

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価 審査会合における指摘事項の回答

平成29年8月10日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐の内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

1. これまでの審査会合におけるご説明内容
2. これまでの審査会合での指摘事項
3. 指摘事項の回答

1. これまでの審査会合でのご説明



以下の事象について、東海第二発電所で整備している重大事故等対策が有効であることを確認した。

1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策について

- ①高圧・低圧注水機能喪失
- ②高圧注水・減圧機能喪失
- ③全交流動力電源喪失
 - ・長期TB
 - ・TBD, TBU
 - ・TBP
- ④崩壊熱除去機能喪失
 - ・取水機能が喪失した場合
 - ・残留熱除去系が故障した場合
- ⑤原子炉停止機能喪失
- ⑥LOCA時注水機能喪失
- ⑦格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA)

2. 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策について

- ①想定事故1
- ②想定事故2

3. 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策について

- ①崩壊熱除去機能喪失
- ②全交流動力電源喪失
- ③原子炉冷却材の流出
- ④反応度誤投入

2. これまでの審査会合での指摘事項について(1/2)



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
2	2017/4/13	炉心	LOCA時注水機能喪失	破断面積3.7cm ² の代表性の考え方について説明すること。
14	2017/5/18	シーケンス選定・PRA	シーケンス選定	事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、TBDとTBUのグループを同一グループとして扱う考え方については、対策(設備)の観点だけでなく手順の観点も含めて整理した資料を提示すること。また、対策及び手順の詳細について、有効性評価において説明すること。
16	2017/5/18	シーケンス選定・PRA	シーケンス選定	停止時(定期検査時の機器搬入等)に発生する建屋開口部の影響について、運転時と停止時における開口箇所の相違が外部事象発生時にどう影響するかを整理した資料を提示すること。
19	2017/5/18	炉心	ISLOCA	破断箇所の想定について、事象進展が厳しくなるよう流出流量が多くなる箇所を選定しているが、有効性評価ガイドにおける「低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。」を踏まえた場合、構造健全性評価の結果、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位がどの箇所になるのか、またその箇所で破断が発生した場合において、ISLOCA対策で仕様する機器への影響及び現場作業への影響を整理した資料を提示すること。
20	2017/6/15	SFP	想定事故1	SFPへの注水手段として、可搬型スプレイノズル準備の判断基準を明確にし、その上で、必ず並行操作をする手順であれば、必要要員数を含めて整理した資料を提示すること。
22	2017/6/15	SFP	想定事故1	解析上考慮していない操作についても、必ず操作するものについては、対応にあたる要員数も評価に含めること。
23	2017/6/15	停止時	全交流動力電源喪失	必要な遮蔽を確保できる水位として10mSv/hと設定しているが、この設定の考え方を整理した資料を提出すること。

2. これまでの審査会合での指摘事項について(2/2)



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
24	2017/6/15	停止時	反応度誤投入	原子炉初期出力に係る感度解析の範囲として、プラント長期停止後の炉心状態を考慮して、その妥当性を整理した資料を提示すること。また、初期出力の不確かさが与える影響を整理した資料を提示すること。
35	2017/7/6	炉心	原子炉停止機能喪失	重大事故等対策に関連する機器条件における「逃がし安全弁」について、過度の圧力上昇抑制機能として、他の事故シーケンスでは安全弁機能に期待しているが、当該重要事故シーケンスでは、逃がし弁機能で抑制される設定としている理由を整理した資料を提示すること。
36	2017/7/6	使用した解析コード	—	原子炉停止機能喪失事象での反応度係数(REDYコード用)の保守因子の不確かさを考慮した場合の感度解析結果について、動的ボイド係数が下限値かつ動的ドブブラ係数が上限値の場合(ケース3)が厳しくなっている理由を整理した資料を提示すること。
37	2017/7/27	炉心	全交流動力電源喪失	原子炉圧力制御に係るサプレッション・プールの温度成層化の影響に関して、運転員の逃がし安全弁による原子炉圧力制御手順について、開操作を行う弁の対象・順序を整理して提示すること。
38	2017/7/27	炉心	全交流動力電源喪失	使用済燃料プールの冷却操作を約25時間までに実施するとしていることについて、当該評価条件を整理して提示すること。
40	2017/7/27	炉心	全交流動力電源喪失	TBPにおける燃料被覆管温度の推移について、逃がし安全弁(自動減圧機能)7弁による急速減圧のタイミングが早くなる場合の影響を整理して提示すること。

3. 指摘事項の回答(No.2)



