

## まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号 : 補足説明資料2 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について

**【変更理由の類型化】**

- ①指摘事項対応による変更・修正    ②設計進捗, 設備変更による変更・修正    ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正        ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料2	2-1	代替の注水機能によって炉心損傷防止を図る場合, <b>原子炉水位の低下が早く, 原子炉スクラム時のインベントリが少なくなる</b> 事象が厳しいと考えられる。	代替の注水機能によって低圧状態の炉心の重大事故(炉心損傷)の防止を図る場合, 注水開始までの時間余裕がその事象への対応の厳しさを左右する。注水までの時間余裕は原子炉水位の低下速度に左右されると考えると, スクラムに至る際の原子炉水位が低い事象が厳しいと考えられる。	⑤(記載の適正化)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について  
 章/項番号: 補足説明資料3 G値について

【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料3	3-15	<p>(参考)その他の文献における実効G値に関する報告                      勝村による報告[1]では,平成23年3月15日に発生した福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため,沸騰水及び海水注入下での水素のG値を実験で測定している。                      この実験では,沸騰した純水からはG値0.24相当の水素ガスの発生を検出し,沸騰した3.5%食塩水(海水相当)からはG値0.54※相当の水素ガス発生を検出したと報告されており,いずれも柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の有効性評価「水素燃焼」で使用している水素ガスのG値0.06と比べて大きな値となっている。                      本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが,仮に水素ガスのG値と同様に酸素ガスも高いG値で発生したとしても,原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至る恐れがある場合には,格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系(ウェットウェルベント)によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し,原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから,原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることは無い。                      [1] 勝村庸介,「福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 - 沸騰水のラジオリシスと水素濃縮 -」放射線化学 第92号(2011)                      ※水の放射線分解によるG値は,分解初期(初期G値0.45)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないにも関わらず,G値0.54の水素発生が検出されているが,この原因については,水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。</p>	-	⑤(記載の拡充, 勝村氏の論文に対する見解の追加)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料4 格納容器内における気体のミキシングについて

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

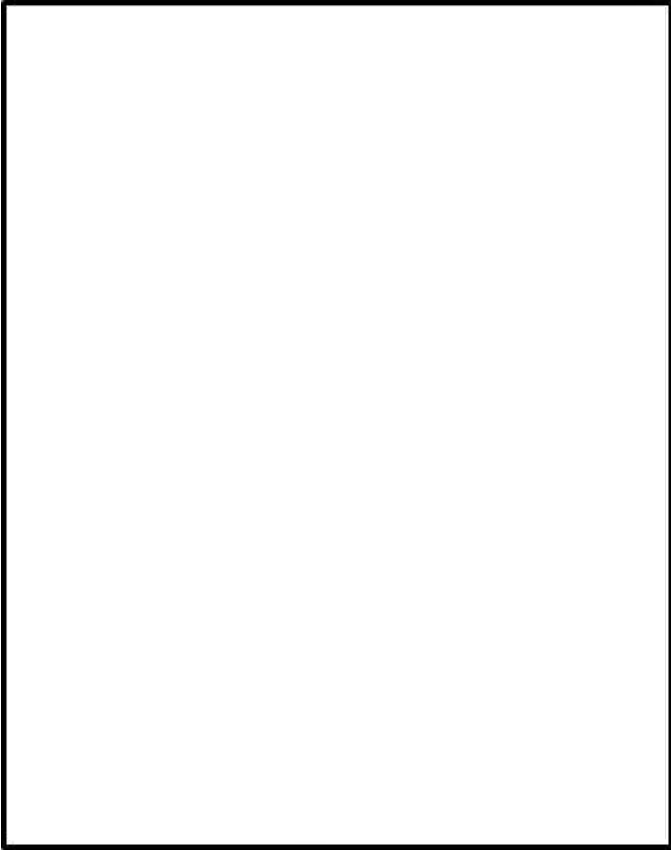
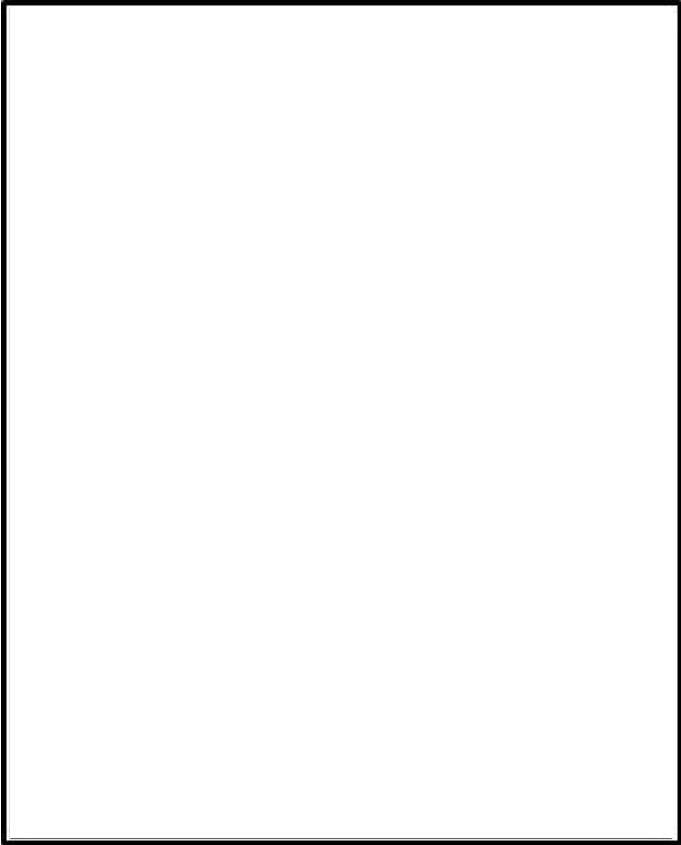
No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料4	4-1	事象発生から約22.5時間後の代替循環冷却の運転開始前に数十分間復水移送ポンプの運転を停止するが, この間についても格納容器内の温度差によってミキシングされるものと考えられる。	20 時間後以降は格納容器内の温度差によってミキシングされるものと考えられる。	⑤(代替循環冷却運転開始前のミキシングについて追記)
2	補足説明資料4	4-3			⑤(元データを再確認し, 記載を見直し。)

図 2 温度差によるミキシングの影響

図 2 温度差によるミキシングの影響

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について  
 章/項番号 : 補足説明資料5 深層防護の考え方について

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																																
1	補足説明資料5	5-3	<p>表 重大事故の各現象におけるクレジットの取り方</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破壊モード</th> <th rowspan="2">事故シナリオ</th> <th rowspan="2">3層 (②-2)</th> <th colspan="2">4層 (④-1)</th> </tr> <tr> <th>損傷炉心の冷却</th> <th>格納容器の破損防止</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3.1</td> <td>格納容器過圧・過温破損 +ECCS 注水機 +SBO 注水機 +SBO</td> <td>常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給できないため炉心炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>一層い炉心の損傷に伴うプラント設置を安全にさせるために、3層では注水機能に期待せず</u></td> <td>【事象初期 (~22.5h)】 MWC2 台でRPV 内の損傷炉心に注水</td> <td>【事象初期 (~22.5h)】 MWC2 台で原子炉格納容器内にスプレイ (原子炉注水とのスイッチング)</td> </tr> <tr> <td>3.4</td> <td>水素燃焼</td> <td></td> <td>【事象後期 (22.5h~)】 MWC2 台を使用した循環冷却 (原子炉注水・格納容器スプレイの同時実施)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3.2</td> <td>DCH</td> <td>TQUX</td> <td>【事象初期 (~20.5h)】 MWC1 台で原子炉格納容器下部に溶融炉心の落下に先立って水張り</td> <td>【事象初期 (~20.5h)】 同左 + MWC2 台で原子炉格納容器内にスプレイ</td> </tr> <tr> <td>3.3</td> <td>炉外 FCI</td> <td>TQUV</td> <td>全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>一層い炉心の格納容器内への落下に伴う格納容器内の物理現象を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず</u></td> <td>全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u></td> </tr> <tr> <td>3.5</td> <td>MCCI</td> <td></td> <td>【事象後期 (20.5h~)】 MWC2 台を使用した循環冷却 (格納容器下部注水・格納容器スプレイの同時実施)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	破壊モード	事故シナリオ	3層 (②-2)	4層 (④-1)		損傷炉心の冷却	格納容器の破損防止	3.1	格納容器過圧・過温破損 +ECCS 注水機 +SBO 注水機 +SBO	常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給できないため炉心炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>一層い炉心の損傷に伴うプラント設置を安全にさせるために、3層では注水機能に期待せず</u>	【事象初期 (~22.5h)】 MWC2 台でRPV 内の損傷炉心に注水	【事象初期 (~22.5h)】 MWC2 台で原子炉格納容器内にスプレイ (原子炉注水とのスイッチング)	3.4	水素燃焼		【事象後期 (22.5h~)】 MWC2 台を使用した循環冷却 (原子炉注水・格納容器スプレイの同時実施)		3.2	DCH	TQUX	【事象初期 (~20.5h)】 MWC1 台で原子炉格納容器下部に溶融炉心の落下に先立って水張り	【事象初期 (~20.5h)】 同左 + MWC2 台で原子炉格納容器内にスプレイ	3.3	炉外 FCI	TQUV	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>一層い炉心の格納容器内への落下に伴う格納容器内の物理現象を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず</u>	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	3.5	MCCI		【事象後期 (20.5h~)】 MWC2 台を使用した循環冷却 (格納容器下部注水・格納容器スプレイの同時実施)		<p>表 重大事故の各現象におけるクレジットの取り方</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">現象</th> <th rowspan="2">代表シナリオ</th> <th rowspan="2">3層 (②-2)</th> <th colspan="2">4層 (④-1)</th> </tr> <tr> <th>損傷炉心の冷却</th> <th>格納容器の破損防止</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3.1</td> <td>格納容器過圧・過温破損</td> <td>大破断 LOCA × SBO</td> <td>常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給できないため炉心炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u></td> <td>【事象初期 (~20h)】 MWC2 台で RPV 内の損傷炉心に注水 【事象初期 (~20h)】 MWC2 台で格納容器内にスプレイ (原子炉注水とのスイッチング) 【事象後期 (20h~)】 MWC2 台を用いた循環冷却 (炉注・スプレイ同時実施)</td> </tr> <tr> <td>3.2</td> <td>DCH</td> <td>TQUX</td> <td>全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u></td> <td>MWC1 台で原子炉格納容器下部に溶融炉心の落下に先立って水張り 同左 + MWC2 台で格納容器内にスプレイ</td> </tr> <tr> <td>3.3</td> <td>炉外 FCI</td> <td>TQUV</td> <td>全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u></td> <td>同左 同左</td> </tr> <tr> <td>3.5</td> <td>MCCI</td> <td></td> <td></td> <td>同左 同左 落下した溶融炉心とベグスタル部の水との反応に伴いベグスタル部に付加される荷重を軽減することで格納容器の健全性を確保 同左 同左 落下した溶融炉心とベグスタル部の水との反応に伴いベグスタル部に付加される荷重を軽減することで格納容器の健全性を確保</td> </tr> <tr> <td>3.4</td> <td>水素燃焼</td> <td>大破断 LOCA × SBO</td> <td>3.1 格納容器過圧・過温破損に同じ</td> <td>3.1 格納容器過圧・過温破損に同じ</td> </tr> </tbody> </table>	現象	代表シナリオ	3層 (②-2)	4層 (④-1)		損傷炉心の冷却	格納容器の破損防止	3.1	格納容器過圧・過温破損	大破断 LOCA × SBO	常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給できないため炉心炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	【事象初期 (~20h)】 MWC2 台で RPV 内の損傷炉心に注水 【事象初期 (~20h)】 MWC2 台で格納容器内にスプレイ (原子炉注水とのスイッチング) 【事象後期 (20h~)】 MWC2 台を用いた循環冷却 (炉注・スプレイ同時実施)	3.2	DCH	TQUX	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	MWC1 台で原子炉格納容器下部に溶融炉心の落下に先立って水張り 同左 + MWC2 台で格納容器内にスプレイ	3.3	炉外 FCI	TQUV	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	同左 同左	3.5	MCCI			同左 同左 落下した溶融炉心とベグスタル部の水との反応に伴いベグスタル部に付加される荷重を軽減することで格納容器の健全性を確保 同左 同左 落下した溶融炉心とベグスタル部の水との反応に伴いベグスタル部に付加される荷重を軽減することで格納容器の健全性を確保	3.4	水素燃焼	大破断 LOCA × SBO	3.1 格納容器過圧・過温破損に同じ	3.1 格納容器過圧・過温破損に同じ	④(有効性評価条件の変更に伴う修正)
破壊モード	事故シナリオ	3層 (②-2)	4層 (④-1)																																																																		
			損傷炉心の冷却	格納容器の破損防止																																																																	
3.1	格納容器過圧・過温破損 +ECCS 注水機 +SBO 注水機 +SBO	常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給できないため炉心炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>一層い炉心の損傷に伴うプラント設置を安全にさせるために、3層では注水機能に期待せず</u>	【事象初期 (~22.5h)】 MWC2 台でRPV 内の損傷炉心に注水	【事象初期 (~22.5h)】 MWC2 台で原子炉格納容器内にスプレイ (原子炉注水とのスイッチング)																																																																	
3.4	水素燃焼		【事象後期 (22.5h~)】 MWC2 台を使用した循環冷却 (原子炉注水・格納容器スプレイの同時実施)																																																																		
3.2	DCH	TQUX	【事象初期 (~20.5h)】 MWC1 台で原子炉格納容器下部に溶融炉心の落下に先立って水張り	【事象初期 (~20.5h)】 同左 + MWC2 台で原子炉格納容器内にスプレイ																																																																	
3.3	炉外 FCI	TQUV	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>一層い炉心の格納容器内への落下に伴う格納容器内の物理現象を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず</u>	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>																																																																	
3.5	MCCI		【事象後期 (20.5h~)】 MWC2 台を使用した循環冷却 (格納容器下部注水・格納容器スプレイの同時実施)																																																																		
現象	代表シナリオ	3層 (②-2)	4層 (④-1)																																																																		
			損傷炉心の冷却	格納容器の破損防止																																																																	
3.1	格納容器過圧・過温破損	大破断 LOCA × SBO	常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給できないため炉心炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	【事象初期 (~20h)】 MWC2 台で RPV 内の損傷炉心に注水 【事象初期 (~20h)】 MWC2 台で格納容器内にスプレイ (原子炉注水とのスイッチング) 【事象後期 (20h~)】 MWC2 台を用いた循環冷却 (炉注・スプレイ同時実施)																																																																	
3.2	DCH	TQUX	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	MWC1 台で原子炉格納容器下部に溶融炉心の落下に先立って水張り 同左 + MWC2 台で格納容器内にスプレイ																																																																	
3.3	炉外 FCI	TQUV	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	同左 同左																																																																	
3.5	MCCI			同左 同左 落下した溶融炉心とベグスタル部の水との反応に伴いベグスタル部に付加される荷重を軽減することで格納容器の健全性を確保 同左 同左 落下した溶融炉心とベグスタル部の水との反応に伴いベグスタル部に付加される荷重を軽減することで格納容器の健全性を確保																																																																	
3.4	水素燃焼	大破断 LOCA × SBO	3.1 格納容器過圧・過温破損に同じ	3.1 格納容器過圧・過温破損に同じ																																																																	

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更による変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化

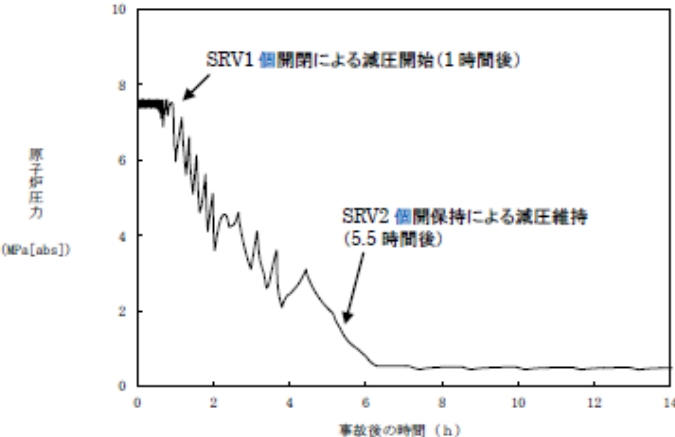
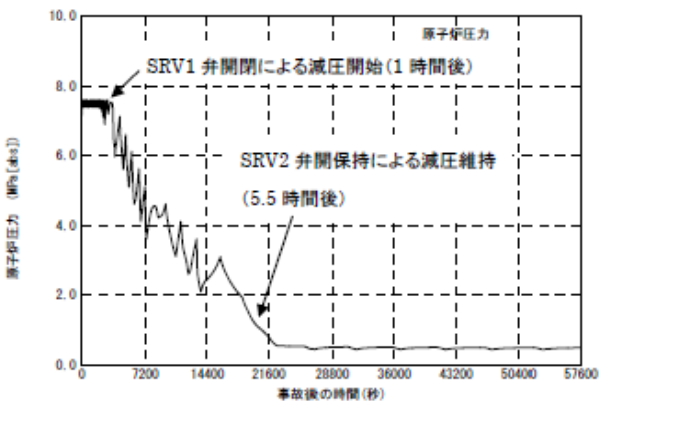
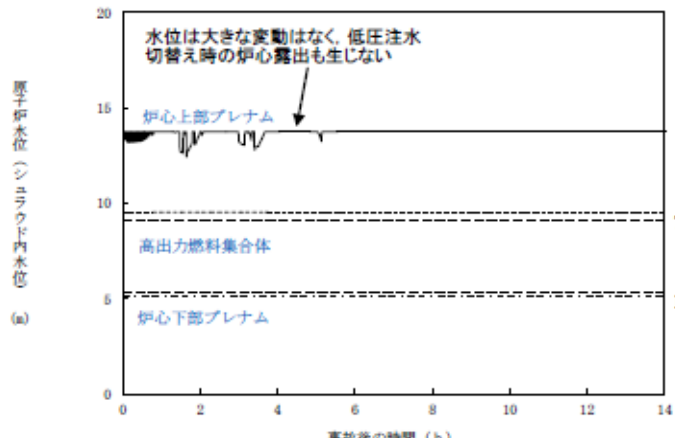
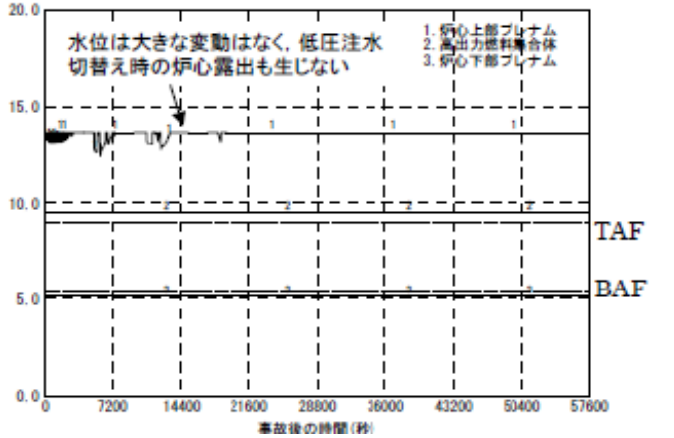
No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
2	補足説明資料5	5-4	<p>※1: TQUV, TW(LUHS, RHR機能喪失)等の一次圧力バウンダリの喪失(LOCA等)を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能          ※2: フェーズドアプローチに基づき, 原則として事故発生12時間までは恒設設備での対応とし, 可搬型設備はアクセス性等を考慮し, 12時間以降に期待できると整理している          図 ③-2層, 4層における注水等に期待する設備</p>	<p>※1: TQUV, TW(LUHS, RHR機能喪失), SBO等の一次圧力バウンダリの喪失(LOCA等)を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能          ※2: フェーズドアプローチに基づき, 原則として事故発生12時間までは恒設設備での対応とし, 可搬型設備はアクセス性等を考慮し, 12時間以降に期待できると整理している          図: ③-2層, 4層における注水等に期待する設備</p>	⑤(記載の適正化)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料7 原子炉隔離時冷却系(RCIC)の運転継続及び原子炉減圧の判断について

