

# 原子力発電所の運転経験情報分析に係る 定量的評価手法の開発と活用

The Development and Utilization of Quantitative Assessment Method with regard to  
the Operating Experience Information Analyses of Nuclear Power Plants

嶋田 善夫 (Yoshio Shimada) \*

**要約** 原子力発電所の運転経験情報に基づく改善提言を定量的に評価して、順位づけする手法を開発、適用した。原子力発電所の安全性については、レベル1 PRAの内部事象の炉心損傷頻度、およびレベル1.5 PRAの早期格納容器破損頻度により評価した。一方、原子力発電所の運転信頼性については、発電所自動停止確率により評価した。当該評価手法により改善提言を評価した結果、効果の大きい提言は、当該提言の効果のおよぶ機器数が多い場合、および当該提言により冷却材喪失事故 (LOCA)、蒸気発生器伝熱管破断事故 (SGTR)、過渡事象などの事故/事象の発生頻度の低下が期待できる場合である。

**キーワード** 確率論的リスク評価, 運転経験情報, 改善提言, 炉心損傷頻度, 早期格納容器破損頻度, 発電所自動停止確率, レベル1 PRA, レベル1.5 PRA, 内部事象, SAPHIRE

**Abstract** The method to evaluate quantitatively and to rank recommendations for improvement created from Operating Experience information of nuclear power stations was developed to practically apply. Regarding safety of nuclear power stations, the amount was evaluated by core damage frequency which relates to level 1 PRA and early containment failure frequency which relates to level 1.5 PRA. On the other hand, reliability of operation of nuclear power station was evaluated with probability of automatic plant shutdown. As a result of this evaluation, it was realized that effective recommendations for improvement includes situations such that there are large number of components which are affected by the recommendation, and that it is expected to reduce the frequency of occurrence of accidents/events such as Loss of Coolant Accident (LOCA), Steam generator tube rupture (SGTR), and transients.

**Keywords** Probabilistic Risk Assessment, Operating Experience, Recommendations for Improvement, Core Damage Frequency, Early Containment Failure Frequency, Automatic Plant Trip Probability, Level 1 PRA, Level 1.5 PRA, Internal Events, SAPHIRE

## 1. 背景

INSSでは、海外原子力発電所の運転経験情報（約4,000件/年）を分析した結果、対応が必要と判断した情報について、国内PWRの原子力発電所に対する設備改善、機器点検項目の追加、運転手順の変更等の改善提言を毎年行っているが、これら改善提言の効果を客観的に判断する評価尺度がなかった。

このため、改善提言を受ける電力会社から、当該提言を実施するか、しないかの判断、あるいは実施する場合の優先順位の決定が困難となっており、改善提言の優先度の順位付けを示してほしいという要

望があった。

また、上記事項への対応は、改善提言に係る原子力発電所の安全性、および運転信頼性向上の定量的な評価につながる。

## 2. 目的

本研究では、国内4ループPWRの安全性向上の観点から、炉心損傷頻度評価モデルおよび早期格納容器破損頻度評価モデルにより、また運転信頼性向上の観点から、原子力発電所自動停止発生確率（1年間当たりの原子炉自動停止確率）を計算できるモ

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

デルにより、それぞれ改善提言の効果を定量的に評価する手法を開発し、適用する。

### 3. 改善提言の効果を定量的に評価するモデルの作成

#### (1) 国内4ループPWRを代表した炉心損傷頻度評価モデルの開発<sup>(1),(2),(3)</sup>

内部事象のレベル1 PRA (確率論的リスク評価) は、当該事象発生によって、原子燃料被覆管が損傷する (燃料被覆管が1,200℃以上となる) 頻度を評価する。当該事象を評価するためのイベントツリー (ET) (図1) は、大破断LOCA (loss of coolant accident), 中破断LOCA, 小破断LOCA, 余熱除去隔離弁LOCA, 主給水喪失, 外部電源喪失, 二次冷却系の破断, 蒸気発生器伝熱管破断, 補機冷却水の喪失, 手動停止, 原子炉自動停止, 原子炉自動停止失敗の12の内部事象について作成した。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。

