

確率論的評価手法を用いた原子力発電所の重要な不具合情報の抽出方法

Method of Extracting Significant Trouble Information of Nuclear Power Plants using Probabilistic Analysis Technique

嶋田 善夫 (Yoshio Shimada)* 宮崎 孝正 (Takamasa Miyazaki)*

要約 海外原子力発電所で発生した多くの不具合情報を分析評価するに当たっては、安全性と信頼性の両方の観点から重要な情報を選定して行く必要がある。本研究では、不具合情報に含まれる根本原因機器に着目して、機器重要度を安全性と信頼性の観点から簡単に効率良く分類する方法を提案した。安全性には原子炉安全を確率論的に評価する炉心損傷頻度 (CDF) を用い、信頼性には原子炉の自動停止を確率論的に評価する発電所自動停止確率 (AFTP) を用い、両方を加味した機器重要度分類基準を作成した。この機器重要度分類基準を適用して海外原子力発電所の重要な不具合情報を簡便に抽出する方法を開発した。

キーワード 炉心損傷頻度, 発電所自動停止確率, Fussell Vesely (FV), Risk Achievement Worth (RAW), 重要度分類

Abstract In order to analyze and evaluate large amounts of trouble information of overseas nuclear power plants, it is necessary to select information that is significant in terms of both safety and reliability. In this research, a method of efficiently and simply classifying degrees of importance of components in terms of safety and reliability while paying attention to root-cause components appearing in the information was developed. Regarding safety, the reactor core damage frequency (CDF), which is used in the probabilistic analysis of a reactor, was used. Regarding reliability, the automatic plant trip probability (AFTP), which is used in the probabilistic analysis of automatic reactor trips, was used. These two aspects were reflected in the development of criteria for classifying degrees of importance of components. By applying these criteria, a simple method of extracting significant trouble information of overseas nuclear power plants was developed.

Keywords core damage frequency, automatic reactor trip probability, Fussell Vesely, Risk Achievement Worth, importance classification

1. はじめに

原子力安全システム研究所（以下INSSという）では、米国原子力規制委員会（U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC）、原子力発電運転協会（Institute of Nuclear Power Operations, INPO）、世界原子力発電事業者協会（World Association of Nuclear Operators, WANO）などから原子力発電所の不具合情報を入手し、これらを分析評価して国内PWR発電所への改善提言を行っている⁽¹⁾。

入手情報数は毎年2,800件前後あり、これらを分析するに当たって、安全性の観点から重要な情報を選定する方法をINSS Journal Vol.11に発表した⁽²⁾、適用可能な設備が安全に関連する非常用炉心冷却系等に制限されることから、適用範囲を発電所の運転

（発電）に関連する主給水系、主蒸気系、タービン、発電機等の設備にも拡大して、安全性と信頼性の両方の観点から重要な情報を選定する必要がある。現在は、定性的な選定基準に基づき重要情報の選定を行っているが、確率論的評価手法を用いて客観的で定量的に重要情報を選定する方法を開発することが必要となってきた。

不具合情報の安全上の重要度を確率論的安全評価（PSA）する方法としては前兆事象評価（accident sequence precursor, ASP）があり、米国、フランス、ドイツの規制当局が中心に取り組んでおり、日本の規制当局もASPを実施した例がある⁽³⁾。しかしながら、この方法は、事象毎に条件付炉心損傷確率や条件付早期大規模放出確率で評価するため、PSAに精通していないと評価することが困難であり、また、PSA

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

に精通していても、一つの事象評価に時間を要するので、年間2,800件前後におよぶ情報全てをASPで個別評価することはコスト／効果の観点から得策ではない。

本研究は、不具合情報に含まれる不具合の根本原因機器に着目して、機器の重要度を安全性と信頼性の両方の観点から確率論的評価手法を用いて定量評価し簡便に分類する方法を開発し、これを不具合情報の重要度評価に利用しようとするものである。

2. 国内外における機器重要度分類方法の現状

我国および米国の機器重要度分類について調査したところ、確率論的安全評価（PSA）の活用が進んでいる米国での機器重要度分類は、安全面からの決定論的な分類とPSAによる定量的な分類を組み合わせで評価している。図1はNEI00-04に記載された「リスク情報に基づく安全上の機器重要度分類（RISC）の考え方」で、決定論的に安全関連と非安全関連に2分類し、PSAによる安全重要度大と安全重要度小の2分類と組み合わせで4分類としている⁽⁴⁾。米国の機器重要度分類では、この様に安全面から評価し分類しているが信頼性の観点からは評価していないのが特徴である。

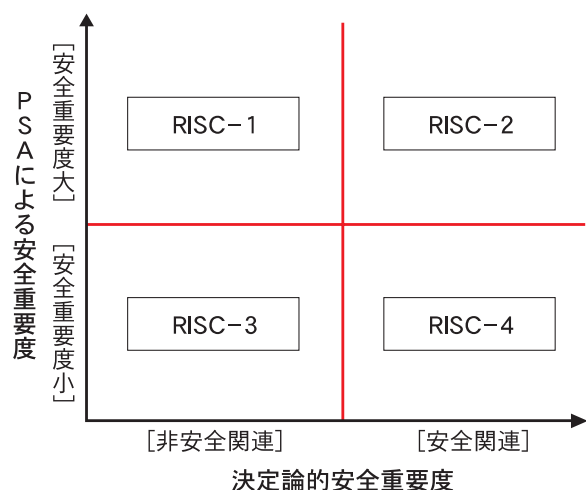


図1 NEI 00-04に記載された「リスク情報に基づく安全上の機器重要度分類（RISC）の考え方」

一方、我国の機器重要度分類は、安全性の観点からの分類方法⁽⁵⁾⁻⁽⁷⁾および、安全性と信頼性の両方に基

づく分類方法（表1）がある⁽⁸⁾。この分類方法は、現在、国内の原子力発電所の保守管理における機器重要度分類に採用されているが、いずれも定性的／決定論的な判断基準に基づく重要度分類であって、定量的／確率論的な重要度分類方法ではない。

