

確認項目	確認結果
③-1 外部電源への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 4回線中，2回線が機能喪失
③-2 D/Gへの影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し
③-3 補機冷却系への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し
③-4 電源融通の可能性	【柏崎刈羽1～7号機】 無し
③-5 復旧操作へのアクセス性	・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性への影響無し。）
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	<p>■ 3号機</p> <p>原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し，配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの，安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ，室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。</p> <p>なお，所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p> <p>■ 1号機</p> <p>不等沈下によって消火配管が破断し，漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。</p> <p>地震による建屋周辺の地盤沈下などのため，消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。</p> <p>さらに，原子炉複合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ，消火系から漏れた水が原子炉複合建屋内に流入。</p> <p>その結果，機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに，復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p>

第4表 2009年8月に発生した駿河湾の地震による浜岡原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)</p>	<p>【浜岡3, 4号機】 地震観測記録と基準地震動 <math>S_1</math> による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動 <math>S_1</math> による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】 耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動 <math>S_1</math> による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動 <math>S_1</math> による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動 <math>S_1</math> による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動 <math>S_1</math> の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動 <math>S_1</math> による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p>
<p>②-1 安全上重要な設備への 影響 (波及影響も含む)</p>	<p>【浜岡3～5号機】 無し</p>
<p>②-2 既存のAM設備への影 響 (波及影響も含む)</p>	<p>【浜岡3～5号機】 無し</p>
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>【浜岡3～5号機】 3, 4号機：3ルート6回線すべてが健全 5号機：2ルート4回線すべてが健全</p>
<p>③-2 D/Gへの影響</p>	<p>【浜岡3～5号機】 無し</p>
<p>③-3 補機冷却系への影響</p>	<p>【浜岡3～5号機】 無し</p>
<p>③-4 電源融通の可能性</p>	<p>【浜岡3～5号機】 可能</p>
<p>③-5 復旧操作へのアクセ ス性</p>	<p>【浜岡5号機】 タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下 (15m×15m, 10cm 程度) を確認した。</p>

確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■ 5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</p>
	<p>■ 5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</p>
	<p>■ 原子炉建屋管理区域区分の変更，原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって，燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが，プール水に遊離し，プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</p>
	<p>■ 主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕，変形，ネジ損傷などが見られた。</p>



第5表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																																							
<p>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</p>	<p><b>【福島第一1～6号機】</b></p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動<math>S_s</math>から求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動<math>S_s</math>による最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1" data-bbox="596 719 1394 1093"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>460※</td> <td>487</td> <td>447</td> <td>489</td> <td>258</td> <td>412</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>348※</td> <td>441</td> <td>550</td> <td>438</td> <td>302</td> <td>420</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>322※</td> <td>449</td> <td>507</td> <td>441</td> <td>231</td> <td>429</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>281※</td> <td>447</td> <td>319</td> <td>445</td> <td>200</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>311※</td> <td>452</td> <td>548</td> <td>452</td> <td>258</td> <td>427</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>288※</td> <td>445</td> <td>444</td> <td>448</td> <td>244</td> <td>415</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）に加え、1号機については非常用復水器系配管、原子炉再循環系配管等について、地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、ほとんどの機器及び配管系において基準地震動<math>S_s</math>による地震荷重の方が大きく、それらについては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p> <p>一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて、現場確認が可能な5号機については、目視によって、可能な範囲で損傷の有無など、現場状況の確認を実施し、主要な弁、ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから、地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	460※	487	447	489	258	412	2号機	348※	441	550	438	302	420	3号機	322※	449	507	441	231	429	4号機	281※	447	319	445	200	422	5号機	311※	452	548	452	258	427	6号機	288※	445	444	448	244	415
観測値	南北		東西		上下																																																			
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																		
1号機	460※	487	447	489	258	412																																																		
2号機	348※	441	550	438	302	420																																																		
3号機	322※	449	507	441	231	429																																																		
4号機	281※	447	319	445	200	422																																																		
5号機	311※	452	548	452	258	427																																																		
6号機	288※	445	444	448	244	415																																																		



確認項目	確認結果
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 無し（推定）
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）
③-1 外部電源への影響	【福島第一1～6号機】 全6回線中，5回線機能喪失 ※1回線は，工事のため受電停止中
③-2 D/Gへの影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし，一部空冷式D/Gについては，津波襲来後も機能維持）
③-3 補機冷却系への影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）
③-4 電源融通の可能性	【福島第一1～6号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・5-6号機間については，仮設ケーブル敷設によって電源融通実施
③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ，段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	【福島第一1～6号機】 詳細確認不可

**第6表** 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																									
<p>① 施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</p>	<p><b>【福島第二1～4号機】</b>            平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動<math>S_s</math>から求めた原子炉建基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は、基準地震動<math>S_s</math>に対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1" data-bbox="587 734 1401 1016"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動<math>S_s</math>を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動<math>S_s</math>による地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	254	434	230※	434	305※	512	2号機	243	428	196※	429	232※	504	3号機	277※	428	216※	430	208※	504	4号機	210※	415	205※	415	288※	504
観測値	南北		東西		上下																																					
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																				
1号機	254	434	230※	434	305※	512																																				
2号機	243	428	196※	429	232※	504																																				
3号機	277※	428	216※	430	208※	504																																				
4号機	210※	415	205※	415	288※	504																																				
<p>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p><b>【福島第二1～4号機】</b>            無し</p>																																									
<p>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p><b>【福島第二1～4号機】</b>            影響なし（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）</p>																																									



確認項目	確認結果
③-1 外部電源への影響	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>4回線中，1回線機能停止</p> <p>※1回線は停止点検中。さらに1回線は，避雷器の損傷が確認されたため，被害拡大防止を目的として受電停止の上，復旧作業を実施。</p>
③-2 D/Gへの影響	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>影響無し（3号機を除き，津波によって機能喪失）</p>
③-3 補機冷却系への影響	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>影響無し（3号機を除き，津波によって機能喪失）</p>
③-4 電源融通の可能性	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>影響無し（津波によって喪失）</p>
③-5 復旧操作へのアクセス性	<p>・道路に割れ，段差など生じるも影響無し。</p>
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>特に影響無し</p>

第7表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東通原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響はなかった。
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し
③-1外部電源への影響	むつ幹線（2回線）、東北白糠線の停止に伴い、外部電源が喪失した。同日23時59分に東北白糠線が復旧した。
③-2D/Gへの影響	外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。
③-3補機冷却系への影響	無し
③-4電源融通の可能性	可能
③-5復旧操作へのアクセス性	無し
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって停止した。



第8表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																																																																																							
① 施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>女川原子力発電所は、1号機及び3号機が定格熱出力一定運転中、また、2号機が原子炉起動中のところ、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は567.5ガル（保安確認用地震計：1号機原子炉建屋地下2階）であり、全号機とも、原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。</p> <p>最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。</p>																																																																																																							
原子炉建屋の最大加速度値																																																																																																								
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="3">観測位置</th> <th colspan="3">観測記録</th> <th colspan="3">基準地震動 S<sub>s</sub> に対する最大応答加速度値 (ガル)</th> </tr> <tr> <th colspan="3">最大加速度値 (ガル)</th> <th rowspan="2">NS方向</th> <th rowspan="2">EW方向</th> <th rowspan="2">UD方向</th> </tr> <tr> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1号機</td> <td>屋上</td> <td>2000<sup>※1</sup></td> <td>1636</td> <td>1389</td> <td>2202</td> <td>2200</td> <td>1388</td> </tr> <tr> <td>燃料取替床(5階)</td> <td>1303</td> <td>998</td> <td>1183</td> <td>1281</td> <td>1443</td> <td>1061</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>573</td> <td>574</td> <td>510</td> <td>660</td> <td>717</td> <td>527</td> </tr> <tr> <td>基礎版上</td> <td>540</td> <td>587</td> <td>439</td> <td>532</td> <td>529</td> <td>451</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">2号機</td> <td>屋上</td> <td>1755</td> <td>1617</td> <td>1093</td> <td>3023</td> <td>2634</td> <td>1091</td> </tr> <tr> <td>燃料取替床(3階)</td> <td>1270</td> <td>830</td> <td>743</td> <td>1220</td> <td>1110</td> <td>968</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>605</td> <td>569</td> <td>330</td> <td>724</td> <td>658</td> <td>768</td> </tr> <tr> <td>基礎版上</td> <td>607</td> <td>461</td> <td>389</td> <td>594</td> <td>572</td> <td>490</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">3号機</td> <td>屋上</td> <td>1868</td> <td>1578</td> <td>1004</td> <td>2258</td> <td>2342</td> <td>1064</td> </tr> <tr> <td>燃料取替床(3階)</td> <td>956</td> <td>917</td> <td>888</td> <td>1201</td> <td>1200</td> <td>938</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>657</td> <td>692</td> <td>547</td> <td>792</td> <td>872</td> <td>777</td> </tr> <tr> <td>基礎版上</td> <td>573</td> <td>458</td> <td>321</td> <td>512</td> <td>497</td> <td>476</td> </tr> </tbody> </table>		観測位置	観測記録			基準地震動 S <sub>s</sub> に対する最大応答加速度値 (ガル)			最大加速度値 (ガル)			NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向	1号機	屋上	2000 <sup>※1</sup>	1636	1389	2202	2200	1388	燃料取替床(5階)	1303	998	1183	1281	1443	1061	1階	573	574	510	660	717	527	基礎版上	540	587	439	532	529	451	2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091	燃料取替床(3階)	1270	830	743	1220	1110	968	1階	605	569	330	724	658	768	基礎版上	607	461	389	594	572	490	3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064	燃料取替床(3階)	956	917	888	1201	1200	938	1階	657	692	547	792	872	777	基礎版上	573	458	321	512	497	476
観測位置	観測記録			基準地震動 S <sub>s</sub> に対する最大応答加速度値 (ガル)																																																																																																				
	最大加速度値 (ガル)			NS方向	EW方向	UD方向																																																																																																		
	NS方向	EW方向	UD方向																																																																																																					
1号機	屋上	2000 <sup>※1</sup>	1636	1389	2202	2200	1388																																																																																																	
	燃料取替床(5階)	1303	998	1183	1281	1443	1061																																																																																																	
	1階	573	574	510	660	717	527																																																																																																	
	基礎版上	540	587	439	532	529	451																																																																																																	
2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091																																																																																																	
	燃料取替床(3階)	1270	830	743	1220	1110	968																																																																																																	
	1階	605	569	330	724	658	768																																																																																																	
	基礎版上	607	461	389	594	572	490																																																																																																	
3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064																																																																																																	
	燃料取替床(3階)	956	917	888	1201	1200	938																																																																																																	
	1階	657	692	547	792	872	777																																																																																																	
	基礎版上	573	458	321	512	497	476																																																																																																	
<p>※1 当該地震計の最大設定値（2000ガル）を上回っているため参考値</p> <p>※2 網掛は基準地震動 S<sub>s</sub> に対する最大応答加速度値を超えていることを示す</p>																																																																																																								
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	<p>【女川1号】</p> <p>●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災</p> <p>タービン建屋地下1階において高圧電源盤 6-1A からの発煙が発生した。また、高圧電源盤 6-1A の火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動したRHRポンプ(A)及び(C)号機が自動停止した。</p>																																																																																																							
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し																																																																																																							

確認項目	確認結果
③-1 外部電源への影響	<p>5回線中4回線が機能喪失</p> <p>女川原子力発電所には、外部電源として5回線（牡鹿幹線1，2号線（275kV系），松島幹線1，2号線（275kV系），塚浜支線（66kV系））が接続されている。地震直後は、当社管内の送電線事故に伴う系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に牡鹿幹線1号，同日20時15分に牡鹿幹線2号，3月17日10時47分に松島幹線1号，3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。</p> <p><b>【牡鹿1，2号線避雷器の損傷】</b></p> <p>地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う牡鹿幹線1，2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。）</p>
③-2 D/Gへの影響	<p><b>【女川1号】</b></p> <p>●非常用DG（A）界磁回路の損傷</p> <p>DG（A）の同期検定器が動作せず，しゃ断器を手動で投入することができなかった。また，DG（A）が起動していない状態でDG（A）のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。</p> <p>⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ，地絡が発生した。</p> <p><b>【女川2号】</b></p> <p>●浸水によるDG（B）及びDG（H）の停止</p> <p>海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し，RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって，DG（B）並びにDG（H）が自動停止となった。（DG（A）は健全）</p>
③-3 補機冷却系への影響	<p><b>【女川2号】</b></p> <p>●浸水によるDG（B）及びDG（H）の停止</p> <p>海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し，RCW（B）系及びHPCWの2系統が機能喪失した。</p>
③-4 電源融通の可能性	<p>女川1号にて，地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。</p>
③-5 復旧操作へのアクセス性	<p>無し</p>



確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p><b>【女川1号】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 主に定検時に使用する高圧電源盤（1号機所内電源を2号機から受電する際に使用）において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。</li> <li>●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。</li> <li>●125V 直流主母線盤の地絡（計2件） 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。</li> </ul>
	<p><b>【女川2号】</b> 特に無し</p>
	<p><b>【女川3号】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウエル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.1 及び No.2）を固定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。</li> <li>●HPCS 圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずの HPCS 圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）</li> </ul>
	<p><b>【各号機共通】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。</li> </ul>

第9表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所に対する影響

確認項目	確認結果
① 施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動 <math>S_s</math> の最大応答加速度以下であることを確認した。</li> <li>・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯（約0.65秒から約0.9秒）で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管系のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。</li> </ul>
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し
③-1 外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失 (13日 12:32 154kV 系東海原子力線復旧)
③-2 D/Gへの影響	地震による影響は無し（津波によって DGSW-2C が水没したため、DG-2C は手動停止）
③-3 補機冷却系への影響	地震による影響は無し
③-4 電源融通の可能性	可能（HPCS-DG から 6.9kV の交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通）
③-5 復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し
④ その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。</p> <p>【蒸気タービン】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕</li> <li>・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み（10本中3本）</li> </ul> <p>【主発電機関係】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷</li> </ul>



### 3. 海外のPRA関連文献調査

海外文献についての調査結果をまとめたものを第 10 表に示す。海外の地震PRA関連文献を調査した結果，他にモデル化すべき起因事象は存在しなかった。

地震随伴溢水については，今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し，評価対象外としている。

第 10 表 海外文献調査結果

	文献名	記載内容	確認結果
1	ASME 標準 <sup>(1)</sup> (256 ページ)	<p>地震 PRA で考慮される起因事象は例えば以下を含める。</p> <p>(a) RPV やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷</p> <p>(b) 様々なサイズと場所での LOCA</p> <p>(c) トランジェント (外部電源喪失は特に重要)</p> <p>PCS やヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば, 外部電源喪失) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また, 他のトランジェントの例として, service water のような重要なサポータ系の喪失や直流電源の喪失がある。</p>	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した <sup>1</sup> 。
2	IAEA Safety Guide (SSG-3) <sup>(ii)</sup> (108 ページ)	<p>特に, 以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。</p> <p>(a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer)</p> <p>(b) 様々なサイズと場所の LOCA。極小 LOCA も考慮すべき。</p> <p>(c) 外部電源喪失</p> <p>(d) 様々なサポータシステムの喪失を含むトランジェント (PCS が失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)</p>	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した <sup>1,2</sup> 。

文献名	記載内容	確認結果
3 EPRI 地震 PRA 実施ガイド <sup>(iii)</sup> <sup>iv</sup> (文献iii : 5-7 ページ, 文献iv : C-9 ページ)	<p>“initiator” は例えば以下を含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ RPV やその他の大型機器</li> <li>(steam generator, recirculation pump, pressurizer 等) の損傷</li> <li>✓ 様々なサイズと場所の LOCA</li> <li>✓ サポートシステム故障</li> <li>(service water や直流電源, 原子炉保護系, 外部電源, 交流電源)</li> <li>✓ トランジェント (外部電源喪失は特に重要)</li> </ul> <p>PCS やヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば, 外部電源喪失) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。外電が使用可能だが他の地震要因損傷があるシナシスも考慮しなければならぬ。(なぜなら, LERF を考えた場合, 外電や IA が必ず喪失すると仮定することが, 必ず保守的とは限らないからである。例えば格納容器隔離弁が外電喪失や IA 喪失で安全側に閉動作となる。) Excessive LOCA やリレーチャタリングも考慮しなければならぬ。</p>	<p>左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した<sup>1</sup>。</p>
4 スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSA ガイド <sup>(v)</sup> (25 ページ)	<p>以下のように起因事象を定義しなければいけない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最小の HCLPF 値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に, 少なくとも7つの起因事象が含まれないといけない。</li> <li>・スクリーニング値を超える地震加速度で, 1 つの起因事象を定義しないといけない。</li> </ul>	<p>左記の起因事象数を, 評価において満足していることを確認した。また, スクリーニング値を超える地震加速度では, 起因事象「格納容器バイパス」が支配的である。</p>
5 Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI) <sup>(vi)</sup> (7-9 ページ)	<p>(イベントツリーにおいて以下のヘディングがモデル化されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接炉心損傷 (T/B 建屋損傷など)</li> <li>・溢水 (タービン建屋溢水発生時, 隔離失敗で非常用電気品室流入を想定)</li> <li>・ LLOCA</li> <li>・ ATWS (即時 ATWS 緩和あり)</li> <li>・ RCP シール LOCA</li> <li>・ 外部電源喪失</li> </ul>	<p>左記の例は, すべて本評価において考慮していることを確認した<sup>1,3</sup>。            (地震に伴う溢水についてはスコープ対象外)</p>

1. 耐震性が低い主給水系が機能喪失することが想定されるため, PCS が健全な場合と機能喪失した場合の過渡状態は, 主給水流量喪失で代表して評価される。

2. 極小 LOCA については小破断 LOCA で代表されている

3. RCP シール LOCA はサポート系として考慮



<調査対象文献一覧>

- i. ASME/ANS RA-Sb-2013, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard.” American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2013.
- ii. IAEA Safety Guide SSG-3, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.” International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.
- iii. Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, PaloAlto, CA: 2003. 1002989
- iv. Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, PaloAlto, CA: 2013. 3002000709
- v. Probabilistic Safety Assessment(PSA): Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate(ENSI), Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.
- vi. Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review. EPRI, PaloAlto, CA: 2010. 1020756

## 換気空調系機能喪失事象の扱いについて

換気空調系が機能喪失した場合、安全系設備や非安全系設備が設置されている区画の室温が上昇し、所定の機能を維持できなくなることが考えられるが、地震 PRA においては、本事象を起因事象から除外している。以下に換気空調系機能喪失事象の取り扱いについて示す。

## 1. 換気空調系機能喪失事象の概要

ファン、ダンパ、空調用冷水系等の地震による機能喪失により換気空調系が機能喪失した場合、フロントラインシステム及びそれらのサポートシステム等の安全系設備や非安全系設備が設置されている区画の室温が上昇し、雰囲気悪化により、フロントラインシステムもしくはサポート系システムが所定の機能を維持できなくなることが考えられる。

## 2. 換気空調系が機能喪失した場合の対応

換気空調系が機能喪失してから温度が上昇し、フロントラインシステム及びそれらのサポートシステムが所定の機能を維持できなくなるまでには時間的な余裕があり、地震により換気空調系が機能喪失する加速度では地震加速度<sup>大</sup>によりプラント停止に移行することから当該事象は収束することになる。したがって、地震 PRA として換気空調系を起因事象の発生要因として取り扱わない。ただし、地震で LOCA や過渡事象の起因事象が発生した後、事象緩和系のサポートシステムとして換気空調系を必要とする場合には、換気空調系を緩和系にモデル化している。

## 3. 内部事象運転時レベル 1 PRA における扱い

換気空調系の機能喪失により空間温度が上昇し、冷却対象機器への影響が考えられるが、温度上昇は比較的緩やかであり、影響が生じる前に手動停止などの対応が可能であることから、起因事象としては「手動停止」として考慮している。

## 4. 結論

「換気空調系機能喪失」事象は、起因事象の候補として考えられるが、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的<sup>リスク</sup>評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013」に記載の起因事象の除外判定基準「事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象」に該当するため、起因事象から除外する。

## 地震 PRA における総合デジタルの計測制御設備の扱いについて

地震 PRA においては、内部事象 PRA で考慮しているランダム要因による機器故障（ランダム故障）、共通原因故障、人的過誤等と地震動による損傷（地震損傷）の両方を機器等の機能喪失要因として評価を実施する必要がある。地震損傷については、

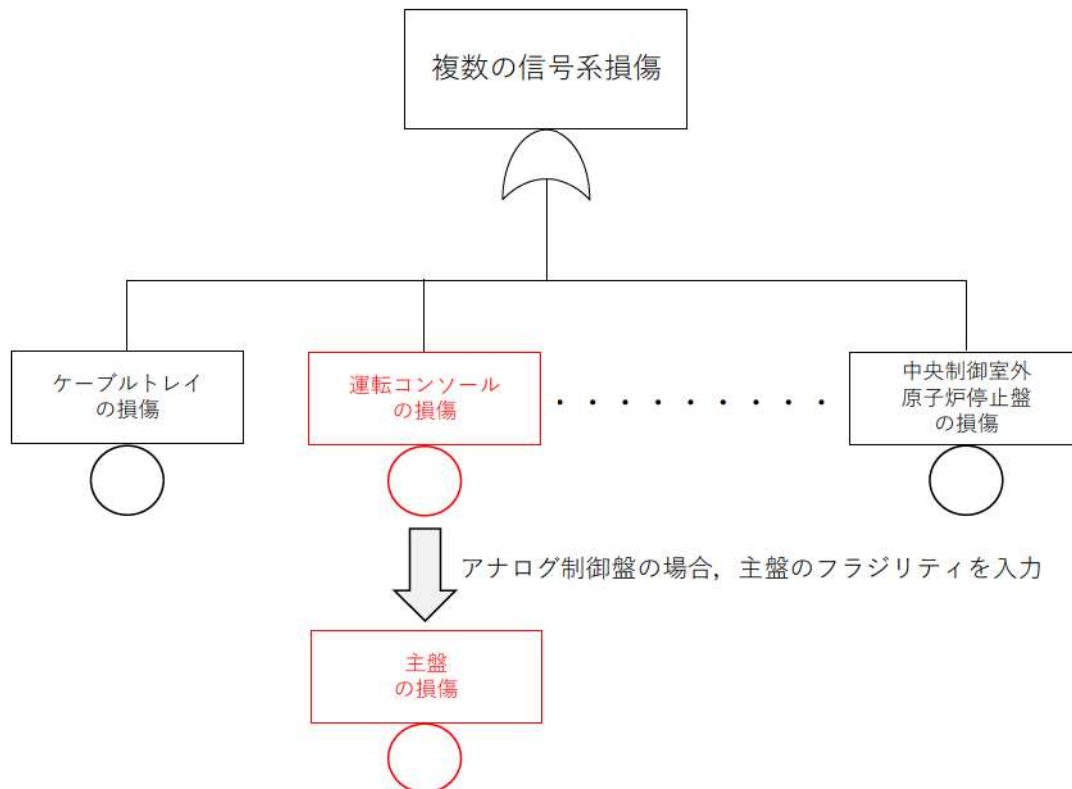
- ・機器等の構成部材・部品の変形・破断により構造体としての支持機能が喪失した状態である構造損傷
- ・動作不能、動作停止または誤動作のような所定の機能を果たすことができない状態である機能損傷

の2つの損傷モードがある。

泊発電所3号炉の特徴である総合デジタルの計測制御設備について、ランダム故障等の影響については、内部事象出力運転時 PRA と同様のモデルを用いることで地震 PRA においても考慮している。地震損傷の影響については、デジタル方式の設備に対してフラジリティ評価を実施している。構造損傷または機能損傷のいずれか弱い方のフラジリティを代表として地震による損傷確率としているが、いずれのフラジリティも耐震評価結果から求めており、デジタル方式であるかアナログ方式であるかにより耐震評価方法やフラジリティ評価方法が異なるものではない。

図に地震特有の起因事象である「複数の信号系損傷」の発生確率の評価に使用するフォールトツリー評価例を示す。例えばデジタル方式では「運転コンソール」の損傷確率を入力していた箇所については、アナログ方式では主盤の損傷確率を入力する必要がある。デジタル方式の制御盤（運転コンソール等）が損傷した場合も、アナログ方式の制御盤（主盤等）が損傷した場合も、安全上重要な設備への影響が大きいため、損傷時の影響は、どちらも複数の信号系損傷に分類される。したがって、制御盤がデジタル方式かアナログ方式の相違によりフォールトツリーの構成が変わるものではない。





※各基事象に入力するフラジリティ値については、構造損傷または機能損傷のうち弱い方を選択

図 「複数の信号系損傷」の発生頻度評価のフォールトツリー評価例

## フラジリティ評価手法選定の考え方について

フラジリティ評価について、学会標準では下表における①～③のいずれかの手法で実施することが規定されている。建屋、屋外重要土木構造物、機器のフラジリティ評価について、それぞれ適用した評価手法、評価手法の相違及び選定理由について以下に示す。

表 フラジリティ評価手法

評価手法	適用	評価手法の相違	選定理由
①応答解析に基づく方法：現実的耐力と現実的応答による方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・建屋</li> <li>・屋外重要土木構造物</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非線形応答まで直接評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・建屋応答は層崩壊を、屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし、強非線形領域まで評価するため、非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。</li> </ul>
②原研法：現実的耐力と応答係数による方法	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非線形領域の応答を線形応答で表し、エネルギー吸収係数を用いて、応答項で非線形を考慮。</li> </ul>	—
③安全係数法（Zion法）：耐力係数と応答係数による方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機器</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非線形領域の応答を線形応答で表し、エネルギー吸収係数を用いて、現実的耐力を割り増し、耐力項で非線形性を考慮。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・①は精度の面では優位だが、今回実施した地震PRAの主目的は、炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく、各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することであることから、電力共同研究等で評価手法が整備され、米国での評価実績もあり、耐震バックチェックなど既往の応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。</li> <li>・機器フラジリティについては、②は適用実績がない。</li> </ul>

## 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

a. 機器の限界強度に関する係数  $F_s$ （構造損傷）

$$F_s = \frac{\text{限界荷重} - \text{通常運転時荷重}}{\text{評価用地震動により発生する荷重} - \text{通常運転時荷重}}$$

【具体的な設定方法（限界荷重の設定）】

①耐震評価の許容値がJSMEの設計引張り強さ（ $S_u$ ）に基づくもの

JSME記載の $S_u$ は試験データの95%信頼下限値とし、1.1倍を中央値とする。

不確かさは $\beta_{s-r}=0$ ,  $\beta_{s-u} = (1/1.65) \times \ln(1.1 S_u / S_u) = 0.06$

b. 機器の限界強度に関する係数  $F_s$ （機能損傷）

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{基準応答加速度}} = \frac{\text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))}{\text{基準応答加速度}}$$

【具体的な設定方法】

① $\beta$ 設定法を用いるもの

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

$$\text{HCLPF} = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

HCLPF：95%信頼度5%損傷確率

$A_m$ ：フラジリティ加速度の中央値

式変形より、 $A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$

これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値とHCLPFの関係は次式により表される。

$$\text{損傷加速度の中央値} = \text{損傷加速度のHCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

従って、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持試験加速度”とし、不確かさ<sup>\*1</sup> $\beta_r$ 及び $\beta_u$ を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定することができる。

電氣的機器の場合： $\beta_{s-r}=0.11$ ,  $\beta_{s-u}=0.17$

動的機器の場合： $\beta_{s-r}=\beta_{s-u}=0.10$

※1：不確かさについては下記の文献から引用した。

電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」

## ②上記以外（横型ポンプ）

JNESの加振試験<sup>\*2</sup>において損傷するまでの結果が得られているものについては、 $\beta$ 設定法は用いず、損傷加速度中央値＝機能維持確認済加速度として評価し、不確かさは考慮しない（ $\beta_{s-r}=\beta_{s-u}=0$ ）。ただし、上記報告書で不確かさが指定されているものについてはその値を使用する。

横型単段ポンプ：機能維持加速度 8.40G

$$\beta_{s-u}=0.21$$



横型多段ポンプ：機能維持加速度 17.3G

不確かさの指定なし

※2：「原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3（総合評価）に係る報告書」（独立行政法人 原子力安全基盤機構平成18年8月）

c. 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数  $F_{\mu}$

評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果を評価する。

【具体的な設定方法】

本係数は、塑性率  $\mu$  の関数として与えられる。脆性損傷及び弾性域機能損傷については、本係数を  $F_{\mu}=1$  とし、その他については以下に示すNewmarkの手法により評価する。

①機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの卓越周期領域にある場合

$$F_{\mu} = \sqrt{2\mu - 1} \quad \mu : \text{塑性率}$$

②機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの剛領域にある場合

$$F_{\mu} = \mu^{0.13}$$

不確かさは次式により算定する。

$$\beta_c = \frac{1}{2.33} \ln(F_{\mu}) \quad \beta_r = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c$$

ここで、塑性率  $\mu$  には以下の値<sup>\*3</sup>を用いるものとする。

・一般の容器類	$\mu = 1.5$
・重機器類	$\mu = 2.0$
・配管	$\mu = 3.0$
・鋼構造	$\mu = 3.0$

※3：塑性率については下記の文献から引用した。

「N.M.Newmark, "Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implication on Design of Critical Equipment", SMiRT Paper K4/1, 1977 SMiRT Conference, San Francisco, 1978」

d. 機器応答評価用入力地震動に関する係数  $F_{ESS}$

$$F_{ESS} = \frac{\text{設計評価での機器入力動に対する機器応答値}}{\text{機器入力動の中央値に対する機器応答値}}$$

【具体的な設定方法：マージンの取り方に応じた評価手法を選定】

① 拡幅有りの設計用床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

$$F_{ESS} = \frac{S_a(\text{拡幅有り})}{S_a(\text{拡幅無し})}$$

$S_a$  (拡幅有り (無し)) : 拡幅有り (無し) の床応答曲線での応答加速度

拡幅は建屋・地盤の物性値の不確実さを考慮したものであり、その不確実さは建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確実さは考慮しない。

$$\beta_{ESS-r} = \beta_{ESS-u} = 0$$

② 1.2ZPA評価を実施しているもの (ZPA : 最大床応答加速度)

$$F_{ESS} = 1.2$$

建屋応答解析の不確実さは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確実さは考慮しない。

$$\beta_{ESS-r} = \beta_{ESS-u} = 0$$

③ 建屋連成時刻歴解析を実施し、発生荷重のマージンを考慮しているもの

$$F_{ESS} = \text{設定マージン}$$

建屋応答解析の不確実さは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確実さは考慮しない。

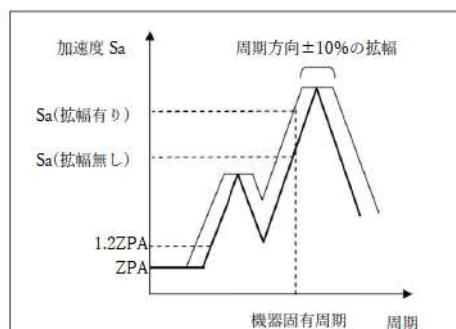
$$\beta_{ESS-r} = \beta_{ESS-u} = 0$$

④ ZPA評価または時刻歴解析を実施しているもの

$$F_{ESS} = 1.0$$

建屋応答解析の不確実さは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確実さは考慮しない。

$$\beta_{ESS-r} = \beta_{ESS-u} = 0$$



参考図

e. 機器の設計用減衰定数に関する係数  $F_D$

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}}$$

【具体的な設定方法】

①設計減数定数の床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

$$F_D = \frac{S_a(\text{設計減衰定数})}{S_a(\text{減衰定数中央値})}$$

不確実さについては、設計減衰定数が99%信頼下限と考え、次式の通りとする。

$$\beta_{D-u} = \frac{1}{2.33} \ln \frac{S_a(\text{設計減衰定数})}{S_a(\text{減衰定数中央値})}$$

$$\beta_{D-r} = 0$$

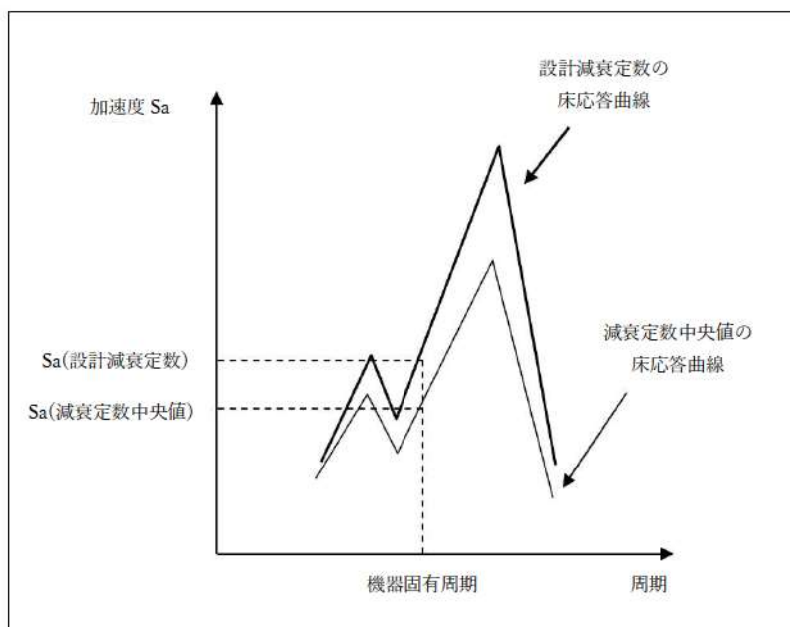
$S_a$ (設計減衰定数 (減衰定数中央値<sup>※4</sup>)) :

設計減衰定数 (減衰定数中央値) の床応答曲線での応答加速度

※4 : 減衰定数中央値については、国内において機器ごとに除々に地震動を変動させた既往の加振試験結果を統計処理結果等に基づき設定する。

引用文献 :

電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」



参考図



f. 機器の解析モデル化に関する係数  $F_{EM}$

機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差等に起因する保守性及び不確かさが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

【具体的な設定方法】

① 1質点系でモデル化しているもの

1質点系でモデル化される機器の場合は、比較的単純な形状で実機の現実的な応答も1次の振動モードが応答に支配的であると考えられる、かつ、設計評価において解析モデルの諸元が保守的に与えられているため、安全係数は1.0で不確かさは考慮しない。

$$F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-r}=\beta_{EM-u}=0$$

② 多質点系でモデル化しているもの

多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確かさが生じ得るため、文献※<sup>5</sup>に基づき設定する。

$$F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-r}=0 \quad \beta_{EM-u}=0.15$$

※5：「Seismic Fragilities of Civil Structures and Equipments at The Diablo Canyon Power Plant」，Pacific Gas and Electric Company, 1988」

③ 建屋連成時刻歴解析を実施しているもの

建屋応答係数の内のモデル化に関する係数に含まれるものとし、安全係数1.0で不確かさは考慮しない。

$$F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-r}=\beta_{EM-u}=0$$

g. 機器のモード合成に関する係数  $F_{EMC}$

機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確かさが生じて、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

【具体的な設定方法】

① 1 質点系でモデル化しているもの

1 質点系でモデル化される機器の場合は、モード合成の必要がないため、安全係数は 1.0 で不確かさは考慮しない。

$$F_{EMC}=1.0 \quad \beta_{EMC-r}=\beta_{EMC-u}=0$$

② 多質点系でモデル化しているもの

モード合成はSRSS（二乗和平方根）により行っており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから安全係数は1.0とする。不確かさについては文献<sup>※6</sup>に基づき設定する。

$$F_{EMC}=1.0 \quad \beta_{EMC-r}=0.15 \quad \beta_{EMC-u}=0$$

※6：引用文献：

- ・ 電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」
- ・ 「R. P. Kennedy and M. K. Ravindra “Seismic Fragilities For Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)47-68」

h. 入力地震動のスペクトル形状に関する係数  $F_{SS}$

$$F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

①基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する。なお、不確実さは地震ハザード評価に含まれると考えられるため考慮しない。

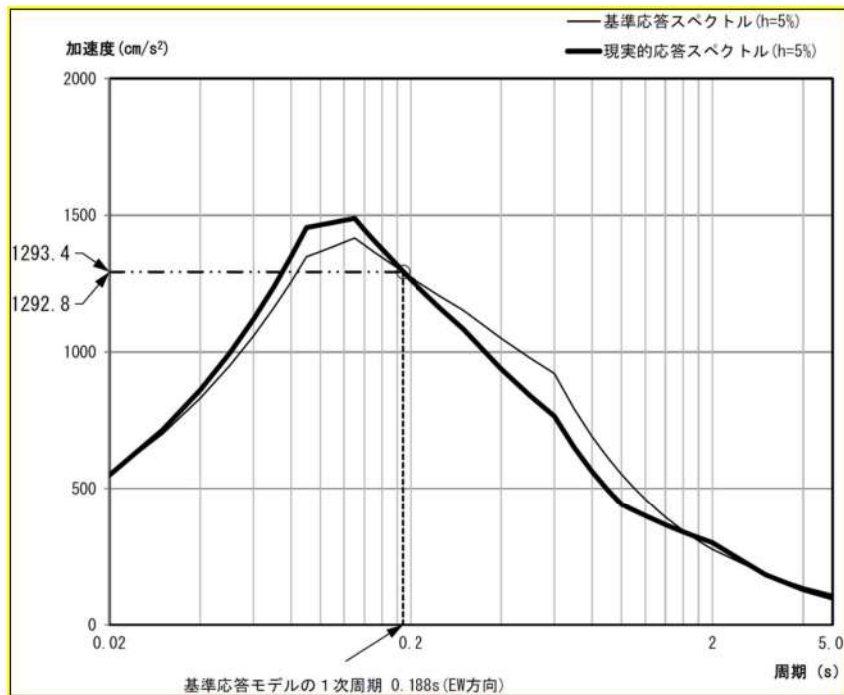
$$F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$$

$$F_{SS} = \frac{1292.8}{1293.4} = 1.00 \text{ (EW方向)}$$

$$\beta_r = \beta_u = 0$$

基準応答モデルのA/B 1次周期に対するスペクトル値 EW方向

	スペクトル値(gal)
基準応答スペクトル	1292.8
現実的スペクトル値	1293.4



参考図



i. 建屋の減衰に関する係数  $F_{\delta B}$

$$F_{\delta B} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{現実的減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

①基準応答減衰定数による基準応答用スペクトルと現実的な減衰定数による基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における比により評価する。

現実的な減衰定数はばらつくので、基準応答用スペクトル形状もそれに従いばらつき、その結果得られるスペクトル値もばらついたものとなる。このようにして得られたスペクトル値のばらつきを  $\beta_R$  とする。また、減衰定数の評価に対する  $\beta_u$  は考慮しない。

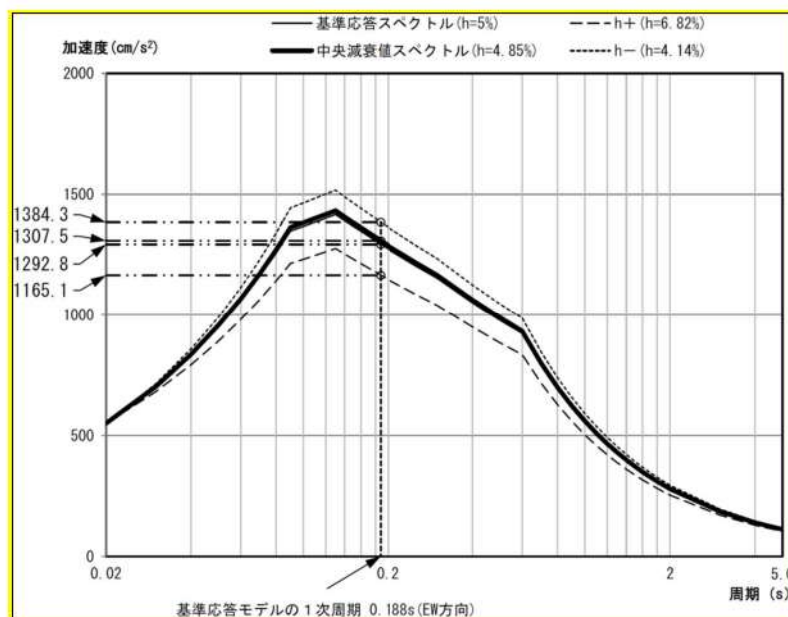
$$F_{\delta B} = \frac{1292.8}{1307.5} = 0.99 \text{ (EW方向)}$$

$\beta_R$  = 基準応答モデル1次周期に対して減衰がばらついたときの基準応答スペクトル値のばらつき

$$\beta_u = 0$$

基準応答モデルのA/B 1次周期に対する基準応答スペクトル値 EW方向

	スペクトル値 (gal)	重み
基準応答 (h=5%)	1292.8	—
中央値 (h=4.85%)	1307.5	—
h+ (h=6.82%)	1165.1	0.321
h- (h=4.14%)	1384.3	0.679



参考図

j. 建屋のモデル化に関する係数  $F_M$

$$F_M = \frac{\text{基準応答スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準応答スペクトルの現実的な建屋の1次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

- ①建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する。なお、基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における値と、現実的な建屋モデル（中央値モデルおよび現実的応答評価用モデル）の1次周期における値の比により算出する。

$$F_M = \frac{1289.0}{1302.4} = 0.99 \text{ (EW方向)}$$

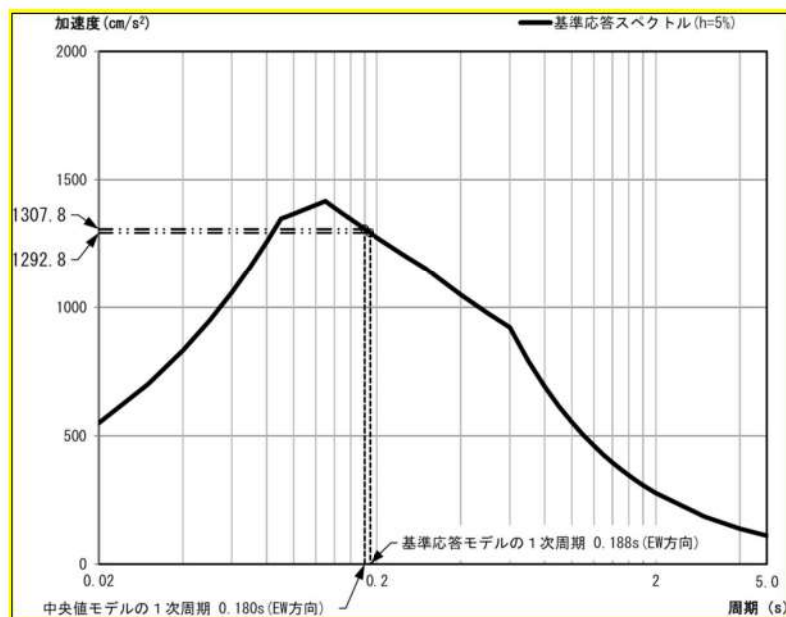
$\beta_r$  = 現実的な建屋の1次周期（ばらつき考慮）に対する基準応答スペクトル値のばらつき  
 $\beta_u = 0.15^{*7}$

※7：不確かさについては下記の文献から引用した。

「原子力発電所の fragility 評価における認識論的不確かさに関する研究，その1～その3」（日本建築学会大会梗概集，2007年8月）

現実的な1次周期に対する基準応答用減衰による基準応答評価用スペクトル値（A/B EW方向）

	$V_s$	$F_c$	1次周期 (s)	スペクトル値 (gal)	重み
中央値モデル	中央値	中央値	0.1883	1292.8	—
現実的応答評価用モデル	+	+	0.1728	1320.6	0.1721
	+	-	0.1794	1308.3	0.2539
	-	+	0.1786	1309.9	0.2319
	-	-	0.1850	1298.6	0.3421



参考図

k. 建屋の非線形応答に関する係数  $F_{NL}$

【具体的な設定方法】

①本係数は建屋の非線形応答に関する係数である。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ここでは、非線形応答に関する全不確かさを0.20とし、この内、情報に関する不確かさは0.10とする。

$$F_{NL}=1.0$$

$$\beta_u=0.10$$

$$\begin{aligned}\beta_r &= \sqrt{\beta_{NL-c}^2 - \beta_u^2} \\ &= \sqrt{0.20^2 - 0.10^2} \\ &= 0.17\end{aligned}$$

ただし、ZPA領域ではこの変動は小さいため、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0 \quad \beta_r = \beta_u = 0$$



