

# 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

## A Probabilistic Safety Assessment Approach toward Identification of Information on Safety Significant Adverse Events at Overseas Nuclear Power Plants

嶋田 善夫 (Yoshio Shimada)\*

**要約** 原子力安全システム研究所 (INSS) 原子力情報研究プロジェクトで現在実施している海外原子力発電所不具合情報分析の方法は、定性的な除外基準を定め、最終的には分析担当者の保有する原子力発電所に関する広範な知識に基づくエンジニアリング・ジャッジメントにより、重要な分析対象情報を抽出している。従って、安全上重要な不具合情報を効率的に抽出し分析できているとは、必ずしもいえない。本研究では、確率論的安全評価 (PSA) に基づくシステムや機器の重要度指標 (Fussell Vesely, Risk Achievement Worth) を用いて、安全上重要な不具合情報の抽出を試みた。PSAに基づくシステムや機器の重要度指標を計算することは、従来から行われているが、本研究の新しい点は、PSAに基づく重要度指標を用いて、システムや機器の重要度を5段階に色区分した一覧表と系統図を作成したことである。PSAの知識が全く無い情報分析担当者であっても、システムや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判定することは簡単にできる。その結果、不具合情報の根本原因の機器さえ判明していれば、1つの不具合情報について、数分で重要度の判定が可能となった。

**キーワード** 確率論的安全評価, 重要度指標, Fussell Vesely, Risk Achievement Worth, 定性的除外基準, 海外不具合情報

**Abstract** A method of analyzing information about adverse events at overseas nuclear power plants, which is now being implemented under the Institute of Nuclear Safety System, Incorporated's Nuclear Power Information Research Project, provides qualitative exclusion standards and ultimately identifies important information for analyses through engineering judgment based on analyzers' own extensive knowledge of nuclear power plants. Accordingly, the method is not necessarily able to efficiently identify and analyze safety-significant information on adverse events. This study attempted to identify safety-significant adverse events information using probabilistic safety assessment (PSA)-based systems, as well as components risk importance measures (Fussell Vesely, Risk Achievement Worth). Although PSA-based systems and components risk importance measures have long been calculated, this study is the first to use PSA-based risk importance measures, lists and system diagrams that color-code systems and components on a risk importance measure of one to five. The color-coded lists and system diagrams of systems and components in terms of risk importance measures allow information analyzers, who have no knowledge of PSA, to easily identify what colors of component have constituted the root causes of adverse events. As a result, the identification of component that has caused adverse event information enables analysts to determine the importance of a single piece of adverse event information in a few minutes.

**Key words** PSA, risk importance measure, Fussell Vesely, Risk Achievement Worth, qualitative exclusion standard, information about adverse events at overseas

## 1. はじめに

原子力安全システム研究所 (institute of nuclear safety system, incorporated, INSS) 原子力情報研究プロ

ジェクトで現在実施している海外原子力発電所不具合情報分析の方法は、定性的な除外基準を定め、最終的には分析担当者の保有する原子力発電所に関する広範な知識に基づくエンジニアリング・ジャッジ

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

メントにより、重要な分析対象情報を抽出している。

本研究の目的は、現在実施している抽出方法に加えて、確率論的安全評価 (probabilistic safety assessment, PSA) による定量的な抽出方法を導入することにより、安全上重要な海外不具合情報を定量的な判断基準に基づいて、効率よく抽出する方法を開発することである。また、PSA に関する知識を持っていない情報分析担当者であっても、PSA に基づく海外不具合情報の安全上の重要度を簡単に判定できる方法を開発することである。

原子力発電所で実際に発生した事象の安全上の重要度を PSA により評価する方法としては、前兆事象評価 (accident sequence precursor, ASP) があり、欧米の規制当局が積極的に取り組んでいる。しかしこの方法は、PSA に精通していないと評価が困難であること、および一つの事象の評価に時間を要することから、INSS は PSA によるシステムや機器の重要度指標 (Fussell Vesely<sup>(1)</sup>, Risk Achievement Worth<sup>(2)(3)</sup>) を用いて単純に評価することとした。

