

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-027-10-18改01
提出年月日	2022年4月12日

原子炉压力容器，炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部
構造物の重大事故時等における耐震評価について

2022年4月

中国電力株式会社

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. はじめに	1
2. 今回工認における基準及び耐震評価状況	1
3. 原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の耐震評価方針	2
3.1 原子炉圧力容器	2
3.2 炉心支持構造物	2
3.3 原子炉圧力容器内部構造物	3
4. 原子炉圧力容器の耐震評価方法	4
4.1 確認内容	4
4.1.1 荷重の組合せ及び許容限界	4
4.1.2 評価条件	4
5. 炉心支持構造物の耐震評価方法	7
5.1 確認内容	7
5.1.1 荷重の組合せ及び許容限界	7
5.1.2 評価条件	7
6. 原子炉圧力容器内部構造物の耐震評価方法	10
6.1 確認内容	10
6.1.1 荷重の組合せ及び許容限界	10
6.1.2 評価条件	10
7. 参照図書	13

1. はじめに

原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物は、重大事故等対処設備であることから、設計基準対象施設としての耐震評価と同様に、重大事故等時の条件下における耐震評価においても十分な構造強度を有することを確認する必要がある。

本書では、島根原子力発電所第2号機において重大事故等時に機能要求のある原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物について、今回工認における設計基準対象施設としての耐震評価に適用する基準及び耐震評価状況の整理を行い、重大事故等時の条件下における耐震評価においても機器が十分な構造強度を有することを示すための方針を記載する。

本書に関連する工認図書を「7. 参照図書」に示す。

2. 今回工認における基準及び耐震評価状況

原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物について、今回工認における基準及び耐震評価状況を表2-1に示す。

今回工認における設計基準対象施設としての耐震評価は、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 E A G 4 6 0 1 ・補-1984（(社)日本電気協会）（以下「J E A G」という。）に基づくこととしており、各運転状態での圧力及び温度条件に対して、原子炉圧力容器及び炉心支持構造物に対してそれぞれ地震動 S 1 * 及び S 2 並びに原子炉圧力容器内部構造物に対して地震動 S 1 * を組み合わせた応力評価が要求されている。

ここで、耐震評価の条件として考慮する地震動 S 1 * 及び S 2 は、S d *（弾性設計用地震動 S d により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方の地震力）及び基準地震動 S s に読み替えることで評価を実施している。ここで、既工認では原子炉圧力容器内部構造物が J E A G に基づき耐震 A クラスに分類されたことに対して、今回工認では耐震 S クラスに分類されるため、S d * 及び基準地震動 S s を適用し評価を実施している。

なお、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳは、事象の継続時間が短く、地震動との組合せの確率的評価において、発生確率が 10^{-7} 以下となることから、地震との組合せは省略され、運転状態Ⅰ及びⅡと地震動とを組み合わせで評価を実施している。

表 2-1 今回工認における基準及び耐震評価状況

	原子炉压力容器	炉心支持構造物	原子炉压力容器 内部構造物
基準 (J E A G 要求)	各運転状態における圧力及び温度条件に対して、地震動 S 1 * 及び S 2 を組み合わせた応力評価	同左	各運転状態における圧力及び温度条件に対して、地震動 S 1 * を組み合わせた応力評価
耐震評価状況	運転状態 I 及び II における圧力及び温度条件に対して、地震動 S d * 及び S s による地震荷重を含む外荷重を組み合わせた応力評価	同左	同左*

注記* : 既工認では原子炉压力容器内部構造物が J E A G に基づき耐震 A クラスに分類されたことに対して、今回工認では耐震 S クラスに分類されるため、S d * 及び基準地震動 S s を適用し評価を実施している。

3. 原子炉压力容器、炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物の耐震評価方針

前章に記載の状況を踏まえ、「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき、原子炉压力容器、炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物の耐震評価方針を表 3-1 に示す。なお、本方針は、NS2-補-023-06 「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」の検討結果を踏まえ、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び全般施設に適用する重大事故等時の荷重と地震の組合せの検討結果を踏まえた内容である。

3.1 原子炉压力容器

原子炉压力容器は、地震との組合せが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年以降、 2×10^{-1} 年未満（運転状態 V (L)）」及び「 2×10^{-1} 年以降（運転状態 V (LL)）」における圧力及び温度条件に対して、地震荷重を含む外荷重を考慮して耐震評価を行う必要がある。

原子炉压力容器の耐震評価は、重大事故等時における評価条件が、設計基準対象施設としての評価条件に包絡されるため、参照図書(1)h. ~ j. では設計基準対象施設としての評価結果を示し、重大事故等時における評価結果の記載を省略する。