事故の緩和に使用される主系統は, 蓄圧注入系, 補助給水系, 格納容器スプレイ系, 緊急ほう酸注入系, 高圧注入系, 低圧注入系, 主蒸気隔離系, 主蒸気圧力制御系/主蒸気安全弁, 加圧器圧力制御系/加圧器安全弁であり, これらをフォールトツリー (FT) (図2) によりモデル化した。

同様に事故の緩和に使用されるサポート系は, 非常用所内電源系, 原子炉補機冷却水系/海水系, 制御用空気系, 空調系, 安全防護系作動信号系, 原子炉保護系, タービントリップ系について, FTによりモデル化した。

PRA計算コードは, 米国NRC (Nuclear Regulatory Commission) がINEEL (Idaho Na-

tional Engineering and Environmental Laboratory) に委託して開発したSAPHIREコード (Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations) を使用し, 小ET大FT (フォールトツリーリンク手法) よりモデルを構築した。小ET大FTは, 完成したPRAモデルのETとFTの外観からこのように表現され, 主系統の間の従属性 (電源系, 海水系, 補機冷却水系などのサポート系の従属性) を, ETのロジックに従って, FTをリンクすることにより解析する手法である。主系統のFTの中に, サポート系のFTが全て含まれることから, 大FTとなる。ETのロジックに基づくFTのリンクは, SAPHIREコードが自動的に処理する。また, SAPHIREコードは, 元の基事象データを保持したまま, 変更したい基事象のデータのみを別ファイルとして管理する機能があることから, 基事象データの変更管理が, 確実に効率よくできる (図3)。当該手法の代表的な計算コードは, SAPHIRE, RiskSpectrum, CAFTA, WinNUPRAなどである。なお, 他の計算手法として, 大ET小FT (バウンダリーコンディション手法) があり, システム間の従属性は, ETをサポート系まで展開して (従って大ETとなる), ETの分岐確率として取り扱う計算手法である。当該手法の代表的な計算コードはRISKMANである。

機器故障率, ヒューマンエラー率は, ほとんど米国データを使用した。国内実績から推定したデータは, ディーゼル発電機起動失敗/継続運転失敗, 空気作動弁吹き止まり失敗, 安全弁吹き止まり失敗と待機除外確率 (高圧/低圧注入系, 格納容器スプレイ系, 補助給水系, 補機冷却水系, 充てん系, ディーゼル発電機) である。