## 2. 現在 INSS で実施している不具合情報の抽出方法

米国原子力規制委員会 (U.S. nuclear regulatory commission, U.S.NRC), 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) などから入手した海外原子力発電所不具合情報は、除外基準により、INSS 原子力情報研究プロジェクトの情報分析担当者が除外する。

除外基準を通過した不具合情報は、情報分析担当者が詳細な検討を実施し、必要があれば国内プラントに対して改善提言を行う。これらの除外基準は、これまで不具合情報を分析してきた我々の経験に基づいて、定性的、客観的に決めたものであるが、効率的に抽出し分析できているとは、必ずしもいえない。

## 3. PSA を活用した新たな重要情報抽出方法

発電所で実際に発生した事象の安全上の重要度を PSA により評価する方法としては、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いる。また、近年、日本の規制当局も ASP を実施した例がある。この方法は、それぞれの事象の安全上重要度

を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ものである。しかし、この方法は、PSA に精通していないと評価することが困難である。また、PSA に精通していても、一つの事象の評価に時間を要する。従って、年間 2 ~ 3 千件にもおよぶ入手情報を ASP により評価することは、コスト/効果の観点から得策ではないと判断した。従って以下に記載するような PSA によるシステムや機器の重要度指標を用いて、単純に評価することとした。

PSA に基づくシステムや機器の重要度指標を計算することは、従来から行われているが、本研究の新しい点は、PSA に基づく重要度指標を用いて、システムや機器の重要度を 5 段階に色区分した一覧表と系統図を作成したことである。PSA の知識が全く無い情報分析担当者であっても、システムや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判定することは簡単にできる。

PSA を用いると、システムや機器の安全上重要度を定量的に順位付けすることが可能である。その重要度指標としては、Birn Baum<sup>(1)(4)</sup> Fussell Vesely<sup>(1)</sup>, Risk Achievement Worth<sup>(2)(3)</sup> Risk Reduction Worth<sup>(2)(3)</sup> などがある。それぞれの重要度指標の計算方法を、表 1 に示す。このような重要度指標の本質的な意味は、対象機器や対象システムの故障確率をオリジナルの値 (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 に変えた時に、炉心損傷頻度がどの程度変化するのか、つまり対象機器や対象システムの故障確率の変化に対する、炉心損傷頻度の感度を示すものである。不具合情報の抽出に用いる重要度指標は、これらのうち Fussell Vesely と Risk Achievement Worth 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とリスク情報に基づく品質保証活動において、これらの 2 つの指標を活用している実績があること、また ASME はリスク情報に基づく供用期間中試験にこれら 2 つの指標を用いることを推奨していることによる<sup>(5)</sup>。

Fussell Vesely は、対象機器やシステムの故障確率を 0 とおいた時 (言い換えると、対象機器やシステムが絶対に故障しないと仮定した場合) に、炉心損傷頻度がどの程度低下するかを示す指標である。つまり Fussell Vesely 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。Risk Achievement Worth 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、対象機器やシステムがかならず故障すると仮定した場合)に、炉心損傷頻度がどれほど増加するかを示す指標である。つまり Risk Achievement Worth の値が大きい機器は、安全上の重要度が高い機器である。また、2つの指標の持つ意味は、表2に示す。

これら2つの重要度指標を使用して安全上重要な機器がそうでないかの判定基準となる閾値についても複数の組織が値を示している。表3にそれらをまとめた<sup>(6)-(9)</sup>。表3の中で例えば、Fussell Vesely 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Fussell Veselyの値が、0.005を越えていれば、その機器は安全上の重要性が高いと判定し、対象機器のFussell Veselyの値が0.005以下であれば、安全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、炉心損傷頻度がオリジナルの炉心損傷頻度の2倍となる。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、炉心損傷頻度がオリジナルの炉心損傷頻度から0.5%低下する。

図1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F-V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、PSA解析者が、重要度が低いと判断してPSAモデルに組み込まなかった機器、あるいはCDF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。

