

高浜発電所 原子炉設置変更許可申請

蒸気発生器取替え、蒸気発生器保管庫設置及び
点検建屋設置に係る設置許可基準規則への適合性及び
審査会合におけるご指摘事項の回答について

【D B 共通条文関係及びコメント回答】

1. これまでの審査会合におけるご指摘事項の内容 ⇨ 2
2. ご指摘事項への回答 ⇨ 5
3. 設置許可基準規則の適合性の整理 ⇨ 22
 - 3 - 1. 設置許可基準規則第3条の適合性およびまとめ ⇨ 23

1. これまでの審査会合におけるご指摘事項の内容(1/3)

No	指摘事項の内容	回答頁
1	熱貫流率の導出に必要なパラメータについて記載を充実すること	10/10会合 説明済
2	テーパ角の変更に伴う圧損の変更について説明を充実すること	10/10会合 説明済
3	管支持板管穴形状の変更がどのように強度変更につながるかについて説明を充実すること	10/10会合 説明済
4	SG保管庫の保管能力について、廃棄物等の保管形態を加味しても保管可能なものかの説明を充実すること	8/24会合 説明済
5	本文五号のヌ.の記載について、放射性物質を取扱うことに係る考え方の説明を充実すること	8/24会合 説明済
6	2006年から2019年の変更に伴い、どのような傾向があるのか（風速、風向、大気安定度等）説明すること	8/24会合 説明済
7	本申請と適用条文の関係性について整理し説明すること	別途説明
7-1	27条1項3号に対する本申請の適合性について整理し説明すること	
8	許可本文(保管物を限定していること)との整合性について、整理し説明すること	21
9	遮蔽設計区分を設定する考え方、評価結果について各エリアを網羅的に整理し説明すること	10/10会合 説明済

1. これまでの審査会合におけるご指摘事項の内容(2/3)

No	指摘事項の内容	回答頁
1 0	遮蔽設計における解析条件として、線源の配置の考え方を説明すること	11/16会合 説明済
1 1	モデルを組んで評価しているものは資料上明確化すること。また、「影響が無視できることが明らかである場合」と整理しているものについて考え方を説明すること	11/16会合 説明済
1 2	各評価点に応じた対象線源の合算値で評価している旨記載を充実すること	11/16会合 説明済
1 3	保守点検建屋に運搬して切断する理由について資料を充実すること。加えて、保守点検建屋での切断作業について、廃棄物の前処理過程なのか現地作業の一環であるのか、記載を充実すること	別途説明
1 4	美浜 1 2 号機では全事象の影響評価を実施していることに対し条件変更の影響程度を踏まえ、今回の評価事象選定の考え方を説明すること	5
1 5	その他安全評価事象への影響について、影響の方向性をグラフ等を用いて説明すること	6 ~ 14
1 6	解析条件の根拠の説明を充実すること	15
1 7	SG伝熱性能の視点で、SG二次側水位低下を考慮した事象進展に応じた検討を行っていることを説明すること	16 ~ 18
1 8	蒸気発生器保管庫および保守点検建屋において、飛び火対策による散水設備を設けない理由を資料追記すること	20
1 9	資源評価において、水源の評価、燃料の評価がそれぞれ、どの事故シーケンスに影響しているのかがわかる記載にすること	8

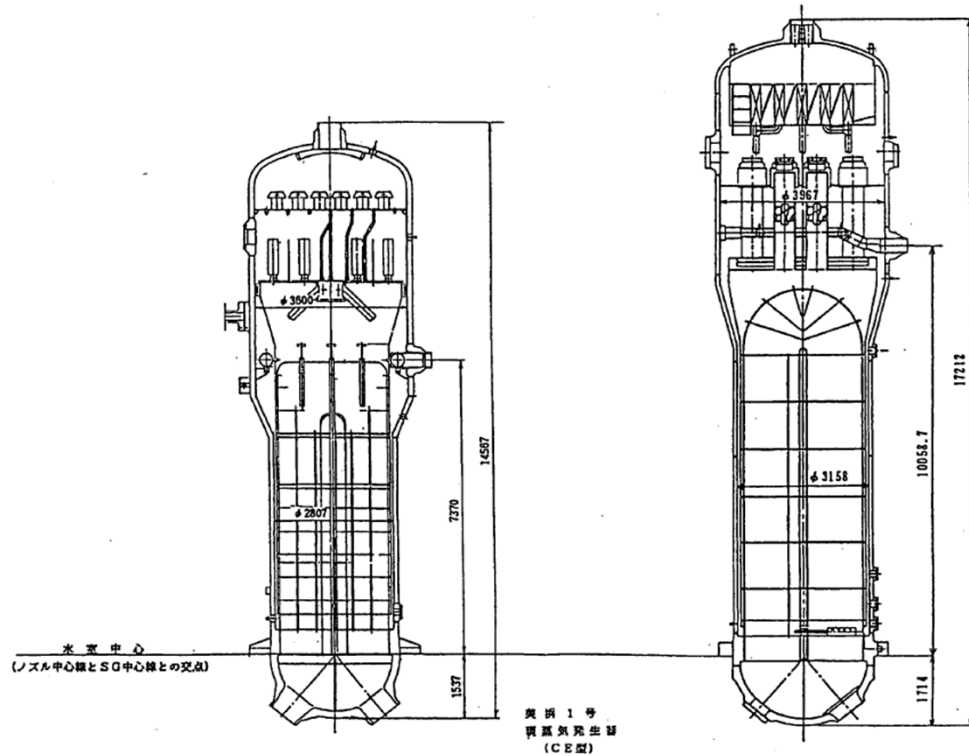
1. これまでの審査会合におけるご指摘事項の内容(3/3)

No	指摘事項の内容	回答頁
20	復水タンク枯渇時間の評価について、算定内容がわかるよう資料の充実化を図ること	19

2. ご指摘事項への回答

No.14 美浜12号機では全事象の影響評価を実施していることに対し条件変更の影響程度を踏まえ、今回の評価事象選定の考え方を説明すること

- SGR影響事象の選定については、過去のSGRによる知見を踏まえた公開文献に基づき選定している。
- 美浜1号機及び2号機のSGRについては、SGR前後の設計変更が大きく、SG関連データへの影響が大きいため、全事象の解析を実施しており、その結果は公開文献に取り込まれている。
- 美浜1号炉におけるSGR前後における主な仕様を下表に示す。



SG関連データ	SGR前 (CE型)	SGR後 (35F型)	変化率
伝熱性能※ (kcal/hr°C)			約3%増加
1次側圧力損失 (kg/cm ²)			約50%減少
1次冷却材体積 (m ³ /基)	16	22	約40%増加
2次側保有水量 (ton/基)			約65%増加
主給水管の最小流路断面 (m ²)	0.075	0.046	約40%減少