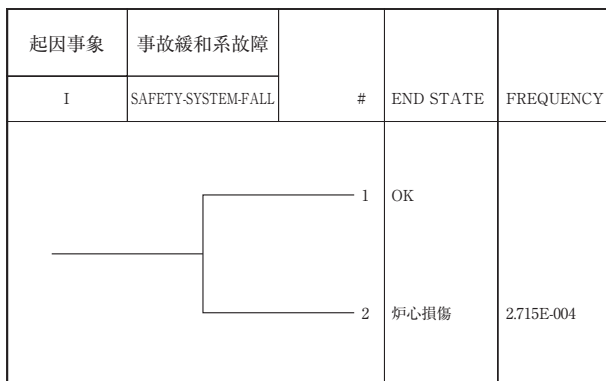


図1 ETの例

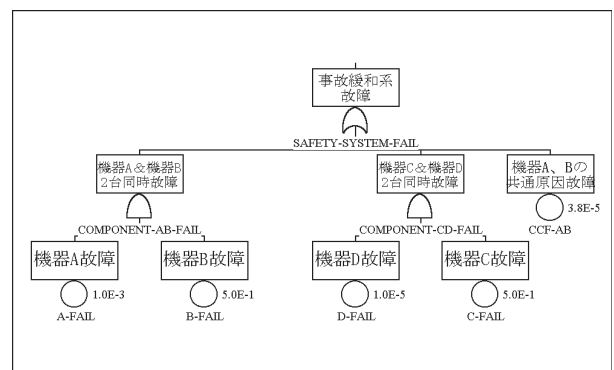


図2 FTの例

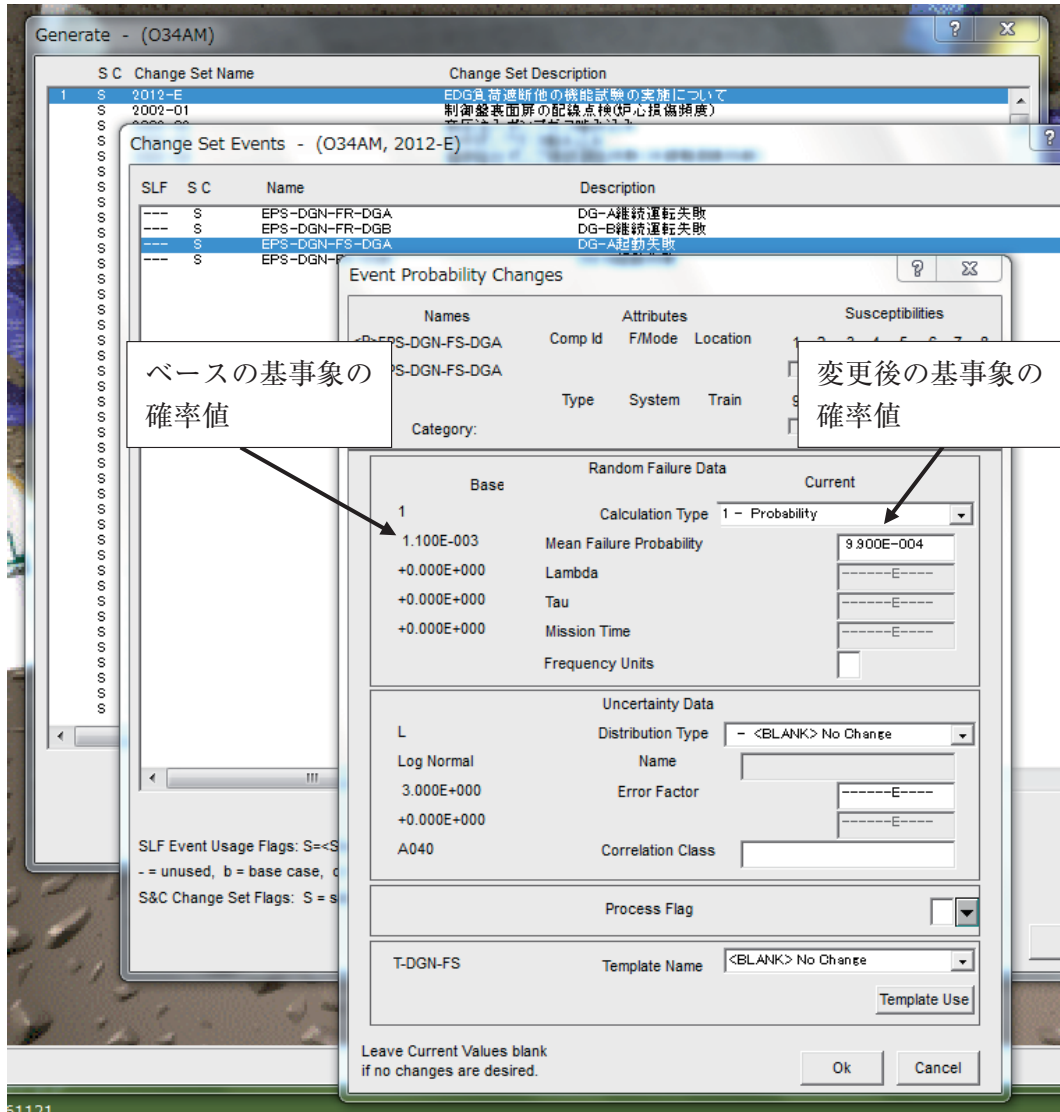


図3 SAPHIREの基事象データの変更管理の画面（ベースの基事象データを保持したまま、必要な基事象データのみを変更して、炉心損傷頻度等の値を再計算できる）

当該の起因事象の発生頻度は、我が国に発生実績の有る過渡事象、主給水喪失、外部電源喪失、蒸気発生器伝熱管破損、手動停止、スクラム不能過渡事象（ATWS：過渡事象は実績、スクラム不能はフォールトツリー解析）については、我が国の運転実績を使用した。我が国に発生実績のないLOCA、二次冷却系の破断（主蒸気管破断、主給水管破断）、補機冷却水の喪失は、米国の運転実績、文献等から推定した。

