

PRA 技術の改善に係る東北電力の取り組みについて

Tohoku Electric Power's efforts to improve PRA method

東北電力株式会社	高橋	利昌	Toshimasa TAKAHASHI	Non Member
東北電力株式会社	佐藤	大輔	Daisuke SATO	Non Member
東北電力株式会社	松藤	芳宏	Yoshihiro MATSUTO	Non Member
東北電力株式会社	田中	晃	Akira TANAKA	Non Member
東北電力株式会社	益田	真之介	Shinnosuke MASUDA	Non Member
東北電力株式会社	錦見	篤志	Atsushi NISHIKIMI	Non Member
東北電力株式会社	小林	重継	Shigetsugu KOBAYASHI	Member

Tohoku Electric Power Co., Ltd. plans to continuously improve its safety, based on high-quality risk management. In the risk management framework, quantification of risk by PRA plays an important role. Here, we introduce the status of our efforts to improve our PRA method, such as refined internal event level 1 PRA models, improved data, and the expanded scope of PRA.

Keywords: Safety improvement, PRA, RIDM, risk management

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故を契機にリスクマネジメント強化の必要性が認識されている。そこで当社は、平成26年6月に、「原子力の自主的安全性向上に向けた取り組みについて」において、「質の高いリスクマネジメントに基づく自主的安全性向上を継続的に図っていくためのロードマップを公表した。

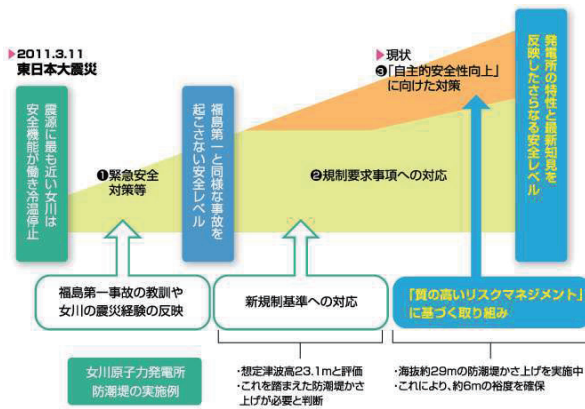


図1 自主的安全性向上に向けた対策

リスクマネジメントの枠組みでは、確率論的リスク評価 (PRA : Probabilistic Risk Assessment) によるリスクの定量化が重要な役割を果たす。PRA は、これまで、自主的安全性向上の一環として、アクシデントマネジメント整備、定期安全レビュー、停止時リスク管理等に利用されてきているが、我が国のPRAは先行する欧米と比べてモデル詳細度、データおよび評価範囲に改善の余地があるこ

とを認識し、国際的な水準に比肩するPRAの構築に向けて取り組んでいる。

2. PRA 技術の改善に係る取り組み

2.1 内の事象レベル1 PRA モデルの詳細化

当社は、日本原子力学会標準および米国 ASME/ANS PRA 標準¹⁾等 (以下、国内外 PRA 標準という) を参照するとともに、一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター (NRRC) が支援する PRA 改善のためのパイロットプロジェクトの検討成果や先行する国外の PRA モデルに倣い、女川原子力発電所2号機を対象として、PRA 技術の改良に取り組んでいる。

具体的な目標として「国内外 PRA 標準への適合」を設定し、次のプロセスに従って進めている。

- ① 国内外 PRA 標準と既存 PRA モデルとの GAP 分析による課題抽出
- ② モデル詳細化のための手順検討
- ③ 手順に基づく改善の実施と文書化の充実
- ④ 国内外 PRA 標準への適合性の確認

なお、女川原子力発電所2号機は、現在、新規基準適合性審査中であり、再稼働時点の設計や運転手順書等の検討を進めていることから、以下に示す手法の高度化・モデルの詳細化を優先して取り組んでいる。

(1) 起回事象の詳細化

網羅的に起回事象を抽出するために、文献調査、前兆事象分析、FMEA、保安規定等の調査を実施している。

従属性を有する起回事象（サポート系故障や起回事象従属性を有する事象）が従来の7件から20件程度に詳細化される見込みである。

(2) システム信頼性解析

モデル化対象範囲について、特にサポート系を中心に拡張している。具体的には、換気空調系および空調冷却の補機冷却系、空気作動弁等を動作させるための圧縮空気系等をモデル化している。

