

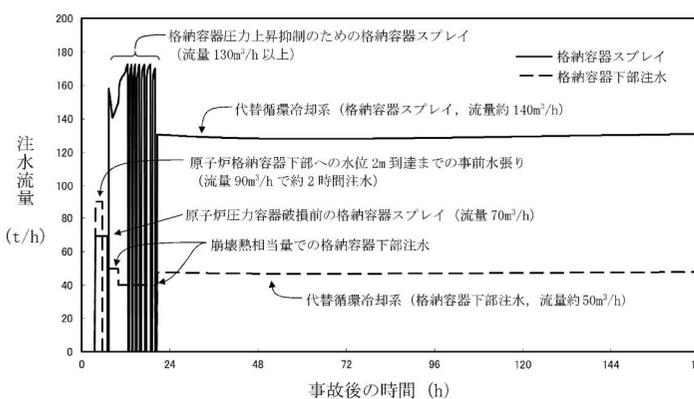
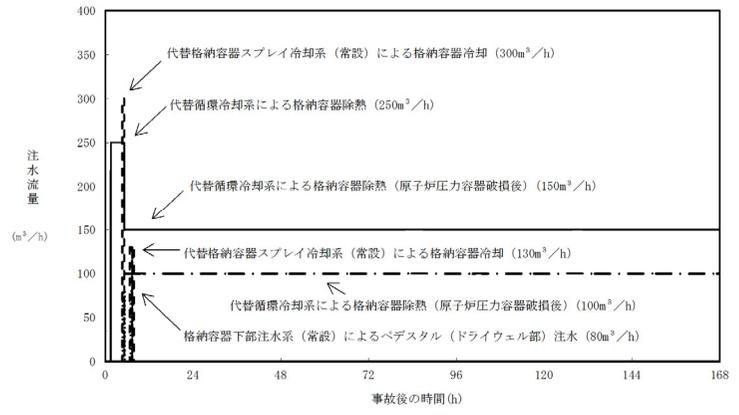
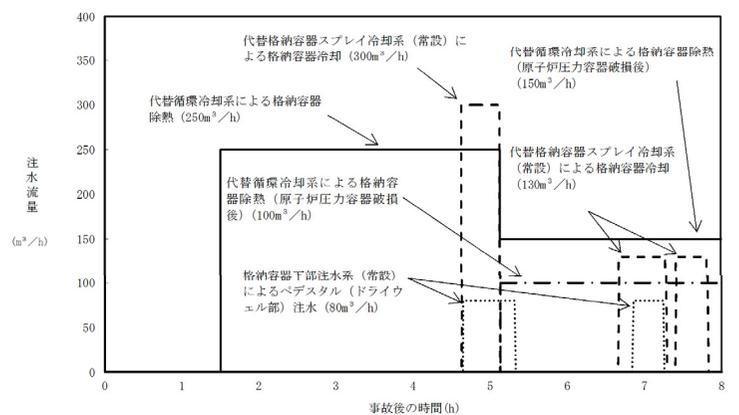
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>原子炉圧力 (MPa [gauge])</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>第 7. 2. 2-7 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>原子炉圧力 (MPa [gauge])</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>第 3. 2-4 図 原子炉圧力の推移</p>	
<p>原子炉水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>第 7. 2. 2-8 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	<p>原子炉水位（シュラウド内外水位） (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>第 3. 2-5 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	

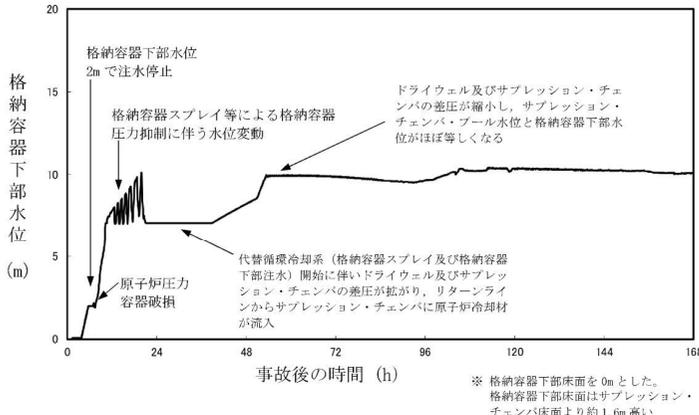
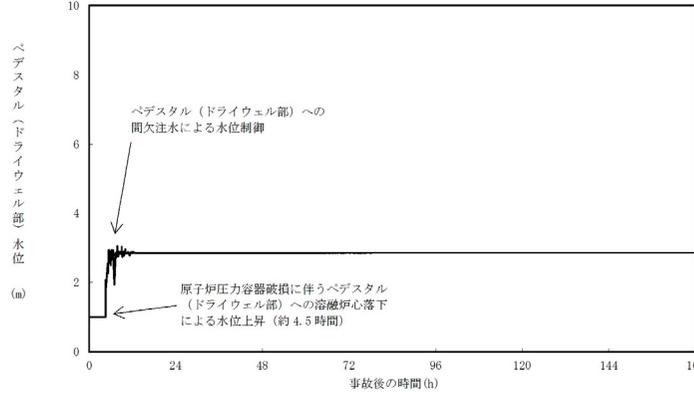
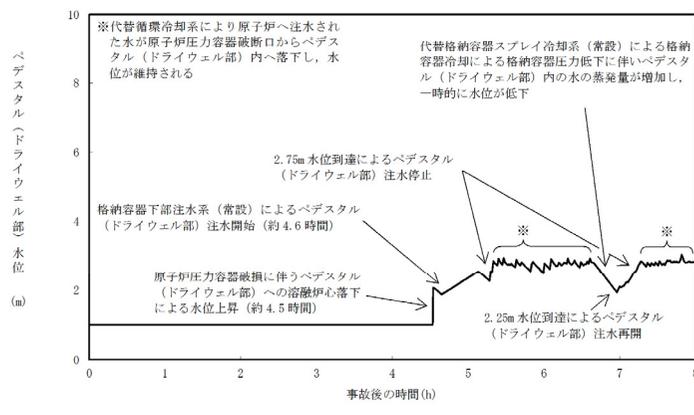
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>該当図なし</p>	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第 3.2-6 図 原子炉压力容器下部ヘッド温度の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 7. 2. 2-9 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3. 2-7 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>備 考</p>
<p>第 7. 2. 2-10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 3. 2-8 図 格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>備 考</p>

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p style="text-align: center;">該当図なし</p>	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第 3.2-9 図 格納容器圧力の推移（～8 時間）</p>	<p style="text-align: center;">備考</p>
<p style="text-align: center;">該当図なし</p>	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第 3.2-10 図 格納容器雰囲気温度の推移（～8 時間）</p>	<p style="text-align: center;">備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.2-11 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 3.2-11 図 サプレッション・プール水位の推移</p>	
<p>【比較のため再掲】</p> <p>第 7.2.2-10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 3.2-12 図 サプレッション・プール水温度の推移</p>	
<p>【ここまで】</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>第 7.2.2-12 図 注水流量の推移</p> <p>該当図なし</p>	 <p>第 3.2-15 図 注水流量の推移</p>  <p>第 3.2-16 図 注水流量の推移（～8 時間）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第 7.2.5-10 図 格納容器下部水位の推移</p> <p>該当図なし</p>	 <p>第 3.2-17 図 ペDESTAL（ドライウエル部）の水位の推移</p>  <p>第 3.2-18 図 ペDESTAL（ドライウエル部）の水位の推移（～8時間）</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.5-11 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移</p>	<p>第 3.2-19 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>【比較のため、3.5 MCCI から転載】</p> <p>原子炉压力容器破損及び原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い生じる水蒸気によって水蒸気の濃度が上昇</p> <p>炉心損傷により水素ガスが原子炉压力容器からサブプレッション・チェンバに流れ込み、真空破壊装置を介してドライウエル内に入力し、水素濃度が上昇</p> <p>原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度の最低値約12vol% (約8.4時間後)</p> <p>酸素ガス</p> <p>水素ガス</p> <p>水蒸気</p> <p>酸素可燃限界 (5vol%)</p> <p>二酸化炭素、一酸化炭素※</p> <p>※ 溶融炉心・コンクリート相互作用による発生を考慮。</p>	<p>代替循環冷却系による格納容器除熱に伴う水蒸気濃度の低下及び酸素、水素、酸素濃度の上昇</p> <p>水素</p> <p>酸素</p> <p>窒素</p> <p>水蒸気</p> <p>酸素可燃限界 (5vol%)</p>	備考
<p>第 7.2.5-5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 3.2-20 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	
<p>炉心損傷により水素ガスが原子炉压力容器からサブプレッション・チェンバに流れ込むため、水素濃度が上昇</p> <p>原子炉压力容器破損及び原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い生じる水蒸気によって水蒸気濃度が上昇</p> <p>水素ガス</p> <p>水蒸気</p> <p>酸素ガス</p> <p>酸素可燃限界 (5vol%)</p> <p>二酸化炭素、一酸化炭素※</p> <p>※ 溶融炉心・コンクリート相互作用による発生を考慮。</p>	<p>水の放射線分解に伴う水素、酸素濃度の上昇及び窒素、水蒸気濃度の低下</p> <p>窒素</p> <p>水素</p> <p>水蒸気</p> <p>酸素</p> <p>酸素可燃限界 (5vol%)</p> <p>サブプレッション・チェンバ内への窒素注入開始 (約167時間) による窒素濃度の上昇及び水素、酸素、水蒸気濃度の低下</p>	備考
<p>第 7.2.5-6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 3.2-21 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	
<p>【ここまで】</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>【比較のため、3.5 MCCI から転載】</p> <p>ドライウエルの気相濃度 (vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>※ 溶融炉心・コンクリート相互作用による発生を考慮。</p>	<p>ドライウエルの気相濃度 (vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	
<p>第 7.2.5-7 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<p>第 3.2-24 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	
<p>サブプレッション・チェンバの気相濃度 (vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>※ 溶融炉心・コンクリート相互作用による発生を考慮。</p>	<p>サブプレッション・チェンバの気相濃度 (vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>酸素濃度の最高値 約 4.0vol% (約 167 時間)</p>	
<p>第 7.2.5-8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<p>第 3.2-25 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	
<p>【ここまで】</p>		

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>該当図なし</p>	<p style="text-align: center;">第3.2-28図 格納容器圧力の推移（～73日間）</p>	<p>青：前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分</p> <p>黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉				東海第二発電所					
第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (1/2)				第 3.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (1/5)					
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備			常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧
高圧・低圧注水機能喪失確認 ^{※1}	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する。	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】	原子炉への注水機能喪失確認	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。	—	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)	早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電準備を開始する。	—	—	—
炉心損傷確認 水素濃度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば、ジネコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)	常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電	早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用 M/C 電圧
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力					
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下部温度 300℃ 到達により炉心下部プレナムへの詳細炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa (gauge) 到達を確認した場合は格納容器温度 190℃ 到達を確認した場合には原子炉格納容器の雰囲気気を冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa (gauge) 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa (gauge) 以下となった時点で停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A=2 級) タンクローリ (4H)	原子炉圧力容器温度 復水供給水系統流量 (RIB B 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 復水貯蔵槽水位 (SA)					

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

※1 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態、高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重複する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合。

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
■：有効評価上考慮しない操作

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉				東海第二発電所					
前ページと同じ									
第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（1/2）				第3.2-1表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（2/5）					
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対応設備			重大事故等対応設備				
		常設設備	可搬型設備	計装設備	常設設備	可搬型設備	計装設備		
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼ発電機】 【軽油タンク】	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系 サブプレッション・チェンバ* 緊急用125V系蓄電池	-	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 高圧代替注水系系統流量	
高圧・低圧注水機能喪失確認 ^{※1}	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する。	-	-	原子炉水位（SA） 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機能喪失を確認した後、中央制御室にて非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切替操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 軽油貯蔵タンク	-	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	-	原子炉水位（SA） 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	代替循環冷却系による格納容器除熱	緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	-	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水温度
炉心損傷確認 水素濃度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 格納容器内水素濃度（SA）	逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁2個を開放し、原子炉を急減圧する。	-	-	-
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下部温度300℃到達により炉心下部プレナムへの詳細炉心移行を確認した場合、格納容器圧力0.465MPa [gauge]到達を確認した場合は格納容器温度190℃到達を確認した場合には原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力0.465MPa [gauge]到達によって開始した場合は格納容器圧力が0.39MPa [gauge]以下となった時点で停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A=2級） タンクローリ（4HJ）	原子炉圧力容器温度 復水供給水流量（RIB B系代替注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 復水貯蔵槽水位（SA）					
^{※1} 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態、高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重複する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合。				【 】：重大事故等対応設備（設計基準拡張） <input type="checkbox"/> ：有効性評価上考慮しない操作					
備考									

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所					
前ページと同じ									
第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (1/2)				第 3.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (3/5)					
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備			常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼ発電機】 【軽油タンク】	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	炉心損傷確認	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。	-	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
高圧・低圧注水機能喪失確認 ^{※1}	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する。	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】	逃がし安全弁（自動減圧機能）の手动による原子炉急減圧	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水的手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手动操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を開放し、原子炉を急減圧する。	125kV 系電池 1系 125kV 系電池 2系	-	原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力*
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)	格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）水位の確保	代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水を実施する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	-	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
炉心損傷確認 水素濃度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)	水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	-	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水的手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手动操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急減圧する。	逃がし安全弁	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃ に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。 格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。	-	-	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃ 到達により炉心下部プレナムへの隔離炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa (gage) 到達を確認した場合は格納容器温度 190℃ 到達を確認した場合には原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ台を使用し代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa (gage) 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa (gage) 以下となった時点で停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A=2 級) タンクローリ (4H)	原子炉圧力容器温度 復水輸送水流量 (RH B 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度 復水貯蔵槽水位 (SA)					

※1 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重複する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合。
【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
■：有効評価上考慮しない操作

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
■：有効性評価上考慮しない操作

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉				東海第二発電所			
第 7.2.2-1 表 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (2/2)				前ページと同じ			
第 3.2-1 表 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (3/5)				前ページと同じ			
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により炉心下部ブレンナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水通りが目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（純注水量 180m ³ ）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器温度 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 格納容器内圧力 (D/W) ドライウェル雰囲気温度	—	—	原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力*
溶融炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を副熱相当の流量にて継続して行う*	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク コリウムシェールド	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4L)	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位 (SA)	—	—	—
代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱	代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始し、溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4L)	復水補給水系流量 (RIR B 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位	—	—	—
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。	—	—	—	—	—	—

※1 原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てに
 ついての数時間の推移を確認することにより、総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。
 ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
 ・ドライウェルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
 ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること
 また、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位-約 1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバの
 プール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。
 ※2 本格納容器破損モードの評価単位は取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、
 保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 □ : 有効性評価上考慮しない操作

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉				東海第二発電所			
前ページと同じ				第3.2-1表 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（4/5）			
第7.2.2-1表 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（2/2）							
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下部温度 300℃到達により炉心下部ブレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水通りが目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（純注水量 180m ³ ）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器温度 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位（SA）	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレィ流量（常設ライン用） ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。	—	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 格納容器内圧力（D/W） ドライウェル雰囲気温度	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク コリウムシールド	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
溶融炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を副機熱相当の流量にて継続して行う ^{※1} 。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク コリウムシールド	可搬型代替注水ポンプ（A-2線） タンクローリ（4tL）	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク コリウムシールド	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレィ流量 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プールの水温
代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱 ^{※2}	代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始し、溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレィに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレィする。	復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4tL）	復水補給水系流量（R/R B系代替注水流量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレィ流量 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プールの水温
^{※1} 原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てについての数時間の推移を確認することにより、総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。 ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・ドライウェルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること また、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位・約1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプールの原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。				^{【 1 】} ：重大事故等対処設備（設計基準状態） ■：有効評価上考慮しない操作			
^{※2} 本格納容器破損モードの評価手法シナキスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。				* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの			
備 考							

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉				東海第二発電所			
前ページと同じ				第 3.2-1 表 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (5/5)			
第 7.2.2-1 表 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (2/2)							
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉格納容器下部への注水	原子炉压力容器下部温度 300℃到達により炉心下部ブレンナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉压力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系統（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水通りが目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2a（純注水量 180m³）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉压力容器温度 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位（SA）	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系統ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
原子炉压力容器破損確認	原子炉压力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。	—	—	原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉压力容器温度 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 格納容器内圧力（D/W） ドライウェル雰囲気温度	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置 格納容器内酸素濃度（SA）
溶融炉心への注水	原子炉压力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系統（常設）による格納容器下部注水を瞬時相応の流量にて継続して行う。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク コリウムシールド	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4tL）	復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）	タンクローリによる燃料給油操作	タンクローリにより可搬型設備用軽油タンク内の可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ
代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱 ^{※1}	代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始し、溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることにより流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4tL）	復水補給水流量（RIR B 系代替注水流量） 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位	—	—	—
^{※1} 原子炉压力容器破損時の影響により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てについての数時間の推移を確認することにより、総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。 ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・ドライウェルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること また、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位・約 1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。 ^{※2} 本格納容器破損モードの評価事故シナリオは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。				【 1 】 ：重大事故等対処設備（設計基準状態） ：有効評価上考慮しない操作			
備考	青：前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分						
	黄：5/31 補正以降に修正した部分						

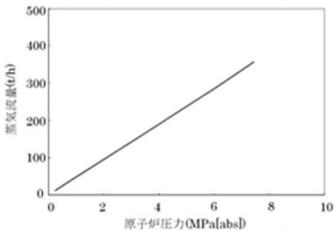
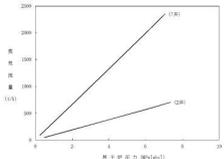
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所		
第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/5）			第 3.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/5）		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—	解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉圧力 (压力容器ドーム部)	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+126cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料 (A型)	—	燃料	9×9 燃料 (A型)	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定
格納容器容積（ドライウエル）	7,350m ³	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）	格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m ³	設計値
格納容器容積（ウェットウエル）	空間部：5,960m ³ 液相部：3,580m ³	ウェットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	設計値（通常運転時のサブプレッション・プールの下限値に基づき設定）
真空破壊装置	3.43kPa（ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値	真空破壊装置	3.45kPa（ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設計値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m（通常運転水位）	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	サブプレッション・プール水位	6.983m（通常運転範囲の下限値）	通常運転時のサブプレッション・プールの下限値として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	サブプレッション・プール水温度	32℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温度の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包絡する値
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度（ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度）として設定
外部水源の温度	50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
初期条件			初期条件		
備考			備考		

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所				
第 7. 2. 2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(2/5)			第 3. 2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(2/5)				
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方		項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定	初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき水張りの効果を考慮して設定
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定		コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ベント管を考慮する場合、管内の水による除熱効果が考えられるが、保守的にこれを考慮しない		コンクリート以外の構造材の扱い	鉄筋は考慮しない	鉄筋についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない
	原子炉压力容器下部の構造物の扱い	原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定		原子炉压力容器下部及びベDESTAL（ドライウエル部）内構造物の扱い	ベDESTAL（ドライウエル部）に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定
	格納容器下部床面積	6号炉の格納容器下部床面積を設定	コリウムシールドで囲まれる部分が広く、溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定		ベDESTAL（ドライウエル部）水張り水位	ベDESTAL（ドライウエル部）床面から 1m	炉心損傷後の原子炉压力容器破損による原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果を考慮し設定
	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定		起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定	事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉压力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに、原子炉压力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定		外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
	高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定		高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定
備考							

