

加圧水型原子炉の自動トリップ確率評価モデルの開発

Development of a New Model to Evaluate the Probability of Automatic Plant Trips for Pressurized Water Reactors

嶋田 善夫 (Yoshio Shimada)*

河合 勝則 (Katsunori Kawai)[†] 鈴木 浩史 (Hiroshi Suzuki)[†]

要約 加圧水型原子炉のプラント運転信頼性向上を図ることを目的に、プラントの自動トリップ確率を評価するフォールトツリーモデルを新しく開発した。それは16系統から構成されたフォールトツリーモデルであり、以下のような特徴を有する。(1)ヒューマンエラーや送電線事故による因子は、実際のデータによりモデル化した。(2)機器の故障確率を評価する上で機器の修復を考慮した。(3)モデルの不確かさの解析を厳密な手法で実施した。

本モデルによるプラント自動トリップ発生確率の上限値と下限値の解析結果は、国内加圧水型炉実績データから推定されるプラント自動トリップ発生確率の上限値と下限値の範囲にほぼ収まることが確認できた。これにより本モデルはプラントの性能予測を行うために有効であると考えられる。

キーワード プラント自動トリップ確率, 機器故障確率, 不確かさ解析, フォールトツリー, ヒューマンエラー

Abstract In order to improve the reliability of plant operations for pressurized water reactors, a new fault tree model was developed to evaluate the probability of automatic plant trips. This model consists of fault trees for sixteen systems. It has the following features: (1) human errors and transmission line incidents are modeled by the existing data, (2) the repair of failed components is considered to calculate the failure probability of components, (3) uncertainty analysis is performed by an exact method.

From the present results, it is confirmed that the obtained upper and lower bound values of the automatic plant trip probability are within the existing data bound in Japan. Thereby this model can be applicable to the prediction of plant performance and reliability.

Keywords automatic plant trip probability, component failure probability, uncertainty analysis, fault tree, human error

1. はじめに

原子力発電所の安全性を評価するための確率論的評価は、炉心損傷、格納容器破損、放射能放出等を最終状態として多数実施され、そこで開発されたモデルは、原子力発電所の運転管理にも積極的に活用されている。本研究では、世界的に見てもまだ実施例の少ないプラントの運転信頼性を評価するためのプラント自動トリップ確率を計算するフォールトツリー(FT)モデルを開発した。

これまでに後藤他は、原子炉トリップ信号やタービントリップ信号を発信させる可能性のある系統設備についてプラント自動トリップ確率を評価するFTモデルを開発し、機器の重要度を評価している⁽¹⁾。また小谷、倉本他は、常用系3系統についてプラント手動トリップ、出力低下頻度、出力損失等をシナリオベースで算出するモデルを開発し、出力損失を指標とした機器の重要度評価を行っている⁽²⁾⁽³⁾。米国のサウステキサスプロジェクト発電所では、モデルの詳細は不明であるが、常用系について小谷、倉本

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

[†] 三菱重工(株)

他と類似の研究を実施し、プラントの運転管理に実際に活用している⁽⁴⁾。

本研究では、以下の事項を考慮することにより、プラントの実際の性能を忠実に反映したモデルを、新しく開発した。(1)ヒューマンエラーや送電系統故障のように、フォールトツリーの展開によるモデル化が困難な事象についても運転実績データをもとにモデル化した。(2)機器故障確率の評価は、プラント運転中に修復可能な機器について、修復の効果を加味した。(3)モデルの不確かさ解析は、故障率データの相関を考慮して、厳密な手法を採用した。この方法で求めた自動トリップ確率の結果を実績値と比較した。

2. プラント自動トリップ確率評価のフレームとなるFTモデル開発

機器の故障、誤動作等によりプラント自動トリップに至る可能性のある30系統をすべて抽出した。また、機器の故障、誤動作等からプラント自動トリップに至る51シナリオを整理した。プラント自動トリップ発生実績のない、または少ない系統、ならびに自動トリップへの進展が緩慢なシナリオは評価

対象外として30系統から16系統を抽出してプラント自動トリップ発生確率を評価するFT(図1参照)を作成した。その系統は、原子炉冷却系、主蒸気系、主給水系、所内電源系、原子炉保護系、制御用空気系、主給水制御系、主蒸気逃し弁制御系、タービンバイパス制御系、制御棒制御系、復水系および復水器水位制御系、循環水系、蒸気タービン、タービン制御系、タービン保安装置、発電機および変圧器保護制御系である。