※：SGR前は施栓率28%に対する伝熱性能であり、SGR後は施栓率10%に対する伝熱性能となるが、施栓率0%時の伝熱性能は同等である。

- SGRの影響がわずかと判断した事象（原子炉冷却材系の停止ループの誤起動等）については、美浜1号機及び2号機のパラメータ変動を踏まえても、その影響が軽微であることを確認している。
- また、SGRの影響を受ける事象（主給水流量喪失等）については、その影響が他プラントのSGRの解析結果と同程度であることを確認している。
- 今回の高浜3, 4号機におけるSGRにおけるSG関連データの変動は、美浜1号機及び2号機に比べて大幅に小さいことから、SGR影響事象の選定は妥当と判断している。

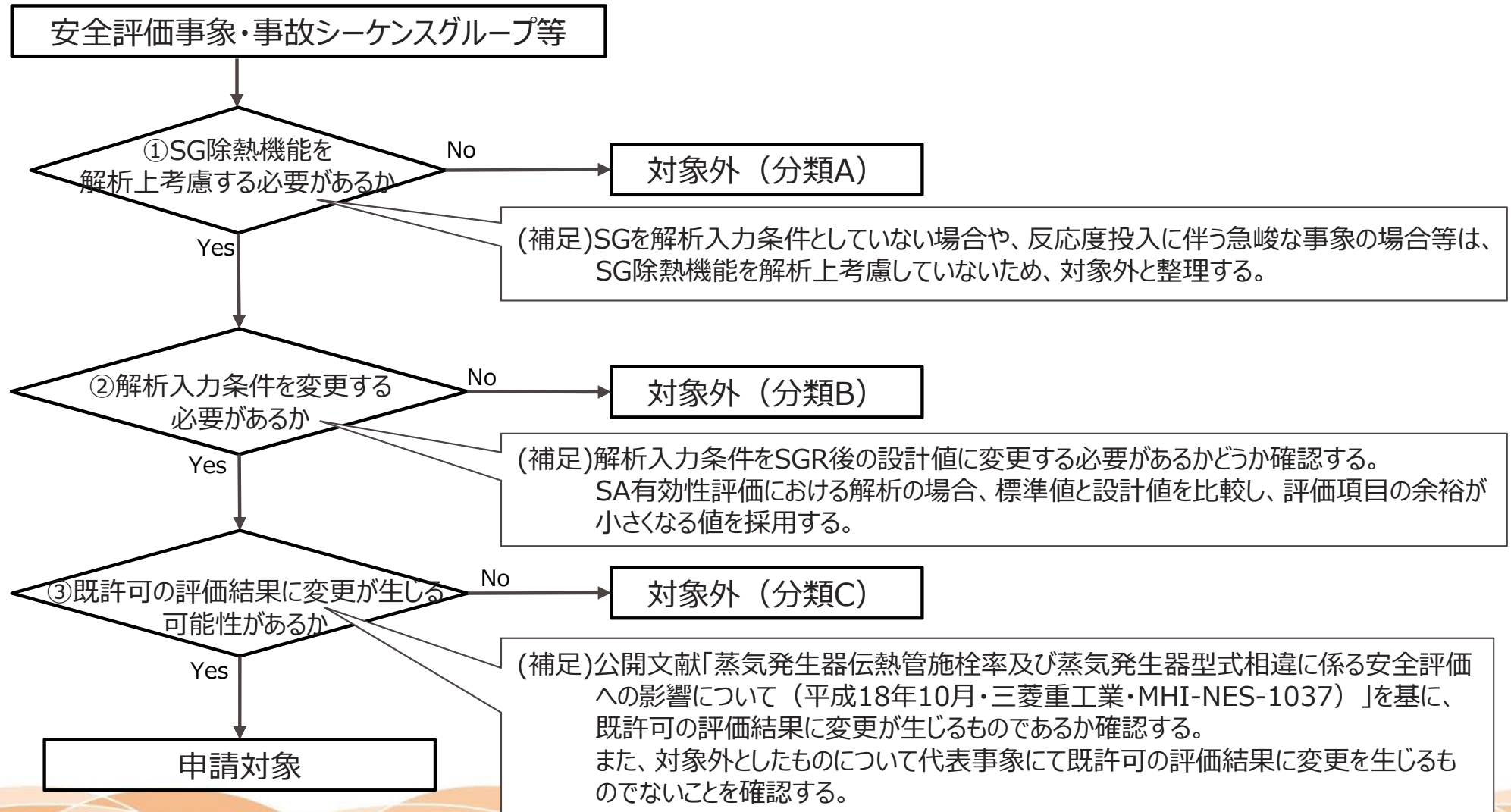
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

SGRに伴う申請対象の選定 (DB/SA)

SGRに伴って申請対象とする安全評価事象・事故シーケンスグループ等については、以下のフローに基づき選定している。

- 安全評価指針に基づく安全評価事象 (DB) ※事故時被ばくは選定フローによらず選定
- 事故シーケンスグループ等 (SA) ※資源の項目は選定フローによらず選定

選定フロー



2. ご指摘事項への回答

申請対象の選定結果 (DB)

No.15 その他安全評価事象への影響について、影響の方向性をグラフ等を用いて説明すること

7

6 のフローに基づき、申請対象となる事象の選定結果を以下に示す。

 : フローの対象

分類	安全評価事象	申請対象	分類	安全評価事象	申請対象	
運転時の異常な過渡変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	-	設計基準事故	原子炉冷却材喪失(ECCS性能評価)	○	
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	-		原子炉冷却材流量の喪失	-	
	制御棒の落下及び不整合	-		原子炉冷却材ポンプの軸固着	-	
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○		主給水管破断	○	
	原子炉冷却材流量の部分喪失	-		主蒸気管破断	-	
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	-		制御棒飛び出し	-	
	外部電源喪失	- ※1		蒸気発生器伝熱管破損	-	
	主給水流量喪失	○		原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器内圧評価)	○	
	蒸気負荷の異常な増加	-		可燃性ガスの発生	○	
	2次冷却系の異常な減圧	-		事故時被ばく	放射性気体廃棄物処理施設の破損	○
	蒸気発生器への過剰給水	-			蒸気発生器伝熱管破損	○※3
	負荷の喪失	-			燃料集合体の落下	○※2,3
	原子炉冷却材系の異常な減圧	-			原子炉冷却材喪失	○
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	-			制御棒飛び出し	○※2

※1 : 主給水流量喪失、及び原子炉冷却材流量の喪失にて、重畳させて確認

※2 : 蒸気発生器型式は関係しないが、気象資料の更新及び放出源の有効高さの更新を反映した評価結果を申請

※3 : 設置変更許可申請書本文十号が申請対象になったことに合わせて、本文の記載適正化を実施

2. ご指摘事項への回答 申請対象の選定結果 (SA)