(1) 指摘事項

LOCA時注水機能喪失の事故条件(破断面積)の設定について、以下の指摘を受けた。

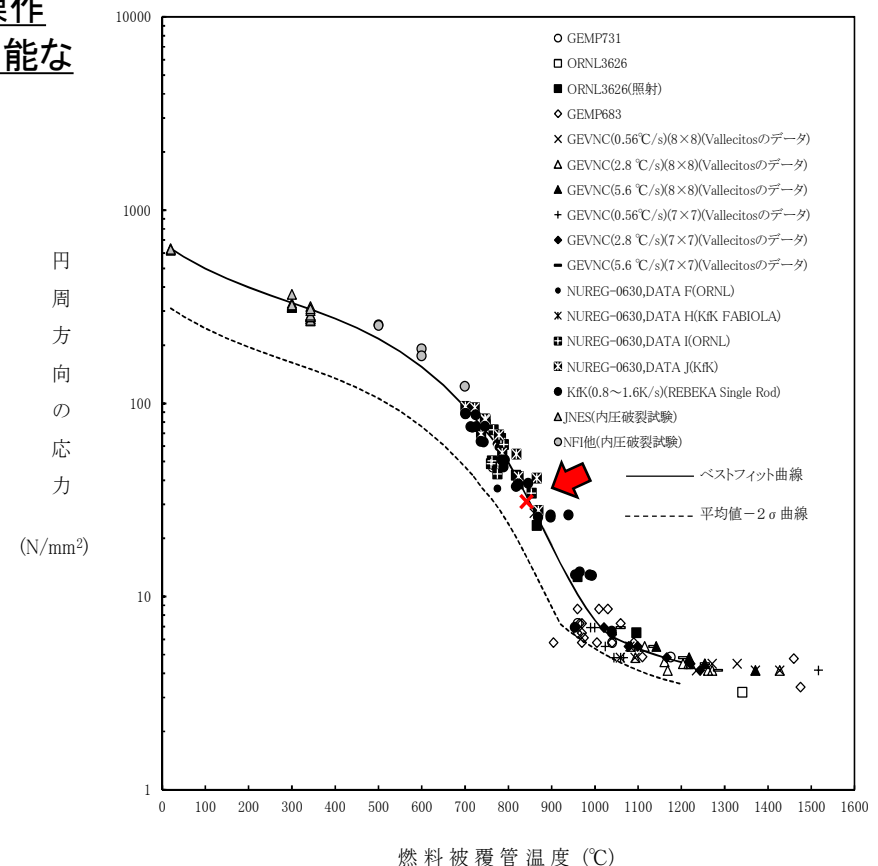
- ・破断面積 3.7cm^2 の代表性の考え方について説明すること。

(2) 回 答

- ・運転員等操作の操作時間余裕を考慮しても、対策の有効性が確認できる範囲内において最大となる約 3.7cm^2 の破断を想定
- ・また、約 9.5cm^2 の破断を想定し、これが運転員等操作の操作時間余裕を考慮せずに、燃料被覆管の破裂発生防止が可能な最大の面積となることを確認

(3) 記載箇所

有効性評価 2.6 LOCA時注水機能喪失 2.6.2 (2),(4)



3. 指摘事項の回答(No.14)



(1) 指摘事項

- 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、TBDとTBUのグループを同一グループとして扱う考え方については、対策(設備)の観点だけでなく手順の観点も含めて整理した資料を提示すること。また、対策及び手順の詳細について、有効性評価において説明すること。

(2) 回答

- TBD及びTBU共に高圧注水機能(高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系)の喪失により高圧代替注水系の起動を判断するため、手順の観点でも同等となる。
- TBD特有の操作は以下の2つであり、5分程度で操作が完了する。
 - 照明を確保するための、乾電池式内蔵型照明(ヘッドライト等)の準備
 - 高圧代替注水系の起動に必要な直流電源を、常設代替直流電源設備からの給電に切替
- TBU特有の操作は以下の2つであり、3分程度で操作が完了する。
 - 非常用DG, HPCS-DGの手動起動操作(失敗)
 - 高圧注水機能喪失の判断
- 重要事故シーケンスとして選定したTBDの方が、TBUよりも事象発生初期の対応操作に時間を要する。

(3) 記載箇所

作業項目	実施場所・必要人員数 1. 1分以内で実施可能な作業				作業の内容
	責任者	実施者	人数	実施場所 運転監視室	
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断

TBDにおける作業項目

作業項目	実施場所・必要人員数 1. 1分以内で実施可能な作業				作業の内容
	責任者	実施者	人数	実施場所 運転監視室	
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断
高圧注水機能喪失の判断	運転監視員	運転監視員	1人	運転監視室	高圧注水機能喪失の判断