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		
第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（3/5）		第 3.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（3/5）		
項目	主要解析条件	項目	主要解析条件	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号 事象発生と同時に原子炉スクラム	原子炉スクラム信号 原子炉水位低（レベル3）信号	原子炉スクラム信号 短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号にてスクラムするものとして設定	
	逃がし安全弁 逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	主蒸気隔離弁 事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開ることによる原子炉急速減圧 ＜原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気量の関係＞ 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	再循環系ポンプ 事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
		逃がし安全弁 安全弁機能 7.79MPa [gage] ×2個, 385.2t/h (1個当たり) 8.10MPa [gage] ×4個, 400.5t/h (1個当たり) 8.17MPa [gage] ×4個, 403.9t/h (1個当たり) 8.24MPa [gage] ×4個, 407.2t/h (1個当たり) 8.31MPa [gage] ×4個, 410.6t/h (1個当たり) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の2個を開ることによる原子炉急速減圧 ＜原子炉圧力と逃がし安全弁2個の蒸気流量の関係＞ 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	
備考				

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉			東海第二発電所				
第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（4/5）			第 3.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（4/5）				
重大事故等対策に関連する機器条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	原子炉压力容器破損前：70m ³ /hにて原子炉格納容器へスプレイ	格納容器温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	原子炉压力容器破損後：300m ³ /hにて格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	
		原子炉压力容器破損後：130m ³ /h以上で原子炉格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定		格納容器圧力制御：130m ³ /hにて格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	
	格納容器下部注水系（常設）	事前水張り時：90m ³ /hで注水	原子炉压力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位 2m 到達まで水張り可能な流量として設定	格納容器下部注水系（常設）	格納容器下部注水系（常設）	80m ³ /hにてベドスタル（ドライウエル部）へ注水	溶融炉心の冠水が継続可能な流量として設定
		原子炉压力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定		代替循環冷却系	原子炉压力容器破損前：格納容器スプレイ：250m ³ /h 原子炉压力容器破損後：総循環流量：250m ³ /h 格納容器スプレイ：150m ³ /h 原子炉注水：100m ³ /h	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定 格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量及び溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定
	代替循環冷却系	総循環流量：190m ³ /h 格納容器スプレイ：約 140m ³ /h 原子炉格納容器下部：約 50m ³ /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約 14MW （サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）	熱交換器の設計性能に基づき、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	
コリウムシールド	コリウムシールドの設置により、落下した溶融炉心はドライウエルサンプへ流入しない	コリウムシールドを設置した原子炉格納容器下部の状態として設定	可搬型窒素供給装置	総注入流量：200m ³ /h 窒素：198m ³ /h 酸素：2m ³ /h ガス温度：30℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99vol%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定		
			コリウムシールド	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料は、コンクリートの侵食を抑制する観点から設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定		
備考							

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所			
第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（5/5）			第 3.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（5/5）			
重大事故等対策に関連する操作条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）	原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の操作所要時間を踏まえて設定
	原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の先行水張り）	原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が 2m（総注水量 180m ³ ）に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後）	原子炉压力容器破損 6 分後に開始し、格納容器圧力の低下から 30 分後に停止	原子炉压力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮して設定
	原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損後の注水）	原子炉压力容器破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	格納容器下部注水系によるベDESTAL（ドライウェル部）注水操作	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後）開始から 1 分後に開始し、ベDESTAL（ドライウェル部）水位 2.75m に到達した時点で停止 その後は、2.25m まで低下した時点で開始し、2.75m に到達した時点で停止	操作実施に必要な時間を考慮して設定 炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却）	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 又は格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始。格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa [gage] 以下となった時点で停止	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（格納容器圧力制御）	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 以下となった時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作*	事象発生から 20.5 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合に開始	格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3vol%（ドライ条件）に到達することを防止する観点で設定
<small>※ 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定した。</small>						
備考						

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、LOCA、長期TB、TBU 及びTBP である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、LOCA、長期TB、TBU、TBP及びTBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。ペDESTAL（ドライウェル部）に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>(添付資料 3.3.1、3.3.2、3.3.3、3.3.4、3.3.5)</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び雰囲気温度を低下させる。</p>	<p>青：前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分</p> <p>黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下を想定する。この状況では、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りを行うことから、溶融炉心落下時には原子炉格納容器下部に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約2mとしている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(3)のa. からj. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(3)に示すg. 及びh. である。なお、g. の原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－</p>	<p>さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器の破損を防止する。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、ペDESTAL（ドライウェル部）への溶融炉心落下を想定する。この状況では、ペDESTAL（ドライウェル部）には通常運転時から約1mの水位が形成されており、ペDESTAL（ドライウェル部）における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保を行うことから、溶融炉心落下時にはペDESTAL（ドライウェル部）に水が張られた状態を想定する。なお、この水位は、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイク等の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して1mとしている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備し、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa. からq. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1.(3)に示すi. 及びk. である。なお、i. の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保は、ペDESTAL（ドライウェル部）における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉格納容器下部への注水量及び原子炉格納容器下部の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第7.2.2-1図から第7.2.2-4図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第7.2.2-2図及び第7.2.2-3図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>7.2.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「6.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の自動</p>	<p>ペDESTAL（ドライウェル部）に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮してペDESTAL（ドライウェル部）の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2-1図（2／5）及び第3.2-1図（3／5）である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。このときの圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）並びに原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第7.2.3-1図及び第7.2.3-2図に、格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器下部の水位及び注水流量の推移を第7.2.3-3図から第7.2.3-6図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約0.51MPa [gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約146℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、原子炉格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「6.2.2.2</p>	<p>時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器破損、格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の格納容器における原子炉圧力容器外 F C I（溶融炉心細粒化）並びに原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の推移を第3.3-1図及び第3.3-2図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 圧力スパイク（約1分間の溶融炉心落下）によって格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約0.22MPa [gage]に抑えられる。格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.62MPa [gage]を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約118℃に抑えられる。格納容器バウンダリにかかる温度は、格納容器の限界温度の200℃を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>7.2.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。 また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器下部注水（常設）による水張り操作とする。 本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。 本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心落下速度、細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。 エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。 なお、これまでのFCI 実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p>	<p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、原子炉圧力容器が破損する場合における「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)、(6)、(7)の評価項目の評価結果並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認している。</p> <p>(添付資料 3.2.8)</p> <p>3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。 また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。 本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量及びプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。 本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心落下速度、細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。 エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。 なお、これまでのFCI 実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小</p>	<p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3. 3. 6）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約7時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数について感度解析を行った結果、第7.2.3-7図及び第7.2.3-8図に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）に対して最確条件は約35℃～約50℃であり、解析条件の不確</p>	<p>外の溶融燃料－冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BWR5、Mark-I改良型格納容器プラントにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。BWR5、Mark-II型格納容器プラントである東海第二発電所においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響を確認するため、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、第3.3-3図及び第3.3-4図に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.3.6、3.3.7)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の35℃に対して最確条件は35℃以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、ベDESTAL（ド</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断 LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃、事象開始 24 時間以降は 40℃）に対して最確条件は約 35℃～約 50℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、原子炉格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注</p>	<p>ライウェル部）への注水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断 LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.6, 3.3.8)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の35℃に対して最確条件は35℃以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水温度が低くなるが、ペDESTAL（ドライウェル部）には通常運転時から約1mの水位が形成されていることから外部水源の温度がペDESTAL（ドライウェル部）のプール水に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに対する影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シ</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第7.2.3-9図に示すとおり、事象発生から約6.4時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約0.44MPa[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p>	<p>一ケンスを「大破断LOCA+注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3-5図に示すとおり、事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約0.20MPa [gage] となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] 以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料3.3.6, 3.3.8)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生90分後に開始することとしているが、余裕時間を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点で中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作は、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>(添付資料3.3.6)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作については解析上考慮しない操作であるが、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の影響を小さく抑える観点を踏まえ操作時間余裕を確認する。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間は事象発生から90分あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり、約3時間の時間余裕がある。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作については、事象発生から90分後の代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施後に行う。原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間あり、操作時間は約24分間であることから、操作完了後の排水時間5分を考慮しても、操作遅れに対して約2.5時間程度の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料3.3.6)</p>	

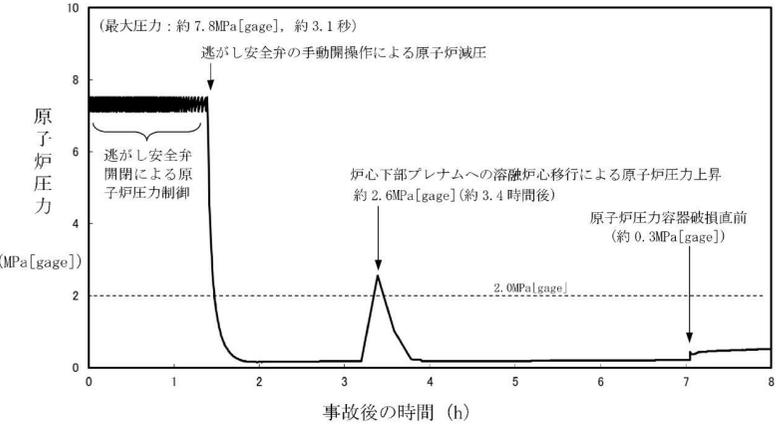
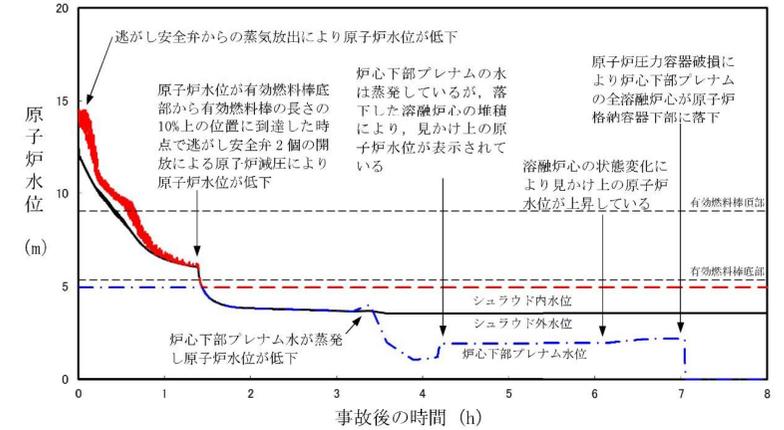
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>7.2.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ約 2m の水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>なお、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>(添付資料3.2.10)</p> <p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.3.5 結 論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水により原子炉圧力容器破損前にペDESTAL（ドライウエル部）の水位 1m を確保する手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

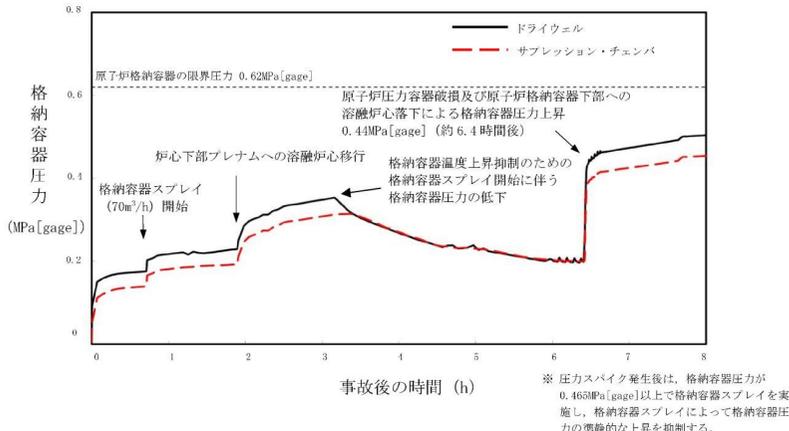
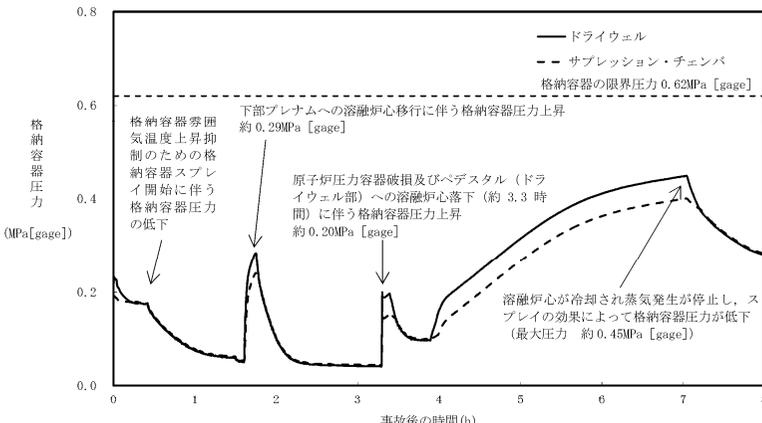
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>第 7.2.3-1 図 原子炉圧力の推移</p>  <p>第 7.2.3-2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>該当図なし</p> <p>該当図なし</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.3-3 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.3-1 図 格納容器圧力の推移</p>	
<p>第 7.2.3-4 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 3.3-2 図 格納容器雰囲気温度の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.3-7 図 格納容器圧力の推移 (感度解析ケース (エントレインメント係数最小値))</p>	<p>第 3.3-3 図 エントレインメント係数を最小値とした場合の 格納容器圧力の推移</p>	
<p>第 7.2.3-8 図 格納容器圧力の推移 (感度解析ケース (エントレインメント係数最大値))</p>	<p>第 3.3-4 図 エントレインメント係数を最大値とした場合の 格納容器圧力の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>第 7.2.3-9 図 格納容器圧力の推移 (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)</p>	 <p>第3.3-5図 起因事象をLOCAとした場合の格納容器圧力の推移</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.4 水素燃焼</p> <p>7.2.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム-水反応，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム-水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードは，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。また，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，格納容器下部注水によって水素ガス発生を抑制する。</p> <p>なお，6 号及び7 号炉において重大事故が発生した場合，ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol%^{※1} を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では，水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが，特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。</p> <p>※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により，水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>「7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり，格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「7.2.1.2.1 格納容器破損防</p>	<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム-水反応，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解によって発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入によって，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより，格納容器の破損を防止する。また，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，コリウムシールドの設置及びベデスタル（ドライウェル部）への注水によって水素発生を抑制する。</p> <p>なお，重大事故が発生した場合，ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol%*（ドライ条件）を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では，水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが，特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素発生の影響は小さい。</p> <p>※ 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により，水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり，格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納</p>	<p>青：前回比較表提出後，5/31 補正までに修正した部分</p> <p>黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>止対策」と同じである。</p> <p>7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに、サブプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影</p>	<p>容器破損防止対策」と同じである。</p> <p>3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重量を考慮する。</p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少し、水素及び酸素の分圧が低下するとともに、サブプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに格納容器外に排出され続けることで、水素及び酸素の分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素・酸素発生及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレイ冷却及び放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「7.2.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 7.2.4-1 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件 (a) 酸素濃度 原子炉格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスを考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の 3.5vol% とする。</p> <p>b. 事故条件 (a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コード MAAP の評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コード MAAP の評価結果で水素濃度が 13vol% を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合 水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コード MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G 値（100eV あたりの分子発生量）、以下「G 値」という。）は、それぞれ 0.06、0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに 0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1 とする。</p> <p>(c) 金属腐食等による水素ガス発生量 原子炉格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガス</p>	<p>与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4-1 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件 (a) 酸素濃度 格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の 2.5vol%（ドライ条件）とする。なお、可燃性ガス濃度制御系は、重大事故時の環境下における使用を想定した設備ではないことから、考慮しない。</p> <p>b. 事故条件 (a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析コード MAAP の評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コード MAAP の評価結果で水素濃度が 13vol%（ドライ条件）を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応し、水素が発生した場合、格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素の濃度は低下する。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コード MAAP で得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（G 値（100eV 当たりの分子発生量）、以下「G 値」という。）は、それぞれ 0.06、0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1、サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはベータ線、ガンマ線ともに 0.1 とする。</p> <p>(添付資料 3.4.1, 3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素発生量 格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、また、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「7.2.1.2.2 (4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第7.2.4-1 図から第7.2.4-6 図に、事象発生から7 日後（168 時間後）の酸素濃度を第7.2.4-2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は7.2.1.2.2 (4) a. と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約 2.5 時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口から上部ドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生する。代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7 日後までの間、原子炉格納容器の初期酸素濃度である 3.5vol%を上回ることとはなく、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7 日後においても約 3.4vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>ドライ条件では、事象発生約 5 時間後から約 18 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水</p>	<p>の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.10)</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4-1 図から第3.4-10 図に、事象発生から7 日間における酸素濃度の最高値と到達時間を第3.4-2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進展」と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して水素が発生する。また、炉心冠水に伴い、事象発生から約 2.7 時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及び格納容器内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。事象発生から約 84 時間後に、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した時点で停止する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol%（ドライ条件）を上回るが、酸素濃度は、4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界を下回る。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は1vol%未満(約0.2vol%)である。また、ドライウェル内の非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く、0.02MPa [abs] 未満(水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満)である。この間のサブプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約5vol%であり、サブプレッション・チェンバ内の全圧が0.50MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも0.47MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッション・チェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実的に可燃限界である5vol%を上回ることにはない。事象発生約18時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度は、ドライウェルにおいて約3.7vol%、サブプレッション・チェンバにおいて約3.9vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお、事象発生約168時間後における崩壊熱は約11.6MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約$2.3 \times 10^4 \text{ Nm}^3/\text{h}$である。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考えられる。</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響については、「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p>	<p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、ペDESTAL(ドライウェル部)に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心がペDESTAL(ドライウェル部)に落下した場合の水素発生の影響については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>(添付資料3.4.3)</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「7.2.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「7.2.1.2.3(2) a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の 3.5vol% に対して最確条件は約 3vol% 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス : 0.06、酸素ガス : 0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域</p>	<p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3.1.2.3(2) a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約 1vol%（ドライ条件）から約 2vol%（ドライ条件）であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量が変動する可能性があるが、操作手順（可搬型窒素供給装置による格納容器内の窒素注入操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発生量が増加し、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素 : 0.06、酸素 : 0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>となる可能性がある。その場合には、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）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において、成立性を確認している。また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、あらかじめ不活性ガスによる大気開放ラインのバージを実施するほかはおおむね同様の対応となる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナシスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「7.2.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第7.2.4-7図及び第7.2.4-8図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約18.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は1割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.6vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第7.2.4-9図及び第7.2.4-10図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約17.1%が水と反応し、炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は3%程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.9vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加</p>	<p>轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」において、成立性を確認している。</p> <p>(添付資料3.4.4, 3.4.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約1vol%（ドライ条件）から約2vol%（ドライ条件）であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナシスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第3.4-11図及び第3.4-12図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約15.3%が水と反応し、炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は5割程度増加するが、酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約4.0vol%（ドライ条件）であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第3.4-13図及び第3.4-14図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約7.6%が水と反応し、炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は1割程度減少するが、酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約4.0vol%（ドライ条件）であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、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）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている G 値（水素ガス：0.4、酸素ガス：0.2）を使用した感度解析を実施した。第 7.2.4-11 図から第 7.2.4-15 図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、ウェット条件において事象発生から約 51 時間で 5vol% に到達するが、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）を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol% 到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol% まで低下する。</p> <p>また、ドライ条件では、ドライウェルの酸素濃度が 5vol% を超えるが、これはドライウェルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり、実際の状況下でドライ条件となり、水素燃焼が発生することはない。</p> <p>ドライ条件とならないことを確認するため、水蒸気の凝縮が過剰に進む場合として、格納容器圧力が最も低下する事象発生から 7 日後（168 時間後）において、残留熱除去系による格納容器スプレイをドライウェルに連続で実施した場合を評価し、原子炉格納容器内の気相濃度の推移を確認した。第 7.2.4-16 図から第 7.2.4-18 図に示すとおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器スプレイ開始後約 4 時間（原子炉格納容器内が負圧となる時間）までは、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至ることはない。なお、ベント弁を開放している状況下で格納容器ス</p>	<p>生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている G 値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第 3.4-15 図から第 3.4-17 図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度は事象発生から約 21 時間で 4.0vol%（ドライ条件）に到達するため、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始し、格納容器圧力が 0.31MPa [gage] 到達により窒素注入を停止する。酸素濃度は再度上昇し、酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達するため窒素注入を再開するが、格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達するため窒素注入を停止する。その後も酸素濃度が上昇することで、格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 122 時間で 4.3vol%（ドライ条件）に到達するが、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.3vol%（ドライ条件）到達時点で格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが格納容器外に押し出され、また、格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol%（ウェット条件）まで低下する。さらに、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作により、酸素濃度は低下傾向となり可燃限界である 5vol%（ドライ条件）に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。</p>	

