

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>図 1-7 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.2-12 図 格納容器気相温度の推移</p> <p>(2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 重大事故等と地震力の組合せについては、<u>V</u>-2-1-1「耐震設計の基本方針」において、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、</p>	<p>図 1-8 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.2-12 図 格納容器気相温度の推移</p> <p>(2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 重大事故等と地震力の組合せについては、<u>VI</u>-2-1-1「耐震設計の基本方針」において、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、そ</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の適正化（図追加による図番号の修正） ・記載の適正化（図追加による図番号の修正） ・図書構成の差異（7号機と図書番号が異なるため。）
<p>青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異</p>	<p>本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>16</p>	

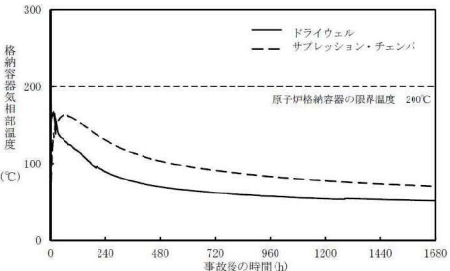
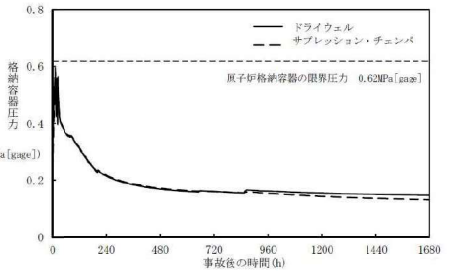
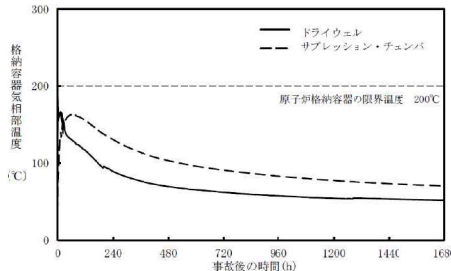
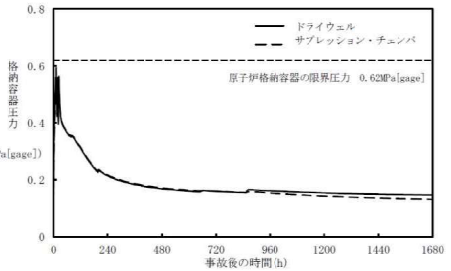
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S s による地震力を組み合わせる」としている。</p> <p>a. 弾性設計月地震動 S d と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 弾性設計月地震動 S d と組み合わせる、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力は事象発生後 10²年（約3日（72時間））後の状態として、保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度、圧力とする。 重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち零圧気圧力・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しない場合）について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、原子炉格納容器温度の最高値は約 207℃（壁面最高温度 約 165℃）、原子炉格納容器圧力の最高値は 620kPa とする。図 4-7 に原子炉格納容器温度の変化、図 4-8 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。原子炉格納容器の強度評価等に用いる温度条件としては、原子炉格納容器気相温度ではなく、原子炉格納容器壁面温度に着目するため、壁面最高温度の約 165℃を考慮する。 以上より、弾性設計用地震動 S d と組み合わせる、原子炉格納容器の評価温度は、壁面最高温度及び620kPaにおける飽和蒸気温度を包絡する値として 168℃とする。評価圧力は 620kPa とする。</p> <p>b. 基準地震動 S s と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 基準地震動 S s と組み合わせる、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力は事象発生後 2×10¹年（約73日）後の状態を有効性評価結果に対して保守的に包絡する状態として、事象発生 60日（1440時間）後の原子炉格納容器温度、圧力とする。 基準地震動 S s との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスである零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、事象発生 60日後時点においては、原子炉格納容器温度は約 74℃、原子炉格納容器圧力は約 150kPa とする。</p>	<p>の状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S s による地震力を組み合わせる」としている。</p> <p>a. 弾性設計用地震動 S d と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 弾性設計用地震動 S d と組み合わせる、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力は事象発生後 10²年（約3日（72時間））後の状態として、保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度、圧力とする。 重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち零圧気圧力・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しない場合）について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、原子炉格納容器温度の最高値は約 207℃（壁面最高温度 約 165℃）、原子炉格納容器圧力の最高値は 620kPa とする。図 4-8 に原子炉格納容器温度の変化、図 4-9 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。原子炉格納容器の強度評価等に用いる温度条件としては、原子炉格納容器気相温度ではなく、原子炉格納容器壁面温度に着目するため、壁面最高温度の約 165℃を考慮する。 以上より、弾性設計用地震動 S d と組み合わせる、原子炉格納容器の評価温度は、壁面最高温度及び620kPaにおける飽和蒸気温度を包絡する値として 168℃とする。評価圧力は 620kPa とする。</p> <p>b. 基準地震動 S s と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 基準地震動 S s と組み合わせる、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力は事象発生後 2×10¹年（約73日）後の状態を有効性評価結果に対して保守的に包絡する状態として、事象発生 60日（1440時間）後の原子炉格納容器温度、圧力とする。 基準地震動 S s との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスである零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、事象発生 60日後時点においては、原子炉格納容器温度は約 74℃、原子炉格納容器圧力は約 150kPa とする。</p>	<p>・記載の適正化 （図追加による図番号の修正）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

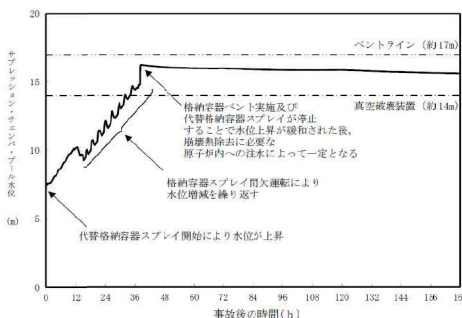
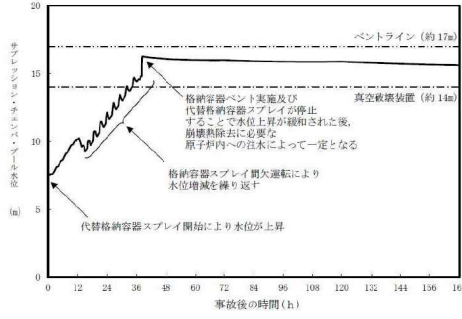
本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>図4-9に原子炉格納容器温度の変化、図4-10に原子炉格納容器圧力の変化を示す。 以上より、基準地震動Ssと組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力は、上記を包絡する値として、100℃、150kPaとする。</p>  <p>図4-9 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化（長期解析）*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果</p>  <p>図4-10 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化（長期解析）*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果</p> <p>(3) 重大事故等時の原子炉格納容器の評価水位 重大事故等時は原子炉格納容器外部を水源とする代替格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水位が上昇し、これに伴うベント管リターンラインからの水の流入により下部ドライウエルに水位が形成される。</p>	<p>図4-10に原子炉格納容器温度の変化、図4-11に原子炉格納容器圧力の変化を示す。 以上より、基準地震動Ssと組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力は、上記を包絡する値として、100℃、150kPaとする。</p>  <p>図4-10 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化（長期解析）*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果</p>  <p>図4-11 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化（長期解析）*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果</p> <p>(3) 重大事故等時の原子炉格納容器の評価水位 重大事故等時は原子炉格納容器外部を水源とする代替格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水位が上昇し、これに伴うベント管リターンラインからの水の流入により下部ドライウエルに水位が形成される。</p>	<p>・記載の適正化 （図追加による図番号の修正）</p> <p>・記載の適正化 （図追加による図番号の修正）</p> <p>・記載の適正化 （図追加による図番号の修正）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

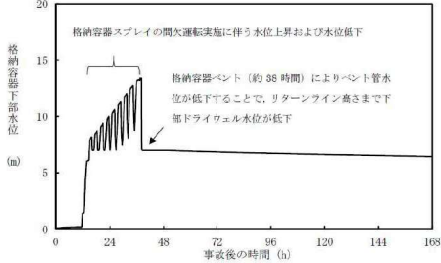
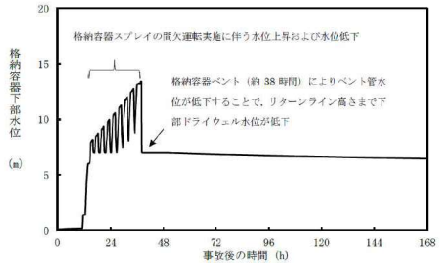
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち原子炉格納容器水位が最大となる、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサブプレッションプール水位及び下部ドライウエル水位を評価した結果、最高値はそれぞれ約16.3m及び約13.5mとなる。図4-11にサブプレッションプール水位の変化、図4-12に下部ドライウエル水位の変化を示す。</p> <p>重大事故対応上は、サブプレッションプールの水位が原子炉格納容器圧力逃がし装置配管（以下「ペントライン」という。）から-1mとなるまでに代替格納容器スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ペントライン下端である17.15m(T.M.S.L. 8950mm)を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いるサブプレッションプール水位とする。</p> <p>下部ドライウエル水位については、解析上の最高値約13.5mを包絡する値として、14.0m(T.M.S.L. 7400mm)を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いる下部ドライウエル水位とする。</p>  <p>図4-11 重大事故等時のサブプレッションプールの水位の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.3-12図 サブプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち原子炉格納容器水位が最大となる、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサブプレッションプール水位及び下部ドライウエル水位を評価した結果、最高値はそれぞれ約16.3m及び約13.5mとなる。図4-12にサブプレッションプール水位の変化、図4-13に下部ドライウエル水位の変化を示す。</p> <p>重大事故対応上は、サブプレッションプールの水位が原子炉格納容器圧力逃がし装置配管（以下「ペントライン」という。）から-1mとなるまでに代替格納容器スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ペントライン下端である16.95m(T.M.S.L. 8750mm)を重大事故等時の弾性設計用地震動S_d及び基準地震動S_sと組み合わせる原子炉格納容器の評価に用いるサブプレッションプール水位とする。</p> <p>下部ドライウエル水位については、解析上の最高値約13.5mを包絡する値として、14.0m(T.M.S.L. 7400mm)を重大事故等時の弾性設計用地震動S_d及び基準地震動S_sと組み合わせる原子炉格納容器の評価に用いる下部ドライウエル水位とする。</p>  <p>図4-12 重大事故等時のサブプレッションプールの水位の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.3-12図 サブプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の適正化（図追加による図番号の修正） ・設備構成の差異（ペントライン下端高さの相違） ・記載の充実化（6号機は、先行プラント審査実績を反映し、記載を追加している。） ・設計方針の差異【島根との差異】（島根2号機は、ドライウエル水位が低く、評価への影響軽微として考慮していない。） ・記載の充実化（6号機は、先行プラント審査実績を反映し、記載を追加している。） ・記載の適正化（図追加による図番号の修正）

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	 <p>図4-12 重大事故等時の下部ドライウェル水位の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合と同条件の解析結果に基づく下部ドライウェル水位の変化」</p> <p>4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量31.6kg/s（2Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。 詳細は、「4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。</p>	 <p>図4-13 重大事故等時の下部ドライウェル水位の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合と同条件の解析結果に基づく下部ドライウェル水位の変化」</p> <p>4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量31.6kg/s（2Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。 詳細は、「4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。</p>	<p>・記載の適正化 （図追加による図番号の修正）</p> <p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量15.8kg/s（1Pdにおいて））することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合には、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気駆動弁については、遠隔空気駆動弁操作月ポンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由し、高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受け</p>	<p><u>耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量15.8kg/s（1Pdにおいて））することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</u></p> <p><u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合には、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気駆動弁については、遠隔空気駆動弁操作月ポンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由し、高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受け</u></p>	<p>・記載方針の差異【島根との差異】 （6号機は、原子炉格納施設の基本設計方針とあわせて記載としている。）</p> <p>・設計方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は、耐圧強化ベントラインを最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として位置付けている。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>受けない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p>4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションチェンバール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器ス</p>	<p><u>ない設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。</u></p> <p>4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションチェンバール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器ス</p>	<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>ブレイ管からドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションチェンバプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p>	<p>ブレイ管からドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションチェンバプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p>	<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>とする。</p> <p>原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレーされた水とともに、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するために、アルカリ性の状態（pH <input type="text" value="12"/> 以上）に維持する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置はサブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p>	<p>原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレーされた水とともに、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するために、アルカリ性の状態（pH <input type="text" value="12"/> 以上）に維持する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置はサブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p>	

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレー冷却系等により原子炉格納容器内にスプレーする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレーを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンペを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサブプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型Y型ストレーナ等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスク</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレー冷却系等により原子炉格納容器内にスプレーする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレーを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンペを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサブプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型Y型ストレーナ等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</u></p> <p><u>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の差異【島根との差異】 （6号機は、原子炉格納施設の基本設計方針とあわせた記載としている。） ・設計方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は、スクラビング水の補給及び排水設備を自主対策設備として位置付けている。）