機器故障率データは、国内故障率データの「PSA用故障率データに関する調査」⁽⁵⁾を主として使用し、故障率データがない場合は、「NUREG/CR-4550」⁽⁶⁾、「NUREG/CR-1278」⁽⁷⁾、「WASH-1400」⁽⁸⁾、「IEEE-STD-500」⁽⁹⁾、「MIL-HDBK - 217D」⁽¹⁰⁾、「メーカー推奨値」を用いた。FTの作成と計算には、米国原子力規制委員会(NRC)が、アイダホ国立工学環境研究所(INEEL)に委託して開発した汎用PSAコード(SAPHIRE)を使用し、基事象数とゲート数がそれぞれおよそ3,600, 2,200のFTモデルとなった。

このようにして最初に、フレームとなるモデル(フレームモデルと呼ぶ)を構築し、さらにモデルの精緻化を図った⁽¹¹⁾。その結果、最終的に仕上がったモデルを完成モデルと呼ぶ。

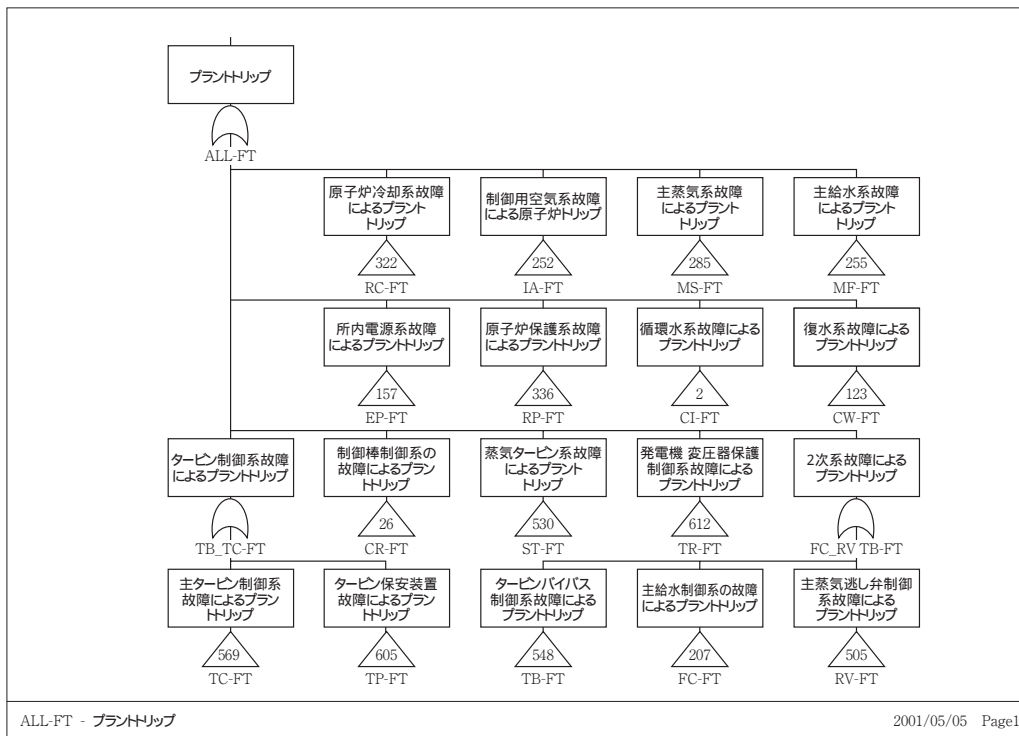


図1 原子力発電所自動トリップフォールトツリー

3. ヒューマンエラーと送電線事故による自動トリップ発生確率のモデル化

プラント自動トリップ発生確率国内実績は、表1に示す通りヒューマンエラーが全体の30%、その他(送電系他)が全体の20%を占めている。なお、国内PWRプラントでは、1970年から1997年末までに全体で48件のプラント自動トリップが発生している。

しかし、ヒューマンエラーと送電線事故をFTに展開することによってモデル化することは困難なため、フレームモデルでは、考慮していない。完成モデルでは、ヒューマンエラーと送電線事故について、実績データから得られたプラント自動トリップ確率をそのまま基事象の確率値として用いてFTを作成した。また、ヒューマンエラーは、どの系統に関連して発生したヒューマンエラーなのかを特定して、それぞれの系統に組み込んだ。具体的には、図2、図3に示すように「送電系統故障」、「ヒューマンエラーによる電気設備故障に伴うプラントトリップ」、「ヒューマンエラーによる制御棒制御系故障に伴うプラントトリップ」、のような基事象を作成してF

Tの中に組み込むことによりモデル化した。

表1 機器別プラント自動トリップ確率
(国内実績値(PWR)1970年から1997年)

