

TRAC 系コードでの解析の必要性について

「第 4 回発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チーム（令和 2 年 1 月 29 日）」（以下「第 4 回公開会合」という）において、「資料 1 デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF の影響評価と対策（原子力エネルギー協議会）」を用いて、TRAC 系コードを使用する際の解析の前提条件を以下のとおり説明しています。

解析の前提条件

解析コード：ベストエスティメイトコードの使用（TRAC系コード） <ul style="list-style-type: none">・ 現行の事故解析コード（SAFER）は、炉心ヒートアップについて保守的なモデル（ホットチャンネル）となっており、時間余裕を評価する観点でノミナルの出力分布を仮定するため・ ARI動作はスクラムが従来解析より若干遅れることから、核熱結合動特性計算を行っているTRAC系コードは現実的な解析となる・ 給水継続を想定する場合、給水制御系のロジックをモデル化していることから、より現実的な評価が可能・ ただし、操作の対応時間が十分である場合または判断基準に対して十分な余裕がある場合は、保守的ではあるが従来コードを使用する
解析で期待できるバックアップ設備（次ページ以降参照）
As Isとして期待する機能： <ul style="list-style-type: none">・ 外部電源（当該機能による過渡を除く）・ 給水制御（当該機能による過渡及び起因事象により当該機能が喪失する事故を除く）・ CRD注水（パージ水）
運転員操作として期待する機能 <ul style="list-style-type: none">・ 運転操作に対する制限（10分等）は設けない
その他 <ul style="list-style-type: none">・ 単一故障：想定せず・ 事象発生前の初期状態：ノミナル条件（水温、出力等）・ 多様性を有する設備（既に設置済の設備）：炉圧高・水位低RPT、ARI（自動作動）・ 現実的な制御棒価値（一本引き抜き：1%Δk、ABWRギャング引き抜き：2.3%Δk）

なお、本資料で示す解析結果は予備評価結果であり、今後の評価の進捗によって変更し得る

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation. All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel-Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

4

上記の解析の前提条件を踏まえ、ソフトウェア CCF 有効性評価では、止める・冷やす・閉じ込めるの観点から評価事象（運転時の異常な過渡変化、設計基準事故）をグルーピングし、以下の事象を解析対象としています。これらの事象に対して TRAC 系コードの使用が必要となる理由を後述します。

- 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き (RWE)
- 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (RBM)
- 主蒸気隔離弁の誤閉止
- 原子炉圧力制御系の故障
- 給水流量の全喪失
- 原子炉冷却材喪失
- 原子炉冷却材流量の喪失
- 制御棒落下 (RDA)

➤ 制御棒落下(RDA)及び原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き(RWE)

RDA, RWE については、ソフトウェア CCF が重畳した場合は、通常スクラムに失敗し反応度の投入が続くため、ペレット—燃料被覆管—原子炉冷却材の間の熱のやり取りを適切に考慮する必要があります。一方で、従来コードではこの熱のやり取りを適切に考慮できないこと及び燃料エンタルピーの最大値が従来コードで取り扱うことのできないボイド反応度フィードバック（※サブクールボイドは考慮しない）によって決定される事象であることから、TRAC 系コードを使用することが必要です。

なお、RDA は秒単位で炉心内の状態が変化するため、運転員の操作が期待できない事象でもあります。

➤ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(RBM)

RBM について、ソフトウェア CCF が重畳した場合は、通常の制御棒引き抜き阻止及びスクラムに失敗した後、出力上昇による沸騰遷移が生じ、原子炉圧力高による RIP4 台トリップ、ARI 挿入により出力が低下します。一方、従来コードでは、制御棒引き抜き阻止により事象が収束するため沸騰遷移が生じる前の状態までしか評価対象としておらず、沸騰遷移後の熱水力状態を評価できません。また、原子炉圧力高による RIP4 台トリップ、ARI 作動などを考慮できません。そのため、TRAC 系コードを使用することが必要です。

➤ 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失について、ソフトウェア CCF が重畳した場合、通常スクラムに失敗し、原子炉水位 L2 で ARI 挿入となり、原子炉スクラムが従来解析に比べて遅れますが、従来コードでは核熱結合動特性計算ができず、スクラム遅れによる出力変化を考慮することができません。このため、TRAC 系コードを使用することが必要です。

➤ 原子炉圧力制御系の故障

原子炉圧力制御系の故障について、ソフトウェア CCF が重畳した場合は、通常スクラムに失敗した後、原子炉の減圧により原子炉水位が上昇し、原子炉水位高 (L-8) でタービントリップに至ります。従来コードではこの原子炉水位高 (L-8) でタービントリップした場合の挙動を模擬することまでは対応できますが、更なる事象の分岐として仮にタービントリップしない（原子炉が低圧となる）場合の解析ができないため、この事象シーケンスの全体を統一的に取り扱うためには TRAC 系コードを使用することが必要です。

➤ その他の事象

原子炉冷却材流量の喪失のように、第 4 回公開会合において既許可コードでの解析を示している事象もありますが、ソフトウェア CCF の影響を統一的に把握するためには、TRAC 系コードを使用する必要があると考えます。

以上より、従来解析に比べて原子炉スクラムが遅くなり、従来解析とは異なるプラント挙動を示すソフトウェア CCF 事象を適切に評価するためには、TRAC 系コードを使用する必要があります。