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>ラバ水のpHを□以上に維持できる設計とする。</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。なお、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p>	<p><u>水のpHを□以上に維持できる設計とする。</u></p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。なお、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p>	<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの熔融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ <u>0.65m</u>、厚さ 0.13m、材料がジルコニア (ZrO₂)、個数が1個の設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。</p> <p>低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p>	<p>コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの熔融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ <u>0.65m</u>、厚さ 0.13m、材料がジルコニア (ZrO₂)、個数が1個の設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。</p> <p>低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p>	<p>・設計方針の差異【島根との差異】 （6号機は、技術基準規則第66条（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備）要求に対応する設備に代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）を位置付けていない。）</p> <p>・設計方針の差異 （熔融炉心の堆積高さの計算結果の差異による。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。</p> <p>4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備である耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して主排気筒（内筒）を通して大気へ放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pd において））することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出できる設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウエルのいずれにも接続するが、炉心の</p>	<p>低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。</p> <p>4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備である耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p><u>耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して主排気筒（内筒）を通して大気へ放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pd において））することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出できる設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウエルのいずれにも接続するが、炉心の著</u></p>	<p>備考</p> <p>・差異なし</p> <p>・設計方針の差異【島根との差異】 （6号機は、原子炉格納容器内へ窒素を供給するための重大事故等対処設備は設置しない。）</p> <p>・設計方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は、耐圧強化ベントラインを最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として位置付けており、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備としては使用しない。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サブプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサブプレッションチェンバ側からの排出経路のみを使用する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管について、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用を保安規定に定めて管理するとともに、耐圧強化ベント系の使用前に可搬型窒素供給装置により外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。</p> <p>なお、詳細は V-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃</p>	<p><u>しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サブプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサブプレッションチェンバ側からの排出経路のみを使用する設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管について、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用を保安規定に定めて管理するとともに、耐圧強化ベント系の使用前に可搬型窒素供給装置により外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。</p> <p>なお、詳細は VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃</p>	<p>備考</p> <p>・図書構成の差異 （7号機と図書番号が異なるため。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>度低減性能に関する説明書」に示す。</p> <p>4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器を設ける設計とする。</p> <p>水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によ</p>	<p>度低減性能に関する説明書」に示す。</p> <p>4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能</p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器から水素ガス及び酸素ガスを排出することができる設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器を設ける設計とする。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量31.6kg/s（2Pcにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。</u></p> <p>水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によ</p>	<p>備考</p> <p>・記載の適正化 （6号機は、技術基準規則の解釈の改正を反映し、記載を追加している。）</p> <p>・記載の適正化 （6号機は、技術基準規則の解釈の改正を反映し、記載を追加している。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>って再結合させることで、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。</p> <p>なお、詳細はVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。</p> <p>4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。</p> <p>大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により泡原液混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜、放射性物質吸着材等で構成し、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する放水口及び取水口に可搬型である小型船舶（汚濁防止膜設置用）により設置できる設計とする。</p> <p>汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また、予備については、各設置場所に保管する。</p> <p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、6号機及び7号機の雨水排水路集水樹に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水樹の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして5号機雨水排水路集水樹とフラップゲート入口に、網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めたものを使用時に設置できる設計とする。放射性</p>	<p>って再結合させることで、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。</p> <p>なお、詳細はVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。</p> <p>4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。</p> <p>大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により泡原液混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜、放射性物質吸着材等で構成し、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する放水口及び取水口に可搬型である小型船舶（汚濁防止膜設置用）により設置できる設計とする。</p> <p>汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また、汚濁防止膜は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備を保管する。</p> <p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、6号機及び7号機の雨水排水路集水樹に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水樹の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして5号機雨水排水路集水樹とフラップゲート入口に、網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めたものを使用時に設置できる設計とする。放射性物質吸着</p>	<p>・図書構成の差異 （7号機と図書番号が異なるため。）</p> <p>・記載の充実化 （6号機は、先行プラント審査実績を反映し、記載を追加している。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水樹用の放射性物質吸着材の予備を保管する設計とする。</p> <p>1.3.9 重大事故等時に加わる動荷重 重大事故等時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断を起因とする事象、逃がし安全弁の作動を伴う事象において動荷重が発生する。また、重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる<u>原子炉冷却材喪失時</u>の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。</p> <p>そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。</p> <p>その結果、設計基準事故時の動荷重である<u>原子炉冷却材喪失時</u>及び逃がし安全弁作動時以外に、以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇 ・格納容器ベントによる減圧 <p>これらの動荷重については、影響を評価した結果、<u>原子炉冷却材喪失時</u>の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡されることを確認した。</p> <p>一方で、以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており、この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時 ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁18弁作動時 ・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時 ・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時 <p>これらの状態については、影響を評価した結果、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時を除き、設計基準事故時の逃がし安全弁の動荷重に対して設計基準事故時の範囲を逸脱する領域であっても同等若しくはそれ以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。また、原子炉停止</p>	<p>材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水樹用の放射性物質吸着材の予備を保管する設計とする。</p> <p>1.3.9 重大事故等時に加わる動荷重 重大事故等時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断を起因とする事象、逃がし安全弁の作動を伴う事象において動荷重が発生する。また、重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる<u>原子炉冷却材喪失事故時</u>の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。</p> <p>そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。</p> <p>その結果、設計基準事故時の動荷重である<u>原子炉冷却材喪失事故時</u>及び逃がし安全弁作動時以外に、以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇 ・格納容器ベントによる減圧 <p>これらの動荷重については、影響を評価した結果、<u>原子炉冷却材喪失事故時</u>の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡されることを確認した。</p> <p>一方で、以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており、この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時 ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁18弁作動時 ・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時 ・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時 <p>これらの状態については、影響を評価した結果、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時を除き、設計基準事故時の逃がし安全弁の動荷重に対して設計基準事故時の範囲を逸脱する領域であっても同等若しくはそれ以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。また、原子炉停止機能</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の適正化（用語の統一） ・記載の適正化（用語の統一） ・記載の適正化（用語の統一）

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>機喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時についても機器の構造健全性に対して影響が小さいことを確認した。</p> <p>以上より、重大事故等時の動荷重については、表4-17に記載の設計基準事故時の荷重と同等のものを用いる。</p> <p>5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ</p> <p>5.1 荷重の種類</p> <p>強度に関する説明書及び耐震性に関する説明書においては、以下に示す荷重の中から、計算を行う場所と条件に合わせて荷重を選びその組合せに対して計算を行う。</p> <p>(1) 自重及び機器支持荷重 (2) サプレッションプール水重量 (3) 燃料交換時水重量 (4) 機器に加わる活荷重 (5) 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重 (6) 圧力 (7) 温度 (8) 冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重 (9) ドライウェル内の配管破断によるジェット力 (10) ジェット反力 (11) パイプホイップ荷重 (12) 冷却材喪失事故時のサプレッションプール水揺動による荷重 (13) 地震荷重</p> <p>5.2 荷重の組合せ</p> <p>原子炉格納施設の荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態を表5-1に示す。</p> <p>なお、応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行う。また、圧力、温度及び冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重等において、荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。</p>	<p>喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時についても機器の構造健全性に対して影響が小さいことを確認した。</p> <p>以上より、重大事故等時の動荷重については、表4-17に記載の設計基準事故時の荷重と同等のものを用いる。</p> <p>5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ</p> <p>5.1 荷重の種類</p> <p>強度に関する説明書及び耐震性に関する説明書においては、以下に示す荷重の中から、計算を行う場所と条件に合わせて荷重を選びその組合せに対して計算を行う。</p> <p>(1) 自重及び機器支持荷重 (2) サプレッションプール水重量 (3) 燃料交換時水重量 (4) 機器に加わる活荷重 (5) 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重 (6) 圧力 (7) 温度 (8) 冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重 (9) ドライウェル内の配管破断によるジェット力 (10) <u>ジェット反力</u> (11) <u>パイプホイップ荷重</u> (12) <u>冷却材喪失事故時のサプレッションプール水揺動による荷重</u> (13) 地震荷重</p> <p>5.2 荷重の組合せ</p> <p>原子炉格納施設の荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態を表5-1に示す。</p> <p>なお、応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行う。また、圧力、温度及び冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重等において、荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の差異【島根との差異】 ((10), (11) : 島根2号機は、(9)にまとめて記載している。) ((12) : 島根2号機は、(8)にまとめて記載している。)</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考																																																																																																																																				
	<p>表5-1 荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の組合せ</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th rowspan="2">荷重状態^{*1}</th> </tr> <tr> <th>運転状態^{*2}</th> <th>地震荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計条件^{*3}</td> <td>—</td> <td>設計条件^{*3}</td> <td>IV（異常時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>—</td> <td>IA^{*9}</td> <td>I（通常運転時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 II</td> <td>—</td> <td>IIA^{*10}</td> <td>II（逃がし安全弁作動時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態IV^{*4}</td> <td>—</td> <td>IVA^{*11}</td> <td>IV（ジェット力作用時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態IV^{*5}</td> <td>—</td> <td>設計条件^{*11}</td> <td>III（異常時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態V（S）</td> <td>—</td> <td>VA^{*12}</td> <td>V（重大事故等時）</td> </tr> <tr> <td>試験状態</td> <td>—</td> <td>試験状態^{*13}</td> <td>II（試験時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>S d *</td> <td>IIAS</td> <td>III（地震時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>S s</td> <td>IVAS</td> <td>IV（地震時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 II</td> <td>S d *</td> <td>IIAS</td> <td>III（地震時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 II</td> <td>S s</td> <td>IVAS</td> <td>IV（地震時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態IV^{*6}</td> <td>S d *</td> <td>IIAS</td> <td>III（異常+地震）時</td> </tr> <tr> <td>運転状態IV^{*5}</td> <td>S d *</td> <td>IVAS^{*7}</td> <td>IV（異常+地震）時</td> </tr> <tr> <td>運転状態V（L）</td> <td>S d</td> <td>VAS</td> <td>V（重大事故等+地震）時</td> </tr> <tr> <td>運転状態V（LL）</td> <td>S s</td> <td>VAS</td> <td>V（重大事故等+地震）時</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：各荷重状態における荷重の組合せの詳細を表5-2に示す。 *2：各運転状態における荷重の組合せの詳細を表5-3及び表5-4に示す。 *3：設計条件による荷重では、最高使用圧力等による荷重を考慮する。 *4：冷却材喪失事故時のジェット力、冷却材喪失事故時のサブプレッションプール水挿動による荷重を考慮する。 *5：冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。またクラス2配管については最高使用圧力を考慮する。 *6：冷却材喪失事故後10³年程度以降の最大内圧を考慮する。 *7：クラス2配管については、IIASで評価する。 *8：設計条件における許容応力状態を表す。 *9：運転状態 I における許容応力状態を表す。 *10：運転状態 II における許容応力状態を表す。 *11：運転状態IVにおける許容応力状態を表す。 *12：運転状態V（S）における許容応力状態を表す。 *13：試験状態における許容応力状態を表す。</p> <p>注：記号 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静的地震力 S s：基準地震動S sにより定まる地震力</p>	荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態 ^{*1}	運転状態 ^{*2}	地震荷重	設計条件 ^{*3}	—	設計条件 ^{*3}	IV（異常時）	運転状態 I	—	IA ^{*9}	I（通常運転時）	運転状態 II	—	IIA ^{*10}	II（逃がし安全弁作動時）	運転状態IV ^{*4}	—	IVA ^{*11}	IV（ジェット力作用時）	運転状態IV ^{*5}	—	設計条件 ^{*11}	III（異常時）	運転状態V（S）	—	VA ^{*12}	V（重大事故等時）	試験状態	—	試験状態 ^{*13}	II（試験時）	運転状態 I	S d *	IIAS	III（地震時）	運転状態 I	S s	IVAS	IV（地震時）	運転状態 II	S d *	IIAS	III（地震時）	運転状態 II	S s	IVAS	IV（地震時）	運転状態IV ^{*6}	S d *	IIAS	III（異常+地震）時	運転状態IV ^{*5}	S d *	IVAS ^{*7}	IV（異常+地震）時	運転状態V（L）	S d	VAS	V（重大事故等+地震）時	運転状態V（LL）	S s	VAS	V（重大事故等+地震）時	<p>表5-1 荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の組合せ</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th rowspan="2">荷重状態^{*1}</th> </tr> <tr> <th>運転状態^{*2}</th> <th>地震荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計条件^{*3}</td> <td>—</td> <td>設計条件^{*3}</td> <td>IV（異常時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>—</td> <td>IA^{*9}</td> <td>I（通常運転時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 II</td> <td>—</td> <td>IIA^{*10}</td> <td>II（逃がし安全弁作動時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態IV^{*4}</td> <td>—</td> <td>IVA^{*11}</td> <td>IV（ジェット力作用時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態IV^{*5}</td> <td>—</td> <td>設計条件^{*11}</td> <td>III（異常時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態V（S）</td> <td>—</td> <td>VA^{*12}</td> <td>V（重大事故等時）</td> </tr> <tr> <td>試験状態</td> <td>—</td> <td>試験状態^{*13}</td> <td>II（試験時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>S d *</td> <td>IIAS</td> <td>III（地震時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>S s</td> <td>IVAS</td> <td>IV（地震時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 II</td> <td>S d *</td> <td>IIAS</td> <td>III（地震時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態 II</td> <td>S s</td> <td>IVAS</td> <td>IV（地震時）</td> </tr> <tr> <td>運転状態IV^{*6}</td> <td>S d *</td> <td>IIAS</td> <td>III（異常+地震）時</td> </tr> <tr> <td>運転状態IV^{*5}</td> <td>S d *</td> <td>IVAS^{*7}</td> <td>IV（異常+地震）時</td> </tr> <tr> <td>運転状態V（L）</td> <td>S d</td> <td>VAS</td> <td>V（重大事故等+地震）時</td> </tr> <tr> <td>運転状態V（LL）</td> <td>S s</td> <td>VAS</td> <td>V（重大事故等+地震）時</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：各荷重状態における荷重の組合せの詳細を表5-2に示す。 *2：各運転状態における荷重の組合せの詳細を表5-3及び表5-4に示す。 *3：設計条件による荷重では、最高使用圧力等による荷重を考慮する。 *4：冷却材喪失事故時のジェット力、冷却材喪失事故時のサブプレッションプール水挿動による荷重を考慮する。 *5：冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。また、クラス2配管については最高使用圧力を考慮する。 *6：冷却材喪失事故後10³年程度以降の最大内圧を考慮するが、この内圧は通常運転圧力よりも小さく無視できるため、荷重の組合せとして評価しない。 *7：クラス2配管については、IIASで評価する。 *8：設計条件における許容応力状態を表す。 *9：運転状態 I における許容応力状態を表す。 *10：運転状態 II における許容応力状態を表す。 *11：運転状態IVにおける許容応力状態を表す。 *12：運転状態V（S）における許容応力状態を表す。 *13：試験状態における許容応力状態を表す。</p> <p>注：記号 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静的地震力 S s：基準地震動S sにより定まる地震力</p>	荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態 ^{*1}	運転状態 ^{*2}	地震荷重	設計条件 ^{*3}	—	設計条件 ^{*3}	IV（異常時）	運転状態 I	—	IA ^{*9}	I（通常運転時）	運転状態 II	—	IIA ^{*10}	II（逃がし安全弁作動時）	運転状態IV ^{*4}	—	IVA ^{*11}	IV（ジェット力作用時）	運転状態IV ^{*5}	—	設計条件 ^{*11}	III（異常時）	運転状態V（S）	—	VA ^{*12}	V（重大事故等時）	試験状態	—	試験状態 ^{*13}	II（試験時）	運転状態 I	S d *	IIAS	III（地震時）	運転状態 I	S s	IVAS	IV（地震時）	運転状態 II	S d *	IIAS	III（地震時）	運転状態 II	S s	IVAS	IV（地震時）	運転状態IV ^{*6}	S d *	IIAS	III（異常+地震）時	運転状態IV ^{*5}	S d *	IVAS ^{*7}	IV（異常+地震）時	運転状態V（L）	S d	VAS	V（重大事故等+地震）時	運転状態V（LL）	S s	VAS	V（重大事故等+地震）時	<p>・記載の充実化 （6号機は、先行プラント審査実績を反映し、記載を追加している。）</p>
荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態 ^{*1}																																																																																																																																				
運転状態 ^{*2}	地震荷重																																																																																																																																						
設計条件 ^{*3}	—	設計条件 ^{*3}	IV（異常時）																																																																																																																																				
運転状態 I	—	IA ^{*9}	I（通常運転時）																																																																																																																																				
運転状態 II	—	IIA ^{*10}	II（逃がし安全弁作動時）																																																																																																																																				
運転状態IV ^{*4}	—	IVA ^{*11}	IV（ジェット力作用時）																																																																																																																																				
運転状態IV ^{*5}	—	設計条件 ^{*11}	III（異常時）																																																																																																																																				
運転状態V（S）	—	VA ^{*12}	V（重大事故等時）																																																																																																																																				
試験状態	—	試験状態 ^{*13}	II（試験時）																																																																																																																																				
運転状態 I	S d *	IIAS	III（地震時）																																																																																																																																				
運転状態 I	S s	IVAS	IV（地震時）																																																																																																																																				
運転状態 II	S d *	IIAS	III（地震時）																																																																																																																																				
運転状態 II	S s	IVAS	IV（地震時）																																																																																																																																				
運転状態IV ^{*6}	S d *	IIAS	III（異常+地震）時																																																																																																																																				
運転状態IV ^{*5}	S d *	IVAS ^{*7}	IV（異常+地震）時																																																																																																																																				
運転状態V（L）	S d	VAS	V（重大事故等+地震）時																																																																																																																																				
運転状態V（LL）	S s	VAS	V（重大事故等+地震）時																																																																																																																																				
荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態 ^{*1}																																																																																																																																				
運転状態 ^{*2}	地震荷重																																																																																																																																						
設計条件 ^{*3}	—	設計条件 ^{*3}	IV（異常時）																																																																																																																																				
運転状態 I	—	IA ^{*9}	I（通常運転時）																																																																																																																																				
運転状態 II	—	IIA ^{*10}	II（逃がし安全弁作動時）																																																																																																																																				
運転状態IV ^{*4}	—	IVA ^{*11}	IV（ジェット力作用時）																																																																																																																																				
運転状態IV ^{*5}	—	設計条件 ^{*11}	III（異常時）																																																																																																																																				
運転状態V（S）	—	VA ^{*12}	V（重大事故等時）																																																																																																																																				
試験状態	—	試験状態 ^{*13}	II（試験時）																																																																																																																																				
運転状態 I	S d *	IIAS	III（地震時）																																																																																																																																				
運転状態 I	S s	IVAS	IV（地震時）																																																																																																																																				
運転状態 II	S d *	IIAS	III（地震時）																																																																																																																																				
運転状態 II	S s	IVAS	IV（地震時）																																																																																																																																				
運転状態IV ^{*6}	S d *	IIAS	III（異常+地震）時																																																																																																																																				
運転状態IV ^{*5}	S d *	IVAS ^{*7}	IV（異常+地震）時																																																																																																																																				
運転状態V（L）	S d	VAS	V（重大事故等+地震）時																																																																																																																																				
運転状態V（LL）	S s	VAS	V（重大事故等+地震）時																																																																																																																																				

