

RELAP/SCDAPSIM を搭載した原子炉シミュレータによる
原子炉停止機能喪失後のプラント挙動の解析

ATWS analyses with reactor simulator based on RELAP/SCDAPSIM code.

*菊池 遼¹, 坂本 雅洋¹, 亀山 高範¹
¹東海大学

新規制基準により発電用原子炉設置変更許可申請書(添付書類十)では新たに原子炉停止機能喪失(ATWS)後の解析が加えられた。PWR プラントの ATWS について、RELAP/SCDAPSIM を搭載した原子炉シミュレータを用いて解析を行い、妥当性を確認し、各種パラメータによる影響を明らかにした。

キーワード：RELAP/SCDAPSIM、ORIGEN、MVP、ATWS、PWR

1. 背景・目的

新規制基準により添付十に新たに ATWS 後の解析が加えられた。当解析は現在、関連機関で進められ、新たな知見が蓄積されている。このため、本研究では東海大学の原子炉シミュレータ SARS^[1]を用いて ATWS 後の解析を行い、妥当性を確認した後、運転サイクルやプラントパラメータによる影響を明らかにする。

2. 解析方法

国内の PWR4 ループプラントを対象とし、SARS を用いて表 1 の条件(文献^[2]と同様)で解析を行う。本解析には核種組成を ORIGEN2. 2upj、核特性を MVP3. 0-βより求めた表 2 の反応度係数を使用し、出力分布も含めサイクル初期(BOC)とサイクル末期(EOC)による影響を考慮する。

3. 解析結果

ATWS 緩和設備(主蒸気隔離弁閉 t=48 秒及び一次冷却材温度上昇①)による負の減速材反応度により原子炉出力は低下②し、8.5%で安定する(図 1)。一次系冷却材温度は補助給水(t=91 秒)による除熱能力の回復により低下③し、BOC で 610K、EOC で 598K に収束する(図 1)。加圧器圧力は一次冷却材温度とともに上昇④するが、加圧器逃がし弁及び安全弁の動作⑤により緩和され、制限値の約 21MPa(使用圧力の 1.2 倍)を下回る。また補助給水による除熱能力の回復により低下⑥し、14MPa に収束する(図 2)。これらの解析結果は文献値^[2]と同様の傾向であり、本シミュレータの妥当性及び ATWS 後の安全性が確認された。

表 2 より BOC では燃焼度の差からドップラー温度係数が EOC の 83%、ホウ素濃度の差から減速材密度係数が 55%未満となり、負の反応度フィードバックが小さくなった。これらの反応度係数の減少により図 1 では BOC の一次冷却材ピーク温度が 20K、図 2 では加圧器ピーク圧力が 2.2MPa それぞれ高い値となった。

表 2 運転サイクルによる反応度係数の変化

解析コード	ORIGEN2. 2upj + MVP3. 0-β	
対象炉心	BOC	EOC
濃縮度[wt. %]	4.8(ガドリニウム含まず)	
燃焼度[MWd/kgU]	15.8	31.6
ホウ素濃度[ppm]	2000	0
ドップラー温度係数[pcm/K]	-2.83	-3.42
減速材密度係数 [%Δk/kk' / (g/cm³)]	30.9~2.28	57.6~20.1

参考文献

- [1] 日本原子力学会 2016 春の年会 1I17/1I18、2017 春の年会
[2] 大飯発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類十

^{*}Kikuchi Ryo¹, Sakamoto Masahiro¹ and Kameyama Takanori¹
¹Tokai Univ.

表 1 解析条件

解析コード	RELAP/SCDAPSIM mod3.5	
対象炉心	BOC	EOC
起因事象 (t=0.0 秒)	主給水流量喪失+スクラム失敗	
炉心熱出力	100%(3411MWt)	
SG 保有水量	55t/基	
外部電源	あり	
ATWS 緩和設備	SG 狭域水位 7%以下で作動	
主蒸気ライン隔離	ATWS 緩和設備作動から 17 秒後	
補助給水ポンプ	ATWS 緩和設備作動から 60 秒後	
減速材係数 ドップラー係数	ORIGEN/MVP の計算値を使用	

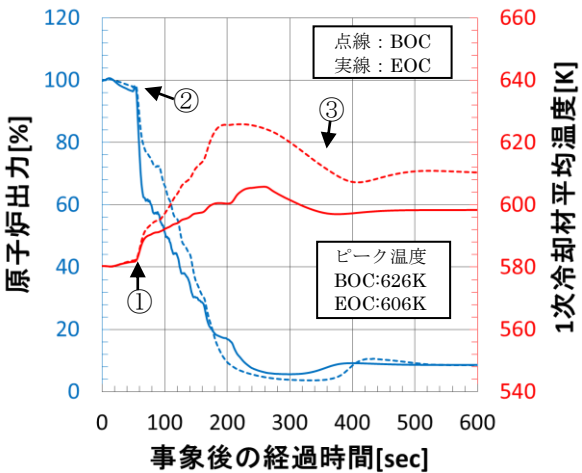


図1 出力と冷却材温度の推移.

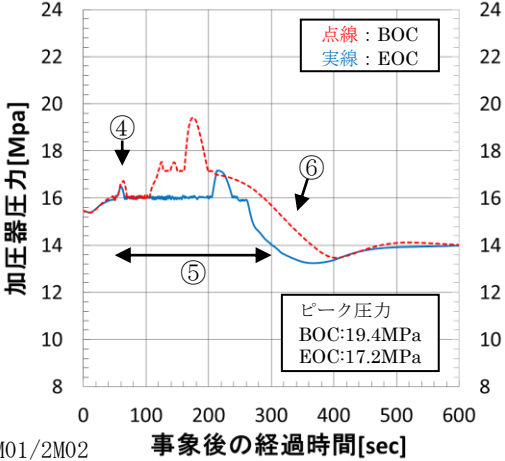


図2 加圧器圧力の推移.