

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。

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 設計及び工事計画審査資料	
資料番号	KK6 添-1-052-1 (比較表) 改1
提出年月日	2024年2月5日

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)

2024年2月

東京電力ホールディングス株式会社

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）

差異理由表

No.	差異理由
①	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。)
②	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。)
③	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。)
④	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。)

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>1. 概要 本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第41条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）の要求に対する原子炉格納施設的设计基準事故時の设计条件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、外圧、<u>ダイヤフラムフロア</u>の设计差圧及び设计温度差、设计漏えい率、最低使用温度、使用材料（原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊防止含む）、耐圧試験圧力、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、真空破壊装置、原子炉建屋原子炉区域、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、<u>原子炉冷却材喪失時</u>の荷重、主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重、地震荷重、荷重の組合せ、繰り返し荷重に対する解析について説明する資料である。また、技術基準規則第63、64、65、66、67、68、70及び71条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能、重大事故等時の動荷重、荷重の組合せについても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。</p> <p>2. 基本方針 原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>2.1 設計基準事故時における基本方針 原子炉格納容器は、鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造とし、円筒形のドライウェル及びサプレッションチェンバからなる圧力抑制形であり、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と相まって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる<u>原子炉冷却材喪失</u>（以下「<u>冷却材喪失</u>」という。）時の最大の圧力、最高の温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。 原子炉格納容器は、<u>冷却材喪失時</u>及び主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）の作動時において原子炉格納容器に生じる動荷重に対して健全性を損なわない構造強度を有するように設計する。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、「BWR</p>	<p>1. 概要 本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第41条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）の要求に対する原子炉格納施設的设计基準事故時の设计条件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、外圧、<u>ダイヤフラムフロア</u>の设计差圧及び设计温度差、设计漏えい率、最低使用温度、使用材料（原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊防止含む）、耐圧試験圧力、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、真空破壊装置、原子炉建屋原子炉区域、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、<u>原子炉冷却材喪失事故時</u>の荷重、主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重、地震荷重、荷重の組合せ、繰り返し荷重に対する解析について説明する資料である。また、技術基準規則第63、64、65、66、67、68、70及び71条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能、重大事故等時の動荷重、荷重の組合せについても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。</p> <p>2. 基本方針 原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>2.1 設計基準事故時における基本方針 原子炉格納容器は、鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造とし、円筒形のドライウェル及びサプレッションチェンバからなる圧力抑制形であり、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と相まって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる<u>原子炉冷却材喪失事故</u>（以下「<u>冷却材喪失事故</u>」という。）時の最大の圧力、最高の温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。 原子炉格納容器は、<u>冷却材喪失事故時</u>及び主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）の作動時において原子炉格納容器に生じる動荷重に対して健全性を損なわない構造強度を有するように設計する。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、</p>	<p>・記載の適正化（誤記の修正）</p> <p>・記載の適正化（用語の統一）</p> <p>・差異なし</p> <p>・記載の適正化（用語の統一）</p> <p>・記載の適正化（用語の統一）</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>MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」を準用し実施する。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防止する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）を設置する設計とする。</p> <p>冷却材喪失時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素及び酸素の燃焼反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける。可燃性ガス濃度制御系は、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充填することと相まって、事故後の原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に抑制できる設計とする。</p> <p>サブプレッションチェンバと下部ドライウエル間に設置された真空破壊弁は、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水の逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉本体の基礎の破損を防止できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p>	<p>「BWR MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」を準用し実施する。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防止する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）を設置する設計とする。</p> <p>冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素及び酸素の燃焼反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける。可燃性ガス濃度制御系は、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充填することと相まって、事故後の原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に抑制できる設計とする。</p> <p>サブプレッションチェンバと下部ドライウエル間に設置された真空破壊弁は、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水の逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉本体の基礎の破損を防止できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p>	<p>・記載の適正化（用語の統一）</p> <p>・記載の適正化（用語の統一）</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>2.2 重大事故等時における基本方針</p> <p>原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより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。また、耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、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>重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる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）は、復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によりドライウエ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。また、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エル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系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>重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、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、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。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置及びよう素フィルタにより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>また、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</p>	<p>2.2 重大事故等時における基本方針</p> <p>原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより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。また、耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、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>重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる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）は、復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によりドライウエ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。また、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エル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系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>重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、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、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。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置及びよう素フィルタにより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>また、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</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>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。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる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）は、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、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。また、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へ落下する場合、ドライウェル高電導度廃液サンブ及びドライウェル低電導度廃液サンブ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>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（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と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる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経由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、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に排出できる設計とし、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から不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とし、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。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のいずれにも接続するが、炉心の著しい損傷が発生した場</p>	<p>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。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる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）は、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、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。また、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へ落下する場合、ドライウェル高電導度廃液サンブ及びドライウェル低電導度廃液サンブ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>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（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と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる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経由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、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に排出できる設計とし、非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から不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とし、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。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のいずれにも接続するが、炉心の著しい損傷が発生した場</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>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ブ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>また、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより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し、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し、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>原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる静的触媒式水素再結合器は、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と酸素を触媒反応によ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>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ブ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>また、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより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し、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し、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>原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる静的触媒式水素再結合器は、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と酸素を触媒反応によ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><u>また、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより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、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できる設計とし、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し、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>・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>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に用い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、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、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。