この様に、機器の重要度分類に当たって、安全性と信頼性の両方に確率論的評価を採用した例はない。

表1 安全性と信頼性を考慮した現行の決定論的な機器重要度分類の例

安全性 信頼性	クラス1		クラス2		クラス3		その他
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	
R1(発電停止)	A		B		C		
R2(負荷制限)							
R3(影響無し)							

3. 確率論的評価による機器重要度分類方法

3.1 機器の確率論的評価手法

安全性に関する確率論的評価手法としてはPSAがよく知られており、原子力発電所の炉心損傷頻度（core damage frequency, CDF）や格納容器破損頻度（large early release frequency, LERF）を計算し、発電所の安全性を絶対評価する場合に用いられている。また、その発電所の特定機器が安全性（CDFやLERF）に与える影響度を機器の重要度指標で表わすこともある。

機器の重要度指標としては、Birn Baum(B)⁽⁹⁾⁽¹²⁾、Fussell Vesely(FV)⁽⁹⁾、Risk Achievement Worth(RAW)⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾、Risk Reduction Worth(RRW)⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾などがあり、それぞれの計算方法を表2に示す。

表2 重要度指標の計算方法

Birn Baum ⁽⁹⁾⁽¹²⁾	$B = F(1) - F(0)$
Fussell Vesely ⁽⁹⁾	$FV = [F(x) - F(0)]/F(x)$
Risk Achievement Worth ⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾	$RAW = F(1)/F(x)$
Risk Reduction Worth ⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾	$RRW = F(x)/F(0)$
$F(1)$ は対象システムや機器の故障確率を1とした場合のCDFあるいはAFTP	
$F(0)$ は対象システムや機器の故障確率を0とした場合のCDFあるいはAFTP	
$F(x)$ はオリジナルのCDFあるいはAFTP	

本研究の目的である不具合情報の抽出（機器の重要度分類）に用いる安全性の絶対指標としてはCDFを用い、機器の重要度指標としてはFVとRAWの2つを用いることとした。その理由は、米国の原子力発電所では、既にリスク情報に基づく供用期間中試験や品質保証活動において、これらの指標類が活用されている実績があること、また、米国機械学会（The American Society of Mechanical Engineers, ASME）はリスク情報に基づく供用期間中試験にこれらの指標類を用いることを推奨していることによる⁽¹³⁾。

発電所の安全性をCDFで表わすのに対して、発電所の信頼性（安定運転性）を表わす指標としては、INSSで開発した発電所の自動停止確率（APTP）⁽¹⁴⁾⁻⁽¹⁶⁾を用いることとした。機器の重要度指標はAPTPに対してもCDFと同じように使用することができる。

2つの重要度指標の持つ本質的な意味は、対象機器（対象システムを含む）の故障確率をベース値（機器故障率データベースから得られる値）から1あるいは0に変えた時、CDFやATPTがどの程度変化するか、つまり対象機器の故障確率の変化に対するCDFやAPTPの感度を示すものである。

なお、新しい機器重要度分類に用いた確率論的評価方法は、安全性だけではなく信頼性も加えた両方の観点からの確率論的評価を行っているので、従来の安全評価で用いられているPSAという用語に対して、「確率論的な安全性と信頼性の評価（Probabilistic Safety and Reliability Analysis, PSRA）」という新しい略語を適宜区別して用いる。

3.2 機器の重要度分類方法

本研究で用いた具体的な機器の重要度分類方法を以下に示す。

FVは、対象機器の故障確率を0とおいた時（言い換えると、対象機器が絶対に故障しないと仮定した場合）に、CDFまたはAPTPの低下しやすさを判断する指標である。つまりFVの値が大きい機器は、改善対策の効果が大きい機器である。RAWは、対象機器やシステムの故障確率を1とおいた時（言い換えると、対象機器がかならず故障すると仮定した場合）に、CDFまたはAPTPの増加しやすさを判断する指標である。つまりRAWの値が大きい機器は、安全上あるいは信頼性上の重要度が高い機器である。

これら2つの重要度指標を使用して安全上あるいは

は信頼性上で重要な機器かそうでないかを判定する基準となる閾値について複数の組織が値を示している。表3にそれらをまとめた⁽¹⁷⁾⁻⁽²⁰⁾。表3の中で例えば、FVの閾値として、機器レベルで0.005という値をEPRIとNEIが推奨している。これは、対象機器のFVの値が、0.005を越えていれば、その機器は安全上あるいは信頼性上の重要性が高いと判定し、対象機器のFVの値が0.005以下であれば、安全上あるいは信頼性上の重要性が低いと判定する。これらの値は、論理的に決定できるものではなく、エンジニアリング・ジャッジメントによりそれぞれの組織が、決定したものである。従って、本研究においては、表3の中からFV=0.05（システムレベル）、FV=0.005（機器レベル）、RAW=10（システムレベル）、RAW=2（機器レベル）をシステムあるいは機器の安全上あるいは信頼性上の重要度を判定するための閾値として採用することとした。例えば、RAW=2の機器は、故障確率を1（その機器が必ず故障する）とした時に、CDFおよびAPTPがベースのCDFまたはAPTPの2倍となることを意味する。FVが0.005の機器は、故障確率を0（その機器が絶対に故障しない）とした時に、CDFまたはAPTPがベースのCDFまたはAPTPから0.5%低下する。

