

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故のリスク評価は、福島第一原子力発電所の事故以降、最重要項目となっている。リスク評価手法として、一般的にイベントツリー手法が用いられている。しかし、イベントツリー手法では、プラント状態を静的に扱うことから、事故進展の時間依存性や従属性を考慮したリスク評価ができない問題点が存在する。近年、新たなリスク評価手法として計算機シミュレーションによりプラント状態を動的に扱うことができる CMMC カップリング手法が開発された。この手法では、約 $10^4$ 個以上という多数の事故サンプル結果を統計的に処理することでリスク評価を実施する。先行研究では、多数の事故サンプルを高速に計算するために、原子炉内の物理現象に対して大幅な近似を施した簡易コードを用いている。しかし、より確からしいリスクの定量評価のためには、詳細な物理現象の考慮が望まれる。一方、詳細な物理現象を考慮した過酷事故解析コードは、1 サンプル当たりの解析時間に実事象程度の時間がかかることが知られているので、CMMC カップリング手法への適用は困難となっている。本研究では、詳細な物理現象を考慮した過酷事故解析コードの解析結果を高速に再現する手法の開発を目的とする。開発した手法は、過酷事故解析コードの解析結果に特異値分解を用いた低ランク近似を施すことで、低次元化モデル (Reduced Order Model : ROM) を作成して、計算していない解析結果を高速に再現する手法である。

2. 解析

過酷事故解析コード MAAP の入力パラメータの1つである崩壊熱に対して、相対標準偏差 10 %の正規分布を仮定し、73 回ランダムサンプリングを実施した。1 サンプル当たりの解析結果は、時間ステップ 200 s で、事故発生後 29800.5 s までの 150 個のプラントパラメータの経時変化のデータとなる。サンプリングした解析結果を用いて 73x150 の時系列データの行列を作成した。この行列に対して、特異値分解を用いた低ランク近似を実施した。右特異ベクトルは経時変化データの時間に関する基底を示し、左特異ベクトルと特異値の積はその基底に対応する展開係数を示す。ランダムサンプリングした崩壊熱と展開係数との相関を用いて ROM を作成した。ランダムサンプリングしていない崩壊熱における ROM による結果と MAAP による解析結果と比較した。

3. 結果・考察

PWR の全交流電源喪失+冷却機能喪失における 1 次系圧力変化について、ROM による結果と MAAP による解析結果の比較を図 1 に示す。崩壊熱の値は、核データ不確かさにより平均値に比べて 1.08 倍高い場合である。ROM で考慮した基底は 150 個のうち 3 個のみだが、1 次系圧力の時間変化を概ね評価できている。この理由は、考慮した基底 3 個で、MAAP による解析結果の傾向を 97%以上網羅することができるからである。しかし、圧力容器が破損し、格納容器内圧力まで 1 次系圧力が減少する部分については再現性があまり良くない。図 2 に示すように、最も時系列データの傾向を表現する基底  $\vec{v}_1$  が圧力容器破損時間部分においてなだらかな傾向を有するためである。考慮する基底の数を増やせば、この再現性は向上すると考えられる。

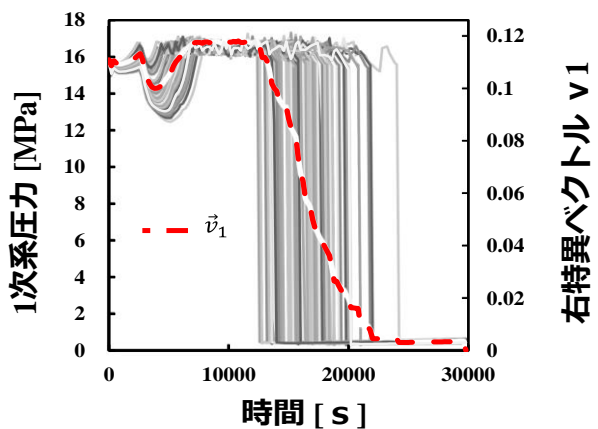
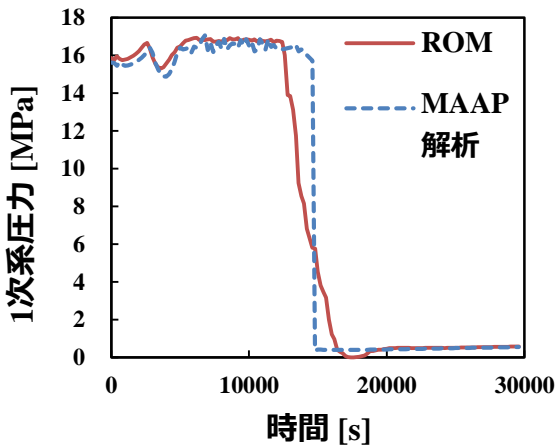


図 1 : ROM による 1 次系圧力変化の再現 図 2 : ランダムサンプリングの結果に対する基底  $\vec{v}_1$  の概形