

資料 1 - 7

泊発電所 3号炉 審査資料	
資料番号	SA39H-9 r.1.0
提出年月日	令和5年8月3日

泊発電所 3号炉
設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料
比較表

39条

令和5年8月
北海道電力株式会社

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。

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

第39条 重大事故等対処設備について_補足説明資料

<p>玄海原子力発電所3 / 4号炉 (2017. 1. 10 版)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉 (2020. 2. 7 版)</p>	<p>島根原子力発電所2号炉 (2021. 9. 6 版)</p>	<p>泊発電所3号炉</p>	<p>相違理由</p>																																																												
<p>目次 39条 地震による損傷の防止</p> <table border="1" data-bbox="67 207 544 1117"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>表題</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>39-1</td> <td>重大事故等対処設備の設備分類</td> <td>申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、39条第1項にて設備分類及び施設区分毎に耐震要求が規定されている。</td> </tr> <tr> <td>39-2</td> <td>設計用地震力</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分毎に示す。</td> </tr> <tr> <td>39-3</td> <td>耐震事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法</td> <td>耐震事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置場所、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>39-4</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震による荷重の組合せについて</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震による荷重の組合せ及び検討結果を示す。</td> </tr> </tbody> </table>	番号	表題	内容	39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、39条第1項にて設備分類及び施設区分毎に耐震要求が規定されている。	39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分毎に示す。	39-3	耐震事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法	耐震事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置場所、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。	39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震による荷重の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震による荷重の組合せ及び検討結果を示す。	<p>目次 第39条 地震による損傷の防止</p> <table border="1" data-bbox="544 207 1021 1117"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>表題</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>39-1</td> <td>重大事故等対処設備の設備分類</td> <td>申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、第39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。</td> </tr> <tr> <td>39-2</td> <td>設計用地震力</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。</td> </tr> <tr> <td>39-3</td> <td>重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>39-4</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p>	番号	表題	内容	39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、第39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。	39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。	39-3	重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法	重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。	39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。	<p>目次 39条 地震による損傷の防止</p> <table border="1" data-bbox="1021 207 1498 1117"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>表題</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>39-1</td> <td>重大事故等対処設備の設備分類</td> <td>申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。</td> </tr> <tr> <td>39-2</td> <td>設計用地震力</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。</td> </tr> <tr> <td>39-3</td> <td>重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置場所、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>39-4</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p>	番号	表題	内容	39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。	39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。	39-3	重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について	重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置場所、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。	39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。	<p>目次 39条 地震による損傷の防止</p> <table border="1" data-bbox="1498 207 1966 1117"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>表題</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>39-1</td> <td>重大事故等対処設備の設備分類</td> <td>申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、第39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。</td> </tr> <tr> <td>39-2</td> <td>設計用地震力</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。</td> </tr> <tr> <td>39-3</td> <td>重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、設置場所、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>39-4</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて</td> <td>重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p>	番号	表題	内容	39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、第39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。	39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。	39-3	重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について	重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、設置場所、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。	39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。	<p>・記載方針の相違 【玄海3 / 4】 泊3号炉では、先行BWR 審査実績を踏まえて、重大事故等対処設備を網羅的に抽出し、重大事故等対処施設の条文ごとに整理した結果を示す。</p>
番号	表題	内容																																																														
39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、39条第1項にて設備分類及び施設区分毎に耐震要求が規定されている。																																																														
39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分毎に示す。																																																														
39-3	耐震事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法	耐震事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置場所、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。																																																														
39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震による荷重の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震による荷重の組合せ及び検討結果を示す。																																																														
番号	表題	内容																																																														
39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、第39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。																																																														
39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。																																																														
39-3	重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法	重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。																																																														
39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。																																																														
番号	表題	内容																																																														
39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。																																																														
39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。																																																														
39-3	重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について	重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、型式、設置場所、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。																																																														
39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。																																																														
番号	表題	内容																																																														
39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、第39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。																																																														
39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力(静的地震力、動的地震力)を施設の種類(建物・構築物、機器・配管系、土木構造物)及び施設区分ごとに示す。																																																														
39-3	重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について	重大事故等対処施設の耐震設計の種類区分、設置場所、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認している。																																																														
39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について、検討手順及び検討結果を示す。																																																														

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版))

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処設備の設備分類

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
1. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・使用済燃料ピット温度 (SA)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・使用済燃料ピット水位 (SA)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・使用済燃料ピット状態監視カメラ	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
2. 原子炉冷却系統施設 ・蒸気発生器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・1次冷却材ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・加圧器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・加圧器安全弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
・加圧器逃がし弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・主蒸気安全弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
・主蒸気逃がし弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処設備の設備分類

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
1. 原子炉本体 ・原子炉圧力容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・大容量送水ポンプ (タイプ1)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・ホース延長回収車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・ホース・圧水用ヘッド・接続口 [流路]	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・スプレインゾル	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・燃料プール冷却浄化系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Bクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
・燃料プール冷却浄化系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Bクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
・燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・S、Bクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
・燃料プール冷却浄化系熱交換器 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Bクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・使用済燃料プール監視カメラ	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
3. 原子炉冷却系統施設 ・高圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・復水貯蔵タンク [水源]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Bクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・主蒸気系配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)	

泊発電所3号炉

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処設備の設備分類(1/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
1. 原子炉本体 ・原子炉容器 (炉心支持構造物を含む)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・使用済燃料ピット水位 (AM)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・使用済燃料ピット水位 (可搬型)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・使用済燃料ピット温度 (AM)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・可搬型大容量送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・可搬型大容量海水ポンプ車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・ホース延長・回収車 (送水専用)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・可搬型スプレインゾル	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・可搬型ホース [流路]	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・可搬型ホース・接続口 [流路]	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
・其未定	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・監視台設備	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・風木警シフトフェンス	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
3. 原子炉冷却系統施設 ・電動補助給水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)	
・タービン駆動補助給水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)	
・給水設備: 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)	
・補助給水設備: 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)	

相違理由
・対象設備の相違
【女川2、玄海3/4】
重大事故等対処設備の抽出結果はプラント固有のため異なる。(以下、同様)

最新審査知見反映の観点から女川2号炉を、設備構成の比較の観点から泊3号炉と同型炉であり、資料構成が比較的先行BWRと同様である玄海3/4号炉を比較対象プラントとした。

・図表が複数ページに渡る場合に付番していることによる相違であり、実質的な相違なし
以下、同様

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版)				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉 重大事故等対処設備の設備分類(2/12)				相違理由
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	
・主蒸気隔離弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		タービン駆動機給水ポンプ駆動蒸気吸入口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)		<p>・図表の各ページにタイトルを記載していることによる相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p>
・余熱除去冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・高圧代替注水系(注水系)配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		蒸気発生器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・余熱除去ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・補給水系配管〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		1夜冷却材ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・余熱除去ポンプ入口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・高圧中心スプレイ系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		加圧器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・充てんポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・燃料プール補給水系弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		1夜冷却材管	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・高圧注入ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉冷却材浄化系配管〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		1夜冷却材管 配管〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		
・格納容器スプレイポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・凝水給水系配管・弁・スパーージャ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		加圧器サージ管	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・常設電動注入ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉隔離時冷却系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		主蒸気安全弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		
・蓄圧タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		主蒸気過し弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
・燃料取替用水タンク、燃料取替用水ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・高圧中心スプレイ系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		主蒸気隔離弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		
・蓄圧タンク出口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・高圧中心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		主蒸気設備 配管〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
・再生熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・主蒸気過し安全弁遮がし弁機能用アキュムレータ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		主蒸気設備 配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
				・主蒸気過し安全弁遮がし弁機能用アキュムレータ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		余熱除去冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
				・主蒸気系配管・クエンチヤ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・S、Bクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		余熱除去ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
				・HVC注入隔離弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		余熱除去冷却器〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
				・喪水移送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Bクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		高圧注入ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉 重大事故等対処設備の設備分類 (3/12)				相違理由
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	
・格納容器再循環ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・残留熱除去系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		A-高圧注入ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準参照)		
・格納容器再循環ポンプスクリーン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・直流駆動低圧注水系統配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		低圧注入ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・原子炉補機冷却水冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・高圧中心スプレイ系配管・弁・スパーージャ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		代替格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・原子炉補機冷却水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・残留熱除去系配管・弁・ストレートナ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		蓄圧タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・残留熱除去系配管・弁・ストレートナ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		燃料取扱用ホット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		
・原子炉補機冷却水サージタンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		補助給水ホット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		
・海水ストレーナ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉再循環系配管・弁・ジェットポンプ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		格納容器再循環ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		
・原子炉容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・低圧中心スプレイ系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		格納容器再循環ポンプスクリーン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		
・格納容器スプレイ冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・低圧中心スプレイ系配管・弁・ストレートナ・スパーージャ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		蓄圧タンク出口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		
・電動補助給水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・熱交換器ユニット	重大事故等対処施設	・可能型重大事故防止設備 ・可能型重大事故緩和設備		高圧注入系 配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		
・タービン動補助給水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・ホース・節熱用ヘッド・接続口〔流路〕	重大事故等対処施設	・可能型重大事故防止設備 ・可能型重大事故緩和設備		余熱除去設備 配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		
・復水タンク、復水ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉補機冷却水系統配管・弁・サージタンク〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		蓄圧注入系 配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準参照)		

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉				相違理由
重大事故等対処設備の設備分類				重大事故等対処設備の設備分類				重大事故等対処設備の設備分類 (4/12)				
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	
タービン補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		原子炉補機冷却水系統 (原子炉補機冷却水系統を含む) 配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		原子炉補機冷却水設備	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		
3. 計測制御系統施設 制御棒クラスタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		高圧が心スプレイ補機冷却水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		C、D一原子炉補機冷却水設備	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		
1次冷却材ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		高圧が心スプレイ補機冷却水系統 (高圧が心スプレイ補機冷却水系統を含む) 配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		C、D一原子炉補機冷却水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		
充てんポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		高圧が心スプレイ補機冷却水系統 (高圧が心スプレイ補機冷却水系統を含む) 配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		原子炉補機冷却水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		
ほう酸ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		ブルドーザ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		C、D一原子炉補機冷却水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
原子炉容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		バックホウ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
加圧器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		4. 計測制御系統施設				原子炉補機冷却水サージタンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		
燃料取替用水タンク、燃料取替用水ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・ATWS検知設備 (代替制御棒挿入機能)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		原子炉補機冷却水サージタンク用可搬型窒素ガスポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・可搬型重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・可搬型重大事故緩和設備		
再生熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・制御棒駆動機構	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
ほう酸タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		C、D一原子炉補機冷却水ポンプ出口ストレーナ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
ほう酸フィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・制御棒駆動水圧系配管 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		C、D一原子炉補機冷却水ポンプ冷却水入ロストレーナ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
加圧器逃がし弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・ATWS検知設備 (代替原子炉再蒸発ポンプリフアップ機能)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		
緊急ほう酸注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・ほう酸水注入系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		原子炉補機冷却水設備 配管・弁・ストレーナ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		
中性子源領域中性子束	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・ほう酸水注入系配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		ホイールロード	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		
				・ATWS検知設備 (自動減圧系作動阻止機能)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		バックホウ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		
				・代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備						
				・高圧窒素ガスポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備						

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉				相違理由	
重大事故等対処設備の設備分類 (5/12)				重大事故等対処設備の設備分類 (5/12)				重大事故等対処設備の設備分類 (5/12)					
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考		
・中間領域中性子束	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・高圧素子ガス供給系配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		余熱除去ポンプ入口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
・出力領域中性子束	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・主蒸気系配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		余熱除去ポンプ入口弁操作用可塑型空気弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
・1次冷却材圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・ボース・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・可塑型重大事故防止設備		安全注入ポンプ再循環タンク側入口C/V外側開閉弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)			
・1次冷却材高温側温度 (広域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・代特高圧素子ガス供給系配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		A-安全注入ポンプ再循環タンク側入口C/V外側開閉弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)			
・1次冷却材低温側温度 (広域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・格納容器内水素濃度 (D/A)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		B-安全注入ポンプ再循環タンク側入口C/V外側開閉弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
・余熱除去流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・格納容器内水素濃度 (S/C)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		4.耐震制御系統施設					
・高圧注入ポンプ流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・格納容器内空気側水素濃度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		制御棒クラス	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
・AM用消火水積算流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・格納容器内空気側酸素濃度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		除灰装置、二酸化炭素濃度計	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・可塑型重大事故等対処設備 (防圧でも緩衝でも可)			
・原子炉容器水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・動的触媒式水素再結合装置動作監視装置	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		ほう酸ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
・加圧器水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉圧力容器温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		ほう酸タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
・AM用格納容器圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉圧力 (SA)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		加圧器安全弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
・格納容器圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉水位 (広帯域)	設計基準対象施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		加圧器連絡弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)			
				・原子炉水位 (燃料域)	設計基準対象施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		化学体積制御設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備			
				・原子炉水位 (SA 広帯域)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		燃料採取設備 配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備			
				・原子炉水位 (燃料域)	設計基準対象施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		ほう酸フィルタ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
				・高圧代替注水系ポンプ出口流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		緊急ほう酸注入弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
				・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準仕様)		再生熱交換器 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・高圧中系スプレイ系ポンプ出口流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準仕様)		1次冷却材流量 (広域-奥線側)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		1次冷却材流量 (広域-表線側)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		1次冷却材圧力 (広域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・直流系動圧注水系ポンプ出口流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備							
				・代特高圧冷却ポンプ出口流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備							
				・代特高圧冷却ポンプ出口圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備							

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉 重大事故等対処設備の設備分類 (6/12)				相違理由	
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考		
格納容器内温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・低圧中心スプレイスポン プ出口流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)		高圧注入流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準対象)			
格納容器内温度 (SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・残留熱除去ポンプ出口 流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)		低圧注入流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準対象)			
燃料取替用水タンク 水位、燃料取替用水 ピット水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉格納容器下部注水 流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		圧力制御室内空気温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
原子炉補機冷却水サ ージタンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・ドライウェル温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・サブプレッションプール水 温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
復水タンク水位、復 水ピット水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・圧力制御室圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・ドライウェル圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
蒸気発生器広域水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・圧力制御室水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉格納容器下部水位	重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
蒸気発生器狭域水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・原子炉格納容器下部温度	重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・ドライウェル水位	重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
主蒸気ライン圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・起動領域モニタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・平均出力領域モニタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
補助給水流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・残留熱除去蒸気交換器入 口温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準対象)		・残留熱除去蒸気交換器出 口温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
ほう酸タンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
B格納容器スプレ イ流量積算流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・フィルタ装置水位 (広帯 域)	重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・フィルタ装置温度	重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
格納容器再循環サン プ水位 (広域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・低圧中心スプレイスポン プ出口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)		・低圧中心スプレイスポン プ出口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)			

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉 重大事故等対処設備の設備分類 (7/12)				相違理由	
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考		
格納容器再循環サン プ水位 (鉄城)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・残留熱除去系ポンプ出口 圧力 ・復本貯蔵タンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・高設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準対象) ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		原子炉再循環再水サージタンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準対象)			
原子炉下部キャピテ イ水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉補給冷却水系統 流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・高設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準対象)		原子炉再循環再水サージタンク水位 (可 動型)	重大事故等対処施設	・可動型重大事故防止設備 ・可動型重大事故緩和設備			
原子炉格納容器水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・残留熱除去系熱交換器冷却 水入口流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・高設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準対象)		原子炉再循環再水高静圧送機再水 流量 (AMU)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
・アニユラス水素濃度	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・高圧代替注水系ポンプ出 口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・高設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		原子炉再循環再水供給母管流量 (AMU)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
・原子炉トリップスイ ッチ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・高圧代替注水系ポンプ出 口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・高設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準対象)		補助給水ピット水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準対象)			
・多様化自動作動設備	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		・安全パラメータ表示シ ステム (SPDS)	重大事故等対処施設	・可動型重大事故防止設備 ・可動型重大事故緩和設備		蒸気発生器水位 (鉄城)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)			
・蒸気発生器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・可動型計測器	重大事故等対処施設	・可動型重大事故防止設備 ・可動型重大事故緩和設備		蒸気発生器水位 (鉄城)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
・原子炉トリップ遮断 器	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		・高圧重水素ガス供給系 DBS入口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		主蒸気ライン圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
・格納容器雰囲気ガス サンプル冷却器	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・代替高圧重水素ガス供給系 重水素ガス供給止め弁入 口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・高設耐震重要重大事故防止設備 ・常設耐震重要重大事故防止設備		ほう酸タンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・高設耐震重要重大事故防止設備			
・格納容器雰囲気ガス サンプル水分離器	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・6-20 母線電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・高設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		格納容器再循環サン プ水位 (鉄城)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
・無線連絡設備	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・6-20 母線電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・高設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		格納容器水位	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備			
・衛星携帯電話設備	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・6-20-1 母線電圧	重大事故等対処施設	・高設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		原子炉下部キャピテ イ水位	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備			
・緊急時運転パラメ ータ伝送システム (SPDS)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・6-20-2 母線電圧	重大事故等対処施設	・高設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		可動型アニユラス水素濃度計 測ユニット	重大事故等対処施設	・可動型重大事故緩和設備			
・SPDS データ表示装 置	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・6-20 母線電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・高設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準対象)		可動型アニユラス水素濃度計 測ユニット	重大事故等対処施設	・可動型重大事故緩和設備			
・統合原子力防災ネッ トワークに接続する 通信連絡設備	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・4-20 母線電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		原子炉トリップスイ ッチ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備			
				・4-20 母線電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		共通型燃料棒検査機 (自動検査型) (ATG 検査設備)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設耐震重要重大事故防止設備			
				・125V 直流主母線 2A 電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		圧力調整がし弁操作用可動型重水素ガ スバルブ	重大事故等対処施設	・可動型重大事故防止設備			
				・125V 直流主母線 30A 電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		格納容器雰囲気サン プルライン隔離弁操 作用可動型重水素ガスバルブ	重大事故等対処施設	・可動型重大事故緩和設備			
				・125V 直流主母線 2A-1 電 圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		アニユラス全量許容弁操作用可動型 重水素ガスバルブ	重大事故等対処施設	・可動型重大事故緩和設備			
								制御用圧縮空気設備 配管・弁 (既設)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・可動型重大事故防止設備			
								ホース・弁 (既設)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・可動型重大事故防止設備 ・可動型重大事故緩和設備			

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉				相違理由
重大事故等対処設備の設備分類				重大事故等対処設備の設備分類				重大事故等対処設備の設備分類 (9/12)				
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	
緊急時対策用非常用空気浄化フィルタユニット	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		5.放射線管理施設				統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
5. 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		有線（線室内）[統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、EBSに備えるもの] [無線網]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
・格納容器スプレイ冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・格納容器内空間気相放射線モニタ(N/C)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		データ収集計測機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
・格納容器スプレイポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・フィルタ装置出口放射線モニタ	重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		データ表示端末	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故等対処設備		
・常設電動注入ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・庫内強化ベント系統放射線モニタ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備		EBS伝達サーバ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
・燃料取替用水タンク、燃料取替用水ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・中央制御室遮蔽	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		6.放射線管理施設				
・復水タンク、復水ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・中央制御室待避所遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備		
・格納容器再循環サンブ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・中央制御室送風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		緊急時対策用可搬型エアモニタ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備		
・格納容器再循環サンブスクリーン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・中央制御室排風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		可搬型モニタリングポスト	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
・格納容器再循環ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		・中央制御室再循環送風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		可搬型モニタリングポスト監視用端末 [右送機]	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
・静的触媒式水素再結合装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・中央制御室再循環フィルタ装置	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		3D(T)シンチレーションサーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
・電気式水素燃焼装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・中央制御室待避所再加圧設備（空気ポンプ）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備		GNPサーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
				・中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ（直路）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		短線サーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
				・中央制御室待避所再加圧設備（換気用）（直路）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		α線シンチレーションサーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		
				・データ処理装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		β線サーベイメータ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
				・可搬型ダスト・よう素センサー	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		中央制御室非常用循環ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
				・γ線サーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		中央制御室給気ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
				・β線サーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		中央制御室排気ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
				・代替気相観測設備	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)		可搬型緊急時対策用空気浄化ファン	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備		
				・電離箱サーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防しても緩和でもない設備)						

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉 重大事故等対処設備の設備分類 (10/12)				相違理由
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	
・アニュラス空気浄化ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備		・小型船舶	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		中央制御室非常用電源フィルタユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・アニュラス空気浄化フィルタユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備		・α線サーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		可燃型緊急時対策用空気浄化フィルタユニット	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備		
・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・緊急時対策用非常用送風機	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		空気が供給装置配管・弁【実線】	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		
・電気式水素燃焼装置動作監視装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・緊急時対策用非常用フィルタ装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		空気が供給装置配管・弁【可搬】	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備		
・排気筒	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備		・緊急時対策用可搬型エアモニタ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備		可燃型空気浄化装置配管・ダンパ【常設】	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		
6. 非常用電源設備				・緊急時対策用非常用給排気配管・弁【実線】	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		可燃型空気浄化装置配管・ダンパ【可搬】	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備		
・大容量空冷式発電機用給油ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・緊急時対策用加圧設備(配管・弁)【実線】	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		圧力計	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		
・大容量空冷式発電機用燃料タンク	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		6. 原子炉格納施設				中央制御室送へい	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・燃料油貯蔵タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉格納容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		緊急時対策用設備送へい	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		
・燃料油貯蔵そう	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・原子炉建屋ブローアウトパネル	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・		中央制御室給気ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
・燃料油貯蔵そう(他号炉)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・スプレイ管【波線】	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備(設計基準比準)		可燃型ダスト・よう菌サンプラ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		
・大容量空冷式発電機	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・フィルタ装置	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		小型船舶	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		
・ディーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・フィルタ装置出口側圧力開放板	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		可燃型気象観測設備	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		
・ディーゼル発電機(他号炉)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・可燃型酸素ガス供給装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備		可燃型気象観測設備運用端末【実線】	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		
				・遠隔手動非操作設備	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		7. 原子炉格納施設				
				・原子炉格納容器フィルタメント系配管・弁【波線】	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		原子炉格納容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
				・原子炉格納容器調気系配管・弁【波線】	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		C、D-格納容器再循環ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
				・ホース・薬品供給用ヘッダ・接続口【波線】	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備		格納容器スプレイ冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備(設計基準比準) ・常設重大事故緩和設備(設計基準比準)		
				・補給水系配管・弁【波線】	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Bクラス ・常設重大事故緩和設備		格納容器スプレイポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備(設計基準比準) ・常設重大事故緩和設備(設計基準比準)		
				・静的触媒式水素再結合装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		B-格納容器スプレイポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
				・大容量送水ポンプ(タイプB)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備						
				・放水砲	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備						
				・ホース【波線】	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備						

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉 重大事故等対処設備の設備分類 (11/12)				相違理由
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	
蓄電池 (安全防護系用)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		消防火薬類配合装置	重大事故等対処施設	可搬型重大事故緩和設備		格納容器ベイブレイ冷却器 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		相違理由
				シールドファン	重大事故等対処施設	可搬型重大事故緩和設備		アンユラス空気浄化フィルタユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		
蓄電池 (重大事故等対処用)	重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		非常用ガス処理系排風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		ボー格納容器ベイブレイ冷却器 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		相違理由
				非常用ガス処理系空気乾燥装置 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		ボーアンユラス空気浄化フィルタユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		
号間電力融通電路	重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		非常用ガス処理系配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		格子形格納容器ベイブレイ設備 配管・弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		相違理由
重大事故等対処用変圧器盤	重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		排気筒 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		格子形格納容器ベイブレイ設備 配管・弁 スプレイング、スプレインゾル [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		
重大事故等対処用変圧器受電盤	重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		原子炉建屋ブローアウトバルブ閉止装置	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		圧縮空気設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	S、Cクラス 常設重大事故緩和設備		相違理由
緊急時対策用発電機本用燃料油貯蔵タンク	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		原子炉建屋原子炉種	設計基準対象施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		排気筒 [流路]	設計基準対象施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		
緊急時対策用発電機車用給油ポンプ	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		7. その他発電用原子炉の附属施設 (1)非常用電源設備				アンユラス空気浄化設備 ダクト・弁 クランプ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		相違理由
7. 非常用取水設備	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Cクラス 常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		ガスタービン発電機	重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		格子形格納容器内水素処理装置	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		
				取水口	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Cクラス 常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		格納容器本機イグニタ	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		
取水管路	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Cクラス 常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		ガスタービン発電設備軽油タンク	重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		アンユラス空気浄化ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		相違理由
				取水ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Cクラス 常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		ボーアンユラス空気浄化ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故緩和設備		
8. 緊急時対策所	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		格子形格納容器内水素処理装置直圧電 気装置	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		相違理由
				緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS)	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		格納容器本機イグニタ温度監視装置	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		
SPDS データ表示装置	重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備		電断車	重大事故等対処施設	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備		8. その他発電用原子炉の附属施設 (1)非常用電源設備				相違理由
				軽油タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		代替非常用発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		
				タンクローリ	重大事故等対処施設	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備		ディーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故防止設備 (設計基準未満) 常設重大事故緩和設備 (設計基準未満)		相違理由
				非常用ディーゼル発電機 燃料移送系配管・弁 [燃料流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		ディーゼル発電機燃料油サービスタンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設重大事故防止設備 (設計基準未満) 常設重大事故緩和設備 (設計基準未満)		
				高圧が心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 [燃料流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		ホース・接続口 [燃料流路]	重大事故等対処施設	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備		相違理由
				125V 蓄電池 2A	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		
				125V 蓄電池 2B	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		可搬型タンクローリ	重大事故等対処施設	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備		相違理由
				125V 充電器 2A	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	Sクラス 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		燃料タンク (SA)	重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版))				女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				泊発電所3号炉 重大事故等対処設備の設備分類 (12/12)				相違理由	
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考		
蓄電池 (安全防護系用)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・125V 充電器 2B	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		ディーゼル発電機燃料供給設備	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・125V 代替蓄電池	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		ディーゼル発電機設備 (燃料油設備) 配管・弁 (燃料油給)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
蓄電池 (重大事故等 対処用)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・250V 蓄電池	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		可搬型代替電源車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備			
				・125V 代替充電器	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		可搬型直流電源用発電機	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備			
号炉間電力融通電路	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・250V 充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備		緊急時対策用発電機	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備			
				・ガスタービン発電機核種 盤	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		蓄電池 (非常用)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
重大事故等対処用変 圧器盤	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・緊急用高圧母線 2F 系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		可搬型直流変換器	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備			
				・緊急用高圧母線 2G 系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		後継蓄電池	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
重大事故等対処用変 圧器受電盤	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・緊急用動力変圧器 2G 系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		A 充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・緊急用動力変圧器 2F 系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		B 充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
緊急時対策用発電 機専用燃料油貯蔵 タンク	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・緊急用交流電源切替盤 2G 系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		加圧器過熱弁操作用バッテリー	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備			
				・緊急用交流電源切替盤 2C 系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		代替格納容器スプレィポンプ室圧調整	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
7. 非常用取水設備 ・取水口	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・緊急用交流電源切替盤 2B 系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		代替所内電気設備変圧器	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・非常用高圧母線 2C 系	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		代替所内電気設備分電盤	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
取水管路	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・非常用高圧母線 2D 系	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		(G)非常用取水設備					
				・非常用ディーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		貯留罐	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
取水ビット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		取水口	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・非常用ディーゼル発電設備燃料タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)		取水路	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
8. 緊急時対策所 ・緊急時運転パラメ ータ伝送システム (SPDS)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・高圧中心スプレィ系デ ィーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		取水ビットスクリーン室	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
				・高圧中心スプレィ系デ ィーゼル発電設備燃料移 送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		取水ビットポンプ室	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備			
・SPDS データ表示装 置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備		・高圧中心スプレィ系デ ィーゼル発電設備燃料デ ィータンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)							
				・125V 蓄電池 2B	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)							

実線・・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版))	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備名称</th> <th>施設区分</th> <th>耐震重要度分類 設備分類</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>・125V 充電器 2H</td> <td>設計基準対象施設 重大事故等対処施設</td> <td>・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・電源車(緊急時対策用)</td> <td>重大事故等対処施設</td> <td>・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・緊急時対策用軽油タンク</td> <td>重大事故等対処施設</td> <td>・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・緊急時対策用高圧母線 1系</td> <td>重大事故等対処施設</td> <td>・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・緊急時対策用燃料移送系 [配管・弁(燃料流路)]</td> <td>重大事故等対処施設</td> <td>・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・主蒸気速がし安全弁用可 搬型蓄電池</td> <td>重大事故等対処施設</td> <td>・可搬型重大事故防止設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="4">(2)非常用取水設備</td> </tr> <tr> <td>・貯留槽</td> <td>設計基準対象施設 重大事故等対処施設</td> <td>・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・取水口</td> <td>設計基準対象施設 重大事故等対処施設</td> <td>・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・取水路</td> <td>設計基準対象施設 重大事故等対処施設</td> <td>・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・海水ポンプ室</td> <td>設計基準対象施設 重大事故等対処施設</td> <td>・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="4">(3)緊急時対策所</td> </tr> <tr> <td>・蒸圧計</td> <td>重大事故等対処施設</td> <td>・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・酸濃度計</td> <td>重大事故等対処施設</td> <td>・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・二酸化炭素濃度計</td> <td>重大事故等対処施設</td> <td>・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	・125V 充電器 2H	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)		・電源車(緊急時対策用)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備		・緊急時対策用軽油タンク	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・緊急時対策用高圧母線 1系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・緊急時対策用燃料移送系 [配管・弁(燃料流路)]	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・主蒸気速がし安全弁用可 搬型蓄電池	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備		(2)非常用取水設備				・貯留槽	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・取水口	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・取水路	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		・海水ポンプ室	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		(3)緊急時対策所				・蒸圧計	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		・酸濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)		・二酸化炭素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)			
設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考																																																																
・125V 充電器 2H	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準対象)																																																																	
・電源車(緊急時対策用)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備																																																																	
・緊急時対策用軽油タンク	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備																																																																	
・緊急時対策用高圧母線 1系	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備																																																																	
・緊急時対策用燃料移送系 [配管・弁(燃料流路)]	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備																																																																	
・主蒸気速がし安全弁用可 搬型蓄電池	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備																																																																	
(2)非常用取水設備																																																																			
・貯留槽	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備																																																																	
・取水口	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備																																																																	
・取水路	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備																																																																	
・海水ポンプ室	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備																																																																	
(3)緊急時対策所																																																																			
・蒸圧計	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)																																																																	
・酸濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)																																																																	
・二酸化炭素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)																																																																	

39-2 設計用地震力

玄海原子力発電所3 / 4号炉 (2017.1.10版)				
39-2 設計用地震力				
設計用地震力				
重大事故等対処施設に適用する設計用地震力(動的地震力、静的地震力)について、 <u>設備分類</u> に応じて以下のとおり示す。				
1. 静的地震力				
静的地震力は、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備、及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとし、以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。				
種別	(注1) 設備分類	(注2) 耐震クラス	(注3) 地震層せん断力係数及び水平震度	鉛直震度
建物・構築物	②	B	1.5C _i	—
	②	C	1.0C _i	—
機器・配管系	①	B	1.8C _i	—
	①	C	1.2C _i	—
土木構造物	②	C	1.0C _i	—
	①	C	1.0C _i	—
(注1) 重大事故等対処施設の <u>設備分類</u> ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 ②：①が設置される重大事故等対処施設 (注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス (注3) C _i ：標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。 $C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$ R _t ：振動特性係数 0.8 A _i ：C _i の分布係数 C ₀ ：標準せん断力係数 0.2				

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)				
39-2 設計用地震力				
設計用地震力				
重大事故等対処施設に適用する設計用地震力(動的地震力、静的地震力)について、施設区分に応じて以下のとおり示す。				
1. 静的地震力				
静的地震力は、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備、及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとし、以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。				
種別	(注1) 施設区分	(注2) 耐震クラス	(注3) 地震層せん断力係数及び水平震度	鉛直震度
建物・構築物	②	B	1.5 C _i	—
	②	C	1.0 C _i	—
機器・配管系	①	B	1.8 C _i	—
	①	C	1.2 C _i	—
土木構造物	①	C	1.0 C _i	—
(注1) 重大事故等対処施設の施設区分 ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 ②：①が設置される重大事故等対処施設 (注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス (注3) C _i ：標準せん断力係数を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。 $C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$ R _t ：振動特性係数 0.8 A _i ：C _i の分布係数 C ₀ ：標準せん断力係数 0.2				
(備考) 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。				

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)				
39-2 設計用地震力				
設計用地震力				
重大事故等対処施設に適用する設計用地震力(動的地震力、静的地震力)について、施設区分に応じて以下のとおり示す。				
1. 静的地震力				
静的地震力は、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとし、以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。				
種別	(注1) 施設区分	(注2) 耐震クラス	(注3) 地震層せん断力係数及び水平震度	鉛直震度
建物・構築物	②	B	1.5C _i	—
	②	C	1.0C _i	—
機器・配管系	①	B	1.8C _i	—
	①	C	1.2C _i	—
土木構造物	①	C	1.0C _i	—
(注1) 重大事故等対処施設の施設区分 ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 ②：①が設置される重大事故等対処施設 (注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス (注3) C _i ：標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。 $C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$ R _t ：振動特性係数 A _i ：C _i の分布係数 C ₀ ：標準せん断力係数 0.2				
(備考) 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。				

泊発電所3号炉				
39-2 設計用地震力				
設計用地震力				
重大事故等対処施設に適用する設計用地震力(動的地震力、静的地震力)について、 <u>施設区分</u> に応じて以下のとおり示す。				
1. 静的地震力				
静的地震力は、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとし、以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。				
種別	(注1) 施設区分	(注2) 耐震クラス	(注3) 地震層せん断力係数及び水平震度	鉛直震度
建物・構築物	②	B	1.5C _i	—
	②	C	1.0C _i	—
機器・配管系	①	B	1.8C _i	—
	①	C	1.2C _i	—
土木構造物	①	C	1.0C _i	—
(注1) 重大事故等対処施設の <u>施設区分</u> ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 ②：①が設置される重大事故等対処施設 (注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス (注3) C _i ：標準せん断力係数を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、 <u>地盤の種類</u> 等を考慮して求められる値で次式に基づく。 $C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$ R _t ：振動特性係数 <u>0.8</u> A _i ：C _i の分布係数 C ₀ ：標準せん断力係数 0.2				
(備考) <u>常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。</u>				

・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし以下、同様

・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし

・4条の耐震設計方針と同様の記載に統一しており、実質的な相違なし

・数値を明示することに伴う相違であり、実質的な相違なし

・記載方針の相違【玄海3/4】泊3では、先行BWR審査実績を踏まえて、新たに重大事故等対処設備(設計

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																												
<p>2. 動的地震力</p> <p>動的地震力は、重大事故等対処施設の設備分類に応じて、以下の入力地震動に基づき算定する。</p> <table border="1" data-bbox="89 223 515 558"> <thead> <tr> <th rowspan="2">種別</th> <th rowspan="2">設備分類</th> <th rowspan="2">耐震クラス</th> <th colspan="2">入力地震動</th> </tr> <tr> <th>水平地震動</th> <th>鉛直地震動</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">建物・構築物</td> <td rowspan="2">③、④、⑤、⑥、⑦</td> <td>S</td> <td>基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd</td> <td>基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>弾性設計用地震動 Sd × 1/2</td> <td>弾性設計用地震動 Sd × 1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機器・配管系</td> <td rowspan="2">③、⑤</td> <td>S</td> <td>設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd</td> <td>設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>設計用床応答曲線 Sd × 1/2</td> <td>設計用床応答曲線 Sd × 1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">土木構造物</td> <td rowspan="2">④、⑤、⑥</td> <td>S</td> <td>基準地震動 Sa</td> <td>基準地震動 Sa</td> </tr> <tr> <td>①、②</td> <td>基準地震動 Sa</td> <td>基準地震動 Sa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 重大事故等対処施設の設備分類 ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 ②：①が設置される重大事故等対処施設 ③：常設耐震重要重大事故防止設備 ④：③が設置される重大事故等対処施設 ⑤：常設重大事故緩和設備 ⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設 ⑦：代替緊急時対策所、緊急時対策所(緊急時対策棟内)</p> <p>(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスをSと表記する。</p> <p>(注3) 設計用床応答曲線は、弾性設計用地震動 Sd 及び基準地震動 Sa に基づき作成した設計用床応答曲線とする。</p>	種別	設備分類	耐震クラス	入力地震動		水平地震動	鉛直地震動	建物・構築物	③、④、⑤、⑥、⑦	S	基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd	基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd	B	弾性設計用地震動 Sd × 1/2	弾性設計用地震動 Sd × 1/2	機器・配管系	③、⑤	S	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	B	設計用床応答曲線 Sd × 1/2	設計用床応答曲線 Sd × 1/2	土木構造物	④、⑤、⑥	S	基準地震動 Sa	基準地震動 Sa	①、②	基準地震動 Sa	基準地震動 Sa	<p>2. 動的地震力</p> <p>動的地震力は、重大事故等対処施設の施設区分に応じて、以下の入力地震動に基づき算定する。</p> <table border="1" data-bbox="560 223 996 558"> <thead> <tr> <th rowspan="2">種別</th> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">耐震クラス</th> <th colspan="2">入力地震動</th> </tr> <tr> <th>水平地震動</th> <th>鉛直地震動</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">建物・構築物</td> <td rowspan="2">②、④、⑤、⑥、⑦</td> <td>S</td> <td>基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd</td> <td>基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>弾性設計用地震動 Sd × 1/2</td> <td>弾性設計用地震動 Sd × 1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機器・配管系</td> <td rowspan="2">②、④、⑤</td> <td>S</td> <td>設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd</td> <td>設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>設計用床応答曲線 Sd × 1/2</td> <td>設計用床応答曲線 Sd × 1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">土木構造物</td> <td rowspan="2">③、④、⑤</td> <td>S</td> <td>基準地震動 Sa</td> <td>基準地震動 Sa</td> </tr> <tr> <td>①、②、⑥</td> <td>基準地震動 Sa</td> <td>基準地震動 Sa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 重大事故等対処施設の施設区分 ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 ②：①が設置される重大事故等対処施設 ③：常設耐震重要重大事故防止設備 ④：③が設置される重大事故等対処施設 ⑤：常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備(設計基準拡張) ⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設 ⑦：緊急時対策所</p> <p>(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス また、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)については、当該クラスをSと表記する。</p> <p>(注3) 設計用床応答曲線は、弾性設計用地震動 Sd 及び基準地震動 Sa に基づき作成した設計用床応答曲線とする。</p>	種別	施設区分	耐震クラス	入力地震動		水平地震動	鉛直地震動	建物・構築物	②、④、⑤、⑥、⑦	S	基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd	基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd	B	弾性設計用地震動 Sd × 1/2	弾性設計用地震動 Sd × 1/2	機器・配管系	②、④、⑤	S	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	B	設計用床応答曲線 Sd × 1/2	設計用床応答曲線 Sd × 1/2	土木構造物	③、④、⑤	S	基準地震動 Sa	基準地震動 Sa	①、②、⑥	基準地震動 Sa	基準地震動 Sa	<p>2. 動的地震力</p> <p>動的地震力は、重大事故等対処施設の施設区分に応じて、以下の入力地震動に基づき算定する。</p> <table border="1" data-bbox="1041 223 1467 558"> <thead> <tr> <th rowspan="2">種別</th> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">耐震クラス</th> <th colspan="2">入力地震動</th> </tr> <tr> <th>水平地震動</th> <th>鉛直地震動</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">建物・構築物</td> <td rowspan="2">③、④、⑤、⑥、⑦</td> <td>S</td> <td>基準地震動 S s 弾性設計用地震動 S d</td> <td>基準地震動 S s 弾性設計用地震動 S d</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>弾性設計用地震動 S d × 1/2</td> <td>弾性設計用地震動 S d × 1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機器・配管系</td> <td rowspan="2">③、⑤</td> <td>S</td> <td>設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd</td> <td>設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>弾性設計用地震動 S d × 1/2</td> <td>弾性設計用地震動 S d × 1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">土木構造物</td> <td rowspan="2">③、④、⑤</td> <td>S</td> <td>基準地震動 S s</td> <td>基準地震動 S s</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>基準地震動 S s</td> <td>基準地震動 S s</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 重大事故等対処施設の施設区分 ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 ②：①が設置される重大事故等対処施設 ③：常設耐震重要重大事故防止設備 ④：③が設置される重大事故等対処施設 ⑤：常設重大事故緩和設備 ⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設 ⑦：緊急時対策所</p> <p>(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスをSと表記する。</p>	種別	施設区分	耐震クラス	入力地震動		水平地震動	鉛直地震動	建物・構築物	③、④、⑤、⑥、⑦	S	基準地震動 S s 弾性設計用地震動 S d	基準地震動 S s 弾性設計用地震動 S d	B	弾性設計用地震動 S d × 1/2	弾性設計用地震動 S d × 1/2	機器・配管系	③、⑤	S	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	B	弾性設計用地震動 S d × 1/2	弾性設計用地震動 S d × 1/2	土木構造物	③、④、⑤	S	基準地震動 S s	基準地震動 S s	C	基準地震動 S s	基準地震動 S s	<p>2. 動的地震力</p> <p>動的地震力は、重大事故等対処施設の施設区分に応じて、以下の入力地震動に基づき算定する。</p> <table border="1" data-bbox="1512 223 1937 558"> <thead> <tr> <th rowspan="2">種別</th> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">耐震クラス</th> <th colspan="2">入力地震動</th> </tr> <tr> <th>水平地震動</th> <th>鉛直地震動</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">建物・構築物</td> <td rowspan="2">③、④、⑤、⑥、⑦</td> <td>S</td> <td>基準地震動</td> <td>基準地震動</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>弾性設計用地震動 × 1/2</td> <td>弾性設計用地震動 × 1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機器・配管系</td> <td rowspan="2">③、⑤</td> <td>S</td> <td>基準地震動</td> <td>基準地震動</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>弾性設計用地震動 × 1/2</td> <td>弾性設計用地震動 × 1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">土木構造物</td> <td rowspan="2">③、④、⑤</td> <td>S</td> <td>基準地震動</td> <td>基準地震動</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>基準地震動</td> <td>基準地震動</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 重大事故等対処施設の施設区分 ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 ②：①が設置される重大事故等対処施設 ③：常設耐震重要重大事故防止設備 ④：③が設置される重大事故等対処施設 ⑤：常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備(設計基準拡張) ⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設 ⑦：緊急時対策所</p> <p>(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス また、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)については、当該クラスをSと表記する。</p>	種別	施設区分	耐震クラス	入力地震動		水平地震動	鉛直地震動	建物・構築物	③、④、⑤、⑥、⑦	S	基準地震動	基準地震動	B	弾性設計用地震動 × 1/2	弾性設計用地震動 × 1/2	機器・配管系	③、⑤	S	基準地震動	基準地震動	B	弾性設計用地震動 × 1/2	弾性設計用地震動 × 1/2	土木構造物	③、④、⑤	S	基準地震動	基準地震動	C	基準地震動	基準地震動	<p>基準拡張)の設備分類を設定したことによる相違(以下、①の相違)</p> <p>・設備構成の相違 【玄海3/4、島根2】 玄海3/4号炉、島根2号炉では、常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)に該当する設備が存在しないことによる相違(以下、②の相違)</p> <p>・名称の相違であり実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・設備構成の相違 【玄海3/4、島根2】 ②の相違</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違</p>
種別				設備分類	耐震クラス	入力地震動																																																																																																																										
	水平地震動	鉛直地震動																																																																																																																														
建物・構築物	③、④、⑤、⑥、⑦	S	基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd	基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd																																																																																																																												
		B	弾性設計用地震動 Sd × 1/2	弾性設計用地震動 Sd × 1/2																																																																																																																												
機器・配管系	③、⑤	S	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd																																																																																																																												
		B	設計用床応答曲線 Sd × 1/2	設計用床応答曲線 Sd × 1/2																																																																																																																												
土木構造物	④、⑤、⑥	S	基準地震動 Sa	基準地震動 Sa																																																																																																																												
		①、②	基準地震動 Sa	基準地震動 Sa																																																																																																																												
種別	施設区分	耐震クラス	入力地震動																																																																																																																													
			水平地震動	鉛直地震動																																																																																																																												
建物・構築物	②、④、⑤、⑥、⑦	S	基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd	基準地震動 Sa 弾性設計用地震動 Sd																																																																																																																												
		B	弾性設計用地震動 Sd × 1/2	弾性設計用地震動 Sd × 1/2																																																																																																																												
機器・配管系	②、④、⑤	S	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd																																																																																																																												
		B	設計用床応答曲線 Sd × 1/2	設計用床応答曲線 Sd × 1/2																																																																																																																												
土木構造物	③、④、⑤	S	基準地震動 Sa	基準地震動 Sa																																																																																																																												
		①、②、⑥	基準地震動 Sa	基準地震動 Sa																																																																																																																												
種別	施設区分	耐震クラス	入力地震動																																																																																																																													
			水平地震動	鉛直地震動																																																																																																																												
建物・構築物	③、④、⑤、⑥、⑦	S	基準地震動 S s 弾性設計用地震動 S d	基準地震動 S s 弾性設計用地震動 S d																																																																																																																												
		B	弾性設計用地震動 S d × 1/2	弾性設計用地震動 S d × 1/2																																																																																																																												
機器・配管系	③、⑤	S	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Sa 設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd																																																																																																																												
		B	弾性設計用地震動 S d × 1/2	弾性設計用地震動 S d × 1/2																																																																																																																												
土木構造物	③、④、⑤	S	基準地震動 S s	基準地震動 S s																																																																																																																												
		C	基準地震動 S s	基準地震動 S s																																																																																																																												
種別	施設区分	耐震クラス	入力地震動																																																																																																																													
			水平地震動	鉛直地震動																																																																																																																												
建物・構築物	③、④、⑤、⑥、⑦	S	基準地震動	基準地震動																																																																																																																												
		B	弾性設計用地震動 × 1/2	弾性設計用地震動 × 1/2																																																																																																																												
機器・配管系	③、⑤	S	基準地震動	基準地震動																																																																																																																												
		B	弾性設計用地震動 × 1/2	弾性設計用地震動 × 1/2																																																																																																																												
土木構造物	③、④、⑤	S	基準地震動	基準地震動																																																																																																																												
		C	基準地震動	基準地震動																																																																																																																												

実績・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-2 設計用地震力

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)
 (注4) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。
 (注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。
 (注6) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。

3. 設計用地震力

種別	施設区分	耐震クラス	水平	鉛直	備考	
建物・構築物	①, ②, ③, ④, ⑤	S	基準地震動 S _h	基準地震動 S _v	(注4) 荷重の組合せは、組合せ係数法による。	
			弾性設計用地震動 S _d	弾性設計用地震動 S _d		
			地震層せん断力係数 1.0C	—		静的地震力とする。
機器・配管系	①, ②	S	設計用床応答曲線 S _h 又は基準地震動 S _h	設計用床応答曲線 S _v 又は基準地震動 S _v	(注4) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SSRS)法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。
土木構造物	①, ②	S	基準地震動 S _h	基準地震動 S _v	動的地震力とする。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	—		静的地震力とする。
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)
 (注4) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。
 (注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。
 (注6) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。
 (備考) 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

3. 設計用地震力

種別	施設区分	耐震クラス	水平	鉛直	備考	
建物・構築物	①, ②, ③	S	基準地震動 S _h	基準地震動 S _v	(注4) 荷重の組合せは、組合せ係数法による。	
			弾性設計用地震動 S _d	弾性設計用地震動 S _d		
			地震層せん断力係数 1.0C	—		静的地震力とする。
機器・配管系	①, ②	S	設計用床応答曲線 S _h 又は基準地震動 S _h	設計用床応答曲線 S _v 又は基準地震動 S _v	(注4) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SSRS)法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。
土木構造物	①, ②	S	基準地震動 S _h	基準地震動 S _v	動的地震力とする。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	—		静的地震力とする。
			静的震度 1.2C	—		静的地震力とする。

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)
 (注3) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。
 (注4) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。
 (注5) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。
 (備考) 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

3. 設計用地震力

設計用地震力は、重大事故等対処施設の施設区分に応じて、1.及び2.に基づき以下の通り設定する。

種別	施設区分	耐震クラス	設計用地震力		備考	
			水平	鉛直		
建物・構築物	①, ②, ③, ④, ⑤	S	基準地震動 S _h に基づく地震力	基準地震動 S _v に基づく地震力	(注4, 注5) 荷重の組合せは、組合せ係数法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			地震層せん断力係数 1.0C	—		静的地震力とする。
機器・配管系	①, ②	S	設計用床応答曲線 S _h 又は基準地震動 S _h	設計用床応答曲線 S _v 又は基準地震動 S _v	(注4) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SSRS)法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。
土木構造物	①, ②	S	基準地震動 S _h	基準地震動 S _v	動的地震力とする。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	—		静的地震力とする。
			静的震度 1.2C	—		静的地震力とする。

種別	施設区分	耐震クラス	設計用地震力		備考	
			水平	鉛直		
建物・構築物	①, ②, ③	S	基準地震動 S _h に基づく地震力	基準地震動 S _v に基づく地震力	(注4) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SSRS)法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。
機器・配管系	①	B	静的震度 1.0C	—	(注4, 注5) 荷重の組合せは、水平方向及び鉛直方向が動的地震力の場合には二乗和平方根(SSRS)法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			静的震度 1.2C	—		静的地震力とする。
土木構造物	①, ②, ③	S	基準地震動 S _h に基づく地震力	基準地震動 S _v に基づく地震力	動的地震力とする。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	—		静的地震力とする。
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。

泊発電所3号炉
 (注3) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。
 (注4) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。
 (注5) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。
 (備考) 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

3. 設計用地震力

設計用地震力は、重大事故等対処施設の施設区分に応じて、1.及び2.に基づき以下のとおり設定する。

種別	施設区分	耐震クラス	設計用地震力		備考	
			水平	鉛直		
建物・構築物	①, ②, ③, ④	S	基準地震動 S _h に基づく地震力	基準地震動 S _v に基づく地震力	(注4) 荷重の組合せは、組合せ係数法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			地震層せん断力係数 1.0C	—		静的地震力とする。
機器・配管系	①, ②	S	設計用床応答曲線 S _h 又は基準地震動 S _h	設計用床応答曲線 S _v 又は基準地震動 S _v	(注4) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SSRS)法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。
土木構造物	①, ②, ③	S	基準地震動 S _h に基づく地震力	基準地震動 S _v に基づく地震力	動的地震力とする。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	—		静的地震力とする。
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。