	発生回数	トリップ確率(/炉・年)	寄与度
ヒューマンエラー	14	4.00E-02	28.91%
その他(送電系他)	10	2.87E-02	20.74%
フューズ	3	8.69E-03	6.28%
変圧器	3	8.69E-03	6.28%
電磁弁	3	8.69E-03	6.28%
リレー	2	5.80E-03	4.20%
CRDM制御カード	2	5.80E-03	4.20%
配管	1	2.91E-03	2.10%
制御用電源	1	2.91E-03	2.10%
母線	1	2.91E-03	2.10%
空気作動弁	1	2.91E-03	2.10%
制御器	1	2.91E-03	2.10%
CRDMダイオード	1	2.91E-03	2.10%
遮断器	1	2.91E-03	2.10%
圧力検出器	1	2.91E-03	2.10%
ユニバーサルカード	1	2.91E-03	2.10%
蒸気発生器	1	2.91E-03	2.10%
発電機	1	2.91E-03	2.10%
総計	48	1.38E-01	100.00%

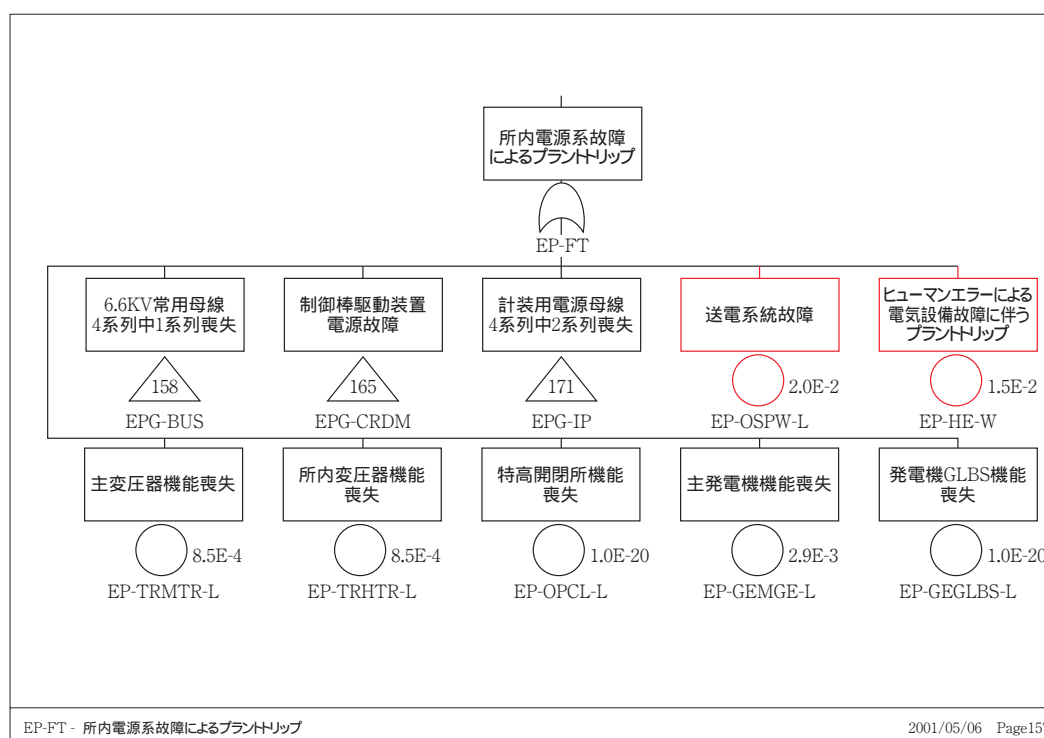


図2 送電系統故障とヒューマンエラーのフォールトツリーへの組み込み

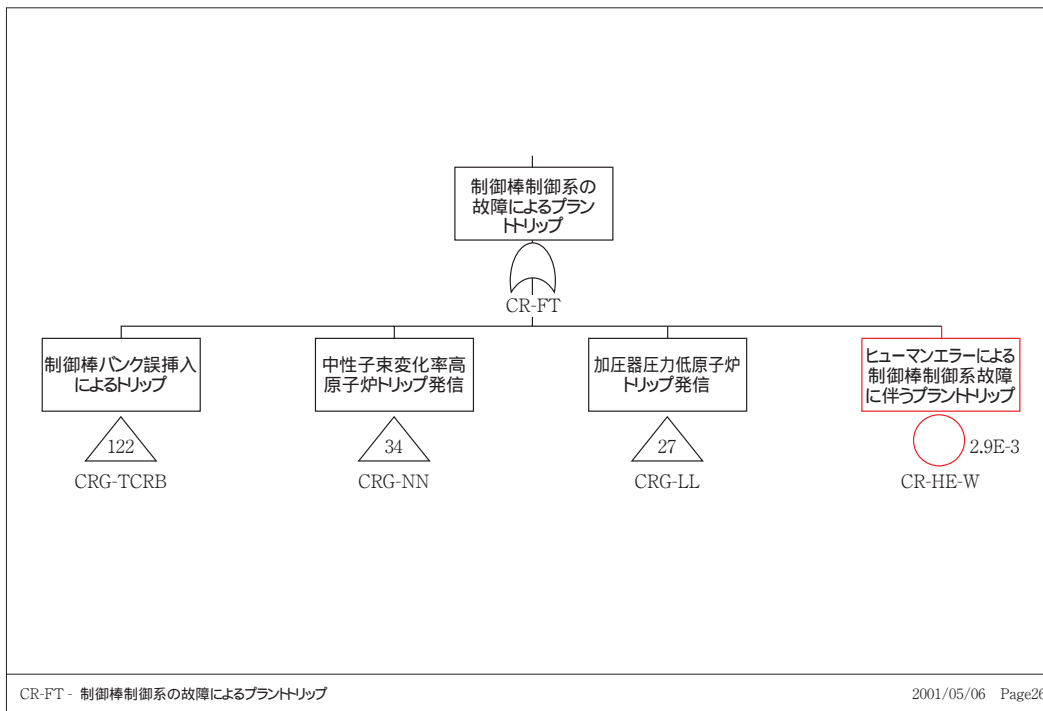


図3 ヒューマンエラーのフォールトツリーへの組み込み

4. プラント運転中保守可能な機器の故障確率評価