表3 複数の組織が推奨するリスク重要度指標の閾値の例⁽¹⁷⁾⁻⁽²⁰⁾

重要度指標	閾 値
Fussell Vesely -システムレベル -機器レベル	>0.05 (EPRI) >0.001 (ASME)、0.005 (EPRI、NEI)
Risk Achievement Worth -システムレベル -機器レベル	>10 (NRC) >2 (ASME、EPRI、NEI)

図2はFVとRAWの2種類の重要度指標とそれぞれの閾値により、システムや機器の重要度を5種類に色区分した。赤に分類される機器は、RAWが2より大きくかつFVが0.005より大きい。青に分類される機器は、RAWが2以下かつFVが0.005以下である。黄に分類される機器は、RAWが2以下かつFVが0.005を越える。茶に分類される機器は、RAWが2を越えかつFVが0.005以下である。緑に分類される機器は、解析者が、重要度が低いと判断して評価モデルに組み込まなかった機器、あるいはCDFまたはAPTPが計算打ち切り値よりも小さいため切り捨てられた機器である。システムレベルの重要度の色分類については、1つのシステムは複数の機器から構成される

ため、RAWとFVの値が、機器のRAWとFVより大きくなる。従ってシステムを分類するためのRAWとFVの閾値は、それぞれ10と0.05であり、機器の重要度を分類するための閾値より大きく設定しているが、システムの赤、青、黄、茶、緑の重要度分類の考え方は、機器の重要度分類と全く同じである。

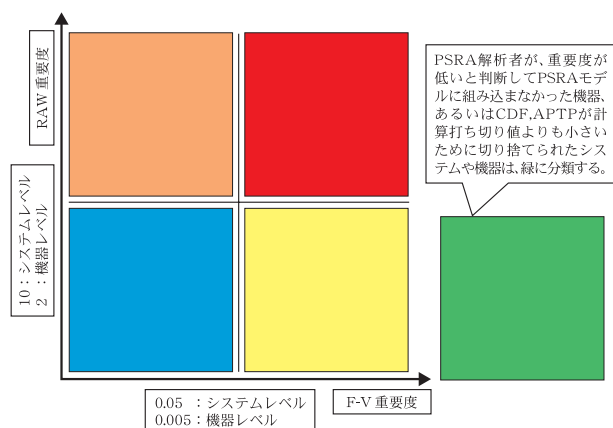


図2 システムまたは機器の5分類色区分⁽¹⁷⁾⁻⁽²⁰⁾

3.3 CDFとAFTPの評価モデル

CDF評価モデルは、国内4ループPWR発電所の出力運転中、内的事象、レベル1 PSAモデルを使用した。PSAの計算手法としては、フォールトツリーリンク法とバウンダリコンディション法の2種類があるが⁽²¹⁾、本研究ではフォールトツリーリンク法を用いた。フォールトツリーリンク法は、システム間の従属性をブール代数により数学的に厳密に取扱えるが、ブール代数で厳密に計算するため、コンピュータの計算量は多くなる。従って10年程度過去には、この手法の計算時間が問題となっていたが、高速なブール代数処理のアルゴリズムが開発され、パソコンの処理速度も飛躍的に向上した現在では、計算時間の問題は完全に解決されている。一方、バウンダリコンディション法は、イベントツリーの定量化が分岐確率の掛け算だけで計算できるため、コンピュータの計算量は少ないが、システム間の従属性を解析者が注意深くモデル化する必要がある。計算時間の問題が完全に解決された現状においては、複雑なモデル化が要求されるバウンダリコンディション法を採用する利点がないこと、およびフォールトツリーリンク法を採用したNRCの開発した確率論的評価のソフトウェアSAPHIRE⁽²²⁾が、無償で一般

公開され入手が容易であることから、フォールトツリーリンク法を採用した。また、同種機器かつ同一故障モードの基事象は、相関を考慮した⁽²³⁾。

起回事象は、①大破断冷却材喪失事故、②中破断冷却材喪失事故、③小破断冷却材喪失事故、④外部電源喪失事故、⑤主給水喪失事故、⑥2次冷却系の破断事故、⑦過渡事象、⑧蒸気発生器伝熱管破断事故、⑨補機冷却水の喪失、⑩手動停止、⑪余熱除去系冷却材喪失事故、⑫スクラム不能過渡事象の12事象を含む。事故シーケンス数、フォールトツリー数、基事象数は、それぞれ431、115、3,344である。

AFTP評価モデルは、国内4ループPWR発電所を対象として、機器の故障、誤動作等により発電所自動停止に至る可能性のある系統30をすべて抽出した。また、機器の故障、誤動作等から発電所自動停止に至る51シナリオを整理した。発電所自動停止発生実績のないまたは少ない系統、ならびに自動停止への進展が緩慢な要因は評価対象外として30系統から16系統を抽出して原子力発電所自動停止発生確率を評価するフォールトツリーをソフトウェアSAPHIREにより作成した。その系統は、①原子炉冷却系、②主蒸気系、③主給水系、④所内電源系、⑤原子炉保護系、⑥制御用空気系、⑦主給水制御系、⑧主蒸気逃し弁制御系、⑨タービンバイパス制御系、⑩制御棒制御系、⑪復水系および復水器水位制御系、⑫循環水系、⑬蒸気タービン、⑭タービン制御系、⑮タービン保安装置、⑯発電機および変圧器保護制御系である。