No.15 その他安全評価事象への影響について、影響の方向性をグラフ等を用いて説明すること

No.19 資源評価において、水源の評価、燃料の評価がそれぞれ、どの事故シーケンスに影響しているのかがわかる記載にすること

6 のフローに基づき、申請対象となる事故シーケンスグループ等の選定結果を以下に示す。

 : フローの対象

分類	事故シーケンスグループ等	申請対象				評価項目※ ※ 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
		解析	資源			
			水源	燃料	電源	
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	-	○※1	-※2	-	-
	原子炉補機冷却機能喪失	-	○※1	-※2	-	-
	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	-	○※1	○※1	-	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	-	-	-	-	-
	格納容器バイパス	-	○※1	-※2	-	-
重大事故 (2項)	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
	溶融炉心・コンクリート相互作用	-	-	-	-	溶融炉心の冷却
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)	想定事故 1	-	-	-	-	-
	想定事故 2	-	-	-	-	燃料有効長頂部の冠水等
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)	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	○	-	-	-	-

※1 : SGRによる評価条件 (復水タンク枯渇時間) の変更を反映した結果を申請

※2 : 送水車準備完了から7日間の燃料消費量を計算しており、復水タンク枯渇時間の変更の影響を受けないため見直しが不要


2. ご指摘事項への回答

No.15 その他安全評価事象への影響について、影響の方向性をグラフ等を用いて説明すること

9

申請対象外（分類A、B、C）の概要

- ・フローにおいて申請対象外とした分類A,B,Cの事象・事故シーケンスグループ等について、以下の通り整理している。
- ・このうち分類Cについて、SGRの影響を検討し、代表事象にて既許可の評価結果に変更が生じる可能性があるか確認する。

分類	安全評価事象	事故シーケンスグループ等	本申請における扱い
A	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き ・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（速い引き抜き） ・制御棒飛び出し 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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（但し、「反応度の誤投入」を除く） 	SGにおける除熱効果を解析上考慮していないため、SGRの影響は受けない。
B	対象なし	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・原子炉停止機能喪失 ・ECCS注水機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失 ・格納容器バイパス ・格納容器過圧・過温破損 ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・溶融炉心・コンクリート相互作用 	SGの除熱性能を解析上考慮しているが、解析入力条件は既許可から変更なく、SGRの影響は受けない。 （設計値と標準値を比較検討した結果、既許可から解析条件を変更する必要がないことを確認。11月16日審査会合にてご説明済）
C	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒の落下及び不整合 ・原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 ・蒸気負荷の異常な増加 ・2次系冷却系の異常な減圧 ・蒸気発生器への過剰給水 ・原子炉冷却材系の異常な減圧 ・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 ・主蒸気管破断 ・蒸気発生器伝熱管破損 ・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（遅い引き抜き） ・負荷の喪失 ・原子炉冷却材流量の部分喪失 ・原子炉冷却材流量の喪失 ・原子炉冷却材ポンプの軸固着 	対象なし	SGの除熱性能を解析上考慮しており、SGRにより解析入力条件を変更する必要があるが、公開文献を踏まえて、既許可記載の評価結果に変更が生じるものではない（既許可記載値の有効桁数未満の変動）と判断している事象。  代表事象にて、既許可の評価結果に変更が生じるものではないことを確認する。

2. ご指摘事項への回答

分類Cに関するSGRに伴う評価結果への影響考察

No.15 その他安全評価事象への影響について、影響の方向性をグラフ等を用いて説明すること

10

分類Cの事象は、SGRに伴う1次冷却材保有水量の増加により、評価結果において一般的に以下の影響を及ぼすと考えられる。

①温度変化の割合を緩やかにする。

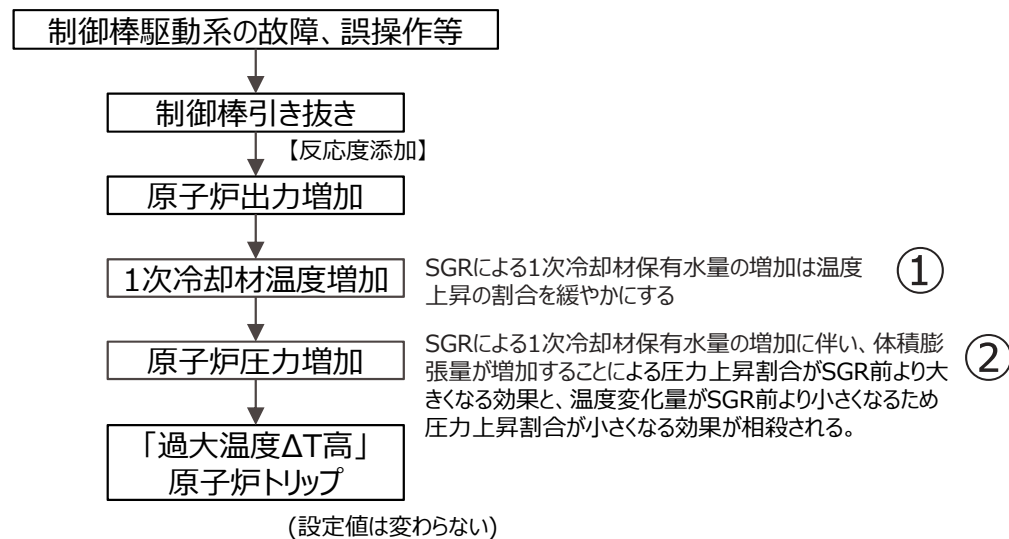
起因事象及び外乱による影響を緩和し、事象収束に至るまでの進展（時間）を遅らせるため、ピーク（判断基準に対する余裕が最も小さくなる）に至る時間を遅らせる方向に作用する。一方で原子炉トリップ等の設定値の変更はないことから、評価結果はSGR前と比較して同等もしくは裕度が増す方向に作用し、既許可の評価結果に変更が生じるものではない。

②体積膨張量が増加する。

圧力を上昇する方向に作用する。一方で①の効果により、SGR前より1次冷却材温度は上昇しにくくなるため、①と②の効果は相殺することとなり、原子炉圧力の評価結果に変更が生じるものではない。

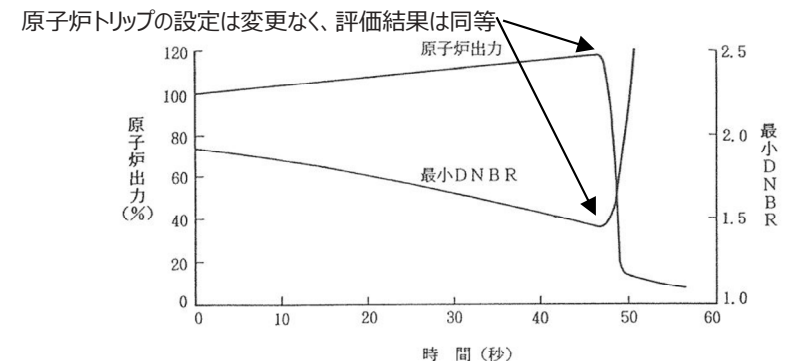
評価例【出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（遅い引き抜き）】