## 第 85 回審査会合（平成 26 年 2 月 25 日）以降の地震 PRA おける評価手法の変更について

地震 PRA において、先行他プラントの審査実績又は地震側の審査状況に関する反映事項として、第 85 回審査会合（平成 26 年 2 月 25 日）以降から以下の変更を実施している。

## 1. 建屋及び屋外重要土木構造物フラジリティの評価手法の変更

- ・建屋フラジリティについては「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」、屋外重要土木構造物フラジリティについては「現実的耐力と応答係数による方法（原研法）」を用いていたが、再評価にあたっては建屋・屋外重要土木構造物のいずれのフラジリティ評価についても「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」に変更した。
- ・「(社) 日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」における評価手法の選択肢としても、「安全係数法」、「原研法」及び「応答解析に基づく方法」が挙げられており、これらについては国内の PWR 及び BWR プラントにおいて十分な評価実績を有している。
- ・その上で、日本原子力学会標準では「フラジリティ評価の精度を重視する場合には応答解析による方法を用いることが望ましい。」とされており、先行プラントの建屋及び屋外重要土木構造物フラジリティ評価では「応答解析に基づく方法」が主流となっていることから、より評価精度の高い「応答解析に基づく方法」を採用した。
- ・評価手法の相違点については、「補足 3.2.1.c-1 フラジリティ評価手法選定の考え方」に記載しているが、「応答解析に基づく方法」と「安全係数法」及び「原研法」との主な相違としては非線形応答を直接評価するか係数を用いて考慮するかであり、この違いを考慮しても建屋及び屋外重要土木構造物フラジリティがシーケンス選定へ及ぼす影響は小さい。

## 2. 定量化手法の変更

- ・定量化手法について、「大イベントツリー／小フォールトツリー法」を用いていたが、再評価にあたっては「小イベントツリー／大フォールトツリー法」に変更した。
- ・「大イベントツリー／小フォールトツリー法」は、日本原子力学会標準に評価手法の選択肢として挙げられており十分な評価実績を有しているが、先行プラントで主流となっている「小イベントツリー／大フォールトツリー法」を採用した。
- ・評価手法の相違点については、「補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）」に記載している。

## 地震PRAにおけるイベントツリー評価について

## 1. システム解析の概要について

今回の地震PRAでは、地震に引き続き発生するプラントの事故に至る起  
因事象発生をイベントヘディングとした起因事象階層イベントツリーと起  
因事象発生後の緩和設備をイベントヘディングとしたフロントライン系イ  
ベントツリーを結合して評価している。また、起因事象階層イベントツリ  
ーで主給水流量喪失に分類された事象については、過渡分類イベントツリ  
ーにより外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失に事  
象を分類し、該当するフロントライン系イベントツリーに結合して評価し  
ている。第1図にシステム解析の概要を示す。

## 2. 起因事象の階層化の考え方と階層イベントツリーについて

地震PRAでは、地動加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数  
の起因事象が発生する可能性があるため、「原子力発電所の地震を起因と  
した確率論的**安全**評価実施基準：2007」に従い、重畳による影響を包含で  
きるように階層処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにあ  
る起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳してい  
る可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和機  
能により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事  
象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起因事象階  
層イベントツリーを作成している。第2図に起因事象階層イベントツリー  
を示す。

起因事象発生頻度は、当該起因事象を発生させる機器のいずれか1つで  
も損傷した場合に発生するものとして算出し、後続のヘディングで考慮す  
る起因事象発生頻度は先行するヘディングで考慮する起因事象が発生しな  
い条件付確率として評価している。

## 3. 格納容器バイパス事象及び直接炉心損傷に至る事象について

地震により建屋等の大規模構造物や原子炉容器等の損傷により、起因事  
象の発生と同時に緩和機能に期待できない事象として、直接炉心損傷に至  
る事象及び格納容器バイパス事象を考慮している。

## 【直接炉心損傷に至る事象】

- ・大破断LCOAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- ・原子炉建屋損傷
- ・原子炉格納容器損傷
- ・原子炉補助建屋損傷



- ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ・複数の信号系損傷
- ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

#### 【格納容器バイパス】

- ・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象において対象とする設備と分類の考え方を第1表に示す。

#### 4. フロントライン系イベントツリーについて

フロントライン系イベントツリーでは、内部事象レベル1 PRAで考慮したフォールトツリーをベースに、緩和設備の地震による直接的な損傷、耐震性の低い機器による緩和機能に期待しない措置、耐震性の低い機器の隔離失敗をモデル化した。第3図にモデル化したフォールトツリーの例を示す。

#### 5. 地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋及び機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失、複数の信号系損傷、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理している。

また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロント系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類している。第4図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また、起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される具体例を、地震区分4において全交流動力電源喪失が発生して

いる場合を例に第 5 図に示す。

第1表 格納容器バイパスと直接炉心損傷に至る事象における対象設備（1 / 3）

発生する起回事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	原子炉容器	構造	サポートシュ	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。
	一次冷却材管	構造	ホットレダ	
	1次冷却材ポンプ	構造	ブラケット	
	炉内計装引出管	構造	コンジットチューブ	
	制御棒駆動装置	構造	制御棒駆動装置耐圧部	
	蒸気発生器本体	構造	冷却材入口管台	
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造	—	原子炉建屋の構造損傷により建屋内の広範囲にわたる機器、配管が構造損傷すると仮定し、直接炉心損傷に至ると想定。
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	リングガータ下端部	原子炉格納容器内の構造損傷により、原子炉格納容器内及び周辺設備が構造損傷し、直接炉心損傷に至る事象と想定。
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造	—	原子炉補助建屋の構造損傷により建屋内の運転コンソール及び直流電源等が損傷し、ほぼ全ての安全機能の制御が不能となり炉心損傷に至ると想定。
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能	—	原子炉補機冷却水系統のCヘッド分離が電動弁であり、原子炉補機冷却水系統のトレン分離失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生すると想定。
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造	制御棒クラスタ案内管	炉内構造物の損傷により、炉心部で冷却材の流れが阻害されることで、1次冷却材流量低による原子炉トリップ及び蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害されることで、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	炉心支持構造物	構造	下部炉心支持板	

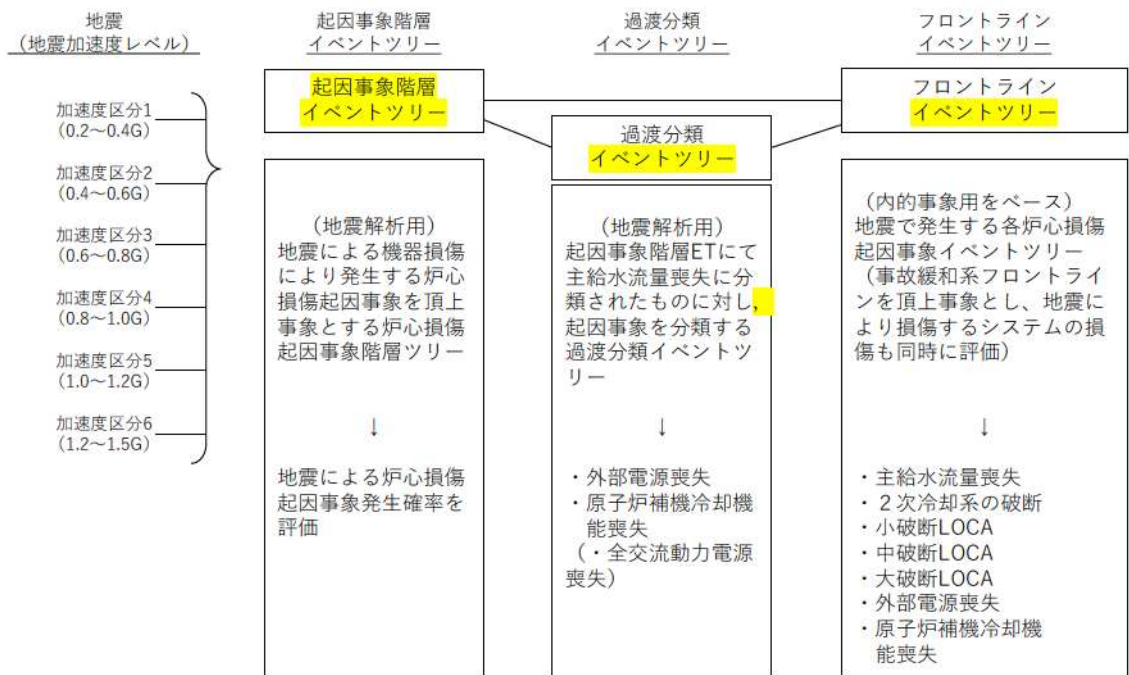


第1表 格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備  
(2 / 3)

発生する起回事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
複数の信号系損傷	運転コンソール	構造	基礎溶接部	原子炉トリップ、自動信号発信は可能と考えられるが、補助給水流調失敗により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	中央制御室外原子炉停止盤	機能	—	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御機能及び保護機能が不能により補助給水の制御ができなくなり、直接炉心損傷に至ると想定。
	安全系現場制御監視盤	機能	—	原子炉トリップ可能であるが、補助給水系起動信号喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	工学的安全施設作動盤	構造	基礎ボルト	
	原子炉安全保護盤	機能	—	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至ると想定。
	共通要因故障対策操作盤	構造	据付ボルト	
	ATWS対策設備(共通要因故障対策盤(自動制御盤))	構造	据付ボルト	
	安全系マルチプレクサ	機能	—	
	安全系FDPプロセッサ	機能	—	
	共通要因故障対策EP盤室操作盤	機能	—	
	電磁弁ラック	機能	—	
	ソレノイド分電盤	機能	—	原子炉トリップ可能であるが、タービン動補助給水ポンプ側の流量調整不能、主蒸気逃がし弁機能喪失、主蒸気隔離弁機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	ケーブルトレイ	構造	—	主給水流量喪失が発生し、補助給水系機能を維持する電源系が損傷することで2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
逆止弁	機能	—	補助給水系による蒸気発生器給水ができなくなり、2次冷却系からの除熱機能喪失となると想定。	

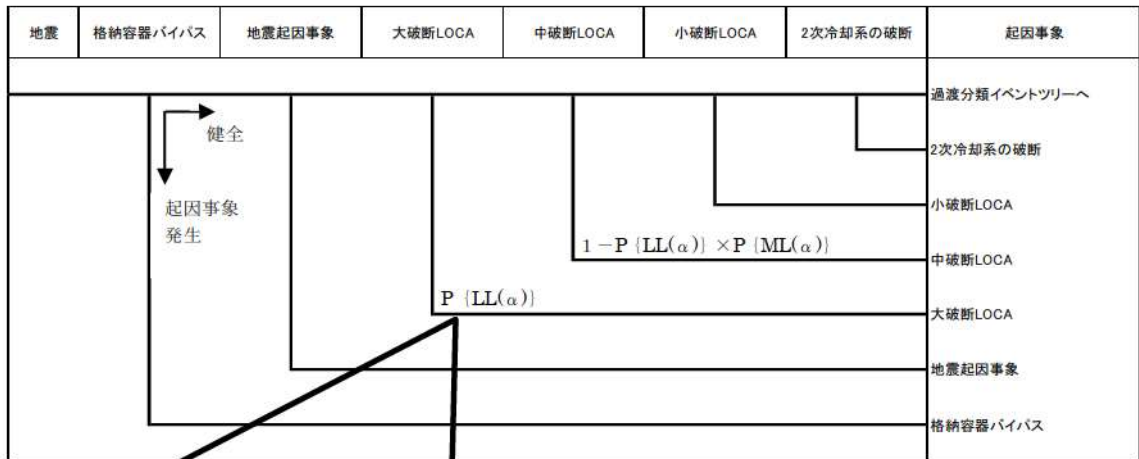
第1表 格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備  
(3 / 3)

発生する起回事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	燃料集合体	構造	燃料被覆管 過渡変化時寿命初期	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。
	制御棒クラスタ	構造	制御棒被覆管(全引抜き状態)	制御棒クラスタの損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。
格納容器バイパス	蒸気発生器内部構造物	構造	伝熱管(面内)	対象設備の構造損傷により蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)が発生し、直接炉心損傷に至ると想定。また、接続する主給水配管及び主蒸気配管は格納容器バイパス経路となる。



第1図 システム解析の概要



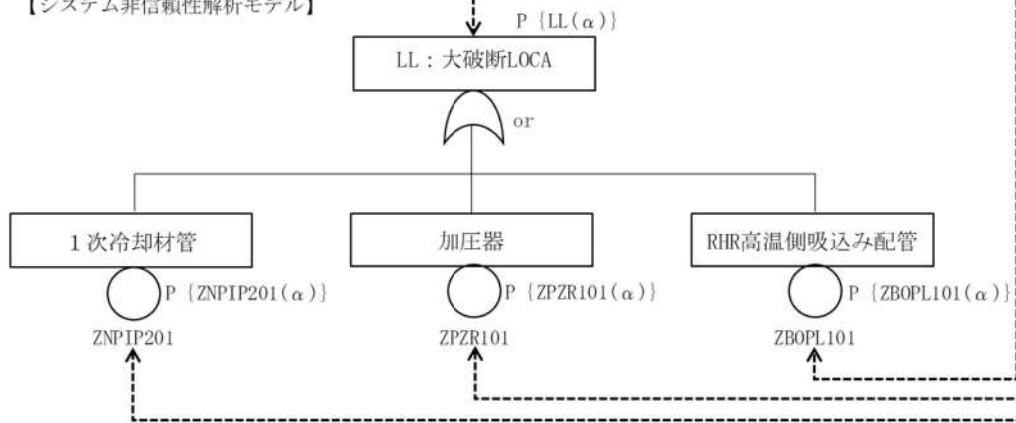


分岐確率は、各起因事象の発生要因となる機器が地震で損傷する確率に依存する。  
以下に、便宜上、大破断LOCAを発生させる機器が3機器であるとした場合の起因事象発生頻度算出の例を示す。

【機器リスト】

頂上事象	頂上事象の構成要素		
	設備	損傷モード	基事象記号
LL : 大破断LOCA	1次冷却材管（1次冷却材管加圧器サージ管台）	構造損傷	ZNPIP201
	加圧器（上部支持構造物埋込金物基礎ボルト）	構造損傷	ZPZR101
	RHR高温側吸込み配管（配管本体）	構造損傷	ZBOPL101

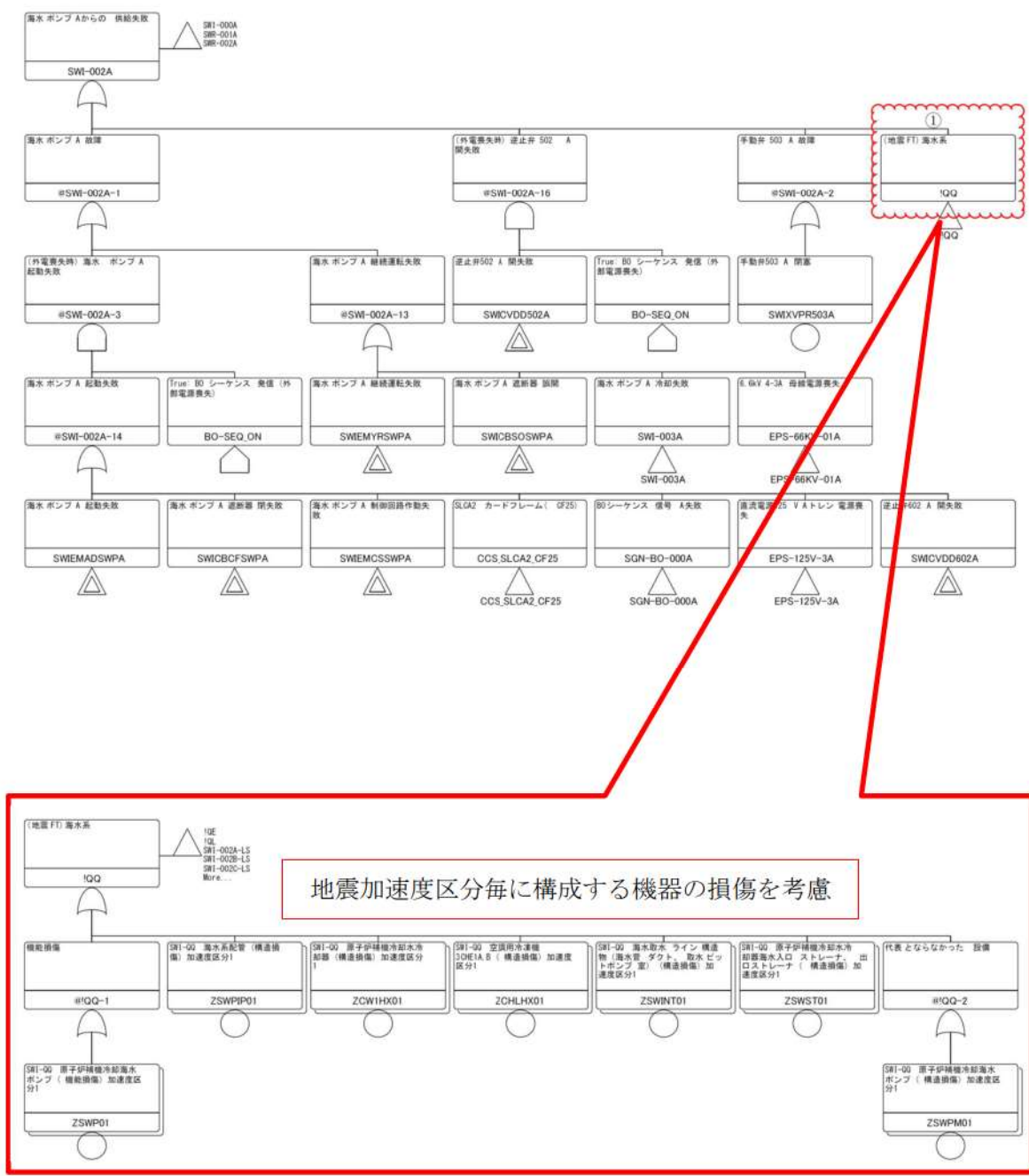
【システム非信頼性解析モデル】



- $P\{LL(\alpha)\}$  : 地動加速度  $\alpha$  が発生した場合に、大破断LOCA(LL)が発生する確率
- $P\{ZNPIP201(\alpha)\}$  : 地動加速度  $\alpha$  が発生した場合に、1次冷却材管(ZNPIP201)が損傷する確率
- $P\{ZPZR101(\alpha)\}$  : 地動加速度  $\alpha$  が発生した場合に、加圧器(ZPZR101)が損傷する確率
- $P\{ZBOPL101(\alpha)\}$  : 地動加速度  $\alpha$  が発生した場合に、RHR高温側吸込み配管(ZBOPL101)が損傷する確率

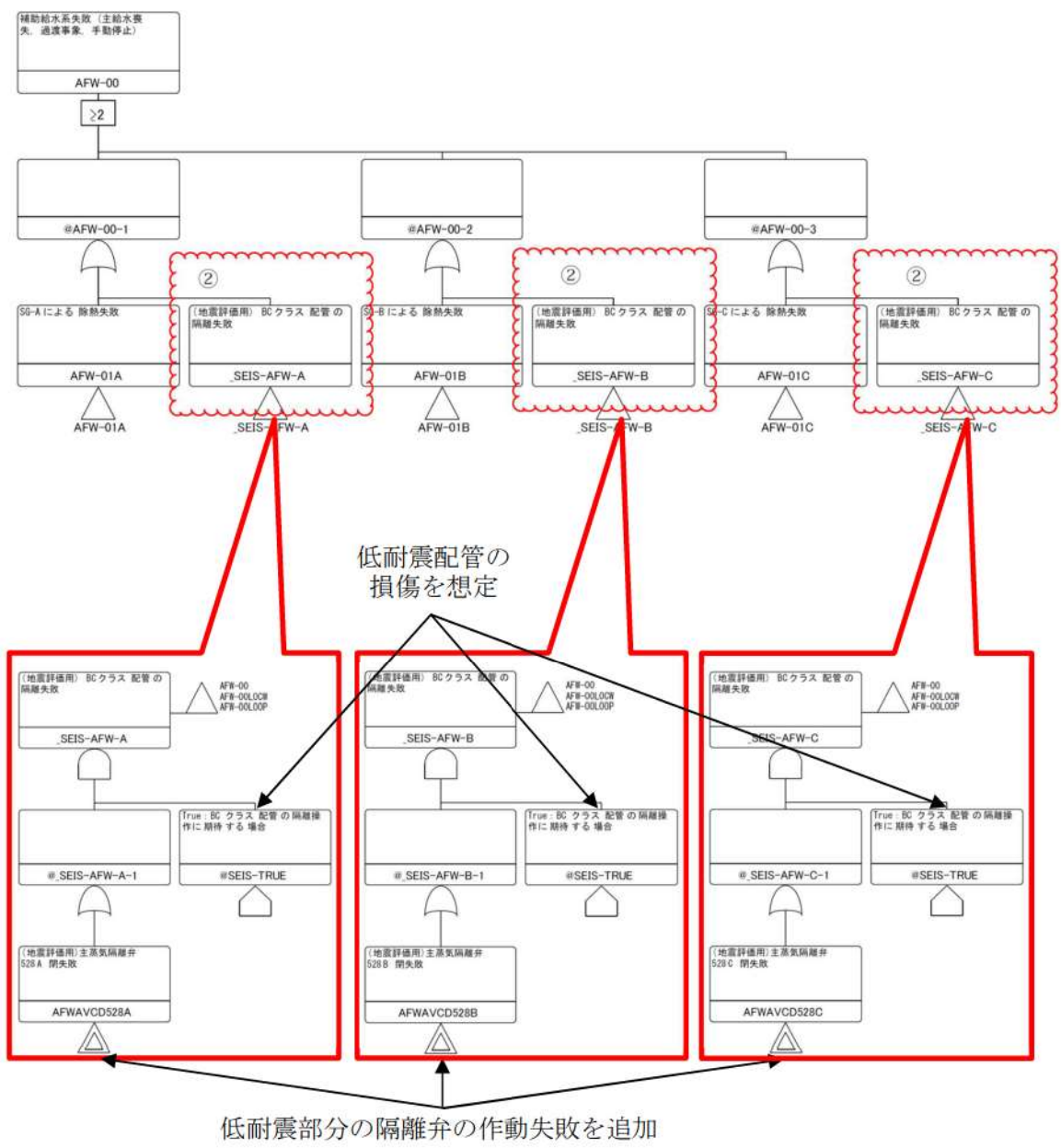
$$P\{LL(\alpha)\} = 1 - [1 - P\{ZNPIP201(\alpha)\}] \times [1 - P\{ZPZR101(\alpha)\}] \times [1 - P\{ZBOPL101(\alpha)\}]$$

第2図 起因事象階層イベントツリー



(緩和設備の地震による直接的な損傷の代表例「海水系フォールトツリー」)

第3図 地震による影響の反映 (1/2)

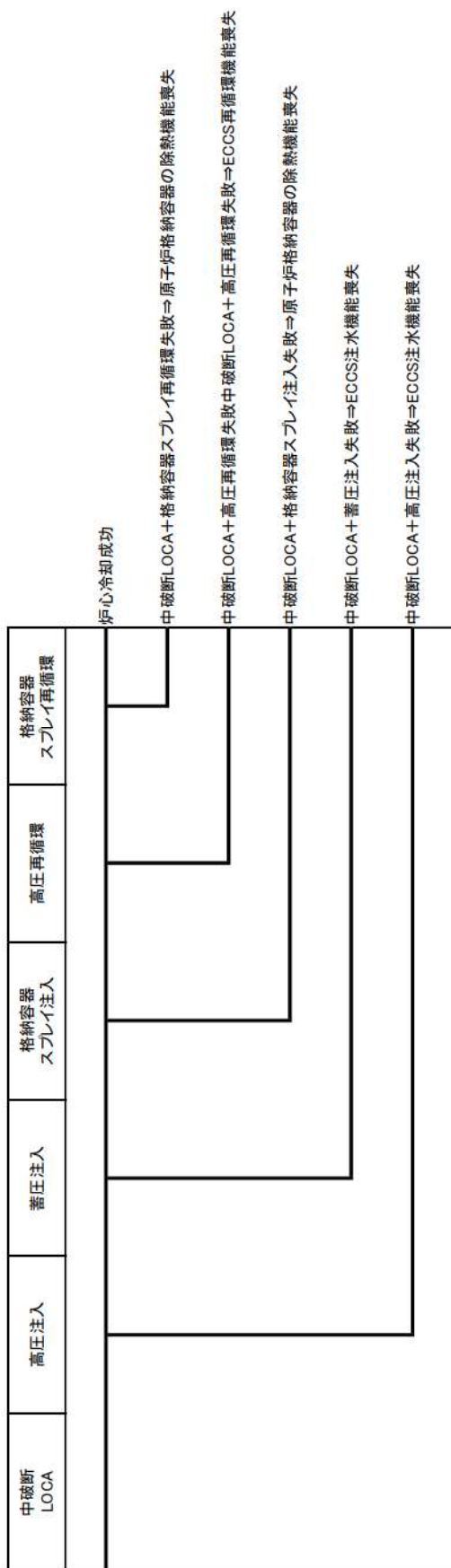


(内部事象PRAのフォールトツリーをベースに耐震性の低い機器の隔離失敗を追加した例)

第3図 地震による影響の反映 (2/2)

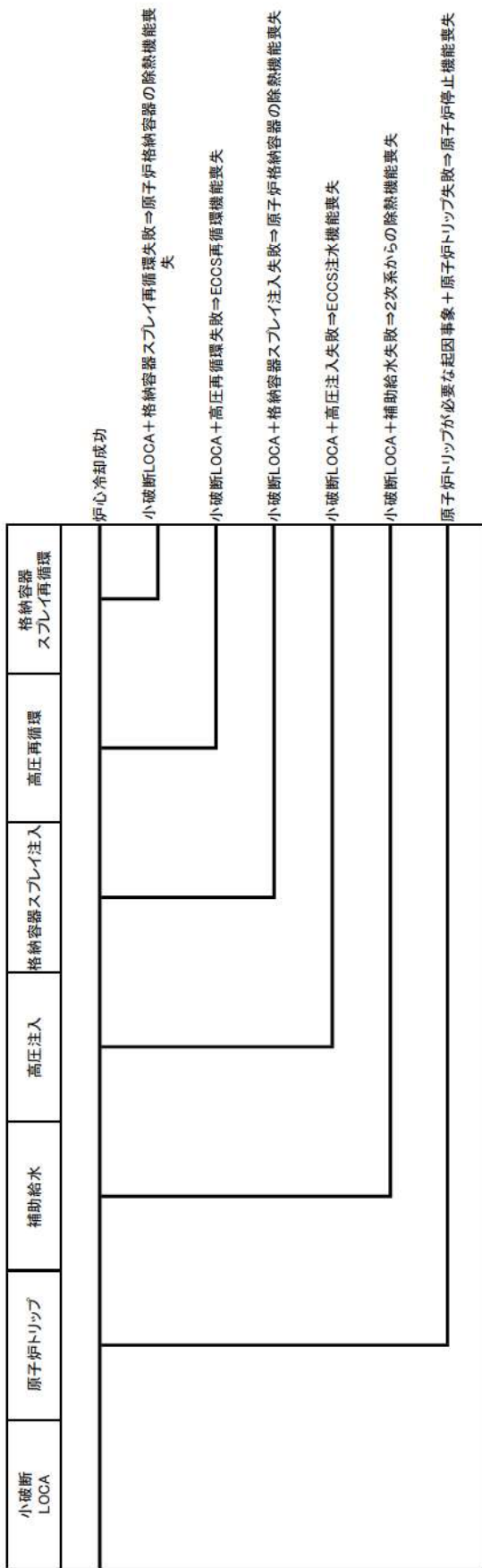






＜中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

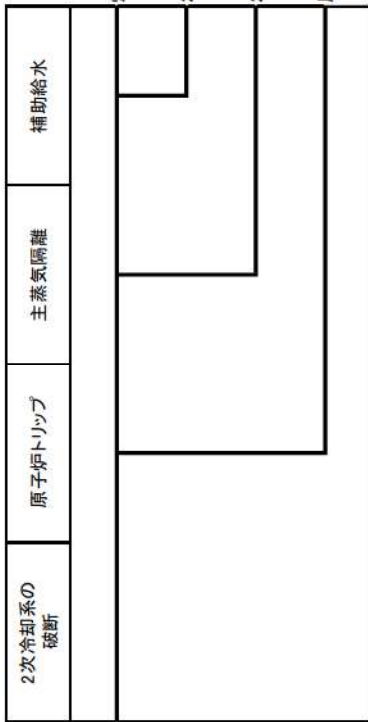
第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオケース(2/5)



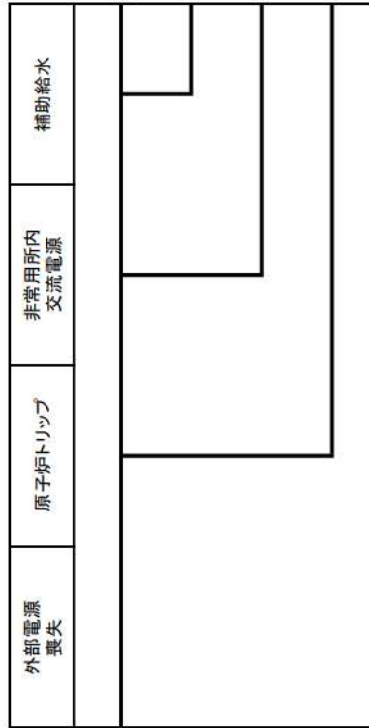
＜小破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナケンス(3/5)



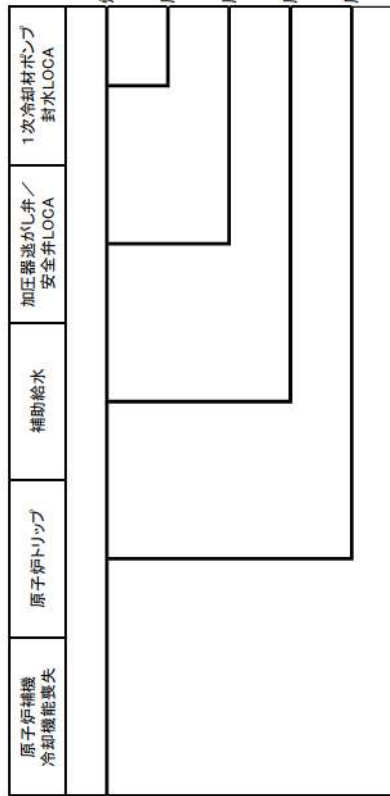


＜ 2次冷却系の破断に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

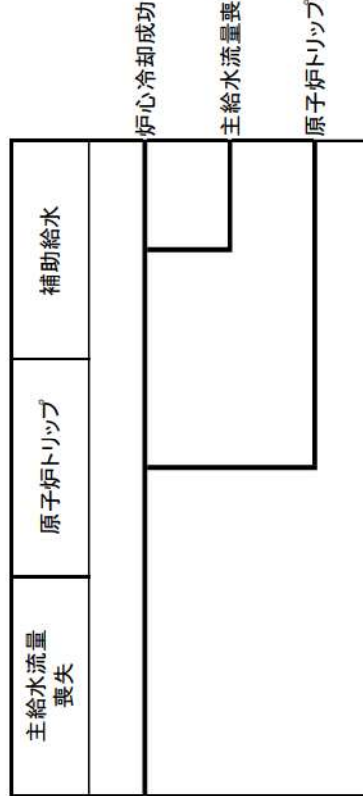


＜ 外部電源喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(4/5)

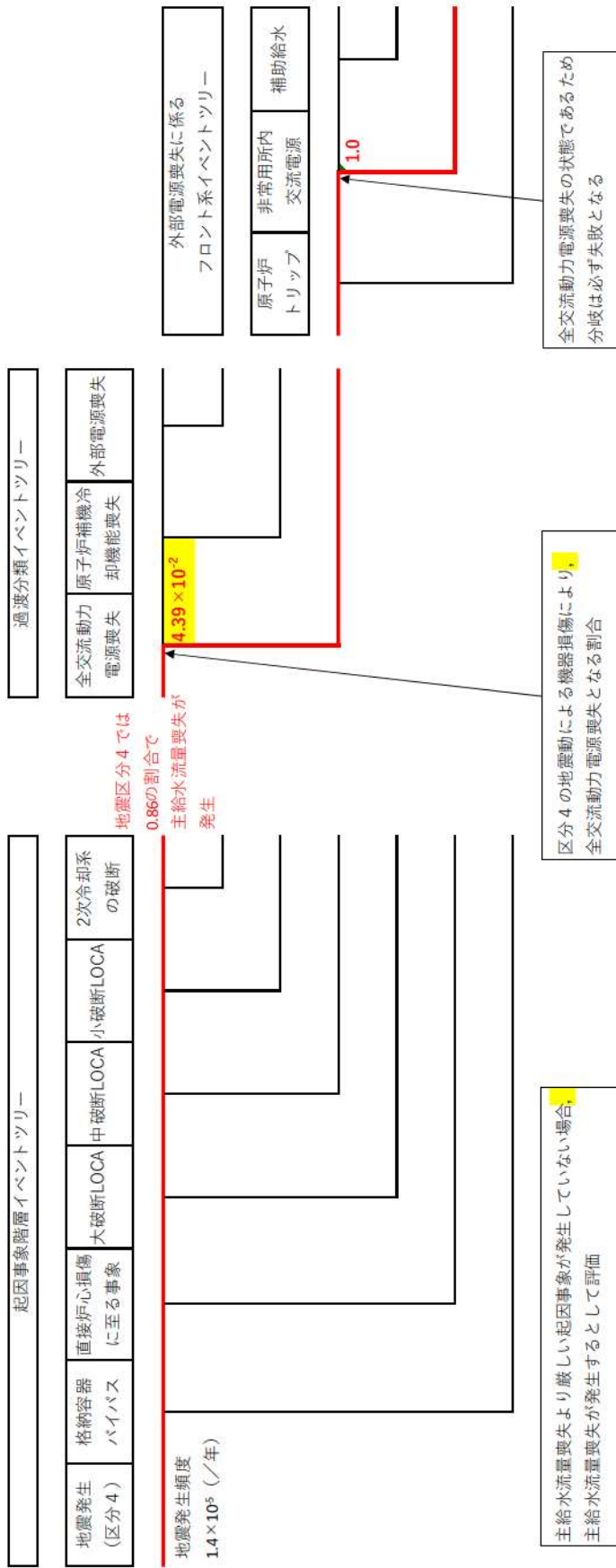


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(5/5)



第5図 全交流動力電源喪失が発生している場合の例



## 地震PRAにおける成功基準について

## 1. 起回事象毎の成功基準

選定した起回事象のうち、内部事象PRAでも評価した起回事象の成功基準は、地震事象PRAにおいても相違はない。地震特有の起回事象である「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」や「原子炉建屋損傷」等、直接炉心損傷に至る事象については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。

起回事象毎に、炉心冷却に必要な緩和手段の組合せを表に整理した。

## 2. 炉心損傷の定義

内部事象PRAと同じく、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1200℃を超えると評価される状態を炉心損傷と定義する。

## 3. 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間

## (1) 余裕時間

「LOCA事象」、「2次冷却系の破断」、「LOCA発生後ECCS再循環における補機冷却系の負荷制限」において、内部事象PRAと同様の余裕時間を設定している。

## (2) 使命時間

地震PRAにおいても、内部事象PRAと同様に使命時間として24時間を使用している。また、空調系が喪失した場合の室温評価期間については、7日間（168時間）としている。

## 4. 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性

内部事象PRAで参照した熱水力解析と同じ結果を使用して、成功基準を設定している。

表 起因事象毎の成功シーケンス一覧表

	高圧 注入	高圧 再循環	低圧 注入	低圧 再循環	蓄圧 注入	格納容器 スプレー 注入	格納容器 スプレー 再循環	原子炉 トリップ	補助 給水	主蒸気 隔離	加圧器 逃がし弁/ 安全弁LOCA	1次冷却材 ポンプ 封水LOCA	非常用 所内電源
イベント ヘディング	HPI	HPR	LPI	LPR	ACC	CSI	CSR	TP	AFW	MSR	POV	RCP	EPS
大破断 LOCA	—	■	○	○	○	■	■	—	—	—	—	—	—
	■	○	○	■	○	○	○	■	■	■	■	■	■
中破断 LOCA	○	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—
小破断 LOCA	○	○	—	—	—	○	○	○	○	—	—	—	—
2次冷却系 の破断	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—
外部電源 喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	○
原子炉補機 冷却機能 喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	○	○	—
主給水流量 喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	—

○：緩和手段成功 —：不動作又は不要

注) 地震PRAでは冗長設備は同時に損傷することを想定しているため、必要基数等は特に記載していない。

## 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の 事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

### 1. 概要

従来の泊3号炉や大飯3, 4号炉等においては、これまではRISKMANを用いた大イベントツリー手法で地震PRAを実施し、この結果を事故シーケンスに取りまとめた。高浜3, 4号炉や今回の泊3号炉の評価においては、RiskSpectrumを用いた小イベントツリー手法で地震PRAを実施している。これらの評価における事故シーケンス分類の取扱いの差異について取りまとめる。

### 2. 大イベントツリー手法と小イベントツリー手法での事故シーケンス分類の差異

#### (1) 大イベントツリーでの事故シーケンス分類方法

大イベントツリー手法においては、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてについてのシナリオを評価することから、地震による複数の機能喪失の重畳等も評価し、より詳細ではあるが、複雑な評価となっている。このPRA結果を各事故シーケンスに取りまとめる際は、内部事象PRAと同様のフロントライン系イベントツリーに加え、地震損傷機器イベントツリー等のイベントツリー全体の成功、失敗を加味して事故シーケンス分類を行っている（添付1, 2参照）。

#### (2) 小イベントツリーでの事故シーケンス分類方法

小イベントツリー手法においては、大イベントツリー手法で地震により損傷する機器をイベントツリーで取り扱い、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてを評価するのと異なり、機器の各地震加速度区分における機器損傷確率をフォールトツリーの中で取り扱うことから、大イベントツリーと異なり、イベントツリーの構成は単純でイベントツリーの分岐は大イベントツリー手法と比較して少数となる。PRA結果の各事故シーケンスの取りまとめについては、内部事象PRAと同様にフロントライン系イベントツリーで失敗の分岐に応じたものとしている（添付3, 4参照）。

#### (3) 両手法における事故シーケンス分類における差異

何れの手法においてもPRAとしては同等の評価であり、添付2, 4の事故シーケンスを比較してもほぼ同等の整理となっていることを確認しているが、地震により喪失する機能が重畳する場合の取扱いに関して以下のとおり差異がある。

##### a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合のシーケンス分類

大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合、大イベントツリー手法の分類では、注入する順序の関係から大破断LOCA+蓄圧注入失敗として



取り扱っている。一方、小イベントツリー手法の分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、大破断LOCA+低圧注入失敗として取り扱っている。

b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合のシーケンス分類

小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合、大イベントツリー手法での分類では、補助給水失敗は高圧注入による必要注入流量を確保するための補助的な冷却と考え、小破断LOCA+高圧注入失敗として取り扱っている。一方、小イベントツリー手法の分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、小破断LOCA+補助給水失敗に分類している。

(4) 分類の差異による影響

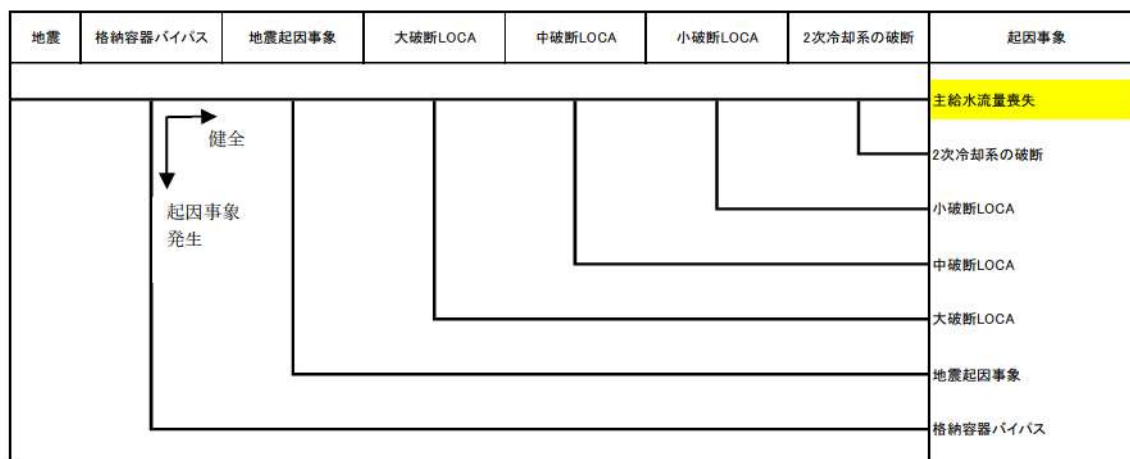
今回の事故シーケンス分類の方法を大イベントツリーに合わせた場合の影響について以下に示す。

a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合の影響

低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合を蓄圧注入失敗側に整理する場合、現在の評価では大破断LOCA+低圧注入失敗が $1.7 \times 10^{-7}$ /炉年に対し、大破断LOCA+蓄圧注入失敗が $6.0 \times 10^{-11}$ /炉年であることから、重畳部分を蓄圧注入失敗に整理すると数値は有意に変化することが考えられる。しかしながら、何れも同じ事故シーケンスグループであり、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスであるが、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであると整理しており、この観点で今回の分類方法が事故シーケンスの選定に影響を与えるものではない。

b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合の影響

補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合を高圧注入失敗側に整理する場合、現在の評価では小破断LOCA+補助給水失敗が $4.2 \times 10^{-8}$ /炉年に対し、小破断LOCA+高圧注入失敗が $1.0 \times 10^{-7}$ /炉年であることから、重畳部分を高圧注入失敗に整理すると数値は微増することになるが、事故シーケンスの選定に影響を与えるものではない。



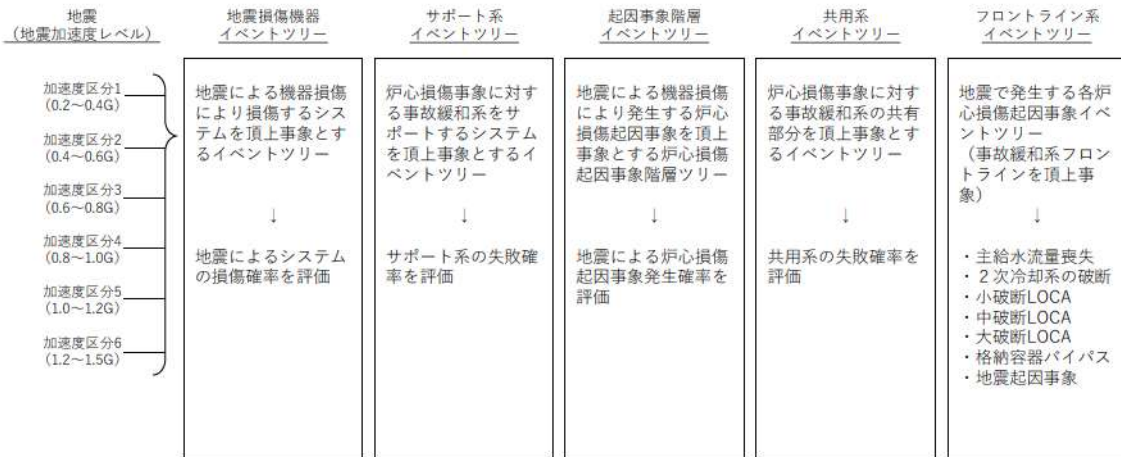
【地震起因事象】

- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- 複数の信号系損傷
- 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