4. 簡便な機器重要度分類の方法

本研究の新しい点は、機器の重要度を5段階に区分し、それらを一覧表や系統図の中で色区分表示することによって、機器の重要度を簡便に識別できるようにしたことである。これによって、確率論的評価に習熟していなくても、機器の重要度を色区分した一覧表と系統図を参照し、不具合事象の根本原因となった機器が何色であるかを見て機器の重要度を簡単に判定することができる。

原子力発電所のシステムを安全性と信頼性のそれぞれの重要度で5段階に色区分した全体系統図を図3と図4に示す。全体系統図のうち補助給水系について、各機器レベルの安全性と信頼性のそれぞれの重要度で5段階に色区分した系統図を図5と図6に示す。

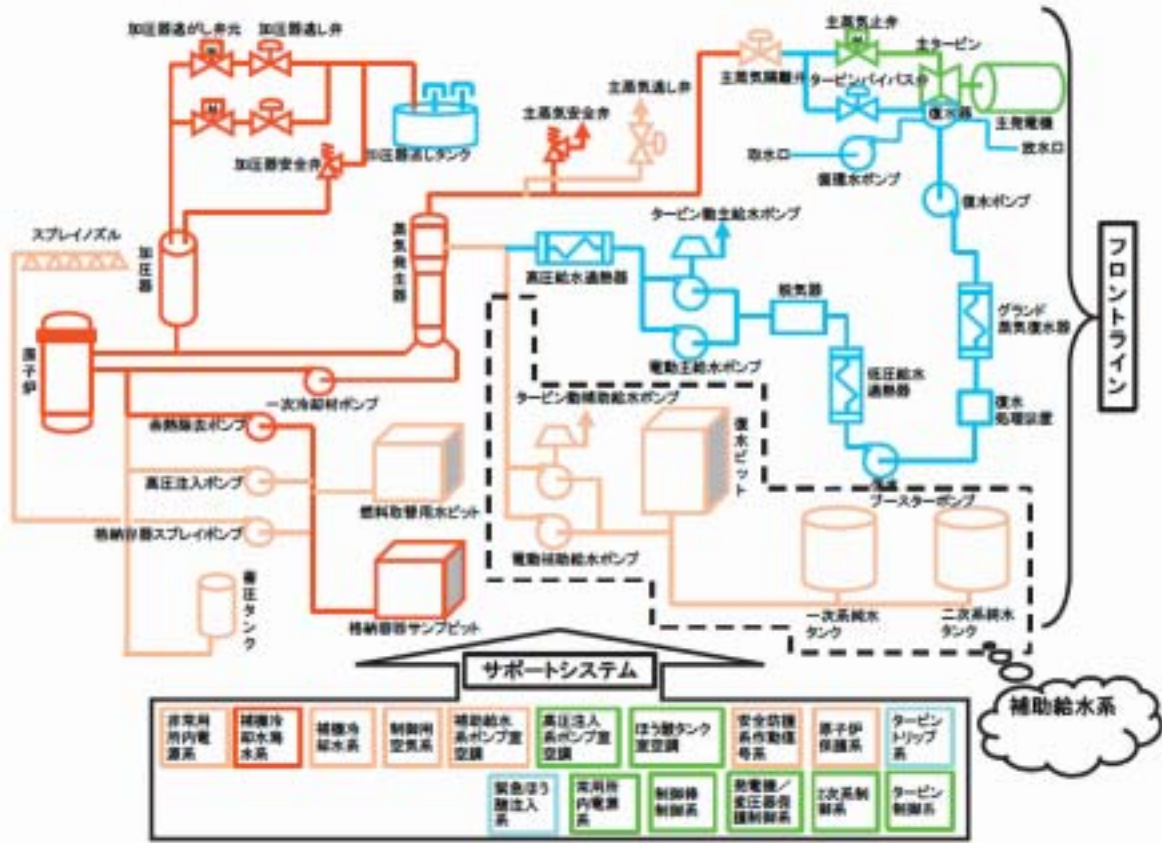


図3 安全性 (CDF) による機器重要度分類の全体系統図

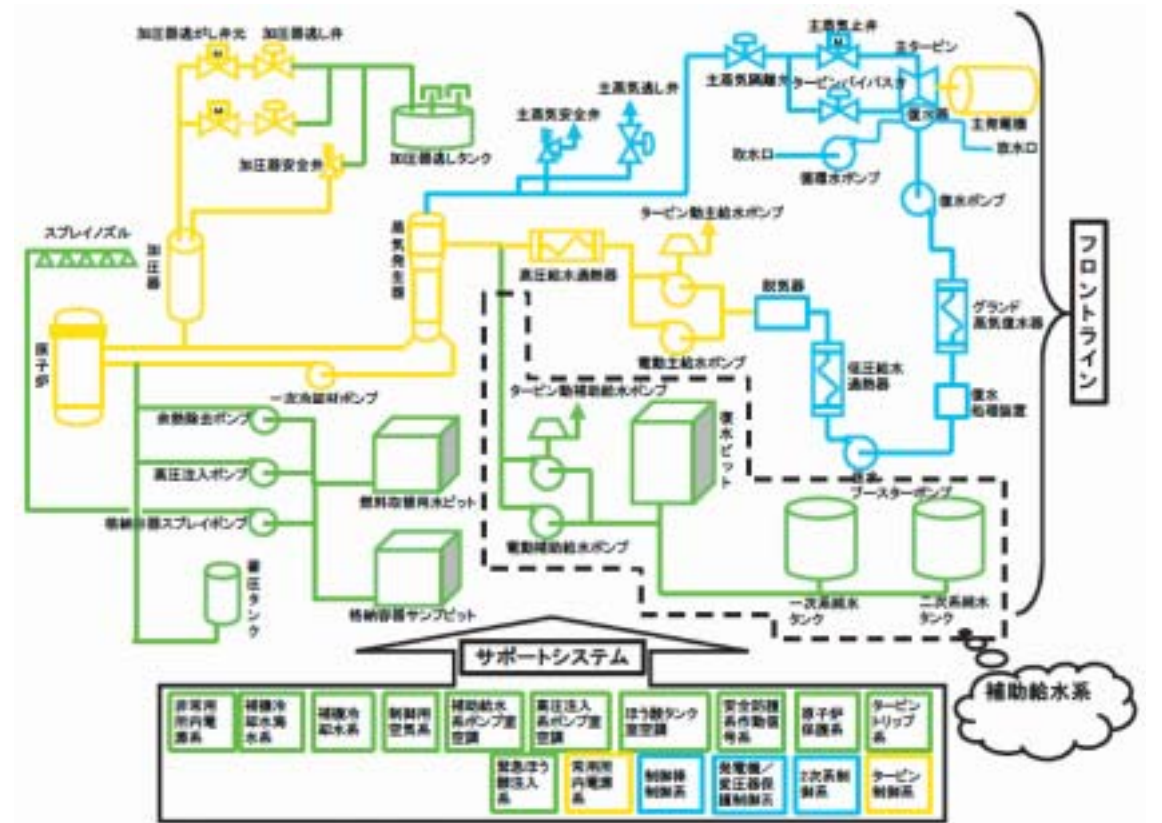


図4 信頼性 (AFTP) による機器重要度分類の全体系統図

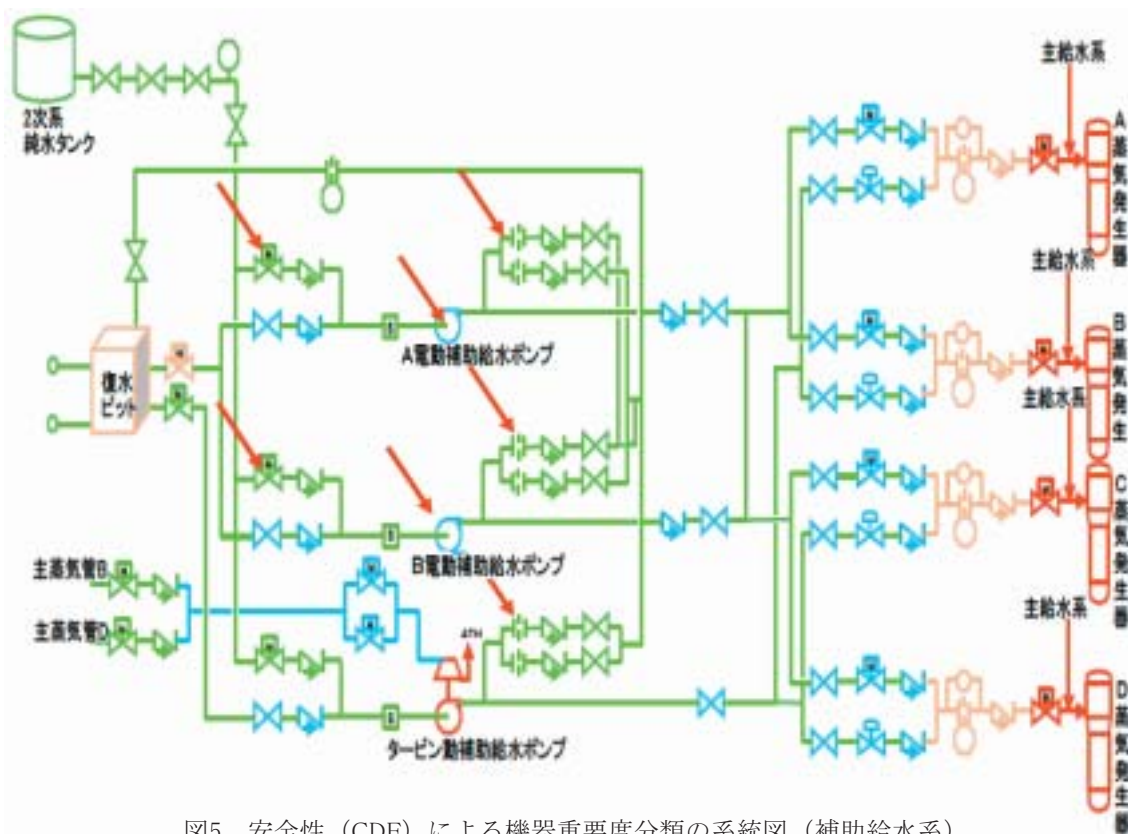


図5 安全性 (CDF) による機器重要度分類の系統図 (補助給水系)
(赤の矢印で示した機器は、表5の重要度評価例に対応)