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
	<p>表5-2 荷重状態における荷重の組合せ^{※1}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重状態</th> <th rowspan="2">荷重時</th> <th colspan="10">荷重係数^{※2}</th> </tr> <tr> <th>常荷重</th> <th>活荷重</th> <th>運転時圧力</th> <th>運転時配管荷重</th> <th>運転時配管管重</th> <th>異常時圧力</th> <th>異常時配管荷重</th> <th>異常時配管管重</th> <th>シフト力</th> <th>Sd^{※3}地震荷重</th> <th>Ss^{※3}地震荷重</th> <th>蒸気圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">I</td> <td>通常運転時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁作動時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">II</td> <td>試験時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>地震時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">III</td> <td>異常時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(異常+地震)時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">IV</td> <td>地震時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>異常時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">V</td> <td>シフト力作用時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(異常+地震)時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>重大事故等時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(重大事故等+地震)時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(重大事故等+地震)時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記※1：設計に用いる荷重の組合せは、荷重状態の荷重時に応じ、荷重に表中の荷重係数を乗じ、それぞれ加えたものとする。 ※2：ライナプレート及びライナアンカ的设计においては、荷重係数を1.0とする。 ※3：貫通部アンカ的设计においては、運転時圧力(内圧)は運転時圧力(外圧)と同一であるため、運転時圧力(外圧)で代表させる。</p>	荷重状態	荷重時	荷重係数 ^{※2}										常荷重	活荷重	運転時圧力	運転時配管荷重	運転時配管管重	異常時圧力	異常時配管荷重	異常時配管管重	シフト力	Sd ^{※3} 地震荷重	Ss ^{※3} 地震荷重	蒸気圧力	I	通常運転時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0			逃がし安全弁作動時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0			II	試験時	1.0	1.0										1.0	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0			III	異常時	1.0	1.0											(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0			IV	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0			異常時	1.0	1.0										1.0	V	シフト力作用時	1.0	1.0							1.0				(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0				重大事故等時	1.0	1.0												(重大事故等+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0				(重大事故等+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0			<p>表5-2 荷重状態における荷重の組合せ^{※1}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重状態</th> <th rowspan="2">荷重時</th> <th colspan="10">荷重係数^{※2}</th> </tr> <tr> <th>常荷重</th> <th>活荷重</th> <th>運転時圧力</th> <th>運転時配管荷重</th> <th>運転時配管管重</th> <th>異常時圧力</th> <th>異常時配管荷重</th> <th>異常時配管管重</th> <th>シフト力</th> <th>Sd^{※3}地震荷重</th> <th>Ss^{※3}地震荷重</th> <th>蒸気圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">I</td> <td>通常運転時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁作動時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">II</td> <td>試験時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>地震時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">III</td> <td>異常時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(異常+地震)時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">IV</td> <td>地震時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>異常時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">V</td> <td>シフト力作用時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(異常+地震)時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>重大事故等時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(重大事故等+地震)時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(重大事故等+地震)時</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td></td> <td>1.0</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記※1：設計に用いる荷重の組合せは、荷重状態の荷重時に応じ、荷重に表中の荷重係数を乗じ、それぞれ加えたものとする。 ※2：ライナプレート及びライナアンカ的设计においては、荷重係数を1.0とする。 ※3：貫通部アンカ的设计においては、運転時圧力(内圧)は運転時圧力(外圧)と同一であるため、運転時圧力(外圧)で代表させる。</p>	荷重状態	荷重時	荷重係数 ^{※2}										常荷重	活荷重	運転時圧力	運転時配管荷重	運転時配管管重	異常時圧力	異常時配管荷重	異常時配管管重	シフト力	Sd ^{※3} 地震荷重	Ss ^{※3} 地震荷重	蒸気圧力	I	通常運転時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0			逃がし安全弁作動時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0			II	試験時	1.0	1.0										1.0	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0			III	異常時	1.0	1.0											(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0			IV	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0			異常時	1.0	1.0										1.0	V	シフト力作用時	1.0	1.0							1.0				(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0				重大事故等時	1.0	1.0												(重大事故等+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0				(重大事故等+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0			<p>・プラント固有条件の差異【島根との差異】 (格納容器型式の差異による。)</p>
荷重状態	荷重時			荷重係数 ^{※2}																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
		常荷重	活荷重	運転時圧力	運転時配管荷重	運転時配管管重	異常時圧力	異常時配管荷重	異常時配管管重	シフト力	Sd ^{※3} 地震荷重	Ss ^{※3} 地震荷重	蒸気圧力																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
I	通常運転時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	逃がし安全弁作動時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
II	試験時	1.0	1.0										1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
III	異常時	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
	(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
IV	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	異常時	1.0	1.0										1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
V	シフト力作用時	1.0	1.0							1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
	(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	重大事故等時	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
	(重大事故等+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	(重大事故等+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
荷重状態	荷重時	荷重係数 ^{※2}																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		常荷重	活荷重	運転時圧力	運転時配管荷重	運転時配管管重	異常時圧力	異常時配管荷重	異常時配管管重	シフト力	Sd ^{※3} 地震荷重	Ss ^{※3} 地震荷重	蒸気圧力																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
I	通常運転時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	逃がし安全弁作動時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
II	試験時	1.0	1.0										1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
III	異常時	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
	(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
IV	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	異常時	1.0	1.0										1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
V	シフト力作用時	1.0	1.0							1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
	(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	重大事故等時	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
	(重大事故等+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	(重大事故等+地震)時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のざち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機		柏崎刈羽原子力発電所 第7号機		柏崎刈羽原子力発電所 第6号機		備考		
表5-4 重大事故等時の荷重の組合せ								
No.	荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態	活荷重（燃料交換時）	圧力	事故時荷重*	動荷重
	各運転状態による荷重							
VS-1	SA初期における荷重	—	VA	V (S)	○	—	—	○
VS-2	SA中期における荷重	—	VA	V (S)	○	—	—	○
VS-3	SA後期における荷重	—	VA	V (S)	○	—	—	○*
VL-1	SA初期 (L) における荷重	Sd	VAS	V (L)	○	—	—	○
VL-1	SA中期 (L) における荷重	Ss	VAS	V (LL)	○	—	—	—
注記*1：評価対象設備に応じて、内圧620kPa（限圧圧力）、差圧173kPa、逆差圧100kPaを適用する。 *2：評価対象設備に応じて、内圧310kPa（限圧圧力）、差圧173kPaを適用する。 *3：評価対象設備に応じて、内圧620kPa（限圧圧力）、差圧173kPa（SA発生後期圧力）を適用する。 *4：評価対象設備に応じて、内圧150kPa（SA発生後期圧力）、差圧100kPaを適用する。 *5：重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が1回であり、疲労影響には顕著な影響を与えないため、組み合わせない。 *6：疲労評価は不要であるため、穴十二次力の評価は不要とする。 *7：FCI発生時からピーク圧力（ドライウエル50kPa）、ラプレッションチェンバ（39kPa）又はこれを包絡する値として限界圧力のいずれかを適用する。 *8：蒸気凝縮振動荷重で代替する。								
注：FCI：原子炉圧力容器外の設備材料・冷却材相互作用。 差圧：ドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力よりも高い場合の圧力差を差圧として表す。 逆差圧：ドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力よりも低い場合の圧力差を逆差圧として表す。								
表5-4 重大事故等時の荷重の組合せ								
No.	荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態	活荷重（燃料交換時）	圧力	事故時荷重*	動荷重
	各運転状態による荷重							
VS-1	SA初期における荷重	—	VA	V (S)	○	—	—	○
VS-2	SA中期における荷重	—	VA	V (S)	○	—	—	○
VS-3	SA後期における荷重	—	VA	V (S)	○	—	—	○*
VL-1	SA初期 (L) における荷重	Sd	VAS	V (L)	○	—	—	○
VL-1	SA中期 (L) における荷重	Ss	VAS	V (LL)	○	—	—	—
注記*1：評価対象設備に応じて、内圧620kPa（限圧圧力）、差圧173kPa、逆差圧100kPaを適用する。 *2：評価対象設備に応じて、内圧300kPa（限圧圧力）、差圧173kPaを適用する。 *3：評価対象設備に応じて、内圧620kPa（限圧圧力）、差圧173kPa（SA発生後期圧力）を適用する。 *4：評価対象設備に応じて、内圧150kPa（SA発生後期圧力）、差圧100kPaを適用する。 *5：重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が1回であり、疲労影響には顕著な影響を与えないため、組み合わせない。 *6：疲労評価は不要であるため、一様十二次力の評価は不要とする。 *7：FCI発生時のピーク圧力（ドライウエル50kPa）、サプレッションチェンバ（39kPa）又はこれを包絡する値として限界圧力のいずれかを適用する。 *8：蒸気凝縮振動荷重で代替する。								
注：FCI：原子炉圧力容器外の設備材料・冷却材相互作用。 差圧：ドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力よりも高い場合の圧力差を差圧として表す。 逆差圧：ドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力よりも低い場合の圧力差を逆差圧として表す。								
・差異なし								