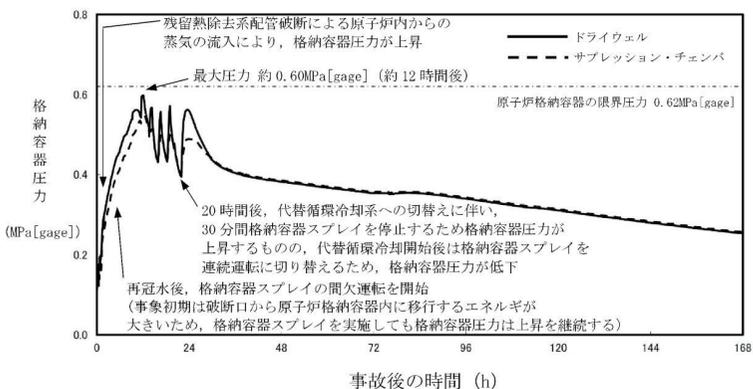
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>ブレイを実施する手順とはしておらず、格納容器スプレイにインターロックによる自動起動はないことから誤動作のおそれはない。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連続で実施しても、原子炉格納容器内が負圧に至るまでは格納容器スプレイ開始から約4時間の時間余裕がある。また、格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡易な操作であることから、約4時間の時間余裕の間での運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。このため、現実として原子炉格納容器内が負圧になることはなく、したがって原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合、その対応フローは「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約2.0TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</p> <p>b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「7.2.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「7.2.1.2.3(3)操作時間余裕の把握」と同様である。</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置の操作が必要となる時間は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結果である約18TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</p> <p>(添付資料3.4.4, 3.4.5, 3.4.6)</p> <p>b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じであ</p>	

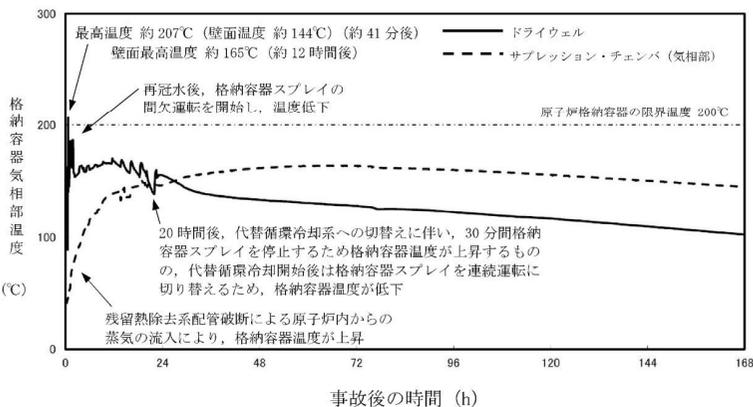
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.4.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム－水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>る。</p> <p>3.4.5 結 論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム－水反応等によって発生した水素と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により、酸素濃度が可燃限界である5vol%（ドライ条件）以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

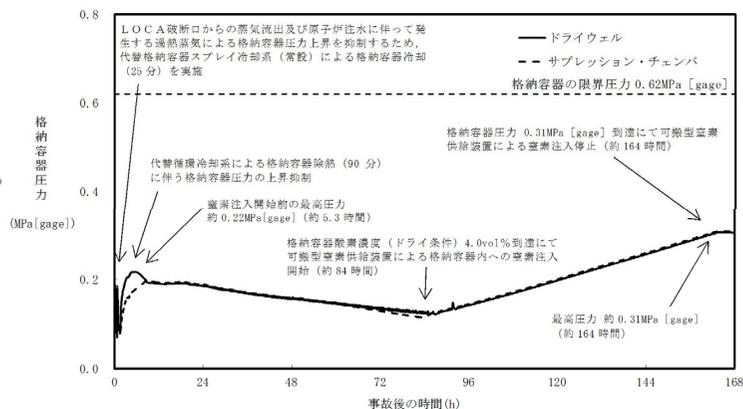


第 7.2.4-1 図 格納容器圧力の推移

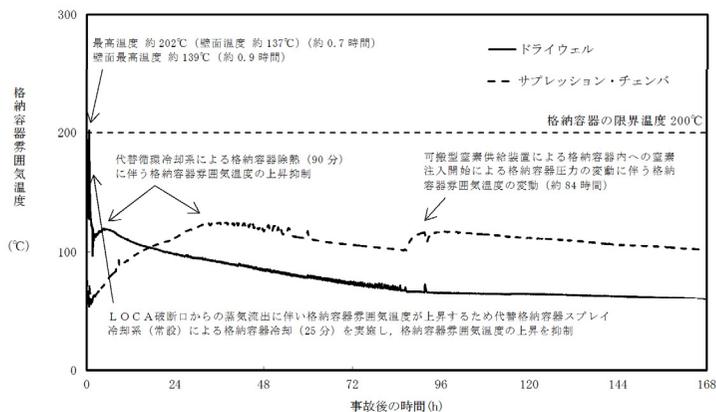


第 7.2.4-2 図 格納容器気相部温度の推移

東海第二発電所



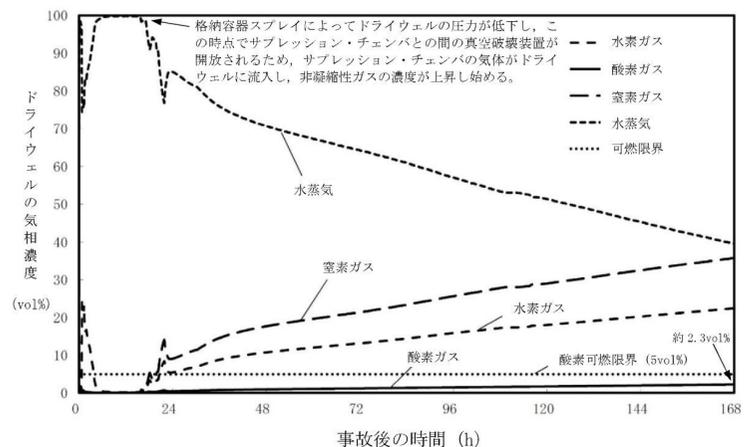
第 3.4-1 図 格納容器圧力の推移



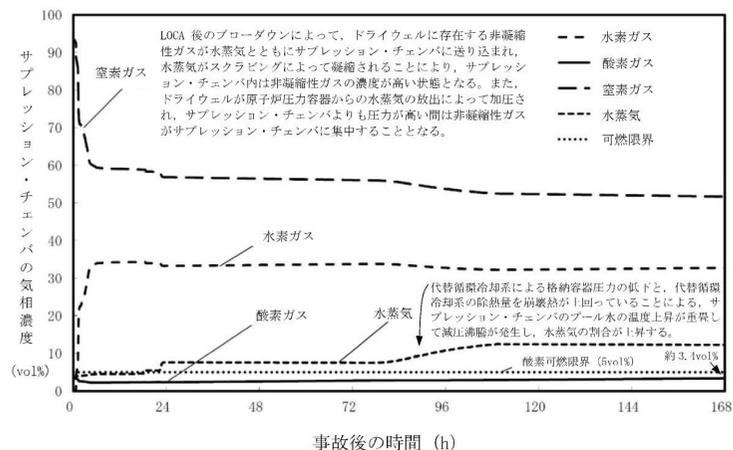
第 3.4-2 図 格納容器雰囲気温度の推移

備考

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉

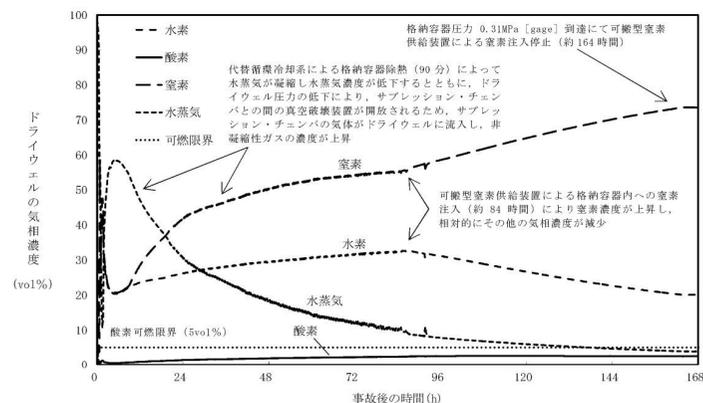


第7.2.4-3図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

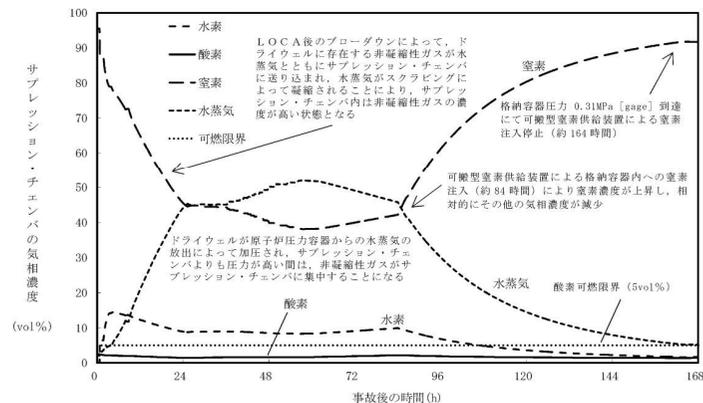


第7.2.4-4図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

東海第二発電所



第3.4-3図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第3.4-4図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

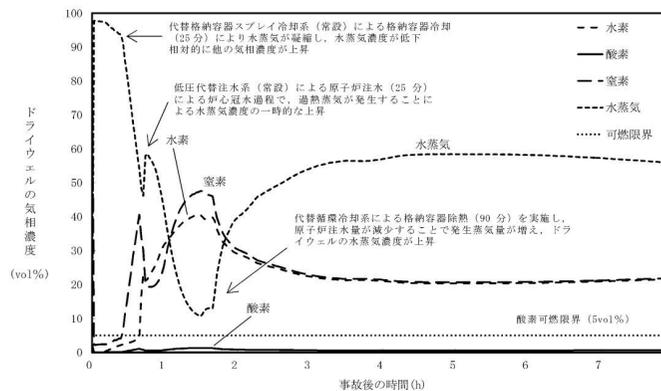
備考

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉

東海第二発電所

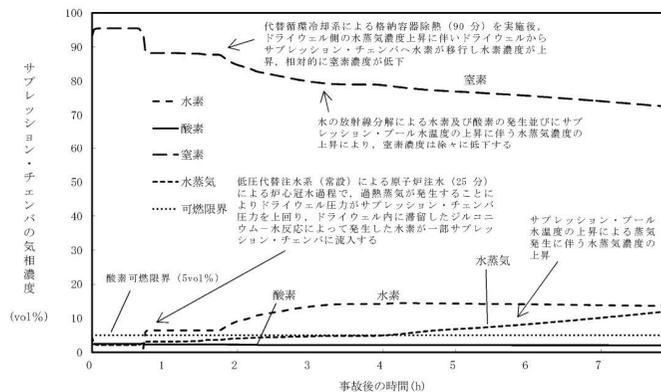
備考

該当図なし



第3.4-5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウエット条件) (~8時間)

該当図なし



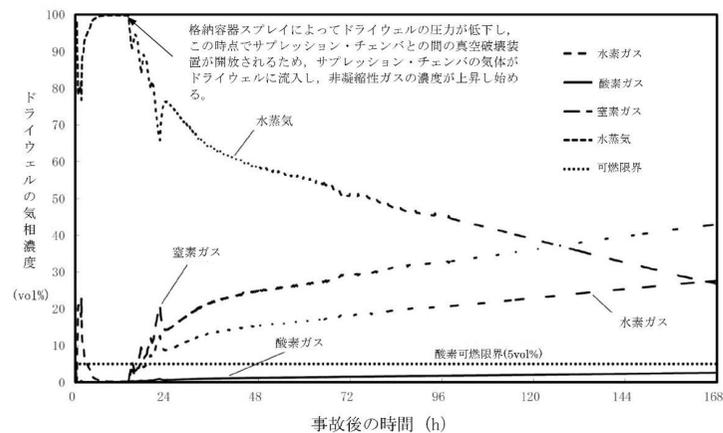
第3.4-6図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件) (~8時間)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>格納容器スプレイによってドライウエルの圧力が低だし、この時点でサブプレッション・チェンバとの間の真空破壊装置が開放されるため、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入することでドライウエルの気体組成がサブプレッション・チェンバの気体組成とほぼ同じになる。</p> <p>LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送られるため、事故発生から数時間後のドライウエルの気体組成はほぼ100%が水蒸気となる。この時のドライウエル条件での気体組成はほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となるが、そのウェット条件での濃度は1vol%未満(約0.2vol%)であり、ドライウエルの圧力が低下すればサブプレッション・チェンバから気体が流入することから、この時点でのドライウエル条件が成立することは現実には起こり得ない。</p> <p>--- 水素ガス — 酸素ガス - - - 窒素ガス 可燃限界</p> <p>約3.7vol% 酸素可燃限界(5vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>代替冷却系による格納容器除熱(90分)によって水蒸気が凝縮し水蒸気濃度が低下するとともに、ドライウエル圧力の低下により、サブプレッション・チェンバとの間の真空破壊装置が開放されるため、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇</p> <p>格納容器圧力 0.31MPa [gauge] 到達にて可搬型窒素供給装置による窒素注入停止(約164時間)</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入(約84時間)により窒素濃度が上昇し、相対的にその他の気相濃度が減少</p> <p>ドライウエル圧力の低下により真空破壊装置が作動し、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに移行することによる気相濃度の変化</p> <p>--- 水素 — 酸素 - - - 窒素 可燃限界</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>備考</p>
<p>第7.2.4-5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第3.4-7図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	
<p>--- 水素ガス — 酸素ガス - - - 窒素ガス 可燃限界</p> <p>約3.9vol% 酸素可燃限界(5vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>格納容器圧力 0.31MPa [gauge] 到達にて可搬型窒素供給装置による窒素注入停止(約164時間)</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入(約84時間)により窒素濃度が上昇し、相対的にその他の気相濃度が減少</p> <p>ドライウエルが原子炉圧力容器からの水蒸気の放出によって加圧され、サブプレッション・チェンバよりも圧力が高い間は、非凝縮性ガスがサブプレッション・チェンバに集中することになる</p> <p>--- 水素 — 酸素 - - - 窒素 可燃限界</p> <p>酸素濃度4.0vol%到達 酸素可燃限界(5vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>備考</p>
<p>第7.2.4-6図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第3.4-8図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>備考</p>

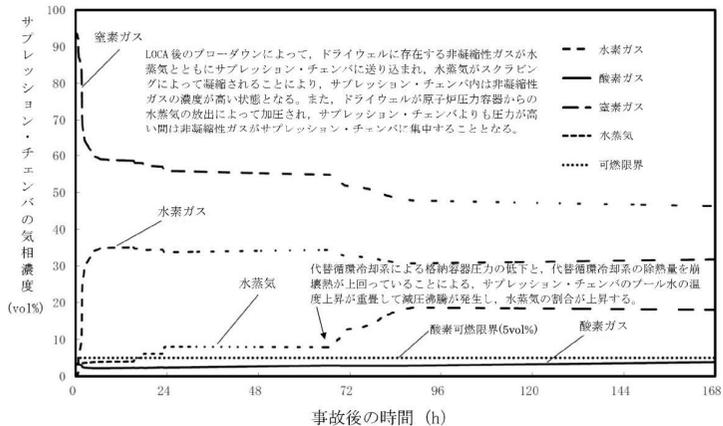
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>該当図なし</p>	<div style="text-align: center;"> <p>第 3.4-9 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件） （～8 時間）</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>第 3.4-10 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 （ドライ条件）（～8 時間）</p> </div>	

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉</p>	<p>東海第二発電所</p>	<p>備考</p>
<p>第 7.2.4-7 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 3.4-11 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	
<p>第 7.2.4-8 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 3.4-12 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

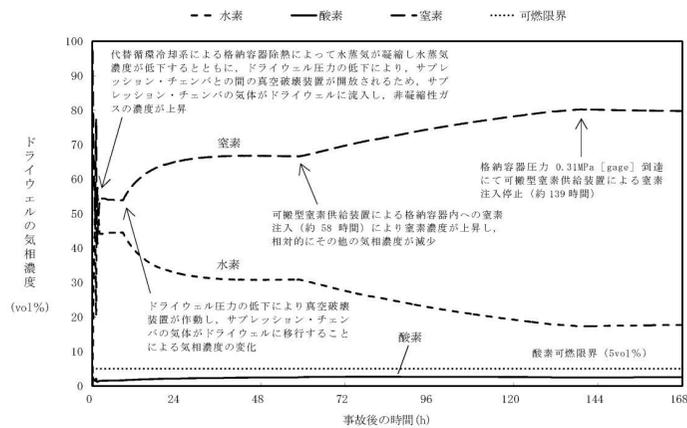


第 7.2.4-9 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

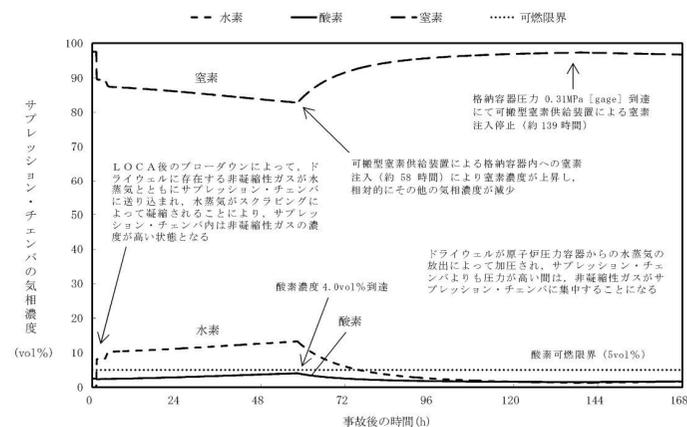


第 7.2.4-10 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

東海第二発電所



第 3.4-13 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-14 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.4-11 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移[※]</p> <p>※ 本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約 61 時間までの格納容器圧力の推移は、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 7.2.1.2-11 図及び第 7.2.4-1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。</p>	<p>第 3.4-15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移</p>	<p>備 考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-12 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>該当図なし</p>	<p>備考</p>
<p>第 7.2.4-13 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>該当図なし</p>	<p>備考</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-14 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<p>第 3.4-16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.4-15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 3.4-17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>備 考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.4-16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移（事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエールスプレイ（954m³/h）を連続で実施）*</p> <p>※本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約 51 時間後までの格納容器圧力の推移は、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 7.2.1.2-11 図及び第 7.2.4-1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。</p>	<p>該当図なし</p>	<p></p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備考
	<p>該当図なし</p>	
<p>第 7.2.4-17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ (954m³/h) を連続で実施)</p>		
	<p>該当図なし</p>	
<p>第 7.2.4-18 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件) (事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ (954m³/h) を連続で実施)</p>		

