

## ナトリウム冷却高速炉の設計最適化への動的 PRA の適用検討

Application of dynamic PRA to the design optimization of sodium-cooled fast reactors

\*石崎 未来<sup>1</sup>, 田中 太<sup>1</sup>, 坂場 弘<sup>1</sup>, 西崎 千博<sup>1</sup>, 澤入 剛<sup>1</sup>

加藤 篤志<sup>2</sup>, 井手 章博<sup>3</sup>, 柴田 明裕<sup>3</sup>

<sup>1</sup>三菱重工業, <sup>2</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>3</sup>三菱 FBR システムズ

ナトリウム冷却高速炉 (SFR) では、一般に崩壊熱除去系 (DHR) の使命時間が軽水炉よりも長く設定される。そこで、プラント状態の経時変化を扱える動的な確率論的リスク評価 (PRA) の適用性について検討し、状態変化に着目したリスク情報が抽出できることを確認した。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉、動的 PRA、信頼性評価、炉心損傷頻度、設計最適化

### 1. 緒言

SFR では異常時の緩和系システム構成が軽水炉と異なり、一般に PRA 評価上の使命時間が軽水炉より長く設定される。崩壊熱の減衰を考慮しない場合、安全系機器の機能復旧操作や修復の時間余裕を過小に扱うこととなり、結果として炉心損傷頻度が過度に保守的に評価される。そこで、炉心損傷までの時間余裕等を考慮し、状態変化に着目したリスク情報を抽出するため、動的 PRA の適用性について検討した。

### 2. 評価方法

#### 2-1. 評価対象シナリオ

従来の PRA 評価で支配的であった、原子炉トリップ後の電気盤故障により DHR 機能が喪失する事象を想定する。その後、DHR 機能の手動復旧に期待するシーケンスを対象とした。本評価で用いた動的 PRA 手法は、従来の手法を高速炉を対象に改良したものである。

#### 2-2. 炉心損傷頻度の評価

評価対象シナリオに対し、使命時間を 168 時間とし、故障が発生するタイミング、喪失した機能が復旧するまでの時間、DHR の状態及び崩壊熱の経時変化に応じた 1 次系温度の時間変化を考慮する。ここで、原子炉容器の構造健全性の判断基準である 650°C を超過した時点で炉心損傷に至ったと判定する。炉心損傷頻度は炉心損傷と判定した数を総試行計算数で除した値とした。

#### 2-3. 評価結果

図 1 に 1 次系温度の時系列変化例を示す。比較的短期間に DHR が故障した場合、崩壊熱が大きく時間余裕が短いため 1 次系温度が上昇し判断基準を超過するケースが見られる。一方比較的長い時間が経過した後に DHR が故障した場合では、1 次系温度の上昇は緩やかで手動復旧に成功する傾向にある。炉心損傷発生時期の度数分布からも炉心損傷は起因事象発生後の短期間に集中していることが示された (図 2)。

これは時間の経過とともに崩壊熱が減衰し手動復旧の時間余裕が長くなったためである。経時変化を勘案することで状態変化に着目したリスク情報を抽出でき、設備設計仕様、操作手順、人的配置など、設計最適化検討に資する情報を得た。また、本検討により得られた炉心損傷頻度は従来 PRA 手法の結果より低いことも示された。

### 3. 結論

動的 PRA の適用により、DHR 機能喪失が発生しうるタイミングや炉心損傷までの時間余裕に関する影響などを明らかにすることで、経時変化に着目した設計最適化検討に資するリスク情報を抽出できることを確認した。

\*Miku Ishizaki<sup>1</sup>, Futoshi Tanaka<sup>1</sup>, Hiroshi Sakaba<sup>1</sup>, Chihiro Nishizaki<sup>1</sup>, Tsuyoshi Sawairi<sup>1</sup>, Atsushi Kato<sup>2</sup>, Akihiro Ide<sup>3</sup>, Akihiro Shibata<sup>3</sup> <sup>1</sup>MHI, <sup>2</sup>JAEA, <sup>3</sup>MFBR

※ 本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度 高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

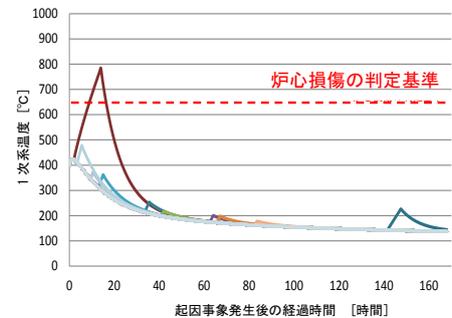


図 1 1 次系温度の時系列変化の計算例

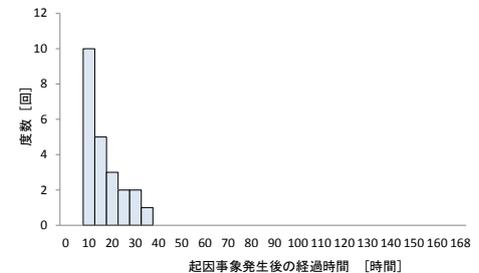


図 2 炉心損傷発生時期の度数分布