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のざち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>5.3 繰返し荷重に対する解析</p> <p>繰返し荷重に対する解析については、告示第501号を適用する機器においては第13条第1項第3号に示される条件を5.3.1に示すようにいずれも満足しているため、疲れ解析を必要としない。また、「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。）J S M E S N C 1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）を適用する機器においては、PVB-3140に示される疲労解析不要の条件を5.3.2に示すようにいずれも満足しているため、疲労解析を必要としない。</p> <p>なお、疲れ及び疲労解析不要の条件のうち、第3号へ及びPVB-3140(6)については、施設後の機械的荷重及び地震動による応力の変更により、疲れ及び疲労解析不要の条件を満足できなくなる可能性が考えられることから、満足できなくなった場合においては疲れ及び疲労解析を実施する。</p> <p>なお、本書では鋼製耐圧部についてのみ検討し、ライナ部についてはV-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」において検討するものとする。</p> <p>ここで、繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上、下記のように定める。</p> <p>(1) 原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数</p> <p>圧力：原子炉格納容器に全体的に内圧が加わるのは、運転開始前試験時、定検時の漏えい試験時及び事故時である。ここで、運転開始前試験時は□回、定検時の漏えい試験時は高々□回、事故時は□回である。</p> <p>温度：原子炉格納容器が全体的に最高使用温度程度まで温度が上昇するのは事故時□回である。</p> <p>以上より原子炉格納容器が全体的に負荷される場合の回数は余裕を見て□回とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数</p> <p>原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止、燃料交換及び地震時である。ここで原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは高々□回、地震荷重が加わるのは高々□回(サイクル数)である。</p> <p>以上より原子炉格納容器が局部的に負荷</p>	<p>5.3 繰返し荷重に対する解析</p> <p>繰返し荷重に対する解析については、告示第501号を適用する機器においては第13条第1項第3号に示される条件を5.3.1に示すようにいずれも満足しているため、疲れ解析を必要としない。また、「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。）J S M E S N C 1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）を適用する機器においては、PVB-3140に示される疲労解析不要の条件を5.3.2に示すようにいずれも満足しているため、疲労解析を必要としない。</p> <p>なお、疲れ及び疲労解析不要の条件のうち、第3号へ及びPVB-3140(6)については、施設後の機械的荷重及び地震動による応力の変更により、疲れ及び疲労解析不要の条件を満足できなくなる可能性が考えられることから、満足できなくなった場合においては疲れ及び疲労解析を実施する。</p> <p><u>なお、本書では鋼製耐圧部についてのみ検討し、ライナ部についてはVI-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」において検討するものとする。</u></p> <p>ここで、繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上、下記のように定める。</p> <p>(1) 原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数</p> <p>圧力：原子炉格納容器に全体的に内圧が加わるのは、運転開始前試験時、定検時の漏えい試験時及び事故時である。ここで、運転開始前試験時は□回、定検時の漏えい試験時は高々□回、事故時は□回である。</p> <p>温度：原子炉格納容器が全体的に最高使用温度程度まで温度が上昇するのは事故時□回である。</p> <p>以上より原子炉格納容器が全体的に負荷される場合の回数は余裕を見て□回とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数</p> <p>原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止、燃料交換及び地震時である。ここで原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは高々□回、地震荷重が加わるのは高々□回(サイクル数)である。</p> <p>以上より原子炉格納容器が局部的に負荷される場</p>	<p>・プラント固有条件の差異【島根との差異】（格納容器型式の差異による。）</p> <p>・図書構成の差異（7号機と図書番号が異なるため。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>される場合の回数は余裕を見て <input type="text"/> 回とする。</p> <p>5.3.1 告示第501号に基づく繰返し荷重に対する解析</p> <p>(1) 大気圧から運転圧になり、再び大気圧に戻るサイクル数</p> <p>(告示第501号 第13条第1項第3号イ) 告示に定められる許容引張応力Sの3倍の値は <math>3 \times \text{<input type="text"/> MPa}</math> であり、これに対応する許容繰返し回数Nは <input type="text"/> である。ここで告示に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は <input type="text"/> 回でNより小さいので本条項を満足している。</p> <p>(2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討 (告示第501号 第13条第1項第3号ロ) 疲れ解析の対象となる圧力変動の全振幅は(イ)より、次のように求める。</p> $A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \text{ MPa}$ <p>ここに、 P：最高使用圧力 = 310kPa S'：炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ビーク応力強さ = <input type="text"/> MPa S：許容引張応力 = <input type="text"/> MPa したがって、疲れ解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅 (<input type="text"/> MPa) より大きくなるので本条項を満足している。</p> <p>(3) 起動、運転、停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討 (告示第501号 第13条第1項第3号ハ) 解析の対象となる任意の2点間の距離は(イ)より、次のように求める。</p> $p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = \text{ mm}$ <p>ここに、 R：原子炉格納容器の最大半径 = <input type="text"/> mm t：原子炉格納容器の板厚 = <input type="text"/> mm</p>	<p>合の回数は余裕を見て <input type="text"/> 回とする。</p> <p>5.3.1 告示第501号に基づく繰返し荷重に対する解析</p> <p>(1) 大気圧から運転圧になり、再び大気圧に戻るサイクル数</p> <p>(告示第501号 第13条第1項第3号イ) 告示に定められる許容引張応力Sの3倍の値は <math>3 \times \text{<input type="text"/> MPa}</math> であり、これに対応する許容繰返し回数Nは <input type="text"/> である。ここで告示に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は <input type="text"/> 回でNより小さいので本条項を満足している。</p> <p>(2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討 (告示第501号 第13条第1項第3号ロ) 疲れ解析の対象となる圧力変動の全振幅は(イ)より、次のように求める。</p> $A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \text{ MPa}$ <p>ここに、 P：最高使用圧力 = 310kPa S'：炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ビーク応力強さ = <input type="text"/> MPa S：許容引張応力 = <input type="text"/> MPa したがって、疲れ解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅 (<input type="text"/> MPa) より大きくなるので本条項を満足している。</p> <p>(3) 起動、運転、停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討 (告示第501号 第13条第1項第3号ハ) 解析の対象となる任意の2点間の距離は(イ)より、次のように求める。</p> $p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = \text{ mm}$ <p>ここに、 R：原子炉格納容器の最大半径 = <input type="text"/> mm t：原子炉格納容器の板厚 = <input type="text"/> mm</p>	<p>・評価方針の差異【島根との差異】 (島根2号機は、設計・建設規格に基づき、強度計算を実施する方針としている。)</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>はpの値が最大となるように選ぶ。 疲れ解析が不要となる任意の2点間の最大温度差は(ロ)より、次のように求める。</p> $T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \text{[]} \text{ } ^\circ\text{C}$ <p>ここに、 S_a：炭素鋼の[]回の繰返しに対する許容ビーク応力強さ = [] MPa E：炭素鋼の縦弾性係数 = [] MPa ([] °Cに おける値) α：炭素鋼の瞬時熱膨張係数 = [] mm/mm・°C ([] °Cにおける 値)</p> <p>ここで、Tは設計上の最大温度差 161°C (171°C - 10°C) より大きい。したがって、任意の2点間の最大温度差はTの値を超えることはないので本条項を満足している。</p> <p>(4) 負荷運転中の任意の2点の温度差の変動の全振幅の検討 (告示第501号 第13条第1項第3号ニ) 負荷運転中の温度変動の数を[]回とすると、疲れ解析が不要となる最大温度差は(3)項に示すTと全く同じになる。 したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、(3)項に示すTを超えることはないので本条項を満足している。</p> <p>(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討 (告示第501号 第13条第1項第3号ホ) 疲れ解析の対象となる異種材結合部の最小温度差は(イ)より、次のように求める。</p> $T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)} = \text{[]} \text{ } ^\circ\text{C}$ <p>ここに、 S'：炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ビーク応力強さ E₁：ステンレス鋼の縦弾性係数 = [] MPa ([] °Cにおける値) α₁：ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数 = [] mm/mm・°C ([] °Cにおけ</p>	<p><u>はpの値が最大となるように選ぶ。</u> <u>疲れ解析が不要となる任意の2点間の最大温度差は(ロ)より、次のように求める。</u></p> $T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \text{[]} \text{ } ^\circ\text{C}$ <p><u>ここに、</u> <u>S_a：炭素鋼の[]回の繰返しに対する許容ビーク応力強さ</u> <u>= [] MPa</u> <u>E：炭素鋼の縦弾性係数</u> <u>= [] MPa ([] °Cに</u> <u>における値)</u> <u>α：炭素鋼の瞬時熱膨張係数</u> <u>= [] mm/mm・°C ([] °Cにおける</u> <u>値)</u></p> <p><u>ここで、Tは設計上の最大温度差 161°C (171°C - 10°C) より大きい。したがって、任意の2点間の最大温度差はTの値を超えることはないので本条項を満足している。</u></p> <p><u>(4) 負荷運転中の任意の2点の温度差の変動の全振幅の検討</u> <u>(告示第501号 第13条第1項第3号ニ)</u> <u>負荷運転中の温度変動の数を[]回とすると、疲れ解析が不要となる最大温度差は(3)項に示すTと全く同じになる。</u> <u>したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、(3)項に示すTを超えることはないので本条項を満足している。</u></p> <p><u>(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討</u> <u>(告示第501号 第13条第1項第3号ホ)</u> <u>疲れ解析の対象となる異種材結合部の最小温度差は(イ)より、次のように求める。</u></p> $T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)} = \text{[]} \text{ } ^\circ\text{C}$ <p><u>ここに、</u> <u>S'：炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ビーク応力強さ</u> <u>E₁：ステンレス鋼の縦弾性係数</u> <u>= [] MPa ([] °Cにおける値)</u> <u>α₁：ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数</u> <u>= [] mm/mm・°C ([] °Cにおけ</u></p>	