(3) 人間信頼性解析手法の改善

認知失敗確率の評価にはCBDTM手法又はHCR/ORE手法、操作失敗確率の評価には従来から採用しているTHERP手法とし、米国電力中央研究所（EPRI）が開発したソフトウェア「HRA Calculator」を用いる。これまでに運転員による緩和操作を抽出するとともに、より現実的な評価をするために運転員インタビューを実施している。

2.2 データの改善

実際のプラント状態に即したPRAを実施するための実施事項の一つが機器故障率に個別プラントのデータを用いることである。

これまでは機器故障率を推定するためのデータとして、原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）^{[2][3]}を参照して推定された機器故障率をPRAに適用してきた。個別プラントの機器故障情報を活用するために、一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）が策定した「確率論的リスク評価（PRA）のためのデータ収集実施ガイド」^[4]に基づき、発電所の過去の不適合情報、運転日誌および定期試験記録等から、図2および図3に示すフォーマットを用いることにより、技術的妥当性と判断根拠等のトレーサビリティが確保された機器の故障回数、運転時間等を収集している。

なお、これらのデータを収集するためには、PRAだけではなく、設備や運転に関する専門的な知識が要求されるため、当社では故障回数は保全部門、運転時間は運転部門がそれぞれ主体となって収集し、安全部門がとりまとめる部門横断の体制で取り組んでいる。

項目	不適合情報										運転日誌										定期試験記録														
	発生時刻	発生場所	発生原因	発生状況	発生経緯	発生結果	発生影響	発生対策	発生確認	発生報告	発生処理	発生完了	発生時刻	発生場所	発生原因	発生状況	発生経緯	発生結果	発生影響	発生対策	発生確認	発生報告	発生処理	発生完了	発生時刻	発生場所	発生原因	発生状況	発生経緯	発生結果	発生影響	発生対策	発生確認	発生報告	発生処理
発生時刻	発生場所	発生原因	発生状況	発生経緯	発生結果	発生影響	発生対策	発生確認	発生報告	発生処理	発生完了	発生時刻	発生場所	発生原因	発生状況	発生経緯	発生結果	発生影響	発生対策	発生確認	発生報告	発生処理	発生完了	発生時刻	発生場所	発生原因	発生状況	発生経緯	発生結果	発生影響	発生対策	発生確認	発生報告	発生処理	発生完了

図2 故障回数収集フォーマット

機器情報	機器番号	機器名称	故障モード	デマンド	露出時間	状態維持	状態維持	時間合計	2009		2010		時間合計	露出データの取得方法		
									運転	停止	運転	停止		データ収集元	集入方	
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足	○											運転日誌	運転日誌より抽出
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足		○										運転日誌	運転日誌より抽出
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足			○									運転日誌	運転日誌より抽出
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足	○											運転日誌	運転日誌より抽出
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足		○										運転日誌	運転日誌より抽出
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足			○									運転日誌	運転日誌より抽出
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足	○											運転日誌	運転日誌より抽出
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足		○										運転日誌	運転日誌より抽出
非常用ディーゼル発電機		非常用ディーゼル発電機	燃料不足			○									運転日誌	運転日誌より抽出

図3 露出データ収集フォーマット（機器別）

現在は、継続的にデータを収集していくために、適切なデータを効率的に収集できる仕組みの構築に向けた取り組みを開始している。

2.3 PRA 評価対象範囲の拡大

先行する欧米では、地震や津波以外を対象としたPRAが実施されている。我が国においては、NRRCを中心に火災・溢水PRA実施ガイド等、PRA評価対象範囲の拡大に向けた研究が進められている。当社は、内的事象レベル1PRA技術の改善と並行して、NRRCの研究に参画するとともに、米国の取り組みを参考に火災および溢水PRAモデルの構築に取り組んでいる。

3. まとめ

当社における質の高いリスクマネジメントに基づく自主的安全性向上に向けた活動のうち、PRA技術の改善に係る取り組みを紹介した。当社は、今後も国際的な水準に比肩し、女川原子力発電所2号機の設備や運用等を適切に反映した発電所固有のPRAを整備するための技術改善に取り組んでいく。

参考文献

- [1] ASME/ANS, ASME/ANS RA-Sb-2013, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency.”
- [2] (一社) 原子力安全推進協会, ニューシア原子力施設情報公開ライブラリー, <http://www.nucia.jp/>
- [3] (一社) 原子力安全推進協会, “故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982年度～2010年度29ヵ年56基データ）”, 2016
- [4] 高橋宏行, “品質の高いPRA用信頼性データベース構築のための取組み”, 日本原子力学会2018年秋の大会リスク部会セッション, 2018