種別	施設区分	耐震クラス	設計用地震力		備考	
			水平	鉛直		
建物・構築物	①, ②, ③	S	基準地震動 S _h に基づく地震力	基準地震動 S _v に基づく地震力	(注4) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SSRS)法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。
機器・配管系	①	B	静的震度 1.0C	—	(注4, 注5) 荷重の組合せは、水平方向及び鉛直方向が動的地震力の場合には二乗和平方根(SSRS)法による。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	弾性設計用地震動 S _d × 1/2		
			静的震度 1.2C	—		静的地震力とする。
土木構造物	①, ②, ③	S	基準地震動 S _h に基づく地震力	基準地震動 S _v に基づく地震力	動的地震力とする。	
			弾性設計用地震動 S _d × 1/2	—		静的地震力とする。
			静的震度 1.0C	—		静的地震力とする。

よる相違であり、実質的な相違なし
 以下、同様

・記載方針の相違
 【玄海3/4】
 ①の相違

・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(注1) 重大事故等対処施設の設備分類</p> <p>①: 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>②: ①が設置される重大事故等対処施設</p> <p>③: 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>④: ③が設置される重大事故等対処施設</p> <p>⑤: 常設重大事故緩和設備</p> <p>⑥: ⑤が設置される重大事故等対処施設</p> <p>⑦: 代替緊急時対策所、緊急時対策所(緊急時対策棟内)</p> <p>(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス</p> <p>また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスをSと表記する。</p> <p>(注3) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>(注4) 水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した解析結果を用いてもよいものとする。</p> <p>(注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。</p> <p>(注6) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。</p> <p>(注7) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と、鉛直における動的地震力とを、絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。</p> <p>(注8) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。</p>	<p>(注1) 重大事故等対処施設の施設区分</p> <p>①: 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>②: ①が設置される重大事故等対処施設</p> <p>③: 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>④: ③が設置される重大事故等対処施設</p> <p>⑤: 常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)</p> <p>⑥: ⑤が設置される重大事故等対処施設</p> <p>⑦: 緊急時対策所</p> <p>(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス</p> <p>また、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)については、当該クラスをSと表記する。</p> <p>(注3) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>(注4) 水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した解析結果を用いてもよいものとする。</p> <p>(注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。</p> <p>(注6) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。</p> <p>(注7) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と、鉛直における動的地震力とを、絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。</p> <p>(注8) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。</p> <p>(備考) 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。</p>	<p>(注1) 重大事故等対処施設の施設区分</p> <p>①: 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>②: ①が設置される重大事故等対処施設</p> <p>③: 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>④: ③が設置される重大事故等対処施設</p> <p>⑤: 常設重大事故緩和設備</p> <p>⑥: ⑤が設置される重大事故等対処施設</p> <p>⑦: 緊急時対策所</p> <p>(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス</p> <p>また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスをSと表記する。</p> <p>(注3) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>(注4) 水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した解析結果を用いてもよいものとする。</p> <p>(注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。</p> <p>(注6) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。</p> <p>(注7) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と、鉛直における動的地震力とを、絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。</p> <p>(注8) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。</p> <p>(注9) 建物・構築物のうち原子炉格納容器については、水平方向及び鉛直方向が動的地震力の場合は二乗和平方根(SRS)法又は絶対値和法を適用する。</p> <p>(備考) 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。</p>	<p>(注1) 重大事故等対処施設の施設区分</p> <p>①: 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>②: ①が設置される重大事故等対処施設</p> <p>③: 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>④: ③が設置される重大事故等対処施設</p> <p>⑤: 常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)</p> <p>⑥: ⑤が設置される重大事故等対処施設</p> <p>⑦: 緊急時対策所</p> <p>(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス</p> <p>また、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)については、当該クラスをSと表記する。</p> <p>(注3) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>(注4) 水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した解析結果を用いてもよいものとする。</p> <p>(注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。</p> <p>(注6) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。</p> <p>(注7) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と、鉛直における動的地震力とを絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。</p> <p>(注8) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。</p> <p>(備考) 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。</p>	<p>相違理由</p> <p>・設備構成の相違 【玄海3/4, 島根2】 ②の相違</p> <p>・設備構成の相違 【玄海3/4, 島根2】 ②の相違</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載箇所の相違 【島根2】 泊3号炉では、原子炉格納容器を機器で記載していることの相違</p> <p>・記載方針の相違 【玄海3/4】 ①の相違</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について</p> <p>重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について</p> <p>重大事故等対処施設の耐震評価方針を定めるにあたり、重大事故等対処施設について、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であるかを確認する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、新設施設については、機種区分、型式、設置場所、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を整理し、設計基準対象施設と基本構造等が同等のものは、設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法を適用するが、基本構造等が異なる設備については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、適切にモデル化する等した上での地震応答解析、又は加振試験等を実施する。</p> <p>重大事故等対処施設の既設施設のうち、耐震Sクラス設備については、基準地震動S_Sによる評価実績がある。耐震B、Cクラス設備を常設耐震重要重大事故防止設備または常設重大事故緩和設備として使用する場合には基準地震動S_Sによる評価を行うことになるが、基本構造等が設計基準対象施設と同等であり、従前の評価手法による実績があることから、従前の評価方針・手法は適用可能である。</p> <p>上記検討結果について、新設施設を表(1)～(3)に、既設施設を表(4)～(6)に示す。</p>	<p>39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について</p> <p>重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について</p> <p>重大事故等対処施設の耐震評価方針を定めるに当たり、重大事故等対処施設について、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であるかを確認する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、新設施設については、機種区分、設置場所、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を整理し、設計基準対象施設と基本構造等が同等のものは、設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法を適用するが、基本構造等が異なる設備については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、適切にモデル化する等した上での地震応答解析、加振試験等を実施する。</p> <p>重大事故等対処施設の既設施設のうち、耐震Sクラス設備については、基準地震動S_Sによる評価実績がある。耐震B、Cクラス設備を常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備として使用する場合には基準地震動S_Sによる評価を行うことになるが、基本構造等が設計基準対象施設と同等であり、従前の評価手法による実績があることから、従前の評価方針・手法が適用可能である。</p> <p>上記検討結果について、新設施設を表(1)～(3)に、既設施設を表(4)～(7)に示す。</p>	<p>39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について</p> <p>重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について</p> <p>重大事故等対処施設の耐震評価方針を定めるに当たり、重大事故等対処施設について、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であるかを確認する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、新設施設については、機種区分、設置場所、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を整理し、設計基準対象施設と基本構造等が同等のものは、設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法を適用するが、基本構造等が異なる設備については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、適切にモデル化する等した上での地震応答解析、加振試験等を実施する。</p> <p>重大事故等対処施設の既設施設のうち、耐震Sクラス設備については、基準地震動による評価実績がある。耐震B、Cクラス設備を常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備として使用する場合には基準地震動による評価を行うことになるが、基本構造等が設計基準対象施設と同等であり、従前の評価手法による実績があることから、従前の評価方針・手法が適用可能である。</p> <p>上記検討結果について、新設施設を表(1)～(3)に、既設施設を表(4)～(7)に示す。</p>	<p>最新審査知見反映の観点から女川2号炉を、設備構成の比較の観点から泊3号炉と同型炉であり、資料構成が比較的先行BWRと同様である玄海3/4号炉を比較対象プラントとした。</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載順の入れ替えによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・設置許可基準規則や泊3号炉の添付書類六と整合を取り「基準地震動」に統一した記載としており、実質的な相違はない 以下、同様</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載方針の相違 【玄海3/4】 泊3では、先行BWR審査実績を踏まえて、新たに重大事故等対処設備（設計基準拡張）の設備分類を設定したことによる相違（以下、①の相違）</p>

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

<p>玄海原子力発電所3/4号炉(2017.1.10版)</p> <p>(以下の表は基本検討段階のものであり、詳細検討の進捗状況により変更となる可能性がある。)</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">泊との比較のために記載の順番を入れ替え</p> <p>(2) 常設耐震重要重大事故防止設備(新設)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉(2020.2.7版)</p> <p>(以下の表は基本検討段階のものであり、詳細検討の進捗状況により変更となる可能性がある。)</p> <p>(1) 常設耐震重要重大事故防止設備(新設)</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>(以下の表は基本検討段階のものであり、詳細検討の進捗状況により変更となる可能性がある。)</p> <p>(1) 常設耐震重要重大事故防止設備(新設)</p>	<p>相違理由</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機種区分</th> <th rowspan="2">設備名称</th> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">①型式</th> <th rowspan="2">②設置方式</th> <th colspan="2">基本構造の差異</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>①</th> <th>②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">SAクラス2</td> <td rowspan="2">常設電動注入ポンプ</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>横置うず巻式</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉周辺建屋</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">その他容器</td> <td rowspan="2">燃料油貯蔵タンク</td> <td>屋外</td> <td>横置円筒型(炭素鋼製)</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外</td> <td>横置円筒型(炭素鋼製)</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">その他ポンプ</td> <td rowspan="2">大容量空冷式発電機用給油ポンプ</td> <td>屋外</td> <td>ギヤポンプ</td> <td>ボルト固定</td> <td>有</td> <td>無</td> <td>・質点系モデルを作成し、構造強度評価を実施 ・加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施【川内で実績有】</td> </tr> <tr> <td>屋外</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">計測器・検出器</td> <td rowspan="2">AM用消火水積算流量</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>差圧式流量検出器</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉周辺建屋</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器内温度(SA)</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>測温抵抗体</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補助建屋</td> <td>差圧式流量検出器</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B格納容器スプレッド流量積算流量</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>差圧式流量検出器</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉周辺建屋</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水位</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>サポート・ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	①	②	SAクラス2	常設電動注入ポンプ	原子炉補助建屋	横置うず巻式	サポート・ボルト固定	無	無		原子炉周辺建屋						その他容器	燃料油貯蔵タンク	屋外	横置円筒型(炭素鋼製)	サポート・ボルト固定	無	無		屋外	横置円筒型(炭素鋼製)	サポート・ボルト固定	無	無		その他ポンプ	大容量空冷式発電機用給油ポンプ	屋外	ギヤポンプ	ボルト固定	有	無	・質点系モデルを作成し、構造強度評価を実施 ・加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施【川内で実績有】	屋外						計測器・検出器	AM用消火水積算流量	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	サポート・ボルト固定	無	無		原子炉周辺建屋						格納容器内温度(SA)	原子炉格納容器	測温抵抗体	サポート・ボルト固定	無	無		原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	サポート・ボルト固定	無	無		B格納容器スプレッド流量積算流量	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	サポート・ボルト固定	無	無		原子炉周辺建屋						原子炉下部キャビティ水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	サポート・ボルト固定	無	無		原子炉格納容器水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	サポート・ボルト固定	無	無		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機種区分</th> <th rowspan="2">設備名称</th> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">①型式</th> <th rowspan="2">②設置方式</th> <th colspan="2">基本構造の差異</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>①</th> <th>②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>高圧代替注水系ポンプ</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ターボ形</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>高圧代替注水系(蒸気系)配管[流路]</td> <td>原子炉建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>高圧代替注水系(蒸気系)弁</td> <td>原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>高圧代替注水系(注水系)配管[流路]</td> <td>原子炉建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>高圧代替注水系(注水系)弁</td> <td>原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>ATRS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)</td> <td>原子炉建屋(観測建屋)</td> <td>—</td> <td>ボルト固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>代替高圧蒸素ガス供給系配管[流路]</td> <td>原子炉建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>代替高圧蒸素ガス供給弁</td> <td>原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>直流駆動低圧注水系ポンプ</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ターボ形</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>直流駆動低圧注水系配管[流路]</td> <td>原子炉建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>直流駆動低圧注水系弁</td> <td>原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>補給水系配管[流路]</td> <td>原子炉建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>補給水系弁</td> <td>原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>残留熱除去系配管[流路]</td> <td>原子炉建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>残留熱除去系弁</td> <td>原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>原子炉補機冷却水系配管[流路]</td> <td>原子炉建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>原子炉補機冷却水系弁</td> <td>原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	①	②	SAクラス2	高圧代替注水系ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無		SAクラス2	高圧代替注水系(蒸気系)配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無		SAクラス2	高圧代替注水系(蒸気系)弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無		SAクラス2	高圧代替注水系(注水系)配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無		SAクラス2	高圧代替注水系(注水系)弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無		器具	ATRS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)	原子炉建屋(観測建屋)	—	ボルト固定	—	無		SAクラス2	代替高圧蒸素ガス供給系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無		SAクラス2	代替高圧蒸素ガス供給弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無		SAクラス2	直流駆動低圧注水系ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無		SAクラス2	直流駆動低圧注水系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無		SAクラス2	直流駆動低圧注水系弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無		SAクラス2	補給水系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無		SAクラス2	補給水系弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無		SAクラス2	残留熱除去系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無		SAクラス2	残留熱除去系弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無		SAクラス2	原子炉補機冷却水系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無		SAクラス2	原子炉補機冷却水系弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機種区分</th> <th rowspan="2">設備名称</th> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">①型式</th> <th rowspan="2">②設置方式</th> <th colspan="2">基本構造の差異</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>①</th> <th>②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>代替格納容器スプレッドポンプ</td> <td>原子炉建屋</td> <td>渦巻き型</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>第一格納容器スプレッドポンプ出口調整装置(MAN)</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>差圧式流量検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>代替格納容器スプレッドポンプ出口調整装置</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>差圧式流量検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>格納容器圧力(AM用)</td> <td>原子炉建屋</td> <td>帯圧圧力検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>非達範囲監視装置(自動監視装置)(ATRS緩衝設備)</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>垂直自立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>有</td> <td>無</td> <td>加振試験によって、審査される機能が維持されることを確認予定。</td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>代替非常用発電機</td> <td>屋外</td> <td>発電機</td> <td>圧縮</td> <td>有</td> <td>有</td> <td>加振試験によって、審査される機能が維持されることを確認予定。</td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>燃料タンク(SA)</td> <td>燃料タンク(SA)室</td> <td>横置円筒形</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>ディーゼル発電機燃料油貯蔵タンク室</td> <td>燃料油貯蔵タンク室</td> <td>横置円筒形</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>設置</td> <td>蓄電装置</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>鉛蓄電池</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>設置</td> <td>代替格納容器スプレッドポンプ実用調整</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>直立型</td> <td>溶接固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>設置</td> <td>代替格納容器内電気設備変圧器</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>直立型</td> <td>溶接固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>設置</td> <td>代替格納容器内電気設備変圧器</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>壁掛式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	①	②	SAクラス2	代替格納容器スプレッドポンプ	原子炉建屋	渦巻き型	ボルト固定	無	無		器具	第一格納容器スプレッドポンプ出口調整装置(MAN)	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無		器具	代替格納容器スプレッドポンプ出口調整装置	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無		器具	格納容器圧力(AM用)	原子炉建屋	帯圧圧力検出器	ボルト固定	無	無		器具	非達範囲監視装置(自動監視装置)(ATRS緩衝設備)	原子炉補助建屋	垂直自立式	ボルト固定	有	無	加振試験によって、審査される機能が維持されることを確認予定。	火力技術基準	代替非常用発電機	屋外	発電機	圧縮	有	有	加振試験によって、審査される機能が維持されることを確認予定。	SAクラス2	燃料タンク(SA)	燃料タンク(SA)室	横置円筒形	ボルト・サポート固定	無	無		SAクラス2	ディーゼル発電機燃料油貯蔵タンク室	燃料油貯蔵タンク室	横置円筒形	ボルト・サポート固定	無	無		設置	蓄電装置	原子炉補助建屋	鉛蓄電池	ボルト固定	無	無		設置	代替格納容器スプレッドポンプ実用調整	原子炉補助建屋	直立型	溶接固定	無	無		設置	代替格納容器内電気設備変圧器	原子炉補助建屋	直立型	溶接固定	無	無		設置	代替格納容器内電気設備変圧器	原子炉補助建屋	壁掛式	ボルト固定	無	無		<p>・対象施設の相違 【女川2, 玄海3/4】 重大事故等対処設備の抽出結果はプラント固有のため異なる。(以下, 同様)</p>
機種区分						設備名称	設置場所		①型式	②設置方式			基本構造の差異		備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	①	②																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
SAクラス2	常設電動注入ポンプ	原子炉補助建屋	横置うず巻式	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		原子炉周辺建屋																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
その他容器	燃料油貯蔵タンク	屋外	横置円筒型(炭素鋼製)	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		屋外	横置円筒型(炭素鋼製)	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
その他ポンプ	大容量空冷式発電機用給油ポンプ	屋外	ギヤポンプ	ボルト固定	有	無	・質点系モデルを作成し、構造強度評価を実施 ・加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施【川内で実績有】																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
		屋外																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
計測器・検出器	AM用消火水積算流量	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		原子炉周辺建屋																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	格納容器内温度(SA)	原子炉格納容器	測温抵抗体	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	B格納容器スプレッド流量積算流量	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		原子炉周辺建屋																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
原子炉下部キャビティ水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
原子炉格納容器水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	サポート・ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
					①	②																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	高圧代替注水系ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	高圧代替注水系(蒸気系)配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	高圧代替注水系(蒸気系)弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	高圧代替注水系(注水系)配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	高圧代替注水系(注水系)弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
器具	ATRS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)	原子炉建屋(観測建屋)	—	ボルト固定	—	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	代替高圧蒸素ガス供給系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	代替高圧蒸素ガス供給弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	直流駆動低圧注水系ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	直流駆動低圧注水系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	直流駆動低圧注水系弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	補給水系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	補給水系弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	残留熱除去系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	残留熱除去系弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	原子炉補機冷却水系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	原子炉補機冷却水系弁	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
					①	②																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	代替格納容器スプレッドポンプ	原子炉建屋	渦巻き型	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
器具	第一格納容器スプレッドポンプ出口調整装置(MAN)	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
器具	代替格納容器スプレッドポンプ出口調整装置	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
器具	格納容器圧力(AM用)	原子炉建屋	帯圧圧力検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
器具	非達範囲監視装置(自動監視装置)(ATRS緩衝設備)	原子炉補助建屋	垂直自立式	ボルト固定	有	無	加振試験によって、審査される機能が維持されることを確認予定。																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
火力技術基準	代替非常用発電機	屋外	発電機	圧縮	有	有	加振試験によって、審査される機能が維持されることを確認予定。																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
SAクラス2	燃料タンク(SA)	燃料タンク(SA)室	横置円筒形	ボルト・サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
SAクラス2	ディーゼル発電機燃料油貯蔵タンク室	燃料油貯蔵タンク室	横置円筒形	ボルト・サポート固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
設置	蓄電装置	原子炉補助建屋	鉛蓄電池	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
設置	代替格納容器スプレッドポンプ実用調整	原子炉補助建屋	直立型	溶接固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
設置	代替格納容器内電気設備変圧器	原子炉補助建屋	直立型	溶接固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
設置	代替格納容器内電気設備変圧器	原子炉補助建屋	壁掛式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			

実線・設計方針又は設備構成等の相違
波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)							女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)							泊発電所3号炉		相違理由	
機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	泊発電所3号炉	相違理由
					①	②							①	②			
計測制御設備	多様化自動作動設備	原子炉補助建屋	垂直自立型	ボルト固定	無	無		—	遠隔手動弁操作設備	原子炉建屋	遠隔手動弁操作設備	ボルト固定	有	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定		
電気・電源設備	大容量空冷発電機	屋外	三相交流同期発電機(発電機)、単相開放サイクル1極式(ガスタービン)、自立型饋型(制御盤)、角形容器(機付きタンク(架台付き))	トレーラ上に設置、ボルト固定	有	有	・トレーラ上の主要機器について構造強度評価及び機能維持評価を実施【川内で実績有】	SAクラス2機器	フィルタ装置	原子炉建屋	中間支持たて置き円筒形	ボルト固定	無	無			
蓄電池(重大事故等対処用)	原子炉補助建屋	バント形	—	サポート・ボルト固定	無	無		SAクラス2管	原子炉格納容器フィルタベント系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無			
号炉間電力融通回路	原子炉補助建屋	電線管	—	サポート・ボルト固定	無	無		SAクラス2管	原子炉格納容器調気系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無			
重大事故等対処用変圧器盤	原子炉補助建屋	自立饋型	—	サポート・ボルト固定	無	無		SAクラス2管	原子炉格納容器調気系弁[流路]	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無			
重大事故等対処用変圧器受電盤	原子炉補助建屋	自立饋型	—	ボルト固定	無	無		SAクラス2管	燃料プール冷却浄化系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無			
								火力技術基準	ガスタービン発電機	緊急用電気品建屋	ガスタービン発電機	輪止め	有	有	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定		
								火力技術基準	ガスタービン発電設備軽油タンク	ガスタービン発電設備軽油タンク室	横置円筒形	ボルト固定	無	無			
								火力技術基準	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	ガスタービン発電設備軽油タンク室	スクリーウ式	ボルト固定	無	無			
								火力技術基準	ガスタービン発電設備燃料移送系配管[燃料流路]	ガスタービン発電設備軽油タンク室	鋼管	サポート固定	無	無			
								火力技術基準	ガスタービン発電設備燃料移送系弁[燃料流路]	ガスタービン発電設備軽油タンク室	—	サポート固定	—	無			
								火力技術基準	軽油タンク	軽油タンク室	横置円筒形	ボルト固定	無	無			
								火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管[燃料流路]	軽油タンク室	鋼管	サポート固定	無	無			

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																		
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機種区分</th> <th rowspan="2">設備名称</th> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">①型式</th> <th rowspan="2">②設置方式</th> <th colspan="2">基本構造の差異</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>①</th> <th>②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料移送系等 〔燃料流路〕</td> <td>軽油タンク室 軽油タンク連 絡ダクト 原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート 固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>高圧中心スプレ イ系ディーゼル 発電設備燃料移 送系等 〔燃料流路〕</td> <td>軽油タンク室 軽油タンク連 絡ダクト 原子炉建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート 固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>高圧中心スプレ イ系ディーゼル 発電設備燃料移 送系等 〔燃料流路〕</td> <td>軽油タンク室 軽油タンク 連絡ダクト 原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>サポート 固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>装置</td> <td>125V 代替蓄電池</td> <td>制御建屋</td> <td>密閉型クラッ ド式据置 鉛蓄電池</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>125V 代替充電器</td> <td>制御建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>ガスタービン発 電機極線整流</td> <td>緊急用 電気品建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>緊急用高圧母線 2F 系</td> <td>緊急用 電気品建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>緊急用高圧母線 2B 系</td> <td>原子炉建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>緊急用動力変圧 器 2B 系</td> <td>原子炉建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>緊急用低圧母線 2B 系</td> <td>原子炉建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>緊急用交流電源 切替器 2C 系</td> <td>原子炉建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>緊急用交流電源 切替器 2D 系</td> <td>原子炉建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>緊急用交流電源 切替器 2E 系</td> <td>原子炉建屋</td> <td>直立式</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>原子炉建屋</td> <td>弾性 圧力検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>原子炉水位 (SA 広 範囲)</td> <td>原子炉建屋</td> <td>差圧式 水位検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>原子炉水位 (SA 燃 料域)</td> <td>原子炉建屋</td> <td>差圧式 水位検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>高圧代替注水系 ポンプ出口流量</td> <td>原子炉建屋</td> <td>差圧式 流量検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>直流駆動低圧注 水系ポンプ出口 流量</td> <td>原子炉建屋</td> <td>差圧式 流量検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>直流駆動低圧注 水系ポンプ出口 圧力</td> <td>原子炉建屋</td> <td>弾性 圧力検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>原子炉格納容器 代替スプレイ流 量</td> <td>原子炉建屋</td> <td>差圧式 流量検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>代替蓄積冷却ボ ンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋</td> <td>弾性 圧力検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	①	②	火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系等 〔燃料流路〕	軽油タンク室 軽油タンク連 絡ダクト 原子炉建屋	—	サポート 固定	—	無		火力技術基準	高圧中心スプレ イ系ディーゼル 発電設備燃料移 送系等 〔燃料流路〕	軽油タンク室 軽油タンク連 絡ダクト 原子炉建屋	鋼管	サポート 固定	無	無		火力技術基準	高圧中心スプレ イ系ディーゼル 発電設備燃料移 送系等 〔燃料流路〕	軽油タンク室 軽油タンク 連絡ダクト 原子炉建屋	—	サポート 固定	—	無		装置	125V 代替蓄電池	制御建屋	密閉型クラッ ド式据置 鉛蓄電池	ボルト固定	無	無		盤	125V 代替充電器	制御建屋	直立式	ボルト固定	無	無		盤	ガスタービン発 電機極線整流	緊急用 電気品建屋	直立式	ボルト固定	無	無		盤	緊急用高圧母線 2F 系	緊急用 電気品建屋	直立式	ボルト固定	無	無		盤	緊急用高圧母線 2B 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無		盤	緊急用動力変圧 器 2B 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無		盤	緊急用低圧母線 2B 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無		盤	緊急用交流電源 切替器 2C 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無		盤	緊急用交流電源 切替器 2D 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無		盤	緊急用交流電源 切替器 2E 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無		器具	原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋	弾性 圧力検出器	ボルト固定	無	無		器具	原子炉水位 (SA 広 範囲)	原子炉建屋	差圧式 水位検出器	ボルト固定	無	無		器具	原子炉水位 (SA 燃 料域)	原子炉建屋	差圧式 水位検出器	ボルト固定	無	無		器具	高圧代替注水系 ポンプ出口流量	原子炉建屋	差圧式 流量検出器	ボルト固定	無	無		器具	直流駆動低圧注 水系ポンプ出口 流量	原子炉建屋	差圧式 流量検出器	ボルト固定	無	無		器具	直流駆動低圧注 水系ポンプ出口 圧力	原子炉建屋	弾性 圧力検出器	ボルト固定	無	無		器具	原子炉格納容器 代替スプレイ流 量	原子炉建屋	差圧式 流量検出器	ボルト固定	無	無		器具	代替蓄積冷却ボ ンプ出口圧力	原子炉建屋	弾性 圧力検出器	ボルト固定	無	無			
機種区分	設備名称						設置場所	①型式		②設置方式	基本構造の差異		備考																																																																																																																																																																								
		①	②																																																																																																																																																																																		
火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系等 〔燃料流路〕	軽油タンク室 軽油タンク連 絡ダクト 原子炉建屋	—	サポート 固定	—	無																																																																																																																																																																															
火力技術基準	高圧中心スプレ イ系ディーゼル 発電設備燃料移 送系等 〔燃料流路〕	軽油タンク室 軽油タンク連 絡ダクト 原子炉建屋	鋼管	サポート 固定	無	無																																																																																																																																																																															
火力技術基準	高圧中心スプレ イ系ディーゼル 発電設備燃料移 送系等 〔燃料流路〕	軽油タンク室 軽油タンク 連絡ダクト 原子炉建屋	—	サポート 固定	—	無																																																																																																																																																																															
装置	125V 代替蓄電池	制御建屋	密閉型クラッ ド式据置 鉛蓄電池	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	125V 代替充電器	制御建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	ガスタービン発 電機極線整流	緊急用 電気品建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	緊急用高圧母線 2F 系	緊急用 電気品建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	緊急用高圧母線 2B 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	緊急用動力変圧 器 2B 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	緊急用低圧母線 2B 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	緊急用交流電源 切替器 2C 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	緊急用交流電源 切替器 2D 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
盤	緊急用交流電源 切替器 2E 系	原子炉建屋	直立式	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
器具	原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋	弾性 圧力検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
器具	原子炉水位 (SA 広 範囲)	原子炉建屋	差圧式 水位検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
器具	原子炉水位 (SA 燃 料域)	原子炉建屋	差圧式 水位検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
器具	高圧代替注水系 ポンプ出口流量	原子炉建屋	差圧式 流量検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
器具	直流駆動低圧注 水系ポンプ出口 流量	原子炉建屋	差圧式 流量検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
器具	直流駆動低圧注 水系ポンプ出口 圧力	原子炉建屋	弾性 圧力検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
器具	原子炉格納容器 代替スプレイ流 量	原子炉建屋	差圧式 流量検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															
器具	代替蓄積冷却ボ ンプ出口圧力	原子炉建屋	弾性 圧力検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																															

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

実線・設計方針又は設備構成等の相違
波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>機種区分</th> <th>設備名称</th> <th>設置場所</th> <th>①型式</th> <th>②設置方式</th> <th colspan="2">基本構造の相違</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <th>①</th> <th>②</th> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>器具</td> <td>フィルタ装置入口圧力(広帯域)</td> <td>原子炉建屋</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>フィルタ装置出口圧力(広帯域)</td> <td>原子炉建屋</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>フィルタ装置水位(広帯域)</td> <td>原子炉建屋</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>フィルタ装置水位差</td> <td>原子炉建屋</td> <td>熱電対</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>原子炉建屋</td> <td>イオンチェンバ検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>フィルタ装置出口水素濃度</td> <td>原子炉建屋</td> <td>熱伝導率式水素検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>耐圧強化ベント系放射線モニタ</td> <td>原子炉建屋</td> <td>イオンチェンバ検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)</td> <td>原子炉建屋</td> <td>イオンチェンバ検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>代替高圧寄着ガス供給系寄着ガス供給止め弁入口圧力</td> <td>原子炉建屋</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>格納容器内水素濃度(D/R)</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>水素吸蔵材料式検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>格納容器内水素濃度(S/C)</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>水素吸蔵材料式検出器</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>6-2F-1母線電圧</td> <td>緊急時対策建屋</td> <td>電圧計</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>6-2F-2母線電圧</td> <td>緊急時対策建屋</td> <td>電圧計</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>125V直流主母線2A-1電圧</td> <td>原子炉建屋</td> <td>電圧計</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>125V直流主母線2B-1電圧</td> <td>原子炉建屋</td> <td>電圧計</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電力技術基準</td> <td>緊急時対策所軽油タンク</td> <td>緊急時対策建屋</td> <td>たて置円筒形</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電力技術基準</td> <td>緊急時対策所燃料移送系配管(燃料流路)</td> <td>緊急時対策建屋</td> <td>鋼管</td> <td>サポート固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電力技術基準</td> <td>緊急時対策所燃料移送系弁(燃料流路)</td> <td>緊急時対策建屋</td> <td>—</td> <td>サポート固定</td> <td>—</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>盤</td> <td>緊急時対策所高圧母線J系</td> <td>緊急時対策建屋</td> <td>直立形</td> <td>ボルト固定</td> <td>無</td> <td>無</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の相違		備考						①	②		器具	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無		器具	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無		器具	フィルタ装置水位(広帯域)	原子炉建屋	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無		器具	フィルタ装置水位差	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無		器具	フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋	イオンチェンバ検出器	ボルト固定	無	無		器具	フィルタ装置出口水素濃度	原子炉建屋	熱伝導率式水素検出器	ボルト固定	無	無		器具	耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋	イオンチェンバ検出器	ボルト固定	無	無		器具	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無		器具	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	原子炉建屋	イオンチェンバ検出器	ボルト固定	無	無		器具	代替高圧寄着ガス供給系寄着ガス供給止め弁入口圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無		器具	格納容器内水素濃度(D/R)	原子炉格納容器	水素吸蔵材料式検出器	ボルト固定	無	無		器具	格納容器内水素濃度(S/C)	原子炉格納容器	水素吸蔵材料式検出器	ボルト固定	無	無		器具	6-2F-1母線電圧	緊急時対策建屋	電圧計	ボルト固定	無	無		器具	6-2F-2母線電圧	緊急時対策建屋	電圧計	ボルト固定	無	無		器具	125V直流主母線2A-1電圧	原子炉建屋	電圧計	ボルト固定	無	無		器具	125V直流主母線2B-1電圧	原子炉建屋	電圧計	ボルト固定	無	無		電力技術基準	緊急時対策所軽油タンク	緊急時対策建屋	たて置円筒形	ボルト固定	無	無		電力技術基準	緊急時対策所燃料移送系配管(燃料流路)	緊急時対策建屋	鋼管	サポート固定	無	無		電力技術基準	緊急時対策所燃料移送系弁(燃料流路)	緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無		盤	緊急時対策所高圧母線J系	緊急時対策建屋	直立形	ボルト固定	無	無			
機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の相違		備考																																																																																																																																																																												
					①	②																																																																																																																																																																													
器具	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	フィルタ装置水位(広帯域)	原子炉建屋	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	フィルタ装置水位差	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋	イオンチェンバ検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	フィルタ装置出口水素濃度	原子炉建屋	熱伝導率式水素検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋	イオンチェンバ検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	原子炉建屋	イオンチェンバ検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	代替高圧寄着ガス供給系寄着ガス供給止め弁入口圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	格納容器内水素濃度(D/R)	原子炉格納容器	水素吸蔵材料式検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	格納容器内水素濃度(S/C)	原子炉格納容器	水素吸蔵材料式検出器	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	6-2F-1母線電圧	緊急時対策建屋	電圧計	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	6-2F-2母線電圧	緊急時対策建屋	電圧計	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	125V直流主母線2A-1電圧	原子炉建屋	電圧計	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
器具	125V直流主母線2B-1電圧	原子炉建屋	電圧計	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
電力技術基準	緊急時対策所軽油タンク	緊急時対策建屋	たて置円筒形	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													
電力技術基準	緊急時対策所燃料移送系配管(燃料流路)	緊急時対策建屋	鋼管	サポート固定	無	無																																																																																																																																																																													
電力技術基準	緊急時対策所燃料移送系弁(燃料流路)	緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無																																																																																																																																																																													
盤	緊急時対策所高圧母線J系	緊急時対策建屋	直立形	ボルト固定	無	無																																																																																																																																																																													

実線・設計方針又は設備構成等の相違
波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉(2017.1.10版)							女川原子力発電所2号炉(2020.2.7版)							泊発電所3号炉							相違理由				
(3) 常設重大事故緩和設備(新設)							(3) 常設重大事故緩和設備(新設,(1),(2)を兼ねるものを除く)							(3) 常設重大事故緩和設備(新設,(1),(2)を兼ねるものを除く) <u>(1/2)</u>							相違理由				
機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式		基本構造の差異		備考	
					①	②							①	②								①	②		①
SAクラス2	常設電動注入ポンプ	原子炉補助建屋	横置うず巻式	サポート・ボルト固定	無	無		SAクラス2	代替静電冷却ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無		SAクラス2	代替静電冷却ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無			
		原子炉周辺建屋						静的熱媒式水素再結合装置	原子炉建屋	—	ボルト固定	—	無												
その他容器	燃料油貯蔵タンク	屋外	横置円筒型(炭素鋼製)	サポート・ボルト固定	無	無		器具	代替静電冷却ポンプ出口流量	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無		器具	燃料油貯蔵タンク	原子炉建屋	電極式水位検出器	ボルト固定	有	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。		
	大容量空冷式発電機用燃料タンク	屋外	横置円筒型(炭素鋼製)	サポート・ボルト固定	無	無		器具	原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無		器具	原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。		
	緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク	屋外	横置円筒型地下タンク	サポート・ボルト固定	無	無		器具	原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	ボルト固定	無	無		器具	原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	ボルト固定	有	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。		
その他ポンプ	大容量空冷式発電機用給油ポンプ	屋外	ギヤポンプ	ボルト固定	有	無	・質点系モデルを作成し、構造強度評価を実施・加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施【田内で実績有】	建物・構築物	中央制御室待避所遮断	制御建屋	コンクリート壁	建屋躯体による支持	無	無		設置	データ収録計算機	原子炉補助建屋	直立形	ボルト固定	無	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。		
	緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ	屋外	横置うず巻式	ボルト固定	無	無		建物・構築物	緊急時対策用遮断	緊急時対策建屋	コンクリート壁	建屋躯体による支持	無	無		設置	データ表示端末	緊急時対策所	—	固定	—	有	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。		
ファン	緊急時対策用非常用空気浄化ファン	緊急時刻用棟	遠心式	ボルト固定	無	無		SAクラス2	中央制御室待避所加圧設備(配管)	制御建屋	鋼管	サポート固定	無	無		SAクラス2	緊急時対策用非常用空気浄化ファン	緊急時対策所	鋼管	サポート固定	無	無			
フィルタ	緊急時対策用非常用空気浄化フィルタユニット	緊急時刻用棟	微粒子フィルタ/よう選フィルタ	ボルト固定	無	無		SAクラス2	中央制御室待避所加圧設備(弁)	制御建屋	—	サポート固定	—	無		SAクラス2	緊急時対策用非常用空気浄化ファン	緊急時対策所	鋼管	サポート固定	無	無			
								—	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	原子炉建屋	閉止装置	ボルト固定	有	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。	設置	原子炉格納容器内水素貯留装置	原子炉建屋	静電熱媒式	架台・ボルト固定	有	無	有線電圧法による構造強度評価		
								ファン	緊急時対策用非常用送風機	緊急時対策建屋	遠心式	ボルト固定	無	無		設置	燃料油貯蔵タンク	原子炉建屋	ヒーデンデュエル方式	ボルト固定	有	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。		
								フィルタ	緊急時対策用非常用フィルタ装置	緊急時対策建屋	筒型ダクト式	ボルト固定	無	無		器具	原子炉格納容器内水素貯留装置	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無			
								SAクラス2	緊急時対策用非常用給排気配管	緊急時対策建屋	鋼管	サポート固定	無	無											
								SAクラス2	緊急時対策用非常用給排気弁	緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無											

・図表が複数ページに渡る場合に付番していることによる相違であり、実質的な相違なし
以下、同様

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)							女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)							泊発電所3号炉							相違理由									
機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考	機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考							
					①	②							①	②							①	②								
計測器・検出器	使用済燃料ピット温度(SA)	原子炉周辺建屋	耐温抵抗体	サポート・ボルト固定	無	無		SAクラス2管	緊急時対策所加圧設備(配管) [既設]	緊急時対策建屋	鋼管	サポート固定	無	無		(3)常設重大事故緩和設備(新設,(1),(2)を兼ねるものを除く) (2/2)	格納容器水素イグナイタ検出器設置	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無								
	使用済燃料ピット水位(SA)	原子炉周辺建屋	電流式水位検出器	サポート・ボルト固定	有	無	・検出器の加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施 ・支持構造物の構造強度評価を実施 【川内で実績有】	SAクラス2管	緊急時対策所加圧設備(IP) [既設]	緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無																
	使用済燃料ピット状態監視カメラ	原子炉周辺建屋	非外線カメラ	サポート・ボルト固定	有	無	・カメラの加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施 ・支持構造物の構造強度評価を実施 【川内で実績有】	装置	安全パラメータ表示システム(SPBS)	制御建屋 緊急時対策建屋	盤	ボルト固定	無	無																
	AM用消防水積算流量	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	サポート・ボルト固定	無	無		装置	無線通信装置[伝送路]	原子炉建屋 緊急時対策建屋	—	ボルト固定	—	無																
	格納容器内温度(SA)	原子炉格納容器	耐温抵抗体	サポート・ボルト固定	無	無		伝送路	有線(建屋内) (安全パラメータ表示システム(SPBS)に係るもの)	制御建屋 緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無																
	B格納容器スプレイ流量積算流量	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	サポート・ボルト固定	無	無		伝送路	有線(建屋内) (衛星電話設備(固定型)に係るもの)	原子炉建屋 制御建屋 緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無																
	原子炉下部キャビティ水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	サポート・ボルト固定	無	無																								
	原子炉格納容器水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	サポート・ボルト固定	無	無																								
	アニオラス水素濃度	原子炉周辺建屋	熱伝導式検出器	サポート・ボルト固定	有	無	・検出器の加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施 ・支持構造物の構造強度評価を実施																							

・図表の各ページにタイトルを記載していることによる相違であり、実質的な相違なし
以下、同様

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)		泊発電所3号炉		相違理由
機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考			
					①	②				
電気・電源設備	大容量空冷式発電機	屋外	三相交流同期発電機(発電機)、単相開放サイクル1軸式(ガストレーラ上タービン)、自立設置開鎖型(制御盤)、角形容器(機付きタンク(架台付き))	トレーラ上 ボルト固定	有	有	・トレーラ上の主要機器について構造強度評価及び機能維持評価を実施 【川内で実績有】			
	蓄電池(重大事故等対処用)	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	バント形	サポート・ボルト固定	無	無				
	另閉電力融通回路	原子炉補助建屋	電線管	サポート・ボルト固定	無	無				
	重大事故等対処用変圧器盤	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	自立開鎖型	サポート・ボルト固定	無	無				
	重大事故等対処用変圧器受電盤	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	自立開鎖型	ボルト固定	無	無				
情報収集・通信連絡設備	緊急時運転フレームータ伝送システム(SPDS)	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋 原子炉周辺建屋	直通自立型	ボルト固定、溶接	無	無				
	SPDS データ表示装置	代替緊急時対策所	無線アンテナ	ボルト固定	有	無	・有限要素法による構造強度評価を実施 【川内で実績有】			
		緊急時刻策種	ノートパソコン	マジックテープ固定	有	有	・加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施 【川内で実績有】			
		緊急時刻策種	無線アンテナ	ボルト固定	有	無	・有限要素法による構造強度評価を実施 【川内で実績有】			
	緊急時刻策種	壁掛け	ボルト固定	無	無					

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)						泊発電所3号炉						相違理由					
機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式		備考																	
				基本構造の差異			①	②															
情報収集・通信連絡設備	原子炉補助建屋	代替緊急時対策所	固定電話機	バンド・マジックテープ固定	有	有	・加振試験による機能維持・構造健全性確認を実施【川内で実績有】																
					有	有																	
	原子炉周辺建屋	壁掛け	ボルト固定	無	無	・有限要素法による構造強度評価を実施【川内で実績有】																	
				有	無																		
	原子炉周辺建屋	アンテナ	ボルト固定	有	無			・有限要素法による構造強度評価を実施【川内で実績有】															
				有	無																		
原子炉補助建屋	垂直自立型	ボルト固定、溶接	無	無	・有限要素法による構造強度評価を実施【川内で実績有】																		
			無	無																			
建物・構築物	緊急時対策所内(代替緊急時対策所)	代替緊急時対策所	コンクリート遮へい壁	岩盤支持		無	無		・有限要素法による構造強度評価を実施【川内で実績有】														
						無	無																
緊急時対策所内(緊急時対策種内)	緊急時対策種	コンクリート遮へい壁	岩盤支持	無		無	・有限要素法による構造強度評価を実施【川内で実績有】																
				無		無																	
その他	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器	触媒式	サポート・ボルト固定	有	無		・有限要素法による構造強度評価を実施【川内で実績有】															
					有	無																	
	電気式水素燃焼装置	原子炉格納容器	ヒーティングコイル式	サポート・ボルト固定、溶接	有	無			・質点系モデルを作成し、構造強度評価を実施【川内で実績有】														
					有	無																	
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	原子炉格納容器	熱電対	サポート・ボルト固定	有	無	・加振試験または構造強度評価等に対応																	
				有	無																		
電気式水素燃焼装置動作監視装置	原子炉格納容器	熱電対	サポート・ボルト固定、溶接	有	無		・加振試験または構造強度評価等に対応																
				有	無																		

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)						泊発電所3号炉						相違理由
機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	
クラス2管	格納容器再循環ポンプスクリーン	S	原子炉格納容器	ボルト固定		SAクラス2管	主蒸気速がし安全弁	S	原子炉格納容器	サポート固定		(4) 常設耐震重要重大事故防止設備 (既設) (2/4)						
クラス2ポンプ	余熱除去ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		SAクラス2管	主蒸気速がし安全弁速がし弁機能用アクチュエレータ	S	原子炉格納容器	ボルト固定								SAクラス2
	格納容器スプレイポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		SAクラス2管	主蒸気速がし安全弁自動減圧機用アクチュエレータ	S	原子炉格納容器	ボルト固定		SAクラス2管	蓄圧タンク出口弁	S	原子炉建屋	サポート固定		
	充てんポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		器具	代替自動減圧回路(代替自動減圧機)	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2	海洋注入弁 配管・弁(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		
	高圧注入ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		SAクラス2管	高圧家業ガス供給系配管(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2	余熱除去設備 配管・弁(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		
	ほう酸ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		SAクラス2管	高圧家業ガス供給系弁(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2	海洋注入弁 配管・弁(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		
クラス2弁	主要弁	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		SAクラス2管	主蒸気系弁(流路)	S	原子炉格納容器	サポート固定		SAクラス2	ほう酸注入タンク(流路)	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		
クラス3容器	原子炉補機冷却水冷却器	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定		SAクラス2管	原子炉建屋ブローアウトバブル	—	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2ポンプ	充てんポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		
	原子炉補機冷却水サージタンク	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定		SAクラス2管	原子炉建屋ポンプ	B	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2管	C、D-原子炉補機冷却水冷却管	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定		
	海水ストレーナ	S	屋外	サポート・ボルト固定		SAクラス2管	補給水系弁(流路)	B	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2管	C、D-原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定		
クラス3ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		SAクラス2管	残留熱除去系配管(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2管	C、D-原子炉補機冷却水ポンプ	S	取水ピットポンプ室	ボルト・サポート固定		
	海水ポンプ	S	海水ポンプエリア	サポート・ボルト固定		SAクラス2管	残留熱除去系弁(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2管	C、D-原子炉補機冷却水ポンプ	S	取水ピットポンプ室	ボルト・サポート固定		
						SAクラス2管	高圧中心スプレイ系スバーシャ(流路)	S	原子炉圧力容器	ボルト固定		SAクラス2	原子炉補機冷却水冷却器	S	原子炉建屋	サポート固定		
						SAクラス2管	原子炉補機冷却水配管	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2	原子炉補機冷却水サージタンク	S	原子炉建屋	サポート固定		
						SAクラス2管	原子炉補機冷却水系弁(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2	海水ストレーナ	S	屋外	サポート・ボルト固定		
						SAクラス2管	原子炉補機冷却水系サージタンク(流路)	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		
						SAクラス2管	残留熱除去系熱交換器(流路)	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		
						SAクラス2管	原子炉格納容器調気系配管(流路)	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		
												SAクラス2	海水ポンプ	S	海水ポンプエリア	サポート・ボルト固定		
												SAクラス2	ほう酸ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		
												SAクラス2	ほう酸タンク	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定		
												装置	制御棒クランク	S	原子炉建屋	—		
												SAクラス2ポンプ	ほう酸ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		
												SAクラス2管	ほう酸タンク	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定		

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)						泊発電所3号炉						相違理由	
												(4)常設耐震重要重大事故防止設備(既設) (4/4)							
機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考		
計測器・検出器	中性子領域中性子束	S	原子炉格納容器	位置決め装置による押し付け力により固定		壁	125V 光電器 2A	S	制御建屋	ボルト固定		3Aクラス2	中央制御室空気調整ファン・ダクト(機械)	S	原子炉格納容器	ボルト固定		(4)常設耐震重要重大事故防止設備(既設) (4/4)	
	中間領域中性子束	S	原子炉格納容器	位置決め装置による押し付け力により固定		壁	125V 光電器 20H	S	制御建屋	ボルト固定		ファン	中央制御室非常用蓄電池ファン	S	原子炉格納容器	ボルト固定			
	出力領域中性子束	S	原子炉格納容器	位置決め装置による押し付け力により固定		壁	250V 光電器	C	制御建屋	ボルト固定		ファン	中央制御室給気ファン	S	原子炉格納容器	ボルト固定			
	1次冷却材圧力	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接		器具	原子炉圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定		ファン	中央制御室換気ファン	S	原子炉格納容器	ボルト固定			
	1次冷却材高温側温度(広域)	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		器具	原子炉圧力容器温度	C	原子炉格納容器	ボルト固定		フムルダ	中央制御室非常用蓄電池モニタユニット	S	原子炉格納容器	ボルト固定			
	1次冷却材低温側温度(広域)	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		器具	原子炉水位(広域域)	S	原子炉建屋	ボルト固定		建物・構造物	中央制御室送風機	S	原子炉格納容器	建屋躯体による支持			
	余熱除去流量	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定、溶接		器具	原子炉水位(燃料域)	S	原子炉建屋	ボルト固定		フィルター	中央制御室給気モニタ	S	原子炉格納容器	ボルト固定			
	高圧注入ポンプ流量	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定、溶接		器具	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	B	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器	S	原子炉建屋	建屋躯体による支持			
	原子炉容器水位	—	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定			器具	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	B	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	C、D-格納容器系蓄電池ユニット	C	原子炉建屋	ボルト固定		
	加圧器水位	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接			器具	圧力制御室圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2ポンプ	B-格納容器スプレイポンプ	S	原子炉格納容器	ボルト固定		
	AM用格納容器圧力	—	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定		器具	圧力制御室圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	B-格納容器スプレイポンプ(既設)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定			
	格納容器内温度	C	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接		器具	低圧ボンスプレイポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(配管・弁)	S	原子炉建屋	サポート固定			
	燃料取替用水タンク水位、燃料取替用水ピット水位	S	燃料取替用水タンク建屋	サポート・ボルト固定、溶接		器具	高圧蒸気ガス供給系 ADS 入口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(配管・ホース)スプレイリング、スプレイノズル(既設)	S	原子炉建屋	サポート固定			
						器具	起動領域モニタ	S	原子炉圧力容器	リング固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定			
						器具	平均出力領域モニタ	S	原子炉圧力容器	リング固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定			
					器具	復水貯蔵タンク水位	B	復水貯蔵タンク連絡ダクト	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定				
					器具	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定				
					器具	復水移送ポンプ出口圧力	B	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定				
					器具	格納容器内雰囲気放射線モニタ(B-1)	S	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定				
					器具	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S-C)	S	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定				
					器具	6-2C母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定				
					器具	6-2D母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定		3Aクラス2	原子炉格納容器スプレイ設備(燃料油設備)配管・弁(燃料供給)	S	原子炉格納容器	ボルト・サポート固定				

実線・・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）						女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）						泊発電所3号炉		相違理由							
機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考	相違理由			
計測器・検出器	原子炉補機冷却水サージタンク水位	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定、溶接		器具	4-2C 母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定											
			原子炉周辺建屋			器具	4-2D 母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定											
	復水タンク水位、復水ビット水位	S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接		器具	125V 直流主母線2A電圧	S	制御建屋	ボルト固定											
	蒸気発生器広域水位	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接		器具	125V 直流主母線2B電圧	S	制御建屋	ボルト固定											
	蒸気発生器狭域水位	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接		器具	250V 直流主母線電圧	S	制御建屋	ボルト固定											
	主蒸気ライン圧力	S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接		建物・構築物	中央制御室遮音	S	制御建屋	建屋躯体による支持											
	補助給水流量	S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接		ファン	中央制御室送風機	S	制御建屋	ボルト固定											
	ほう酸タンク水位	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定、溶接		ファン	中央制御室排風機	S	制御建屋	ボルト固定											
				原子炉周辺建屋		ファン	中央制御室再循環送風機	S	制御建屋	ボルト固定											
	格納容器再循環サンプ水位（広域）	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接		フィルタ	中央制御室再循環フィルタ装置	S	制御建屋	ボルト固定											
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接		SAクラス2管	中央制御室換気空調系ダクト（配路）	S	制御建屋	サポート固定											
	復水タンク水位、復水ビット水位	—	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接		ダンパ	中央制御室換気空調系ダンパ（配路）	S	制御建屋	サポート固定											
	格納容器内高レンジエアモニタ（低レンジ）	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接		SAクラス2容器	原子炉圧力容器	S	原子炉格納容器	ボルト固定											
格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接		SAクラス2容器	原子炉格納容器	S	原子炉建屋	ボルト固定												
					建物・構築物	使用済燃料プール	S	原子炉建屋	建屋躯体による支持												
					建物・構築物	貯留庫	S	屋外	岩盤支持												

