

高浜発電所

蒸気発生器取替え、蒸気発生器保管庫設置及び保修点検建屋設置

【設置許可基準規則第三十七条への適合性について】

1. 第三十七条(重大事故等の拡大の防止等)

1 - 1. 設置許可基準規則に対する設計方針について ⇒ 2 ~ 3

1 - 2. 重大事故等対策の有効性評価について ⇒ 4

1 - 3. 重大事故等について ⇒ 5

1 - 4. SGRによる重大事故等対策の有効性評価への影響について(解析) ⇒ 6

1 - 5 - 1. SGRによる重大事故等対策の有効性評価への影響について(資源) ⇒ 7

1 - 5 - 2. SGRによる復水タンク枯渇時間への影響について ⇒ 8

1 - 6. SGRによる重大事故等対策の有効性評価への影響について(要員) ⇒ 9

2. まとめ ⇒ 10

- 設置許可基準規則の第三十七条における要求事項は以下の通り。次頁以降にて適合性を示す。

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。

1 - 1 . 設置許可基準規則に対する設計方針について (第三十七条)

➤ SGRに係る設置許可基準規則の第三十七条への適合性は以下の通り。

条文	既許可の設計方針	本申請における設計方針 (条文適合性の説明)	関係性	
第三十七条	1項	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、想定した事故シナシグループに対して、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。	<ul style="list-style-type: none"> 本項において想定した事故シナシグループに対する有効性評価の条件にSGの仕様を用いていることから適用される。 具体的には、SGRにより一部の事故シナシグループ※の条件が変更となり評価結果(資源・要員)が影響を受けるものの、評価項目等を満足することから、既許可に記載している設計方針が妥当であること(設計方針を変更する必要がないこと)を確認した。 	●
	2項	重大事故が発生した場合において、想定した格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器破損及び放射性物質の発電所の外への異常な放出を防止するために必要な措置を講じる設計とする。	<ul style="list-style-type: none"> 本項において想定した格納容器破損モードに対する有効性評価の条件にSGの仕様を用いていることから適用されるものの、SGRによりこの条件を変える必要はなく既許可の評価結果に影響を与えるものではない。 	○
	3項	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、想定した事故に対して、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等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。	<ul style="list-style-type: none"> 本項において想定した事故に対する有効性評価の条件にSGの仕様を用いていないことから関係しない。 	×
	4項	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ナシグループに対して、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。	<ul style="list-style-type: none"> 本項において想定した運転停止中事故シナシグループに対する有効性評価の条件にSGの仕様を用いていることから適用される。 具体的には、SGRにより事故シナシグループ「反応度の誤投入」の条件が変更となり評価結果(解析)が影響を受けるものの、評価項目等を満足することから、既許可に記載している設計方針が妥当であること(設計方針を変更する必要がないこと)を確認した。 	●

※ : 「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」

➤ 重大事故等※1対策※2の有効性評価においては、重大事故等が発生した場合にも、重大事故等対策が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえ、以下の観点で有効性を評価している。

■ 解析

⇒評価対象の事故シーケンスに対し、炉心の著しい損傷を防止する対策等に有効性があることを確認
具体的には、第三十七条の解釈に記載の評価項目を満足することを確認

⇒ 6

■ 資源

⇒重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の点から、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価

⇒ 7 ~ 8

■ 要員

⇒重大事故等対策時において、重大事故等対策要員を適切に配置し、必要な体制を整備
この体制で重大事故等に対処できること、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認

⇒ 9



上記の観点でSGRによる重大事故等対策の有効性評価への影響を確認

※1：「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を指す(次頁参照)

※2：「炉心や燃料体の著しい損傷の防止」あるいは「原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止」に講ずることとしている措置を指す

