{-4} (3)	*
S19	*	*	*	*	*	*
S20	*	*	*	*	*	*
S21	*	*	*	*	*	*
S22	*	*	*	*	*	*
S23	5×10^{-2} (10)	6×10^{-5} (30)	*	*	6×10^{-4} (30)	*
S24	*	*	*	*	*	*
S25	5×10^{-2} (10)	6×10^{-6} (30)	*	*	6×10^{-6} (30)	*

表2-6(b) 各船体事故条件下での基本事象発生確率 (むつ)

Basic Events	Accident Conditions									
	Explosion in Containment	Fire in Containment	Explosion in Emergency Generator Room	Fire in Emergency Generator Room	Explosion in Reactor Room	Fire in Reactor Room	Explosion in Auxiliary Machine Room	Fire in Auxiliary Machine Room	Impact	Flooding
M1	*	*	6×10^{-2} (3)	4×10^{-2} (3)	*	*	*	*	4×10^{-2} (3)	4×10^{-2} (3)
M2	*	*	6×10^{-2} (3)	4×10^{-2} (10)	*	*	*	*	4×10^{-2} (10)	4×10^{-2} (10)
M3	*	*	1×10^{-2} (10)	3×10^{-3} (3)	*	*	1×10^{-2} (10)	3×10^{-3} (3)	6×10^{-3} (3)	6×10^{-3} (3)
M4	*	*	1×10^{-2} (10)	3×10^{-3} (3)	*	*	1×10^{-2} (10)	3×10^{-3} (3)	3×10^{-3} (3)	6×10^{-3} (3)
M5	*	*	1×10^{-2} (10)	3×10^{-3} (3)	*	*	1×10^{-2} (10)	3×10^{-3} (3)	*	*
M6	2×10^{-2} (10)	2.4×10^{-6} (30)	*	*	*	*	*	*	2.4×10^{-6} (30)	*
M7	*	*	*	*	*	*	*	*	1.2×10^{-5} (30)	*
M8	*	*	*	*	*	*	1×10^{-2} (10)	1×10^{-2} (3)	1×10^{-2} (3)	1×10^{-2} (3)
M9	*	*	*	*	*	*	3×10^{-3} (10)	1×10^{-2} (10)	*	3×10^{-3} (10)
M10	*	*	*	*	*	*	1×10^{-3} (10)	1×10^{-3} (3)	*	*
M11	*	*	*	*	*	*	1×10^{-3} (10)	1×10^{-3} (3)	*	*
M12	*	*	*	*	*	*	1×10^{-3} (10)	1×10^{-3} (3)	*	*
M13	*	*	*	*	2×10^{-2} (10)	2.4×10^{-5} (10)	4×10^{-2} (10)	4.8×10^{-5} (30)	7.2×10^{-4} (30)	*
M14	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
M15	*	*	*	*	1×10^{-2} (3)	1×10^{-2} (3)	*	*	3×10^{-3} (3)	*
M16	*	*	*	*	*	1×10^{-3} (3)	*	*	3×10^{-4} (3)	*
M17	*	*	*	*	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)	*	*	3×10^{-4} (3)	*
M18	*	*	*	*	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)	*	*	3×10^{-4} (3)	*
M19	*	*	*	*	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)	*	*	1×10^{-4} (3)	*
M20	*	*	*	*	1×10^{-3} (3)	1×10^{-3} (3)	*	*	1×10^{-4} (3)	*
M21	3×10^{-2} (10)	3.6×10^{-5} (30)	*	*	3×10^{-2} (10)	3.6×10^{-5} (30)	*	*	3.6×10^{-4} (30)	*
M22	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
M23	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*

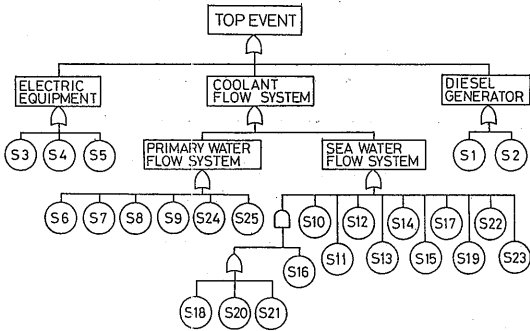


図2-3(a) 簡易化されたフォールト・ツリー (原子力船サバンナ)

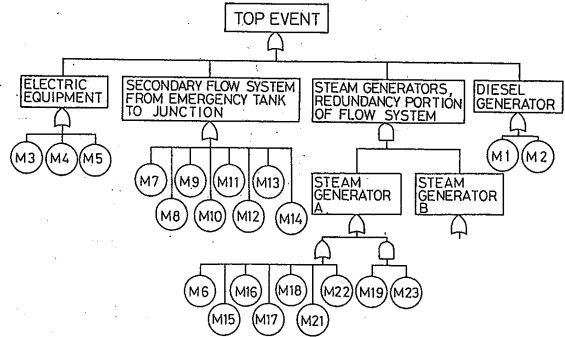


図2-3(b) 簡易化されたフォールト・ツリー (原子力船むつ)

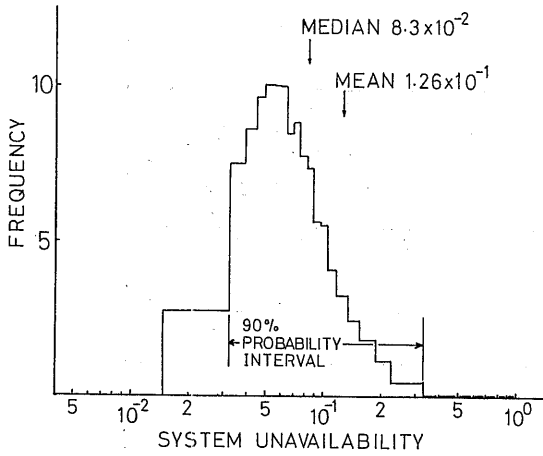


図2-4(a) 頂上事象発生確率分布 (原子力船サバンナ)

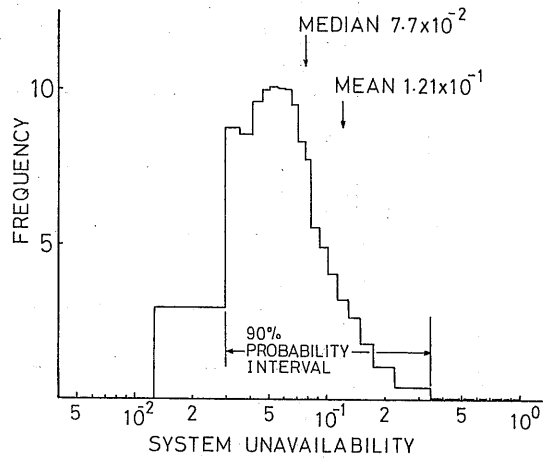


表2-4(b) 頂上事象発生確率分布 (原子力船むつ)

