

東海第二発電所 リスク評価手法の運転保守合理化への活用可能性について

Study on the Possibility of Applying Risk-Informed Evaluation for Operation and Maintenance Improvement at Tokai-2

日本原子力発電(株)	森 智美	Tomomi MORI	Non-Member
日本原子力発電(株)	江村 和伸	Takanobu EMURA	Non-Member
日本原子力発電(株)	出雲 孝	Takashi IZUMO	Non-Member
日本原子力発電(株)	青木 孝行	Takayuki AOKI	Member
原電情報システム(株)	山中 勝	Masaru YAMANAKA	Non-Member
原電情報システム(株)	福山 智	Satoru FUKUYAMA	Non-Member

Abstract This study proposes the risk-informed classification of structures, systems, and components (SSCs) and the possibility of applying risk-informed evaluation for operation and maintenance improvement. The results of the risk importance ranking of SSCs are potentially formed into engineering databases to rationalize management processes of the plant operation/maintenance by appropriate re-distribution of available resources.

Keywords: PSA, Failure Probability, Risk-Informed Importance, SSC

E-mail: tomomi-mori@japc.co.jp

1. 緒言

近年、原子力施設におけるリスクを定量的に評価する PSA（確率論的安全評価）手法の整備が進み、各国において PSA から得られるリスク情報の安全規制や安全管理への活用が進みつつある。

特に米国では、長年蓄積された運転経験や研究成果によってリスク評価技術を向上させており、明確な安全目標及び基準が定められている。

一方で、PSA は施設の系統・機器等の相対的な脆弱点を見出すのにも有効であり、安全確保・安全規制をより合理的かつ効果的にすることができると認識されるようになったことから、総合的な安全性評価を基盤として、規制へのリスク情報の活用が進められている。

我が国においても、アクシデントマネジメントの整備や定期安全レビュー等において既にリスク情報を活用しており、今後はより広い範囲での活用が期待されている。規制行政庁においては、検査の対象とする系統・機器等の範囲や検査頻度等をリスク情報（リスク評価結果そのもの及び系統・機器等のリスクに対する寄与に係る情報等）を用いて決定する方法について検討している。

このように我が国においても、リスク情報の積極的な活用に向けた検討が進みつつあることから、本検討においては実機プラントに対してリス

ク情報を用いた具体的な評価を実施し、今後の運転保守分野へのリスク情報活用の可能性について検討を実施した。

2. リスク重要度評価及びその活用

2.1 P S A の概要

PSA は、原子力施設において公衆に被害を及ぼし得る重大な事故の発生するリスクを定量的に評価するものである。そのうちのレベル 1 PSA は炉心の健全性評価を行うものであり、リスク情報活用においても利用されている。具体的には、原子力施設の異常や事故の発端となる事象（起因事象）の発生頻度、発生した事象の影響を緩和する安全機能の喪失割合、及び発生した事象の進展・影響の度合いを定量的に分析・評価することにより、原子力施設の安全性を総合的・定量的に評価するものである。

なお、PSA に用いるデータ等には不確かさを有するものもあるため、評価結果は常に不確かさを持ったものとなり、十分な考慮が必要である。

また、現在の PSA 評価モデルには発電所内の全ての機器が取り入れられているわけではなく、炉心損傷や格納容器破損の防止・緩和に関わる系統・機器に限定されているのが現状である。具体的には、①反応度停止、②炉心冷却、③崩壊熱除

去、④これら安全機能に係るサポート機能に着目してモデル化されている。

2.2 リスク重要度分類方法

PSA では、ある起因事象の発生時に、原子炉を安全に停止・冷却するために必要なシステムの成功/失敗の組合せによって事象進展を評価し、炉心損傷等の発生確率を算出している。すなわち、起因事象の発生頻度やシステムの機能喪失等の基事象の生起確率から、炉心損傷頻度等々を評価するものである。

リスク重要度評価は、この基事象の生起確率を変化させ、その変化が炉心損傷頻度等に及ぼす影響の程度によって、各基事象の寄与度を求めるものである。本検討では FV 重要度 (Fussell-Vesely 重要度) 及び RAW 重要度 (Risk Achievement Worth 重要度) の二つの指標を用いている。

FV 重要度は着目しているシステム、機器等の信頼性向上による影響を評価しやすい指標であり、プラントに何らかの改良を行ってリスク低減を図ろうとする際に注目すべきシステム等の候補を抽出するのに有用である。