また、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜を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設置し、放射性物質吸着材を汚染水が通過する雨水排水路集水桝並びにフラップゲート入口に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力（設計圧力）の2倍である限界圧力及び200℃の限界温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>3. 構造及び機能</p> <p>3.1 原子炉格納容器の構造の概要</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所第7号機の一次格納施設は圧力抑制形格納容器で、鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉圧力容器を取り囲む円筒形ドライウエル及びプール水を内蔵する円筒形サブプレッションチェンバで構成する。内部には、ドライウエルとサブプレッションチェンバを仕切る鉄筋コンクリート造ダイヤフラムフロア及びドライウエルとサブプレッションチェンバを連絡する鋼製ベント管がある。</p> <p>原子炉格納容器は原子炉建屋と一体となっており、原子炉建屋基礎スラブにより支持されている。</p> <p>3.2 原子炉格納容器の機能</p> <p>原子炉格納容器は冷却材喪失事故時に放射性物質が漏えいするのを防ぐ機能を有しており、原子炉格納容</p>	<p>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に用い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、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、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。また、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜を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設置し、放射性物質吸着材を汚染水が通過する雨水排水路集水桝並びにフラップゲート入口に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力（設計圧力）の2倍である限界圧力及び200℃の限界温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>3. 構造及び機能</p> <p>3.1 原子炉格納容器の構造の概要</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所第6号機の一次格納施設は圧力抑制形格納容器で、鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉圧力容器を取り囲む円筒形ドライウエル及びプール水を内蔵する円筒形サブプレッションチェンバで構成する。内部には、ドライウエルとサブプレッションチェンバを仕切る鉄筋コンクリート造ダイヤフラムフロア及びドライウエルとサブプレッションチェンバを連絡する鋼製ベント管がある。</p> <p>原子炉格納容器は原子炉建屋と一体となっており、原子炉建屋基礎スラブにより支持されている。</p> <p>3.2 原子炉格納容器の機能</p> <p>原子炉格納容器は冷却材喪失事故時に放射性物質が漏えいするのを防ぐ機能を有しており、原子炉格納容</p>	<p>・記載方針の差異【島根との差異】 （6号機は、コードを使用した評価を説明する箇所において記載する方針としている。）</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>器のドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ系配管が破断した場合、蒸気や炉水がドライウェル空間に放出される。その結果ドライウェル圧力が上昇し、空気又は窒素、蒸気、水の混合物はベント管を通してサブプレッションチェンバ内のプール水中へ押し出される。</p> <p>ここで蒸気はプール水によって冷却されて凝縮し、その結果としてドライウェル内圧力の上昇は抑制される。この圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法についての記述を「4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法」に示す。サブプレッションチェンバに押し出された非凝縮性ガスはサブプレッションチェンバ自由空間に貯えられる。また、サブプレッションチェンバは逃がし安全弁から放出する蒸気を凝縮する機能も有している。</p> <p>非常用炉心冷却設備の作動により、原子炉圧力容器の水位が破断口の高さまで回復した後の余剰水の溢水や残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の起動によりドライウェルが負圧になった場合において、その負圧を解消し、原子炉格納容器の健全性を維持するために真空破壊弁を設けているが、この設備については「4.2.13 真空破壊装置」に記述する。</p> <p>圧力抑制形格納容器の機能を十分に発揮するためにこれらを補助する設備を設けているが、この設備については「4.2.11 原子炉格納容器安全設備」、「4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備」、「4.2.16 放射性物質濃度制御設備」及び「4.2.17 原子炉格納容器調気設備」に記述する。</p> <p>原子炉格納容器は搬出入を行うために開口部を設けているが、この設備については「4.2.6 開口部」に記述する。</p> <p>原子炉格納容器は各種配管、電気配線を貫通させるために貫通部を設けているが、この設備については「4.2.7 配管貫通部」及び「4.2.8 電気配線貫通部」に記述する。</p> <p>原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には原子炉格納容器バウンダリを構成するために原子炉格納容器隔離弁を設けているが、この設備については「4.2.9 原子炉格納容器隔離弁」に記述する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防止する設計とする。これを実現する材料については「4.2.4 使用材料」に記述する。</p>	<p>器のドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ系配管が破断した場合、蒸気や炉水がドライウェル空間に放出される。その結果、ドライウェル圧力が上昇し、空気又は窒素、蒸気、水の混合物はベント管を通してサブプレッションチェンバ内のプール水中へ押し出される。</p> <p>ここで蒸気はプール水によって冷却されて凝縮し、その結果としてドライウェル内圧力の上昇は抑制される。この圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法についての記述を「4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法」に示す。サブプレッションチェンバに押し出された非凝縮性ガスはサブプレッションチェンバ自由空間に貯えられる。また、サブプレッションチェンバは逃がし安全弁から放出する蒸気を凝縮する機能も有している。</p> <p>非常用炉心冷却設備の作動により、原子炉圧力容器の水位が破断口の高さまで回復した後の余剰水の溢水や残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の起動によりドライウェルが負圧になった場合において、その負圧を解消し、原子炉格納容器の健全性を維持するために真空破壊弁を設けているが、この設備については「4.2.13 真空破壊装置」に記述する。</p> <p>圧力抑制形格納容器の機能を十分に発揮するためにこれらを補助する設備を設けているが、この設備については「4.2.11 原子炉格納容器安全設備」、「4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備」、「4.2.16 放射性物質濃度制御設備」及び「4.2.17 原子炉格納容器調気設備」に記述する。</p> <p>原子炉格納容器は搬出入を行うために開口部を設けているが、この設備については「4.2.6 開口部」に記述する。</p> <p>原子炉格納容器は各種配管、電気配線を貫通させるために貫通部を設けているが、この設備については「4.2.7 配管貫通部」及び「4.2.8 電気配線貫通部」に記述する。</p> <p>原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には原子炉格納容器バウンダリを構成するために原子炉格納容器隔離弁を設けているが、この設備については「4.2.9 原子炉格納容器隔離弁」に記述する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防止する設計とする。これを実現する材料については「4.2.4 使用材料」に記述する。</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>4. 原子炉格納施設的设计条件 原子炉格納施設的设计条件として、各運転状態の定義について述べ、設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。</p> <p>4.1 設計上考慮すべき状態 4.1.1 鋼製耐圧部 4.1.1.1 各運転状態の定義 各状態を次のように定義する。</p> <p>(1) 「運転状態Ⅰ」とは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。</p> <p>(2) 「運転状態Ⅱ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ、運転状態Ⅴ及び試験状態以外の状態をいう。</p> <p>(3) 「運転状態Ⅲ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障、異常な作動等により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。</p> <p>(4) 「運転状態Ⅳ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。</p> <p>(5) 「運転状態Ⅴ」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態及び運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、並びに原子炉格納容器が損傷し、放射性物質が異常な水準で工場等外へ放出されるおそれのある状態をいう。</p> <p>(6) 「運転状態Ⅴ(S)」とは、運転状態Ⅴのうち、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態をいう。</p> <p>(7) 「運転状態Ⅴ(L)」とは、運転状態Ⅴのうち、長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重</p>	<p>4. 原子炉格納施設的设计条件 原子炉格納施設的设计条件として、各運転状態の定義について述べ、設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。</p> <p>4.1 設計上考慮すべき状態 4.1.1 鋼製耐圧部 4.1.1.1 各運転状態の定義 各状態を次のように定義する。</p> <p>(1) 「運転状態Ⅰ」とは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。</p> <p>(2) 「運転状態Ⅱ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ、運転状態Ⅴ及び試験状態以外の状態をいう。</p> <p>(3) 「運転状態Ⅲ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障、異常な作動等により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。</p> <p>(4) 「運転状態Ⅳ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。</p> <p>(5) 「運転状態Ⅴ」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態及び運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、並びに原子炉格納容器が損傷し、放射性物質が異常な水準で工場等外へ放出されるおそれのある状態をいう。</p> <p>(6) 「運転状態Ⅴ(S)」とは、運転状態Ⅴのうち、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態をいう。</p> <p>(7) 「運転状態Ⅴ(L)」とは、運転状態Ⅴのうち、長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重</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>が作用している状態をいう。</p> <p>(8) 「運転状態V(LL)」とは、運転状態Vのうち、運転状態V(L)より更に長期的に荷重が作用している状態をいう。</p> <p>(9) 「試験状態」とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。</p> <p>4.1.1.2 原子炉格納施設における運転状態各状態には次の事象がある。</p> <p>(1) 運転状態I</p> <p>a. 起動</p> <p>b. 停止</p> <p>c. 出力運転</p> <p>d. 高温待機</p> <p>e. 燃料交換</p> <p>(2) 運転状態II</p> <p>a. 外部電源喪失</p> <p>b. 負荷の喪失</p> <p>c. 主蒸気隔離弁の閉鎖</p> <p>d. 給水制御系の故障</p> <p>e. 圧力抑制装置の故障</p> <p>f. 全給水流量喪失</p> <p>g. タービントリップ</p> <p>h. 逃がし安全弁誤作動</p> <p>(3) 運転状態III</p> <p>a. 原子炉圧力容器の過大圧力</p> <p>(4) 運転状態IV</p> <p>a. 冷却材喪失事故</p> <p>(5) 運転状態V</p> <p>a. 重大事故等時</p> <p>(6) 試験状態</p> <p>a. 耐圧試験</p> <p>運転状態Iのうち、a. 起動、b. 停止、c. 出力運転については、起動、停止、出力運転サイクルの温度変動による荷重を考慮する。e. 燃料交換については燃料交換時の水荷重を考慮する。</p> <p>運転状態IIの各事象、及び運転状態IIIのa. 原子炉圧力容器の過大圧力の事象は逃がし安全弁の作動が考えられるが、原子炉格納施設的设计に当たっては、最も厳しい逃がし安全弁作動時の荷重を考慮する。</p> <p>運転状態Vの事象は、重大事故等時のうち原子炉格納容器内圧力及び温度が厳しく</p>	<p>が作用している状態をいう。</p> <p>(8) 「運転状態V(LL)」とは、運転状態Vのうち、運転状態V(L)より更に長期的に荷重が作用している状態をいう。</p> <p>(9) 「試験状態」とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。</p> <p>4.1.1.2 原子炉格納施設における運転状態各状態には次の事象がある。</p> <p>(1) 運転状態I</p> <p>a. 起動</p> <p>b. 停止</p> <p>c. 出力運転</p> <p>d. 高温待機</p> <p>e. 燃料交換</p> <p>(2) 運転状態II</p> <p>a. 外部電源喪失</p> <p>b. 負荷の喪失</p> <p>c. 主蒸気隔離弁の閉鎖</p> <p>d. 給水制御系の故障</p> <p>e. 圧力抑制装置の故障</p> <p>f. 全給水流量喪失</p> <p>g. タービントリップ</p> <p>h. 逃がし安全弁誤作動</p> <p>(3) 運転状態III</p> <p>a. 原子炉圧力容器の過大圧力</p> <p>(4) 運転状態IV</p> <p>a. 冷却材喪失事故</p> <p>(5) 運転状態V</p> <p>a. 重大事故等時</p> <p>(6) 試験状態</p> <p>a. 耐圧試験</p> <p>運転状態Iのうち、a. 起動、b. 停止、c. 出力運転については、起動、停止、出力運転サイクルの温度変動による荷重を考慮する。e. 燃料交換については燃料交換時の水荷重を考慮する。</p> <p>運転状態IIの各事象、及び運転状態IIIのa. 原子炉圧力容器の過大圧力の事象は逃がし安全弁の作動が考えられるが、原子炉格納施設的设计に当たっては、最も厳しい逃がし安全弁作動時の荷重を考慮する。</p> <p>運転状態Vの事象は、重大事故等時のうち原子炉格納容器内圧力及び温度が厳しくな</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>なる事象を考慮する。</p> <p>4.1.2 コンクリート</p> <p>4.1.2.1 各荷重状態の定義 各状態を次のように定義する。</p> <p>(1) 「荷重状態Ⅰ」とは、通常運転時の状態をいう。</p> <p>(2) 「荷重状態Ⅱ」とは、逃がし安全弁作動時、試験時又は積雪時の状態をいう。</p> <p>(3) 「荷重状態Ⅲ」とは、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅳ及び荷重状態Ⅴ以外の状態をいう。</p> <p>(4) 「荷重状態Ⅳ」とは、コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事象が生じている状態をいう。</p> <p>(5) 「荷重状態Ⅴ」とは、運転状態Ⅴにおいてコンクリート製格納容器に異常な事象が生じている状態をいう。</p> <p>4.1.2.2 原子炉格納施設における荷重状態 各状態で考慮する荷重には次の荷重がある。</p> <p>(1) 荷重状態Ⅰ a. 通常運転時</p> <p>(2) 荷重状態Ⅱ a. 逃がし安全弁作動時 b. 試験時 c. 積雪時</p> <p>(3) 荷重状態Ⅲ a. 暴風時 b. 地震時 c. 異常時 d. (異常+地震)時</p> <p>(4) 荷重状態Ⅳ a. 地震時 b. 異常時 c. ジェット力作用時 d. (異常+地震)時 e. (異常+積雪)時 f. (異常+暴風)時</p> <p>(5) 荷重状態Ⅴ a. 重大事故等時</p> <p>4.2 設計基準事故時における設計条件 原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「発電用原子力設備に関する技術</p>	<p>る事象を考慮する。</p> <p><u>4.1.2 コンクリート</u></p> <p><u>4.1.2.1 各荷重状態の定義</u> <u>各状態を次のように定義する。</u></p> <p><u>(1) 「荷重状態Ⅰ」とは、通常運転時の状態をいう。</u></p> <p><u>(2) 「荷重状態Ⅱ」とは、逃がし安全弁作動時、試験時又は積雪時の状態をいう。</u></p> <p><u>(3) 「荷重状態Ⅲ」とは、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅳ及び荷重状態Ⅴ以外の状態をいう。</u></p> <p><u>(4) 「荷重状態Ⅳ」とは、コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事象が生じている状態をいう。</u></p> <p><u>(5) 「荷重状態Ⅴ」とは、運転状態Ⅴにおいてコンクリート製格納容器に異常な事象が生じている状態をいう。</u></p> <p><u>4.1.2.2 原子炉格納施設における荷重状態</u> <u>各状態で考慮する荷重には次の荷重がある。</u></p> <p><u>(1) 荷重状態Ⅰ</u> <u>a. 通常運転時</u></p> <p><u>(2) 荷重状態Ⅱ</u> <u>a. 逃がし安全弁作動時</u> <u>b. 試験時</u> <u>c. 積雪時</u></p> <p><u>(3) 荷重状態Ⅲ</u> <u>a. 暴風時</u> <u>b. 地震時</u> <u>c. 異常時</u> <u>d. (異常+地震)時</u></p> <p><u>(4) 荷重状態Ⅳ</u> <u>a. 地震時</u> <u>b. 異常時</u> <u>c. ジェット力作用時</u> <u>d. (異常+地震)時</u> <u>e. (異常+積雪)時</u> <u>f. (異常+暴風)時</u></p> <p><u>(5) 荷重状態Ⅴ</u> <u>a. 重大事故等時</u></p> <p>4.2 設計基準事故時における設計条件 原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「発電用原子力設備に関する技術</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>・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。