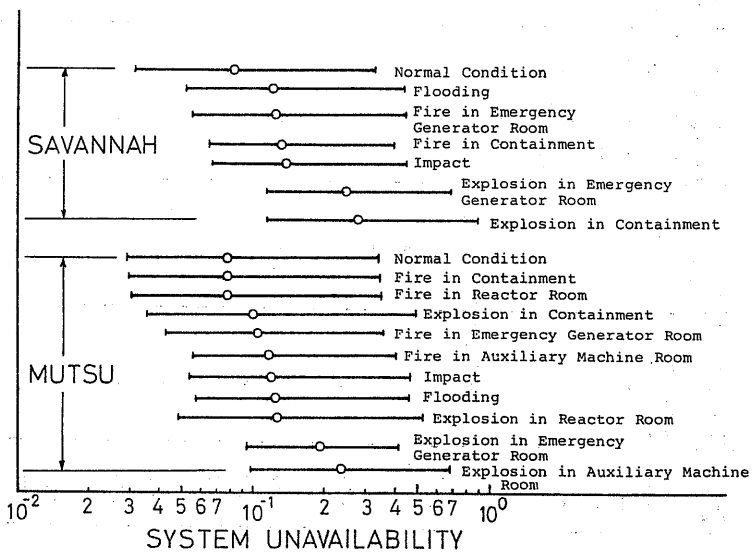


図2-5 開設結果；各種事故条件下における頂上事象発生確率

2.6 考 察

通常運転条件下における頂上事象発生確率の中央値は、“むつ”の方が“サバンナ”よりわずかに小さい値を示している。これは、“むつ”の非常用崩壊熱除去系の熱交換の部分が、蒸気発生器A,Bの二台を用い、冗長系となっているためである。

各種事故条件下における頂上事象発生確率の値の中で最大の値を示しているのは、“サバンナ”の“格納容器内の爆発”である。これに対して、“むつ”の“格納容器内の爆発”の条件下における値は、“サバンナ”の場合の約1/3の値を示している。この差が出てくる理由は、“サバンナ”においては、系の大部分の機器が格納容器内に設置されているが、“むつ”においては、種として、格納容器、原子炉室、補機室の三室に分散して設置されているためである。“むつ”の“原子炉室内の爆発”、及び“補機失内の爆発”の条件下における頂上事象発生確率も“サバンナ”の“格納容器内の爆発”の条件下における値と比較して小である。これらの結果から、事故の発生が一室に限定されている場合は、安全防護系の分散配置は炉心冷却にとり重要な要因であると言える。

系の分配配置の効果は、火災事故の場合にも見られる。“むつ”の“格納容器内の火災”、“補機室内の火災”、“原子炉室内の火災”の条件下における頂上事象発生確率はいずれも、“サバンナ”の“格納容器内の火災”の条件下における値より小であるという結果が出ている。

“むつ”の補機室内には、ポンプ、スイッチ、ブレーカー、2次側配管といった故障確率が事故条件に依存し大きく変化し、特に爆発事故時において大きな値を示す機器が設置されている。“補機室内の爆発”の条件下においては、これらの機器の故障確率が頂上事象発生確率へ大きく寄与する。それ故、この事故条件では分配配置の効果はあまり見られず、“サバンナ”の“格納容器内の爆発”の条件下における頂上事象発生確率に近い値を示している。同様のことが“むつ”の“補機室内の火災”事故条件についても見られる。

“むつ”の非常用発電機室内には、爆発事故の際に大きな故障確率を示す機器が五個（非常用発電機、スイッチ2個、ブレーカー、電気配線）設置されている。これに対し、“サバンナ”の非常用発電機室内には、同様の機器が九個（非常用発電機、スイッチ、ブレーカー6個、電気配線）設置されている。これらの機器の数の差により“むつ”と“サバンナ”の“非常

用発電機室内の爆発”条件下における頂上事象発生確率の違いが生じている。同様の事が、“非常用発電機室内の火災”事故条件においても見られる。

“衝撃”の事故条件下では、系のすべての機器が同様な衝撃力を受ける。それ故、分配配置の効果はこの場合見られない。“むつ”及び“サバンナ”の“衝撃”事故条件下における頂上事象発生確率の値は相互に近い値を示している。

“浸水”事故条件下においては、“サバンナ”の方が“むつ”に比較し、小さい頂上事象発生確率を示している。これは、“サバンナ”の場合、系の大部分の機器が格納容器内に設置されており、本解析での浸水事故に対しては、“サバンナ”の系の方がより良く保護されているためである。

安全防護系の信頼度は、環境条件の影響を受けることが見られる。今の場合、環境条件は各種船体事故により引き起された状態であり、安全防護系の総合的な信頼度を考えた場合、外部事象である船体事故の発生確率とそれぞれの条件下における系の信頼度の積が問題となってくる。“むつ”及び“サバンナ”各々の外部事象の発生確率は、主航路の条件、母港の位置、船舶の用途等、固有の条件に依存し同一の値をあてはめることはできない。それ故、各々のシステムには、それぞれの固有の条件に適したシステム構成があり、単純に分散配置、集中配置の優劣を論ずることは難しい。

しかしながら、環境条件の影響により系の信頼度が変わってくることから、本章で示したように安全防護系の有効性の評価のためには、通常運転条件下だけでなく各種事故条件下における作動確率を求め、検討する必要があると言える。

2.7 結 論

原子力船“むつ”の非常用崩壊熱除去系及び、原子力船“サバンナ”の非常用海水冷却系の各種船体事故条件下における信頼性解析の手順を示し、解析を実施した。

通常運転条件下においては、両系はほぼ同様の信頼度を示す結果が得られた。また、系の信頼度は、大きな故障確率を持つ機器により、主として支配されている。

種々の事故条件下における両系の信頼性解析の結果の比較より、系の信頼度は、定期保守、試験間隔、修理に要する時間とともに、系の構成（たとえば、分散配置であるか集中配置であるか）、系の置かれた環境

条件にも依存していることがわかる。

以上のことから、原子力船の安全防護系のような系の有効性の評価のためには、各種事故条件下における系の信頼性解析が必要であると言える。

3. 故障原因、時間依存を考慮した機器故障モデル

3.1 緒 言

第二章では、各種環境条件を考慮に入れた信頼性解析の必要性について論じた⁽²³⁾が、その解析実施の際、各種環境条件下における機器の故障率はデータの不足から工学的判断により推定せざるを得なかった。

本章においては、故障率の大きさに影響を及ぼす種々の要因を整理し、種々の環境条件下における故障率の推定に一貫性を持たせると共に、今後の故障データの収集方法の参考となるように、故障原因、時間依存を考慮した機器故障モデル⁽²⁴⁾を提唱する。この故障モデルを応用した、共通原因故障、二次的故障を取り扱う方法も考えられる。