図4は、系統別プラント自動トリップ確率を示したグラフでフレームモデルによる解析値、国内実績値、米国実績値を比較した。この図から2次系制御系(2章で説明した「タービンバイパス制御系」、「主給水制御系」、「主蒸気逃がし弁制御系」を統合したもの)の解析値が突出して高く、実績値との差も大きいことがわかる。また、表2はフレームモデルによる解析値の機器別プラント自動トリップ確率を示している。この表からデジタル制御機器のプラント自動トリップ確率が全体の54%をしめており突出して高いことがわかる。これらの主な要因は、フレームモデルにおいて、デジタル制御機器をはじめ、プラント運転中に修復可能な機器の修復を考慮していないことである。

完成モデルでは、プラント運転中に修復可能な機器の故障確率を下式によりモデル化した⁽¹²⁾⁽¹³⁾。

$$p = \frac{\lambda_0 \cdot T_R}{1 + \lambda_0 \cdot T_R} \left(1 - e^{-(\lambda_0 + \frac{1}{T_R}) T_M} \right)$$

ここで p は機器の故障確率、 λ_0 は運転中の機器故障率、 T_R は機器の平均修復時間、 T_M は機器の寿命時間である。

また、修復を考慮する機器については、(1)多重化されていてプラントを停止せずに保守可能、(2)プラント運転中に保守可能な場所にある、(3)警報やプラントパラメータの変動により故障が即座に検知できる、ことを慎重に検討し、過小評価とならないように注意した。なお、機器平均修復時間のデータは、国内に利用可能なものがないため、米国データ⁽⁹⁾を使用した。