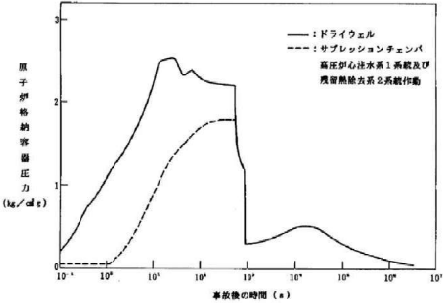
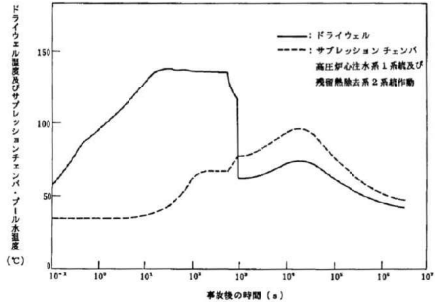
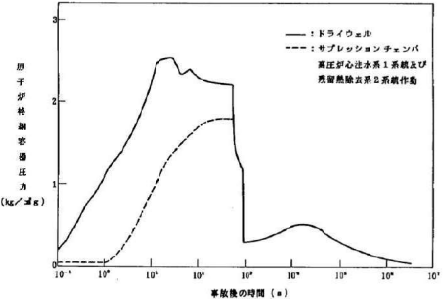
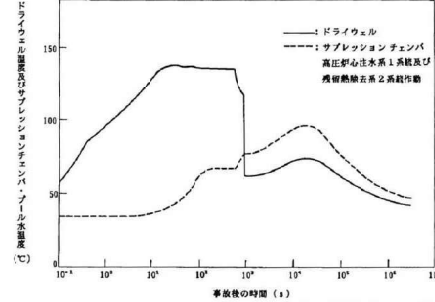
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