最初、RSS⁽²²⁾において、共通原因故障の重要性が指摘され、その評価のために Bounding Technique という比較的原始的な方法が用いられた。より現実的な共通原因故障の評価のために、Fleming⁽²⁵⁾は β -factor 法を導入し、HTGR のリスク評価研究において使用した。RSS は、また、厳しい環境条件の影響についても論じている。その後、この方面の数多くの研究^(26, 27, 28)がなされているが、現在のところ、決め手となる方法は存在しない状況にある。

本章で提唱する故障モデルにおいては、故障率は、故障原因の種類、原因の程度、原因の作用した時間あるいは回数、および故障モードに依存した、条件付故障率として取り扱われている。共通原因故障、二次的故障、厳しい環境条件下での故障は、特定の条件下における統計的に独立な故障として取り扱えるという考えについても論じる。また、この考え方に基く解析プログラムについて紹介し、あわせてその解析実施例も示す。

3.2 基本的考え方

原子力プラント機器についての数多くの故障データが通常の運転条件下において集められている。これらの故障率の値は一定値と考えられており、故障原因についてはあらわには考慮されていない。この一定値の

故障率はシステム信頼性解析において従来から実用的な値として用いられてきた。しかし、故障率が一定ということは、機器は故障する可能性を常に持っているということであり、新しい機器の設置直後、あるいは修理完了直後においても故障発生があり得ることである。

機器の故障というものは、厳密な意味では、何らかの原因により引き起され、原因が存在しない場合は故障も発生しない。それ故、故障率一定と考えている限り、厳しい環境条件下における故障、共通原因故障、二次的故障の取り扱いが困難となる。

以上の考えから、著者は、故障率の値が一定ではなく、原因の種類、原因の程度、原因が作用する時間あるいは回数、及び故障モードの関数となっている故障モデルを提唱する。

この関係を式で表現すると、

$$\text{故障率} = F(C, S, t, M) \quad (3.1)$$

となる。ここで、C, S, t, M はそれぞれ、原因の種類、原因の程度、原因が作用する時間あるいは回数、故障モードをあらわす。デマンド当りの故障確率も同様の式で表現され得る。

3.3 故障原因の分類

機器に故障をもたらす原因としては、具体的には、多種多様なものが考えられるうえに、機器によっても影響する原因は異なってくる。これら多様な原因を取り扱うため、できるだけ基本的な性質に着目して考え図3-1に示す20種類の基本的原因を選び出した。これらの原因は互に重複することのないよう、また一般性

振動 圧力 応力 温度 湿度 粉塵 腐食(酸) 酸化 化学反応 伝導性物質 放射線	連続的に作用する原因 C = 1	物理的原因
衝撃力 過電圧 過電流	衝撃的に作用する原因 C = 0	非物理的原因
調整 設備 保守 試験方法 操作 製造業者		

図3-1 基本的故障原因

を持たせ、具体的原因が、これらのどれかの原因で表されるように選定した。

これらの原因は、作用の仕方により二種類に大別できる。

一つは、連続的に作用する原因であり機器に対し故障原因が作用する場合、連続的な時間長さを必要とするものである。本章においては、これを $C=1$ で表現する。

他方は、衝撃的に作用する原因であり、故障原因が機器に作用する場合、瞬間あるいは非常に短い時間間隔のうちに作用し、一定の長さの時間経過を必要としないような原因である。本章においては、これを $C=0$ で表現する。

また、他の見地からは、物理的な原因と非物理的な原因に分類できるが、本故障モデルにおいては、この分類は特に意識する必要はない。

連続的な故障原因の場合、(3.1)式における t は原因が作用した時間長さとなり、衝撃的な原因の場合、 t は故障を観測している時刻となる。

3.4 原因の程度

一つの故障モードに対し、図3-1 に示したような多くの故障原因が考えられる。単一の故障原因を取り上げた時、機器の故障率に及ぼす影響は、その原因の程度(大きさ)に依存している。原因の程度は、原因の種類により、いろいろな単位で表現される。例えば、 kg/cm^2 (圧力)、 $\text{kg}\cdot\text{m}/\text{h}^2$ (衝撃)、 pH (酸)、 V (電圧)、 A (電流) 等である。

これらの原因の程度を簡単に表現し、取り扱いを容易とするため、通常の運転条件 ($S=1$) から考え得る最も厳しい条件 ($S=5$) までの五段階に階層化して取り扱うこととした。

$S=1$ とは、ある特定の原因に着目した時、機器が通常の運転条件下に置かれていることを意味している。これに対し、 $S=5$ とは、機器が最も厳しい条件下に置かれていることを意味している。

通常の運転条件下では、連続的な故障原因のみ存在し、衝撃的な故障原因は存在しないと考える。それ故、

$$F(C=0, S=1, t, M)=0.0 \quad (3.2)$$

が常に成立する。

3.5 故障モードと故障原因

信頼性理論においては、故障率あるいは確率は、デ

マンド時の故障確率 (Demand Probability)、動作中の故障率 (Operating failure rate)、待機中の故障率 (Stand-by failure rate) の三種類に分類されている。これらの区別は、故障モードの違いから出てくる。それ故、故障モードはこの三種類の故障率/確率に基づいて分類することができる。ここでは、故障モードを、デマンド時の故障 ($M=0$)、運転中の故障 ($M=1$)、待機中の故障 ($M=2$) の三種類に分類することとする。

3.3節で故障原因を2種類に分類した。従って故障モードと故障原因の組み合わせに対し、故障発生の機構が以下のように考えられる。

$C=0, M=0$ の組み合わせの場合、衝撃的な故障原因が作用した時点で、機器の一定割合が故障状態となる。デマンド時に、この故障状態の機器は動作開始に失敗する。故障原因が作用しても故障状態にならなかった機器はデマンドにより動作を正常に開始する。

結局、この衝撃的な原因が作用した時点で、デマンド時の故障確率がステップ状に増大し、更に別の原因が作用しない限り一定値を保つこととなる。

$C=0, M=1, 2$ の組み合わせの場合、故障原因が作用した時点で機器の一定割合に潜在的な故障が発生し、その後の機器の動作、待機中に実際の故障に到ると考える。

$C=1$ の場合は、すべての型の故障モードに対して、故障原因が作用している間中、機器の故障率/確率が増大し続けると考える。

3.6 故障確率

システムの信頼性解析実施のためには、機器の故障確率の値が必要となってくる。この節においては、故障確率を与える式を求める。

故障確率は、故障率 F 、運転時間 t_o 、待機時間 t_s により決まる。解析を簡単にするために、本論では、 t_o, t_s は一定値と仮定し、図3-2 に示すような関係に

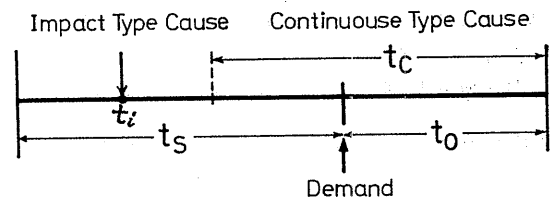


図3-2 故障原因の作用時刻と機器の運転時間との関係

あるとする。一定待機時間の後に起動指令（デマンド）があり、機器が動作を開始するとする。衝撃的な故障原因は、待機中の時刻 t_i において作用し、連続的な故障原因は、待機中に作用が開始し、運転終了時まで続くとする。