【事象概要】



【SGRに伴う評価結果への影響考察】

- SGRによる1次冷却材保有水量の増加は、温度上昇割合を緩やかにするものの、原子炉トリップの設定値に変更はないことから、評価結果は同等であり、既許可の評価結果に変更が生じるものではない。
- 温度上昇に伴う圧力上昇は、1次冷却材保有水量増加に伴う体積膨張量が増大する効果と、温度変化量が小さくなる効果が相まって相殺され、既許可の評価結果に変更が生じるものではない。



〔温度上昇の割合を緩やかにし事象全体の進展を遅らせる方向〕

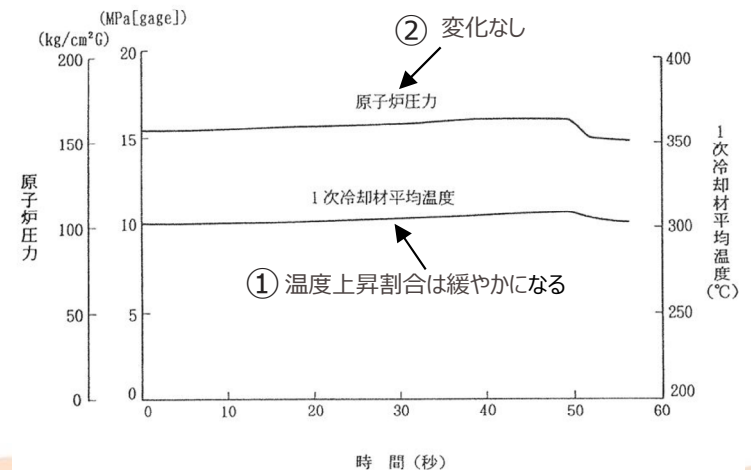


図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(既許可)

前頁での影響考察を踏まえて、代表事象を選定し、その評価結果を確認することにより、分類Cの事象はSGRにより既許可の評価結果に変更が生じるものではないことを確認する。

■ 代表事象の選定

・ 代表事象は、前頁のSGRの影響を踏まえて、以下の2つの観点からそれぞれ選定する。

① 温度変化の割合を緩やかにすることに紐づくもの（事象収束までの挙動確認の観点）

温度変化の割合が緩やかになることは、一般的には解析においてピークを遅らせる挙動として現れると考えられる。

本挙動は、事象収束までの時間が長いほど、その影響を確認することができるため、事象収束までの時間が比較的長い「**2次冷却系の異常な減圧**」を代表とする。

② 体積膨張量が増加することに紐づくもの（原子炉圧力の相殺確認の観点）

体積膨張量の増加は圧力を上昇する方向に作用する一方で、①の効果によりSGR前より1次冷却材温度は上昇しにくくなるため、圧力上昇への影響が相殺されると考えられる。

本挙動は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最も高くなり、判定基準に対する裕度が最も小さい「**負荷の喪失**」を代表とする。



「2次冷却系の異常な減圧」「負荷の喪失」の評価結果を次頁以降に示す。

■ 事象進展の概要

- 2次系の弁誤開による蒸気放出に伴い1次冷却材温度が低下する。
- 1次冷却材温度が低下することに伴い、原子炉圧力が低下し、また、反応度が添加される。
- 非常用炉心冷却設備が起動し、ほう酸水が炉心に到達することで、反応度上昇が抑制される。

既許可の評価結果

原子炉は臨界に至ることなく収束する。

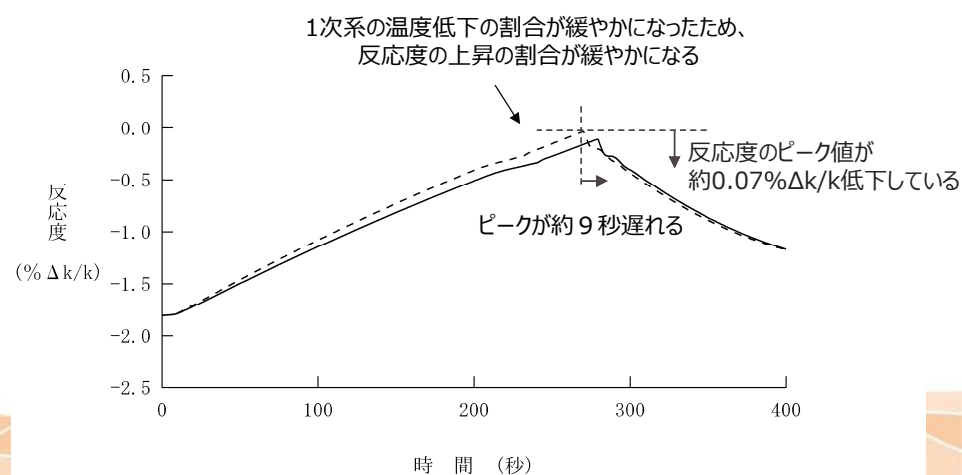
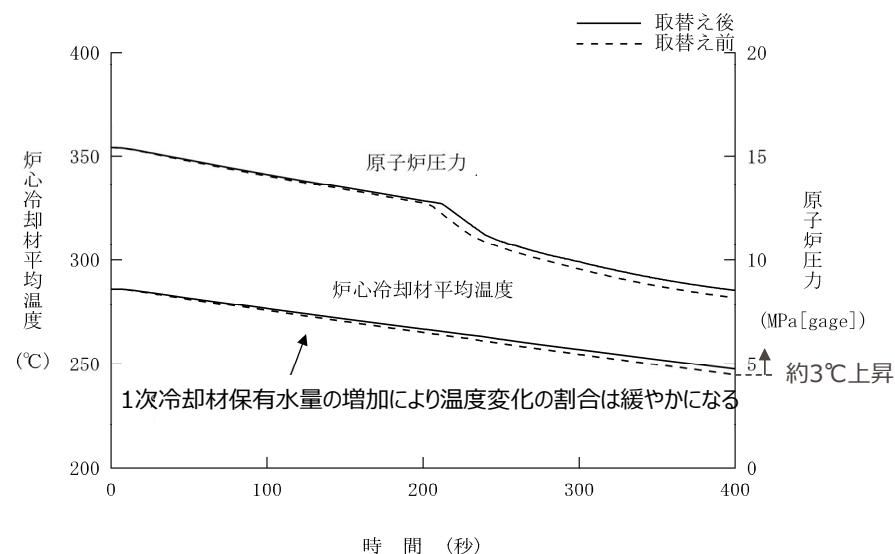
■ 解析による評価結果の確認