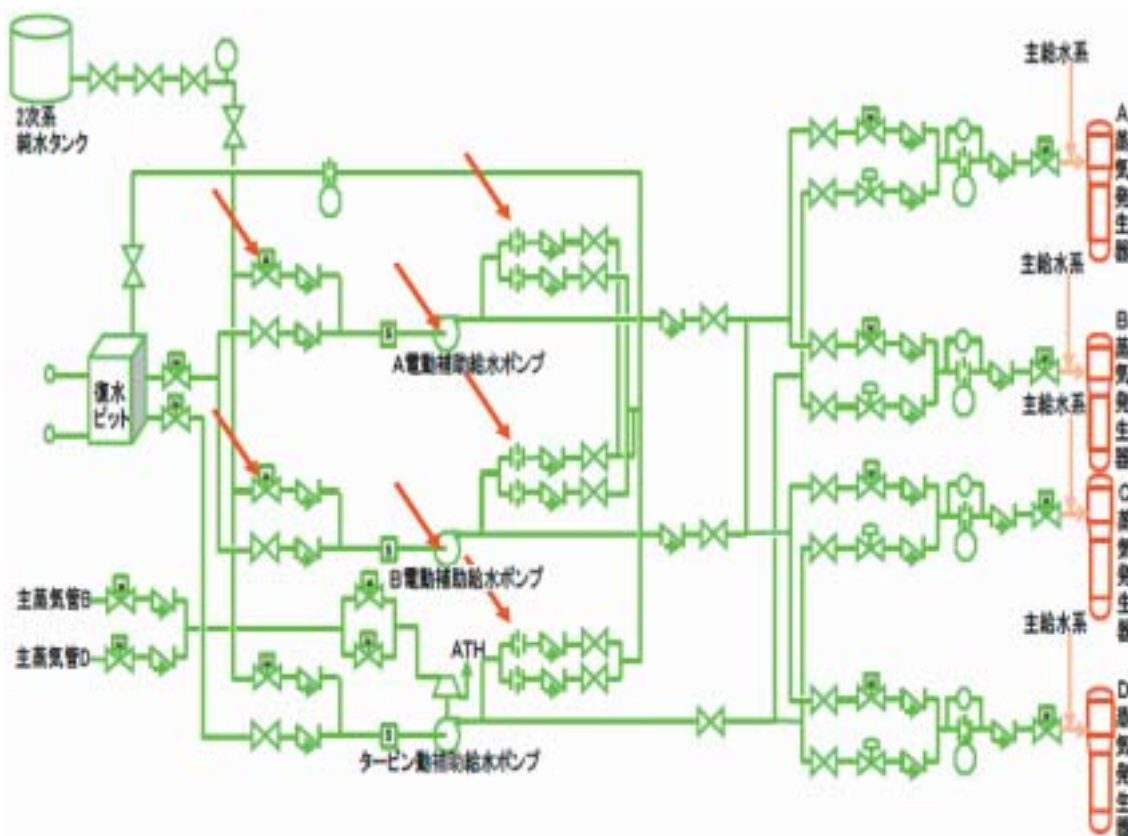


図6 信頼性 (AFTP) による機器重要度分類の系統図 (補助給水系)
(赤の矢印で示した機器は、表5の重要度評価例に対応)

これらの系統図を使用することにより、確率論的評価に精通していなくても、機器の重要度を簡単に区分し判定することができる。

5. 確率論的評価による不具合情報の重要度判定方法

新しい機器重要度分類方法は、対象機器が安全性に与える影響はCDFに基づくFVとRAWにより評価し、対象機器が信頼性（発電所の安定運転）に与える影響はAFTPに基づくFVとRAWにより評価し、最終的に両方を加味した重要度基準により判定する方法である。この新しい機器重要度評価の流れを図7に示す。

安全性と信頼性の両方を加味した機器の重要度分類基準を表4に示す。この表を使用して、不具合情報に含まれる根本原因機器の重要度を安全性と信頼性の両方から判断し、不具合情報を詳細分析するか、分析しないかに2分類する。なお、この表4ではAまたはBの2分類に区分しているが、必要に応じて、3段階以上に区分をすることも可能である。

図8は、図5、図6および表4に基づいて、補助給水系の機器毎の重要度を安全性と信頼性の両方を加味してAまたはBに2分類した系統図である。

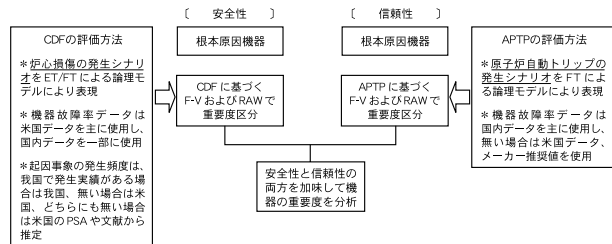


図7 安全性と信頼性を加味した新しい定量的な重要度評価方法の流れ

表4 安全性と信頼性を加味した根本原因機器の重要度分類基準
〔 〕内は、対象事象の分析要否の取扱い

		炉心損傷頻度を基にFVとRAWで区分				
		1(赤)	2(茶)	3(黄)	4(青)	5(緑)
信頼性 FVとRAWで区分	原子炉トリップ	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="background-color: red; color: white; padding: 5px;"> A [基本的に詳細分析対象とするが、エンジニアリングジャッジメントにより除外も可能] </div> <div style="background-color: black; color: white; padding: 5px;"> B [基本的に除外するが、適用範囲外の事象をエンジニアリングジャッジメントにより考慮して除外可否を判断] </div> </div>				
	a(赤)					
	b(茶)					
	c(黄)					
	d(青)					
e(緑)						

赤: $FV > 0.005$ かつ $RAW > 2$
 茶: $FV < 0.005$ かつ $RAW > 2$
 黄: $FV > 0.005$ かつ $RAW < 2$
 青: $FV < 0.005$ かつ $RAW < 2$
 緑: モデルにないあるいは打ち切り

この表の適用範囲外事象
 ・格納容器破損/バイパス、外部事象、
 火災、プラント停止時の事象
 ・手動トリップ、手動停止、出力抑制、
 アンペイラビリティに関する事象