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>る値) E_2：炭素鋼の縦弾性係数 = [] MPa ([] °Cにおける値) α_2：炭素鋼の瞬時熱膨張係数 = [] mm/mm・°C ([] °Cにおける値) 上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を350回とすると、疲れ解析が不要となる異種材結合部の最大温度差は(ロ)より、次のように求める。 $T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$ = [] °C ここに、 S_a：炭素鋼の [] 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ したがって、疲れ解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161°C) より大きくなるので本条項を満足している。</p> <p>(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による 応力の全振幅の検討 (告示第501号 第13条 第1項第3号へ) 荷重の繰返し回数 [] 回に対応する許容ピーク応力強さは [] MPaとなる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも [] MPaを超えることのないよう設計しているので本条項を満足している。</p> <p>5.3.2 設計・建設規格に基づく繰返し荷重に対する解析 (1) 大気圧から運転圧力になり、再び大気圧に戻るサイクル数 (設計・建設規格 PVB-3140(1)) 設計・建設規格に定められる許容引張応力Sの3倍の値は3× [] MPaであり、これに対応する許容繰返し回数Nは [] である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は [] 回でNより小さいので本条項を満足している。</p> <p>(2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討 (設計・建設規格 PVB-3140(2))</p>	<p><u>る値)</u> E_2：炭素鋼の縦弾性係数 = [] MPa ([] °Cにおける値) α_2：炭素鋼の瞬時熱膨張係数 = [] mm/mm・°C ([] °Cにおける値) 上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を350回とすると、疲れ解析が不要となる異種材結合部の最大温度差は(ロ)より、次のように求める。 $T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$ = [] °C ここに、 S_a：炭素鋼の [] 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ したがって、<u>疲れ解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161°C) より大きくなるので本条項を満足している。</u></p> <p><u>(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による</u> <u>応力の全振幅の検討 (告示第501号 第13条 第1項第3号へ)</u> <u>荷重の繰返し回数 [] 回に対応する許容ピーク応力強さは [] MPaとなる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも [] MPaを超えることのないよう設計しているので本条項を満足している。</u></p> <p><u>5.3.2 設計・建設規格に基づく繰返し荷重に対する解析</u> <u>(1) 大気圧から運転圧力になり、再び大気圧に戻るサイクル数</u> <u>(設計・建設規格 PVB-3140(1))</u> <u>設計・建設規格に定められる許容引張応力Sの3倍の値は3× [] MPaであり、これに対応する許容繰返し回数Nは [] である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は [] 回でNより小さいので本条項を満足している。</u></p> <p><u>(2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討 (設計・建設規格 PVB-3140(2))</u> <u>疲労解析の対象となる圧力変動の全振幅は PVB-</u></p>	

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>疲労解析の対象となる圧力変動の全振幅はPVB-3140(2)aより、次のように求める。</p> $A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \square \text{ MPa}$ <p>ここに、 P：最高使用圧力 =310kPa S'：炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ =\square MPa S：許容引張応力 =\square MPa</p> <p>したがって、疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅\square MPaより大きくなるので本条項を満足している。</p> <p>(3) 起動、運転、停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討 (設計・建設規格 PVB-3140(3)) 解析の対象となる任意の2点間の距離はPVB-3140(3)より、次のように求める。</p> $p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = \square \text{ mm}$ <p>ここに、 R：原子炉格納容器の最大半径 =\square mm t：原子炉格納容器の板厚 =\square mm</p> <p>はpの値が最大となるように選ぶ。 疲労解析が不要となる任意の2点間の最大温度差はPVB-3140(3)より、次のように求める。</p> $T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \square \text{ }^\circ\text{C}$ <p>ここに、 S_a：炭素鋼の\square回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ =\square MPa E：炭素鋼の縦弾性係数 =\square MPa (\square MPa) \square°Cにおける値) α：炭素鋼の瞬時熱膨張係数 =\square mm/mm·°C (\square°Cにおける値)</p> <p>ここで、Tは設計上の最大温度差161°C(171°C</p>	<p>3140(2)aより、次のように求める。</p> $A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \square \text{ MPa}$ <p>ここに、 P：最高使用圧力 =310kPa S'：炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ =\square MPa S：許容引張応力 =\square MPa</p> <p>したがって、疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅\square MPaより大きくなるので本条項を満足している。</p> <p>(3) 起動、運転、停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討 (設計・建設規格 PVB-3140(3)) 解析の対象となる任意の2点間の距離はPVB-3140(3)より、次のように求める。</p> $p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = \square \text{ mm}$ <p>ここに、 R：原子炉格納容器の最大半径 =\square mm t：原子炉格納容器の板厚 =\square mm</p> <p>はpの値が最大となるように選ぶ。 疲労解析が不要となる任意の2点間の最大温度差はPVB-3140(3)より、次のように求める。</p> $T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \square \text{ }^\circ\text{C}$ <p>ここに、 S_a：炭素鋼の\square回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ =\square MPa E：炭素鋼の縦弾性係数 =\square MPa (\square MPa) \square°Cにおける値) α：炭素鋼の瞬時熱膨張係数 =\square mm/mm·°C (\square°Cにおける値)</p> <p>ここで、Tは設計上の最大温度差161°C(171°C-10°C)より大きい。したがって、任意の2点間の</p>	

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>−10℃)より大きい。したがって、任意の2点間の最大温度差はTの値を超えることはないので本条項を満足している。</p> <p>(4) 負荷運転中の任意の2点の温度差の変動の全振幅の検討 (設計・建設規格 PVB-3140(4)) 負荷運転中の温度変動の数を [] 回とすると、疲労解析が不要となる最大温度差は(3)項に示すTと全く同じになる。 したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、(3)項に示すTを超えることはないので本条項を満足している。</p> <p>(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討 (設計・建設規格 PVB-3140(5)) 疲労解析の対象となる異種材結合部の最小温度差はPVB-3140(5)a.より、次のように求める。</p> $T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$ <p>= [] °C</p> <p>ここに、 S'：炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ E₁：ステンレス鋼の縦弾性係数 = [] MPa ([] °Cにおける値) α₁：ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数 = [] nm/mm・°C ([] °Cにおける値) E₂：炭素鋼の縦弾性係数 = [] MPa ([] °Cにおける値) α₂：炭素鋼の瞬時熱膨張係数 = [] nm/mm・°C ([] °Cにおける値)</p> <p>上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を [] 回とすると、疲労解析が不要となる異種材結合部の最大温度差はPVB-3140(5)b.より、次のように求める。</p> $T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$ <p>= [] °C</p> <p>ここに、 S_a：炭素鋼の [] 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ したがって、疲労解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161℃) より大きくなるので本条項を満足している。</p>	<p>最大温度差はTの値を超えることはないので本条項を満足している。</p> <p>(4) 負荷運転中の任意の2点の温度差の変動の全振幅の検討 (設計・建設規格 PVB-3140(4)) 負荷運転中の温度変動の数を [] 回とすると、疲労解析が不要となる最大温度差は(3)項に示すTと全く同じになる。 したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、(3)項に示すTを超えることはないので本条項を満足している。</p> <p>(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討 (設計・建設規格 PVB-3140(5)) 疲労解析の対象となる異種材結合部の最小温度差はPVB-3140(5)a.より、次のように求める。</p> $T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$ <p>= [] °C</p> <p>ここに、 S'：炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ E₁：ステンレス鋼の縦弾性係数 = [] MPa ([] °Cにおける値) α₁：ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数 = [] nm/mm・°C ([] °Cにおける値) E₂：炭素鋼の縦弾性係数 = [] MPa ([] °Cにおける値) α₂：炭素鋼の瞬時熱膨張係数 = [] nm/mm・°C ([] °Cにおける値)</p> <p>上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を [] 回とすると、疲労解析が不要となる異種材結合部の最大温度差はPVB-3140(5)b.より、次のように求める。</p> $T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$ <p>= [] °C</p> <p>ここに、 S_a：炭素鋼の [] 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ したがって、疲労解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161℃) より大きくなるので本条項を満足している。</p>	<p>備考</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討（設計・建設規格 PVB-3140(6)） 荷重の繰返し回数 <input type="checkbox"/> 回に対応する許容ピーク応力強さは設計基準対象施設としては <input type="checkbox"/> MPa、重大事故等対処設備としては <input type="checkbox"/> MPa となる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも設計基準対象施設としては <input type="checkbox"/> MPa、重大事故等対処設備としては <input type="checkbox"/> MPa を超えることのないよう設計しているため本条項を満足している。</p> <p>6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及びその他影響確認 重大事故等時の評価温度、評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。</p> <p>6.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能 6.1.1 評価方針 「4.3.1 重大事故等時の評価温度、評価圧力」に示す限界温度（200℃）、限界圧力（2Pd）を用いて、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。 原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し、規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。 さらに、福島第一原子力発電所での事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し、試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。</p> <p>6.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因 図 4-3「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から、以下のとおり評価対象部位を</p>	<p>(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討（設計・建設規格 PVB-3140(6)） 荷重の繰返し回数 <input type="checkbox"/> 回に対応する許容ピーク応力強さは設計基準対象施設としては <input type="checkbox"/> MPa、重大事故等対処設備としては <input type="checkbox"/> MPa となる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも設計基準対象施設としては <input type="checkbox"/> MPa、重大事故等対処設備としては <input type="checkbox"/> MPa を超えることのないよう設計しているため本条項を満足している。</p> <p>6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及びその他影響確認 重大事故等時の評価温度、評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。</p> <p>6.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能 6.1.1 評価方針 「4.3.1 原子炉格納容器の評価温度、評価圧力」に示す限界温度（200℃）、限界圧力（2Pd）を用いて、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。 原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し、規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。 さらに、福島第一原子力発電所での事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し、試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。</p> <p>6.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因 図 4-3「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から、以下のとおり評価対象部位を抽出</p>	<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

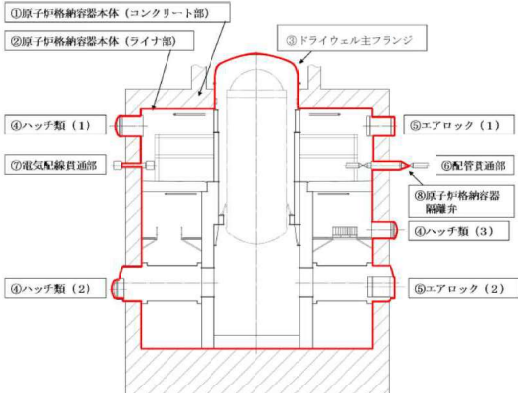
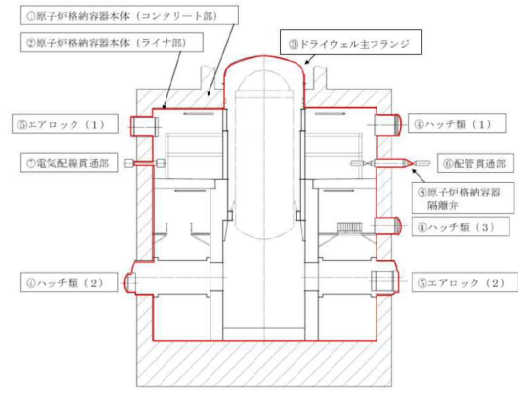
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>抽出し、評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）を抽出する。</p> <p>評価対象部位として200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれないよう原子炉格納容器本体についてはコンクリート部の構造健全性を評価する。</p> <p>また、原子炉格納容器の開口部及び貫通部については、構造上原子炉格納容器の内圧等の影響によりリークパスになる可能性があるため評価対象部位として抽出する。開口部のシール部についても、ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。</p> <p>原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるため、これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し、評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添1において、評価対象ごとに説明する。</p> <p>以下に原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位及び評価対象ごとに想定される機能喪失要因を以下に示す。また、原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を図6-1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉格納容器本体（コンクリート部） 曲げせん断破壊 ② 原子炉格納容器本体（ライナ部） 延性破壊 ③ ドライウェル主フランジ 延性破壊、開口、高温劣化（シール部） ④ ハッチ類（機器搬入用ハッチ等） 延性破壊、開口、高温劣化（シール部） ⑤ エアロック 延性破壊、開口、高温劣化（シール部） ⑥ 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 延性破壊 ・スリーブ 延性破壊 ・端板 延性破壊 ・閉止板 延性破壊 	<p>し、評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）を抽出する。</p> <p>評価対象部位として200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれないよう原子炉格納容器本体についてはコンクリート部の構造健全性を評価する。</p> <p>また、原子炉格納容器の開口部及び貫通部については、構造上原子炉格納容器の内圧等の影響によりリークパスになる可能性があるため評価対象部位として抽出する。開口部のシール部についても、ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。</p> <p>原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるため、これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し、評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添1において、評価対象ごとに説明する。</p> <p>以下に原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位及び評価対象ごとに想定される機能喪失要因を以下に示す。また、原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を図6-1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① <u>原子炉格納容器本体（コンクリート部）</u> <u>曲げせん断破壊</u> ② <u>原子炉格納容器本体（ライナ部）</u> <u>延性破壊</u> ③ <u>ドライウェル主フランジ</u> <u>延性破壊、開口、高温劣化（シール部）</u> ④ <u>ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）</u> <u>延性破壊、開口、高温劣化（シール部）</u> ⑤ <u>エアロック</u> <u>延性破壊、開口、高温劣化（シール部）</u> ⑥ 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 <u>延性破壊</u> ・スリーブ <u>延性破壊</u> ・端板 <u>延性破壊</u> ・閉止板 <u>延性破壊</u> 	<p>・プラント固有条件の差異【島根との差異】 （格納容器型式の差異による。）</p> <p>・記載方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は、機能喪失要因を表6-1に記載している。）</p> <p>・記載方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は、エアロックをハッチ類にまとめて記載している。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>・閉止フランジ 延性破壊，開口，高温劣化（シール部）</p> <p>⑦ 電気配線貫通部 延性破壊，高温劣化（シール部）</p> <p>⑧ 原子炉格納容器隔離弁 延性破壊，高温劣化（シール部）</p>  <p>*赤線は原子炉格納容器のパウダリを示す</p> <p>ハッチ類（1） 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ ハッチ類（2） 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ ハッチ類（3） サプレッションチェンバ出入口 エアロック（1） 上部ドライウェル所員用エアロック エアロック（2） 下部ドライウェル所員用エアロック</p> <p>図6-1 原子炉格納容器パウダリ構成部の概要図</p>	<p>・閉止フランジ <u>延性破壊，開口，高温劣化（シール部）</u></p> <p>⑦ 電気配線貫通部 <u>延性破壊，高温劣化（シール部）</u></p> <p>⑧ 原子炉格納容器隔離弁 <u>延性破壊，高温劣化（シール部）</u></p>  <p>*赤線は原子炉格納容器のパウダリを示す</p> <p>ハッチ類（1） 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ ハッチ類（2） 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ ハッチ類（3） サプレッションチェンバ出入口 エアロック（1） 上部ドライウェル所員用エアロック エアロック（2） 下部ドライウェル所員用エアロック</p> <p>図6-1 原子炉格納容器パウダリ構成部の概要図</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は，機能喪失要因を表6-1に記載している。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は，機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>6.1.3 評価方法 構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価することで、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>(a) 設計・建設規格等に準拠した評価 (b) 設計・建設規格の準用等による評価 (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価</p> <p>各評価対象機器の評価方法の分類を図 6-2 に、各評価対象機器の詳細な評価方法を表 6-1 に示す。</p>	<p>6.1.3 評価方法 構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価することで、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>(a) 設計・建設規格等に準拠した評価 (b) 設計・建設規格の準用等による評価 (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価</p> <p>各評価対象機器の評価方法の分類を図 6-2 に、各評価対象機器の詳細な評価方法を表 6-1 に示す。</p>	<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
			<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表 (VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書)