【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料7	7-2	 <p>第1-1図 原子炉圧力の挙動</p>	 <p>図1-1: 原子炉圧力の挙動</p>	⑤(グラフを申請書形式に修正)
2	補足説明資料7	7-2	 <p>第1-2図 減圧時の原子炉水位(シュラウド内)の挙動</p>	 <p>図1-2: 減圧時の原子炉水位(シュラウド内)の挙動</p>	⑤(グラフを申請書形式に修正)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料11 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																												
1	補足説明資料11	11-1	SRV8個(自動減圧機能付逃がし安全弁全弁)	自動減圧機能付逃がし安全弁全弁	⑤(SRV全弁が8個であることを明記)																												
2	補足説明資料11	11-1	表1のSRV8個での10分, 20分, 30分, 40分のタイミングでの	表1の自動減圧機能付逃がし安全弁全弁10分, 20分, 30分, 40分のタイミングでの	⑤(SRV全弁が8個であることを明記)																												
3	補足説明資料11	11-1	第1表のSRV8個での評価結果もばらつきが表れた結果であり,	表1の自動減圧機能付逃がし安全弁全弁での評価結果もばらつきが表れた結果であり,	⑤(SRV全弁が8個であることを明記)																												
4	補足説明資料11	11-1	SRV1個, 2個, 8個で	逃がし安全弁 1弁, 2弁,	⑤(SRV全弁が8個であることを明記)																												
5	補足説明資料11	11-1	SRV8個で	自動減圧系機能付逃がし安全弁全弁で	⑤(SRV全弁が8個であることを明記)																												
6	補足説明資料11	11-3	<p>第1表 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果(SRV8個で原子炉減圧した場合)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ</th> <th>10分</th> <th>20分</th> <th>30分</th> <th>40分</th> <th>50分</th> <th>60分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素発生量[kg]</td> <td>370</td> <td>270</td> <td>220</td> <td>180</td> <td>270</td> <td>820*</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 原子炉水位の低下に伴う燃料棒の過熱により, 原子炉水位低(レベル1) 到達後 50分を過ぎたタイミングで原子炉を減圧すると, ジルコニウム-水反応による水素発生量が著しく増加する。(「3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」におけるジルコニウム-水反応による水素発生量は約1400kg)</p>	原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分	水素発生量[kg]	370	270	220	180	270	820*	<p>表1 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果(自動減圧機能付逃がし安全弁全弁で減圧した場合)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ</th> <th>10分</th> <th>20分</th> <th>30分</th> <th>40分</th> <th>50分</th> <th>60分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素発生量[kg]</td> <td>370</td> <td>270</td> <td>220</td> <td>180</td> <td>270</td> <td>820*</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 原子炉水位の低下に伴う燃料棒の過熱により, レベル1 到達後 50分を過ぎたタイミングで原子炉を減圧すると, ジルコニウム-水反応による水素発生量が著しく増加する。(「3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」におけるジルコニウム-水反応による水素発生量は1400kg)</p>	原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分	水素発生量[kg]	370	270	220	180	270	820*	⑤(SRV全弁が8個であることを明記)
原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分																											
水素発生量[kg]	370	270	220	180	270	820*																											
原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分																											
水素発生量[kg]	370	270	220	180	270	820*																											

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																																																						
7	補足説明資料11	11-3	<p>第2表 原子炉減圧時の弁数に関する評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉減圧時の弁数</th> <th>原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ</th> <th>水素発生量[kg]</th> <th>被覆管への荷重*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">SRV8個</td> <td>10分</td> <td>370</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>270</td> <td>270</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>220</td> <td>210</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>180</td> <td>220</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">SRV2個</td> <td>10分</td> <td>360</td> <td>90</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>400</td> <td>140</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>280</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>400</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">SRV1個</td> <td>10分</td> <td>560</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>640</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>510</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>620</td> <td>60</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 原子炉減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</p>	原子炉減圧時の弁数	原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*	SRV8個	10分	370	100	20分	270	270	30分	220	210	40分	180	220	SRV2個	10分	360	90	20分	400	140	30分	280	80	40分	400	70	SRV1個	10分	560	70	20分	640	60	30分	510	50	40分	620	60	<p>表2 減圧弁数に関する評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>減圧弁数</th> <th>原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ</th> <th>水素発生量[kg]</th> <th>被覆管への荷重*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">自動減圧機能付逃がし安全弁全弁</td> <td>10分</td> <td>370</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>270</td> <td>270</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>220</td> <td>210</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>180</td> <td>220</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">SRV 2弁</td> <td>10分</td> <td>360</td> <td>90</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>400</td> <td>140</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>280</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>400</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">SRV 1弁</td> <td>10分</td> <td>560</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>640</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>510</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>620</td> <td>60</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</p>	減圧弁数	原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*	自動減圧機能付逃がし安全弁全弁	10分	370	100	20分	270	270	30分	220	210	40分	180	220	SRV 2弁	10分	360	90	20分	400	140	30分	280	80	40分	400	70	SRV 1弁	10分	560	70	20分	640	60	30分	510	50	40分	620	60	⑤(SRV全弁が8個であることを明記)
原子炉減圧時の弁数	原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*																																																																																								
SRV8個	10分	370	100																																																																																								
	20分	270	270																																																																																								
	30分	220	210																																																																																								
	40分	180	220																																																																																								
SRV2個	10分	360	90																																																																																								
	20分	400	140																																																																																								
	30分	280	80																																																																																								
	40分	400	70																																																																																								
SRV1個	10分	560	70																																																																																								
	20分	640	60																																																																																								
	30分	510	50																																																																																								
	40分	620	60																																																																																								
減圧弁数	原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*																																																																																								
自動減圧機能付逃がし安全弁全弁	10分	370	100																																																																																								
	20分	270	270																																																																																								
	30分	220	210																																																																																								
	40分	180	220																																																																																								
SRV 2弁	10分	360	90																																																																																								
	20分	400	140																																																																																								
	30分	280	80																																																																																								
	40分	400	70																																																																																								
SRV 1弁	10分	560	70																																																																																								
	20分	640	60																																																																																								
	30分	510	50																																																																																								
	40分	620	60																																																																																								
8	補足説明資料11	11-3	<p>第1図 原子炉減圧時の原子炉圧力の推移</p>	<p>図1 減圧時の原子炉圧力の推移</p>	⑤(SRV全弁が8個であることを明記)																																																																																						



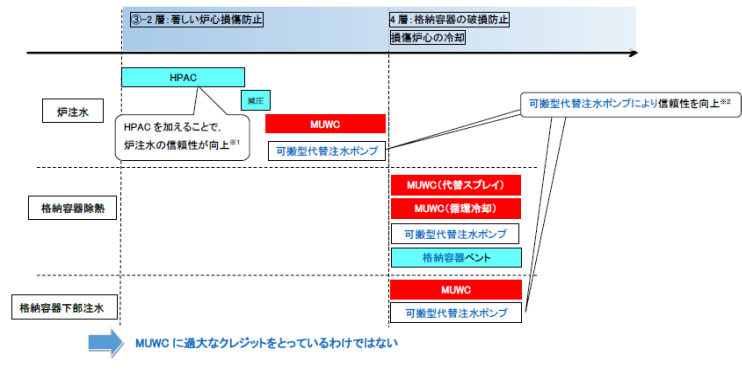
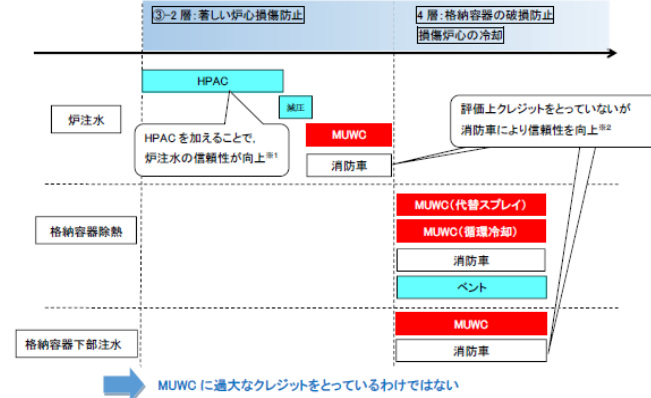
まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料13 復水補給水系(MUWC)の機能分散について

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料13	13-1	MUWCは以下の4つの機能に期待している。	MUWC は以下の3 つの機能に期待している。	⑤(記載の適正化)
2	補足説明資料13	13-1	・格納容器の過圧・過温破損防止のための代替循環冷却機能	-	⑤(代替循環冷却機能の追加に伴う修正)
3	補足説明資料13	13-3	MUWCの他にも高压代替注水系(HPAC)や可搬型代替注水ポンプを有している。	MUWCの他にも高压代替注水系(HPAC)や消防車を有している。	⑤(記載の適正化)
4	補足説明資料13	13-3	4層の格納容器の破損防止機能としては, 代替循環冷却, 格納容器ベント, 代替原子炉補機冷却系, 可搬型代替注水ポンプを有している。	4層の格納容器の破損防止機能としては, 代替循環冷却, 格納容器ベント, 代替原子炉補機冷却系, 消防車を有している。	⑤(記載の適正化)
5	補足説明資料13	13-4	 <p>第4図 ③-2層, 4層における注水等に期待する設備</p>	 <p>図-4: ③-2層, 4層における注水等に期待する設備</p>	⑤(記載の適正化)

## まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料14 サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果

**【変更理由の類型化】**

- ①指摘事項対応による変更・修正    ②設計進捗, 設備変更による変更・修正    ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正            ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料14	14-1	「添付資料3.1.3.3」で評価している“雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使用しない場合における格納容器圧力逃がし装置からのCs-137放出量評価について”は, サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル状の放射性物質の捕集についても期待しており, その捕集効果はMAAPコード内(SUPRA評価式)で考慮している。	「添付資料3.1.31」で評価している“雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時における格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137の放出量”は, サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル状の放射性物質の捕集についても期待しており, その捕集効果はMAAPコード内(SUPRA評価式)で考慮している。	②(代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料15 再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																												
1	補足説明資料15	15-1	軸方向出力の高い13ノードまで沸騰遷移状態が長く継続するため	軸方向出力の高い第4 スペーサまで沸騰遷移状態が長く継続するため	⑤(PCT表示をスペーサ位置からノード位置に変更)																																																												
2	補足説明資料15	15-2	<p>表1 再循環流量制御系を手動モードとした場合の判断基準への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">解析結果</th> <th rowspan="2">判断基準</th> </tr> <tr> <th>感度解析</th> <th>ベースケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>再循環流量制御系</td> <td>手動モード</td> <td>自動モード</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度(°C)</td> <td>約 1180</td> <td>約 1060</td> <td>1200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量</td> <td>4%以下</td> <td>2%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])</td> <td>約 8.93</td> <td>約 9.08</td> <td>10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])</td> <td>約0.19</td> <td>約0.19</td> <td>0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・チェンバ・プール水温(°C))</td> <td>約113</td> <td>約113</td> <td>200°C(限界温度)を下回る</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析結果		判断基準	感度解析	ベースケース	再循環流量制御系	手動モード	自動モード	—	燃料被覆管最高温度(°C)	約 1180	約 1060	1200°C以下	燃料被覆管の酸化量	4%以下	2%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約 8.93	約 9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約0.19	約0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る	原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・チェンバ・プール水温(°C))	約113	約113	200°C(限界温度)を下回る	<p>表1 再循環流量制御系を手動モードとした場合の判断基準への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">解析結果</th> <th rowspan="2">判断基準</th> </tr> <tr> <th>感度解析</th> <th>ベースケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>再循環流量制御系</td> <td>手動モード</td> <td>自動モード</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度(°C)</td> <td>約 1140</td> <td>約 920</td> <td>1200 °C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量(%)</td> <td>4%以下</td> <td>1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])</td> <td>8.93</td> <td>9.08</td> <td>10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])</td> <td>0.19</td> <td>0.19</td> <td>0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッションプール水温(°C))</td> <td>113</td> <td>113</td> <td>200 °C(限界温度)を下回る</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析結果		判断基準	感度解析	ベースケース	再循環流量制御系	手動モード	自動モード	—	燃料被覆管最高温度(°C)	約 1140	約 920	1200 °C以下	燃料被覆管の酸化量(%)	4%以下	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	8.93	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	0.19	0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る	原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッションプール水温(°C))	113	113	200 °C(限界温度)を下回る	⑤(PCT表示をスペーサ位置からノード位置に変更)
項目	解析結果		判断基準																																																														
	感度解析	ベースケース																																																															
再循環流量制御系	手動モード	自動モード	—																																																														
燃料被覆管最高温度(°C)	約 1180	約 1060	1200°C以下																																																														
燃料被覆管の酸化量	4%以下	2%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下																																																														
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約 8.93	約 9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																																														
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約0.19	約0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る																																																														
原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・チェンバ・プール水温(°C))	約113	約113	200°C(限界温度)を下回る																																																														
項目	解析結果		判断基準																																																														
	感度解析	ベースケース																																																															
再循環流量制御系	手動モード	自動モード	—																																																														
燃料被覆管最高温度(°C)	約 1140	約 920	1200 °C以下																																																														
燃料被覆管の酸化量(%)	4%以下	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下																																																														
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	8.93	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																																														
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	0.19	0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る																																																														
原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッションプール水温(°C))	113	113	200 °C(限界温度)を下回る																																																														

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

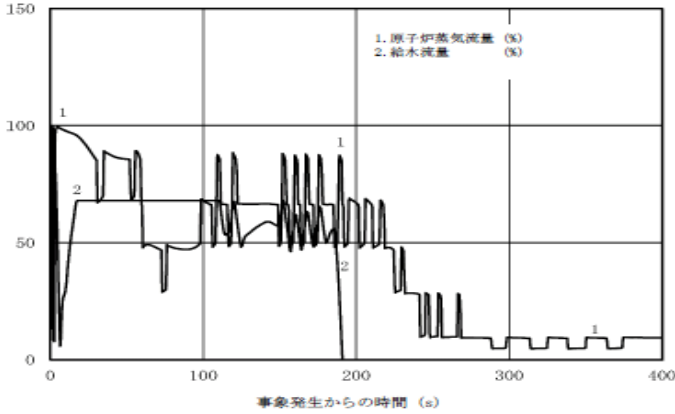
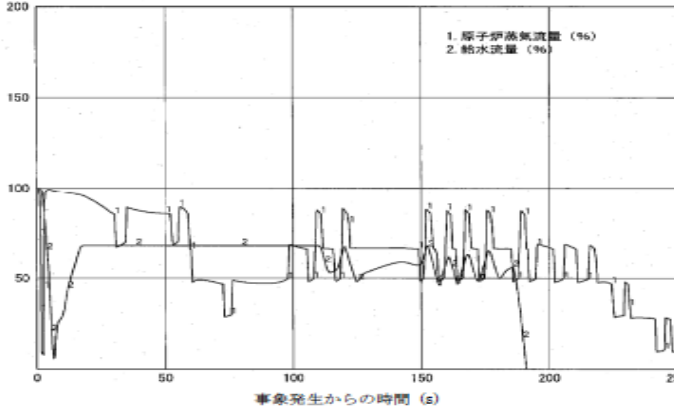
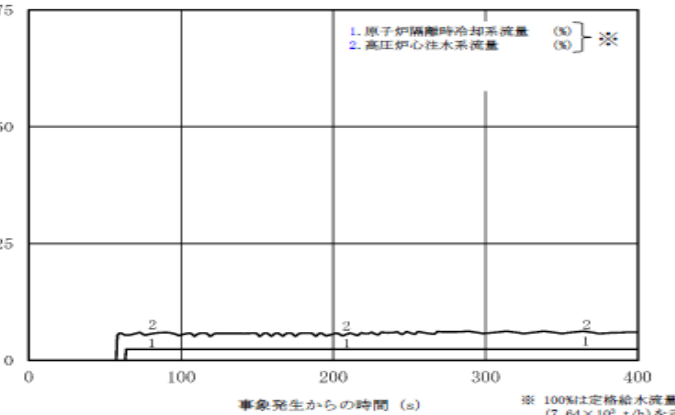
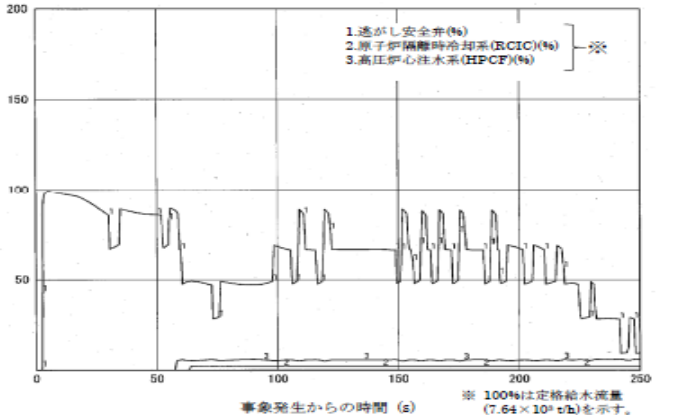
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
3	補足説明資料15	15-3	<p>図1 中性子束の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	<p>図1 中性子束の時間変化(事象発生から250秒後まで)</p>	⑤
4	補足説明資料15	15-3	<p>図2 炉心流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	<p>図2 炉心流量の時間変化(事象発生から250秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