$C=0, M=0$ の場合、故障確率を次式で定義する。

$$\text{故障確率} = 1.0 - \exp\{-f(C=0, S>1, t, M)\} \quad (3.3)$$

この式で、 f は、 C, S, t, M の関数であり、無次元量である。この式は、 f の値によらず、必ず故障確率は 1.0 以下になる形をしている。また、後に出てくる $C=1, M=0$ の場合の故障確率 (3.9) 式と同じ形をしている。 f の値が小の場合は、故障確率は近似的に f となり、 f がデマンド時の故障確率そのものとなる。

もし、故障原因が複数回作用する場合は、次式により故障確率を与える式を定義する。

$$\text{故障確率} = 1.0 - \exp\left\{-\sum_i f_i(C=0, S>1, t, M)\right\} \quad (3.4)$$

$C=0, M=1$ or 2 の場合、衝撃的な故障原因の作用により機器の一定割合が潜在的な損傷を受ける。原因の作用の結果すぐ故障するのではなく、一定の故障率 λ_i を持つに至る。潜在的な損傷を受けた機器の割合は $1.0 - \exp\{-f(C=0, S>1, t, M)\}$ で与えられるとする。この式は、(3.3) 式と同じ形をしている。

潜在的な損傷を受けた機器は当面動作可能であるが、正常機器の割合 $N(t)$ は次の式により減少していく。

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda_i N(t) \quad (3.5)$$

λ_i は潜在的な損傷を与えられた機器の故障率で、原因 (C)、原因の程度 (S)、故障モード (M) により決まる量である。(3.5) 式より、潜在的な損傷を受けた機器の故障確率は

$$1.0 - \exp(-\lambda_i t) \quad (t_s + t_o)$$

となる。 t は故障原因が作用してから後の経過時間 ($M=2$ の場合) か、動作が開始してから時間 ($M=1$ の場合) である。

要求動作終了時 ($t_s + t_o$) における故障確率は

$$\text{故障確率} = \{1.0 - \exp(-f(C=0, S>1, t_o + t_s, M))\} \times \{1.0 - \exp(-\lambda_i t)\} \quad (3.6)$$

となる。ここで、 $M=1$ の場合は $t=t_o$ 、 $M=2$ の場合は $t=t_s + t_o - t_i$ となる。

(3.6) 式は以下の状況を表している。

故障率 λ_i が大きな値を持っている場合は、故障原因が作用した後、機器の一定割合にまもなく故障が発生し、故障確率は $C=0, M=0$ の場合の (3.3) 式と同一の形の式で与えられる。

一方、故障率 λ_i が小の場合は、故障原因が作用した直後は機器はほぼ正常に機能し、時間経過と共に、故障が発生していく。その際の上限値は

$$1.0 - \exp(-f(C=0, S>1, t, M))$$

で与えられている。関数 f は無次元量であり、 λ_i の次元は $[1/h]$ である。

$C=1$ (連続的に作用) の故障原因が作用した場合、故障率/確率は通常、原因が作用している間 (t_c) 増加し続ける。通常運転状態においては、 $C=1$ の故障原因が $S=1$ の程度で常に存在すると考える。それ故、もし $S=1$ の原因が何らの効果も及ぼさない場合は、故障率 F の値は零となる。

$$F(C=1, S=1, t, M) = 0.0 \quad (3.7)$$

$S>1$ の故障原因が作用すると、機器の故障率は通常運転状態より大となる。この故障率を通常運転状態下における値と増加分との和と考える。

$$\text{故障率} = F(C=1, S=1, t, M) + F(C=1, S>1, t, M) \quad (3.8)$$

(3.8) 式は基本的な考え方を示した式である。関数 F の中の t は、 $C=1$ の場合、故障原因が作用した時間経過量を表わす。デマンド時の故障確率も同様の式で表現される。

ここで、 $C=1, M=0$ の場合について、故障確率を求めてみる。 $S=1$ の故障原因は最初から作用しており、 $S>1$ の故障原因は、図 3-2 に示すよう、待機中の途中から作用を開始する。それ故、デマンド時における故障確率は、

$$\text{故障確率} = 1.0 - \exp\{-f(C=1, S=1, t_s, M=0) - f(C=1, S>1, t_c - t_o, M=0)\} \quad (3.9)$$

となる。ここで f は、 C, S, t, M の関数であり、もし $f \ll 1$ の場合は、(3.9) 式は

$$\text{故障確率} = f(C=1, S=1, t_s, M=0) + f(C=1, S>1, t_c - t_o, M=0) \quad (3.10)$$

となる。この場合 f そのものがデマンド時の故障確

率となる。 f は無次元量である。

故障確率を与える式として、(3.9)式の形を用いた理由を、ここで少し述べておく。

故障率/故障確率は t の関数であると仮定した。それ故、 f も t の関数となる。もし、 f の関数形として t^α の様な単純な形を仮定すると、 t の増加と共に、 f の値も大きくなり、1.0より大きくなる場合も出てくる。この場合でも、(3.9)式の形をしていれば、故障確率は必ず1.0以下となる。これが、(3.9)式を故障確率を与える式として選んだ理由である。

$C=1, M=1$ の場合、機器の故障は、動作の開始と共に始まる。正常な機器の割合 $N(t)$ は次式で与えられる。

$$\frac{dN(t)}{dt} = -(f(C=1, S=1, t+t_s, M=1) + f(C=1, S>1, t+t_c-t_o, M=1)) \cdot N(t) \quad (3.11)$$

この式で f は故障率であり、 F と同一である。 t は動作開始時からの時間である。(3.11)式を積分すると、

$$N(t) = N(0) \exp \left\{ - \int_0^t (f(C=1, S=1, t+t_s, M=1) + f(C=1, S>1, t+t_c-t_o, M=1)) dt \right\} \quad (3.12)$$

となる。ここで $f(C=1, S, t \leq 0, M) = 0.0$ と定義すると (3.12)式は、故障原因の作用開始が機器の動作開始以後になった場合でもそのまま拡張して適用できる。

(3.12)式から、要求動作終了時における故障確率は、

$$\text{故障確率} = 1.0 - \exp \left\{ - \int_0^{t_o} f(C=1, S=1, t+t_s, M=1) dt - \int_0^{t_o} f(C=1, S>1, t+t_c-t_o, M=1) dt \right\} \quad (3.13)$$

となる。 f の値が小の場合は、近似形として

$$\text{故障確率} = \int_0^{t_o} f(C=1, S=1, t+t_s, M=1) dt + \int_0^{t_o} f(C=1, S>1, t+t_c-t_o, M=1) dt \quad (3.14)$$