1 - 3. 重大事故等について

➤ 第三十七条に基づく重大事故等は下表のとおり。

分類	事故シーケンス等	SGR影響			評価項目※
		解析	資源	要員	
重大事故に至るおそれがある事故 (1項)	2次冷却系からの除熱機能喪失	-	-	-	-
	全交流動力電源喪失	-	○	-	-
	原子炉補機冷却機能喪失	-	○	-	-
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	-	-	-	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度
	原子炉停止機能喪失	-	○	-	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力
	ECCS注水機能喪失	-	-	-	燃料被覆管最高温度等
	ECCS再循環機能喪失	-	-	-	-
重大事故 (2項)	格納容器バイパス	-	○	-	-
	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	-	-	-	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度 Cs-137の総放出量
	高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	-	-	-	原子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用による熱的・機械的荷重
	水素燃焼	-	-	-	水素濃度
使用済燃料ピットにおける 重大事故に至るおそれがある事故 (3項)	溶融炉心・コンクリート相互作用	-	-	-	溶融炉心の冷却
	想定事故 1	-	-	-	-
運転停止中の原子炉における 重大事故に至るおそれがある事故 (4項)	想定事故 2	-	-	-	燃料有効長頂部の冠水等
	崩壊熱除去機能喪失	-	-	-	燃料有効長頂部の冠水等
	全交流動力電源喪失	-	-	-	燃料有効長頂部の冠水等
	原子炉冷却材の流出	-	-	-	-
	反応度の誤投入	○	-	-	-

※ 第三十七条の解釈に基づく評価項目毎に評価結果が最も厳しくなる事故シーケンス等に対して記載

1 - 4. SGRによる重大事故等対策の有効性評価への影響について(解析)

- 既許可の有効性評価に用いた解析条件については、17x17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、個別プラントと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た。
- 既許可の解析条件のうち、SG関連データについては、後述の設計値を使用している事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除き、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、標準値(52F型)を使用している。
- SGRによるSG関連データへの影響を下表に整理する。SGRを踏まえても標準値の方が保守側又は影響が小さく既許可の解析条件を変える必要がないことから、**SGRによる重大事故等対策の有効性評価への影響はない。**

SG関連データ	SGR前 設計値 (51F型)	SGR後 設計値 (54FII型)	既許可 標準値 (52F型)
1次冷却材保有水量 (m ³)※1	256	264	264
SG2次側保有水量 (ton/基)※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、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		

※1：1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。SGR後(54FII型)は標準値と同じであり、解析条件を変える必要はない

※2：標準値(52F型)はSGR前(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。SGR後(54FII型)も同様であり、解析条件を変える必要はない

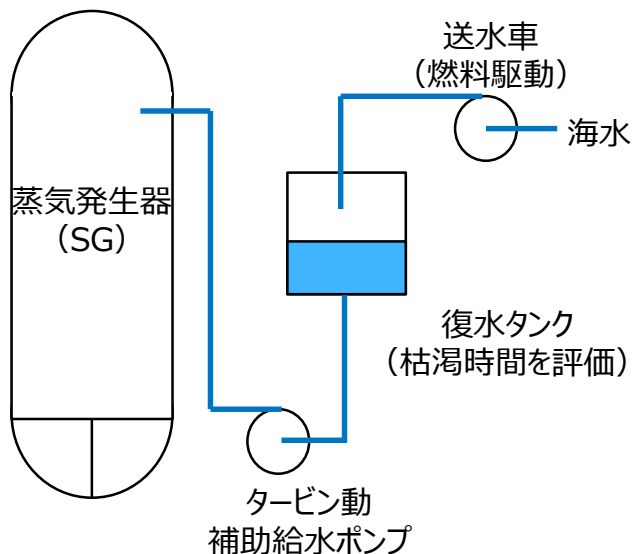
- 事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」においては、SG関連データ(1次冷却材保有水量)について設計値を使用していることから、SGRにより解析条件が変更となる。

一方、下表のとおり、警報発信から臨界までの時間はSGR前後で変わらないことから、SGRによる評価結果への影響はない。

なお、本事故シーケンスグループは、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」(起動時)事象と同じ評価となる。

	SGR前	SGR後	判断基準
「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	-
臨界到達	警報発信の約12分後	警報発信の約12分後	≥10分+25秒

- 有効性評価のうち必要な資源(水源、燃料及び電源)の評価において、SGに関連する対策としては、復水タンクを水源とした補助給水系によるSG 2次側への給水および復水タンク枯渇時の海水による補給がある。これらの手順を用いる事故シーケンスグループは「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」がある。概略系統図を下図に示す。
- 水源については、SG 2次側保有水量の増加に伴い、復水タンクの枯渇時間が短くなる。(12.5h→**11.7h**)これに伴い、重大事故等対処設備の準備完了時間が復水タンク枯渇時間に間に合う体制となっているかを確認する必要がある。(要員への影響)
- 燃料については、送水車の稼働時間増加に伴い、燃料消費量が増加する。
(約459.3kl→**約459.4kl** (消費量) < 466kl (燃料貯油そうの合計保有量))
- 電源については、概略系統図に示す通り、電源駆動の設備がないことから、影響はない。
- 以上の内容を整理した結果を下表に示す。