また、図1の5段階に区分されたそれぞれの領域に含まれるシステムや機器が持つ意味を表4に示す。不具合情報の主な原因となったシステムや機器が、図1のどの範囲に入るかを判定することにより、その不具合情報の重要度を判定する。従来の定性的な重要情報抽出方法に加えて、PSAによる重要情報抽出方法を用いることにより、安全上重要な不具合情報を抜け落ちなく、効率的に抽出し分析できるようになる。図2は、現在用いている定性的な除外基準とPSAによる定量的な判断基準を組み合わせた、新しい不具合情報抽出方法の流れを示す。

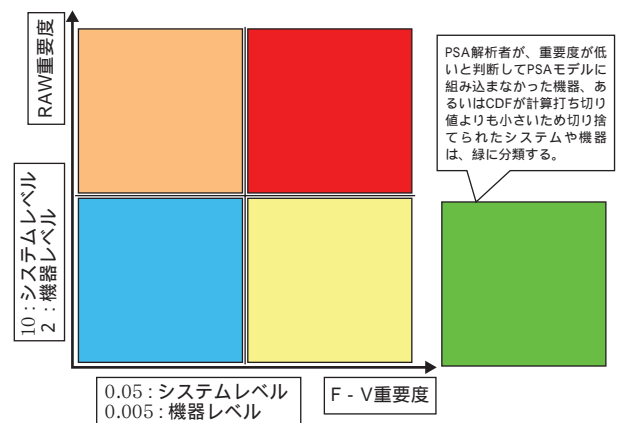


図1 システムまたは機器の5分類色区分<sup>(6)-(9)</sup>

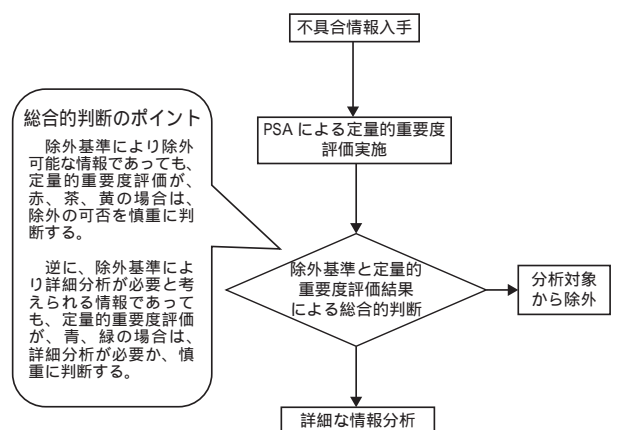


図2 定性的除外基準と定量的手法を組み合わせた新しい重要不具合情報抽出手順

表1 重要度指標の計算方法

Birn Baum <sup>(1)(4)</sup>	$B = F(1) - F(0)$
Fussell Vesely <sup>(1)</sup>	$FV = [F(x) - F(0)]/F(x)$
Risk Achievement Worth <sup>(2)(3)</sup>	$RAW = F(1)/F(x)$
Risk Reduction Worth <sup>(2)(3)</sup>	$RRW = F(x)/F(0)$
$F(1)$ は対象システムや機器の故障確率を 1 とした場合の炉心損傷頻度	
$F(0)$ は対象システムや機器の故障確率を 0 とした場合の炉心損傷頻度	
$F(x)$ はオリジナルの炉心損傷頻度	

表2 Fussell Vesely と Risk Achievement Worth の持つ意味

Fussell Vesely	対象機器やシステムの故障確率を 0 とおいた時に、炉心損傷頻度の低下しやすさを判断する指標である。具体的には、下記のことはいえる。 この指標の値が大きいシステム/機器は、改善対策の効果（炉心損傷頻度の低下）が大きい。
Risk Achievement Worth	対象機器やシステムの故障確率を 1 とおいた時に、炉心損傷頻度の増加しやすさを判断する指標である。具体的には、下記のことはいえる。 この指標の値が大きいシステム/機器は、不具合が発生した場合の影響（炉心損傷頻度の増加）が大きい。

#### 4. 本研究で使用した確率論的安全評価モデルとソフトウェア

本研究では、国内 4 ループ PWR プラントの出力運転中レベル 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<sup>(10)</sup>、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

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<sup>(6)-(9)</sup>

リスク重要度指標	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)

