

加圧水型原子炉における簡易プラントシミュレーションを用いた ダイナミック PRA モデルの開発

Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR
using Simplified Plant Simulation

*大槻 昇平¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹

¹名古屋大学

PWR における全電源・全給水機能喪失事故を模擬した事故進展解析の簡易モデルによる高速なシミュレーションと連続マルコフ過程モンテカルロ (CMMC) 法に基づくランダムサンプリングを組み合わせることで、過酷事故シナリオ進展の時間的な不確かさを評価する手法を開発している。

キーワード: ダイナミック PRA, 連続マルコフ過程モンテカルロ法, PWR, 全電源喪失

1. 緒言

事故進展に時間依存性や、各事象間に相互依存性を伴う場合の事故進展定量化手法 (CMMC カップリング手法) が先行研究^[1]にて提案されている。しかしながら、既存のプラント解析コードを用いてこの手法を適用することは計算コストの観点から現実的ではない。そこで、PWR における過酷事故シナリオを簡略化したモデルに CMMC カップリング手法を適用することで過酷事故進展の時間的な不確かさを評価を行っている。

2. 不確かさ評価モデル

既報^[2]にて開発された PWR における全電源喪失事象の過酷事故進展簡易モデルを用いて事故進展解析を行う。その中で原子炉容器下部の破損に対して温度依存の破損確率を与える (式(1))。破損確率に対してモンテカルロ法にて原子炉容器の状態 (破損/非破損) を決定する。また、崩壊熱評価式 Way-Wigner 式と Zr 酸化反応量評価式 Baker-Just 式の係数に正規分布に従う不確かさを仮定し、炉心における発生熱量にもばらつきを与える。これらの要因による事故進展の時間的な不確かさをランダムサンプリングにより評価した。

$$\begin{cases} P(T) = 0 & (T < T_s) \\ P(T) = c_1 \left(1 - \exp(-c_2(T - T_s)) \right) & (T \geq T_s) \end{cases} \quad (1)$$

P:破損確率[/s], T:RV 下部ヘッド温度[K],

T_s:破損しきい温度[K], c₁:定数[/s], c₂:定数[/K]

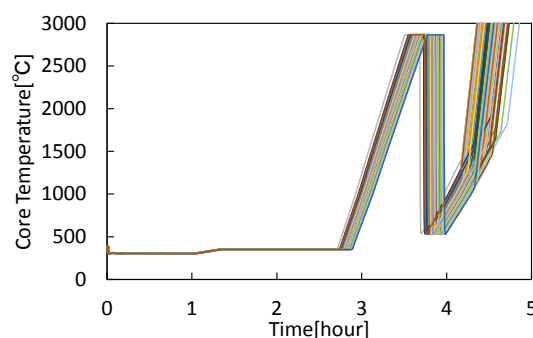


Fig. 1 炉心温度結果 (100 サンプル)

3. 解析結果

シミュレーション開始から 60 秒後に全電源喪失を起因事象に原子炉トリップを起こし、その後冷却・給水などの安全系が作動しないという条件で解析を 3000 サンプル行った。その際の炉心平均温度解析結果の一部を Fig. 1 に示す。解析結果から、RV 下部の破損時刻に最大で約 50 分の開きがあることがわかった。

4. 結論

炉心発生熱の不確かさと原子炉容器下部ヘッドのクリープ破損の不確かさを考慮した多数サンプルの過酷事故進展解析を行った。今後は、パラメータ不確かさ幅と確率分布をより詳細に取扱う解析を行い、核分裂生成物の放出量不確かさを評価できるようモデルに改良を加える予定である。

参考文献

- [1]新崎聡司, “原子炉プラント動特性を考慮したレベル 2PSA 定量化手法に関する研究,” 修士論文, 大阪大学, (2011)
- [2]大槻昇平, 遠藤知弘, 山本章夫, 日本原子力学会 2015 秋の大会, 静岡大学, 9 月 9-11 日, 2015, F10, (2015)

*Shohei Otsuki¹, Tomohiro Endo¹ and Akio Yamamoto¹ ¹Nagoya Univ.