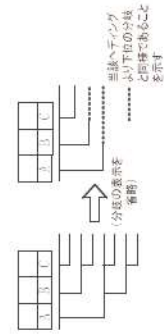
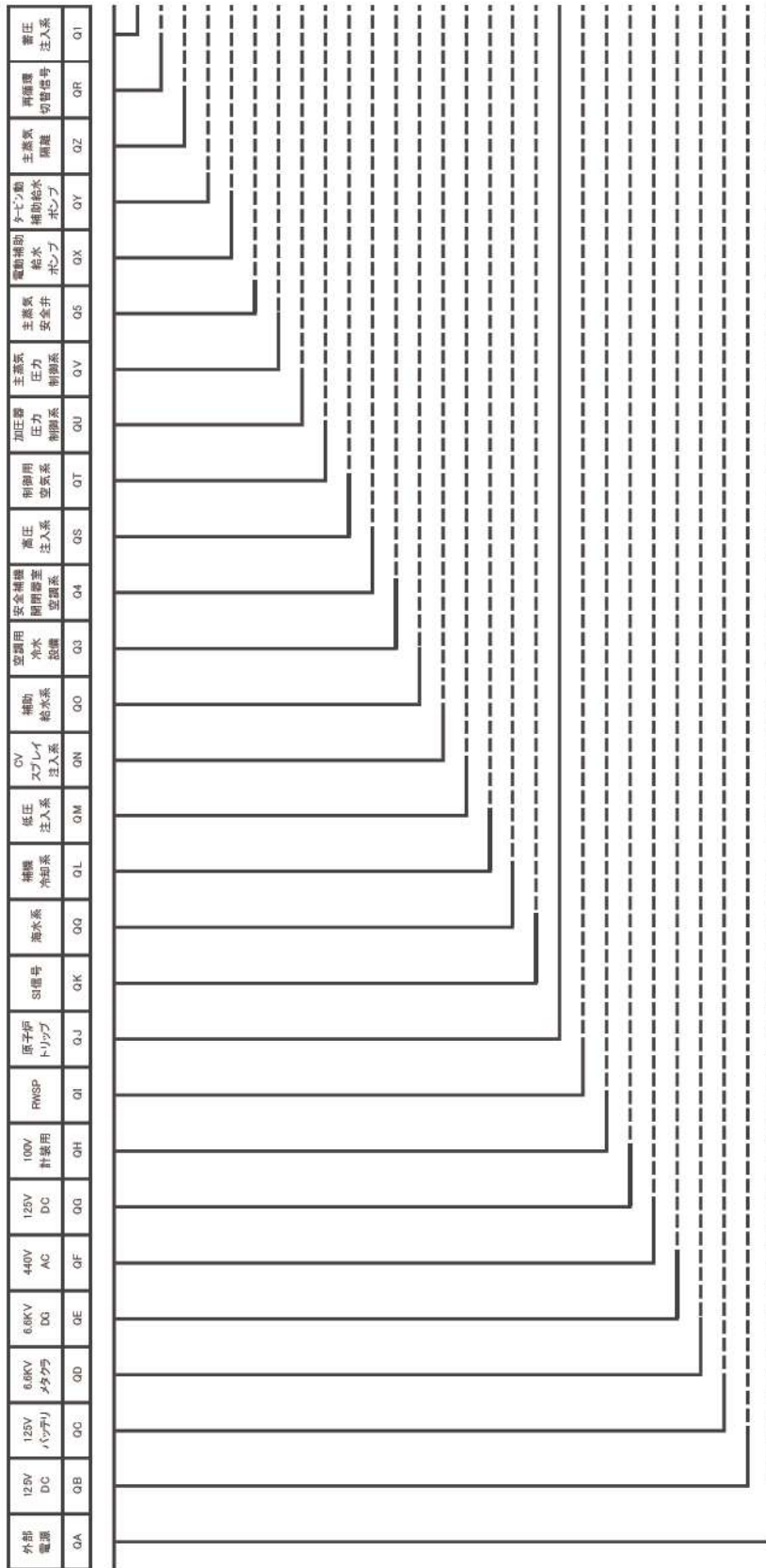
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))

第1-1図 地震PRA階層イベントツリー



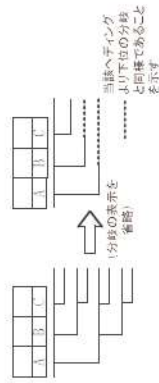
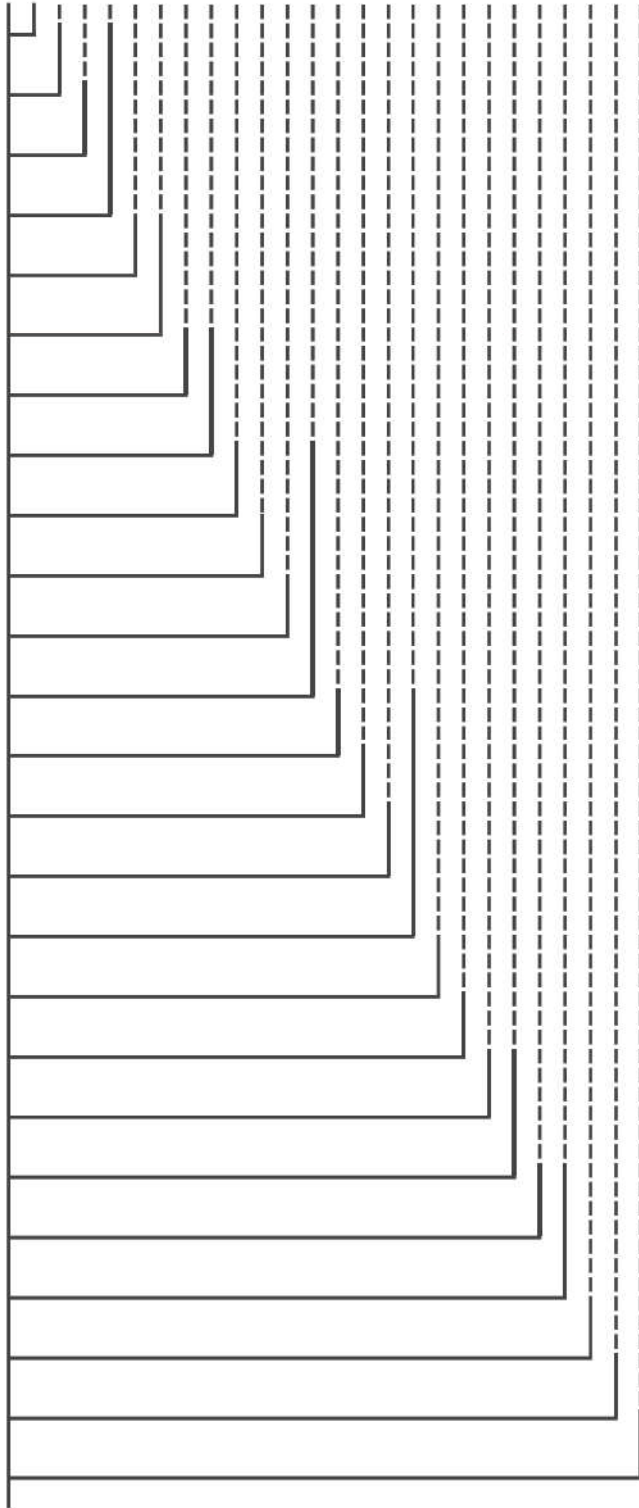
第1-2図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)



第1-3図 地震損傷機器イベントツリー

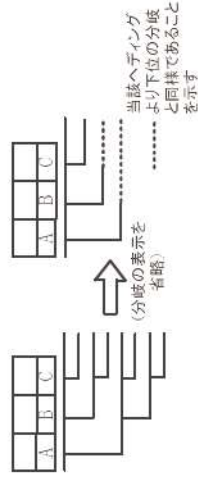
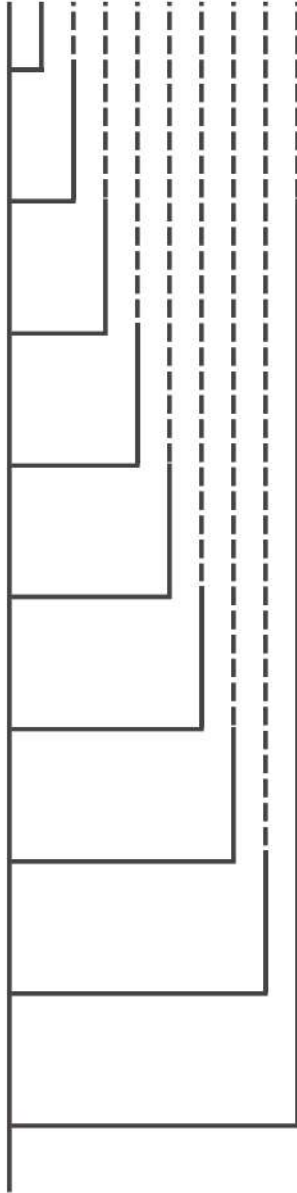


外部電源	125V 直流電源 Aトレン	6.6KV メタカ Aトレン	6.6KV DG Aトレン	6.6KV DG Bトレン	440V 交流電源 Aトレン	440V 交流電源 Bトレン	100V 計装用 Aトレン	安全注入 信号 Aトレン	CV スプレイ 信号 Aトレン	所内母線 電圧 Aトレン	100V 計装用 Bトレン	安全注入 信号 Bトレン	CV スプレイ 信号 Bトレン	所内母線 電圧 Bトレン	海水系 再稼働時	補機 冷却系 再稼働時	海水系 注入時	補機 冷却系 注入時	空調用 冷水設備 空調系	安全設備 閉鎖室 空調系	安全設備 空調系	制御用 空調系	IA
OP	AD	BD	ABM	ARG	B8G	A4	AI	AS	AP	AU	BI	BS	BP	BU	SWR	CMR	SWI	CWI	CHS	HVSW	HVSC	IA	



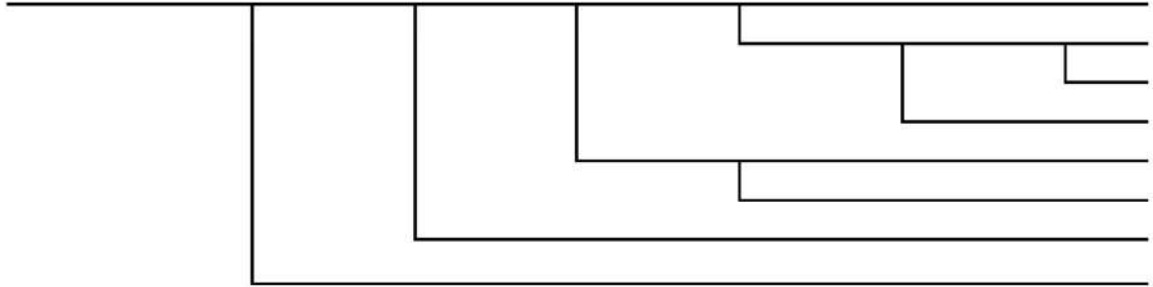
第1-4図 サポート系イベントツリー

燃料取替 用水ヒケ	再循環サブライン 共有部 AHレン	再循環サブライン 共有部 BHレン	再循環切替 信号失敗 AHレン	再循環切替 信号失敗 BHレン	RWSP 取水失敗 AHレン	RWSP 取水失敗 BHレン	RCS低温側 注入ライン逆止弁 開失敗及び 外部リーク(注入時)	RCS低温側 注入ライン逆止弁 外部リーク (再循環時)
RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LI	LJR



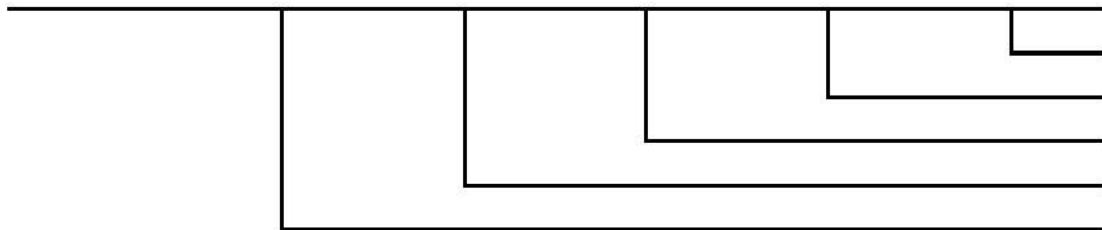
第 1 - 5 図 共用系イベントツリー

大破断LOCA	低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
LL	LIL	ACLM	CIA	LRL	HRL	CRA



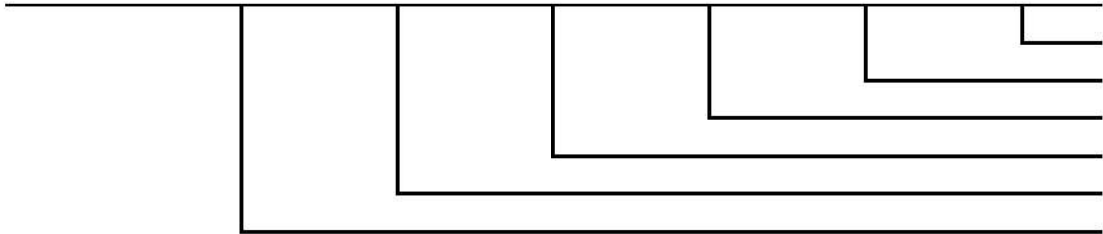
第1-6図 大破断LOCA イベントツリー

中破断LOCA	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
ML	HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA



第1-7図 中破断LOCA イベントツリー

小破断LOCA	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
SL	TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA



第1-8図 小破断LOCA イベントツリー

2次冷却系の破断	原子炉トリップ <sup>o</sup> (SLOCA,SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)
MB	TPA	MSI	AFB



第1-9図 2次冷却系の破断イベントツリー



主給水流量喪失	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)
LMFW	TPA	AFF



第1-10図 主給水流量喪失イベントツリー

## 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

## 1. イベントツリーリンクングにおける情報の引継ぎについて

地震PRAでは内部事象PRAと同様、起因事象の発生に対して事故緩和機能の成功失敗を評価することにより炉心損傷に至るか否かを評価している。内部事象PRAと異なるところは、起因事象を発生させる要因や事故緩和機能を喪失させる要因が、ランダム故障や人的過誤に加えて地震による機器の損傷を考慮する必要がある点にあり、地震による機器損傷の影響は地震損傷機器イベントツリー及び起因事象階層イベントツリーで考慮している。

また、起因事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮し、その他の起因事象は起因事象階層イベントツリーのヘディングとして考慮しているが、イベントツリーリンクングで結合した情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起因事象に対する炉心損傷頻度を整理することが可能である。第2-1図に外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失（以下、「SBO」という。）に対する炉心損傷頻度を整理した例を示す。

地震損傷機器イベントツリーでは、ある地震加速度により外部電源及び非常用所内交流電源が損傷すると評価している。下流に結合されたサポート系イベントツリーではSBO情報が引き継がれるため、外部電源及び電源系の分岐は失敗となる。起因事象階層イベントツリーでは、主給水流量喪失より厳しい起因事象が発生していない場合、主給水流量喪失が発生するとして共用系イベントツリーに引き継がれる。共用系イベントツリーでは主給水流量喪失に対して考慮すべきヘディングが存在しないため、起因事象階層イベントツリーの情報がそのまま主給水流量喪失に対するフロントライン系イベントツリーに引き継がれる。主給水流量喪失のフロントライン系イベントツリーではSBO情報が引き継がれているため、SBOにより炉心損傷に至る事象として整理される。

以上のことから、SBO事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが、イベントツリー全体の評価結果を分析することでSBOによる炉心損傷を整理することが可能である。

## 2. 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

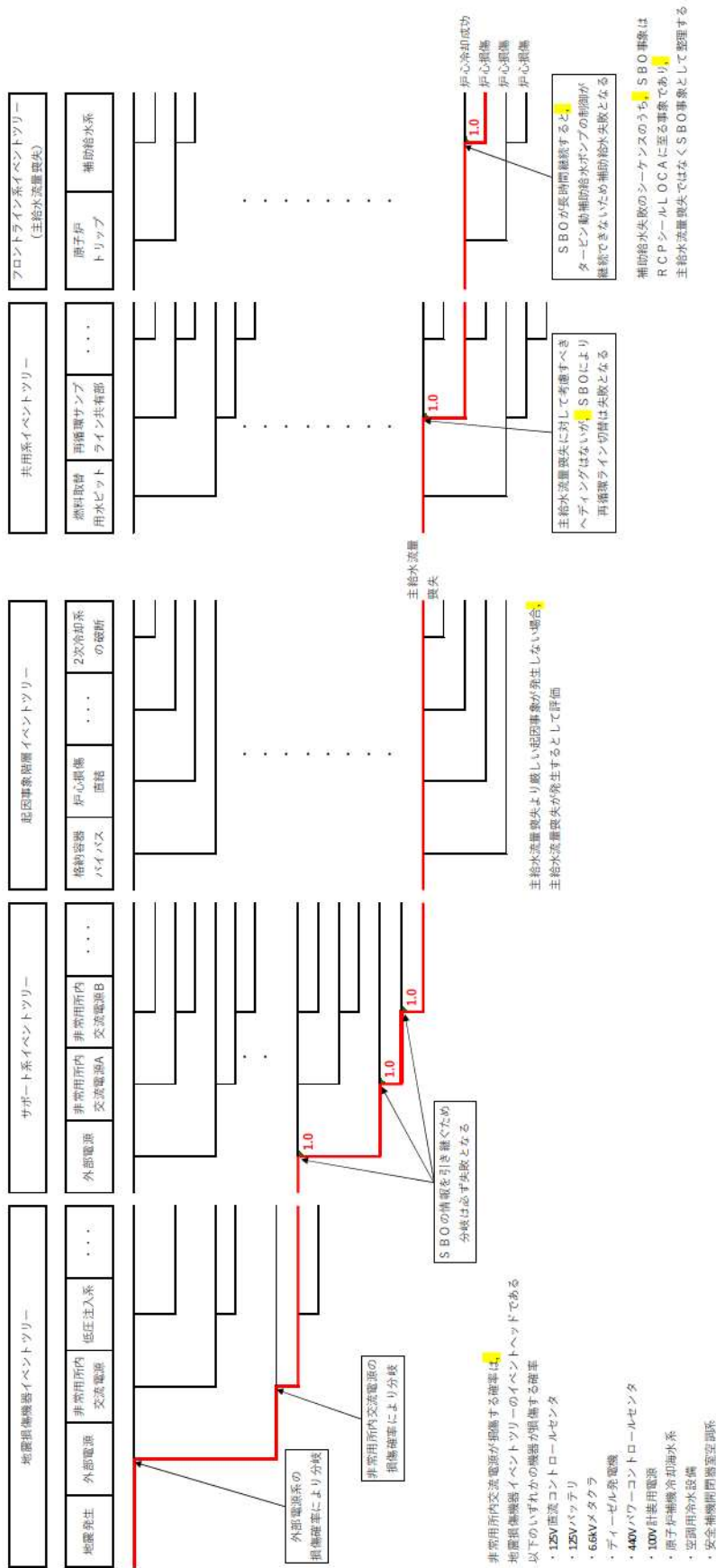
地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについては、前述と同様にイベントツリー全体の評価結果を分析することで炉心損傷に至る要因を確認し、各事故シーケンスに分類している。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、破損する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破

損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

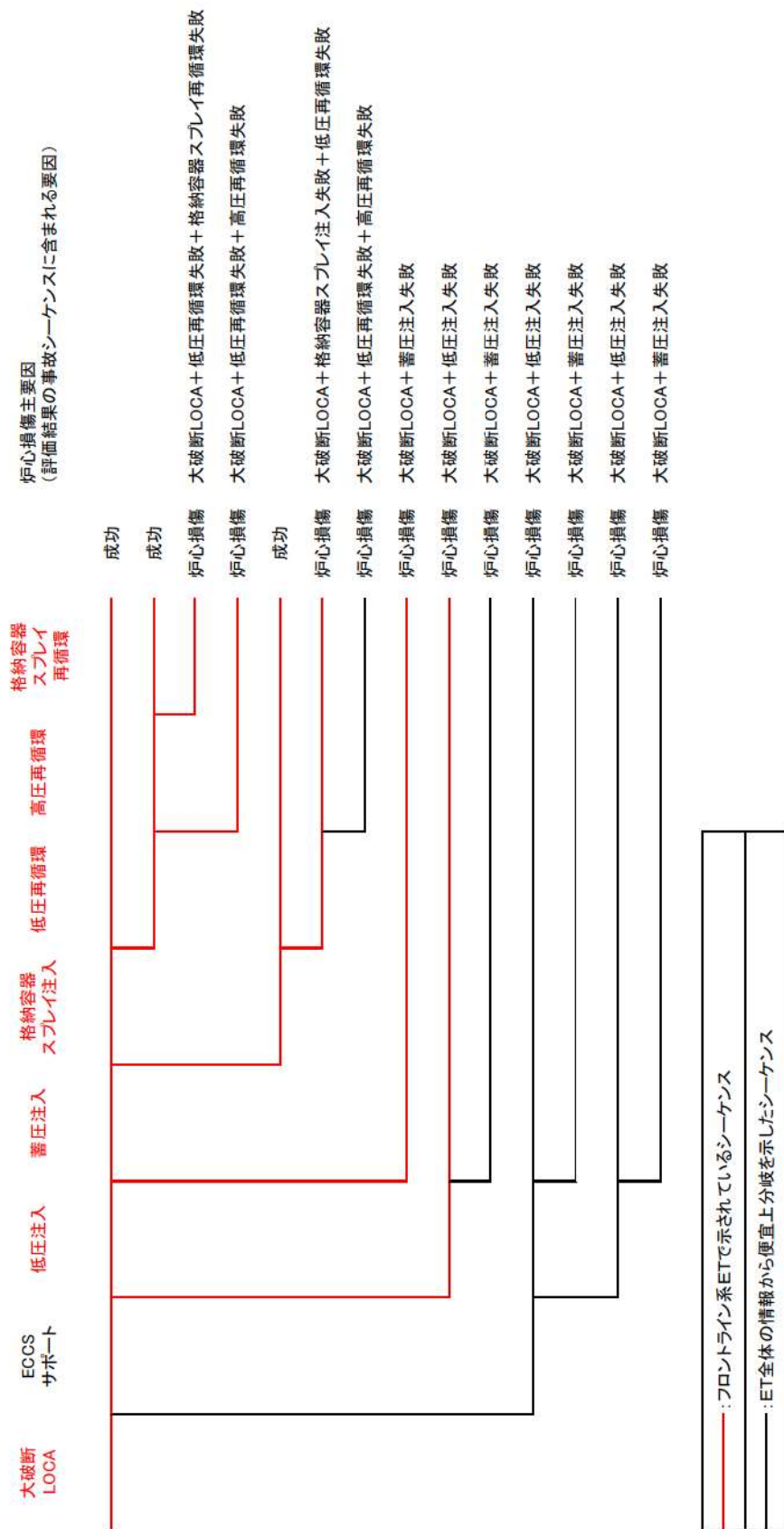
また、各LOCA事象、2次冷却系の破断及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーを含むイベントツリー全体の評価結果を分析することで事故シーケンスを分類した。第2-2～2-6図に上流側イベントツリー情報からSBO及び原子炉補機冷却機能喪失を踏まえた各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐に対する事故シーケンスの分類の考え方を示す。

上記考え方に従い事故シーケンスの整理を行い、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度を算出している。

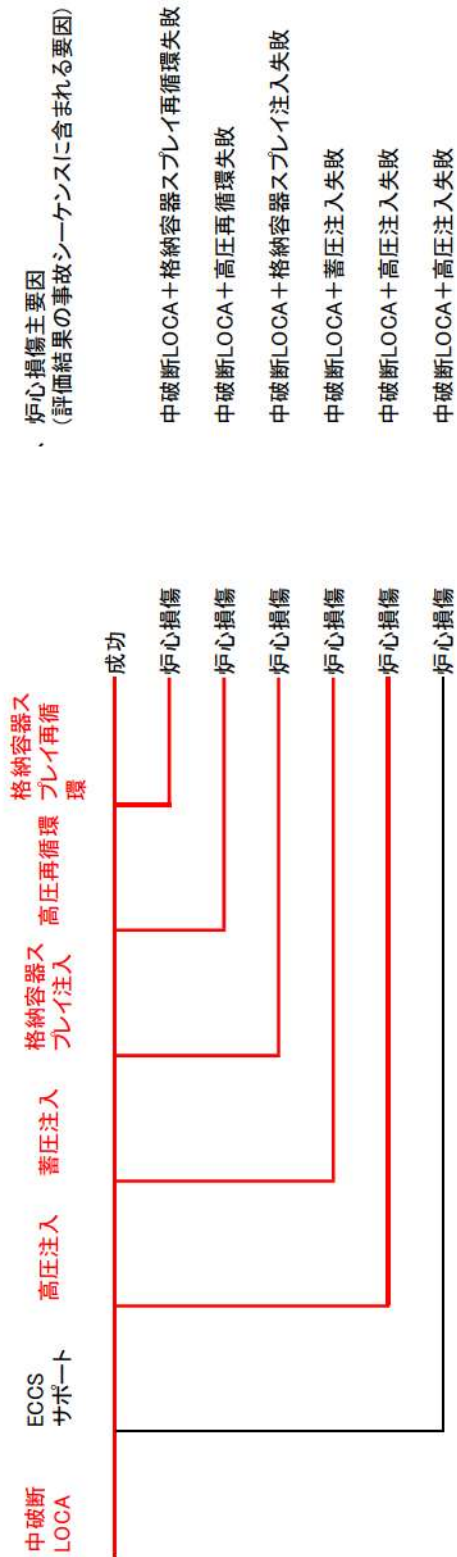


第2-1 図 SBOに対する炉心損傷頻度を整理した例





第 2 - 2 図 大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



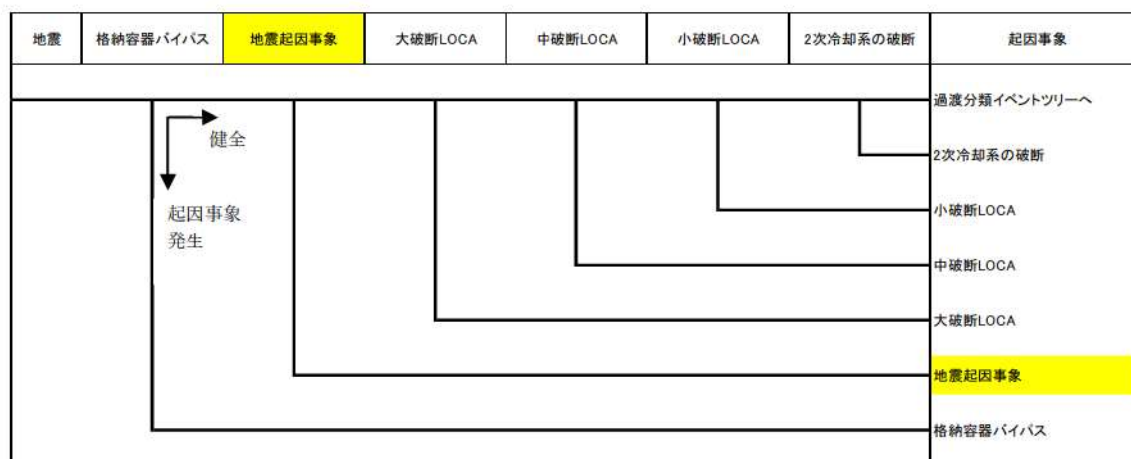
第2-3図 中破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法











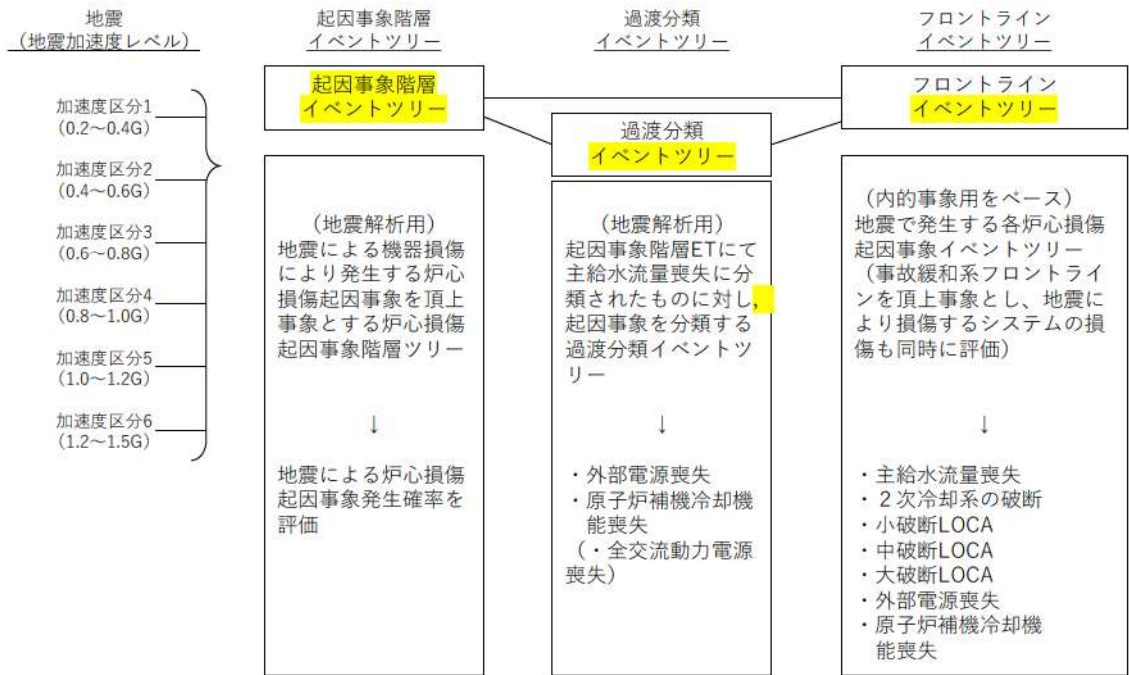
【地震起因事象】

- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- 複数の信号系損傷
- 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

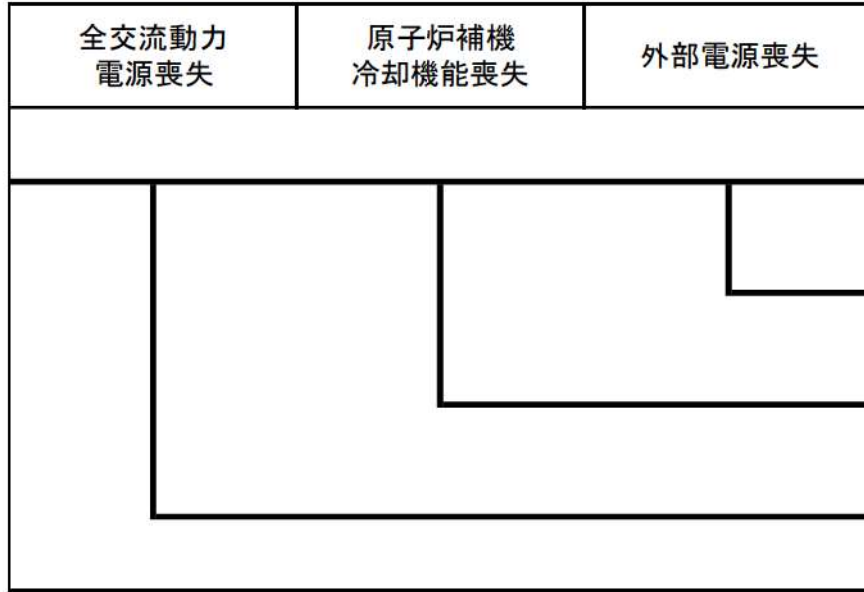
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))

第3-1図 地震PRA階層イベントツリー

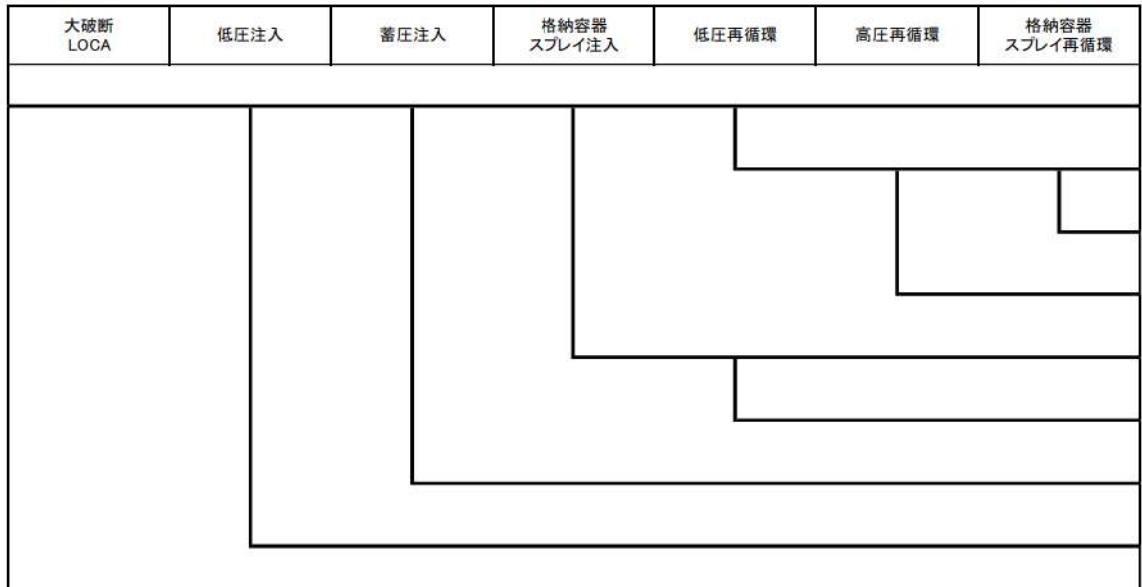


第3-2図 地震システム解析モデル (小イベントツリー)

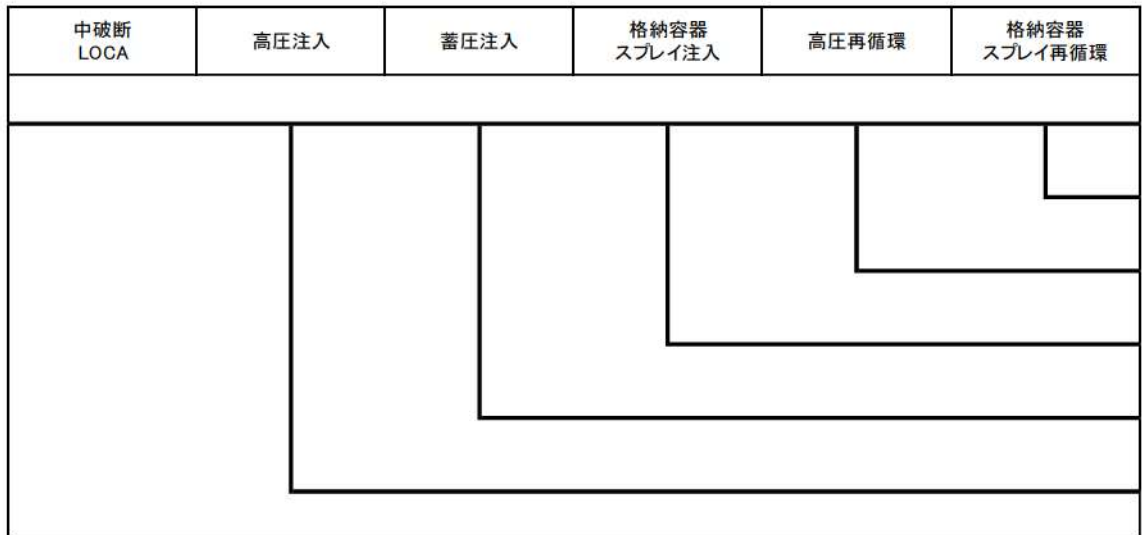


第3-3図 過渡分類イベントツリー

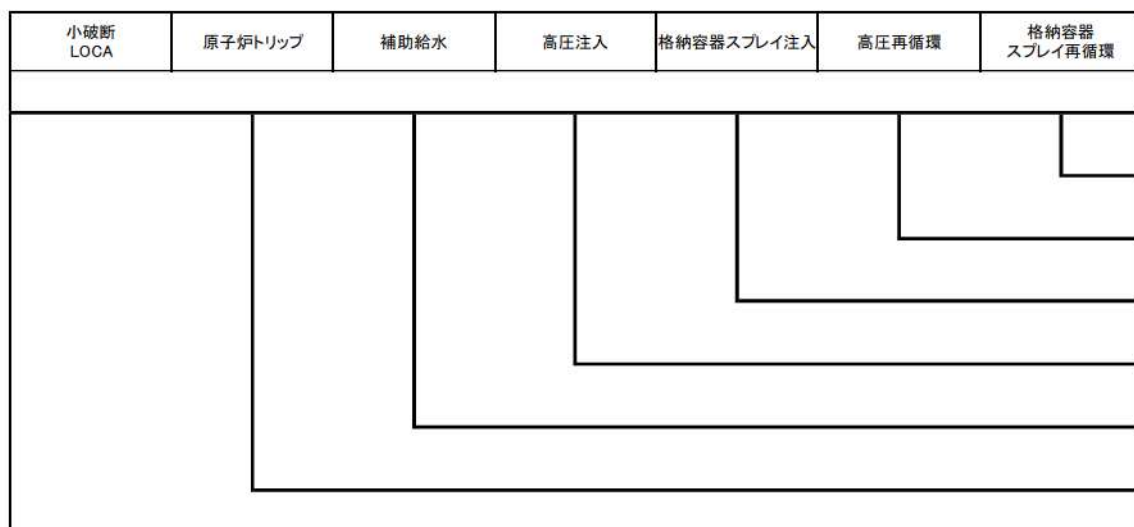




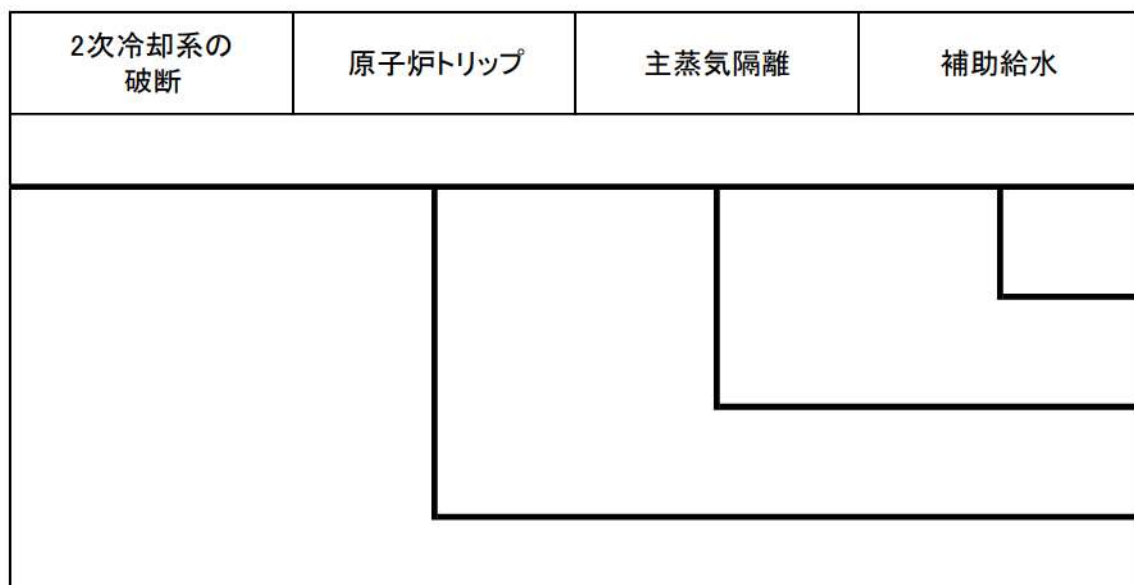
第 3 - 4 図 大破断LOCAイベントツリー



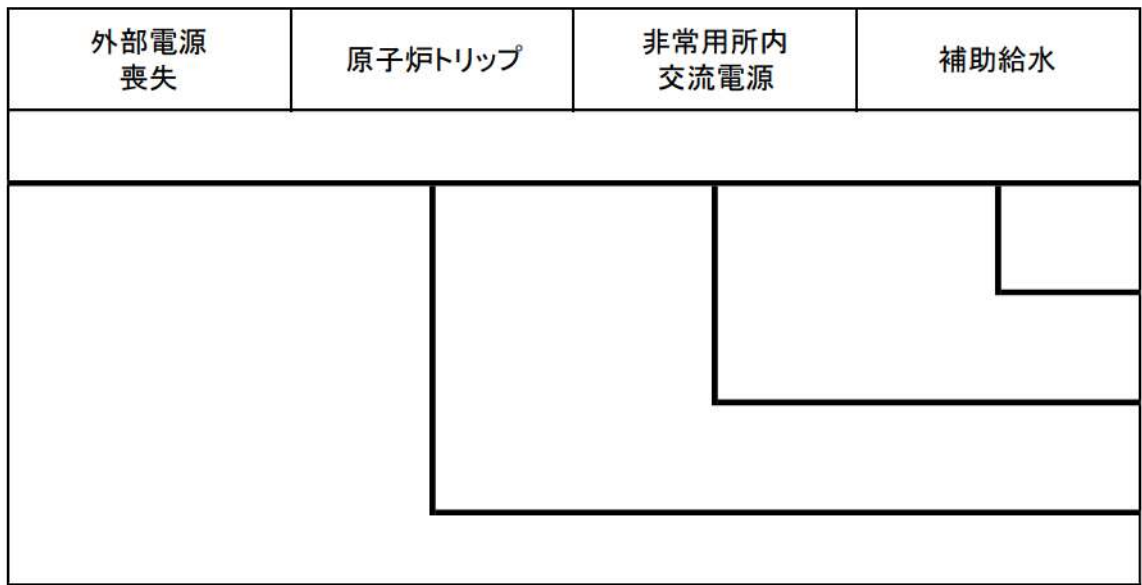
第 3 - 5 図 中破断LOCAイベントツリー



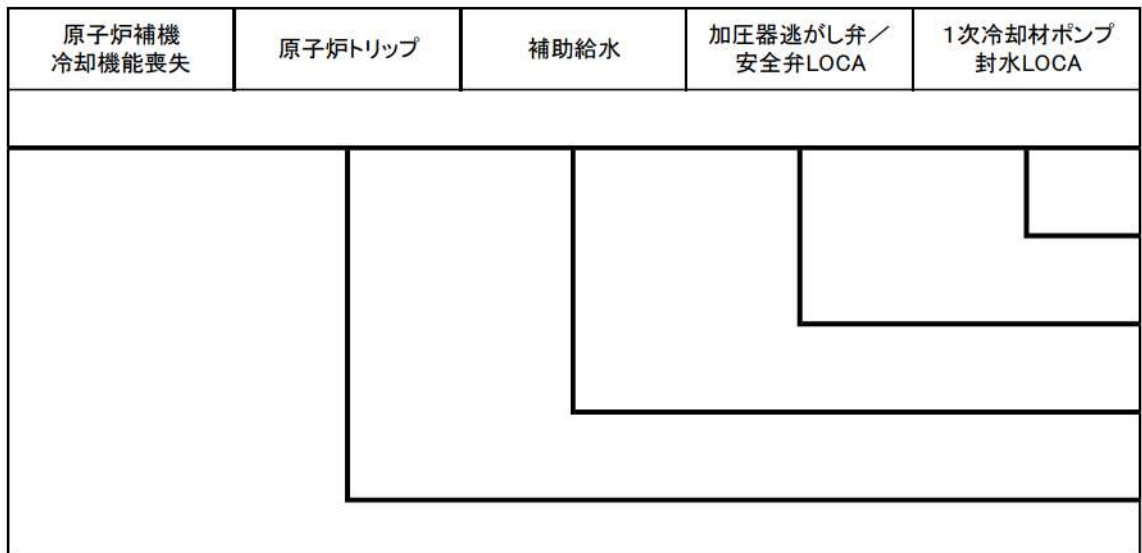
第3-6図 小破断LOCAイベントツリー



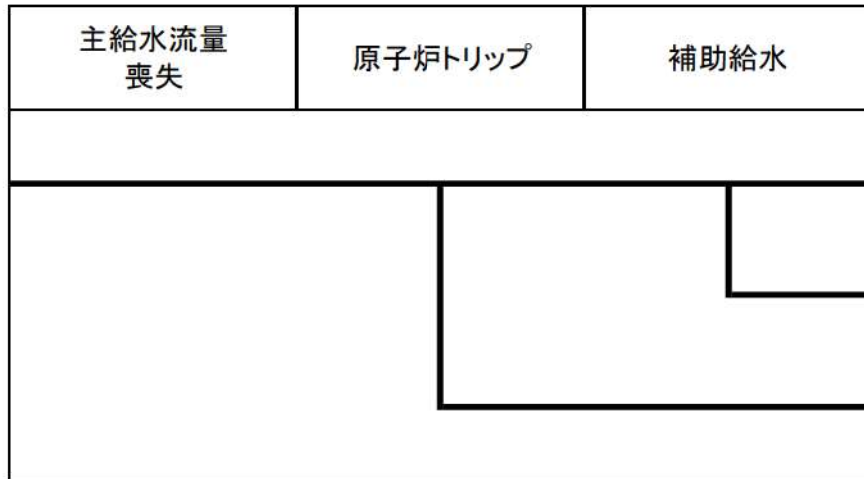
第3-7図 2次冷却系の破断イベントツリー



第3-8図 外部電源喪失イベントツリー



第3-9図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー



第3-10図 主給水流量喪失イベントツリー



## 地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

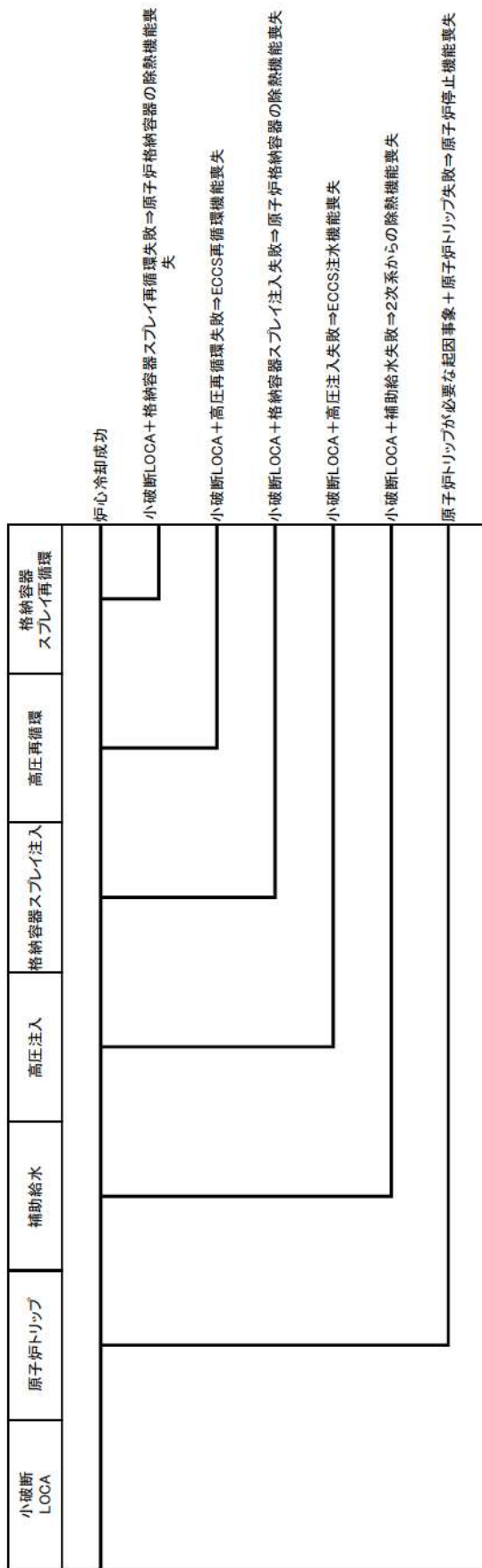
格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類した。第4-1～4-5図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また、起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される例を、地震区分4において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に第4-6図に示す。