が得られる。 f の次元は上式より $[1/h]$ であることがわかる。

$C=1, M=2$ の場合、要求動作終了時における故障確率は、

$$\text{故障確率} = 1.0 - \exp \left\{ - \int_0^{t_s+t_o} f(C=1, S=1, t, M=2) dt - \int_0^{t_c} f(C=1, S>1, t, M=2) dt \right\} \quad (3.15)$$

となる。(3.15)式は (3.13)式と同様の方法で得られる。 $f \ll 1$ の場合の近似形は

$$\text{故障率} = \int_0^{t_s+t_o} f(C=1, S=1, t, M=2) dt + \int_0^{t_c} f(C=1, S>1, t, M=2) dt \quad (3.16)$$

となる。 f の次元も同じく $[1/h]$ である。

以上の結果をまとめて、表3-1に示す。

今、ここで、関数 f の時間依存の部分が t^α の形をしていると仮定してみる。

$$f(C=1, S, t, M) = g(C=1, S, M) \times t^\alpha \quad (3.17)$$

$g(C=1, S, M)$ は関数 f 中の時間に依存しない部分である。(3.17)式を用いて計算を実行すると、 $C=1$ の場合の故障確率を与える式は、表3-2に示したようになる。

ある故障モードに対して、複数の故障原因が存在する。もし、二個以上の故障原因が機器に作用した場合、故障率はこれらの故障原因すべてを考慮して決定しなくてはならない。しかし、いままでの式であらわれた関数 f の次元は、無次元の場合と $[1/h]$ の場合があった。それ故、単純に関数 f の和で故障率を定義することは不可能である。そこで、故障原因の複合効果は故障確率で考えることとする。

故障原因が複数個存在する場合の故障確率の値は、故障原因の種類、組み合わせにより、それぞれの特色が出てくる。例えば、全体の故障確率の値が、各々の故障原因が単独で存在する場合の故障確率の単純な和より大きな値を示す場合がある。もし、応力と腐食が両方存在する場合には、配管には応力腐食割れが発生し、その発生率は、応力のみあるいは腐食のみが存在する場合よりはるかに大きな値を示すと考えられる。他の極端な例としては、全体の故障率が、多数存在する故障原因による故障率の中の最大の値でほぼ決定される場合もあるであろう。

本故障モデルにおいては、複数の故障原因が存在する場合の全故障確率は、各々の故障確率の値のプール代数和で近似することとする。すなわち、

$$\text{全故障確率} = \sum_i (\text{故障確率})_{c_i} \quad (3.18)$$

ここで、 $(\text{故障確率})_{c_i}$ は、故障原因 C_i による故障確率の値である。

表3-1 故障確率を与える式

Cause Type C	Failure Mode Type M	Failure Probability	Approximate Form	Dimension of Function f
0	0	$1.0 - \exp(-f(C, S>1, t_s, M))$	$f(C, S>1, t_s, M)$	[-]
0	1, 2	$(1.0 - \exp(-f(C, S>1, t_o + t_s, M)))(1.0 - \exp(-\lambda_i t^*))$	$f(C, S>1, t_o + t_s, M) \cdot \lambda_i t^*$	[-]
1	0	$1.0 - \exp(-f(C, S=1, t_s, M) - f(C, S>1, t_c - t_o, M))$	$f(C, S=1, t_s, M) + f(C, S>1, t_c - t_o, M)$	[-]
1	1	$1.0 - \exp(-\int_0^{t_o} (f(C, S=1, t+t_s, M) + f(C, S>1, t+t_c - t_o, M)) dt)$	$\int_0^{t_o} (f(C, S=1, t+t_s, M) + f(C, S>1, t+t_c - t_o, M)) dt$	[1/hr]
1	2	$1.0 - \exp(-\int_0^{t_o + t_s} f(C, S=1, t, M) dt - \int_0^{t_c} f(C, S>1, t, M) dt)$	$\int_0^{t_o + t_s} f(C, S=1, t, M) dt + \int_0^{t_c} f(C, S>1, t, M) dt$	[1/hr]

$$t^* = t_o \text{ or } t_o + t_s - t_i$$

表3-2 故障確率を与える式（時間依存性が の場合

Cause Type C	Failure Mode Type M	Failure Probability	Dimension of Function g
1	0	$1.0 - \exp(-g(C, S=1, M) \cdot t_s^\alpha - g(C, S>1, M) \cdot (t_c - t_o)^\alpha)$	[1/hr ^{$\alpha+1$}]
1	1	$1.0 - \exp(-\frac{g(C, S=1, M)}{\alpha + 1} ((t_o + t_s)^{\alpha+1} - t_s^{\alpha+1}) - \frac{g(C, S>1, M)}{\alpha + 1} (t_c^{\alpha+1} - (t_c - t_o)^{\alpha+1}))$	[1/hr ^{$\alpha+1$}]
1	2	$1.0 - \exp(-\frac{g(C, S=1, M)}{\alpha + 1} (t_o + t_s)^{\alpha+1} - \frac{g(C, S>1, M)}{\alpha + 1} t_c^{\alpha+1})$	[1/hr ^{$\alpha+1$}]

3.7 故障データとの比較

システム信頼性解析においては、故障率は一定として取り扱う場合がほとんどであるため、故障率についての時間依存性のデータはあまり多く存在しない。また、故障の原因については、ほとんど考慮されていない。

それ故、本節においては、故障率の時間依存性を取り上げて実際のデータとの比較を行うこととする。

関数 f の時間依存性を t^α と仮定すると (3.17) 式の形に f が表せられる。

$$f(C, S, t, M) = g(C, S, M) \times t^\alpha \quad (3.17)$$

ここで、 $C=1, M=1$ の場合について、単一の原因のみが存在するとし、更に、故障原因の作用する時間と、機器の動作時間が等しい ($t_0 = t_c$) とすると、累積故障確率は

$$\text{累積故障確率} = 1.0 - \exp\left(-\frac{g}{\alpha+1} t^{\alpha+1}\right) \quad (3.19)$$

となる。ここで時刻 t は機器の動作開始からの時間である。(3.19)式より、故障確率分布 $\varphi(t)dt$ は次のように求まる。

$$\varphi(t)dt = g t^\alpha \exp\left(-\frac{g}{\alpha+1} t^{\alpha+1}\right) dt \quad (3.20)$$

この分布はワイブル分布となっている。

故障データと故障確率モデルの比較は (3.19) 式、(3.20) 式によって行い、 α の値を求めることとする。Boesebeck and Homke⁽²⁹⁾ は三種類の径の主蒸気管の故障率の時間依存性を調べた。図3-3 にその結果を示す。図中の二本の点線は、それぞれ 1.66, 7.64 の α の値に対応している。Behmann⁽³⁰⁾ は三種類の型の導波管について故障率の時間依存性を調べている。Kieron⁽³¹⁾ は TTL 機器についての累積故障確率の値を求めている。その他、小林⁽³²⁾, Lambert⁽³³⁾ の故障データと比較し、表3-3 に示す α の値が得られた。