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)						泊発電所3号炉						相違理由	
機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考		
電気・電源設備	蓄電池(安全防護系用)	S	原子炉補助建屋	ボルト固定															
	ディーゼル発電機	S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定															
電気・電源設備	ディーゼル発電機(他号炉)	S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定															
	原子炉トリップ遮断器	S	原子炉周辺建屋	ボルト固定															
建物・構築物	使用済燃料ピット	S	原子炉周辺建屋	岩盤支持															
	燃料取替用水ピット	S	原子炉周辺建屋	岩盤支持															
	格納容器再循環ポンプ	S	原子炉格納容器	岩盤支持															
	復水ピット	S	原子炉周辺建屋	岩盤支持															
	中央制御室差へい	S	原子炉補助建屋	岩盤支持															
その他	原子炉トリップスイッチ	S	原子炉補助建屋	溶接															
	制御棒クラスタ	S	原子炉格納容器	制御棒クラスタ駆動装置にラッチ															
泊との比較のために記載の順番を入れ替え																			
(4) 常設重大事故防止設備 (既設)						(5) 常設重大事故防止設備 (既設, (4)を除く)						(5) 常設重大事故防止設備 (既設, (4)を除く)							
機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考		
計測器・検出器	格納容器圧力器	S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接		器具	ドライウェル温度	C	原子炉格納容器	ボルト固定		建物・構築物	取水口	C	屋外	岩盤支持			
建物・構築物	取水口	C	屋外	岩盤支持		器具	ドライウェル圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定		建物・構築物	取水路	C	屋外	岩盤支持			
	取水管路	C	屋外	岩盤支持		建物・構築物	取水口	C	屋外	岩盤支持		建物・構築物	取水路	C	屋外	岩盤支持			
	取水ピット	C	屋外	岩盤支持		建物・構築物	取水路	C	屋外	岩盤支持		建物・構築物	海水ポンプ室	C	屋外	岩盤支持			

実線・・設計方針又は設備構成等の相違
波線・・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)						泊発電所3号炉						相違理由																		
(6) 常設重大事故緩和設備 (既設)												(6) 常設重大事故緩和設備 (既設, (4), (5)を兼ねるものを除く。)												(6) 常設重大事故緩和設備 (既設, (4), (5)を兼ねるものを除く。)												
機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考																			
クラス1容器	原子炉容器	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		SAクラス2容器	サブプレッションチェンバ	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2容器	余熱除去冷却器【管路】	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																				
	蒸気発生器	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		SAクラス2管	残留熱除去系ストレーナ【管路】	S	原子炉格納容器	サポート固定		SAクラス2	格納容器内空気ガス試料採取設備	C	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																				
	加圧器	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		器具	格納容器内空気ガス水素濃度	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2	格納容器内空気ガス試料採取設備 配管・弁【管路】	C	原子炉建屋	サポート固定																				
クラス1ポンプ	L次冷却材ポンプ	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		ファン	非常用ガス処理系排風機	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2ポンプ	格納容器スプレイポンプ	B	原子炉建屋	ボルト固定																				
	主要弁	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		装置	非常用ガス処理系空気乾燥装置【管路】	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2容器	格納容器スプレイ冷却器【管路】	B	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																				
クラス1弁	主要弁	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定		フィルタ	非常用ガス処理系フィルタ装置【管路】	S	原子炉建屋	ボルト固定		フィルタ	エアユース空気浄化フィルタユニット	S	原子炉建屋	ボルト固定																				
クラスMC	原子炉格納容器	S	屋外(一部屋内)	岩盤支持		建物・構築物	原子炉建屋原子炉棟	S	原子炉建屋	岩盤支持		フィルタ	ローエアユース空気浄化フィルタユニット	B	原子炉建屋	ボルト固定																				
クラス2容器	蒸気発生器	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定								SAクラス2	圧縮空気設備 配管・弁【管路】	S, C	原子炉建屋	サポート固定																				
	燃料取替用水タンク	S	燃料取替用水タンク建屋	ボルト固定								SAクラス2管	排気筒【管路】	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																				
	再生熱交換器	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定								SAクラス2	エアユース空気浄化設備(ダクト・管・ダンパ)【管路】	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																				
	余熱除去冷却器	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定								ファン	エアユース空気浄化ファン	S	原子炉建屋	ボルト固定																				
			S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定							ファン	ローエアユース空気浄化ファン	S	原子炉建屋	ボルト固定																				
			S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定																															
クラス2ポンプ	余熱除去ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定																																
	格納容器スプレイポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定																																

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)		泊発電所3号炉		相違理由	
機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考						
クラス2ポンプ	充てんポンプ	S	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	ボルト固定							
	高圧注入ポンプ	S	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	ボルト固定							
クラス3容器	原子炉補機冷却水冷却器	S	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定							
	原子炉補機冷却水サージタンク	S	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定							
	海水ストレーナ	S	屋外	サポート・ボルト固定							
クラス3ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	ボルト固定							
	海水ポンプ	S	海水ポンプエリア	サポート・ボルト固定							
SAクラス2容器	格納容器雰囲気ガスサンプル水分離器	—	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定							
SAクラス2管	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	—	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定							
	排気筒	S	原子炉格納容器 原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定							
その他容器	復水タンク	S	原子炉周辺建屋	ボルト固定							
	燃料油貯蔵そう	S	屋外	サポート・ボルト固定							
	燃料油貯蔵そう (他号炉)	S	屋外	サポート・ボルト固定							

実線・・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)		泊発電所3号炉		相違理由
機種区分	設備名称	耐震重要度	設置場所	設置方式	備考					
ファン	中央制御室循環ファン	S	原子炉補助建屋	ボルト固定						
	中央制御室空調ファン	S	原子炉補助建屋	ボルト固定						
	中央制御室非常用循環ファン	S	原子炉補助建屋	ボルト固定						
	アニュラス空気浄化ファン	S	原子炉周辺建屋	ボルト固定						
フィルタユニット	中央制御室非常用循環フィルタユニット	S	原子炉補助建屋	ボルト固定						
	アニュラス空気浄化フィルタユニット	S	原子炉周辺建屋	ボルト固定						
	格納容器再循環ユニット	C	原子炉格納容器	ボルト固定						
	中央制御室空調ユニット	S	原子炉補助建屋	ボルト固定						
計測器・検出器	1次冷却材圧力	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接						
	1次冷却材高温側温度(広域)	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定						
	1次冷却材低温側温度(広域)	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定						
	余熱除去流量	S	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接						

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)						女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)		泊発電所3号炉		相違理由	
機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考						
計測器・検出器	高圧注入ポンプ流量	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定、溶接							
			原子炉周辺建屋								
	原子炉容器水位	—	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定							
	加圧器水位	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接							
	AM用格納容器圧力	—	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定							
	格納容器圧力	S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接							
	格納容器内温度	C	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接							
	燃料取替用水タンク水位、燃料取替用水ビット水位	S	燃料取替用水タンク建屋	サポート・ボルト固定、溶接							
			原子炉周辺建屋								
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	S	原子炉補助建屋	サポート・ボルト固定、溶接							
			原子炉周辺建屋								
	復水タンク水位、復水ビット水位	S	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接							
格納容器再循環サンプ水位（広域）	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接								
格納容器再循環サンプ水位（狭域）	S	原子炉格納容器	サポート・ボルト固定、溶接								
補助給水流量	—	原子炉周辺建屋	サポート・ボルト固定、溶接								

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																						
	<p>(7) 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ((4), (6)を兼ねるものを除く)</p> <table border="1" data-bbox="696 209 1274 1027"> <thead> <tr> <th>種別区分</th> <th>設備名称</th> <th>耐震重要度分類</th> <th>設置場所</th> <th>設置方式</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2管</td> <td>原子炉隔離時冷却系(注水系)配管 [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2弁</td> <td>原子炉隔離時冷却系(注水系)弁 [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>高圧炉心スプレイスポンプ</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>高圧炉心スプレイスストレーナ [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2弁</td> <td>HPCS注入隔離弁</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2管</td> <td>原子炉再循環系配管 [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2弁</td> <td>原子炉再循環系弁 [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>ジェットポンプ [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉圧力容器</td> <td>ブラケット支持</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>低圧炉心スプレイスポンプ</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2管</td> <td>低圧炉心スプレイス配管 [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2弁</td> <td>低圧炉心スプレイス弁 [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>低圧炉心スプレイスストレーナ [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>低圧炉心スプレイススパージヤ [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉圧力容器</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ</td> <td>S</td> <td>海水ポンプ室</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)海水系ストレーナ [管路]</td> <td>S</td> <td>海水ポンプ室</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2容器</td> <td>原子炉補機冷却水系熱交換器</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>高圧炉心スプレイス補機冷却水ポンプ</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>高圧炉心スプレイス補機冷却海水ポンプ</td> <td>S</td> <td>海水ポンプ室</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	種別区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	SAクラス2ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系(注水系)弁 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイスポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定		—	高圧炉心スプレイスストレーナ [管路]	S	原子炉格納容器	ボルト固定		SAクラス2弁	HPCS注入隔離弁	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2ポンプ	残留熱除去系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2管	原子炉再循環系配管 [管路]	S	原子炉格納容器	サポート固定		SAクラス2弁	原子炉再循環系弁 [管路]	S	原子炉格納容器	サポート固定		—	ジェットポンプ [管路]	S	原子炉圧力容器	ブラケット支持		SAクラス2ポンプ	低圧炉心スプレイスポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2管	低圧炉心スプレイス配管 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2弁	低圧炉心スプレイス弁 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定		—	低圧炉心スプレイスストレーナ [管路]	S	原子炉格納容器	ボルト固定		—	低圧炉心スプレイススパージヤ [管路]	S	原子炉圧力容器	ボルト固定		SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却海水ポンプ	S	海水ポンプ室	ボルト固定		—	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)海水系ストレーナ [管路]	S	海水ポンプ室	ボルト固定		SAクラス2容器	原子炉補機冷却水系熱交換器	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイス補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイス補機冷却海水ポンプ	S	海水ポンプ室	ボルト固定		<p>(7) 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ((4), (6)を兼ねるものを除く)</p> <table border="1" data-bbox="1296 201 1874 860"> <thead> <tr> <th>種別区分</th> <th>設備名称</th> <th>耐震重要度分類</th> <th>設置場所</th> <th>設置方式</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SAクラス2弁</td> <td>タービン駆動補助水ポンプ駆動系吸入弁</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>A-駆圧注入ポンプ</td> <td>S</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2容器</td> <td>原子炉補機冷却水冷却器</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ</td> <td>S</td> <td>取水ビットポンプ室</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2</td> <td>原子炉補機冷却海水設備配管・ホストレーナ [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋 ディーゼル発電機棟 取水ビットポンプ室 原子炉補機冷却海水ポンプ吸入ストレーナ室 原子炉補機冷却海水ダクト</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2弁</td> <td>安全注入ポンプ再循環ポンプ吸入口C/V外側隔離弁 [汽坑]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2弁</td> <td>A-安全注入ポンプ再循環ポンプ吸入口C/V外側隔離弁 [管路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>高圧注入流量</td> <td>S</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>低圧注入流量</td> <td>S</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>補機給水流量</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>原子炉補機冷却水サージタンク水位</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>補機給水ビット水位</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>蒸気発生器水位(広域)</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>モ-ム、蒸気発電</td> <td>S</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2容器</td> <td>格納容器スプレイス冷却器</td> <td>S</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>ボルト・サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>ディーゼル発電機</td> <td>S</td> <td>ディーゼル発電機棟</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>ディーゼル発電機燃料油サービスタンク</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	種別区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考	SAクラス2弁	タービン駆動補助水ポンプ駆動系吸入弁	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2ポンプ	A-駆圧注入ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		SAクラス2容器	原子炉補機冷却水冷却器	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定		SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却海水ポンプ	S	取水ビットポンプ室	ボルト固定		SAクラス2	原子炉補機冷却海水設備配管・ホストレーナ [管路]	S	原子炉建屋 ディーゼル発電機棟 取水ビットポンプ室 原子炉補機冷却海水ポンプ吸入ストレーナ室 原子炉補機冷却海水ダクト	ボルト・サポート固定		SAクラス2弁	安全注入ポンプ再循環ポンプ吸入口C/V外側隔離弁 [汽坑]	S	原子炉建屋	サポート固定		SAクラス2弁	A-安全注入ポンプ再循環ポンプ吸入口C/V外側隔離弁 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定		器具	高圧注入流量	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定		器具	低圧注入流量	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定		器具	補機給水流量	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定		器具	原子炉補機冷却水サージタンク水位	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定		器具	補機給水ビット水位	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定		器具	蒸気発生器水位(広域)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定		器具	モ-ム、蒸気発電	S	原子炉補助建屋	ボルト固定		SAクラス2容器	格納容器スプレイス冷却器	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定		火力技術基準	ディーゼル発電機	S	ディーゼル発電機棟	ボルト固定		火力技術基準	ディーゼル発電機燃料油サービスタンク	S	原子炉建屋	ボルト固定		<p>・記載方針の相違 【玄海3/4】 ①の相違</p>
種別区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考																																																																																																																																																																																																																																																				
SAクラス2ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系(注水系)弁 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイスポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
—	高圧炉心スプレイスストレーナ [管路]	S	原子炉格納容器	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2弁	HPCS注入隔離弁	S	原子炉建屋	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	残留熱除去系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2管	原子炉再循環系配管 [管路]	S	原子炉格納容器	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2弁	原子炉再循環系弁 [管路]	S	原子炉格納容器	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
—	ジェットポンプ [管路]	S	原子炉圧力容器	ブラケット支持																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	低圧炉心スプレイスポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2管	低圧炉心スプレイス配管 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2弁	低圧炉心スプレイス弁 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
—	低圧炉心スプレイスストレーナ [管路]	S	原子炉格納容器	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
—	低圧炉心スプレイススパージヤ [管路]	S	原子炉圧力容器	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却海水ポンプ	S	海水ポンプ室	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
—	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)海水系ストレーナ [管路]	S	海水ポンプ室	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2容器	原子炉補機冷却水系熱交換器	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイス補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイス補機冷却海水ポンプ	S	海水ポンプ室	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
種別区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考																																																																																																																																																																																																																																																				
SAクラス2弁	タービン駆動補助水ポンプ駆動系吸入弁	S	原子炉建屋	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	A-駆圧注入ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2容器	原子炉補機冷却水冷却器	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却海水ポンプ	S	取水ビットポンプ室	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2	原子炉補機冷却海水設備配管・ホストレーナ [管路]	S	原子炉建屋 ディーゼル発電機棟 取水ビットポンプ室 原子炉補機冷却海水ポンプ吸入ストレーナ室 原子炉補機冷却海水ダクト	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2弁	安全注入ポンプ再循環ポンプ吸入口C/V外側隔離弁 [汽坑]	S	原子炉建屋	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2弁	A-安全注入ポンプ再循環ポンプ吸入口C/V外側隔離弁 [管路]	S	原子炉建屋	サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
器具	高圧注入流量	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
器具	低圧注入流量	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
器具	補機給水流量	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
器具	原子炉補機冷却水サージタンク水位	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
器具	補機給水ビット水位	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
器具	蒸気発生器水位(広域)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
器具	モ-ム、蒸気発電	S	原子炉補助建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
SAクラス2容器	格納容器スプレイス冷却器	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定																																																																																																																																																																																																																																																					
火力技術基準	ディーゼル発電機	S	ディーゼル発電機棟	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					
火力技術基準	ディーゼル発電機燃料油サービスタンク	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																																																																																																																																																					

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																								
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>機種区分</th> <th>設備名称</th> <th>耐震重要度 分類</th> <th>設置場所</th> <th>設置方式</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SAクラス2管</td> <td>高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)配管 [流路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋 原子炉機器冷却海水配管ダクト 海水ポンプ室</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2管</td> <td>高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)弁 [流路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋 原子炉機器冷却海水配管ダクト 海水ポンプ室</td> <td>サポート固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)海水系ストレーナ [流路]</td> <td>S</td> <td>海水ポンプ室</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2蓄器</td> <td>高圧炉心スプレイト補機冷却水系サージタンク [流路]</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SAクラス2蓄器</td> <td>高圧炉心スプレイト補機冷却水系熱交換器</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>S</td> <td>軽油タンク室</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電機</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>S</td> <td>軽油タンク室</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>火力技術基準</td> <td>高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電設備燃料デイトンク</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>装置</td> <td>12SV蓄電池2H</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>瓶</td> <td>12SV充電器2H</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>高圧炉心スプレイト系ポンプ出口流量</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>原子炉補機冷却水系系統流量</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>残留熱除去熱交換器冷却水入口流量</td> <td>C</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>高圧炉心スプレイト系ポンプ出口圧力</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>低圧炉心スプレイト系ポンプ出口圧力</td> <td>C</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考	SAクラス2管	高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉機器冷却海水配管ダクト 海水ポンプ室	サポート固定		SAクラス2管	高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉機器冷却海水配管ダクト 海水ポンプ室	サポート固定		—	高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)海水系ストレーナ [流路]	S	海水ポンプ室	ボルト固定		SAクラス2蓄器	高圧炉心スプレイト補機冷却水系サージタンク [流路]	S	原子炉建屋	ボルト固定		SAクラス2蓄器	高圧炉心スプレイト補機冷却水系熱交換器	S	原子炉建屋	ボルト固定		火力技術基準	非常用ディーゼル発電機	S	原子炉建屋	ボルト固定		火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	S	軽油タンク室	ボルト固定		火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク	S	原子炉建屋	ボルト固定		火力技術基準	高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電機	S	原子炉建屋	ボルト固定		火力技術基準	高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	S	軽油タンク室	ボルト固定		火力技術基準	高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電設備燃料デイトンク	S	原子炉建屋	ボルト固定		装置	12SV蓄電池2H	S	原子炉建屋	ボルト固定		瓶	12SV充電器2H	S	原子炉建屋	ボルト固定		器具	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定		器具	高圧炉心スプレイト系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定		器具	原子炉補機冷却水系系統流量	S	原子炉建屋	ボルト固定		器具	残留熱除去熱交換器冷却水入口流量	C	原子炉建屋	ボルト固定		器具	高圧炉心スプレイト系ポンプ出口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定		器具	低圧炉心スプレイト系ポンプ出口圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定			
機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考																																																																																																																						
SAクラス2管	高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉機器冷却海水配管ダクト 海水ポンプ室	サポート固定																																																																																																																							
SAクラス2管	高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉機器冷却海水配管ダクト 海水ポンプ室	サポート固定																																																																																																																							
—	高圧炉心スプレイト補機冷却水系(高圧炉心スプレイト補機冷却海水系を含む。)海水系ストレーナ [流路]	S	海水ポンプ室	ボルト固定																																																																																																																							
SAクラス2蓄器	高圧炉心スプレイト補機冷却水系サージタンク [流路]	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
SAクラス2蓄器	高圧炉心スプレイト補機冷却水系熱交換器	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
火力技術基準	非常用ディーゼル発電機	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	S	軽油タンク室	ボルト固定																																																																																																																							
火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
火力技術基準	高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電機	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
火力技術基準	高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	S	軽油タンク室	ボルト固定																																																																																																																							
火力技術基準	高圧炉心スプレイト系ディーゼル発電設備燃料デイトンク	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
装置	12SV蓄電池2H	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
瓶	12SV充電器2H	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	高圧炉心スプレイト系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	原子炉補機冷却水系系統流量	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	残留熱除去熱交換器冷却水入口流量	C	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	高圧炉心スプレイト系ポンプ出口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	低圧炉心スプレイト系ポンプ出口圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>機種区分</th> <th>設備名称</th> <th>耐震重要度 分類</th> <th>設置場所</th> <th>設置方式</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>器具</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口圧力</td> <td>C</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>6-2H母線電圧</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>器具</td> <td>HVCS12V直流主母線電圧</td> <td>S</td> <td>原子炉建屋</td> <td>ボルト固定</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考	器具	残留熱除去系ポンプ出口圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定		器具	残留熱除去系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定		器具	6-2H母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定		器具	HVCS12V直流主母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																													
機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考																																																																																																																						
器具	残留熱除去系ポンプ出口圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	残留熱除去系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	6-2H母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							
器具	HVCS12V直流主母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定																																																																																																																							

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震による荷重の組合せについて	39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	
<p>目次</p> <p>1. はじめに</p> <p>2. 基準の規定内容</p> <p>2.1 設置許可基準規則 第39条 (SA施設) の規定内容</p> <p>2.2 設置許可基準規則 第4条 (DB施設) の規定内容</p> <p>2.3 JEAG4601の規定内容</p> <p>3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針</p> <p>4. 荷重の組合せの検討手順</p> <p>5. 荷重の組合せの検討結果</p> <p>5.1 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>5.2 荷重の組合せの検討結果</p> <p>5.2.1 全般施設</p> <p>5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</p> <p>5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>5.2.4 SA施設の支持構造物</p> <p>6. 許容応力状態の検討結果</p> <p>6.1 全般施設</p> <p>6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</p> <p>6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>6.4 SA施設の支持構造物</p> <p>7. まとめ</p>	<p>目次</p> <p>1. はじめに</p> <p>2. 基準の規定内容</p> <p>2.1 設置許可基準規則第39条(SA 施設)の規定内容</p> <p>2.2 設置許可基準規則第4条(DB 施設)の規定内容</p> <p>2.3 JEAG4601 の記載内容</p> <p>3. SA 施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針</p> <p>4. 荷重の組合せの検討手順</p> <p>5. 荷重の組合せの検討結果</p> <p>5.1 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>5.2 荷重の組合せの検討結果</p> <p>5.2.1 全般施設</p> <p>5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</p> <p>5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>5.2.4 SA 施設の支持構造物</p> <p>6. 許容応力状態の検討結果</p> <p>6.1 全般施設</p> <p>6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</p> <p>6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>6.4 SA 施設の支持構造物</p> <p>7. まとめ</p>	<p>目次</p> <p>1. はじめに</p> <p>2. 基準の規定内容</p> <p>2.1 設置許可基準規則第39条 (SA施設) の規定内容</p> <p>2.2 設置許可基準規則第4条 (DB施設) の規定内容</p> <p>2.3 JEAG4601の規定内容</p> <p>3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針</p> <p>4. 荷重の組合せの検討手順</p> <p>5. 荷重の組合せの検討結果</p> <p>5.1 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>5.2 荷重の組合せの検討結果</p> <p>5.2.1 全般施設</p> <p>5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</p> <p>5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>5.2.4 SA施設の支持構造物</p> <p>6. 許容応力状態の検討結果</p> <p>6.1 全般施設</p> <p>6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</p> <p>6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>6.4 SA施設の支持構造物</p> <p>7. まとめ</p>	<p>目次</p> <p>1. はじめに</p> <p>2. 基準の規定内容</p> <p>2.1 設置許可基準規則 第39条 (SA施設) の規定内容</p> <p>2.2 設置許可基準規則 第4条 (DB施設) の規定内容</p> <p>2.3 JEAG4601の規定内容</p> <p>3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針</p> <p>4. 荷重の組合せの検討手順</p> <p>5. 荷重の組合せの検討結果</p> <p>5.1 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>5.2 荷重の組合せの検討結果</p> <p>5.2.1 全般施設</p> <p>5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</p> <p>5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>5.2.4 SA施設の支持構造物</p> <p>6. 許容応力状態の検討結果</p> <p>6.1 全般施設</p> <p>6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</p> <p>6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>6.4 SA施設の支持構造物</p> <p>7. まとめ</p>	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載を踏まえた表現であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載を踏まえた表現であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p>
<p>(補足1) SA施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>(補足2) 事象発生確率の考え方</p>	<p>(補足1) SA 施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>(補足2) 事象発生確率の考え方</p>	<p>泊との比較のために記載の順番を入れ替え</p> <p>(補足2) SA施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>(補足1) 事象発生確率の考え方</p>	<p>(補足1) SA 施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>(補足2) 事象発生確率の考え方</p>	
<p>(補足3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について</p>	<p>(補足3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について</p>	<p>(補足3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について</p>	<p>(補足3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について</p>	
<p>(補足4) 重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間 (圧力低減方策) について</p>	<p>[参考8] 重大事故等時の長期安定冷却手段について</p>	<p>[参考9] 重大事故等時の長期安定冷却手段について</p>	<p>(補足4) 重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間 (圧力低減方策) について</p>	<p>・PWRでは圧力低減方策を踏まえた継続時間を検討していることによる資料名称の相違であり、事故後長期の対応について記載しているという点で同等である</p>
<p>(補足5) DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由</p>	<p>(補足4) DBA による履歴を考慮しなくてよい理由</p>	<p>(補足4) DBA による履歴を考慮しなくてよい理由</p>	<p>(補足5) DBA による履歴を考慮しなくてよい理由</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備、事故シーケンス、荷重条件の網羅性について</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故等時の荷重条件の妥当性について</p>	<p>添付資料 添付資料-1 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>添付資料-2 地震動の年超過確率</p> <p>添付資料-3 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>添付資料-4 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>添付資料-5 対象設備、事故シーケンス、荷重条件の網羅性について</p> <p>添付資料-6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>添付資料-7 荷重の組合せ表</p> <p>添付資料-8 重大事故等時の荷重条件の妥当性について</p> <p>添付資料-9 女川2号炉における運転状態V(LL)の適切性について</p>	<p>添付資料 1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の年超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備、事故シーケンス、荷重条件の網羅性について</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故等時の荷重条件等の妥当性について</p> <p>9. 島根原子力発電所2号炉における運転状態V(LL)の適切性について</p>	<p>添付資料 1. 事故シーケンスグループ等における主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の年超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備、事故シーケンスグループ等、荷重条件の網羅性について</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故等時の荷重条件の妥当性について</p>	<p>・記載表現の相違 【玄海3/4, 女川2, 島根2】 設置許可基準規則において定義されている事故シーケンスグループ及び格納容器破損モード別に主要な重大事故等対処施設を記載していることから「事故シーケンスグループ等」としている 以下、同様</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・記載表現の違いによる相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・継続事象の相違 【女川2, 島根2】 泊3号炉では、有効性評価結果から、比較的短期でDBA条件(温度, 圧力等)になることを確認していることによる相違 なお、先行PWRプラントと同様の組合せの方針である (以下①の相違)</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
	<p><u>添付資料-10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</u></p>	<p><u>10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</u></p>		<p>・評価方針の相違 【女川2，島根2】 女川2号炉，島根2号炉では，有効性評価においてPCVの圧力・温度が最高ではない格納容器過圧・過温破損を耐震評価で用いる荷重として選定しており，その理由を解析の想定保守性と確率の観点から説明しているが，泊3号炉ではC/Vの圧力・温度が最も厳しくなるシナリオを選定している</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] CCV規格 (抜粋)</p> <p>[参考7] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考8] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p> <p>[参考9] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p> <p>[参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p> <p>[参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【玄海3/4】 玄海3/4は、原子炉格納容器がPCCVであることからCCV規格を参照しているが、泊3号炉は、原子炉格納容器は鋼製でありCCV規格を参照していないことによる相違 ・有効性評価における記載を踏まえて「限界温度・圧力」としていることによる相違であり、実質的な相違なし ・記載方針の相違 【女川2】 泊3号炉では、DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件を比較している

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. はじめに 重大事故等*1 (以下「SA」という。)の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設*2 (以下「SA施設」という。)については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、さらにSAが長期にわたり継続することを念頭に、SAにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にSA施設の耐震設計に対する考え方を示す。 ※1:「重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く)又は重大事故」を総称して重大事故等という。 ※2:常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される<u>重大事故等対処施設</u>については、代替する機能を有する設計基準対象施設の耐震クラスの評価に用いる地震力を適用する。</p> <p>【SA施設の耐震設計の位置づけ】 設計基準対象施設(以下「DB施設」という。)が十分に機能せず設計基準事故(以下「DBA」という。)を超える事象が発生した場合に備え、SA施設は、SA時においても、必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに、常設の施設、可搬型の設備又はその組合せによる設備対策だけでなく、マネジメントによる対策などの多様性を活かしてSAに対処する。</p> <p>具体的には、</p> <p>① SA施設は、SA時を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行う。</p> <p>② 可搬設備等を活用することにより、事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ、頑健性を高めるとする。</p>	<p>1. はじめに 重大事故等*1 (以下「SA」という。)の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設*2(以下「SA施設」という。)については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、さらにSAが長期にわたり継続することを念頭に、SAにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にSA施設の耐震設計に対する考え方を示す。 ※1:「重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く)又は重大事故」を総称して重大事故等という。 ※2:常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備については、代替する設備の耐震<u>重要度分類</u>のクラスに適用される地震力を適用する。</p> <p>【SA施設の耐震設計の位置づけ】 設計基準事故対処設備(以下「DB施設」という。)が十分に機能せず設計基準事故(以下「DBA」という。)を超える事象が発生した場合に備え、SA施設は、SA時においても、必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに、常設の施設、可搬型の設備又はその組合せによる設備対策だけでなく、マネジメントによる対策などの多様性を活かしてSAに対処する。</p> <p>具体的には、</p> <p>① SA施設は、SA時を含む各運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行う</p> <p>② 可搬設備等を活用することにより、事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ、頑健性を高めるとする。</p>	<p>1. はじめに 重大事故等*1 (以下「SA」という。)の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設*2 (以下「SA施設」という。)については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、さらにSAが長期にわたり継続することを念頭に、SAにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にSA施設の耐震設計に対する考え方を示す。 ※1:「重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く)又は重大事故」を総称して重大事故等という。 ※2:常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備については、代替する設備の耐震クラスに適用される地震力を適用する。</p> <p>【SA施設の耐震設計の位置づけ】 設計基準事故対処設備(以下「DB施設」という。)が十分に機能せず設計基準事故(以下「DBA」という。)を超える事象が発生した場合に備え、SA施設は、SA時においても、必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに、常設の施設、可搬型の設備又はその組合せによる設備対策だけでなく、マネジメントによる対策等の多様性を活かしてSAに対処する。</p> <p>具体的には、以下の方針とする。</p> <p>① SA施設は、SA時を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。</p> <p>② 可搬設備等を活用することにより、事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ、頑健性を高める。</p>	<p>1. はじめに 重大事故等*1 (以下「SA」という。)の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設*2 (以下「SA施設」という。)については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、さらにSAが長期にわたり継続することを念頭に、SAにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にSA施設の耐震設計に対する考え方を示す。 ※1:「重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く)又は重大事故」を総称して重大事故等という。 ※2:常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備については、代替する設備の耐震クラスに適用される地震力を適用する。</p> <p>【SA施設の耐震設計の位置づけ】 設計基準事故対処設備(以下「DB施設」という。)が十分に機能せず設計基準事故(以下「DBA」という。)を超える事象が発生した場合に備え、SA施設は、SA時においても、必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに、常設の施設、可搬型の設備又はその組合せによる設備対策だけでなく、マネジメントによる対策等の多様性を活かしてSAに対処する。</p> <p>具体的には、<u>以下の方針とする。</u></p> <p>① SA施設は、SA時を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行う。</p> <p>② 可搬設備等を活用することにより、事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ、頑健性を高める。</p>	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>・別記2を踏まえた表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上の内容を踏まえ、①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるにあたり、SA施設については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)」(以下「設置許可基準規則」という。)<u>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成26年7月9日原子力規制委員会決定)」(以下「設置許可基準規則解釈」という。)</u>及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J EAG4601・補-1984」、「原子力発電所耐震設計技術指針 J EAG4601-1991 追補版」(社)日本電気協会(以下「J EAG4601」という。)等の規格・基準に基づき、検討を実施した。</p> <p>2. 基準の規定内容 SA施設、DB施設の耐震性の要求は、それぞれ設置許可基準規則 第39条、第4条に規定されている。そこで、SA施設及びDB施設について、耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。</p> <p>2.1 設置許可基準規則 第39条(SA施設)の規定内容 (1) SA施設の耐震性については、設置許可基準規則の第39条に規定されている。[参考1] (2) SA施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則の第39条第1項第1号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。[参考1] (3) SA施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則の第39条第1項第2号において、「第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。」が求められている。[参考1]これは、DB施設の耐震B、Cクラス施設と同等の設計とすることが要求されているものであるが、耐震B、Cクラス施設は事故時荷重と地震との組合せを実施しないため、本資料では省略する。</p>	<p>以上の内容を踏まえ、①に記載の具体的な設計条件を決めるにあたり、SA施設については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)」(以下「設置許可基準規則」という。)<u>「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J EAG4601・補-1984」</u>、「原子力発電所耐震設計技術指針 J EAG4601-1987」<u>、「原子力発電所耐震設計技術指針 J EAG4601-1991 追補版」</u>(社)日本電気協会(以下「J EAG4601」という。)等の規格・基準に基づき、検討を実施した。</p> <p>2. 基準の規定内容 SA施設、DB施設の耐震性の要求は、それぞれ設置許可基準規則第39条、第4条に規定されている。そこで、SA施設及びDB施設について、耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。</p> <p>2.1 設置許可基準規則第39条(SA施設)の規定内容 (1) SA施設の耐震性については、設置許可基準規則の第39条に規定されている。[参考1] (2) SA施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則の第39条第1項第1号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。[参考1] (3) SA施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則の第39条第1項第2号において、「第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。」が求められている。[参考1]これは、DB施設の耐震B、Cクラスと同等の設計とすることが要求されているものであるが、耐震B、Cクラスは事故時荷重との組合せを実施しないため、本資料では省略する。</p>	<p>以上の内容を踏まえ、①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるにあたり、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)」(以下「設置許可基準規則」という。)<u>及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J EAG4601・補-1984」</u>、「原子力発電所耐震設計技術指針 J EAG4601-1987」<u>、「原子力発電所耐震設計技術指針 J EAG4601-1991 追補版」</u>(社)日本電気協会(以下総称して「J EAG4601」という。)等の規格・基準に基づき、検討を実施した。</p> <p>2. 基準の規定内容 SA施設、DB施設の耐震性の要求は、それぞれ設置許可基準規則第39条、第4条に規定されている。そこで、SA施設及びDB施設について、耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。</p> <p>2.1 設置許可基準規則第39条(SA施設)の規定内容 (1) SA施設の耐震性については、設置許可基準規則の第39条に規定されている。[参考1] (2) SA施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則の第39条第1項第1号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。[参考1] (3) SA施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則の第39条第1項第2号において、「第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。」が求められている。[参考1]これは、DB施設のB、Cクラスと同等の設計とすることが要求されているものであるが、B、Cクラスは事故時荷重との組合せを実施しないため、本資料では検討を省略する。</p>	<p>以上の内容を踏まえ、①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるにあたり、SA施設については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)」(以下「設置許可基準規則」という。)<u>及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J EAG4601・補-1984」</u>、「原子力発電所耐震設計技術指針 J EAG4601-1987」<u>、「原子力発電所耐震設計技術指針 J EAG4601-1991 追補版」</u>(社)日本電気協会(以下総称して「J EAG4601」という。)等の規格・基準に基づき、検討を実施した。</p> <p>2. 基準の規定内容 SA施設、DB施設の耐震性の要求は、それぞれ設置許可基準規則 第39条、第4条に規定されている。そこで、SA施設及びDB施設について、耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。</p> <p>2.1 設置許可基準規則 第39条(SA施設)の規定内容 (1) SA施設の耐震性については、設置許可基準規則の第39条に規定されている。[参考1] (2) SA施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則の第39条第1項第1号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。[参考1] (3) SA施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則の第39条第1項第2号において、「第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。」が求められている。[参考1]これは、DB施設の耐震B、Cクラスと同等の設計とすることが要求されているものであるが、耐震B、Cクラスは事故時荷重との組合せを実施しないため、本資料では検討を省略する。</p>	<p>・記載表現の適正化に伴う相違であり、実質的な相違なし ・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし ・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) SA施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則第39条第1項第3号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。【参考1】</p> <p>(5) 設置許可基準規則の第39条の解釈において、「第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。」とされている。【参考1】</p> <p>2.2 設置許可基準規則 第4条 (DB施設) の規定内容</p> <p>(1) DB施設の耐震性については、設置許可基準規則の第4条に規定されている。【参考2】</p> <p>(2) 耐震Sクラス施設については、設置許可基準規則の第4条第3項において、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とされている。【参考2】</p> <p>(3) 設置許可基準規則の第4条の解釈において、「別記2のとおりとする。」とされている。【参考2】</p> <p>(4) 基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則解釈の別記2(以下「別記2」という。)において、「建物・構築物については、常時作</p>	<p>なお、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。</p> <p>(4) SA 施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置されるSA 施設については、設置許可基準規則第39条第1項第3号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。【参考1】</p> <p>(5) 設置許可基準規則の第39条の解釈において、「第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。」とされている。【参考1】</p> <p>2.2 設置許可基準規則第4条(DB 施設)の規定内容</p> <p>(1) DB 施設の耐震性については、設置許可基準規則の第4条に規定されている。【参考2】</p> <p>(2) 耐震Sクラス施設については、設置許可基準規則の第4条第3項において、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とされている。【参考2】</p> <p>(3) 設置許可基準規則の第4条の解釈において、「別記2のとおりとする。」とされている。【参考2】</p> <p>(4) 基準地震動S_sによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則解釈第4条の解釈の別記2(以下「別記2」という。)において、「建物・構築物について</p>	<p>なお、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。</p> <p>(4) SA施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則第39条第1項第3号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。【参考1】</p> <p>(5) 設置許可基準規則の第39条の解釈において、「第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。」とされている。【参考1】</p> <p>2.2 設置許可基準規則第4条(DB施設)の規定内容</p> <p>(1) DB施設の耐震性については、設置許可基準規則の第4条に規定されている。【参考2】</p> <p>(2) Sクラス施設については、設置許可基準規則の第4条第3項において、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とされている。【参考2】</p> <p>(3) 設置許可基準規則の第4条の解釈において、「別記2のとおりとする。」とされている。【参考2】</p> <p>(4) 建物・構築物が基準地震動S_sによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則解釈第4条の別記2(以下「別記2」という。)において、「建物・構築</p>	<p>なお、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。</p> <p>(4) SA 施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置される SA 施設については、設置許可基準規則第 39 条第 1 項第 3 号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。【参考1】</p> <p>(5) 設置許可基準規則の第 39 条の解釈において、「第 39 条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。」とされている。【参考1】</p> <p>2.2 設置許可基準規則 第4条 (DB 施設) の規定内容</p> <p>(1) DB 施設の耐震性については、設置許可基準規則の第4条に規定されている。【参考2】</p> <p>(2) 耐震Sクラス施設については、設置許可基準規則の第4条第3項において、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とされている。【参考2】</p> <p>(3) 設置許可基準規則の第4条の解釈において、「別記2のとおりとする。」とされている。【参考2】</p> <p>(4) 建物・構築物が基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則解釈第4条の別記2(以下「別記2」という。)において、「建物・構築物に</p>	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【玄海3/4】</p> <p>泊3では、先行審査実績を踏まえて、新たに重大事故等対処設備(設計基準拡張)の設備分類を設定したことによる相違</p> <p>(以下②の相違)</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p> <p>・主語の明確化による相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3号炉（2017.1.10版）	女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。【参考3】</p> <p>(5) 基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、別記2において、「機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。 なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」が求められている。【参考3】</p> <p>(6) 別記2において、「運転時の異常な過渡変化及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、<u>いったん</u>事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。【参考3】</p> <p>2.3 JEAG4601の規定内容 「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において、「規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に」組み合わせることとされていることから、JEAG4601における規定内容を以下のとおり整理した。</p>	<p>は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。【参考3】</p> <p>(5) 基準地震動S_sによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、別記2において、「機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。 なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」が求められている。【参考3】</p> <p>(6) 別記2において、「運転時の異常な過渡変化及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、<u>いったん</u>事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。【参考3】</p> <p>2.3 JEAG4601 の記載内容 「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において、「規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に」組み合わせることとされていることから、JEAG4601 における記載内容を以下のとおり整理した。【参考4】</p>	<p>物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。【参考3】</p> <p>(5) 機器・配管系が基準地震動S_sによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、別記2において、「機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。 なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」が求められている。【参考3】</p> <p>(6) 別記2において、「運転時の異常な過渡変化及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、<u>いったん</u>事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。【参考3】</p> <p>2.3 JEAG4601 の規定内容 「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において、「規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に」組み合わせることとされている。【参考4】 これを踏まえ、JEAG4601における記載内容を以下のとおり整理した。</p>	<p>については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。【参考3】</p> <p>(5) 機器・配管系が基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、別記2において、「機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。 なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」が求められている。【参考3】</p> <p>(6) 別記2において、「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、<u>一旦</u>事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。【参考3】</p> <p>2.3 JEAG4601 の規定内容 「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において、「規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に」組み合わせることとされていることから、JEAG4601 における規定内容を以下のとおり整理した。</p>	<p>【女川2，島根2】 設置許可基準規則や泊3号炉の添付書類と整合を取り「基準地震動」に統一した記載としており、実質的な相違はない 以下、同様 ・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・主語の明確化による相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・別記2の記載表現に合わせたことによる相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし ・記載表現の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 荷重の組合せ</p> <p>JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、荷重の組合せに関する記載としては、以下のとおり。</p> <p>・「その発生確率が10^{-7}回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態Ⅰ～Ⅳに含めない。」とされている。</p> <p>・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは、組合せなければならない。」とされている。</p> <p>・地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組合せざるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。</p> <p>以上の規定内容に基づき、JEAG4601において組み合わせるべき荷重を整理したものを表1に示す。</p> <p>表1では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が10^{-7}/炉年以下となるものは組合せが不要となっている。</p>	<p>(1) 荷重の組合せ</p> <p>JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、荷重の組合せに関する記載としては、以下のとおり。</p> <p>・「その発生確率が10^{-7}回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態Ⅰ～Ⅳには含めない。」とされている。</p> <p>・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは、組合せなければならない。」とされている。</p> <p>・地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組合せざるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。</p> <p>以上の記載内容に基づき、JEAG4601において組み合わせるべき荷重を整理したものを表2.3.1に示す。</p> <p>表2.3.1では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が10^{-7}/炉年以下となるものは組合せが不要となっている。</p>	<p>(1) 荷重の組合せ</p> <p>JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、荷重の組合せに関する記載は、以下のとおり。</p> <p>・「その発生確率が10^{-7}回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態Ⅰ～Ⅳに含めない。」とされている。</p> <p>・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは、組合せなければならない。」とされている。</p> <p>・地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組合せざるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。</p> <p>以上の記載内容に基づき、JEAG4601において組み合わせるべき荷重を整理したものを表2.3-1表に示す。</p> <p>表2.3-1表では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が10^{-7}/炉年以下となるものは組合せが不要となっている。</p>	<p>(1) 荷重の組合せ</p> <p>JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、荷重の組合せに関する記載は、以下のとおりである。</p> <p>・「その発生確率が10^{-7}回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態Ⅰ～Ⅳには含めない。」とされている。</p> <p>・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは、組合せなければならない。」とされている。</p> <p>・地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組合せざるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。</p> <p>以上の記載内容に基づき、JEAG4601において組み合わせるべき荷重を整理したものを表1に示す。</p> <p>表1では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が10^{-7}/炉年以下となるものは組合せが不要となっている。</p>	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・泊3号炉ではJEAG4601と同様の記載にしており、実質的な相違はない以下、同様</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

表1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率	1	10 ⁻¹	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶	10 ⁻⁷	10 ⁻⁸	10 ⁻⁹	10 ⁻¹⁰
運転状態の発生確率 (1/年)	I	II	III	IV							
基準地震動の発生確率 (1/年)			S ₁	S ₂							
従属事象	S ₂ 従属										
基準地震動 S ₁ との組合せ	1分以内										S ₁ +II
1時間以内										S ₁ +II	S ₁ +III
1日以内										S ₁ +II	S ₁ +III
1年以内										S ₁ +II	S ₁ +III
従属事象	S ₂ 従属										
基準地震動 S ₂ との組合せ	1分以内										
1時間以内											S ₂ +II
1日以内											S ₂ +II
1年以内											S ₂ +II

注: (1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が10⁻⁷以下となり組合せが必要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₁ の発生確率は10⁻⁴~10⁻⁷/サイト・年と推定されるが、ここでは5×10⁻⁴~10⁻⁷/サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

JEAG4601・補-1984抜粋

(2) 運転状態と許容応力状態
 JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり、プラントの運転状態Ⅰ~Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ_A~Ⅳ_A及び、地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態Ⅲ_AS、Ⅳ_ASを定義している。

【運転状態】
 運転状態Ⅰ：告示の運転状態Ⅰの状態
 運転状態Ⅱ：告示の運転状態Ⅱの状態
 運転状態Ⅲ：告示の運転状態Ⅲの状態
 運転状態(長期)Ⅳ(L)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち、長期間のものが作用している状態
 運転状態(短期)Ⅳ(S)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち、短期間のもの(例:JET, JET反力、冷水注入による過渡現象等)が作用している状態

表2.3.1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率	1	10 ⁻¹	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶	10 ⁻⁷	10 ⁻⁸	10 ⁻⁹	10 ⁻¹⁰
運転状態の発生確率 (1/年)	I	II	III	IV							
基準地震動の発生確率 (1/年)			S ₁	S ₂							
従属事象	S ₂ 従属										
基準地震動 S ₁ との組合せ	1分以内										S ₁ +II
1時間以内											S ₁ +II
1日以内											S ₁ +II
1年以内											S ₁ +II
従属事象	S ₂ 従属										
基準地震動 S ₂ との組合せ	1分以内										
1時間以内											S ₂ +II
1日以内											S ₂ +II
1年以内											S ₂ +II

注: (1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が10⁻⁷以下となり組合せが必要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₂ の発生確率は10⁻⁷~10⁻⁹/サイト・年と推定されるが、ここでは5×10⁻⁷~10⁻⁹/サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

JEAG4601・補-1984抜粋

(2) 運転状態と許容応力状態
 JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり、プラントの運転状態Ⅰ~Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ_A~Ⅳ_A及び、地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態Ⅲ_AS、Ⅳ_ASを定義している。

【運転状態】
 運転状態Ⅰ：告示の運転状態Ⅰの状態
 運転状態Ⅱ：告示の運転状態Ⅱの状態
 運転状態Ⅲ：告示の運転状態Ⅲの状態
 運転状態(長期)Ⅳ(L)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち、長期間のものが作用している状態
 運転状態(短期)Ⅳ(S)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち、短期間のもの(例:JET, JET反力、冷水注入による過渡現象等)が作用している状態

第2.3-1表 運転状態と地震動との組合せの確率的評価 (JEAG4601・補-1984抜粋)

発生確率	1	10 ⁻¹	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶	10 ⁻⁷	10 ⁻⁸	10 ⁻⁹	10 ⁻¹⁰
運転状態の発生確率 (1/年)	I	II	III	IV							
基準地震動の発生確率 (1/年)			S ₁	S ₂							
従属事象	S ₂ 従属										
基準地震動 S ₁ との組合せ	1分以内										S ₁ +II
1時間以内											S ₁ +II
1日以内											S ₁ +II
1年以内											S ₁ +II
従属事象	S ₂ 従属										
基準地震動 S ₂ との組合せ	1分以内										
1時間以内											S ₂ +II
1日以内											S ₂ +II
1年以内											S ₂ +II

注: (1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が10⁻⁷以下となり組合せが必要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₁ の発生確率は10⁻⁴~10⁻⁷/サイト・年と推定されるが、ここでは5×10⁻⁴~10⁻⁷/サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

JEAG4601・補-1984抜粋

(2) 運転状態と許容応力状態
 JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり、プラントの運転状態Ⅰ~Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ_A~Ⅳ_A及び、地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態Ⅲ_AS、Ⅳ_ASを定義している。

【運転状態】
 運転状態Ⅰ：告示の運転状態Ⅰの状態
 運転状態Ⅱ：告示の運転状態Ⅱの状態
 運転状態Ⅲ：告示の運転状態Ⅲの状態
 運転状態(長期)Ⅳ(L)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち、長期間のものが作用している状態
 運転状態(短期)Ⅳ(S)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち、短期間のもの(例:JET, JET反力、冷水注入による過渡現象等)が作用している状態

表1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率	1	10 ⁻¹	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶	10 ⁻⁷	10 ⁻⁸	10 ⁻⁹	10 ⁻¹⁰
運転状態の発生確率 (1/年)	I	II	III	IV							
基準地震動の発生確率 (1/年)			S ₁	S ₂							
従属事象	S ₂ 従属										
基準地震動 S ₁ との組合せ	1分以内										S ₁ +II
1時間以内											S ₁ +II
1日以内											S ₁ +II
1年以内											S ₁ +II
従属事象	S ₂ 従属										
基準地震動 S ₂ との組合せ	1分以内										
1時間以内											S ₂ +II
1日以内											S ₂ +II
1年以内											S ₂ +II

注: (1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が10⁻⁷以下となり組合せが必要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₁ の発生確率は10⁻⁴~10⁻⁷/サイト・年と推定されるが、ここでは5×10⁻⁴~10⁻⁷/サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

JEAG4601・補-1984抜粋

(2) 運転状態と許容応力状態
 JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり、プラントの運転状態Ⅰ~Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ_A~Ⅳ_A及び、地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態Ⅲ_AS、Ⅳ_ASを定義している。

【運転状態】
 運転状態Ⅰ：告示(注)の運転状態Ⅰの状態
 運転状態Ⅱ：告示の運転状態Ⅱの状態
 運転状態Ⅲ：告示の運転状態Ⅲの状態
 運転状態(長期)Ⅳ(L)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち、長期間のものが作用している状態
 運転状態(短期)Ⅳ(S)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち、短期間のもの(例:JET, JET反力、冷水注入による過渡現象等)が作用している状態