FV は、基事象の生起確率 (対象機器の故障確率) を 0 (絶対に故障しない) と仮定したときに、炉心損傷頻度 CDF がどれだけ減少するかを表す。

$$FV = \frac{CDF - CDF(A=0)}{CDF} \quad (1)$$

CDF : 現状の炉心損傷頻度

CDF (A=0) : 基事象 A の生起確率が 0 の場合の炉心損傷頻度。

RAW 重要度は着目しているシステム、機器等の信頼性低下の影響を評価しやすい指標であり、システム、機器等の信頼性がリスク低減にどれだけ寄与しているかを表し、点検・定期試験等の計画作成の参考として有用である。

RAW は基事象の生起確率 (対象機器の故障確率) を 1 (絶対に故障する) と仮定したときに、炉心損傷頻度 CDF がどれだけ増加するかを表す。

$$RAW = \frac{CDF(A=1)}{CDF} \quad (2)$$

CDF (A=1) : 基事象 A の生起確率が 1 の場合の炉心損傷頻度。

さらに本評価では、米国におけるリスク情報を活用した具体的な申請事例を参考に、以下のようなリスク重要度分類の概念について検討した。

RAW ↑	重要度 “中”	重要度 “高”
	重要度 “低”	重要度 “中”

→ FV

Fig1 リスク重要度分類概念図

2.3 リスク重要度評価

本評価の対象とした東海第二発電所は Mark-II 型格納容器を持つ BWR-5 プラントで、定格発電電力は 1100MWe、原子炉熱出力は 3293MWt である。主要な設備としては、原子炉停止に関する系統として原子炉緊急停止系、ほう酸水注入系等、炉心の冷却に関する系統として高圧炉心スプレイ系、自動減圧系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系からなる非常用炉心冷却系 (ECCS)、高圧注水が可能で短期間の全交流電源喪失時にも炉心を冷却できるタービン駆動の原子炉隔離時冷却系等、放射性物質の閉じ込めに関する系統として格納容器本体、格納容器スプレイ冷却系等、さらにこれらの安全機能をサポートする系統として非常用所内電源系、補機冷却海水系等を備えている。主要設備の概要を Fig2 に示す。

今回のリスク重要度評価においては、現在の決定論的考え方に基づく重要度分類では差がなく、運転管理・保全の扱いも同じ機器 (例えば残留熱除去系ポンプ 3 台等) について、リスク重要度の観点から差がないか、また、同じ系統の機器であってもリスク重要度は差があるのではないかと、といった観点で評価を実施した。

評価にあたっては、以下のプログラム、データ等を使用した。

(1) 評価プログラム

本評価では、平成 15 年度に実施したアクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価にて使用した、東海第二発電所レベル 1 PSA モデルを使用した。

(2) 故障率データ

機器の故障率データとしては、主に米国の PSA 用故障率データを使用した。

(3) 評価対象系統

評価対象とした系統は、炉心冷却機能及び崩壊熱除去機能に係る高圧炉心スプレイ系 (HPCS)、原子炉隔離時冷却系 (RCIC)、低圧炉心スプレイ系 (LPCS)、残留熱除去系 (RHR)、

残留熱除去海水系 (RHRS)、交流電源系 (AC)、直流電源系 (DC)、非常用ディーゼル発電機 (DG)、非常用ディーゼル海水系 (DGSW)、代替注水系、PCV ベントの 11 系統。