なお、このPRAは、平成4年から整備したAM（アクシデントマネジメント）策は含むが、新規基準への対応として設置した設備（空冷式非常用発電装置、大容量ポンプなど）は含まない。

(2) 国内4ループPWRを代表した早期格納容器破損頻度評価モデルの開発

レベル1 PRAとレベル1.5 PRAの関係を図4に示す。レベル1.5 PRAは、格納容器が損傷して放射性物質が外部へ漏れ出す頻度を評価する。炉心損傷頻度を評価するETと早期格納容器損傷頻度を評価するETの関係を図5に示す。レベル1 PRAは、炉心損傷状態毎の頻度を評価する。レベル1.5 PRAは、格納容器破損モード毎の頻度を評価する。レベル1 PRAは、22の炉心損傷状態のうち2事例（ALC, AEH）について、レベル1.5 PRAは、15の格納容器破損モードのうち5事例（ $\gamma, \alpha, \zeta, \nu, \theta$ ）の説明を図5に記載した。レベル1.5 PRAは、レベル1 PRAで評価した炉心損傷状態を起因事象とする22種類の格納容器ETに

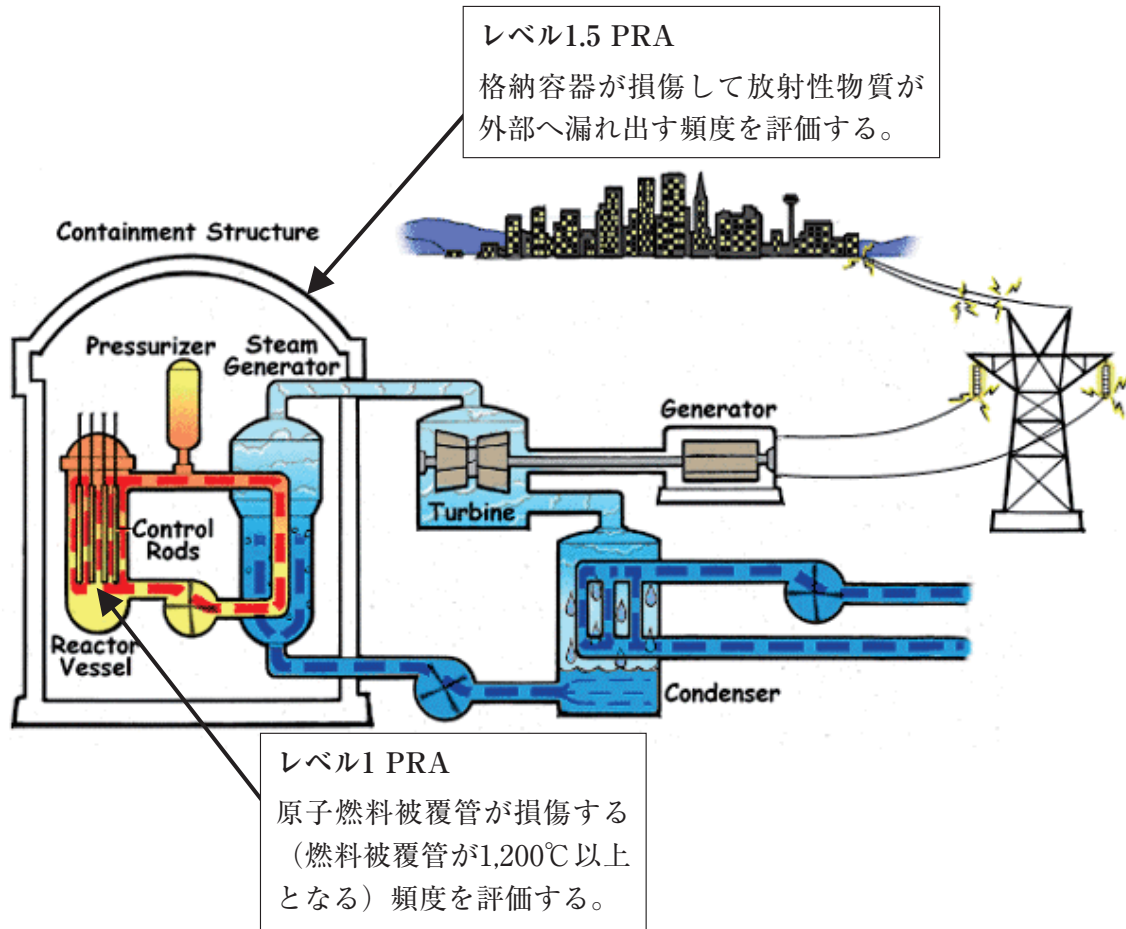


図4 レベル1 PRAとレベル1.5 PRAの関係 (PWRの絵は、NRCの教育資料 <http://www.nrc.gov/admin/img/art-students-reactors-1-lg.gif>)

よって、早期格納容器破損頻度を評価する。

なお、このレベル1.5 PRAは、前節のレベル1 PRAと同様に、平成4年から整備したAM策は含むが、新規基準への対応として設置した設備は含まない。

(3) 国内4ループPWRの原子力発電所自動停止発生確率評価モデルの開発<sup>(1),(2),(4)</sup>

機器の故障、誤動作、ヒューマンエラー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FT(図6)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、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。それぞれの系統は、図6で示したFTを起点として、細部に展開される。基事象数は、約3,600である。