- 評価結果は、SGR前と変わらず臨界に至らないが、SGRの影響考察通り、1次冷却材の温度低下の割合が緩やかになることに伴い、反応度のピークに至る時間が遅れること、ピーク値の裕度が増していることを確認した。

① 1次冷却材体積増加により、1次冷却材温度低下の割合が緩やかになり、400秒時点の1次冷却材温度はSGR後の方が約3℃高くなる。
(244.8℃ → 247.6℃)

② 1次冷却材温度低下の割合が緩やかになったことにより、事象全体の進展が遅くなり、反応度のピークに至る時間が約9秒遅れる。
(270秒 → 279秒)

③ また、温度低下の割合が緩やかになったことから、反応度添加の割合も緩やかになり、評価結果は約0.07%Δk/k低下する。
(-0.04%Δk/k → -0.11%Δk/k)



■ 事象進展の概要

- 送電系又はタービンの故障による蒸気負荷の喪失に伴い1次冷却材温度、原子炉圧力が上昇する。
- 加圧器安全弁が作動し、原子炉圧力の上昇が緩和される。
- 「原子炉圧力高」原子炉トリップにより制御棒が落下し、原子炉出力が低下する。これにより1次冷却材温度、原子炉圧力が低下する。

既許可の評価結果

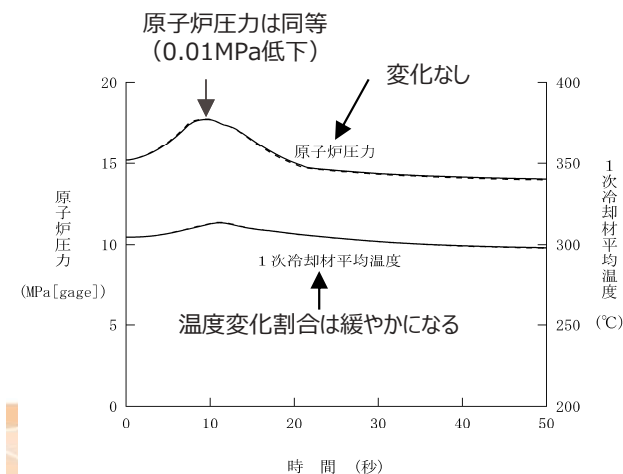
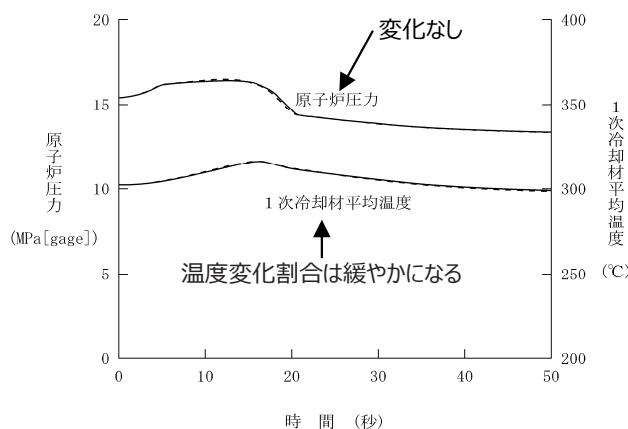
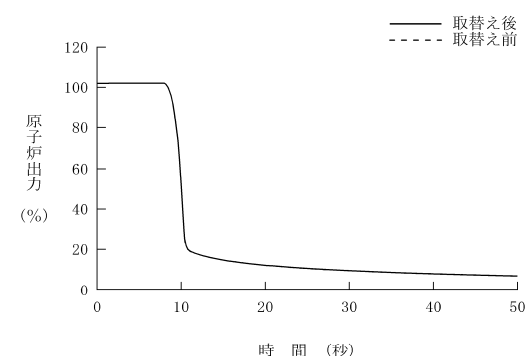
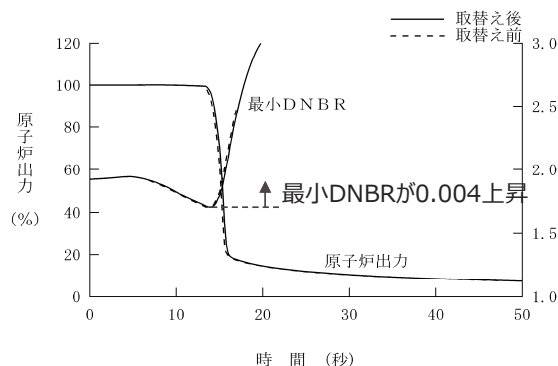
- 最小DNBR (≥ 1.17) : 約1.70
- 燃料中心温度 ($<$ 溶融点) : 溶融点未滿
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ($\leq 18.88\text{MPa}[\text{gage}]$) : 約18.2MPa[gage]

■ 解析による評価結果の確認

- 評価結果は、SGRの影響考察通り、最小DNBRのピーク値及び原子炉圧力のピーク値はSGR前と同等であることを確認した。

① 1次冷却材温度の上昇割合が緩やかになること及び原子炉トリップの設定値が変わらないことから、最小DNBRは既許可記載値の有効桁数未滿の変動となる。
(1.704→1.708)

② 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、体積膨張量の増加と温度上昇の割合が緩やかになる効果が相殺し、既許可記載値の有効桁数未滿の変動となる。
(18.23MPa[gage]→18.22MPa[gage])



評価結果のまとめと結論

■ 評価結果のまとめ

- ・ 評価結果から、以下の通り、事前の影響考察のとおり挙動を示すことを確認した。
 - ①1次冷却材保有水量の増加は、温度変化の割合を緩やかにし、事象の進展を遅らせるものの、原子炉トリップ等の設定値は変わらないため、評価結果はSGR前後で同等もしくは裕度が増す方向に作用すること、及びピークに至る時間が遅れることを確認した。
(「2次冷却系の異常な減圧」では、反応度のピークに至る時間が遅れること、裕度が増していることを確認。「負荷の喪失」では、最小DNBRの評価結果が同等であることを確認。)
 - ②原子炉圧力の変動はSGRの影響を受けないことを確認した。
(「負荷の喪失」において、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が同等であることを確認。)

■ 結論

- ・ 代表事象で得られた評価結果は、既許可記載値の有効桁数未満の範囲で変動している。
- ・ 分類Cの事象は、**既許可記載の評価結果に変更が生じるものではない**ことを確認した。