有効性評価で確認する資源	SGによる影響	影響を受けるもの	既許可の設計方針への影響確認
水源	影響あり	復水タンクの枯渇時間※1 12.5h → 11.7h	要員への影響 9 にて確認
燃料	影響あり	重大事故等対策時の燃料消費量	約459.4kl(消費量) < 466kl(保有量) 燃料貯油そうの設計に影響なし
電源	影響なし	—	影響なし

※1：復水タンクの枯渇時間が変更になることについては次頁にてご説明

- 復水タンクの枯渇時間の評価方法については既許可同様、崩壊熱除去に必要な補給水の積算量曲線※1 (下図)を用いて算出している。
- SGRによるSG2次側体積の増加に伴い、崩壊熱除去以外に必要な補給水量が増加することで、崩壊熱除去に使用可能な補給水量が減少することから、復水タンクの枯渇時間はSGR前後で12.5hから11.7hに減少する。

※1 今回申請において炉心およびSG伝熱性能の変更を伴わないことから、崩壊熱除去に必要な補給水の積算量曲線に変更はない。

表 SGR前後での必要補給水量・枯渇時間等の変化

	高浜 3, 4号機	
	SGR前	SGR後
①復水タンク容量(有効水量)	646 m ³	
②崩壊熱除去以外に必要な補給水量※2	185.5 m ³	209.2 m ³
③崩壊熱除去に使用可能な補給水量(① - ②)	460.5 m ³	436.8 m ³
④復水タンク枯渇時間	12.5 h	11.7 h

※2 RCS冷却過程における、SG2次側保有水の収縮で生じるSG水位低下に対する水位回復等に必要な補助給水量

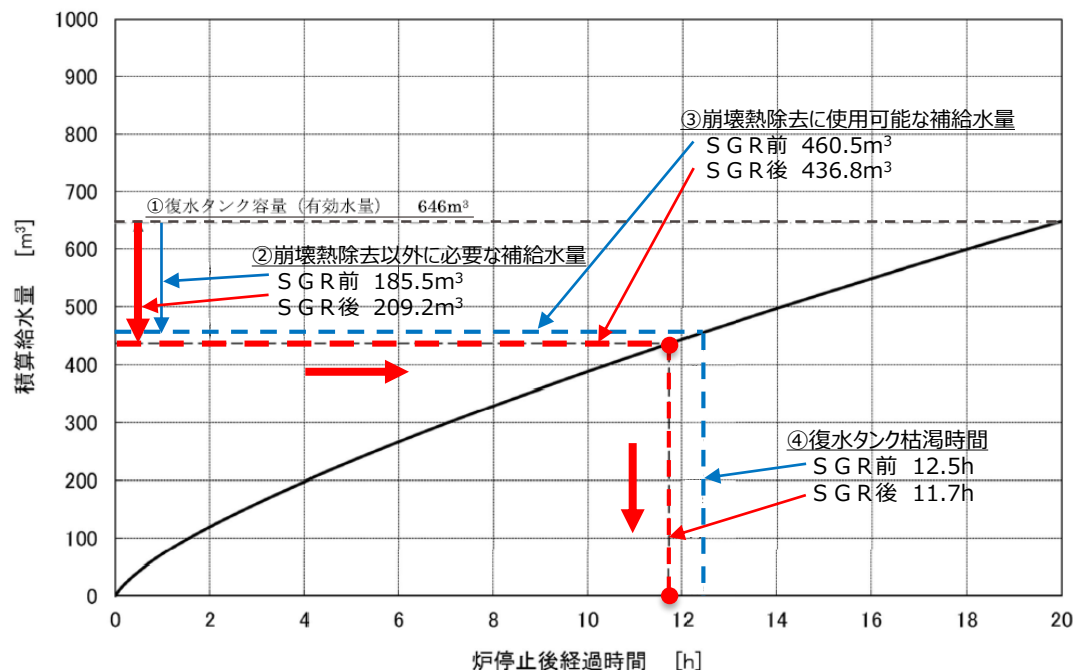


図 2次冷却系冷却による崩壊熱除去に必要な補給水の積算量曲線

1 - 6. SGRによる重大事故等対策の有効性評価への影響について(要員)