FTの作成と計算に使用した計算コードは、米国NRCがINEELに委託して開発したSAPHIREである。

機器故障率およびヒューマンエラーのデータは、ほとんど国内実績値および国内メーカー値である。一部国内データの無い機器は、米国の故障率データを使用した。

発電所自動停止発生確率の国内実績は、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。しかし、それらを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、実績データから得られた発電所自動停止発生確率をそのまま基事象の確率値として用





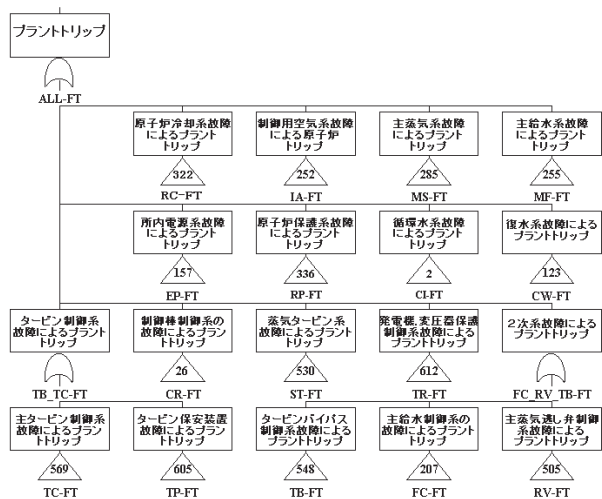


図6 原子力発電所自動停止発生確率FTの作成例

として設置した設備を含まない。

(4) 改善提言の効果の定量的評価方法

以下の計算式により、原子力発電所の炉心損傷頻度 (CDF), 早期格納容器破損頻度 (ECFF) および発電所自動停止発生確率 (AFTP) に基づき改善提言の効果を定量的に評価した。

炉心損傷頻度については、(a) 式を用いて改善提言の効果を評価した。

$$|\Delta CDF| \text{ (改善提言の効果)} = CDF \text{ (ベースケース)} - CDF \text{ (改善提言適用)} \dots\dots\dots (a)$$

$|\Delta CDF|$  (改善提言の効果) :  
 炉心損傷頻度の低減効果  
 CDF (ベースケース) :  
 通常の機器故障率データを適用した場合の炉心損傷頻度  
 CDF (改善提言適用) :  
 改善提言を適用した場合の炉心損傷頻度 (通常、改善提言の適用により起因事象発生頻度、機器故障確率、ヒューマンエラー確率が10%低下すると仮定する)