TBUにおける作業項目

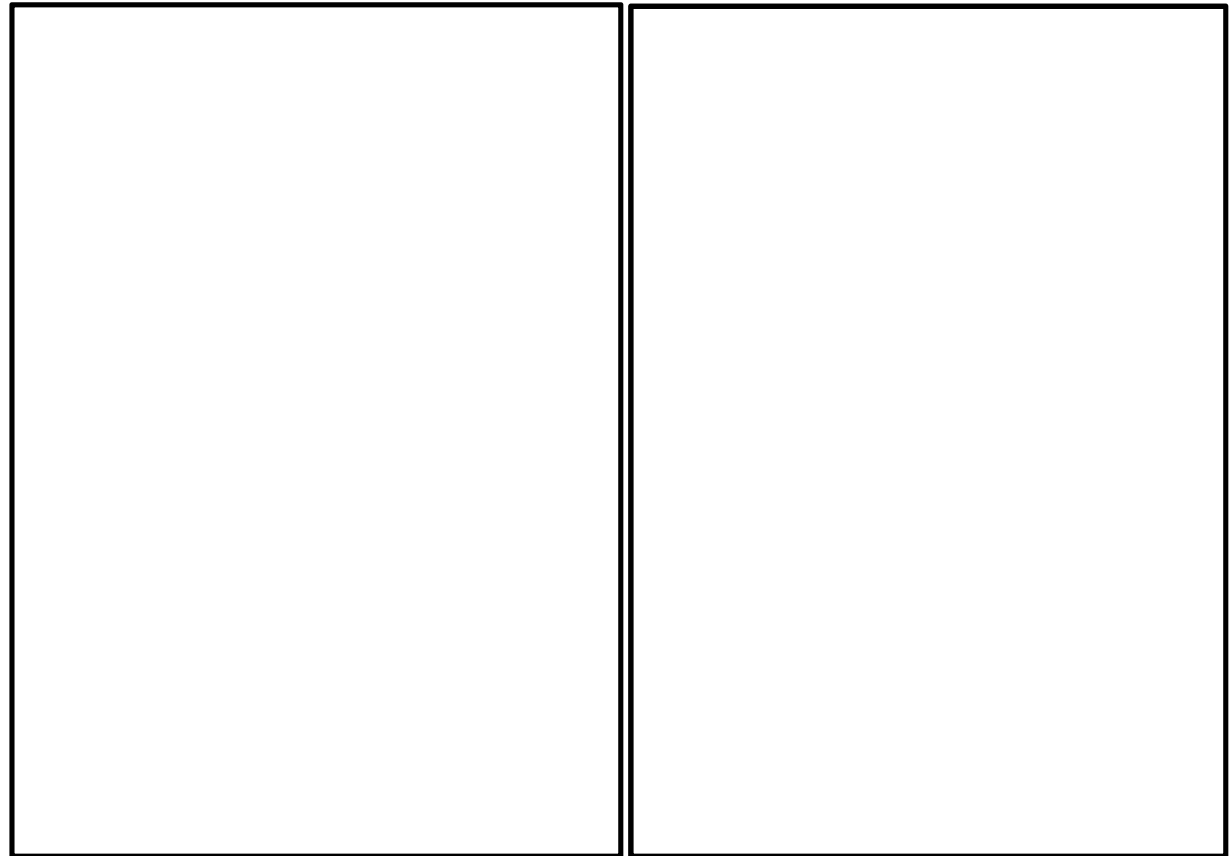
3. 指摘事項の回答(No.16)

(1) 指摘事項

- ・ 停止時(定期検査時の機器搬入等)に発生する建屋開口部の影響について、運転時と停止時における開口箇所の相違が外部事象発生時にどう影響するかを整理した資料を提示すること。

(2) 回 答

- ・ 出力運転時にはない開口部として、大物搬入口の水密扉等の建屋開口部、及び防潮堤貫通部の止水対策等(浸水防止設備)の点検に伴う開口部がある。
- ・ 大物搬入口の水密扉等については、出力運転時津波レベル1PRAにおいて期待していない。運転停止時にもこの考え方を適用すると、建屋開口部の有無による事故シーケンス選定への影響はない。
- ・ 防潮堤については、出力運転時津波レベル1PRAにおいて期待している。運転停止時には、防潮堤貫通部の止水対策等の点検作業に伴う開口部により、津波による浸水及びその伝播経路が出力運転時と相違がある。



浸水防止設備の配置図

3. 指摘事項の回答(No.16)



(2) 回答(続き)

- ・ 浸水防止設備の点検に伴う一時的な開口部による津波の敷地内への浸水が発生した場合は「最終ヒートシンク喪失」が発生する可能性があるが、常設代替高圧電源装置や低圧代替注水系(常設)等の重大事故等対処設備を津波から防護することにより、燃料損傷防止が可能である。