表4 5 分類色区分されたシステムや機器の持つ意味

重要度色区分	意 味
赤	対象機器のRAWが2より大きくかつFVが0.005より大きい。 対象システムのRAWが10より大きくかつFVが0.05より大きい。 対象システム/機器が故障した場合、炉心損傷頻度の増加が大きい。 対象システム/機器に改善対策を実施した場合、炉心損傷頻度の低下が大きい。
茶	対象機器のRAWが2より大きくかつFVが0.005以下。 対象システムのRAWが10より大きくかつFVが0.05以下。 対象システム/機器が故障した場合、炉心損傷頻度の増加が大きい。 対象システム/機器に改善対策を実施した場合、炉心損傷頻度の低下が小さい。
黄	対象機器のRAWが2以下かつFVが0.005より大きい。 対象システムのRAWが10以下かつFVが0.05より大きい。 対象システム/機器が故障した場合、炉心損傷頻度の増加が小さい。 対象システム/機器に改善対策を実施した場合、炉心損傷頻度の低下が大きい。
青	対象機器のRAWが2以下かつFVが0.005以下。 対象システムのRAWが10以下かつFVが0.05以下。 対象機器が故障した場合、炉心損傷頻度の増加が小さい。 対象システム/機器に改善対策を実施した場合、炉心損傷頻度の低下が小さい。
緑	(1) 炉心損傷への寄与が小さいと判断され、PSAのモデルに含まれないシステム/機器。 (2) PSAの計算の結果、炉心損傷への寄与が小さいため計算打ち切りされたシステム/機器。 (3) 格納容器の隔離機能に係る機器等、出力運転中のレベル1 PSAには、含まれないシステム/機器。

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 PSA のソフトウェア SAPHIRE<sup>(11)</sup> が、無償で一般公開され入手が非常に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<sup>(12)</sup>。

起因事象は、大破断冷却材喪失事故、中破断冷却材喪失事故、小破断冷却材喪失事故、外部電源喪失事故、主給水喪失事故、2次冷却系の破断事故、過渡事象、蒸気発生器伝熱管破断事故、補機冷却水の喪失、手動停止、余熱除去系冷却材喪失事故、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。

## 5. PSAによる不具合情報の重要度判定を簡単に行う方法

前々章で、PSAの重要度指標を不具合情報の重要度の判定に用いることを述べたが、PSA報告書に一般的に記載される重要度評価指標は、不具合情報の分析に用いる等の特別な使用目的を意識して作成したものではないので、図3や表5のような表現方法が一般的である。不具合情報の重要度判定に、これらの図表を直接用いることは作業能率が悪い。したがって、機器やシステムが図1のどこに位置するかによって、システムや機器の安全上重要度を5つの色区分で表現することとした。表6と表7は、それぞれシステムと機器の安全上重要度を色区分により示した例である。さらに、図4、図5、および図6は、それぞれ、システム毎の安全重要度および蓄圧注入システムと補助給水システムの機器毎の安全重要度を、系統図から直接判断できるように色区分したものである。これらの図表を使用することにより、PSAに精通していなくとも、海外不具合情報の主な原因機器さえわかれば、対象とする不具合情報の安全上の重要度を簡単に判定できる。表8は、2003年1月から2003年12月に入手した不具合情報の中の一部を、作成した図表を用いて安全上重要度の判定を実施した例である。その結果、不具合情報の主な原因機器さえ判明していれば、1つの不具合情報について、数分で重要度の判定が可能であった。