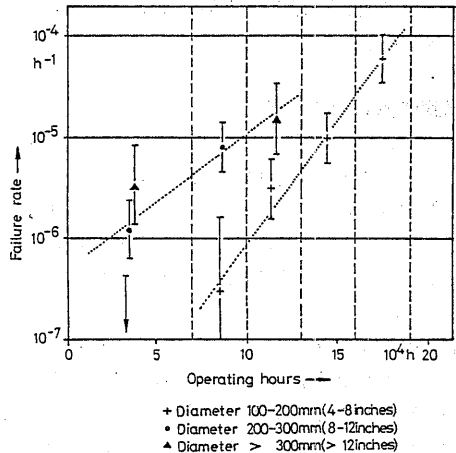


図3-3 主蒸気管の故障率の時間依存性 (Boesebeck & Homke)

表3-3 データより求めた α の値

Experimenter	Component	Data Type	α
Boesebeck & Homke	Main Steam Fitting Diameter > 8inches	Failure Rate	1.66
	Diameter < 8inches	Failure Rate	7.64
Behmann	Traveling Wave Tube	Failure Rate	2.0
		Failure Rate	1.86
		Failure Rate	2.82
Kieron	TTL devices	Cumulative Failure Probability	0.01
Kobayashi	Solder & Solder Joint	Cumulative Failure Probability	0.86
Lambert	Solder	Cumulative Failure Probability	-0.06

この結果から、 α の値は機器により0~8と大きく異なっている事がわかる。ある主の機器では、故障率はほとんど時間に依存しない($\alpha \approx 0.0$)。他方、強い時間依存性を示す機器もある($\alpha \approx 8$)。このことは、故障率の時間依存性は、機器の種類、故障モード、故障原因に強く依存しており、 α の値の決定は、個々の場合の実際のデータに基いてなされなければならないことを示している。

故障率の時間依存性は、 t^α の形で十分近似でき、この形を仮定することにより、(3.19),(3.20)式に示すような、累積故障確率、故障確率分布の比較的簡単な式が得られる。

3.8 信頼性解析プログラム

本章で提唱した故障モデルを用いて、各種事故条件下におけるシステムの信頼性解析を実施する計算プログラム⁽³⁴⁾を作成した。このプログラムでは更に、機器の故障がシステムを構成する他の機器の故障へ影響する効果、システムの信頼性に重大な影響を及ぼす環境条件の探索、の解析も可能となっている。

解析の基本は、フォールト・ツリー解析である。対象とする系は安全防護系であり、通常待機状態に置かれ、作動要求があった時点で作動が開始され、一定時間(t_0)の作動の継続が要求されるとする。保守、点検により機器の健全性が確認された時点をも $t=0$ とする。

本プログラムで実施されている解析方法の基本的な考え方を図3-4に示す。最も根本に故障原因を置き、事故条件の機器故障率への影響は、故障原因まで遡って求める。また、構成機器の故障により他の機器の故障を誘発する場合も、環境条件→故障原因の道筋を考える。

本プログラムは、次の三つの機能を備えている。

(1) 各種の事故状態におけるフォールト・ツリーの頂上事象の発生確率を求める。

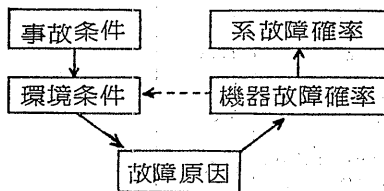


図3-4 解析プログラムの基本的考え方

(2) 機器の故障が同一系内の他の機器の故障を誘発する二次的効果を定量的に算定する。

(3) 系の信頼性に重大な影響を及ぼす環境条件(事故条件)の探索を行う。

以下、これらの三機能についての説明を行う。

3.8.1 各種事故条件下における頂上事象発生確率の計算

この機能により、第二章で示した種類の解析が、事故条件を入力することにより、ほぼ自動的に実行できる。

各種事故状態は、解析対象にとっては外部事象に相当する。この事故状態を環境条件で表現する。環境条件は、故障原因、原因の程度、原因の及ぶ範囲(場所)、原因の作用する時間、を一組としてあらわす。各構成機器の故障確率を求める際、機器の置かれた位置を参照しながら、故障原因の影響を取り入れて計算する。

この様にして事故状態を与えれば、計算機内部で自動的に、その状態における各機器の故障確率を計算する。その故障確率を用いて、フォールト・ツリー解析を実施し、各種事故条件下における頂上事象発生確率が求められる。

3.8.2 二次的効果の計算

系を構成する機器に故障が発生し、それが原因となり、系内の他の機器の故障を誘発する場合が考えられる。これは、内部事象の従属性である。系の構成によっては、この従属性のために頂上事象発生確率が增大する。システムの信頼性解析を行う場合、この効果がどの程度であるかを押えておく必要がある。

この解析のためには、機器の故障による他の機器の故障発生への影響を知る必要がある。この関係は、事前にデータとして与えておく。つまり特定の機器の故障モードに対し、それが発生した場合の影響を(故障原因、程度、場所)の組み合わせで表現して与えておく。原因の作用時間は t_0 を用いる。

考え得るすべての二次的効果を総合し、全体として頂上事象発生確率へどの程度影響するかを次の手順により求める。

- 頂上事象発生に至らない基本事象をすべてリスト・アップする。A. B. C. D. E. ……
- それらの基本事象の2つ以上の任意の組み合わせで、頂上事象発生に至らないものをリスト・アップする。(A. D), (A. E), ……
- (a),(b)で選んだ事象を合わせて初期事象(I_1)とし、

その発生確率 $P(I_1)$ を求める。

- (d) $P(I_1) < 10^{-10}$ の初期事象を除外する。
- (e) I_1 なる初期事象により引き起される環境条件 E_1 下における各基本事象発生確率を計算する。
- (f) I_1 が発生した状態での、系が故障状態となる論理をあらわすフォールト・ツリーを作成する。これは元のフォールト・ツリーから事象 I_1 及び関連基本事象を除外する事により得られる。これをフォールト・ツリー T_1 とする。
- (g) T_1 の頂上事象発生確率を求める。 $P(T_1)$
- (h) E_1 の環境条件下 (初期事象 I_1 の発生) における T_1 の頂上事象発生確率を求める。 $P(T_1/I_1)$
- (i) 初期事象 I_1 が発生したための頂上事象発生確率の増加量を求める。

$$P(I_1) \cdot (P(T_1/I_1) - P(T_1))$$

- (j) (e)~(i) の手続きをすべての初期事象 I_i について実施し、その結果を加え合わせる。

$$(二次的効果)_1 = \sum_i P(I_i) \cdot (P(T_i/I_i) - P(T_i)) \quad (3.21)$$

更に、初期事象 I_1 が発生し、その影響により他の機器の故障が発生 (S_j) し、なおかつ、頂上事象発生には至らない場合があり得る。この場合には、 I_1 と S_j の両方が系内の他の健全な機器に影響を及ぼす。この結果を算定する手順を以下に示す。