	防潮堤高さ未満の津波	防潮堤高さを超える津波	主な炉心／燃料損傷防止対策
運転時	— (敷地内浸水なし)	「最終ヒートシンク喪失」が発生	・浸水防止対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系(常設) ・低圧代替注水系(可搬型)
運転停止中	津波が開口部から敷地内に浸水した場合は「最終ヒートシンク喪失」が発生する可能性あり	「最終ヒートシンク喪失」が発生	・浸水防止対策 ・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系(常設) ・低圧代替注水系(可搬型)

- ・ 「最終ヒートシンク喪失」発生時の燃料損傷防止対策は「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループと同様であることから、運転停止中の津波の発生を考慮しても、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。
- ・ なお、運転停止中においても、燃料損傷防止対策が全て喪失するような複数の同時点検は実施しない運用とするとともに、その対策の機能維持に必要な浸水防止設備を維持する運用とする。

(3) 記載箇所

- ・ 「事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について」
別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての外部事象の考慮について

3. 指摘事項の回答(No.19)



(1) 指摘事項

格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)の「添付資料2.7.1 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について」の中で破損個所の想定について、以下の指摘を受けた。

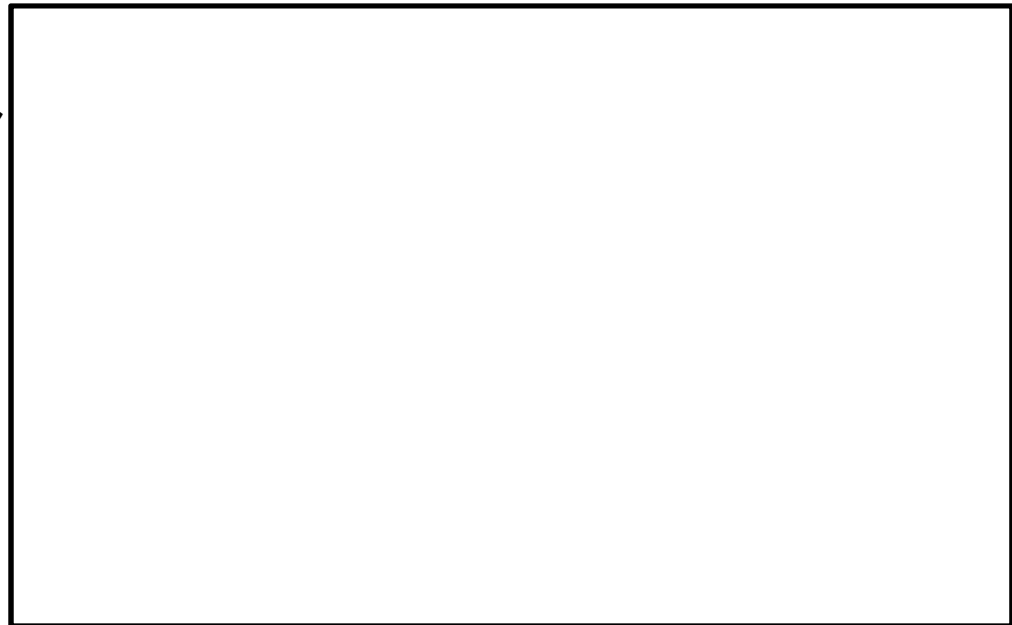
- ・破断箇所の想定について、事象進展が厳しくなるよう流出流量が多くなる箇所を選定しているが、有効性評価ガイドにおける「低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。」を踏まえた場合、構造健全性評価の結果、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位がどの箇所になるのか、またその箇所で破断が発生した場合において、ISLOCA対策で仕様する機器への影響及び現場作業への影響を整理した資料を提示すること。

(2) 回 答

- ・構造健全性評価の結果、設計・建設規格を適用した1次評価において許容値を満足せず、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出する2次評価に基づき破損が発生しないことを確認している評価部位の中で、許容値に対する裕度の最も低いF048Aからの漏えいを想定
- ・F048Aは、熱交換器室に設置されており、また破断面積も熱交換器フランジ部と比較して小さくなることから、その影響は熱交換器フランジ部に漏えいを想定した場合に包含される

(3) 記載箇所

有効性評価 添付資料2.7.1



3. 指摘事項の回答(No.20)



(1) 指摘事項

- SFPへの注水手段として、可搬型スプレイノズル準備の判断基準を明確にし、その上で、必ず並行操作をする手順であれば、必要要員数を含めて整理した資料を提示すること。

(2) 回答

- 使用済燃料プール水位低下確認後に、原子炉建屋原子炉棟6階の空間線量率が10mSv/h未満であれば、①常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水と並行して②可搬型スプレイノズルの準備を行うことを手順上で明確に定めた。
- 並行して可搬型スプレイノズルの準備を行う場合があることから、その操作と必要要員数を対応手順の概要(フローチャート)及び作業と所要時間(タイムチャート)に反映した。