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>基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号、以下「省令第62号」という。）、告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年10月30日 通商産業省告示第501号）（以下「告示第501号」という。）及び告示第452号「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準」（平成2年10月22日 通商産業省告示第452号）（以下「告示第452号」という。）に基づき最高使用圧力、最高使用温度、最低使用温度等を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。</p> <p>4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件 (1) 最高使用圧力及び最高使用温度 原子炉格納容器は冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるものでなくてはならない。 冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の過渡解析では保守的なモデルを使用している。 柏崎刈羽原子力発電所第7号機もこの解析モデルを使って解析を行ったが、その際のインプットデータとしてはドライウェル空間容積（7350m³）、サブプレッションチェンバ空間容積（5960m³）、サブプレッションチェンバ水量（3580m³）などを用いている。 解析の際の初期条件は、表4-1に示す通常運転中の圧力及び温度である。</p> <p style="text-align: center;">表4-1 解析に用いた初期条件</p> <table border="1" data-bbox="674 965 1167 1034"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル</th> <th>サブプレッションチェンバ</th> <th>ダイヤフラムフロア*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>5kPa</td> <td>5kPa</td> <td>0kPa</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>57℃</td> <td>35℃</td> <td>22℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：ドライウェル内雰囲気とサブプレッションチェンバ内雰囲気の圧力及び温度の差を示す。</p> <p>解析結果による最高圧力及び最高温度は表4-2に示す値となる。 また、解析結果による圧力変化及び温度変化を図4-1、図4-2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表4-2 解析結果による最高圧力及び最高温度*</p> <table border="1" data-bbox="674 1249 1167 1318"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル</th> <th>サブプレッションチェンバ</th> <th>ダイヤフラムフロア**</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>248kPa</td> <td>177kPa</td> <td>144kPa</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>138℃</td> <td>97℃</td> <td>97℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：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 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3)解析結果 *2：ドライウェル内雰囲気とサブプレッションチェンバ内雰囲気の圧力及び温度の差を示す。</p>		ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア*	圧力	5kPa	5kPa	0kPa	温度	57℃	35℃	22℃		ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア**	圧力	248kPa	177kPa	144kPa	温度	138℃	97℃	97℃	<p>基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）（以下「省令第62号」という。）、告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年10月30日 通商産業省告示第501号）（以下「告示第501号」という。）及び告示第452号「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準」（平成2年10月22日 通商産業省告示第452号）（以下「告示第452号」という。）に基づき最高使用圧力、最高使用温度、最低使用温度等を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。</p> <p>4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件 (1) 最高使用圧力及び最高使用温度 原子炉格納容器は冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるものでなくてはならない。 冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の過渡解析では保守的なモデルを使用している。 柏崎刈羽原子力発電所第6号機もこの解析モデルを使って解析を行ったが、その際のインプットデータとしてはドライウェル空間容積（7350m³）、サブプレッションチェンバ空間容積（5960m³）、サブプレッションチェンバ水量（3580m³）などを用いている。 解析の際の初期条件は、表4-1に示す通常運転中の圧力及び温度である。</p> <p style="text-align: center;">表4-1 解析に用いた初期条件</p> <table border="1" data-bbox="1211 965 1704 1034"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル</th> <th>サブプレッションチェンバ</th> <th>ダイヤフラムフロア*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>5kPa</td> <td>5kPa</td> <td>0kPa</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>57℃</td> <td>35℃</td> <td>22℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：ドライウェル内雰囲気とサブプレッションチェンバ内雰囲気の圧力及び温度の差を示す。</p> <p>解析結果による最高圧力及び最高温度は表4-2に示す値となる。 また、解析結果による圧力変化及び温度変化を図4-1、図4-2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表4-2 解析結果による最高圧力及び最高温度*</p> <table border="1" data-bbox="1211 1249 1704 1318"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル</th> <th>サブプレッションチェンバ</th> <th>ダイヤフラムフロア**</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>248kPa</td> <td>177kPa</td> <td>144kPa</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>138℃</td> <td>97℃</td> <td>97℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：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 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3)解析結果 *2：ドライウェル内雰囲気とサブプレッションチェンバ内雰囲気の圧力及び温度の差を示す。</p>		ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア*	圧力	5kPa	5kPa	0kPa	温度	57℃	35℃	22℃		ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア**	圧力	248kPa	177kPa	144kPa	温度	138℃	97℃	97℃	
	ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア*																																																
圧力	5kPa	5kPa	0kPa																																																
温度	57℃	35℃	22℃																																																
	ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア**																																																
圧力	248kPa	177kPa	144kPa																																																
温度	138℃	97℃	97℃																																																
	ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア*																																																
圧力	5kPa	5kPa	0kPa																																																
温度	57℃	35℃	22℃																																																
	ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア**																																																
圧力	248kPa	177kPa	144kPa																																																
温度	138℃	97℃	97℃																																																