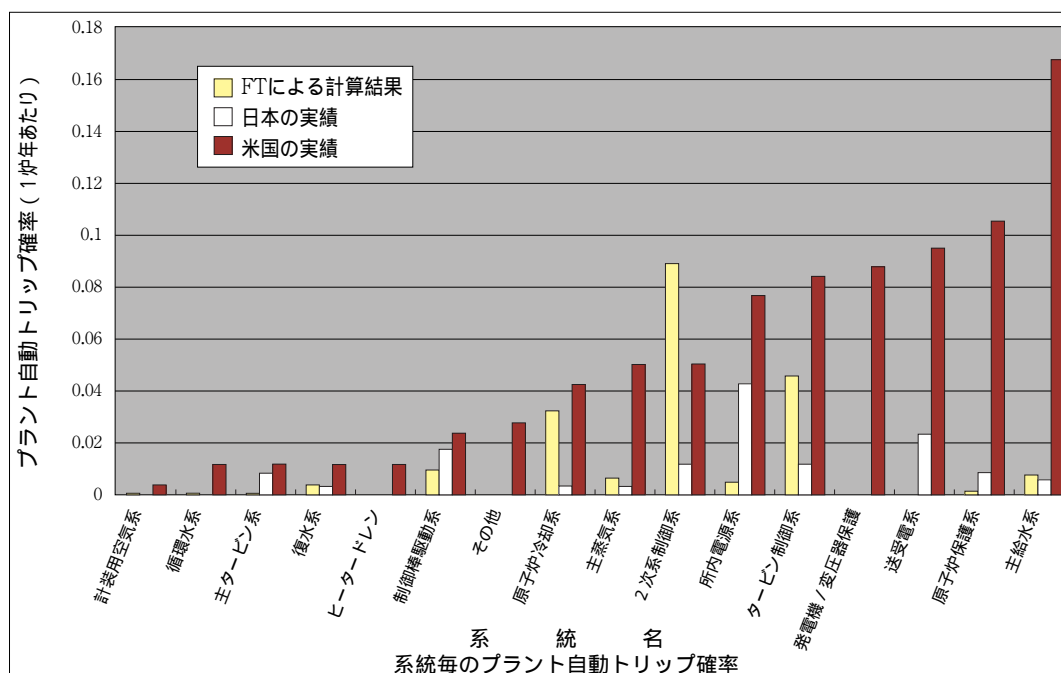


図4 系統別の解析値および実績値プラント自動トリップ発生確率比較
(国内実績(PWR)：1970年から1997年，米国実績(PWR)：1993年から1997年)

表2 機器別の解析値プラント自動トリップ確率比較

機 器	自動トリップ 確率(/炉年)	寄与(%)
デジタル制御装置(DDC)	1.0E-01	53.8%
CPU故障診断装置	3.6E-02	19.2%
電動ポンプ(RCP他)	2.3E-02	12.6%
I/E変換器	2.1E-02	11.3%
弁開度計(LVDT)	1.2E-02	6.2%
蒸気発生器	7.2E-03	3.9%
E/E変換器	7.2E-03	3.9%
タービン動ポンプ	4.9E-03	2.7%
電磁ピックアップ	3.6E-03	1.9%
サーボドライバ	2.6E-03	1.4%
空気作動弁	2.5E-03	1.4%
母線遮断器	2.3E-03	1.3%
熱交換器	2.3E-03	1.2%
変圧器	2.0E-03	1.1%

5. 厳密な手法によるモデルの不確かさ解析

フレームモデルは、点推定値のみの評価であったが、不確かさ解析も行えるモデルに改良すると同時に、確率論的安全評価(PSA)手順書にしたがい、不確かさ解析における過小評価を避けるために同じ

故障率データ(同じ機器，故障モードの故障率データ)を適用する基事象の間に相関を考慮して，より厳密な手法で不確かさ解析を実施した⁽⁶⁾⁽¹²⁾。

これらについて簡単なFTモデル(図5)を使用して説明する⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾。図中の電動弁Aと電動弁Bの故障確率の分布を対数正規分布によりモデル化したのが，図6である。横軸は電動弁の故障確率で縦軸

は確率密度関数(PDF)である。また、この分布の平均値は 3×10^{-3} でエラーファクター 3 である。図 7 は図 6 を累積確率分布関数(CDF)に変換したグラフである。図 7 の横軸は電動弁の故障確率で縦軸は、CDF である。図 5 において電動弁 A の故障確率を a 、電動弁 B の故障確率を b とするとこのシステムの故障確率 p は、

$$p = ab$$

により計算できる。ここで、0 から 1 の乱数を発生させて、図 7 の縦軸に対応する値から横軸の値、すなわち電動弁 A、B の故障確率をサンプリングすることができる。このようにサンプリングした値を上式の a と b に代入して、システム p の値が計算される。 p の値を 10 回計算した結果を表 3 と表 4 に示す。ここで表 3 は故障率データの相関を考慮しない場合、表 4 は相関を考慮した場合である。これらの表からわかるとおり、 a と b の間に相関を考慮しない場合は、図 7 の分布にしたがって、 a と b の値を毎回ランダムにサンプリングしており、相関を考慮する場合は a と b は、毎回同じ値をサンプリングする。不確実さ解析においては、このように同じ故障率データベースを使用し、機器と故障モードが同じ基事象は、それぞれの基事象の間で相関を考慮する必要がある。この簡単なモデルで相関を考慮しない場合とした場合の不確実さ解析の結果を表 5 に示す。これらの表から故障率データの相関を考慮しなかった場合は、考慮した場合と比較して平均値、標準偏差ともに過小評価となることがわかる。

完成モデルでは、不確実さ解析を実施するために、FT 中の各基事象の故障確率分布に対数正規分布を仮定し、分布の広がりを表わすエラーファクターを設定した。参照した故障率データベースにエラーファクターが記載されている場合はその値を使用し、記載のない場合は 10 を設定した。また、自動トリップ実績から算出したものは 3 とした。不確実さ解析は、上記説明のとおり、同じ故障率データを参照している基事象について、相関を考慮したうえで、モンテカルロサンプリング手法により実施した。