(3) 記載箇所 技術的能力1.11使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等、有効性評価4.1想定事故1

				経過時間(時間)											備考
操作項目	実施箇所・必要要員数			操作の内容	1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 △ 事象発生 ▽ プラント状況判断 ▽ 約5.1時間 使用済燃料プール水温100℃到達 ▽ 8時間 代替燃料プール注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水開始										
	責任者	要員数	1人												
	補佐	副要員	1人												
	運転員(中央監視)	運転員(現場)	2人												
状況判断	1人 A	—	—	●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール冷却機能喪失の確認(燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系) ●使用済燃料プール注水機能喪失の確認(残留熱除去系及び補給水系)	10分										
使用済燃料プール冷却機能の回復操作	—	2人 B, C	—	●使用済燃料プール水位、温度監視											
使用済燃料プール注水機能の回復操作	—	2人 B, C	—	●使用済燃料プール注水機能の回復操作(残留熱除去系及び補給水系)、失敗原因調査											解析上考慮しない 対応可能な要員により実施する
常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作	1人 A	—	—	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電操作	4分										
① 常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作	1人 A	—	—	●常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)の系統構成、注水操作	13分										解析上考慮しない
② 可搬型スプレイノズル準備	—	—	8人 a~h	●原子炉建屋への移動 ●ホース及び可搬型スプレイノズル設置 ●可搬型代替注水大型ポンプの保管場所への移動	40分										解析上考慮しない 原子炉建屋原子炉棟6階にアクセス可能な場合に実施 ※原子炉建屋原子炉棟6階での作業を含む
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水準備	—	—	10人 a~j	●アクセスルート確認、可搬型代替注水大型ポンプ準備、ホース敷設等										170分	
	1人 A	—	—	●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系の系統構成(電動弁の開閉)										3分	
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水開始	—	—	2人 a, b	●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへの注水、水位維持											起動後適宜状態監視
タンクローリによる燃料補給操作	—	—	2人 (班集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給操作 ●可搬型代替注水大型ポンプへの給油操作										90分	タンクローリの残量に応じて適宜軽油貯蔵タンクから補給
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	10人 a~j 及び班集2人											適宜実施	

3. 指摘事項の回答(No.22)



(1) 指摘事項

- 解析上考慮していない操作についても、必ず操作するものについては、対応にあたる要員数も評価に含めること。

(2) 回答

- 解析上考慮していない操作のうち、必ず実施する操作について、必要な要員を各有効性評価の作業と所要時間(タイムチャート)に反映した。
- 「4.1 想定事故1」における解析上考慮していない操作で必ず実施する操作と必要な要員は右図のとおり。
- その他の事故シーケンスにおける、必ず実施する操作の例は次のとおり。
 - 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」における高圧／低圧注水機能の回復操作: 現場運転員2人
 - 「2.3 全交流動力電源喪失」における非常用ディーゼル発電機等の起動失敗後の電源回復操作: 重大事故等対応要員2人

(3) 記載箇所

有効性評価 4.1 想定事故1

操作項目	実施要員・必要要員数 【 】は操作前後移動してきた要員				操作の内容
	責任者	要員数	1人	中央監視室 当班員1名	
	指示	副班長	1人	運転操作監視員	
	通報担当者	緊急対応要員	2人	緊急対策本部連絡 室電内外部連絡	
	連絡員 (中央監視)	連絡員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)	
状況把握	1人 A	—	—	—	●外部連絡要員の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール冷却機能喪失の確認(燃料プール冷却浄化系及び燃料貯留系) ●使用済燃料プール排水設備喪失の確認(処理設備止まり及び排水系)
	【1人】 A	—	—	—	●使用済燃料プール水位・温度監視
使用済燃料プール冷却機能の回復操作	—	2人 B, C	—	—	●使用済燃料プール冷却機能の回復操作(燃料プール冷却浄化系及び燃料貯留系)、失敗原因調査
使用済燃料プール注水機能の回復操作	—	【2人】 B, C	—	—	●使用済燃料プール注水機能の回復操作(処理設備止まり及び排水系)、失敗原因調査
緊急発電機並列運転装置による非常用電源回復操作	【1人】 A	—	—	—	●緊急発電機並列運転装置2台起動及び非常用電源回復操作
可搬型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作	【1人】 A	—	—	—	●可搬型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水の系統構成(電動ポンプの運用)、注水操作
可搬型代替注水ポンプの準備	—	—	—	8人 a~h	●可搬型代替注水ポンプの準備
	—	—	—	—	●可搬型代替注水ポンプの準備
	—	—	—	—	●可搬型代替注水ポンプの準備
可搬型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水準備	—	—	—	10人 a~j	●アクセスカード取得、可搬型代替注水ポンプ準備、ホース敷設等
	【1人】 A	—	—	—	●可搬型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水の系統構成(電動ポンプの運用)
可搬型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水準備	—	—	—	【2人】 a, b	●可搬型代替注水ポンプによる代替燃料プールの注水準備(注水ラインの使用済燃料プールへの注水、水圧確認)
タンクローリによる燃料搬送操作	—	—	—	2人 (給集)	●可搬型代替注水ポンプからタンクローリへの燃料搬送
	—	—	—	—	●可搬型代替注水ポンプへの燃料搬送
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	—	10人 a~j 及び給集2人	