3.2 炉心支持構造物

炉心支持構造物は、地震との組合せが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年以降、 2×10^{-1} 年未満（運転状態 V (L)）」及び「 2×10^{-1} 年以降（運転状態 V (LL)）」における圧力及び温度条件に対して、地震荷重を含む外荷重を考慮して耐震評価を行う必要がある。

炉心支持構造物の耐震評価は、重大事故等時における評価条件が、設計基準対象施設としての評価条件に包絡されるため、参照図書(1)b. ~ g. では設計基準対象施設としての評価結果を示し、重大事故等時における評価結果の記載を省略する。

3.3 原子炉压力容器内部構造物

原子炉压力容器内部構造物は、地震との組合せが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年未満（運転状態 V (S)）」を含む重大事故等時の運転状態等を考慮した圧力及び温度条件に対して、地震荷重を含む外荷重を考慮して耐震評価を行う。

原子炉压力容器内部構造物の耐震評価は、設計・建設規格における最高使用圧力及び最高使用温度を下記のとおり読み替えることで定義する重大事故等時の評価条件が、設計基準対象施設としての評価条件に包絡されないため、参照図書(1)k. ～t. に設計基準対象施設としての評価結果と重大事故等時における評価結果を示す。

重大事故等時の評価条件（圧力及び温度）の定義：

重大事故等時の評価条件（圧力及び温度）は、地震との組合せが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年未満」を含む重大事故等時の運転状態において機器が受ける最高の圧力及び温度以上の圧力及び温度とする。

表 3-1 原子炉压力容器，炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物の耐震評価方針

対象機器	設計基準対象施設として要求される評価	重大事故等対処設備としての耐震評価方針
原子炉压力容器	運転状態 I 及び II における圧力及び温度に対して、地震動 S_d^* 及び S_s を組み合わせた応力評価	重大事故等時の評価条件が、設計基準対象施設としての評価条件に包絡されることを本書で確認したうえで、参照図書(1) h. ～j. では重大事故等時の評価結果の記載を省略する。
炉心支持構造物	同上	重大事故等時の評価条件が、設計基準対象施設としての評価条件に包絡されることを本書で確認したうえで、参照図書(1) b. ～g. では重大事故等時の評価結果の記載を省略する。
原子炉压力容器内部構造物	同上	重大事故等時の評価条件が、設計基準対象施設としての評価条件に包絡されないため、参照図書(1) k. ～t. に重大事故等時における評価結果を示す。

4. 原子炉圧力容器の耐震評価方法

原子炉圧力容器の耐震評価は、以下の確認内容のとおり、設計基準対象施設の評価として実施する許容応力状態Ⅳ_ASの評価結果を用いることにより、重大事故等時の評価結果が包絡されることを確認する。

4.1 確認内容

4.1.1 荷重の組合せ及び許容限界

「Ⅵ-2-1-9 機能維持の基本方針」及びNS2-補-023-06「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」に示される許容応力状態Ⅳ_AS及びⅤ_ASにおける荷重の組合せ及び許容限界を表4-1に示す。

表4-1に示すとおり、許容応力状態Ⅴ_ASにおける許容限界には、「Ⅵ-2-1-9 機能維持の基本方針」に従い、J E A Gに規定される許容応力状態Ⅳ_ASにおける許容限界を用いることから、許容応力状態Ⅴ_ASにおける評価条件が、許容応力状態Ⅳ_ASにおける評価条件に包絡されることを確認する。

4.1.2 評価条件

重大事故等事象は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構造物、系統及び機器の安全機能が喪失した場合に発生する又は発生する可能性があるものである。

ここで、評価対象とする重要事故シーケンスについては、技術基準規則第54条に基づき、「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五号）第37条における炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループから有効性評価にて選定された重要事故シーケンスとする。重大事故等時の事故時荷重、使用圧力及び使用温度を表4-2に、設計基準事象時（運転状態Ⅰ及びⅡ）の事故時荷重を表4-3に示す。

(1) 事故時荷重

表4-2及び表4-3に示すとおり、原子炉圧力容器において、重大事故等時に地震と組み合わせられる長期間作用する事故時荷重は生じない。

(2) 圧力及び温度

表4-2及び表4-3に示すとおり、重大事故等時において、地震との組合せが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年以降、 2×10^{-1} 年未満（運転状態Ⅴ（L）」及び「 2×10^{-1} 年以降（運転状態Ⅴ（LL）」の使用圧力及び使用温度は、設計基準事象時（運転状態Ⅰ及びⅡ）の評価圧力及び評価温度に包絡されている。