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考																																																																																																																			
	<p>表6-1 評価項目まとめ (その2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>想定される機密喪失要因</th> <th>評価方法</th> <th>評価方法の概要</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管貫通部 (配管貫通部)</td> <td>延性破壊</td> <td>(a)</td> <td>代表配管について、内圧による延性評価を、設計・建設規格 PPC-3500 に準拠し、既し率計現況可算値で算出する手法で評価を実施。</td> <td>設計・建設規格 PPC-3500 に規定される1次元力の制限値を満足すること</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部 (配管貫通部)</td> <td>延性破壊</td> <td>(a)</td> <td>V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管貫通部 (配管貫通部)</td> <td>延性破壊</td> <td>(a)</td> <td>V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管貫通部 (配管貫通部)</td> <td>脆性破壊 (開口・高温度化 (シールド部))</td> <td>(c)</td> <td>大断の空欄式を用いた開口脆性試験の結果に基づき評価。</td> <td>シールド部が健全であること (許容開口脆以下であること)</td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (アダプタ、ヘッド)</td> <td>延性破壊</td> <td>(d)</td> <td>V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」に記載。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(a)</td> <td>V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>高温度化 (シールド部)</td> <td>(c)</td> <td>電圧降下、NUTPECで実用された電気配管貫通部のモデル試験結果を用いた高圧性能確認結果に基づき延性評価。強度における脆性転位性能を評価。</td> <td>設計値より重以下であること (0.02 MPa (psi) (bar) 以上)</td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(d)</td> <td>設計・建設規格 (余の圧力強度基準に基づく評価) に基づき、弁蓋の耐圧性能を評価。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>高温度化 (シールド部)</td> <td>(c)</td> <td>シールド部について試験結果に基づき評価。</td> <td>シールド部が健全であること</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象	想定される機密喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準	配管貫通部 (配管貫通部)	延性破壊	(a)	代表配管について、内圧による延性評価を、設計・建設規格 PPC-3500 に準拠し、既し率計現況可算値で算出する手法で評価を実施。	設計・建設規格 PPC-3500 に規定される1次元力の制限値を満足すること	配管貫通部 (配管貫通部)	延性破壊	(a)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。		配管貫通部 (配管貫通部)	延性破壊	(a)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。		配管貫通部 (配管貫通部)	脆性破壊 (開口・高温度化 (シールド部))	(c)	大断の空欄式を用いた開口脆性試験の結果に基づき評価。	シールド部が健全であること (許容開口脆以下であること)	電気配管貫通部 (アダプタ、ヘッド)	延性破壊	(d)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」に記載。		電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(a)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。		電気配管貫通部 (スリリー)	高温度化 (シールド部)	(c)	電圧降下、NUTPECで実用された電気配管貫通部のモデル試験結果を用いた高圧性能確認結果に基づき延性評価。強度における脆性転位性能を評価。	設計値より重以下であること (0.02 MPa (psi) (bar) 以上)	電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(d)	設計・建設規格 (余の圧力強度基準に基づく評価) に基づき、弁蓋の耐圧性能を評価。		電気配管貫通部 (スリリー)	高温度化 (シールド部)	(c)	シールド部について試験結果に基づき評価。	シールド部が健全であること	<p>表6-1 評価項目まとめ (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>想定される機密喪失要因</th> <th>評価方法</th> <th>評価方法の概要</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管貫通部 (貫通配管)</td> <td>延性破壊</td> <td>(b)</td> <td>代表配管について、内圧による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3500 に準拠し、既工事計現況可算値で算出する手法で評価を実施。</td> <td>設計・建設規格 PPC-3500 に規定される1次元力の制限値を満足すること</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(a)</td> <td>V-3-3-4-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(b)</td> <td>スリリーについて、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S_m値に相当する許容圧力を評価。</td> <td>重大事故等時の最高使用圧力以上</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(b)</td> <td>補強について、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S_m値に相当する許容圧力を評価。</td> <td>重大事故等時の最高使用圧力以上</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(b)</td> <td>開口脆性試験の結果に基づき評価。</td> <td>重大事故等時の最高使用圧力以上</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊 (ボルト締め領域)</td> <td>(b)</td> <td>ボルト締め領域について、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S_m値に相当する許容圧力を評価。</td> <td>重大事故等時の最高使用圧力以上</td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (アダプタ、ヘッド)</td> <td>延性破壊 (シールド部)</td> <td>(c)</td> <td>文獻の理論式を用いた開口脆性試験及びガスタットの試験結果に基づき評価。</td> <td>シールド部が健全であること (許容開口脆以下であること)</td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(b)</td> <td>アダプタ、ヘッドについて、告示第501号の評価式を用いた、200℃における2/3S_m値に相当する許容圧力を評価。</td> <td>0.02 MPa (psi) (bar) 以上</td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(b)</td> <td>V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>高温度化 (シールド部)</td> <td>(c)</td> <td>電圧降下、NUTPECで実用された電気配管貫通部のモデル試験結果を用いた高圧性能確認結果に基づき延性評価。強度における脆性転位性能を評価。</td> <td>200℃において許容圧力が0.02 MPa (psi) (bar) 以上であること</td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>延性破壊</td> <td>(b)</td> <td>設計・建設規格 (余の圧力強度基準に基づく評価) に基づき、弁蓋の耐圧性能を評価。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電気配管貫通部 (スリリー)</td> <td>高温度化 (シールド部)</td> <td>(c)</td> <td>シールド部について試験結果に基づき評価。</td> <td>シールド部が健全であること</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象	想定される機密喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準	配管貫通部 (貫通配管)	延性破壊	(b)	代表配管について、内圧による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3500 に準拠し、既工事計現況可算値で算出する手法で評価を実施。	設計・建設規格 PPC-3500 に規定される1次元力の制限値を満足すること	配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(a)	V-3-3-4-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。		配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	スリリーについて、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S _m 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上	配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	補強について、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S _m 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上	配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	開口脆性試験の結果に基づき評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上	配管貫通部 (スリリー)	延性破壊 (ボルト締め領域)	(b)	ボルト締め領域について、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S _m 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上	電気配管貫通部 (アダプタ、ヘッド)	延性破壊 (シールド部)	(c)	文獻の理論式を用いた開口脆性試験及びガスタットの試験結果に基づき評価。	シールド部が健全であること (許容開口脆以下であること)	電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	アダプタ、ヘッドについて、告示第501号の評価式を用いた、200℃における2/3S _m 値に相当する許容圧力を評価。	0.02 MPa (psi) (bar) 以上	電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。		電気配管貫通部 (スリリー)	高温度化 (シールド部)	(c)	電圧降下、NUTPECで実用された電気配管貫通部のモデル試験結果を用いた高圧性能確認結果に基づき延性評価。強度における脆性転位性能を評価。	200℃において許容圧力が0.02 MPa (psi) (bar) 以上であること	電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	設計・建設規格 (余の圧力強度基準に基づく評価) に基づき、弁蓋の耐圧性能を評価。		電気配管貫通部 (スリリー)	高温度化 (シールド部)	(c)	シールド部について試験結果に基づき評価。	シールド部が健全であること	<p>・図書構成の差異 (7号機と図書番号が異なるため。)</p> <p>・評価方針の差異 (6号機は、先行プラント審査実績を反映し、板厚評価にかえて許容圧力評価を実施している。)</p> <p>・記載の適正化 (誤記 (PPC-3530) の修正)</p>
評価対象	想定される機密喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準																																																																																																																		
配管貫通部 (配管貫通部)	延性破壊	(a)	代表配管について、内圧による延性評価を、設計・建設規格 PPC-3500 に準拠し、既し率計現況可算値で算出する手法で評価を実施。	設計・建設規格 PPC-3500 に規定される1次元力の制限値を満足すること																																																																																																																		
配管貫通部 (配管貫通部)	延性破壊	(a)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。																																																																																																																			
配管貫通部 (配管貫通部)	延性破壊	(a)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。																																																																																																																			
配管貫通部 (配管貫通部)	脆性破壊 (開口・高温度化 (シールド部))	(c)	大断の空欄式を用いた開口脆性試験の結果に基づき評価。	シールド部が健全であること (許容開口脆以下であること)																																																																																																																		
電気配管貫通部 (アダプタ、ヘッド)	延性破壊	(d)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」に記載。																																																																																																																			
電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(a)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配管貫通部の基本設計計算書」及びUV-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。																																																																																																																			
電気配管貫通部 (スリリー)	高温度化 (シールド部)	(c)	電圧降下、NUTPECで実用された電気配管貫通部のモデル試験結果を用いた高圧性能確認結果に基づき延性評価。強度における脆性転位性能を評価。	設計値より重以下であること (0.02 MPa (psi) (bar) 以上)																																																																																																																		
電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(d)	設計・建設規格 (余の圧力強度基準に基づく評価) に基づき、弁蓋の耐圧性能を評価。																																																																																																																			
電気配管貫通部 (スリリー)	高温度化 (シールド部)	(c)	シールド部について試験結果に基づき評価。	シールド部が健全であること																																																																																																																		
評価対象	想定される機密喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準																																																																																																																		
配管貫通部 (貫通配管)	延性破壊	(b)	代表配管について、内圧による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3500 に準拠し、既工事計現況可算値で算出する手法で評価を実施。	設計・建設規格 PPC-3500 に規定される1次元力の制限値を満足すること																																																																																																																		
配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(a)	V-3-3-4-1-4-2 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。																																																																																																																			
配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	スリリーについて、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S _m 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上																																																																																																																		
配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	補強について、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S _m 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上																																																																																																																		
配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	開口脆性試験の結果に基づき評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上																																																																																																																		
配管貫通部 (スリリー)	延性破壊 (ボルト締め領域)	(b)	ボルト締め領域について、告示第501号の評価式を用いた、重大事故等時の最高使用圧力における2/3S _m 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高使用圧力以上																																																																																																																		
電気配管貫通部 (アダプタ、ヘッド)	延性破壊 (シールド部)	(c)	文獻の理論式を用いた開口脆性試験及びガスタットの試験結果に基づき評価。	シールド部が健全であること (許容開口脆以下であること)																																																																																																																		
電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	アダプタ、ヘッドについて、告示第501号の評価式を用いた、200℃における2/3S _m 値に相当する許容圧力を評価。	0.02 MPa (psi) (bar) 以上																																																																																																																		
電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	V-3-3-4-1-4 「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載。																																																																																																																			
電気配管貫通部 (スリリー)	高温度化 (シールド部)	(c)	電圧降下、NUTPECで実用された電気配管貫通部のモデル試験結果を用いた高圧性能確認結果に基づき延性評価。強度における脆性転位性能を評価。	200℃において許容圧力が0.02 MPa (psi) (bar) 以上であること																																																																																																																		
電気配管貫通部 (スリリー)	延性破壊	(b)	設計・建設規格 (余の圧力強度基準に基づく評価) に基づき、弁蓋の耐圧性能を評価。																																																																																																																			
電気配管貫通部 (スリリー)	高温度化 (シールド部)	(c)	シールド部について試験結果に基づき評価。	シールド部が健全であること																																																																																																																		
<p>注記*：許容圧力・設備の機能が維持される最大の負荷圧力</p>																																																																																																																						

