

# RELAP/SCDAPSIM を搭載したグラフィカルなシミュレータによる 過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析

## (4) 平衡炉心の運転サイクル初期/末期の PWR プラントの解析

Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface.

(4) Analysis of PWR plant at BOC/EOC of equilibrium core.

\*辻 光世<sup>1</sup>, 布川 大樹<sup>1</sup>, 亀山 高範<sup>1</sup>, <sup>1</sup>東海大学

機構論的コード RELAP/SCDAPSIM<sup>[1]</sup>を搭載し、グラフィカルな入出力<sup>[2]</sup>によりプラントの挙動の理解が容易な原子炉シミュレータを用いて、代表的な事故要因を基に、過酷事故解析を行った。PWR 平衡炉心の運転サイクル初期と末期で過酷事故時の炉心損傷の進展の差異を明らかにした。

**キーワード** : RELAP/SCDAPSIM, シビアアクシデント, PWR

1. 背景・目的 福島第一原子力発電所事故後、既存の原子炉で炉心損傷を防止する対策が求められ、そのためには過酷事故の進展を予測する解析が不可欠である。東海大学では Severe Accident Reactor Simulator (SARS)<sup>[3]</sup>を導入し、異常過渡から過酷事故の解析が可能であり、前回報告<sup>[3]</sup>では公開文献<sup>[4][5]</sup>との比較を行い解析の妥当性を確認した。過酷事故の解析は最も厳しい条件が求められ、平衡炉心の運転サイクル初期 (BOC) 及び運転サイクル末期 (EOC) では、燃焼度や出力分布が異なるため、それらを考慮した解析が重要である。本研究では SARS を用いて加圧水型原子炉 (PWR) プラントの平衡炉心 BOC・EOC の過酷事故時のプラント挙動と炉心損傷の進展を明らかにする。さらに過酷事故時の炉心損傷を防止するための有効な対策を考案する。

2. 解析手法 解析には RELAP5/SCDAPSIMmod3.5 を搭載し、グラフィカルな入出力が可能な SARS を用いる。対象は国内の大型の 4 ループ PWR の平衡炉心 BOC・EOC とした。図 1 に BOC・EOC それぞれの軸方向出力分布を示す。解析条件は、加圧器逃し弁の開固着と高圧注入系の不作動の場合の事例を選定した。

3. 解析結果 解析結果を表 1 にまとめる。BOC/EOC ともに減圧沸騰と加圧器逃し弁からの流失で 1 次系冷却材が減少し、炉心が露出した後に炉心溶融に至った。炉心溶融の開始は BOC で EOC よりも早い。炉内の圧力低下が緩やかなため、蓄圧注入系の注水は炉心溶融開始より遅く、低圧注入系の注水は行われなかった。炉心の BOC/EOC による炉心損傷の進展の違いを図 2 に示す。BOC は炉心の局所出力に対応した崩壊熱が高く、露出が早い炉心上部から溶融が開始し、下方向に損傷が進展した。EOC では炉心露出が早い炉心上部から溶融が開始するが、炉心下部で崩壊熱が高いため、炉心下部からも溶融が進展した。炉心の溶融割合は時刻 15000 秒では炉心下部からも溶融が進展した EOC で BOC よりも大きい。

高圧注入系が不作動の場合、炉心の健全性を保つため、低圧注入系、蓄圧注入系による注水が必須で、両系が作動するには 1 次系の減圧が必要である。1 次系減圧の方策として、主蒸気逃し弁の開放と補助給水系の注水による 2 次系強制冷却を考案した。BOC を対象に起因事象から 1800 秒～7200 秒で 2 次系強制冷却を開始する条件で解析を実施した。図 3 に示すように起因事象から 6600 秒までに 2 次系強制冷却を行うことにより被覆管温度が 1473K<sup>[6]</sup>を超えず、炉心は損傷しなかった。起因事象から 6600 秒までに 2 次系強制冷却を行うことによって炉心損傷を防止することができる。EOC でもほぼ同様の結果となった。

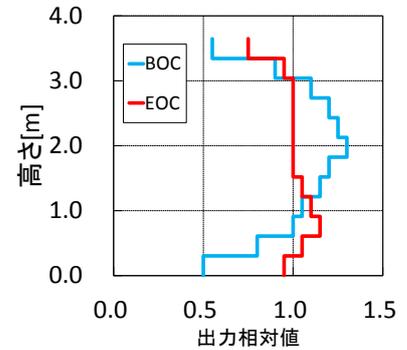


図 1 軸方向出力分布。

表 1 解析結果

パラメータ	BOC	EOC
炉心溶融開始[s]	8215	8687
蓄圧注入系注水開始[s]	9887	10150
低圧注入系注水開始[s]	-	-
炉心溶融割合[%]	52.0	58.3

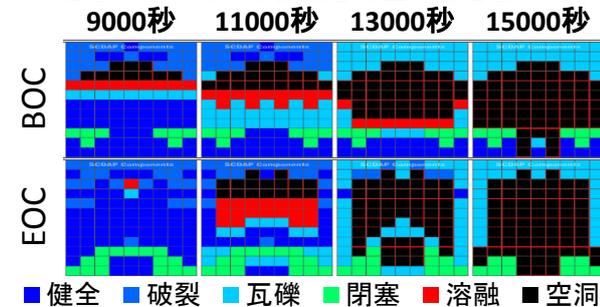


図 2 炉心損傷の進展。

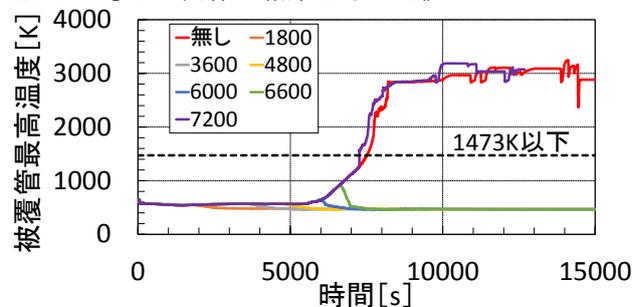


図 3 2 次系強制冷却開始時間と被覆管最高温度 (BOC)。

参考文献 [1] RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL VOLUME II: USER'S GUIDE AND INPUT REQUIREMENTS, INEL, 2001.

[2] 日本原子力学会「2015 年秋の大会」D19 D20. [3] 日本原子力学会「2016 年春の大会」1I17 1I18. [4] 大飯発電所原子炉設置許可変更申請書(3, 4 号炉完本)本文及び添付書類. [5] JNES, “レベル 2 地震 PSA 手法の整備 (4 ループ PWR)”, 05 解部報-0096. [6] 原子力安全委員会「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」1981 年 7 月 20 日.

\*TSUJI Mitsuyo<sup>1</sup>, NUNOKAWA Daiki<sup>1</sup> and KAMEYAMA Takanori<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokai Univ.