表 4-1 許容応力状態 IV_{AS} 及び V_{AS} における荷重の組合せ（原子炉圧力容器）

施設分類	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉圧力容器	$D + P + M + S_s$ $(D + P_L + M_L + S_d^*)$	IV_{AS}
	$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$ $(D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d)$	V_{AS} $(V_{AS}$ として IV_{AS} の 許容限界を用いる)

【記号の説明】

- D : 死荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態 IV 、 V は除く）で設備に作用している機械的荷重
- M_L : 地震との組合せが独立な運転状態 IV の事故の直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- M_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V ）で長期的（長期（ L ））に作用する機械的荷重
- M_{SALL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V ）で長期的（長期（ L ））より更に長期的（長期（ LL ））に作用する機械的荷重
- P : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態 IV 、 V は除く）における圧力荷重
- P_L : 地震との組合せが独立な運転状態 IV の事故の直後を除き、その後に生じている圧力荷重
- P_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V ）で長期的（長期（ L ））に作用する圧力荷重
- P_{SALL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V ）で長期的（長期（ L ））より更に長期的（長期（ LL ））に作用する圧力荷重
- S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力
- S_d^* : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方の地震力
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

表 4-2 重大事故等事象に対する荷重の整理表（原子炉压力容器）

重大事故等事象			運転状態 I 及び II の評価 (表 4-3) との関係		
重要事故 シーケンス	事故発生後の 期間	事故時荷重*	事故時 荷重の 包絡性	ピーク圧力の 包絡性	温度の 包絡性
全重要事故 シーケンス	1×10 ⁻² 年以降, 2×10 ⁻¹ 年未満	左記の期間 において配 管破断によ る事故時荷 重は生じな い。	—	原子炉給水ポン プ停止のピーク 圧力 □ MPa に包絡される。	原子炉給水ポン プ停止の温度 □ °C に包絡さ れる。
	2×10 ⁻¹ 年以降	左記の期間 において配 管破断によ る事故時荷 重は生じな い。	—	原子炉給水ポン プ停止のピーク 圧力 □ MPa に包絡される。	原子炉給水ポン プ停止の温度 □ °C に包絡さ れる。

注記*：事故時に発生する機械的荷重

表 4-3 設計基準事故事象に対する事故時荷重（原子炉压力容器）

事象	事故時荷重*		ピーク圧力 (MPa[gage])	温度 (°C)	耐震評価上の取扱い
運 転 状 態 I 及 び II	原子炉給水ポ ンプ停止	配管破断を伴 わない事象で あり、事故時 荷重は生じな い。	□	□	ピーク圧力及び差圧 に機械的荷重及び自 重を加えた荷重を用 いる。

注記*：事故時に発生する機械的荷重

5. 炉心支持構造物の耐震評価方法

炉心支持構造物の耐震評価は、以下の確認内容のとおり、設計基準対象施設の評価として実施する許容応力状態Ⅳ_ASの評価結果を用いることにより、重大事故等時の評価結果が包絡されることを確認する。

5.1 確認内容

5.1.1 荷重の組合せ及び許容限界

「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」及びNS2-補-023-06「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」に示される許容応力状態Ⅳ_AS及びⅤ_ASにおける荷重の組合せ及び許容限界を表5-1に示す。

表5-1に示すとおり、許容応力状態Ⅴ_ASにおける許容限界には、「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に従い、J E A Gに規定される許容応力状態Ⅳ_ASにおける許容限界を用いることから、許容応力状態Ⅴ_ASにおける評価条件が、許容応力状態Ⅳ_ASにおける評価条件に包絡されることを確認する。

5.1.2 評価条件

重大事故等事象は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構造物、系統及び機器の安全機能が喪失した場合に発生する又は発生する可能性があるものである。

ここで、評価対象とする重要事故シーケンスについては、技術基準規則第54条に基づき、「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五号)第37条における炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故シーケンスグループから有効性評価にて選定された重要事故シーケンスとする。重大事故等時の事故時荷重、使用圧力及び使用温度を表5-2に、設計基準事象時(運転状態Ⅰ及びⅡ)の事故時荷重を表5-3に示す。

