

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 3-019
提出年月日	2022年6月20日

VI-3-別添 7-1 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書

S2 補 VI-3-別添 7-1 R0

2022年6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. 概要	1
2. 原子炉圧力容器内部構造物の強度評価の基本方針	2
3. 原子炉圧力容器内部構造物の強度評価方法	3
3.1 確認内容	3
4. 強度評価結果	4

1. 概要

本計算書は、「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六号）（以下「技術基準規則」という。）第50条、第51条、第52条、第54条、第59条、第60条、第62条、第63条、第65条及び第66条において、重大事故等時に流路としての機能が要求される原子炉圧力容器内の原子炉圧力容器内部構造物が、十分な強度を有することを説明するものである。

2. 原子炉圧力容器内部構造物の強度評価の基本方針

重大事故等時における原子炉圧力容器内部構造物の評価は、重大事故等時の評価条件が設計基準事故時の評価条件に包絡されており、既に認可された工事計画の添付資料（以下「既工認」という。）における評価結果があるため、材料、構造及び強度の要求は同じであることから、その評価の適用性を確認し、既工認の確認による評価を実施する。

3. 原子炉圧力容器内部構造物の強度評価方法

原子炉圧力容器内部構造物の強度評価について、既工認における評価結果があるため、以下の3.1節に示す確認内容のとおり、その評価結果の確認による評価を実施する。

3.1 確認内容

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事象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。

重大事故等時の事故時荷重を表3-1に、設計基準時の事故時荷重を表3-2に示す。両表に示すとおり、起因となる運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事故時荷重は、重大事故等時の事故時荷重を包絡している。

4. 強度評価結果

本計算書は、原子炉圧力容器内部構造物のうち以下の機器の重大事故等対処設備としての応力評価結果を示すものであるが、設計基準対象施設としての使用条件を超えないことから、評価結果については、昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された既工認の添付書類IV-3-1-2「圧力容器内部構造物の強度計算書」による。

- (1) ジェットポンプ
- (2) 給水スパージャ
- (3) 高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ
- (4) 低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）
- (5) 高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）
- (6) 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）

表3-1 重大事故等事象に対する荷重の整理表

重大事故等時			運転状態Ⅲ及びⅣの評価（表3-2）との関係	
事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	事故時荷重*	事故時荷重の包絡性	ピーク差圧の包絡性
高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失）	給水喪失＋低圧原子炉代替注水系（常設）＋原子炉格納容器除熱（代替スプレイ/ベント）			
高圧注水・減圧機能喪失（給水喪失）	給水喪失＋残留熱除去系（低圧注水モード）＋原子炉格納容器除熱（残留熱除去系）			
全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失＋原子炉隔離時冷却系停止＋低圧原子炉代替注水系（可搬型）＋残留熱除去系（低圧注水モード）＋原子炉格納容器除熱（代替スプレイ/残留熱除去系）			
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	全交流動力電源喪失/全電源喪失＋高圧原子炉代替注水＋低圧原子炉代替注水系（可搬型）＋残留熱除去系（低圧注水モード）＋原子炉格納容器除熱（代替スプレイ/残留熱除去系）			
全交流動力電源喪失（TBP）	全交流動力電源喪失＋原子炉隔離時冷却系停止＋低圧原子炉代替注水系（可搬型）＋残留熱除去系（低圧注水モード）＋原子炉格納容器除熱（代替スプレイ/残留熱除去系）			

(続き)

崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	給水喪失＋全交流動力電源喪失＋原子炉 隔離時冷却系停止＋残留熱除去系（低圧 注水モード）＋原子炉格納容器除熱（残 留熱除去系）	
崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失)	給水喪失＋原子炉隔離時冷却系停止＋低 圧原子炉代替注水系（常設）＋原子炉格 納容器除熱（代替スプレイ/ベント）	
原子炉停止機能喪失	主蒸気隔離弁誤閉止＋スクラム失敗	
LOCA時注水機能 喪失（中小破断）	中小LOCA＋外部電源喪失＋低圧原子 炉代替注水系（常設）＋原子炉格納容器 除熱（代替スプレイ/ベント）	
格納容器バイパス	インターフェースシステムLOCA（残 留熱除去系（低圧注水モード）の破断）	
大破断LOCA	大LOCA＋低圧原子炉代替注水系（常 設）＋原子炉格納容器除熱（代替スプレ イ/残留熱代替除去系）	

9

注記*：事故時に発生する機械的荷重

表3-2 設計基準事故事象に対する事故時荷重

事象		事故時荷重*	強度評価上の取扱い	備考
運転状態Ⅲ	過大圧力			
運転状態Ⅳ	冷却材喪失事故			

注記*：事故時に発生する機械的荷重