- k) $P(I_1) \cdot P(S_j/I_1)$
- l) $P(I_1) \cdot (P(S_j/I_1) - P(S_j))$
- m) $P(T_{1j}/I_1, S_j) - P(T_{1j}/I_1)$
- n) $(二次的効果)_2 = \sum_{ij} P(I_i) \cdot (P(S_j/I_i) - P(S_j))$

$$\times \{P(T_{1j}/I_1, S_j) - P(T_{1j}/I_1)\} \quad (3.22)$$

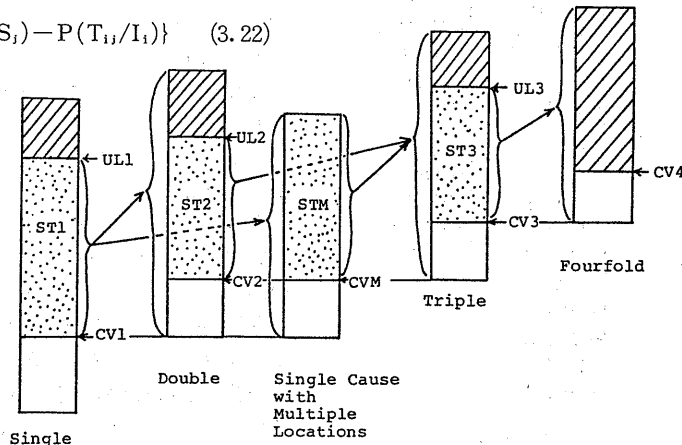


図3-5 多重故障の探索手順

同様な手順を繰り返し、最終的には二次的効果は次のようになる。

$$二次的効果 = \sum_k (二次的効果)_k \quad (3.23)$$

3.8.3 系の信頼性に重大な影響を及ぼす環境条件の探索

環境条件を (故障原因, 場所) の組み合わせにより表現する。任意の環境条件に対する頂上事象発生確率の増加量は、3.8.1 と同じ方法で求められる。これにより環境条件探索の第一段階が実施できる。つまり、大きな頂上事象発生確率を与える環境条件をリスト・アップすれば良いわけである。

系の構成によっては、単一の原因個々では、系の信頼性に及ぼす影響は小さいが、複数個の原因が同時に作用した場合に大きな影響を及ぼす可能性がある。それ故、故障原因の多重の組み合わせを調べる必要がある。この組み合わせは、異なった種類の原因相互、同一種類の原因が異なった場所に発生する場合、等が考えられ、すべての可能な組み合わせの数は膨大なものとなる。これらを単純に調べあげることは効率も、結果の見通しも悪くなる。そこで、本プログラムでは図3-5に示す手順に従って探索を行っている。この手順の考え方は、既に系の信頼性に大きな影響を及ぼしている (故障原因, 場所) は、更に他との組み合わせを考える必要はない。つまり、まずこのような原因に対する対策が必要であるということである。

解析結果は、各多重の組み合わせ別に、(故障原因, 場所) と対応する頂上事象発生確率の一覧表の形で出力される。

3.8.4 プログラム構成

本プログラムにおける解析手順の概略図を 図3-6 に示す。図3-7 にサブルーチン群の関係を示す。

以下、各サブルーチンの機能説明を与える。

- MAIN : 主プログラム。プログラム全体を制御する。
- CPVAL : ブロック・データ・サブプログラム。機器故障確率データ収録。
- CONDI : 事故条件データ読み込み。
- TREE : フォールト・ツリーの構造データ読み込み。

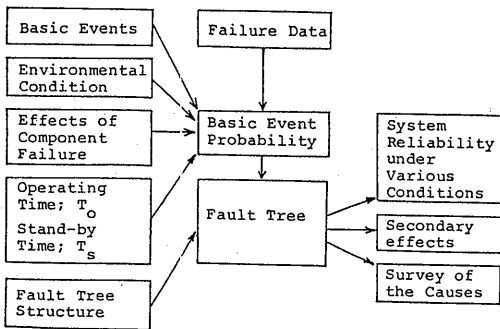


図3-6 プログラムの解析手順

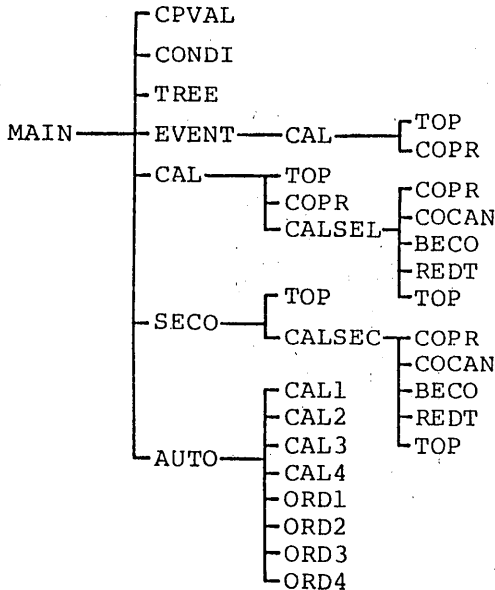


図3-7 解析プログラムの構成

- EVENT : フォールト・ツリーの基本事象を定義する。
- COPR : 与えられた環境条件における基本事象発生確率を計算。
- TOP : フォールト・ツリーの頂上事象発生確率計算。次章の高速フォールト・ツリー解析プログラムにより構成されている。
- CAL : 与えられた環境条件における頂上事象発生確率計算。COPR, TOP の制御プログラム。
- SECO : 二次的効果の計算。機器故障の及ぼす影響についてのデータ読み込み。
- CALSECO : 二次的効果の計算実施。
- COCAN : 頂上事象発生に至らない基本事象を見つけ出す。
- BECO : 機器の故障により引き起される環境条件を決定する。
- REDT : 初期事象 I_i が発生した場合のフォールト・ツリーを作成。
- AUTO : 故障原因の探索。
- CAL 1~4 : 1~4 重の故障原因に対し、頂上事象発生確率を計算。
- ORD 1~4 : 上記計算結果を発生確率の高い順に並び換える。それと共に不要なものを除く。

3.9 信頼性解析プログラムによる解析実施例

本節では、以上前節で説明した解析プログラムによる解析実施例について述べる。解析対象としては、第二章で取り上げた、原子力船むつの非常用崩壊熱除去系を、ここでも取り上げることとする。

3.9.1 入力データ

解析実施に先立ち、対象とする系の情報、故障データ等を本解析プログラムのフォーマットに従い与える必要がある。

まず、故障原因には、表3-4のように番号を割り当てた。計算プログラム内では、この番号により故障原因を取り扱うようになっている。また、原子炉室、格納容器、等にも表3-5に示すように番号を与え、各機器の設置された位置を同定する際には、これらの番号を用いた。番号7,8,9はそれぞれ、配線、スイッチ、補機室内ポンプに対応しているが、これらは、電気回路(2番)、補機室(3番)の一部である。この様に、より細分化した部分にも番号を割り当てたのは、特定の故障原因を、特定の機器のみに作用させら