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 style="text-align: center;">柏崎刈羽原子力発電所 第7号機</p>  <p style="text-align: center;">図4-1 ドライウェル及びサブプレッションチェンバの圧力変化*</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1-3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3) 解析結果における第3.5.1-1 図 給水配管完全破断事故時におけるドライウェル及びサブプレッション・チェンバの圧力変化</p>  <p style="text-align: center;">図4-2 ドライウェル及びサブプレッションチェンバの温度変化*</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1-3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3) 解析結果における第3.5.1-2 図 給水配管完全破断事故時におけるドライウェル温度及びサブプレッション・チェンバのプール水温度変化</p> <p>上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表4-3に示す値とする。</p> <p style="text-align: center;">表4-3 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <table border="1" data-bbox="660 1292 1176 1380"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル</th> <th>サブプレッションチェンバ</th> <th>ダイヤフラムフロア</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>310kPa</td> <td>310kPa</td> <td>173kPa</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>171℃</td> <td>104℃</td> <td>上面 171℃ 下面 104℃</td> </tr> </tbody> </table>		ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア	圧力	310kPa	310kPa	173kPa	温度	171℃	104℃	上面 171℃ 下面 104℃	<p style="text-align: center;">柏崎刈羽原子力発電所 第6号機</p>  <p style="text-align: center;">図4-1 ドライウェル及びサブプレッションチェンバの圧力変化*</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1-3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3) 解析結果における第3.5.1-1 図 給水配管完全破断事故時におけるドライウェル及びサブプレッション・チェンバの圧力変化</p>  <p style="text-align: center;">図4-2 ドライウェル及びサブプレッションチェンバの温度変化*</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1-3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3) 解析結果における第3.5.1-2 図 給水配管完全破断事故時におけるドライウェル温度及びサブプレッション・チェンバのプール水温度変化</p> <p>上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表4-3に示す値とする。</p> <p style="text-align: center;">表4-3 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <table border="1" data-bbox="1198 1292 1713 1380"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル</th> <th>サブプレッションチェンバ</th> <th>ダイヤフラムフロア</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>310kPa</td> <td>310kPa</td> <td>173kPa</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>171℃</td> <td>104℃</td> <td>上面 171℃ 下面 104℃</td> </tr> </tbody> </table>		ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア	圧力	310kPa	310kPa	173kPa	温度	171℃	104℃	上面 171℃ 下面 104℃	<p style="text-align: center;">備考</p>
	ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア																								
圧力	310kPa	310kPa	173kPa																								
温度	171℃	104℃	上面 171℃ 下面 104℃																								
	ドライウェル	サブプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア																								
圧力	310kPa	310kPa	173kPa																								
温度	171℃	104℃	上面 171℃ 下面 104℃																								