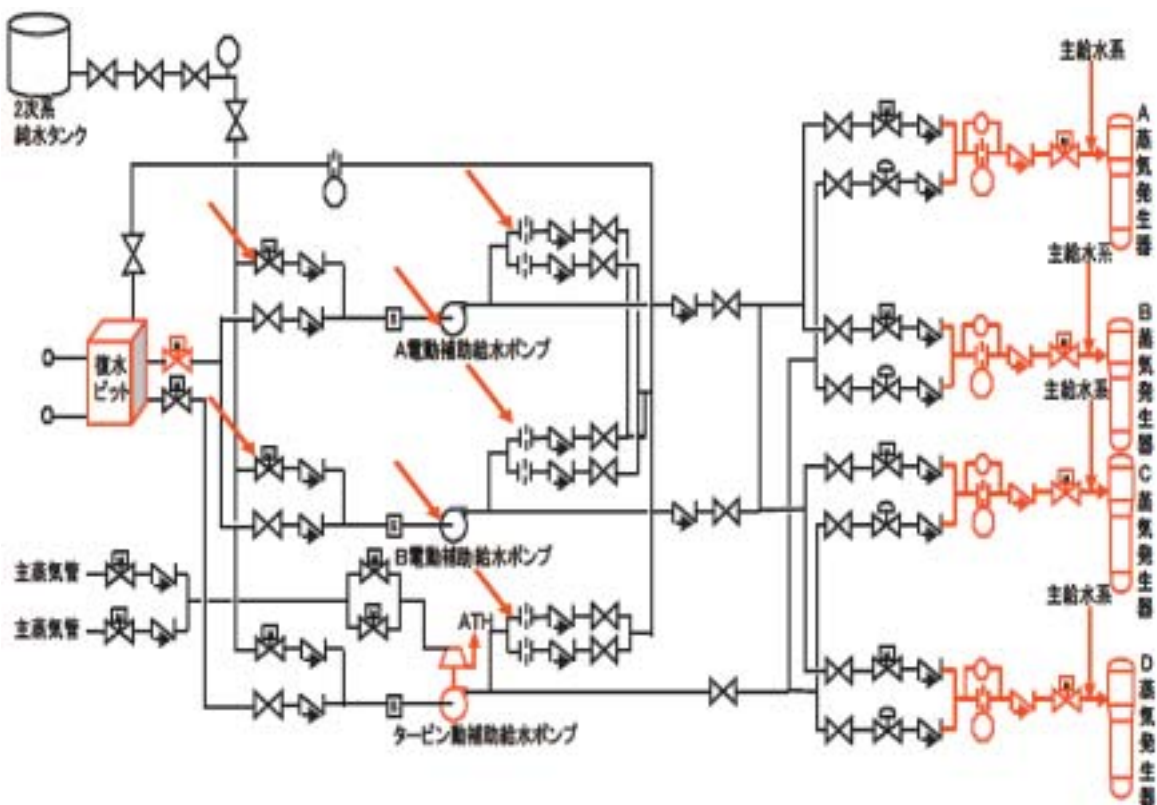


図8 安全性 (CDF) + 信頼性 (AFTP) による機器重要度分類の系統図 (補助給水系) (赤の矢印で示した機器は、表5の重要度評価例に対応)

表5 2004年1月から12月の期間に入手した不具合事象のPSRAによる重要度評価結果例
 (①赤囲みのCDFの色区分は図5の矢印機器に対応, ②赤囲みのAPTPの色区分は図6の矢印機器に対応,
 ③赤囲みのCDFとAPTPを加味した色区分は図8の矢印機器に対応)

発生年月日	プラント名	件名	根本原因機器	CDFによる重要度色区分	APTPによる重要度色区分	両者を加味した分類
2003年8月30日	Fessenheim	蓄圧注入系逆止弁漏洩の判明に伴うプラント停止	逆止弁	赤	緑	A
2002年10月24日	Point Beach 1/2	電動補助給水ポンプ定期試験時における同ポンプミニマムフローライン流量オリフィス(Flowserve社製)の部分閉塞	オリフィス	赤	緑	B
2004年 4月 2日	Robert E. Ginna	補助給水(AFW)系の予防保全からの復旧時における, AFWポンプ入口弁(Borg Warner社製)への不適切なガスケット取付け等に起因する弁ハンドルの手動操作位置での固着による, 同弁の電動開不能	電動弁	赤	緑	B
2003年10月22日	Seabrook 1	電動補助給水ポンプ試運転時における, 同ポンプモータ軸受温度の上昇	ポンプモータ	青	緑	B
2004年 1月30日	Kewaunee 1	CO ₂ 充填作業時における逃がし弁動作に伴う異常事象の宣言	CO ₂ 貯蔵タンク	赤	緑	B
2004年 2月 3日	Callaway	発電機保護リレーの動作による原子炉トリップ	発電機保護リレー	青	赤	A
2004年 1月16日	Watts Bar 1	作業確認不足に起因するタービントリップ信号の誤発信による原子炉トリップ	原子炉保護装置	青	赤	A
2003年 9月 6日	Pilgrim 1	AC480V母線遮断器の故障による, 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ, 原子炉保護系およびAC120V計装用電源の喪失等	AC480V母線遮断器の故障	赤	青	A
2004年3月6日	Wolf Creek	開閉所母線の電源喪失によるTech. Spec. の運転上の制限逸脱時の措置への移行及び非常用ディーゼル発電機燃料油漏えい	起動変圧器のケーブル	赤	赤	A

表5は, 2004年1~12月に入手した不具合情報2,835件の中から, 本研究で作成した系統図を用いて安全性と信頼性の重要度を色区分し情報分析の要否を判定した典型的な例を示す. 表中の赤囲みのCDF色区分, APTP色区分およびCDFとAPTPを加味した色区分は, それぞれ図5, 図6および図8の矢印機器に対応する. この様に, 不具合情報の根本原因機器から不具合情報の重要度分類を簡便に行うことができる.