安全評価事象における解析条件の使用値等の設定根拠について補足する。

1. 運転時の異常な過渡変化

1-1 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）

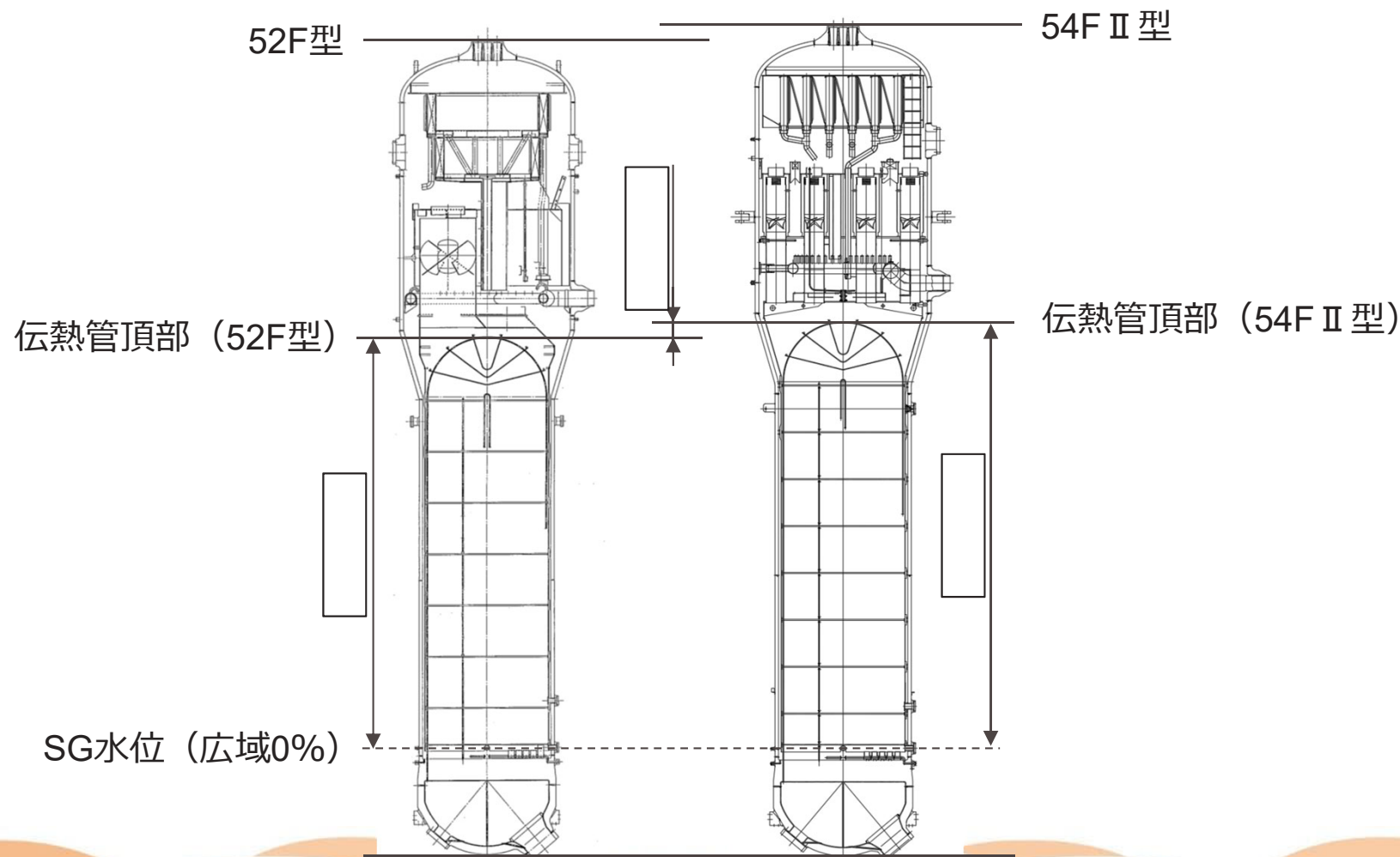
評価条件	使用値	設定根拠
希釈流量	81.8m ³ /h※	<p>希釈流量は1次系補給水ポンプの補給能力を踏まえて設定している。 具体的には、1次系補給水ポンプはRCS圧力2.75MPaにおける補給能力約78.7m³/hを設計値としているが、安全解析においては、大気圧時の補給能力81.8m³/hを採用している。</p> <p>起動時：設計値 約78.7m³/h、安全解析使用値81.8m³/h</p>

※安全解析における機器の入力条件設定は、評価結果が厳しくなるように、機器の動作する運転条件および機器の仕様を踏まえて、設計値を上回るように設定することを基本としている。

その他の安全評価事象における評価条件の設定根拠については補足説明資料に追記。

○SG水位と伝熱性能の関係について

- ・伝熱性能は、伝熱面積と熱貫流率の積によって定まるパラメータであり、1次系と2次系の熱交換（伝熱量）に影響を及ぼす数値である。
- ・SG水位が伝熱管頂部を下回ると熱交換可能な面積が減少するため伝熱性能は悪化する。
- ・標準値のSG(52F型)と設計値のSG(54FⅡ型)では、伝熱管長が異なるが、SGの水位低下に伴って伝熱性能が悪化する事象に対して、伝熱量に有意な影響を与えないことを確認する。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

○伝熱性能に関する標準値と設計値の違いの影響（SG型式相違が及ぼす影響）について

- ・ 既許可（標準値）の「2次冷却系からの除熱機能喪失」の解析結果を下図に示す。
- ・ SG水位の低下に合わせて、伝熱量が低下していることが分かる。
- ・ SG型式相違に対する影響の検討は、以下の通り。