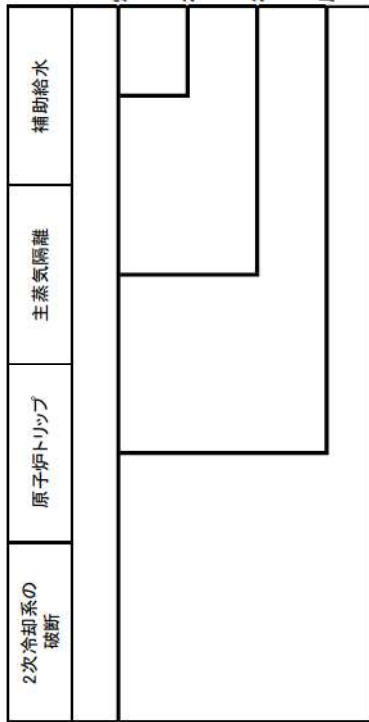




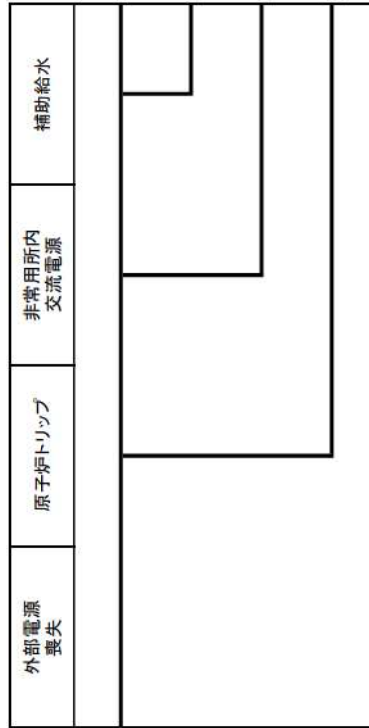
＜小破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4-3図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(3/5)



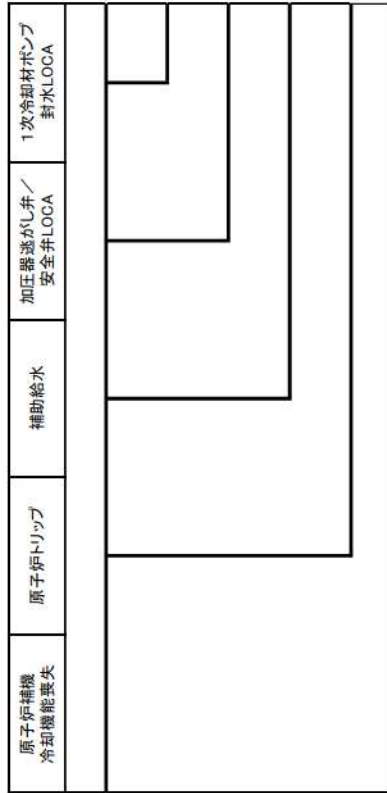


＜2次冷却系の破断に係るフロントラインイベントツリーの分岐＞

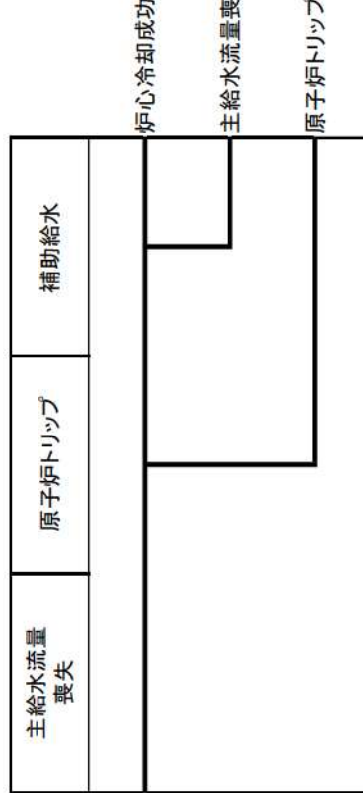


＜外部電源喪失に係るフロントラインイベントツリーの分岐＞

第4-4図 各フロントラインイベントツリーの分岐先の事故シナリオ(4/5)

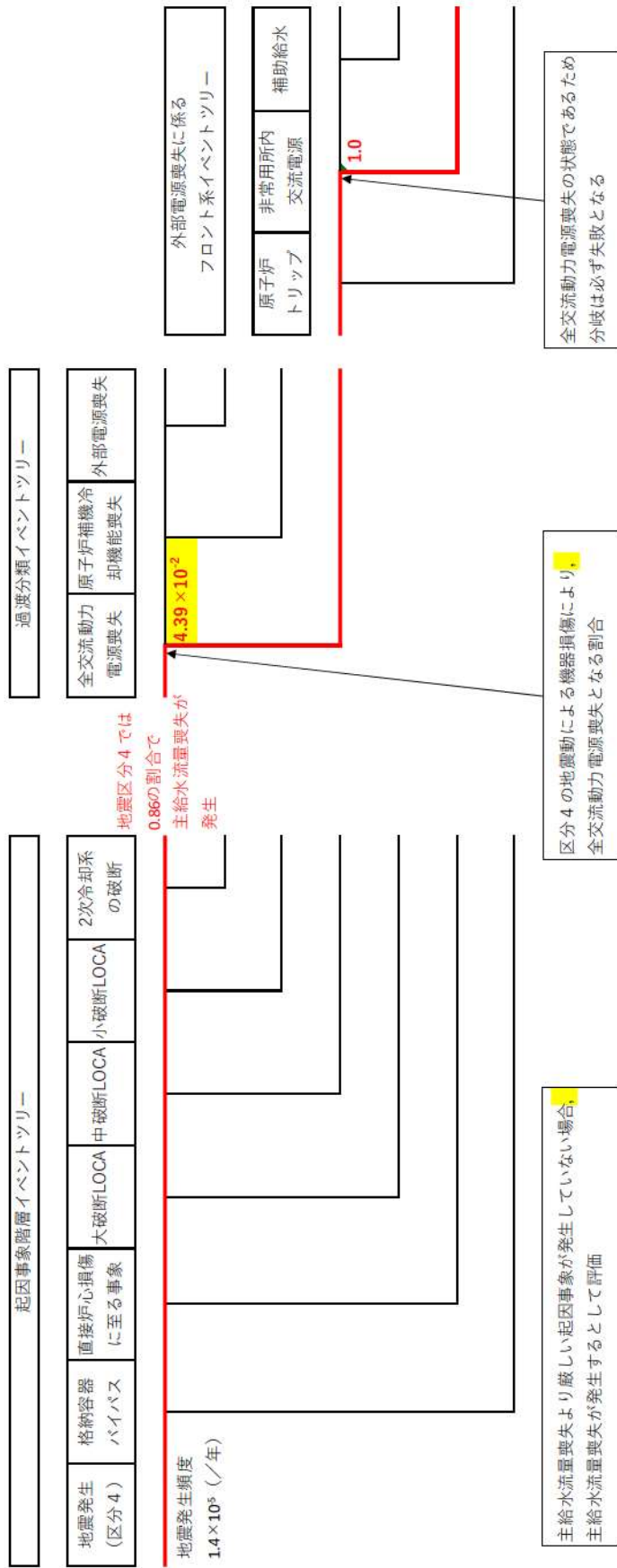


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4-5図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ (5/5)



第4-6図 全交流動力電源喪失が発生している場合の例

### 3.2.2 津波PRA

外部事象津波レベル1 PRA は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下「津波 PRA 学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 3.2.2-1 図に示す。（補足 3.2.1-1）

なお、本評価では津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

#### 3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

##### ① 対象とするプラントの説明

###### (1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

津波 PRA の実施に当たり収集した情報及び情報源を第 3.2.2.a-1 表に示す。内部事象出力運転時レベル1 PRA（以下「内部事象 PRA」という。）において収集した情報の他、配置関連設計図書等により情報を収集・整理した。

収集したサイト・プラント情報に基づき、津波 PRA の評価対象設備として、内部事象 PRA の評価対象とした設備の他、防潮堤、防水壁等の止水対策を選定した。プラントの設備配置の概略図を第 3.2.2.a-1 図に示す。また、津波防護施設の概要を以下に示す。

- ・ 基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために、防潮堤（T.P.16.5m）を設置。
- ・ 海と接続する取水路等からの建屋への流入を防止するために防水壁を設置。
- ・ 建屋への浸水の可能性がある経路、浸水口（扉、開口部及び貫通孔等）に対して、水密扉の設置、貫通部の止水処理等の浸水対策を実施。

###### (2) プラントウォークダウン

###### a. プラントウォークダウンの実施手順

本津波 PRA では第 3.2.2.a-1 表に示したプラント設計図書等の情報を基にシナリオを想定しているが、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認をするために、以下の観点でプラントウォークダウン実施要領書及びチェックシートを作成し、プラントウォークダウンを行った。

- ・ 津波影響の確認
- ・ 間接的被害の可能性の確認
- ・ 津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部）

###### b. プラントウォークダウン調査対象機器の選定

津波 PRA 対象機器及び開口部からプラントウォークダウン調査対象機器を選定するフローを第 3.2.2.a-2 図に示す。津波 PRA の対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類し、このフローを使用してスクリーニングを行い、調査



対象機器を選定した。

また、建屋内の重要設備を津波の影響から防護するために地上の建屋外壁部及び地下トレンチ取合部は建屋バウンダリとしての機能が要求されることから、重要設備が設置される原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋に存在する外壁開口部及び建屋間、地下部を調査対象とした。

さらに、間接的な被害として、津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の可能性を確認するため、対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いかを調査した。第3.2.2. a-2 図のフローに基づき選定した結果、プラントウォークダウンの対象として以下の機器及び建屋開口部が選定された。

- ・津波 PRA の評価対象とする系統・機能を代表する機器
- ・原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋外壁開口部（建屋間及び地上部も含む）

c. プラントウォークダウン結果

プラントウォークダウン用チェックシートに基づき対象機器をチェックした。チェックシートの例を第3.2.2. a-3 図に示す。プラントウォークダウンの結果、第3.2.2. a-2 表に示すように津波 PRA 上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

評価においては、以下を前提条件とした。

- ・地震発生前は出力運転状態とする。
- ・地震によって安全上重要な建屋、系統（システム）、機器の機能喪失につながる損傷はない、すなわち、地震によるプラントへの直接的影響は無いものとする。
- ・地震後に津波が襲来するものとする。
- ・各建屋地下開口部における止水対策は健全であり、当該部からの浸水は無いものとする。
- ・建屋外壁扉は誤開放しているものとし、建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、津波が建屋の敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ（以下「カーブ高さ」という。）を越え、建屋内に流入した場合は、建屋の同一フロア及び下階全体が同時に浸水するものとする。
- ・アクシデントマネジメント策や、緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。
- ・機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能喪失するものとする。

また、以下の方針で評価対象機器を抽出した。

- (a) 内部事象レベル 1 PRA において、当該系統及び機器が損傷することで炉心損

傷に至るおそれのある系統及び設備を抽出しているため、それらすべてを検討対象とする。

- (b) (a)では対象外だったもののうち、津波により損傷することで起因事象が発生するもの（主給水系、循環水系等）や津波による影響として特有な設備（電気盤、建屋、取水構造物等）を機器配置図やプロットプラン等の図面により抽出する。
- (c) (a), (b)で抽出した設備について、津波により損傷及び機能喪失するか又はその可能性が無視できるほど小さいかを検討し、損傷及び機能喪失する可能性のある設備を脆弱性評価対象として選定する。
- (d) プラントウォークダウンにより、間接的被害を受ける可能性のある機器を追加し、機器リストを作成する。

#### (1) 事故シナリオの概括的な分析・設定

##### a. 機器の損傷・機能喪失要因となる津波の影響

津波 PRA 学会標準では、事故シナリオを広範に分析・抽出する際に考慮すべき影響として以下に示す直接的影響及び間接的影響が挙げられている。

##### (a) 直接的影響

- ・ 浸水による設備の没水、被水
- ・ 津波波力，流体力，浮力
- ・ 海底砂移動
- ・ 引き波による水位低下

##### (b) 間接的影響

- ・ 洗掘
- ・ 漂流物の衝突
- ・ 津波による高ストレス
- ・ 作業環境の悪化

本評価では、収集したサイト・プラント情報から上記の影響を受ける設備を具体化し、その設備が損傷した際のプラントへの影響を考慮して事故シナリオを抽出した。この結果を第 3.2.2. a-3 表に示す。

抽出した事故シナリオについて、炉心損傷に**つながる**可能性を定性的に判断して以下 3 つの事故シナリオを除外した。

##### 1) 海底砂移動の影響

津波による海底砂移動の影響の定量的な評価は、現時点では評価技術が十分ではないため、津波 PRA 学会標準の記載<sup>1)</sup>に従い対象外とした。

<sup>1)</sup> 「炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重を置いて判断せざるを得ないことに留意する。スクリーニングで除外されない事故シナリオを、事故シーケンスの評価対象とするか、又は留意事項として報告書等に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」（津波 PRA 学会標準 6.2 項より抜粋）



追而

【砂移動・堆積の影響評価については、海底砂移動解析  
(第5条)の結果を踏まえて記載する】

## 2) 引き波による水位低下の影響

「引き波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、原子炉補機冷却海水ポンプの取水障害が発生して、キャビテーションでポンプが機能喪失することとなり、対象となる機器は原子炉補機冷却海水ポンプ及び循環水ポンプのみである。これは押し波が発生した場合に原子炉補機冷却海水ポンプ又は循環水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同じであり、その後の炉心損傷に至るプロセスも同じとなる。したがって、炉心損傷頻度の定量化は変化するものの、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、対象外とする。

なお、本プラントにおいては、引き波により貯留堰が露出し、取水不能となっても、原子炉補機冷却海水ポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室に確保可能な構造としている。また、ポンプがキャビテーションで機能喪失する前にポンプ停止、潮位回復後に再起動することが可能であるため、事象発生後のシナリオは押し波によりポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる（補足 3.2.2.a-1, 補足 3.2.2.a-2, 補足 3.2.2.a-3）。

## 3) 作業環境の悪化

事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備（可搬式設備等）には期待していないため、対象外とした。

### b. 起回事象の選定

津波により誘発される起回事象を選定するため、抽出した事故シナリオを分析した（第 3.2.2.a-4 図）。この結果、スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオに含まれる起回事象として、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」及び「敷地及び建屋内浸水」の3事象が選定された。さらに、これら起回事象と内部事象 PRA でグループ化した起回事象の関係を整理し、「敷地及び建屋内浸水」が津波特有の起回事象として分類されることを確認した（第 3.2.2.a-4 表）。各起回事象の説明を以下に示す。

#### (a) 外部電源喪失

津波の敷地内浸水により主変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。

敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起因事象として選定した。

(b) 原子炉補機冷却機能喪失

敷地内に浸水した津波が循環水ポンプ建屋外壁開口部から流入することで、原子炉補機冷却海水ポンプが没水して原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。

(c) 敷地及び建屋内浸水

敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生し、炉心損傷に係る何らかの外乱が発生する。

c. 建屋・機器リストの作成

津波 PRA の評価対象設備を明確にするため、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備を選定して建屋・機器リストを作成した（第 3.2.2. a-5 表）

3.2.2. b. 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価方針

津波 PRA 学会標準，公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術 2016」，社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法（2011）」及び 2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて，確率論的津波ハザード解析を実施した。

追而【津波ハザード評価結果を反映】



### 3.2.2.c. 建屋・機器のフラジリティ

#### ① 評価対象と損傷モードの決定

3.2.2.a.②(1)c.で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波損傷モードを検討し、建屋・機器のフラジリティを評価した(第3.2.2.c-1表)。ただし、スクリーニングで除外した海水砂移動及び引き波の影響はフラジリティ評価の対象外とした。(補足3.2.2.c-1)

#### ② フラジリティの検討結果について

フラジリティ検討結果の概要を以下に示す。没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線は、第3.2.2.c-1図に示すようにステップ状となる。

- (1) 主変圧器は敷地内浸水深が主変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失する。
- (2) 原子炉補機冷却海水ポンプは、循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。
- (3) 建屋内の起因事象を緩和する設備は、建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。

### 3.2.2.d. 事故シーケンス

#### ① 起因事象

##### (1) 津波高さごとのシナリオ分類

津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため、津波高さと敷地内浸水深の関係及び建屋・機器フラジリティを考慮し、プラントへの影響が同等となる津波高さを分類した。第3.2.2.d-1表に津波分類を示すとともに、以下に各分類の特徴を示す。

なお、津波高さ T.P. 16.5m 以下では泊3号炉主要建屋周辺への浸水が発生せず津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。このため、津波高さ T.P. 16.5m 以下の事故シーケンス評価は内部事象 PRA に包絡されるものとした。(補足3.2.2.d-1)

##### (a) 津波分類 A (津波高さ T.P. 16.5m～)

津波高さ T.P. 16.5m を超えた場合、敷地内浸水が開始する。敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水によって複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る津波特有の起因事象「敷地及び建屋内浸水」が発生するものとする。「原子炉補機冷却機能喪失」及び「外部電源喪失」については、発生する津波高さが同じとなる「敷地及び建屋内浸水」で代表した。(補足3.2.2.d-2)

#### ② 起因事象発生頻度

##### (1) 評価対象とした起因事象の発生頻度

津波分類 A (T.P. 16.5m～) では、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えて、建屋内への大量浸水が発生し、敷地及び建屋内浸水が発生する。

これらの発生頻度は各分類の津波発生頻度<sup>2</sup>に等しく、次表のとおりである。

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)
A	T. P. 16. 5m～	$2.9 \times 10^{-7}$

追而【津波ハザード評価結果を反映】

## (2) 階層イベントツリーとその説明

津波分類 A (T. P. 16. 5m～) では、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水が発生する起因事象のみを想定している。この様な津波分類に対しては、津波 PRA 学会標準に基づき、階層イベントツリーを用いた起因事象の細分化は不要と判断している。

## ③ 成功基準

### (1) 成功基準の一覧

本評価で考慮している設備の範囲（設計基準対象施設（操作も含む）は考慮するが、アクシデントマネジメント策には期待しない）では、津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和手段がなくイベントツリーを展開できないため、緩和設備の機能及び系統数に関する成功基準は設定していない。

## ④ 事故シーケンス

### (1) イベントツリー

本評価で用いたイベントツリーを第 3. 2. 2. d-1 図に示す。津波高さ T. P. 16. 5m 以下では、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備に影響はないことから、本評価では、原子炉建屋及び原子炉補助建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生した場合は複数の安全機能が喪失し、炉心損傷に至ると想定した。

## ⑤ システム信頼性

本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。

## ⑥ 人的過誤

津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが、本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、人的過誤を考慮していない。

<sup>2</sup> 「津波発生頻度 (/年)」は、確率論的津波ハザード評価における「年超過確率（ある津波水位に着目したとき、1 年間にそれを超える津波が発生する確率）」から求められる。具体的には、津波分類 A (T. P. 16. 5m～) の津波発生頻度は、津波ハザード曲線（第 3. 2. 2. b-3 図）における津波水位 T. P. 16. 5m の年超過確率に等しくなる。



## ⑦ 炉心損傷頻度

### (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

第 3.2.2.d-1 図のイベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。

津波分類 A (T.P. 16.5m～) は緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に至ることから、前述の「② (1) 評価対象とした起因事象の発生頻度」に示す津波発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる。

津波 PRA で想定したシーケンスグループ一覧を第 3.2.2.d-2 表に示す。起こり得るシーケンスについて、以下にその考え方を示す。

#### a. 複数の安全機能喪失

防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類した。(複数の安全機能喪失)

### (2) 炉心損傷頻度結果

#### a. 評価結果及び事故シナリオの説明

##### (a) 津波高さごとの評価結果

全炉心損傷頻度は  $2.9 \times 10^{-7}$  (／炉年) となった。津波高さごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2.d-3 表及び第 3.2.2.d-2 図に示す。また、起因事象ごとの炉心損傷頻度を第 3.2.2.d-4 表に示す。津波高さごとの評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

##### 1) 津波分類 A (津波高さ T.P. 16.5m～)

本分類の炉心損傷頻度は  $2.9 \times 10^{-7}$  (／炉年) であり、全炉心損傷頻度の 100% を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能が喪失し炉心損傷に至る。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

##### (b) 事故シーケンスグループごとの評価結果

本津波 PRA では、津波特有のシーケンスグループとして「複数の安全機能喪失」を考慮した。事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2.d-5 表及び第 3.2.2.d-3 図に示す。複数の安全機能喪失が全炉心損傷頻度の 100% を占める結果となったが、これは津波分類 A の津波の場合には必ず複数の安全機能喪失が発生することを表している。

本事故シーケンスグループの概要を以下に示す。

1) 複数の安全機能喪失(津波分類 A)

本シーケンスの炉心損傷頻度は $[2.9 \times 10^{-7}]$ (/炉年)であり、全炉心損傷頻度の100%を占める。津波分類 B(津波高さ T.P. 16.5m~)において、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(c) 評価結果の分析

本津波 PRA において、全炉心損傷頻度は $[2.9 \times 10^{-7}]$ (/炉年)となった。本評価で対象としている津波高さ(T.P. 16.5m~)においては、津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため、津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため、津波分類ごとの炉心損傷頻度では、津波分類 A の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となった。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

また、事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度では、複数の安全機能喪失(津波分類 A)が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となった。これは、津波分類 A では敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る割合が占めていることを表している。

b. 重要度解析, 不確実さ解析及び感度解析

(a) 重要度解析

本津波 PRA 評価では、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水発生する津波高さ以上(T.P. 16.5m~)では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため、内部事象 PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。

(b) 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第 3.2.2. d-4 図に示す。

本評価では、津波高さ T.P. 16.5m を越える津波では、敷地内浸水深が原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって、全炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅は T.P. 16.5m における確率論的津波ハザードの平均値及び不確実さ幅と等しくなる。

追而【津波ハザード評価結果を反映】



(c) 感度解析

追而

【感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定だが、津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】

第 3.2.2.a-1 表 津波レベル 1 PRA を実施するために収集した情報及びその主な情報源

PRA の作業	収集すべき情報	主な情報源
1. プラント構成・特性及びサイト状況の調査	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ PRA 実施にあたり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 内部事象出力運転時レベル 1PRA で使用した設計図書（原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書，保安規定等）</li> <li>(2) 全体配置図，機器配置図，プラントウォークダウン報告書</li> <li>(3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成 25 年 7 月）</li> </ul>
2. 確率論的津波ハザード評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 海底地形パラメータ</li> <li>(2) 断層パラメータ</li> </ul>
3. 建屋・機器フラジリティ評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報</li> <li>・ 浸水解析結果</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 上記 1. の情報源</li> <li>(2) 浸水解析結果</li> </ul>
4. 事故シナリオ及び起因事象の同定 ケ ンス評価	a. 事故シナリオ及び起因事象の同定	(1) 上記 1. の情報源
	b. 事故シナリオの分析 ・ 成功基準の設定 ・ イベントツリーの作成	(1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	c. システムのモデル化	(1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	d. 事故シナリオの定量化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 対象プラントに即した機器故障モード，運転形態</li> <li>・ 評価結果の妥当性を確認できる情報</li> </ul>

第3.2.2.a-2表 プラントウォークダウン結果 (1/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)				②津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)	③建屋開口部の確認 (建屋開口部)	総合評価
		1.対象機器の図面 (配置図等)と相違点は無い か	2.対象機器の設置室に浸水口があるか (扉, 連絡路, その他)	1.対象機器の図面 (配置図・構造図等)と相違点は無い か	2.基礎ボルト (又は設置面溶接部), 及び支持構造物に外見上の異常 (腐食・亀裂等)は無い か	3.対象機器周囲の配管に異常 (腐食・亀裂等)は無い か	4.対象機器周辺に, 間接的な影響を及ぼす対象物が無い か			
1	主変圧器	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題なし
2	原子炉補機冷却水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
3	原子炉補機冷却海水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
4	ソレノイド分電盤	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
5	電動補助給水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
6	タービン動補助給水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
7	蓄電池	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
8	メタラクラット開閉装置	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
9	パワーコントローラセンタ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
10	直流コントローラセンタ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
11	計装用インバータ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
12	空調用冷凍機	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
13	ディーゼル発電機計器盤	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外

第3.2.2.a-2表 プラントウォークダウン結果 (2/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)				②津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)		③建屋開口部の確認 (建屋開口部)		総合評価
		1.対象機器の図面 (配置図等)と相違点はないか	2.対象機器の設置位置にあるか (扉、連絡路, その他)	1.対象機器の図面 (配置図・構造図等)と相違点はないか	2.基礎ボルト溶接部, 及び支持構造上の異常 (腐食・亀裂等)はないか	3.対象機器の配管の異常 (腐食・亀裂等)はないか	4.対象機器周辺に, 間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	1.対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか (階段, 床開口, その他)	1.対象建屋開口部の図面 (配置図等)と相違点はないか			
14	B-原子炉補機冷却海水管タクトPP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
15	通路(5)⇄タービン建屋PP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
16	トラックアクセスエリア⇄タービン建屋PP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
17	A-ディーゼル発電機室⇄屋外扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
18	B-ディーゼル発電機室⇄屋外扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
19	出入管理建屋⇄通路(1)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
20	出入管理建屋⇄通路(2)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
21	出入管理建屋⇄通路(8)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
22	通路⇄タービン建屋	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
23	循環水ポンプ建屋⇄屋外シヤッター用開口部	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外



第 3.2.2.a-3 表 津波による事故シナリオの分析 (1/2)

津波 PRA 学会標準の記載※		影響の種類	建屋・構築物、機器・配管系への影響	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類				
直接的	浸水による設備の没水、被水	設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	主変圧器の没水による機能喪失 屋内設備の没水による機能喪失	主変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が没水で機能喪失する可能性がある。	
	津波波力、流体力、浮力	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の波力による損傷 防水壁の波力による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。	
			原子炉建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉補助建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上	同上
			タービン建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上	同上
			循環水ポンプ建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上	同上
			建屋止水対策の波力による損傷	同上	同上
		海底砂移動	海水取水設備の機能喪失	海底砂移動による海水取水機能障害の発生	原子炉補機冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。
		引き波による水位低下	海水取水設備の機能喪失	引き波による海水取水機能障害の発生	同上

※ 津波 PRA 学会標準 6.1 「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析 (2/2)

津波 PRA 学会標準の記載※		影響の種類	建屋・構築物、機器・配管系への影響	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ	
津波の影響	洗掘					
間接的	漂流物の衝突	津波による高ストレス 作業環境の悪化	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防波堤の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。	
			建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防水壁の洗掘による損傷	防水壁の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。
				原子炉建屋の洗掘による損傷	原子炉建屋の洗掘による損傷	設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。
				原子炉補助建屋の洗掘による損傷	原子炉補助建屋の洗掘による損傷	同上
				タービン建屋の洗掘による損傷	タービン建屋の洗掘による損傷	同上
				循環水ポンプ建屋の洗掘による損傷	循環水ポンプ建屋の洗掘による損傷	同上
				防波堤の漂流物衝突による損傷	防波堤の漂流物衝突による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防水壁の漂流物衝突による損傷	防水壁の漂流物衝突による損傷	同上	
			原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。	
			原子炉補助建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	原子炉補助建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上	
タービン建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	タービン建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上				
循環水ポンプ建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	循環水ポンプ建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上				
運転員／作業員の操作失敗	運転員／作業員の操作失敗	本評価では、建屋外壁扉の誤開放を考慮していませんため、本項目は該当しない。				
運転員の回復操作の遅延	運転員の回復操作の遅延	本評価では、可搬式設備等の事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならぬ設備には期待していないため、本項目は該当しない。				

※ 津波 PRA 学会標準 6.1 「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用



第 3.2.2.a-4 表 津波により発生する起因事象の検討結果 (1/2)

区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 <sup>※1</sup> ○：対象 ×：対象外
内部事象 PRA で 選定した起因事象	大破断 LOCA	LOCA 事象は、原子炉格納容器内の 1 次冷却系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けにくいことおよび配管破断は起こりえない。したがって、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	中破断 LOCA	同上	×
	小破断 LOCA	制御回路の誤動作により加圧器逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる運転コントロール等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	インターフェイシ ステム LOCA	制御回路の誤動作により余熱除去隔離弁が誤開した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉コントロールセンター等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	主給水流量喪失	津波によりタービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
	外部電源喪失	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。	○
	2 次冷却系の破断	2 次冷却系の破断は、主管水管や主蒸気管がプラント内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合には発生が考えられるが、誤動作を誘発させるソレノイド分電盤等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×

※1 (○)：他の起因事象に包絡される事象

第 3.2.2. a-4 表 津波により発生する起因事象の検討結果 (2/2)

区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 <sup>※1</sup> ○：対象 ×：対象外
内部事象 PRA で 選定した起因事象	蒸気発生器伝熱管破 損 (SGTR)	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	原子炉補機冷却機能 喪失	津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機冷却海水ポンプあるいは原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。	○
	過渡事象	津波による敷地内浸水に伴い循環水ポンプあるいは復水器真空ポンプ等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
津波 PRA 特有の 起因事象	手動停止 <sup>※2</sup>	大津波警報等により運転員が手動停止することとも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合は、原子炉は自動トリップする、又は津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起因事象に分類可能なため、本評価の対象外とする。	×
	ATWS	原子炉の停止機能は要求される使用時間が短いので、実際の津波を想定した場合、「要因となつた地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられるが、トリップの有無に関わらず、これの機能喪失シナケンスは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、本評価の対象外とする。	×
	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性がある。本評価では、これを津波特有の起因事象として抽出した。	○

※1 (○)：他の起因事象に包絡される事象

※2 津波 PRA 学会標準附属書 T に、

“津波到達時には、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。

- ・近地津波の場合、津波発生の際に地震動が感知し、自動停止する可能性がある。
  - ・原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。”
- との記載がある。本津波 PRA では、この記載に即り、検討した結果を上表にまとめた。



第 3.2.2. a-5 表 建屋・機器リスト

	系統・機能 ／起因事象	No.	設備名称	設置場所	設置高さ (T. P.)	浸水口 高さ (T. P.)
起因事象を 引き起こす 設備	外部電源喪失	1	主変圧器	屋外	10.0m	10.0m
	原子炉補機冷却 機能喪失	2	原子炉補機冷却海水ポンプ	CWP/B	2.5m	10.3m
津波防護施設 ／ 浸水防止設備	敷地内浸水の防止	3	防潮堤 (T. P. 16.5m)	屋外	—	—
		4	防水壁 (取水ピットスクリー ン室)	屋外	—	—
		5	建屋止水対策	屋外	—	—
起因事象を 緩和する設備	フロントライン系					
	原子炉保護設備	6	原子炉トリップ遮断器	R/B	17.8m	10.3m
	高圧注入系	7	高圧注入ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	低圧注入系	8	余熱除去ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	補助給水設備	9	電動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m
	補助給水設備	10	タービン動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m
	原子炉格納容器 スプレイ設備	11	格納容器スプレイポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	サポート系					
	非常用所内電源系	12	ディーゼル発電機	DG/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	13	メタルクラッド開閉装置	A/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	14	パワーコントロールセンタ	A/B	10.3m	10.3m
非常用所内電源系	15	蓄電池	A/B	10.3m	10.3m	
原子炉補機冷却水 設備	16	原子炉補機冷却水ポンプ	R/B	4.35m	10.3m	

R/B：原子炉建屋，A/B：原子炉補助建屋，DG/B：ディーゼル発電機建屋，CWP/B：循環水ポンプ建屋

第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (1/2)

起因事象を 引き起こす 設備	No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
			没水 /被水	波力	洗掘	漂流物	
起因事象を 引き起こす 設備	1	主変圧器	○	*1	*1	*1	津波水位 T.P.16.5m 以下では、没水しないことを確認しており、津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。
	2	原子炉補機冷却海水 ポンプ	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、循環水ポンプ建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
津波防護施設 / 浸水防 止設備	3	防潮堤 (T.P.16.5m)	-	*2	*2	*2	津波水位 T.P.16.5m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいと見て無視した。一方、津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
	4	防水壁 (取水ピット スクリーン室)	-	*2	*2	*2	同上
	5	建屋止水対策	-	*2	*2	*2	同上

・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。

・「-」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。

・「\*1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水/被水による機能喪失に包絡されるとした。

・「\*2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性は小さいとし、この影響は考えないこととした。

第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (2/2)

No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
		没水/被水	波力	洗掘	漂流物	
フロントライン系						
6	原子炉トリップ遮断器	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
7	高圧注入ポンプ	○	-	-	-	同上
8	余熱除去ポンプ	○	-	-	-	同上
9	電動補助給水ポンプ	○	-	-	-	同上
10	タービン動補助給水ポンプ	○	-	-	-	同上
11	格納容器スプレイポンプ	○	-	-	-	同上
サポート系						
12	ディーゼル発電機	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、ディーゼル発電機建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
13	メタルクラッド閉装置	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
14	パワーコントロールセンタ	○	-	-	-	同上
15	蓄電池	○	-	-	-	同上
16	原子炉補機冷却水ポンプ	○	-	-	-	同上

起因事象を緩和する設備

- ・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
- ・「-」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。

第3.2.2.d-1表 津波高さによるシナリオ分類

津波分類	津波高さ	津波シナリオの概要	起回事象
A	T. P. 16.5m～	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド閉閉装置、パワーコントロールセンタ等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。</li> </ul>	敷地及び建屋内浸水



第 3.2.2.d-2 表 事故シーケンスグループ

事故シーケンスグループ		本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考
内部事象 出力運転時 レベル IPRA	2次冷却系からの除熱機能喪失	×	津波水位 T.P. 16.5m 以下では、緩和設備は全て健全であり、ランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスは内部事象 PRA に包含されるため×とした
	全交流動力電源喪失	×	
	原子炉補機冷却機能喪失	×	
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	×	
	原子炉停止機能喪失	×	
	ECCS 注水機能喪失	×	
	ECCS 再循環機能喪失	×	
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA・蒸気発生器伝熱管破損)	×	津波による発生は考えにくいため×とした
津波 PRA	複数の安全機能喪失	○	—

第3.2.2.d-3表 津波高さごとの炉心損傷頻度

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
A	T. P. 16.5m～	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.9 \times 10^{-7}$	100
全炉心損傷頻度			$2.9 \times 10^{-7}$	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第3.2.2.d-4表 起因事象ごとの炉心損傷頻度

起因事象	事故シナシケンス	事故シナシケンス別 炉心損傷頻度 (/炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
敷地内及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.9 \times 10^{-7}$	100
全炉心損傷頻度			$2.9 \times 10^{-7}$	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

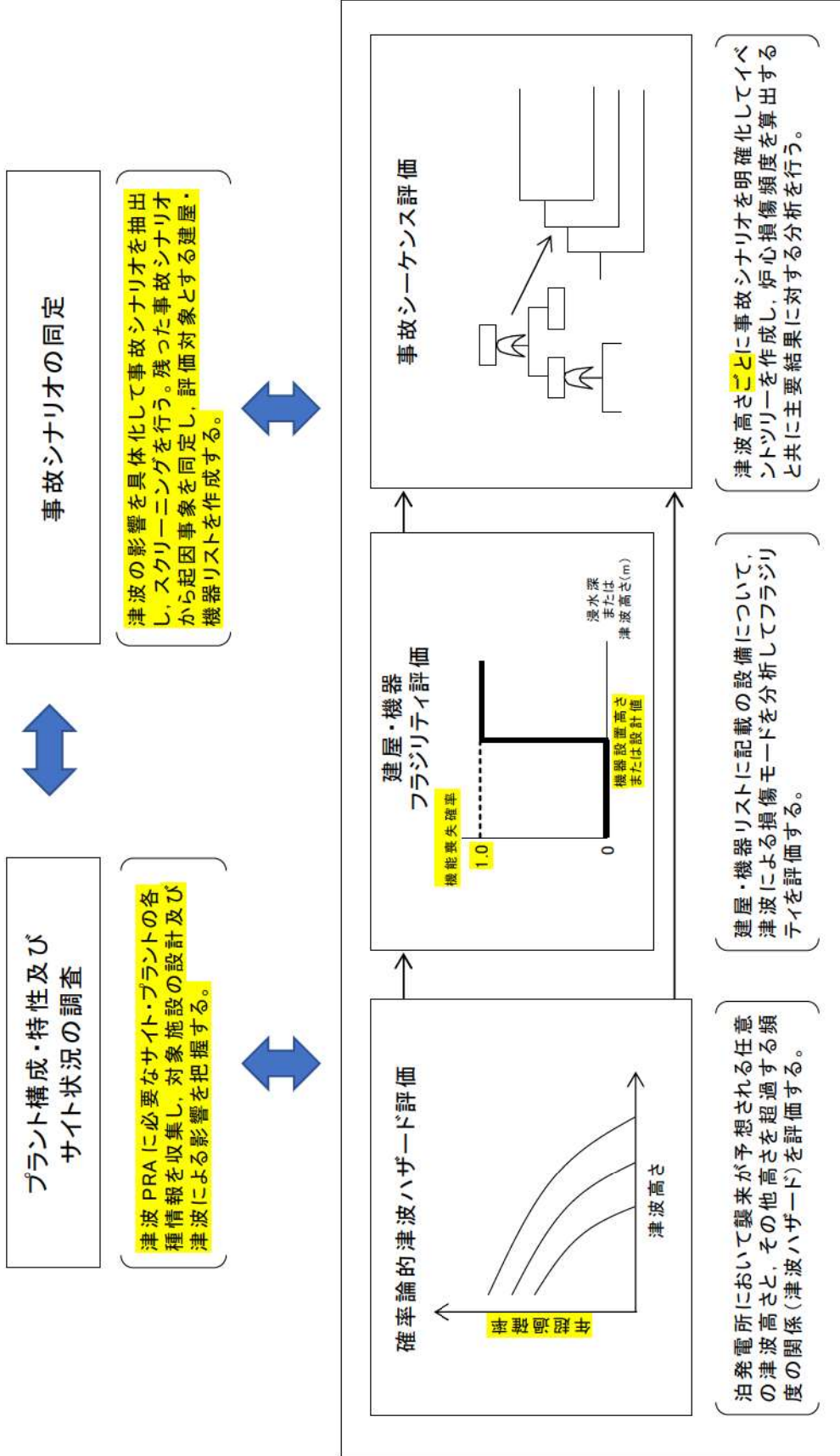
第3.2.2.d-5表 事故シナケンスグループごとの炉心損傷頻度

津波分類	シナケンスグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
A	複数の安全機能喪失	T.P.16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	$2.9 \times 10^{-7}$	100
全炉心損傷頻度			$2.9 \times 10^{-7}$	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