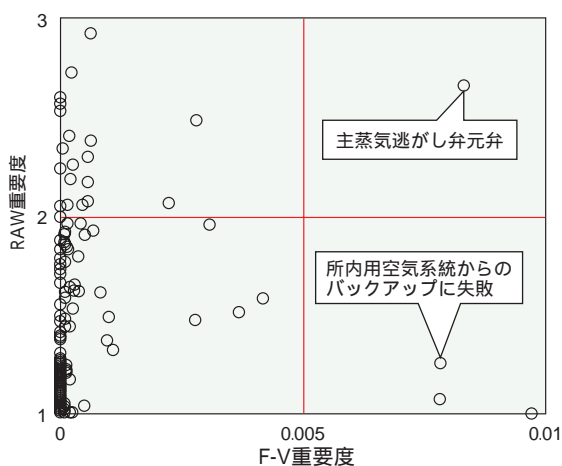


図3 一般的なリスク重要度評価例

表5 一般的なPWR機器重要度評価例

機器名称	FV	RAW
低压注入ポンプB モーター冷却ライン 手動弁B	1.46E-05	3.75E+00
低压注入系 低压注入 ポンプA冷却ライン 手動弁A	1.66E-05	4.17E+00
低压注入系 低压注入 ポンプB冷却ライン 手動弁B	1.46E-05	3.75E+00
余熱除去冷却器A冷却ライン手動弁1A	4.05E-07	1.17E+00
余熱除去冷却器B冷却ライン手動弁1B	3.64E-08	1.02E+00
余熱除去冷却器A冷却ライン手動弁2A	4.05E-07	1.17E+00
余熱除去冷却器B冷却ライン手動弁2B	3.64E-08	1.02E+00
主蒸気隔離系主蒸気 隔離弁A	2.20E-04	2.73E+00
主蒸気隔離系主蒸気 隔離弁B	1.55E-04	2.41E+00
主蒸気隔離系破損側 SG逆止弁A	1.46E-05	1.15E+00
主蒸気隔離系主蒸気 隔離弁C	1.55E-04	2.41E+00
主蒸気隔離系主蒸気 隔離弁D	1.55E-04	2.41E+00
健全SGによる強制冷却	6.14E-03	4.06E+00
主蒸気 逃がし弁	1.50E-02	1.51E+01

表6 5分類色区分(図1参照)によるシステムの重要度評価

システム名称	FV	RAW
蓄圧注入系	4.65E-04	4.10E+02
補助給水系	2.68E-02	2.19E+04
補助給水系ポンプ室空調	1.61E-03	8.27E+02
充てん系	2.39E-04	4.14E+01
格納容器スプレイ系	1.39E-02	3.51E+03
補機冷却水系	1.36E-03	1.58E+03
緊急ほう酸注入系	4.93E-04	1.25E+00
ほう酸タンク室空調	カットセット打ち切り	
非常用所内電源系	4.32E-03	3.51E+04
安全防護系作動信号系	1.66E-02	2.44E+03
高压注入系	1.50E-02	3.34E+03
高压注入系ポンプ室空調	カットセット打ち切り	
制御用空気系	3.45E-04	1.67E+02
燃料取替用水ビット他注入モード共用部	1.82E-02	4.56E+03
低压注入系	7.38E-02	4.18E+03
主蒸気隔離系	6.93E-04	2.67E+02
タービンバイパス系	6.14E-03	4.06E+00
主蒸気圧力制御系 / 主蒸気安全弁(破損SGの隔離)	6.64E-02	1.30E+04
加圧器圧力制御系 / 加圧器安全弁	8.50E-02	9.41E+02
格納容器再循環サブ他再循環モード共用部	7.43E-02	2.45E+03
原子炉保護系	4.82E-03	8.62E+04
SG強制冷却系(主蒸気逃がし弁)	2.15E-03	6.37E+02
補機冷却水海水系	1.34E-01	1.21E+04
タービントリップ系	9.71E-07	1.22E+00

表7 5分類色区分(図1参照)による機器の重要度評価

機器名称	FV	RAW
低压注入ポンプB モーター冷却ライン 手動弁B	1.46E-05	3.75E+00
低压注入系 低压注入 ポンプA冷却ライン 手動弁A	1.66E-05	4.17E+00
低压注入系 低压注入 ポンプB冷却ライン 手動弁B	1.46E-05	3.75E+00
余熱除去冷却器A冷却ライン手動弁1A	4.05E-07	1.17E+00
余熱除去冷却器B冷却ライン手動弁1B	3.64E-08	1.02E+00
余熱除去冷却器A冷却ライン手動弁2A	4.05E-07	1.17E+00
余熱除去冷却器B冷却ライン手動弁2B	3.64E-08	1.02E+00
主蒸気隔離系主蒸気 隔離弁A	2.20E-04	2.73E+00
主蒸気隔離系主蒸気 隔離弁B	1.55E-04	2.41E+00
主蒸気隔離系破損側 SG逆止弁A	1.46E-05	1.15E+00
主蒸気隔離系主蒸気 隔離弁C	1.55E-04	2.41E+00
主蒸気隔離系主蒸気 隔離弁D	1.55E-04	2.41E+00
健全SGによる強制冷却	6.14E-03	4.06E+00
主蒸気 逃がし弁	1.50E-02	1.51E+01



