

TRACE コードを用いた福島第一原子力発電所 3号機事故における 格納容器の熱水力挙動の解析

TRACE code analysis for PCV thermal-hydraulics at the Fukushima Daiichi Unit 3 accident

*大川 理一郎¹, 古谷 正裕¹

¹電力中央研究所

プラント動特性解析コード TRACE (Ver5 pl4)の3次元流動計算機能を利用して、原子炉圧力容器と格納容器の3次元熱流動をプラント動特性と共に計算する解析モデルを作成し、福島第一原子力発電所3号機の事故解析を行い、格納容器の熱水力挙動に対する解析性能及び予測精度の向上に関する検討を行った。

キーワード : TRACE, 福島第一原子力発電所, 格納容器, 温度成層化

1. 緒言 TRACE^[1]は代表的な原子力プラント動特性解析コードでありプラント機器の個別機能をモデル化したコンポーネントが装備されている。格納容器(PCV)は集中定数系で解く機能が実装されていることから、通常は空間分布や対流等の詳細な熱流動を計算できない。そこで、TRACEの3次元流動計算機能をPCVにも転用し、これと原子炉圧力容器(RPV)等を統合してTRACE単体でプラントを一体的に計算できる解析モデルを作成し、福島第一原子力発電所3号機事故^[2]の再現解析を行った。

2. 解析体系 本解析ではRPVとPCVを共に3次元熱流動を解くVESSELコンポーネントで幾何的に模擬し、両者を逃し安全弁(SRV)及び非常用冷却系(ECCS)を模擬した配管コンポーネントで連結した体系を解析モデルとする。Fig.1に代表してPCVにおける圧力抑制室(S/C)のノード分割図を示す。円筒座標系で径方向及び軸方向にノード分割し、熱流動を多次元計算する。RPV及びドライウェル(D/W)も同様のコンポーネントでモデル化した。S/Cプール水の熱対流計算を調整するパラメータとして、軸方向の液相流動に対する圧損係数(K-factor)に着目し、その大きさによる違いを確認する。

3. 解析結果及び考察 Fig.2にK-factorを設定しない場合とある程度大きい値を設定した場合の、一定時刻経過後のS/Cプール水の温度分布を示す。K-factorが小さいと液相の流動抵抗が小さく、RPVからSRVやECCSを介してS/Cに放出された蒸気により高温になる領域と周辺との流体混合が抑制されず、均一な温度分布となっている。一方、K-factorが大きいと液相上部の高温になる低密度層が液相下部の低温の高密度層とあまり混合せず、温度成層が形成されている。また、Fig.3にはPCV(D/W)における圧力の時間履歴を示すが、S/Cプール水の温度分布が均一の場合は解析値が実測値より低く、温度成層が形成されている場合は両者が良く一致しており、S/Cプール水における温度成層化の再現がPCVの圧力の予測精度に影響を及ぼすことが確認された。

4. 結論 TRACEコードによるRPVやPCVの3次元熱流動をプラント動特性と組み合わせ、S/Cプール水の熱対流計算に調整を施すことで温度成層化を再現することが可能となり、温度成層化がPCVの圧力挙動にも影響を及ぼすことを明らかにした。

参考文献

- [1] "TRACE V5.840 THEORY MANUAL", USNRC, 2013
[2] "Fukushima Nuclear Accident Analysis Report", TEPCO, 2012

*Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

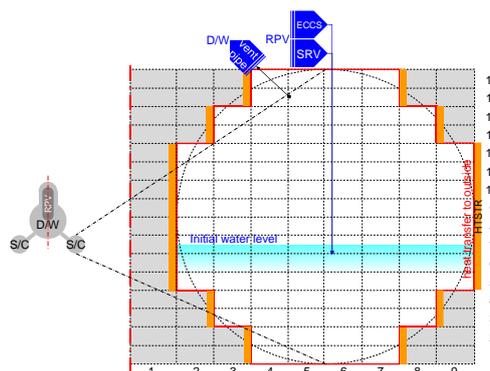


Fig.1 PCV (S/C) Noding

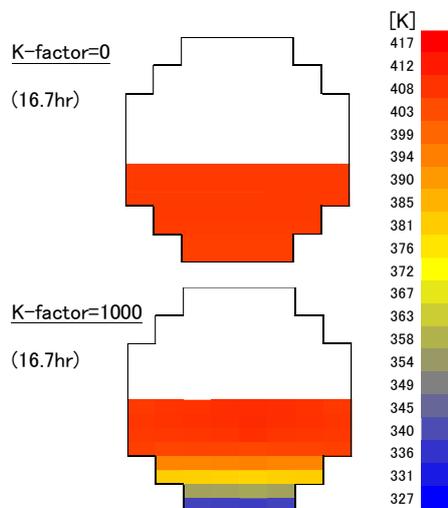


Fig.2 Liquid temperature distribution in the S/C pool

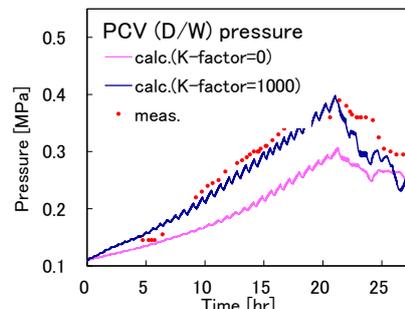


Fig.3 Pressure in the PCV(D/W)