6 適用制限

今回の機器重要度分類では, 出力運転中の内的事象を対象にしたレベル1 PSAおよび発電所自動停止確率のみを評価に採用しており, 安全性については原子炉停止中の不具合, 火災, 外的事象, 格納容器の不具合, 人災が考慮されておらず, また, 信頼性については, 手動トリップ, 手動停止, 出力降下, アンパベイラビリティが考慮されていない. したがって, これら考慮されていない観点からの機器重要度評

価はできない.

今回開発した機器重要度分類基準を不具合情報の選定に適用する場合は, 現行の定性的な判定基準を主体としつつ, これを補完する形で運用することとなる. 今後, 現在考慮していない点を反映して, 機器重要度分類の適用性を拡張することが考えられる.

7. まとめ

本研究では, 次の4点を特徴とする機器重要度分類方法を開発した.

- (1) 機器重要度の定量化方法として, 安全性としては原子炉安全を確率論的に評価する炉心損傷頻度 (CDF) を用い, 信頼性としては発電所の自動停止を確率論的に評価する発電所自動停止確率 (APTP) を用いる.
- (2) 機器の重要度を定量化するに当たっては, 重要度指標としてFVとRAWを用いた4分類に, CDFまたはAPTPの計算対象外機器を加え, 5段階で分類評価する方法を採用した.

- (3) 5段階に分類した機器を5色に色分けすることにより簡便に重要度を識別する方法を考案した。具体的には、機器リストや系統図上の機器を色分けする方法であり、これにより、確率論的な計算方法を熟知していない者でも確率論評価で定量化した選択を簡便に効率的に行える。
- (4) 機器重要度を安全性と信頼性で個別に評価分類するだけでなく、両方を加味して分類評価する機器の重要度分類基準を作成した。

また、本研究の最終目的である不具合情報の分析要否判定を簡便に行う方法としてこの新しい機器重要度分類基準が活用できることが判った。

しかしながら、開発した機器重要度分類基準は、出力運転時の内的事象によるレベル1 PSAの炉心損傷頻度 (CDF) と自動停止確率 (AFTP) のみを評価して作成しているため、不具合情報の選定に全面採用するには、レベル2 PSA評価や手動停止評価等を評価に追加するといった中長期的な改良が必要である。また、開発した機器重要度分類基準と前兆事象評価の整合性の確認する予定である。

本研究の成果は、不具合情報の選定に用いるだけでなく、原子力発電所の保守管理における機器重要度分類を確率論的評価手法を用いて作成する際にも応用することができる。

文献

- (1) 宮崎孝正, 西岡弘雅, 佐藤正啓, 千葉吾朗, 高川健一, 島田宏樹, "海外原子力発電所における不具合事象の傾向分析(2004年)", "INSS Journal, Vol.12, p.82-86(2005).
- (2) 嶋田善夫, "確率論的安全評価による安全上重要な海外原子力発電所不具合情報抽出方法", "INSS Journal, Vol.11, p.87, (2004).
- (3) 原子力安全・保安院, "中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機における配管破断事故について(最終報告書), (2002).
- (4) NEI, "10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline," NEI 00-04, (2004).
- (5) 原子力安全委員会, "発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針", (2005).
- (6) (社)日本電気協会, "安全機能を有する計測制御装置の設計指針", JEAG 4612-1991, (1991).
- (7) (社)日本電気協会, "安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針", JEAG 4612-1998, (1998).
- (8) (社)日本機械学会, "保全学のすすめ", (2004).
- (9) H.E.Lambert, "Measures of Importance of Events and Cut Sets in Fault Trees," UCRL-75853, Lawrence Livermore Laboratory, (1974).
- (10) W.E.Vesely, T.C.Davis, "Two Measures of Risk Importance and Their Application," "Nuclear Technology, Vol.68, 226-234, (1985).
- (11) W.E.Vesely, et al., "Measures of Risk Importance and Their Application," "NUREG/CR-3385, (1983).
- (12) Z.W.Birnbaum, "On the Importance of Different Components in a Multicomponent System, Multivariate Analysis- II", 581-592, Academic Press, New York, (1969).
- (13) (財)原子力安全研究協会, "リスクベースマネジメントに関する諸外国の動向調査", (1998).
- (14) 嶋田善夫, 河合勝則, 鈴木浩史, "加圧水型原子炉の自動トリップ確率評価モデルの開発," "INSS Journal, Vol.8, p.71, (2001).
- (15) 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年秋の大会予稿集F55, (2000).
- (16) 嶋田善夫, 故布金延章, 河合勝則, 鈴木浩史, "加圧水型軽水炉自動トリップ頻度評価モデルの改良", 原子力学会2001年秋の大会予稿集H29, (2001).
- (17) EPRI, "PSA Applications Guide," "TR-105396, (1995).
- (18) NEI, "Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants," "NUMARC 93-01 Rev.3, (1994-2002).
- (19) NRC, "Regulatory Review Group Risk Technology Application," " Vol.4, (1993).
- (20) ASME, "Risk Based Inservice Testing Development of Guidelines Light Water Reactor Nuclear Power Plant Components" Vol.2, (1996).

- (21) (財)原子力安全研究協会, "確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討—レベル1 PSA, 内の事象, ", (1992).
- (22) NRC, "System Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE)," NUREG/CR-6116, Vol.1~Vol.10, Rev.1, (1994 ~ 1995).
- (23) G. Apostolakis, S. Kaplan, "Pitfalls in Risk Calculations," Reliability Engineering, Vol.2, 135-145, (1981).