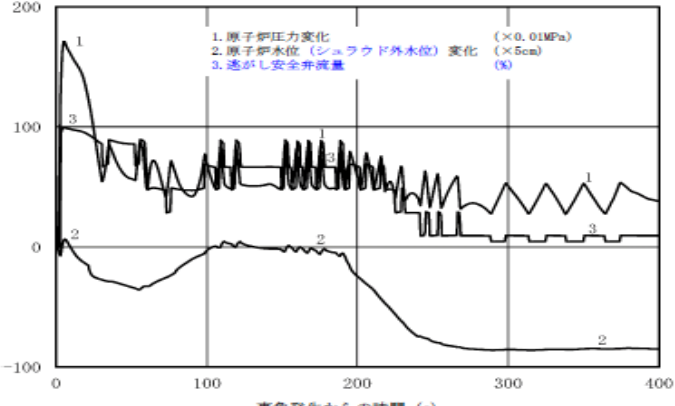
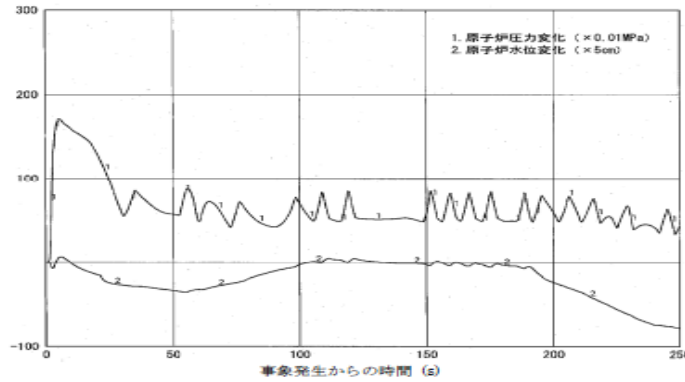
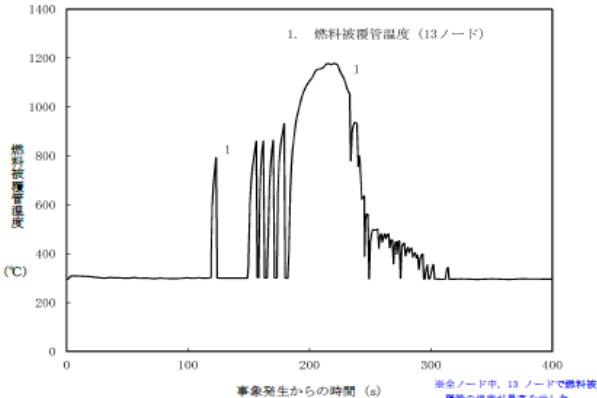
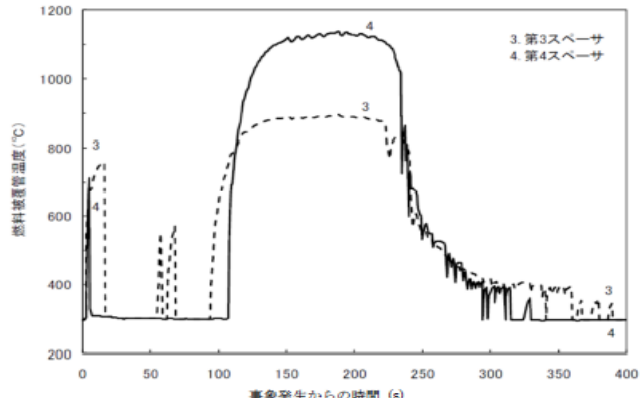
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
5	補足説明資料15	15-4	 <p>図3 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	 <p>図3 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から250秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)
6	補足説明資料15	15-4	 <p>図4 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	 <p>図4 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から250秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

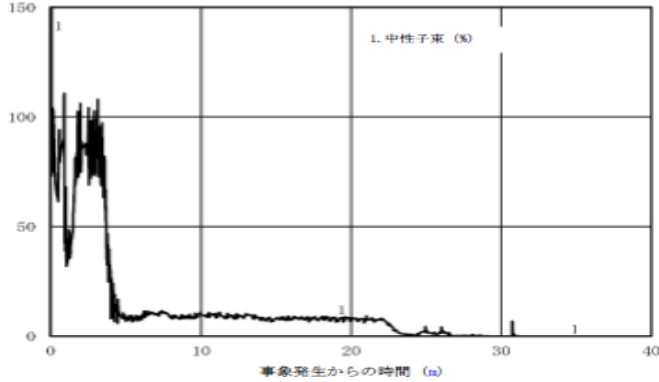
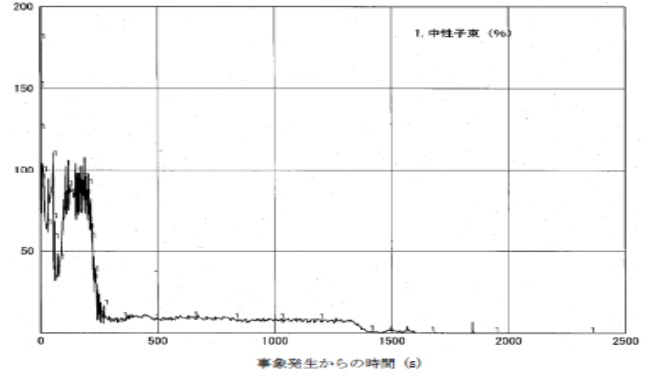
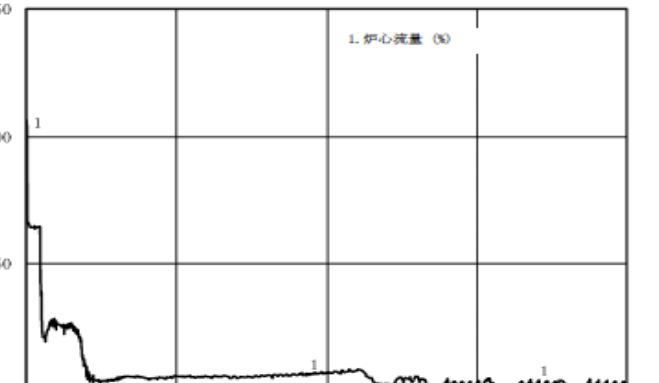
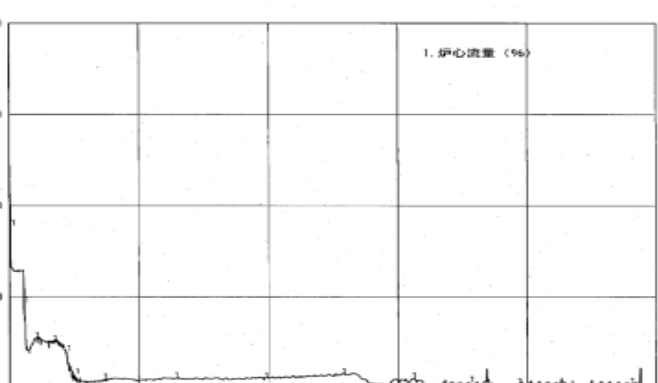
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
7	補足説明資料15	15-5	 <p>図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位), 逃がし安全弁流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	 <p>図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(事象発生から250秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)
8	補足説明資料15	15-5	 <p>図6 燃料被覆管温度の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	 <p>図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	⑤(PCT表示をスペーサ位置からノード位置に変更)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
9	補足説明資料15	15-6	 <p>図7 中性子束の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	 <p>図7 中性子束の時間変化(事象発生から2500 秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)
10	補足説明資料15	15-6	 <p>図8 炉心流量の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	 <p>図8 炉心流量の時間変化(事象発生から2500 秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
11	補足説明資料15	15-7	<p>図9 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>図9 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)
12	補足説明資料15	15-7	<p>図10 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>図10 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)



まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
13	補足説明資料15	15-8	<p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (×5cm) 3. 逃がし安全弁流量 (%)</p> <p>図11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位), 逃がし安全弁流量の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa) 2. 原子炉水位変化 (×5cm)</p> <p>図11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)
14	補足説明資料15	15-8	<p>1. サプレッション・チェンバ・プール水温 (°C) 2. 格納容器圧力 (×0.005MPa)</p> <p>図12 サプレッション・チェンバ・プールの水温, 格納容器圧力の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>1. サプレッション・チェンバ・プール水温 (°C) 2. 格納容器圧力 (×0.005MPa)</p> <p>図12 サプレッションプールの水温, 格納容器圧力の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料17 給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウエル枯渇とした場合の評価結果への影響

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																								
1	補足説明資料17	17-2	<p>表1 電動駆動給水ポンプ運転継続による判断基準への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>感度解析</th> <th>ベースケース</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動駆動給水ポンプ</td> <td>復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約255秒後)</td> <td>復水器水位低でトリップ(約173秒後)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度(°C)</td> <td>約1100*</td> <td>約1060</td> <td>1200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量</td> <td>3%以下</td> <td>2%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])</td> <td>約9.08</td> <td>約9.08</td> <td>10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])</td> <td>約0.29</td> <td>約0.19</td> <td>0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・チェンパ・プール水温(°C))</td> <td>約127</td> <td>約113</td> <td>200°C(限界温度)を下回る</td> </tr> </tbody> </table>	項目	感度解析	ベースケース	判断基準	電動駆動給水ポンプ	復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約255秒後)	復水器水位低でトリップ(約173秒後)	-	燃料被覆管最高温度(°C)	約1100*	約1060	1200°C以下	燃料被覆管の酸化量	3%以下	2%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約9.08	約9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約0.29	約0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る	原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・チェンパ・プール水温(°C))	約127	約113	200°C(限界温度)を下回る	<p>表1 電動駆動給水ポンプ運転継続による判断基準への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>感度解析</th> <th>ベースケース</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動駆動給水ポンプ</td> <td>復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約255秒後)</td> <td>復水器水位低でトリップ(約173秒後)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度(°C)</td> <td>約1100*</td> <td>約920</td> <td>1200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量(%)</td> <td>2%以下</td> <td>1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])</td> <td>9.08</td> <td>9.08</td> <td>10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])</td> <td>0.29</td> <td>0.19</td> <td>0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・プール水温(°C))</td> <td>127</td> <td>113</td> <td>200°C(限界温度)を下回る</td> </tr> </tbody> </table>	項目	感度解析	ベースケース	判断基準	電動駆動給水ポンプ	復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約255秒後)	復水器水位低でトリップ(約173秒後)	-	燃料被覆管最高温度(°C)	約1100*	約920	1200°C以下	燃料被覆管の酸化量(%)	2%以下	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	9.08	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	0.29	0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る	原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・プール水温(°C))	127	113	200°C(限界温度)を下回る	⑤(PCT表示をスペース位置からノード位置に変更)
項目	感度解析	ベースケース	判断基準																																																										
電動駆動給水ポンプ	復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約255秒後)	復水器水位低でトリップ(約173秒後)	-																																																										
燃料被覆管最高温度(°C)	約1100*	約1060	1200°C以下																																																										
燃料被覆管の酸化量	3%以下	2%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下																																																										
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約9.08	約9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																																										
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約0.29	約0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る																																																										
原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・チェンパ・プール水温(°C))	約127	約113	200°C(限界温度)を下回る																																																										
項目	感度解析	ベースケース	判断基準																																																										
電動駆動給水ポンプ	復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約255秒後)	復水器水位低でトリップ(約173秒後)	-																																																										
燃料被覆管最高温度(°C)	約1100*	約920	1200°C以下																																																										
燃料被覆管の酸化量(%)	2%以下	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下																																																										
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	9.08	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																																										
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	0.29	0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る																																																										
原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・プール水温(°C))	127	113	200°C(限界温度)を下回る																																																										
2	補足説明資料17	17-2	本評価における, 燃料被覆管最高温度が発生する時間領域での燃料被覆管最高温度の発生位置(14ノード位置)のクオリティは0.6~0.7程度である。	本評価における, 燃料被覆管最高温度が発生する時間領域での燃料被覆管最高温度の発生位置(第4スペース位置)のクオリティは0.6~0.7程度である。	⑤(PCT表示をスペース位置からノード位置に変更)																																																								

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
3	補足説明資料17	17-3	<p>図1 中性子束の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	<p>図1 中性子束の時間変化(事象発生から500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
4	補足説明資料17	17-3	<p>図2 炉心流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	<p>図2 炉心流量の時間変化(事象発生から500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
5	補足説明資料17	17-4			⑤(グラフ表示幅の統一)

図3 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)

図3 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から500秒後まで)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
6	補足説明資料17	17-4	<p>図4 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	<p>図4 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

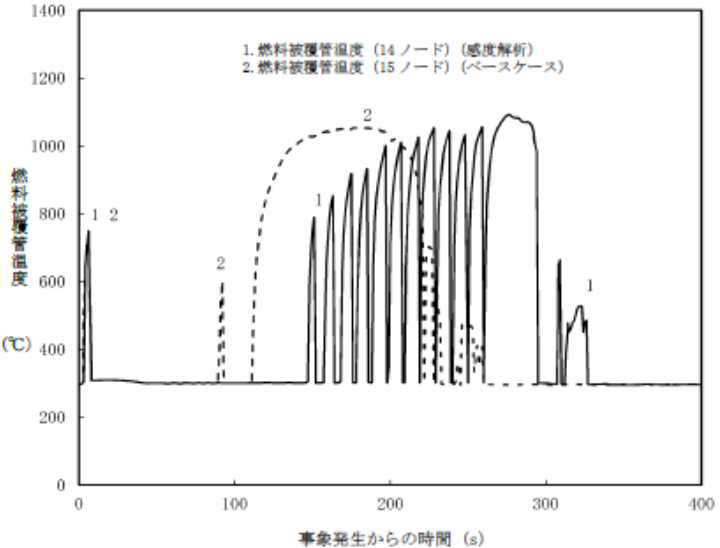
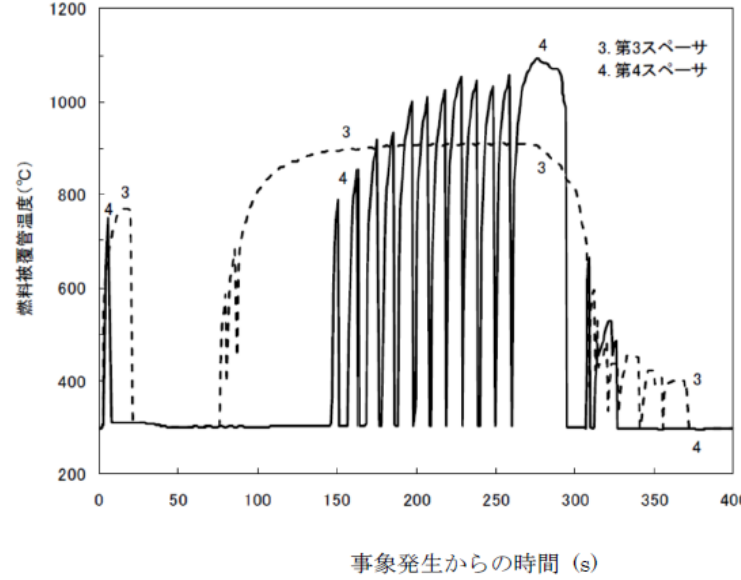
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
7	補足説明資料17	17-5	<p>1. 原子炉圧力変化 (感度解析) (<math>\times 0.01\text{MPa}</math>) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (感度解析) (<math>\times 5\text{cm}</math>) 3. 逃がし安全弁流量 (感度解析) (%) 4. 原子炉圧力変化 (ベースケース) (<math>\times 0.01\text{MPa}</math>) 5. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (ベースケース) (<math>\times 5\text{cm}</math>) 6. 逃がし安全弁流量 (ベースケース) (%)</p> <p>図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位), 逃がし安全弁流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	<p>ベースケース { 1. 原子炉圧力変化 (<math>\times 0.01\text{MPa}</math>) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (<math>\times 5\text{cm}</math>) 感度解析 { 3. 原子炉圧力変化 (<math>\times 0.01\text{MPa}</math>) 4. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (<math>\times 5\text{cm}</math>)</p> <p>図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(事象発生から500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
8	補足説明資料17	17-5	 <p>図6 燃料被覆管温度の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	 <p>図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から400秒後まで)</p>	⑤(PCT表示をスペーサ位置からノード位置に変更)



まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
9	補足説明資料17	17-6	<p>図7 中性子束の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>図7 中性子束の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
10	補足説明資料17	17-6	<p>図8 炉心流量の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>図8 炉心流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
11	補足説明資料17	17-7	<p>1. 原子炉蒸気流量 (感度解析) (%) 2. 給水流量 (感度解析) (%) 3. 原子炉蒸気流量 (ベースケース) (%) 4. 給水流量 (ベースケース) (%)</p> <p>図9 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>ベースケース { 1. 原子炉蒸気流量 (%) 2. 給水流量 (%) 感度解析 { 3. 原子炉蒸気流量 (%) 4. 給水流量 (%)</p> <p>図9 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
12	補足説明資料17	17-7	<p>1. 原子炉隔離時冷却系流量 (感度解析) (%) ※ 2. 高圧炉心注水系流量 (感度解析) (%) ※ 3. 原子炉隔離時冷却系流量 (ベースケース) (%) ※ 4. 高圧炉心注水系流量 (ベースケース) (%) ※</p> <p>※ 100%は定格給水流量 (7.64×10<sup>3</sup> t/h)を示す。</p> <p>図10 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>1. 逃がし安全弁(%) ※ 2. 原子炉隔離時冷却系(RCIC)(%) ※ 3. 高圧炉心注水系(HPCF)(%) ※ 4. 逃がし安全弁(%) ※ 5. 原子炉隔離時冷却系(RCIC)(%) ※ 6. 高圧炉心注水系(HPCF)(%) ※</p> <p>※ 100%は定格給水流量 (7.64×10<sup>3</sup> t/h)を示す。</p> <p>図10 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
13	補足説明資料17	17-8	<p>図11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位), 逃がし安全弁流量の時間変化(事象発生から40分後まで)</p>	<p>図11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(事象発生から2500秒後まで)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
14	補足説明資料17	17-8	<p>1. サプレッション・チェンバ・プール水温 (感度解析) (°C) 2. 格納容器圧力 (感度解析) (<math>\times 0.005\text{MPa}</math>) 3. サプレッション・チェンバ・プール水温 (ベースケース) (°C) 4. 格納容器圧力 (ベースケース) (<math>\times 0.005\text{MPa}</math>)</p> <p>事象発生からの時間 (min)</p>	<p>ベースケース { 1. サプレッション・チェンバ・プール水温 (°C) 2. 格納容器圧力 (<math>\times 0.005\text{MPa}</math>) 感度解析 { 3. サプレッション・チェンバ・プール水温 (°C) 4. 格納容器圧力 (<math>\times 0.005\text{MPa}</math>)</p> <p>事象発生からの時間 (s)</p>	⑤(グラフ表示幅の統一)

図12 サプレッション・チェンバ・プールの水温, 格納容器圧力の時間変化(事象発生から40分後まで)

図12 サプレッション・プールの水温, 格納容器圧力の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料19 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																																						
1	補足説明資料19	19-1	電共研(基本実験)では, 重大事故の際の格納容器内の環境を想定し, 試験条件を設定した。実験装置及び実験方法を別添1に示す。試験条件及び実験結果を表1に示す。また, 吸収線量と水素濃度・酸素濃度の相関を図1に示す。図1のとおり, 水素・酸素の増加量は吸収線量の増加とともに飽和する傾向にあり, 有効性評価に用いた実効G値(水素:0.06, 酸素:0.03)は, 事象発生から約1.4時間後までのサブプレッション・プールでの吸収線量に相当する $1 \times 10^4$ Gyの傾きから求めたものである。	電共研(基本実験)では, 苛酷事故の際の格納容器内の環境を想定し, 試験条件を設定した。実験装置及び実験方法を別添1に示す。試験条件及び実験結果を表1に示す。また, 吸収線量と水素濃度・酸素濃度の相関を図1に示す(有効性評価「3.4 水素燃焼」添付資料3.4.2 図1と同じ)。図1のとおり, 水素・酸素の増加量は吸収線量の増加とともに飽和する傾向にあり, 有効性評価に用いた実効G値(水素:0.06, 酸素:0.03)は, 事象発生から1.5時間後までのサブプレッション・プールでの吸収線量に相当する $1 \times 10^4$ Gyの傾きから求めたものである。	⑤(元データを再確認し, 記載を見直し。)																																																																						
2	補足説明資料19	19-1	電共研(基本実験)と電共研(追加実験)は, 異なる実験装置, 異なる実験実施者によって行われたが, 追加実験により同程度の実効G値が確認できたことから, 実効G値の有する不確かさは小さいと考える。また, 水素・酸素の増加量が吸収線量の増加とともに飽和する点で同様の傾向を確認できたことから, 実効G値を事象発生初期(約1.4時間後)の吸収線量から定めることは, 事象発生から168時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって, 前回の実験結果をもとに有効性評価に用いる実効G値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて, $1 \times 10^4$ GyにおけるG値を用いるのは妥当と考える。	電共研(基本実験)と電共研(追加実験)は, 異なる実験装置, 異なる実験実施者によって行われたが, 追加実験により同程度の実効G値が確認できたことから, 効G値の有する不確かさは小さいと考える。また, 水素・酸素の増加量が吸収線量の増加とともに飽和する点で同様の傾向を確認できたことから, 実効G値を事象発生初期(1.5時間後※)の吸収線量から定めることは, 事象発生から168時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって, 前回の実験結果をもとに有効性評価に用いる実効G値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて, $1 \times 10^4$ GyにおけるG値を用いるのは妥当と考える。	⑤(元データを再確認し, 記載を見直し。)																																																																						
3	補足説明資料19	19-3	<p>表1 電共研(基本実験)の試験条件及び実験結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">試験ケース</th> <th colspan="5">試験条件</th> <th colspan="3">実験結果</th> </tr> <tr> <th>温度 [°C]</th> <th>沸騰/非沸騰</th> <th>水素濃度 M-W 反応相当 [%]</th> <th>酸素濃度 [vol%]</th> <th>よう素濃度 放出相当 [%]</th> <th>吸収線量 [Gy]</th> <th>水素 G 値</th> <th>酸素 G 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A①</td> <td>室温</td> <td>非沸騰</td> <td>5.5</td> <td>1.5</td> <td>50</td> <td><math>2 \times 10^3</math></td> <td>0.12</td> <td>0.06</td> </tr> <tr> <td>A①'</td> <td>室温</td> <td>非沸騰</td> <td>5.5</td> <td>1.5</td> <td>50</td> <td><math>1 \times 10^4</math></td> <td>0.06</td> <td>0.03</td> </tr> </tbody> </table>	試験ケース	試験条件					実験結果			温度 [°C]	沸騰/非沸騰	水素濃度 M-W 反応相当 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素濃度 放出相当 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値	A①	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	$2 \times 10^3$	0.12	0.06	A①'	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	$1 \times 10^4$	0.06	0.03	<p>表1 電共研(基本実験)の試験条件及び実験結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">試験ケース</th> <th colspan="5">試験条件</th> <th colspan="3">実験結果</th> </tr> <tr> <th>温度 [°C]</th> <th>沸騰/非沸騰</th> <th>水素濃度 M-W 反応相当 [%]</th> <th>酸素濃度 [vol%]</th> <th>よう素濃度 放出相当 [%]</th> <th>吸収線量 [Gy]</th> <th>水素 G 値</th> <th>酸素 G 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A①</td> <td>室温</td> <td>非沸騰</td> <td>5.5</td> <td>3.5</td> <td>50</td> <td><math>2 \times 10^3</math></td> <td>0.12</td> <td>0.06</td> </tr> <tr> <td>A①'</td> <td>室温</td> <td>非沸騰</td> <td>5.5</td> <td>3.5</td> <td>50</td> <td><math>1 \times 10^4</math></td> <td>0.06</td> <td>0.03</td> </tr> </tbody> </table>	試験ケース	試験条件					実験結果			温度 [°C]	沸騰/非沸騰	水素濃度 M-W 反応相当 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素濃度 放出相当 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値	A①	室温	非沸騰	5.5	3.5	50	$2 \times 10^3$	0.12	0.06	A①'	室温	非沸騰	5.5	3.5	50	$1 \times 10^4$	0.06	0.03	⑤(参照元の文献を再確認し, 記載を見直し。)
試験ケース	試験条件					実験結果																																																																					
	温度 [°C]	沸騰/非沸騰	水素濃度 M-W 反応相当 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素濃度 放出相当 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値																																																																			
A①	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	$2 \times 10^3$	0.12	0.06																																																																			
A①'	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	$1 \times 10^4$	0.06	0.03																																																																			
試験ケース	試験条件					実験結果																																																																					
	温度 [°C]	沸騰/非沸騰	水素濃度 M-W 反応相当 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素濃度 放出相当 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値																																																																			
A①	室温	非沸騰	5.5	3.5	50	$2 \times 10^3$	0.12	0.06																																																																			
A①'	室温	非沸騰	5.5	3.5	50	$1 \times 10^4$	0.06	0.03																																																																			

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
4	補足説明資料19	19-4			⑤(参照元の文献を再確認し, 記載を見直し。)
5	補足説明資料19	19-4	<p>図1 電共研(基本実験)の実験結果:水素・酸素濃度と吸収線量の関係 (A①及びA①'のG値)</p>	<p>図1 電共研(基本実験)の実験結果:水素・酸素濃度と吸収線量の関係 (A①及びA①'のG値)</p>	⑤(参照元の文献を再確認し, 記載を見直し。)
6	補足説明資料19	19-8	<p>電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(平成11年度)(電共研(追加実験))では, 常温から高温に至るケースについて試験を行うため, 170℃(飽和蒸気圧7.8気圧)までの試験が可能な照射容器を用いた。</p>	<p>電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(電共研(基本実験))(平成11年度)では, 常温から高温に至るケースについて試験を行うため, 170℃(飽和蒸気圧691kPa[gage])までの試験が可能な照射容器を用いた。</p>	⑤(参照元の文献を再確認し, 記載を見直し。)



まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料21 使用済燃料プール(SFP)ゲートについて

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																														
1	補足説明資料21	21-3	<p>○評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却機能停止及びゲートからの流出後, 沸騰までの時間</td> <td>約1.9時間</td> <td>約1.7時間</td> </tr> <tr> <td>事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間</td> <td>約0.7時間</td> <td>約4.7時間</td> </tr> </tbody> </table>		6号炉	7号炉	冷却機能停止及びゲートからの流出後, 沸騰までの時間	約1.9時間	約1.7時間	事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約0.7時間	約4.7時間	<p>○評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却機能停止及びゲートからの流出後, 沸騰までの時間</td> <td>約1.9時間</td> <td>約1.8時間</td> </tr> <tr> <td>事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間</td> <td>約7.0時間</td> <td>約0.8時間</td> </tr> </tbody> </table>		6号炉	7号炉	冷却機能停止及びゲートからの流出後, 沸騰までの時間	約1.9時間	約1.8時間	事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約7.0時間	約0.8時間	<p>③(有効桁数の見直し) ③(評価条件(キャスクピット水の考慮の有無)変更に伴う見直し反映)</p>												
	6号炉	7号炉																																	
冷却機能停止及びゲートからの流出後, 沸騰までの時間	約1.9時間	約1.7時間																																	
事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約0.7時間	約4.7時間																																	
	6号炉	7号炉																																	
冷却機能停止及びゲートからの流出後, 沸騰までの時間	約1.9時間	約1.8時間																																	
事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約7.0時間	約0.8時間																																	
2	補足説明資料21	21-3	<p>○算定結果</p> <p>評価の結果, 事象発生開始からSFPの保有水が沸騰を開始するまでの時間余裕は約1.7時間(7号炉の場合)であった。また, 沸騰による水位低下により燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は約4.7時間(7号炉の場合)であった。</p> <p>水位の低下により線量率は上昇するためオペレーティングフロアでの作業は困難となるが, 事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間余裕は4時間以上あるため, オペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段(燃料プール代替注水系(常設又は可搬型))により燃料損傷の防止が可能である。</p>	<p>○算定結果</p> <p>評価の結果, 事象発生開始から使用済燃料プールの保有水が沸騰を開始するまでの時間余裕は約1.8時間(7号炉の場合)であった。また, 沸騰による水位低下により燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は約5.5時間であった。</p> <p>水位の低下により線量率は上昇するためオペレーティングフロアでの作業は困難となるが, 事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間余裕は5時間以上あるため, オペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段(燃料プール代替注水系)により燃料損傷の防止が可能である。</p>	<p>③(有効桁数の見直し) ③(評価条件(キャスクピット水の考慮の有無)変更に伴う見直し反映)</p>																														
3	補足説明資料21	21-3	<p>○算定結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>SFP保有水量 (流出前)</th> <th>原子炉ウエル等 への流水量</th> <th>SFP保有水量 (流出後)</th> <th>SFP水位 低下量(通常運転 水位からの低下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6号炉</td> <td>約2080m<sup>3</sup></td> <td>約1560m<sup>3</sup></td> <td>約520m<sup>3</sup></td> <td>約6.7m</td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td>約2090m<sup>3</sup></td> <td>約1610m<sup>3</sup></td> <td>約480m<sup>3</sup></td> <td>約6.9m</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 燃料有効長頂部水位は燃料有効長頂部を設定(有効性評価で保守的に用いている燃料ハンドル上部(燃料有効長頂部より0.5m程度高い位置)は用いない)</p>		SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウエル等 への流水量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位 低下量(通常運転 水位からの低下)	6号炉	約2080m <sup>3</sup>	約1560m <sup>3</sup>	約520m <sup>3</sup>	約6.7m	7号炉	約2090m <sup>3</sup>	約1610m <sup>3</sup>	約480m <sup>3</sup>	約6.9m	<p>○算定結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>SFP保有水量 (流出前)</th> <th>原子炉ウエル等 への流水量</th> <th>プール保有水量 (流出後)</th> <th>プール水位 低下量(通常運転 水位からの低下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6号炉</td> <td>約2080m<sup>3</sup></td> <td>約1560m<sup>3</sup></td> <td>約620m<sup>3</sup></td> <td>約6.7m</td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td>約2090m<sup>3</sup></td> <td>約1600m<sup>3</sup></td> <td>約490m<sup>3</sup></td> <td>約6.9m</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 燃料有効長頂部水位は燃料有効長頂部を設定(有効性評価で保守的に用いている燃料ハンドル上部(燃料有効長頂部より0.5m程度高い位置)は用いない)</p>		SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウエル等 への流水量	プール保有水量 (流出後)	プール水位 低下量(通常運転 水位からの低下)	6号炉	約2080m <sup>3</sup>	約1560m <sup>3</sup>	約620m <sup>3</sup>	約6.7m	7号炉	約2090m <sup>3</sup>	約1600m <sup>3</sup>	約490m <sup>3</sup>	約6.9m	<p>③(有効桁数の見直し) ③(評価条件(キャスクピット水の考慮の有無)変更に伴う見直し反映)</p>
	SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウエル等 への流水量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位 低下量(通常運転 水位からの低下)																															
6号炉	約2080m <sup>3</sup>	約1560m <sup>3</sup>	約520m <sup>3</sup>	約6.7m																															
7号炉	約2090m <sup>3</sup>	約1610m <sup>3</sup>	約480m <sup>3</sup>	約6.9m																															
	SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウエル等 への流水量	プール保有水量 (流出後)	プール水位 低下量(通常運転 水位からの低下)																															
6号炉	約2080m <sup>3</sup>	約1560m <sup>3</sup>	約620m <sup>3</sup>	約6.7m																															
7号炉	約2090m <sup>3</sup>	約1600m <sup>3</sup>	約490m <sup>3</sup>	約6.9m																															

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
4	補足説明資料21	21-4	<p>○まとめ ゲート部はスロッシング荷重等を考慮しても十分に信頼性のあるものであり,かつ万一, 使用済燃料プールのゲート部からリークがあった場合であっても, 水位が最大6.9m低下するが, 燃料が露出することはなく, 燃料有効長頂部まで水位が低下する時間の約4.7時間後までにオペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段(燃料プール代替注水系(常設又は可搬型))により注水することで燃料損傷の防止が可能である。</p>	<p>○まとめ ゲート部はスロッシング荷重等を考慮しても十分に信頼性のあるものであり,かつ万一, 使用済燃料プールのゲート部からリークがあった場合であっても, 水位が最大6.9m低下するが, 燃料が露出することはなく, 燃料有効長頂部まで水位が低下する時間の約5.5時間後までにオペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段(燃料プール代替注水系(常設又は可搬型))により注水することで燃料損傷の防止が可能である。</p>	<p>③(有効桁数の見直し) ③(評価条件(キャスクピット水の考慮の有無)変更に伴う見直し反映)</p>

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料22 サイフォン現象によるSFP水の漏えい停止操作について

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料22	22-2	またスロッシングが発生していない状況であれば, 放射線の遮蔽が維持される高さまで水位が低下するまでの時間余裕は7時間程度あること(有効性評価での想定している約70m <sup>3</sup> /hでの漏えい)に対して事象認知後1時間程度で隔離できることから, 現場の線量率が悪化する前に隔離することが可能である。	またスロッシングが発生していない状況であれば, 放射線の遮へいが維持される高さまで水位が低下するまでの余裕時間は7時間程度あること(有効性評価での想定している68m <sup>3</sup> /hでの漏えい)に対して事象認知後1時間程度で隔離できることから, 現場の線量率が悪化する前に隔離することが可能である。	⑤(数値記載を本文と合わせた)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料24 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方

【変更理由の類型化】



- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更前	変更理由
1	補足説明資料24	24-1	その間には下部D/Wに対して開放されている箇所があり, LOCAによって放出された冷却材の一部は格納容器下部に流入すると考えられる。これにより, 格納容器下部に水位が形成される可能性が考えられる。炉心損傷後の手順として, RPVの破損及び格納容器下部への溶融炉心落下に備えた格納容器下部への注水を定めており, 格納容器下部の水位が2m(注水量180m3相当)に到達していることを確認した後, 格納容器下部への注水を停止する。溶融炉心落下時の格納容器下部の水位は, 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(以下「炉外FCI」という。)及び溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)への対応を考慮し, 2m相当としている。しかしながら, 仮に格納容器下部の水位が2mより高い場合であっても炉外FCIやMCCIによる格納容器の機能維持に問題は無いことを確認※2している。以上より, いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。	④(FCI時の水張り手順の変更)
2	補足説明資料24	24-2	※2 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 重大事故等対策の有効性評価について「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 添付資料3.3.3 格納容器下部の水張りの適切性」参照。格納容器下部水位の増加によって物理現象発生時の格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて, 格納容器下部水位が7.0 m(リターンライン相当)の場合であっても, 格納容器下部の内側鋼板の最大応力は約278 MPaであり, 水位2 mの場合の約32 MPaと比べて約9倍に増加しているが, 格納容器下部の内側鋼板の降伏応力(490 MPa)を十分に下回っており, 格納容器破損に至るおそれはないことを確認している。格納容器下部の水位上昇の要因がLOCAに起因する冷却材である場合, サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに, 発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものと考えられる。	③(水蒸気爆発評価についての事業者の設定の見直しを踏まえた再評価結果の反映)
3	補足説明資料24	24-4	スプレー又は注水により, S/C水位が真空破壊弁高さまで到達する時点でスプレーを停止し, 格納容器ベントを実施する。	④(操作手順の変更の反映)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