れるようにするためである。

定期保守間隔は1年間、系の起動要求後10時間の連続運転が必要であるとした。

機器の故障は、まず各種故障モードについての、デ

表3-4 故障原因及び対応番号

故障原因	番号
衝撃力	1
振動	2
圧力	3
粉塵	4
湿度	5
応力	6
温度	7
放射線	8
伝導性物質	9
過電圧	10
過電流	11
腐食(酸)	12
酸化	13
化学反応	14
調整	15
設置	16
保守	17
操作	18
試験方法	19
製造者	20

表3-5 機器設置位置及び番号

場所	番号
非常用発電機室	1
電気回路	2
補機室	3
原子炉室	4
機械室	5
格納容器	6
配線部分	7
スイッチ	8
補機室内ポンプ	9

ータ・バンク的なものを整備し、そのデータを用いて、フォールト・ツリー中にあらわれる基本事象発生確率を求めるようになっている。

機器の故障データは表3-6のように与えてある(ブロック・データ・サブプログラム CPVAL に収録)。これらは、3.6節において定期した f の値であり、起動指令時あるいは10時間経過後における故障確率の値は表3-1、表3-2の式にもとづいて計算して求める。図中、左端は故障原因の番号で、その各々の原因が存在した場合の f の値が、原因の程度(1~5)に従って、五種類与えられている。故障原因が機器の故障に影響しない場合には、この値には、すべて0.0が与えられている。これらの数値は、第二章で与えた故障確率の値を基に工学的判断により与えた。

フォールト・ツリー中の基本事象は表3-7に示す様に定義する(サブ・プログラム EVENT において定義)。左端の数字が、フォールト・ツリー中における基本事象の番号である。二列目の数字は、故障の種類番号で、この番号により、先に定義した機器の故障モードを参照することができる。三列目の数字は、故障モードの型で0が起動時、1が運転中、2が待機中の故障を意味している。四列目の数字は、機器の数。LOCATIONS に与えられた数字は、機器の置かれた位置を示す。この番号は、表3-5で割り当てた番号である。次のCOMMON LINKS は、故障原因15~20の相互の関連性を与えるために用いる。今回の解析では、これらの原因については考慮しなかったためすべて同一の1という数が与えてある。

通常運転条件下での基本事象発生確率はこの段階で直ちに求まる。これは、すべての故障原因が程度1で作用したとして求められる(この計算はサブプログラム COPR において実行される)。

その他、システムのフォールト・ツリーの構造もデータとして与える。(サブプログラム TREE においてデータを読み込む)。

以上で解析実施のための準備は完了したと言える。

3.9.2 解析手順及び結果

第一の機能の各種事故条件下における頂上事象発生確率の計算は、事故条件をデータとして与えることから始まる。事故条件は、3.8.1節で述べたように、(故障原因、原因の及ぶ範囲、原因の程度、原因の作用する時間)により表現される。例えば、「原子炉室内の火災」は(温度、原子炉室、最も厳しい条件、10時間)及び(温度、配線、最も厳しい条件、10時間)に

より表現される。これを記号表現にすると、(7, 4, 5, 10) 及び (7, 7, 5, 10) となる。同様に他の事故条件も表3-8のように与えられる。(これらのデータの読み込みはサブプログラム CONDI において行われる。)

これらの事故条件のデータをもとにして、サブプログラム COPR において事故条件下における基本事象の発生確率を計算し、その値を使い、更にサブプログラム TOP により頂上事象発生確率を計算する。

以上により、各種事故条件下における頂上事象発生確率が、事故条件を与えるだけで求まる。表3-9は、衝突事故の場合の解析結果である。各基本事象の発生確率及び頂上事象の値が得られている。

第二の機能の二次的効果の算定のためには、機器の故障により引き起される環境条件のデータをサブプログラム BECO において与えておく。これは各基本事象の発生により起り得る環境条件を(故障原因, 位置, 程度)の組により与える。計算はサブプログラム SECO及び附属のサブプログラムにより実施される。

この計算は、第一の機能(事故条件下における頂上事象発生確率の計算)と合わせて実施することもできる。計算の結果,対象とした系の場合,二次的効果による頂上事象発生確率の増加量は10~20%程度であった。

第三の機能の故障原因の探索は、サブプログラム AUTO 及び附属のサブプログラムにより実行される。必要とするデータは、3.9.1節で述べたデータだけで良く、AUTO サブプログラム開始指令により解析を開始する。解析結果は(故障原因, 場所)の組み合わせに対する頂上事象発生確率の値が一覧表として得られる。この場合、原因の程度は“最も厳しい条件”, 原因の作用時間は、運転時間($t_0=10$ 時間)と仮定されている。

表3-10に単一故障原因で大きな影響を及ぼすものを、効果の大きい順に並べた解析結果を示す。このリストによると、順位3,8,6,7,8の(原因, 場所)の組み合わせはそれぞれ(5,3), (1,3), (7,3), (1,1), (7,1)である。これらは、それぞれ、補機室内浸水、

表3-8 船体事故条件の表現方法

CONDITION = EXPLOSION IN REACTOR ROOM						
CAUSE	LOCATION	SEVERITY	CAUSE	TYPE	TIME	DURATION OF THE CAUSE
1	4	5	0		10.0	
1	7	5	0		10.0	
CONDITION = FIRE IN REACTOR ROOM						
CAUSE	LOCATION	SEVERITY	CAUSE	TYPE	TIME	DURATION OF THE CAUSE
7	4	5	1		10.0	
7	7	5	1		10.0	
CONDITION = EXPLOSION IN AUX. ROOM						
CAUSE	LOCATION	SEVERITY	CAUSE	TYPE	TIME	DURATION OF THE CAUSE
1	3	5	0		10.0	
1	7	5	0		10.0	
1	8	5	0		10.0	
CONDITION = FIRE IN AUX. ROOM						
CAUSE	LOCATION	SEVERITY	CAUSE	TYPE	TIME	DURATION OF THE CAUSE
7	3	5	1		10.0	
7	7	5	1		10.0	
7	8	5	1		10.0	
CONDITION = IMPACT TO WHOLE SHIP						
CAUSE	LOCATION	SEVERITY	CAUSE	TYPE	TIME	DURATION OF THE CAUSE
1	1	3	0		10.0	
1	2	3	0		10.0	
1	3	3	0		10.0	
1	4	3	0		10.0	
1	5	3	0		10.0	
CONDITION = FLOODING IN AUX. ROOM						
CAUSE	LOCATION	SEVERITY	CAUSE	TYPE	TIME	DURATION OF THE CAUSE
5	1	5	1		10.0	
5	2	4	1		10.0	
5	9	3	1		10.0	