この $|\Delta CDF|$  (炉心損傷頻度低減幅) を、改善提言の効果の評価尺度とした。

早期格納容器破損頻度については、(b) 式を用いて改善提言の効果を評価した。

$$|\Delta ECFF| \text{ (改善提言の効果)}$$

$$= ECFF \text{ (ベースケース)} - ECFF \text{ (改善提言適用)} \dots\dots\dots (b)$$

$|\Delta ECFF|$  (改善提言の効果) :

早期格納容器破損頻度の低減効果

ECFF (ベースケース) :

通常の機器故障率データを適用した場合の早期格納容器破損頻度

ECFF (改善提言適用) :

改善提言を適用した場合の早期格納容器破損頻度 (通常、改善提言の適用により起因事象発生頻度、機器故障確率、ヒューマンエラー確率が10%低下すると仮定する)

この $|\Delta ECFF|$  (早期格納容器破損頻度低減幅) を、改善提言の効果の評価尺度とした。

また、発電所自動停止発生確率は、(c) 式を用いて改善提言の効果を評価した。

$$|\Delta AFTP| \text{ (改善提言の効果)} = AFTP \text{ (ベースケース)} - AFTP \text{ (改善提言適用)} \dots\dots\dots (c)$$

$|\Delta AFTP|$  (改善提言の効果) :

発電所自動停止確率の低減効果

AFTP (ベースケース) :

通常の機器故障率データを適用した場合の発電所自動停止確率

AFTP (改善提言適用) :

改善提言を適用した場合の発電所自動停止発生確率 (通常、改善提言の適用により起因事象発生頻度、機器故障確率、ヒューマンエラー確率が10%低下すると仮定する)

この $|\Delta AFTP|$  (発電所自動停止発生確率低減幅) を、改善提言の効果の評価尺度とした。

加えて、下記の式により、CDF, ECFF, AFTPそれぞれの低減比率 (%) を評価して、改善提言の効果の評価尺度とした。

$$CDF \text{ 低減比率} = |\Delta CDF| \text{ (改善提言の効果)} / CDF \text{ (ベースケース)} \times 100 (\%)$$

$$ECFF \text{ 低減比率} = |\Delta ECFF| \text{ (改善提言の効果)} / ECFF \text{ (ベースケース)} \times 100 (\%)$$

$$A P T P \text{ 低減比率} = |\Delta A P T P| \text{ (改善提言の)} \\ \text{効果)} / A P T P \text{ (ベースケース)} \times 100 (\%)$$

#### 4. 改善提言の効果の定量的評価結果

表1, 表2, 表3は, それぞれ炉心損傷頻度に基づく改善提言の定量的評価結果, 早期格納容器破損頻度に基づく改善提言の定量的評価結果, 発電所自動停止確率に基づく改善提言の定量的評価結果の事例を示す. 当該の事例は, 米国原子力規制委員会 (NRC) から公開されたINFORMATION NOTICE, および米国の事業者事象報告書 (LER) として一般公開された情報に基づく, 2012年~2014年 (表3 発電所自動停止確率は, 2004年~2015年) のINSSからの改善提言である.

炉心損傷頻度低減幅, 格納容器破損頻度低減幅, 自動停止確率低減幅は, 改善提言の発電所への適用により, 通常プラント状態の値と比較して, それぞれの数値がどれだけ低下するかを示す.

また, 炉心損傷頻度低減比率, 格納容器破損頻度低減比率, 自動停止確率低減比率は, 改善提言の適用により, 通常プラント状態の値と比較して, それぞれの数値が何%低下するかを示す.

一般的に, 改善提言を適用する機器数, 部品数の多い場合, および冷却材喪失事故 (LOCA), 蒸気発生器伝熱管破断事故 (SGTR), 過渡事象などの事故/事象の発生頻度の低下に直接寄与する改善提言の場合は, 当該提言の定量的評価結果の数値が大きくなる.