(4) 機器分類

機器はポンプ (電動機含む)、DG、電動弁等、25 種に区分。

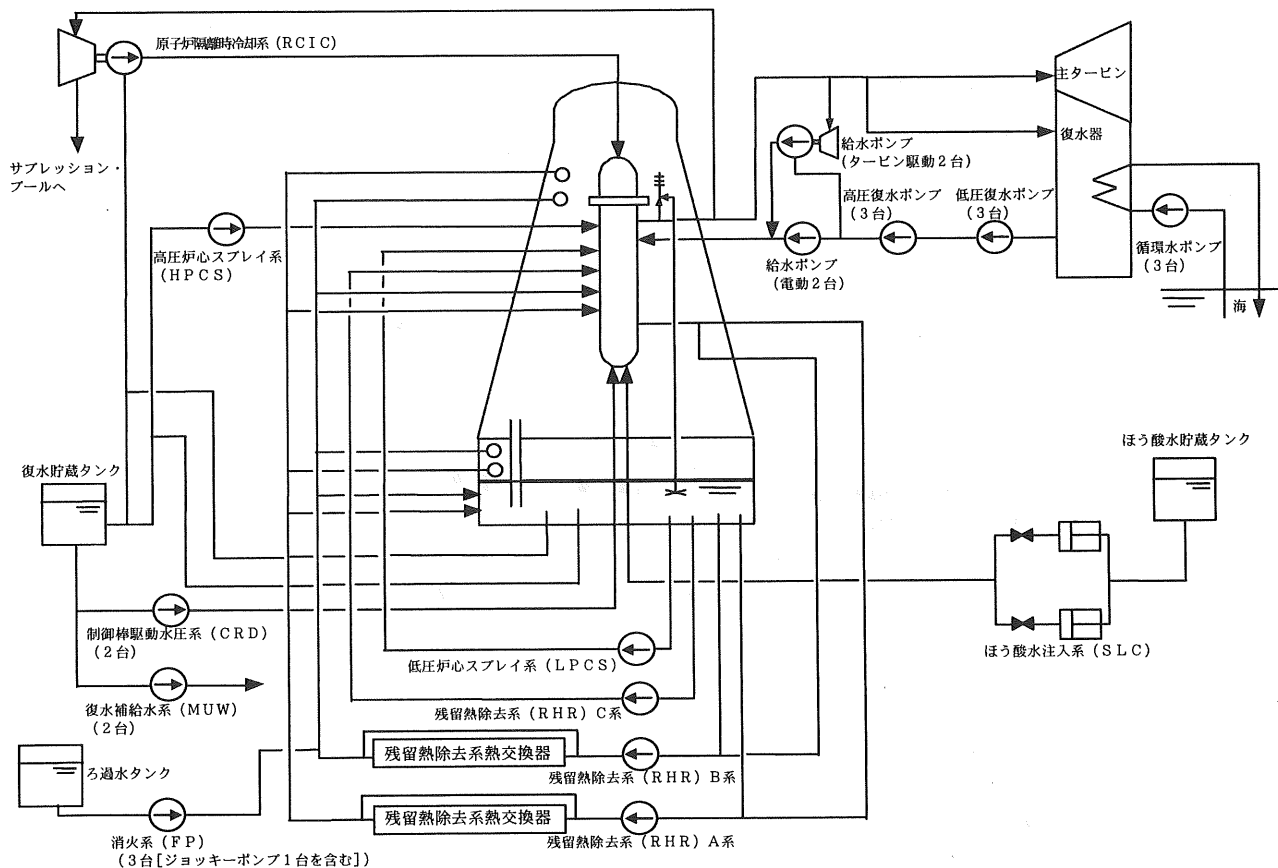


Fig2 東海第二発電所 主要設備概要

2.4 評価結果

今回実施した機器リスク重要度評価のうち、ポンプ、DG、電動弁等主要機器の評価結果を Fig3、Fig4 に示す。これらの評価結果から、具体的に以下のようなことが挙げられる。

- ・ HPCS ポンプは LPCS ポンプに比べてリスク重要度が高い。これは、HPCS ポンプは原子炉圧力条件に依存せず炉心冷却機能を達成できるが、LPCS ポンプは低圧のみで使用可能であり、さらに低圧注水機能は高圧に比べ冗長性があるためと考えられる。
- ・ DG-2C,2D はそれぞれの持つ負荷により、リ

スク重要度に差がある。DG-2D はその負荷に RHR-B 系、RHR-C 系がある他、代替注水系、PCV ベントをサポートしているため、DG-2C に比べリスク重要度が高くなっている。