- SGに関連する重大事故等対策が用いられる4つの事故シーケンスグループ※について復水タンクの枯渇時間が短くなることに伴う要員への影響を評価した。
- 具体的には復水タンクの枯渇時間がSGRによって事象発生後12.5時間後から11.7時間後に短くなることに対して、送水車による復水タンクへの補給はいずれの場合も事象発生後7.5時間後に実施可能であることを確認した。
- したがって、既許可の設計方針を変更する必要がなく、要員についても**SGRによる重大事故等対策の有効性評価への影響はない。**
- 下図に重大事故等対策時の有効性タイムチャートの1例を示す。

※：「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」の4つであり、いずれも第三十七条第1項の事故シーケンスグループである。

送水車準備完了：7.5時間 復水タンク枯渇時間：12.5⇒11.7時間

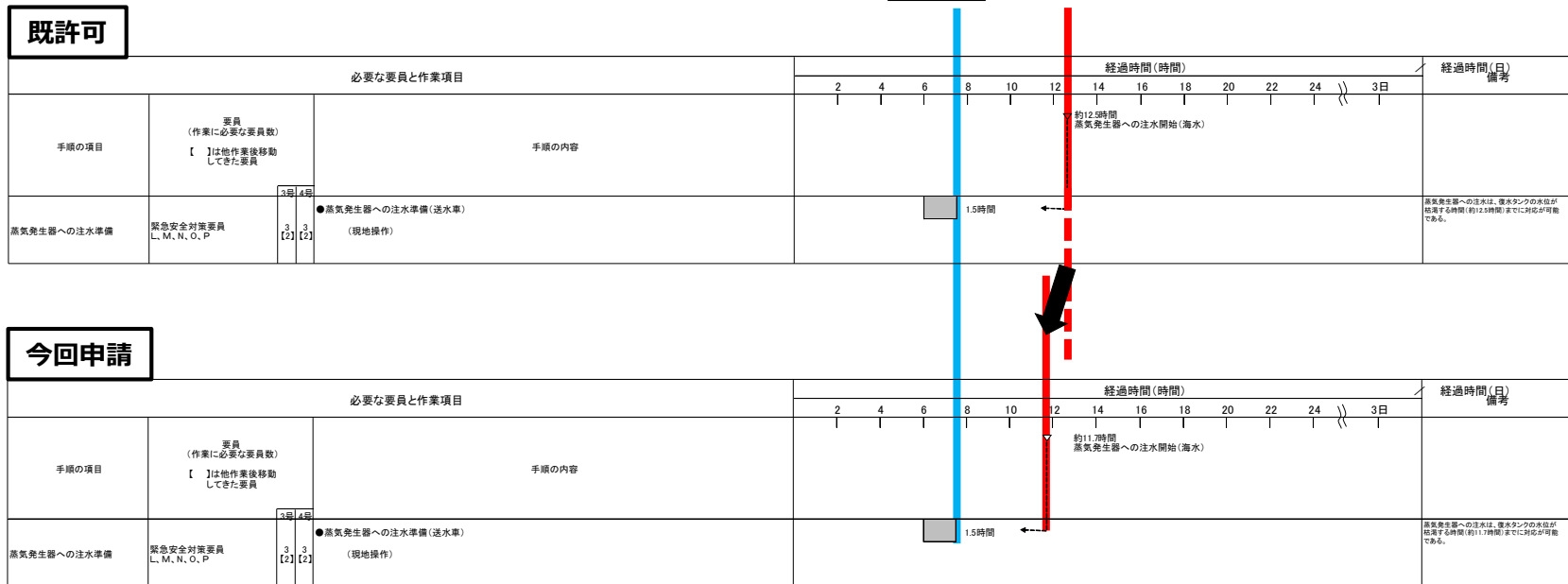


図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失)
(一部抜粋(上：既許可 下：今回申請))

- 設置許可基準規則第三十七条において要求されている重大事故等対策の有効性評価に対し、SGRによる影響を確認した。
- 今回のSGRにより一部の評価結果が変更となるものの、評価項目を満足することを確認した。

設置許可基準規則	規則への適合性
第三十七条 重大事故等の拡大の防止等	重大事故等対策の有効性評価として、各評価項目に対して評価を行い、各評価項目を満足することが要求されている。 今回のSGRにより一部の評価結果が変更となるものの、設置許可基準規則にて要求されている評価項目を満足することを確認した。