

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改 28
提出年月日	平成 30 年 6 月 7 日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

補足説明資料

平成 30 年 6 月
日本原子力発電株式会社

目 次

1. 原子炉水位及びインターロックの概要
2. 炉心燃料格子について
3. 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について
4. ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
5. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
6. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について
7. 有効性評価における解析条件の変更等について
8. SAFERにおける高圧炉心スプレイ系等の自動起動信号の模擬について
9. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱
10. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
11. 原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバ
ックの自動化を今後の課題とする理由
12. 全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じ
た場合を包絡しているかについて
13. 原子炉停止機能喪失の300秒以降の燃料被覆管温度挙動について
14. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結
果への影響
15. ADS自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響
16. TRACGコードのATWS解析への適用例
17. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
18. 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作について
19. 格納容器圧力挙動について

20. 再循環系のランバック機能について
21. 東海第二の有効性評価解析に対する解析コード適用性について
22. 溶融炉心が原子炉圧力容器下部の偏心位置より落下した場合の影響評価
23. 格納容器ベント時に使用するベントラインによるCs-137の放出量の差の要因等について
24. ジルコニウム（Zr）-水反応時の炉心損傷状態について
25. 残留熱除去系レグシールライン弁の閉止操作について
26. 逃がし安全弁吹出量の影響について

26 逃がし安全弁吹出量の影響について

(1) はじめに

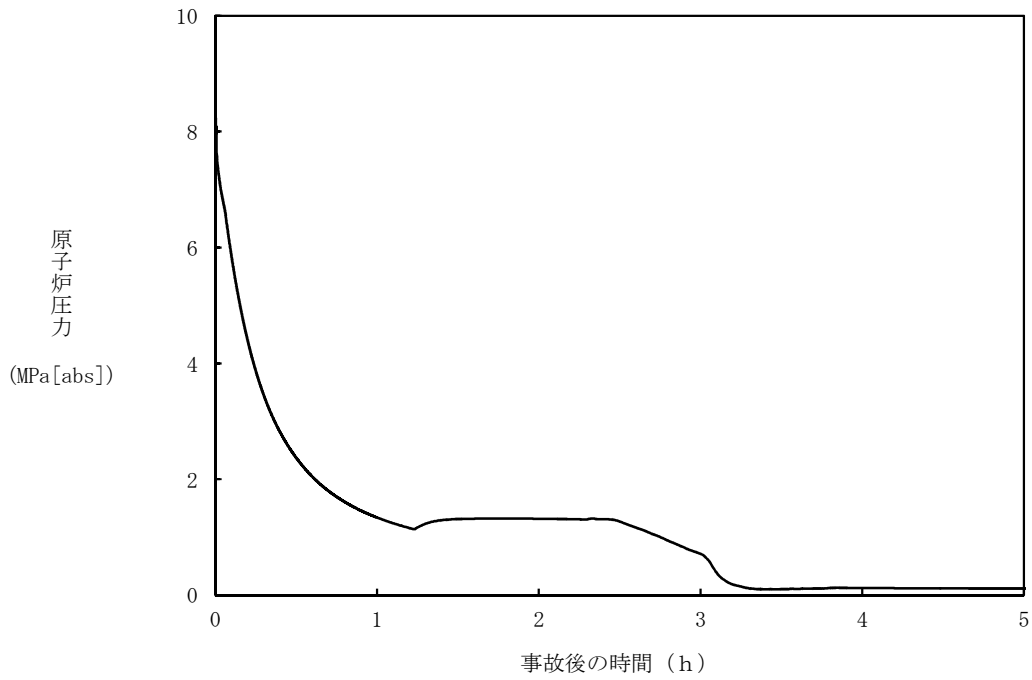
逃がし安全弁は、原子炉圧力容器の過圧防止及び原子炉減圧のための機能を有しており、設置変更許可申請書の基本設計における設計値としては、逃がし安全弁に要求される機能に対して保守的な小さめの吹出量を設定している。一方、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」では、全交流動力電源喪失時に原子炉隔離時冷却系により一旦は炉心冷却が維持されるものの、逃がし安全弁 1 個の開固着の故障が発生することにより原子炉圧力が低下するため、原子炉圧力 1.04MPa [gage]にて原子炉隔離時冷却系が停止し、その後、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉注水を実施することを想定している。このように蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系のみにより原子炉注水が確保される状況において逃がし安全弁の開固着の故障を想定する場合には、原子炉隔離時冷却系の運転継続時間に対して逃がし安全弁吹出量の与える影響が大きいと考えられることから、感度解析によりこの影響を確認する。