その結果、相関を考慮した場合の平均値、標準偏差は、それぞれ 0.09/炉年、0.03/炉年であり、考慮

しない場合は、それぞれ 0.09/炉年、0.02/炉年となる。相関を考慮しない場合は、標準偏差が、若干過小評価となったが、今回開発したモデルでは、単一機器故障が自動トリップの主要因となるため、その影響は小さいことがわかった。

6. 近似計算方法に対する影響

作成したフォールトツリーからミニマルカットセット(プラント自動トリップにいたる必要最小限の機器故障やヒューマンエラーの組み合わせ)を作成し、その後、自動トリップ確率を計算することになる。その式には、Rare Event(RE)近似⁽¹⁶⁾といわれ、

$$p = a + b + c \dots$$

のようにミニマルカットセットの和で計算する方法と Minimal Cut Set Upper Bound(MCSUB)近似⁽¹⁶⁾といわれ、

$$p = 1 - (1 - a) \cdot (1 - b) \cdot (1 - c) \dots$$

により計算する方法がある。ここで、 p はプラント自動トリップ確率を示し、 a 、 b 、 c はそれぞれミニマルカットセットの確率値である。RE 近似では、言葉が示す通り炉心損傷確率のように稀な事象では、誤差が少ないが、例えば a と b がそれぞれ 0.7 と 0.8 のように 1 に近い確率を取る場合は、結果が 1.5 となって 1 を超えてしまう。一方、MCSUB 近似では、0.94 という正確な結果が得られる。今回開発したモデルは、MCSUB 近似により計算したが、その影響を評価した。その結果、MCSUB 近似で計算した値は、0.091/炉年であり、RE 近似では、0.095/炉年となり、0.1 以下の場合は近似計算方法による影響は小さいが、1 に近い確率値を取り扱う場合には、近似計算の方法にも注意する必要がある。

また、別の近似に関する問題として、1 に近い確率値を取り扱う場合は、1 炉年あたりのプラントトリップ発生頻度と発生確率の値が大きく異なってくる。発生頻度と発生確率の関係は、

$$p = 1 - e^{-\lambda \cdot t}$$

で表現される⁽¹²⁾⁽¹³⁾。

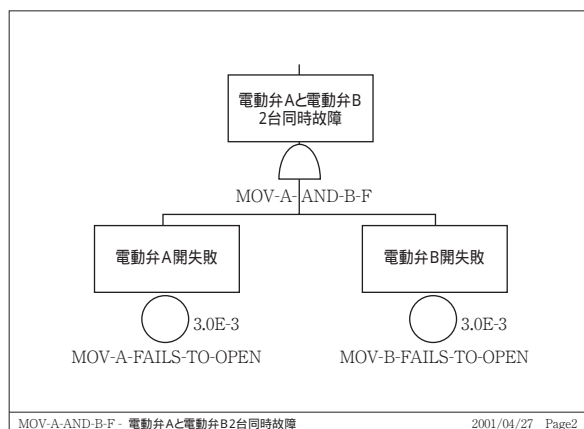


図5 電動弁Aと電動弁Bの2台同時故障フォールトツリー

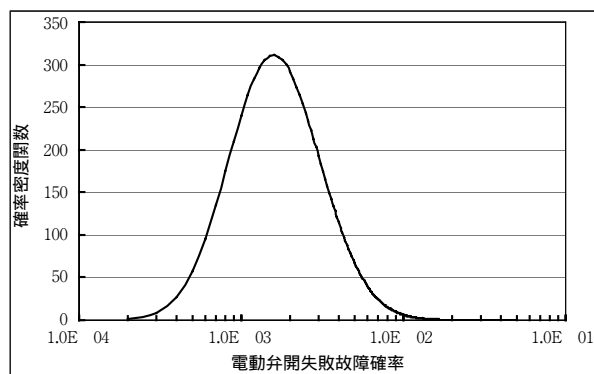


図6 電動弁開失敗故障確率と確率密度関数の関係 (平均値 3×10^{-3} , エラーファクター3)

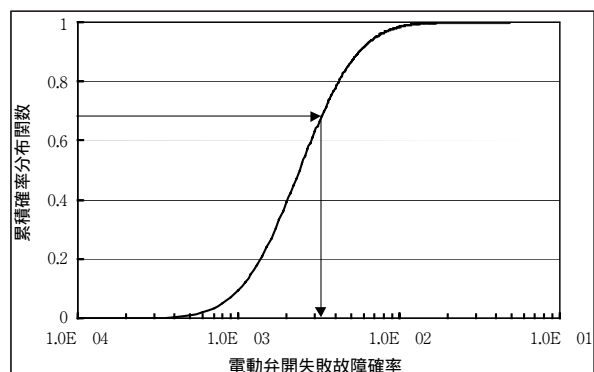


図7 電動弁開失敗故障確率と累積確率分布関数の関係 (平均値 3×10^{-3} , エラーファクター3)