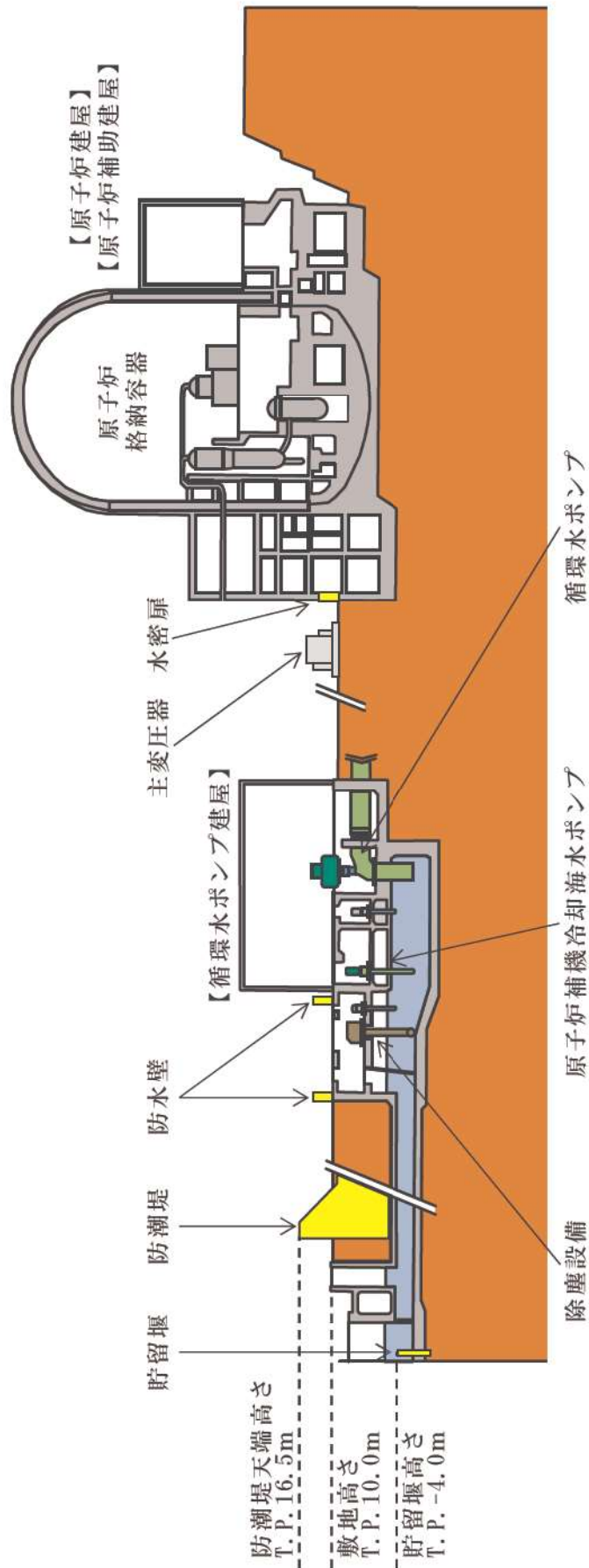
第3.2.2.d-6表 評価対象とする津波高さにおける年超過確率

追而【津波ハザード評価結果を反映】

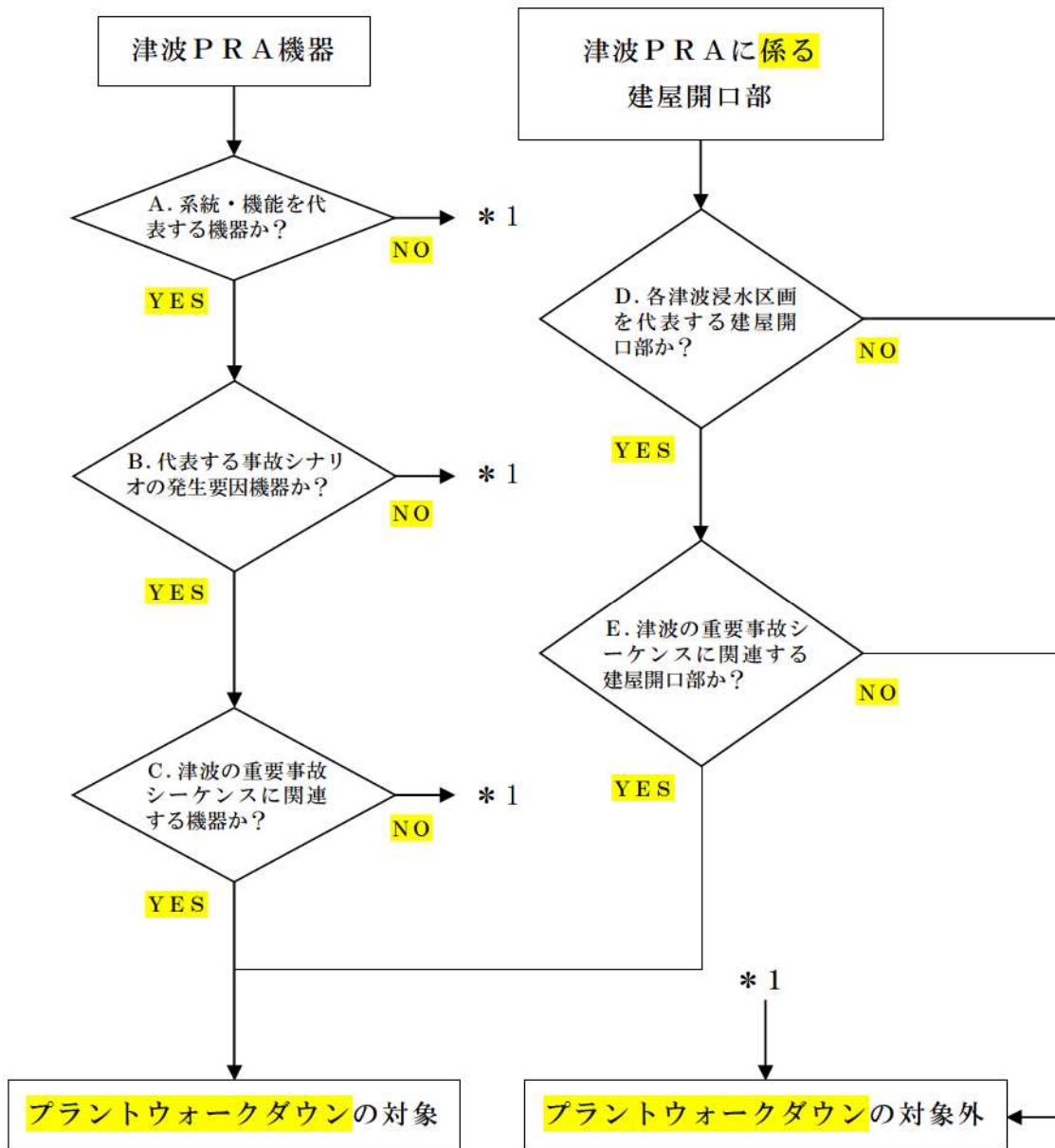


第 3.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー





第3.2.2.a-1図 プラント設備配置の概略図



第 3.2.2. a-2 図 プラントウォークダウン対象機器の選定フロー

泊発電所3号機 プラントワークダウンチェックシート

対象機器 : 屋内設置の機器、 屋外設置の機器、 建屋開口部  
機器名称 : 原子炉補機冷却海水ポンプ  
機器ID : 3SWP1A, B, C, D  
建屋 : 循環水ポンプ建屋  
床EL : 2.5m  
津波伝播経路 : なし

[チェック対象項目]

- ① 影響を受ける可能性のある機器の確認
- ② 津波伝播経路の確認
- ③ 建屋開口部の確認

総合評価

実施日 : 2013年12月 4日

実施者 :

第 3.2.2. a-3 図 プラントワークダウン用チェックシート (例) (1/3)

機器ID: 3SWP1A, B, C, D

①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図等) と 相違点は無いかな	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか (扉、連絡路、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図・構造図等) と 相違点は無いかな	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 基礎ボルト (又は設置面溶接部)、及び支持構造物 に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いかな (ボルトの場合は締め付けについても確認)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 対象機器周辺の配管に外見上の 異常 (腐食・亀裂等) は無いかな	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす 対象物が無いかな	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

② 津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか (階段、床ドレン、床開口、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

③ 建屋開口部の確認 (建屋開口部)

	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部の図面 (配置図等) と相違点は無いかな	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

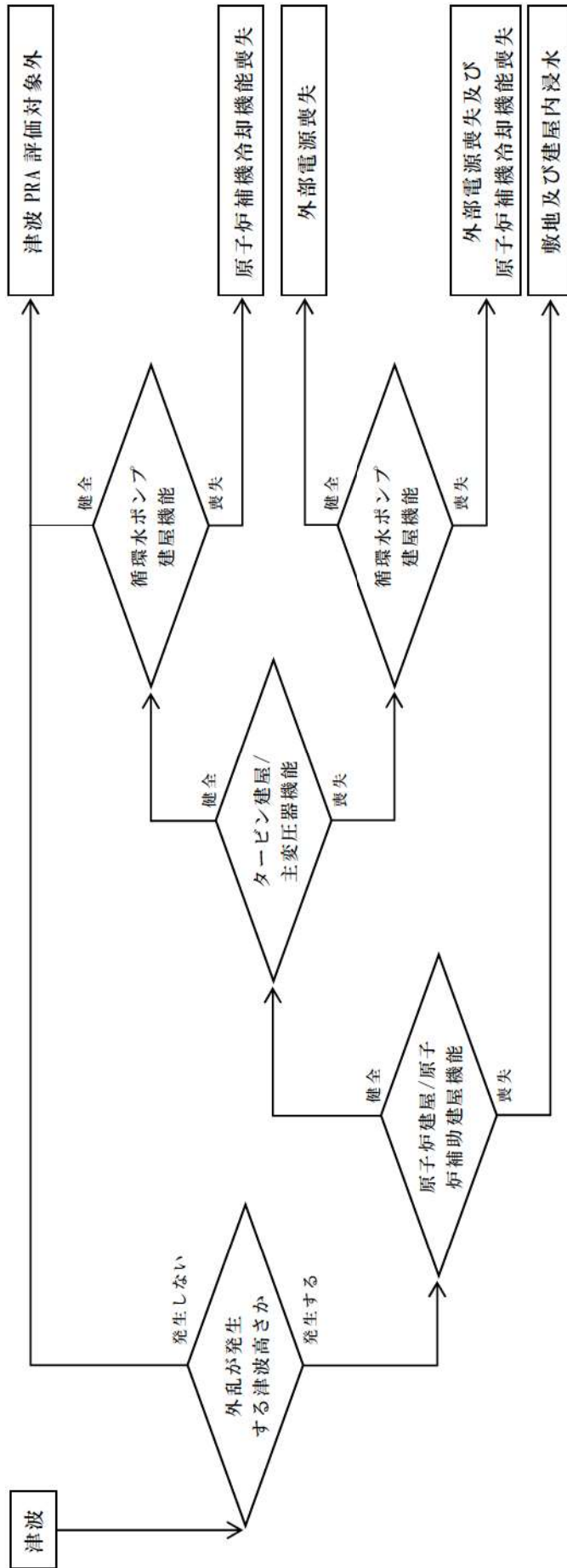
第 3.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート (例) (2/3)





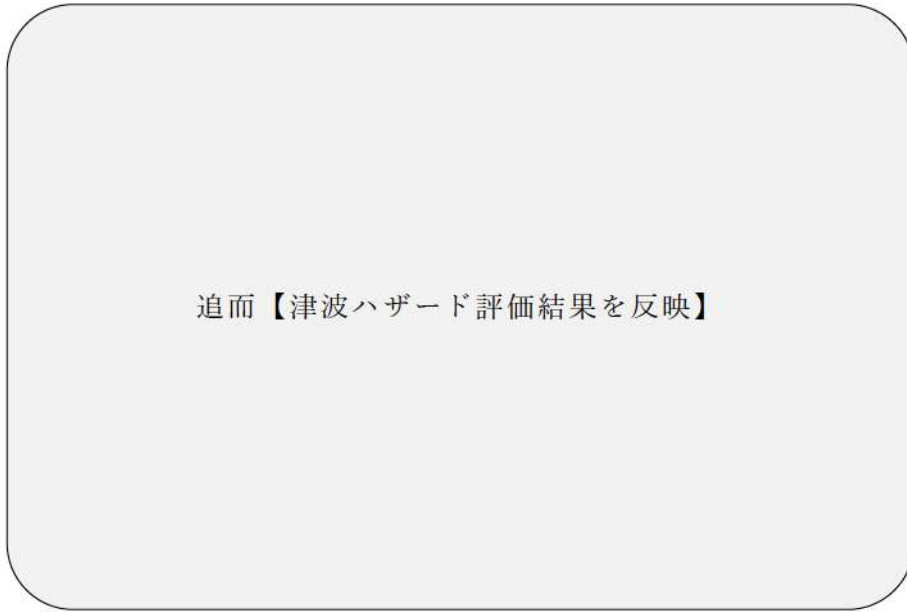
現場写真（原子炉補機冷却海水ポンプ）

第 3.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート（例）（3/3）



注) 起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

第 3.2.2.a-4 図 起因事象の選定フロー



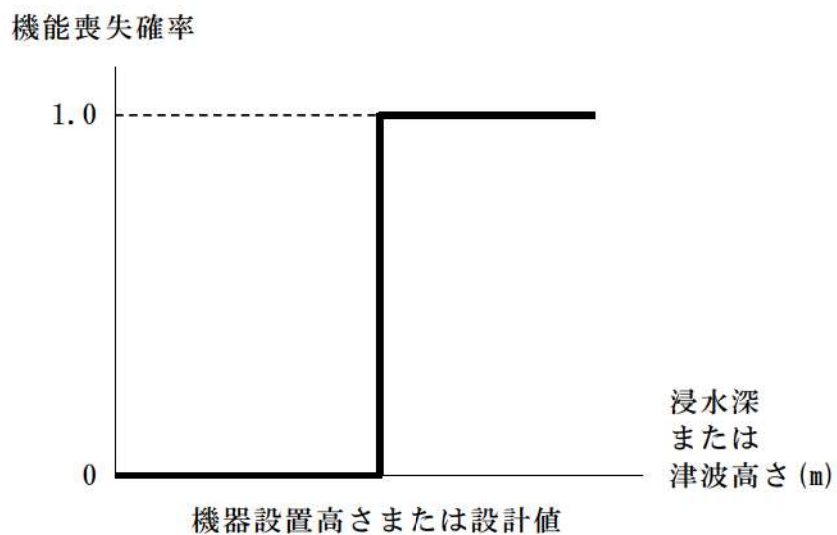
第 3.2.2. b-1 図 確率論的津波ハザード評価における検討対象領域



第 3.2.2. b-2 図 津波発生モデルに関するロジックツリー

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2. b-3 図 津波ハザード曲線（算術平均，信頼度別）

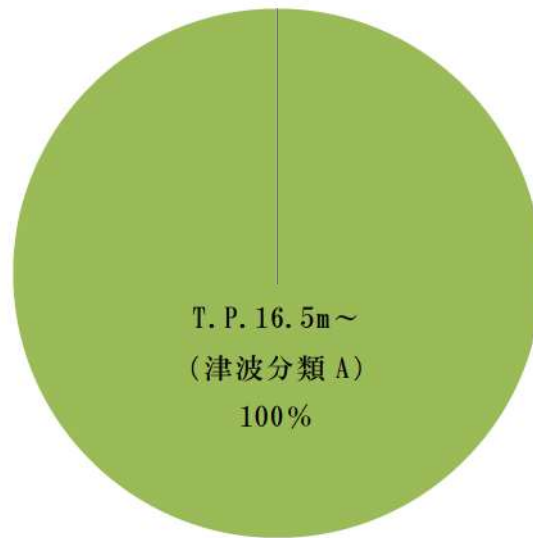


第 3.2.2. c-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線



津波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 (T.P. 16.5m～)	発生する起因事象	事故シナリオ グループ
	なし	—	内部事象 PRAの範疇
	あり	敷地及び建屋内浸水	—

第3.2.2.d-1図 津波PRAイベントツリー



第 3.2.2. d-2 図 津波高さごとの全炉心損傷頻度への寄与割合



第 3.2.2. d-3 図 事故シーケンスグループごとの全炉心損傷頻度への寄与割合

追而【津波ハザード評価結果を反映】

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2.d-4 図 不確実さ解析結果

追而

【津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】

第3.2.2.d-5 図 引き波時のイベントツリー



## 津波による敷地浸水解析について

## 1. 敷地への流入経路について

設計基準対象施設に対して、基準津波による遡上波が直接到達、流入することを防止できるように、敷地前面に T.P. 16.5m の防潮堤を設置する。また、海と接続する取水路、放水路、排水路等からの敷地への流入を防止するため、流入経路となる可能性のある開口部に対して、防水壁の設置、閉止板の設置等の浸水対策を実施する。

上記の浸水対策により、基準津波による流入経路はなくなるが、津波の高さに応じ防潮堤や防水壁を越流して敷地内に津波が遡上する可能性を想定して、浸水解析条件を設定する。また、茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルについても、津波流入の可能性のある経路として考慮する。

## 2. T.P. 16.5m 津波時の浸水解析について

敷地前面には津波防護施設として、天端高さ T.P. 16.5m の防潮堤を設置する。このため、T.P. 16.5m の津波による遡上波は敷地に到達することはないが、取水路、放水路等の開口部より、津波が敷地に流入することが考えられることから、T.P. 16.5m の津波による取水路、放水路等を流入経路とした浸水解析を実施した。

## a. 浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

## (a) T.P. 16.5m 津波の作成

追而【津波ハザード評価結果を踏まえて記載する】

## (b) 流入経路の設定

- ・重要建屋を設置する敷地 (T.P. 10m) に津波が流入する可能性のある取水路、放水路等の経路を第3図に示す。
- ・3号炉の取水ピットスクリーン室上端開口部周りに設置する防水壁 (天端高さ T.P. 13.8m) から津波が越流する場合は、敷地内に浸水するものとして評価する。
- ・1号及び2号炉放水路並びに屋外排水路は、逆流防止設備を設置することから、流入経路から除外する。

追而【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は、津波ハザード評価結果を踏まえて記載する】

### (c) 浸水の検討

- ・開口部からの浸水については、泊1号、2号及び3号炉の取水口及び放水口前面における T.P. 16.5m 津波の水位時刻歴波形を用いて、1号及び2号炉については、取水口～取水ピットスクリーン室に至る経路、3号炉については取水口～取水ピットスクリーン室に至る経路及び放水口～放水ピット～一次系放水ピットに至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した<sup>\*</sup>。取水・放水施設の一例として、泊3号炉の取水施設を第4図に示す。

<sup>\*</sup> 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水理模型実験による検証，土木学会論文集 B3（海洋開発），Vol. 69, No. 3. 2. 2-32, 2013

追而【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は、津波ハザード評価結果を踏まえて記載する

- ・浸水量の算定にあたっては、取水路、放水路等の開口部から浸水した津波は全量敷地内に留まるものとし、排水施設からの排水は考慮していない。

### b. 浸水解析結果

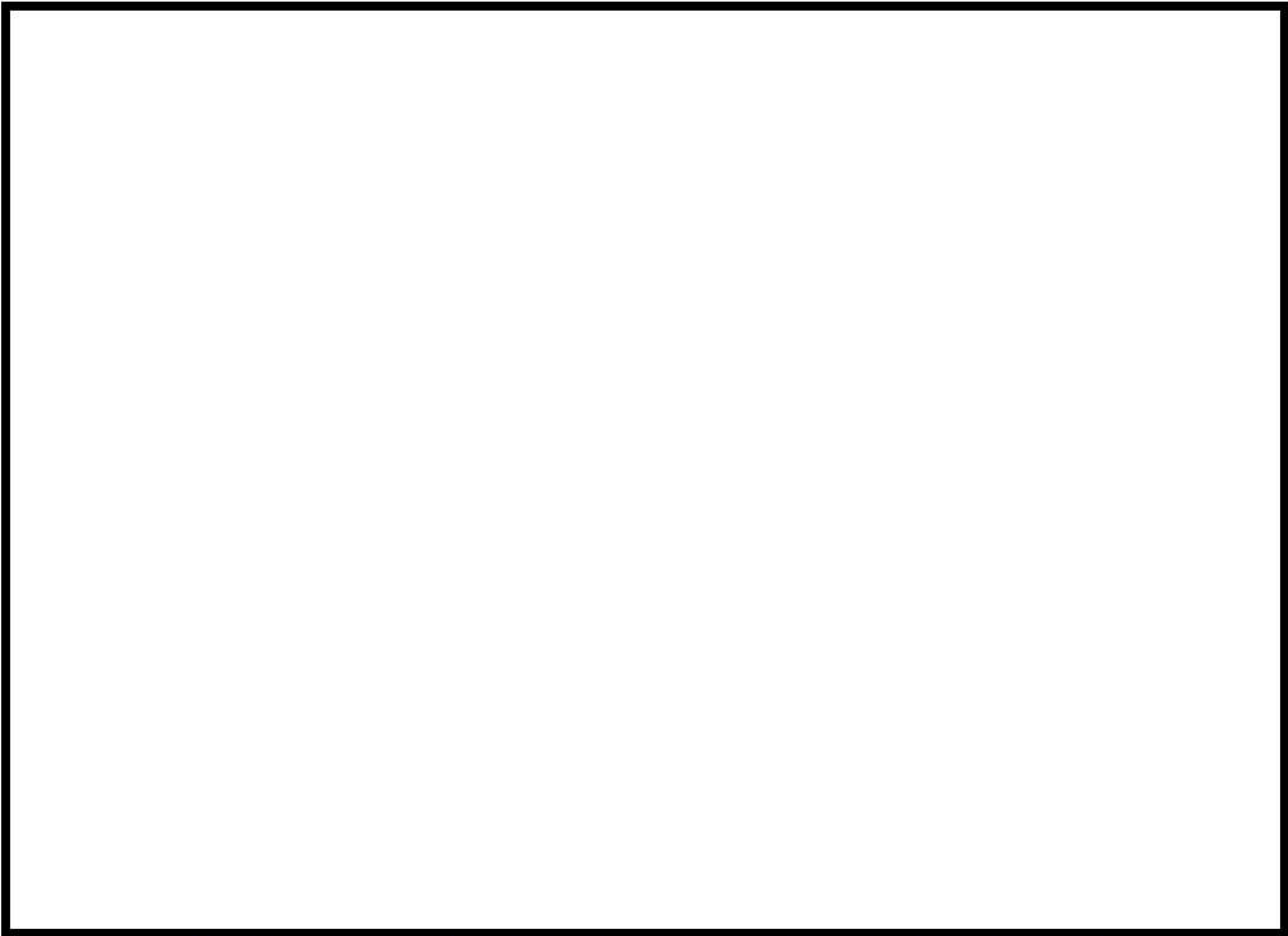
追而【T.P. 16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

追而【T. P. 16. 5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

第1図 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）

追而【T. P. 16. 5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

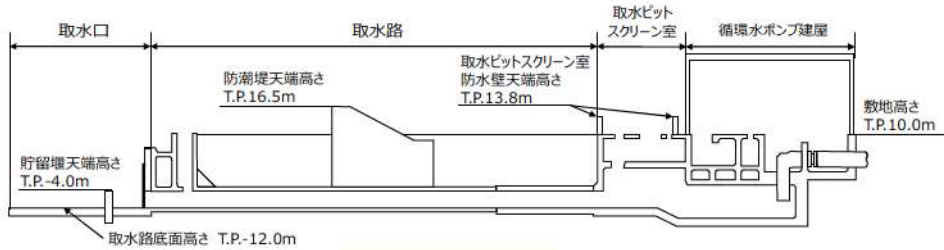
第2図 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）



第3図 敷地全体平面図（取水路，放水路等の経路と津波防護の概要）



取水施設（平面図）



取水施設（断面図）

第4図 泊3号炉取水施設

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



追而【T. P. 16. 5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

第5図 T. P. 16. 5m 津波による敷地内最大浸水深分布

3. T. P. 16. 5m を超える津波による事故シナリオについて

追而【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて  
記載する】

以 上

#### 4. レベル 1.5PRA

##### 4.1 内部事象 PRA

##### 4.1.1 出力運転時 PRA

出力運転時レベル 1.5PRA は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2PSA 編）：2008」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 4.1.1-1 図に示す。

##### 4.1.1.a. プラントの構成・特性

###### ① 対象プラントに関する説明

###### (1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は、「3. レベル 1 PRA」での記載と同様である。レベル 1.5PRA に関する格納容器の特性を第 4.1.1.a-1 表に示す。

###### (2) 事故の緩和操作

事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事故進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。

###### (3) 燃料及び溶融炉心の移動経路

事故時の燃料及び溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）及び原子炉格納容器内の熱水力挙動、FP 移行挙動に影響する。燃料及び溶融炉心の移動経路は第 4.1.1.a-1 図に示す通りであり、次表のように整理される。

	原子炉容器（RV） 破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部 キャビティ	最下区画のため 移動なし	なし
1 次冷却材圧力に よる分散放出	原子炉下部 キャビティ	シールテーブル	下部一般部

##### 4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル 1PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シナリオについて、事象進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態

(PDS) に分類し、プラント損傷状態の発生頻度を評価する。

#### ① プラント損傷状態の一覧

##### (1) プラント損傷状態の考え方、定義

プラント損傷状態は、熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から、独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次冷却材圧力、炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（CV）内の事故進展により分類する。

##### a. 事故のタイプと1次冷却材圧力

事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（LOCA（RCP シール LOCA を含む）、トランジェント（LOCA の発生がない過渡事象等）、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象）により分類する。

また、炉心損傷後、原子炉容器が破損に至るまでに、原子炉容器内が、高圧状態か低圧状態かで分類する。この1次冷却材圧力の違いによって、原子炉容器破損時の格納容器雰囲気圧力上昇の程度、溶融炉心の飛散の程度、溶融炉心と格納容器バウンダリとの直接接触の可能性等、原子炉容器破損後の事故進展が異なる。

##### b. 炉心損傷時期

事故後に、炉心損傷が事故発生後早期か後期かで分類する。この時期の違いによって、原子炉容器の破損時期、原子炉格納容器雰囲気圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受ける。このため、事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。（補足 4.1.1.b-1）

##### c. 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器の破損時期、溶融炉心の冷却手段）

炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって、事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。また、原子炉格納容器内に流出した溶融炉心を冷却する観点で ECCS や格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。

PWR の PRA において用いる事故シーケンスの識別子を第 4.1.1.b-1 表に示す。

##### (2) レベル 1PRA の事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

レベル 1 PRA のイベントツリーでは炉心損傷に至るシーケンスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル 1.5PRA では原子炉格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル 1 PRA のイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル 1.5PRA 用のイベントツリーを構築する。

具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環の分岐及びヘディングを考慮して



おり、その結果を第 4.1.1.b-1 図に、また、構築したイベントツリーから抽出されるプラント損傷状態と事故シーケンスの対応を第 4.1.1.b-2 表に示す。

上記にて得られた炉心損傷に至る事故シーケンスの特徴を第 4.1.1.b-3 表に示す。レベル 1.5PRA で使用するプラント損傷状態は、上記にて得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを、第 4.1.1.b-2 図のとおり上述の考え方で分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。

このように、プラント損傷状態を分類した結果を第 4.1.1.b-4 表に示す。

## ② プラント損傷状態ごとの発生頻度

プラント損傷状態（PDS）ごとに発生頻度を整理した結果を第 4.1.1.b-5 表に示す。レベル 1 PRA にて全炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シーケンスグループに関連するプラント損傷状態の寄与が支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約 89%を占める理由は、レベル 1 PRA において原子炉補機冷却機能喪失に伴い必ず発生するとしている RCP シール LOCA（小破断 LOCA に分類）により、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル 1 PRA において、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及び PDS の内訳を以下に示す。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約 89%，PDS：SED，TED）
- ・ 2 次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：約 9%，PDS：SED，SEW，SEI，TED，TEW，TEI，G）
- ・ 全交流動力電源喪失（寄与：約 2%，PDS：TED）

## 4.1.1.c. 格納容器破損モード

原子炉格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。

第 4.1.1.c-1 図に PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第 4.1.1.c-1 表に示す。また、これらの負荷を発生時期に着目して系統的に整理したものを第 4.1.1.c-2 表に整理する。さらに、選定した格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第 4.1.1.c-3 表に整理する。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加えて、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおりである。

### (1) 水蒸気爆発（ $\alpha$ モード， $\eta$ モード）

溶融物が原子炉容器の下部プレナムの冷却水中若しくは原子炉下部キャビティの冷却水中に落下した場合、水蒸気爆発が発生する可能性がある。また、原子炉



格納容器内に放出された溶融炉心に対して、格納容器スプレイ冷却系等による注水を実施した場合に、水蒸気爆発又は圧カスパイクが発生する可能性がある。いずれも原子炉格納容器破損に至る破損モードであり、原子炉容器内での水蒸気爆発（ $\alpha$ モード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧カスパイク（ $\eta$ モード）に分類する。

(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼，爆轟（ $\gamma$ モード， $\gamma'$ モード， $\gamma''$ モード）

燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム－水反応），溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが，大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や，さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり，発生時期により原子炉容器破損以前（ $\gamma$ モード），直後（ $\gamma'$ モード），長時間経過後（ $\gamma''$ モード）に分類する。

(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（ $\delta$ モード）

炉心損傷後に溶融炉心の冷却が達成される中で，損傷炉心冷却に伴う発生蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（ $\text{CO}_2$ 等）の蓄積によって原子炉格納容器圧力が上昇する破損モードである。

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（ $\theta$ モード）

原子炉格納容器の除熱機能喪失のシーケンスにおいて，炉心冷却が達成される中で，崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的に原子炉格納容器に放出され，原子炉格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき，原子炉格納容器から除熱ができなければ，水蒸気によって原子炉格納容器内は加圧され，原子炉格納容器破損に至る破損モードであり，プラント損傷状態 ALC，SLC に対応する。

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（ $\sigma$ モード）

1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に，溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し，雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する場合がある。このときの急激な加熱・加圧で原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

(6) 格納容器への直接接触（ $\mu$ モード）

1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に，溶融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し，原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る破損モードである。

(7) ベースマット溶融貫通（ $\varepsilon$ モード）

原子炉容器破損後に、原子炉格納容器内に放出された溶融炉心が冷却できないと、溶融炉心・コンクリート相互作用によって、コンクリート侵食が継続し、原子炉格納容器のベースマットが貫通することにより原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

#### (8) 過温破損（ $\tau$ モード）

原子炉格納容器内に高温溶融炉心が存在する場合、原子炉格納容器雰囲気がつっくりと加熱され、原子炉格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

#### (9) 格納容器隔離機能喪失（ $\beta$ モード）

炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗している破損モードである。

#### (10) 格納容器バイパス（ $g$ モード、 $v$ モード）

蒸気発生器伝熱管破損事故（ $g$ モード）又はインターフェイスシステム LOCA（ $v$ モード）から炉心損傷に至った場合には、放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態 **G, V** に対応する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）も  $g$ モードに含める。

さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を、炉心損傷以前に破損する格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類して、整理した格納容器破損モードを第 4.1.1.c-4 表に示す。

### 4.1.1.d. 事故シーケンス

#### ① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

プラント損傷状態ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設等の緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

#### ② 格納容器イベントツリー

(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理現象、対処設備の作動・不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性

##### a. 重要な物理現象、対処設備の作動・不作動

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器破損に



至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各プラント損傷状態を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を第4.1.1.d-1表に整理した。

b. 運転員操作

事故の影響緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

c. ヘディング間の従属性

a. における検討からプラント損傷状態ごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析することにより、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第4.1.1.d-2表のとおり設定した。第4.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディング間の従属性を考慮する必要があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第4.1.1.d-3表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性及び順序を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで格納容器イベントツリーを作成した。

格納容器イベントツリーについては補足4.1.1.d-1に示す。

なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

4.1.1.e. 事故進展解析

格納容器破損頻度を評価するに当たっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。

- ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価
- ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷

このうち、前者の緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価については、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、緩和系の復旧操作は考慮していないため、ここでは物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価することを目的とする。

① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る

ことを目的として、各 PDS を代表する事故シーケンスについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析する。

#### (1) 解析対象事故シーケンスの選定

##### a. 解析対象 PDS の選定

事故進展解析の対象とする PDS として

- ・全 CDF に対する割合の大きい PDS
- ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要な代表的な PDS を選定した。具体的には全 CDF への寄与の観点から SED (約 89%), TEI (約 6%), TED (約 5%) を選定し、事故進展が早く他の PDS による解析からの推定が困難である AED, AEW, AEI についても解析対象として選定しており、PDS ごとに代表する事故シーケンスを選定している。

##### b. 解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

- ・CDF が大きく確率的にその PDS を代表する
- ・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）

の 2 点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第 4.1.1.e-1 表に示す。

#### (2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第 4.1.1.e-2 表に示す。

また、解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第 4.1.1.e-3 表に示す。

なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・システムの動作を模擬することができる MAAP4 コードを使用した。

#### ② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第 4.1.1.e-1～e-12 図に示す。1 次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第 4.1.1.e-4 表に示す。

また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)、水蒸気爆発、ベースマット熔融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第 4.1.1.e-5 表に示す。



それぞれの事故シーケンスの解析結果から、後述する分岐確率の定量化において参考になる知見を以下に整理する。

(1) プラント損傷状態：AED

AED のシーケンスは、大中破断 LOCA が発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約 9.5 時間で最高使用圧力の 2 倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約 170℃、ベースマツト侵食深さは約 0.2m である。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて 4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。  
⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、  
に適用される を設定
- 原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。  
⇒ ヘディング DC（キャビティ内水量）の分岐確率として、  
に適用される を設定
- ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。  
⇒ ヘディング BM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、  
に適用される を設定
- 貫通部過温破損の可能性は低い。  
⇒ ヘディング OT（格納容器過温破損）の分岐確率として、  
  
に適用される を設定

(2) プラント損傷状態：AEW

AEW のシーケンスは、大中破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器内への RWSP 水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約 4 秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約 14 時間で最高使用圧力の 2 倍に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約 158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて 4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3 (水素燃焼) の分岐確率として、  
に適用される を設定

- 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ ヘディング DC (キャビティ内水量) の分岐確率として、  
に適用される を設定

- ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディング BM (ベースマット溶融貫通) の分岐確率として、  
に適用される を設定

- 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディング OT (格納容器過温破損) の分岐確率として、  
に適用される を設定

### (3) プラント損傷状態：AEI

AEI のシーケンスは、大中破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器への RWSP 水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマトの侵食はない。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- 水素濃度は事故早期から事故後期にかけて 4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3 (水素燃焼) の分岐確率として、  
に適用される を設定。なお、HB3 (水素燃焼：  
RV 破損後長期) については、  
と設定しており、この場合には を考慮し HB3 の分岐確率は を設定

- 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ ヘディング DC (キャビティ内水量) の分岐確率として、  
に適用される を設定

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



- ・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。  
⇒ ヘディング BM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、  
に適用される を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディング NCC で溶融炉心冷却失敗の分岐確率として、  
に適用される を設定）
- ・格納容器スプレイで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。  
⇒ ヘディング NCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を   
に適用される を設定

(4) プラント損傷状態：SED

SED のシーケンスは、小破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器への RWSP 水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約 13 時間で最高使用圧力の 2 倍に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約 167℃、ベースマツト侵食深さは約 0.2m である。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて 4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。  
⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、  
に適用される を設定
- ・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。  
⇒ ヘディング DC（キャビティ内水量）の分岐確率として、  
に適用される を設定
- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。  
⇒ ヘディング BM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、  
に適用される を設定
- ・貫通部過温破損の可能性は低い。  
⇒ ヘディング OT（格納容器過温破損）の分岐確率として、  
  
に適用される を設定

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約16時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約175℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期は約4vol%以上であるが、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。RV破損直後から事故後期にかけて水素濃度は4vol%未満となり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3 (水素燃焼) の分岐確率として [ ] に適用される [ ] を設定

- ・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディング DC (キャビティ内水量) の分岐確率として, [ ] に適用される [ ] を設定

- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ ヘディング BM (ベースマツト溶融貫通) の分岐確率として, [ ] に適用される [ ] を設定

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディング OT (格納容器過温破損) の分岐確率として, [ ] に適用される [ ] を設定

(6) プラント損傷状態：TEI

TEIのシーケンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツトの侵食はない。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3 (水素燃焼) の分岐確率として, [ ] に適用される [ ] を設定。

[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



- ・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず，水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディング DC（キャビティ内水量）の分岐確率として，  
に適用される を設定

- ・格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており，原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ ヘディング NCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を   
に適用される を設定

なお，事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については，類似の PDS の解析結果から第 4.1.1. e-6 表のとおり推定して設定している。

#### 4.1.1.f. 格納容器破損頻度

##### ① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器破損頻度の定量化は CVET を使用し，炉心損傷頻度，格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として，プラント損傷状態 **ごと** の条件付き格納容器破損確率 (CCFP)，格納容器破損頻度 (CFF) を算出する。

各ヘディングの分岐確率については，シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果，シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により設定する。

##### ② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は，シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として，NUREG/CR-4700 手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ，分岐確率を定量化する手法を採用した。

評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第 4.1.1.f-1 表に示す。また，格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第 4.1.1.f-2 表に示す。（補足 4.1.1.f-1, 2）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

### ③ 格納容器破損頻度の評価結果

プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第 4.1.1.f-3 表及び第 4.1.1.f-1 図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第 4.1.1.f-2 図に、格納容器破損頻度の円グラフを第 4.1.1.f-3 図に示す。全格納容器破損頻度 (CFF) は  $2.1 \times 10^{-4}$  / 炉年、条件付き格納容器破損確率 (CCFP) は 0.94 であった。

本評価では AM 策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による格納容器内の除熱が継続される PDS (AEI, SEI, SLI 及び TEI) では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる (CCFP が 0.01~0.08) 一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他 PDS の CCFP は 1 となるため、全体の CCFP が高くなっている。

プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の約 89% を占める SED は、原子炉補機冷却機能喪失により RCP シール LOCA が発生する一方、RWSP からの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「 $\delta$  モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」に至る可能性が高く、「 $\delta$  モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」の寄与が非常に高くなっている。また、全体の約 4.8% を占める TED も、事故進展解析の結果から「 $\delta$  モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」に至る可能性が高い。

なお、PDS 別 CDF で全体の約 5.7% を占める TEI は、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い (CCFP が 0.08)。(第 4.1.1.f-3 表, 第 4.1.1.f-4 図~f-6 図)

格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第 4.1.1.f-4 表及び第 4.1.1.f-6 図に示す。全格納容器破損頻度のうち、「 $\delta$  モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」の寄与が約 96.4%、「 $\sigma$  モード (格納容器雰囲気直接加熱)」の寄与が約 1.0% を占め、以下、「 $\tau$  モード (過温破損)」、「 $\varepsilon$  モード (ベースマット溶融貫通)」、「 $\beta$  モード (格納容器隔離失敗)」、「 $g$  モード (蒸気発生器伝熱管破損)」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は 0.1% 未満であった。

(1) SED (CFF :  $2.0 \times 10^{-4}$  ( / 炉年), 全 CFF への寄与割合 : 約 94.1%)

- ・ 代表的なシーケンス : 原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA (PDS 別 CDF への寄与割合 : 約 99.5%)

RCP シール LOCA により小破断 LOCA 相当の 1 次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後も ECCS による炉内への RWSP 水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できない PDS であり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶



融貫通に至る前に格納容器圧力が 2Pd に到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(2) TED (CFF:  $1.1 \times 10^{-5}$  (／炉年), 全 CFF への寄与割合: 約 5.1%)

- ・代表的なシーケンス: 手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 (PDS 別 CDF への寄与割合: 約 46.0%)

手動停止等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内への RWSP 水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できない PDS であり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が 2Pd に到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(3) TEI (CFF:  $1.0 \times 10^{-6}$  (／炉年), 全 CFF への寄与割合: 約 0.5%)

- ・代表的なシーケンス: 手動停止+補助給水失敗 (PDS 別 CDF への寄与割合: 約 61.2%)

手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。

格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内への RWSP 水の持込があり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できる PDS である。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。

また、CFF をレベル 1 PRA の起因事象別に整理したものを第 4.1.1.f-5 表に示す。この整理結果によると、CFF に支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスで CDF に寄与が大きい事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能の喪失により RCP シール LOCA が発生する事故シーケンスである。また、手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シーケンスが CDF に寄与が大きい事故シーケンスとなる。前者が主に該当する PDS は SED であり、CFF に寄与が大きい PDS に該当する。また、後者が主に該当する PDS は TED 及び TEI である。TEI については、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され、条件付き格納容器破損確率が減少 (0.08) するため、CFF に寄与が大きい PDS に該当せず、TED が寄与が大きい PDS となっている。したがって、レベル 1 PRA で CDF に寄与が大きい事故シーケンスのうち、格納容器スプレイ系による緩和手段に期待できない事故シーケンスがレベル 1.5PRA における CFF に対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。



#### ④ 重要度評価について

レベル 1.5PRA として重要度評価は実施していないが、レベル 1 PRA で算出された炉心損傷頻度を PDS として整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特に AM 策を考慮しない（条件付き格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル 1 PRA の結果に強く依存する。

- ・「 $\delta$ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」では CFF の約 95%が SED の「原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」シーケンスであり、レベル 1 PRA の原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様に RCP シール部（シール LOCA 発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）、補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。
- ・「 $\sigma$ モード（格納容器雰囲気直接加熱）」では CFF の約 96%が SED の「原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」シーケンスであり、レベル 1 PRA の原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様に RCP シール部（シール LOCA 発生）の寄与が大きくなるものと考えられるが、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

#### 4.1.1.g .不確かさ解析及び感度解析

##### ① 不確かさ解析

プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確かさ解析を実施した評価結果を第 4.1.1.g-1 表に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で  $2.1 \times 10^{-4}$  / 炉年，エラーファクターは 8.0 と評価され，95%上限値と 5%下限値の間には約 63 倍の不確かさがあるという結果になった。

##### (1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第 4.1.1.g-2 表及び第 4.1.1.g-1 図に示す。不確かさ解析の結果，プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確かさ分布内にあり，プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく，SED が支配的であることが確認できた。したがって，プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確かさが有意に影響することは考えにくい。

##### (2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析



格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図に示す。

- ・不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損（ $\delta$ ）が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・点推定値が不確実さ分布内でない $\sigma$ （格納容器雰囲気直接加熱）、 $\mu$ （格納容器直接接触）、 $\tau$ （過温破損）については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。
- ・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としている $g$ （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））と $\alpha$ （原子炉容器内水蒸気爆発）は、 $g$ （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））に $g$ （蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して3～5桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

### (3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-4表及び第4.1.1.g-3図に示す。

- ・不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・点推定値が不確実さ分布内でない「格納容器への直接接触」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「貫通部過温」については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]）、



溶融物分散放出の不確かさを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

## ② 感度解析

プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.1MPa[gage]）。SED はプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態 SED の工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。

- ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態 S\*\*に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として  を設定
- 感度解析（ケース2）：プラント損傷状態 S\*\*に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として  を設定。

格納容器破損頻度の感度解析を実施した評価結果を第 4.1.1.g-5 表及び第 4.1.1.g-4 図に示す。評価の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、 $\delta$ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。

- ・ プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態 SED において、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 $\sigma$ （格納容器雰囲気直接加熱）、 $\tau$ （過温破損）、 $\mu$ （格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた  $\varepsilon$ （ベースマット溶融貫通）が増加した。
- ・ SED と同じ小破断 LOCA のプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関して SED と同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水がある SEW, SEI, SLW, SLI において溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 $\eta$ （原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1. a-1 表 原子炉格納容器の主要仕様

項目	仕様等
型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形
自由体積	約66000m <sup>3</sup>
最高使用圧力	0.283MPa[gage]
最高使用温度	132℃
限界圧力	0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)
限界温度	200℃



第 4.1.1. b-1 表 事故シーケンスの識別子

(事故のタイプと 1 次冷却材圧力の分類)

識別子	内 容
A	1 次冷却系の破断口径が大きく、1 次冷却系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起因事象としては、大中破断 LOCA で代表される (低圧)
S	1 次冷却系の破断口径が小さく、1 次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起因事象としては小破断 LOCA で代表されるが、事象の類似性及び 1 次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起因事象であるが、従属的に小破断 LOCA (RCP シール LOCA 及び加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA) に至るシーケンスも含む (中圧)
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 なお、従属的に LOCA に至ったシーケンスは S の「事故のタイプ」に分類する (高圧)
G	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2 次冷却系から大気中に FP が直接放出される SGTR シーケンスである (中圧)
V	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シーケンスである (低圧)

(炉心損傷時期の分類)

識別子	内 容
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの

(原子炉格納容器内事故進展の分類)

識別子	内 容
D	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
W	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
I	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
C	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの



第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス  
(1/2)

PDS	事故シーケンス
AED	大破断 LOCA + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
AEW	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 LOCA + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
AEI	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗
	大破断 LOCA + 低圧注入失敗
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗
	中破断 LOCA + 高圧注入失敗
ALC	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
SED	原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃し弁 / 安全弁 LOCA
	小破断 LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
SEW	小破断 LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗

第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス  
(2/2)

PDS	事故シーケンス
SEI	小破断 LOCA+ 高圧注入失敗
	小破断 LOCA+ 補助給水失敗
	小破断 LOCA+ 補助給水失敗+ 高圧注入失敗
SLW	小破断 LOCA+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
SLI	小破断 LOCA+ 高圧再循環失敗
SLC	小破断 LOCA+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗
TED	手動停止+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失+ 非常用所内交流電源喪失
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失+ 補助給水失敗
	ATWS+ 格納容器スプレイ注入失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
TEW	手動停止+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	ATWS+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
TEI	手動停止+ 補助給水失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗
	ATWS
	2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗
G	蒸気発生器伝熱管破損+ 破損側蒸気発生器の隔離失敗
	蒸気発生器伝熱管破損+ 補助給水失敗
V	インターフェイスシステム LOCA



第 4.1.1.b-3 表 炉心損傷に至る事故シーケンス

事故シーケンス	特徴
AED	大中破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。
AEW	大中破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。
AEI	大中破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。
ALC	大中破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は後期である。
SED	小破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。
SEW	小破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。
SEI	小破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。
SLW	小破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。
SLI	小破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。
SLC	小破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。
TED	過渡事象後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。
TEW	過渡事象後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。
TEI	過渡事象後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。
V	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シーケンスである。
G	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2 次冷却系から大気中に FP が直接放出される SGTR シーケンスである。

第 4.1.1.b-4 表 プラント損傷状態の分類結果

No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展		
					RWSP 水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—	
15	G	SGTR	中圧			—	

注：網掛けは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに至る事故シーケンスであることから、解釈 1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。



第 4.1.1.b-5 表 プラント損傷状態の発生頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合
AED	5.3E-09	<0.1%
AEW	6.8E-08	<0.1%
AEI	4.3E-08	<0.1%
ALC	2.0E-08	<0.1%
SED	2.0E-04	88.6%
SEW	3.4E-09	<0.1%
SEI	1.3E-06	0.6%
SLW	1.7E-07	0.1%
SLI	3.7E-09	<0.1%
SLC	6.2E-08	<0.1%
TED	1.1E-05	4.8%
TEW	1.3E-08	<0.1%
TEI	1.3E-05	5.7%
V	3.0E-11	<0.1%
G	3.9E-07	0.2%
合計	2.3E-04	100.0%

