

高浜発電所 安全審査資料
2-7
2023年4月25日

高浜発電所 3号炉及び4号炉

設置許可基準規則への適合性について
(重大事故等の拡大の防止等)

2023年4月

関西電力株式会社

<目次>

1. 概要
2. 蒸気発生器取替えに伴う重大事故等対策の有効性評価への影響について
 - 2.1 重大事故等対策の有効性評価の解析条件への影響
 - 2.2 必要な資源の評価のうち水源への影響

1. 概要

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉においては、蒸気発生器の取替えに伴い、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）等に従い、重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故（以下「重大事故等」という。）に対する対策の有効性を確認しており、本資料は、その有効性評価についてまとめたものである。

第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

第4項について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した運転停止中事故シーケンスグループに対して、運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

2. 蒸気発生器取替えに伴う重大事故等対策の有効性評価への影響について

2.1 重大事故等対策の有効性評価の解析条件への影響について

既許可の有効性評価に用いた解析条件については、17×17型3ループプラントの標準的な設計情報に基づく値（標準値）をベースとしている。このうち、標準値と個別プラントの設備仕様差が、解析結果に有意な影響を与えると予想される場合には、個別プラントの設計値等を適用する方針としている。

既許可の有効性評価におけるSGの取扱いについては、標準値の方が保守側又は影響が小さいと判断したことから、解析条件として標準値（52F型）を使用している。

今回のSGRにおいても、値の大小関係からこの考え方は変わらず、解析条件を変更する必要はないため、有効性評価の解析条件への影響はない。

今回のSGRによる有効性評価の解析条件への影響を第2.1表に示す。

なお、有効性評価のうち「反応度の誤投入」事象については、重要事故シーケンスが「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」であり、運転時の異常な過渡変化の「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象と同じ評価となる。そのため、既許可においては、標準値ではなく個別プラントの値を用いた「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象と同じ結果を記載している。

したがって、本申請において「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象を変更申請対象としていることを踏まえ、「反応度の誤投入」事象も合わせて変更を行っている。評価結果を第2.2表に示すが、警報発信から臨界までの時間はSGR前後で変わりはなく、結果として影響はない。

第 2.1 表 SGR による有効性評価の解析条件への影響

解析条件	取替前 設計値 (51F 型)	取替後 設計値 (54F II 型)	既許可 標準値 (52F 型)
伝熱性能 (Wt/°C)	51F 型、52F 型、54F II 型で SG 伝熱性能は同じ。		
SG 1 次側圧力損失 (MPa)	51F 型、52F 型、54F II 型で SG1 次側圧力損失は同じ。		
1 次冷却材保有水量 (m ³) ^{注 1}	256	264	264
SG 2 次側保有水量 (ton) ^{注 2}	50	51	48
主給水管の 最小流路断面積 (m ²)	有効性評価においては、重要事故シーケンス等に「主給水管破断」事象を選定した事象はないため、解析条件ではない。		

注 1：SG 施栓率 10% の値。1 次冷却材保有水量の相違による評価への影響は小さいことから、既許可では標準値（52F 型）を使用。取替後は標準値と同じであり、解析条件を変える必要はない。

注 2：標準値（52F 型）は 51F 型に比べ小さく概ね評価を厳しくする方向のため既許可では標準値を使用。取替後（54F 型）も同様であり解析条件を変える必要はない。

第 2.2 表 評価結果

	取替前	取替後
「中性子源領域炉停止時 中性子束高」警報発信	事象発生の約 51 分後	事象発生の約 53 分後
臨界	警報発信の約 12 分後	警報発信の約 12 分後

2.2 必要な資源の評価のうち水源への影響

SGRに伴うSG2次側体積の増加により、SG水位回復に必要な補助給水量が増加し、また、SG熱容量の増加により顕熱除去に必要な補助給水量が増加するため、復水タンクを水源とする蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却を行う場合の復水タンク枯渇までの時間が短くなる。今回のSGRによる復水タンク枯渇時間への影響を第2.3表に示す。

復水タンクを水源とする蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却を行う事故シナリオグループは、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス」であるが、いずれの事故シナリオグループにおいても、復水タンクが枯渇する前に復水タンクへの補給を行うことができるため、有効性評価への影響はない。第2.1図にタイムチャートの一例を示す。

第2.1図に示す通り、送水車による復水タンクへの補給は約7.5時間後から可能であり、復水タンク枯渇時間の約11.7時間に比べ、その裕度は約4時間である。

今回SGRにより復水タンクの枯渇時間が早くなるものの、SGR前と同様に復水タンクが枯渇する前に復水タンクへの補給を行うことができるため、水源への影響はない。

第2.3表 蒸気発生器取替え後の復水タンク枯渇時間について

	3号及び4号炉	
	取替え前	取替え後
復水タンク枯渇時間(時間)	約 12.5	約 11.7

(参考)

第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 1 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。