表3 モンテカルロサンプリングによる不確かさ解析 (aとbの間に相関を考慮しない場合)

サンプリング回数	$p = a \times b$	a	b
1	4.14E-06	1.53E-03	2.70E-03
2	3.18E-06	2.53E-03	1.26E-03
3	9.01E-06	2.63E-03	3.42E-03
4	1.97E-05	7.36E-03	2.68E-03
5	7.51E-06	3.00E-03	2.50E-03
6	6.43E-06	1.88E-03	3.42E-03
7	6.26E-06	1.75E-03	3.58E-03
8	1.73E-05	4.10E-03	4.22E-03
9	6.00E-07	8.59E-04	6.99E-04
10	4.82E-06	2.33E-03	2.07E-03

表4 モンテカルロサンプリングによる不確かさ解析 (aとbの間に相関を考慮した場合)

サンプリング回数	$p = a \times b$	a	b
1	2.36E-06	1.53E-03	1.53E-03
2	7.28E-06	2.70E-03	2.70E-03
3	6.40E-06	2.53E-03	2.53E-03
4	1.58E-06	1.26E-03	1.26E-03
5	6.93E-06	2.63E-03	2.63E-03
6	1.17E-05	3.42E-03	3.42E-03
7	5.42E-05	7.36E-03	7.36E-03
8	7.18E-06	2.68E-03	2.68E-03
9	9.01E-06	3.00E-03	3.00E-03
10	6.27E-06	2.50E-03	2.50E-03

表5 不確かさ解析においてaとbの間に相関を考慮した場合としない場合におけるpの点推定値, 平均値, 標準偏差の比較 (サンプリング数は10,000回)

	aとbに相関有り	aとbに相関無し
Pの点推定値	9.00E-06	9.00E-06
Pの平均値	1.41E-05	9.02E-06
Pの標準偏差	2.84E-05	1.11E-05

ここで、 p はトリップ発生確率、 λ はトリップ発生頻度、 t はプラントの使命時間である。例えばトリップ発生頻度が、2回/炉年の場合、1炉年あたりのトリップ発生確率は $1 - \exp(-2 \times 1)$ により0.86となる。本研究で開発したモデルは、1炉年あたりのプラントトリップ発生確率を計算するモデルであり、実績値はトリップ発生件数を運転炉年で割った発生頻度を計算している。したがって、解析値と実績値を比較するために実績値は、全て発生頻度から発生確率に変換した値を使用した。

7. まとめ

図8は、完成モデルによる解析結果と実績データの比較をプラント全体、各系統別プラント自動トリップ発生確率の5%下限値、平均値、95%上限値により示した。この図により、解析によるプラント自動トリップ発生確率の上限値と下限値は、実績デ

ータから推定されるプラント自動トリップ発生確率の上限値と下限値の範囲にほぼ収まっていることがわかる。このことから、プラント性能を忠実に反映したFTモデルであることが、確認できた。

このモデルは、今後プラント運転信頼性の向上に活用していく。具体的な活用方法は、プラント自動トリップに対するプラントの脆弱点を予測出来るので、脆弱点に対して効果的な設計変更や保守が可能となる。逆に、プラントの設計変更や保守計画を策定する場合にプラント自動トリップ確率を基準にして、それらがプラント信頼性におよぼす影響を評価できる。

なお、今回開発したモデルでは、ヒューマンエラーと送電系統の故障を実績データから得られたブラックボックスとして組み込んでおり、それらに関連するプラントの信頼性評価には適用出来ない。今回開発したモデルの活用結果についても、今後報告していきたいと考えている。