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>なお、原子炉格納容器コンクリート部及びダイヤフラムフロアについては、温度荷重として、冷却材喪失事故時の原子炉格納容器コンクリート部内温度及びダイヤフラムフロア内温度の時間的变化の解析結果から設計上最も厳しいものを採用する。</p> <p>(2) 外圧 原子炉格納容器の外面にうける最高の圧力については通常運転中の格納容器スプレイ（ドライウエル）の誤起動、冷却材喪失事故後の格納容器スプレイ作動及び逃し安全弁開固着後の格納容器スプレイ作動を想定した評価においても、最大で約12kPaである。これを上回る圧力として、ドライウエル及びサブプレッションチェンバの外面にうける最高の圧力は14kPaとする。</p> <p>4.2.2 漏えい率に対する設計条件 安全評価では、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力0.9倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空間容積の0.4%/day以下としており、この設計漏えい率に基づき設計基</p>	<p><u>なお、原子炉格納容器コンクリート部及びダイヤフラムフロアについては、温度荷重として、冷却材喪失事故時の原子炉格納容器コンクリート部内温度及びダイヤフラムフロア内温度の時間的变化の解析結果から設計上最も厳しいものを採用する。</u></p> <p>(2) 外圧 原子炉格納容器の外面にうける最高の圧力については通常運転中の格納容器スプレイ（ドライウエル）の誤起動、冷却材喪失事故後の格納容器スプレイ作動及び逃し安全弁開固着後の格納容器スプレイ作動を想定した評価においても、最大で約12kPaである。これを上回る圧力として、ドライウエル及びサブプレッションチェンバの外面にうける最高の圧力は14kPaとする。</p> <p>(3) <u>設計基準事故時の原子炉格納容器の評価水位</u> <u>設計基準事故時の原子炉格納容器の評価においては、通常運転水位の上限値である H.W.L. 7.1m (T.M.S.L. -1100mm) を弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s と組み合わせるサブプレッションレベル水位とする。</u></p> <p>4.2.2 漏えい率に対する設計条件 安全評価では、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力0.9倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空間容積の0.4%/day以下としており、この設計漏えい率に基づき設計基準事故</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>・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> <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>準事故時の原子炉格納容器内圧力に対応する漏えい率を下回らない値を使用して解析し、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線量は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の基準を満足している*1。</p> <p>また、重大事故時及び仮想事故時の線量は、事故発生後1時間は、0.6%/day、その後1時間以降は0.3%/dayの漏えいが発生すると仮定した場合、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を下回っている*2。</p> <p>以上より、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力の0.9倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空気重量の0.4%/day以下とする。</p> <p>注記*1：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 3. 事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失 3.4.4.3.2 線量当量の評価 (3) 評価結果</p> <p>*2：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 4. 重大事故及び仮想事故</p> <p>4.2.3 最低使用温度 原子炉格納容器の最低使用温度を表4-4に示す。</p> <p>表4-4 原子炉格納容器の最低使用温度</p> <table border="1" data-bbox="663 1042 1178 1091"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウエル</th> <th>サブプレッションチェンバ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最低使用温度</td> <td>0℃</td> <td>0℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>最低使用温度はドライウエル、サブプレッションチェンバとも同じ値とする。この最低使用温度は建設時の耐圧試験時（試験状態）を考慮して決めたものであり、これを除けば、原子炉建屋内にあるので10℃としても十分である。</p> <p>4.2.4 使用材料 原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため、告示第501号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い、これに合</p>		ドライウエル	サブプレッションチェンバ	最低使用温度	0℃	0℃	<p>時の原子炉格納容器内圧力に対応する漏えい率を下回らない値を使用して解析し、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線量は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の基準を満足している*1。</p> <p>また、重大事故時及び仮想事故時の線量は、事故発生後1時間は0.6%/day、その後1時間以降は0.3%/dayの漏えいが発生すると仮定した場合、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を下回っている*2。</p> <p>以上より、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力の0.9倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空気重量の0.4%/day以下とする。</p> <p>注記*1：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 3. 事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失 3.4.4.3.2 線量当量の評価 (3) 評価結果</p> <p>*2：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 4. 重大事故及び仮想事故</p> <p>4.2.3 最低使用温度 原子炉格納容器の最低使用温度を表4-4に示す。</p> <p>表4-4 原子炉格納容器の最低使用温度</p> <table border="1" data-bbox="1200 1042 1715 1091"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウエル</th> <th>サブプレッションチェンバ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最低使用温度</td> <td>0℃</td> <td>0℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>最低使用温度はドライウエル、サブプレッションチェンバとも同じ値とする。この最低使用温度は建設時の耐圧試験時（試験状態）を考慮して決めたものであり、これを除けば、原子炉建屋内にあるので10℃としても十分である。</p> <p>4.2.4 使用材料 原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため、告示第501号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い、これに合格し</p>		ドライウエル	サブプレッションチェンバ	最低使用温度	0℃	0℃	
	ドライウエル	サブプレッションチェンバ													
最低使用温度	0℃	0℃													
	ドライウエル	サブプレッションチェンバ													
最低使用温度	0℃	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>格したものを使用する。 原子炉格納容器の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の脆性破壊防止</p> <p>a. 概要 原子炉格納容器は、施設時に適用された「告示第501号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和45年通商産業省令第81号、昭和60年10月改正）（以下「省令第81号」という。）に基づき、材料、設計及び製作において、次の試験を実施し、脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。</p> <p>(a) 原子炉格納容器の材料は、告示第501号第20条第3項に規定する衝撃試験を行い、同条第4項に規定する合格基準に適合するものを使用する。</p> <p>(b) 原子炉格納容器の溶接部は、省令第81号第28条の規定に基づき、衝撃試験を行い、同条に規定する合格基準及び技術仕様を示す合格基準に適合することを確認されたものを使用する。</p> <p>b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領</p> <p>(a) 原子炉格納容器の材料に関する確認 材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。</p> <p>イ. 対象材料 第2種容器に使用する材料を対象とする。ただし、次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。</p> <p>① 厚さが16mm未満の材料 ② 断面積が625mm²未満の棒の材料 ③ 呼び径が25mm未満のボルト等の材料 ④ 外径が169mm未満の管の材料 ⑤ 厚さが16mm又は外径が169mm未満の管に接続されるフランジの材料及び管継手の材料 ⑥ オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金</p> <p>ロ. 材料 原子炉格納容器において、該当する材料は次のとおりである。 []</p> <p>ハ. 試験温度</p>	<p>たものを使用する。 原子炉格納容器の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の脆性破壊防止</p> <p>a. 概要 原子炉格納容器は、施設時に適用された「告示第501号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和45年通商産業省令第81号、昭和60年10月改正）（以下「省令第81号」という。）に基づき、材料、設計及び製作において、次の試験を実施し、脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。</p> <p>(a) 原子炉格納容器の材料は、告示第501号第20条第3項に規定する衝撃試験を行い、同条第4項に規定する合格基準に適合するものを使用する。</p> <p>(b) 原子炉格納容器の溶接部は、省令第81号第28条の規定に基づき、衝撃試験を行い、同条に規定する合格基準及び技術仕様を示す合格基準に適合することを確認されたものを使用する。</p> <p>b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領</p> <p>(a) 原子炉格納容器の材料に関する確認 材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。</p> <p>イ. 対象材料 第2種容器に使用する材料を対象とする。ただし、次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。</p> <p>① 厚さが16mm未満の材料 ② 断面積が625mm²未満の棒の材料 ③ 呼び径が25mm未満のボルト等の材料 ④ 外径が169mm未満の管の材料 ⑤ 厚さが16mm又は外径が169mm未満の管に接続されるフランジの材料及び管継手の材料 ⑥ オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金</p> <p>ロ. 材料 原子炉格納容器において、該当する材料は次のとおりである。 []</p> <p>ハ. 試験温度</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の差異 （要目表の記載にあわせており、6号機は、要目表が旧JIS表記となっている。）</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>試験温度は、-17℃以下とする。これは最低使用温度（0℃）より17℃以上低い温度である。</p> <p>ニ. 試験片 試験片は、3個採取する。</p> <p>ホ. 合格基準 試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。なお、再試験は告示第501号 第20条の規定による。</p> <p>表4-5 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="725 549 1097 647"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table> <p>表4-6 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="725 740 1097 839"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table> <p>表4-7 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="725 932 1097 1031"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table> <p>表4-8 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="725 1123 1097 1222"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table> <p>表4-9 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="725 1315 1097 1414"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<p>試験温度は、-17℃以下とする。これは最低使用温度（0℃）より17℃以上低い温度である。</p> <p>ニ. 試験片 試験片は、3個採取する。</p> <p>ホ. 合格基準 試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。なお、再試験は告示第501号 第20条の規定による。</p> <p>表4-5 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1276 549 1648 647"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table> <p>表4-6 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1276 740 1648 839"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table> <p>表4-7 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1276 932 1648 1031"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table> <p>表4-8 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1276 1123 1648 1222"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table> <p>表4-9 衝撃試験における合格基準：<input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1276 1315 1648 1414"> <thead> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </tbody> </table>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<p>・プラント固有条件の差異 (使用する材料の差異)</p> <p>・記載方針の差異 (要目表の記載にあわせており、6号機は、要目表が旧JIS表記となっている。)</p> <p>・記載方針の差異 (要目表の記載にあわせており、6号機は、要目表が旧JIS表記となっている。)</p> <p>・記載方針の差異 (要目表の記載にあわせており、6号機は、要目表が旧JIS表記となっている。)</p> <p>・プラント固有条件の差異 (使用する材料の差異)</p>
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														
吸収エネルギー																																																															
3個の平均[J]	最小値[J]																																																														
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																														