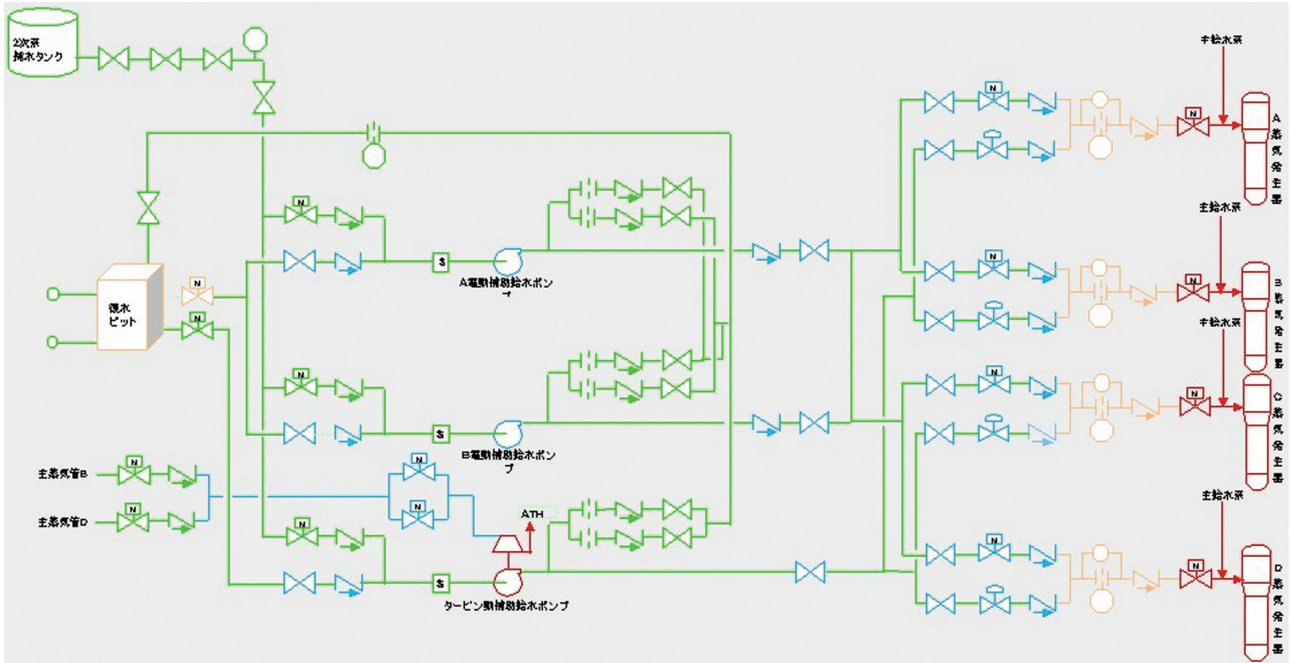


図6 5分類色区分(図1参照)によるPWR補助給水系の機器レベルの重要度評価

表 8 2003年1月から12月の期間に入手した不具合事象のPSAによる重要度評価結果例

発生年月日	プラント名	件名	主な原因機器	PSAによる重要度色区分
2003年1月19日	サウスステキス・プロジェクト1号機	起動変圧器トリップに伴う北側母線停電による外部電源喪失	分路リアクトル開閉器	
2003年2月27日	ビーバーバレー1号機	主給水ポンプ起動時における非常用母線の喪失	非常用母線地絡過電流リレー	
2003年3月10日	ワッツパー1号機	主変圧器コンデンサ形計器用変圧器の接続コネクタへの水分混入に伴う地絡の発生による、原子炉自動トリップ	主変圧器計器用変圧器	
2003年4月28日	インディアンポイント2号機	出力遮断器開放に伴うタービントリップによる原子炉スクラム	SF6ガス絶縁母線	
2003年5月12日	サマー	発電機出力遮断器開放による原子炉トリップ	発電機界磁遮断器の二次側遮断器	
2003年4月4日	カトーバ1号機	原子炉補機冷却水ポンプ遮断器の蓄勢パネ制御装置の不適切な組立て及び同制御装置のアームスプリング張力の減少に起因する同制御装置の接点が閉じなかったことに伴う同遮断器投入不能による、同ポンプの起動失敗	原子炉補機冷却水ポンプ遮断器	
2003年12月17日	サンオフレ3号機	安全注入系の運転不能によるプラント停止操作の開始	安全注入系遮断器	