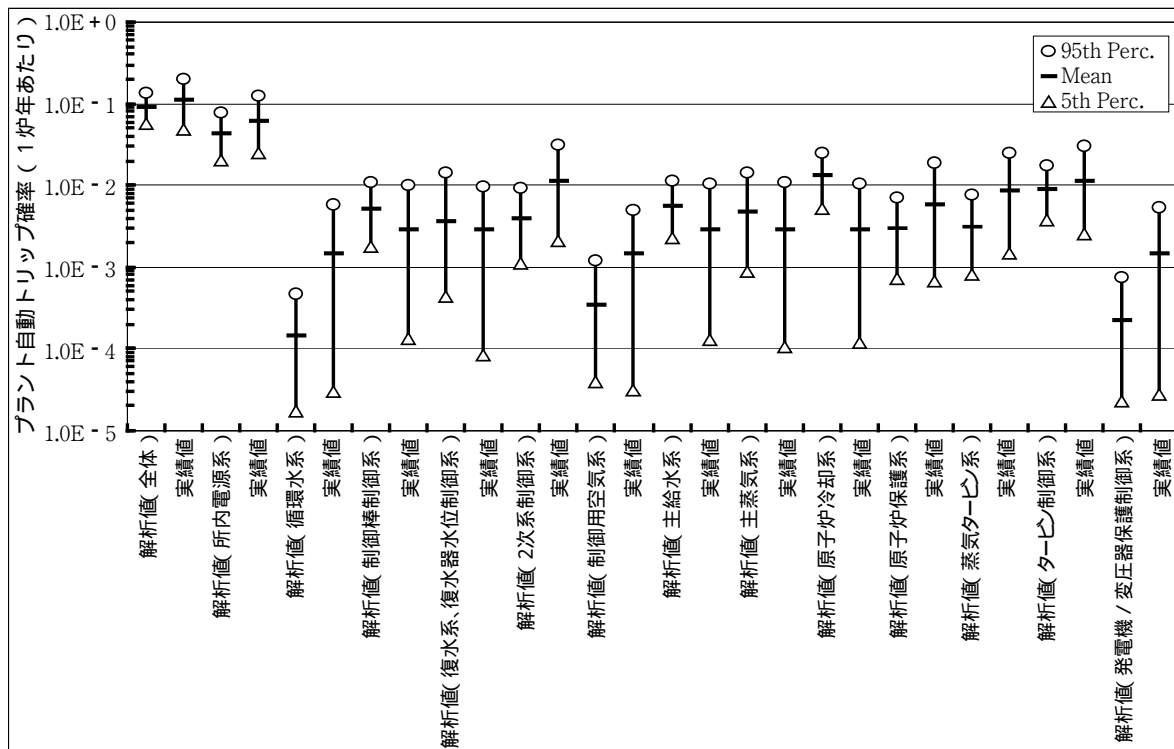


図8 解析値と実績値について全体、系統別プラント自動トリップ発生確率（実績値は国内PWR1970年から1997年、また、プラントの改良により自動トリップ発生の可能性の低い事例は除く補正を実施、発生事例のない系統は0.5件を仮定）

文献

- (1) 後藤義則,大山嘉博,猪野正典, " BWR プラントのスクラム FT 作成とその妥当性評価 ", 原子力学会 2000 年春の年会 N19.
- (2) 小谷晋一,倉本孝弘,木村政俊, " BOP システム・機器に対する PSA 評価手法の検討 ", 原子力学会 1999 年秋の大会 G43.
- (3) 倉本孝弘,小谷晋一,木村政俊, Wee Tee Loh, " トリップ・出力低下に対する BOP システム・機器の重要度評価手法の検討 ", 2000 年春の年会 N18.
- (4) John M. Pruitt, " Extension of the South Texas Project PRA to Secondary Plant Equipment ", PSAM 4, Vol. 2, 1265-1270 (1996).
- (5) (財)原子力安全研究協会, " PSA 用故障率データに関する調査 ", (1997).
- (6) USNRC, " Analysis of Core Damage Frequency: Internal Events Methodology ", NUREG/CR-4550, Vol1, Rev.1 (1990).
- (7) USNRC, " Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications ", NUREG/CR-1278 (1983).
- (8) USNRC, " Reactor Safety Study, An assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants ", WASH-1400, NUREG-75/014 (1975).
- (9) IEEE, " IEEE Guide to The Collection And Presentation Of Electrical, Electronic, Sensing Component, And Mechanical Equipment Reliability Data For Nuclear-Power Generating Stations ", IEEE Std 500-1984 (1984).
- (10) US Department of Defense, " Military Handbook, Reliability Prediction of Electronic Equipment ", MIL-HDBK-217D (1982).
- (11) 故布金延章 嶋田善夫 鈴木浩史, " 原子炉自動トリップフォルトツリー作成及び計算値/実績データの比較 ", 原子力学会 2000 年秋の大会 F55.
- (12) IAEA, " Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Power Plants (Level 1) ", Safety Series No.50-P-4 (1992).
- (13) SAPHIRE Users Group, " System Analysis Programs for Hands-On Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE), Basic Training Course, (1998).
- (14) James K. Knudsen, " Using correlation classes in IRRAS ", SAPHIRE FACETS, Vol.1, No.2, 3-4 (1995).
- (15) Curtis L. Smith, James K. Knudsen, " Uncertainty analysis using SAPHIRE ", SAPHIRE FACETS, Vol.2, No.2, 9-12 (1997).
- (16) USNRC, " System Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) ", NUREG/CR-6116, Vol 1 ~ Vol 10, Rev.1 (1994 ~ 1995).