ガンズ

- 必要な遮蔽を確保できる水位として10mSv/hと設定しているが、この設定の考え方を整理した資料を提示すること。

- 必要な遮蔽の目安として設定した 10mSv/h は、原子炉建屋原子炉棟6階での重大事故等対策の操作とその操作時間を踏まえ、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕を持たせて設定。

- 原子炉建屋原子炉棟6階での操作：使用済燃料プールへの注水のための可搬型スプレイノズルの設置及びホースの敷設（使用済燃料プールとの同時被災を考慮）
- 原子炉建屋原子炉棟6階での操作時間：2.1時間（保管場所と原子炉建屋原子炉棟6階の移動時間を含む）

有効性評価 5.2 全交流動力電源喪失

			経過時間（分）																				備考			
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200				
手順の項目			実施箇所・必要要員数																							
可 大 ル 型 注 ス 用 水 子 口 合	搬入設備が替わります。 大型ボンプは、 燃料タンクを積み込みます。	水一線波に注ぎ込む。ポンプは、 海水から取り出す水を汲み上げ、 原燃料槽へ送る。	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																						
					重大事故等 対応委員	8	移動（災害対策本部～原子炉建屋原子炉棟）																			淡水貯水池からの送水
							ホース敷設準備																			
							ホース及び可撓型スプレイノズル設置																			
							移動（原子炉建屋原子炉棟～南側保管場所）																			

可搬型スプレイノズルの設置及びホースの敷設に係る
原子炉建屋原子炉棟6階での操作時間
(技術的能力1.11の審査資料より抜粋)

3. 指摘事項の回答(No.24)



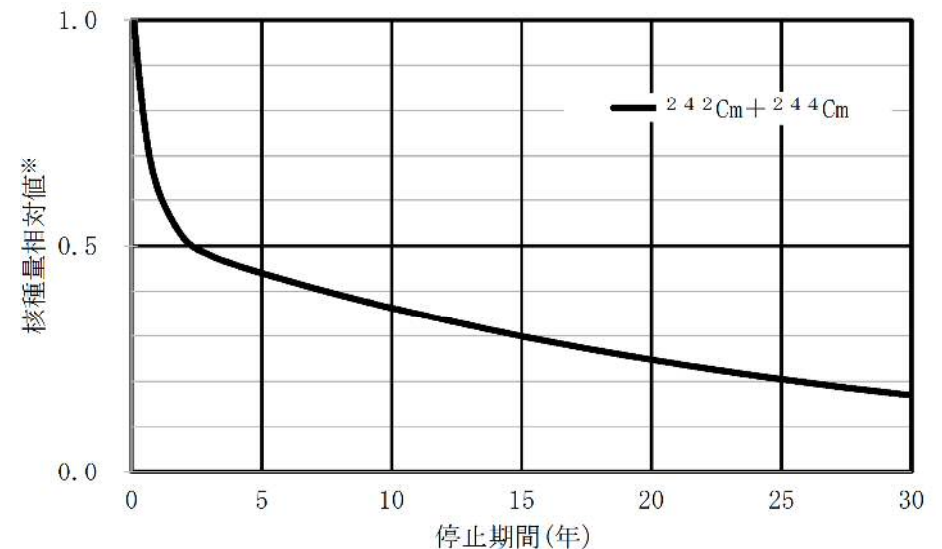
(1) 指摘事項

反応度の誤投入の評価において、初期出力のノミナル値を 10^{-8} としていること、及び初期出力を変更した感度解析において初期出力をノミナル値の1/10としていることが、プラント長期停止後の炉心状態を考慮しても妥当であることを示すよう、指摘を受けた。

- 原子炉初期出力に係る感度解析の範囲として、プラント長期停止後の炉心状態を考慮して、その妥当性を整理した資料を提示すること。また、初期出力の不確かさが与える影響を整理した資料を提示すること。

(2) 回 答

- 運転停止中の原子炉における主要な中性子源となる ^{242}Cm (半減期163日)、 ^{244}Cm (半減期18.1年)の半減期を考慮すると、停止期間が10年程度の場合でも、中性子束は停止後30日の中性子束の0.1倍には至らない。
- また、1年程度の停止期間後の実績を含む臨界時初期出力の下限が定格出力の 10^{-8} 倍であり、これをノミナル値とすることは妥当である。