第 4.1.1. c-1 表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出

破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
	格納容器隔離失敗	$\beta$	原子炉格納容器の隔離に失敗
	インターフェイスシステム LOCA	$\nu$	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
格納容器 破損	水蒸気による過圧	$\delta$	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	先行破損	$\theta$	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	ベースマット溶融貫通	$\epsilon$	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
	格納容器貫通部過温	$\tau$	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損
	炉内水蒸気爆発	$\alpha$	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
	炉外水蒸気爆発	$\eta$	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前) による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後) による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後) による格納容器過圧破損
	格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
格納容器直接接触	$\mu$	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	

第 4.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大中断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗 ( $\beta$ )	水素燃焼 ( $\gamma$ )	水素燃焼 ( $\gamma'$ )	水素燃焼 ( $\gamma''$ )
小中断 LOCA (S)	先行破損 ( $\theta$ ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発 ( $\alpha$ ) 誘因蒸気発生器伝熱管破損 (g) (Tのみ可能性あり)	炉外水蒸気爆発 ( $\eta$ ) 格納容器直接接触 ( $\mu$ ) (S/Tのみ可能性あり)	格納容器の水蒸気による過 圧 ( $\delta$ ) 格納容器貫通部過温 ( $\epsilon$ )
トランジェント (T)			格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ ) (S/Tのみ可能性あり)	ベースマット溶融貫通 ( $\epsilon$ )
蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次冷却系から環境へ の FP 放出 (g)			
インターフェイス システム LOCA (V)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)			



第 4.1.1.c-3 表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

破損カテゴリ	対応する 破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	$\tau$	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が 200°C を上回ること。
漏えい箇所 の隔離機能喪失	$\nu, g$	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器，余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	$\beta$	炉心損傷後に、 <b>原子炉格納容器</b> の隔離に失敗していること。
水蒸気爆発 （水蒸気スパイク）	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが 1 次遮蔽壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって <b>原子炉格納容器</b> が破損すること。（注 1）
格納容器への直接接触	$\mu$	格納容器直接接触によって <b>原子炉格納容器</b> が破損すること。（注 2）

（注 1）爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し，原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。

（注 2）原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し，ライナーを溶融侵食する。



第 4.1.1. c-4 表 格納容器破損モードの選定

格納容器の状態		破損モード	記号	概要
格納容器健全		格納容器健全	$\phi$	格納容器が健全に維持されて事故が収束
格納容器バイパス		蒸気発生器伝熱管破損	$g$	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
		誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
		インターフェイスシステム LOCA	$v$	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	$\beta$	事故後に格納容器の隔離に失敗
格納容器物理的破損	格納容器先行破損	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	$\theta$	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損
	炉心損傷後の格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	$\alpha$	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損
		水素燃焼（原子炉容器破損以前）	$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損
		水素燃焼（原子炉容器破損直後）	$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損
		原子炉容器外水蒸気爆発	$\eta$	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
		格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
		溶融物直接接触	$\mu$	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損
		水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損
		ベースマット溶融貫通	$\varepsilon$	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
		過温破損	$\tau$	格納容器貫通部が過温で破損
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	$\delta$	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損		

(注) 格納容器破損モードには格納容器が破損に至る場合に加え、分類上、格納容器の健全性が維持される場合、バイパスする場合及び格納容器隔離失敗する場合を含めた。

第 4.1.1. d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心冷却失敗	・安全注入系の喪失	
配管クリープ破損	・1次冷却系高圧 (ホットレグ, サージライン破損)	1次冷却系減圧
バイパス	・プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v, g モードによる格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	・溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・1次冷却系低圧	$\alpha$ モードによる格納容器破損の可能性
水素燃焼	・水素濃度 4 vol% 上方, 6 vol% 側方, 8 vol% 下方伝播 ・水蒸気濃度 55 vol% 以下	$\gamma, \gamma', \gamma''$ モードによる格納容器破損の可能性
RV 破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・RV 破損時に1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	・RWSP 水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	・RV 破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	$\eta$ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	$\sigma$ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器への直接接触	・溶融物分散放出あり	$\mu$ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器内気相部冷却	・プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制
ベースマツト溶融貫通	・RV 破損 ・原子炉格納容器内に水なし (不確かさが大きいため, 水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	$\epsilon$ モードによる格納容器破損
格納容器過温破損	・RV 破損 ・原子炉格納容器内に水なし	$\tau$ モードによる格納容器破損
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	$\delta, \theta$ モードによる格納容器破損



第 4.1.1.d-2 表 ヘディングの選定及び定義

No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉容器破損前 (T1)	1	CV 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	2	1 次冷却系の圧力状態	FD	TI-SGTR や 1 次冷却系クリーブ破損による 1 次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。
	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及び TI-SGTR によりバイパス事象となる場合が該当する。
	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS 再循環が行えなかった場合、失敗とする。
	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする
	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	7	CV 破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	8	RV 破損	RV	ECCS 再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。
原子炉容器破損直後 (T2)	9	溶融物分散放出	RPV	RV 破損の時点で 1 次冷却材圧力が 2.0MPa [gage] 以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注 1）
	10	キャビティ内水量	DC	RV 破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする
	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	12	CV 直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	14	CV 破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
事故後期 (T3)	15	CV 内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注 2）
	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	17	CV 破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。
	19	CV 過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。

(注 1) 2.0MPa [gage] は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。

(注 2) NCC に失敗し、ヘディング 17, 18, 19 で CV 破損に至らない場合は過圧破損となる。



第 4.1.1.d-3 表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を与える側)	CV 隔離 (CI)	1次冷却系 の圧力状態 (FD)	バイパス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気爆発 (ISX)	水素燃焼 (HB1)	CV破損 (OP1)	RV破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャピティ内水量 (DC)	炉外水蒸気爆発 (ESX)	CV直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV破損 (OP2)	CV内気相部冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV破損 (OP3)	ベースマット 溶融貫通 (BM)	CV過温破損 (OT)	備考	
ヘディング (影響を受ける側)	(CI)	(FD)	(BP)	(LR)	(ISX)	(HB1)	(OP1)	(RV)	(RPV)	(DC)	(ESX)	(DCH)	(HB2)	(OP2)	(NCC)	(HB3)	(OP3)	(BM)	(OT)		
CV隔離 (CI)																				なし	
1次冷却系の圧力状態 (FD)	○																				(CV隔離 (CI) 成功の場合に適用 (従属), 他のヘディングも同様)
バイパス (BP)	○	○																			1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) にTI-SGTRが従属
炉心への注水 (LR)	○																				なし
炉内水蒸気爆発 (ISX)	○	○																			水蒸気爆発確率は, 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属
水素燃焼 (HB1)	○		○																		ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心への注水 (LR) に従属
CV破損 (OP1)	○		○																		水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属
RV破損 (RV)	○		○																		炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属
溶融物分散放出 (RPV)	○	○					○														RV破損の有無 (RV), 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属
キャピティ内水量 (DC)	○		○				○														RV破損の有無 (RV), 炉心への注水 (すなわちLR) に従属
炉外水蒸気爆発 (ESX)	○						○	○													RV破損の有無 (RV), 溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャピティ水量 (DC) に従属
CV直接加熱 (DCH)	○						○	○													RV破損の有無 (RV), 溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャピティ水量 (DC) に従属
水素燃焼 (HB2)	○		○			○															RV破損の有無 (RV), ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR), 過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属
CV破損 (OP2)	○		○				○														RV破損の有無 (RV), 溶融物分散放出 (RPV) の有無, 水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属
CV内気相部冷却 (NCC)	○							○	○												気相部冷却あるいは炉心溶融炉心冷却性を表すため, 溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (RV)), 溶融炉心分散量 (すなわちRPV), 溶融炉心冠水の有無 (すなわちDC) に従属
水素燃焼 (HB3)	○		○			○							○								RV破損の有無 (RV), ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR), 過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1, HB2), 水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属
CV破損 (OP3)	○		○				○														RV破損の有無 (RV), 水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR), 水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属
ベースマット溶融貫通 (BM)	○								○	○											床上の溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (RV)), 溶融炉心量 (すなわち溶融炉心分散の有無 (RPV)), 溶融炉心冠水の有無 (すなわちDC) に従属
CV過温破損 (OT)	○								○	○											原子炉格納容器内の水の有無 (すなわちDC) 及び, 溶融炉心の場所 (すなわちRV破損の有無 (RV), 溶融炉心飛散の有無 (RPV)) に従属



第 4.1.1. e-1 表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス

No.	PDS	PDS ごとに選定した事故シーケンス	解析実施
1	AED	大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○
2	AEW	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○
3	AEI	大破断 LOCA+ECCS 注入失敗	○
4	ALC	大破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—
5	SED	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○
6	SEW	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—
7	SEI	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗	—
8	SLW	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—
9	SLI	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗	—
10	SLC	小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○
12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	—
13	TEI	全給水喪失	○

第 4.1.1.e-2 表 基本解析条件

項 目	条件	備考
炉心燃料条件 燃料 (UO <sub>2</sub> ) 重量 被覆管 (ジルコニウム) 重量 炉心崩壊熱	MOX 装荷炉心燃料 8.32×10 <sup>4</sup> kg 2.00×10 <sup>4</sup> kg 平均炉心評価用	日本原子力学会推奨 の崩壊熱曲線* <sup>1</sup>
炉心熱出力 1次冷却材圧力 1次冷却材平均温度 ループ全流量	2,652×1.02MWt 15.41+0.21MPa [gage] 302.3+2.2°C 45.7×10 <sup>6</sup> kg/h	102%出力運転 設計値+計測誤差 設計値+計測誤差 100% T. D. F. ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割 原子炉格納容器区画全自由体積 原子炉格納容器初期圧力 原子炉格納容器初期温度 原子炉格納容器ヒートシンク温度	5分割 67,400m <sup>3</sup> 9.8kPa [gage] 49°C 49°C	最小評価値 最大値 (保安規定値考慮) 通常運転時 CV 内 最高温度 通常運転時 CV 内 最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3基 4.04MPa [gage] 29.0m <sup>3</sup> /基	最小値 最小値

\*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4 (平成25年7月)

第 4.1.1.e-3 表 各事故シナリオの事故進展解析条件

PDS	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器 スプレイ再循環	補助給水
AED	ホットレグ 完全両端破断	不動作	不動作	3 基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動
AEW	ホットレグ 完全両端破断	2 系統	2 系統	3 基	2 系統	不動作	不動作	不動作	作動
AEI	ホットレグ 完全両端破断	不動作	不動作	3 基	2 系統	不動作	不動作	2 系統	作動
SED	ホットレグ 2 inch 破断	不動作	不動作	3 基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動
TED	全交流動力 電源喪失	不動作	不動作	3 基	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作
TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3 基	2 系統	不動作	不動作	2 系統	不動作



第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI
原子炉トリップ	0.0 秒	0.4 秒	0.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	46 秒
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	11 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4 秒	9.4 秒	9.5 秒	1.2 時間	4.7 時間	3.3 時間
蓄圧注入終了	1.4 分	1.1 分	1.4 分	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
ラプチャージェイスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	35 分
格納容器スプレイ作動	—	3.8 秒	3.8 秒	—	—	3.0 時間
再循環切替	—	—	34 分	—	—	3.6 時間
炉心露出	5.6 分	27 分	5.5 分	42 分	2.2 時間	1.1 時間
被覆管破損	11 分	36 分	11 分	54 分	2.5 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	19 分	45 分	19 分	1.1 時間	3.0 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55 分	1.5 時間	55 分	2.0 時間	4.6 時間	3.0 時間
原子炉容器破損	1.6 時間	2.8 時間	1.6 時間	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
格納容器最高使用圧力到達	2.2 時間	5.9 時間	—	4.1 時間	6.3 時間	—
2Pd（格納容器最高使用圧力の 2 倍）到達*1	9.5 時間	14 時間	—	13 時間	16 時間	—
格納容器雰囲気温度 200℃到達*2	—	—	—	—	—	—

\*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

\*2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第 4.1.1.e-5 表 事故進展解析結果 (シビアアクシデント負荷)

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損前			原子炉容器破損後 (30 分)			原子炉容器破損後後期※1		
	1次冷却材圧力 (MPa (gauge))	原子炉下部 キャビティ 内水量 (t)	格納容器 雰囲気温度 (°C)	原子炉下部 キャビティ 浸食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	2.2	57.6	4.6	2.6	75.3	2.9
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	3.1	43.8	6.1	1.4	74.8	2.8
AEI	0.1	169.4	—	—	4.2	18.6	8.7	4.1	23.3	8.2	4.6	16.1	9.0
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	2.5	75.6	2.8
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	3.1	74.5	3.1
TEI	15.6	41.8	—	—	5.7	13.0	8.1	6.9	15.8	8.9	7.0	15.9	8.9

※1 AED, AEW, SED 及び TED は原子炉格納容器破損時点 (10 時間程度) の値。AEI 及び TEI は原子炉格納容器が破損しないため事故後 72 時間の値。


※2 発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたる MCC1 による水素量を含む。ただし、TED においては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心 Zr 量の 75% を上回る事になることから、補正を行っていない。

第 4.1.1.e-6 表 事故進展解析を実施していない PDS の分岐確率の考え方

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1. f-1 表 分岐確率のあてはめ方法



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 4.1.1. f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (1/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 隔離 (CI)			NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。
1次冷却系の 圧力状態 (FD)			NUREGレポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。
格納容器 バイパス (BP)			NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。
炉心への 注水 (LR)	低圧シーケンス (A**)	ECCS再循環 に失敗する確 率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。 中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗などにより2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。 (注水が無い場合に1を設定)
	中高圧シーケンス (S**, T**)	1	
炉内 水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。
格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。 このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。
原子炉容器破損 (RV)			IMI事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ2.0MPa (gage) 以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。  (溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定)
キャビティ内水量 (DC)			事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1. f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (3/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。
格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 4.1.1. f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (4/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器内気相部冷却 (NCC)			<p>格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても融融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。融融炉心の冷却性としては、融融炉心の分散の有無、融融炉心の落下時の冠水状態、融融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。</p> <p>格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても融融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。</p>
原子炉容器破損後長期の水素燃焼 (HB3)			<p>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</p>
格納容器破損 (OP3)			<p>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 4.1.1. f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (5/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
ベースマツト溶融貫通 (BM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。
格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込み等）を考慮して設定する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷 頻度 (/炉年)	割合※ (%)	条件付き 格納容器 破損確率	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)
AED	5.3E-09	<0.1	1.00	5.3E-09	<0.1
AEW	6.8E-08	<0.1	1.00	6.8E-08	<0.1
AEI	4.3E-08	<0.1	0.02	8.7E-10	<0.1
ALC	2.0E-08	<0.1	1.00	2.0E-08	<0.1
SED	2.0E-04	88.6	1.00	2.0E-04	94.1
SEW	3.4E-09	<0.1	1.00	3.4E-09	<0.1
SEI	1.3E-06	0.6	0.01	7.3E-09	<0.1
SLW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1
SLI	3.7E-09	<0.1	0.01	2.1E-11	<0.1
SLC	6.2E-08	<0.1	1.00	6.2E-08	<0.1
TED	1.1E-05	4.8	1.00	1.1E-05	5.1
TEW	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1
TEI	1.3E-05	5.7	0.08	1.0E-06	0.5
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	<0.1
G	3.9E-07	0.2	1.00	3.9E-07	0.2
合計	2.3E-04	100.0	0.94	2.1E-04	100.0

※ 炉心損傷頻度，格納容器破損頻度への寄与が大きい PDS における  
代表的な事故シーケンスは以下のとおり

SED：原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA

TED：手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗

TEI：手動停止+補助給水失敗

第 4.1.1. f-4 表 格納容器破損モード別，破損カテゴリ別の格納容器破損頻度

破損モード別	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5
$\gamma$ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1
$\gamma'$ (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1
$\gamma''$ (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4
$\epsilon$ (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0
$\nu$ (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1
$g$ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2
$\tau$ (過温破損)	2.0E-06	0.9
$\mu$ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1
カテゴリ別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1
貫通部過温	2.0E-06	0.9
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0
合計	2.1E-04	100.0

第 4.1.1.f-5 表 起因事象別格納容器破損頻度

起因事象別	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合 (%)
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	94.1
手動停止	5.6E-06	2.7
外部電源喪失	3.5E-06	1.6
過渡事象	2.4E-06	1.1
SGTR	3.8E-07	0.2
主給水流量喪失	2.7E-07	0.1
小破断LOCA	2.5E-07	0.1
2次冷却系の破断	1.1E-07	<0.1
中破断LOCA	7.6E-08	<0.1
大破断LOCA	1.8E-08	<0.1
ATWS	7.5E-09	<0.1
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1
合計	2.1E-04	100.0



第 4.1.1. g-1 表 格納容器破損頻度不確かさ解析

		全格納容器破損頻度 (CFF) (/炉年)
点推定解析		2.1E-04
不確かさ 解析	平均値	2.1E-04
	5%確率値	1.2E-05
	中央値	7.4E-05
	95%確率値	7.6E-04
	EF	8.0

第 4.1.1. g-2 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析

プラント 損傷状態	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09
AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08
AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10
ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08
SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04
SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09
SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09
SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07
SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11
SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08
TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05
TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08
TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1.1. g-3 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析

格納容器 破損モード	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
$\alpha$	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09
$\beta$	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
$\gamma$	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10
$\gamma'$	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10
$\gamma''$	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08
$\delta$	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04
$\epsilon$	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
$\theta$	2.2E-09	2.1E-08	2.6E-07	7.0E-08	8.2E-08
$\eta$	4.5E-11	4.0E-10	7.5E-09	2.8E-09	1.3E-09
$\sigma$	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06
$\nu$	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
$g$	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
$\tau$	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06
$\mu$	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

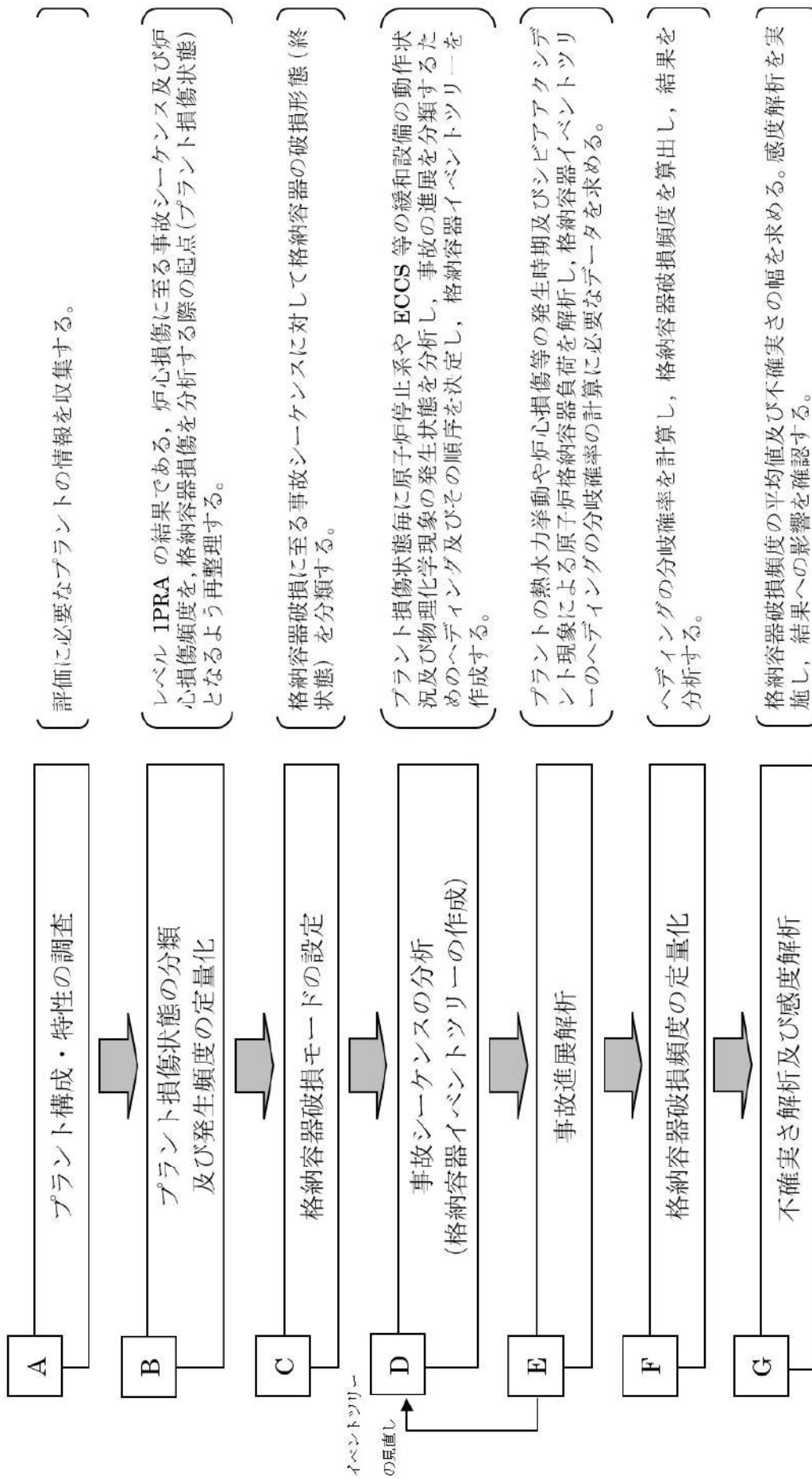
第 4.1.1. g-4 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析

格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08
格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09
貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06
格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08
格納容器雰囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

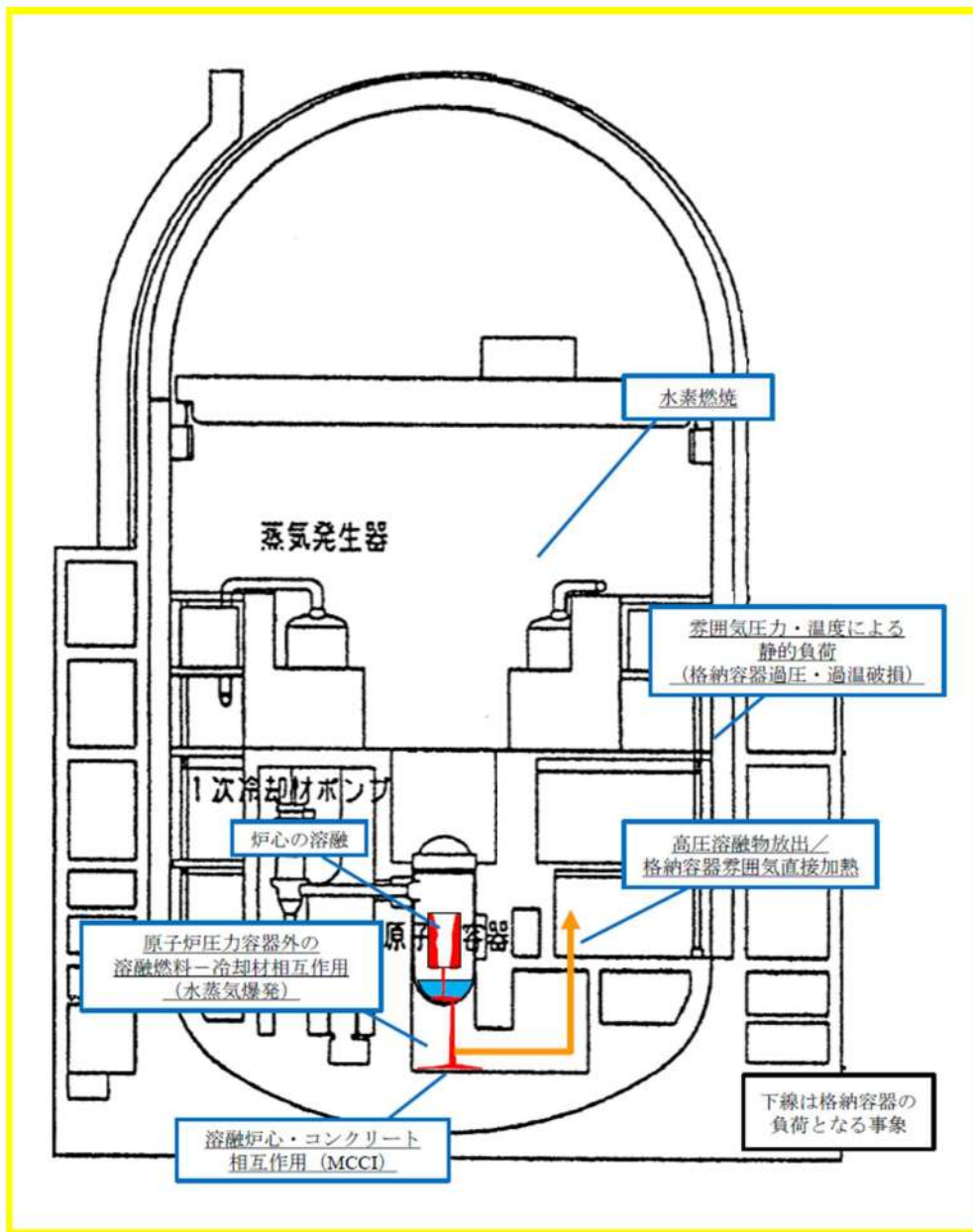


第 4.1.1. g-5 表 格納容器破損モード別，格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の比較

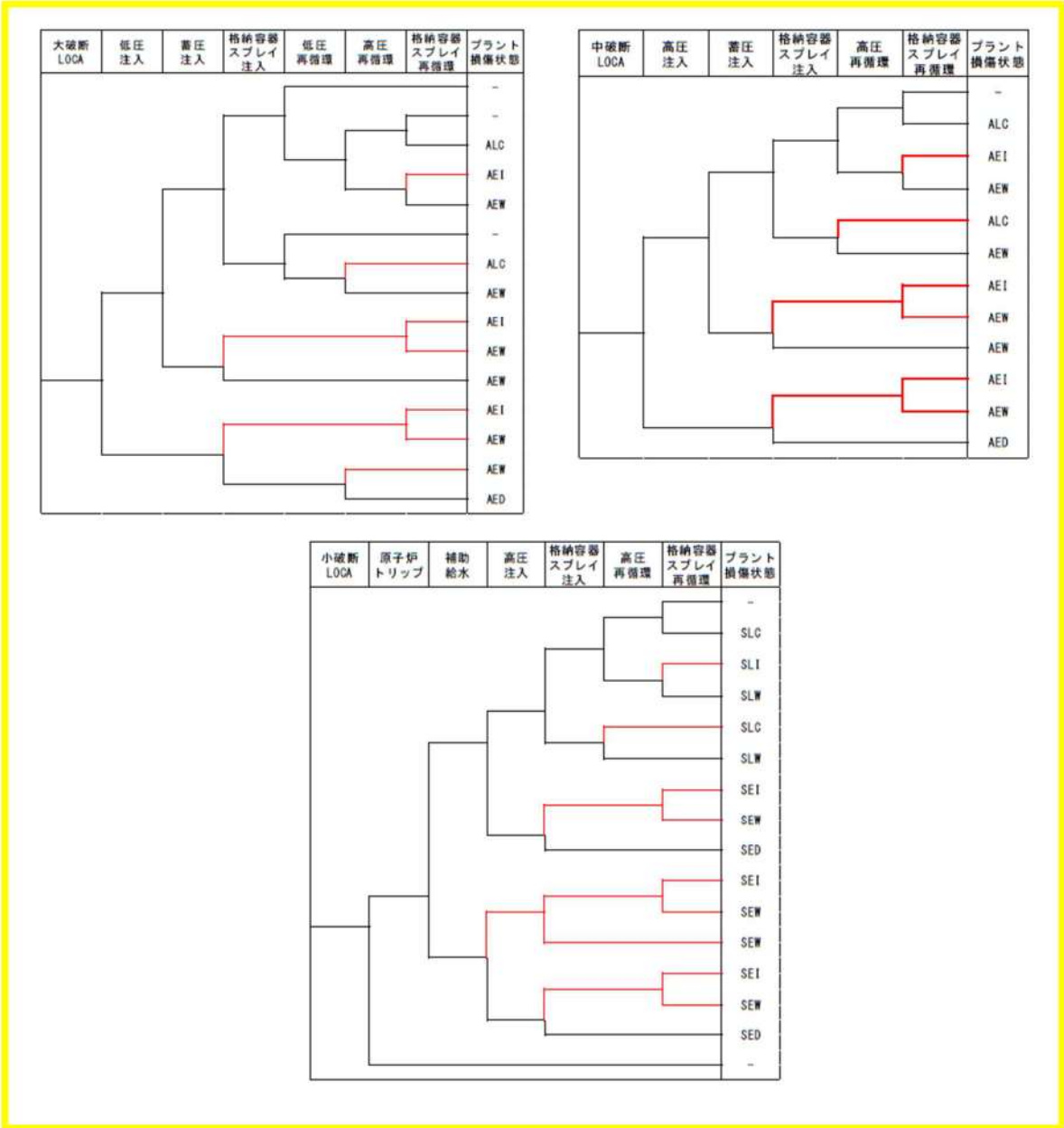
破損モード別	ケース 1 (ベースケース)		ケース 2		ケース 2 / ケース 1 (—)
	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)	
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00
$\gamma$ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00
$\gamma'$ (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	3.3E-10	<0.1	1.00
$\gamma''$ (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	2.0E-04	92.7	0.96
$\epsilon$ (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	8.2E-08	<0.1	1.00
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	6.52
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52
$\nu$ (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	1.00
$g$ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00
$\tau$ (過温破損)	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52
$\mu$ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52
カテゴリ別					
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	1.0E-08	<0.1	3.38
貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52
合計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00



第 4.1.1-1 図 内部事象レベル 1.5PRA 評価フロー図



第 4.1.1. a-1 図 原子炉格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路



第 4.1.1. b-1 図 レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー (1/2)



原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉 トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁 /安全弁 LOCA	RCP シール LOCA	プラント 損傷状態
					-
					SED
					SED
					TED
					-

蒸気発生器 伝熱管破損	原子炉 トリップ	補助給水	破損SG 隔離	プラント 損傷状態
				G
				G
				-

外部電源 喪失	原子炉 トリップ	非常用所 内電源	補助給水	格納容器 スプレー 注入	格納容器 スプレー 再循環	プラント 損傷状態
						-
						TEI
						TEW
						TED
						TED
						-

主給水喪失 過渡事象	原子炉 トリップ	補助給水	格納容器 スプレー 注入	格納容器 スプレー 再循環	プラント 損傷状態
					TEI
					TEW
					TED
					-

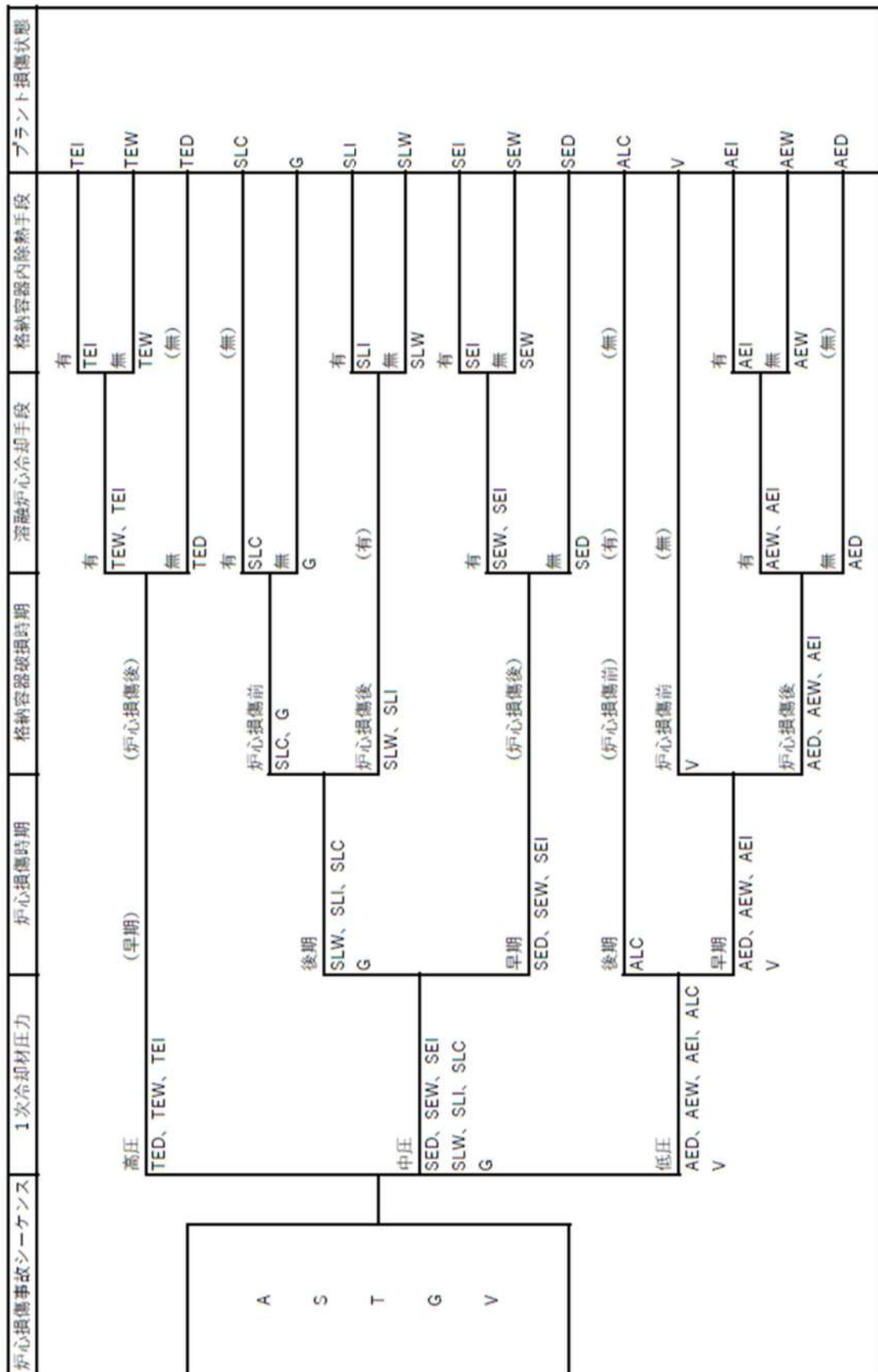
2次冷却系 の破断	原子炉 トリップ	主蒸気隔離	補助給水	格納容器 スプレー 注入	格納容器 スプレー 再循環	プラント 損傷状態
						-
						TEI
						TEW
						TED
						TEI
						TEW
						TED
						-

インターフェイスシステム LOCA	原子炉 トリップ	プラント 損傷状態
		V
		-

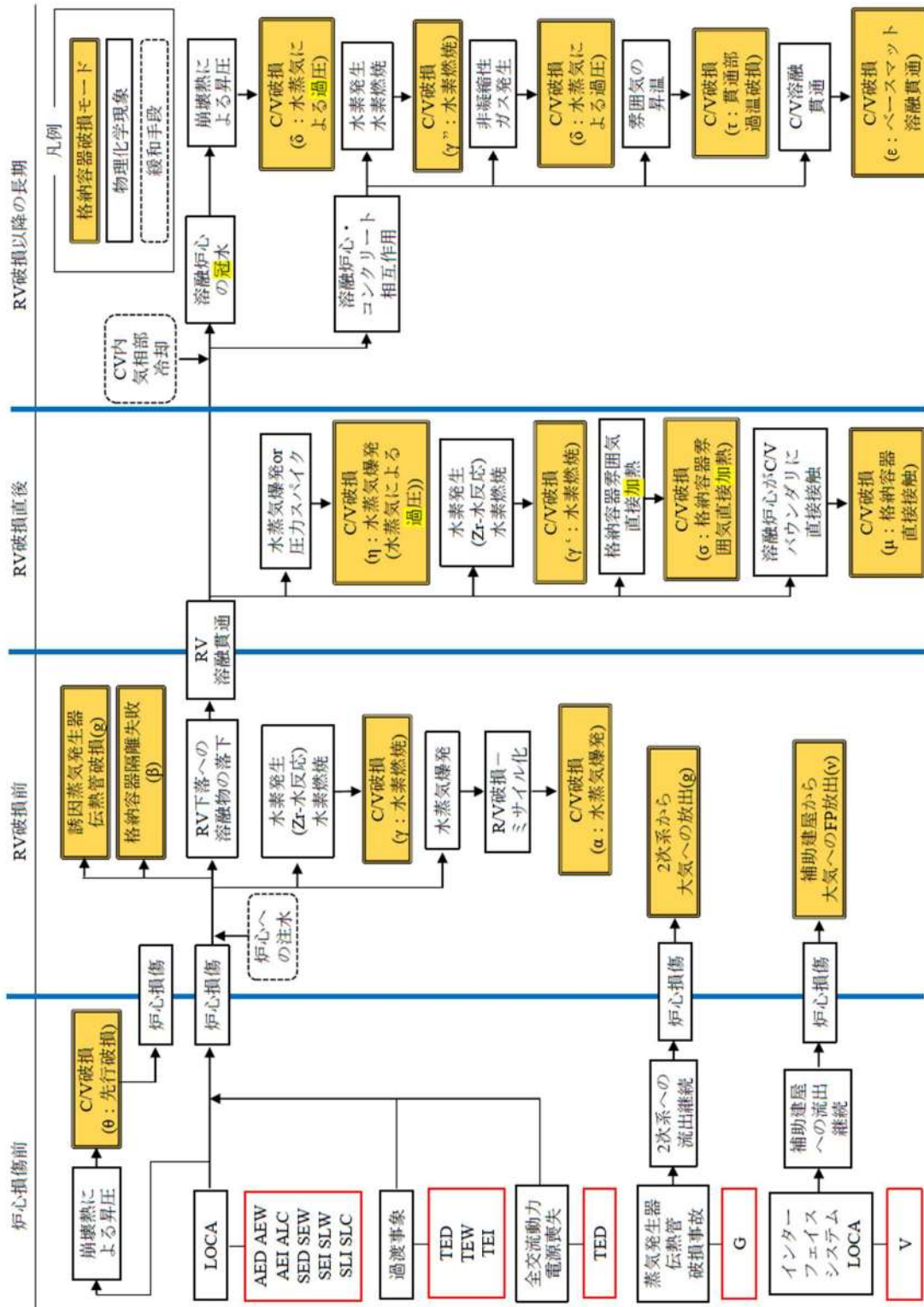
手動停止	補助給水	格納容器 スプレー 注入	格納容器 スプレー 再循環	プラント 損傷状態
				-
				TEI
				TEW
				TED

ATWS	格納容器 スプレー 注入	格納容器 スプレー 再循環	プラント 損傷状態
			TEI
			TEW
			TED

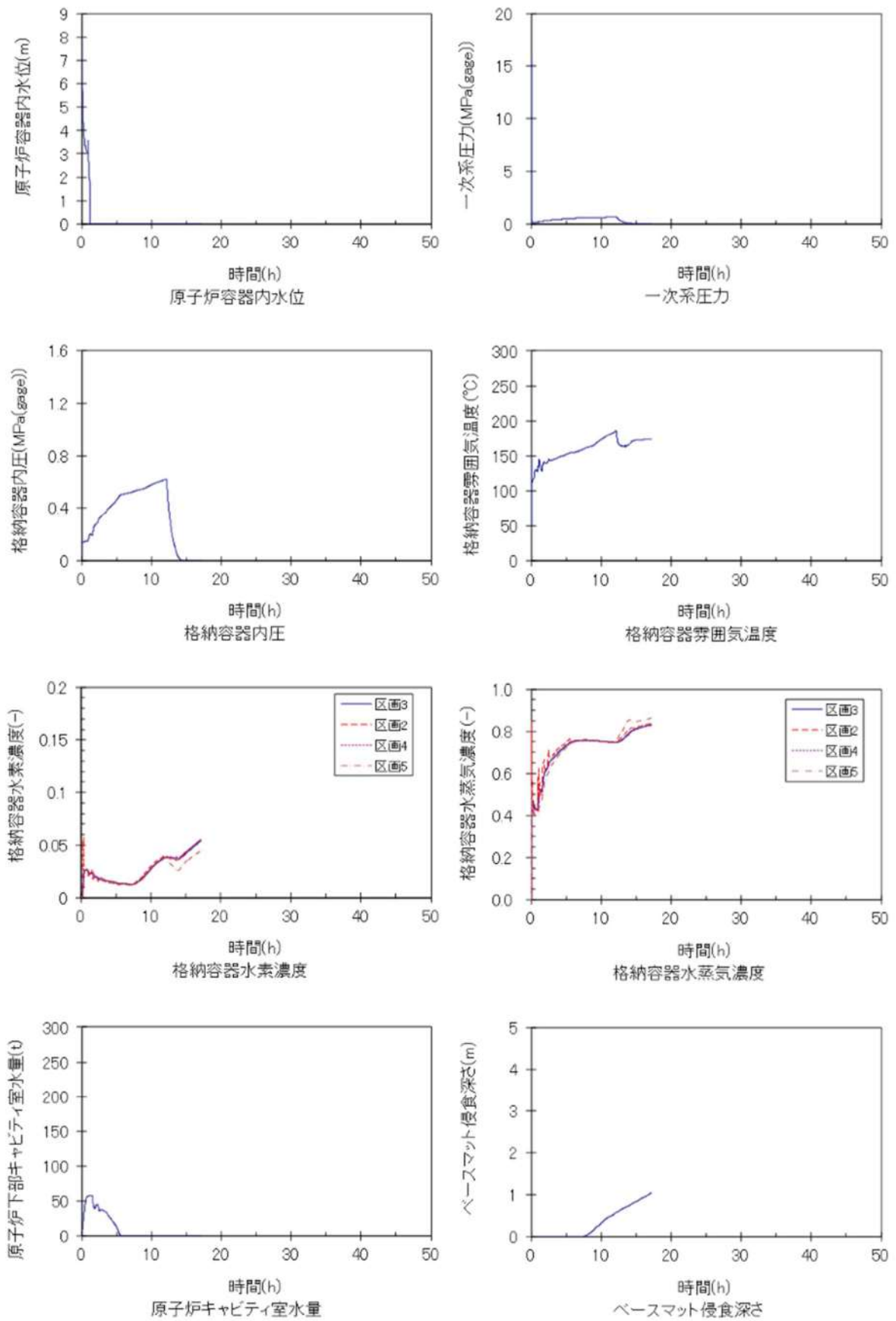
第 4.1.1. b-1 図 レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー (2/2)



第 4.1.1.b-2 図 プラント損傷状態の分類

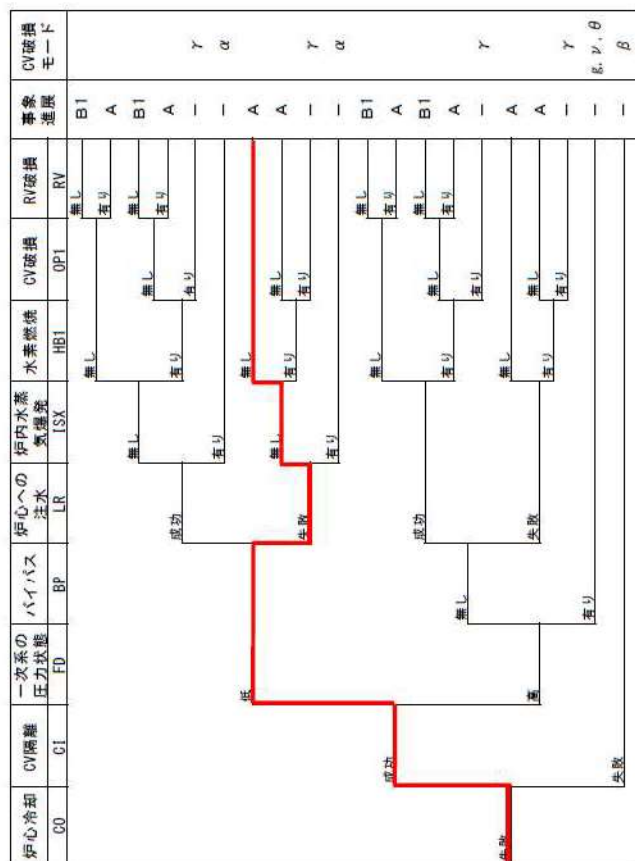
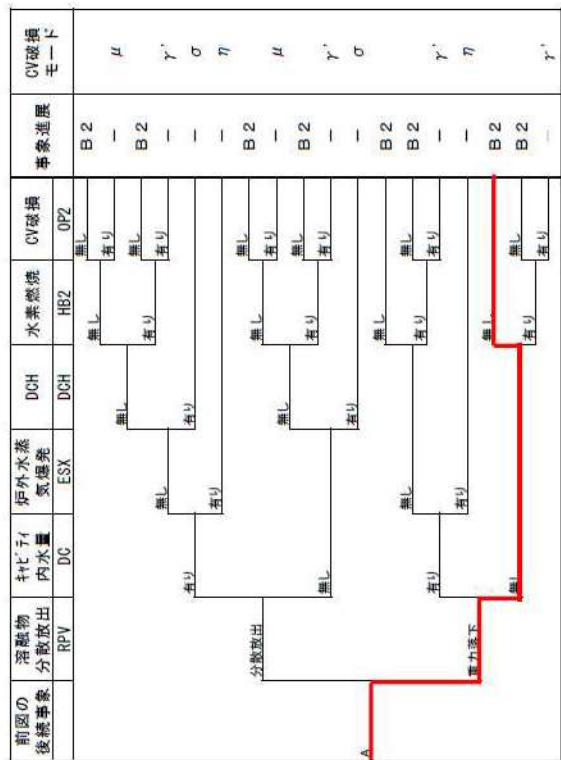