(1) 事故時荷重

表5-2及び表5-3表に示すとおり、炉心支持構造物において、重大事故等時に地震と組み合わせられる長期間作用する事故時荷重は生じない。

(2) 圧力及び温度

表5-2及び表5-3に示すとおり、重大事故等時において、地震との組合せが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年以降、 2×10^{-1} 年未満(運転状態Ⅴ(L))」及び「 2×10^{-1} 年以降(運転状態Ⅴ(LL))」の使用圧力及び使用温度は、設計基準事象時(運転状態Ⅰ及びⅡ)の評価圧力及び評価温度に包絡されている。

表 5-1 許容応力状態 IV_{AS} 及び V_{AS} における荷重の組合せ（炉心支持構造物）

施設分類	荷重の組合せ	許容応力状態
炉心支持構造物	$D + P + M + S_s$ $(D + P_L + M_L + S_d^*)$	IV_{AS}
	$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$ $(D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d)$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の 許容限界を用いる)

【記号の説明】

- D : 死荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態 IV 、 V は除く）で設備に作用している機械的荷重
- M_L : 地震との組合せが独立な運転状態 IV の事故の直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- M_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V ）で長期的（長期（ L ））に作用する機械的荷重
- M_{SALL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V ）で長期的（長期（ L ））より更に長期的（長期（ LL ））に作用する機械的荷重
- P : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態 IV 、 V は除く）における圧力荷重
- P_L : 地震との組合せが独立な運転状態 IV の事故の直後を除き、その後に生じている圧力荷重
- P_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V ）で長期的（長期（ L ））に作用する圧力荷重
- P_{SALL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V ）で長期的（長期（ L ））より更に長期的（長期（ LL ））に作用する圧力荷重
- S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力
- S_d^* : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方の地震力
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

表 5-2 重大事故等事象に対する荷重の整理表 (炉心支持構造物)

重大事故等事象			運転状態 I 及び II の評価 (表 5-3) との関係		
重要事故 シーケンス	事故発生後の 期間	事故時荷重*	事故時 荷重の 包絡性	ピーク差圧の 包絡性	温度の 包絡性
全重要事故 シーケンス	1×10 ⁻² 年以降, 2×10 ⁻¹ 年未満	左記の期間 において配 管破断によ る事故時荷 重は生じな い。	—	定格出力運転の 差圧に包絡され る。	原子炉給水ポン プ停止の温度 □°Cに包絡さ れる。
	2×10 ⁻¹ 年以降	左記の期間 において配 管破断によ る事故時荷 重は生じな い。	—	定格出力運転の 差圧に包絡され る。	原子炉給水ポン プ停止の温度 □°Cに包絡さ れる。

注記* : 事故時に発生する機械的荷重

表 5-3 設計基準事故事象に対する事故時荷重 (炉心支持構造物)

事象	事故時荷重*		ピーク差圧 (MPa)	温度 (°C)	耐震評価上の取扱い
運 転 状 態 I 及 び II	原子炉給水ポ ンプ停止	配管破断を伴 わない事象で あり, 事故時 荷重は生じな い。	定格出力運 転の差圧	□	ピーク差圧に自重を 加えた荷重を用いる。

注記* : 事故時に発生する機械的荷重

6. 原子炉圧力容器内部構造物の耐震評価方法

原子炉圧力容器内部構造物の耐震評価は、NS2-補-023-06「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」において「全般施設」に分類されることから、重大事故等時の使用圧力及び使用温度が、設計基準対象施設の評価として実施する許容応力状態Ⅳ_ASの評価圧力及び評価温度に包絡されないため、重大事故等時における評価として、許容応力状態Ⅴ_ASの評価を実施する。

6.1 確認内容

6.1.1 荷重の組合せ及び許容限界

「Ⅵ-2-1-9 機能維持の基本方針」及びNS2-補-023-06「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」に示される許容応力状態Ⅳ_AS及びⅤ_ASにおける荷重の組合せ及び許容限界を表6-1に示す。

表6-1に示すとおり、許容応力状態Ⅴ_ASにおける許容限界には、「Ⅵ-2-1-9 機能維持の基本方針」に従い、J E A Gに規定される許容応力状態Ⅳ_ASにおける許容限界を用いる。

6.1.2 評価条件

重大事故等事象は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構造物、系統及び機器の安全機能が喪失した場合に発生する又は発生する可能性があるものである。

ここで、評価対象とする重要事故シーケンスについては、技術基準規則第54条に基づき、「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五号）第37条における炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループから有効性評価にて選定された重要事故シーケンスとする。