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉			東海第二発電所			
第 7.2.4-1 表 主要解析条件（水素燃焼）			第 3.4-1 表 主要解析条件（水素燃焼）			
	項目	主要解析条件		項目	主要解析条件	
初期条件	酸素濃度	3.5vol%	条件設定の考え方	初期条件	酸素濃度	
			保安規定をもとに設定（運転上許容されている値の上限）		酸素濃度 4.3vol%（ドライ条件）到達を防止可能な初期酸素濃度として設定（運転上許容される値の上限）	
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量	解析コード MAAP による評価結果	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が水と反応して発生する水素量	
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス：0.06 分子/100eV 酸素ガス：0.03 分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素：0.06 分子/100eV 酸素：0.03 分子/100eV	
第 7.2.4-2 表 事象発生から 7 日後（168 時間後）の酸素濃度*			第 3.4-2 表 事象発生から 7 日間（168 時間）における酸素濃度の最高値及び到達時間*			
		ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)		ウェット条件	ドライ条件
	ドライウエル	約 2.3	約 3.7	ドライウエル	約 2.7vol% (約 115 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)
	サブプレッション・チェンバ	約 3.4	約 3.9	サブプレッション・チェンバ	約 2.5vol% (約 0.4 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)
※ 全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が反応した場合			※ 全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が反応した場合			
備考						

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、LOCA、長期TB、TBU 及びTBP である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。</p> <p>また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p>	<p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、LOCA、長期TB、TBU、TBP及びTBDである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉起動時にペDESTAL（ドライウエル部）水位が約 1m となるよう注水した上で、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、ペDESTAL（ドライウエル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却すること及びペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置することにより、格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。</p> <p>また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び雰囲気温度を低下させる。</p> <p>さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器の破損を防止する。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</p>	<p>青：前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分</p> <p>黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。また、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を抑制し、かつ格納容器下部注水系（常設）と合わせて、ドライウェルサンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(3)のa. からj. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1. (3)に示すg. からj. である。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第7.2.2-1 図から第7.2.2-4 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第7.2.2-2 図及び第7.2.2-3 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、通常運転時からペDESTAL（ドライウェル部）に約1mの水位を形成した上で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保手段並びに落下後の溶融炉心冷却のための格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水手段を整備する。また、溶融炉心の落下によるペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTAL（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置する。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備し、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa. からq. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1. (3)に示すi. 及びk. からo. である。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2-1 図（2/5）から第3.2-1 図（4/5）である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」である。ここで、</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「6.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCA と TQUV を比較し、LOCA の場合は原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられる TQUV を選定した。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の自動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内 FP 挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）、溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故</p>	<p>逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCA と TQUV を比較し、LOCA の場合はペDESTAL（ドライウェル部）に原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられる TQUV を選定した。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内 F P 挙動並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外 F C I（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達）、溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP によりペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。原子炉格納容器下部の侵食量評価に対しては、コリウムシールドの外側の面積が小さい6号炉の床面積を用いた。また、初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については、「7.2.4 水素燃焼」と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第7.2.5-1図及び第7.2.5-2図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器下部水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第7.2.5-3図から第7.2.5-11図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cm、壁面で約1cmに抑えられ、原子炉格納容器下部の熔融炉心は適切に冷却される。</p> <p>原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約1.64mのコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p>	<p>シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおけるペDESTAL（ドライウエル部）水位並びに熔融炉心コンクリート相互作用によるペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移を第3.5-1図及び第3.5-2図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置するとともに、熔融炉心落下前のペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保及び熔融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の継続によって、ペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らないことからコンクリート侵食は生じず、ペDESTAL（ドライウエル部）の熔融炉心は適切に冷却される。また、解析コードMAAPによる評価において、コリウムシールドと熔融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり、コリウムシールドについても侵食は生じない。なお、熔融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出も含めて評価した場合には、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、この場合においてもペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じない。また、コリウムシールドが侵食した場合においても、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。</p> <p>ペDESTAL（ドライウエル部）壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>ペDESTAL（ドライウエル部）床面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対しては、原子炉格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約7.1mであり、原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約1cmであるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、原子炉格納容器下部についてはコンクリートの侵食量が約1cmであるため、約4kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。なお、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後（168時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約2.1vol%、ドライ条件で約2.6vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり、上記の酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%、ドライ条件で2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>その後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の流量での格納容器下部注水を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量^{※1}をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p>	<p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない。</p> <p>その後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に80m³/hの注水を行い、また、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.5.1, 3.5.2, 3.5.3)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、ペDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床面のコンクリート侵食量[※]をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、(1)から(3)、(6)及び(7)に示す評価項目の評価結果及びペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認している。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。</p> <p>なお、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「7.2.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、水による拡がり抑制に対して溶融炉心の拡がりを抑制した場合、及び、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、溶融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。これらの影響評価に加え、溶融物がドライウエルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で、溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮した場合、及び、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から崩壊熱を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認</p>	<p>※ 溶融炉心が適切に冷却されることについても、ペDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床面のコンクリートの侵食が生じないことで確認した。 (添付資料3.2.8)</p> <p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コリウムシールドを介した熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、溶融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。また、コリウムシールドが金属酸化物を含む溶融炉心へのジルコニア耐熱材の溶出により侵食される可能性を考慮し、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価を実施する。これらの影響評価に加え、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起回事象を大破断LOCAとした場合の影響評価を実施する。</p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>している。</p> <p>また、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約3.7時間後）で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては、原子炉格納容器下部の雰囲気温度、格納容器圧力等を監視することによって、原子炉圧力容器破損を認知し、原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に</p>	<p>している。</p> <p>また、炉心損傷の確認後、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を行い、ペDESTAL（ドライウエル部）への溶融炉心の落下に対しては、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって原子炉圧力容器の破損兆候を検知し、格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を認知し、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を行うといった兆候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損確認後にペDESTAL（ドライウエル部）注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することで、原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉圧力容器破損時の格納容器冷却操作及びペDESTAL（ドライウエル部）注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後のペDESTAL</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約7時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている</p>	<p>（ドライウェル部）への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としているペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としているペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して、十数分早まる程度であり、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することで、原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としているペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シーケンスでは、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較</p>	<p>操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。また、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性がある。本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、コリウムシールド及びコンクリート侵食量への影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に関しては、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また、MAAPコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、コリウムシールドにも適用可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.5.1, 3.5.4）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でベDESTAL（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>り、水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約7 時間後）に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内FP 挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、水中に落下した溶融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し、円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果、第7.2.5-12 図に示すと</p>	<p>により、水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が大きく、解析コードSAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5 時間後）に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、ペDESTAL（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内FP 挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また溶融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定し種々の不均一な堆積形状を考慮した場合、溶融炉心の拡がりが抑制されない均一堆積形状よりも溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、溶融炉心の冷却が促進される傾向となると評価しており、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、溶融炉心と格納容器下部のプール水の伝</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>り、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、第7.2.5-13図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は「7.2.5.2(3)b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%、ドライ条件で2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p>	<p>熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。これは、落下した溶融炉心はベDESTAL（ドライウエル部）水によって冷却されコリウムシールドが侵食開始温度に到達する前に溶融炉心の温度は2,100℃を下回ること、溶融炉心からプール水へは崩壊熱以上の除熱がなされ溶融炉心の温度は2,100℃未満を維持することから、コリウムシールドは侵食開始温度に到達せず、コンクリート侵食が抑制されたものである。</p> <p>なお、本感度解析では、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず、格納容器圧力や格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。</p> <p>コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「3.5.3(4)コ</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第 7.2.2-2 表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は, 解析条件の 800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m²相当（圧力依存あり）であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは, 解析条件の内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して, 最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, コンクリートより融点が高い内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により, 溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが, コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは, 解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して, 最確条件は部分的な溶融が生じ, 原子炉格納容器下部に落下する可能性があり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 溶融物の発熱密度が下がるため, 溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが, コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作</p>	<p>リウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」において, 評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>(添付資料 3.5.1, 3.5.4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第 3.2-2 表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順（溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作を開始すること）に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は, 解析条件の 800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して, 最確条件は 800kW/m²相当（圧力依存あり）であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは, 解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, コンクリートより融点が高い鉄筋の耐熱の効果により, 溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが, コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。また, コリウムシールドについては, 機器条件にて考慮している。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウエル部）内構造物の扱いは, 解析条件のペDESTAL（ドライウエル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して, 最確条件は部分的な溶融が生じ, ペDESTAL（ドライウエル部）に落下する可能性があり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 溶融物の発熱密度が下がるため, 溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びコリウムシールド侵食が抑制されるが, コンクリート侵食量及びコリウムシールド侵食量を操作開始の起点としている運転員</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広がることで溶融炉心が冷却されやすくなるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウエル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したのものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の溶融炉心からのプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からブ</p>	<p>等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順（溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件のコリウムシールドは、解析条件の侵食開始温度 2,100℃に対して最確条件は侵食開始温度 2,100℃であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、溶融炉心内の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出も含めて評価すると、コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるものの、コリウムシールドの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.1, 3.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したのものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からブ</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>ール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第7.2.5-13 図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cm に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について、感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は「7.2.5.2(3)b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%、ドライ条件で2.6vol%）以下となる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>ール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い鉄筋の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、原子炉格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。コンクリート侵食量に対しては、溶融物のコリウムシールド内側への流入を考慮し、ドライウェルサンプルに流入した場合の影響を確認する観点で、溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮した場合についての感度解析を実施した。その結果、第7.2.5-14図に示すとおり、ドライウェルサンプルのコンクリート侵食量は、床面で約9cm、壁面で約9cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器バウンダリ機能を維持できることを確認した。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広がることで溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、溶融炉心の崩壊熱をベースケースから変更し、事象発生から6時間後の値とした。これは、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が約6.4時間となることを考慮し保守的に設定した値である。</p> <p>その結果、第7.2.5-15図に示すとおり、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可</p>	<p>初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びコリウムシールドの侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。</p> <p>その結果、原子炉圧力容器破損のタイミングが約3.3時間と早くなるため、溶融炉心落下時の崩壊熱が大きくなるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。なお、本評価においては事象発生から約79時間後に格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達するが、可搬型窒素供給装置による格納容器</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、原子炉格納容器内の気体組成の推移は「7.2.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。なお、本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、可燃限界である5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後（事</p>	<p>内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である5vol%（ドライ条件）を下回る。</p> <p>機器条件のコリウムシールドは、解析条件の侵食開始温度2,100℃に対して最確条件は侵食開始温度2,100℃であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出も含めて評価すると、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、この影響については「3.5.3(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」にて、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>(添付資料3.5.1, 3.5.4)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から7分後（事象発</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>象発生から約7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約7.0時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力、格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始</p>	<p>生から約4.6時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL（ドライウエル部）プール水が蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約0.3時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.2.2, 3.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.5.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作については、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間あり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL（ドライウエル部）プール水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約0.3時間の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料3.2.14, 3.5.4)</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

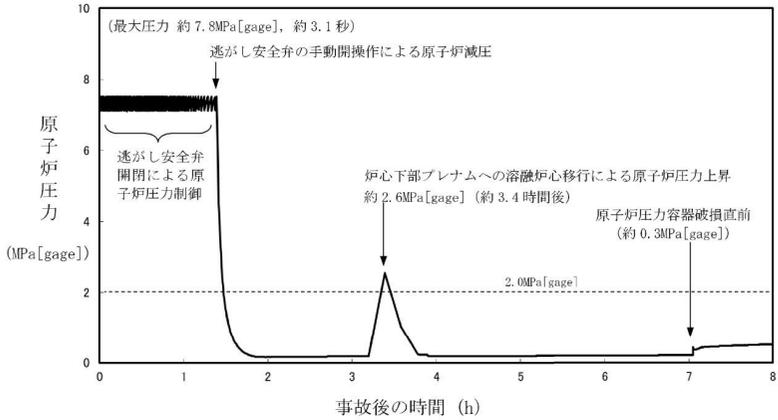
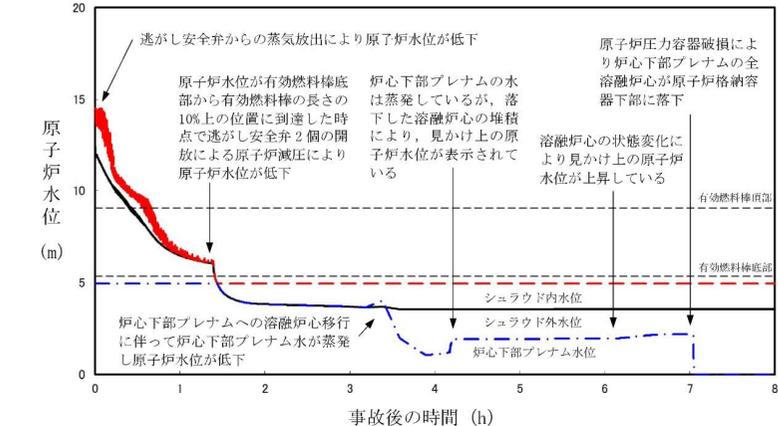
柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約7.0時間あり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価</p> <p>コリウムシールドの材質であるジルコニアは、熔融炉心中に存在する金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出を考慮した場合に侵食される可能性がある。また、MAAPコードにおけるコリウムシールドの伝熱モデルには伝熱物性値の温度依存性の不確かさが考えられる。このため、コリウムシールド設置に伴うこれらの影響を考慮した感度解析を実施した。</p> <p>解析条件について、既往実験の知見を踏まえた金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出を考慮し、コリウムシールドの厚さを11cmとした。また、コリウムシールドの熱伝導率及び比熱はベDESTAL（ドライウエル部）の温度を厳しく評価するため、常温時のジルコニアの物性値とした。</p> <p>第3.5-3図にベDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床面のコンクリートの温度の推移を示す。感度解析の結果、熔融炉心と接するコリウムシールドの温度は融点に至らず侵食は進行せず、また、ベDESTAL（ドライウエル部）コンクリートの壁面及び床面の温度も融点に至らず侵食しないことを確認した。したがって、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.5.1)</p> <p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。また、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析を実施した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>なお、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>7.2.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備している。また、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cm、壁面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効</p>	<p>(添付資料3.2.10)</p> <p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.5.5 結 論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉起動時にペDESTAL（ドライウエル部）水位が約1mとなるよう注水した上で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保手段を整備している。また、落下後の溶融炉心冷却のため格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水手段を整備している。さらに、溶融炉心の落下によるペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保、ペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
である。	して有効である。	

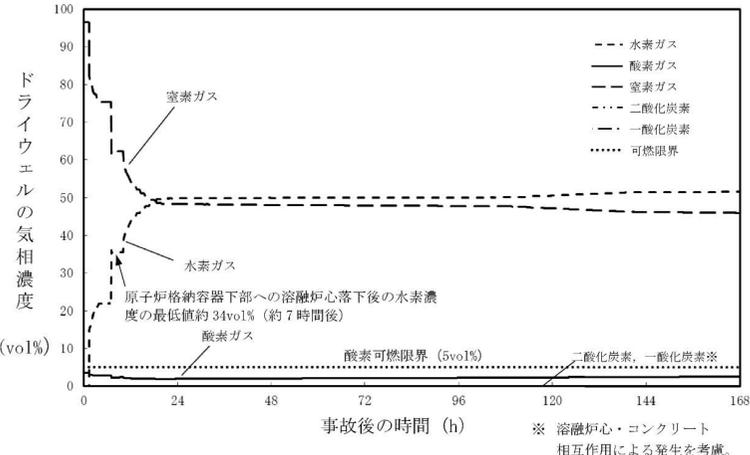
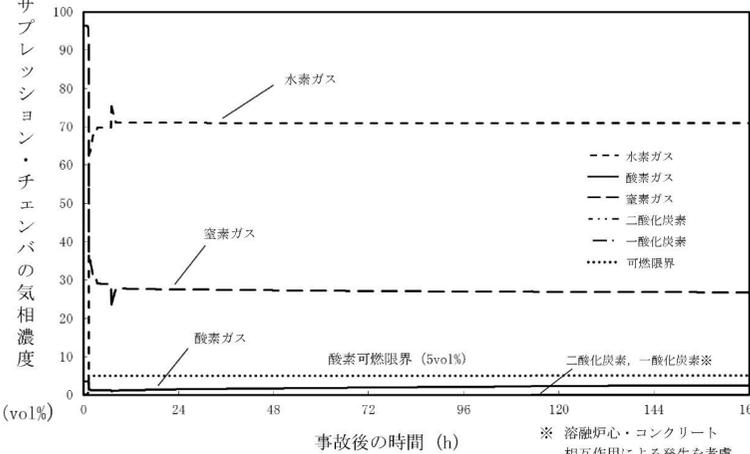
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>第 7.2.5-1 図 原子炉圧力の推移</p>  <p>第 7.2.5-2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>該当図なし</p> <p>該当図なし</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<div data-bbox="85 188 869 609" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="313 622 667 651" data-label="Caption"> <p>第 7.2.5-3 図 格納容器圧力の推移</p> </div>	<div data-bbox="1276 379 1429 414" data-label="Text"> <p>該当図なし</p> </div>	<div data-bbox="1926 124 2027 156" data-label="Text"> <p>備 考</p> </div>
<div data-bbox="129 845 855 1252" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="313 1257 667 1284" data-label="Caption"> <p>第 7.2.5-4 図 格納容器温度の推移</p> </div>	<div data-bbox="1276 997 1429 1029" data-label="Text"> <p>該当図なし</p> </div>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (溶融炉心・コンクリート相互作用)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.5-5 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>該当図なし</p>	
<p>第 7.2.5-6 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>該当図なし</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (溶融炉心・コンクリート相互作用)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>第 7.2.5-7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>該当図なし</p>	
 <p>第 7.2.5-8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>該当図なし</p>	