注:昭和55年通商産業省告示第501号「発電用原子力施設に関する構造等の技術基準」(以下「告示」

・記載箇所の相違であり、実質的な相違なし

・JEAG4601の記載表現に合わせたことによる相違であり、実質的な相違なし以下、同様

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【許容応力状態】 許容応力状態 I_A : 告示の運転状態 I 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 I_A* : ECCS等のように運転状態IV (L) が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 I_Aに準ずる。 許容応力状態 II_A : 告示の運転状態 II 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 III_A : 告示の運転状態 III 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 IV_A : 告示の運転状態 IV 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 III_AS : 許容応力状態 III_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態 許容応力状態 IV_AS : 許容応力状態 IV_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態</p> <p>3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針 (1) 対象施設 設置許可基準規則第39条において、基準地震動による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。 主な施設を重大事故シーケンスに基づき整理したリストを添付資料1に、全SA施設の分類を「39-1 重大事故等対処設備の設備分類」に示す。</p> <p>また、当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器内外で整理したものを表2に示す。</p> <p>(2) SA施設の運転状態 SA施設は、DBAを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来の I～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義する。 さらに運転状態Vについては、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態の長期的に荷重が作用している状態を運転状態V</p>	<p>【許容応力状態】 許容応力状態 I_A : 告示の運転状態 I 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 I_A* : ECCS等のように運転状態IV (L) が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 I_Aに準ずる。 許容応力状態 II_A : 告示の運転状態 II 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 III_A : 告示の運転状態 III 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 IV_A : 告示の運転状態 IV 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 III_AS : 許容応力状態 III_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態 許容応力状態 IV_AS : 許容応力状態 IV_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態</p> <p>3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針 (1) 対象施設 設置許可基準規則第39条において、基準地震動 S₀ による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。 主な施設を重大事故シーケンスに基づき整理したリストを添付資料-1に示す。</p> <p>また、当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器内外で整理したものを表3.1及び表3.2に示す。なお、全SA施設の分類を「39-1 重大事故等対処設備の設備分類」に示す。</p> <p>(2) SA施設の運転状態 SA施設は、DBを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来の I～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義する。 さらに運転状態Vについては、重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除</p>	<p>【許容応力状態】 許容応力状態 I_A : 通産省告示501号の運転状態 I 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 I_A* : ECCS等のように運転状態IV (L) が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 I_Aに準ずる。 許容応力状態 II_A : 通産省告示501号の運転状態 II 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 III_A : 通産省告示501号の運転状態 III 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 IV_A : 通産省告示501号の運転状態 IV 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 III_AS : 許容応力状態 III_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態 許容応力状態 IV_AS : 許容応力状態 IV_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態</p> <p>3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針 (1) 対象施設 設置許可基準規則第39条において、基準地震動による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。 主な施設を重大事故シーケンスに基づき整理したリストを添付資料1に示す。</p> <p>また、当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器内外で整理したものを第3-1表に示す。なお、全SA施設の分類を「39-1 重大事故等対処設備の設備分類」に示す。</p> <p>(2) SA施設の運転状態 SA施設は、DBAを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来の I～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義する。 さらに運転状態Vについては、重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除</p>	<p>という。)</p> <p>【許容応力状態】 許容応力状態 I_A : 告示の運転状態 I 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 I_A* : ECCS等のように運転状態IV (L) が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 I_Aに準ずる。 許容応力状態 II_A : 告示の運転状態 II 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 III_A : 告示の運転状態 III 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 IV_A : 告示の運転状態 IV 相当の応力評価を行う許容応力状態 許容応力状態 III_AS : 許容応力状態 III_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態 許容応力状態 IV_AS : 許容応力状態 IV_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態</p> <p>3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針 (1) 対象施設 設置許可基準規則第39条において、基準地震動による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。 主な施設を事故シーケンスグループ等に基づき整理したリストを添付資料1に、全SA施設の分類を「39-1 重大事故等対処設備の設備分類」に示す。</p> <p>また、当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器内外で整理したものを表2に示す。</p> <p>(2) SA施設の運転状態 SA施設は、DBAを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来の I～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義する。 さらに運転状態Vについては、<u>重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを</u>踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除</p>	<p>・ JEAG4601 の記載表現に合わせたことによる相違であり、実質的な相違なし以下、同様</p> <p>・ 記載箇所の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・ 記載表現の適正化による相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・ 最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(L)とする。</p> <p>【運転状態の説明】 I～IV: JEAG4601で設定している運転状態</p> <p>V(L): SAの状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態 V(S): SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態</p> <p>(3) 組合せの基本方針 別記2及びJEAG4601に基づき耐震評価を行うDB施設における荷重の組合せの考え方を踏まえた、SA施設における荷重の組合せの基本方針は以下のとおり。</p> <p>a. DB施設における荷重の組合せの考え方 ・<u>S_s</u>、<u>S_d</u>による地震力と運転状態の組合せを考慮する。</p> <p>・運転状態 I～IVを想定する。 ・地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。 ・地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間、<u>S_s</u>若しくは<u>S_d</u>の年超過確率を踏まえ、その</p>	<p>き、ある程度落ち着いた状態の長期的に荷重が作用している状態として運転状態V(L)、<u>V(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V(LL)</u>とする。</p> <p>【運転状態の説明】 I～IV: JEAG4601で設定している運転状態と同じ</p> <p style="text-align: center;">泊との比較のために記載の順番を入替え</p> <p>V(L): SAの状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態 V(S): SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態</p> <p><u>V(LL): SAの状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態</u></p> <p>(3) 組合せの基本方針 別記2及びJEAG4601に基づき耐震評価を行うDB施設における荷重の組合せの考え方を踏まえた、SA施設における荷重の組合せの基本方針は以下のとおり。</p> <p>a. DB施設の組合せの考え方 ・基準地震動<u>S_s</u>(以下「<u>S_s</u>」という。)、弾性設計用地震動<u>S_d</u>(以下「<u>S_d</u>」という。)による地震力と運転状態との組合せを考慮する。</p> <p>・運転状態 I～IVを想定する。 ・地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。 ・地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間、<u>S_s</u>若しくは<u>S_d</u>の年超過確率を踏まえ、そ</p>	<p>き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V(L)、<u>V(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V(LL)</u>とする。</p> <p>【運転状態の説明】 I～IV: JEAG4601で設定している運転状態</p> <p>V(L): SAの状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態 V(S): SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態</p> <p><u>V(LL): SAの状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態</u></p> <p>(3) 組合せの基本方針 別記2及びJEAG4601に基づき耐震評価を行うDB施設における荷重の組合せの考え方を踏まえた、SA施設における荷重の組合せの基本方針は以下のとおり。</p> <p>a. DB施設の組合せの考え方 ・基準地震動<u>S_s</u>(以下「<u>S_s</u>」という。)、弾性設計用地震動<u>S_d</u>(以下「<u>S_d</u>」という。)による地震力と運転状態の組合せを考慮する。</p> <p>・運転状態 I～IVを想定する。 ・地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。 ・地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間、<u>S_s</u>若しくは<u>S_d</u>の年超過確率を踏まえ、そ</p>	<p>き、ある程度落ち着いた状態の長期的に荷重が作用している状態を運転状態V(L)とする。</p> <p>【運転状態の説明】 I～IV: JEAG4601で設定している運転状態</p> <p>V(L): SAの状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態 V(S): SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態</p> <p>(3) 組合せの基本方針 別記2及びJEAG4601に基づき耐震評価を行うDB施設における荷重の組合せの考え方を踏まえた、SA施設における荷重の組合せの基本方針は以下のとおりである。</p> <p>a. DB施設における荷重の組合せの考え方 ・<u>基準地震動</u>、<u>弾性設計用地震動</u>による地震力と運転状態の組合せを考慮する。</p> <p>・運転状態 I～IVを想定する。 ・地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。 ・地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間、<u>基準地震動</u>若しくは<u>弾性設計用地震動</u>の年</p>	<p>質的な相違なし ・記載表現の相違であり、実質的な相違なし ・継続事象の相違【女川2、島根2】①の相違</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・継続事象の相違【女川2、島根2】①の相違</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・記載方針の相違 設置許可基準規則や泊3号炉の添付書類六と整合を取り「基準地震動」に統一した記載としており、実質的な相違はない 以下、同様</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>確率が10^{-7}/炉年超の事象は組み合わせる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮する。 <p>b. SA施設における荷重の組合せ方針</p> <ul style="list-style-type: none"> S_s、S_dによる地震力と運転状態の組合せを考慮する。 運転状態Ⅰ～Ⅳを想定するとともに、それを超えるSAの状態として、運転状態Ⅴを想定する。 地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。 <ul style="list-style-type: none"> 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とする。 <p>・また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、<u>運転状態Ⅴ(L)とS_dによる地震力との組合せを実施する。</u></p>	<p>の発生確率が10^{-7}/炉年超の事象は組み合わせる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮する。 <p>b. SA施設の組合せ方針</p> <ul style="list-style-type: none"> S_s、S_dによる地震力と運転状態との組合せを考慮する。 運転状態Ⅰ～Ⅳを想定するとともに、それを超えるSAの状態として、運転状態Ⅴを想定する。 地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。 <ul style="list-style-type: none"> 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値並びに炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とする。 	<p>発生確率が10^{-7}/炉年超の事象は組み合わせる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮する。 <p>b. SA施設の組合せ方針</p> <ul style="list-style-type: none"> S_s、S_dによる地震力と運転状態の組合せを考慮する。 運転状態Ⅰ～Ⅳを想定するとともに、それを超えるSAの状態として、運転状態Ⅴを想定する。 地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。 <ul style="list-style-type: none"> 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とする。<u>島根2号炉では、DB施設の設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年に保守性を見込んだ10^{-8}/炉年とし、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの年超過確率の積との比較等により判断する。(補足1)</u> 	<p>超過確率を踏まえ、発生確率が10^{-7}/炉年超の事象は組み合わせる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動による地震力との組合せを考慮する。 <p>b. SA施設における荷重の組合せ方針</p> <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動、弾性設計用地震動による地震力と運転状態の組合せを考慮する。 運転状態Ⅰ～Ⅳを想定するとともに、それを超えるSAの状態として、運転状態Ⅴを想定する。 地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。 <ul style="list-style-type: none"> 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び基準地震動若しくは弾性設計用地震動の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とする。 <p>・また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、<u>事故後長期間継続する荷重と弾性設計用地震動による地震力と組み合わせる。</u></p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊3号炉では正式名称を記載してから略称を定義しており、実質的な相違はない 記載の充実による相違であり、実質的な相違なし 社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし 記載箇所の相違であり、実質的な相違なし 先行BWRと比較して継続時間が短期であることにより組合せが不要となる場合があるため、その場合の考慮事項を記載したものであるが、RCPBにおいて運転状態Ⅴ(L)と弾性設計用地震動の組合せを考慮するという点で同一であり、実質的な相違なし 以下、同様

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>泊との比較のために記載の順番を入れ替え</p> <p>SAが地震の従属事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。</p> <p>・原子炉格納容器について、DB施設ではLOCA後の最終障壁として、SAに至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮することとしているが、SA施設では強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。</p> <p>SA施設としての原子炉格納容器については、DB施設のS_{ss}に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、重大事故時の格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2Pd(最高使用圧力の2倍の圧力)の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。</p> <p>(4) 許容限界の基本方針</p> <p>SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する規定内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を、以下のとおり定めた。(補足1)</p>	<p>・SAが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。</p> <p>・原子炉格納容器について、DB施設ではLOCA後の最終障壁として、SAに至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮することとしているが、SA施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。</p> <p>SA施設としての原子炉格納容器については、DB施設のS_{ss}に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高使用温度、最高使用圧力を大きく超える200℃、2Pd(最高使用圧力の2倍(0.854MPa〔gauge〕))の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。</p> <p>(4) 許容限界の基本方針</p> <p>SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則第39条では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する記載内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を、以下のとおり定めた。(補足1)</p>	<p>・SAが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。</p> <p>・原子炉格納容器について、DB施設ではLOCA後の最終障壁として、SAに至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮することとしているが、SA施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。</p> <p>SA施設としての原子炉格納容器については、DB施設のS_{ss}に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、重大事故時の格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2Pd(最高使用圧力の2倍の圧力)の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。</p> <p>(4) 許容限界の基本方針</p> <p>SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則第39条では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する記載内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を、以下のとおり定めた。(補足2)</p>	<p>・SAが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。</p> <p>・原子炉格納容器について、DB施設ではLOCA後の最終障壁として、SAに至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動による地震力との組合せを考慮することとしているが、SA施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。</p> <p>SA施設としての原子炉格納容器については、DB施設の基準地震動に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2Pd(最高使用圧力の2倍の圧力)の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。</p> <p>(4) 許容限界の基本方針</p> <p>SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則第39条では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する規定内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を以下のとおり定めた。(「(補足1) SA施設に対する許容応力状態の考え方」参照)</p>	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・設備名称の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・条文の明確化による相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・設置許可基準規則第39条第1項の記載を踏まえて「対して重大事故に(至るおそれがある事故に)」としていることによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載充実のため資料名称を記載したことによる相違であり、実質的な相違なし</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. DB施設における方針</p> <ul style="list-style-type: none"> 弾性設計の許容限界として、運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ_ASを用いる。 機能維持設計の許容限界として、運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅳ_ASを用いる。 <p>b. SA施設における方針</p> <ul style="list-style-type: none"> SA施設の耐震設計は、DB施設に準拠することとしていることから、運転状態Ⅰ～Ⅳと地震による地震力の組合せに対しては、DB施設と同様の許容応力状態を適用する。 DB施設的设计条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義する。 <p>別記2によれば、機能維持設計の要求として、「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とされており、DB施設では、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を適用している。</p> <p>新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、<u>玄海3,4号炉</u>では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態Ⅳ_ASと同じ許容限界を適用する。</p> <p>【許容応力状態の説明】 I_A～IV_A : JEAG4601で設定している許容応力状態 III_AS～IV_AS : JEAG4601で設定している許容応力状態 V_A : 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態) V_AS : 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)</p>	<p>a. DB施設における方針</p> <ul style="list-style-type: none"> 弾性設計の許容限界として、運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ_ASを用いる。 機能維持設計の許容限界として、運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅳ_ASを用いる。 <p>b. SA施設における方針</p> <ul style="list-style-type: none"> SA施設の耐震設計は、DB施設に準拠することとしていることから、運転状態Ⅰ～Ⅳと地震による地震力との組合せに対しては、DB施設と同様の許容応力状態を適用する。 DB施設的设计条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義する。 <p>別記2によれば、機能維持設計の要求として、「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とされており、DB施設では、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を適用している。</p> <p>新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、<u>女川原子力発電所2号炉</u>では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態Ⅳ_ASと同じ許容限界を適用する。</p> <p>【許容応力状態の説明】 I_A～IV_A : JEAG4601で設定している許容応力状態 III_AS～IV_AS : JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ V_A : 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態) V_AS : 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)</p>	<p>a. DB施設における方針</p> <ul style="list-style-type: none"> 弾性設計の許容限界として、運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ_ASを用いる。 機能維持設計の許容限界として、運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅳ_ASを用いる。 <p>b. SA施設における方針</p> <ul style="list-style-type: none"> SA施設の耐震設計は、DB施設に準拠することとしていることから、運転状態Ⅰ～Ⅳと地震による地震力の組合せに対しては、DB施設と同様の許容応力状態を適用する。 DB施設的设计条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義する。 <p>別記2によれば、機能維持設計の要求として、「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とされており、DB施設では、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を適用している。</p> <p>新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、<u>島根2号炉</u>では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態Ⅳ_ASと同じ許容限界を適用する。</p> <p>【許容応力状態の説明】 I_A～IV_A : JEAG4601で設定している許容応力状態 III_AS～IV_AS : JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ V_A : 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態) V_AS : 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)</p>	<p>a. DB施設における方針</p> <ul style="list-style-type: none"> 弾性設計の許容限界として、運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ_ASを用いる。 機能維持設計の許容限界として、運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅳ_ASを用いる。 <p>b. SA施設における方針</p> <ul style="list-style-type: none"> SA施設の耐震設計は、DB施設に準拠することとしていることから、運転状態Ⅰ～Ⅳと地震による地震力の組合せに対しては、DB施設と同様の許容応力状態を適用する。 DB施設的设计条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義する。 <p>別記2によれば、機能維持設計の要求として、「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とされており、DB施設では、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を適用している。</p> <p>新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、<u>泊3号炉</u>では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態Ⅳ_ASと同じ許容限界を適用する。</p> <p>【許容応力状態の説明】 I_A～IV_A : JEAG4601で設定している許容応力状態 III_AS～IV_AS : JEAG4601で設定している許容応力状態 V_A : 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態) V_AS : 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)</p>	<p>し 以下、同様</p>

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 荷重の組合せの検討手順</p> <p>(1) 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>組合せの基本方針において、地震従属事象はS_sと組み合わせ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、S_s、S_dいずれか適切な地震力と組み合わせることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討にあたって、運転状態Vが、地震の従属事象、独立事象の何れに該当するか判断する。</p> <p>従属事象と判断された場合は、S_sと組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。</p> <p>(2) 施設分類</p> <p>対象施設は設置許可基準規則、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」（以下「技術基準規則」という。）、JEAG4601等を踏まえた分類を行い、その分類毎に組合せ方針を検討することとする。</p> <p>SA施設は、設置許可基準規則の解釈別記2から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方は、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としていることから、建物・構築物は機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。（添付資料4「建物・構築物のSA施設としての設計の考え方」参照）</p>	<p>4. 荷重の組合せの検討手順</p> <p>(1) 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>組合せの基本方針において、地震従属事象はS_sと組み合わせ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、S_s、S_d 何れか適切な地震力と組み合わせることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討にあたって、運転状態Vが、地震の従属事象、独立事象の何れに該当するか判断する。</p> <p>従属事象と判断された場合は、S_sと組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。</p> <p>(2) 施設分類</p> <p>対象施設は設置許可基準規則、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」（以下「技術基準規則」という。）、JEAG4601等を踏まえた分類を行い、その分類ごとに組合せ方針を検討することとする。</p> <p>対象施設は以下のとおり分類する。</p> <p>SA施設は、別記2から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで、建物・構築物についても、機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。（添付資料4参照）</p>	<p>4. 荷重の組合せの検討手順</p> <p>(1) 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>組合せの基本方針において、地震従属事象はS_sと組み合わせ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、S_s、S_dいずれか適切な地震力と組み合わせることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討にあたって、運転状態Vが、地震の従属事象、独立事象のいずれに該当するか判断する。</p> <p>従属事象と判断された場合は、S_sと組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。</p> <p>(2) 施設分類</p> <p>対象施設は設置許可基準規則、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」（以下「技術基準規則」という。）、JEAG4601の分類等を踏まえた分類を行い、その分類ごとに組合せ方針を検討することとする。</p> <p>対象施設は以下のとおり分類する。</p> <p>SA施設は、設置許可基準規則の解釈別記2から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで、建物・構築物についても、機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。（添付資料4参照）</p>	<p>4. 荷重の組合せの検討手順</p> <p>(1) 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>組合せの基本方針において、地震従属事象は基準地震動と組み合わせ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、基準地震動、弾性設計用地震動いずれか適切な地震力と組み合わせることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討にあたって、運転状態Vが、地震の従属事象、独立事象のいずれに該当するか判断する。</p> <p>従属事象と判断された場合は、基準地震動と組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。</p> <p>(2) 施設分類</p> <p>対象施設は設置許可基準規則、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」（以下「技術基準規則」という。）、JEAG4601の分類等を踏まえた分類を行い、その分類ごとに組合せ方針を検討することとする。</p> <p>対象施設は以下のとおり分類する。</p> <p>SA施設は、設置許可基準規則の解釈別記2から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで、建物・構築物についても、機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。（添付資料4参照）</p>	<p>相違理由</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p> <p>・記載の充実による相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載の充実による相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「C/V」という。)と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RCPB」という。)については、「重大事故等対策の有効性評価」により得られたSA時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別にSA荷重と地震力の組合せを検討する。</p> <p>以上のことから、以降の検討では施設を図1のとおり分類し、<u>分類毎に荷重の組合せ</u>を検討する。なお、C/Vの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、C/Vの荷重の組合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。</p> 	<p>また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。)と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)については、「重大事故等対策の有効性評価」により得られたSA時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別にSA荷重と地震力との組合せを検討する。</p> <p>以上のことから、以降の検討では施設を図4.1のとおり分類し、建物・構築物を含む全般施設は、PCVバウンダリ、RPVバウンダリ以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する。なお、PCVバウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、PCVバウンダリの荷重の組合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。</p> 	<p>また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「P.C.Vバウンダリ」という。)と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「R.P.Vバウンダリ」という。)については、「重大事故等対策の有効性評価」により得られたSA時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別にSA荷重と地震力の組合せを検討する。</p> <p>以上のことから、以降の検討では施設を第4-1図のとおり分類し、建物・構築物を含む全般施設は、P.C.Vバウンダリ及びR.P.Vバウンダリ以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する。なお、P.C.Vバウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、P.C.Vバウンダリの荷重の組合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。</p> 	<p>また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「C/Vバウンダリ」という。)と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RCPB」という。)については、「重大事故等対策の有効性評価」により得られたSA時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別にSA荷重と地震力の組合せを検討する。</p> <p>以上のことから、以降の検討では施設を図1のとおり分類し、<u>建物・構築物を含む全般施設は、C/Vバウンダリ、RCPB以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する</u>。なお、C/Vバウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、C/Vバウンダリの荷重の組合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。</p> 	<p>・設備名称の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>
<p>(3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順 独立事象に対して、<u>施設分類毎</u>(全般施設、C/V、RCPB)に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。</p> <p>考え方としては、事象の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえ、工学的、総合的に判断することとする。選定手順を以下に、選定フローを図2に示す。</p> <p>【選定手順】</p> <p>① SA事象の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p> <p>② DB施設を兼ねるSA施設については、耐震評価上、地震による地震力が同じとした場合、地震以外の荷重が大きいくほど、評価結果は厳しくなることから、SAにおける地震以外の荷重がDB条件(玄海3.4</p>	<p>(3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順 独立事象に対して、<u>SA施設</u>に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。</p> <p>考え方としては、事象の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に判断することとする。選定手順を以下に、<u>組合せの目安となる継続時間を表4.1、組合せのイメージを図4.2及び選定フローを図4.3</u>に示す。</p> <p>【選定手順】</p> <p>① SA事象の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p>	<p>(3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順 独立事象に対して、<u>SA施設</u>に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。</p> <p>考え方としては、事象の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に判断することとする。選定手順を以下に、<u>組合せのイメージを第4-2図に、選定フローを第4-3図</u>に示す。</p> <p>【選定手順】</p> <p>① SA事象の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p>	<p>(3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順 独立事象に対して、<u>施設分類ごと</u>(全般施設、C/Vバウンダリ、RCPB)に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。</p> <p>考え方としては、事象の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に判断することとする。選定手順を以下に、選定フローを図2に示す。</p> <p>【選定手順】</p> <p>① SA事象の発生確率としては、<u>炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する</u>。</p> <p>② DB施設を兼ねるSA施設については、耐震評価上、地震による地震力が同じとした場合、地震以外の荷重が大きいくほど、評価結果は厳しくなることから、SAにおける地震以外の荷重がDB条件(泊3号</p>	<p>・記載の充実による相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載箇所の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・資料構成の相違 【女川2、島根2】 泊3号炉とBWRでの独立事象に対する荷重の組合せの選定フローの相違(玄海3/4と同様) ただし、事象の発</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>号炉における既工認の評価において地震と組み合わせている荷重)を下回る場合、評価はDB条件に包絡される。そこで、SA対策の有効性を評価する全ての事故シーケンスから、各設備のDB条件を超える事故シーケンスを抽出し、抽出された事故シーケンスにおいて、DB条件を超えている時間(継続時間)を確認する。(DB条件までは、地震力との組合せを実施していることから、DB条件を超えている間に地震が発生する確率を算定する目的)DB施設を兼ねないSA施設については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、事故時等により発生する荷重の継続時間を確認する。</p> <p>③ 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p> <p>④ 荷重の組合せの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、①～③で得られた値の積との比較等により、工学的、総合的に組み合わせる地震力を判断する。具体的には、玄海3,4号炉では、DB施設の設計の際のスクリーニング基準である10⁻⁷/炉年に保守性を見込んだ10⁻⁸/炉年を目安とし判断を行う。(補足2)</p> <p>なお、積が非常に小さい場合においても、事故後長時間継続する荷重とS_dによる地震力を組み合わせる。</p>	<p>② 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p> <p>③ 荷重の組合せの判断は、①と②及びSAの継続時間との積で行い、そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値として、女川2号炉では、DB施設の設計の際のスクリーニング基準である10⁻⁷/炉年に保守性を見込んだ10⁻⁸/炉年とする。(補足2)</p> <p>④ ①②の積と③を踏まえてS_d又はS_sと組み合わせるべきSAの継続時間を設定する。事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが必要な短期(運転状態V(S))、S_dとの組合せが必要な10⁻²～2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L))、S_sとの組合せが必要な期間2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>⑤ ④を踏まえて、施設分類ごとに荷重の組合せを検討する。</p>	<p>② 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p> <p>③ 荷重の組合せの判断は、①と②及びSAの継続時間との積で行い、そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値として、島根2号炉では、DB施設の設計の際のスクリーニング基準である10⁻⁷/炉年に保守性を見込んだ10⁻⁸/炉年とする。</p> <p>④ ①②の積と③を踏まえてS_d又は、S_sと組み合わせるべきSAの継続時間を設定する。事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが必要な短期(運転状態V(S))、S_dとの組合せが必要な10⁻²～2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L))、S_sとの組合せが必要な2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>⑤ ④を踏まえて、施設分類ごとに荷重の組合せを検討する。</p>	<p>炉における既工認の評価において地震と組み合わせている荷重)を下回る場合、評価はDB条件に包絡される。そこで、重大事故等対策の有効性を評価するすべての事故シーケンスから、各設備のDB条件を超える事故シーケンスを抽出し、抽出された事故シーケンスにおいて、DB条件を超えている時間(継続時間)を確認する。(DB条件までは、地震力との組合せを実施していることから、DB条件を超えている間に地震が発生する確率を算定する目的)DB施設を兼ねないSA施設については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、事故時等により発生する荷重の継続時間を確認する。</p> <p>③ 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率を基準地震動、弾性設計用地震動の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p> <p>④ 荷重の組合せの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、①～③で得られた値の積との比較等により、工学的、総合的に組み合わせる地震力を判断する。具体的には、泊3号炉では、DB施設の設計の際のスクリーニング基準である10⁻⁷/炉年に保守性を見込んだ10⁻⁸/炉年を目安とし判断を行う。(「(補足2) 事象発生確率の考え方」参照)</p> <p>なお、積が非常に小さい場合においても、事故後長時間継続する荷重と弾性設計用地震動による地震力を組み合わせる。</p>	<p>生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に判断する考え方はBWRとも同様 (以下③の相違)</p> <p>・記載統一による相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

表4.1 組合せの目安となる継続時間

荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S _d	10 ⁻⁷ /年以下*	
10 ⁻⁶ /年以上	10 ⁻⁷ /年*	基準地震動 S _s	5×10 ⁻⁷ /年以下**	2×10 ⁷ /年以上

※1:原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷程度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10⁻⁴/炉年とした。

※2:JEAG4601・補-1984に記載されている地震動 S₂, S₁ の発生確率を S_s, S_d の年超過確率に読み替えた。

図4.2 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

①SA事象の発生確率を設定する。

②DB施設を兼ねるSA施設については、DB条件を超える事故シーケンスを抽出し、DB条件を超えている時間(継続時間)を確認し、DB施設を兼ねないSA施設については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、事故時等により発生する荷重の継続時間を確認する。

③S_s, S_dの年超過確率を設定する。

④「SA発生確率×継続時間×地震動の年超過確率」等を考慮し、工学的、総合的に組み合わせる地震力を判断する。

図2 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

表4.1 組合せの目安となる継続時間

荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S _d	10 ⁻⁷ /年以下*	
10 ⁻⁶ /年以上	10 ⁻⁷ /年*	基準地震動 S _s	5×10 ⁻⁷ /年以下**	2×10 ⁷ /年以上

※1:原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷程度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10⁻⁴/炉年とした。

※2:JEAG4601・補-1984に記載されている地震動 S₂, S₁ の発生確率を S_s, S_d の年超過確率に読み替えた。

図4.3 独立事象に対する荷重の組合せの選定フロー

① SA 事象の発生確率を設定する。

② S_s および S_d の年超過確率を設定する。

③ 荷重の組合せの判断は、①と②と SA の継続時間との積で行い、そのスクリーニングの判断基準を設定する。

④ ①②の積と③を踏まえて、弾性設計用地震動 S_d 又は基準地震動 S_s と組み合わせるべき SA の継続時間を設定する。

⑤ ④を踏まえて、施設分類ごとに荷重の組合せを検討する。

図4-3 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

第4-1 表 組合せの目安となる継続時間

荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S _d	10 ⁻⁷ /年以下**	
10 ⁻⁶ /年以上	10 ⁻⁶ /年*	基準地震動 S _s	5×10 ⁻⁷ /年以下**	2×10 ⁷ /年以上

※1:原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷程度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10⁻⁴/炉年とした。

※2:JEAG4601・補-1984に記載されている地震動の発生確率 S₂, S₁ を S_s, S_d に読み替えた。

第4-2 図 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

① SA 事象の発生確率を設定する。

② S_s, S_d の年超過確率を設定する。

③ 荷重の組合せの判断は、①と②と SA の継続時間との積で行い、スクリーニングの判断基準を設定する。

④ ①②の積と③を踏まえて、弾性設計用地震動 S_d, 基準地震動 S_s と組み合わせるべき SA の継続時間を設定する。

⑤ ④を踏まえて、施設分類ごとに荷重の組合せを検討する。

図4-3 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

泊発電所3号炉

図2 独立事象に対する荷重の組合せの選定フロー

①SA 事象の発生確率を設定する。

②DB 施設を兼ねる SA 施設については、DB 条件を超える事故シーケンスを抽出し、DB 条件を超えている時間(継続時間)を確認し、DB 施設を兼ねない SA 施設については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、事故時等により発生する荷重の継続時間を確認する。

③基準地震動、弾性設計用地震動の年超過確率を設定する。

④「SA 発生確率×継続時間×地震動の年超過確率」等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。

・資料構成の相違
【女川2, 島根2】
③の相違

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>5. 荷重の組合せの検討結果</p> <p>4項の検討手順に基づき、まず、5.1項ではSAが地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2項では、全般施設、C/V、RCPBに分けて、SA荷重と地震による地震力の組合せ条件を検討する。なお、SA施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。</p> <p>5.1 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方にに基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>ここで、DB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。</p> <p>耐震Sクラス施設はS_{ss}による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能にかかる設計は、耐震Sクラス施設自体が、S_{ss}による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S_{ss}相当の地震により、起回事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S_{ss}相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p> <p>なお、地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。重要事故シーケンス等の選定のための地震PRAにおいて、S_{ss}相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のラン</p>	<p>5. 荷重の組合せの検討結果</p> <p>4項の検討手順に基づき、まず、5.1項ではSAが地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2項では、全般施設、<u>PCV</u>パウンドリ、<u>RPV</u>パウンドリに分けて、SA荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお、SA施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。</p> <p>5.1 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方にに基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>ここで、DB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。</p> <p>耐震Sクラス施設はS_{ss}による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、S_{ss}による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S_{ss}相当の地震により、起回事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S_{ss}相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p> <p>なお、地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。SA施設に期待した場合の地震PRAにおいて、S_{ss}相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故</p>	<p>5. 荷重の組合せの検討結果</p> <p>4項の検討手順に基づき、まず、5.1項ではSAが地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2項では、全般施設、<u>P</u><u>C</u><u>V</u>パウンドリ、<u>R</u><u>P</u><u>V</u>パウンドリに分けて、SA荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお、SA施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。</p> <p>5.1 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方にに基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>ここで、DB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。</p> <p>Sクラス施設はS_{ss}による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、Sクラス施設自体が、S_{ss}による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S_{ss}相当の地震により、起回事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S_{ss}相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p> <p>なお、地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。SA施設に期待した場合の地震PRAにおいて、S_{ss}相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダ</p>	<p>5. 荷重の組合せの検討結果</p> <p>4項の検討手順に基づき、まず、5.1項ではSAが地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2項では、全般施設、<u>C/V</u>パウンドリ、<u>RCPB</u>に分けて、SA荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお、SA施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。</p> <p>5.1 地震の従属事象・独立事象の判断</p> <p>運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方にに基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>ここで、DB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。</p> <p>耐震Sクラス施設は<u>基準地震動</u>による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、<u>基準地震動</u>による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定したすべての事故シーケンスに対し、<u>基準地震動</u>相当の地震により、起回事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、<u>基準地震動</u>相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p> <p>なお、地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。重要事故シーケンス等の選定のための地震PRAにおいて、<u>基準地震動</u>相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設</p>	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・評価条件の相違【女川2、島根2】泊3号炉では、保守</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ダム故障を除いた炉心損傷頻度 (CDF) であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、3.3×10^{-9}/炉年である。性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、3.3×10^{-9}/炉年は、これを大きく下回ることから、S_s相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。</p>	<p>障を除いた炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、3.0×10^{-9}/炉年である。性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、3.0×10^{-9}/炉年は、これを大きく下回ることから、S_s相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。</p>	<p>ム故障を除いた炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、1.0×10^{-7}/炉年である。性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、1.0×10^{-7}/炉年は、これを大きく下回ることから、S_s相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。</p>	<p>備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、1.2×10^{-7}/炉年である。性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、1.2×10^{-7}/炉年は、これを大きく下回ることから、<u>基準地震動</u>相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。</p>	<p>的にSA施設を考慮せずに炉心損傷頻度を評価している ・記載表現の相違であり、実質的な相違なし ・評価結果の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】</p>
<p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。(「補足3」「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について) 参照)</p>	<p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。(補足3)</p>	<p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。(「補足3」「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について) 参照)</p>	<p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。(「補足3」「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について) 参照)</p>	
<p>5.2 荷重の組合せの検討結果 5.1項で運転状態Vは地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類毎に4項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。</p>	<p>5.2 荷重の組合せの検討結果 5.1項で運転状態Vは地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類ごとに4項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。</p>	<p>5.2 荷重の組合せの検討結果 5.1項で運転状態Vは地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類ごとに4項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。</p>	<p>5.2 荷重の組合せの検討結果 5.1項で運転状態Vは地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類ごとに4項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。</p>	
<p>5.2.1 全般施設 (1) SAの発生確率 SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p>	<p>5.2.1 全般施設 (1) SAの発生確率 SAの発生確率としては、CDFの性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。<u>なお、全般施設については事故シーケンスグループを特定せず全てのSAを考慮する。</u></p>	<p>5.2.1 全般施設 (1) SAの発生確率 SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。<u>なお、全般施設については事故シーケンスグループを特定せず全てのSAを考慮する。</u></p>	<p>5.2.1 全般施設 (1) SAの発生確率 SAの発生確率としては、<u>炉心損傷頻度</u>の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p>	<p>・記載箇所の相違であり、実質的な相違なし</p>
<p>(2) SAで考慮する荷重と継続時間 a. SAの選定 全般施設については、新設されたポンプの使用条件によって、SA時の荷重条件が決定されることがあることから、本項では事故シーケンスグループを特定せず、<u>全てのSAを考慮する。</u> b. SAの継続時間 全般施設として考慮する荷重条件として、以下のとおり分類できる。それぞれの分類において、DB施設を兼ねるSA施設については、SA条件とDB条件のうち厳しい条件を、DB施設を兼ねないSA施設については、SA条件を設計条件として考慮する。ここで全般施設においては、SA後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。 【分類】 全般施設は、SA時の条件を考慮して設計条件を設定することから、SAの定義を踏まえ、以下のとおり</p>			<p>(2) SAで考慮する荷重と継続時間 a. SAの選定 全般施設については、新設されたポンプの使用条件によって、SA時の荷重条件が決定されることがあることから、本項では事故シーケンスグループ等を特定せず、<u>すべてのSAを考慮する。</u> b. SAの継続時間 全般施設として考慮する荷重条件として、以下のとおり分類できる。それぞれの分類において、DB施設を兼ねるSA施設については、SA条件とDB条件のうち厳しい条件を、DB施設を兼ねないSA施設については、SA条件を設計条件として考慮する。ここで全般施設においては、SA後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。 【分類】 全般施設は、SA時の条件を考慮して設計条件を設定することから、SAの定義を踏まえ、以下のとおり</p>	<p>・資料構成の相違 【女川2, 島根2】 ③の相違 (2)~(4)は玄海とのみ比較する</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>分類した。</p> <p>a. SA条件がDB条件を超える既設施設</p> <p>(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える施設</p> <p>(b) SAによる荷重・温度の影響によって、DB条件を超える施設</p> <p>b. SA条件がDB条件に包絡される既設施設</p> <p>c. DB施設を兼ねないSA施設</p> <p>【継続時間の考え方】</p> <p>分類毎の継続時間の考え方は以下のとおり。</p> <p>a. (a)の施設：事故が収束したとしても、収束状態を維持するために、DB条件を超える状態が長期にわたる可能性がある。</p> <p>継続時間を具体的に設定することは現時点では困難であるため、40年*と設定する。</p> <p>a. (b)の施設：5.2.2項、5.2.3項での検討結果から、SAによる荷重・温度条件が継続する時間は明らかに40年より短いため、(a)で設定した40年を適用する。</p> <p>b. の施設：DB条件に包絡されるため、SA施設独自の検討は不要となる。</p> <p>c. の施設：a. (a)と同様、40年と設定する。</p> <p>以上を踏まえ、全般施設の継続時間は40年と設定する。ここで、継続時間は40年と設定するが、この継続時間にとらわれることなく、後述のC/Vの圧力低減方策と同様、早急なSAの収束に努めることとする。</p> <p>※：東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置終了が30～40年後とされている。(「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」)</p> <p>http://www.meti.go.jp/press/2013/06/20130627002/20130627002.html</p> <p>また、米国TMI事故においては、1979年に事故が発生し、1990年までに除染、放射性物質の撤去が完了している。</p> <p>(3) 地震動の年超過確率</p> <p>地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS_2、S_1の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p>	<p>(2) 地震動の年超過確率</p> <p>地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS_2、S_1の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-2参照)</p>	<p>(2) 地震動の年超過確率</p> <p>地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS_2、S_1の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p>	<p>分類した。</p> <p>a. SA条件がDB条件を超える既設施設</p> <p>(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える施設</p> <p>(b) SAによる荷重・温度の影響によって、DB条件を超える施設</p> <p>b. SA条件がDB条件に包絡される既設施設</p> <p>c. DB施設を兼ねないSA施設</p> <p>【継続時間の考え方】</p> <p>分類ごとの継続時間の考え方は以下のとおりである。</p> <p>a. (a)の施設：事故が収束したとしても、収束状態を維持するために、DB条件を超える状態が長期にわたる可能性がある。</p> <p>継続時間を具体的に設定することは現時点では困難であるため、40年*と設定する。</p> <p>a. (b)の施設：5.2.2項、5.2.3項での検討結果から、SAによる荷重・温度条件が継続する時間は明らかに40年より短いため、(a)で設定した40年を適用する。</p> <p>b. の施設：DB条件に包絡されるため、SA施設独自の検討は不要となる。</p> <p>c. の施設：a. (a)と同様、40年と設定する。</p> <p>以上を踏まえ、全般施設の継続時間は40年と設定する。ここで、継続時間は40年と設定するが、この継続時間にとらわれることなく、後述のC/Vの圧力低減方策と同様、早急なSAの収束に努めることとする。</p> <p>※：東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置終了が30～40年後とされている。(「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」)</p> <p>https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf</p> <p>また、米国TMI事故においては、1979年に事故が発生し、1990年までに除染、放射性物質の撤去が完了している。</p> <p>(3) 地震動の年超過確率</p> <p>地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS_2、S_1の発生確率を基準地震動、弾性設計用地震動の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p>	<p>相違理由</p> <p>・「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」の2019年12月27日改定を踏まえた修正</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																										
<p>(4) 荷重の組合せの検討 (1)~(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率は表3のとおりとなる。</p>	<p>(3) 荷重の組合せの継続時間の決定 保守性を見込んだ10^{-8}/炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動Sdとの組合せが必要な$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動Ssとの組合せが必要な期間2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。組合せの目安となる継続時間を表5.2.1.1及び組合せのイメージを図5.2.1.1に示す。</p> <p>表5.2.1.1 組合せの目安となる継続時間</p> <table border="1" data-bbox="555 528 1003 647"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>重大事故等の発生確率</th> <th>地震動の年超過確率</th> <th>荷重の組合せを考慮する判断目安</th> <th>組合せの目安となる継続時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">全てのSA</td> <td rowspan="2">10^{-4}/炉年</td> <td>弾性設計用地震動Sd</td> <td>10^{-2}/年以下</td> <td>10^2年以上</td> </tr> <tr> <td>基準地震動Ss</td> <td>5×10^{-4}/年以下</td> <td>2×10^3年以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。</p> <p>※2：JEAG4601・補-1984に記載されている地震動S₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み換えた。</p> <p>図5.2.1.1 荷重の組合せと継続時間の関係(イメージ)</p> <p>(4) 荷重組合せの検討 (1)~(3)から、SAの発生確率、地震動の年超過確率と掛け合わせた発生確率は表5.2.1.2のとおりとなる。</p>	事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間	全てのSA	10^{-4} /炉年	弾性設計用地震動Sd	10^{-2} /年以下	10^2 年以上	基準地震動Ss	5×10^{-4} /年以下	2×10^3 年以上	<p>(3) 荷重の組合せの継続時間の決定 保守性を見込んだ10^{-8}/炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動S dとの組合せが必要な$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動S sとの組合せが必要な2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>第5.2.1-1 表 組合せの目安となる継続時間</p> <table border="1" data-bbox="1025 528 1473 647"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>重大事故等の発生確率</th> <th>地震動の発生確率</th> <th>荷重の組合せを考慮する判断目安</th> <th>組合せの目安となる継続時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">全てのSA</td> <td rowspan="2">10^{-4}/炉年</td> <td>弾性設計用地震動S d</td> <td>10^{-2}/年以下</td> <td>10^2年以上</td> </tr> <tr> <td>基準地震動S s</td> <td>5×10^{-4}/年以下</td> <td>2×10^3年以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。</p> <p>※2：JEAG4601・補-1984に記載されている地震動の発生確率S₂、S₁の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p> <p>第5.2.1-1 図 荷重の組合せと継続時間の関係(イメージ)</p> <p>(4) 荷重組合せの検討 (1)~(3)から、SAの発生確率、地震動の年超過確率と掛け合わせた発生確率は表5.2.1-2表、組合せのイメージは第5.2.1-1図のとおりとなる。</p>	事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間	全てのSA	10^{-4} /炉年	弾性設計用地震動S d	10^{-2} /年以下	10^2 年以上	基準地震動S s	5×10^{-4} /年以下	2×10^3 年以上	<p>(4) 荷重組合せの検討 (1)~(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率と掛け合わせた事象発生確率は表3のとおりとなる。</p>	<p>・継続時間を考慮した事象発生確率を使用するという点で同一であり、実質的な相違なし ・最新審査実績を有</p>
事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間																										
全てのSA	10^{-4} /炉年	弾性設計用地震動Sd	10^{-2} /年以下	10^2 年以上																										
		基準地震動Ss	5×10^{-4} /年以下	2×10^3 年以上																										
事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間																										
全てのSA	10^{-4} /炉年	弾性設計用地震動S d	10^{-2} /年以下	10^2 年以上																										
		基準地震動S s	5×10^{-4} /年以下	2×10^3 年以上																										

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定にあたり、以下の事項を考慮している。</p> <p>【全般施設のSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】</p> <ul style="list-style-type: none"> SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用している。 事象の継続時間については、SA施設として用いる可能性のある期間を踏まえ40年と設定している。 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。 <p>表3のSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的な判断として、S_sによる地震力と組み合わせることとする。</p> <p>ここで、S_dとの組合せにおいても、組合せが必要と判断されるが、S_dより大きいS_sを組み合わせることで、S_dによる地震力との組合せを省略する。また、C/V雰囲気温度の影響を受ける施設については、5.2.2項での検討結果から、C/VのSA後長期の条件を考慮した条件をS_dによる地震力と組み合わせるべきであるが、今回は包絡する条件としてS_sによる地震力と組み合わせる。</p>	<p>この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。</p> <p>【全般施設のSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】</p> <ul style="list-style-type: none"> SAの発生確率は、個別プラントのCDFを用いず、CDFの性能目標値である10^{-4}/炉年を適用している。 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。 <p>表5.2.1.2のSAの発生確率、地震動の年超過確率、組合せの目安となるSAの継続時間との積を考慮し、SA発生後10^{-2}年以上に2×10^{-1}年未満の期間のうち最大となる荷重とS_dとを組み合わせる。また、SA発生後2×10^{-1}年以上の期間における最大値とS_sによる地震力とを組み合わせることとする。</p> <p>ここで、全般施設については必ずしもSAによる荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから、上記の考え方を包絡するようにSA発生後の最大荷重とS_sによる地震力とを組み合わせる。</p>	<p>この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定にあたり、以下の事項を考慮している。</p> <p>【全般施設のSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】</p> <ul style="list-style-type: none"> SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用している。 <ul style="list-style-type: none"> 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。 <p>第5.2.1-2表のSAの発生確率、地震動の年超過確率、組合せの目安となるSAの継続時間との積を考慮し、SA発生後10^{-2}年以上に2×10^{-1}年未満の期間のうち最大となる荷重とS_dとを組み合わせる。また、SA発生後2×10^{-1}年以上の期間における最大値とS_sによる地震力とを組み合わせることとする。</p> <p>ここで、全般施設については必ずしもSAによる荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから、上記の考え方を包絡するようにSA発生後の最大荷重とS_sによる地震力とを組み合わせる。</p>	<p>この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。</p> <p>【全般施設のSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】</p> <ul style="list-style-type: none"> SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用している。 事象の継続時間については、SA施設として用いる可能性のある期間を踏まえ40年と設定している。 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。 <p>表3のSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的な判断として、基準地震動による地震力と組み合わせることとする。</p> <p>ここで、弾性設計用地震動との組合せにおいても、組合せが必要と判断されるが、弾性設計用地震動より大きい基準地震動を組み合わせることで、弾性設計用地震動による地震力との組合せを省略する。また、C/V雰囲気温度の影響を受ける施設については、5.2.2項での検討結果から、C/VのSA後長期の条件を考慮した条件を弾性設計用地震動による地震力と組み合わせるべきであるが、今回は包絡する条件として基準地震動による地震力と組み合わせる。</p>	<p>する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

表3 SAの発生確率・継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

SAの発生確率	16条件を超える期間	地震の発生確率	合計
全てのSA	10 ⁻⁴ /炉年	40年*	10 ⁻⁴ /炉年以下
		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁴ /炉年以下
		S _d : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁴ /炉年以下

※: 継続時間は40年と設定するが、SAの収束においては早急な対応に努める。

(5) まとめ
以上より、全般施設としては、SA 荷重と S_s による地震力を組み合わせることとする。

5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
(1) SAの発生確率
SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用する。

表5.2.1.2 SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

事故シナリオ	SAの発生確率	地震動の年超過確率	組合せの目安となるSAの継続時間	運転状態	合計
全てのSA	10 ⁻⁴ /炉年	S _d : 10 ⁻² /年以下	10 ² 年以上 2×10 ¹ 年未満	V(L)	2×10 ⁻² /炉年未満
		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	2×10 ¹ 年以上	V(LL)	10 ⁻² /炉年以上

(5) まとめ
以上のことから、全般施設としては、SA発生後の最大荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。

5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
(1) SAの発生確率
SAの発生確率としては、CDFの性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用する。

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定
保守性を見込んだ10⁻⁸/炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが必要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な10⁻²~2×10⁻¹年未満を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動S_sとの組合

第5.2.1-2 表 SAの発生確率・継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シナリオ	運転状態	① SAの発生確率	② 地震の発生確率	③ SAの継続時間	①×②×③の合計
全てのSA	V(S)	10 ⁻⁴ /炉年	S _d : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年未満	10 ⁻⁴ /炉年未満
	V(L)		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻² 年以上 2×10 ⁻¹ 年未満	5×10 ⁻⁴ /炉年未満
	V(LL)		S _s : 10 ⁻² /年以上	2×10 ⁻¹ 年以上	2×10 ⁻² /炉年以上

(5) まとめ
以上より、全般施設としては、SA発生後の最大荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。

第5.2.1-2 図 全般施設の荷重の組合せの検討結果(イメージ)

5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
(1) SAの発生確率
SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用する。

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定
保守性を見込んだ10⁻⁸/炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが必要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な10⁻²~2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動S_sと

表3 SAの発生確率・継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

SAの発生確率	継続時間	地震動の年超過確率	事象発生確率
全てのSA	10 ⁻⁴ /炉年	40年*	10 ⁻⁴ /炉年以下
		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁴ /炉年以下
		弾性設計用地震動: 10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁴ /炉年以下

※: 継続時間は40年と設定するが、SAの収束においては早急な対応に努める。

(5) まとめ
以上より、全般施設としては、SA 荷重と基準地震動による地震力を組み合わせることとする。

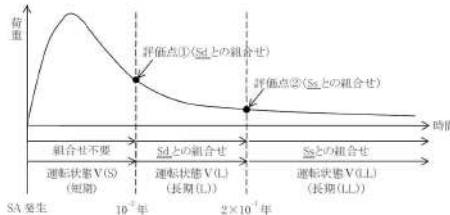
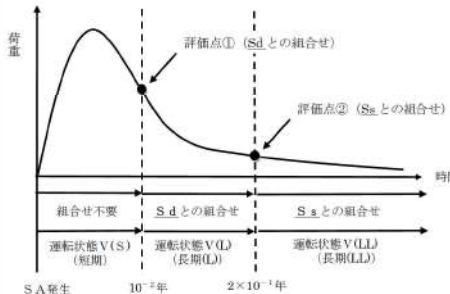
5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
(1) SAの発生確率
SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用する。