① SG水位低下の支配的な要因である原子炉出力

SG型式により炉心条件は影響を受けないため、原子炉トリップ前後の原子炉出力挙動は**同等**

② SG伝熱管高さの相違

54F IIの方が僅か（)に高くなるが、伝熱管下端からUベンド頂上までの高さ（)に対して差は僅かであり、伝熱性能に**有意な影響は及ぼさない**と考えられる。

以上から、SG型式相違が伝熱性能に及ぼす影響は有意ではない。

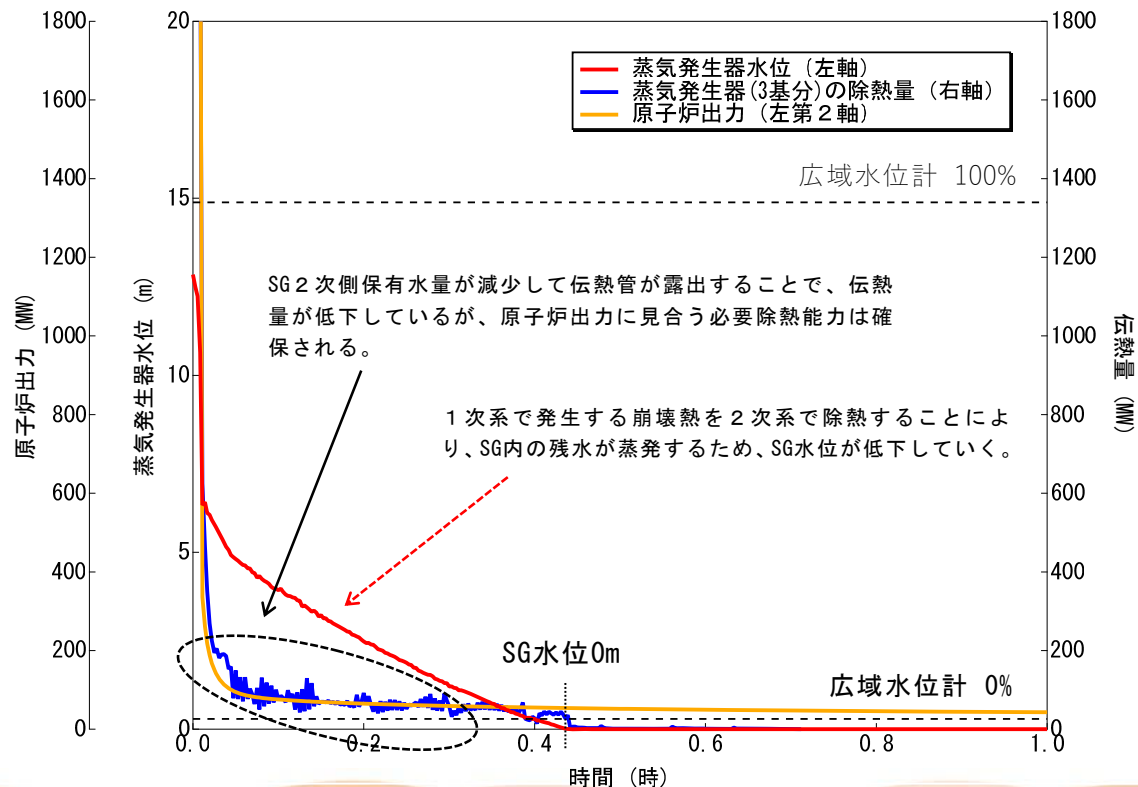


図1 SG保有水量（水位）、SG伝熱量及び炉心発熱量の推移

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

○設計値が解析結果に及ぼす影響について

- ・ 2次側保有水量の設計値は、標準値と比較し、増加（48 t / 基→51 t / 基）している。
- ・ SG水位低下レートは標準値と設計値で同等であるため、設計値の方がSG保有水量が多いことから、ドライアウト時間が遅く、1次系の冷却時間が長くなり、1次系の冷却が促進される。
- ・ そのため、標準値を採用する方が評価結果の余裕が小さく、保守的な条件設定であることから、標準値を採用することは妥当と判断している。

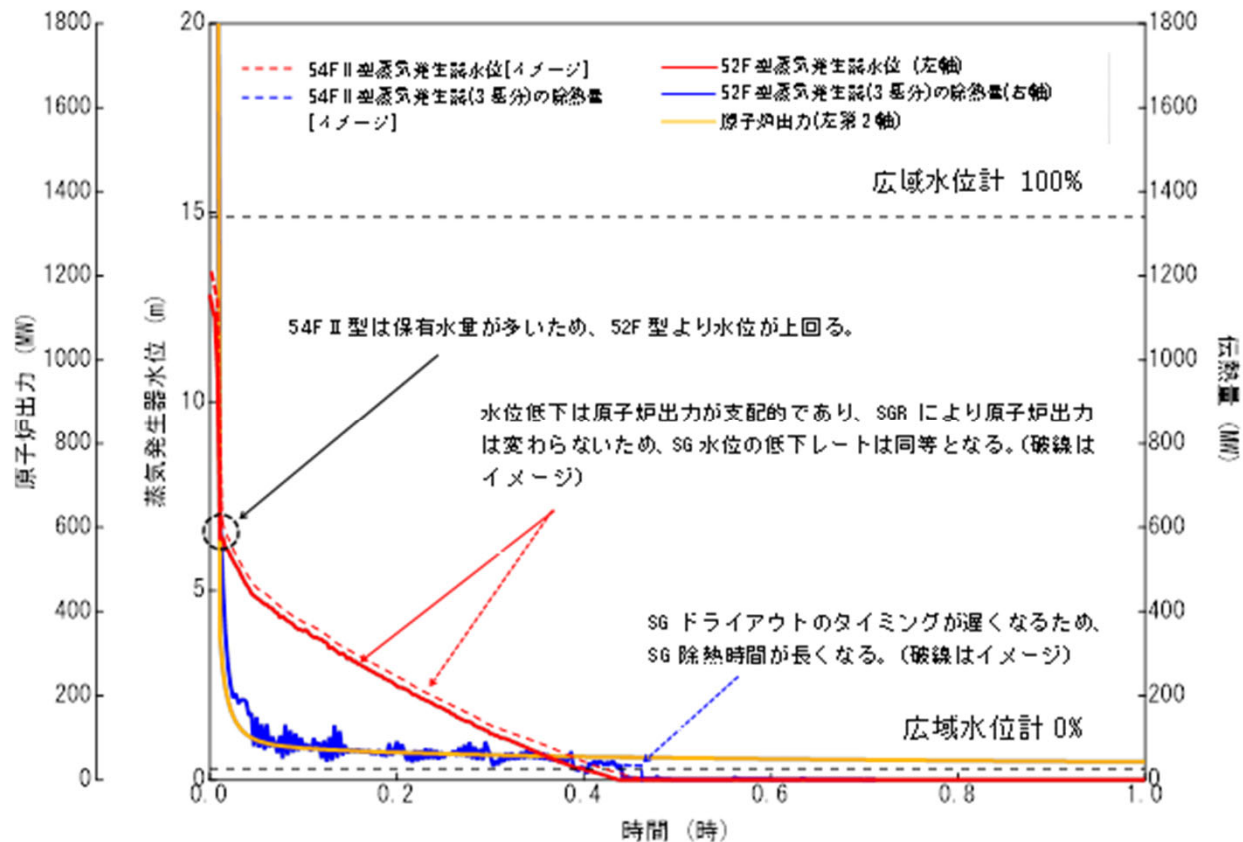


図2 設計値(54F II型)と標準値(52F型)の比較

- 復水タンク枯渇時間評価において算定している「崩壊熱除去以外に必要な補給水量」とは、1次冷却材系統を出力運転状態から冷却維持状態まで冷却するために必要な補給水量を表しており、具体的には下表の通り考慮している。

		取替え前	取替え後
崩壊熱除去以外に必要な補給水量 [m ³]		185.5	209.2
内訳	①出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去に必要な補給水量[m ³]	-15.7	-24.5
	②高温停止状態から冷却維持温度(150℃)までの顕熱除去に必要な補給水量[m ³]	149.6	159.2
	③蒸気発生器水位回復に必要な補給水量[m ³]	51.6	74.5

- ①②顕熱の除去に必要な補給水量については、以下の式を用いて熱量から換算し算定している。
「熱量 (kJ) ※1 ÷ エンタルピの差 (kJ/kg) ※2 ÷ 給水の密度 (kg/m³) = 補給水量 (m³)」