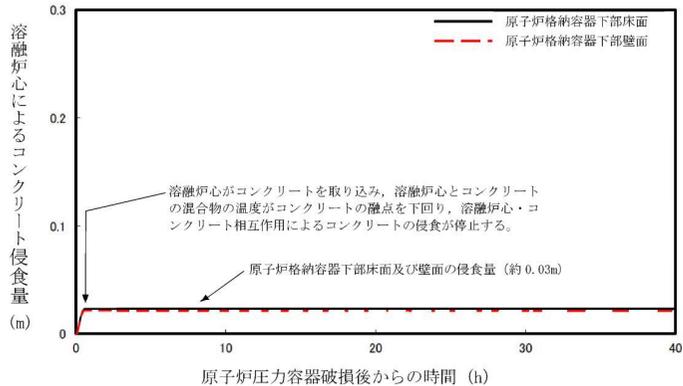
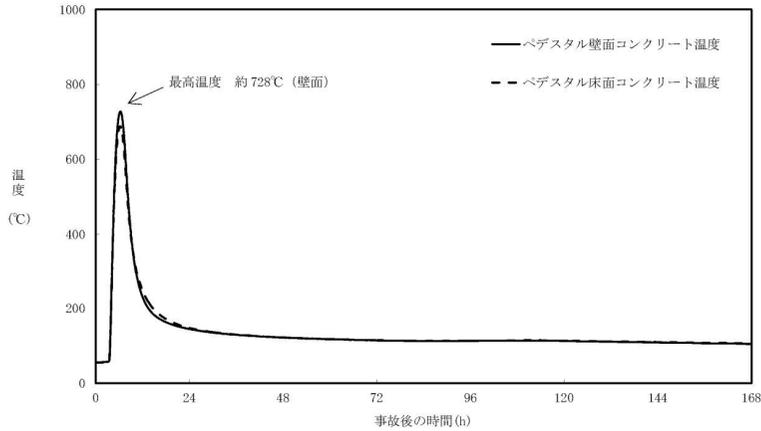
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.5-9 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>該当図なし</p> <p>第 3.5-1 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の水位の推移</p>	
<p>第 7.2.5-10 図 格納容器下部水位の推移</p>		

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (溶融炉心・コンクリート相互作用)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.5-11 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移</p>	<p>第 3.5-2 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移</p>	
	<p>該当図なし</p>	
<p>第 7.2.5-12 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)</p>		

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (溶融炉心・コンクリート相互作用)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>溶融炉心によるコンクリート侵食量 (m)</p> <p>原子炉格納容器下部床面の侵食量 (約 0.08m)</p> <p>原子炉格納容器下部壁面の侵食量 (約 0.07m)</p> <p>原子炉压力容器破損後からの時間 (h)</p>	<p>該当図なし</p>	
<p>第 7.2.5-13 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)</p>		
<p>溶融炉心によるコンクリート侵食 (m)</p> <p>ドライウエルサンプル床面及び壁面の侵食量 (約 0.09m)</p> <p>原子炉压力容器破損後からの時間 (h)</p>	<p>該当図なし</p>	
<p>第 7.2.5-14 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮する場合)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>第 7.2.5-15 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)</p> <p>該当図なし</p>	<p>該当図なし</p>  <p>第 3.5-3 図 コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合のペDESTAL (ドライウェル部) の壁面及び床面のコンクリート温度の推移</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.3.1 想定事故1</p> <p>7.3.1.1 想定事故1 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において, 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには, 「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 想定事故1として「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより, 使用済燃料プール内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1では, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため, 使用済燃料プール水温が徐々に上昇し, やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 想定事故1では, 燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水することによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 燃料プール代替注水系により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1における機能喪失に対して, 使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 燃料プール代替注水系^{※1}による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.3.1-1図に, 手順の概要を第7.3.1-2図に示すとともに, 重大事故等対策の概要を以下に示す。また, 重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.3.1-1表に示す。</p> <p>想定事故1において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は, 中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され, 合計18名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は, 当直長1名(6号及び7号炉兼任), 当直副長2名, 運転操作対応を行う運転員2名である。発電所構内に常駐している要員のうち, 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名, 緊急時対策要員(現場)は8名である。必要な要員と作業項目について第7.3.1-3図に示す。</p>	<p>4.1 想定事故1</p> <p>4.1.1 想定事故1 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において, 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 想定事故1として「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより, 使用済燃料プール内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1では, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため, 使用済燃料プール水温が徐々に上昇し, やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 想定事故1では, 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)(以下「代替燃料プール注水系」という。)により使用済燃料プールへ注水することによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 代替燃料プール注水系により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1における機能喪失に対して, 使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 代替燃料プール注水系^{※1}による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第4.1-1図に, 手順の概要を第4.1-2図に示すとともに, 重大事故等対策の概要を以下に示す。また, 重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第4.1-1表に示す。</p> <p>想定事故1において, 事象発生2時間までの重大事故等対策に必要な要員は, 災害対策要員(初動)17名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び運転操作対応を行う当直運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち, 通報連絡等を行う要員は4名, 現場操作を行う重大事故等対応要員は8名である。</p> <p>また, 事象発生2時間以降に追加で必要な参集要員は, タンクローリによる燃料</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>※1 燃料プール代替注水系として、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）を想定する。なお、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の注水手段が使用できない場合においては燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）による対応が可能である。</p> <p>a. 使用済燃料プールの冷却機能喪失確認 使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。 使用済燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認 使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。 使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。</p> <p>c. 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 燃料プール代替注水系の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位は回復する。その後、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる使用済</p>	<p>給油操作を行うための重大事故等対応要員2名である。必要な要員と作業項目について第4.1-3図に示す。</p> <p>※1 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）以外に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による対応が可能である。</p> <p>a. 使用済燃料プールの冷却機能喪失確認 使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。 使用済燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認 使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。 使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）等である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料4.1.1）</p> <p>c. 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水 代替燃料プール注水系の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。中央制御室からの遠隔操作により、代替燃料プール注水系の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合には、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故1における原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。 原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業は、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）を使用する場合、可搬型スプレイヘッド及びホースの設置が想定される。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建屋オペレーティングフロアにおける線量率を考慮した値である。 この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約2.1m下の位置である。</p> <p>7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 想定事故1で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。 想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下するが、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水が維持される。 未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。 また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員</p>	<p>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位は回復する。その後、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、代替燃料プール注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{*2}を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故1における原子炉建屋原子炉棟6階での作業時間及び作業員の退避は2.2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも22mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。 原子炉建屋原子炉棟6階での作業は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作における可搬型スプレイノズル及びホースの設置が想定される。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、施設定期検査作業時での原子炉建屋原子炉棟6階における線量率を考慮した値である。 この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約0.86m下の位置である。</p> <p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 想定事故1で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。 想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下するが、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水が維持される。 未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。 また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.1-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。 なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である。原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p>a. 初期条件 (a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。 (b) 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約11MWを用いるものとする。 なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19m³/hである。</p> <p>b. 事故条件 (a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能を喪失するものとする。 (b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源が使用できない場合においても、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 燃料プール代替注水系</p>	<p>等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(添付資料4.1.2, 4.1.3)</p> <p>(2) 有効性評価の条件 想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.1-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。 なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である。原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p>(添付資料4.1.2)</p> <p>a. 初期条件 (a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。 (b) 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後9日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約9.1MWを用いるものとする。 なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約16m³/hである。</p> <p>b. 事故条件 (a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、補給水系等の機能を喪失するものとする。 (b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源が使用できない場合においても、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 代替燃料プール注水系</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）4 台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る $45\text{m}^3/\text{h}^{※3}$ にて注水する。</p> <p>※3 燃料プール代替注水系（常設スプレィヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレィヘッド）の注水容量はともに $45\text{m}^3/\text{h}$ 以上（4 台）である。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、緊急時対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 12 時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 想定事故 1 における使用済燃料プール水位の推移を第 7.3.1-4 図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第 7.3.1-5 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約 $5^\circ\text{C}/\text{h}$ で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100°C に到達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 12 時間経過した時点で燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位が回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>b. 評価項目等 使用済燃料プール水位は、第 7.3.1-4 図に示すとおり、通常水位から約 0.4m 下まで低下するに留まり、有効燃料棒頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温は事象発生約 7 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。</p> <p>また、第 7.3.1-5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.4m 下の水位になった場合の線量率は、約 $1.0 \times 10^{-3}\text{mSv}/\text{h}$ 以下であり、必要な遮蔽の目安とした $10\text{mSv}/\text{h}^{※2}$ と比べて低いことから、この水位において放射線の遮</p>	<p>使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る $50\text{m}^3/\text{h}^{※}$ にて注水する。</p> <p>※ 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）の注水容量は全て $50\text{m}^3/\text{h}$ 以上である。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 8 時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 想定事故 1 における使用済燃料プール水位の推移を第 4.1-4 図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第 4.1-5 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約 $6.9^\circ\text{C}/\text{h}$ で上昇し、事象発生から約 5.1 時間後に 100°C に到達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 8 時間経過した時点で代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位が回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、代替燃料プール注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>b. 評価項目等 使用済燃料プール水位は、第 4.1-4 図に示すとおり、通常水位から約 0.38m 下まで低下するに とどまり、燃料有効長頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水は事象発生約 5.1 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。</p> <p>また、第 4.1-5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.38m 下の水位になった場合の線量率は、約 $1.1\text{mSv}/\text{h}$ であり、必要な遮蔽の目安とした $10\text{mSv}/\text{h}$ と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋オペレーティングフロアの床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</p> <p>事象発生 12 時間後から燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.3.1-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、7号炉を代表として、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水温の上昇及び使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始</p>	<p>持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟6階の床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</p> <p>事象発生 8 時間後から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>(添付資料4.1.4, 4.1.5, 4.1.13)</p> <p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第4.1-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は約9.1MW未満であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水温の上昇及び使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、自然蒸発、使用済燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料プール水位低下開始時間より早く使用済</p>	<p>時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位が最大で約0.70m低下し、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約5.8時間後（10mSv/hの場合）となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟6階の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ1.6倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料4.1.6, 4.1.7, 4.1.8）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は約9.1MW未満であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、自然蒸発、使用済燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。さらに、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/h^{※2}の場合、6号及び7号炉は約1.1日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.5日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プールが通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.3m下^{※4}）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/h^{※2}の場合、6号及び7号炉は約1.2日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.7日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレッド）による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋オペ</p>	<p>用済燃料プール水位低下開始時間より早く使用済燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。さらに、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約6.6時間後（10mSv/hの場合）となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟6階の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生8時間後から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、使用済燃料プール水位が原子炉建屋原子炉棟6階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約8.6時間後（10mSv/hの場合）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約12時間後となる。また、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上あり、事象発生から8時間後までに代替燃料プール注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プールが通常水位から燃料有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.14m下^{*1}）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約10時間（10mSv/hの場合）、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上あり、事象発生から8時間後までに代替燃料プール注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約0.70mの水位の低下が発生し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約5.8時間後となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟6階の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生8時間後から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>レーティングフロアの放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/h^{※2}の場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後）となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉は約2.2日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>※4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）の水位低の警報設定値：6号炉通常水位-225mm，7号炉通常水位-267mm</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から12時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、当該操作は他の操作との重複はなく、使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、その準備操作にかかる時間は360分を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から12時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、使用済</p>	<p>注水を実施することにより、使用済燃料プール水位が原子炉建屋原子炉棟6階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約8.9時間後（10mSv/hの場合）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約12時間後となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上あり、事象発生から8時間後までに代替燃料プール注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ1.6倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>※1 使用済燃料プール水位の水位低の警報設定値：通常水位-142mm</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から8時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、当該操作は使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常の認知を起点として実施する可搬型スプレイノズル等の設置作業^{※2}終了後から開始するものであり、これを含めても準備操作にかかる時間は380分を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から8時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>※2 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールの準備操作。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、使用済</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>燃料プール水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。 操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から1日以上（10mSv/h^{※2}の場合、6号及び7号炉は約1.4日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.8日）であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>(3) まとめ 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>燃料プール水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料4.1.9)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。 操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から約11時間（10mSv/hの場合）、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間が事象発生から2日以上であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から8時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。 (添付資料4.1.9)</p> <p>(3) まとめ 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	
<p>7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 想定事故1において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は、「7.3.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の64名で対処可能である。 なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に</p>	<p>4.1.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 想定事故1において、重大事故等対策時における事象発生2時間までに必要な要員は、「4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり17名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の37名で対処可能である。 また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。 なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に</p>	

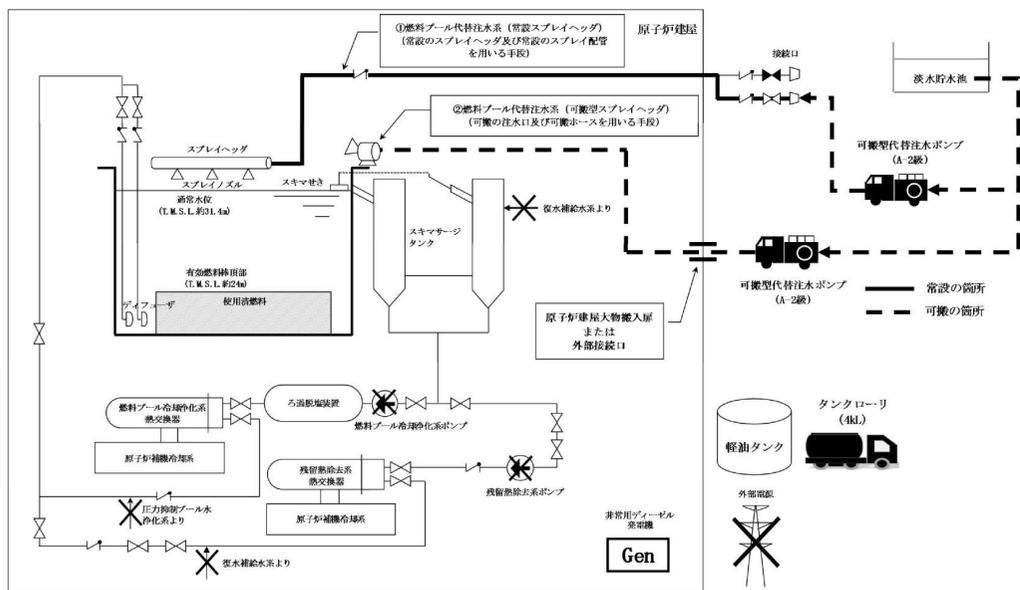
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約3,100m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約6,200m³の水が必要である。水源として、淡水貯水池に約18,000m³の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,549kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機に</p>	<p>至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、災害対策要員（初動）や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水 源</p> <p>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約2,120m³の水が必要である。水源として、西側淡水貯水設備に約4,300m³の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.10)</p> <p>b. 燃 料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置2台）による電源供給については、事象発生後7日間これらを最大負荷で運転した場合、合計約755.5kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置2台）による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ（2台）による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水中型ポンプ（2台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.0kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型代替注水中型ポンプ（2台）による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.11)</p> <p>c. 電 源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

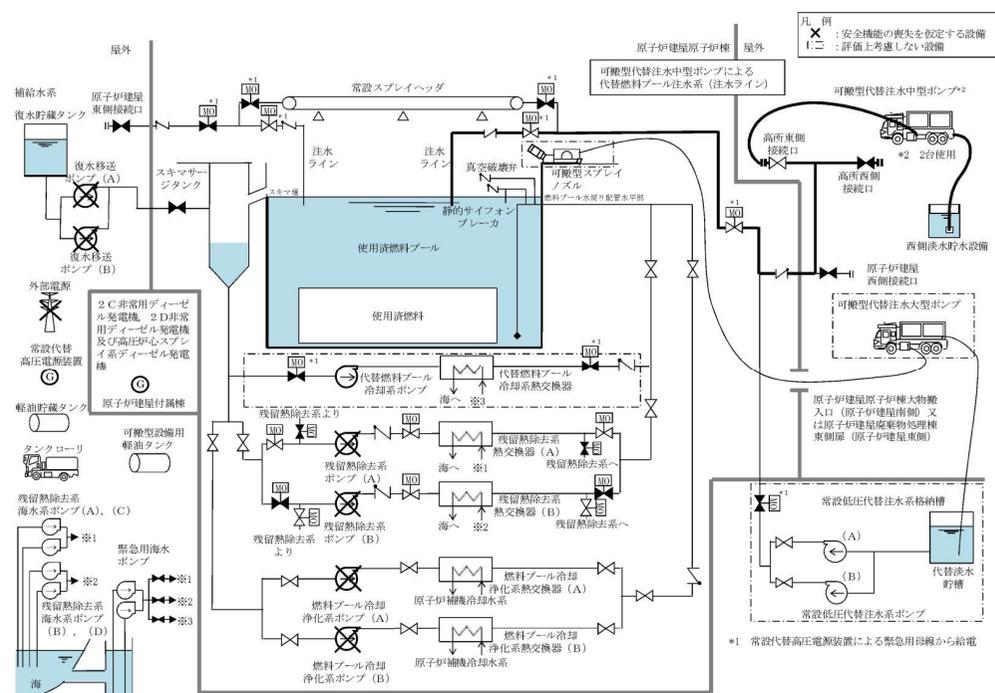
柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>よる電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>7.3.1.5 結論</p> <p>想定事故1では、使用済燃料プールの冷却系が機能喪失し、使用済燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p> <p>想定事故1について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。</p>	<p>電機等による電源供給が可能である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約407kW必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）の連続定格容量は約2,208kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料4.1.12)</p> <p>4.1.5 結論</p> <p>想定事故1では、使用済燃料プールの冷却系が機能喪失し、使用済燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p> <p>想定事故1について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉



第 7.3.1-1 図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図 (使用済燃料プールへの注水)