相違理由

・記載表現の相違であり、実質的な相違なし
以下、同様

・資料構成の相違
【女川2、島根2】
③の相違
(2)~(4)は玄海とのみ比較する

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>(2) SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>a. SAの選定</p> <p>本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえた、重大事故等対策の有効性を評価する事故シナリオグループ等に対して、表4に示すC/VのDB条件(最高使用圧力・温度)を超える事故シナリオグループ等を選定した結果を下表に示す。</p>	<p>(4) 荷重の組合せの検討</p> <p>a. SAの選定</p> <p>本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえた、重大事故等対策の有効性を評価する事故シナリオグループのうち、圧力・温度条件が最も厳しい事故シナリオグループを選定する。参考として原子炉格納容器のDB条件(最高使用圧力・温度)を超える事故シナリオグループ等を選定した結果を下表に示す。</p>	<p>(4) 荷重の組合せの検討</p> <p>a. SAの選定</p> <p>本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえた、重大事故等対策の有効性を評価する事故シナリオグループのうち、圧力・温度条件が最も厳しい事故シナリオグループを選定する。参考として原子炉格納容器のDB条件(最高使用圧力・温度)を超える事故シナリオグループ等を選定した結果を下表に示す。</p>	<p>(2) SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>a. SAの選定</p> <p>本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえた、重大事故等対策の有効性を評価する事故シナリオグループ等に対して、表4に示すC/V <u>パウ</u><u>ンダリ</u>のDB条件(最高使用圧力・温度)を超える事故シナリオグループ等を選定した結果を下表に示す。</p>																															
<p>表5.2.2.1 組合せの目安となる継続時間</p> <table border="1" data-bbox="555 327 1003 446"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>重大事故等の発生確率</th> <th>地震動の年超過確率</th> <th>荷重の組合せを考慮する判断目安</th> <th>組合せの目安となる継続時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全てのSA</td> <td>10^{-5}/年^{※1}</td> <td>弾性設計用地震動S_d 10^{-3}/年以下^{※2}</td> <td>10^{-5}/年以下</td> <td>10^2年以上</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>基準地震動S_s 5×10^{-3}/年以下^{※2}</td> <td>10^{-5}/年以上</td> <td>2×10^3年以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。</p> <p>※2: JEAG4601・補-1984に記載されている地震動S₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み換えた。</p>  <p>図5.2.2.1 荷重の組合せと継続時間の関係(イメージ)</p>	事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間	全てのSA	10^{-5} /年 ^{※1}	弾性設計用地震動S _d 10^{-3} /年以下 ^{※2}	10^{-5} /年以下	10^2 年以上			基準地震動S _s 5×10^{-3} /年以下 ^{※2}	10^{-5} /年以上	2×10^3 年以上	<p>第5.2.2-1 表 組合せの目安となる継続時間</p> <table border="1" data-bbox="1025 319 1473 454"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>重大事故等の発生確率</th> <th>地震動の発生確率</th> <th>荷重の組合せを考慮する判断目安</th> <th>組合せの目安となる継続時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全てのSA</td> <td>10^{-5}/年^{※1}</td> <td>弾性設計用地震動S_d 10^{-3}/年以下^{※2}</td> <td>10^{-5}/年以下</td> <td>10^2年以上</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>基準地震動S_s 5×10^{-3}/年以下^{※2}</td> <td>10^{-5}/年以上</td> <td>2×10^3年以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。</p> <p>※2: JEAG4601・補-1984に記載されている地震動S₂、S₁の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p>  <p>第5.2.2-1 図 荷重の組合せと継続時間の関係(イメージ)</p>	事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間	全てのSA	10^{-5} /年 ^{※1}	弾性設計用地震動S _d 10^{-3} /年以下 ^{※2}	10^{-5} /年以下	10^2 年以上			基準地震動S _s 5×10^{-3} /年以下 ^{※2}	10^{-5} /年以上	2×10^3 年以上	<p>の組合せが必要な2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。組合せの目安となる継続時間を第5.2.2-1表、組合せのイメージを第5.2.2-1図に示す。</p>	<p>の組合せが必要な2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。組合せの目安となる継続時間を第5.2.2-1表、組合せのイメージを第5.2.2-1図に示す。</p>	<p>相違理由</p>
事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間																														
全てのSA	10^{-5} /年 ^{※1}	弾性設計用地震動S _d 10^{-3} /年以下 ^{※2}	10^{-5} /年以下	10^2 年以上																														
		基準地震動S _s 5×10^{-3} /年以下 ^{※2}	10^{-5} /年以上	2×10^3 年以上																														
事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間																														
全てのSA	10^{-5} /年 ^{※1}	弾性設計用地震動S _d 10^{-3} /年以下 ^{※2}	10^{-5} /年以下	10^2 年以上																														
		基準地震動S _s 5×10^{-3} /年以下 ^{※2}	10^{-5} /年以上	2×10^3 年以上																														

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ等</th> <th>DB条件を超えるもの</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力調整機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>ECS注水機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>ECS再循環機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器圧力破損)</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る格納容器破損モード</td> <td></td> </tr> <tr> <td>静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過熱)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失(全熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の漏出</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>×</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ		2次冷却系からの除熱機能喪失	×	全交流動力電源喪失	×	原子炉格納容器圧力調整機能喪失	×	原子炉格納容器の除熱機能喪失	○	原子炉停止機能喪失	×	ECS注水機能喪失	×	ECS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、蒸気発生器圧力破損)	×	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る格納容器破損モード		静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	○	静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過熱)	○	高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱	×	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	×	水素燃焼	×	溶融炉心・コンクリート相互作用	×	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ		崩壊熱除去機能喪失(全熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	×	全交流動力電源喪失	×	原子炉冷却材の漏出	×	反応度の誤投入	×	<table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ等</th> <th>DB条件を超えるもの</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td></td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(共働T B)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(T B1)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(T B2)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(T B F)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td></td> </tr> <tr> <td>取水機能の喪失した場合</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系が故障した場合</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td> <td>×※1</td> </tr> <tr> <td>事故シナリオグループ等</td> <td>DB条件を超えるもの</td> </tr> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td> <td></td> </tr> <tr> <td>静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系を使用する場合</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系を使用しない場合</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>×※2</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>×※2</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>×※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の漏出</td> <td>×※2</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>×※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:有効性評価では、インターフェイスシステムLOCAにより格納容器外へ原子炉冷却材が流出する事象を評価しており、原子炉格納容器圧力・温度の評価を実施していないが、破断を想定した系(HPCS)以外の非常用炉心冷却系等は使用できることから、原子炉格納容器圧力・温度が最高使用圧力・温度を超えることはない</p> <p>※2:雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)の事故シナリオにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする</p> <p>※3:運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する評価は実施していない。しかしながら、静的な過圧・過温の熱源となる炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も運転中に比べて遅くなることから、運転中に包絡されるものとして参照すべき事故シナリオの対象とはしない。</p>	事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ		高圧・低圧注水機能喪失	○	高圧注水・減圧機能喪失	×	全交流動力電源喪失		全交流動力電源喪失(共働T B)	○	全交流動力電源喪失(T B1)	○	全交流動力電源喪失(T B2)	○	全交流動力電源喪失(T B F)	○	崩壊熱除去機能喪失		取水機能の喪失した場合	○	残留熱除去系が故障した場合	○	原子炉停止機能喪失	○	LOCA時注水機能喪失	○	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	×※1	事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの	「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード		静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)		代替循環冷却系を使用する場合	○	代替循環冷却系を使用しない場合	○	高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱	○	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○	水素燃焼	×※2	溶融炉心・コンクリート相互作用	○	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ		崩壊熱除去機能喪失	×※2	全交流動力電源喪失	×※2	原子炉冷却材の漏出	×※2	反応度の誤投入	×※2	<table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ等</th> <th>DB条件を超えるもの</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td></td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+交流電源喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+S R V再周失敗+HPCS失敗</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去機能喪失</td> <td></td> </tr> <tr> <td>取水機能が喪失した場合</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系が故障した場合</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>L O C A時注水機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td> <td>×※1</td> </tr> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td> <td></td> </tr> <tr> <td>静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱代替除去系を使用する場合</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱代替除去系を使用しない場合</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>×※2</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>×※2</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>×※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の漏出</td> <td>×※2</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>×※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:有効性評価では、インターフェイスシステムLOCAにより格納容器外へ原子炉冷却材が流出する事象を評価しており、原子炉格納容器圧力・温度の評価を実施していないが、破断を想定した系(LPCI)以外の非常用炉心冷却系を使用できることから、原子炉格納容器圧力・温度が最高使用圧力・温度を超えることはない。</p> <p>※2:雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)の事故シナリオにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする。</p> <p>※3:運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する評価は実施していない。しかしながら、静的な過圧・過温の熱源となる炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も運転中に比べて遅くなることから、運転中に包絡されるものとして参照すべき事故シナリオの対象とはしない。</p>	事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ		高圧・低圧注水機能喪失	○	高圧注水・減圧機能喪失	×	全交流動力電源喪失		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	○	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	○	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+交流電源喪失	○	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+S R V再周失敗+HPCS失敗	○	残留熱除去機能喪失		取水機能が喪失した場合	○	残留熱除去系が故障した場合	○	原子炉停止機能喪失	○	L O C A時注水機能喪失	○	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	×※1	「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード		静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)		残留熱代替除去系を使用する場合	○	残留熱代替除去系を使用しない場合	○	高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱	○	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○	水素燃焼	×※2	溶融炉心・コンクリート相互作用	○	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ		崩壊熱除去機能喪失	×※2	全交流動力電源喪失	×※2	原子炉冷却材の漏出	×※2	反応度の誤投入	×※2	<table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ等</th> <th>DB条件を超えるもの</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力調整機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>ECS注水機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>ECS再循環機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器圧力破損)</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td> <td></td> </tr> <tr> <td>静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過熱)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失(全熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の漏出</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>×</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ		2次冷却系からの除熱機能喪失	×	全交流動力電源喪失	×	原子炉格納容器圧力調整機能喪失	×	原子炉格納容器の除熱機能喪失	○	原子炉停止機能喪失	×	ECS注水機能喪失	×	ECS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、蒸気発生器圧力破損)	×	「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード		静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	○	静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過熱)	○	高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱	×	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	×	水素燃焼	×	溶融炉心・コンクリート相互作用	×	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ		崩壊熱除去機能喪失(全熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	×	全交流動力電源喪失	×	原子炉冷却材の漏出	×	反応度の誤投入	×	<p>・事故シナリオグループ等の相違</p> <p>【女川2、島根2】SA対策の有効性を評価する事故シナリオグループ等であることから、PWRとBWRで考慮すべき事故シナリオグループが異なる</p> <p>玄海3/4と同様</p> <p>これらの事故シナリオグループ等のうち、C/Vバウダリの圧力、温度上昇の観点で、最高使用圧力・温度を超える事故シナリオグループ等として、以下の3つが挙げられる。</p>
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの																																																																																																																																																																																																													
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ																																																																																																																																																																																																														
2次冷却系からの除熱機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	×																																																																																																																																																																																																													
原子炉格納容器圧力調整機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○																																																																																																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
ECS注水機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
ECS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、蒸気発生器圧力破損)	×																																																																																																																																																																																																													
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る格納容器破損モード																																																																																																																																																																																																														
静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	○																																																																																																																																																																																																													
静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過熱)	○																																																																																																																																																																																																													
高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱	×																																																																																																																																																																																																													
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	×																																																																																																																																																																																																													
水素燃焼	×																																																																																																																																																																																																													
溶融炉心・コンクリート相互作用	×																																																																																																																																																																																																													
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ																																																																																																																																																																																																														
崩壊熱除去機能喪失(全熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	×																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	×																																																																																																																																																																																																													
原子炉冷却材の漏出	×																																																																																																																																																																																																													
反応度の誤投入	×																																																																																																																																																																																																													
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの																																																																																																																																																																																																													
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ																																																																																																																																																																																																														
高圧・低圧注水機能喪失	○																																																																																																																																																																																																													
高圧注水・減圧機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失																																																																																																																																																																																																														
全交流動力電源喪失(共働T B)	○																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失(T B1)	○																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失(T B2)	○																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失(T B F)	○																																																																																																																																																																																																													
崩壊熱除去機能喪失																																																																																																																																																																																																														
取水機能の喪失した場合	○																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系が故障した場合	○																																																																																																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	○																																																																																																																																																																																																													
LOCA時注水機能喪失	○																																																																																																																																																																																																													
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	×※1																																																																																																																																																																																																													
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの																																																																																																																																																																																																													
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード																																																																																																																																																																																																														
静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)																																																																																																																																																																																																														
代替循環冷却系を使用する場合	○																																																																																																																																																																																																													
代替循環冷却系を使用しない場合	○																																																																																																																																																																																																													
高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱	○																																																																																																																																																																																																													
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○																																																																																																																																																																																																													
水素燃焼	×※2																																																																																																																																																																																																													
溶融炉心・コンクリート相互作用	○																																																																																																																																																																																																													
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ																																																																																																																																																																																																														
崩壊熱除去機能喪失	×※2																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	×※2																																																																																																																																																																																																													
原子炉冷却材の漏出	×※2																																																																																																																																																																																																													
反応度の誤投入	×※2																																																																																																																																																																																																													
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの																																																																																																																																																																																																													
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ																																																																																																																																																																																																														
高圧・低圧注水機能喪失	○																																																																																																																																																																																																													
高圧注水・減圧機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失																																																																																																																																																																																																														
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	○																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	○																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+交流電源喪失	○																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+S R V再周失敗+HPCS失敗	○																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去機能喪失																																																																																																																																																																																																														
取水機能が喪失した場合	○																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系が故障した場合	○																																																																																																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	○																																																																																																																																																																																																													
L O C A時注水機能喪失	○																																																																																																																																																																																																													
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	×※1																																																																																																																																																																																																													
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード																																																																																																																																																																																																														
静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)																																																																																																																																																																																																														
残留熱代替除去系を使用する場合	○																																																																																																																																																																																																													
残留熱代替除去系を使用しない場合	○																																																																																																																																																																																																													
高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱	○																																																																																																																																																																																																													
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○																																																																																																																																																																																																													
水素燃焼	×※2																																																																																																																																																																																																													
溶融炉心・コンクリート相互作用	○																																																																																																																																																																																																													
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ																																																																																																																																																																																																														
崩壊熱除去機能喪失	×※2																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	×※2																																																																																																																																																																																																													
原子炉冷却材の漏出	×※2																																																																																																																																																																																																													
反応度の誤投入	×※2																																																																																																																																																																																																													
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの																																																																																																																																																																																																													
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ																																																																																																																																																																																																														
2次冷却系からの除熱機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	×																																																																																																																																																																																																													
原子炉格納容器圧力調整機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○																																																																																																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
ECS注水機能喪失	×																																																																																																																																																																																																													
ECS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、蒸気発生器圧力破損)	×																																																																																																																																																																																																													
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード																																																																																																																																																																																																														
静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	○																																																																																																																																																																																																													
静置気圧力・温度による静的負荷(格納容器過熱)	○																																																																																																																																																																																																													
高圧溶融物放出/格納容器外部気流加熱	×																																																																																																																																																																																																													
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	×																																																																																																																																																																																																													
水素燃焼	×																																																																																																																																																																																																													
溶融炉心・コンクリート相互作用	×																																																																																																																																																																																																													
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ																																																																																																																																																																																																														
崩壊熱除去機能喪失(全熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	×																																																																																																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	×																																																																																																																																																																																																													
原子炉冷却材の漏出	×																																																																																																																																																																																																													
反応度の誤投入	×																																																																																																																																																																																																													

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)</p> <p>・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」(以下「C/V先行破損」という。)は、LOCAの発生後、炉心冷却は継続するものの、C/Vの除熱機能喪失により、C/Vの圧力・温度が上昇することになる。</p>	<p>事象発生後10^{-2}年(約3日後)の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <p>・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)</p> <p>・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)</p> <p>なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後10^{-2}年(約3日後)前までに原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能が確保され、10^{-2}年以降の原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、10^{-2}年以内の温度・圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</p> <p>なお、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能事故シーケンスである)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故</p>	<p>び事象発生後10^{-2}年(約3.5日後)以降の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <p>・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)</p> <p>・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)</p> <p>なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後10^{-2}年(約3.5日後)前までに格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による除熱機能が確保され、格納容器の圧力・温度条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年(約3.5日後)以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用として、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。</p> <p>したがって、最高使用圧力及び10^{-2}年(約3.5日後)以内の温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</p> <p>なお、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、高圧原子炉代替注水系等により炉心損傷回避が可能事故シーケンスである)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認するうえでは、原子炉格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</p>	<p>・原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)</p> <p>・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」(以下「C/V先行破損」という。)は、LOCAの発生後、炉心冷却は継続するものの、C/Vの除熱機能喪失により、C/Vの圧力・温度が上昇することになる。</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>また、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」(以下「C/V過圧破損」という。)及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」(以下「C/V過温破損」という。)は、C/V内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、C/V内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇することになる。</p> <p>有効性評価においても、上記の理由により、最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として、これら3つの事故シーケンスグループ等が抽出されている。</p> <p>このため、これら3つをC/Vの圧力・温度の観点から最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として選定した。</p> <p>上記の3つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後のC/Vの最高圧力及び最高温度を表4に示す。</p> <p>なお、これ以外の事故シーケンスグループ等については、格納容器スプレイ等によるC/V冷却が可能であるため、最高使用圧力・温度を超えることはない。</p>	<p>シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。</p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後の原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度、10⁻²年の圧力、温度を表5.2.2.2に示す。</p> <p>なお、その他の「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループについては、格納容器冷却及び除熱に係る手順として、格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。</p>	<p>として参照する事故シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。</p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後の原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度、10⁻²年(約3.5日後)の圧力及び温度を第5.2.2-2表に示す。</p> <p>なお、その他の「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループについては、格納容器冷却及び除熱に係る手順として、原子炉格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。</p>	<p>また、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」(以下「C/V過圧破損」という。)及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」(以下「C/V過温破損」という。)は、C/V内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、C/V内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇することになる。</p> <p>有効性評価においても、上記の理由により、最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として、これら3つの事故シーケンスグループ等が抽出されている。</p> <p>このため、これら3つをC/Vの圧力・温度の観点から最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として選定した。</p> <p>上記の3つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後のC/Vの最高圧力及び最高温度を表4に示す。</p> <p>なお、これ以外の事故シーケンスグループ等については、格納容器スプレイ等によるC/V冷却が可能であるため、最高使用圧力・温度を超えることはない。</p>																																																													
<p>表4 C/VのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="73 1101 539 1197"> <thead> <tr> <th></th> <th>C/V過圧破損</th> <th>C/V過温破損</th> <th>C/V先行破損</th> <th>00条件 (最高使用圧力・温度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約0.448MPa[gage]</td> <td>約0.409MPa[gage]</td> <td>約0.409MPa[gage]</td> <td>0.292MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約144.2℃</td> <td>約143.9℃</td> <td>約140.2℃</td> <td>144℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>表4に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して</p>		C/V過圧破損	C/V過温破損	C/V先行破損	00条件 (最高使用圧力・温度)	最高圧力	約0.448MPa[gage]	約0.409MPa[gage]	約0.409MPa[gage]	0.292MPa[gage]	最高温度	約144.2℃	約143.9℃	約140.2℃	144℃	<p>表5.2.2.2 原子炉格納容器のSA時の圧力・温度</p> <table border="1" data-bbox="539 1101 1014 1244"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)</th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約0.536MPa[gage]</td> <td>約0.610MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約178℃^{※1}</td> <td>約178℃^{※1}</td> </tr> <tr> <td>圧力(10⁻²年後)</td> <td>約0.167MPa[gage]</td> <td>約0.132MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>温度(10⁻²年後)</td> <td>約114℃</td> <td>約136℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(気相部温度)</p> <p>表5.2.2.2に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小</p>		格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)	最高圧力	約0.536MPa[gage]	約0.610MPa[gage]	最高温度	約178℃ ^{※1}	約178℃ ^{※1}	圧力(10 ⁻² 年後)	約0.167MPa[gage]	約0.132MPa[gage]	温度(10 ⁻² 年後)	約114℃	約136℃	<p>第5.2.2-2表 原子炉格納容器のSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1014 1101 1489 1260"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)</th> <th>格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約427kPa</td> <td>約659kPa</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約181℃^{※1}</td> <td>約181℃^{※1}</td> </tr> <tr> <td>圧力(10⁻²年後)</td> <td>約317kPa</td> <td>約109kPa</td> </tr> <tr> <td>温度(10⁻²年後)</td> <td>約131℃</td> <td>約144℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)</p> <p>第5.2.2-2表に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメー</p>		格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合)	最高圧力	約427kPa	約659kPa	最高温度	約181℃ ^{※1}	約181℃ ^{※1}	圧力(10 ⁻² 年後)	約317kPa	約109kPa	温度(10 ⁻² 年後)	約131℃	約144℃	<p>表4 C/VのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1489 1101 1964 1181"> <thead> <tr> <th></th> <th>C/V先行破損</th> <th>C/V過圧破損</th> <th>C/V過温破損</th> <th>00条件 (最高使用圧力・温度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約0.369MPa[gage]</td> <td>約0.369MPa[gage]</td> <td>約0.347MPa[gage]</td> <td>0.292MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約137℃</td> <td>約137℃</td> <td>約141℃</td> <td>142℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>表4に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して</p>		C/V先行破損	C/V過圧破損	C/V過温破損	00条件 (最高使用圧力・温度)	最高圧力	約0.369MPa[gage]	約0.369MPa[gage]	約0.347MPa[gage]	0.292MPa[gage]	最高温度	約137℃	約137℃	約141℃	142℃	<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
	C/V過圧破損	C/V過温破損	C/V先行破損	00条件 (最高使用圧力・温度)																																																												
最高圧力	約0.448MPa[gage]	約0.409MPa[gage]	約0.409MPa[gage]	0.292MPa[gage]																																																												
最高温度	約144.2℃	約143.9℃	約140.2℃	144℃																																																												
	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)																																																														
最高圧力	約0.536MPa[gage]	約0.610MPa[gage]																																																														
最高温度	約178℃ ^{※1}	約178℃ ^{※1}																																																														
圧力(10 ⁻² 年後)	約0.167MPa[gage]	約0.132MPa[gage]																																																														
温度(10 ⁻² 年後)	約114℃	約136℃																																																														
	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合)																																																														
最高圧力	約427kPa	約659kPa																																																														
最高温度	約181℃ ^{※1}	約181℃ ^{※1}																																																														
圧力(10 ⁻² 年後)	約317kPa	約109kPa																																																														
温度(10 ⁻² 年後)	約131℃	約144℃																																																														
	C/V先行破損	C/V過圧破損	C/V過温破損	00条件 (最高使用圧力・温度)																																																												
最高圧力	約0.369MPa[gage]	約0.369MPa[gage]	約0.347MPa[gage]	0.292MPa[gage]																																																												
最高温度	約137℃	約137℃	約141℃	142℃																																																												

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</p> <p>また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。したがって、耐震評価に用いるC/Vの圧力・温度条件として、有効性評価結果の圧力・温度を用いることは妥当と判断した。</p> <p>b. SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>C/Vについては、DB条件として、通常運転時の圧力・温度とS_s、最高使用圧力・温度とS_dの2種類の組合せを行っている。したがって、SA発生時にDB条件を超える継続時間としては、最高使用圧力・温度を超える時間（「短期荷重の継続時間」という。）、通常運転状態を超える時間（「長期荷重の継続時間」という。）をそれぞれ確認する。</p> <p>ここで「短期荷重の継続時間」に関する荷重としては、事故後ピーク荷重を用いる。また、「長期荷重の継続時間」に関する荷重としては、最高使用圧力・温度を用いる。</p> <p>【短期荷重の継続時間】</p> <p>上記の3つの事故シーケンスグループ等について、C/V圧力・温度への影響が大きい解析条件である格納容器再循環ユニットの除熱特性として、<u>有効性評価においては、C/V圧力・温度に対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて標準値を使用しており、この場合の解析結果を図3～図8に示す。</u></p> <p>図3～図8より、SA発生後、C/Vの最高使用圧力・温度を超える時間は長くとも33時間程度（=3.7×10³年）と短時間であり、長期にわたり継続する圧力・温度については、格納容器再循環ユニットによるC/V内の自然対流冷却を開始することにより、C/Vの最高使用圧力・温度を下回っていることが確認できる。</p>	<p>さくなるような設定とすることとしている。</p> <p>また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。</p> <p>b. SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>【短期荷重の継続時間】</p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を図5.2.2.2～図5.2.2.5に示す。</p> <p>図5.2.2.2～図5.2.2.5より、SA発生後10²年前までに、原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度となり、10²年以降は、原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持される。</p>	<p>夕に対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</p> <p>また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。したがって、耐震評価に用いる原子炉格納容器の圧力・温度条件として、有効性評価結果の圧力・温度を用いることは妥当と判断した。</p> <p>B. SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>【短期荷重の継続時間】</p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を第5.2.2-2図～第5.2.2-5図に示す。</p> <p>第5.2.2-2図～第5.2.2-5図より、SA発生後10²年（約3.5日後）前までに、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による格納容器除熱機能が確保され、格納容器の圧力・温度条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。</p> <p>残留熱代替除去系を使用する場合における10²年（約3.5日後）以降の格納容器圧力については、原子炉格納容器内の水素燃焼の防止のため原子炉格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。</p>	<p>余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</p> <p>また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。したがって、耐震評価に用いるC/Vバウングダリの圧力・温度条件として、有効性評価結果の圧力・温度を用いることは妥当と判断した。</p> <p>b. SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>C/Vについては、DB条件として、通常運転時の圧力・温度と基準地震動、最高使用圧力・温度と弾性設計用地震動の2種類の組合せを行っている。したがって、SA事象発生時にDB条件を超える継続時間としては、最高使用圧力・温度を超える時間（「短期荷重の継続時間」という。）、通常運転状態を超える時間（「長期荷重の継続時間」という。）をそれぞれ確認する。</p> <p>ここで「短期荷重の継続時間」に関する荷重としては、事故後ピーク荷重を用いる。また、「長期荷重の継続時間」に関する荷重としては、最高使用圧力・温度を用いる。</p> <p>【短期荷重の継続時間】</p> <p>上記の3つの事故シーケンスグループ等について、C/V圧力・温度への影響が大きい解析条件である格納容器再循環ユニットの除熱特性として、<u>格納容器再循環ユニットの粗フィルタがある場合の除熱特性とした場合の解析結果（基本ケース）及び格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の除熱特性とした場合の解析結果（感度ケース）を図3～図8に示す。</u></p> <p><u>短期荷重の継続時間の確認においては、実機運用に合わせた格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の除熱特性とした場合の解析結果を用いる。</u></p> <p>図3～図8より、SA発生後、C/Vの最高使用圧力・温度を超える時間は長くとも66時間程度であり、長期にわたり継続する圧力・温度については、格納容器再循環ユニットによる格納容器内の自然対流冷却を開始することにより、C/Vの最高使用圧力・温度を下回っていることが確認できる。</p>	<p>相違理由</p> <p>・有効性評価における解析条件について明確化していることにより相違しているが、事象の継続時間を検討するという点で同一であり、実質的に相違なし</p> <p>・評価結果の相違【玄海3/4】</p> <p>・記載表現の相違【玄海3/4】</p> <p>泊3号炉はSA対策の正式名称を記載し</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上から、荷重の組合せの検討で用いる短期荷重の継続時間としては10^{-2}年(約87時間)とする。</p>	<p>よって、SA発生後10^{-2}年前をV(S) (SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態)として設定することは適切である。</p>	<p>よって、SA発生後10^{-2}年前をV(S) (SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態)として設定することは適切である。</p>	<p>以上から、荷重の組合せの検討で用いる短期荷重の継続時間としては10^{-2}年(約87時間)とする。</p>	<p>ている 以下、同様</p>
<p>図3 C/V先行破損におけるC/V圧力の時間変化</p>	<p>図5.2.2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器圧力の推移</p>	<p>第5.2.2-2 図 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)における格納容器圧力の推移</p>	<p>図3 C/V 先行破損におけるC/V 圧力の時間変化</p>	<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
<p>図4 C/V先行破損におけるC/V温度の時間変化</p>	<p>図5.2.2.3 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器温度の推移</p>	<p>第5.2.2-3 図 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系使用する場合)における格納容器温度(気相部)の推移</p>	<p>図4 C/V 先行破損におけるC/V 温度の時間変化</p>	<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
				<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
<p>図5 C/V過温破損におけるC/V圧力の時間変化</p>				<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
<p>図6 C/V過温破損におけるC/V温度の時間変化</p>	<p>図5.2.2.5 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)における格納容器温度の推移</p>	<p>第5.2.2-5 図 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)における格納容器温度(気相部)の推移</p>	<p>図6 C/V 過圧破損におけるC/V 温度の時間変化</p>	<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図7 C/V過圧破損におけるC/V圧力の時間変化</p>			<p>図7 C/V過温破損におけるC/V圧力の時間変化</p>	<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
<p>図8 C/V過圧破損におけるC/V温度の時間変化</p>			<p>図8 C/V過温破損におけるC/V温度の時間変化</p>	<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
<p>【長期荷重の継続時間】</p> <p>SA発生後のC/Vの圧力・温度は、SA施設である格納容器スプレイ再循環系統が仮に機能喪失した場合、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却により、長期的に格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを確認している。更に、格納容器の圧力を早期に低減させるために、既設機器の復旧や可搬設備等を活用すること等のマネジメント対策として、</p> <p>重大事故発生後の格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却中における格納容器スプレイポンプ</p>	<p>【長期(L)および長期(LL)における荷重の継続時間】</p> <p>SA発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用できない場合では大幅に挙動が異なる。SA発生後10^2年という断面においては、表5.2.2.2に示したとおり、格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)の方が圧力は高い。</p> <p>かつ、除熱機能の確保はSA設備である代替循環冷却系の確保を優先に行うことから、本設定では、</p>	<p>【長期(L)及び長期(LL)における荷重の継続時間】</p> <p>SA発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として残留熱代替除去系を使用する場合と残留熱代替除去系を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。SA発生後10^2年(約3.5日後)という断面においては、第5.2.2-2表に示したとおり、圧力は格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)の方が高く、温度は格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)の方が高い。</p> <p>除熱機能の確保はSA設備である残留熱代替除去系の確保を優先に行うことから、荷重条件の設定で</p>	<p>【長期荷重の継続時間】</p> <p>SA発生後のC/Vの圧力・温度は、SA施設である格納容器スプレイ再循環系が仮に機能喪失した場合、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却により、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを確認している。さらに、原子炉格納容器の圧力を早期に低減させるために、既設機器の復旧や可搬設備等を活用すること等のマネジメント対策として、</p> <p>重大事故発生後の格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却中における格納容器スプレイポンプ</p>	<p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・設備名称の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様 ・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・既設機器の復旧及び仮設機器による再</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>部品取替による格納容器スプレイ再循環系統復旧及び仮設格納容器スプレイ再循環系統構築の実現可能性を確認し、長期荷重の継続時間を設定した。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設格納容器スプレイ再循環を使用する。これらの体制や手順に係る対応方針については、設置変更許可本文十号及び添付書類十に記載し、位置づけを明確にする。</p> <p>それらの実現可能性を検討した結果、1ヶ月程度でC/V内圧を通常運転圧力程度まで低下させることが可能であると判断した。(補足4「重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間(圧力低減方策)」について)参照)</p>	<p>格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)を前提とする。</p> <p>長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を図5.2.2.6~図5.2.2.7に示す。</p> <p>事象発生24時間後に原子炉補機代替冷却水系の準備が完了し、以降、代替循環冷却系により格納容器圧力・温度は低下傾向が継続する。</p> <p>また、格納容器内の酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件)に到達し、可搬型窒素ガス供給装置を用いた窒素供給操作を開始以降については、格納容器圧力は上昇後に静定し、格納容器温度は低下傾向を継続する。</p> <div data-bbox="571 502 996 774"> </div> <p>図5.2.2.6 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器圧力の推移(長期間解析)</p> <div data-bbox="571 933 996 1220"> </div> <p>図5.2.2.7 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器温度の推移(長期間解析)</p> <p>ここで、2×10^{-1}年(約60日後)の格納容器圧力及び温度を表5.2.2.3に示す。格納容器圧力は低下傾向を示した後に一時的に上昇するが静定し、また、格納容器温度は低下傾向を維持するため、最高</p>	<p>は、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)を基本とする。</p> <p>長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を第5.2.2-6図~第5.2.2-7図に示す。</p> <div data-bbox="1041 502 1467 774"> </div> <p>第5.2.2-6 図 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)における格納容器圧力の推移(長期間解析)</p> <div data-bbox="1041 933 1467 1220"> </div> <p>第5.2.2-7 図 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)における格納容器温度(気相部)の推移(長期間解析)</p> <p>ここで、2×10^{-1}年(約70日後)の格納容器圧力及び温度を表5.2.2-3表に示す。格納容器圧力・温度は低下傾向を維持し、最高使用圧力及び最高使用温度以下に低下するものの、通常運転条件の</p>	<p>又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系の復旧及び仮設格納容器スプレイ再循環系の構築の実現可能性を確認し、長期荷重の継続時間を設定した。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設格納容器スプレイ再循環を使用する。これらの体制や手順に係る対応方針については、設置変更許可本文十号及び添付書類十に記載し、位置づけを明確にする。</p> <p>それらの実現可能性を検討した結果、1ヶ月程度でC/V内圧を通常運転圧力程度まで低下させることが可能であると判断した。(補足4「重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間(圧力低減方策)」について)参照)</p>	<p>循環系の構築による検討を実施しているという点で同一であり、実質的に相違なし</p> <p>以下、同様</p>

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																												
<p>以上のDB条件を超える期間、通常運転状態程度になる期間をまとめると表5のとおりとなる。</p>	<p>使用圧力及び最高使用温度以下に低下するもの、通常運転条件の格納容器圧力は上回ることとなる。</p>	<p>格納容器圧力・温度は上回ることとなる。</p>	<p>以上のDB条件を超える期間、通常運転状態程度になる期間をまとめると表5のとおりとなる。</p>																													
<p>表5 各SAの継続時間</p>	<p>表5.2.2.3 原子炉格納容器のSA時の圧力・温度</p>	<p>第5.2.2-3表 原子炉格納容器のSA時の圧力・温度</p>	<p>表5 各SAの継続時間</p>																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>DB条件を超える期間</th> <th>通常運転状態程度になる期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>C/V先行破損</td> <td rowspan="3">10²年以内</td> <td rowspan="3">2×10¹年以内</td> </tr> <tr> <td>C/V過圧破損</td> </tr> <tr> <td>C/V過温破損</td> </tr> </tbody> </table>		DB条件を超える期間	通常運転状態程度になる期間	C/V先行破損	10 ² 年以内	2×10 ¹ 年以内	C/V過圧破損	C/V過温破損	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力 (2×10¹年後)</td> <td>約 0.426MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 (2×10¹年後)</td> <td>約 50℃</td> </tr> </tbody> </table>		格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	格納容器圧力 (2×10 ¹ 年後)	約 0.426MPa [gage]	格納容器温度 (2×10 ¹ 年後)	約 50℃	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>約 372kPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>約 62℃^{※1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：サブプレッション・チェンバの温度</p>		格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)	格納容器圧力	約 372kPa [gage]	格納容器温度	約 62℃ ^{※1}	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>DB条件を超える期間</th> <th>通常運転状態程度になる期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>C/V先行破損</td> <td rowspan="3">10²年以内</td> <td rowspan="3">2×10¹年以内</td> </tr> <tr> <td>C/V過圧破損</td> </tr> <tr> <td>C/V過温破損</td> </tr> </tbody> </table>		DB条件を超える期間	通常運転状態程度になる期間	C/V先行破損	10 ² 年以内	2×10 ¹ 年以内	C/V過圧破損	C/V過温破損	
	DB条件を超える期間	通常運転状態程度になる期間																														
C/V先行破損	10 ² 年以内	2×10 ¹ 年以内																														
C/V過圧破損																																
C/V過温破損																																
	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)																															
格納容器圧力 (2×10 ¹ 年後)	約 0.426MPa [gage]																															
格納容器温度 (2×10 ¹ 年後)	約 50℃																															
	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)																															
格納容器圧力	約 372kPa [gage]																															
格納容器温度	約 62℃ ^{※1}																															
	DB条件を超える期間	通常運転状態程度になる期間																														
C/V先行破損	10 ² 年以内	2×10 ¹ 年以内																														
C/V過圧破損																																
C/V過温破損																																
<p>(3) 地震動の年超過確率</p>	<p>(2) 地震動の年超過確率</p>	<p>(2) 地震動の年超過確率</p>	<p>(3) 地震動の年超過確率</p>																													
<p>地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p>	<p>地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p>	<p>地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p>	<p>地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率を基準地震動、弾性設計用地震動の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p>																													
<p>(4) 荷重組合せの検討</p>	<p>(1)～(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震の年超過確率(添付資料2参照)を踏まえた事象発生確率は表5.2.2.4のとおりとなる。この検討に際し、SA施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。</p>	<p>(1)～(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率(添付資料2参照)を踏まえた事象発生確率は表5.2.2-4表のとおりとなる。この検討に際し、SA施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。</p>	<p>(1)～(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率(添付資料2参照)を踏まえた事象発生確率は表6のとおりとなる。この検討に際し、SA施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。</p>																													
<p>【C/VのSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】</p>	<p>【PCVバウンダリにおけるSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】</p>	<p>【PCVバウンダリにおけるSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】</p>	<p>【C/VバウンダリのSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】</p>	<p>・記載の充実による相違であり、実質的な相違なし</p>																												
<p>・SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。</p>	<p>・SAの発生確率は、個別プラントのCDFを用いず、CDFの性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。</p>	<p>・SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。</p>	<p>・SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。</p>																													
<p>・事象の継続時間について、短期荷重については、有効性評価結果から得られる継続時間に基づき10²年に、長期荷重については、圧力低減方策により通常運転状態程度になる時間に基づき2×10¹年と設定している。</p>	<p>・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。</p>	<p>・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。</p>	<p>・事象の継続時間について、短期荷重については、有効性評価結果から得られる継続時間に基づき10²年に、長期荷重については、圧力低減方策により通常運転状態程度になる時間に基づき2×10¹年と設定している。</p>																													
<p>・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。</p>	<p>以上より、表5.2.2.2及び表5.2.2.3を考慮し、格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA発生後10²年</p>	<p>以上より、第5.2.2-2表及び第5.2.2-3表を考慮し、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA発生後10²</p>	<p>また、表6のSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的な判断として弾性設計用地震動による地震力とSA後長期荷重を組み合わせる。なお、C/Vについては、DB施設ではLOCA後の最終障壁として、SAに至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA後の最大内圧とS_dによる地震力</p>																													

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

との組合せを考慮することとしているが、SA施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。

SA施設としてのC/Vについては、DB施設のSsに対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、重大事故時の格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2Pd(最高使用圧力の2倍の圧力)の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

表6 SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

	SAの発生確率	DB条件を超える期間(超過確率)	最終障壁劣化程度になる期間(超過確率)	地震の発生確率	合計(相乗荷重/長期荷重)
C/V先行破壊	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻⁷ /年	2×10 ⁻⁶ /年	Sa: 5×10 ⁻⁷ /年以下 Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下/10 ⁻⁷ /年以下 10 ⁻⁷ /年以下/10 ⁻⁷ /年以下
C/V並行破壊	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻⁷ /年	2×10 ⁻⁶ /年	Sa: 5×10 ⁻⁷ /年以下 Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下/10 ⁻⁷ /年以下 10 ⁻⁷ /年以下/10 ⁻⁷ /年以下
C/V遅延破壊	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻⁷ /年	2×10 ⁻⁶ /年	Sa: 5×10 ⁻⁷ /年以下 Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下/10 ⁻⁷ /年以下 10 ⁻⁷ /年以下/10 ⁻⁷ /年以下

(5) まとめ
以上より、C/Vとしては、SA長期荷重とSdによる地震力を組み合わせることとする。

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

以上2×10⁻¹年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)とSdとを組み合わせる。また、SA発生後2×10⁻¹年以上の期間における最大となる荷重とSsによる地震力とを組み合わせることとする。

表5.2.2.4 SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

事故シナリオ	SAの発生確率	地震動の年超過確率	組合せの目安となるSAの継続時間	運転状態	合計
表層気圧力・温度による静的負荷(格納容器緊急圧・過温監視)	10 ⁻⁷ /年	Sd:10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ 年以上 2×10 ⁻¹ 年未満	V(LL)	2×10 ⁻⁷ /年未満
		Sa:5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	V(LL)	10 ⁻⁷ /年以上

(5) まとめ
以上ことから、PCVバウンダリとしては、SA後長期(LL)に生じる荷重とSsによる地震力およびSA発生後の最大となる荷重とSdによる地震力とを組み合わせることとする。

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

年以上2×10⁻¹年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)をSdと組み合わせる。また、SA発生後2×10⁻¹年以上の期間において最大となる荷重とSsによる地震力を組み合わせることとする。

第5.2.2-4表 SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シナリオ	運転状態	① SAの発生確率	② 地震の発生確率	③ SAの継続時間	④ C/V<DB設計
表層気圧力・温度による静的負荷(格納容器緊急圧・過温監視)	V(DB)	5.6: 10 ⁻⁷ /年以下	5.6: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ 年未満	10 ⁻⁷ /年未満
	V(LL)	5.6: 10 ⁻⁷ /年以下	5.6: 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻¹ 年未満	10 ⁻⁷ /年未満
	V(LL)	5.6: 10 ⁻⁷ /年以下	5.6: 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	10 ⁻⁷ /年未満

(5) まとめ
以上より、PCVバウンダリとしては、SA後長期(LL)に生じる荷重とSsによる地震力、SA発生後の最大となる荷重とSdによる地震力を組み合わせることとする。

第5.2.2-8図 PCVバウンダリの荷重の組合せの検討(イメージ)

泊発電所3号炉

圧と弾性設計用地震動による地震力との組合せを考慮することとしているが、SA施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。

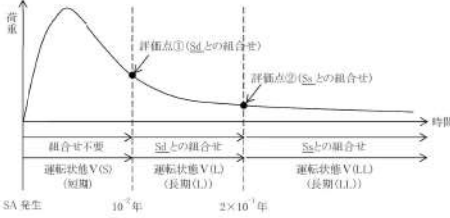
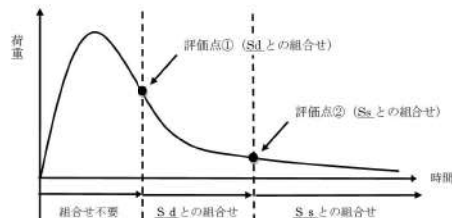
SA施設としてのC/Vについては、DB施設の基準地震動に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2Pd(最高使用圧力の2倍の圧力)の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

表6 SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

SAの発生確率	継続時間	地震動の年超過確率	事象発生確率(相乗荷重/長期荷重)
C/V先行破壊	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻⁷ /年	1×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動: 10 ⁻⁷ /年以下
C/V並行破壊	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻⁷ /年	1×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動: 10 ⁻⁷ /年以下
C/V遅延破壊	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻⁷ /年	1×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動: 10 ⁻⁷ /年以下

(5) まとめ
以上より、C/Vバウンダリとしては、SA長期荷重と弾性設計用地震動による地震力を組み合わせることとする。

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																															
<p>5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>(1) SAの発生確率 SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p>	<p>5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>(1) SAの発生確率 SAの発生確率としては、CDFの性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p> <p>(3) 荷重の組合せの継続時間の決定 保守性を見込んだ10^{-3}/炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動Sdとの組合せが必要な$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動Ssとの組合せが必要な期間2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。組合せの目安となる継続時間を表5.2.3.1、組合せのイメージを図5.2.3.1に示す。</p> <p>表5.2.3.1 組合せの目安となる継続時間</p> <table border="1" data-bbox="555 730 1003 850"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>重大事故等の発生確率</th> <th>地震動の年超過確率</th> <th>荷重の組合せを考慮する判断目安</th> <th>組合せの目安となる継続時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">全てのSA</td> <td rowspan="2">10^{-4}/炉年^{※1}</td> <td>弾性設計用地震動 Sd</td> <td>10^{-2}/年以下^{※2}</td> <td>10^{-2}年以上</td> </tr> <tr> <td>基準地震動 Ss</td> <td>5×10^{-4}/年以下^{※2}</td> <td>2×10^{-1}年以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。 ※2:JEAG4601・補-1984に記載されている地震動S₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み換えた。</p>  <p>図5.2.3.1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)</p>	事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間	全てのSA	10^{-4} /炉年 ^{※1}	弾性設計用地震動 Sd	10^{-2} /年以下 ^{※2}	10^{-2} 年以上	基準地震動 Ss	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}	2×10^{-1} 年以上	<p>5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>(1) SAの発生確率 SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p> <p>(3) 荷重の組合せの継続時間の決定 保守性を見込んだ10^{-3}/炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動Sdとの組合せが必要な$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動Ssとの組合せが必要な2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。組合せの目安となる継続時間を第5.2.3-1表、組合せのイメージを図5.2.3-1図に示す。</p> <p>第5.2.3-1表 組合せの目安となる継続時間</p> <table border="1" data-bbox="1028 722 1478 858"> <thead> <tr> <th rowspan="2">事故シーケンス</th> <th rowspan="2">重大事故等の発生確率</th> <th colspan="2">地震動の発生確率</th> <th rowspan="2">荷重の組合せを考慮する判断目安</th> <th rowspan="2">組合せの目安となる継続時間</th> </tr> <tr> <th>弾性設計用地震動 S d</th> <th>基準地震動 S s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">全てのSA</td> <td rowspan="2">10^{-4}/炉年^{※1}</td> <td>10^{-2}/年以下^{※2}</td> <td>5×10^{-4}/年以下^{※2}</td> <td>10^{-2}年以上</td> <td>10^{-2}年以上</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>2×10^{-1}年以上</td> <td>2×10^{-1}年以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。 ※2:JEAG4601・補-1984に記載されている地震動S₂、S₁の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p>  <p>第5.2.3-1図 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)</p>	事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間	弾性設計用地震動 S d	基準地震動 S s	全てのSA	10^{-4} /炉年 ^{※1}	10^{-2} /年以下 ^{※2}	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}	10^{-2} 年以上	10^{-2} 年以上			2×10^{-1} 年以上	2×10^{-1} 年以上	<p>5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</p> <p>(1) SAの発生確率 SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。</p>	<p>・資料構成の相違 【女川2, 島根2】 ③の相違 (2)~(4)は玄海とのみ比較する</p>
事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間																															
全てのSA	10^{-4} /炉年 ^{※1}	弾性設計用地震動 Sd	10^{-2} /年以下 ^{※2}	10^{-2} 年以上																															
		基準地震動 Ss	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}	2×10^{-1} 年以上																															
事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間																														
		弾性設計用地震動 S d	基準地震動 S s																																
全てのSA	10^{-4} /炉年 ^{※1}	10^{-2} /年以下 ^{※2}	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}	10^{-2} 年以上	10^{-2} 年以上																														
				2×10^{-1} 年以上	2×10^{-1} 年以上																														

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	
(2) SAで考慮する荷重と継続時間	
a. SAの選定	
RCPBの圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シナリオ等とは以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化が発生するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、RCPBが高温・高圧状態となる。	
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ	
2次冷却系からの除熱機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉格納容器除熱機能喪失	×
原子炉格納容器の除熱機能喪失	×
原子炉停止機能喪失	○
ECS注水機能喪失	×
ECS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)	×
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	×
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	×
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	×
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	×
水素燃焼	×
溶融炉心・コンクリート相互作用	×
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ	
融熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉冷却材の流出	×
反応度の誤投入	×

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	
(4) 荷重の組合せの検討	
a. SAの選定	
原子炉圧力容器の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シナリオ等とは以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」は、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。	
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの ^{※1}
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
全交流動力電源喪失(長期DB)	×
全交流動力電源喪失(TBT)	×
全交流動力電源喪失(TBD)	×
全交流動力電源喪失(TBP)	×
融熱除去機能喪失	×
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系の故障した場合	×
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	×
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	×
事故シナリオグループ等	
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	—※1
代替蓄熱除去系を使用する場合	—※2
代替蓄熱除去系を使用できない場合	—※3
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	—※1
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—※1
水素燃焼	—※1
溶融炉心・コンクリート相互作用	—※1
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ	
融熱除去機能喪失	—※1
全交流動力電源喪失	—※1
原子炉冷却材の流出	—※1
反応度の誤投入	—※1

※1:有効性評価における原子炉圧力と最高使用圧力との比較
 ※2:非常用炉心冷却系が喪失し、炉心が損傷に至るシナリオである。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シナリオとしては参照しない。
 なお、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)及び水素燃焼は大破断LOCAを起因とし、事故後、急速に減圧するシナリオであり、また、他のシナリオは、原子炉が高圧の状態を維持(その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御)するが、原子炉水位がBAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため、原子炉圧力という点では、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	
(4) 荷重の組合せの検討	
a. SAの選定	
原子炉圧力容器の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シナリオ等とは以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」は、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。	
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの ^{※1}
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	×
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	×
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失	×
事故シナリオグループ等	
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	×
融熱除去機能喪失	×
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系の故障した場合	×
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	×
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	—※1
代替蓄熱除去系を使用する場合	—※2
代替蓄熱除去系を使用しない場合	—※3
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	—※1
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—※1
水素燃焼	—※1
溶融炉心・コンクリート相互作用	—※1
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ	
融熱除去機能喪失	—※1
全交流動力電源喪失	—※1
原子炉冷却材の流出	—※1
反応度の誤投入	—※1

※1:有効性評価における原子炉圧力とDB条件における原子炉圧力との比較
 ※2:非常用炉心冷却系が喪失し、炉心が損傷に至るシナリオである。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シナリオとしては参照しない。
 なお、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)及び水素燃焼は大破断LOCAを起因とし、事故後、急速に減圧するシナリオであり、また、他のシナリオは、原子炉が高圧の状態を維持(その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御)するが、原子炉水位がBAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため、原子炉圧力という点では、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事

泊発電所3号炉	
(2) SAで考慮する荷重と継続時間	
a. SAの選定	
RCPBの圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シナリオ等とは以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化が発生するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、RCPBが高温・高圧状態となる。	
事故シナリオグループ等	DB条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ	
2次冷却系からの除熱機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉格納容器除熱機能喪失	×
原子炉停止機能喪失	○
ECS注水機能喪失	×
ECS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)	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	×
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	×
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	×
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	×
水素燃焼	×
溶融炉心・コンクリート相互作用	×
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナリオグループ	
融熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉冷却材の流出	×
反応度の誤投入	×