第 4.1.1.c-1 図 PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展



第 4.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (AED)

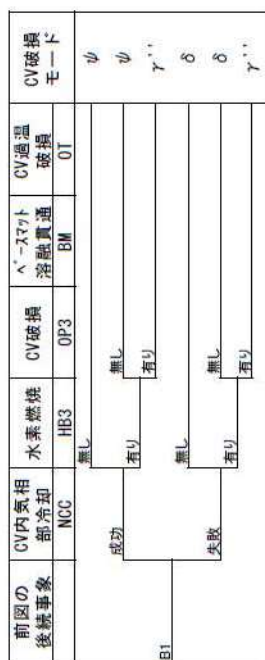
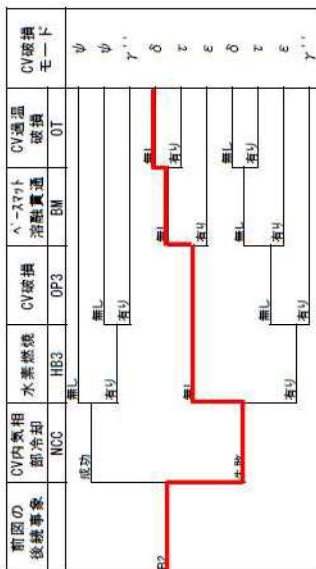




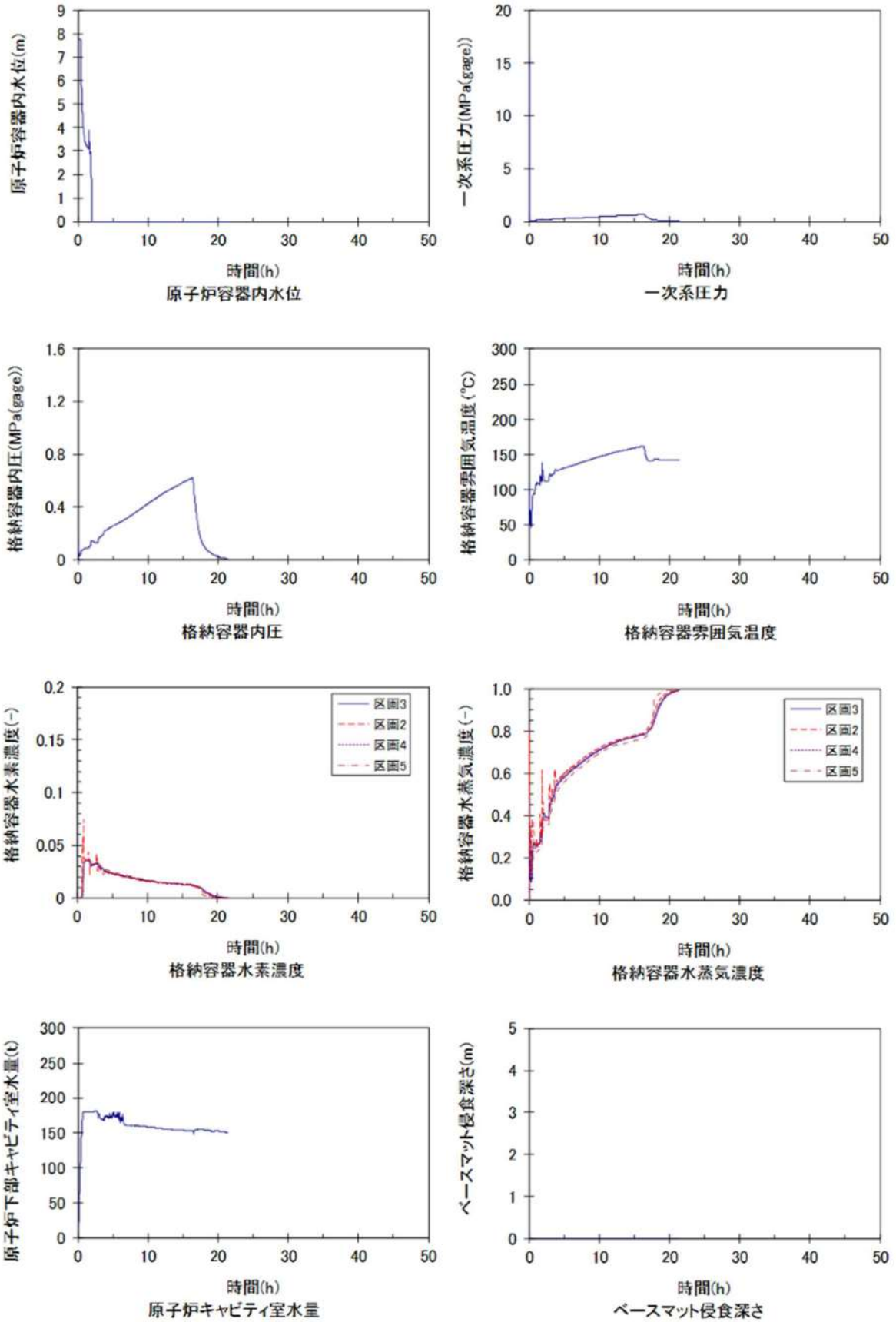
(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:  
 α=原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
 β=格納容器超圧による破損  
 γ、γ'、γ''=水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損  
 δ=水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損  
 ε=ナトリウム・コングリゲーション相互作用によるベースマント溶解貫通  
 ζ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 η=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 θ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 ι=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 κ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 λ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 μ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 ν=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 ξ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 ο=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 π=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 ρ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 σ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 τ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 υ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 φ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 ψ=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 ω=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 Ω=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損

(注3) A: 原子炉容器破損有り  
 B1: 原子炉容器破損無し  
 B2: 原子炉容器破損有り

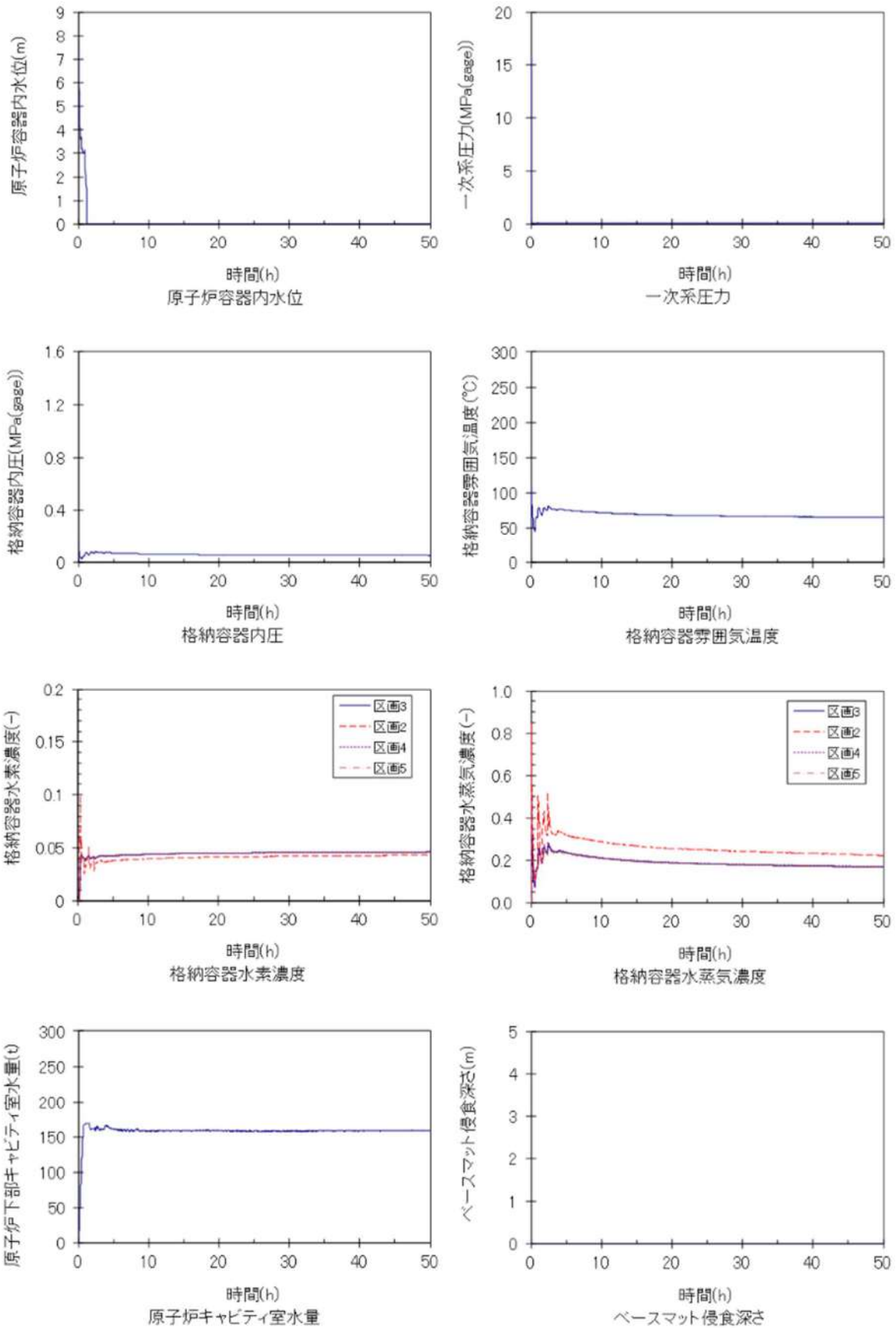


第 4.1.1.e-2 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)



第 4.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW)

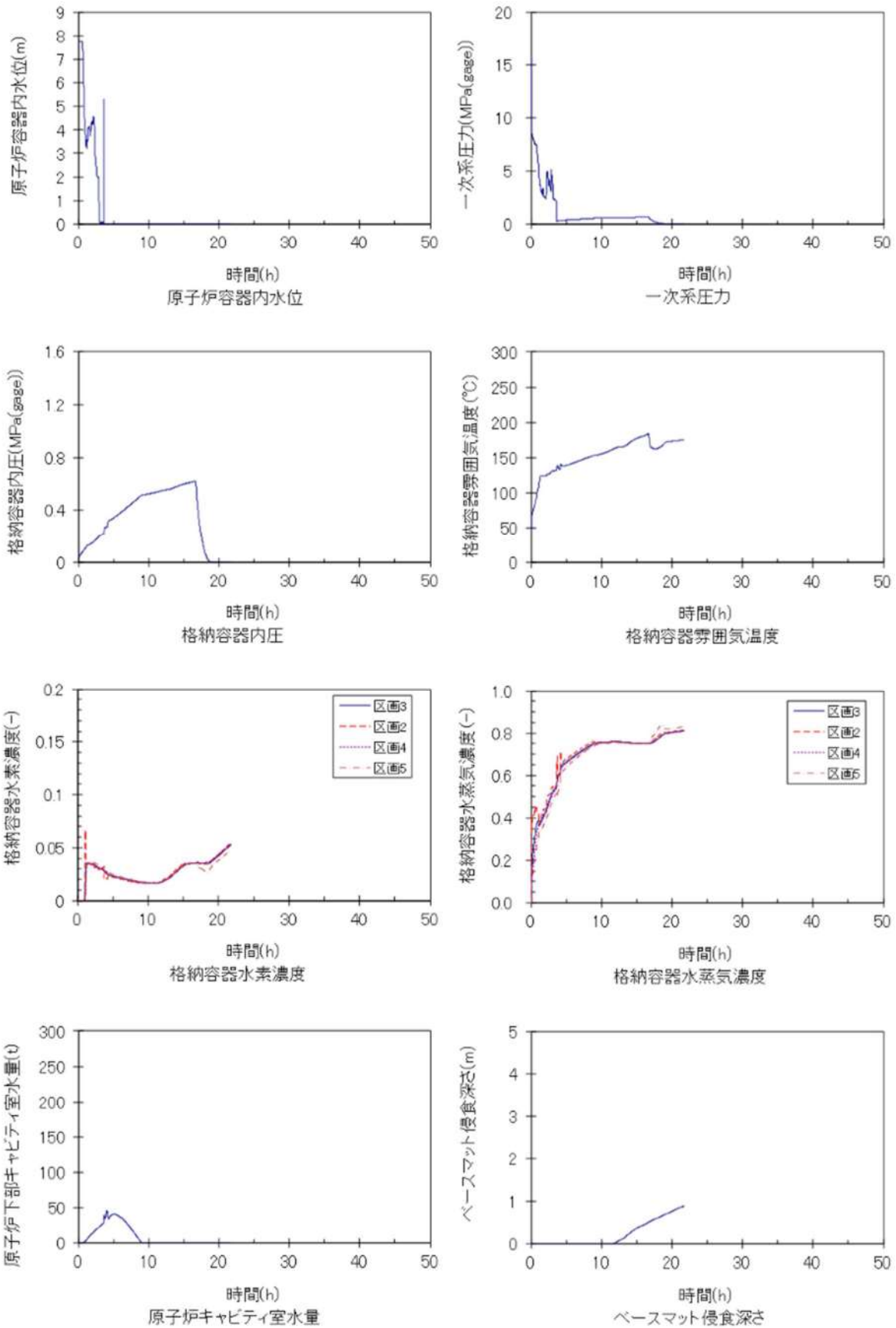




第 4.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI)

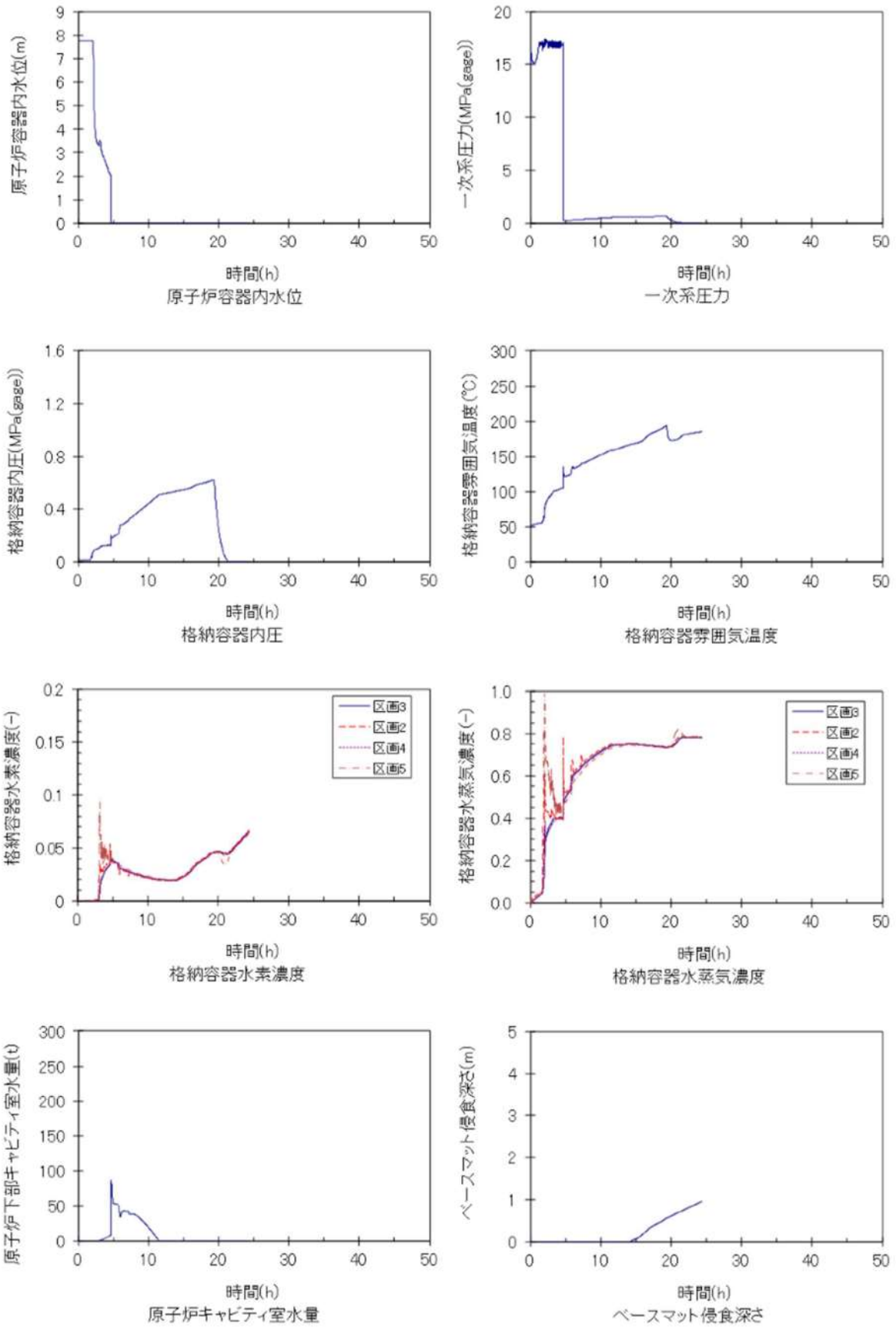






第 4.1.1. e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (SED)

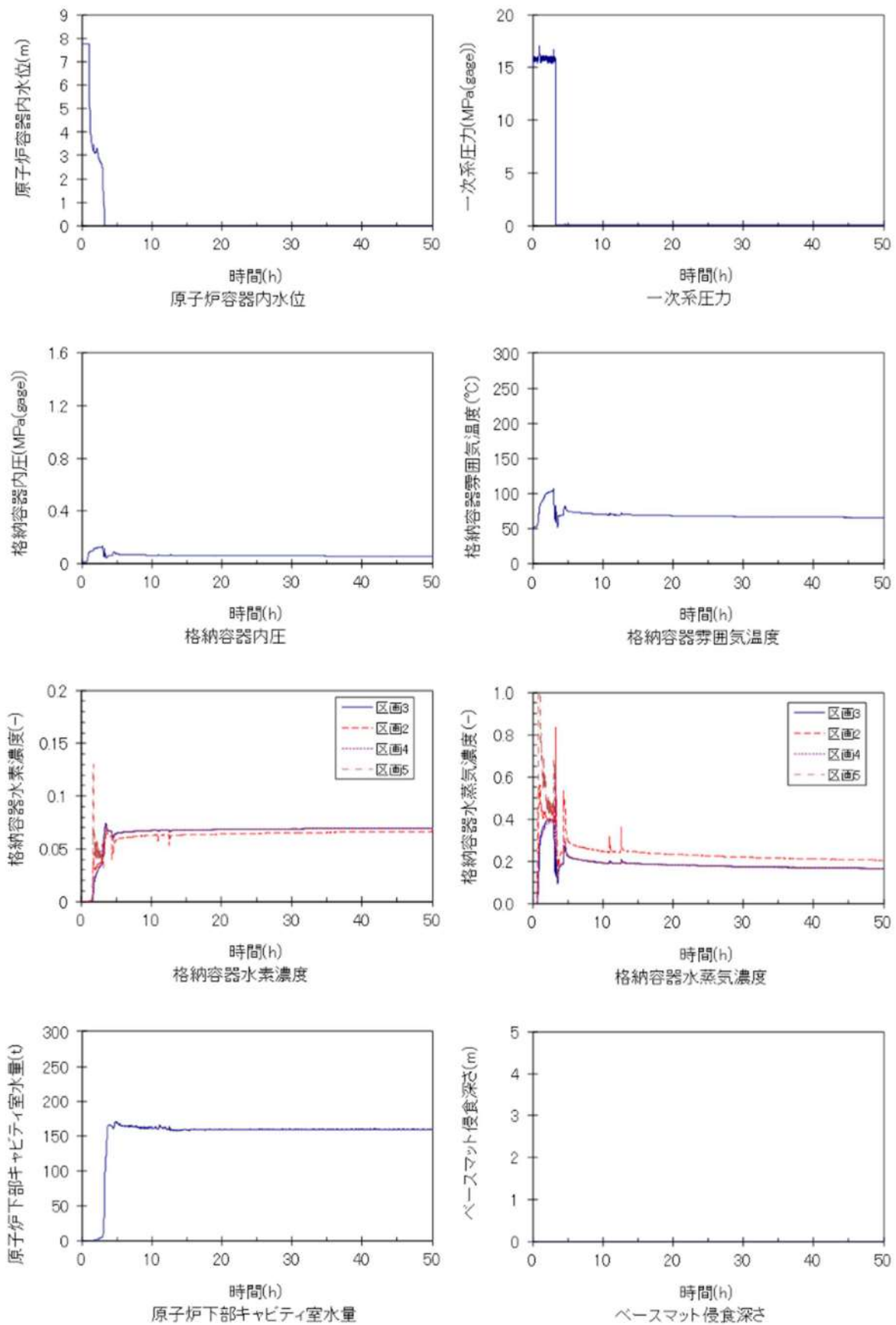




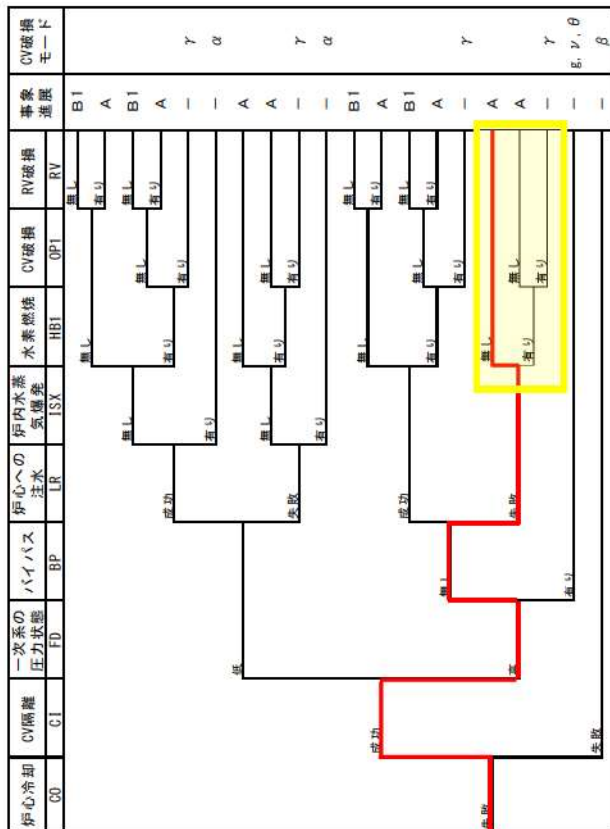
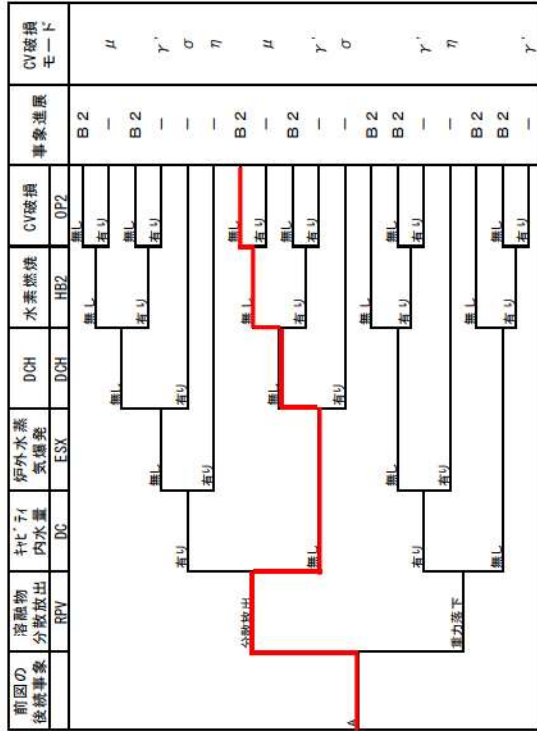
第 4.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)







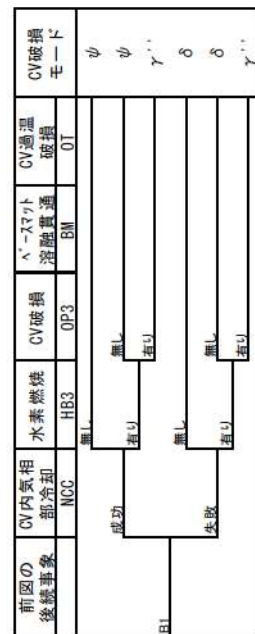
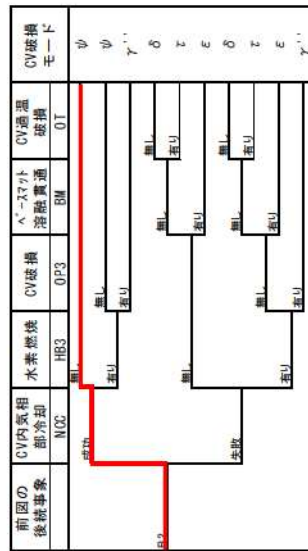
第 4.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)



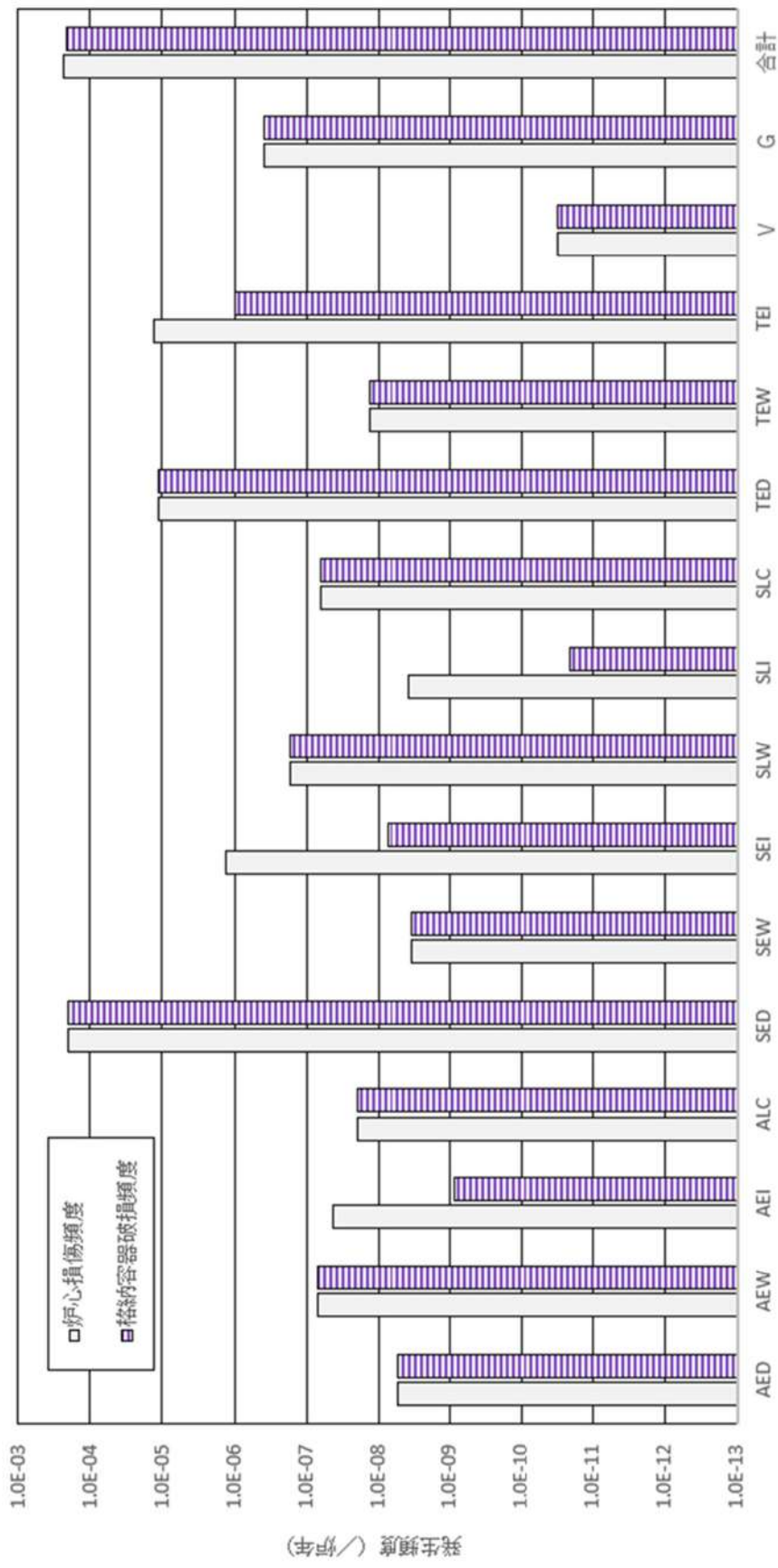
(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

- (注2) 格納容器破損モード:  
 α=原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
 β=格納容器内圧縮失敗  
 γ、γ'=水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損  
 δ=水蒸気・非凝縮ガス蓄積による準静的な過圧による破損  
 ε=アクリル・コポリマー相互作用によるベースマスの浮遊  
 θ=水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損  
 η=格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライグによる破損  
 σ=格納容器劣化管束直接加熱による破損  
 τ=蒸気発生器伝熱管破壊後の炉心損傷による格納容器パイパス  
 υ=余熱除去設備開弁LOCA後の炉心損傷による格納容器パイパス  
 φ=アクリルの格納容器構造物への直接照射による格納容器破損  
 ψ=格納容器貫通部過温破損  
 φ=格納容器が健全に維持され、事故が収束

- (注3) A: 原子炉容器破損有り  
 B1: 原子炉容器破損無し  
 B2: 原子炉容器破損有り

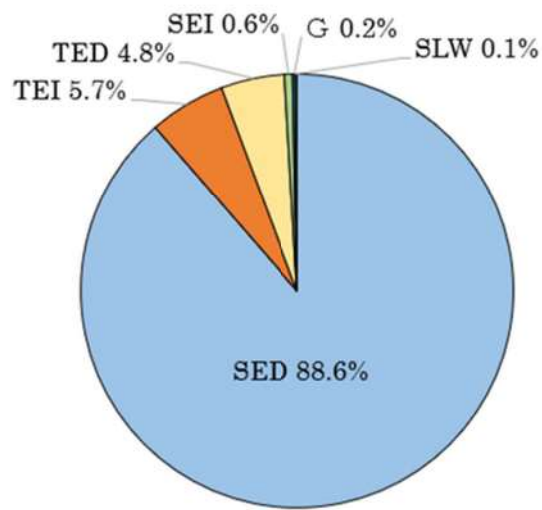


第 4.1.1.e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEI)

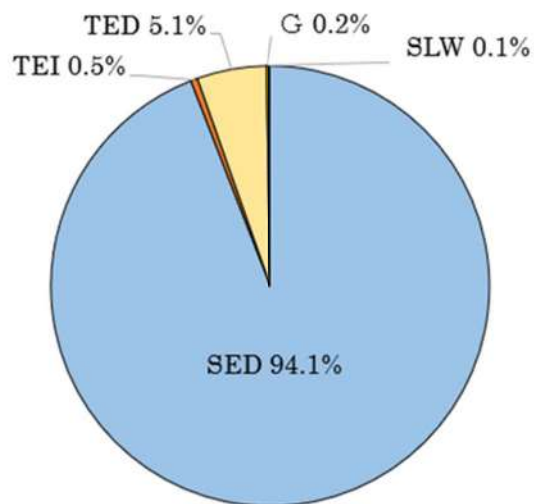


第 4.1.1.f-1 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較

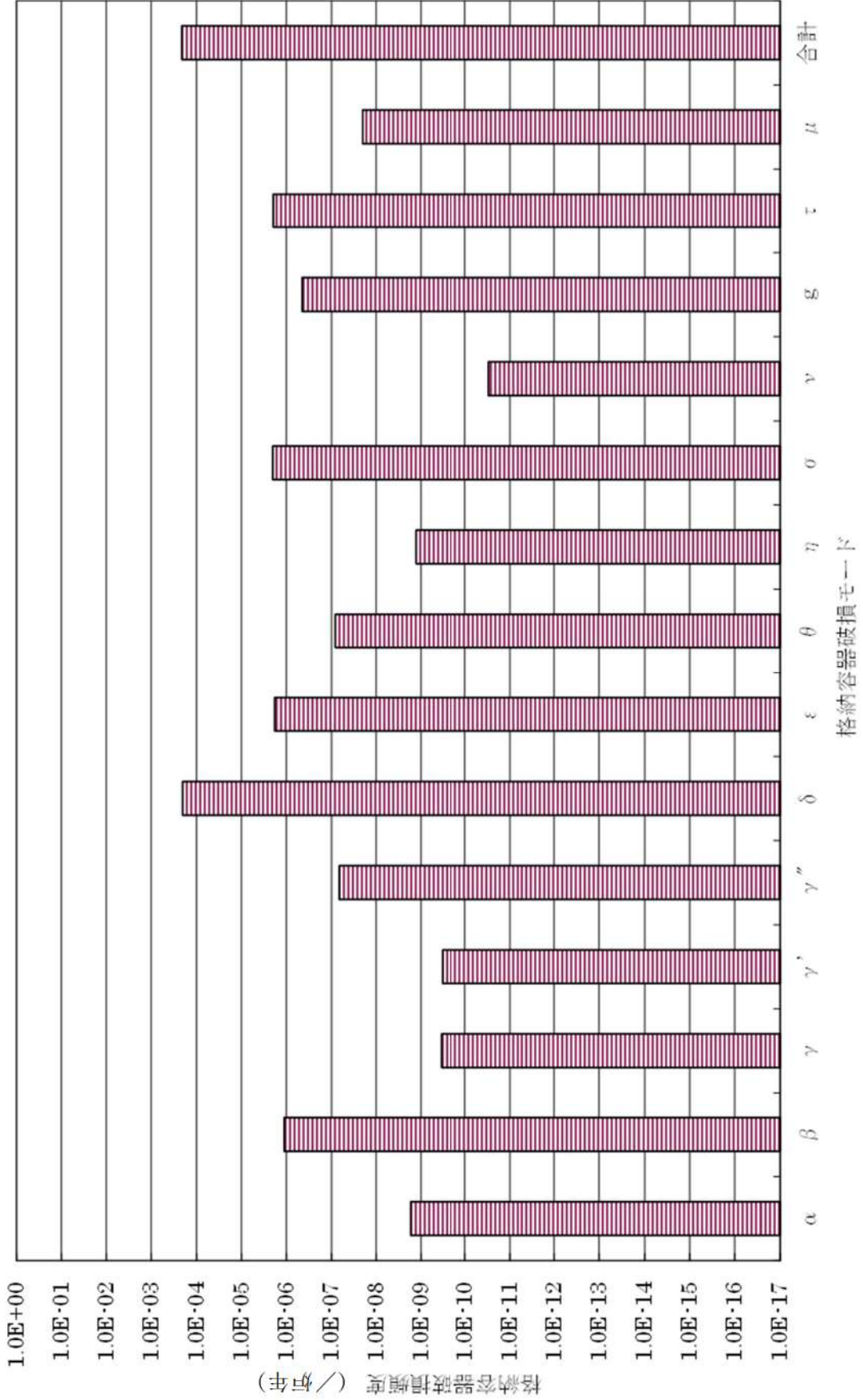




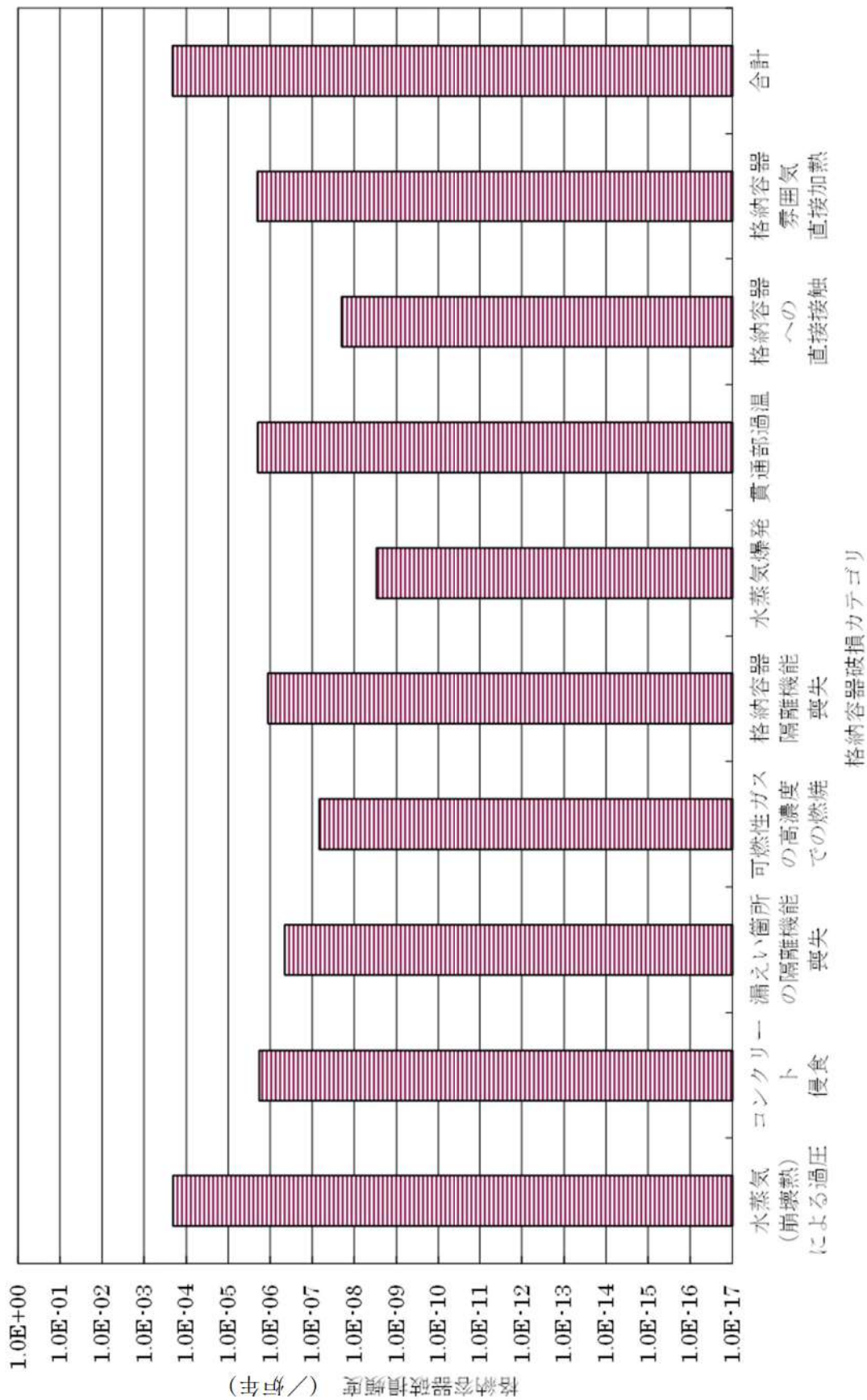
第 4.1.1.f-2 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度



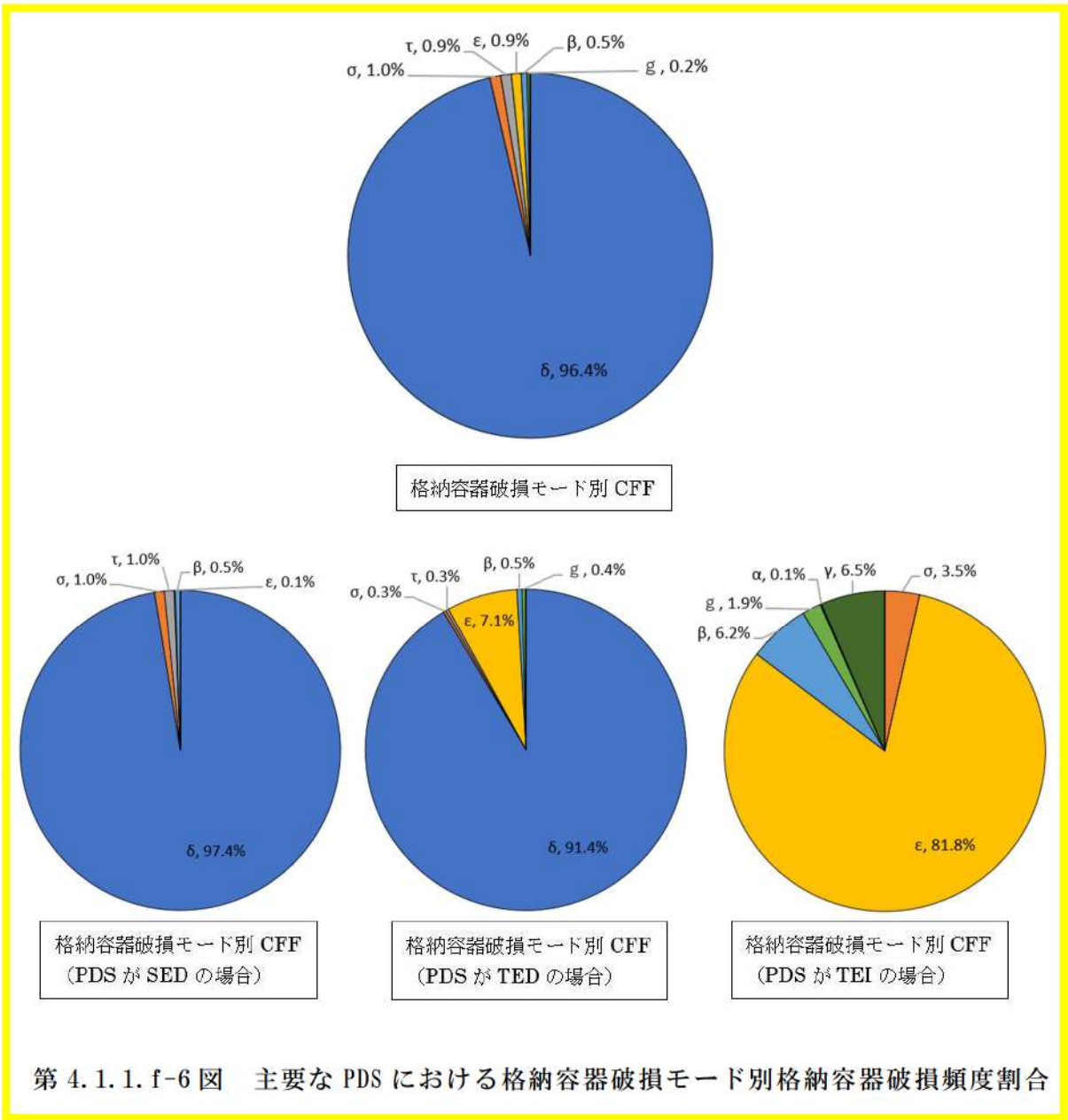
第 4.1.1.f-3 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度