(1) 事故時荷重

表6-2及び表6-3に示すとおり、原子炉圧力容器内部構造物において、重大事故等時の事故時荷重は生じない。

(2) 圧力及び温度

表6-2及び表6-3に示すとおり、地震との組合せが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年未満（運転状態Ⅴ（S）」を含む重大事故等時の運転状態等を考慮した評価圧力及び評価温度は、設計基準事象時（運転状態Ⅰ及びⅡ）の評価圧力及び評価温度に包絡されないため、重大事故等時における評価として、許容応力状態Ⅴ_ASの評価を実施する。

表 6-1 許容応力状態 IV_{AS} 及び V_{AS} における荷重の組合せ
(原子炉压力容器内部構造物)

施設分類	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉压力容器 内部構造物	$D + P_D + M_D + S_s$	IV_{AS}
	$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_s$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の 許容限界を用いる)

【記号の説明】

- D : 死荷重
- M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む。)又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- M_{SAD} : 重大事故等時の状態(運転状態Ⅴ)における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた機械的荷重
- P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む。)又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- P_{SAD} : 重大事故等時の状態(運転状態Ⅴ)における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた設計圧力による荷重
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

表 6-2 重大事故等事象に対する荷重の整理表（原子炉圧力容器内部構造物）

重大事故等事象			運転状態 I 及び II の評価 (表 6-3) との関係		
重要事故 シーケンス	事故発生後の 期間	事故時荷重*	事故時 荷重の 包絡性	ピーク差圧の 包絡性	温度の 包絡性
全重要事故 シーケンス	1×10^{-2} 年未満	左記の期間 において配 管破断によ る事故時荷 重は生じな い。	—	機器毎に事象を 考慮すること で定められた 差圧に包絡さ れない。	原子炉給水ポン プ停止の温度 <input type="text"/> °Cに包絡さ れない。
	1×10^{-2} 年以降, 2×10^{-1} 年未満	左記の期間 において配 管破断によ る事故時荷 重は生じな い。	—	機器毎に事象を 考慮すること で定められた 差圧に包絡さ れない。	原子炉給水ポン プ停止の温度 <input type="text"/> °Cに包絡さ れる。
	2×10^{-1} 年以降	左記の期間 において配 管破断によ る事故時荷 重は生じな い。	—	機器毎に事象を 考慮すること で定められた 差圧に包絡さ れない。	原子炉給水ポン プ停止の温度 <input type="text"/> °Cに包絡さ れる。

注記*：事故時に発生する機械的荷重

表 6-3 設計基準事故事象に対する事故時荷重（原子炉圧力容器内部構造物）

事象	事故時荷重*		ピーク差圧 (MPa)	温度 (°C)	耐震評価上の取扱い
運転状態 I 及び II	原子炉給水ポン プトリップ	配管破断を伴 わない事象で あり、事故時 荷重は生じな い。	機器毎に事 象を考慮す ること で定められた 差 圧	<input type="text"/>	ピーク差圧に自重を 加えた荷重を用いる。

注記*：事故時に発生する機械的荷重

7. 参照図書

(1) 島根原子力発電所第2号機 補正工認 添付書類

- a. VI-2-1-9 機能維持の基本方針
- b. VI-2-3-2-2-2 炉心シュラウドの耐震性についての計算書
- c. VI-2-3-2-2-3 シュラウドサポートの耐震性についての計算書
- d. VI-2-3-2-2-4 上部格子板の耐震性についての計算書
- e. VI-2-3-2-2-5 炉心支持板の耐震性についての計算書
- f. VI-2-3-2-2-6 燃料支持金具の耐震性についての計算書
- g. VI-2-3-2-2-7 制御棒案内管の耐震性についての計算書
- h. VI-2-3-3-1-2 原子炉圧力容器の耐震性についての計算書
- i. VI-2-3-3-2-4 ジェットポンプ計測配管貫通部シールの耐震性についての計算書
- j. VI-2-3-3-2-5 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の耐震性についての計算書
- k. VI-2-3-3-3-2 蒸気乾燥器の耐震性についての計算書
- l. VI-2-3-3-3-3 気水分離器及びスタンドパイプの耐震性についての計算書
- m. VI-2-3-3-3-4 シュラウドヘッドの耐震性についての計算書
- n. VI-2-3-3-3-5 ジェットポンプの耐震性についての計算書
- o. VI-2-3-3-3-6 給水スパージャの耐震性についての計算書
- p. VI-2-3-3-3-7 高圧及び低圧炉心スプレイスパージャの耐震性についての計算書
- q. VI-2-3-3-3-8 低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書
- r. VI-2-3-3-3-9 高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書
- s. VI-2-3-3-3-10 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書
- t. VI-2-3-3-3-11 原子炉中性子計装案内管の耐震性についての計算書