

## PWR 過酷事故進展の簡易予測手法および教育用パッケージの開発

名古屋大学工学部物理工学科 量子エネルギー工学コース 大槻 昇平

### 1. 緒言

軽水炉におけるシビアアクシデント(SA)における物理過程を理解し、事故進展の概略を簡易な計算により予測できることは、アクシデントマネジメントをより効果的に行う人材にとって必要な素養であるといえる。一般的にはSA解析コードを用いて過酷事故解析が行われるが、原子炉を構成する材料の基本的な物性・崩壊熱・化学反応熱など基礎的な物理現象を考慮することで、事故進展の概略予測を行うことが可能であると考えられる。そこで本研究では、PWRにおける典型的なSAの事故シーケンスを想定し、簡易な計算により進展過程の概略予測が可能な簡易物理モデルを開発する。また、開発した簡易モデルを用いて手計算で過酷事故進展予測をする演習資料を作成し、教育対象者の過酷事故進展への理解を深めることを目的とした。

### 2. 事故シナリオ

地震などの原因で外部電源が喪失した際に、ディーゼル発電機が全機起動失敗・全交流電源喪失し、その4時間後に補助給水ポンプが機能喪失、全給水機能が喪失する、という事故シーケンスを想定した。この事故シーケンスにおいては、全給水喪失後、蒸気発生器(SG)がドライアウトし、引き続き原子炉容器(RV)内の水位が低下する。その後、炉心の露出に引き続きZr-水反応が発生する。さらに燃料が溶融、RV下部に落下してRVがドライアウトし、その後溶融炉心はRVを加熱しRVのクリープ破損を起こす。最終的に、格納容器内雰囲気は過圧状態となり、格納容器の破損に至る。

### 3. 簡易予測手法の開発

崩壊熱の簡易評価式(1)を用いて崩壊熱を算出し、Zr-水反応による発熱も考慮してスクラム後の炉内で発生する熱を求めた。それに対して断熱近似を用いつつ、2次冷却水、1次冷却水の顕熱・潜熱、炉内構造物、燃料、被覆管、構造材の熱容量などを考慮することで事故進展を予測する簡易化モデルを開発し、その妥当性を確認した。

### 4. 教育用パッケージの開発

過酷事故進展簡易予測手法に基づき、電卓等を用いた計算で事故進展の概略予測をする演習資料を作成した。作成した演習資料を用いた教育を試行し、効果を確認した。

### 5. 結果・考察

簡易モデルによる事故進展の概略予測から得られた結果を表1に示す。事故進展はSA解析コードMAAPによる結果<sup>[1]</sup>と比較すると、差異はあるものの概略の予測はできていると考えられ、今回用いた簡易な物理モデルにより事故進展の概略を評価可能であることが確認できた。

また教育試行から、PWRの概要、過酷事故進展への理解が深まり、過酷事故進展の時間感覚が身についたというアンケート結果が得られた。

[1] Soo-Yong Park and Kwang-Il Ahn, "Comparative Analysis of Station Blackout Accident Progression in Typical PWR, BWR, and PHWR," *Nuclear Engineering and Technology*, **44**, pp.311-322 (2012).

発表実績：大槻昇平，遠藤知弘，山本章夫，日本原子力学会第46回中部支部研究発表会，R07，2014年12月

$$P = P_0 \times 0.066 \left\{ t_s^{-0.2} - (t_s + t)^{-0.2} \right\} \quad (1)$$

$P$ :崩壊熱[W]                       $t$ :スクラム後経過時間[sec]  
 $P_0$ :原子炉熱出力[W]               $t_s$ :運転期間[sec]

表1 事故進展予測結果

イベント	予測値	参照値	相対誤差
	[hours]	[hours]	[%]
全給水機能喪失	4.0	4.0	—
SGドライアウト	7.5	7.5	-0.2
全炉心露出	10.7	10.2	4.6
炉心溶融	11.0	11.7	-5.7
RVドライアウト	11.3	11.9	-4.9
RV破損	13.0	12.0	8.6
格納容器破損	86.5	113.1	-23.5