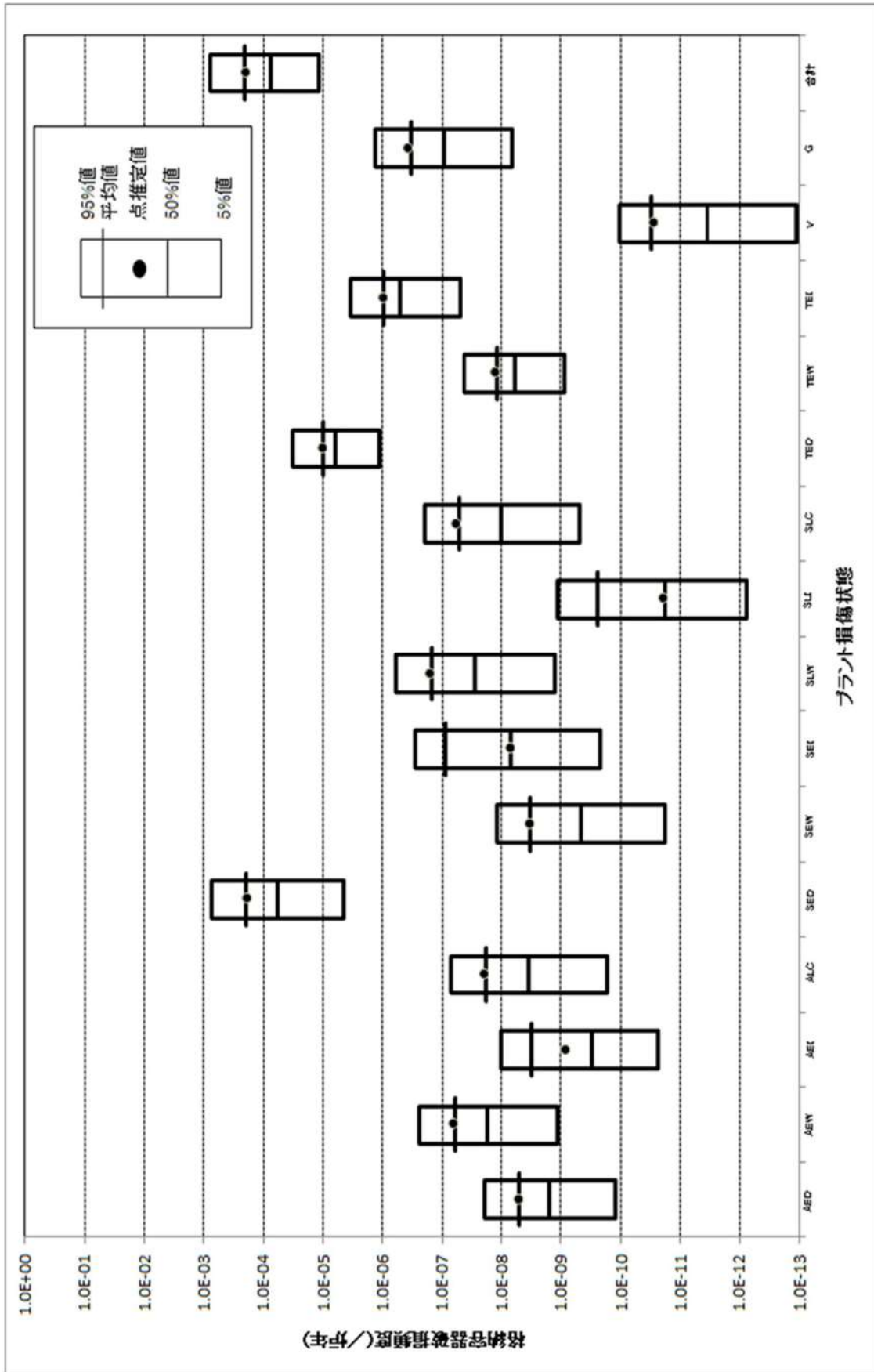
第 4.1.1.f-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



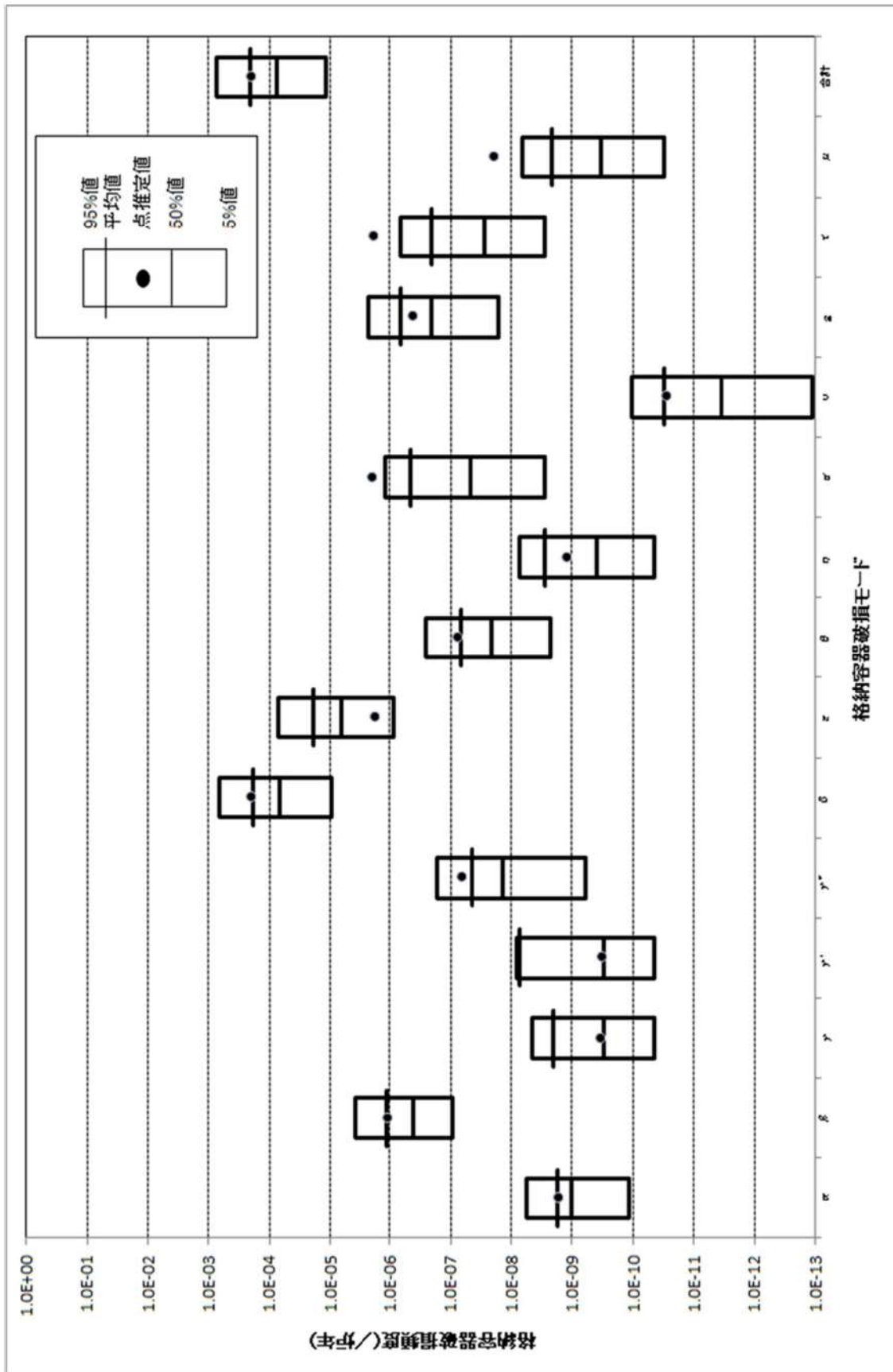
第 4.1.1.f-5 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度



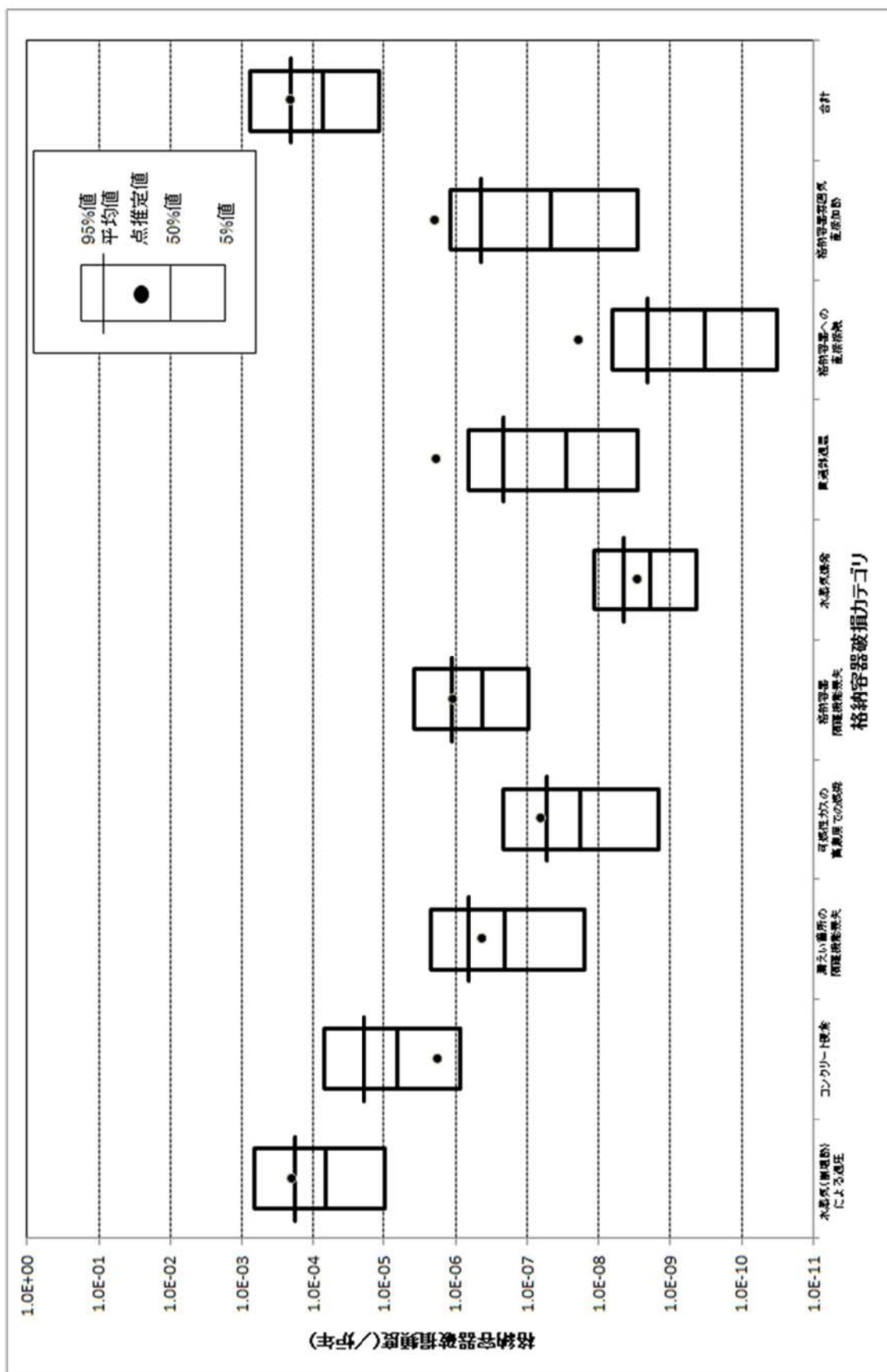




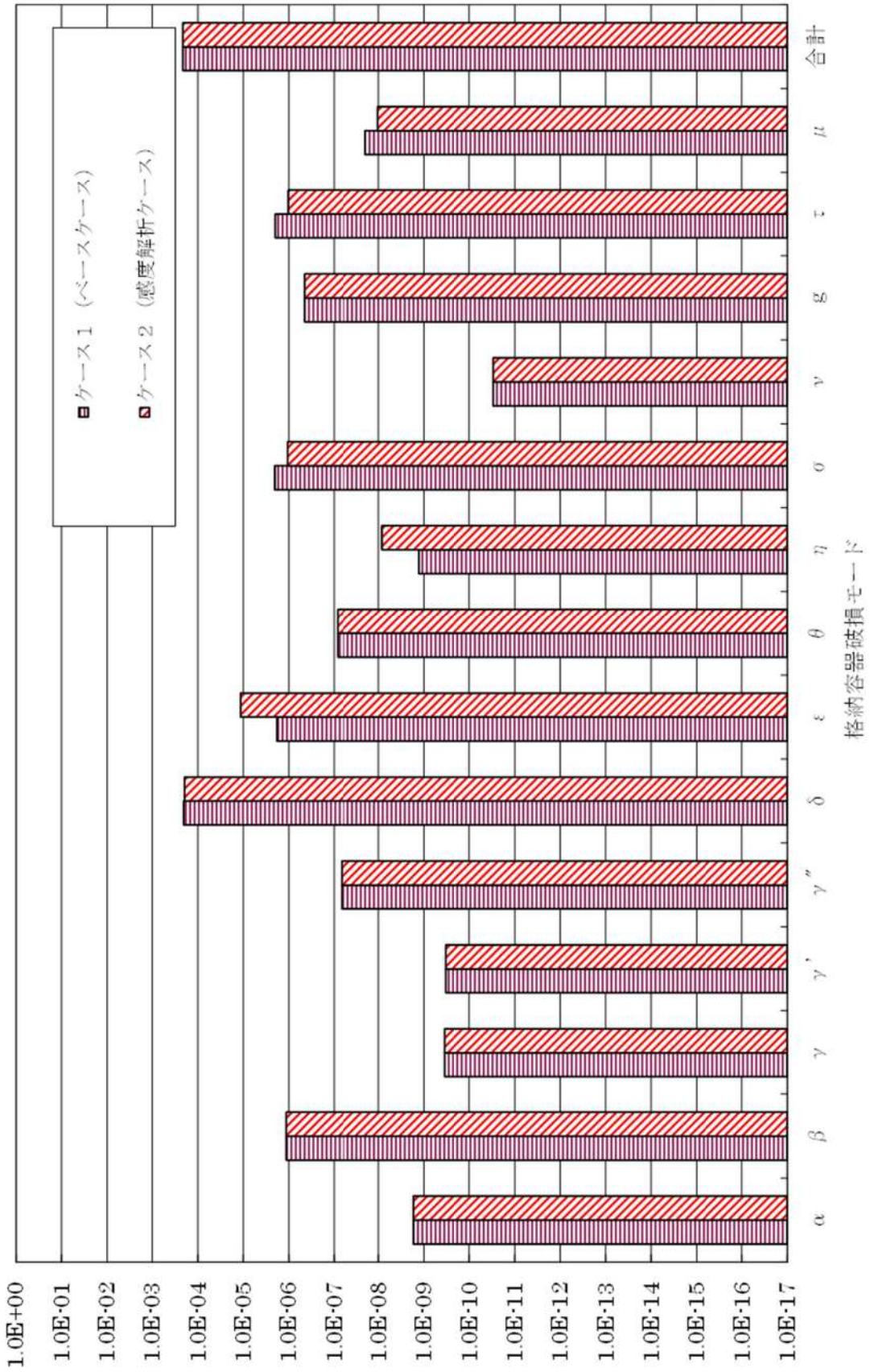
第 4.1.1. g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析



第 4.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析



第 4.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析



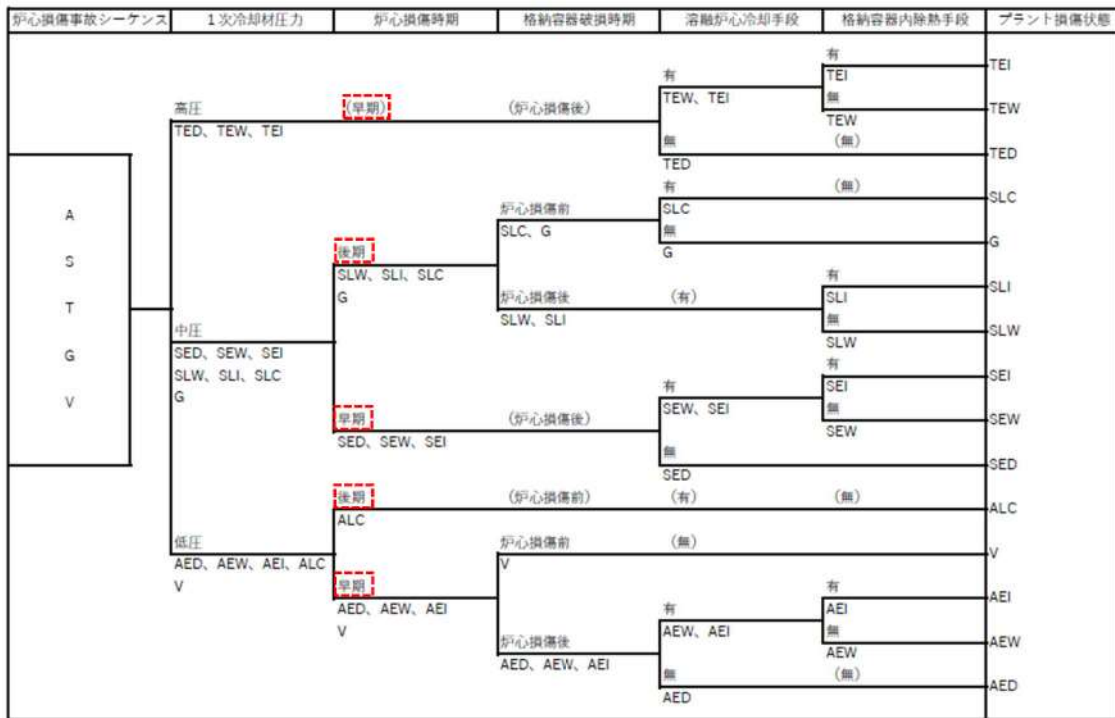
第 4.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



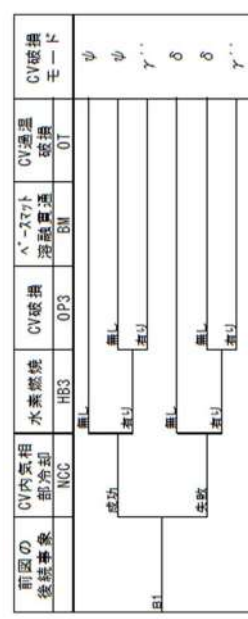
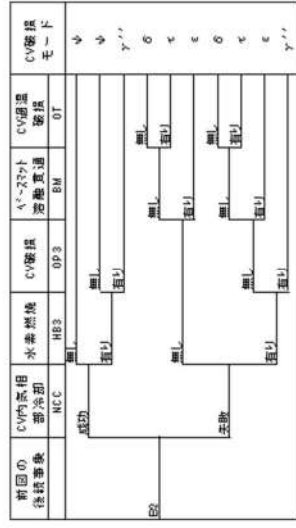
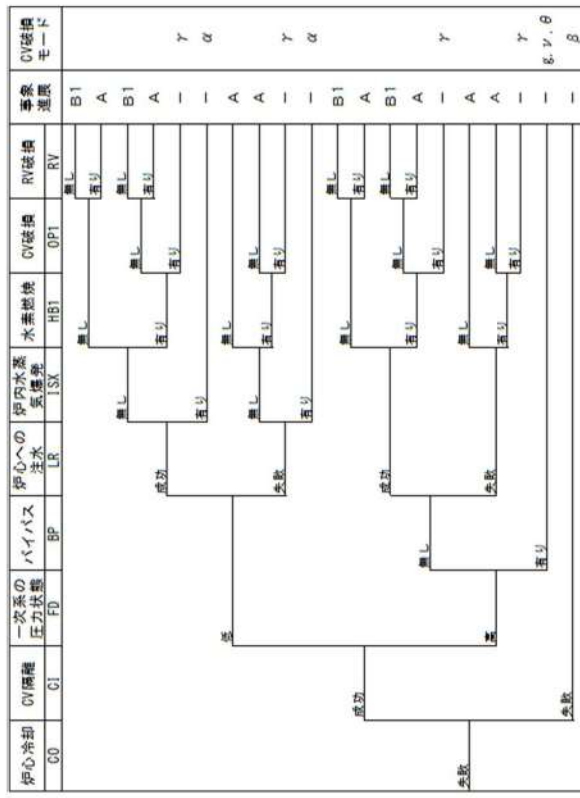
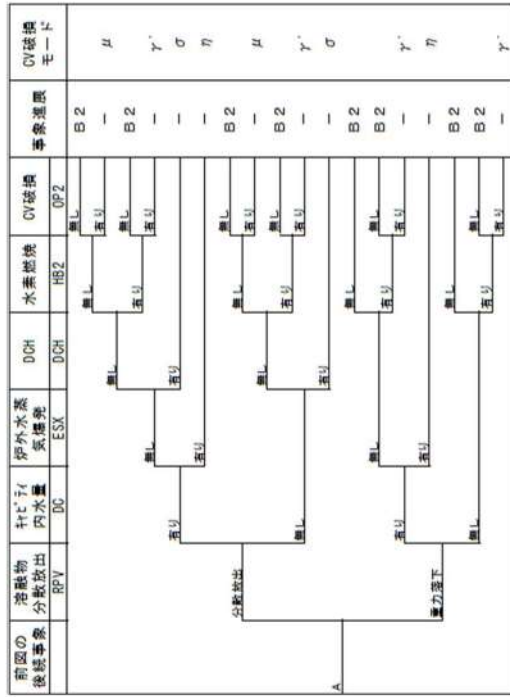
炉心損傷時期を分類する基準について

レベル 1.5PRA では、トランジェント（LOCA の発生がない過渡事象等）または大中破断 LOCA 時に ECCS 注入もしくは ECCS 再循環に失敗している事象の炉心損傷時期を早期に分類し、大中破断 LOCA 時に ECCS 注入及び ECCS 再循環に成功している事象の炉心損傷時期を後期に分類している。小破断 LOCA については、補助給水による除熱に失敗している場合は、ECCS 注入に成功していても破断流のみでは 1 次冷却系の発熱を系外に除去することができないため、ECCS の成否に関わらず炉心損傷時期を早期に分類し、補助給水による除熱に成功している場合は、ECCS 注入に成功していれば炉心冷却ができており、燃料取替用水ピットの枯渇までの時間が長いため、ECCS 再循環の成否に関わらず炉心損傷時期を後期に分類している。

以上を踏まえて、下図に示すとおりプラント損傷状態を早期、後期に分類している。



泊発電所3号機  
内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー



(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。  
 (注2) 格納容器破損モード  
 α = 原子炉格納容器内の水蒸気飽和による破損  
 β = 格納容器破損状態  
 γ, γ' = 水蒸気飽和または水蒸気凝縮による格納容器破損  
 δ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ε = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ζ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 η = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 θ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ι = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 κ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 λ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 μ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ν = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ξ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ο = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 π = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ρ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 σ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 τ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 υ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 φ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ψ = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 ω = 水蒸気凝縮による格納容器破損  
 (注3) A: 原子炉格納容器破損  
 B1: 原子炉格納容器破損  
 B2: 原子炉格納容器破損

図 格納容器イベントツリー

## 原子炉格納容器隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

### 1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献

米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220<sup>1</sup>）では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として $5 \times 10^{-3}$ を算出している。この値は、米国NRCのLER（Licensee Event Report）データベース（1965年～1983年）から大規模漏えいに至る事象を4件抽出、事象継続時間を1年として、運転炉年（740炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された4件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、第1表の通りである。

なお、この4件以外にもエアロック開放に関する事象が75件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に4時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると $5 \times 10^{-5}$ 程度となると報告されており、 $5 \times 10^{-3}$ に比較して十分小さい値である。

第1表 大規模漏えいとして抽出された事象（NUREG/CR-4220）

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は2.に示す通りであり、NUREG/CR-4220で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率としてLERsデータベースに基づく値を使用することとした。

### 2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路

実プラント（泊3号炉）で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示す通りである。

#### (1) 機械的破損による隔離機能喪失

##### a) 格納容器貫通部からの漏えい

原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

<sup>1</sup> U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220



b) 格納容器アクセス部からの漏えい

機器搬入口，通常用エアロック，非常用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には，格納容器内雰囲気は漏えいする可能性がある。

c) 格納容器隔離弁からの漏えい

格納容器給気系統等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には，アニュラス部，補助建屋等に格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

d) 格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 人的過誤による隔離機能喪失

a) 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に，試験配管フランジの復旧忘れ等がある場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

b) 燃料移送管からの漏えい

燃料取替の後に，燃料移送管のフランジカバー，隔離弁の復旧忘れ等がある場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

レベル 1.5PRA で適用した格納容器隔離失敗確率の文献 (NUREG/CR-4220) では，1983 年までのデータを基にしている。ここでは，最近の実績調査例として，米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書<sup>2</sup> (EPRI 報告書と称す) の調査例を示す。

EPRI 報告書では，総合漏えい率試験 (ILRT : Integrated Leak Rate Test) 間隔を 15 年に延長することのリスク影響を評価しており，2007 年時点までの ILRT データを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして，設計漏えい率の 35 倍を基準としているが，大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は 0 件となっている。

なお，設計漏えい率の 10 倍より大きい漏えい事象として第 2 表に示す 3 件が抽出されている。

---

<sup>2</sup> EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008

第2表 EPRI 報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象<sup>2</sup>

Date	Plant	Cause
Aug-84	不明	記載なし
Jun-85	不明	記載なし
Dec-90	Dresden 2 BWR mark I	ILRT 中に発見された 真空破壊装置の漏えい

EPRI 報告書では、大規模漏えいに至る事象実績を ILRT 試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち、大規模漏えいに至る事象実績 0 件（計算上 0.5 件としている）を ILRT 試験数 217 件で除すると隔離機能喪失の確率は 0.0023（ $0.5/217=0.0023$ ）となる。この値は、NUREG/CR-4220 で評価された格納容器隔離失敗確率の  $5 \times 10^{-3}$  よりも小さい値となっており、EPRI 報告書の結果を考慮しても NUREG/CR-4220 の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

#### 4. 格納容器隔離失敗事象への対応

格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合と、1 次冷却系に繋がる余熱除去系の格納容器隔離弁故障により余熱除去系配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合が含まれている。

PRA では、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA 上、具体的な隔離失敗（漏えい）箇所を設定しているものでは無いが、万一、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた場合には、中央制御室からの隔離失敗（漏えい）箇所の隔離を試みることとなる。

このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることの無いよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。



## 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

格納容器直接接触についてはヘディング格納容器破損（OP2）の分岐確率の1つとして、米国PWRドライ型プラントでの溶融炉心分散量が少なくCVへの負荷が小さいという評価を踏まえて、格納容器直接接触により格納容器破損に至る可能性は極めて小さいと想定し、という確率を採用している。

米国の各プラントの格納容器直接接触に関する文献を調査した結果からは、Zion, Surryといったドライ型プラントについては直接接触の可能性は極めて低いとされている一方、アイスコンデンサ型プラントであるSequoyahでの直接接触のCCFPとして0.240と比較的大きい分岐確率が設定されている。

具体的にはZion, Surryの両プラントを対象に評価結果を記載したNUREG/CR-6075, NUREG/CR-6109では、DCH評価に関する記載はあるものの、直接接触の影響は言及されていない。一方、Sequoyahを対象に評価結果をまとめたNUREG/CR-6427では、ドライ型プラントでは考慮不要とした直接接触の発生可能性が記載されており、アイスコンデンサ型プラントにおいては、溶融炉心分散放出先の区画がCVライナー部に近接しており、直接接触する可能性が比較的高いものと想定されている。

泊3号炉とZion, Surry, Sequoyahの各プラントの格納容器内の溶融炉心分散経路を比較した場合、泊3号炉はSurryに最も近い構造となっており、分散経路の観点からも格納容器ライナー部に溶融炉心が接触する可能性は極めて小さいものと判断できる。

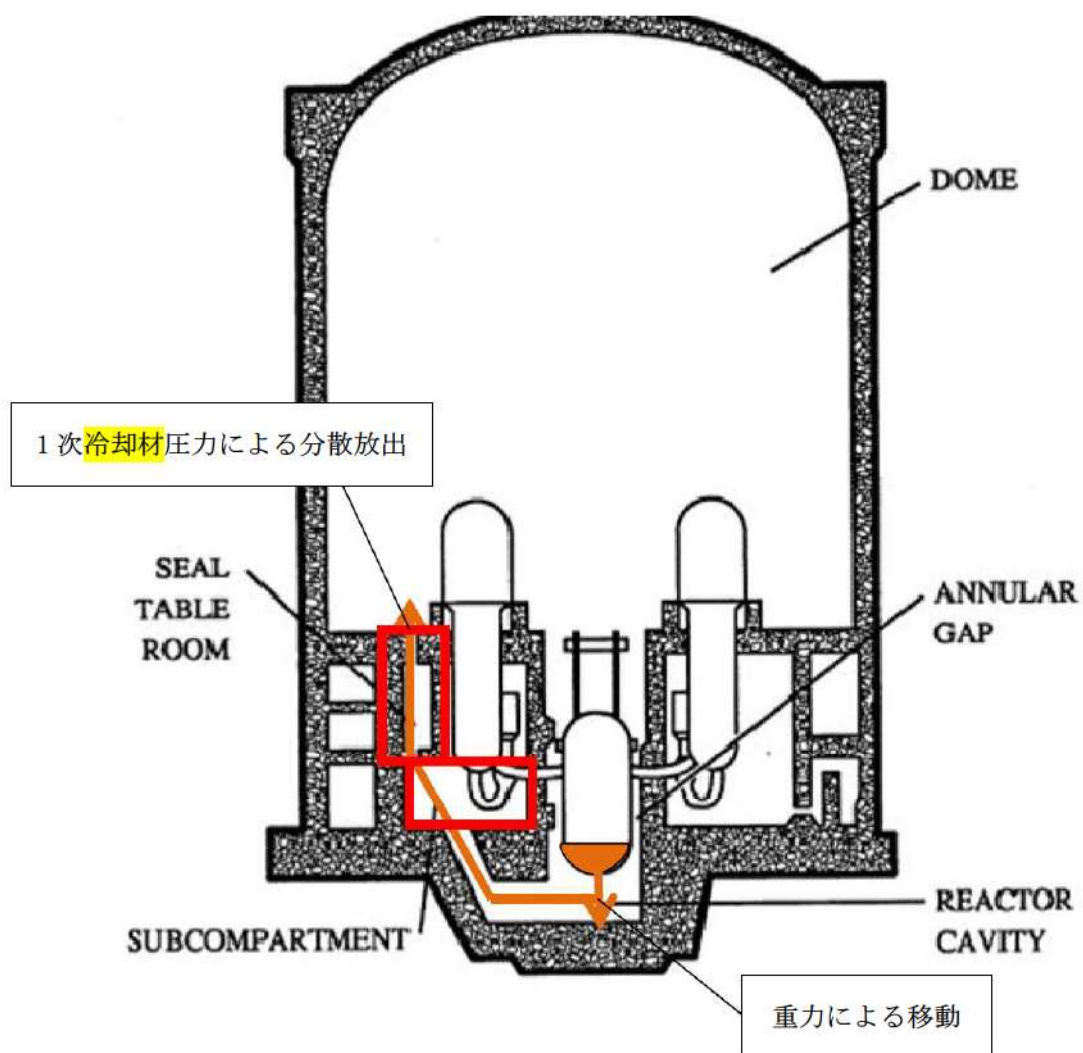
\*溶融炉心放出先の区画において、溶融炉心放出口からCV内壁までの距離が、泊3号炉で約10m、Zionで約7m、Surryで約9m、Sequoyahで約3mとなっており、泊3号炉はSurryに最も近い構造となっている。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 各プラントの格納容器直接接合に関する文献及びその概要

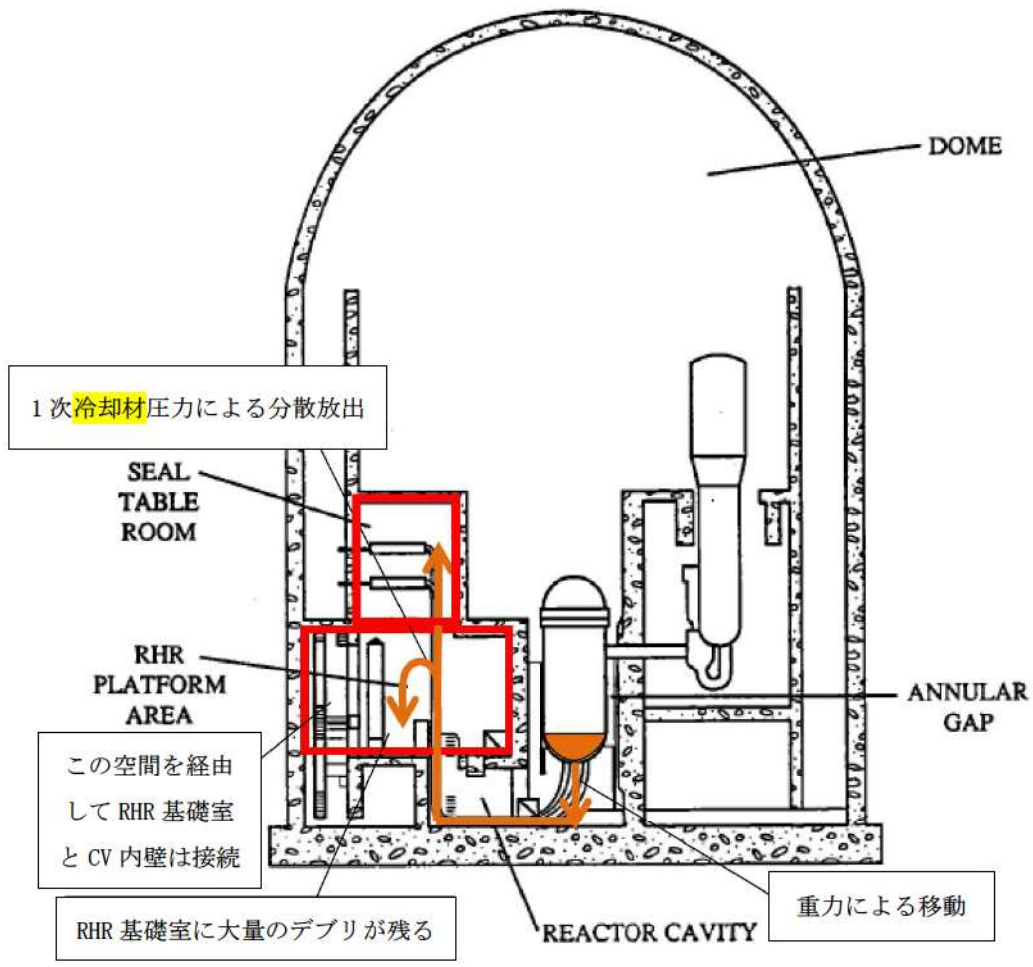
プラント	文献	概要	溶融炉心放出経路	直接接合のCCFP
Zion	NUREG/CR-6075	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器直接接合に係る記載なし。(ROAAM (Risk Oriented Accident Analysis Methodology) 手法を用いて、Zionプラント (大型ドライ型CV/PWR) でのDCH評価を実施している。評価の結果、DCHによるCVへの負荷はCV耐力を下回り、全シナリオのCCFPは<math>10^{-3}</math>以下となった。)</li> </ul>	<p>経路は第1図に示す。 RV下部キャビティへ落下し、RV下からICISトンネルを通過し、キャビティ出口上部に位置するシールテール室に入り、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p> <p>経路は第2図に示す。 RV下部キャビティへ落下し、RV下からICISトンネルを通過し、RHR基礎室に入り、大量の溶融炉心が残る。一部の溶融炉心はRHR基礎室上部のシールテール室を通過し、外側部シールテール室を通過し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>— (NUREG/CR-6427に、これらドライ型プラントでは大量の溶融炉心がCVライナーに蓄積するよう溶融炉心放出経路はないと記載あり)</p>
Surry	NUREG/CR-6109	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器直接接合に係る記載なし。(NUREG/CR-6075と同一手法、シナリオにて、Surryプラント (負圧維持型CV) を対象としたDCHを評価している。評価の結果、DCHによるCVへの負荷はCV耐力を下回った。)</li> </ul>	<p>経路は第3図に示す。RV下部キャビティへ落下し、RV下からICISトンネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールテール室を経由し、シールテール室の設置されている区画へ分散される。</p>	<p>0.240 (1次系高圧及び原子炉下部キャビティに水なしの場合、NUREG-1150)</p>
Sequoyah	NUREG/CR-6427	<ul style="list-style-type: none"> <li>DCH現象に係る評価結果の一部に格納容器直接接合に係る記載有 (Westinghouse社製アイスコンデンサ型プラント (代表: Sequoyahプラント) では、大型ドライ型CVまたは負圧維持型CVプラントなど他プラントとDCH現象が異なるため、NUREG-1150のETを簡素化した確率論的フレームワークよりアプローチする手法を使用している。)</li> </ul>	<p>経路は第4図に示す。 RV下部キャビティへ落下し、RV下からICISトンネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールテール室を経由し、上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>—</p>
泊3号炉	原子炉設置許可申請書	—	—	—





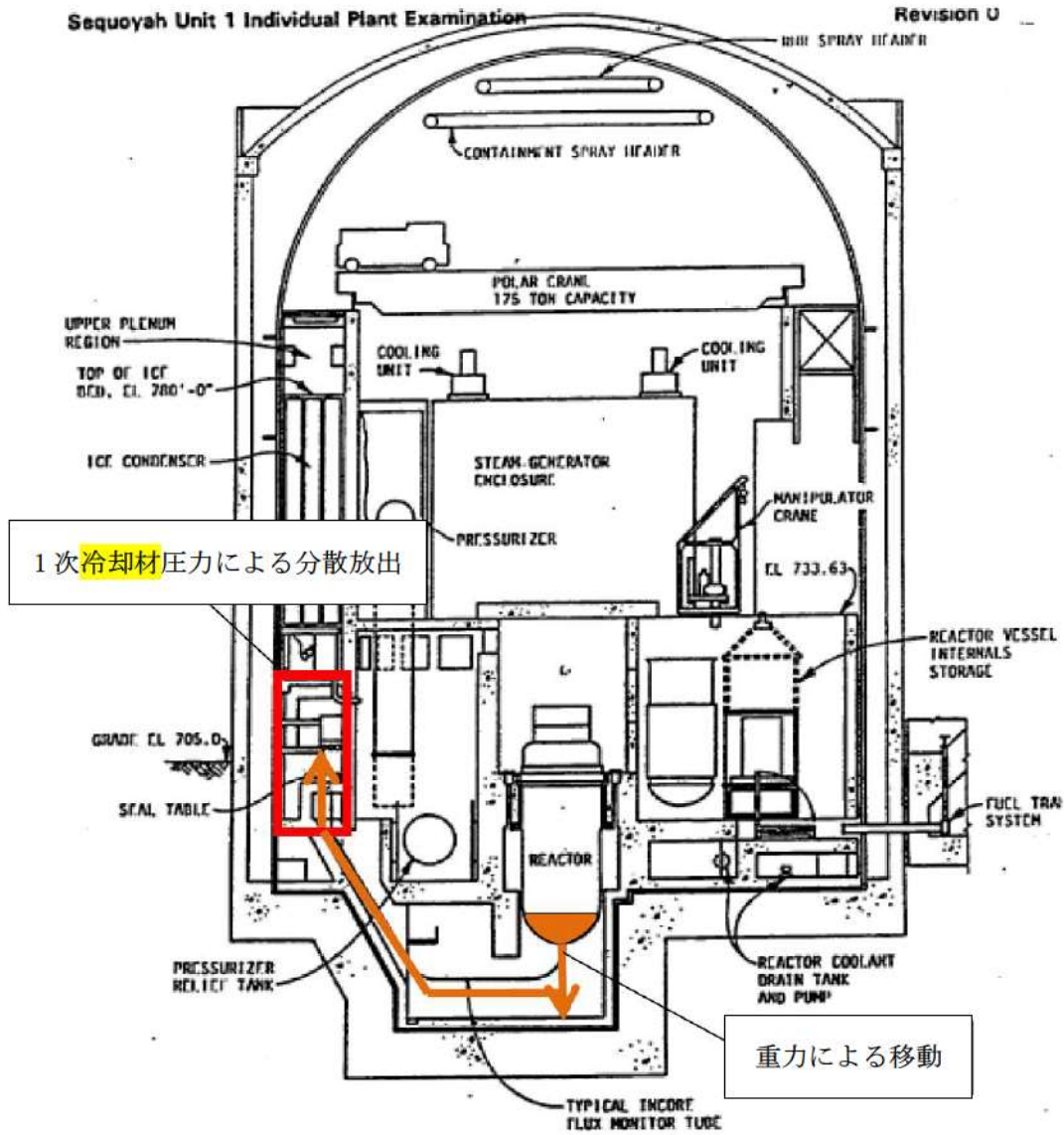
第1図 Zionプラント

出典：NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion"



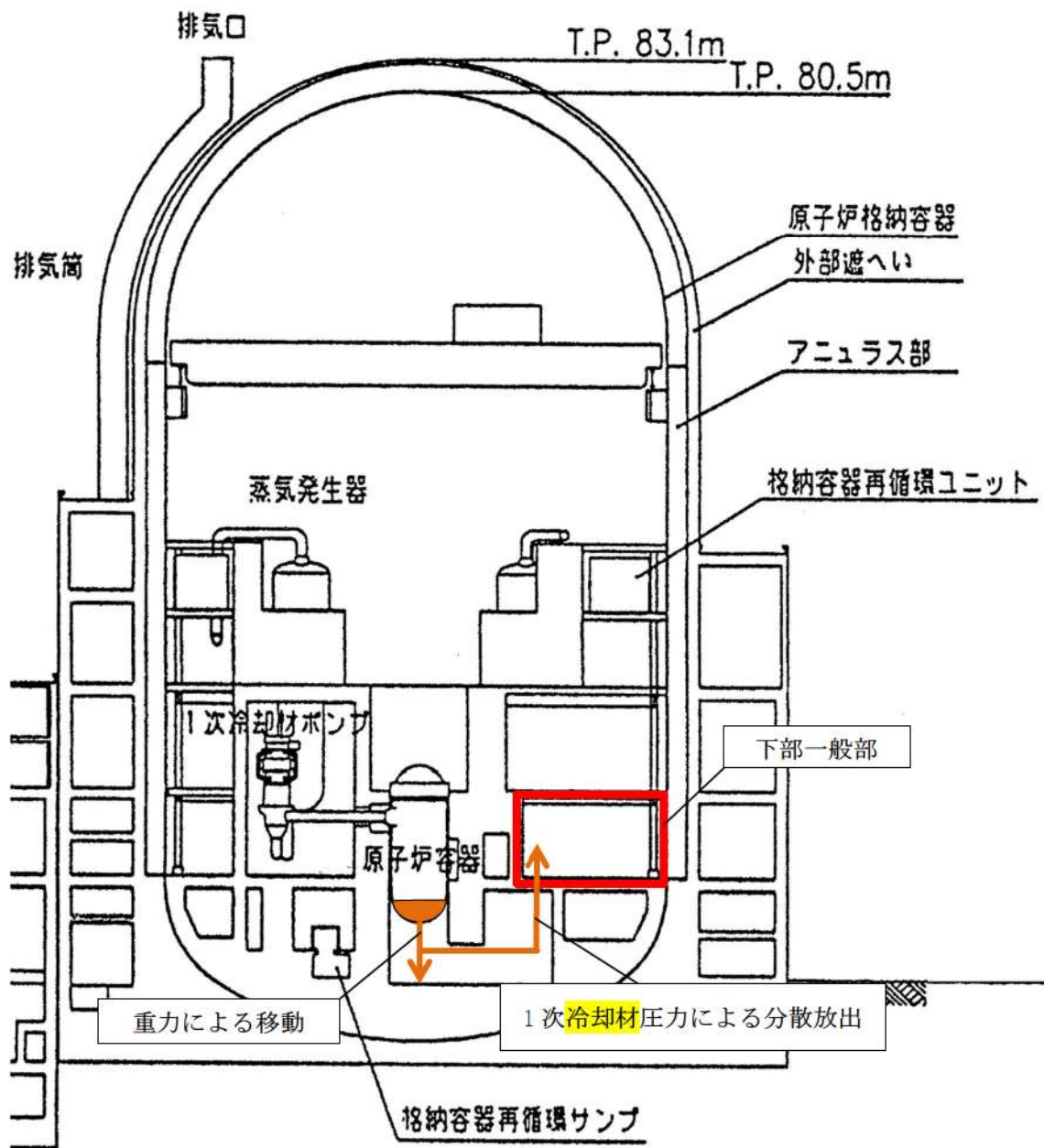
第2図 Surryプラント

出典：NUREG/CR-6109, “The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry”



第3図 Sequoyahプラント

出典：NUREG/CR-6427, “Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments”



第4図 泊3号炉

出典：泊発電所3号炉 原子炉設置許可申請書