東海第二発電所における PRA モデル整備の取り組みについて
（1）人間信頼性解析の高度化検討について

The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(1) HRA evaluation results of Tokai No.2 Power Station during Power Operation (Level1)

*井上はるか[2]，山中 勝[1]，池田敦生[2]，根岸 孝行[2]

[1]日本原子力発電（株），[2]原電エンジニアリング（株）

本稿では、東海第二発電所の安全性向上に向けた取り組みの一環として実施した、新規制基準適合性審査対応 PRA モデルからの人間信頼性解析の手法変更、及び人的過誤確率の再評価結果について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、人間信頼性解析（HRA）、THERP 手法

1. 緒言

当社では、2006 年度から自主的安全性向上の一環として、自営による東海第二発電所の内的事象及び外的事象の PRA モデル整備を進めている。東海第二発電所の PRA における人間信頼性解析では、日本原子力学会標準で推奨されている THERP 手法を採用してきたが、今回、人間信頼性解析手法の高度化の一環として、米国電力中央研究所（以下、「EPRI」という）が開発したソフトウェア「HRA Calculator」を適用し、運転員の操作に係る人的過誤確率の評価を実施した。

2. 人間信頼性解析の評価対象ケース

東海第二発電所の現行規制基準対応 PRA モデルでは、人間信頼性解析に、従来から BWR で採用されている THERP 手法（ケース１）を適用している。本稿では、内的事象出力運転時レベル 1PRA（以下、「レベル 1PRA」という）の人的過誤事象を対象に、HRA Calculator を適用した場合の評価結果（ケース２）を紹介する。本評価では、HRA Calculator で使用可能な人間信頼性解析の様々な手法のうち、認知失敗確率の評価に CBDTM 手法又は HCR／ORE 手法、操作失敗確率の評価に THERP 手法を適用した。この組合せは、運転員による事象の認知、手順書に従った意思決定のプロセス及び時間的要素を、THERP 手法のみの場合に比べてより詳細に分析することができ、EPRI 推奨の組合せである。

3. 評価結果

ケース１とケース２の人的過誤確率の評価結果を適用したレベル 1PRA の炉心損傷頻度（CDF）評価結果を図１に示す。ケース１の全 CDF（点推定値）が 3.3×10^{-8}［／炉年］であるのに対し、ケース２の全 CDF（点推定値）は 4.4×10^{-7}［／炉年］となり、ケース２の全 CDF はケース１に比べて約 1 桁上昇する結果となった。これは、対象とした運転員操作の多くにおいて、ケース２の認知失敗確率がケース１に比べて高く評価されたことによるものである。HRA Calculator を用いた評価では、「中央制御室内で検知可能な警報の発信のタイミング及び運転員による意思決定・操作実施の所要時間といった時間的要素」、「プラントパラメータや手順書の読み取りやすさといった、プラント状態の認知や意思決定の誤りに繋がり得る要素」をより詳細に取り扱っており、認知失敗確率が上昇する傾向となった。

今後はサイトインタビューや詳細な事象進展解析等を通じて、より現実的なプラントリスクを反映した HRA モデルを目指し、更なる精緻化を行っていく予定である。

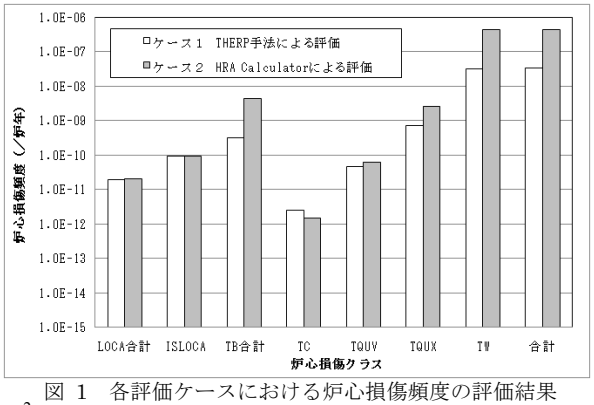

図 1　各評価ケースにおける炉心損傷頻度の評価結果

* Haruka Inoue[2], Masaru Yamanaka[1], Atsuo Ikeda[2] and Takayuki Neghshi[2]

[1]The Japan Atomic Power Co. , [2]Nuclear Engineering And Service Co.