## 6. まとめ

本研究では、安全上の重要度の高い不具合情報を定量的な方法により、効率よく抜け落ちなく抽出する方法として、(1)PSAに基づく2種類の重要度指標(Fussell Vesely, Risk Achievement Worth)を使用して、システムおよび機器の安全上の重要度を5種類に色区分した重要度分類表および重要度分類系統図を開発した。(2)また、これらの図表を使用し、2003年の1月から12月に入手した海外原子力発電所の不具合情報の一部について、安全上の重要度を実際に判定した結果、不具合情報の根本原因機器が判明していれば、PSAに関する知識のない情報分析担当者で

あっても、短時間で効率よく、定量的に、安全上の重要度の判定が可能であると期待される。なお、本研究は海外の原子力発電所で発生した不具合情報の抽出方法について述べてきたが、我が国の発電所で発生した不具合情報の抽出についても、本研究で開発した方法は、そのまま適用可能である。また、本研究は出力運転時の内的事象のレベル1PSAを用いて、機器を5段階に色区分した重要度分類表および重要度分類系統図を作成したが、他のPSA(レベル2PSA, レベル3PSA, 停止時, 外的事象)あるいはプラントの自動トリップ確率, 手動トリップ確率, 手動停止確率, アンアベイラビリティを評価するモデルを用いて、システムや機器の重要度を色区分した重要度分類表および重要度分類系統図を作成することは可能である。

## 7. 今後の研究課題

本研究では、出力運転中のレベル1PSAに基づくシステムや機器の重要度分類を用いて、重要な不具合情報の抽出する方法を開発した。従って、出力運転中のレベル1PSAの中にモデル化された範囲のシステムや機器に関する重要な不具合情報は抽出できるが、例えばプラントのベイラビリティに関する重要な不具合情報の重要度は低く判定され、結果的に除外されることになる。今後の研究計画は、

国内，海外の機器重要度分類の状況や考え方を整理した上で，プラントの安全性とアベイラビリティを加味した重要な不具合情報の抽出方法を開発する．さらに，開発した方法についての制限，課題を整理する．

## 文献

- (1) H.E.Lambert, " Measures of Importance of Events and Cut Sets in Fault Trees, " UCRL-75853, Lawrence Livermore Laboratory, (1974).
- (2) W.E.Vesely, T.C.Davis, " Two Measures of Risk Importance and Their Application, "Nuclear Technology, Vol.68, (1985).
- (3) W.E.Vesely, et al., " Measures of Risk Importance and Their Application, " NUREG/CR-3385,(1983).
- (4) Z.W.Birnbaum, " On the Importance of Different Components in a Multicomponent System, Multivariate Analysis- II " ,581-592, Academic Press, New York, (1969).
- (5) (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).
- (6) EPRI, "PSA Applications Guide, ", (1995).
- (7) NEI, "Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants, " NUMARC 93-01 Rev.3, (1994-2002).
- (8) NRC, "Regulatory Review Group Risk Technology Application, " Vol.4, (1993).
- (9) ASME, "Risk Based Inservice Testing Development of Guidelines Light Water Reactor Nuclear Power Plant Components" Vol.2, (1996).
- (10) (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).
- (11) USNRC, "System Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE), " NUREG/CR-6116, Vol. 1 ~ Vol.10, Rev. 1 , (1994 ~ 1995).
- (12) G. Apostolakis, S. Kaplan, "Pitfalls in Risk Calculations, " Reliability Engineering, Vol.2, 135-145, (1981).