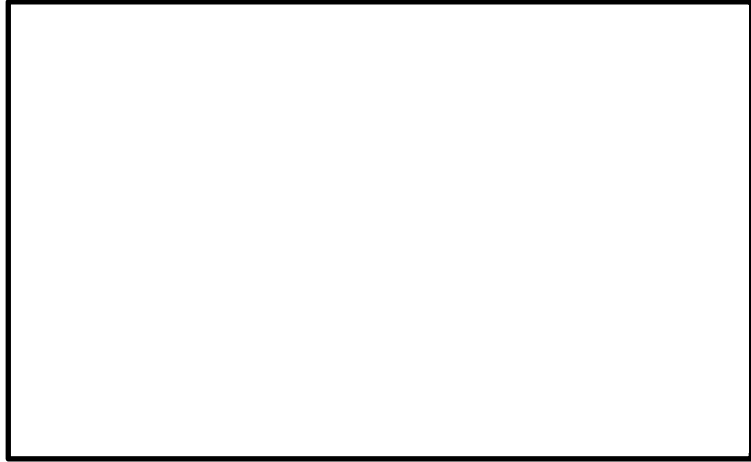
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号		変更前	変更理由
4	補足説明資料24	24-5	 <p>図1 SOPの対応フロー(1/3)</p>	 <p>図1 SOPの対応フロー(全体)</p>	④(SOP手順書の変更を反映)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】


- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号		変更前	変更理由
5	補足説明資料24	24-6	 <p>図1 SOPの対応フロー(2/3)</p>	—	④(SOP手順書の変更を反映)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号		変更前	変更理由
6	補足説明資料24	24-7		—	④(SOP手順書の変更を反映)
			図1 SOPの対応フロー(3/3)		

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号 : 補足説明資料25 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

**【変更理由の類型化】**  
 ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																																																																						
1	補足説明資料25	25-1	<p style="text-align: center;"><b>柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(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)の概要</b></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th>重要事故モード</th> <th>事象と対応の概要</th> <th>対応の形態</th> <th>対応設備の種類</th> <th>電装・油装</th> <th>信頼性向上対策の取組状況(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)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> </tbody> </table>	重要事故モード	事象と対応の概要	対応の形態	対応設備の種類	電装・油装	信頼性向上対策の取組状況(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)	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	<p style="text-align: center;"><b>柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(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)の概要</b></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th>重要事故モード</th> <th>事象と対応の概要</th> <th>対応の形態</th> <th>対応設備の種類</th> <th>電装・油装</th> <th>信頼性向上対策の取組状況(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)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>炉内注水設備故障</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> </tbody> </table>	重要事故モード	事象と対応の概要	対応の形態	対応設備の種類	電装・油装	信頼性向上対策の取組状況(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)	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	炉内注水設備故障	...	...	...	...	...	<p>②(送水ラインの変更)                  ③(TBP解析の見直し反映)                  ⑤</p>
重要事故モード	事象と対応の概要	対応の形態	対応設備の種類	電装・油装	信頼性向上対策の取組状況(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)																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
重要事故モード	事象と対応の概要	対応の形態	対応設備の種類	電装・油装	信頼性向上対策の取組状況(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)																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						
炉内注水設備故障	...	...	...	...	...																																																																																																						



# まとめ資料変更箇所リスト

## 【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更による変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																												
2	補足説明資料25	25-2	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(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)の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>事象と対応の概要</th> <th>監視中心状態</th> <th>最終状態(停止状態)</th> <th>電源・水素</th> <th>最終状態の可及的迅速な対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	事象と対応の概要	監視中心状態	最終状態(停止状態)	電源・水素	最終状態の可及的迅速な対応	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(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)の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>事象と対応の概要</th> <th>監視中心状態</th> <th>最終状態(停止状態)</th> <th>電源・水素</th> <th>最終状態の可及的迅速な対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	事象と対応の概要	監視中心状態	最終状態(停止状態)	電源・水素	最終状態の可及的迅速な対応	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	②(送水ラインの変更) ⑤
事故シナリオ	事象と対応の概要	監視中心状態	最終状態(停止状態)	電源・水素	最終状態の可及的迅速な対応																																																												
燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
事故シナリオ	事象と対応の概要	監視中心状態	最終状態(停止状態)	電源・水素	最終状態の可及的迅速な対応																																																												
燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
3	補足説明資料25	25-3	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(運転中の原子炉における重大事故)の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>事象と対応の概要</th> <th>監視中心状態</th> <th>最終状態(停止状態)</th> <th>電源・水素</th> <th>最終状態の可及的迅速な対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	事象と対応の概要	監視中心状態	最終状態(停止状態)	電源・水素	最終状態の可及的迅速な対応	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(運転中の原子炉における重大事故)の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>事象と対応の概要</th> <th>監視中心状態</th> <th>最終状態(停止状態)</th> <th>電源・水素</th> <th>最終状態の可及的迅速な対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> <td>燃料冷却システム停止</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> <td>炉心過熱</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	事象と対応の概要	監視中心状態	最終状態(停止状態)	電源・水素	最終状態の可及的迅速な対応	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	②(送水ラインの変更) ⑤
事故シナリオ	事象と対応の概要	監視中心状態	最終状態(停止状態)	電源・水素	最終状態の可及的迅速な対応																																																												
燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
事故シナリオ	事象と対応の概要	監視中心状態	最終状態(停止状態)	電源・水素	最終状態の可及的迅速な対応																																																												
燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止(燃料冷却ポンプ停止)による炉心過熱の発生(燃料冷却ポンプ停止による炉心過熱の発生)	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止	燃料冷却システム停止																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												
炉心過熱	炉心過熱による燃料破砕の発生(炉心過熱による燃料破砕の発生)	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱	炉心過熱																																																												

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																							
4	補足説明資料25	25-4	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(運転中の原子炉における重大事故)の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>事故状況</th> <th>炉心損傷防止設備</th> <th>電源・水質</th> <th>炉心損傷防止設備の代替</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	事故状況	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(運転中の原子炉における重大事故)の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>事故状況</th> <th>炉心損傷防止設備</th> <th>電源・水質</th> <th>炉心損傷防止設備の代替</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>事故発生</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	事故状況	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	②(送水ラインの変更) ⑤
事故シナリオ	事故状況	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
事故シナリオ	事故状況	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
炉心損傷防止設備	事故発生	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
5	補足説明資料25	25-5	<p>重要事故シーケンス(使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故)の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>事故シナリオ</th> <th>炉心損傷防止設備</th> <th>電源・水質</th> <th>炉心損傷防止設備の代替</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>想定事故1</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>想定事故2</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> </tbody> </table>	No.	事故シナリオ	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	1	想定事故1	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	2	想定事故2	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	<p>東京電力 柏崎刈羽6, 7号炉 重要事故シーケンス(炉心損傷防止)の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>事故シナリオ</th> <th>炉心損傷防止設備</th> <th>電源・水質</th> <th>炉心損傷防止設備の代替</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>想定事故1</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>想定事故2</td> <td>炉心損傷防止設備</td> <td>電源・水質</td> <td>炉心損傷防止設備の代替</td> </tr> </tbody> </table>	No.	事故シナリオ	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	1	想定事故1	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	2	想定事故2	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替	②(送水ラインの変更) ⑤																									
No.	事故シナリオ	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
1	想定事故1	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
2	想定事故2	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
No.	事故シナリオ	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
1	想定事故1	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								
2	想定事故2	炉心損傷防止設備	電源・水質	炉心損傷防止設備の代替																																																								

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																																																																								
6	補足説明資料25	25-6	<p><b>重要事故シーケンス(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故)の概要</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No.</th> <th rowspan="2">事故シーケンス</th> <th rowspan="2">原因事象</th> <th colspan="4">重大事故等対応設備等</th> <th rowspan="2">既設重大事故等対応設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性</th> </tr> <tr> <th>停止系</th> <th>減圧</th> <th>注水</th> <th>除熱</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>除熱熱除去機運転停止による除熱不足の発生</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>安全配管弁閉鎖による安全配管弁閉鎖</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>原子炉冷却材ポンプ停止による冷却材供給不足の発生</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>反応度の暴走による炉出力の暴走</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	No.	事故シーケンス	原因事象	重大事故等対応設備等				既設重大事故等対応設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	停止系	減圧	注水	除熱	1	除熱熱除去機運転停止による除熱不足の発生	—	—	—	—	—	—	2	安全配管弁閉鎖による安全配管弁閉鎖	—	—	—	—	—	—	3	原子炉冷却材ポンプ停止による冷却材供給不足の発生	—	—	—	—	—	—	4	反応度の暴走による炉出力の暴走	—	—	—	—	—	—	<p><b>東京電力 柏崎刈羽6, 7号炉 重要事故シーケンス(炉心損傷防止)の概要</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No.</th> <th rowspan="2">事故シーケンス</th> <th rowspan="2">原因事象</th> <th colspan="4">シナリオ</th> <th rowspan="2">既設設備の可搬型設備での代替</th> </tr> <tr> <th>停止系</th> <th>減圧</th> <th>注水</th> <th>除熱</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>除熱熱除去機運転停止による除熱不足の発生</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>安全配管弁閉鎖による安全配管弁閉鎖</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>原子炉冷却材ポンプ停止による冷却材供給不足の発生</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>反応度の暴走による炉出力の暴走</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	No.	事故シーケンス	原因事象	シナリオ				既設設備の可搬型設備での代替	停止系	減圧	注水	除熱	1	除熱熱除去機運転停止による除熱不足の発生	—	—	—	—	—	—	2	安全配管弁閉鎖による安全配管弁閉鎖	—	—	—	—	—	—	3	原子炉冷却材ポンプ停止による冷却材供給不足の発生	—	—	—	—	—	—	4	反応度の暴走による炉出力の暴走	—	—	—	—	—	—	<p>②(送水ラインの変更) ⑤</p>
No.	事故シーケンス	原因事象	重大事故等対応設備等				既設重大事故等対応設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性																																																																																						
			停止系	減圧	注水	除熱																																																																																							
1	除熱熱除去機運転停止による除熱不足の発生	—	—	—	—	—	—																																																																																						
2	安全配管弁閉鎖による安全配管弁閉鎖	—	—	—	—	—	—																																																																																						
3	原子炉冷却材ポンプ停止による冷却材供給不足の発生	—	—	—	—	—	—																																																																																						
4	反応度の暴走による炉出力の暴走	—	—	—	—	—	—																																																																																						
No.	事故シーケンス	原因事象	シナリオ				既設設備の可搬型設備での代替																																																																																						
			停止系	減圧	注水	除熱																																																																																							
1	除熱熱除去機運転停止による除熱不足の発生	—	—	—	—	—	—																																																																																						
2	安全配管弁閉鎖による安全配管弁閉鎖	—	—	—	—	—	—																																																																																						
3	原子炉冷却材ポンプ停止による冷却材供給不足の発生	—	—	—	—	—	—																																																																																						
4	反応度の暴走による炉出力の暴走	—	—	—	—	—	—																																																																																						

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料27 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料27	27-1	更に, SGTSの起動による原子炉建屋の雰囲気温度の低下に伴い, 格納容器内の水蒸気が凝縮して格納容器内の酸素濃度が上昇する可能性も考えられるが, 原子炉格納容器は厚さ約2mのコンクリートであるため, 原子炉建屋の温度変化が原子炉格納容器内の雰囲気温度に有意な影響を与えることは無いと考えられる。ここで, 原子炉格納容器の壁面温度に着目することとし, 有効性評価「水素燃焼」においてより高い温度を経験するドライウエル内壁面及び外壁面の温度の推移を図4に, 原子炉建屋の雰囲気温度の推移を図5に示す。図4及び図5から, 原子炉格納容器の内壁面の温度変化に対して外壁面の温度変化は小さく, 原子炉建屋の雰囲気温度に与える影響は小さいことが確認できる。さらに, 原子炉建屋の雰囲気温度が変化した場合の影響を確認すると, 原子炉格納容器から原子炉建屋への除熱量は, ドライウエル内壁面温度が170°C, 原子炉建屋の雰囲気温度が30°Cの場合で約0.32MW, 原子炉建屋の雰囲気温度を保守的に0°Cとした場合でも約0.38MWであり, これらの放熱量は, 有効性評価「水素燃焼」における代替循環冷却系の除熱量(約22.5時間以降で約12~15MW)と比較しても十分に小さいことから, SGTSの起動による原子炉建屋の温度変化を想定しても, 原子炉格納容器内の雰囲気温度及び圧力に有意な影響を与えることは無く, 格納容器内の気体組成に対しても有意な影響は無いと考える。	(記載なし)	⑤(SGTSの位置づけ変更に伴い, PCV内雰囲気に与える影響を追記)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗、設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充、適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
2	補足説明資料27	27-5	<p>図4 格納容器壁面温度の推移</p>	-	⑤(SGTSの位置づけ変更に伴う追記)
3	補足説明資料27	27-5	<p>図5 原子炉建屋雰囲気温度の推移</p>	-	⑤(SGTSの位置づけ変更に伴う追記)

## まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料28 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線

**【変更理由の類型化】**

- ①指摘事項対応による変更・修正    ②設計進捗, 設備変更による変更・修正    ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正            ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料28	28-1	最長許容炉心露出時間は、 <a href="#">下図のとおり</a> , 原子炉停止後の経過時間に <a href="#">依存した曲線</a> である。	最長許容炉心露出時間は、原子炉停止後の経過時間と炉心の健全性が確保される時間(最長許容炉心露出時間)の関係図である。	⑤(記載の適正化)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料31 格納容器下部ドライウエル(ペDESTAL)に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮

【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																														
1	補足説明資料31	31-1	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心が格納容器下部に一樣に広がるものとしており、この場合堆積高さは約0.68mとなる。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の構造の位置関係を図1に示す。図1に示す通り、格納容器下部の側面の開口部として最も低い箇所にある機器搬出入用ハッチまでであっても4 m以上の高さがあることから、仮に溶融炉心が全量落下しても格納容器下部以外に溶融炉心が拡がる恐れは無いと考える。	KK6/7号機のMCCIの評価では、落下した溶融デブリがペDESTALに一樣に広がるものとしており、この場合堆積高さは約50 cmとなる。ペDESTALに落下した溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係を図1に示す。図1に示す通り、ペDESTALの側面の開口部として最も低い箇所にある機器搬出入用ハッチまでであっても4 m以上の高さがあることから、仮に溶融デブリが全量落下してもペDESTAL以外に溶融デブリが拡がる恐れは無いと考える。	③(コリウムシールドの位置づけ変更に伴う解析の見直し) ⑤																														
2	補足説明資料31	31-1	この時、粒子化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として粒子が堆積する場合を仮定すると、溶融炉心の堆積高さは最大0.85mとなるが、前述の通り、格納容器下部の側面の開口部までは十分な高さがあることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても格納容器下部以外に溶融炉心が拡がる恐れは無いと考える。	この時、粒子化したデブリの密度が低いと堆積高さが高くなる。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として粒子が堆積する場合を仮定すると、溶融デブリの堆積高さは約93 cmとなるが、前述の通り、ペDESTALの側面の開口部までは十分な高さがあることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮してもペDESTAL以外に溶融デブリが拡がる恐れは無いと考える。	③(コリウムシールドの位置づけ変更に伴う解析の見直し) ⑤																														
3	補足説明資料31	31-3	<p style="text-align: center;">表1 溶融炉心に関する評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融炉心落下割合</td> <td>100%(340t)</td> <td>保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の比重</td> <td>8,092 kg/m<sup>3</sup></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の組成</td> <td>図 2 参照</td> <td>MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部床面積</td> <td>75.7 m<sup>2</sup></td> <td>KK6/7 の設計値のうち、床面積の小さい KK7 の設計値を使用</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設定値	設定根拠	溶融炉心落下割合	100%(340t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定	溶融炉心の比重	8,092 kg/m <sup>3</sup>	—	溶融炉心の組成	図 2 参照	MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)	格納容器下部床面積	75.7 m <sup>2</sup>	KK6/7 の設計値のうち、床面積の小さい KK7 の設計値を使用	<p style="text-align: center;">表1 溶融デブリに関する評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融デブリ落下割合</td> <td>100%(340t)</td> <td>保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>溶融デブリの比重</td> <td>8,050 kg/m<sup>3</sup></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>溶融デブリの組成</td> <td>図 2 参照</td> <td>MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL床面積</td> <td>88.25 m<sup>2</sup></td> <td>KK6/7 の設計値のうち、床面積の小さい KK7 の設計値を使用</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設定値	設定根拠	溶融デブリ落下割合	100%(340t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定	溶融デブリの比重	8,050 kg/m <sup>3</sup>	—	溶融デブリの組成	図 2 参照	MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)	ペDESTAL床面積	88.25 m <sup>2</sup>	KK6/7 の設計値のうち、床面積の小さい KK7 の設計値を使用	③(コリウムシールドの位置づけ変更に伴う格納容器下部床面積の見直し) ⑤
項目	設定値	設定根拠																																	
溶融炉心落下割合	100%(340t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定																																	
溶融炉心の比重	8,092 kg/m <sup>3</sup>	—																																	
溶融炉心の組成	図 2 参照	MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)																																	
格納容器下部床面積	75.7 m <sup>2</sup>	KK6/7 の設計値のうち、床面積の小さい KK7 の設計値を使用																																	
項目	設定値	設定根拠																																	
溶融デブリ落下割合	100%(340t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定																																	
溶融デブリの比重	8,050 kg/m <sup>3</sup>	—																																	
溶融デブリの組成	図 2 参照	MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)																																	
ペDESTAL床面積	88.25 m <sup>2</sup>	KK6/7 の設計値のうち、床面積の小さい KK7 の設計値を使用																																	
4	補足説明資料31	31-3	<p style="text-align: center;">表2 格納容器下部の主な構造物の重量</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>構造物</th> <th>重さ(t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="height: 40px;"> </td> <td> </td> </tr> </tbody> </table>	構造物	重さ(t)			<p style="text-align: center;">表2 ペDESTALの主な構造物の重量</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>構造物</th> <th>重さ(t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="height: 40px;"> </td> <td> </td> </tr> </tbody> </table>	構造物	重さ(t)			③(格納容器下部の構造物の再検討に伴う記載の見直し) ⑤																						
構造物	重さ(t)																																		
構造物	重さ(t)																																		