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>(b) 原子炉格納容器の溶接部に関する確認 溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。</p> <p>イ. 対象溶接部 第2種容器の突合せ溶接による溶接部を対象とする。ただし次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。</p> <p>①外形又は厚さが小さい場合の溶接部 a. 厚さが16mm未満の溶接部 b. 外径が169mm未満の管の溶接部 c. 厚さが16mm又は外径が169mm未満の管に接続されるフランジ又は管継手の溶接部</p> <p>② オーステナイト系ステンレス合金、ニッケルクロム鉄合金及び非鉄金属の溶接部</p> <p>ロ. 母材の材料 原子炉格納容器において、該当する材料は下記の通りである。</p> <p>ハ. 試験温度 試験温度は、-17℃以下とする。これは最低使用温度(0℃)より17℃以上低い温度である。</p> <p>ニ. 試験片 試験片は溶接金属部及び熱影響部からそれぞれ3個採取する。</p> <p>ホ. 合格基準 試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。なお、再試験は省令第81号 第28条の規定による。</p>	<p>(b) 原子炉格納容器の溶接部に関する確認 溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。</p> <p>イ. 対象溶接部 第2種容器の突合せ溶接による溶接部を対象とする。ただし次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。</p> <p>①外形又は厚さが小さい場合の溶接部 a. 厚さが16mm未満の溶接部 b. 外径が169mm未満の管の溶接部 c. 厚さが16mm又は外径が169mm未満の管に接続されるフランジ又は管継手の溶接部</p> <p>② オーステナイト系ステンレス合金、ニッケルクロム鉄合金及び非鉄金属の溶接部</p> <p>ロ. 母材の材料 原子炉格納容器において、該当する材料は下記の通りである。</p> <p>ハ. 試験温度 試験温度は、-17℃以下とする。これは最低使用温度(0℃)より17℃以上低い温度である。</p> <p>ニ. 試験片 試験片は溶接金属部及び熱影響部からそれぞれ3個採取する。</p> <p>ホ. 合格基準 試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。なお、再試験は省令第81号 第28条の規定による。</p>	<p>・記載方針の差異 (要目表の記載にあわせており、6号機は、要目表が旧JIS表記となっている。)</p> <p>・プラント固有条件の差異 (使用する材料の差異)</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>表 4-10 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： <input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="757 284 1061 363"> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </table> <p>表 4-11 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： <input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="757 440 1061 520"> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </table> <p>表 4-12 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： <input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="757 596 1061 676"> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </table> <p>表 4-13 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： <input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="757 737 1088 817"> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </table> <p>4.2.5 耐圧試験圧力 原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第501号 第104条に基づき、最高使用圧力310kPaの1.125倍である353kPaで気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。 以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力を353kPaとする。</p> <p>4.2.6 開口部 開口部となるドライウエル上鏡、上部ドライウエル機器搬入月ハッチ、下部ドライウエル機器搬入月ハッチ、サブプレッションチェンバ出入口、(以下「ハッチ類」という。)上部ドライウエル所員用エアロック及び下部ドライウエル所員用エアロック(以下「所員用エアロック」という。)は十分な気密性を保つ設計とし、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<p>表 4-10 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： <input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1299 284 1603 363"> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </table> <p>表 4-11 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： <input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1299 440 1603 520"> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </table> <p>表 4-12 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： <input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1299 596 1603 676"> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </table> <p>表 4-13 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： <input type="text"/></p> <table border="1" data-bbox="1299 737 1612 817"> <tr><th colspan="2">吸収エネルギー</th></tr> <tr><th>3個の平均[J]</th><th>最小値[J]</th></tr> <tr><td><input type="text"/></td><td><input type="text"/></td></tr> </table> <p>4.2.5 耐圧試験圧力 原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第501号 第104条に基づき、最高使用圧力310kPaの1.125倍である353kPaで気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。 以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力を353kPaとする。</p> <p>4.2.6 開口部 開口部となるドライウエル上鏡、上部ドライウエル機器搬入月ハッチ、下部ドライウエル機器搬入月ハッチ、サブプレッションチェンバ出入口、(以下「ハッチ類」という。)上部ドライウエル所員用エアロック及び下部ドライウエル所員用エアロック(以下「所員用エアロック」という。)は十分な気密性を保つ設計とし、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	吸収エネルギー		3個の平均[J]	最小値[J]	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<p>・記載方針の差異 (要目表の記載にあわせており、6号機は、要目表が旧JIS表記となっている。)</p> <p>・記載方針の差異 (要目表の記載にあわせており、6号機は、要目表が旧JIS表記となっている。)</p> <p>・記載方針の差異 (要目表の記載にあわせており、6号機は、要目表が旧JIS表記となっている。)</p> <p>・プラント固有条件の差異 (使用する材料の差異)</p> <p>・差異なし</p>
吸収エネルギー																																																			
3個の平均[J]	最小値[J]																																																		
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																		
吸収エネルギー																																																			
3個の平均[J]	最小値[J]																																																		
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																		
吸収エネルギー																																																			
3個の平均[J]	最小値[J]																																																		
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																		
吸収エネルギー																																																			
3個の平均[J]	最小値[J]																																																		
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																		
吸収エネルギー																																																			
3個の平均[J]	最小値[J]																																																		
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																		
吸収エネルギー																																																			
3個の平均[J]	最小値[J]																																																		
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																		
吸収エネルギー																																																			
3個の平均[J]	最小値[J]																																																		
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																		
吸収エネルギー																																																			
3個の平均[J]	最小値[J]																																																		
<input type="text"/>	<input type="text"/>																																																		