- ・ RHR-A,B ポンプは炉心冷却機能と残留熱除去機能を有するため、炉心冷却機能のみを有する RHR-C ポンプと比較してリスク重要度が高くなっている。

以上から、次のような知見が得られた。

- ① 決定論的考え方に基づく重要度が同じ系統であっても、リスク重要度に差異がある。
- ② 同一系統内の機器でもリスク重要度には差

異があり、かつ、その重要度は広範囲に分布する。

③同じ安全機能を達成する複数の系統に、それぞれ同種機器が設置されている場合、それらのリスク重要度に差異がある場合がある。

④同じ安全機能を達成する系統の同一設計の系列の機器であっても、リスク重要度に差異がある。

⑤複数の安全機能を達成する系統・機器のリスク重要度は高い。

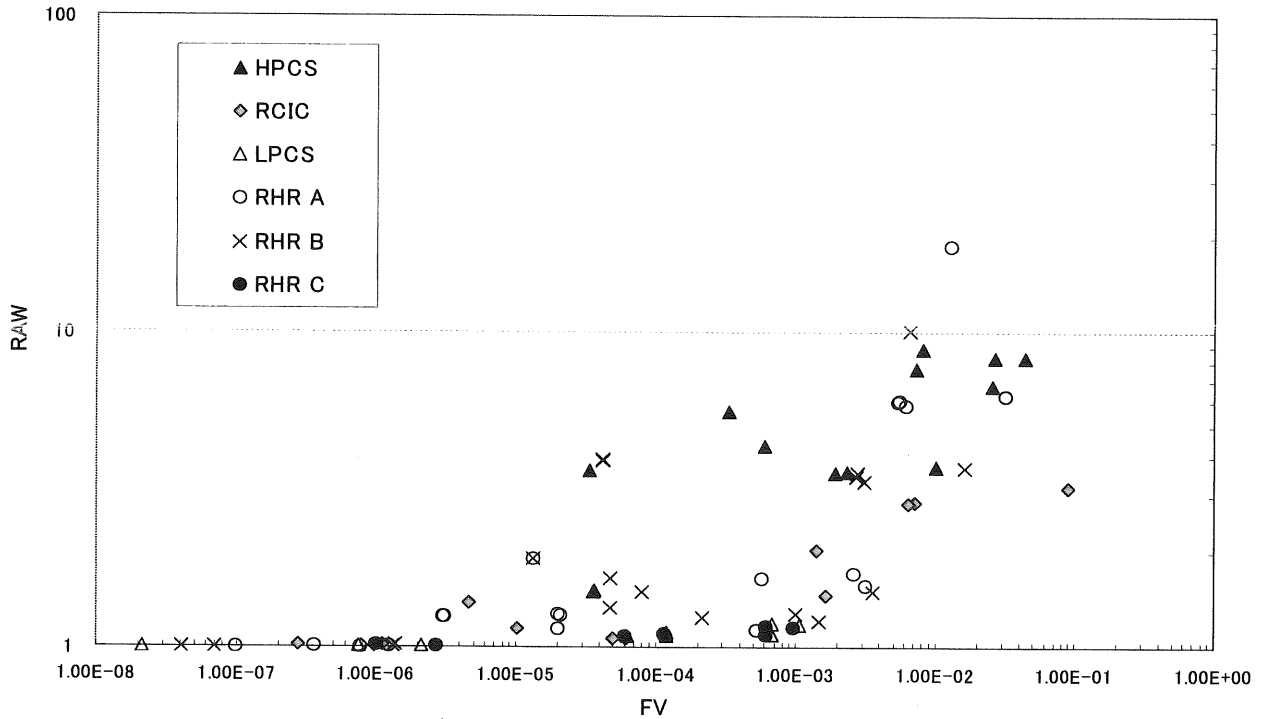


Fig3 主要系統別リスク重要度評価結果

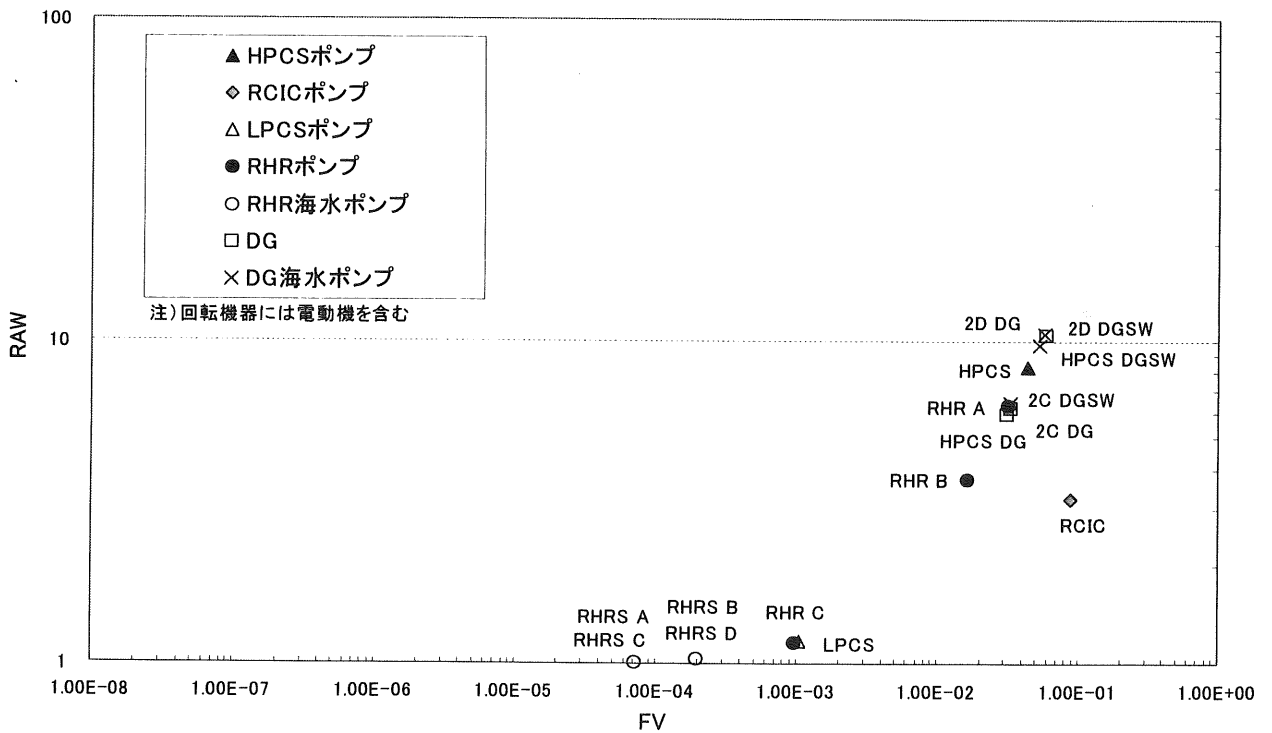


Fig4 主要回転機器リスク重要度評価結果

2.5 実機プラントへの活用

前節のリスク重要度評価結果では、決定論的考え方に基づく重要度や機器種別・設計等が同じであっても、リスク重要度に有意な差が生じることが示された。これは、実機プラントの運転保守管理において、従来の決定論的考え方に加えてリスク情報を積極的に活用することで、管理の実効性や透明性、資源投入の効率性の向上が期待できることを意味している。このため、実機プラントにおける運転保守分野へのリスク情報活用の可能性について検討した。

(1) 運転管理分野への活用

現在の原子炉施設保安規定では、運転上の制限を設け、その制限を満足していることを確認するために、ECCS系等の定期試験を月1回の頻度で実施することが定められている。制限を逸脱している場合には、ある一定の許容待機除外時間内に当該系統の復旧及び同一機能を有する他系統の動作確認を行う必要がある。

今回の評価結果では、このような画一的な試験頻度や許容待機除外時間を、リスク重要度の観点から適正化できる可能性があることを確認した。