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
5	補足説明資料31	31-3	<p>図2 溶融炉心の組成の推移</p>	<p>図2 溶融炉心の組成の推移</p>	<p>③(コリウムシールドの位置づけ変更に伴う解析の見直し) ⑤</p>



## まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料34 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 格納容器下部水位調整設備の基本設計方針について

**【変更理由の類型化】**

- ①指摘事項対応による変更・修正    ②設計進捗, 設備変更による変更・修正    ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正            ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料34	34-1	重大事故(SA)時の原子炉圧力容器破損により溶融炉心が落下する前に、原子炉格納容器下部注水設備により水位2mの初期水張りを実施する。溶融炉心が落下する際は、水位が形成されている格納容器下部に溶融炉心が落下するため、水蒸気爆発のエネルギーにより格納容器下部内側及び外側鋼板に応力が加わる。	SA時のRPV破損により溶融炉心が落下する前に、原子炉格納容器下部注水設備により水位2m以上の初期水張りを実施する。溶融炉心が落下する際は、水位が形成されている格納容器ペDESTALに溶融炉心が落下するため、水蒸気爆発のエネルギーにより原子炉格納容器下部ドライウェル壁面に応力が加わる。	⑤

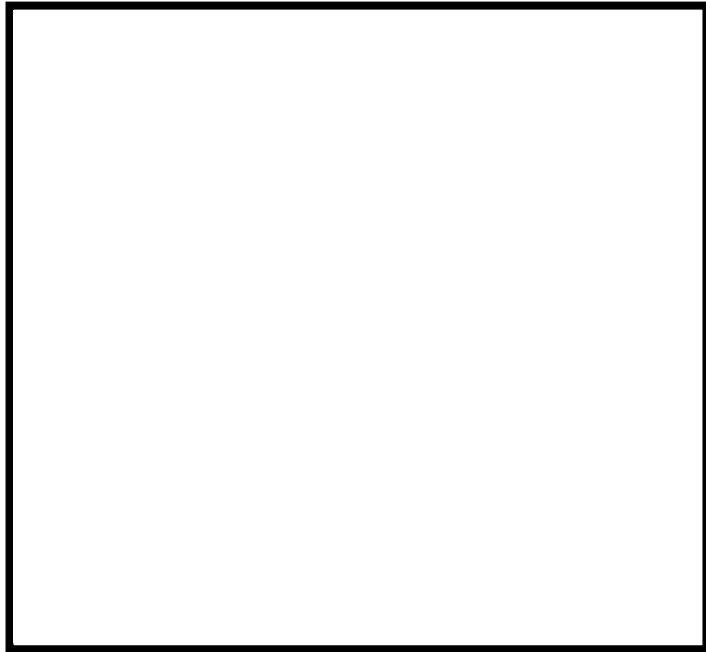
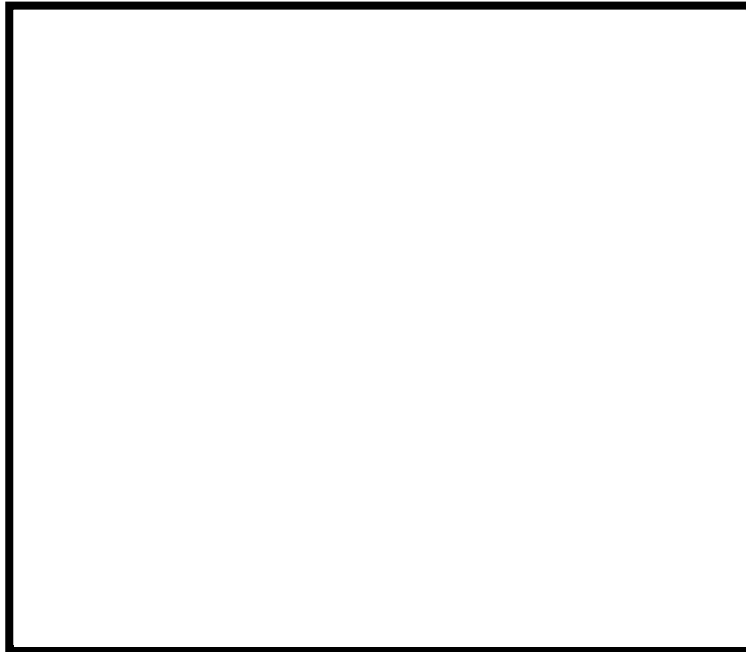
まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料37 ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料37	37-4	対策の検討に際しては, サンプ及びサンプポンプ等の既存の設備の機能を阻害しない観点で検討を実施した。図2-3にサンプ内の構造を示す。サンプポンプの吸込みがサンプの底部から約0.15mの高さにあり, ファンネルからの流入口がサンプの底部から約0.35mの位置にある等, サンプの底部付近には様々な機器, 構造物があることを考慮し, サンプの防護のための対策としてコリウムシールドを選定した。	対策の検討に際しては, サンプ及びサンプポンプ等の既存の設備の機能を阻害しない観点で検討を実施した。図2-3にサンプ内の構造を示す。サンプポンプの吸込みがサンプの底部から約0.23mの高さにあり, ファンネルからの流入口がサンプの底部から約0.35mの位置にある等, サンプの底部付近には様々な機器, 構造物があることを考慮し, サンプの防護のための対策としてコリウムシールドを選定した。	⑤(根拠資料を再確認し, 記載を見直し。)
2	補足説明資料37	37-6	 <p>図2-3 サンプの構造図(側面図, 7号炉低電導度廃液サンプ)</p>	 <p>図2-3 サンプの構造図(側面図, 7号炉高電導度廃液サンプ)</p>	⑤(根拠資料を再確認し, 記載を見直し。)

まとめ資料変更箇所リスト

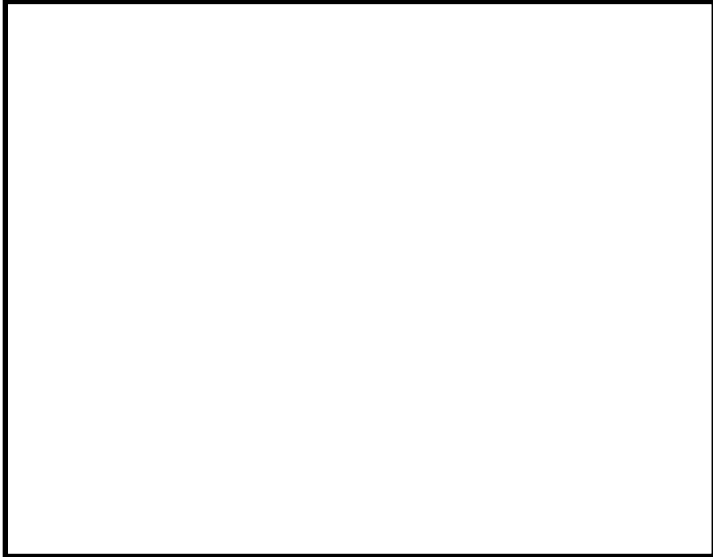
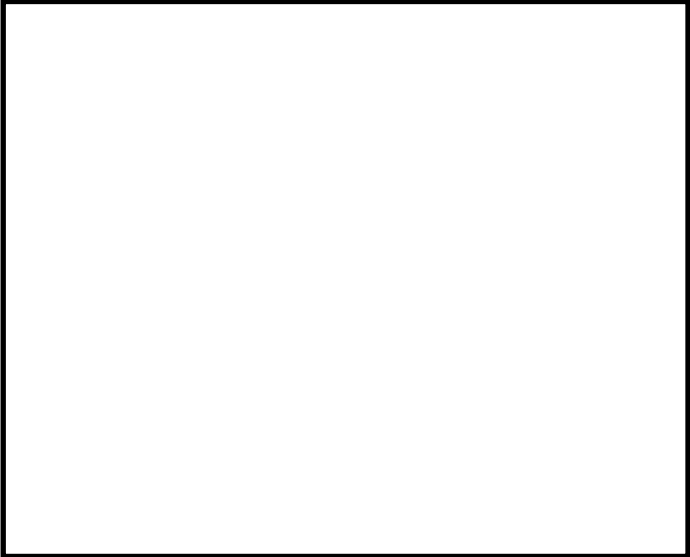
【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																												
3	補足説明資料37	37-7	<p>表3-1 コリウムシールド仕様</p> <table border="1"> <tr> <td></td> <td>6号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> <tr> <td>耐熱材材質 (サンプル防護材, 犠牲材)</td> <td colspan="2">ジルコニア (ZrO<sub>2</sub>)</td> </tr> <tr> <td>耐熱材融点</td> <td colspan="2">2677°C</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">厚さ</td> <td>サンプル防護材</td> <td></td> </tr> <tr> <td>犠牲材</td> <td></td> </tr> <tr> <td>スリット長さ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>耐震性</td> <td colspan="2">S s 機能維持</td> </tr> </table>		6号炉	7号炉	耐熱材材質 (サンプル防護材, 犠牲材)	ジルコニア (ZrO <sub>2</sub> )		耐熱材融点	2677°C		高さ			厚さ	サンプル防護材		犠牲材		スリット長さ			耐震性	S s 機能維持		<p>表3-1 コリウムシールド仕様</p> <table border="1"> <tr> <td></td> <td>6号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> <tr> <td>耐熱材</td> <td colspan="2">ジルコニア (ZrO<sub>2</sub>)</td> </tr> <tr> <td>耐熱材融点</td> <td colspan="2">2677°C</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>厚さ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>スリット長さ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>耐震性</td> <td colspan="2">S s 機能維持</td> </tr> </table>		6号炉	7号炉	耐熱材	ジルコニア (ZrO <sub>2</sub> )		耐熱材融点	2677°C		高さ			厚さ			スリット長さ			耐震性	S s 機能維持		⑤
	6号炉	7号炉																																															
耐熱材材質 (サンプル防護材, 犠牲材)	ジルコニア (ZrO <sub>2</sub> )																																																
耐熱材融点	2677°C																																																
高さ																																																	
厚さ	サンプル防護材																																																
	犠牲材																																																
スリット長さ																																																	
耐震性	S s 機能維持																																																
	6号炉	7号炉																																															
耐熱材	ジルコニア (ZrO <sub>2</sub> )																																																
耐熱材融点	2677°C																																																
高さ																																																	
厚さ																																																	
スリット長さ																																																	
耐震性	S s 機能維持																																																
4	補足説明資料37	37-11	<p>図3-3に示すとおり耐熱材は溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造(サンプル防護材:厚さ□+犠牲材:厚さ□)とし、ジルコニア製の耐熱モルタルにて互いを接着する。</p>	<p>図3-3に示すとおり耐熱材は溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造(サンプル防護材:厚さ□+犠牲材:厚さ□)としている。</p>	⑤																																												
5	補足説明資料37	37-13	<p>表3-5 スリット内デブリ凝固評価結果</p> <table border="1"> <tr> <td>評価モデル</td> <td>流動距離(凝固するまでの距離)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </table>	評価モデル	流動距離(凝固するまでの距離)							<p>表3-5 スリット内デブリ凝固評価結果</p> <table border="1"> <tr> <td>評価モデル</td> <td>流動距離(凝固するまでの距離)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </table>	評価モデル	流動距離(凝固するまでの距離)							③(参照文献の再確認結果を踏まえた流動距離の評価の見直し)																												
評価モデル	流動距離(凝固するまでの距離)																																																
評価モデル	流動距離(凝固するまでの距離)																																																
6	補足説明資料37		<p>表4-2 溶融炉心がサンプルに流入する場合の侵食量評価結果</p> <table border="1"> <tr> <td>ポロシティ</td> <td>0.26</td> <td>0.32</td> <td>0.40</td> <td>0.48</td> </tr> <tr> <td>サンプル床面侵食量(m)</td> <td>約0.05</td> <td>約0.03</td> <td>約0.01</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>サンプル壁面侵食量(m)</td> <td>約0.05</td> <td>約0.03</td> <td>約0.01</td> <td>0</td> </tr> </table>	ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48	サンプル床面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0	サンプル壁面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0	<p>表4-2 溶融炉心がサンプルに流入する場合の侵食量評価結果</p> <table border="1"> <tr> <td>ポロシティ</td> <td>0.26</td> <td>0.32</td> <td>0.40</td> <td>0.48</td> </tr> <tr> <td>サンプル床面侵食量(m)</td> <td>約0.05</td> <td>約0.03</td> <td>約0.01</td> <td>約0.00</td> </tr> <tr> <td>サンプル壁面侵食量(m)</td> <td>約0.05</td> <td>約0.03</td> <td>約0.01</td> <td>約0.00</td> </tr> </table>	ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48	サンプル床面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	約0.00	サンプル壁面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	約0.00	⑤(元データを再確認し, 記載を見直し。)														
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48																																													
サンプル床面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0																																													
サンプル壁面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0																																													
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48																																													
サンプル床面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	約0.00																																													
サンプル壁面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	約0.00																																													
7	補足説明資料37	37-43	<p>・管壁の侵食量が約0.08mとなるまでに侵食されるコンクリートの体積は, <b>ドレン配管を3.6mとした場合,</b></p>	<p>・管壁の侵食量が約0.08mとなるまでに侵食されるコンクリートの体積は,</p>	⑤																																												
8	補足説明資料37	37-43	<p>これらの非凝縮性ガスについては, 有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」では, ジルコニウム-水反応によって約1400kgの水素が発生することから, 上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数kg程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても, 格納容器圧力及び格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。</p>	<p>これらの非凝縮性ガスについては, 有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」では, ジルコニウム-水反応によって約1370kgの水素が発生することから, 上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数kg程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても, 格納容器圧力及び格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。</p>	⑤(元データを再確認し, 記載を見直し。)																																												

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について  
 章/項番号: 補足説明資料38 TBP対策の概要について

【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料38	38-添-2	 2. 可搬型注水設備(消防車、タンクローリ)の保管場所	 2. 可搬型注水設備(消防車、タンクローリ)の保管場所	⑤(記載の適正化)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

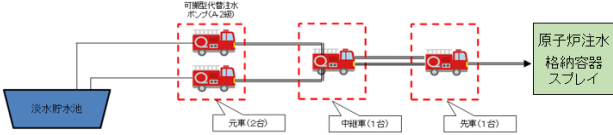
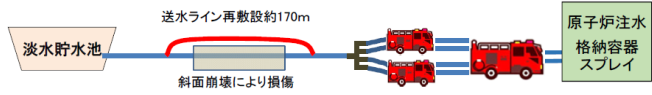
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
2	補足説明資料38	38-添-3	<div style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>3-1. 緊急時の水源復旧手段 斜面崩壊時の送水ライン敷設用ルートおよびアクセスルート確保</p>	<div style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>3-1. 緊急時の水源復旧手段 斜面崩壊時の送水ライン敷設用ルートおよびアクセスルート確保</p>	<p>⑤ (送水ライン及び アクセスルートの 詳細を追記)</p>

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由																																													
3	補足説明資料38	38-添-4	 <p>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</p> <p>元車(2台) 中継車(1台) 先車(1台)</p> <p>原子炉注水格納容器スプレイ</p> <p>淡水貯水池</p> <p>原子炉注水タイムチャート</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1h</th> <th>2h</th> <th>3h</th> <th>4h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>アクセスルート復旧</td> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水系による原子炉への注水準備操作(高台)</td> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉注水開始▼</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水系による原子炉への注水準備操作(6号及び7号炉周辺)</td> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>3-2. 緊急時の水源復旧手段 被災後に敷設する消防ホース及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた送水を実施</p>		1h	2h	3h	4h	アクセスルート復旧	移動				可搬型代替注水系による原子炉への注水準備操作(高台)	移動			原子炉注水開始▼	可搬型代替注水系による原子炉への注水準備操作(6号及び7号炉周辺)	移動				 <p>送水ライン再敷設約170m</p> <p>斜面崩壊により損傷</p> <p>原子炉注水格納容器スプレイ</p> <p>淡水貯水池</p> <p>原子炉注水タイムチャート</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1h</th> <th>2h</th> <th>3h</th> <th>4h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>送水ライン敷設ルート確保</td> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送水ライン敷設</td> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>消防車準備</td> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉注水▼</td> </tr> <tr> <td>ライン水圧調整</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>3-2. 緊急時の水源復旧手段 崩壊土砂を撤去し送水ライン敷設用ルートを確認し送水ラインを再布設淡水</p>		1h	2h	3h	4h	送水ライン敷設ルート確保	移動				送水ライン敷設	移動				消防車準備	移動			原子炉注水▼	ライン水圧調整					②(送水ラインの変更)
	1h	2h	3h	4h																																														
アクセスルート復旧	移動																																																	
可搬型代替注水系による原子炉への注水準備操作(高台)	移動			原子炉注水開始▼																																														
可搬型代替注水系による原子炉への注水準備操作(6号及び7号炉周辺)	移動																																																	
	1h	2h	3h	4h																																														
送水ライン敷設ルート確保	移動																																																	
送水ライン敷設	移動																																																	
消防車準備	移動			原子炉注水▼																																														
ライン水圧調整																																																		

## まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料40 重要事故シーケンス組合せにおける要員数評価

### 【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

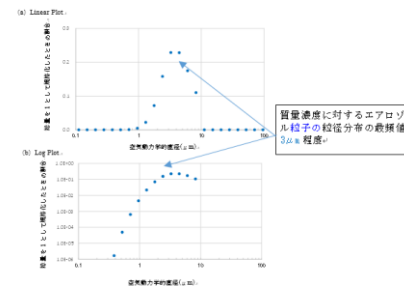
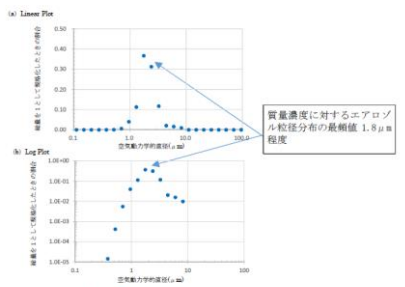
No.	章番号	ページ番号	変更後	変更前	変更理由
1	補足説明資料40	40-1	40.重要事故シーケンス組合せにおける要員数評価	—	⑤(新規追加資料)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料41 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について