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のざち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>6.1.4 評価結果</p> <p>原子炉格納容器本体、原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ、ハッチ類、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については、規格の規格式による応力評価等を行い、判定値を満足することにより200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。</p> <p>ドライウェル主フランジ、ハッチ類、エアロック等の開口部のシール部、原子炉格納容器隔離弁等については電共研等での試験結果に基に評価を行い、200℃、2Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。</p> <p>評価対象部位ごとの詳細な評価方法及び評価結果を表6-2及び別添1に示す。</p>	<p>6.1.4 評価結果</p> <p>原子炉格納容器本体、原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ、ハッチ類、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については、規格の規格式による応力評価等を行い、判定値を満足することにより200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。</p> <p>ドライウェル主フランジ、ハッチ類、エアロック等の開口部のシール部、原子炉格納容器隔離弁等については電共研等での試験結果に基に評価を行い、200℃、2Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。</p> <p>評価対象部位ごとの詳細な評価方法及び評価結果を表6-2及び別添1に示す。</p>	<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表 (VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書)

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考																																																																																				
	<p>表6-1-2 評価結果まとめ (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>評価点</th> <th>評価方法</th> <th>評価条件</th> <th>評価値</th> <th>判定基準</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納装置本体</td> <td>原子炉格納装置本体 (コンクリート部)</td> <td>V-3036-10-1</td> <td>「原子炉格納装置コンクリート部の強度計算書」に記載。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納装置本体 (ライナ部分)</td> <td>V-3036-10-2</td> <td>「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ドライウェル 主フランジ</td> <td>構造部 (フランジ、ボルト)</td> <td>V-3036-10-5</td> <td>「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載。</td> <td>許容圧力 (FR) 1.31 MPa (内側)、 1.32 MPa (外側) 許容開口量 2 mm V-3036-10-7 「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (機器搬入用ハッチ部) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」、V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」及 V-3036-10-4 「サブプレジジョンタンク出入口の強度計算書」に記載。</td> <td>許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持^{*)}</td> </tr> <tr> <td>構造部 (フランジ、ボルト)</td> <td>V-3036-10-6</td> <td>「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (所収用エアロクック) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用エアロクックの強度計算書」及「V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用エアロクックの強度計算書」 」に記載。</td> <td>許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 1.21 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 ガスケット試験</td> <td>許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持^{*)}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ハッチ部</td> <td>構造部 (円筒部、胴部)</td> <td>V-3036-10-10</td> <td>「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。</td> <td>許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験</td> <td>許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持^{*)}</td> </tr> <tr> <td>構造部 (円筒部、胴部)</td> <td>V-3036-10-11</td> <td>「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。</td> <td>許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験</td> <td>許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持^{*)}</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記※1：複載評価している項目はもつとも厳しい値を記載 ※2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び生機フランジ試験結果の厳しい試験結果に 基づき設定した許容開口量以下であることを確認 ※3：シール材の試験結果は材料仕様により高温環境下における動性を確認</p>	評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値	判定基準	評価結果	原子炉格納装置本体	原子炉格納装置本体 (コンクリート部)	V-3036-10-1	「原子炉格納装置コンクリート部の強度計算書」に記載。				原子炉格納装置本体 (ライナ部分)	V-3036-10-2	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。				ドライウェル 主フランジ	構造部 (フランジ、ボルト)	V-3036-10-5	「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 1.31 MPa (内側)、 1.32 MPa (外側) 許容開口量 2 mm V-3036-10-7 「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (機器搬入用ハッチ部) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」、V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」及 V-3036-10-4 「サブプレジジョンタンク出入口の強度計算書」に記載。	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}	構造部 (フランジ、ボルト)	V-3036-10-6	「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (所収用エアロクック) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用エアロクックの強度計算書」及「V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用エアロクックの強度計算書」 」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 1.21 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 ガスケット試験	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}	ハッチ部	構造部 (円筒部、胴部)	V-3036-10-10	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}	構造部 (円筒部、胴部)	V-3036-10-11	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}	<p>表6-1-2 評価結果まとめ (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>評価点</th> <th>評価方法</th> <th>評価条件</th> <th>評価値</th> <th>判定基準</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納装置本体</td> <td>原子炉格納装置本体 (コンクリート部)</td> <td>W-3036-10-1</td> <td>「原子炉格納装置コンクリート部の強度計算書」に記載。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納装置本体 (ライナ部分)</td> <td>W-3036-10-2</td> <td>「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ドライウェル 主フランジ</td> <td>構造部 (フランジ、ボルト)</td> <td>W-3036-10-4</td> <td>「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載。</td> <td>許容圧力 (円筒部)：1.24 MPa (内側)、 1.25 MPa (外側) 許容圧力 (胴部)：1.302 MPa (内側) 1.31 MPa (外側) 許容開口量 2 mm ガスケット試験</td> <td>許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持^{*)}</td> </tr> <tr> <td>構造部 (フランジ、ボルト)</td> <td>W-3036-10-5</td> <td>「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (機器搬入用ハッチ部) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」、V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」及 V-3036-10-4 「サブプレジジョンタンク出入口の強度計算書」に記載。</td> <td>許容圧力 (円筒部)：1.24 MPa (内側)、 1.25 MPa (外側) 許容圧力 (胴部)：1.312 MPa (内側) 1.32 MPa (外側) 許容開口量 2 mm ガスケット試験</td> <td>許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持^{*)}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ハッチ部</td> <td>構造部 (円筒部、胴部)</td> <td>W-3036-10-10</td> <td>「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。</td> <td>許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験</td> <td>許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持^{*)}</td> </tr> <tr> <td>構造部 (円筒部、胴部)</td> <td>W-3036-10-11</td> <td>「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。</td> <td>許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験</td> <td>許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持^{*)}</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値	判定基準	評価結果	原子炉格納装置本体	原子炉格納装置本体 (コンクリート部)	W-3036-10-1	「原子炉格納装置コンクリート部の強度計算書」に記載。				原子炉格納装置本体 (ライナ部分)	W-3036-10-2	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。				ドライウェル 主フランジ	構造部 (フランジ、ボルト)	W-3036-10-4	「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載。	許容圧力 (円筒部)：1.24 MPa (内側)、 1.25 MPa (外側) 許容圧力 (胴部)：1.302 MPa (内側) 1.31 MPa (外側) 許容開口量 2 mm ガスケット試験	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}	構造部 (フランジ、ボルト)	W-3036-10-5	「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (機器搬入用ハッチ部) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」、V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」及 V-3036-10-4 「サブプレジジョンタンク出入口の強度計算書」に記載。	許容圧力 (円筒部)：1.24 MPa (内側)、 1.25 MPa (外側) 許容圧力 (胴部)：1.312 MPa (内側) 1.32 MPa (外側) 許容開口量 2 mm ガスケット試験	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}	ハッチ部	構造部 (円筒部、胴部)	W-3036-10-10	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}	構造部 (円筒部、胴部)	W-3036-10-11	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}	<p>・図書構成の差異 (7号機と図書番号が異なるため。) ・評価方針の差異 (6号機は、先行プラント審査実績を反映し、板厚評価にかえて許容圧力評価を実施している。) ・評価結果の差異</p>
評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値	判定基準	評価結果																																																																																	
原子炉格納装置本体	原子炉格納装置本体 (コンクリート部)	V-3036-10-1	「原子炉格納装置コンクリート部の強度計算書」に記載。																																																																																				
	原子炉格納装置本体 (ライナ部分)	V-3036-10-2	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。																																																																																				
ドライウェル 主フランジ	構造部 (フランジ、ボルト)	V-3036-10-5	「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 1.31 MPa (内側)、 1.32 MPa (外側) 許容開口量 2 mm V-3036-10-7 「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (機器搬入用ハッチ部) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」、V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」及 V-3036-10-4 「サブプレジジョンタンク出入口の強度計算書」に記載。	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}																																																																																		
	構造部 (フランジ、ボルト)	V-3036-10-6	「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (所収用エアロクック) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用エアロクックの強度計算書」及「V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用エアロクックの強度計算書」 」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 1.21 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 ガスケット試験	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}																																																																																		
ハッチ部	構造部 (円筒部、胴部)	V-3036-10-10	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}																																																																																		
	構造部 (円筒部、胴部)	V-3036-10-11	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}																																																																																		
評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値	判定基準	評価結果																																																																																	
原子炉格納装置本体	原子炉格納装置本体 (コンクリート部)	W-3036-10-1	「原子炉格納装置コンクリート部の強度計算書」に記載。																																																																																				
	原子炉格納装置本体 (ライナ部分)	W-3036-10-2	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。																																																																																				
ドライウェル 主フランジ	構造部 (フランジ、ボルト)	W-3036-10-4	「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載。	許容圧力 (円筒部)：1.24 MPa (内側)、 1.25 MPa (外側) 許容圧力 (胴部)：1.302 MPa (内側) 1.31 MPa (外側) 許容開口量 2 mm ガスケット試験	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}																																																																																		
	構造部 (フランジ、ボルト)	W-3036-10-5	「下部ドライウェルアークセメントスリーブ及び補修 (機器搬入用ハッチ部) の強度計算書」、V-3036-10-2 2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」、V-3036-10-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチ部の強度計算書」及 V-3036-10-4 「サブプレジジョンタンク出入口の強度計算書」に記載。	許容圧力 (円筒部)：1.24 MPa (内側)、 1.25 MPa (外側) 許容圧力 (胴部)：1.312 MPa (内側) 1.32 MPa (外側) 許容開口量 2 mm ガスケット試験	許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}																																																																																		
ハッチ部	構造部 (円筒部、胴部)	W-3036-10-10	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}																																																																																		
	構造部 (円筒部、胴部)	W-3036-10-11	「原子炉格納装置ライナ部分の強度計算書」に記載。	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 開口量 2 mm ガスケット試験	許容圧力 (FR) 2.0 MPa (内側)、 2.0 MPa (外側) 許容開口量 2 mm 以下 シール機能維持 ^{*)}																																																																																		

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のざき枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

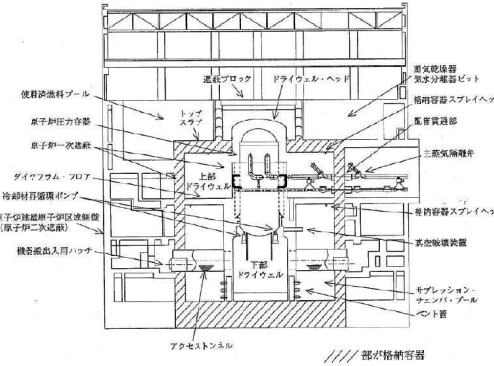
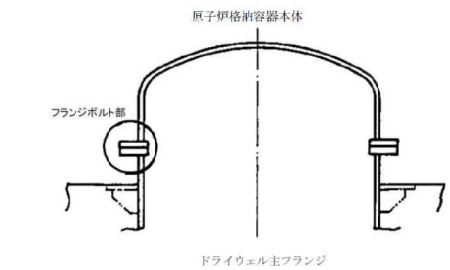
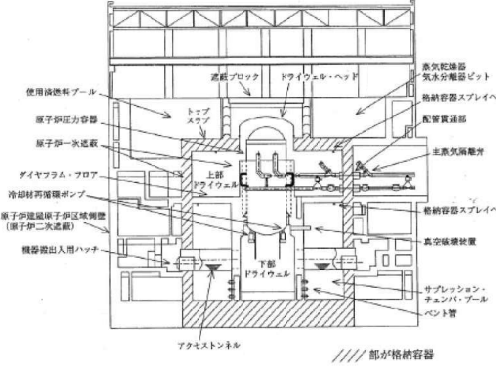
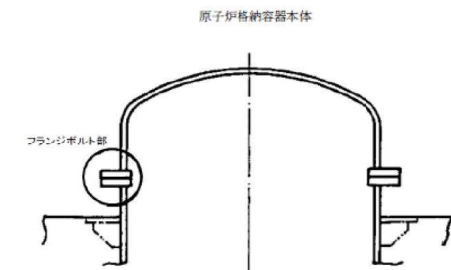
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