相違理由

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>これ以外の事故シーケンスグループ等のうち、「2次冷却系からの除熱機能喪失」、においては、「原子炉停止機能喪失」と同様、RCPBは健全であることから、圧力・温度が上昇するが、制御棒挿入により原子炉出力が下がる。原子炉出力が下がった状態であれば、加圧器逃がし弁の作動により、圧力の上昇を防ぐことができることから、DBの荷重条件を超えることはない。</p> <p>また、「全交流動力電源喪失」及び「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」、「ECCS注水機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」及び「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）」については、LOCA（RCPシールLOCA/シールリーク含む）が発生していることから、表7に示すRCPBのDB条件を超えることはない。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」（以下「ATWS」という。）の炉心損傷防止対策としては、<u>多様化自動作動設備</u>により主蒸気ラインを隔離することで、1次冷却材温度を上昇させることにより、減速材温度係数の負の反応度掃選効果により原子炉出力を低下させ、また、補助給水ポンプが自動起動することで、蒸気発生器への注水を確保することにより、蒸気発生器による炉心冷却を行うことになる。</p> <p>ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変化のうち、「主給水流量喪失」については、<u>多様化自動作動設備</u>が動作しない場合に、より多くの機能に期待する必要がある原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる事象である。</p>	<p>故」に係る事故シーケンスグループに包絡される</p> <p>※3:運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら、運転停止中であり、初期圧力は十分に低く、また、過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も遅くなることから、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない</p> <p>これ以外の事故シーケンスグループ等では、原子炉圧力容器は健全であり、また、スクラム後、急速減圧及び低圧注水系による冠水維持開始までの間、逃がし安全弁の作動により、原子炉圧力は制御されることから、DBの荷重条件を超えることはない。</p> <p>また、「全交流動力電源喪失(TBP)」、「LOCA時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」は、LOCA又は逃がし安全弁の再閉失敗が発生していることを前提としており、DBの荷重条件を超えることはない。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」（以下「ATWS」という。）の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能(ARI)を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。</p>	<p>ある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡される。</p> <p>※3:運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら、運転停止中であり、初期圧力は十分に低く、また、過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も遅くなることから、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。</p> <p>これ以外の事故シーケンスグループ等では、原子炉圧力容器は健全であり、また、スクラム後、急速減圧による低圧注水系による冠水維持開始までの間、逃がし安全弁の作動により、原子炉圧力は制御されることから、DBの荷重条件を超えることはない。</p> <p>また、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+D/G失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」、「LOCA時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」は、LOCA又は逃がし安全弁の再閉失敗が発生していることを前提としており、DB条件を超えることはない。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能(ARI)を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。</p>	<p>これ以外の事故シーケンスグループ等のうち、「2次冷却系からの除熱機能喪失」、においては、「原子炉停止機能喪失」と同様、RCPBは健全であることから、圧力・温度が上昇するが、制御棒挿入により原子炉出力が下がる。原子炉出力が下がった状態であれば、加圧器逃がし弁の作動により、圧力の上昇を防ぐことができることから、DBの荷重条件を超えることはない。</p> <p>また、「全交流動力電源喪失」及び「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」、「ECCS注水機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」及び「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）」については、LOCA（RCPシールLOCA/シールリーク含む）が発生していることから、表7に示すRCPBのDB条件を超えることはない。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」（以下「ATWS」という。）の炉心損傷防止対策としては、<u>共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）</u>により主蒸気ラインを隔離することで、1次冷却材温度を上昇させることにより、減速材温度係数の負の反応度掃選効果により原子炉出力を低下させ、また、補助給水ポンプが自動起動することで、蒸気発生器への注水を確保することにより、蒸気発生器による炉心冷却を行うことになる。</p> <p>ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変化のうち、「<u>主給水流量喪失</u>」については、<u>共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）</u>が動作しない場合に、<u>より多くの機能に期待する必要がある原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる事象</u>である。</p>	<p>相違理由</p> <p>・設備名称の相違 【玄海3/4】 以下、同様</p>

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>また、「負荷の喪失」については、運転時の異常な過渡変化において最も圧力が高くなる事象である。</p> <p>したがって、有効性評価では、上記の理由から以下の2つの事故シーケンスを選定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失+ATWS ・負荷の喪失+ATWS <p>これらの事故シーケンスにおける SA 発生後の1次系圧力の最高値、1次冷却材温度の高温側/低温側の最高値を表7に示す。</p>	<p>以上のおり、スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。</p> <p>したがって、SA として考慮すべき事故シーケンスは以下の事故シナリオを選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止機能喪失 <p>この事故シーケンスにおけるSA 発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を表5.2.3.2に示す。</p>	<p>以上のおり、スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。</p> <p>したがって、以下のSA として考慮すべき事故シーケンスは以下の事故シナリオを選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止機能喪失 <p>この事故シーケンスにおける SA 発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を第5.2.3-2 表に示す。</p>	<p>また、「負荷の喪失」については、運転時の異常な過渡変化において最も圧力が高くなる事象である。</p> <p>したがって、有効性評価では、上記の理由から以下の2つの事故シーケンスを選定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗 ・負荷の喪失+原子炉トリップ失敗 <p>これらの事故シーケンスにおける SA 発生後の1次冷却材圧力の最高値、1次冷却材温度の高温側/低温側の最高値を表7に示す。</p>	<p>・記載表現の相違 【玄海3/4】 泊3号炉は、シーケンス選定において使用している事故シーケンス名としている以下、同様 ・記載表現の相違であり、実質的な相違なし ・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>																																				
<p>表7 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA 時の圧力・温度(有効性評価結果)</p>	<p>表5.2.3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA 時の圧力・温度(有効性評価結果)</p>	<p>第5.2.3-2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA 時の圧力・温度(有効性評価結果)</p>	<p>表7 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA 時の圧力・温度(有効性評価結果)</p>																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>主給水流量喪失+ATWS</th> <th>負荷の喪失+ATWS</th> <th>0B条件 ([負荷の喪失]時の評価圧力・温度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約18.6MPa[gage]</td> <td>約18.9MPa[gage]</td> <td>18.60MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度 (高温側配管/低温側配管)</td> <td>約350℃/約348℃</td> <td>約350℃/約348℃</td> <td>336.0℃/308.7℃</td> </tr> </tbody> </table>		主給水流量喪失+ATWS	負荷の喪失+ATWS	0B条件 ([負荷の喪失]時の評価圧力・温度)	最高圧力	約18.6MPa[gage]	約18.9MPa[gage]	18.60MPa[gage]	最高温度 (高温側配管/低温側配管)	約350℃/約348℃	約350℃/約348℃	336.0℃/308.7℃	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉停止機能喪失</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約9.56MPa[gage]※</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約309℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差を考慮した値</p>		原子炉停止機能喪失	最高圧力	約9.56MPa[gage]※	最高温度	約309℃	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉停止機能喪失</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約8.98MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約304℃</td> </tr> </tbody> </table>		原子炉停止機能喪失	最高圧力	約8.98MPa[gage]	最高温度	約304℃	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗</th> <th>負荷の喪失+原子炉トリップ失敗</th> <th>0B条件 ([負荷の喪失]時の評価圧力・温度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約18.9MPa[gage]</td> <td>約18.9MPa[gage]</td> <td>17.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度 (高温側配管/低温側配管)</td> <td>約352℃/約351℃</td> <td>約352℃/約351℃</td> <td>339.4℃/308.3℃</td> </tr> </tbody> </table>		主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗	負荷の喪失+原子炉トリップ失敗	0B条件 ([負荷の喪失]時の評価圧力・温度)	最高圧力	約18.9MPa[gage]	約18.9MPa[gage]	17.8MPa[gage]	最高温度 (高温側配管/低温側配管)	約352℃/約351℃	約352℃/約351℃	339.4℃/308.3℃	
	主給水流量喪失+ATWS	負荷の喪失+ATWS	0B条件 ([負荷の喪失]時の評価圧力・温度)																																					
最高圧力	約18.6MPa[gage]	約18.9MPa[gage]	18.60MPa[gage]																																					
最高温度 (高温側配管/低温側配管)	約350℃/約348℃	約350℃/約348℃	336.0℃/308.7℃																																					
	原子炉停止機能喪失																																							
最高圧力	約9.56MPa[gage]※																																							
最高温度	約309℃																																							
	原子炉停止機能喪失																																							
最高圧力	約8.98MPa[gage]																																							
最高温度	約304℃																																							
	主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗	負荷の喪失+原子炉トリップ失敗	0B条件 ([負荷の喪失]時の評価圧力・温度)																																					
最高圧力	約18.9MPa[gage]	約18.9MPa[gage]	17.8MPa[gage]																																					
最高温度 (高温側配管/低温側配管)	約352℃/約351℃	約352℃/約351℃	339.4℃/308.3℃																																					
<p>表7に示すATWSの有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</p> <p>また、不確かさの影響評価を行っており、感度解析として評価結果が厳しくなるように不確かさの重量を考慮した場合の想定においては、表7に示す評価結果より高くなるものの、<u>全て一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重量することは必ずしも現実的でないと考えられること</u>、また、ATWSの有効性評価における解析条件として最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を有していることから、耐震評価に用いるRCPBの圧力・温度条件として、不確かさの重量までは考慮せず、表7に示す有効性評価結果の<u>圧力・温度に基づいた保守的な圧力・温度を用いることとした</u>。</p> <p>なお、後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重量の影響はない。</p>	<p>表5.2.3.2に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</p> <p>また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。</p>	<p>第5.2.3-2表に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</p> <p>また、不確かさの影響評価を行っており、その場合の圧力・温度は、第5.2.3-2表に示す評価結果より高くなる。</p> <p>しかしながら、後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重量の影響はない。</p>	<p>表7に示すATWSの有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</p> <p>また、不確かさの影響評価を行っており、感度解析として評価結果が厳しくなるように不確かさの重量を考慮した場合の想定においては、表7に示す評価結果より高くなるものの、<u>すべて一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重量することは必ずしも現実的でないと考えられること</u>、また、ATWSの有効性評価における解析条件として最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を有していることから、耐震評価に用いるRCPBの圧力・温度条件として、不確かさの重量までは考慮せず、表7に示す有効性評価結果の<u>圧力・温度を用いることとした</u>。</p> <p>なお、後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重量の影響はない。</p>	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>																																				

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>RCPBについては、DB条件として、「負荷の喪失」時の圧力・温度を用いた評価を行っている。したがって、DB条件を超える時間として、「負荷の喪失」時の荷重条件を超える時間（「短期荷重の継続時間」という。）を確認する。なお、DB条件以下の状態を「長期荷重の状態」とし、この状態の荷重としては「負荷の喪失」時の荷重を用いるが、「負荷の喪失」時の荷重条件と地震を組み合わせた評価はDB側で実施している評価と同じである。</p> <p>a項で選定した2つの事故シーケンスのうち、<u>圧力・温度条件のより厳しい「負荷の喪失+ATWS」の過渡応答図を図9～図11に示す。</u></p> <p>1次冷却材圧力は解析実施期間である600秒以内に耐震設計上の設計圧力（「負荷の喪失」の評価圧力）である<u>18.00MPa[gage]</u>を下回っている。</p> <p>また、1次冷却材温度の高温側（原子炉容器出口配管側）/低温側（原子炉容器入口配管側）は、耐震設計上の設計温度（「負荷の喪失」の評価温度）を超過した後、なだらかに低下する傾向となっている。</p> <p>長期的な観点では、SA発生後600秒以降、1次冷却材温度の高温側/低温側はほぼ一定で推移する。SA発生後10分で運転員が緊急ほう酸注入を実施することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。これにより1次冷却材温度の高温側/低温側は若干低下し、1次冷却材温度の高温側は速やかに耐震設計上の設計温度である<u>336.0℃</u>を下回る。さらに、低温側配管温度も当該設計温度である<u>308.7℃</u>を下回り、原子炉は事象発生後約10時間で高温停止状態となる。その後、運転員が1次系の減圧、減温及び余熱除去系による炉心冷却を行うことにより、事象発生後約21.5時間で低温停止状態に至る。</p> <p>以上から、荷重の組合せの検討で用いる継続時間としては保守的に10²年（約87時間）とする。</p>	<p>b. SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>a. 項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を図5.2.3.2及び図5.2.3.3に示す。原子炉圧力は主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇以降、速やかに耐震設計上の設計圧力である8.62MPa[gage]を下回る。</p> <p>また、事象開始から50分以内にほう酸水注入系による未臨界が確立され、事象は収束する。</p>	<p>B. SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>a. 項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を第5.2.3-2図～第5.2.3-3図に示す。原子炉圧力は主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇以降、速やかに耐震設計上の設計圧力である8.28Mpa[gage]を下回る。</p> <p>また、事象開始から50分以内にほう酸水注水系による未臨界が確立され、事象は収束する。</p>	<p>b. SAで考慮する荷重と継続時間</p> <p>RCPBについては、DB条件として、「負荷の喪失」時の圧力・温度を用いた評価を行っている。したがって、DB条件を超える時間として、「負荷の喪失」時の荷重条件を超える時間（「短期荷重の継続時間」という。）を確認する。なお、DB条件以下の状態を「長期荷重の状態」とし、この状態の荷重としては「負荷の喪失」時の荷重を用いるが、「負荷の喪失」時の荷重条件と地震を組み合わせた評価はDB側で実施している評価と同じである。</p> <p>a項で選定した2つの事故シーケンスのうち、<u>DB条件を超える時間帯が長い「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の過渡応答図を図9～図11に示す。</u></p> <p>1次冷却材圧力は解析実施期間である600秒以内に耐震設計上の設計圧力（「負荷の喪失」の評価圧力）である<u>17.81MPa[gage]</u>を下回っている。</p> <p>また、1次冷却材温度の高温側（原子炉容器出口配管側）/低温側（原子炉容器入口配管側）は、耐震設計上の設計温度（「負荷の喪失」の評価温度）を超過した後、なだらかに低下する傾向となっている。</p> <p>長期的な観点では、SA発生後600秒以降、1次冷却材温度の高温側/低温側はほぼ一定で推移する。SA発生後10分で運転員が緊急ほう酸注入を実施することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。これにより1次冷却材温度の高温側/低温側は若干低下し、1次冷却材温度の高温側は速やかに耐震設計上の設計温度である<u>339.8℃</u>を下回る。さらに、低温側配管温度も当該設計温度である<u>308.3℃</u>を下回り、原子炉は事象発生後約4.5時間で高温停止状態となる。その後、運転員が1次系の減圧、減温及び余熱除去系による炉心冷却を行うことにより、事象発生後約26.5時間で低温停止状態に至る。</p> <p>以上から、荷重の組合せの検討で用いる継続時間としては保守的に10²年（約87時間）とする。</p>	<p>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

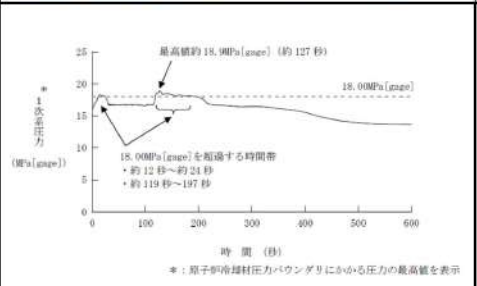


図9 負荷の喪失+ATWS(1)

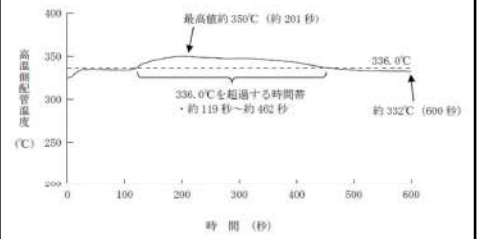


図10 負荷の喪失+ATWS(2)

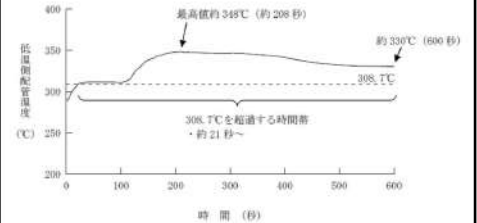


図11 負荷の喪失+ATWS(3)

よって、DB条件を超える期間をまとめると表8のとおりとなる。

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

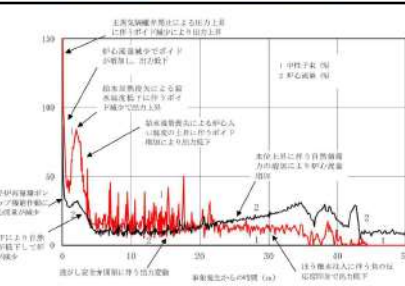


図5.2.3.2 原子炉停止機能喪失における中性子束及び炉心流量の時間変化(事象発生から50分後まで)

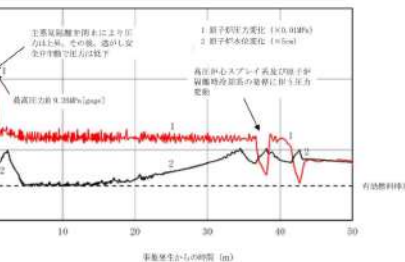
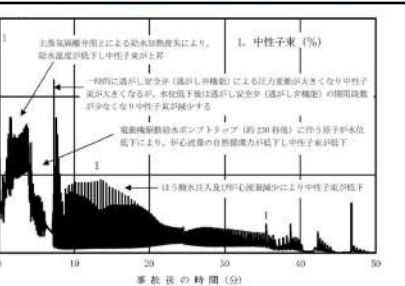
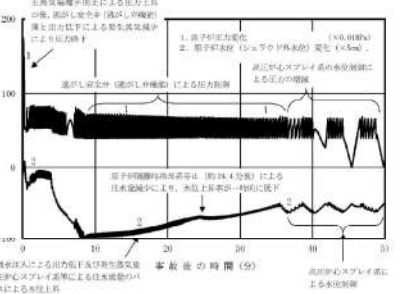


図5.2.3.3 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド外)の時間変化(事象発生から50分後まで)

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)



第5.2.3-2 図 原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化(事象発生から50分後まで)



第5.2.3-3 図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(事象発生から50分後まで)

泊発電所3号炉

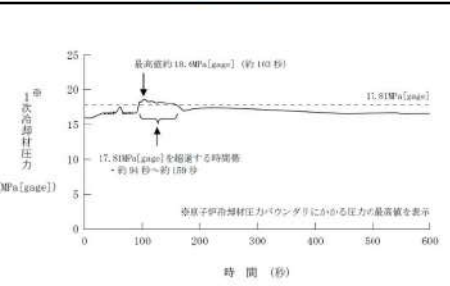


図9 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(1)

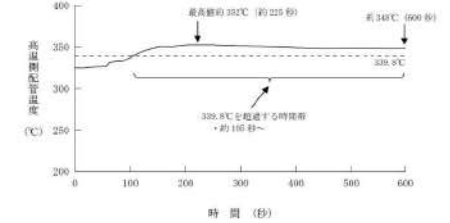


図10 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(2)

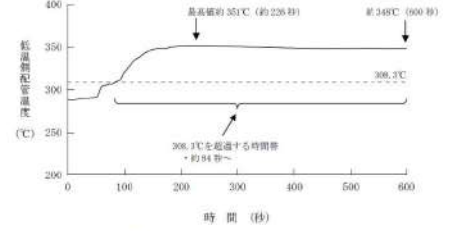


図11 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(3)

よって、DB条件を超える期間をまとめると表8のとおりとなる。

・評価結果の相違【玄海3/4】

・評価結果の相違【玄海3/4】

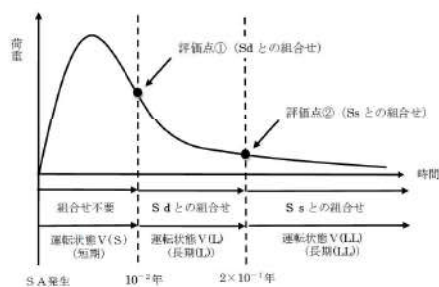
・評価結果の相違【玄海3/4】

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由										
<p>表8 SAの継続時間</p> <table border="1" data-bbox="85 183 526 295"> <tr> <td></td> <td>DB条件を超える期間 (短期・長期共通) (注)</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失+ATWS</td> <td rowspan="2">10⁻²年</td> </tr> <tr> <td>負荷の喪失+ATWS</td> </tr> </table> <p>(注) 長期荷重の条件はDB条件を超えることはないことから、短期荷重の条件がDB条件を超える時間を短期・長期共通の継続時間として設定する。</p> <p>(3) 地震動の年超過確率 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p> <p>(4) 荷重組合せの検討 (1)~(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率は表9のとおりとなる。 この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に<u>あたり</u>、以下の事項を考慮している。 【RCPBのSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】 ・SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。 ・事象の継続時間については、有効性評価結果から得られる継続時間に基づき10⁻²年としている。 ・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。 表9より、SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率の積等も考慮し、工学的、総合的な判断としては、S_s、S_dによる地震力と組み合わせる必要はないが、S_dによる地震力とSA後長期荷重を組み合わせる。</p>		DB条件を超える期間 (短期・長期共通) (注)	主給水流量喪失+ATWS	10 ⁻² 年	負荷の喪失+ATWS	<p>表8 SAの継続時間</p> <p style="text-align: center;">泊との比較のために記載の順番を入替え</p> <p>(2) 地震動の年超過確率 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p> <p>(1)~(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率は表5.2.3.3のとおりとなる。 この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に<u>あたり</u>、以下の事項を考慮している。 【RPVバウンダリのSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】 ・SAの発生確率は、個別プラントのCDFを用いず、CDFの性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。 ・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。 表5.2.3.3より、SAの発生確率、地震動の年超過確率、組合せの目安となるSAの継続時間との積等も考慮し、工学的、総合的な判断としてS_dによる地震力とSA後長期(L)荷重、S_sによる地震力とSA後長期(LL)荷重とを組み合わせる。</p>	<p>表8 SAの継続時間</p> <p>(2) 地震動の年超過確率 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をS_s、S_dの年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p> <p>(1)~(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえた事象発生確率は表5.2.3-3表のとおりとなる。 この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に<u>あたり</u>、以下の事項を考慮している。 【RPVバウンダリのSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】 ・SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。 ・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。 第5.2.3-3表より、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的な判断としてS_dによる地震力とSA後長期(L)荷重、S_sによる地震力とSA後長期(LL)荷重を組み合わせる。</p>	<p>表8 SAの継続時間</p> <table border="1" data-bbox="1507 175 1948 391"> <tr> <td></td> <td>継続時間 (短期・長期共通) (注)</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗</td> <td rowspan="2">10⁻²年</td> </tr> <tr> <td>負荷の喪失+原子炉トリップ失敗</td> </tr> </table> <p>(注) 長期荷重の条件はDB条件を超えることはないことから、短期荷重の条件がDB条件を超える時間を短期・長期共通の継続時間として設定する。</p> <p>(3) 地震動の年超過確率 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率を<u>基準地震動、弾性設計用地震動</u>の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)</p> <p>(4) 荷重組合せの検討 (1)~(3)から、SAの発生確率、継続時間、<u>地震動の年超過確率</u>を踏まえた事象発生確率は表9のとおりとなる。 この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に<u>あたり</u>、以下の事項を考慮している。 【RCPBのSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】 ・SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、<u>炉心損傷頻度</u>の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。 ・事象の継続時間については、有効性評価結果から得られる継続時間に基づき10⁻²年としている。 ・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。 表9より、SAの発生確率、継続時間、<u>地震動の年超過確率</u>の積等も考慮し、工学的、総合的な判断としては、<u>基準地震動、弾性設計用地震動</u>による地震力と組み合わせる必要はないが、<u>弾性設計用地震動</u>による地震力とSA後長期荷重を組み合わせる。</p>		継続時間 (短期・長期共通) (注)	主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗	10 ⁻² 年	負荷の喪失+原子炉トリップ失敗	
	DB条件を超える期間 (短期・長期共通) (注)													
主給水流量喪失+ATWS	10 ⁻² 年													
負荷の喪失+ATWS														
	継続時間 (短期・長期共通) (注)													
主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗	10 ⁻² 年													
負荷の喪失+原子炉トリップ失敗														

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																	
<p>表9 SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率</p> <table border="1" data-bbox="73 199 544 327"> <thead> <tr> <th>SAの発生確率</th> <th>既条件を超える期間(短期、長期荷重共通)</th> <th>地震の発生確率</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10⁻⁷/年</td> <td>10⁻²年</td> <td>Ss: 5×10⁻⁷/年以下 Sd: 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁷/年以下</td> </tr> <tr> <td>10⁻⁷/年</td> <td>10⁻²年</td> <td>Ss: 5×10⁻⁷/年以下 Sd: 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁷/年以下</td> </tr> </tbody> </table>	SAの発生確率	既条件を超える期間(短期、長期荷重共通)	地震の発生確率	合計	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻² 年	Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下 Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻² 年	Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下 Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下	<p>表5.2.3.3 SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率</p> <table border="1" data-bbox="544 199 1014 327"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>SAの発生確率</th> <th>地震動の年超過確率</th> <th>組合せの目安となるSAの継続時間</th> <th>運転状態</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>10⁻⁷/年</td> <td>Sd: 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻²年以上 2×10⁻¹年未満</td> <td>V(L)</td> <td>2×10⁻⁷/年未満</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>Ss: 5×10⁻⁷/年以下</td> <td>2×10⁻¹年以上</td> <td>V(LL)</td> <td>10⁻⁷/年以上</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	SAの発生確率	地震動の年超過確率	組合せの目安となるSAの継続時間	運転状態	合計	原子炉停止機能喪失	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻² 年以上 2×10 ⁻¹ 年未満	V(L)	2×10 ⁻⁷ /年未満			Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	V(LL)	10 ⁻⁷ /年以上	<p>第5.2.3-3表 SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率</p> <table border="1" data-bbox="1014 199 1485 502"> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>運転状態</th> <th>① SAの発生確率</th> <th>② 地震の発生確率</th> <th>③ SAの継続時間</th> <th>①×②×③ 合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉停止機能喪失</td> <td>V(S)</td> <td>10⁻⁷/年</td> <td>Sd: 10⁻⁷/年以下 Ss: 5×10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻²年未満</td> <td>5×10⁻¹⁷/年未満</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td>10⁻⁷/年</td> <td>Sd: 10⁻⁷/年以下 Ss: 5×10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻²年以上 2×10⁻¹年未満</td> <td>2×10⁻¹⁷/年未満</td> </tr> <tr> <td></td> <td>V(LL)</td> <td>10⁻⁷/年</td> <td>Sd: 10⁻⁷/年以下 Ss: 5×10⁻⁷/年以下</td> <td>2×10⁻¹年以上</td> <td>10⁻¹⁷/年以上</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	運転状態	① SAの発生確率	② 地震の発生確率	③ SAの継続時間	①×②×③ 合計	原子炉停止機能喪失	V(S)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下 Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻² 年未満	5×10 ⁻¹⁷ /年未満	V(LL)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下 Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻² 年以上 2×10 ⁻¹ 年未満	2×10 ⁻¹⁷ /年未満		V(LL)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下 Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	10 ⁻¹⁷ /年以上	<p>表9 SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率</p> <table border="1" data-bbox="1485 199 1955 391"> <thead> <tr> <th>SAの発生確率</th> <th>継続時間(短期、長期荷重共通)</th> <th>地震動の年超過確率</th> <th>事象発生確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10⁻⁷/年</td> <td>10⁻²年</td> <td>基準地震動 : 5×10⁻⁷/年以下 弾性設計用地震動 : 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁷/年以下</td> </tr> <tr> <td>10⁻⁷/年</td> <td>10⁻²年</td> <td>基準地震動 : 5×10⁻⁷/年以下 弾性設計用地震動 : 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁷/年以下</td> </tr> </tbody> </table>	SAの発生確率	継続時間(短期、長期荷重共通)	地震動の年超過確率	事象発生確率	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻² 年	基準地震動 : 5×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動 : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年	10 ⁻² 年	基準地震動 : 5×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動 : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下	<p>相違理由</p>
SAの発生確率	既条件を超える期間(短期、長期荷重共通)	地震の発生確率	合計																																																																		
10 ⁻⁷ /年	10 ⁻² 年	Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下 Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下																																																																		
10 ⁻⁷ /年	10 ⁻² 年	Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下 Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下																																																																		
事故シナリオ	SAの発生確率	地震動の年超過確率	組合せの目安となるSAの継続時間	運転状態	合計																																																																
原子炉停止機能喪失	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻² 年以上 2×10 ⁻¹ 年未満	V(L)	2×10 ⁻⁷ /年未満																																																																
		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	V(LL)	10 ⁻⁷ /年以上																																																																
事故シナリオ	運転状態	① SAの発生確率	② 地震の発生確率	③ SAの継続時間	①×②×③ 合計																																																																
原子炉停止機能喪失	V(S)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下 Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻² 年未満	5×10 ⁻¹⁷ /年未満																																																																
	V(LL)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下 Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻² 年以上 2×10 ⁻¹ 年未満	2×10 ⁻¹⁷ /年未満																																																																
	V(LL)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下 Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	10 ⁻¹⁷ /年以上																																																																
SAの発生確率	継続時間(短期、長期荷重共通)	地震動の年超過確率	事象発生確率																																																																		
10 ⁻⁷ /年	10 ⁻² 年	基準地震動 : 5×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動 : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下																																																																		
10 ⁻⁷ /年	10 ⁻² 年	基準地震動 : 5×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動 : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以下																																																																		
<p>(5) まとめ 以上より、RCPBとしては、SA長期荷重とSdによる地震力を組み合わせることとする。</p>	<p>(5) まとめ 以上のことから、RPVバウンダリとしては、SA後長期(LL)に生じる荷重とSsによる地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とSdによる地震力とを組み合わせることとする。</p>	<p>(5) まとめ 以上より、RPVバウンダリとしては、SA後長期(LL)に生じる荷重とSsによる地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とSdによる地震力を組み合わせることとする。</p>	<p>(5) まとめ 以上より、RCPBとしては、SA長期荷重と弾性設計用地震動による地震力を組み合わせることとする。</p>																																																																		
<p>5.2.4 SA施設の支持構造物 SA施設の支持構造物については、SA後長期の雰囲気温度と5.2.1~5.2.3項それぞれの地震を組み合わせる。ただし、SA施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。具体的な組合せ内容は、5.2.1~5.2.3項による。</p>	<p>5.2.4 SA施設の支持構造物 SA施設の支持構造物については、SA後長期の雰囲気温度と5.2.1~5.2.3項それぞれの地震とを組み合わせる。ただし、SA施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。具体的な組合せ内容は、5.2.1~5.2.3項による。</p>	<p>5.2.4 SA施設の支持構造物 SA施設の支持構造物については、SA後長期の雰囲気温度と5.2.1~5.2.3項それぞれの地震を組み合わせる。ただし、SA施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。具体的な組合せ内容は、5.2.1~5.2.3項による。</p>	<p>5.2.4 SA施設の支持構造物 SA施設の支持構造物については、SA後長期の雰囲気温度と5.2.1~5.2.3項それぞれの地震を組み合わせる。ただし、SA施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。具体的な組合せ内容は、5.2.1~5.2.3項による。</p>																																																																		
<p>6. 許容応力状態の検討結果 5項の組合せ方針に基づき、各施設のSAと地震の組合せに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、C/V、RCPB、全般施設及びSA施設の支持構造物に分けて検討することとした。</p>	<p>6. 許容応力状態の検討結果 5項の組合せ方針に基づき、各施設のSAと地震との組合せに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、全般施設、PCVバウンダリ、RPVバウンダリ及びSA施設の支持構造物に分けて検討することとした。</p>	<p>6. 許容応力状態の検討結果 5項の組合せ方針に基づき、各施設のSAと地震の組合せに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、全般施設、PCVバウンダリ、RPVバウンダリ及びSA施設の支持構造物に分けて検討することとした。</p>	<p>6. 許容応力状態の検討結果 5項の組合せ方針に基づき、各施設のSAと地震の組合せに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、全般施設、C/Vバウンダリ、RCPB及びSA施設の支持構造物に分けて検討することとした。</p>																																																																		



第5.2.3-4図 RPVバウンダリの荷重の組合せの検討結果(イメージ)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																
<p>【運転状態の説明】 I~IV: JEAG4601で設定している運転状態</p> <p>V(L): SAの状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態 V(S): SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態</p> <p>【許容応力状態】 I_A~IV_A: JEAG4601で設定している許容応力状態 III_AS~IV_AS: JEAG4601で設定している許容応力状態 V_A: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態) V_AS: 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)</p> <p>6.1 全般施設 5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表10に示す。</p> <p>表10 C/V内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th colspan="2">D施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>Sd</th> <th>Se</th> <th>Sd</th> <th>Se</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>Dと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>Dと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>Dと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>IV₁ ECCS等: I₁</td> <td>III_S^{※1}</td> <td>-</td> <td>III_S^{※1}</td> <td>-</td> <td>Dと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_S^{※2}</td> <td>V_Sの許容境界は、女川2号炉では、IV_Sと同じものを適用する。</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_S^{※2}</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: ECCSに係るもののみ ※2: SA後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。(C/V雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2項の検討結果も考慮する)</p>	運転状態	許容応力状態	D施設		SA施設		備考	Sd	Se	Sd	Se	I	I ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。	II	II ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。	III	III ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。	IV(L)	IV ₁ ECCS等: I ₁	III _S ^{※1}	-	III _S ^{※1}	-	Dと同じ許容応力状態とする。	IV(S)	IV ₁	-	-	-	-	-	V(L)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	V _S の許容境界は、女川2号炉では、IV _S と同じものを適用する。	V(S)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	-	<p>【運転状態の説明】 I~IV: JEAG4601で設定している運転状態と同じ</p> <p style="text-align: center;">泊との比較のために記載の順番を入れ替え</p> <p>V(L): SAの状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態 V(S): SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態</p> <p>V(LL): SAの状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態</p> <p>【許容応力状態の説明】 I_A~IV_A: JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ III_AS~IV_AS: JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ V_A: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態) V_AS: 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)</p> <p>6.1 全般施設 5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表6.1.1に示す。</p> <p>表6.1.1 PCV バウンダリ内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th colspan="2">D施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>Sd</th> <th>Se</th> <th>Sd</th> <th>Se</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>Dと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>Dと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>Dと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>IV₁ ECCS等: I₁</td> <td>III_S^{※1}</td> <td>-</td> <td>III_S^{※1}</td> <td>-</td> <td>Dと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_S^{※2}</td> <td>V_Sの許容境界は、島根2号炉では、IV_Sと同じものを適用する。</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_S^{※2}</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: ECCS に係るもののみ ※2: SA 後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。(原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2 項の検討結果も考慮する)</p>	運転状態	許容応力状態	D施設		SA施設		備考	Sd	Se	Sd	Se	I	I ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。	II	II ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。	III	III ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。	IV(L)	IV ₁ ECCS等: I ₁	III _S ^{※1}	-	III _S ^{※1}	-	Dと同じ許容応力状態とする。	IV(S)	IV ₁	-	-	-	-	-	V(L)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	V _S の許容境界は、島根2号炉では、IV _S と同じものを適用する。	V(S)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	-	<p>【運転状態の説明】 I~IV: JEAG4601で設定している運転状態と同じ</p> <p>V(L): SAの状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態 V(S): SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態</p> <p>V(LL): SAの状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態</p> <p>【許容応力状態】 I_A~IV_A: JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ III_AS~IV_AS: JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ V_A: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態) V_AS: 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)</p> <p>6.1 全般施設 5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を第6.1-1表に示す。</p> <p>第6.1-1表 全般施設の荷重の組合せと許容応力状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th colspan="2">D施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>Sd</th> <th>Se</th> <th>Sd</th> <th>Se</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>D Bと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>D Bと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>D Bと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>IV₁ ECCS等: I₁</td> <td>III_S^{※1}</td> <td>-</td> <td>III_S^{※1}</td> <td>-</td> <td>D Bと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_S^{※2}</td> <td>V_Sの許容境界は、島根2号炉ではIV_Sと同じものを適用する。</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_S^{※2}</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: ECCSに係るもののみ ※2: SA後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。(原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2 項の検討結果も考慮する)</p>	運転状態	許容応力状態	D施設		SA施設		備考	Sd	Se	Sd	Se	I	I ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。	II	II ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。	III	III ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。	IV(L)	IV ₁ ECCS等: I ₁	III _S ^{※1}	-	III _S ^{※1}	-	D Bと同じ許容応力状態とする。	IV(S)	IV ₁	-	-	-	-	-	V(L)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	V _S の許容境界は、島根2号炉ではIV _S と同じものを適用する。	V(S)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	-	<p>【運転状態の説明】 I~IV: JEAG4601で設定している運転状態と同じ</p> <p>V(L): SAの状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態 V(S): SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態</p> <p>【許容応力状態】 I_A~IV_A: JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ III_AS~IV_AS: JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ V_A: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態) V_AS: 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)</p> <p>6.1 全般施設 5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表10に示す。</p> <p>表10 原子炉格納容器内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th colspan="2">D施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>Sd</th> <th>Se</th> <th>Sd</th> <th>Se</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>D Bと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>D Bと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III₁</td> <td>III_S</td> <td>IV_S</td> <td>-</td> <td>IV_S</td> <td>D Bと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>IV₁ ECCS等: I₁</td> <td>III_S^{※1}</td> <td>-</td> <td>III_S^{※1}</td> <td>-</td> <td>D Bと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_S^{※2}</td> <td>V_Sの許容境界は、島根2号炉ではIV_Sと同じものを適用する。</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V₁</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_S^{※2}</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: ECCSに係るもののみ ※2: SA後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。(原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2 項の検討結果も考慮する)</p>	運転状態	許容応力状態	D施設		SA施設		備考	Sd	Se	Sd	Se	I	I ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。	II	II ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。	III	III ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。	IV(L)	IV ₁ ECCS等: I ₁	III _S ^{※1}	-	III _S ^{※1}	-	D Bと同じ許容応力状態とする。	IV(S)	IV ₁	-	-	-	-	-	V(L)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	V _S の許容境界は、島根2号炉ではIV _S と同じものを適用する。	V(S)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	-	<p>・継続事象の相違 【女川2, 島根2】 ①の相違</p> <p>・記載表現の相違 あり、実質的な相違なし 以下、同様</p>
運転状態			許容応力状態	D施設		SA施設		備考																																																																																																																																																																																																																																												
	Sd	Se		Sd	Se																																																																																																																																																																																																																																															
I	I ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
II	II ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
III	III ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
IV(L)	IV ₁ ECCS等: I ₁	III _S ^{※1}	-	III _S ^{※1}	-	Dと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
IV(S)	IV ₁	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																														
V(L)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	V _S の許容境界は、女川2号炉では、IV _S と同じものを適用する。																																																																																																																																																																																																																																														
V(S)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	-																																																																																																																																																																																																																																														
運転状態	許容応力状態	D施設		SA施設		備考																																																																																																																																																																																																																																														
		Sd	Se	Sd	Se																																																																																																																																																																																																																																															
I	I ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
II	II ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
III	III ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	Dと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
IV(L)	IV ₁ ECCS等: I ₁	III _S ^{※1}	-	III _S ^{※1}	-	Dと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
IV(S)	IV ₁	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																														
V(L)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	V _S の許容境界は、島根2号炉では、IV _S と同じものを適用する。																																																																																																																																																																																																																																														
V(S)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	-																																																																																																																																																																																																																																														
運転状態	許容応力状態	D施設		SA施設		備考																																																																																																																																																																																																																																														
		Sd	Se	Sd	Se																																																																																																																																																																																																																																															
I	I ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
II	II ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
III	III ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
IV(L)	IV ₁ ECCS等: I ₁	III _S ^{※1}	-	III _S ^{※1}	-	D Bと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
IV(S)	IV ₁	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																														
V(L)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	V _S の許容境界は、島根2号炉ではIV _S と同じものを適用する。																																																																																																																																																																																																																																														
V(S)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	-																																																																																																																																																																																																																																														
運転状態	許容応力状態	D施設		SA施設		備考																																																																																																																																																																																																																																														
		Sd	Se	Sd	Se																																																																																																																																																																																																																																															
I	I ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
II	II ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
III	III ₁	III _S	IV _S	-	IV _S	D Bと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
IV(L)	IV ₁ ECCS等: I ₁	III _S ^{※1}	-	III _S ^{※1}	-	D Bと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																																																																																																																																														
IV(S)	IV ₁	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																														
V(L)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	V _S の許容境界は、島根2号炉ではIV _S と同じものを適用する。																																																																																																																																																																																																																																														
V(S)	V ₁	-	-	-	V _S ^{※2}	-																																																																																																																																																																																																																																														

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
 5.2.2項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表11に示す。DB条件における評価では、S_dと事故後長期荷重ではⅢASを許容応力状態としているが、これは、ECCS等と同様、C/Vが事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。

また、DB施設としてC/Vについては、LOCA後(DBA)の最終障壁としての安全裕度を確保する意味で、LOCA後の最大内圧とS_dの組合せを実施している。SA施設としてのC/Vについては、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2Pdの条件で、C/Vの放射性物質閉じ込め機能が損なわれないことの確認を行う。

なお、PCCVはIEAG4601において、建物・構築物の一部と位置づけられ、「運転状態」は「荷重状態」として体系化されている(〔参考5〕参照)。また、PCCVについては、発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格((社)日本機械学会、2003)(以下「CCV規格」という。)に準拠して評価している。CCV規格において、各荷重状態の分類の考え方と許容値の考え方が示されており、耐震評価に用いる荷重状態Ⅲ及びⅣに応じた許容値の考え方は、それぞれIEAG4601の許容応力状態ⅢAS及びⅣASの許容地の基本的な考え方と同じである(〔参考6〕参照)。

表11 C/Vの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		S _d	S _s	S _d	S _s	
I	I ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
II	II ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
III	III ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
IV (I)	I ₁ ^a	ⅢS	—	ⅢS	—	Ⅲと同一許容応力状態とする。
IV (S)	IV ₁	ⅣS	—	—	—	—
V (I)	V ₁	—	—	—	V ₁ ^b	V ₁ の許容限界は、表11-4号炉では、ⅣSと同じものを適用する。
V (S)	V ₁	—	—	—	—	—

※1：構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮する。
 ※2：C/V雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.1項の検討結果も考慮する。
 ※3：2×10⁻⁴年以降の状態は、S_sを組み合わせ、許容応力状態ⅣSを満足する状態となっていることを確認している。

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
 5.2.2項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表6.2.1に示す。DB条件における評価では、S_dと事故後長期荷重との組合せではⅢASを許容応力状態としているが、これは、ECCS等と同様、PCVバウンダリが事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。

また、DB施設としてPCVバウンダリについては、LOCA後(DBA)の最終障壁としての安全裕度を確保する意味で、LOCA後の最大内圧とS_dの組合せを実施している。SA施設としてのPCVバウンダリについては、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、0.854MPa [gage]の条件で、PCVバウンダリの放射性物質閉じ込め機能が損なわれないことの確認を行う。

表6.2.1 PCVバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		S _d	S _s	S _d	S _s	
I	I ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
II	II ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
III	III ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
IV (I)	I ₁ ^a	ⅢS	—	ⅢS	—	Ⅲと同一許容応力状態とする。
IV (S)	IV ₁	ⅣS	—	—	—	—
V (I)	V ₁	—	—	—	V ₁ ^b	V ₁ の許容限界は、表11-4号炉では、ⅣSと同じものを適用する。
V (S)	V ₁	—	—	—	—	—

※1:構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮する。
 ※2:原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.1項の検討結果も考慮する。

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
 5.2.2項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を第6.2-1表に示す。DB条件における評価では、S_dと事故後長期荷重の組合せではⅢASを許容応力状態としているが、これは、ECCS等と同様、原子炉格納容器が事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。

また、DB施設として原子炉格納容器については、LOCA後(DBA)の最終障壁としての安全裕度を確保する意味で、LOCA後の最大内圧とS_dの組合せを実施している。SA施設としての原子炉格納容器については、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2Pdの条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれないことの確認を行う。

第6.2-1表 PCVバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		S _d	S _s	S _d	S _s	
I	I ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	DBと同一許容応力状態とする。
II	II ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	DBと同一許容応力状態とする。
III	III ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	DBと同一許容応力状態とする。
IV (I)	I ₁ ^a	ⅢS	—	ⅢS	—	DBと同一許容応力状態とする。
IV (S)	IV ₁	ⅣS	—	—	—	—
V (I)	V ₁	—	—	—	V ₁ ^b	V ₁ の許容限界は、島根2号炉では、ⅣSと同じものを適用する。
V (S)	V ₁	—	—	—	—	—

※1：構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮する。
 ※2：原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.1項の検討結果も考慮する。

泊発電所3号炉

6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
 5.2.2項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表11に示す。DB条件における評価では、弾性設計用地震動と事故後長期荷重の組合せではⅢASを許容応力状態としているが、これは、ECCS等と同様、原子炉格納容器が事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。

また、DB施設として原子炉格納容器については、LOCA後(DBA)の最終障壁としての安全裕度を確保する意味で、LOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動の組合せを実施している。SA施設としての原子炉格納容器については、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2Pdの条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれないことの確認を行う。

表11 C/Vバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		S _d	S _s	S _d	S _s	
I	I ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
II	II ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
III	III ₁	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS	Ⅲと同一許容応力状態とする。
IV (I)	I ₁ ^a	ⅢS	—	ⅢS	—	Ⅲと同一許容応力状態とする。
IV (S)	IV ₁	ⅣS	—	—	—	—
V (I)	V ₁	—	—	—	V ₁ ^b	V ₁ の許容限界は、表11-4号炉では、ⅣSと同じものを適用する。
V (S)	V ₁	—	—	—	—	—

※1：構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動による地震力との組合せを考慮する。
 ※2：原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.1項の検討結果も考慮する。
 ※3：2×10⁻⁴年以降の状態は、基準地震動を組み合わせて、許容応力状態ⅣSを満足する状態となっていることを確認している。

・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし

・設備の相違
 【玄海3/4】
 玄海3/4は、原子炉格納容器がPCCVであることからCCV規格を参照しているが、泊3号炉は、原子炉格納容器は鋼製でありCCV規格を参照していないことによる相違

・記載表現の相違であり、実質的な相違なし

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備
5.2.3項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表12に示す。DB条件における評価では、Sd+事故後長期荷重では、ECCS等はIII_ASを許容応力状態としているが、これは、ECCS等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

表12 RCPBの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		Sd	Ss	Sd	Ss	
I	I ₁	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II ₁	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV _A ECCS等: I ₁	IV _A S ^{※1}	—	IV _A S ^{※1}	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV _A	—	—	—	—	—
V(L)	V _A	—	—	V _A S ^{※2}	—	V _A Sの許容限界は、高根2号炉では、IV _A Sと同じものを適用する。
V(S)	V _A	—	—	—	—	—

※1: ECCS等に係るものはIII_AS
 ※2: SAと地震の組合せは不要であるが、SA長期荷重とSdを組み合わせる。
 ※3: 10⁻²年以降の状態は、Ssを組み合わせ、許容応力状態IV_ASを満足する状態となっていることを確認している。

6.4 SA施設の支持構造物
5.2.4項の荷重の組合せ方針から、SA施設の支持構造物の具体的な許容応力状態は、6.1~6.3項による。

7. まとめ
SA施設の耐震設計にあたっては、SAは地震の独立事象として位置づけたうえで、SAの発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、コンシーケンスを踏まえ、SA荷重とSs、Sdいずれか適切な地震力を組み合わせ評価することとし、その組合せ検討結果としては、以下のとおりとなる。

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備
5.2.3項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表6.3.1に示す。DB条件におけるSdと事故後長期荷重との組合せにおいて、ECCS等はIII_ASを許容応力状態としているが、これは、ECCS等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

表6.3.1 RPVバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		Sd	Ss	Sd	Ss	
I	I ₁	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II ₁	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV _A ECCS等: I ₁	IV _A S ^{※1}	—	IV _A S ^{※1}	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV _A	—	—	—	—	—
V(L)	V _A	—	—	V _A S	—	V _A Sの許容限界は、高根2号炉では、IV _A Sと同じものを適用する。
V(S)	V _A	—	—	—	—	—

※1: ECCS等に係るものはIII_AS

6.4 SA施設の支持構造物
SA施設の支持構造物についての具体的な許容応力状態は、6.1~6.3項による。

7. まとめ
SA施設の耐震設計にあたっては、SAは地震の独立事象として位置づけた上で、SAの発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、事故シーケンスを踏まえ、SA荷重とSs又はSdのいずれか適切な地震力を組み合わせ評価することとし、その組合せ検討結果としては、以下のとおりとなる。

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

※3: 重大事故等後の最高圧力、最高温度との組合せを考慮する。

6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備
5.2.3項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表6.3-1に示す。DB条件における評価では、Sdと事故後長期荷重の組合せでは、ECCS等はIII_ASを許容応力状態としているが、これは、ECCS等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

第6.3-1表 RPVバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		Sd	Ss	Sd	Ss	
I	I ₁	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II ₁	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV _A ECCS等: I ₁	IV _A S ^{※1}	—	IV _A S ^{※1}	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV _A	—	—	—	—	—
V(L)	V _A	—	—	V _A S	—	V _A Sの許容限界は、高根2号炉では、IV _A Sと同じものを適用する。
V(S)	V _A	—	—	—	—	—

※1: ECCSに係るものはIII_AS

6.4 SA施設の支持構造物
SA施設の支持構造物についての具体的な許容応力状態は、6.1~6.3項による。

7. まとめ
SA施設の耐震設計にあたっては、SAは地震の独立事象として位置づけたうえで、SAの発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、事故シーケンスを踏まえ、SA荷重とSs、Sdいずれか適切な地震力を組み合わせ評価することとし、その組合せ検討結果としては、以下のとおりとなる。

泊発電所3号炉

6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備
5.2.3項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表12に示す。DB条件における評価では、弾性設計用地震動と事故後長期荷重の組合せでは、ECCS等はIII_ASを許容応力状態としているが、これは、ECCS等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

表12 RCPBの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		弾性設計用地震動	弾性設計用地震動	弾性設計用地震動	弾性設計用地震動	
I	I ₁	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II ₁	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV _A ECCS等: I ₁	IV _A S ^{※1}	—	IV _A S ^{※1}	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV _A	—	—	—	—	—
V(L)	V _A	—	—	V _A S ^{※2}	—	V _A Sの許容限界は、高根2号炉では、IV _A Sと同じものを適用する。
V(S)	V _A	—	—	—	—	—

※1: ECCSに係るものはIII_AS
 ※2: SAと地震の組合せは不要であるが、SA長期荷重と弾性設計用地震動を組み合わせる。
 ※3: 10⁻²年以降の状態は、基準地震動を組み合わせ、許容応力状態IV_ASを満足する状態となっていることを確認している。

6.4 SA施設の支持構造物
SA施設の支持構造物についての具体的な許容応力状態は、6.1~6.3項による。

7. まとめ
SA施設の耐震設計にあたっては、SAは地震の独立事象として位置づけた上で、SAの発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、事故シーケンスを踏まえ、SA荷重と基準地震動、弾性設計用地震動いずれか適切な地震力を組み合わせ評価することとし、その組合せ検討結果としては、以下のとおりとなる。

・評価結果の相違により組み合わせる荷重条件は相違するが、設定した許容応力状態に対する条件を記載しているという点で同様であり、実質的な相違なし以下、同様

・記載表現の相違であり、実質的な相違なし

・記載表現の相違であり、実質的な相違なし

・記載表現の相違であり、実質的な相違なし

・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし

・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし

・記載表現の相違であり、実質的な相違なし

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

【全般施設】

【凡例】
 ○: 組合せ要
 -: 組合せ不要

①SA発生確率	②継続時間	③地震動の年超過確率	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA 短期 10 ⁻⁷ /年	40年 ^{※1}	5×10 ⁻⁷ /年以下(Ss) 10 ⁻⁷ /年以下(Sd)	10 ⁻⁷ /年以下	○	SA短期+Ss
SA 長期 10 ⁻⁷ /年	2×10 ⁴ 年 ^{※2}	5×10 ⁻⁷ /年以下(Ss) 10 ⁻⁷ /年以下(Sd)	10 ⁻⁷ /年以下	○	SA長期+Ss

※1: 短期荷重、長期荷重を区別せず、それらを包絡する条件とS_sを組み合わせる。
 ※2: 継続時間は40年と設定するが、SAの収束においては早急な対応に努める。