【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由
1	補足説明資料41	41-1	エアロゾル粒子の漏えい孔での捕集効果については、シール部が健全な場合を模擬した実験等の知見は確認されていないものの、シール部が損傷した場合を模擬した実験の結果が報告※2されており、その中で、シール部が損傷している場合においても漏えい孔には一定の捕集効果があると結論付けている。	-	⑤(エアロゾル捕集効果の考察追記)
2	補足説明資料41	41-1	中央制御室の居住性及び有効性評価の放射性物質の漏えい量の評価※3においては、原子炉格納容器のシール機能は健全であると想定しており、エアロゾル粒子の漏えい孔での捕集効果に期待できるものと考えられる。しかしながら、これらの評価に当たっては、保守的に原子炉格納容器の漏えい孔での捕集効果を考慮しない(DF=1)ものとした。	中央制御室の居住性及び有効性評価の放射性物質の漏えい量の評価※2においては、原子炉格納容器のシール機能は健全であり、その場合の漏えい(シール機能健全時の設計漏えい率に応じて漏えい)に対するエアロゾル粒子の捕集係数(DF)が必要である。ただし、シール機能が健全な場合に対する捕集係数(DF)の実験等の知見は確認されていない。シール部が損傷し設計を超える漏えいが発生した場合におけるエアロゾル粒子の捕集効果についての実験が行われている公開文献※3を参照した場合、1を超える捕集係数DFを設定することも考えられるが上記評価において、保守的に原子炉格納容器の漏えい孔での捕集効果を考慮しない(DF=1)ものとした。	⑤
3	補足説明資料41	41-1	※1格納容器から原子炉建屋への漏えい経路(リークパス)について、MAAPコードでは、原子炉格納容器圧力と漏えい率の関係から漏えい面積を設定し、漏えい孔としてモデル化している	※1格納容器から原子炉建屋への漏えい経路(リークパス)について、MAAPでは、相当する漏えい面積を持つ漏えい孔としてモデル化している	⑤
4	補足説明資料41	41-13	 <p>○重量濃度 (●) に対するエアロゾル粒子の粒径分布。                  (c) 有効性評価にて想定する MAAP コードにて評価された粒径分布。                  「格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合)」における事象発生約 38 時間後 (ベント時 (格納容器スプレィを長期間 (事象発生 1~38 時間 (間欠運転)) 実施した後))。</p> <p>図41-参考-4 実験で用いたエアロゾル粒子の粒径分布とMAAPコードにて評価されたエアロゾル粒径分布との比較 (2/2)</p>	 <p>○重量濃度 (●) に対するエアロゾル粒径分布                  (c) 有効性評価にて想定する MAAP にて評価された粒径分布                  「格納容器過圧過温破損 (代替循環冷却を使用しない場合)」における事象発生約 38 時間後 (ベント時 (格納容器スプレィを長期間 (事象発生 1~38 時間 (間欠運転)) 実施した後))</p> <p>図44-参考-4 実験で用いたエアロゾル粒径分布とMAAP評価(有効性評価で事故条件)にて求めたエアロゾル粒径分布との比較 (2/2)</p>	③(S/P通過前の粒径分布に見直し)



まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由
5	補足説明資料41	41-13	<p>エアロゾル状の放射性物質(CsI, CsOH)の漏えいは、原子炉格納容器の圧力が高く、かつ格納容器スプレイによる気相中のエアロゾル状放射性物質の除去が行われる前(事象初期)に支配的に放出される。</p> <p>図41-参考-5 MAAPコードにより求めた原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル状の放射性物質(CsI, CsOH)の炉内内蔵量に対する割合(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用しない場合))</p>	<p>エアロゾル状の放射性物質(CsI, CsOH)の漏えいは、格納容器の圧力が高く、かつ格納容器スプレイによる気相中のエアロゾル状放射性物質の除去が行われる前(事象初期)に支配的に放出される。</p> <p>図44-参考-5 MAAPコードにより求めた原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル状の放射性物質(CsI, CsOH)の炉内内蔵量に対する割合(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用しない場合))</p>	③(有効性評価条件での評価結果に見直し)

まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料44 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由
1	補足説明資料 44	44-1	なお, 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響の評価条件及び評価結果の詳細は, 「重大事故等対処設備について 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)について」の別紙33に示す。	—	⑤ (FV関連資料へ 記載内容を転記)
2	補足説明資料 44	44-1	また, 中央制御室での被ばく線量については, 「59条 原子炉制御室(補足説明資料) 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に示す。	—	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)
3	補足説明資料 44	—	—	非常用ガス処理系の起動に期待した場合の原子炉建屋から大気中への放射性物質(Cs-137)の放出量を表1に, 格納容器圧力逃がし装置による大気中への放射性物質(Cs-137)の放出量を表2に示す。	⑤ (有効性評価の各 添付資料へ転記)
4	補足説明資料 44	—	—	原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137は7日間の最大で約15[TBq]であり, また, 格納容器圧力逃がし装置によって大気中へ放出されるCs-137の7日間の最大値約2[TBq]と合わせても約17[TBq]と基準の100[TBq](7日間)を下回っていることを確認した。	⑤ (有効性評価の各 添付資料へ転記)
5	補足説明資料 44	—	—	なお, 事象発生7日以降の影響を確認するため, 事象発生30日間, 100日間における環境へのCsの放出量について確認した。	⑤ (有効性評価の各 添付資料へ転記)
6	補足説明資料 44	—	—	原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137において, 事象発生後7日間の放出量と30日間及び100日間での放出量を比較したところ, 約3%の増加と大きく値が変わらないことから, 有意な増加ではない。よって, 事象発生7日以降の環境へのCs放出量の増加は, 軽微である。	⑤ (有効性評価の各 添付資料へ転記)
7	補足説明資料 44	—	—	格納容器圧力逃がし装置によって大気中へ放出されるCs-137の総量は, 事象発生7日以降においても再浮遊の影響により, 徐々に増加していく傾向が見られた。ただし, これらの増加量は微小であり, 事象発生100日間における環境へのCs-137の放出量は100[TBq]を十分下回るものである	⑤ (有効性評価の各 添付資料へ転記)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗、設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充、適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由																
8	補足説明資料 44	—	—	<p>表1 原子炉建屋から大気中への放射性物質(Cs-137)の放出量 (単位: TBq)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>放出量 (7日)</th> <th>放出量 (30日)</th> <th>放出量 (100日)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大 LOCA (循環冷却)<sup>※1</sup></td> <td>約 13.8</td> <td>約 14.2</td> <td>約 14.2</td> </tr> <tr> <td>大 LOCA (W/W ベント)<sup>※2, 3</sup></td> <td>約 14.7</td> <td>約 14.8</td> <td>約 14.9</td> </tr> <tr> <td>DCH 等<sup>※4</sup></td> <td>約 2.5</td> <td>約 2.6</td> <td>約 2.6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用する場合)                      ※2 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用しない場合)                      ※3 W/W ベント及び D/W ベントの評価ケースの内、W/W ベントの評価結果を例示する。                      (原子炉圧力容器の圧力低下の傾向がどちらもほぼ同等であるため)                      ※4 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」等</p>		放出量 (7日)	放出量 (30日)	放出量 (100日)	大 LOCA (循環冷却) <sup>※1</sup>	約 13.8	約 14.2	約 14.2	大 LOCA (W/W ベント) <sup>※2, 3</sup>	約 14.7	約 14.8	約 14.9	DCH 等 <sup>※4</sup>	約 2.5	約 2.6	約 2.6	⑤ (有効性評価の各添付資料へ転記)
	放出量 (7日)	放出量 (30日)	放出量 (100日)																		
大 LOCA (循環冷却) <sup>※1</sup>	約 13.8	約 14.2	約 14.2																		
大 LOCA (W/W ベント) <sup>※2, 3</sup>	約 14.7	約 14.8	約 14.9																		
DCH 等 <sup>※4</sup>	約 2.5	約 2.6	約 2.6																		
9	補足説明資料 44	—	—	<p>表2 格納容器圧力逃がし装置による大気中への放射性物質(Cs-137)の放出量 (単位: TBq)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>放出量 (7日)</th> <th>放出量 (30日)</th> <th>放出量 (100日)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合<sup>※1</sup></td> <td>約 <math>1.4 \times 10^{-3}</math></td> <td>約 <math>4.0 \times 10^{-3}</math></td> <td>約 <math>8.5 \times 10^{-3}</math></td> </tr> <tr> <td>ドライウエルのベントラインを経由した場合<sup>※1</sup></td> <td>約 2.0</td> <td>約 3.1</td> <td>約 3.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用しない場合)</p>		放出量 (7日)	放出量 (30日)	放出量 (100日)	サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合 <sup>※1</sup>	約 $1.4 \times 10^{-3}$	約 $4.0 \times 10^{-3}$	約 $8.5 \times 10^{-3}$	ドライウエルのベントラインを経由した場合 <sup>※1</sup>	約 2.0	約 3.1	約 3.1	⑤ (有効性評価の各添付資料へ転記)				
	放出量 (7日)	放出量 (30日)	放出量 (100日)																		
サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合 <sup>※1</sup>	約 $1.4 \times 10^{-3}$	約 $4.0 \times 10^{-3}$	約 $8.5 \times 10^{-3}$																		
ドライウエルのベントラインを経由した場合 <sup>※1</sup>	約 2.0	約 3.1	約 3.1																		
10	補足説明資料 44	—	—	2.被ばく線量評価 (1)中央制御室	⑤ (59条関連資料へ記載内容を転記)																
11	補足説明資料 44	—	—	中央制御室の居住性の評価結果を表3-1-1から表3-3-2に示す。また、評価条件及び評価結果の詳細を参考資料1に示す。	⑤ (59条関連資料へ記載内容を転記)																
12	補足説明資料 44	—	—	評価の結果、7日間での実効線量は6号及び7号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約78mSv、6号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約96mSv、7号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約94mSvとなった。	⑤ (59条関連資料へ記載内容を転記)																
13	補足説明資料 44	—	—	このことから、判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。※1	⑤ (59条関連資料へ記載内容を転記)																

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由																																																						
14	補足説明資料 44	—	—	<p>※1 非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧が維持できている期間以外 は、原子炉建屋に漏えいした放射性物質が即座に大気中に放出されるもの と仮定している。このため、大気中への放出率[Bq/s]は極めて保守的に評価 され、中央制御室内への取り込み量(事故発生から3時間後までは空調設備 が全て停止しており、外気が中央制御室内に直接流入するものとして評価) も多く評価されるため、評価結果は厳しいものとなっている。このような厳しい 仮定をおいた場合でも、マスクの着用や運転員の交替を適切に行うことで、 判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満 足することを確認している。なお、事故発生から3時間後までの中央制御室の 換気率は実証試験結果に基づき0.5回/hとしている。</p>	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)																																																						
15	補足説明資料 44	—	—	<p>表3-1-1 各勤務サイクルでの被ばく量 (両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合) (マスクの着用を考慮した場合) (mSv)<sup>※1※2</sup></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約30<sup>※3</sup> (約30)</td> <td>約22 (約23)</td> <td>約25 (約25)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約77 (約79)</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約25<sup>※4</sup> (約26)</td> <td>約26<sup>※4</sup> (約26)</td> <td>約25<sup>※4</sup> (約26)</td> <td>-</td> <td>約76 (約78)</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約25 (約25)</td> <td>約25 (約26)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約50 (約51)</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約26 (約26)</td> <td>約26 (約26)</td> <td>約14 (約14)</td> <td>約65 (約67)</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>約21<sup>※3</sup> (約21)</td> <td>約22 (約22)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約36 (約37)</td> <td>約78 (約80)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量                  ※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価                  ※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18時間外すものとして評価                  ※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定</p>		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約30 <sup>※3</sup> (約30)	約22 (約23)	約25 (約25)	-	-	-	-	約77 (約79)	B班	-	-	-	約25 <sup>※4</sup> (約26)	約26 <sup>※4</sup> (約26)	約25 <sup>※4</sup> (約26)	-	約76 (約78)	C班	-	-	約25 (約25)	約25 (約26)	-	-	-	約50 (約51)	D班	-	-	-	-	約26 (約26)	約26 (約26)	約14 (約14)	約65 (約67)	E班	約21 <sup>※3</sup> (約21)	約22 (約22)	-	-	-	-	約36 (約37)	約78 (約80)	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																			
A班	約30 <sup>※3</sup> (約30)	約22 (約23)	約25 (約25)	-	-	-	-	約77 (約79)																																																			
B班	-	-	-	約25 <sup>※4</sup> (約26)	約26 <sup>※4</sup> (約26)	約25 <sup>※4</sup> (約26)	-	約76 (約78)																																																			
C班	-	-	約25 (約25)	約25 (約26)	-	-	-	約50 (約51)																																																			
D班	-	-	-	-	約26 (約26)	約26 (約26)	約14 (約14)	約65 (約67)																																																			
E班	約21 <sup>※3</sup> (約21)	約22 (約22)	-	-	-	-	約36 (約37)	約78 (約80)																																																			

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由																																																						
16	補足説明資料 44	—	—	<p><b>表3-1-2 各勤務サイクルでの被ばく量</b> (両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合) (マスクの着用を考慮しない場合) (mSv) ※1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約 390 (約 390)</td> <td>約 26 (約 27)</td> <td>約 30 (約 31)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 450 (約 450)</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 31※2 (約 32)</td> <td>約 31※2 (約 32)</td> <td>約 31※2 (約 32)</td> <td>-</td> <td>約 94 (約 95)</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 30 (約 30)</td> <td>約 31 (約 32)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 61 (約 62)</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 32 (約 33)</td> <td>約 32 (約 33)</td> <td>約 19 (約 20)</td> <td>約 83 (約 85)</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>約 39 (約 39)</td> <td>約 23 (約 23)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 42 (約 43)</td> <td>約 100 (約 110)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量 ※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定</p>		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約 390 (約 390)	約 26 (約 27)	約 30 (約 31)	-	-	-	-	約 450 (約 450)	B班	-	-	-	約 31※2 (約 32)	約 31※2 (約 32)	約 31※2 (約 32)	-	約 94 (約 95)	C班	-	-	約 30 (約 30)	約 31 (約 32)	-	-	-	約 61 (約 62)	D班	-	-	-	-	約 32 (約 33)	約 32 (約 33)	約 19 (約 20)	約 83 (約 85)	E班	約 39 (約 39)	約 23 (約 23)	-	-	-	-	約 42 (約 43)	約 100 (約 110)	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																			
A班	約 390 (約 390)	約 26 (約 27)	約 30 (約 31)	-	-	-	-	約 450 (約 450)																																																			
B班	-	-	-	約 31※2 (約 32)	約 31※2 (約 32)	約 31※2 (約 32)	-	約 94 (約 95)																																																			
C班	-	-	約 30 (約 30)	約 31 (約 32)	-	-	-	約 61 (約 62)																																																			
D班	-	-	-	-	約 32 (約 33)	約 32 (約 33)	約 19 (約 20)	約 83 (約 85)																																																			
E班	約 39 (約 39)	約 23 (約 23)	-	-	-	-	約 42 (約 43)	約 100 (約 110)																																																			
17	補足説明資料 44	—	—	<p><b>表3-2-1 各勤務サイクルでの被ばく量</b> (6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却を用いて事象収束) (マスクの着用を考慮した場合) (mSv) ※1※2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約 30※3 (約 30)</td> <td>約 33 (約 34)</td> <td>約 30 (約 31)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 93 (約 95)</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 27※4 (約 27)</td> <td>約 25※4 (約 26)</td> <td>約 24※4 (約 25)</td> <td>-</td> <td>約 77 (約 78)</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 43 (約 44)</td> <td>約 28 (約 29)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 71 (約 72)</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 27 (約 27)</td> <td>約 25 (約 26)</td> <td>約 13 (約 13)</td> <td>約 65 (約 66)</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>約 21※3 (約 21)</td> <td>約 42 (約 43)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 34 (約 35)</td> <td>約 96 (約 98)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量 ※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価 ※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価 ※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定</p>		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約 30※3 (約 30)	約 33 (約 34)	約 30 (約 31)	-	-	-	-	約 93 (約 95)	B班	-	-	-	約 27※4 (約 27)	約 25※4 (約 26)	約 24※4 (約 25)	-	約 77 (約 78)	C班	-	-	約 43 (約 44)	約 28 (約 29)	-	-	-	約 71 (約 72)	D班	-	-	-	-	約 27 (約 27)	約 25 (約 26)	約 13 (約 13)	約 65 (約 66)	E班	約 21※3 (約 21)	約 42 (約 43)	-	-	-	-	約 34 (約 35)	約 96 (約 98)	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																			
A班	約 30※3 (約 30)	約 33 (約 34)	約 30 (約 31)	-	-	-	-	約 93 (約 95)																																																			
B班	-	-	-	約 27※4 (約 27)	約 25※4 (約 26)	約 24※4 (約 25)	-	約 77 (約 78)																																																			
C班	-	-	約 43 (約 44)	約 28 (約 29)	-	-	-	約 71 (約 72)																																																			
D班	-	-	-	-	約 27 (約 27)	約 25 (約 26)	約 13 (約 13)	約 65 (約 66)																																																			
E班	約 21※3 (約 21)	約 42 (約 43)	-	-	-	-	約 34 (約 35)	約 96 (約 98)																																																			