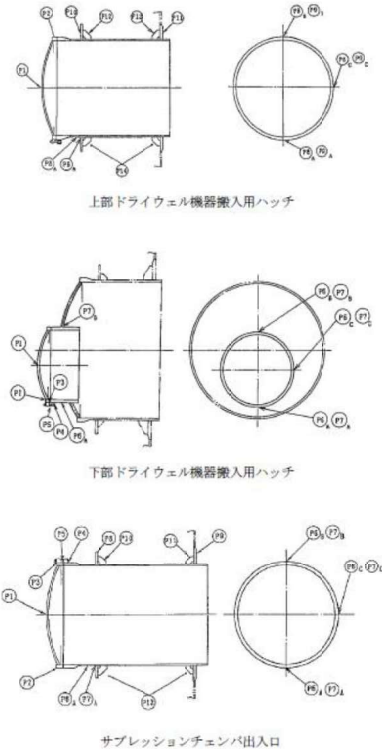
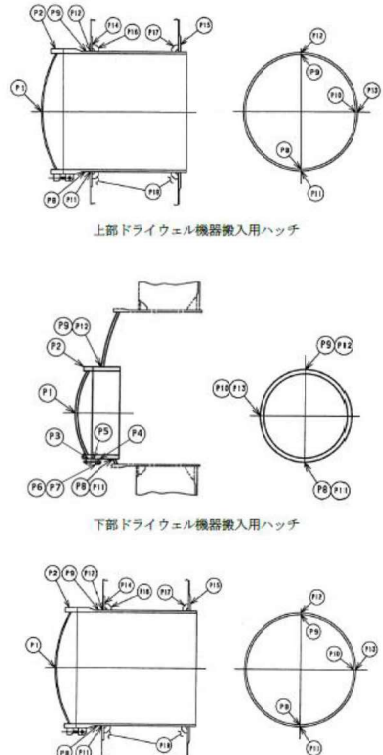
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	 <p style="text-align: center;">原子炉格納容器本体</p>  <p style="text-align: center;">ドライウェル主フランジ</p> <p style="text-align: center;">図6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(1/5)</p>	 <p style="text-align: center;">原子炉格納容器本体</p>  <p style="text-align: center;">ドライウェル主フランジ</p> <p style="text-align: center;">図6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(1/5)</p>	<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

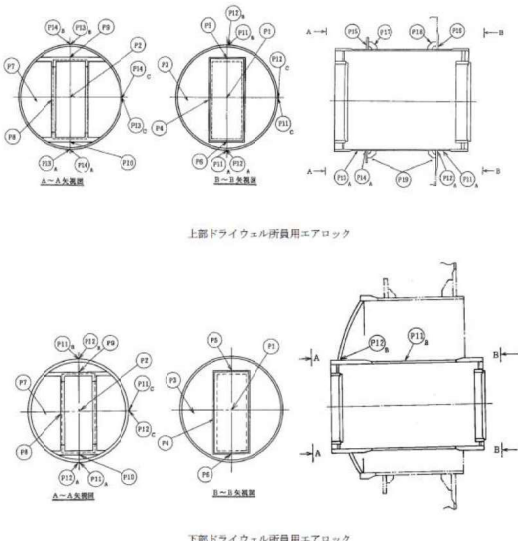
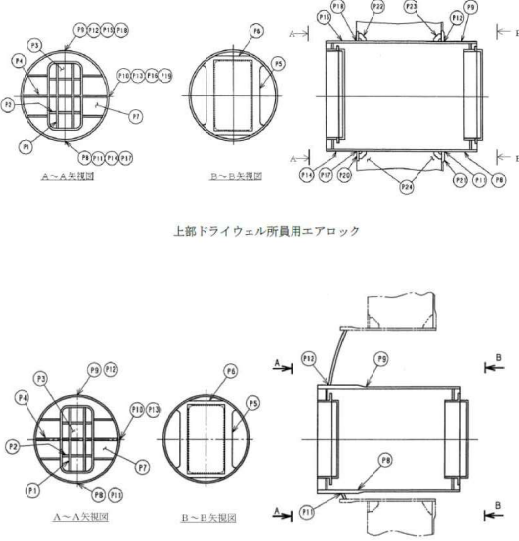
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	 <p>上部ドライウェル機器搬入用ハッチ</p> <p>下部ドライウェル機器搬入用ハッチ</p> <p>サブプレッションチェンバ出入口</p> <p>図6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(2/5)</p>	 <p>上部ドライウェル機器搬入用ハッチ</p> <p>下部ドライウェル機器搬入用ハッチ</p> <p>サブプレッションチェンバ出入口</p> <p>図6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(2/5)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備構成の差異 （ハッチ類の構造の違いにより、評価点に差異がある。）

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

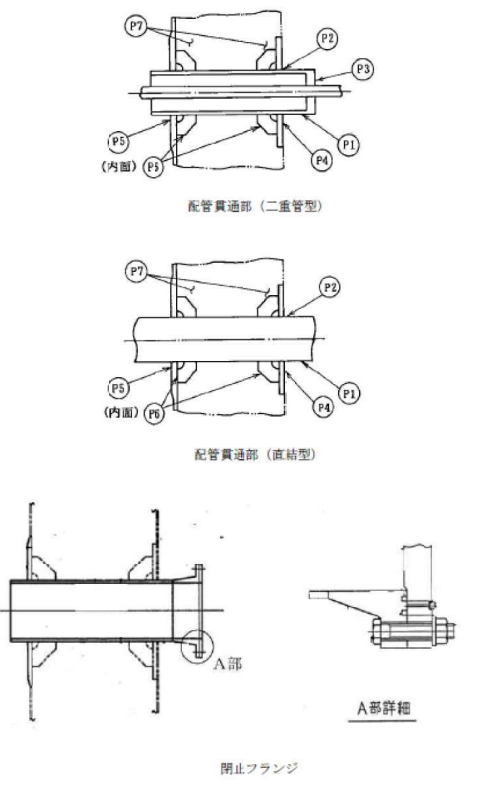
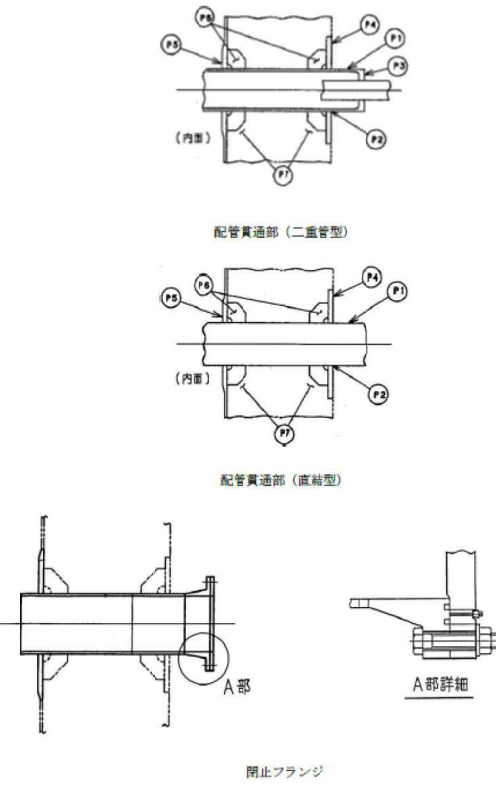
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	 <p>上部ドライウェル所員用エアロック</p> <p>下部ドライウェル所員用エアロック</p> <p>図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(3/5)</p>	 <p>上部ドライウェル所員用エアロック</p> <p>下部ドライウェル所員用エアロック</p> <p>図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(3/5)</p>	<p>・設備構成の差異 (エアロックの構造の違いにより、評価点に差異がある。)</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

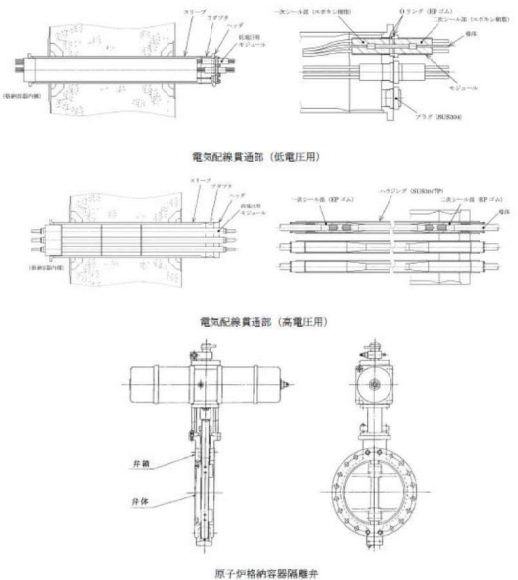
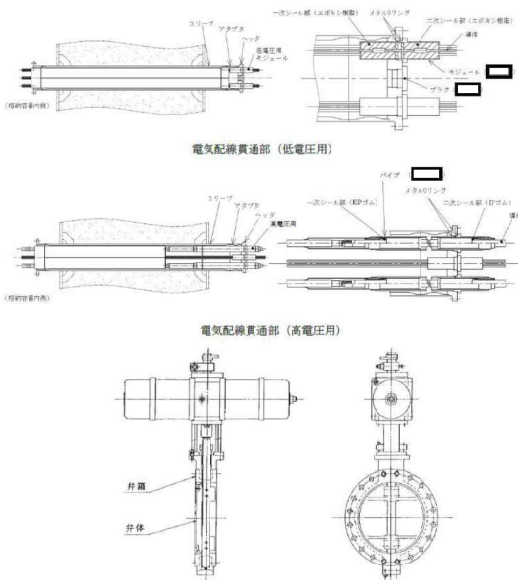
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	 <p>配管貫通部（二重管型）</p> <p>配管貫通部（直結型）</p> <p>閉止フランジ</p> <p>A部詳細</p> <p>図6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(4/5)</p>	 <p>配管貫通部（二重管型）</p> <p>配管貫通部（直結型）</p> <p>閉止フランジ</p> <p>A部詳細</p> <p>図6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(4/5)</p>	<p>・表現上の差異 （計算書の応力評価点の図を用いているため、図示の仕方が異なる。）</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	 <p>図6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(5/5)</p>	 <p>図6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(5/5)</p>	<p>・設備構成の差異 (6号機は、電気配線貫通部のOリングにメタル材を使用している。)</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>6.2 その他原子炉格納容器限界温度、圧力に対する影響確認</p> <p>原子炉格納容器の限界温度、圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化、限界温度、圧力が負荷された後の耐震性、貫通部の核分裂生成物（以下「FP」という。）沈着について影響を確認する。</p> <p>6.2.1 確認内容</p> <p>原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して、影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化、限界温度、圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容について影響を確認する。</p> <p>(1) 経年劣化の影響</p> <p>原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃、2Pd）時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が、経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙1に示す。</p> <p>(2) 限界温度、圧力負荷後の耐震性への影響</p> <p>原子炉格納容器が限界温度、圧力（200℃、2Pd）が負荷された後の耐震性への影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙2に示す。</p> <p>(3) 貫通部のFP沈着による影響</p> <p>炉心熔融時、原子炉格納容器のリークパスにFPが沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙3に示す。</p> <p>6.2.2 確認結果</p> <p>(1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策について確認し、原子炉格納容器の限界温度、圧力における閉じ込め機能への影響はないことを確認した。</p> <p>(2) 重大事故時の温度、圧力を超える限界温度、圧力（200℃、2Pd）が負荷された後の耐震性の影響評価を実施した。格納容器バウンダリの構成機器について、限界温度、圧力の条件において一次応力による残留ひずみが発生するが十分小さく、耐震評価にて考慮する許容応力は今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに限界温度、圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないことを確認した。</p> <p>(3) 炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過</p>	<p>6.2 その他原子炉格納容器限界温度、圧力に対する影響確認</p> <p>原子炉格納容器の限界温度、圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化、限界温度、圧力が負荷された後の耐震性、貫通部の核分裂生成物（以下「FP」という。）沈着について影響を確認する。</p> <p>6.2.1 確認内容</p> <p>原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して、影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化、限界温度、圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容について影響を確認する。</p> <p>(1) 経年劣化の影響</p> <p>原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃、2Pd）時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が、経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙1に示す。</p> <p>(2) 限界温度、圧力負荷後の耐震性への影響</p> <p>原子炉格納容器が限界温度、圧力（200℃、2Pd）が負荷された後の耐震性への影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙2に示す。</p> <p>(3) 貫通部のFP沈着による影響</p> <p>炉心熔融時、原子炉格納容器のリークパスにFPが沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙3に示す。</p> <p>6.2.2 確認結果</p> <p>(1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策について確認し、原子炉格納容器の限界温度、圧力における閉じ込め機能への影響はないことを確認した。</p> <p>(2) 重大事故等時の温度、圧力を超える限界温度、圧力（200℃、2Pd）が負荷された後の耐震性の影響評価を実施した。格納容器バウンダリの構成機器について、限界温度、圧力の条件において一次応力による残留ひずみが発生するが十分小さく、耐震評価にて考慮する許容応力は今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに限界温度、圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないことを確認した。</p> <p>(3) 炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過</p>	<p>・差異なし</p>

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
 赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>圧・過温破損)を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約195℃となり原子炉格納容器限界温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。</p> <p>7. 引用文献 (1) F. J. MOODY “PREDICTION OF BLOWDOWN THRUST AND JET FORCES” ASME PAPER 69-HT-31 (2) 岩波講座 現代応用数学 「粘性流体の理論」</p>	<p>圧・過温破損)を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約195℃となり原子炉格納容器限界温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。</p> <p>7. 引用文献 (1) F. J. MOODY “PREDICTION OF BLOWDOWN THRUST AND JET FORCES” ASME PAPER 69-HT-31 (2) 岩波講座 現代応用数学 「粘性流体の理論」</p>	

青字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と柏崎刈羽原子力発電所第7号機との差異
赤字：柏崎刈羽原子力発電所第6号機と島根原子力発電所第2号機との差異

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。