※1 熱量の値には、①②各過程の前後の系統保有熱量差を適用する。

①においては、出力運転状態から高温停止状態への移行に伴い系統の保有熱量が増加するため、熱量がマイナスの値となり、換算した補給水量もマイナスの値となる。

②においては、高温停止状態から冷却維持温度(150℃)への移行に伴い系統の保有熱量が減少するため、熱量がプラスの値となり、換算した補給水量もプラスの値となる。

※2 エンタルピの差の値には、本評価においては注入前の補給水(40℃)と沸騰後の蒸気(冷却維持温度150℃)のエンタルピ差を用いている。

- ③蒸気発生器水位回復に必要な補給水量については、冷却過程における蒸気発生器2次側保有水の収縮で生じる水位低下に対する水位回復等に必要な補助給水量である。

2. ご指摘事項への回答

- 防火帯の外側にあるクラス3施設については、防火エリアを設けているが、防火エリアを設けた場合においても、1%の確率で飛び火による火災が発生する可能性※1があるため、以下の飛び火対応を行うこととしている。

※1：原子力発電所の外部火災影響評価ガイド 附属書A「森林火災の原子力発電所への影響評価について」

- クラス3施設は損傷したとしても、直ちに安全機能を損なう恐れはないが、火災が発生した場合、小さいインベントリではあるものの放射性物質の拡散による「公衆被ばく」への影響が懸念されることから、可燃性の廃棄物を貯蔵・保管している建屋には散水設備を設ける設計※2としている。

※2：森林火災の進展により発電所敷地全面が森林火災に覆われた場合、専属消防隊の施設へのアクセスが困難となり、飛び火により火災が発生することを防止するための消火活動が出来ない可能性を考慮し、散水設備を設けるもの。

⇒ **C蒸気発生器保管庫、保守点検建屋は、可燃性の放射性廃棄物を貯蔵・保管しないため、散水設備は設置しない。**

防火帯外側に設置する施設の外部火災に係る整理結果

施設名	既許可			今回申請		備考
	廃棄物貯蔵庫 (A, C, D)	A,B蒸気発生器 保管庫	外部遮蔽壁保管庫	C蒸気発生器 保管庫	保守点検建屋	
設置場所	防火帯外側	防火帯外側	防火帯外側	防火帯外側	防火帯外側	
保管する廃棄物	不燃物、可燃物 (ケーブル、チャコール他)	不燃物 (蒸気発生器他)	不燃物 (コンクリート、鉄筋、埋め込み金物)	不燃物 (蒸気発生器他)	不燃物 (液体廃棄物)	
飛び火対策	散水設備	—	—	—	—	可燃性の廃棄物を保管しない場合、散水設備は不要
森林火災からの防護対策	防火帯と同じ幅18mの防火エリアを設定	離隔距離18mが確保できており、対応不要	防火帯と同じ幅18mの防火エリアを設定	防火帯と同じ幅18mの防火エリアを設定する	防火帯と同じ幅18mの防火エリアを設定する	
熱影響評価結果	9.7℃	—	9.7℃ (森林からの距離が18mの評価)	7.9℃ (森林からの距離が18mの評価)	9.7℃ (森林からの距離が18mの評価)	コンクリート許容温度：200℃

(1) 蒸気発生器取替工事に伴い先行撤去する干渉物の外部遮蔽壁保管庫への保管
蒸気発生器取替工事においては、作業安全の観点から輻輳作業を避けるため、一部の干渉物（レストレイント）を先行撤去し、雑固体廃棄物として外部遮蔽壁保管庫に一時的に保管し、新設の蒸気発生器保管庫設置後に当該蒸気発生器保管庫に運搬、保管する計画としている。

(2) 設置変更許可申請書（本文）の記載

今回申請した設置変更許可申請の本文では、外部遮蔽壁保管庫の保管物を限定した記載としており、外部遮蔽壁保管庫に先行撤去した一部の干渉物（レストレイント）を雑固体廃棄物として一時的に保管できるよう、以下のとおり、本文を変更する。

表 設置変更許可申請書（本文） 3号及び4号炉 変更前後表

今回の申請での記載	変更案
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備 (3) 固体廃棄物の廃棄施設 (i) 構造 - 中略 - 原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。 - 中略 - (ii) 廃棄物の処理能力 - 中略 - 外部遮蔽壁保管庫は、1号炉及び2号炉の外周コンクリート壁一部撤去、1号炉の蒸気発生器の取替え、並びに3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等を十分貯蔵保管する能力を有する。 - 中略 - 九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項 ロ 放射性廃棄物の廃棄に関する事項 (4) 固体廃棄物の保管管理 - 中略 - 3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備 (3) 固体廃棄物の廃棄施設 (i) 構造 - 中略 - 原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物、並びに雑固体廃棄物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。 - 中略 - (ii) 廃棄物の処理能力 - 中略 - 外部遮蔽壁保管庫は、1号炉及び2号炉の外周コンクリート壁一部撤去、1号炉の蒸気発生器の取替え、3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等、並びに雑固体廃棄物を十分貯蔵する能力を有する。 - 中略 - 九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項 ロ 放射性廃棄物の廃棄に関する事項 (4) 固体廃棄物の保管管理 - 中略 - 3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物、並びに雑固体廃棄物は、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。</p>

※：1号炉，2号炉の設置変更許可申請書（本文）についても同様に変更する。

条文 (設置許可基準)		関係性		
		蒸気発生器取替え	蒸気発生器保管庫設置	保守点検建屋設置
第3条	設計基準対象施設の地盤	—	● (1項)	● (1項)

- : 本申請の適用条文のうち、今回の申請の中で適合性を説明する必要がある条文
(既許可の設計方針を取替・新設する設備に対して新たに適用するもの)
- : 本申請の適用条文のうち、既許可の設計方針にて申請対象設備の適合性を確認できる条文
- × : 本申請と関係性のない適用外の条文

○設置許可基準規則第三条と適合のための設計方針

第三条 設計基準対象施設の地盤

- 1 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）及び兼用キャスクにあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあつては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。
- 2 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
- 3 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあつては、地盤に変位が生じてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

○蒸気発生器保管庫及び保守点検建屋の第三条（設計基準対象施設の地盤）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3条	1項 耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。 また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。 耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。	蒸気発生器保管庫及び保守点検建屋は、耐震重要度分類をCクラスとして設定した地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。	●
	2項 耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。	耐震重要施設及び兼用キャスクへの要求であることから、関係しない。	×
	3項 耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。		

蒸気発生器保管庫及び保守点検建屋を設置する地盤は、自重及び運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類のCクラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有するように設計する。

以上より、高浜発電所3号炉及び4号炉共用蒸気発生器保管庫設置及び1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用保守点検建屋設置に関して、「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」第3条に適合していることを確認した。