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由																																																						
18	補足説明資料 44	—	—	<p><b>表3-2-2 各勤務サイクルでの被ばく量</b> (6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却を用いて事象収束) (マスクの着用を考慮しない場合) (mSv)<sup>*1</sup></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約 390 (約 390)</td> <td>約 43 (約 44)</td> <td>約 33 (約 34)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 470 (約 470)</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 31<sup>*2</sup> (約 31)</td> <td>約 29<sup>*2</sup> (約 30)</td> <td>約 28<sup>*2</sup> (約 28)</td> <td>-</td> <td>約 88 (約 89)</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 47 (約 47)</td> <td>約 32 (約 33)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 79 (約 80)</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 31 (約 31)</td> <td>約 29 (約 30)</td> <td>約 16 (約 17)</td> <td>約 76 (約 77)</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>約 39 (約 39)</td> <td>約 44 (約 45)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 38 (約 39)</td> <td>約 120 (約 120)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量 ※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定</p>		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約 390 (約 390)	約 43 (約 44)	約 33 (約 34)	-	-	-	-	約 470 (約 470)	B班	-	-	-	約 31 <sup>*2</sup> (約 31)	約 29 <sup>*2</sup> (約 30)	約 28 <sup>*2</sup> (約 28)	-	約 88 (約 89)	C班	-	-	約 47 (約 47)	約 32 (約 33)	-	-	-	約 79 (約 80)	D班	-	-	-	-	約 31 (約 31)	約 29 (約 30)	約 16 (約 17)	約 76 (約 77)	E班	約 39 (約 39)	約 44 (約 45)	-	-	-	-	約 38 (約 39)	約 120 (約 120)	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																			
A班	約 390 (約 390)	約 43 (約 44)	約 33 (約 34)	-	-	-	-	約 470 (約 470)																																																			
B班	-	-	-	約 31 <sup>*2</sup> (約 31)	約 29 <sup>*2</sup> (約 30)	約 28 <sup>*2</sup> (約 28)	-	約 88 (約 89)																																																			
C班	-	-	約 47 (約 47)	約 32 (約 33)	-	-	-	約 79 (約 80)																																																			
D班	-	-	-	-	約 31 (約 31)	約 29 (約 30)	約 16 (約 17)	約 76 (約 77)																																																			
E班	約 39 (約 39)	約 44 (約 45)	-	-	-	-	約 38 (約 39)	約 120 (約 120)																																																			
19	補足説明資料 44	—	—	<p><b>表3-3-1 各勤務サイクルでの被ばく量</b> (6号炉：代替循環冷却を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施) (マスクの着用を考慮した場合) (mSv)<sup>*1,*2</sup></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約 30<sup>*3</sup> (約 30)</td> <td>約 43 (約 43)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 73 (約 74)</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 29<sup>*4</sup> (約 29)</td> <td>約 24<sup>*4</sup> (約 24)</td> <td>約 21<sup>*4</sup> (約 22)</td> <td>約 19<sup>*4</sup> (約 20)</td> <td>-</td> <td>約 94 (約 95)</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 51 (約 51)</td> <td>約 26 (約 27)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 10 (約 10)</td> <td>約 87 (約 88)</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 23 (約 23)</td> <td>約 21 (約 21)</td> <td>約 27 (約 27)</td> <td>約 71 (約 72)</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>約 21<sup>*3</sup> (約 21)</td> <td>約 52 (約 53)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約 73 (約 75)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量 ※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価 ※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価 ※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定</p>		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約 30 <sup>*3</sup> (約 30)	約 43 (約 43)	-	-	-	-	-	約 73 (約 74)	B班	-	-	約 29 <sup>*4</sup> (約 29)	約 24 <sup>*4</sup> (約 24)	約 21 <sup>*4</sup> (約 22)	約 19 <sup>*4</sup> (約 20)	-	約 94 (約 95)	C班	-	-	約 51 (約 51)	約 26 (約 27)	-	-	約 10 (約 10)	約 87 (約 88)	D班	-	-	-	-	約 23 (約 23)	約 21 (約 21)	約 27 (約 27)	約 71 (約 72)	E班	約 21 <sup>*3</sup> (約 21)	約 52 (約 53)	-	-	-	-	-	約 73 (約 75)	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																			
A班	約 30 <sup>*3</sup> (約 30)	約 43 (約 43)	-	-	-	-	-	約 73 (約 74)																																																			
B班	-	-	約 29 <sup>*4</sup> (約 29)	約 24 <sup>*4</sup> (約 24)	約 21 <sup>*4</sup> (約 22)	約 19 <sup>*4</sup> (約 20)	-	約 94 (約 95)																																																			
C班	-	-	約 51 (約 51)	約 26 (約 27)	-	-	約 10 (約 10)	約 87 (約 88)																																																			
D班	-	-	-	-	約 23 (約 23)	約 21 (約 21)	約 27 (約 27)	約 71 (約 72)																																																			
E班	約 21 <sup>*3</sup> (約 21)	約 52 (約 53)	-	-	-	-	-	約 73 (約 75)																																																			

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由																																																						
20	補足説明資料 44	—	—	<p>表3-3-2 各勤務サイクルでの被ばく量 (6号炉：代替循環冷却を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施) (マスクの着用を考慮しない場合) (mSv)<sup>*1</sup></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約390 (約390)</td> <td>約58 (約59)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約450 (約450)</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約31<sup>*2</sup> (約31)</td> <td>約26<sup>*2</sup> (約26)</td> <td>約24<sup>*2</sup> (約24)</td> <td>約22<sup>*2</sup> (約22)</td> <td>-</td> <td>約100 (約100)</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約54 (約54)</td> <td>約29 (約29)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約12 (約12)</td> <td>約94 (約95)</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約25 (約26)</td> <td>約23 (約23)</td> <td>約29 (約30)</td> <td>約78 (約79)</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>約39 (約39)</td> <td>約56 (約57)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約95 (約96)</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量 ※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定</small></p>		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約390 (約390)	約58 (約59)	-	-	-	-	-	約450 (約450)	B班	-	-	約31 <sup>*2</sup> (約31)	約26 <sup>*2</sup> (約26)	約24 <sup>*2</sup> (約24)	約22 <sup>*2</sup> (約22)	-	約100 (約100)	C班	-	-	約54 (約54)	約29 (約29)	-	-	約12 (約12)	約94 (約95)	D班	-	-	-	-	約25 (約26)	約23 (約23)	約29 (約30)	約78 (約79)	E班	約39 (約39)	約56 (約57)	-	-	-	-	-	約95 (約96)	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																			
A班	約390 (約390)	約58 (約59)	-	-	-	-	-	約450 (約450)																																																			
B班	-	-	約31 <sup>*2</sup> (約31)	約26 <sup>*2</sup> (約26)	約24 <sup>*2</sup> (約24)	約22 <sup>*2</sup> (約22)	-	約100 (約100)																																																			
C班	-	-	約54 (約54)	約29 (約29)	-	-	約12 (約12)	約94 (約95)																																																			
D班	-	-	-	-	約25 (約26)	約23 (約23)	約29 (約30)	約78 (約79)																																																			
E班	約39 (約39)	約56 (約57)	-	-	-	-	-	約95 (約96)																																																			
21	補足説明資料 44	44-1	1.現場の作業環境	(2)現場の作業環境	⑤ (59条関連資料へ 記載内容を転記)																																																						
22	補足説明資料 44	44-1	現場の作業環境の評価結果を表1に示す。	現場の作業環境の評価結果を表4に示す。また、評価条件及び評価結果の詳細を参考資料2及び参考資料3に示す。	④(前提条件変更 による修正)																																																						
23	補足説明資料 44	44-1	評価の結果、被ばく線量は最大でも約87mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。	評価の結果、被ばく線量は最大でも約99mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。	④(前提条件変更 による修正)																																																						

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗、設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充、適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由																																							
24	補足説明資料 44	44-2	<p>表1 有効性評価(重大事故)で想定する主な現場作業と放射線環境</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> <th>放射線環境</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽への補給</td> <td>・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給</td> <td>最大約63mSv</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業</td> <td>最大約87mSv*</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認(第一ガスタービン発電機) ・M/C受電確認, MCC受電</td> <td>1 mSv以下</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>・代替原子炉補機冷却系 準備操作, 運転状態監視</td> <td>最大約54mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>※評価結果が最大となる「大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業」の値を示す</p>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境	復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	最大約63mSv	各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業	最大約87mSv*	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認(第一ガスタービン発電機) ・M/C受電確認, MCC受電	1 mSv以下	代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作, 運転状態監視	最大約54mSv	<p>表4 有効性評価(重大事故)で想定する主な現場作業と放射線環境</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> <th>放射線環境</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽への補給</td> <td>・淡水貯水池から防火水槽への補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽から復水貯蔵槽への補給</td> <td>最大約45mSv</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業</td> <td>最大約96mSv</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作</td> <td>・二次隔離弁開操作 ・フィルタ装置排水ポンプ水張り ・一次隔離弁の開操作</td> <td>最大約2.4mSv 最大約81mSv 最大約31mSv</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・フィルタ装置水位調整</td> <td>最大約82mSv</td> </tr> <tr> <td>・フィルタ装置への薬液注入</td> <td>最大約95mSv</td> </tr> <tr> <td>・排水ラインの窒素パージ</td> <td>最大約77mSv</td> </tr> <tr> <td>・ドレンタンク排水</td> <td>最大約97mSv</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>・代替原子炉補機冷却系 準備操作, 運転状態監視</td> <td>最大約99mSv</td> </tr> </tbody> </table>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境	復水貯蔵槽への補給	・淡水貯水池から防火水槽への補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	最大約45mSv	各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業	最大約96mSv	格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作	・二次隔離弁開操作 ・フィルタ装置排水ポンプ水張り ・一次隔離弁の開操作	最大約2.4mSv 最大約81mSv 最大約31mSv	常設代替交流電源設備からの受電操作	・フィルタ装置水位調整	最大約82mSv	・フィルタ装置への薬液注入	最大約95mSv	・排水ラインの窒素パージ	最大約77mSv	・ドレンタンク排水	最大約97mSv	代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作, 運転状態監視	最大約99mSv	<p>③(訓練実績等を踏まえた解析見直し) ⑤(ベント時被ばく評価は別資料参照することとしたため削除(リストNo.3参照))</p>
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境																																										
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	最大約63mSv																																										
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業	最大約87mSv*																																										
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認(第一ガスタービン発電機) ・M/C受電確認, MCC受電	1 mSv以下																																										
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作, 運転状態監視	最大約54mSv																																										
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境																																										
復水貯蔵槽への補給	・淡水貯水池から防火水槽への補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	最大約45mSv																																										
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業	最大約96mSv																																										
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作	・二次隔離弁開操作 ・フィルタ装置排水ポンプ水張り ・一次隔離弁の開操作	最大約2.4mSv 最大約81mSv 最大約31mSv																																										
常設代替交流電源設備からの受電操作	・フィルタ装置水位調整	最大約82mSv																																										
	・フィルタ装置への薬液注入	最大約95mSv																																										
	・排水ラインの窒素パージ	最大約77mSv																																										
	・ドレンタンク排水	最大約97mSv																																										
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作, 運転状態監視	最大約99mSv																																										
25	補足説明資料 44	44-3	別紙 給油等の現場作業の線量影響について	—	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)																																							
26	補足説明資料 44	44-3	重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価(重大事故)で想定する主な現場作業のうち、別紙表1に示す作業について作業時の被ばく線量の評価を行った。作業の時間帯等を別紙表2に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を別紙図1から別紙図4に示す。	—	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)																																							
27	補足説明資料 44	44-3	各作業の評価時には作業場所への往復時間を含めた。なお、移動中における線量率が作業中における線量率と異なることを考慮し、作業によっては、作業中と移動中と異なる場所を評価点と設定し評価した。線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)について」の別紙33と同じとした。また、格納容器ベント実施後の作業は、7号炉にてW/Wベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を別紙表2に示す。	—	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)																																							



まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗、設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充、適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由																																			
28	補足説明資料 44	44-3	評価の結果、被ばく線量は最大でも約87mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。	—	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)																																			
29	補足説明資料 44	44-3	<p>別紙表1 有効性評価(重大事故)で想定する主な現場作業</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽への補給</td> <td>・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認(第一ガスタービン発電機) ・M/C受電確認、MCC受電</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視</td> </tr> </tbody> </table>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認(第一ガスタービン発電機) ・M/C受電確認、MCC受電	代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視	—	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)																									
作業項目	具体的な運転操作・作業内容																																							
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給																																							
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、電源車、大容量送水車(熱交換器ユニット用)への燃料給油作業																																							
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認(第一ガスタービン発電機) ・M/C受電確認、MCC受電																																							
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視																																							
30	補足説明資料 44	44-4	<p>別紙表2 有効性評価(重大事故)で想定する主な現場作業に伴う被ばく</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">格納容器ベント実施前の作業<sup>※1</sup></th> <th colspan="2">格納容器ベント実施後の作業<sup>※2</sup></th> </tr> <tr> <th>常設代替交流電源設備からの受電操作</th> <th>復水貯蔵槽への補給</th> <th>代替原子炉補機冷却系運転操作</th> <th>大容量送水車への給油</th> <th>可搬型代替注水ポンプへの給油</th> </tr> <tr> <th></th> <th>屋内</th> <th>屋外</th> <th>屋外</th> <th>屋外</th> <th>屋外</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>移動開始時間(事象開始後)</td> <td>10分後</td> <td>6時間5分後</td> <td>11時間後</td> <td>40時間35分後<sup>※3</sup></td> <td>40時間45分後<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td>評価時間</td> <td>移動、作業60分</td> <td>移動55分<sup>※4</sup> 作業310分</td> <td>1班: 移動190分 作業120分 2班: 移動20分 作業240分</td> <td>移動10分 作業20分<sup>※5</sup></td> <td>移動10分 作業10分</td> </tr> <tr> <td>被ばく線量</td> <td>約0.32mSv</td> <td>約63mSv</td> <td>1班:約54mSv 2班:約49mSv</td> <td>約87mSv</td> <td>約84mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※1 評価に当たっては、両号炉共に代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。          ※2 評価に当たっては、7号炉で格納容器ベント(N/Vベント)に至り、6号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。          ※3 41時間後に作業完了となるように設定。「大容量送水車への給油」の作業完了時間は保守的に「可搬型代替注水ポンプへの給油」と同じとした。          ※4 高さでの作業時間5分を含む。          ※5 技術的能力で想定する給油作業時間17分(移動時間除く)に、時間余裕3分を考慮した20分を想定する。</small></p>		格納容器ベント実施前の作業 <sup>※1</sup>			格納容器ベント実施後の作業 <sup>※2</sup>		常設代替交流電源設備からの受電操作	復水貯蔵槽への補給	代替原子炉補機冷却系運転操作	大容量送水車への給油	可搬型代替注水ポンプへの給油		屋内	屋外	屋外	屋外	屋外	移動開始時間(事象開始後)	10分後	6時間5分後	11時間後	40時間35分後 <sup>※3</sup>	40時間45分後 <sup>※3</sup>	評価時間	移動、作業60分	移動55分 <sup>※4</sup> 作業310分	1班: 移動190分 作業120分 2班: 移動20分 作業240分	移動10分 作業20分 <sup>※5</sup>	移動10分 作業10分	被ばく線量	約0.32mSv	約63mSv	1班:約54mSv 2班:約49mSv	約87mSv	約84mSv	—	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)
	格納容器ベント実施前の作業 <sup>※1</sup>				格納容器ベント実施後の作業 <sup>※2</sup>																																			
	常設代替交流電源設備からの受電操作	復水貯蔵槽への補給	代替原子炉補機冷却系運転操作	大容量送水車への給油	可搬型代替注水ポンプへの給油																																			
	屋内	屋外	屋外	屋外	屋外																																			
移動開始時間(事象開始後)	10分後	6時間5分後	11時間後	40時間35分後 <sup>※3</sup>	40時間45分後 <sup>※3</sup>																																			
評価時間	移動、作業60分	移動55分 <sup>※4</sup> 作業310分	1班: 移動190分 作業120分 2班: 移動20分 作業240分	移動10分 作業20分 <sup>※5</sup>	移動10分 作業10分																																			
被ばく線量	約0.32mSv	約63mSv	1班:約54mSv 2班:約49mSv	約87mSv	約84mSv																																			

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

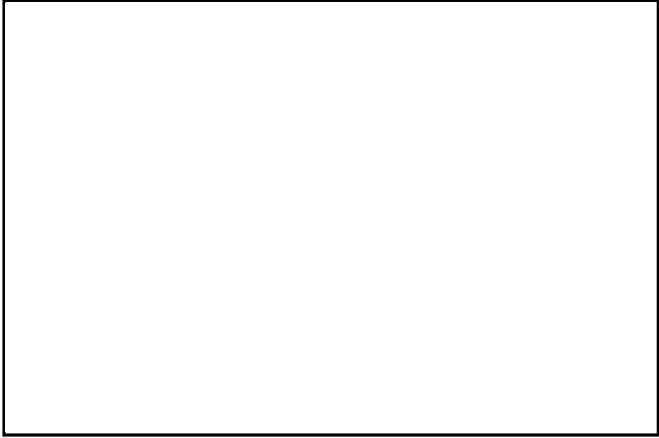

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由
31	補足説明資料 44	44-5	 <p>別紙図1 復水貯蔵槽への補給</p>	—	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)
32	補足説明資料 44	44-5	 <p>別紙図2 代替原子炉補機冷却系運転操作(7号炉対応時)</p>	—	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由
33	補足説明資料 44	44-6	 <p>別紙図3 大容量送水車への給油</p>	-	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)
34	補足説明資料 44	44-6	 <p>別紙図4 可搬型代替注水ポンプへの給油</p>	-	⑤(表1結果踏まえた線量最大となる場合の詳細評価内容を追記)

まとめ資料変更箇所リスト

【変更理由の類型化】

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更による変更・修正 ③評価進捗による変更・修正  
④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由
35	補足説明資料 44	参1-1	(全文削除)	参考資料1	⑤ (FV関連資料又は59条関連へ記載内容を転記)
36	補足説明資料 44	参2-1	(全文削除)	参考資料2	⑤ (FV関連資料又は59条関連へ記載内容を転記)
37	補足説明資料 44	参3-1	(全文削除)	参考資料3	⑤ (FV関連資料又は59条関連へ記載内容を転記)

## まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料45 原子炉圧力容器の破損位置について

【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正    ②設計進捗, 設備変更による変更・修正    ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正          ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由
1	補足説明資料45	45-1	45.原子炉圧力容器の破損位置について	-	⑤(RPV破損想定位置の適切性に係る説明拡充のため新規追加)

## まとめ資料変更箇所リスト

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

章/項番号: 補足説明資料46 逃がし安全弁(SRV)出口温度計による炉心損傷の検知性について

【変更理由の類型化】  
 ①指摘事項対応による変更・修正    ②設計進捗, 設備変更による変更・修正    ③評価進捗による変更・修正  
 ④前提条件変更による修正            ⑤記載の拡充, 適正化

No.	章番号	ページ番号	総点検後	総点検前	変更理由
1	補足説明資料46	46-1	46.逃がし安全弁(SRV)出口温度計による炉心損傷の検知性について	-	⑤(代替手段による炉心損傷検知性に係る説明拡充のため新規追加)