【C/V】

①SA発生確率	②継続時間	③地震動の年超過確率	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
短期 荷重 10 ⁻⁷ /年	10 ⁴ 年 ^{※1}	5×10 ⁻⁷ /年以下(Ss) 10 ⁻⁷ /年以下(Sd)	10 ⁻⁷ /年以下	-	SA長期荷重+Sd
長期 荷重 10 ⁻⁷ /年	2×10 ⁴ 年 ^{※2}	5×10 ⁻⁷ /年以下(Ss) 10 ⁻⁷ /年以下(Sd)	10 ⁻⁷ /年以下	○	SA長期荷重+Ss

※1: 最高使用圧力・温度を超える時間
 ※2: 通常運転圧力・温度を超える時間

【RCPB】

①SA発生確率	②継続時間	③地震動の年超過確率	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
短期 荷重 10 ⁻⁷ /年	10 ⁴ 年	5×10 ⁻⁷ /年以下(Ss) 10 ⁻⁷ /年以下(Sd)	10 ⁻⁷ /年以下	-	SA長期荷重+Sd
長期 荷重 10 ⁻⁷ /年	10 ⁴ 年	5×10 ⁻⁷ /年以下(Ss) 10 ⁻⁷ /年以下(Sd)	10 ⁻⁷ /年以下	-	SA長期荷重+Ss

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

【全般施設】

【凡例】
 ○: 組合せ要
 -: 組合せ不要

①SAの発生確率	②地震動の年超過確率	③SAの継続時間	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
全てのSA ^{※1}	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下 Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁷ /年以上	○	SA荷重+Ss

※1: 短期荷重、長期(L)荷重、長期(LL)荷重を区別せず、それらを包絡する条件とS_sを組み合わせる。

【PCV バウンダリ】

①SAの発生確率	②地震動の年超過確率	③SAの継続時間	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA荷重 V(S)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁷ /9年未満	-	SA発生後の最大荷重+Sd
SA荷重 V(L)		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁴ /9年未満	-	
SA荷重 V(LL)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁴ /9年未満	○	SA荷重 V(LL)+Ss
SA荷重 V(LL)		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁷ /9年未満	-	

※1: Ssによる評価に包含されるため“-”としている。

※1: S_sによる評価に包含されるため“-”としている。

【RPV バウンダリ】

①SAの発生確率	②地震の発生確率	③SAの継続時間	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA荷重 V(S)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁷ 年未満	-	SA荷重 V(L)+Sd
SA荷重 V(L)		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	5×10 ¹⁰ /9年未満	-	
SA荷重 V(LL)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁴ /9年未満	○	SA荷重 V(LL)+Ss
SA荷重 V(LL)		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁴ /9年未満	-	

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

第7-1表 重大事故と地震の荷重組合せの検討結果

【全般施設】

【凡例】
 ○: 組合せ要
 -: 組合せ不要

①SAの発生確率	②地震の発生確率	③SAの継続時間	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
全てのSA ^{※1}	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下 Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁷ /9年以上	○	SA荷重+Ss

※1: 短期荷重、長期(L)荷重、長期(LL)荷重を区別せず、それらを包絡する条件とS_sを組み合わせる。

【PCV バウンダリ】

①SAの発生確率	②地震の発生確率	③SAの継続時間	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA荷重 V(S)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁷ 年未満	-	SA発生後の最大荷重-Sd
SA荷重 V(L)		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁴ /9年未満	-	
SA荷重 V(LL)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁴ /9年未満	○	SA荷重 V(LL)-Ss
SA荷重 V(LL)		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁷ /9年以上	-	

※1: S_sによる評価に包含されるため“-”としている。

【RPV バウンダリ】

①SAの発生確率	②地震の発生確率	③SAの継続時間	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA荷重 V(S)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁷ 年未満	-	SA荷重 V(L)+Sd
SA荷重 V(L)		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	5×10 ¹⁰ /9年未満	-	
SA荷重 V(LL)	10 ⁻⁷ /年	Sd: 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁴ /9年未満	○	SA荷重 V(LL)+Ss
SA荷重 V(LL)		Ss: 5×10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁴ /9年以上	-	

※1: S_sによる評価に包含されるため“-”としている。

泊発電所3号炉

【全般施設】

【凡例】
 ○: 組合せ要
 -: 組合せ不要

①SA発生確率	②継続時間	③地震動年超過確率	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA 短期 10 ⁻⁷ /年	40年 ^{※1}	5×10 ⁻⁷ /年 (基準地震動) 10 ⁻⁷ /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁷ /年以下	○	SA短期+Ss
SA 長期 10 ⁻⁷ /年	2×10 ⁴ 年 ^{※2}	5×10 ⁻⁷ /年 (基準地震動) 10 ⁻⁷ /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁷ /年以下	○	SA長期荷重+Ss

※1: 短期荷重、長期荷重を区別せず、それらを包絡する条件と基準地震動を組み合わせる。
 ※2: 継続時間は40年と設定するが、SAの収束においては早急な対応に努める。

【C/V バウンダリ】

①SA発生確率	②継続時間	③地震動年超過確率	④①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
短期 荷重 10 ⁻⁷ /年	10 ⁴ 年 ^{※1}	5×10 ⁻⁷ /年 (基準地震動) 10 ⁻⁷ /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁷ /年以下	-	SA長期荷重+Sd
長期 荷重 10 ⁻⁷ /年	2×10 ⁴ 年 ^{※2}	5×10 ⁻⁷ /年 (基準地震動) 10 ⁻⁷ /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁷ /年以下	○	

※1: 最高使用圧力・温度を超える時間
 ※2: 通常運転圧力・温度を超える時間

・記載表現の相違であり、実質的な相違なし

・記載表現の相違であり、実質的な相違なし
 以下、同様

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																						
<p>また、荷重の組合せと許容応力状態の関係は以下のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="85 592 528 791"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th colspan="2">地震動</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>Sd</th> <th>Ss</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_s</td> <td>-</td> <td>IV,S</td> <td>Ⅱと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_s</td> <td>-</td> <td>IV,S</td> <td>Ⅱと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_s</td> <td>-</td> <td>IV,S</td> <td>Ⅱと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>IV_s/I*</td> <td>IV,S/Ⅲ,S²⁾</td> <td>-</td> <td>Ⅱと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_s</td> <td>V,S²⁾</td> <td>V,S^{3),4)}</td> <td>V,Sの許容限界は、玄海3,4号炉では、IV,Sと同じものを適用する。</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_s</td> <td>-</td> <td>V,S³⁾</td> <td>V,Sの許容限界は、玄海3,4号炉では、IV,Sと同じものを適用する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : C/V及びECCS等に係るものはⅢ_sS ※2 : C/VとRCPBに適用 ※3 : 全般施設に適用し、SA後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。 ※4 : C/Vについては2×10¹年以降の状態、RCPBについては10²年以降の状態は、S_Sを組み合わせ、許容応力状態IV_sSを満足する状態となっていることを確認している。</p>	運転状態	許容応力状態	地震動		備考	Sd	Ss	I	I _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。	II	II _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。	III	III _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。	IV(L)	IV _s /I*	IV,S/Ⅲ,S ²⁾	-	Ⅱと同じ許容応力状態とする。	IV(S)	IV _s	-	-	-	V(L)	V _s	V,S ²⁾	V,S ^{3),4)}	V,Sの許容限界は、玄海3,4号炉では、IV,Sと同じものを適用する。	V(S)	V _s	-	V,S ³⁾	V,Sの許容限界は、玄海3,4号炉では、IV,Sと同じものを適用する。	<table border="1" data-bbox="555 156 1008 440"> <thead> <tr> <th></th> <th>①SAの発生確率</th> <th>②地震動の年超過確率</th> <th>③SAの継続時間</th> <th>④(①×②×③)</th> <th>組合せ要否</th> <th>考慮する組合せ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">SA荷重V(S)</td> <td rowspan="2">10⁻⁷/年</td> <td>Sd:10⁻³/年以下</td> <td rowspan="2">10⁶年未満</td> <td>10⁶/90年未満</td> <td>-</td> <td rowspan="6">SA荷重V(L) Sd SA荷重V(LL) Ss</td> </tr> <tr> <td>Ss:5×10⁻⁴/年以下</td> <td>5×10¹⁴/90年未満</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">SA荷重V(LL)</td> <td rowspan="2">10⁻⁷/90年</td> <td>Sd:10⁻³/年以下</td> <td rowspan="2">10⁹年以上、2×10⁷年未満</td> <td>2×10⁷/90年未満</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>Ss:5×10⁻⁴/年以下</td> <td>10⁷/90年未満</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">SA荷重V(LL)</td> <td rowspan="2">10⁻⁷/90年</td> <td>Sd:10⁻³/年以下</td> <td rowspan="2">2×10⁷年以上</td> <td>2×10⁷/90年以上</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>Ss:5×10⁻⁴/年以下</td> <td>10⁷/90年以上</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : S_s による評価に包含されるため“-”としている。</p>		①SAの発生確率	②地震動の年超過確率	③SAの継続時間	④(①×②×③)	組合せ要否	考慮する組合せ	SA荷重V(S)	10 ⁻⁷ /年	Sd:10 ⁻³ /年以下	10 ⁶ 年未満	10 ⁶ /90年未満	-	SA荷重V(L) Sd SA荷重V(LL) Ss	Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下	5×10 ¹⁴ /90年未満	-	SA荷重V(LL)	10 ⁻⁷ /90年	Sd:10 ⁻³ /年以下	10 ⁹ 年以上、2×10 ⁷ 年未満	2×10 ⁷ /90年未満	○	Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁷ /90年未満	-	SA荷重V(LL)	10 ⁻⁷ /90年	Sd:10 ⁻³ /年以下	2×10 ⁷ 年以上	2×10 ⁷ /90年以上	○	Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁷ /90年以上	○	<p>また、荷重の組合せと許容応力状態の関係は以下のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="1505 584 1957 791"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th colspan="2">地震動</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>弾性設計用地震動</th> <th>基準地震動</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_s</td> <td>-</td> <td>IV,S</td> <td>Ⅱと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_s</td> <td>-</td> <td>IV,S</td> <td>Ⅱと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_s</td> <td>-</td> <td>IV,S</td> <td>Ⅱと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>IV_s/I*</td> <td>IV,S/Ⅲ,S²⁾</td> <td>-</td> <td>Ⅱと同じ許容応力状態とする。</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_s</td> <td>V,S²⁾</td> <td>V,S³⁾</td> <td>V,Sの許容限界は、泊3号炉では、IV,Sと同じものを適用する。</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_s</td> <td>-</td> <td>V,S³⁾</td> <td>V,Sの許容限界は、泊3号炉では、IV,Sと同じものを適用する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : C/Vバウンダリ及びECCSに係るものはⅢ_sS ※2 : C/VバウンダリとRCPBに適用 ※3 : 全般施設に適用し、SA後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。 ※4 : C/Vバウンダリについては2×10¹年以降の状態、RCPBについては10²年以降の状態は、基準地震動を組み合わせ、許容応力状態IV_sSを満足する状態となっていることを確認している。</p>	運転状態	許容応力状態	地震動		備考	弾性設計用地震動	基準地震動	I	I _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。	II	II _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。	III	III _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。	IV(L)	IV _s /I*	IV,S/Ⅲ,S ²⁾	-	Ⅱと同じ許容応力状態とする。	IV(S)	IV _s	-	-	-	V(L)	V _s	V,S ²⁾	V,S ³⁾	V,Sの許容限界は、泊3号炉では、IV,Sと同じものを適用する。	V(S)	V _s	-	V,S ³⁾	V,Sの許容限界は、泊3号炉では、IV,Sと同じものを適用する。	<p>・荷重の組合せと許容応力状態の関係について記載を充実したものであり、実質的な相違なし</p>
運転状態			許容応力状態	地震動		備考																																																																																																																				
	Sd	Ss																																																																																																																								
I	I _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																						
II	II _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																						
III	III _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																						
IV(L)	IV _s /I*	IV,S/Ⅲ,S ²⁾	-	Ⅱと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																						
IV(S)	IV _s	-	-	-																																																																																																																						
V(L)	V _s	V,S ²⁾	V,S ^{3),4)}	V,Sの許容限界は、玄海3,4号炉では、IV,Sと同じものを適用する。																																																																																																																						
V(S)	V _s	-	V,S ³⁾	V,Sの許容限界は、玄海3,4号炉では、IV,Sと同じものを適用する。																																																																																																																						
	①SAの発生確率	②地震動の年超過確率	③SAの継続時間	④(①×②×③)	組合せ要否	考慮する組合せ																																																																																																																				
SA荷重V(S)	10 ⁻⁷ /年	Sd:10 ⁻³ /年以下	10 ⁶ 年未満	10 ⁶ /90年未満	-	SA荷重V(L) Sd SA荷重V(LL) Ss																																																																																																																				
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		5×10 ¹⁴ /90年未満	-																																																																																																																					
SA荷重V(LL)	10 ⁻⁷ /90年	Sd:10 ⁻³ /年以下	10 ⁹ 年以上、2×10 ⁷ 年未満	2×10 ⁷ /90年未満	○																																																																																																																					
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁷ /90年未満	-																																																																																																																					
SA荷重V(LL)	10 ⁻⁷ /90年	Sd:10 ⁻³ /年以下	2×10 ⁷ 年以上	2×10 ⁷ /90年以上	○																																																																																																																					
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁷ /90年以上	○																																																																																																																					
運転状態	許容応力状態	地震動		備考																																																																																																																						
		弾性設計用地震動	基準地震動																																																																																																																							
I	I _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																						
II	II _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																						
III	III _s	-	IV,S	Ⅱと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																						
IV(L)	IV _s /I*	IV,S/Ⅲ,S ²⁾	-	Ⅱと同じ許容応力状態とする。																																																																																																																						
IV(S)	IV _s	-	-	-																																																																																																																						
V(L)	V _s	V,S ²⁾	V,S ³⁾	V,Sの許容限界は、泊3号炉では、IV,Sと同じものを適用する。																																																																																																																						
V(S)	V _s	-	V,S ³⁾	V,Sの許容限界は、泊3号炉では、IV,Sと同じものを適用する。																																																																																																																						

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(補足1) SA施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>1. はじめに SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号、第3号)とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずることとする。具体的な許容限界に<u>あたり</u>、JEAG4601のDB施設に対する規定内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。</p> <p>本資料では、DB施設を兼ねるSA施設である原子炉格納容器(C/V)を代表に、許容応力状態の考え方を示す。</p> <p>2. DB施設としてのC/Vの考え方 DB施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計(第4条第1項)と機能維持設計(第4条第3項)が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。</p> <p>【地震力】 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせることを考慮すること</p> <p>【許容限界】 弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること 機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を図1に示す。 JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、DB施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を、表1に整理した。</p>	<p>(補足1) SA 施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>1. はじめに SA 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号、第3号)とされており、許容限界の設定に際しては、DB 施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する記載内容を踏まえ、SA 施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。</p> <p>本資料では、DB 施設を兼ねるSA 施設である原子炉格納容器を代表に、許容応力状態の考え方を示す。</p> <p>2. DB 施設としての原子炉格納容器の考え方 DB 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計(第4条第1項)と機能維持設計(第4条第3項)が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。</p> <p>【地震力】 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせることを考慮すること</p> <p>【許容限界】 弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること 機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足1.1 図に示す。 JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、DB 施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を、補足1.1 表に整理した。</p>	<p>SA施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>1. はじめに SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号、第3号)とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する記載内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。</p> <p>本資料では、DB施設を兼ねるSA施設である原子炉格納容器を代表に、許容応力状態の考え方を示す。</p> <p>2. DB施設としての原子炉格納容器の考え方 DB施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計(第4条第1項)と機能維持設計(第4条第3項)が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。</p> <p>【地震力】 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせることを考慮すること</p> <p>【許容限界】 弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること 機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足2-1 図に示す。 JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、DB施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を、補足2-1 表に整理した。</p>	<p>(補足1) SA 施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>1. はじめに SA 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号、第3号)とされており、許容限界の設定に際しては、DB 施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する規定内容を踏まえ、SA 施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。</p> <p>本資料では、DB 施設を兼ねる SA 施設である原子炉格納容器を代表に、許容応力状態の考え方を示す。</p> <p>2. DB 施設としての原子炉格納容器の考え方 DB 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計(第4条第1項)と機能維持設計(第4条第3項)が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。</p> <p>【地震力】 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせることを考慮すること</p> <p>【許容限界】 弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること 機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を図1に示す。 JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、DB 施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を表1に整理した。</p>	<p>相違理由</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>運転状態Ⅰ～ⅢとS_dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、Ⅱ、運転状態Ⅰ～ⅢとS_{ss}の組合せ及び運転状態ⅣとS_dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。</p> <p>ここで、JEAG4601において、ECCS等およびC/Vに属する機器は、本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、運転状態Ⅳ(L)とS_dの組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設のC/Vについての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を表2の通り定めた。</p>	<p>運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動S_dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動S_{ss}の組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動S_dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。</p> <p>ここで、JEAG4601において、ECCS等および原子炉格納容器に属する機器は、本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、運転状態Ⅳ(L)と弾性設計用地震動S_dの組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を補足1.2表のとおり定めた。</p>	<p>運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動S_dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、Ⅱ、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動S_{ss}の組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動S_dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。</p> <p>ここで、JEAG4601において、ECCS等及び原子炉格納容器に属する機器は、本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、運転状態Ⅳ(L)と弾性設計用地震動S_dの組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を補足2-2表のとおり定めた。</p>	<p>運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動の組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、また、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動の組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動の組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。</p> <p>ここで、JEAG4601において、ECCS等及び原子炉格納容器に属する機器は、本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、運転状態Ⅳ(L)と弾性設計用地震動の組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を表2の通り定めた。</p>	<p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>

図1 弾性設計と機能維持設計の考え方

補足1.1 図 弾性設計と機能維持設計の考え方

補足2-1 図 弾性設計と機能維持設計の考え方

図1 弾性設計と機能維持設計の考え方

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

表1 許容応力区分 (ECCS等以外)

地震動	—	Sd	Ss
I	I _A	III _S	IV _S
II	II _A	III _S	IV _S
III	III _A	III _S	IV _S
IV (L)	IV _A	IV _S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601に無い、—と記載する。(以降の表も同様)

表2 許容応力区分 (ECCS等)

地震動	—	Sd	Ss
I	I _A	III _S	IV _S
II	II _A	III _S	IV _S
III	III _A	III _S	IV _S
IV (L)	I _A *	III _S	—
IV (S)	IV _A	—	—

【JEAG4601】
ECCS等に関する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態I_Aとした。

※ 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_d(又は静的地震力)との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態IV_Sの許容限界を用いて行う。

3. SA施設としてのC/Vの考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号、第3号)とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

【地震力】

事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせで考慮すること

【許容限界】

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさな

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

補足1.1表 許容応力区分(ECCS等以外)

地震動	—	Sd	Ss
I	I _A	III _S	IV _S
II	II _A	III _S	IV _S
III	III _A	III _S	IV _S
IV (L)	IV _A	IV _S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601に無い、—と記載する。(以降の表も同様)

補足1.2表 許容応力区分(ECCS等)

地震動	—	Sd	Ss
I	I _A	III _S	IV _S
II	II _A	III _S	IV _S
III	III _A	III _S	IV _S
IV (L)	I _A *	III _S	—
IV (S)	IV _A	—	—

【JEAG4601】
ECCS等に関する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態I_Aとした。

※ 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_d(又は静的地震力)との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態IV_Sの許容限界を用いて行う。

3. SA施設としての原子炉格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号、第3号)とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

【地震力】

事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせで考慮すること

【許容限界】

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさな

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

補足2-1表 許容応力区分(ECCS等以外)

地震動	—	Sd	Ss
I	I _A	III _S	IV _S
II	II _A	III _S	IV _S
III	III _A	III _S	IV _S
IV (L)	IV _A	IV _S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601に無い、—と記載する。(以降の表も同様)

補足2-2表 許容応力区分(ECCS等)

地震動	—	Sd	Ss
I	I _A	III _S	IV _S
II	II _A	III _S	IV _S
III	III _A	III _S	IV _S
IV (L)	I _A *	III _S	—
IV (S)	IV _A	—	—

【JEAG4601】
ECCS等に関する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態I_Aとした。

※ 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS_d地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態IV_Sの許容限界を用いて行う。

3. SA施設としての原子炉格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号、第3号)とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

【地震力】

事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせで考慮すること

【許容限界】

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさな

泊発電所3号炉

表1 許容応力区分 (ECCS等以外)

地震動	—	弾性設計用 地震動	基準 地震動
I	I _A	III _S	IV _S
II	II _A	III _S	IV _S
III	III _A	III _S	IV _S
IV (L)	IV _A	IV _S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601に無い、—と記載する。(以降の表も同様)

表2 許容応力区分 (ECCS等)

地震動	—	弾性設計用 地震動	基準 地震動
I	I _A	III _S	IV _S
II	II _A	III _S	IV _S
III	III _A	III _S	IV _S
IV (L)	I _A *	III _S	—
IV (S)	IV _A	—	—

【JEAG4601】
ECCS等に関する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態I_Aとした。

※ 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態IV_Sの許容限界を用いて行う。

3. SA施設としての原子炉格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号、第3号)とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

【地震力】

事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせで考慮すること

【許容限界】

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさな

相違理由

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																		
<p>いこと DB施設の考え方のうち、SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を図1の実線で示す。 これらを基に、以下のとおり、SA施設としてのC/Vの地震力及び許容限界を検討した。</p> <p>【地震力】 最高使用圧力・温度を超える期間(10⁻²年まで)を運転状態V(S)、通常運転状態を超える期間(2×10⁻¹年まで)を運転状態V(L)と定義し、頻度概念を適用して各運転状態と組み合わせる適切な地震力を検討した。</p> <p>この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に<u>あたり</u>、以下の事項を考慮した。 ① SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度(CDF)を用いず、CDFの性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。 ② 事象の継続時間について、短期荷重については、有効性評価結果から得られる継続時間3×10⁻³年に基づき10⁻²年に、長期荷重については、圧力低減方策により通常運転状態程度になる時間10⁻¹年に基づき2×10⁻¹年と設定した。 ③ 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いた。 その結果、運転状態V(L)と組み合わせる地震力として、S_dによる地震力を設定した。(表3参照)</p> <p>表3 C/VのSAと地震の組合せの検討結果</p> <table border="1" data-bbox="67 1181 544 1292"> <thead> <tr> <th>運転状態</th> <th>① SAの発生確率</th> <th>② 事象の継続時間</th> <th>③ 地震動の年超過確率</th> <th>④ ①～③の積</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>V(S)</td> <td rowspan="2">10⁻⁴/炉年</td> <td>10⁻²年</td> <td>S_s: 5×10⁻⁷/年以下 S_d: 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁹/炉年以下</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>2×10⁻¹年</td> <td>S_s: 5×10⁻⁷/年以下 S_d: 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁹/炉年以下</td> </tr> </tbody> </table>	運転状態	① SAの発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の年超過確率	④ ①～③の積	V(S)	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下	V(L)	2×10 ⁻¹ 年	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下	<p>いこと DB施設の考え方のうち、SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足1.1図の波線で示す。 これらを基に、以下のとおり、SA施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。</p> <p>【地震力】 事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を短期(運転状態V(S))、10⁻²～2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L))、2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))と定義し、頻度概念を適用して各運転状態と組み合わせる適切な地震力を検討した。</p> <p>この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に<u>あたり</u>、以下の事項を考慮した。 ① SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度(CDF)を用いず、CDFの性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。 ② 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いた。 その結果、運転状態V(L)と組み合わせる地震力として、弾性設計用地震動S_dによる地震力、運転状態V(LL)と組み合わせる地震力として、基準地震動S_sによる地震力を<u>選定</u>した。(補足1.3表参照)</p> <p>補足1.3表 原子炉格納容器のSAと地震の組合せの検討結果</p> <table border="1" data-bbox="544 1181 1016 1292"> <thead> <tr> <th>運転状態</th> <th>① SAの発生確率</th> <th>② 事象の継続時間</th> <th>③ 地震動の年超過確率</th> <th>④ ①～③の積</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>V(S)</td> <td rowspan="2">10⁻⁴/炉年</td> <td>10⁻²年未満</td> <td>S_s: 5×10⁻⁷/年以下 S_d: 10⁻⁷/年以下</td> <td>5×10⁻⁹/炉年未満</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>10⁻²年以上、2×10⁻¹年未満</td> <td>S_s: 5×10⁻⁷/年以下 S_d: 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁹/炉年未満</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td></td> <td>2×10⁻¹年以降</td> <td>S_s: 5×10⁻⁷/年以下 S_d: 10⁻⁷/年以下</td> <td>2×10⁻⁹/炉年以上</td> </tr> </tbody> </table>	運転状態	① SAの発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の年超過確率	④ ①～③の積	V(S)	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	5×10 ⁻⁹ /炉年未満	V(L)	10 ⁻² 年以上、2×10 ⁻¹ 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年未満	V(LL)		2×10 ⁻¹ 年以降	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻⁹ /炉年以上	<p>いこと DB施設の考え方のうち、SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足2-1図の波線で示す。 これらを基に、以下のとおり、SA施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。</p> <p>【地震力】 事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を短期(運転状態V(S))、10⁻²～2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L))、2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))と定義し、頻度概念を適用して各運転状態と組み合わせる適切な地震力を検討した。</p> <p>この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に<u>あたり</u>、以下の事項を考慮した。 ① SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度(CDF)を用いず、CDFの性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。 ② 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いた。 その結果、運転状態V(L)と組み合わせる地震力として、弾性設計用地震動S_dによる地震力、運転状態V(LL)と組み合わせる地震力として、基準地震動S_sによる地震力を<u>選定</u>した。(補足2-3表参照)</p> <p>補足2-3表 原子炉格納容器のSAと地震の組合せの検討結果</p> <table border="1" data-bbox="1016 1181 1489 1292"> <thead> <tr> <th>運転状態</th> <th>① SAの発生確率</th> <th>② 事象の継続時間</th> <th>③ 地震動の年超過確率</th> <th>④ ①～③の積</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>V(S)</td> <td rowspan="2">1.0×10⁻⁴/炉年</td> <td>10⁻²年未満</td> <td>S_s: 5×10⁻⁷/年以下 S_d: 10⁻⁷/年以下</td> <td>5×10⁻⁹/炉年未満</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>10⁻²年以上、2×10⁻¹年未満</td> <td>S_s: 5×10⁻⁷/年以下 S_d: 10⁻⁷/年以下</td> <td>2×10⁻⁹/炉年未満</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td></td> <td>2×10⁻¹年以上</td> <td>S_s: 5×10⁻⁷/年以下 S_d: 10⁻⁷/年以下</td> <td>2×10⁻⁹/炉年以上</td> </tr> </tbody> </table>	運転状態	① SAの発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の年超過確率	④ ①～③の積	V(S)	1.0×10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	5×10 ⁻⁹ /炉年未満	V(L)	10 ⁻² 年以上、2×10 ⁻¹ 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻⁹ /炉年未満	V(LL)		2×10 ⁻¹ 年以上	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻⁹ /炉年以上	<p>いこと DB施設の考え方のうち、SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を図1の破線で示す。 これらを基に、以下のとおり、SA施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。</p> <p>【地震力】 最高使用圧力・温度を超える期間(10⁻²年まで)を運転状態V(S)、通常運転状態を超える期間(2×10⁻¹年まで)を運転状態V(L)と定義し、頻度概念を適用して各運転状態と組み合わせる適切な地震力を検討した。</p> <p>この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に<u>あたり</u>、以下の事項を考慮した。 ① SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度(CDF)を用いず、CDFの性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。 ② 事象の継続時間について、短期荷重については、有効性評価結果から得られる継続時間7.5×10⁻³年に基づき10⁻²年に、長期荷重については、圧力低減方策により通常運転状態程度になる時間10⁻¹年に基づき2×10⁻¹年と設定した。 ③ 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いた。 その結果、運転状態V(L)と組み合わせる地震力と弾性設計用地震動による地震力を設定した。(表3参照)</p> <p>表3 C/VバウンダリのSAと地震の組合せの検討結果</p> <table border="1" data-bbox="1489 1181 1962 1292"> <thead> <tr> <th>運転状態</th> <th>① SAの発生確率</th> <th>② 事象の継続時間</th> <th>③ 地震動の年超過確率</th> <th>④ ①～③の積</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>V(S)</td> <td rowspan="2">10⁻⁴/炉年</td> <td>10⁻²年</td> <td>基準地震動: 5×10⁻⁷/年以下 弾性設計用地震動: 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁹/炉年以下</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>2×10⁻¹年</td> <td>基準地震動: 5×10⁻⁷/年以下 弾性設計用地震動: 10⁻⁷/年以下</td> <td>10⁻⁹/炉年以下</td> </tr> </tbody> </table>	運転状態	① SAの発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の年超過確率	④ ①～③の積	V(S)	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	基準地震動: 5×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下	V(L)	2×10 ⁻¹ 年	基準地震動: 5×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>
運転状態	① SAの発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の年超過確率	④ ①～③の積																																																																		
V(S)	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下																																																																		
V(L)		2×10 ⁻¹ 年	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下																																																																		
運転状態	① SAの発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の年超過確率	④ ①～③の積																																																																		
V(S)	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	5×10 ⁻⁹ /炉年未満																																																																		
V(L)		10 ⁻² 年以上、2×10 ⁻¹ 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年未満																																																																		
V(LL)		2×10 ⁻¹ 年以降	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻⁹ /炉年以上																																																																		
運転状態	① SAの発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の年超過確率	④ ①～③の積																																																																		
V(S)	1.0×10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	5×10 ⁻⁹ /炉年未満																																																																		
V(L)		10 ⁻² 年以上、2×10 ⁻¹ 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻⁹ /炉年未満																																																																		
V(LL)		2×10 ⁻¹ 年以上	S _s : 5×10 ⁻⁷ /年以下 S _d : 10 ⁻⁷ /年以下	2×10 ⁻⁹ /炉年以上																																																																		
運転状態	① SAの発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の年超過確率	④ ①～③の積																																																																		
V(S)	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	基準地震動: 5×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下																																																																		
V(L)		2×10 ⁻¹ 年	基準地震動: 5×10 ⁻⁷ /年以下 弾性設計用地震動: 10 ⁻⁷ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下																																																																		

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																						
<p>【許容限界】 設計条件を超える運転状態Vの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義した。 新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)とS_dによる地震力との組合せに対して、玄海3,4号炉では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態IV_ASと同じ許容限界を設定する。 上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、表4に整理される。 加えて、玄海3,4号炉では、運転状態I~IVはDB施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を表5のとおり設定した。</p>	<p>【許容限界】 設計条件を超える運転状態Vの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義した。 新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)とS_dによる地震力との組合せに対して、女川原子力発電所2号炉では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態IV_ASと同じ許容限界を設定する。 上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、補足1.4表に整理される。 加えて、女川原子力発電所2号炉では、DBAの状態である運転状態I~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を補足1.5表のとおり設定した。</p>	<p>【許容限界】 設計条件を超える運転状態Vの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義した。 新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)とS_dによる地震力との組み合わせに対して、島根2号炉では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態IV_ASと同じ許容限界を設定する。 上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、補足2-4表に整理される。 加えて、島根2号炉では、DBAの状態である運転状態I~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を補足2-5表のとおり設定した。</p>	<p>【許容限界】 DB条件を超える運転状態Vの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義した。 新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)と弾性設計用地震動による地震力との組合せに対して、泊3号炉では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態IV_ASと同じ許容限界を設定する。 上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、表4に整理される。 加えて、泊3号炉では、DBAの状態である運転状態I~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を表5のとおり設定した。</p>	<p>最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>																																																																																																																																						
<p>表4 機能維持設計の考え方を適用した場合のC/Vの許容応力区分</p>	<p>補足1.4表 機能維持設計の考え方を適用した場合の原子炉格納容器の許容応力区分</p>	<p>補足2-4表 機能維持設計の考え方を適用した場合の原子炉格納容器の許容応力区分</p>	<p>表4 機能維持設計の考え方を適用した場合の原子炉格納容器の許容応力区分</p>																																																																																																																																							
<table border="1" data-bbox="174 762 443 938"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>-</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="107 962 517 997">事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせで考慮すること。</p> <p data-bbox="107 1018 517 1045">脆性のずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって脆断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。</p> <p data-bbox="91 1054 524 1090">※ 2×10⁻⁷/年以降の状態は、S_sを組み合わせ、許容応力状態IV_ASを満足する状態となっていることを確認している。</p>	地震動	-	S _d	S _s	I	I _A	-	IV _A S	II	II _A	-	IV _A S	III	III _A	-	IV _A S	IV(L)	I _A *	IV _A S	-	IV(S)	IV _A	-	-	V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	-	V(S)	V _A	-	-	<table border="1" data-bbox="622 730 943 906"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>-</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="577 938 987 970">事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせで考慮すること。</p> <p data-bbox="577 991 987 1023">脆性のずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって脆断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。</p>	地震動	-	S _d	S _s	I	I _A	-	IV _A S	II	II _A	-	IV _A S	III	III _A	-	IV _A S	IV(L)	I _A *	IV _A S	-	IV(S)	IV _A	-	-	V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	-	V(S)	V _A	-	-	<table border="1" data-bbox="1099 730 1391 1066"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>-</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>IA</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>IA*</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td>VA</td> <td>-</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>VA</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>VA</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1048 1102 1458 1145">事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせで考慮すること。</p> <p data-bbox="1048 1166 1458 1225">脆性のずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって脆断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。</p>	地震動	-	S _d	S _s	I	IA	-	IV _A S	II	II _A	-	IV _A S	III	III _A	-	IV _A S	IV(L)	IA*	IV _A S	-	IV(S)	IV _A	-	-	V(LL)	VA	-	V _A S (IV _A S)	V(L)	VA	V _A S (IV _A S)	-	V(S)	VA	-	-	<table border="1" data-bbox="1529 730 1877 943"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th rowspan="2">地震動</th> <th colspan="2">弾性設計用地震動</th> </tr> <tr> <th>弾性設計用地震動</th> <th>基準地震動</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1518 975 1928 1018">事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせで考慮すること。</p> <p data-bbox="1518 1034 1928 1066">脆性のずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって脆断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。</p>	運転状態	地震動	弾性設計用地震動		弾性設計用地震動	基準地震動	I	I _A	-	IV _A S	II	II _A	-	IV _A S	III	III _A	-	IV _A S	IV(L)	I _A *	IV _A S	-	IV(S)	IV _A	-	-	V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	-	V(S)	V _A	-	-	
地震動	-	S _d	S _s																																																																																																																																							
I	I _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
II	II _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
III	III _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
IV(L)	I _A *	IV _A S	-																																																																																																																																							
IV(S)	IV _A	-	-																																																																																																																																							
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	-																																																																																																																																							
V(S)	V _A	-	-																																																																																																																																							
地震動	-	S _d	S _s																																																																																																																																							
I	I _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
II	II _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
III	III _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
IV(L)	I _A *	IV _A S	-																																																																																																																																							
IV(S)	IV _A	-	-																																																																																																																																							
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	-																																																																																																																																							
V(S)	V _A	-	-																																																																																																																																							
地震動	-	S _d	S _s																																																																																																																																							
I	IA	-	IV _A S																																																																																																																																							
II	II _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
III	III _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
IV(L)	IA*	IV _A S	-																																																																																																																																							
IV(S)	IV _A	-	-																																																																																																																																							
V(LL)	VA	-	V _A S (IV _A S)																																																																																																																																							
V(L)	VA	V _A S (IV _A S)	-																																																																																																																																							
V(S)	VA	-	-																																																																																																																																							
運転状態	地震動	弾性設計用地震動																																																																																																																																								
		弾性設計用地震動	基準地震動																																																																																																																																							
I	I _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
II	II _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
III	III _A	-	IV _A S																																																																																																																																							
IV(L)	I _A *	IV _A S	-																																																																																																																																							
IV(S)	IV _A	-	-																																																																																																																																							
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	-																																																																																																																																							
V(S)	V _A	-	-																																																																																																																																							

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																								
<p>表5 DB施設の許容応力状態に配慮した場合のC/Vの許容応力区分</p> <table border="1" data-bbox="168 239 448 430"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>-</th> <th>Sd</th> <th>Ss</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>II_s</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_s (IV_s)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>【玄海3,4号炉の方針】 運転状態1~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とする。</p> <p>※ 2×10⁷年以降の状態は、Ssを組み合わせて、許容応力状態IV_sを満足する状態となっていることを確認している。</p>	地震動	-	Sd	Ss	I	I _A	-	IV _s	II	II _A	-	IV _s	III	III _A	-	IV _s	IV(L)	I _A *	II _s	-	IV(S)	IV _A	-	-	V(L)	V _A	V _s (IV _s)	-	V(S)	V _A	-	-	<p>補足1.5表 DB施設の許容応力状態に配慮した場合の原子炉格納容器の許容応力区分</p> <table border="1" data-bbox="616 199 952 391"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>-</th> <th>Sd</th> <th>Ss</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>III_s</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>V_s (IV_s)</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_s (IV_s)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>【女川原子力発電所2号炉の方針】 DBAの状態である運転状態1~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とする。</p>	地震動	-	Sd	Ss	I	I _A	-	IV _s	II	II _A	-	IV _s	III	III _A	-	IV _s	IV(L)	I _A *	III _s	-	IV(S)	IV _A	-	-	V(LL)	V _A	-	V _s (IV _s)	V(L)	V _A	V _s (IV _s)	-	V(S)	V _A	-	-	<p>補足2-5表 DB施設の許容応力状態に配慮した場合の原子炉格納容器の許容応力区分</p> <table border="1" data-bbox="1108 207 1400 614"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>-</th> <th>Sd</th> <th>Ss</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>III_s</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>V_s (IV_s)</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_s (IV_s)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>【島根2号炉の方針】 DBAの状態である運転状態1~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とする。</p>	地震動	-	Sd	Ss	I	I _A	-	IV _s	II	II _A	-	IV _s	III	III _A	-	IV _s	IV(L)	I _A *	III _s	-	IV(S)	IV _A	-	-	V(LL)	V _A	-	V _s (IV _s)	V(L)	V _A	V _s (IV _s)	-	V(S)	V _A	-	-	<p>表5 DB施設の許容応力状態に配慮した場合のC/Vバウンダリの許容応力区分</p> <table border="1" data-bbox="1579 199 1892 383"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>-</th> <th>弾性設計用 地震動</th> <th>基準 地震動</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>I_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>-</td> <td>IV_s</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>III_s</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_s (IV_s)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>【泊3号炉の方針】 DBAの状態である運転状態1~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とする。</p>	地震動	-	弾性設計用 地震動	基準 地震動	I	I _A	-	IV _s	II	II _A	-	IV _s	III	III _A	-	IV _s	IV(L)	I _A *	III _s	-	IV(S)	IV _A	-	-	V(L)	V _A	V _s (IV _s)	-	V(S)	V _A	-	-	<p>相違理由</p>
地震動	-	Sd	Ss																																																																																																																																									
I	I _A	-	IV _s																																																																																																																																									
II	II _A	-	IV _s																																																																																																																																									
III	III _A	-	IV _s																																																																																																																																									
IV(L)	I _A *	II _s	-																																																																																																																																									
IV(S)	IV _A	-	-																																																																																																																																									
V(L)	V _A	V _s (IV _s)	-																																																																																																																																									
V(S)	V _A	-	-																																																																																																																																									
地震動	-	Sd	Ss																																																																																																																																									
I	I _A	-	IV _s																																																																																																																																									
II	II _A	-	IV _s																																																																																																																																									
III	III _A	-	IV _s																																																																																																																																									
IV(L)	I _A *	III _s	-																																																																																																																																									
IV(S)	IV _A	-	-																																																																																																																																									
V(LL)	V _A	-	V _s (IV _s)																																																																																																																																									
V(L)	V _A	V _s (IV _s)	-																																																																																																																																									
V(S)	V _A	-	-																																																																																																																																									
地震動	-	Sd	Ss																																																																																																																																									
I	I _A	-	IV _s																																																																																																																																									
II	II _A	-	IV _s																																																																																																																																									
III	III _A	-	IV _s																																																																																																																																									
IV(L)	I _A *	III _s	-																																																																																																																																									
IV(S)	IV _A	-	-																																																																																																																																									
V(LL)	V _A	-	V _s (IV _s)																																																																																																																																									
V(L)	V _A	V _s (IV _s)	-																																																																																																																																									
V(S)	V _A	-	-																																																																																																																																									
地震動	-	弾性設計用 地震動	基準 地震動																																																																																																																																									
I	I _A	-	IV _s																																																																																																																																									
II	II _A	-	IV _s																																																																																																																																									
III	III _A	-	IV _s																																																																																																																																									
IV(L)	I _A *	III _s	-																																																																																																																																									
IV(S)	IV _A	-	-																																																																																																																																									
V(L)	V _A	V _s (IV _s)	-																																																																																																																																									
V(S)	V _A	-	-																																																																																																																																									
<p>4. SA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較</p> <p>表6及び図2に今回のSA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。比較に際し、表6と図2の番号が整合するように記載している。</p> <p>今回のSA施設の荷重条件は、DB施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。</p>	<p>4. SA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較</p> <p>補足1.6表に今回のSA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。</p> <p>今回のSA施設の荷重条件は、DB施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。</p>	<p>4. SA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較</p> <p>補足2-6表に今回のSA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。</p> <p>今回のSA施設の荷重条件は、DB施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。</p>	<p>4. SA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較</p> <p>表6及び図2に今回のSA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。比較に際し、表6と図2の番号が整合するように記載している。</p> <p>今回のSA施設の荷重条件は、DB施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。</p>	<p>・記載の充実による相違であり、実質的な相違なし</p>																																																																																																																																								

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

表6 SA施設とDB施設の荷重条件に対するC/Vの許容応力状態の比較

運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	DB施設		SA施設	
			Sd	Se	Sd	Se
I	I ₁	通常運転圧力	①ⅢS	②ⅣS	—	②ⅣS
II	II ₁		①ⅢS	②ⅣS	—	②ⅣS
III	III ₁		①ⅢS	②ⅣS	—	②ⅣS
IV(L)	I ₁ *	LOCA後 10 ⁻¹ 年後	③ⅢS	—	③ⅢS	—
IV(S)	IV ₁	0.320 ⁹⁾	③ⅣS ⁹⁾	—	—	—
V(L)	V ₁	0.392 ⁹⁾	—	—	⑤V ₁ ⁹⁾	— ⁹⁾
V(S)	V ₁	0.414 ⁹⁾	—	—	—	—

※1：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2：原子炉格納容器の最高使用圧力

※3：重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の評価結果

※4：構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とSd(又は静的地震力)との組合せを考慮する。

※5：V₁Sの許容限界は、玄海3,4号炉では、IV₁Sと同じものを適用する。

※6：2×10⁻¹年以降の状態は、Ssを組み合わせ、許容応力状態IV₁Sを満足する状態となっていることを確認している。(評価⑥)

補足1.6 表 SA施設とDB施設の荷重条件に対する原子炉格納容器の許容応力状態の比較

運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	DB施設		SA施設	
			Sd	Se	Sd	Se
I	I ₁	通常運転圧力	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS
II	II ₁		ⅢS	ⅣS	—	ⅣS
III	III ₁		ⅢS	ⅣS	—	ⅣS
IV(L)	I ₁ *	LOCA後 10 ⁻¹ 年後	ⅢS	—	ⅢS	—
IV(S)	IV ₁	約0.33 ⁹⁾	ⅣS ⁹⁾	—	—	—
V(L)	V ₁	約0.426 ⁹⁾	—	—	—	V ₁ S ⁹⁾
V(L)	V ₁	約0.640 ⁹⁾	—	—	V ₁ S ⁹⁾	—
V(S)	V ₁	0.854	—	—	—	—

※1：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」における事故発生から2×10⁻¹年後の圧力

※3：格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後以降の最大となる圧力(有効性評価結果の最高圧力)

※4：構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とSd(又は静的地震力)との組合せを考慮する。

※5：V₁Sの許容限界は、女川原子力発電所2号炉では、IV₁Sと同じものを適用する。

補足2-6 表 SA施設とDB施設の荷重条件に対する原子炉格納容器の許容応力状態の比較

運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	DB施設		SA施設	
			Sd	Se	Sd	Se
I	I ₁	通常運転圧力	ⅢS	ⅣS	—	ⅣS
II	II ₁		ⅢS	ⅣS	—	ⅣS
III	III ₁		ⅢS	ⅣS	—	ⅣS
IV(L)	I ₁ *	LOCA後 10 ⁻¹ 年後	ⅢS	—	ⅢS	—
IV(S)	IV ₁	327 ⁹⁾	ⅣS ⁹⁾	—	—	—
V(LL)	V ₁	372 ⁹⁾	—	—	—	V ₁ S ⁹⁾
V(L)	V ₁	659 ⁹⁾	—	—	V ₁ S ⁹⁾	—
V(S)	V ₁	893	—	—	—	—

※1：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」における事故発生から2×10⁻¹年後の圧力

※3：格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用しない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後以降の最大となる圧力(有効性評価結果の最高圧力)

※4：構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とSd(又は静的地震力)との組合せを考慮する。

※5：V₁Sの許容限界は、島根2号炉では、IV₁Sと同じものを適用する。

表6 SA施設とDB施設の荷重条件に対するC/Vの許容応力状態の比較

運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	DB施設		SA施設	
			弾性設計用地震動	基準設計用地震動	弾性設計用地震動	基準設計用地震動
I	I ₁	通常運転圧力	①ⅢS	②ⅣS	—	②ⅣS
II	II ₁		①ⅢS	②ⅣS	—	②ⅣS
III	III ₁		①ⅢS	②ⅣS	—	②ⅣS
IV(L)	I ₁ *	LOCA後 10 ⁻¹ 年後	③ⅢS	—	③ⅢS	—
IV(S)	IV ₁	0.241 ⁹⁾	④ⅣS ⁹⁾	—	—	—
V(L)	V ₁	0.289 ⁹⁾	—	—	⑤V ₁ ⁹⁾	—
V(S)	V ₁	0.380 ⁹⁾	—	—	—	—

※1：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2：原子炉格納容器の最高使用圧力

※3：重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「C/V先行破損」及び「C/V過圧破損」の評価結果

※4：構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。

※5：V₁Sの許容限界は、泊3号炉では、IV₁Sと同じものを適用する。

相違理由

・評価結果の相違
 【女川2, 島根2, 玄海3/4】

・評価結果の相違により組み合わせる荷重条件は相違するが、設定した許容応力状態に対する条件を記載しているという点で同様であり、実質的な相違なし以下、同様

・記載表現の相違

・記載表現は相違するが通常運転状態に包絡されているという点で同様であり、実質的な相違なし

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

施設種別	1. 重大事故発生時	2. 地震発生時	3. 地震発生時+重大事故発生時
SA施設 (炉心冷却系)	設備許容耐力+1/3	設備許容耐力+1/3	設備許容耐力+1/3
DB施設 (炉心冷却系)	設備許容耐力+1/3	設備許容耐力+1/3	設備許容耐力+1/3

図2 SA施設とDB施設の荷重条件に対するC/Vの許容応力状態の比較

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

泊発電所3号炉

施設種別	1. 重大事故発生時	2. 地震発生時	3. 地震発生時+重大事故発生時
SA施設 (炉心冷却系)	設備許容耐力+1/3	設備許容耐力+1/3	設備許容耐力+1/3
DB施設 (炉心冷却系)	設備許容耐力+1/3	設備許容耐力+1/3	設備許容耐力+1/3

図2 SA施設とDB施設の荷重条件に対するC/Vの許容応力状態の比較（概念図）

相違理由

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(補足2) 事象発生確率の考え方</p> <p>日本及び米国では性能目標として、CDFであれば10^{-4}/炉年、CFFであれば10^{-5}/炉年程度とされている。</p> <p>DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年という値は、CDFやCFFの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(表1参照)</p> <p>米国のSRPにおいても、重大なFFの放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、10^{-7}/炉年という値が用いられている。</p> <p>また、航空機落下に関しても10^{-7}/年という値が用いられている。</p> <p>本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。</p>	<p>(補足2) 事象発生確率の考え方</p> <p>日本及び米国では性能目標として、<u>炉心損傷頻度(CDF)</u>であれば10^{-4}/炉年、<u>格納容器機能喪失頻度(CFF)</u>であれば10^{-5}/炉年程度とされている。</p> <p>DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年という値は、CDFやCFFの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(補足2.1表参照)</p> <p>米国標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、10^{-7}/炉年という値が用いられている。</p> <p>また、航空機落下に関しても10^{-7}/年という値が用いられている。</p> <p>本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。</p>	<p>事象発生確率の考え方</p> <p>日本及び米国では性能目標として、<u>炉心損傷頻度(CDF)</u>であれば10^{-4}/炉年、<u>格納容器機能喪失頻度(CFF)</u>であれば10^{-5}/炉年程度とされている。</p> <p>DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年という値は、CDFやCFFの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(補足1-1表参照)</p> <p>米国標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、10^{-7}/炉年という値が用いられている。</p> <p>本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。</p>	<p>(補足2) 事象発生確率の考え方</p> <p>日本及び米国では性能目標として、CDFであれば10^{-4}/炉年、CFFであれば10^{-5}/炉年程度とされている。</p> <p>DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年という値は、CDFやCFFの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(表1参照)</p> <p>米国標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、10^{-7}/炉年という値が用いられている。</p> <p>また、航空機落下に関しても10^{-7}/年という値が用いられている。</p> <p>本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。</p>	<p>・標準審査指針について記載しているものであり、実質的な相違なし</p> <p>・核分裂生成物について記載しているものであり、実質的な相違なし</p> <p>・航空機落下の判断基準を参照しているという点で、実質的な相違なし</p>

表1 日本、米国の安全目標と地震との組合せ条件

補足2.1 表 日本、米国の安全目標と地震との組合せ条件

補足1-1 表 日本、米国の安全目標と地震との組合せ条件

表1 日本、米国の安全目標と地震との組合せ条件

安全目標	米 (SRP)	日 (SRP)
【補足2】事象発生確率の考え方	日本及び米国では性能目標として、CDFであれば 10^{-4} /炉年、CFFであれば 10^{-5} /炉年程度とされている。	日本及び米国では性能目標として、炉心損傷頻度(CDF)であれば 10^{-4} /炉年、格納容器機能喪失頻度(CFF)であれば 10^{-5} /炉年程度とされている。
DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準	10^{-7} /炉年	10^{-7} /炉年
航空機落下	10^{-7} /年	10^{-7} /年

安全目標	米 (SRP)	日 (SRP)
【補足2.1】事象発生確率の考え方	日本及び米国では性能目標として、炉心損傷頻度(CDF)であれば 10^{-4} /炉年、格納容器機能喪失頻度(CFF)であれば 10^{-5} /炉年程度とされている。	日本及び米国では性能目標として、炉心損傷頻度(CDF)であれば 10^{-4} /炉年、格納容器機能喪失頻度(CFF)であれば 10^{-5} /炉年程度とされている。
DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準	10^{-7} /炉年	10^{-7} /炉年
航空機落下	10^{-7} /年	10^{-7} /年