(2) 感度解析

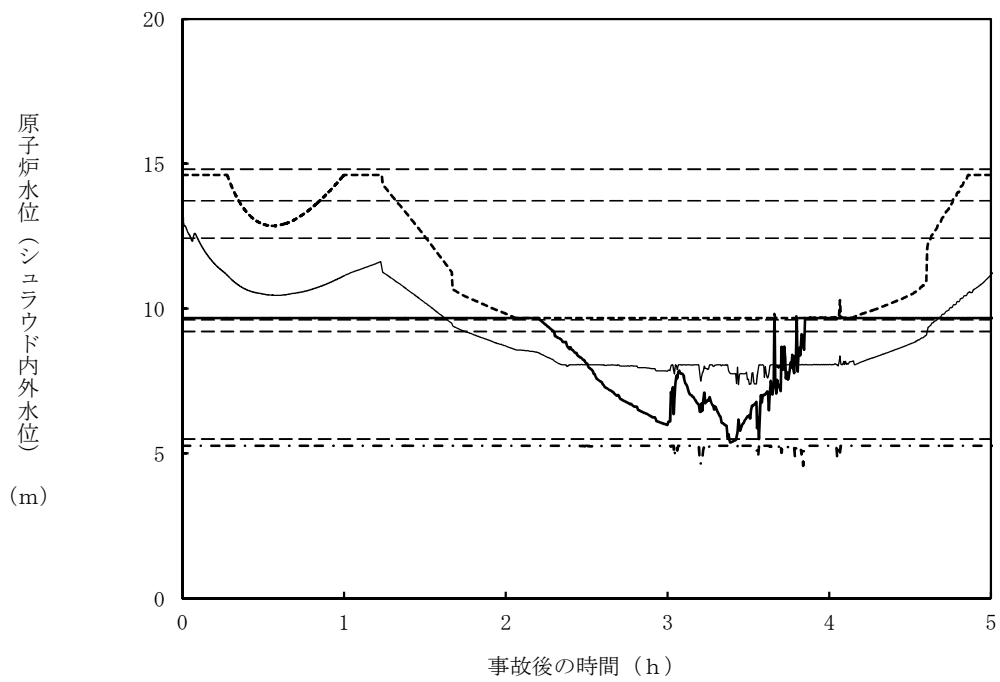
「全交流動力電源喪失（TBP）」において、逃がし安全弁吹出量を 5%大きくした以外はベースケースと同じ条件としている。第 1 表に示すとおり、吹出量が 5%大きくなった場合には、燃料被覆管温度が約 773℃となるが、評価項目を満足し、また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作の操作時間余裕についても、約 35 分確保できることを確認した。

第 1 表 評価結果の比較

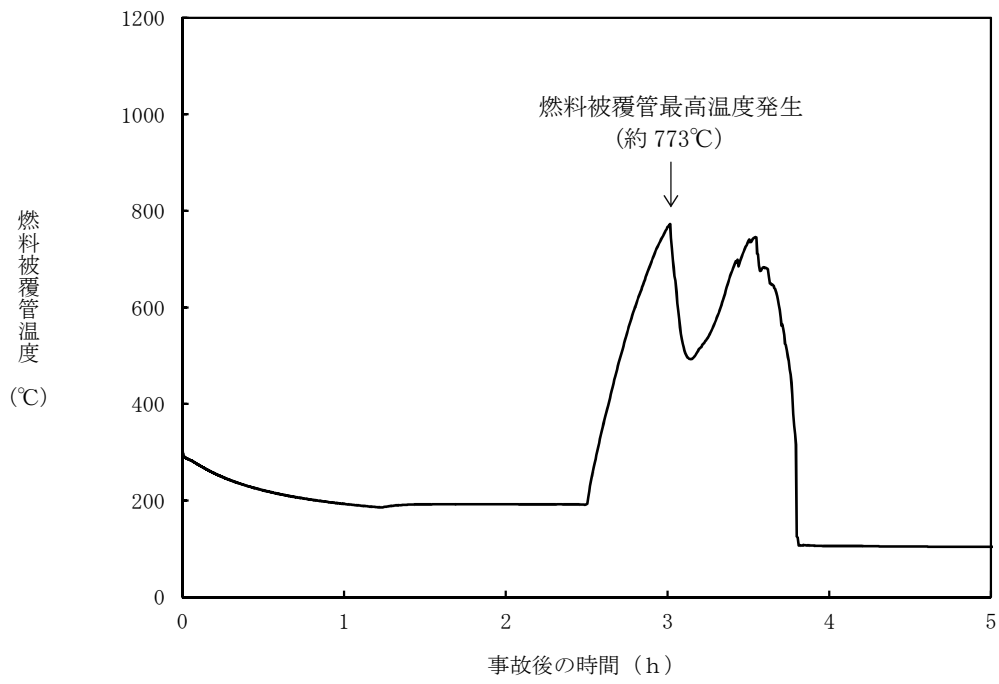
項目	ベースケース (設計値)	感度解析 (設計値+5%)	備考
逃がし安全弁 (安全弁機能)	7.79 MPa [gage] ~ 8.31MPa [gage] 385.2 t/h~410.6t/h	7.79 MPa [gage] ~ 8.31MPa [gage] 404.5t/h~431.2t/h	
燃料被覆管最高温度	約 746℃	約 773℃	1,200℃以下
操作時間余裕	約 55 分	約 35 分	



第1図 原子炉圧力の推移 (吹出量; 設計値+5%)



第2図 原子炉水位 (シユラウド内水位) の推移 (吹出量; 設計値+5%)



第3図 燃料被覆管温度の推移 (吹出量; 設計値+5%)