表1, 表2, 表3の順位は, 改善提言の効果の大きいものから順に並べている. 表1と表2の順位を比較すると, 順位1位と2位が入れ替わっている. すなわち, 改善提言の効果は, 炉心損傷頻度と格納容器破損頻度において, 異なる事がわかる. また, 表3の1位および2位の改善提言は, 主要変圧器, 開閉所機器に対するものであり, このような単一の機器故障がプラントの自動停止に直接寄与する機器に対する改善提言の効果は, 比較的大きい.

#### 5. まとめ

- (1) レベル1 内部事象の炉心損傷頻度およびレベル1.5 早期格納容器破損頻度を評価するPRAは, SAPHIREコードで使えるように整備し, 改善提言の効果を定量的に評価する手法とし

表1 炉心損傷頻度に基づく改善提言の定量的評価の事例 (2012年~2014年)

順位	改善提言の事例	炉心損傷頻度 低減幅 ( $ \Delta CDF $ )	C D F 低減比率 (%)
1	EDG負荷試運転に係るEDG遮断器の開放および投入ロジック等の改善について	$2.29 \times 10^{-10}$ /炉年	0.11%
2	安全系の所内交流電源開閉器室などのトレイン間の壁などの設置について	$1.21 \times 10^{-10}$ /炉年	0.06%
3	安全系の所内交流電源系の低電圧保護に係る設計脆弱性の対策について (電源の欠相)	$1.19 \times 10^{-10}$ /炉年	0.06%

表2 早期格納容器早期破損頻度に基づく改善提言の定量的評価の事例 (2012年~2014年)

順位	改善提言の事例	格納容器破損 頻度低減幅 ( $ \Delta ECFR $ )	E C F F 低減比率 (%)
1	安全系の所内交流電源開閉器室などのトレイン間の壁などの設置について	$1.45 \times 10^{-11}$ /炉年	0.08%
2	EDG負荷試運転に係るEDG遮断器の開放および投入ロジック等の改善について	$1.28 \times 10^{-12}$ /炉年	0.007%
3	安全系の所内交流電源系の低電圧保護に係る設計脆弱性の対策について (電源の欠相)	$7.08 \times 10^{-13}$ /炉年	0.004%

表3 発電所自動停止確率に基づく改善提言の定量的評価の事例 (2004年~2015年)

順位	改善提言の事例	自動停止確率 低減幅 ( $ \Delta APTP $ )	A P T P 低減比率 (%)
1	油入り超高压計器用変成器 (計器用変圧器と計器用変流器の総称) の保守と更新について	$1.80 \times 10^{-3}$ /炉年	1.7%
2	単一故障による主変圧器など大容量変圧器冷却機能の喪失防止について	$1.60 \times 10^{-3}$ /炉年	1.5%
3	プラスチック部品への有機溶剤等の付着防止について	$2.00 \times 10^{-4}$ /炉年	0.2%

て、原子力発電所の安全性については、レベル1 内部事象の炉心損傷頻度低減幅(低減率)およびレベル1.5 早期格納容器破損頻度低減幅(低減率)に基づいて評価する方法を考案、適用した。

- (2) また、発電所自動停止発生確率を評価するPRAは、SAPHIREコードにより新たに開発し、原子力発電所の運転信頼性については、発電所自動停止確率低減幅(低減率)に基づいて、改善提言の効果を評価する方法を考案、適用した。
- (3) 一般的に、改善提言の効果の定量的評価結果が大きくなるのは、改善提言を適用する機器数、部品数の多い場合、および冷却材喪失事故(LOCA)、蒸気発生器伝熱管破断事故(SGTR)などの事故/事象の発生頻度の低下に直接寄与する改善提言の場合である。
- (4) 新規規制基準対応として整備したハード、ソフトを反映したPRAを電力会社にて開発中であり、今後、INSSは当該PRAを導入して、改善提言の定量的評価に活用する計画である。

## 文献

- (1) 嶋田善夫, 宮崎 孝正, “確率論的評価手法を用いた簡便な原子力発電所の機器重要度分類方法の開発,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol.5, No.3, pp. 167-178, (2006).
- (2) 嶋田善夫, 宮崎 孝正, “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,” INSS JOURNAL, Vol.12, (2005).
- (3) 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, (2004).
- (4) 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, (2001).