安全目標	米 (SRP)	日 (SRP)
【補足1-1】事象発生確率の考え方	日本及び米国では性能目標として、炉心損傷頻度(CDF)であれば 10^{-4} /炉年、格納容器機能喪失頻度(CFF)であれば 10^{-5} /炉年程度とされている。	日本及び米国では性能目標として、炉心損傷頻度(CDF)であれば 10^{-4} /炉年、格納容器機能喪失頻度(CFF)であれば 10^{-5} /炉年程度とされている。
DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準	10^{-7} /炉年	10^{-7} /炉年
航空機落下	10^{-7} /年	10^{-7} /年

安全目標	米 (SRP)	日 (SRP)
【補足2】事象発生確率の考え方	日本及び米国では性能目標として、CDFであれば 10^{-4} /炉年、CFFであれば 10^{-5} /炉年程度とされている。	日本及び米国では性能目標として、CDFであれば 10^{-4} /炉年、CFFであれば 10^{-5} /炉年程度とされている。
DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準	10^{-7} /炉年	10^{-7} /炉年
航空機落下	10^{-7} /年	10^{-7} /年

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>1. 確率論的リスク評価における「影響」について</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。 リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価(PRA)における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。 <p>炉心損傷頻度(CDF) 格納容器機能喪失頻度(CFF) 炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計</p> <p>施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度(CDF)を$10^{-4}/\text{年}$以下 格納容器機能喪失頻度(CFF)を$10^{-7}/\text{年}$以下 <p>したがって、性能目標には影響が考慮されている</p> <p>原子力安全委員会の安全目標専門部会</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」(平成15年12月の中間とりまとめ) 発電用軽水型原子炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」(平成18年3月報告書) <p>2. スクリーニング基準の設定の考え方</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値^{※1} (/年)</th> <th>スクリーニング基準^{※2} (/年)</th> <th>スクリーニング基準を定めている事例^{※3}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷頻度(CDF)</td> <td>10^{-4}</td> <td>10^{-6}</td> <td>・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)</td> </tr> <tr> <td>格納容器機能喪失頻度(CFF)</td> <td>10^{-5}</td> <td>10^{-7}</td> <td>・米調SRPS 5.1.6(AIRCRAFT HAZARD) ・「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21年6月30日原子力安全・保安院発)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原案「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より ※2: 【参考1】を参照</p>	項目	目標値 ^{※1} (/年)	スクリーニング基準 ^{※2} (/年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{※3}	炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4}	10^{-6}	・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)	格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-5}	10^{-7}	・米調SRPS 5.1.6(AIRCRAFT HAZARD) ・「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21年6月30日原子力安全・保安院発)	<p>1. 確率論的リスク評価における「影響」について</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。 リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価(PRA)における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。 <p>炉心損傷頻度(CDF) 格納容器機能喪失頻度(CFF) 炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計</p> <p>施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度(CDF)を$10^{-4}/\text{年}$以下 格納容器機能喪失頻度(CFF)を$10^{-7}/\text{年}$以下 <p>したがって、性能目標には影響が考慮されている</p> <p>原子力安全委員会の安全目標専門部会</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」(平成15年12月の中間とりまとめ) 発電用軽水型原子炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」(平成18年3月報告書) <p>2. スクリーニング基準の設定の考え方</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値^{※1} (/年)</th> <th>スクリーニング基準^{※2} (/年)</th> <th>スクリーニング基準を定めている事例^{※3}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷頻度(CDF)</td> <td>10^{-4}</td> <td>10^{-6}</td> <td>・日本原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)</td> </tr> <tr> <td>格納容器機能喪失頻度(CFF)</td> <td>10^{-4}</td> <td>10^{-7}</td> <td>・米調 SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(G21.6.30 原子力安全・保安院)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より ※2: 【参考1】を参照</p>	項目	目標値 ^{※1} (/年)	スクリーニング基準 ^{※2} (/年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{※3}	炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4}	10^{-6}	・日本原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)	格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-4}	10^{-7}	・米調 SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(G21.6.30 原子力安全・保安院)	<p>1. 確率論的リスク評価における「影響」について</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。 リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価(PRA)における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。 <p>炉心損傷頻度(CDF) 格納容器機能喪失頻度(CFF) 炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計</p> <p>施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度(CDF)を$10^{-4}/\text{年}$以下 格納容器機能喪失頻度(CFF)を$10^{-7}/\text{年}$以下 <p>したがって、性能目標には「影響」が考慮されている</p> <p>原子力安全委員会の安全目標専門部会</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」(平成15年12月の中間とりまとめ) 発電用軽水型原子炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」(平成18年3月報告書) <p>2. スクリーニング基準の設定の考え方</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値^{※1} (/年)</th> <th>スクリーニング基準^{※2} (/年)</th> <th>スクリーニング基準を定めている事例^{※3}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷頻度(CDF)</td> <td>10^{-4}</td> <td>10^{-6}</td> <td>・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)</td> </tr> <tr> <td>格納容器機能喪失頻度(CFF)</td> <td>10^{-5}</td> <td>10^{-7}</td> <td>・米調 SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(平成21年6月30日 原子力安全・保安院)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より ※2: 【参考1】を参照</p>	項目	目標値 ^{※1} (/年)	スクリーニング基準 ^{※2} (/年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{※3}	炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4}	10^{-6}	・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)	格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-5}	10^{-7}	・米調 SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(平成21年6月30日 原子力安全・保安院)	<p>1. 確率論的リスク評価における「影響」について</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。 リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価(PRA)における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。 <p>炉心損傷頻度(CDF) 格納容器機能喪失頻度(CFF) 炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計</p> <p>施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度(CDF)を$10^{-4}/\text{年}$以下 格納容器機能喪失頻度(CFF)を$10^{-7}/\text{年}$以下 <p>したがって、性能目標には「影響」が考慮されている</p> <p>原子力安全委員会の安全目標専門部会</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」(平成15年12月の中間とりまとめ) 発電用軽水型原子炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」(平成18年3月報告書) <p>2. スクリーニング基準の設定の考え方</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値^{※1} (/年)</th> <th>スクリーニング基準^{※2} (/年)</th> <th>スクリーニング基準を定めている事例^{※3}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷頻度(CDF)</td> <td>10^{-4}</td> <td>10^{-6}</td> <td>・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)</td> </tr> <tr> <td>格納容器機能喪失頻度(CFF)</td> <td>10^{-5}</td> <td>10^{-7}</td> <td>・米調SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(平成21年6月30日 原子力安全・保安院)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原案「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より ※2: 【参考1】を参照</p>	項目	目標値 ^{※1} (/年)	スクリーニング基準 ^{※2} (/年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{※3}	炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4}	10^{-6}	・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)	格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-5}	10^{-7}	・米調SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(平成21年6月30日 原子力安全・保安院)	<p>相違理由</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>
項目	目標値 ^{※1} (/年)	スクリーニング基準 ^{※2} (/年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{※3}																																																	
炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4}	10^{-6}	・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)																																																	
格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-5}	10^{-7}	・米調SRPS 5.1.6(AIRCRAFT HAZARD) ・「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21年6月30日原子力安全・保安院発)																																																	
項目	目標値 ^{※1} (/年)	スクリーニング基準 ^{※2} (/年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{※3}																																																	
炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4}	10^{-6}	・日本原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)																																																	
格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-4}	10^{-7}	・米調 SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(G21.6.30 原子力安全・保安院)																																																	
項目	目標値 ^{※1} (/年)	スクリーニング基準 ^{※2} (/年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{※3}																																																	
炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4}	10^{-6}	・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)																																																	
格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-5}	10^{-7}	・米調 SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(平成21年6月30日 原子力安全・保安院)																																																	
項目	目標値 ^{※1} (/年)	スクリーニング基準 ^{※2} (/年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{※3}																																																	
炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4}	10^{-6}	・原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)																																																	
格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-5}	10^{-7}	・米調SRPS 5.1.6(航空機落下) ・航空機落下確率評価基準(平成21年6月30日 原子力安全・保安院)																																																	

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>CDF目標値10^{-4}/炉年に対しては2桁を見越した10^{-6}/炉年が、CFF目標値10^{-5}/炉年に対しても2桁を見越した10^{-7}/炉年がスクリーニング基準(注)として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。</p>	<p>CDF目標値10^{-4}/炉年に対しては2桁を見越した10^{-6}/炉年が、CFF目標値10^{-5}/炉年に対しても2桁を見越した10^{-7}/炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。</p>	<p>CDF目標値10^{-4}/炉年に対しては2桁を見越した10^{-6}/炉年が、CFF目標値10^{-5}/炉年に対しても2桁を見越した10^{-7}/炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。</p>	<p>CDF目標値10^{-4}/炉年に対しては2桁を見越した10^{-6}/炉年が、CFF目標値10^{-5}/炉年に対しても2桁を見越した10^{-7}/炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。</p>	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>
<p>(注)スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値</p>	<p>(注)スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できる閾値</p>	<p>(注)スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値</p>	<p>(注)スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値</p>	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>
<p>3. スクリーニング基準設定の体系的整理</p>	<p>3. スクリーニング基準設定の体系的整理</p>	<p>3. スクリーニング基準設定の体系的整理</p>	<p>3. スクリーニング基準設定の体系的整理</p>	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>
				<p>① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-4} \times 10^{-3}$)を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-5} \times 10^{-2}$)を適用することは妥当と考える。</p> <p>② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を用いることは妥当と考える。</p>
<p>① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-4} \times 10^{-3}$)を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-5} \times 10^{-2}$)を適用することは妥当と考える。</p> <p>② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いはなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を用いることは妥当と考える。</p>	<p>① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-4} \times 10^{-3}$)を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-5} \times 10^{-2}$)を適用することは妥当と考える。</p> <p>② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いはなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を用いることは妥当と考える。</p>	<p>① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-4} \times 10^{-3}$)を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-5} \times 10^{-2}$)を適用することは妥当と考える。</p> <p>② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いはなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を用いることは妥当と考える。</p>	<p>① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-4} \times 10^{-3}$)を適用することは妥当であり、また、CVを守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-5} \times 10^{-2}$)を適用することは妥当と考える。</p> <p>② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を用いることは妥当と考える。</p>	<p>① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-4} \times 10^{-3}$)を適用することは妥当であり、また、CVを守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年(性能目標$10^{-5} \times 10^{-2}$)を適用することは妥当と考える。</p> <p>② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いはなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を用いることは妥当と考える。</p>
<p>4. スクリーニング基準設定の体系的整理とJEAG4601との関係性</p>	<p>4. スクリーニング基準設定の体系的整理とJEAG4601との関係性</p>	<p>4. スクリーニング基準設定の体系的整理とJEAG4601との関係性</p>	<p>4. スクリーニング基準設定の体系的整理とJEAG4601との関係性</p>	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>
				<p>③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として10^{-7}/炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7}/炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p>
<p>③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として10^{-7}/炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7}/炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p>	<p>③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として10^{-7}/炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7}/炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p>	<p>③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として10^{-7}/炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7}/炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p>	<p>③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備とCVを守る設備の両方に対してスクリーニング基準として10^{-7}/炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7}/炉年はCVを守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p>	<p>③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備とCVを守る設備の両方に対してスクリーニング基準として10^{-7}/炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7}/炉年はCVを守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>玄海3,4号炉の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性を鑑み、JEAG4601に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年に保守性を見込んだ10^{-8}/炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。</p>	<p>今回の女川原子力発電所2号炉の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年に保守性を見込んだ10^{-8}/炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。</p>	<p>島根2号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年に保守性を見込んだ10^{-8}/炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。</p>	<p>泊3号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年に保守性を見込んだ10^{-8}/炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。</p>	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>																		
<p>【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について</p>	<p>【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について</p>	<p>【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について</p>	<p>【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について</p>																			
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="73 406 257 534"> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21年06・25原院第1号、平成21年6月30日原子力安全・保安院決定) </td> <td data-bbox="257 406 544 534"> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会の「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と設定することが考えられる。 ASME/ANS「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」において、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="73 534 257 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> <td data-bbox="257 534 544 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> </tr> </table>	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21年06・25原院第1号、平成21年6月30日原子力安全・保安院決定) 	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会の「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と設定することが考えられる。 ASME/ANS「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」において、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="544 406 728 534"> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) </td> <td data-bbox="728 406 1014 534"> <ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="544 534 728 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> <td data-bbox="728 534 1014 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> </tr> </table>	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1014 406 1198 534"> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) </td> <td data-bbox="1198 406 1485 534"> <ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならないこと、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1014 534 1198 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> <td data-bbox="1198 534 1485 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> </tr> </table>	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならないこと、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1485 406 1668 534"> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) </td> <td data-bbox="1668 406 1955 534"> <ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1485 534 1668 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> <td data-bbox="1668 534 1955 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> </tr> </table>	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1955 406 2163 534"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> <td data-bbox="2163 406 2163 678"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> </tr> </table>	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。
<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21年06・25原院第1号、平成21年6月30日原子力安全・保安院決定) 	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会の「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と設定することが考えられる。 ASME/ANS「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」において、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 																					
<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 																					
<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 																					
<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 																					
<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならないこと、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 																					
<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 																					
<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 米国 SRP3.5.1.6(航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定基準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準として、「ハザード発生頻度分析」、「決定論的CDF評価」のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-7}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-7}/炉年を用いている。 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 																					
<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 																					
<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 																					

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。</p> <p>(1) 地震の従属事象 設置許可基準規則解釈の別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備の損傷を確定論的に考慮して引き起こされる事象</p> <p>(2) 地震の独立事象 設置許可基準規則解釈の別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象 なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間及び地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能にかかる設計には、耐震Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して損傷しないよう設計することだけでなく、下位クラスに属する施設が、S_sによる地震力により耐震Sクラス施設に波及的影響を及ぼすおそれのないよう設計することも含まれる。(表1)</p>	<p>(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるか否かについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。</p> <p>(1) 地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2) 地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記(1)のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象 なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は地震との組合せを実施することを規定している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足3.1表)</p>	<p>「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。</p> <p>(1) 地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2) 地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象 なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足3-1表)</p>	<p>(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断に当たり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。</p> <p>(1) 地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおりである。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2) 地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおりである。 ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象 なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 耐震Sクラス施設は基準地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能にかかる設計は、耐震Sクラス施設自体が、基準地震動による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(表1)</p>	<p>・記載表現相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様 ・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																																																				
<p>波及的影響を考慮したSクラス施設の設計においては、以下の4つの観点で行う。</p> <p>① 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</p> <p>② 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響</p> <p>③ 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>④ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S_s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(表2)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組み合わせの検討としては、S_s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	<p>耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S_s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足3.2表)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S_s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	<p>Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S_s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足3-2表)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S_s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	<p>波及的影響を考慮したSクラス施設の設計においては、以下の4つの観点で行う。</p> <p>① 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</p> <p>② 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響</p> <p>③ 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>④ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定したすべての事故シーケンスに対し、基準地震動相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(表2)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、基準地震動相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	<p>よる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・先行プラントの記載を踏まえて記載を充実したことによる相違であり、波及的影響について4つの観点で行うという点は同様であることから、実質的な相違なし</p> <p>・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>																																																				
<p>表1 耐震Sクラスの設計</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>地震の影響が考えられる事象</th> <th>耐震性の担保</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>耐震重要施設自体の損傷</td> <td>基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)</td> </tr> <tr> <td>下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷</td> <td>耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">地震に伴う事象</td> <td>溢水による耐震重要施設の損傷</td> <td>安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)</td> </tr> <tr> <td>津波による耐震重要施設の損傷</td> <td>設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)</td> </tr> <tr> <td>火災による耐震重要施設の損傷</td> <td>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)</td> </tr> </tbody> </table>	地震の影響が考えられる事象	耐震性の担保	耐震重要施設自体の損傷	基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)	下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷	耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)	地震に伴う事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)	<p>補足3.1表 耐震Sクラスの設計</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>地震の影響が考えられる事象</th> <th>耐震性の担保*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>耐震重要施設自体の損傷</td> <td>基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(第4条)</td> </tr> <tr> <td>下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷</td> <td>耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(第4条)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">地震に伴う事象</td> <td>溢水による耐震重要施設の損傷</td> <td>安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(第9条)</td> </tr> <tr> <td>津波による耐震重要施設の損傷</td> <td>設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(第5条)</td> </tr> <tr> <td>火災による耐震重要施設の損傷</td> <td>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(第8条)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 括弧内は、設置許可基準規則の条文を表す。</p>	地震の影響が考えられる事象	耐震性の担保*	耐震重要施設自体の損傷	基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(第4条)	下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷	耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(第4条)	地震に伴う事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(第9条)	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(第5条)	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(第8条)	<p>補足3-1表 Sクラスの設計</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>地震の影響が考えられる事象</th> <th>耐震性の担保</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>耐震重要施設自体の損傷</td> <td>基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)</td> </tr> <tr> <td>下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷</td> <td>耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">地震に伴う事象</td> <td>溢水による耐震重要施設の損傷</td> <td>安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)</td> </tr> <tr> <td>津波による耐震重要施設の損傷</td> <td>設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)</td> </tr> <tr> <td>火災による耐震重要施設の損傷</td> <td>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)</td> </tr> </tbody> </table>	地震の影響が考えられる事象	耐震性の担保	耐震重要施設自体の損傷	基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)	下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷	耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)	地震に伴う事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)	<p>表1 耐震Sクラスの設計</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>地震の影響が考えられる事象</th> <th>耐震性の担保</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>耐震重要施設自体の損傷</td> <td>基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)</td> </tr> <tr> <td>下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷</td> <td>耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">地震に伴う事象</td> <td>溢水による耐震重要施設の損傷</td> <td>安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)</td> </tr> <tr> <td>津波による耐震重要施設の損傷</td> <td>設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)</td> </tr> <tr> <td>火災による耐震重要施設の損傷</td> <td>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)</td> </tr> </tbody> </table>	地震の影響が考えられる事象	耐震性の担保	耐震重要施設自体の損傷	基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)	下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷	耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)	地震に伴う事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>
地震の影響が考えられる事象	耐震性の担保																																																							
耐震重要施設自体の損傷	基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)																																																							
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷	耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)																																																							
地震に伴う事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)																																																						
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)																																																						
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)																																																						
地震の影響が考えられる事象	耐震性の担保*																																																							
耐震重要施設自体の損傷	基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(第4条)																																																							
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷	耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(第4条)																																																							
地震に伴う事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(第9条)																																																						
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(第5条)																																																						
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(第8条)																																																						
地震の影響が考えられる事象	耐震性の担保																																																							
耐震重要施設自体の損傷	基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)																																																							
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷	耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)																																																							
地震に伴う事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)																																																						
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)																																																						
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)																																																						
地震の影響が考えられる事象	耐震性の担保																																																							
耐震重要施設自体の損傷	基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)																																																							
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷	耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(4条)																																																							
地震に伴う事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)																																																						
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)																																																						
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)																																																						

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

表2 地震の従属事象としての適用性について

施設名	地震の従属事象	適用性
1 立入区域以外(立入区域外)	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
2 立入区域(立入区域)	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○

【凡例】DB上のSs耐震性
 ○：有 ×：無
 地震の従属事象としての適用の有無
 ○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。
 △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。
 ×：地震の従属事象でないもの

3. 確率論的な考察
 3.1 確率論的リスク評価の現状と本考察における評価の前提
 DB条件を超える運転状態Vが地震の従属事象、独立事象の何れに該当するかを確率論的に考察するためには、基準地震動までの地震による炉心損傷頻度を評価する。

表2 地震の従属事象としての適用性について(1/12)

施設名	地震の従属事象	適用性
1 立入区域以外(立入区域外)	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
2 立入区域(立入区域)	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○
	立入区域(立入区域)	○

※1 「過渡事象」を包絡する起因事象として「外部電源喪失」を設定
 【凡例】DB上のSs耐震性
 ○：有 ×：無
 地震の従属事象としての適用の有無
 ○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの
 △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの
 ×：地震の従属事象でないもの

3. 確率論的な考察
 2.のとおり、SA施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて、確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。

表2 地震の従属事象としての適用性について(1/16)

施設名	地震の従属事象	適用性
1 立入区域以外(立入区域外)	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	立入区域以外(立入区域外)	○
	2 立入区域(立入区域)	立入区域(立入区域)
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○
立入区域(立入区域)		○

※1：過渡事象を代表する起因事象として外部電源喪失を設定。
 【凡例】DB上のSs耐震性
 ○：有 ×：無
 地震の従属事象としての適用の有無
 ○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。
 △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。
 ×：地震の従属事象でないもの。

3. 確率論的な考察
 2.のとおり、SA施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて、確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。

表2 地震の従属事象としての適用性について(1/2)

施設名	地震の従属事象	適用性	
1 立入区域以外(立入区域外)	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	立入区域以外(立入区域外)	○	
	2 立入区域(立入区域)	立入区域(立入区域)	○
		立入区域(立入区域)	○
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	
立入区域(立入区域)		○	

【凡例】DB上のSs耐震性
 ○：有 ×：無
 地震の従属事象としての適用の有無
 ○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。
 △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。
 ×：地震の従属事象でないもの。

3. 確率論的な考察
 3.1 確率論的リスク評価の現状と本考察における評価の前提
 DB条件を超える運転状態Vが地震の従属事象、独立事象のいずれに該当するかを確率論的に考察するためには、基準地震動までの地震による炉心損傷頻度を評価する。

相違理由
 ・設備構成の相違
 【女川2, 島根2, 玄海3/4】
 対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

・評価方針の相違
 【女川2, 島根2】
 女川2号炉、島根2号炉では、機能喪失時に広範囲の安全設備に影響を及ぼす外部電源設備の損傷による外部電源喪失を過渡事象の代表としているが、泊3号炉では、その他の過渡事象も含めている

・考察の前提について記載を充実したものであり記載表現は相違するが、確定論的に運転状態Vを地震の独立事象として扱うという点で同一であり、実質的な相違なし

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海3,4号炉の地震による全炉心損傷頻度は、約 1.0×10^{-6} /炉年であり、旧基準地震動相当(0.6G)までの地震による全炉心損傷頻度は、約 1.5×10^{-7} /炉年である。
 基準地震動変更に伴い、地盤の最大加速度値が540galから620galに変更されたことから、新基準地震動相当(0.64G)までの地震による炉心損傷頻度を評価するために、加速度区分を表3のとおり変更する。

表3 新旧加速度区分比較

旧加速度区分	新加速度区分
区分1 (0.2G~0.4G)	区分1 (0.2G~0.4G)
区分2 (0.4G~0.6G)	区分2 (0.4G~0.6G)
区分3 (0.6G~0.8G)	区分3-1 (0.6G~0.64G)
	区分3-2 (0.64G~0.8G)
区分4 (0.8G~1.0G)	区分4 (0.8G~1.0G)
区分5 (1.0G~1.2G)	区分5 (1.0G~1.2G)

3.2 考察結果

重要事故シナリオ等の選定のための地震PRAにおいて、 S_s 相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シナリオについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度(CDF)であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、 3.3×10^{-9} /炉年である。(表4)

表4 DB条件を超える事故シナリオに対するCDF

事故シナリオグループ	DB条件を超える事故シナリオ	CDF (1/炉年)	合計 (1/炉年)
高圧・低圧注水機能喪失	再循環電源喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	2.1E-10	3.0E-09
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+B/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-09	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	3.0E-09
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
蒸気発生機機能喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	3.0E-09
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
原子炉停止機能喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	3.0E-09
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	

女川原子力発電所2号炉(2020.2.7版)
 このことについて参考のため、確率論的な観点から考察すると、 S_s 相当(1000gal)までの地震力により炉心損傷に至る事故シナリオについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度(CDF)であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、一部のSA施設を考慮した場合のPRA評価を実施した結果、約 3.0×10^{-8} /炉年となった。

補足3.3 表 DB条件を超える事故シナリオに対するCDF

事故シナリオグループ	DB条件を超える事故シナリオ	CDF (1/炉年)	合計 (1/炉年)
高圧・低圧注水機能喪失	再循環電源喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	2.1E-10	3.0E-09
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-09	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	3.0E-09
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
蒸気発生機機能喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	3.0E-09
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	
原子炉停止機能喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	3.0E-09
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-10	

島根原子力発電所2号炉(2021.9.6版)
 このことについて参考のため、確率論的な観点から考察すると、 S_s 相当(820gal)までの地震力により炉心損傷に至る事故シナリオについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度(CDF)であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、一部のSA施設を考慮した場合のPRA評価を実施した結果、約 1.0×10^{-7} /炉年となった。

※1:地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては、保守的に除かないものとした。

補足3-3 表 DB条件を超える事故シナリオに対するCDF

事故シナリオグループ	DB条件を超える事故シナリオ	CDF (1/炉年)	合計 (1/炉年)
高圧・低圧注水機能喪失	再循環電源喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.3E-09	1.0E-07
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	1.0E-07
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
蒸気発生機機能喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	1.0E-07
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
原子炉停止機能喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	1.0E-07
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	

泊発電所3号炉
 泊発電所3号炉の地震による全炉心損傷頻度は、約 2.1×10^{-6} /炉年であり、基準地震動相当(0.71G)までの地震による全炉心損傷頻度は、約 4.6×10^{-7} /炉年である。

3.2 考察結果

重要事故シナリオ等の選定のための地震PRAにおいて、基準地震動相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シナリオについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度(CDF)であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、 1.2×10^{-7} /炉年である。(表3)

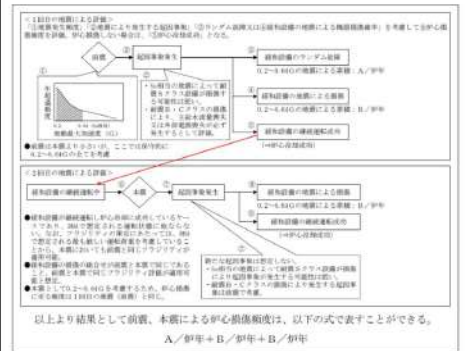
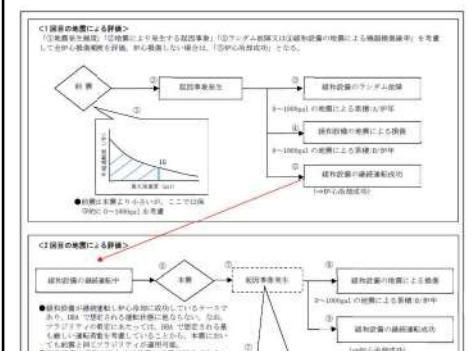
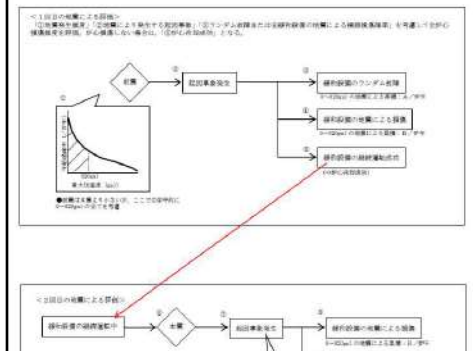
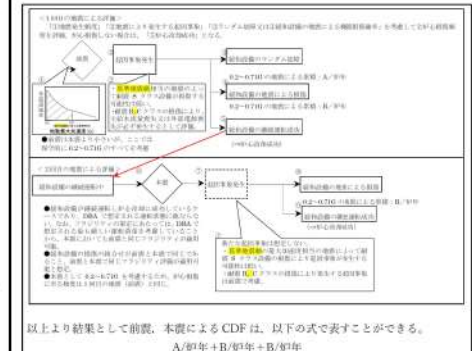
表3 DB条件を超える事故シナリオに対するCDF

事故シナリオグループ	DB条件を超える事故シナリオ	CDF (1/炉年)	合計 (1/炉年)
高圧・低圧注水機能喪失	再循環電源喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.3E-09	1.0E-07
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	1.0E-07
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
蒸気発生機機能喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	1.0E-07
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	
原子炉停止機能喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	1.0E-07
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/C失敗)+高圧注水成功	3.0E-11	

相違理由
 ・資料構成の相違【玄海3/4】
 泊3号炉では、新基準地震動における評価結果を記載していることによる相違
 ・記載表現が相違するが地震PRAの評価を用いて確率論的な考察を実施している点で同一であり、実質的な相違なし
 ・個別評価結果の相違【女川2, 島根2, 玄海3/4】
 ・個別評価結果の相違【女川2, 島根2, 玄海3/4】

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて





玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、3.3×10^{-9}/炉年は、これを大きく下回ることから、S_s相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。従って、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	<p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、3.0×10^{-9}/炉年はこれを大きく下回り、S_s相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。従って、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	<p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、1.0×10^{-7}/炉年はこれを大きく下回り、S_s相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	<p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、1.2×10^{-7}/炉年は、これを大きく下回ることから、基準地震動相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし ・個別評価結果の相違 【女川2，島根2，玄海3/4】 ・記載表現の相違であり、実質的な相違なし ・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>
<p>(参考) 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出 1 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法 1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価について</p>	<p>(参考) 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出 1. 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法 1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</p>	<p>(参考) 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出 1. 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法 1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</p>	<p>(参考) 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出 1 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法 1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価について</p>	<p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p>
<p>地震PRAにおいては、前震、本震全体を考慮した評価方法はないことから、1回の地震による評価を2回使用することで前震、本震を考慮することとする。評価方法の概念図を図-1に示す。</p>	<p>地震PRAにおいては、前震、本震全体を考慮した評価方法はないことから、1回の地震による評価を2回使用することで前震、本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考1.1.1図に示す。</p>	<p>地震PRAにおいては、前震、本震全体を考慮した評価方法はないことから、1回の地震による評価を2回使用することで前震、本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考1.1-1図に示す。</p>	<p>地震PRAにおいては、前震、本震全体を考慮した評価方法はないことから、1回の地震による評価を2回使用することで前震、本震を考慮することとする。評価方法の概念図を図1に示す。</p>	
 <p>以上より結果として前震、本震による炉心損傷頻度は、以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p>	 <p>以上より結果として前震、本震による炉心損傷頻度は、以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>参考1.1.1図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	 <p>以上より結果として前震、本震による炉心損傷頻度は、以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>参考1.1-1図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	 <p>以上より結果として前震、本震によるCDFは、以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>図1 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。</p> <p>緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、<u>片方の系統が機器損傷し、もう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。</u></p> <p>そのため、緩和設備の状態について考えられる<u>全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどの様に整理されるかを考慮した。</u></p> 	<p>次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。</p> <p>緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、<u>1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。</u></p> <p>そのため、緩和設備の状態について考えられる<u>全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。</u></p> 	<p>次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。</p> <p>緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、<u>1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。</u></p> <p>そのため、緩和設備の状態について考えられる<u>全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。</u></p> 	<p>次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。</p> <p>緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、<u>1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。</u></p> <p>そのため、緩和設備の状態について考えられる<u>すべての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどの様に整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。</u></p> 	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>
<p>前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。</p> 	<p>前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。</p> 	<p>前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。</p> 	<p>前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。</p> 	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>
<p>○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備(A系、B系)の状態として3つの状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通り<u>全ての</u>組合せを考慮。</p> <p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p>	<p>○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの<u>全ての</u>組合せを考慮。</p> <p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p>	<p>○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの<u>全ての</u>組合せを考慮。</p> <p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p>	<p>○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの<u>すべての</u>組合せを考慮。</p> <p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p>	<p>・最新審査実績を有する島根2号炉の記載表現としたことによる相違であり、実質的な相違なし</p>

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り<u>全て</u>の組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を<u>0.2Gから0.64Gの全て</u>の地震による影響を考慮して組み合わせる場合、3.1.2項においても前震及び本震の地震加速度を<u>0.2Gから0.64Gの全て</u>の地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、 A/炉年+B/炉年+B/炉年で算出される。</p> <p>2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S_s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAでは本震による影響のみを評価しているが、算出したS_s相当(0.64G)までの本震による全炉心損傷頻度は0.2GからS_s相当である0.64Gまでの地震による影響を累積した評価であり、耐震B、Cクラスの機器が損傷することで過渡事象が発生し緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。</p>	<p>理。</p> <p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り<u>全て</u>の組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を<u>0から1000galの全て</u>の地震による影響を考慮して<u>組合せる</u>場合、「<u>1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</u>」においても前震及び本震の地震加速度を<u>0から1000galの全て</u>の地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、 A/炉年+B/炉年+B/炉年で算出される</p> <p>2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S_s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS_s相当(1000gal)までの本震による全炉心損傷頻度は0galからS_s相当である1000galまでの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。</p>	<p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り<u>全て</u>の組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を<u>0galから820galの全て</u>の地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「<u>1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</u>」においても前震及び本震の地震加速度を<u>0galから820galの全て</u>の地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、 A/炉年+B/炉年+B/炉年で算出される。</p> <p>2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S_s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS_s相当(820gal)までの本震による全炉心損傷頻度は0galからS_s相当である820galまでの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。</p>	<p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り<u>すべて</u>の組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を<u>0.2Gから0.71Gのすべて</u>の地震による影響を考慮して組み合わせる場合、3.1.2項においても前震及び本震の地震加速度を<u>0.2Gから0.71Gのすべて</u>の地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、 A/炉年+B/炉年+B/炉年で算出される。</p> <p>2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 基準地震動相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAでは本震による影響のみを評価しているが、算出した基準地震動相当(0.71G)までの本震による全炉心損傷頻度は0.2Gから基準地震動相当である0.71Gまでの地震による影響を累積した評価であり、耐震B、Cクラスの機器が損傷することで過渡事象が発生し緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。</p>	<p>相違理由</p> <p>・個別評価による相違 【女川2、島根2、玄海3/4】 ・社内ルールによる記載表現の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・個別評価による相違 【女川2、島根2、玄海3/4】 ・記載の充実による相違であり、実質的な相違なし(玄海と同様)</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Ss相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約2.2×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約9.4×10^{-9}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約1.2×10^{-7}/炉年である。</p>  <p>2.2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1項の算出結果を用い、<u>1.1項及び1.2項</u>の算出式で、評価を行った。 A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 = 約9.4×10^{-9}/炉年 + 約1.2×10^{-7}/炉年 + 約1.2×10^{-7}/炉年 = 約3.4×10^{-7}/炉年</p> <p>以上の算出結果から、余震、前震を考慮した炉心損傷頻度約3.4×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	<p>Ss 相当までの地震による全炉心損傷頻度の累積は約5.3×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約1.2×10^{-7}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約4.2×10^{-7}/炉年である。</p>  <p>2.2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1項の算出結果を用い、<u>1.2項</u>の算出式で、評価を行った。 A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 = 約1.2×10^{-7}/炉年 + 約4.2×10^{-7}/炉年 + 約4.2×10^{-7}/炉年 = 約9.5×10^{-7}/炉年</p> <p>以上の算出結果から、余震、前震を考慮した炉心損傷頻度は約9.5×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	<p>Ss相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約3.3×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約5.5×10^{-9}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約3.3×10^{-7}/炉年である。</p>  <p>2.2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1項の算出結果を用い、<u>1.1項及び1.2項</u>の算出式で評価を行った。 A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 = 約5.5×10^{-9}/炉年 + 約3.3×10^{-7}/炉年 + 約3.3×10^{-7}/炉年 = 約6.6×10^{-7}/炉年</p> <p>以上の算出結果から、余震、前震を考慮した炉心損傷頻度は約6.6×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	<p>基準地震動相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約4.6×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約3.1×10^{-7}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約1.6×10^{-7}/炉年である。</p>  <p>2.2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1項の算出結果を用い、<u>1.2項及び1.3項</u>の算出式で、評価を行った。 A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 = 約3.1×10^{-7}/炉年 + 約1.6×10^{-7}/炉年 + 約1.6×10^{-7}/炉年 = 約6.2×10^{-7}/炉年</p> <p>以上の算出結果から、余震、前震を考慮した炉心損傷頻度約6.2×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	<p>・記載表現の相違あり、実質的な相違なし ・個別評価結果の相違 【女川2、島根2、玄海3/4】 ・個別評価結果の相違の相違 【女川2、島根2、玄海3/4】</p>

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(補足4) 重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間(圧力低減方策)について</p> <p>炉心損傷に至る重大事故(格納容器過圧破損事象)発生後、格納容器内の自然対流冷却により格納容器内圧は緩やかに低下し、1ヶ月で0.187MPa [gage]まで減圧される。さらに外部電源等のプラント冷却に必要なサポート系が復旧することにより、格納容器スプレイ再循環運転による除熱が可能であり、格納容器内圧を1ヶ月程度で通常運転圧力程度まで低下させることが可能である。</p> <p>重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、①格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系統の復旧を実施する。また、②並行して仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築する。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設格納容器スプレイ再循環を使用する。それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認した。</p> <p>また、圧力低減方策①、②の更なる改善のため③格納容器スプレイ再循環系統運転停止時の対応について確認した。</p> <p>これら活動で必要となるサイト外からの人的・物的支援については、プラントメーカー及び協力会社と支援に関する協定等を締結しており、重大事故発生後に設備の補修に必要な外部支援物品(仮設逆止弁蓋、ポンプ、仮設クレー等)の輸送、及び人員の派遣等の支援を受けることができる体制を整備している。外部支援物品を陸上輸送する場合、当社及び協力会社が平時から九州内の事業所等に保管し整備している調達可能車両(平成27年9月現在において、2t以上~15t未満:約150台)のうち損傷していない使用可能な車両を使用して実施する。</p> <p>また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において、発電所からの支援に係る対応拠点としてスポーツ施設(Jヴィレッジ)を活用したことを踏まえ、玄海原子力発電所においても同様な機能を配</p>	<p>【参考8】重大事故等時の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等発生後の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱により原子炉格納容器内温度は緩やかに低下し約5日後には、サブプレッションチェンパのプール水温が最高使用温度の104℃を下回る(「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」(別紙1)安定状態の維持について」参照)。</p> <p>しかし、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合は、代替循環冷却系が使用できないため、原子炉格納容器ベントにより原子炉格納容器の除熱を行う。原子炉格納容器ベントによる除熱では、原子炉格納容器圧力の低下は早いものの、原子炉格納容器温度の低下は代替循環冷却系より遅く、サブプレッションチェンパのプール水温が最高使用温度の104℃を下回るのは約26日後となる(「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」(別紙1)安定状態の維持について」参照)。</p> <p>そのため、原子炉格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討に当たっては事故発生30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。重大事故等発生後において、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修による原子炉格納容器の除熱復旧を実施する。</p> <p>また、残留熱除去系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合はこの可搬型原子炉格納容器除熱系による除熱を実施する。本書は、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。</p> <p>なお、「可搬型原子炉格納容器除熱系」に加え、原子炉格納容器を直接除熱することはできないが、原</p>	<p>【参考9】重大事故等時の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、残留熱代替除去系により格納容器内温度は緩やかに低下し約177時間後には、サブプレッション・チェンパ水温が最高使用温度の104℃を下回る(「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」(別紙1)安定状態の維持について」参照)。</p> <p>しかし、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合は、残留熱代替除去系が使用できないため格納容器フィルタベント系により格納容器の除熱を行う。格納容器フィルタベント系による除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は残留熱代替除去系より遅く、サブプレッション・チェンパ水温が最高使用温度の104℃を下回るのは約587時間後となる(「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」(別紙1)安定状態の維持について」参照)。</p> <p>そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生約30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。重大事故等時において、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修による原子炉格納容器の除熱機能を復旧する。</p> <p>また、残留熱除去系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を実施する。本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。</p> <p>なお、これらに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することに</p>	<p>(補足4) 重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間(圧力低減方策)について</p> <p>炉心損傷に至る重大事故(格納容器過圧破損事象)発生後、格納容器内の自然対流冷却により格納容器内圧は緩やかに低下し、1ヶ月で0.153MPa [gage]まで減圧される。さらに外部電源等のプラント冷却に必要なサポート系が復旧することにより、格納容器スプレイ再循環運転による除熱が可能であり、格納容器内圧を1ヶ月程度で通常運転圧力程度まで低下させることが可能である。</p> <p>重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系統の復旧を実施する。また、並行して仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築する。これらについては、「1. 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環」を優先するが、復旧が困難な場合は、「2. 仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築」で説明する機器による格納容器スプレイ再循環を使用する。それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認した。</p> <p>また、圧力低減方策の更なる改善のため、格納容器スプレイ再循環系統運転停止時の対応について確認した。</p> <p>これら活動で必要となるサイト外からの人的・物的支援については、プラントメーカー及び協力会社等と支援に関する協定等を締結しており、重大事故発生後に設備の補修に必要な外部支援物品(フレキシブルメタルホース、仮設ポンプ等)の輸送、及び人員の派遣等の支援を受けることができる体制を整備している。</p> <p>また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において、発電所からの支援に係る対応拠点としてスポーツ施設(Jヴィレッジ)を活用したことを踏まえ、泊発電所においても同様な機能を配置する候</p>	<p>・記載内容の相違 【女川2, 島根2】 重大事故等時の格納容器の冷却手段に関するPWRとBWRの相違 補足4は玄海とのみ比較する</p> <p>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・記載表現の相違であり、実質的な相違なし 以下、同様</p> <p>・既設機器の復旧及び使用を優先するという点は同一であり、記載表現は相違するが、実質的な相違なし</p> <p>・外部支援物品の名称の相違</p> <p>・陸上輸送する場合の車両について記載が相違するが、支援体制を整備している点で同等であり、実質的な相違はない</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

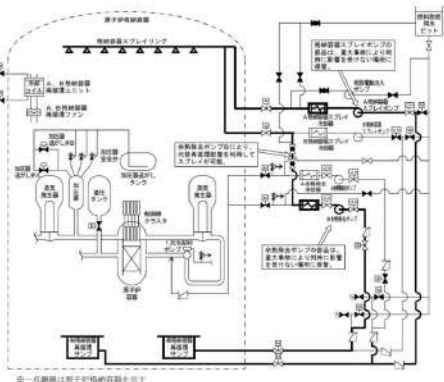
玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由																										
<p>置する候補地点をあらかじめ選定し、必要な要員及び外部支援物品を確保する。候補地の選定にあたっては、原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮し、<u>玄海原子力発電所</u>からの方位、距離(約20km圏内外)が異なる地点を複数選定する。補足4添付資料-1に外部からの支援に関する説明図を示す。詳細は、技術的能力 1.0 重大事故等対策における共通事項 添付資料1.0.4 「<u>玄海原子力発電所3/4号炉復旧作業に必要な資機材及び外部からの支援について</u>」を参照。確認結果を以下に示す。</p> <p>① 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環<実現可能性></p> <p>格納容器スプレイ再循環機能喪失の原因としては、ポンプ多重故障、海水系機能喪失、格納容器再循環サンプ隔離弁多重故障等が考えられ、大型機器の交換が必要となり復旧に長期間を要する場合も想定されるが、重大事故により同時に影響を受けない場所に保管する取替部品等の活用、サイト外からの人的・物的支援などを考慮すれば、1ヶ月程度で機能復旧は可能であると考えられる。</p> <p>保管する取替部品としては、格納容器スプレイ系統や余熱除去系を構成する機器が考えられるが、配管は補修溶接や汎用の配管により復旧可能、弁は増し締めや比較的短納期の部品により復旧可能、熱交換器は比較的短期間で実施可能な施栓により復旧可能である。一方、ポンプ(横置き遠心式)については、回転体部分である主軸損傷やインペラ損傷が多く、取替部品のローター式、メカニカルシール式の準備には長期間を要することから、重大事故により同時に影響を受けない場所に保管することとする</p>	<p>子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱」を構築する。</p> <p>また、原子炉格納容器内の気層部を冷却する既設設備であるドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する「ドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱」を構築する。原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱については[参考8-補足1]に、ドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱については[参考8-補足2]に示す。</p> <p>表1 重大事故等時における原子炉格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="560 555 1003 742"> <thead> <tr> <th>除熱手段</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替冷却系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ベントによる除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系の増設による除熱復旧</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱</td> <td>本資料1で成否性を示す</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱</td> <td>参考8-補足1で成否性を示す</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱</td> <td>参考8-補足2で成否性を示す</td> </tr> </tbody> </table> <p>本表は事故等における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない。</p>	除熱手段	備考	代替冷却系による除熱		原子炉格納容器ベントによる除熱		残留熱除去系の増設による除熱復旧		可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱	本資料1で成否性を示す	原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱	参考8-補足1で成否性を示す	原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱	参考8-補足2で成否性を示す	<p>より間接的に原子炉格納容器を除熱する「原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系(以下、CUWという)による原子炉除熱」を構築する。CUW系による原子炉除熱については[参考9-補足1]に示す。</p> <p>参考1表 重大事故等時における格納容器除熱</p> <table border="1" data-bbox="1030 550 1473 683"> <thead> <tr> <th>除熱手段</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱代替除去系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器フィルタベント系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系の補修による除熱復旧</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</td> <td>本資料1.で成否性を示す</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉格納容器除熱</td> <td>補足1で成否性を示す</td> </tr> </tbody> </table> <p>本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない。</p>	除熱手段	備考	残留熱代替除去系による除熱		格納容器フィルタベント系による除熱		残留熱除去系の補修による除熱復旧		可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1.で成否性を示す	原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉格納容器除熱	補足1で成否性を示す	<p>候補地点をあらかじめ選定し、必要な要員及び外部支援物品を確保する。候補地の選定にあたっては、原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮し、<u>泊発電所</u>からの方位、距離(約20km圏内外)が異なる地点を複数選定する。補足4 添付資料-1に外部からの支援に関する説明図を示す。詳細は、技術的能力 1.0 重大事故等対策における共通事項 添付資料1.0.4 「<u>泊発電所3号炉外部からの支援について</u>」を参照。確認結果を以下に示す。</p> <p>1. 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環<実現可能性></p> <p>格納容器スプレイ再循環機能喪失の原因としては、ポンプ多重故障、海水系機能喪失、格納容器再循環サンプ隔離弁(安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁)多重故障等が考えられ、大型機器の交換が必要となり復旧に長期間を要する場合も想定されるが、重大事故により同時に影響を受けない場所に保管する取替部品等の活用、サイト外からの人的・物的支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で機能復旧は可能であると考えられる。</p> <p>保管する取替部品としては、格納容器スプレイ系や余熱除去系を構成する機器が考えられるが、配管は補修溶接や汎用の配管により復旧可能、弁は増し締めや比較的短納期の部品により復旧可能、熱交換器は比較的短期間で実施可能な施栓により復旧可能である。一方、ポンプ(横置き遠心式)については、回転体部分である主軸損傷やインペラ損傷が多く、取替部品のローター式、メカニカルシール式の準備には長期間を要することから、重大事故により同時に影響を受けない場所に保管することとする。補</p>	<p>・資料名称の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>・設備名称の相違であり、実質的な相違なし</p> <p>以下、同様</p>
除熱手段	備考																													
代替冷却系による除熱																														
原子炉格納容器ベントによる除熱																														
残留熱除去系の増設による除熱復旧																														
可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱	本資料1で成否性を示す																													
原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱	参考8-補足1で成否性を示す																													
原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱	参考8-補足2で成否性を示す																													
除熱手段	備考																													
残留熱代替除去系による除熱																														
格納容器フィルタベント系による除熱																														
残留熱除去系の補修による除熱復旧																														
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1.で成否性を示す																													
原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉格納容器除熱	補足1で成否性を示す																													

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

る。補足4 添付資料2にポンプ(横置き遠心式)の故障分類とその対策をまとめる。
 なお、原子炉格納容器による閉じ込め機能が維持されている場合は、現場作業が可能な空間線量であると考えられ、作業員の交替を前提とすれば長期間の現場作業も可能である。格納容器スプレイ再循環機能復旧のイメージを以下に示す。



必要な作業の例と所要期間(概略)について以下に示す。

機能喪失の原因	復旧作業	所要期間
海水系機能喪失	大容量ポンプで原子炉補機冷却水冷却器に海水通水	2日(シフト勤務)
	所内の海水ポンプ及びモータ予備品への取替え	3日(シフト勤務)
格納容器スプレイポンプ多重故障	故障部品取替え	8日(シフト勤務)
	余熱除去ポンプによる代替再循環配管(格納容器スプレイラインと余熱除去ラインのタイライン)を利用したスプレイ(余熱除去ポンプ故障部品取替え等も実施)	12日(シフト勤務)
格納容器再循環サンブ隔離弁多重故障	現地で手動開放	1日以内
	チェーンブロック等により弁体吊り上げ	2日(シフト勤務)

上記のとおり、様々な故障モードを考えたも、1ヶ月程度で格納容器スプレイ再循環機能を復旧することが可能である。

<効果>

DB安全評価で実施しているLOCA時格納容器健全性評価用内圧解析の結果(下図)が示すとおり、事故後約27分(格納容器圧力約0.20MPa [gage])で格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環(1系統)を開始した場合、約1日で大気圧近傍

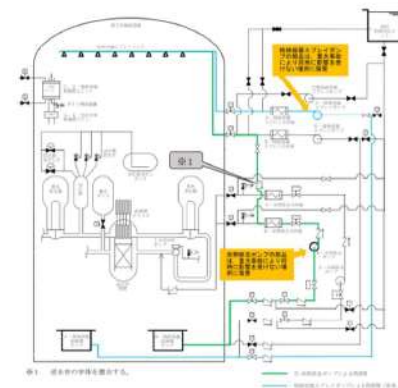
女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

泊発電所3号炉

相違理由

足4 添付資料2にポンプ(横置き遠心式)の故障分類とその対策をまとめる。
 なお、原子炉格納容器による閉じ込め機能が維持されている場合は、現場作業が可能な空間線量であると考えられ、作業員の交替を前提とすれば長期間の現場作業も可能である。格納容器スプレイ再循環機能復旧のイメージを以下に示す。



必要な作業の例と所要期間(概略)について以下に示す。

機能喪失の原因	復旧作業	所要期間
海水系機能喪失	可搬型大容量海水送水ポンプ車で原子炉補機冷却水冷却器に海水通水	2日(シフト勤務)
	所内の海水ポンプモータ予備品への取替え	2日(シフト勤務)
格納容器スプレイポンプ多重故障	故障部品取替え	12日(シフト勤務)
	余熱除去ポンプによる代替再循環配管(格納容器スプレイラインと余熱除去ラインのタイライン)を利用したスプレイ(余熱除去ポンプ故障部品取替え等も実施)	12日(シフト勤務)
再循環切替弁多重故障	現場で手動開放	1日
	チェーンブロック等で弁体吊り上げ	2日(シフト勤務)

上記のとおり、様々な故障モードを考えたも、1ヶ月程度で格納容器スプレイ再循環機能を復旧することが可能である。

<効果>

DB安全評価で実施しているLOCA時格納容器健全性評価用内圧解析の結果(下図)が示すとおり、事故後約30分(格納容器圧力約0.125MPa [gage])で格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環(1系統)を開始した場合、約1日で大気圧近傍

・個別評価結果の相違
 【玄海3/4】