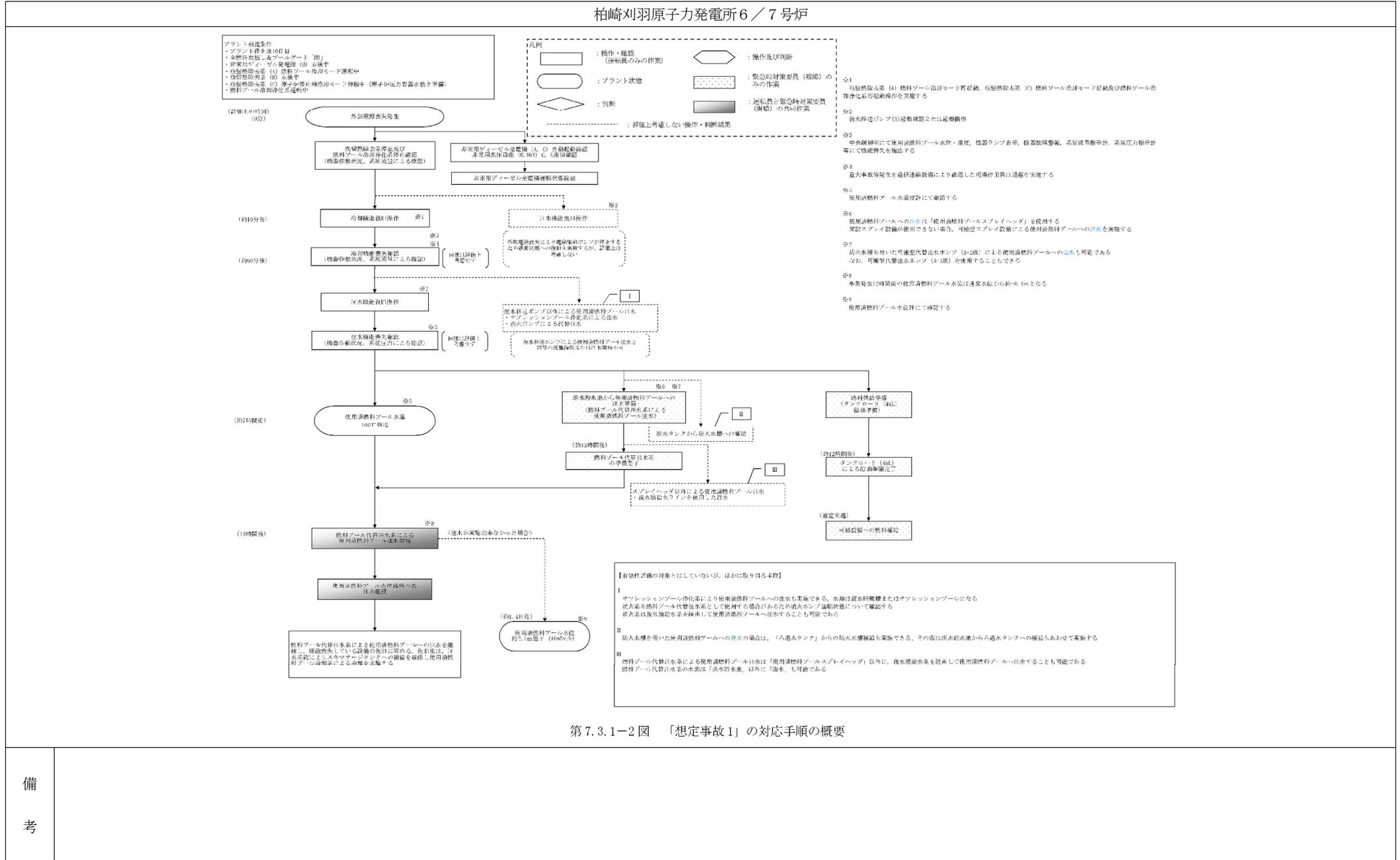
東海第二発電所



第 4.1-1 図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図

備考

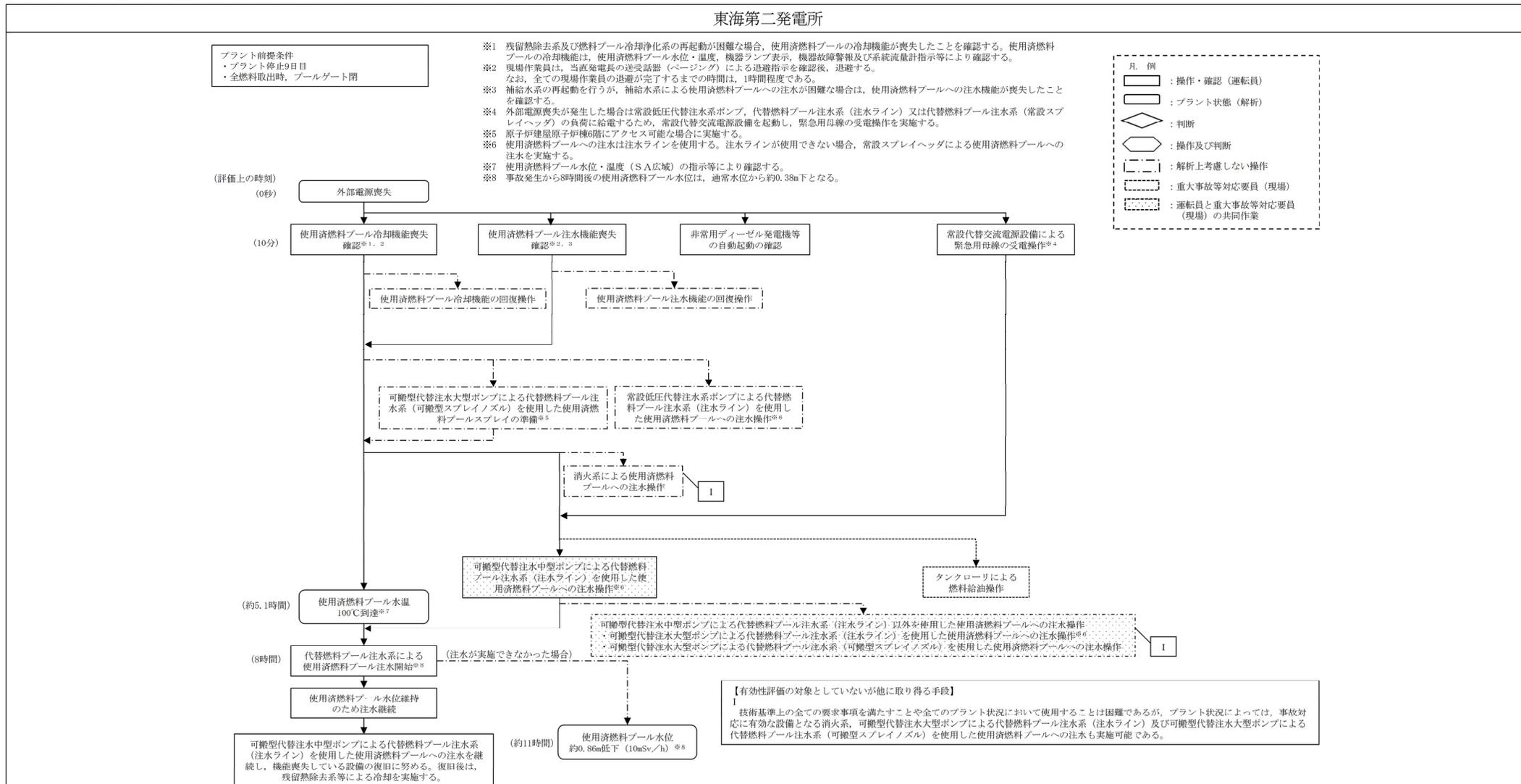
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (想定事故1)



第 7.3.1-2 図 「想定事故1」の対応手順の概要

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (想定事故1)



備 考	
--------	--

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉

想定事故1							経過時間（時間）														備考															
							1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14																
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容 事象発生 約7時間 使用済燃料プール水温100℃到達 約60分 冷却装置停止確認 約60分 冷却装置停止確認 注水開始後確認 12時間 使用済燃料プール注水開始																													
	責任者	当直長		1人																		中央監視 緊急時対策本部連絡														
	指揮者	6号	当直副長	1人		各号炉運転操作指揮																														
通報連絡者	7号		当直副長		1人			中央制御室連絡 発電所外部連絡																												
状況判断	運転員 (中央制御室)	6号	7号	6号	7号	6号	7号	緊急時対策要員 (現場)																・外部電源喪失確認 ・使用済燃料プール冷却系停止確認 (燃料プール循環浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ) ・非常用ディーゼル発電機 自動起動確認 ・使用済燃料プール水位、温度監視 10分 約5時間 確認実施												
	1人 A	1人 a	-	-	-	-																														
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	確認実施																													
使用済燃料プール冷却系復旧作業 (詳細上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・使用済燃料プール冷却系 復旧作業 (燃料プール循環浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ)																対応可能な要員により対応する													
使用済燃料プール注水未復旧作業 (詳細上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・使用済燃料プール注水系 復旧作業 (注水補給水系)														対応可能な要員により対応する															
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水(常設スプレッドヘッド使用)	-	-	-	-	-	6人		・放射線防護設備準備 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた使用済燃料プール注水準備 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)移動、ホース敷設(淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から接続口)、ホース接続、ホース水張り ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた使用済燃料プール注水 10分 約3時間 確認実施														確認実施														
	-	-	-	-	-	-																														
	-	-	-	-	-	-	確認実施															常設スプレッドヘッド使用不可の場合要員を確保して対応する														
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水(可搬型スプレッドヘッド使用) (詳細上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプを用いた使用済燃料プール注水準備 (車庫内ホース接続) ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた使用済燃料プール注水準備 (可搬型代替注水ポンプ(A-2級)移動、ホース敷設(淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から車庫内ホース)、ホース接続、ホース水張り) ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた使用済燃料プール注水 10分																													
	-	-	-	-	-	-																														
	-	-	-	-	-	-	確認実施															タンクローリ(車) 残量に応じて適量軽油タンクから補給														
補給準備	-	-	-	-	-	2人		・放射線防護設備準備 ・軽油タンクからタンクローリ(車)への補給 140分															確認実施													
給油作業	-	-	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油 確認実施														確認実施															
必要人員数 合計	1人 A	1人 a	0人	0人	8人																															

() 内の数字は給油の作業終了後、移動して対応する人員数。

原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故の対応と使用済燃料プールにおける重大事故にそれぞれある事故の対応が重なることも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く(運転開始直後を考慮しても使用済燃料プールの保有水が100℃に到達するまで 1日以上)、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

東海第二発電所

				想定事故 1												
操作項目	実施場所・必要要員数			操作の内容	経過時間（時間）											備考
	責任者	当直発電長	1人		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
	【 】は他作業後移動してきた要員				△事象発生 △プラント状況判断 △約 5.1 時間 使用済燃料プール 水温 100℃到達 △8 時間 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水開始											
状況判断	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール冷却機能喪失の確認（残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系） ●使用済燃料プール注水機能喪失の確認（補給水系） 	10分											
	【1人】 A	-	-	●使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施											
使用済燃料プール冷却機能の回復操作	-	2人 B, C	-	●使用済燃料プール冷却機能（燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系）の回復操作、失敗原因調査	適宜実施											解析上考慮しない
使用済燃料プール注水機能の回復操作	-	【2人】 B, C	-	●使用済燃料プール注水機能（補給水系）の回復操作、失敗原因調査	適宜実施											
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分											
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の系統構成操作及び使用済燃料プールへの注水操作	15分											解析上考慮しない
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールの準備操作	-	-	8人 a~h	●原子炉建屋への移動	40分											解析上考慮しない 原子炉建屋原子炉棟 6 階にアクセス可能な場合に実施 ※原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業を含む
	-	-	-	●ホース敷設、可搬型スプレインノズル設置*	130分											
	-	-	-	●可搬型設備の保管場所への移動	30分											
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	【8人】 a~h	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分											
	【1人】 A	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成操作（電動弁の開操作）	4分											
	-	-	【2人】 a, b	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	起動後適宜状態監視											
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作	90分											タンクローリの残量に応じて適宜軽油タンクから給油
	-	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	適宜実施											
必要要員合計	1人 A	2人 B, C	8人 a~h 及び参集要員2人	原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故等の対応と、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対応が重複することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長く（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が 100℃に到達するまで 1 日以上）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、災害対策要員（初動）や参集要員により対応可能である。												

第 4.1-3 図 想定事故 1 の作業と所要時間

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (想定事故1)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>使用済燃料プール水温 100℃到達 (約7時間後)</p> <p>燃料プール代替注水系による注水開始 (事象発生12時間後 通常水位から約-0.4m)</p> <p>事象発生約16時間後に通常水位まで回復</p> <p>使用済燃料プール水位回復後、蒸発量に応じた注水により水位維持</p>	<p>燃料有効長頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>事象発生から約5.1時間後 使用済燃料プール水温が100℃に到達し、沸騰による水位低下が開始</p> <p>事象発生から約9.2時間後に水位回復 水位回復後は、蒸発量に応じた注水により水位維持</p> <p>事象発生から8時間後 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水開始(通常水位から約0.38m下)</p>	<p>備 考</p>
<p>第7.3.1-4図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故1)</p>	<p>第4.1-4図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故1)</p>	
<p>線量率 (mSv/h)</p> <p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>使用済燃料を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>使用済制御棒の露出開始</p> <p>想定事故1での水位の低下 (通常水位から約-0.4m)</p> <p>通常水位</p> <p>使用済制御棒を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>遮蔽が維持される水位 (通常水位から約0.86m下)</p>	<p>線量率 (mSv/h)</p> <p>燃料有効長頂部からの水位 (m)</p> <p>使用済燃料を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>使用済制御棒の露出開始</p> <p>想定事故1での水位低下 (通常水位から約0.38m下)</p> <p>通常水位</p> <p>使用済制御棒を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>遮蔽が維持される水位 (通常水位から約0.86m下)</p>	
<p>第7.3.1-5図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故1)</p>	<p>第4.1-5図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故1)</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉				東海第二発電所					
第 7.3.1-1 表 「想定事故1」の重大事故等対策について				第 4.1-1 表 想定事故1における重大事故等対策について (1/2)					
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備			常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プールの冷却機能喪失確認	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系系統流量】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プールの冷却機能喪失確認	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。	非常用ディーゼル発電機* 軽油貯蔵タンク	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系系統流量】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリー (4kL)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	-	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用 M/C 電圧 代替淡水貯槽水位
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイヘッドを用いた燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	軽油タンク	可搬型スプレイヘッド 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリー (4kL)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)					
				* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの : 有効性評価上考慮しない操作					
【 1 】: 重大事故等対処設備 (設計基準参照) : 有効性評価上考慮しない操作									
備 考									

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉				東海第二発電所					
前ページと同じ									
第7.3.1-1表 「想定事故1」の重大事故等対策について				第4.1-1表 想定事故1における重大事故等対策について (2/2)					
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備			常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プールの冷却機能喪失確認	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系系統流量】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	可搬型代替注水大形ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレインゾル) を使用した使用済燃料プール注水系の準備	可搬型代替注水大形ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合には、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水	-	可搬型スプレインゾル	-
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系系統流量】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合には、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	中央制御室からの遠隔操作により、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合には、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用M/C電圧
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) タンクローリ (4kL)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)					
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイヘッドを用いた燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	軽油タンク	可搬型スプレイヘッド 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) タンクローリ (4kL)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)					

：有効性評価上考慮しない操作

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉			東海第二発電所		
第 7.3.1-2 表 主要評価条件（想定事故1）(1/2)			第 4.1-2 表 主要評価条件（想定事故1）		
項目	主要評価条件	条件設定の考え方	項 目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料プール保有水量	約 2,093m ³ ※1	使用済燃料プール保有水量	約 1,189m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定
	使用済燃料プール水位	通常水位	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定
	使用済燃料プール水温	65℃	使用済燃料プール水温	65℃	運用上許容される上限値として設定
	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・ 貯蔵燃料 50 GWd/t ・ 炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 10 日※2）で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出	燃料の崩壊熱	約 9.1MW 取出時平均燃焼度： 貯蔵燃料：45GWd/t 炉心燃料：33GWd/t
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系及び補給水系等の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大事故等対策に関する機器条件	代替燃料プール注水系	50m ³ /h で注水	代替燃料プール注水系	50m ³ /h で注水	代替燃料プール注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 8 時間後	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 8 時間後	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 8 時間後から開始する
※1 記載の値は7号炉の値である。6号炉の使用済燃料プールの保有水量は7号炉とほぼ同様であるため、評価は7号炉の値を使用する。 ※2 柏崎刈羽原子力発電所1号炉から7号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約3日及び全燃料取り出しの最短時間約7日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。			※1 東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から全燃料取出完了までの最短期間である約9日を考慮して原子炉停止後9日を設定。原子炉停止後9日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。		
備考					

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉		東海第二発電所	
		前ページと同じ	
第7.3.1-2表 主要評価条件（想定事故1）(2/2)		第4.1-2表 主要評価条件（想定事故1）	
項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	燃料プール代替注水系 45m ³ /h（4台） ^{※1} で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	
重大事故等対策に関連する操作条件	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 事象発生から12時間後	可搬型設備に関して、事象発生から12時間後までは、その機能に期待しないと仮定	
<p>※1 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量はともに45m³/h以上(4台)である。</p>			
項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
初期条件	使用済燃料プール保有水量 使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水温	約1,180m ³ 通常水位 65℃	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定 通常水位を設定 運用上許容される上限値として設定
事故条件	燃料の崩壊熱 安全機能の喪失に対する仮定 外部電源	約9.1MW 取出時平均燃焼度： 貯蔵燃料：45GWd/t 炉心燃料：33GWd/t 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失 外部電源なし	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後9日） ^{※1} で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系及び補給水系等の機能喪失を設定 外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員及び資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大事故等対策に関連する機器条件	代替燃料プール注水系	50m ³ /hで注水	代替燃料プール注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する操作条件	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水	事象発生から8時間後	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生8時間後から開始する
<p>※1 東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解体後の全制御棒全挿入から全燃料取出完了までの最短期間である約9日を考慮して原子炉停止後9日を設定。原子炉停止後9日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p>			
備考			