※：停止後30日の核種量を1.0としてプロット

(3) 記載箇所

有効性評価 添付資料5.4.4

3. 指摘事項の回答(No.35)



(1) 指摘事項

原子炉停止機能喪失において、圧力上昇抑制に逃がし安全弁の逃がし弁機能を期待していることについて、以下の指摘を受けた。

- ・重大事故等対策に関連する機器条件における「逃がし安全弁」について、過度の圧力上昇抑制機能として、他の事故シーケンスでは安全弁機能に期待しているが、当該重要事故シーケンスでは、逃がし弁機能で抑制される設定としている理由を整理した資料を提示すること。

(2) 回 答

- ・原子炉停止機能喪失の有効性評価では、原子炉水位が高めに維持され自然循環流量が大きくなることで、反応度の観点で厳しい条件として給水系が運転継続する条件設定としていることを踏まえ、高圧炉心スプレイ系による注水流量が大きくなり原子炉水位が高めに維持される条件として、ポンプ性能評価に基づく大きめの注水流量条件及び逃がし弁機能を設定
- ・高圧炉心スプレイ系の注水流量を小さめとした場合の中長期的な事象進展に与える影響及び安全弁機能を設定した場合に事象初期の原子炉圧力上昇に伴う過渡変化に与える影響は小さいことを確認
- ・なお、燃料被覆管温度については、SCATコードの評価法のもつ不確かさ幅の範囲で差異が発生するが、これを踏まえリウエットを考慮しない場合の感度解析(添付資料2.5.5参照)を実施し、この場合にも評価項目を満足することを確認

(3) 記載箇所

有効性評価 添付資料1.5.6

HPCS流水流量を小さめとした場合

	HPCS流量小	ベースケース
S/P水温度	115℃	115℃
格納容器圧力	0.20MPa[gage]	0.20MPa[gage]

安全弁機能を設定した場合

	安全弁機能	ベースケース
原子炉冷却材 バウンダリ圧力	8.98MPa[gage]	8.49MPa[gage]
中性子束	約560%	約560%

3. 指摘事項の回答(No.36)



(1) 指摘事項

REDYコード説明資料の反応度係数の保守因子の不確かさを考慮した場合の感度解析結果について、給水加熱喪失の領域において燃料被覆管温度が最高値を示していることに関して、以下の指摘を受けた。

- ・原子炉停止機能喪失事象での反応度係数(REDYコード用)の保守因子の不確かさを考慮した場合の感度解析結果について、動的ボイド係数が下限値かつ動的ドップラ係数が上限値の場合(ケース3)が厳しくなっている理由を整理した資料を提示すること。

(2) 回 答

- ・REDYコード説明資料においては、反応度係数の保守因子の不確かさが燃料被覆管最高温度に与える影響を確認するため、主蒸気隔離弁閉止に伴う被覆管温度のピーク(1stピーク)及び給水加熱喪失に伴う被覆管温度のピーク(2ndピーク)のいずれか高い方の燃料被覆管温度を記載
- ・代表従来型BWR②(東海第二)では、ベースケースにおいて1stピークで燃料被覆管温度が発生しており、ケース3において同じ1stピークで比較した場合には偏差が-140℃となる

(3) 記載箇所

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第3部REDY 添付5

反応度保守因子感度解析 評価結果

	保守因子		燃料被覆管温度	
	動的ボイド係数	動的ドップラ係数	最高温度(℃)	最高温度の偏差(℃)
ベースケース	1.25	0.9	約880	-
ケース1	ノミナル値	ノミナル値	約830	-50
ケース2	下限値	下限値	約840	-40
ケース3	下限値	上限値	約880	0*
ケース4	上限値	下限値	約870	-10
ケース5	上限値	上限値	約850	-30

(*) 2nd ピークにて最高温度が発生しており、ベースケースと1stピークでの最高温度の偏差は-140℃となる

3. 指摘事項の回答(No.37)



(1) 指摘事項

全交流電源喪失の「添付資料2.3.1.6 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について」のサプレッション・プールの温度成層化について、以下の指摘を受けた。