また、定期試験の対象機器のリスク重要度によっては、試験対象範囲を合理化できる可能性もあると考えられる。

(2) 保守管理分野への活用

現行の保守管理においては、決定論的考え方に基づく重要度や設計情報、運転経験、設置環境等を考慮して管理の対象とする機器を分類し、点検頻度や保全内容等の保全計画を策定している。

この保全計画策定の際に、従来の考え方に加えてリスク重要度を考慮した機器重要度分類を適用することによって、時間計画保全、状態監視保全、事後保全等の保全方式の選定や、点検頻度の決定等において、より実効的な保全計画を策定できる可能性がある。

また、オンラインメンテナンス等を実施する際のリスクインパクト評価や、さらには是正措置方法の選定等においても、リスク情報は有益であると考えられる。

3. 結言

今回、実機プラントの機器について、リスク情報を活用した重要度評価を実施し、確率論的な手法を運転保守管理の合理化・適正化等に活用できる可能性を示した。

今後、リスク情報の評価手法の標準化やデータベースの精緻化、安全目標等の許容基準の策定がなされ、公的に認知されれば、さらに広い範囲での活用が期待できる。

参考文献

- [1] (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、内的事象－”、平成4年7月
- [2] NRC、“REGULATORY GUIDE 1.174 AN APPROACH FOR USING PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT IN RISK-INFORMED DECISIONS ON PLANT-SPECIFIC CHANGES TO THE LICENSING BASIS Rev.1”、November 2002
- [3] 日本原子力発電(株)、“アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価報告書”、平成16年3月