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.3.2 想定事故2</p> <p>7.3.2.1 想定事故2の特徴，燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において，使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故2として「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故2では，使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため，使用済燃料プール水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料は露出し，燃料損傷に至る。本想定事故は，使用済燃料プール水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，使用済燃料プール水の漏えいの停止手段及び使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって，想定事故2では，使用済燃料プール水の漏えいの停止及び燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水によって，燃料損傷の防止を図る。また，燃料プール代替注水系により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故2における機能喪失に対して，使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，運転員による使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい停止手段，サイフォンブレイク孔による漏えい停止機能及び燃料プール代替注水系^{※1}による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.3.2-1図に，手順の概要を第7.3.2-2図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.3.2-1表に示す。</p> <p>想定事故2において，6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は，中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され，合計22名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は，当直長1名（6号及び7号炉兼任），当直副長2名，運転操作対応を行う運転員6名である。発電所構内に常駐している要員のうち，通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名，緊急時対策要員（現場）は8名である。</p>	<p>4.2 想定事故2</p> <p>4.2.1 想定事故2の特徴，燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において，使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故2として「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故2では，使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため，使用済燃料プール水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料は露出し，燃料損傷に至る。本想定事故は，使用済燃料プール水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，使用済燃料プール水の漏えいの停止手段及び使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって，想定事故2では，使用済燃料プール水の漏えいの停止及び可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）（以下「代替燃料プール注水系」という。）による使用済燃料プールへの注水によって，燃料損傷の防止を図る。また，代替燃料プール注水系により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故2における機能喪失に対して，使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えいを停止させる静的サイフォンブレイカ及び代替燃料プール注水系^{※1}による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第4.2-1図に，手順の概要を第4.2-2図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第4.2-1表に示す。</p> <p>想定事故2において，事象発生2時間までの重大事故等対策に必要な要員は，災害対策要員（初動）17名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は，当直発電長1名，当直副発電長1名及び運転操作対応を行う当直運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち，通報連絡等を行う要員は4名，現場操作を行う重大事故等対応要員は8名である。</p> <p>また，事象発生2時間以降に追加に必要な参集要員は，タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員2名である。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>必要な要員と作業項目について第7.3.2-3図に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系として、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）を想定する。なお、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の注水手段が使用できない場合においては燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）による対応が可能である。</p> <p>a. 使用済燃料プール水位低下確認 使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。 使用済燃料プールの水位低下を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認 使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。 使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。</p> <p>c. 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離 使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により、使用済燃料プールからの漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系配管の手动弁を閉止することで、使用済燃料プールからの漏えい箇所の隔離が完了する。</p> <p>d. 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 燃料プール代替注水系の準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認し、開始する。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧するとともに、燃料プール代替注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{*2}を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。</p>	<p>必要な要員と作業項目について第4.5.2-3図に示す。</p> <p>※1 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）以外に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による対応が可能である。</p> <p>a. 使用済燃料プール水位低下確認 使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。 使用済燃料プールの水位低下を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）等である。 （添付資料4.1.1）</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認 使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。 使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）等である。</p> <p>c. 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水 代替燃料プール注水系の準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認し、開始する。中央制御室からの遠隔操作により、代替燃料プール注水系の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合には、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧するとともに、代替燃料プール注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{*2}を確保できる使用済</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故2における原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業は、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）を使用する場合における可搬型スプレイヘッド及びホースの設置、及びサイフォン現象による使用済燃料プール水流出を原子炉建屋オペレーティングフロアで隔離する場合における弁の手動隔離が想定される。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建屋オペレーティングフロアにおける線量率を考慮した値である。</p> <p>この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約2.1m下の位置である。</p> <p>7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故2で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故」である。</p> <p>なお、使用済燃料プールの保有水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており、また、燃料プール冷却浄化系はスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに、使用済燃料プールに入る配管には逆止弁を設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を防止する設計としている。使用済燃料プールに入る配管の逆止弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では固着を想定する。</p> <p>想定事故2では、残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象による使用済燃料プール水の漏えい及び崩壊熱による使用済燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料プール水位は低下する。漏えいの隔離及び使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p>	<p>燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故2における原子炉建屋原子炉棟6階での作業時間及び作業員の退避は2.2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも22mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟6階での作業は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作における可搬型スプレイノズル及びホースの設置が想定される。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、施設定期検査作業時での原子炉建屋原子炉棟6階における線量率を考慮した値である。</p> <p>この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約0.86m下の位置である。</p> <p>4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故2で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故」である。</p> <p>なお、使用済燃料プールの保有水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており、また、燃料プール冷却浄化系はスキマ堰を越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに、使用済燃料プールに入る配管には真空破壊弁を設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を防止する設計としている。使用済燃料プールに入る配管の真空破壊弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では固着を想定する。</p> <p>想定事故2では、燃料プール冷却浄化系配管の破断発生後、サイフォン現象による使用済燃料プール水の漏えい及び崩壊熱による使用済燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料プール水位は低下する。静的サイフォンブレイカによる漏えい停止及び使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.2-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。 なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p>a. 初期条件 (a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。 (b) 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約11MWを用いるものとする。 なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19m³/hである。</p> <p>b. 事故条件 (a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能を喪失するものとする。 (b) 配管損傷の想定 使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、原子炉建屋地下階の残留熱除去系配管^{※3}の貫通クラックによる損傷を想定する。当該配管は低圧設計の配管であることから、配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックによる損傷を想定する。 ※3 使用済燃料プールに入る配管でサイフォン現象による漏えい発生の可能性のあるものは、燃料プール冷却浄化系のディフューザ配管以外になく、よって当該配管に接続される系統のうち、配管内径及び損傷時の高さ等の漏えい発生時の影響を考慮して設定。</p>	<p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(添付資料4.1.4, 4.2.1, 4.2.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件 想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.2-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。 なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p>(添付資料4.2.1)</p> <p>a. 初期条件 (a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。 (b) 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後9日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約9.1MWを用いるものとする。 なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約16m³/hである。</p> <p>b. 事故条件 (a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、補給水系等の機能を喪失するものとする。 (b) 配管破断の想定 使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、原子炉建屋原子炉棟3階の燃料プール冷却浄化系配管^{※1}の破断を想定する。 ※1 使用済燃料プールに入る配管でサイフォン現象による漏えい発生の可能性のあるものは、燃料プール冷却浄化系のディフューザ配管以外になく、よって当該配管に接続される系統のうち、残留熱除去系に比べて耐震性の低い燃料プール冷却浄化系の配管破断を想定。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(c) サイフォン現象による漏えい量 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については、燃料プール冷却浄化系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このときの使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は約70m³/hとなる。 なお、評価においてはディフューザ配管のサイフォンブレイク孔による漏えい停止効果には期待しないものとする。</p> <p>(d) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源が使用できない場合においても、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 燃料プール代替注水系 使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）4台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る45m³/h^{※4}にて注水する。 ※4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量はともに45m³/h以上（4台）である。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。 (a) 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離は、事象発生から150分後に完了する。 (b) 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、緊急時対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生12時間後から開始する。</p>	<p>(c) サイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下 燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については、燃料プール冷却浄化系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより固着し、真空破壊弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このとき、サイフォン現象により使用済燃料プール水位は低下するが、静的サイフォンブレイカの効果により、燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）までの低下にとどまる。 なお、評価においては使用済燃料プールの水位は、燃料プール水戻り配管水平部下端まで瞬時に低下するものとする。 (添付資料4.2.3)</p> <p>(d) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源が使用できない場合においても、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 代替燃料プール注水系 使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る50m³/h^{※2}にて注水する。 ※2 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の注水容量は、全て50m³/h以上である。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生8時間後から開始する。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>なお、サイフォンブレイク孔の効果に期待する場合、事象発生から約100分後に漏えいが停止するため、運転員による漏えい停止操作での対応に比べ、その後の事象進展や評価項目となるパラメータが緩和されることから本評価では運転員による使用済燃料プールの漏えい箇所との隔離操作による対応を示す。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>想定事故2における使用済燃料プール水位の推移を第7.3.2-4図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第7.3.2-5図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象によって、使用済燃料プール水は漏えいし、使用済燃料プール水位は低下する。スキマせきを越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。原子炉建屋2階にある燃料プール冷却浄化系配管の手動弁を閉止することにより、事象発生から150分後に漏えい箇所を隔離し、サイフォン現象による漏えいを停止する。一方、使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による水の注水準備を行うが補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。</p> <p>使用済燃料プールへの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約5℃/hで上昇し、事象発生から約7時間後に100℃に達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から12時間経過した時点で燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始することにより、使用済燃料プール水位は回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>使用済燃料プール水位は、第7.3.2-4図に示すとおり、通常水位から約1.2m下まで低下するに留まり、有効燃料棒頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温については約7時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>また、第7.3.2-5図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約1.2m下の水位となった場合の線量率は約$1.0 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$以下であり、必要な遮蔽の目安と考える$10 \text{mSv/h}^{*2}$と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋オペレーティングフロアの床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</p> <p>事象発生12時間後から燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>想定事故2における使用済燃料プール水位の推移を第4.2-4図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第4.2-5図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>燃料プール冷却浄化系配管の破断発生後、サイフォン現象によって、使用済燃料プール水は漏えいし、使用済燃料プール水位は燃料プール水戻り配管水平部下端まで低下する。スキマ堰を越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。使用済燃料プール水位・温度（SA広域）等により、使用済燃料プールからの漏えいが発生したこと及び静的サイフォンブレイカによりサイフォン現象による漏えいが停止したことを確認する。また、使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による水の注水準備を行うが補給水系が使用不可能な場合、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。</p> <p>使用済燃料プールへの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約7.0℃/hで上昇し、事象発生から約5.0時間後に100℃に達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から8時間経過した時点で代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を開始することにより、使用済燃料プール水位は回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、代替燃料プール注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>使用済燃料プール水位は、第4.2-4図に示すとおり、通常水位から約0.62m下まで低下するにとどまり、燃料有効長頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温については約5.0時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>また、第4.2-5図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約0.62m下の水位となった場合の線量率は約3.1mSv/hであり、必要な遮蔽の目安とした10mSv/hと比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟6階の床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</p> <p>事象発生8時間後から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>想定事故2では、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.3.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、7号炉を代表として原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水温の上昇及び水位の低下は緩和されるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認</p>	<p>を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>(添付資料4.1.3, 4.2.4)</p> <p>4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>想定事故2では、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第4.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は約9.1MW未満であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水温の上昇及び水位の低下は緩和されるが、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は初期水位に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>配管損傷の想定及びサイフォン現象による漏えい量は、損傷面積及び弁の開口面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏えい量が多くなり、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は漏えい量に応じた対応をとるものではなく、注水操作は水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は水位低下に伴う異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は初期水位に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位が最大で約0.70m低下し、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約5.8時間後（10mSv/hの場合）となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟6階の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ1.6倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料4.1.7, 4.1.8）</p> <p>配管破断の想定及びサイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下は、破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが、本評価では、静的サイフォンブレイカによる漏えい停止を考慮しており、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）まで瞬時に低下するものとしていることから、事象進展に影響はなく、また、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく、水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 11MW に対して最確条件は約 10MW 以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の 65℃ に対して最確条件は約 27℃～約 45℃ であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>また、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料プール水位の低下開始時間より早く使用済燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。さらに、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から 16 時間以上（10mSv/h^{※2} の場合、6 号及び 7 号炉は約 16 時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から 3 日以上（6 号及び 7 号炉は約 3.1 日）あり、事象発生から 12 時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約 0.3m 下）^{※3} とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 20 時間（10mSv/h^{※2} の場合、6 号及び 7 号炉は約 20 時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から約 3</p>	<p>える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 9.1MW に対して最確条件は約 9.1MW 未満であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の 65℃ に対して最確条件は約 12℃～約 40℃ であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>また、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料プール水位の低下開始時間より早く使用済燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。さらに、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.8 時間後（10mSv/h の場合）となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟 6 階の線量率が 10mSv/h を超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、屋外から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であることから、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生 8 時間後から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、使用済燃料プール水位が原子炉建屋原子炉棟 6 階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約 10 時間後（10mSv/h の場合）となる。また、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から 2 日以上あり、事象発生から 8 時間後までに代替燃料プール注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約 0.14m 下）^{※1} とした場合であっても、漏えいにより瞬時に水位が低下し静的サイフォンプレーカにより燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）で停止するとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>日以上（6号及び7号炉は約3.3日）あり、事象発生12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難である。ただし、このような使用済燃料プール水位の低下に対してもサイフォンブレイク孔による使用済燃料プール水の漏えいの停止、原子炉建屋オペレーティングフロア以外での漏えいの隔離操作及び屋外から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であることから、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋オペレーティングフロアの放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/h³²の場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後）となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉は約2.2日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>配管損傷の想定及びサイフォン現象による漏えい量は、損傷面積及び弁の開口面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏えい量が多くなり、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなる。配管の全周破断及び逆止弁の全開固着が発生して漏えいが継続する場合、使用済燃料プールの水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの時間は約2時間の時間余裕となり、漏えい箇所の隔離までの150分より短くなる。ただし、サイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は事象進展に影響はなく、漏えい量が少なくなることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>※5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）の水位低の警報設定値：6号炉通常水位-225mm、7号炉通常水位-267mm</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、</p>	<p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約0.70mの水位の低下が発生し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約5.8時間後（10mSv/hの場合）となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟6階の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難である。ただし、このような使用済燃料プール水位の低下に対しても静的サイフォンブレイカによる使用済燃料プール水の漏えいの停止及び屋外から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であることから、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生8時間後から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、使用済燃料プール水位が原子炉建屋原子炉棟6階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約8.9時間後（10mSv/hの場合）となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上あり、事象発生から8時間後までに代替燃料プール注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ1.6倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>配管破断の想定及びサイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下は、破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが、本評価では、静的サイフォンブレイカによる漏えい停止を考慮しており、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）まで瞬時に低下するものとしていることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>※1 使用済燃料プール水位の水位低の警報設定値：通常水位 -142mm (添付資料4.2.5)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作は、評価上の操作完了時間として、事象発生から150分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、評価上の燃料プール水位低警報の確認後の注水機能喪失確認までに余裕を含め1時間を考慮し、その後使用済燃料プール水位の低下要因調査及び漏えいの隔離操作を実施する設定としているが、実態の操作開始時間、燃料プール水位低を認知した時点で使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作に着手可能であり、注水機能喪失確認と同時に実施できるため、評価上の操作完了時間に対し、実態の操作完了時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕が大きくなる。当該操作は、評価条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作完了時間は早まる可能性があるが、他の操作との重複はないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から12時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、当該操作は他の操作との重複はなく、使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、その準備操作にかかる時間は360分を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から12時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕が大きくなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作及び燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、漏えい箇所の隔離操作に対して約7時間（10mSv/h^{※2}の場合、6号及び7号炉は約7時間）、注水操作に対して約23時間（10mSv/h^{※2}の場合、6号及び7号炉は約23時間）と操作に対して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約7時間（10mSv/h^{※2}の場合、6号及び7号炉は約7時間）、使用済燃</p>	<p>「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から8時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、当該操作は使用済燃料プールの冷却機能喪失又は注水機能喪失による異常の認知を起点として実施する可搬型スプレインゾル等の設置作業^{※2}終了後から開始するものであり、これを含めても準備操作にかかる時間は380分を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から8時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕が大きくなる。</p> <p>※2 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインゾル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、注水操作に対して約9.8時間（10mSv/hの場合）と操作に対して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>(添付資料4.2.5)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が約9.8時間（10mSv/hの場合）</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約23時間（6号炉では約23時間、7号炉では約24時間）であり、事故を検知して漏えい箇所の隔離操作の実施が完了するまでの時間は事象発生から約150分であることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が約23時間（10mSv/h^{*2}の場合、6号及び7号炉は約23時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が3日以上（6号及び7号炉は約3.4日）であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定していることから、時間余裕がある。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>想定事故2において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は、「7.3.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり22名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の64名で対処可能である。</p> <p>なお、今回評価した原子炉運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故2の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いいため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水については、7日間の</p>	<p>合）、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間が2日以上であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から8時間後と設定していることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 4.2.5)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>4.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>想定事故2において、重大事故等対策時における事象発生2時間までに必要な要員は、「4.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり17名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の37名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</p> <p>なお、今回評価した原子炉運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故2の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いいため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、災害対策要員（初動）や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水 源</p> <p>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水については、7日間の</p>	

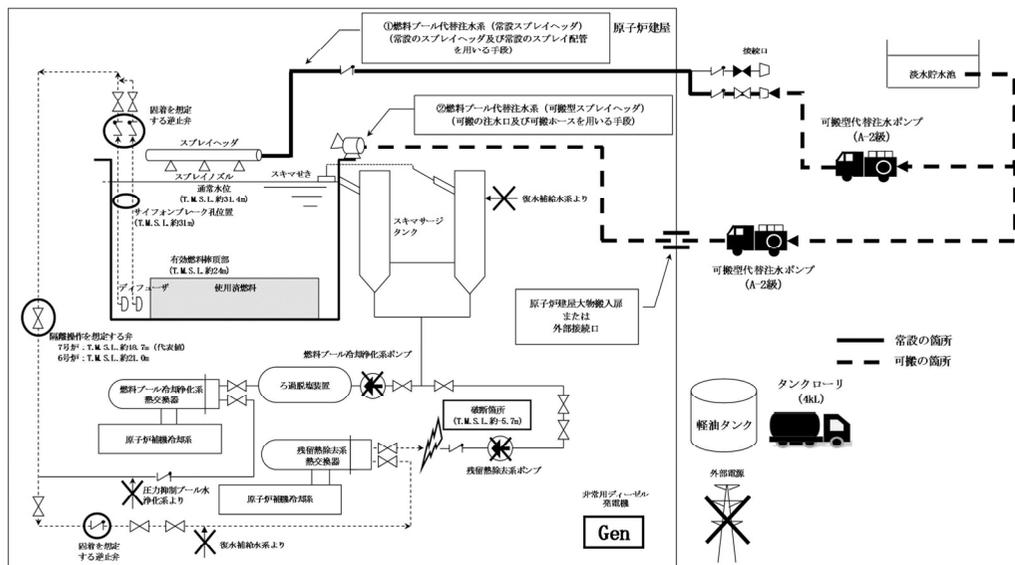
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>対応を考慮すると、号炉あたり約3,300m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約6,600m³の水が必要である。水源として、淡水貯水池に約18,000m³の水量を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,549kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>対応を考慮すると、合計約2,120m³の水が必要である。水源として、西側淡水貯水設備に約4,300m³の水量を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料4.2.6）</p> <p>b. 燃 料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）による電源供給については、事象発生後7日間これらを最大負荷で運転した場合、合計約755.5kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ（2台）による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水中型ポンプ（2台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.0kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型代替注水中型ポンプ（2台）による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料4.2.7）</p> <p>c. 電 源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約407kW必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）の連続定格容量は約2,208kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料4.2.8）</p>	
7.3.2.5 結論	4.2.5 結 論	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

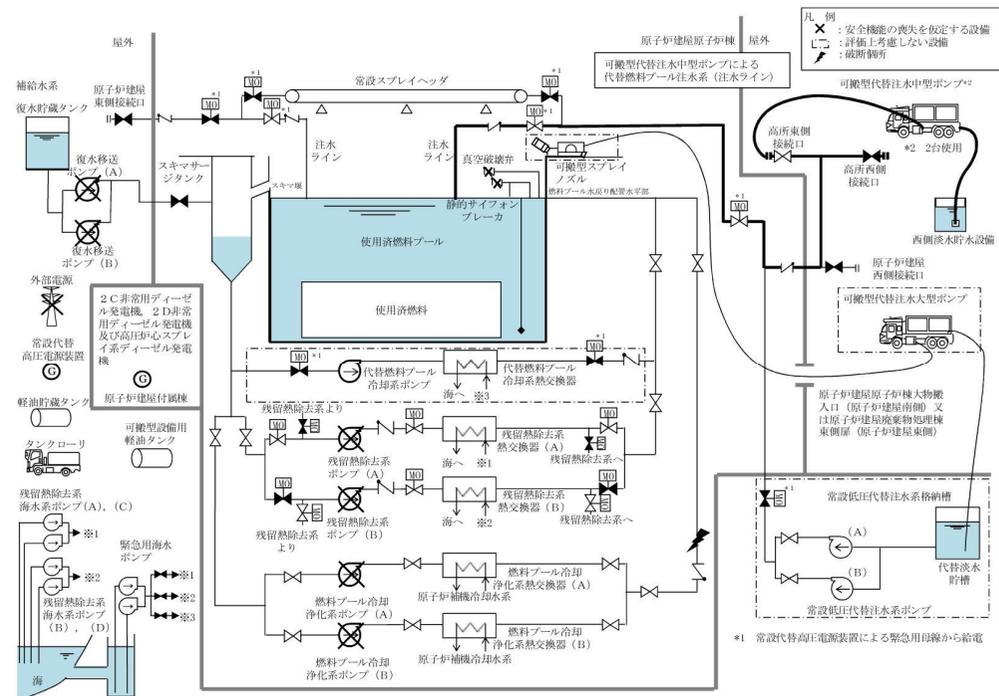
柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>想定事故2では、使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象等による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料プールへの水の注水にも失敗して使用済燃料プール水位が低下することで、やがて燃料が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p> <p>想定事故2について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未滴となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故2に対して有効である。</p>	<p>想定事故2では、使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に真空破壊弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象等による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料プールへの水の注水にも失敗して使用済燃料プール水位が低下することで、やがて燃料が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p> <p>想定事故2について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未滴となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故2に対して有効である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉



第 7.3.2-1 図 「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図 (使用済燃料プールへの注水)

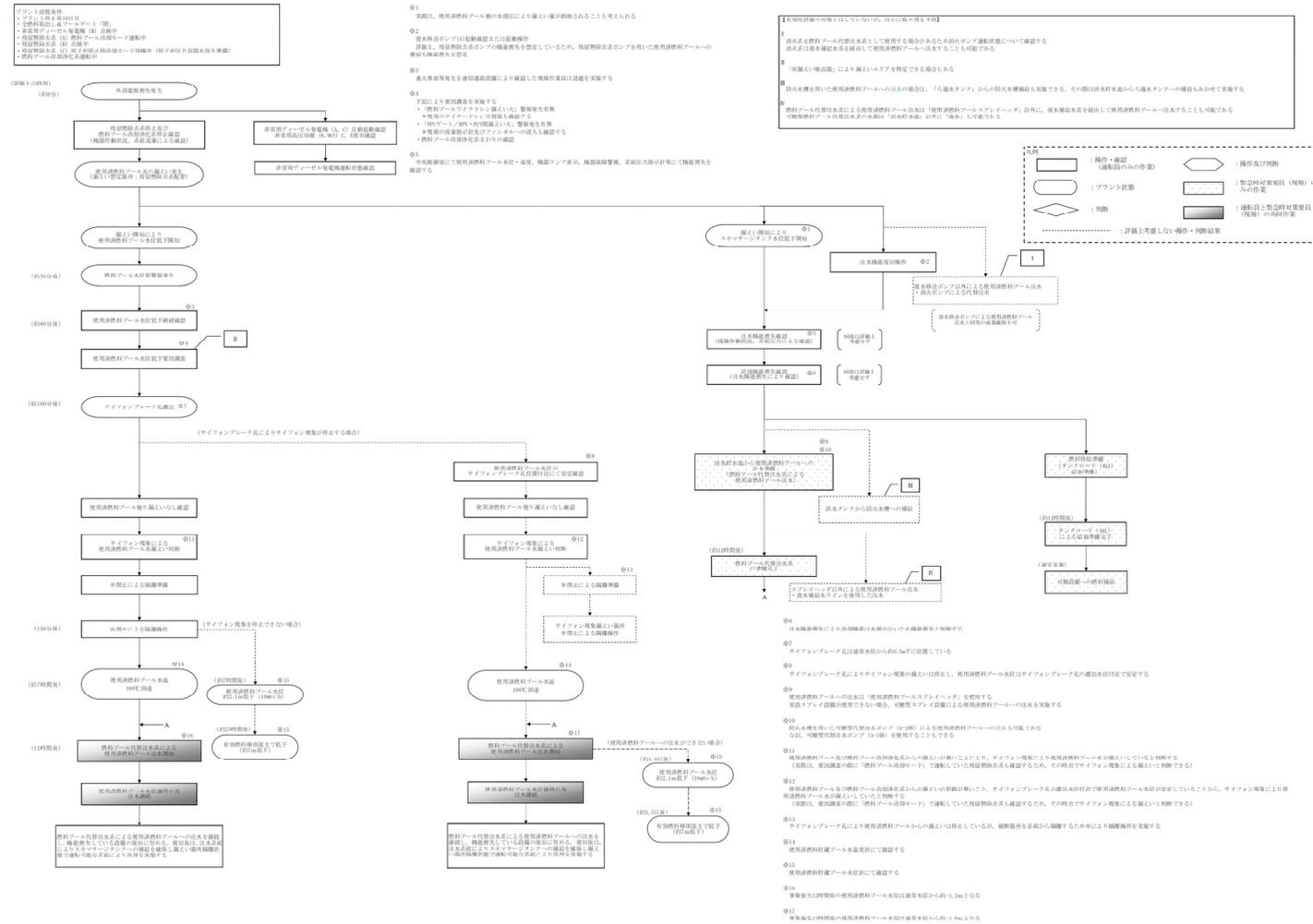
東海第二発電所



第 4.2-1 図 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図

備考

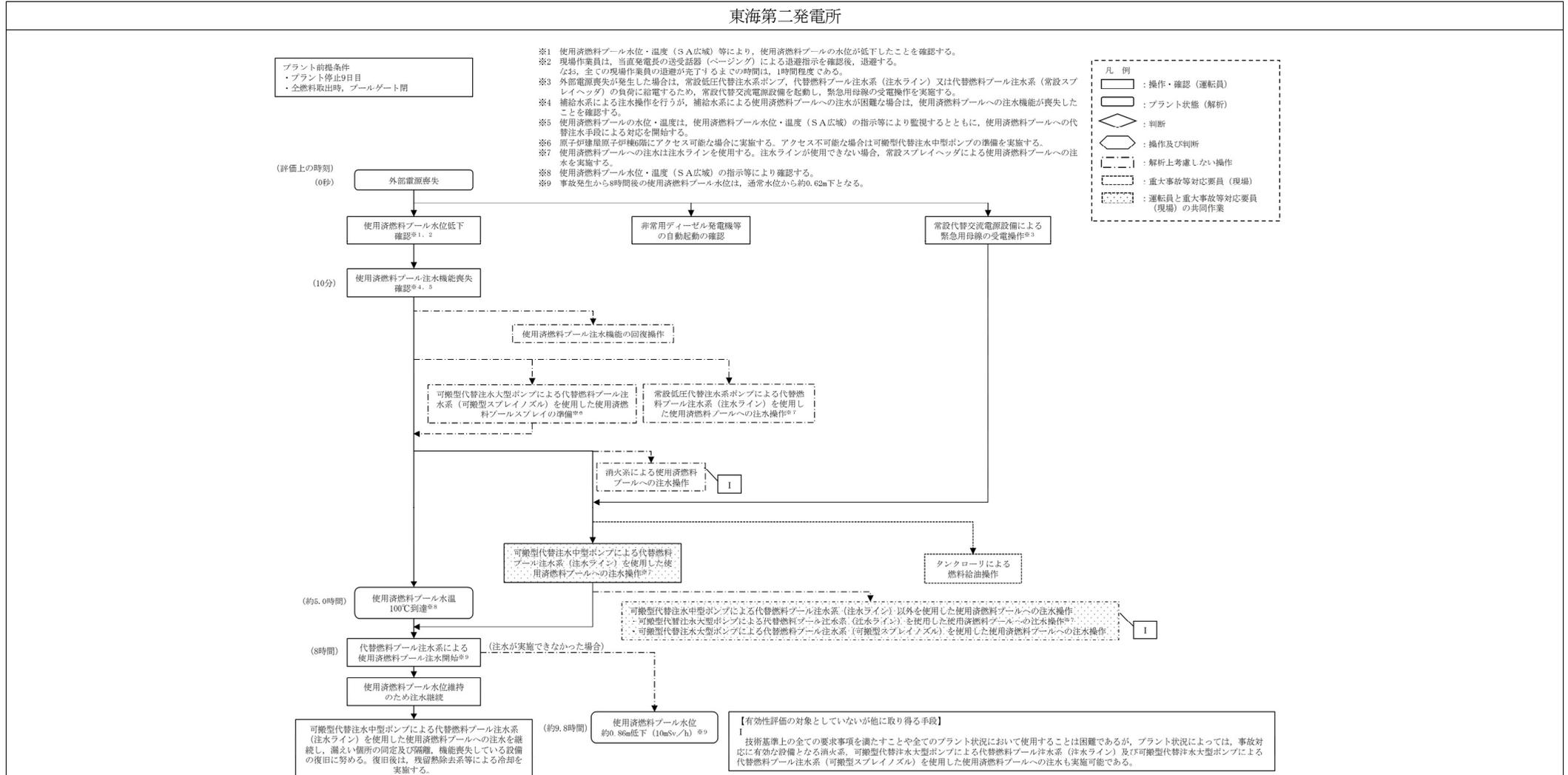
柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉



第7.3.2-2図 「想定事故2」の対応手順の概要

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (想定事故2)



第 4.2-2 図 想定事故2の対応手順の概要

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

東海第二発電所

				経過時間（時間）											備考		
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11			
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は操作前後稼働してきた要員			操作の内容											備考 約 5.0 時間 使用済燃料プール 水温 100℃到達 約 8 時間 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水開始		
	責任者	当直発電長	1人	中央監視 運転操作指揮	▽事象発生 ▽プラント状況判断												
	補佐	当直副発電長	1人	運転操作指揮補佐													
	指揮者等	異常対策要員 （指揮者等）	4人	初期での指揮 発電所内外連絡													
	当直運転員 （当直監視）	当直運転員 （当直監視）	重大事故等対応要員 （当直監視）														
状況判断	1人 A	-	-	●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール水位低下の確認 ●使用済燃料プール注水機能喪失の確認（補給水系）											10分		
	【1人】 A	-	-	●使用済燃料プール水位、温度監視											適宜実施		
使用済燃料プール注水機能の回復操作	-	2人 B,C	-	●使用済燃料プール注水機能（補給水系）の回復操作、失敗原因調査											適宜実施	解析上考慮しない	
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作											4分		
常設低圧代替注水系統ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系統ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の系統構成操作及び使用済燃料プールへの注水操作											15分		
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールの準備操作	-	-	8人 a-h	●原子が建屋への移動											40分	解析上考慮しない 原子炉建屋原子炉棟 6階にアクセス可能な場合に実施 ※原子炉建屋原子炉棟 6階での作業を含む	
	-	-	-	●ホース敷設操作及び可搬型スプレインノズルの設置*											130分		
	-	-	-	●可搬型設備の保管場所への移動											30分		
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	【9人】 a-h	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作											170分		
	【1人】 A	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成操作（電動弁の開閉操作）											4分		
	-	-	【2人】 a,b	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作												起動後適宜状態監視	
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 （参集）	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作											90分	タンクローリの積量に応じて適宜軽油タンクから給油する	
	-	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作													適宜実施
漏えい箇所の特定及び隔離操作	【1人】 A	-	-	●警報確認による原因調査												適宜実施	解析上考慮しない
	-	【2人】 B,C	-	●現場での系統隔離操作												適宜実施	
必要要員合計	1人 A	2人 B,C	8人 a-h 及び参集要員2人	原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故等の対応と、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対応が重畳することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の線量率が低いため、操作時間余裕が十分長く（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで1日以上）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、災害対策要員（初期）や参集要員により対応可能である。													

第 4.2-3 図 想定事故 2 の作業と所要時間

備考

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>弁閉止による損傷箇所の隔離操作実施 (事象発生150分後 水位 通常水位 から約-0.8m)</p> <p>燃料プール代替注水系による注水開始 (事象発生12時間後 通常水位から約-1.2m)</p> <p>使用済燃料プール水温 100°C 到達 (事象発生約7時間後)</p> <p>事象発生約23時間後に通常水位まで回復 使用済燃料プール水位回復後、蒸発量に応じた注水により水位維持</p>	<p>通常水位</p> <p>解析上、事象発生と同時に、燃料プール水戻り配管水平部下端 (通常水位から約0.23m下) まで低下することを想定する。</p> <p>事象発生から約5.0時間後 使用済燃料プール水温が100°Cに到達し、</p> <p>事象発生から約9.3時間後に水位回復 水位回復後は、蒸発量に応じた注水により水位維持</p> <p>事象発生から8時間後 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水開始 (通常水位から約0.62m下)</p> <p>燃料有効長頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>備考</p>
<p>第7.3.2-4図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故2)</p>	<p>第4.2-4図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故2)</p>	
<p>線量率 (mSv/h)</p> <p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>使用済燃料を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>使用済燃料制御棒の露出開始</p> <p>使用済燃料制御棒を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>想定事故2での水位の低下 (通常水位から約-1.2m)</p> <p>通常水位</p>	<p>線量率 (mSv/h)</p> <p>燃料有効長頂部からの水位 (m)</p> <p>使用済燃料を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>使用済燃料制御棒の露出開始</p> <p>使用済燃料制御棒を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>想定事故2での水位低下 (通常水位から約0.62m下)</p> <p>通常水位</p> <p>遮蔽が維持される水位 (通常水位から約0.86m下)</p>	
<p>第7.3.2-5図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故2)</p>	<p>第4.2-5図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故2)</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉				東海第二発電所					
第7.3.2-1表 「想定事故2」の重大事故等対策について				第4.2-1表 想定事故2における重大事故等対策について (1/2)					
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備			常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。	非常用ディーゼル発電機* 軽油貯蔵タンク	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。	—	—	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系系統流量】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。	—	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニター (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	使用済燃料プール又はスキマサージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉止することで漏えい箇所の隔離が完了する。	—	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニター (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニター (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用M/C電圧 代替淡水貯水槽水位
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4KL)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニター (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用して、可搬型スプレイノズル等の設置する。	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用して、可搬型スプレイノズル等の設置する。	—	可搬型スプレイノズル	—
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備を用いた燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	軽油タンク	可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4KL)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニター (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用して、可搬型スプレイノズル等の設置する。	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用して、可搬型スプレイノズル等の設置する。	—	—	—

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 : 有効性評価上考慮しない操作

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉				東海第二発電所				
前ページと同じ				第4.2-1表 想定事故2における重大事故等対策について (2/2)				
第7.3.2-1表 「想定事故2」の重大事故等対策について								
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備			計装設備	常設設備	可搬型設備
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合には、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プールへの注水により、使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	中央制御室からの遠隔操作により、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合には、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プールへの注水により、使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） 緊急用M/C電圧
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。	—	—	【残留熱除去系系統流量】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）	【残留熱除去系系統流量】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）			
使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	使用済燃料プール又はスキマサージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の電動弁を閉止することで漏えい箇所の隔離が完了する。	—	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）			
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) タンクローリ (4k)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）			
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水（可搬型スプレイ設備）	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備を用いた燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	軽油タンク	可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) タンクローリ (4k)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）			
				【 1 】：重大事故等対処設備（設計基準仕様） ■：有効性評価上考慮しない操作				

備考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉				東海第二発電所			
第7.3.2-2表 主要評価条件（想定事故2）（1/2）				第4.2-2表 主要評価条件（想定事故2）（1/2）			
項目		主要評価条件	条件設定の考え方	項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定	初期条件	使用済燃料プール保有水量	約 1,189m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状態を想定
	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定		使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定
	使用済燃料プール水温	65℃	保安規定の運転上の制限値		使用済燃料プール水温	65℃	運用上許容される上限値として設定
	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 10 日※2）で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出		燃料の崩壊熱	約 9.1MW 取出時平均燃焼度： 貯蔵燃料：45GWd/t 炉心燃料：33GWd/t	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 9 日）※1 で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出
					安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能としての燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系及び補給水系等の機能喪失を設定
事故条件	配管破断の想定	燃料プール冷却浄化系配管の破断	使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいと、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する	事故条件	配管破断の想定	燃料プール冷却浄化系配管の破断	使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいと、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する
	漏えいによる使用済燃料プール水位の低下	事象発生と同時に通常水位から約 0.23m 下まで低下	燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については、閉固着を仮定する。静的サイフォンプレーカにより、サイフォン現象による流出が停止されるため、使用済燃料プール水位は燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまる。なお、この水位まで瞬時に低下するものとする		漏えいによる使用済燃料プール水位の低下	事象発生と同時に通常水位から約 0.23m 下まで低下	燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については、閉固着を仮定する。静的サイフォンプレーカにより、サイフォン現象による流出が停止されるため、使用済燃料プール水位は燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまる。なお、この水位まで瞬時に低下するものとする
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員及び資源の観点で厳しい外部電源なしを設定		外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員及び資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
					外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員及び資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
<p>※1 記載の値は7号炉の値である。6号炉の使用済燃料プールの保有水量は7号炉とほぼ同様であるため、評価は7号炉の値を使用する。</p> <p>※2 柏崎刈羽原子力発電所1号炉から7号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約3日及び全燃料取り出しの最短時間約7日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p>				<p>※1 東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から全燃料取出完了までの最短期間である約9日を考慮して原子炉停止後9日を設定。原子炉停止後9日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p>			
備 考							

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉				東海第二発電所			
第 7.3.2-2 表 主要評価条件（想定事故2）(2/2)				第 4.2-2 表 主要評価条件（想定事故2）(1/2)			
前ページと同じ				前ページと同じ			
項目		主要評価条件		条件設定の考え方		条件設定の考え方	
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定	使用済燃料プール保有水量	約 1,189m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状態を想定	
	配管損傷の想定	残留熱除去系の配管内径の1/2の長さ と配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックによる損傷	低圧配管であるため、全周破断の発生は考えづらいと考え貫通クラックによる損傷を想定	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定	
	サイフォン現象による漏えい量	約 70m ³ /h	想定される異物の弁への噛み込みにより逆止弁が固着し、その機能が十分に働かない状態を想定。なお、サイフォン現象による漏えいを停止させる配管の孔（サイフォンブレイク孔）によるサイフォンブレイクには期待しない	使用済燃料プール水温	65℃	運用上許容される上限値として設定	
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	燃料の崩壊熱	約 9.1MW 取出時平均燃焼度： 貯蔵燃料：45GWd/t 炉心燃料：33GWd/t	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 9 日） ^{*1} で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出	
重大機器に重大事故等対策に 関連する事故等対策に 関連する事故等対策に	燃料プール代替注水系	45m ³ /h（4台） ^{*1} で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プール冷却機能 及び注水機能喪失	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能としての燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系及び補給水系等の機能喪失を設定	
	使用済燃料プール漏えい隔離	事象発生から 150 分後	認知、現場調査、漏えい箇所隔離までの操作の作業想定時間に余裕を含めて設定 （水位低下認知及び注水機能及び崩壊熱除去機能喪失確認に余裕を踏まえ 1 時間、水位低下要因調査及び現場隔離操作箇所への移動に 1 時間、隔離操作実施に 30 分の合計 150 分）	配管破断の想定	燃料プール冷却浄化系配管の破断	使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する	
	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後までは、その機能に期待しないと仮定	漏えいによる使用済燃料プール水位の低下	事象発生と同時に通常水位から約 0.23m 下まで低下	燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については、閉固着を仮定する。静的サイフォンブレーカにより、サイフォン現象による流出が停止されるため、使用済燃料プール水位は燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまる。なお、この水位まで瞬時に低下するものとする	
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員及び資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員及び資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	
※1 燃料プール代替注水系（常設スプレィヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレィヘッド）の注水容量は、ともに 45m ³ /h 以上(4台)である。				※1 東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から全燃料取出完了までの最短期間である約 9 日を考慮して原子炉停止後 9 日を設定。原子炉停止後 9 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。			
第 4.2-2 表 主要評価条件（想定事故2）(2/2)				第 4.2-2 表 主要評価条件（想定事故2）(2/2)			
項目		主要評価条件		条件設定の考え方		条件設定の考え方	
重大事故等対策に 関連する 機器条件 に 関連する	代替燃料プール注水系	50m ³ /h で注水	代替燃料プール注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	代替燃料プール注水系	50m ³ /h で注水	代替燃料プール注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	
	代替燃料プール注水系	事象発生から 8 時間後	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 8 時間後から開始する	代替燃料プール注水系	事象発生から 8 時間後	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 8 時間後から開始する	
備考							