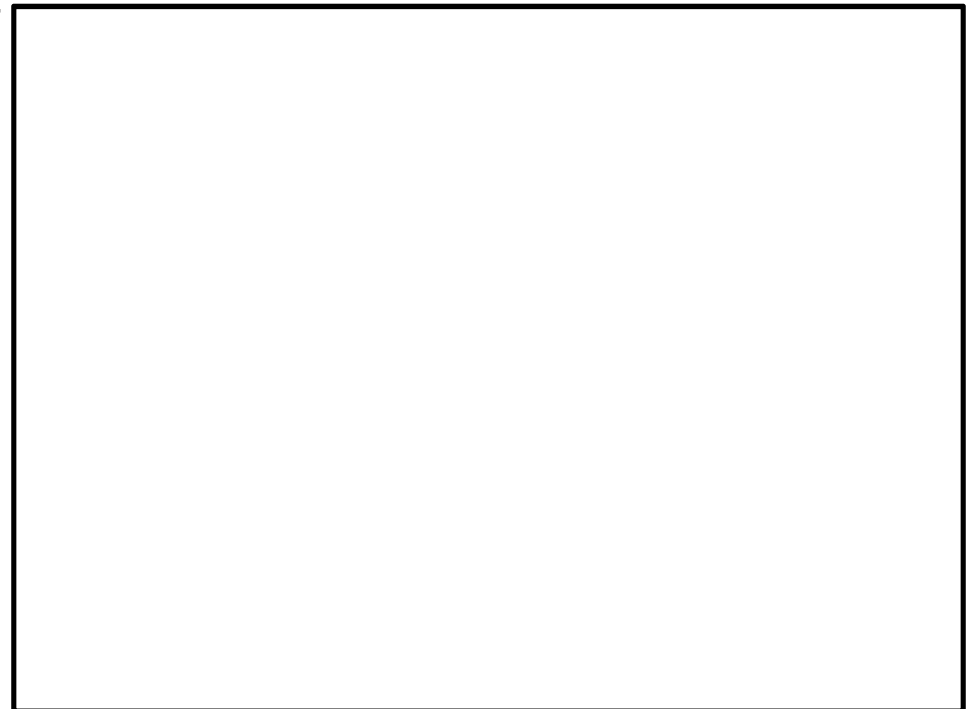
- ・原子炉圧力制御に係るサプレッション・プールの温度成層化の影響に関して、運転員の逃がし安全弁による原子炉圧力制御手順について、開操作を行う弁の対象・順序を整理して提示すること。

(2) 回 答

- ・サプレッション・プール水温度の上昇を周方向で均一にするために、実際の運用としては、手順書に基づき温度を監視しながらなるべく離れた排気管クエンチャ位置の逃がし安全弁(自動減圧機能)を順次開放することとしている
- ・逃がし安全弁で圧力制御される場合において、最低設定圧力の弁は2弁あり、図のとおり対角位置に設置されていることから、原子炉から放出される蒸気が一ヶ所に偏らないように考慮されている

(3) 記載箇所

添付資料2.3.1.6 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について



3. 指摘事項の回答(No.38)



(1) 指摘事項

- ・ 使用済燃料プールの冷却操作を約25時間後までに実施するとしていることについて、当該評価条件を整理して提示すること。

(2) 回 答

- ・ 代替燃料プール冷却系の最高使用温度である80℃到達までの時間余裕(約25.6時間)の評価に使用した評価式及び評価条件は下記のとおり。

$$80^{\circ}\text{C到達までの時間}[h] = \frac{(80^{\circ}\text{C} - \text{初期水温}[^{\circ}\text{C}]) \times \text{水の比熱}[kJ/kg/^{\circ}\text{C}] \times \text{使用済燃料プールの水 量}[m^3] \times \text{水の密度}[kg/m^3]}{\text{燃料の崩壊熱}[MW] \times 10^3 \times 3600}$$

項 目	評価条件	備 考
使用済燃料プール水の初期水温	40℃	使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定
水の比熱	4.179kJ/kg/℃	40℃から80℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用
使用済燃料プールの保有水量	1,189.9m ³	使用済燃料プールの保有水量を厳しく見積もるため、プールゲート及びキャスクピット閉時の水量を設定
水の密度	971kg/m ³	40℃から80℃までの飽和水の密度のうち、最小となる80℃の値を使用
崩壊熱	約2.1MW	下記の条件でORIGEN2により評価
燃料貯蔵体数	1,486体	使用済燃料プールの貯蔵容量から1炉心分を除いた体数
原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日	過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定

(3) 記載箇所

有効性評価 添付資料6.1.1

3. 指摘事項の回答(No.40)



(1) 指摘事項

全交流動力電源喪失(TBP)における燃料被覆管温度の推移について、以下の指摘を受けた。

- ・TBPにおける燃料被覆管温度の推移について、逃がし安全弁(自動減圧機能)7弁による急速減圧のタイミングが早くなる場合の影響を整理して提示すること。

(2) 回 答

- ・運転手順に従い低圧で注水可能な系統である低圧代替注水系(可搬型)の準備が完了した時点で原子炉減圧を実施
- ・原子炉減圧が早まる場合には、減圧完了時の原子炉水位が高めとなることで、炉心露出時間は短くなり、燃料被覆管最高温度は低下

(3) 記載箇所

—