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>所員用エアロックは、扉の開閉状態を管理するため、所員用エアロックの扉が開いた場合には、中央制御室に警報を発信する。また、所員用エアロックの扉は、両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。</p> <p>ハッチ類は、原子炉格納容器の貫通部にフランジ付きの胴板が溶接固定されており、ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し、気密性を保つ設計とする。</p> <p>4.2.7 配管貫通部 原子炉格納容器配管貫通部は、<u>冷却材喪失時</u>において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。</p> <p>4.2.8 電気配線貫通部 原子炉格納容器電気配線貫通部は、<u>冷却材喪失時</u>において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるように、それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。</p> <p>4.2.9 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された省令第62号第32条第3項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様に基づき設置する。</p> <p>(1) 設計方針 原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施</p>	<p>所員用エアロックは、扉の開閉状態を管理するため、所員用エアロックの扉が開いた場合には、中央制御室に警報を発信する。また、所員用エアロックの扉は、両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。</p> <p>ハッチ類は、原子炉格納容器の貫通部にフランジ付きの胴板が溶接固定されており、ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し、気密性を保つ設計とする。</p> <p>4.2.7 配管貫通部 原子炉格納容器配管貫通部は、<u>冷却材喪失事故時</u>において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。</p> <p>4.2.8 電気配線貫通部 原子炉格納容器電気配線貫通部は、<u>冷却材喪失事故時</u>において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるように、それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。</p> <p>4.2.9 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された省令第62号第32条第3項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様に基づき設置する。</p> <p>(1) 設計方針 原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設</p>	<p>・記載の適正化（用語の統一）</p> <p>・記載の適正化（用語の統一）</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>設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、冷却材喪失事故時の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設置する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。</p> <p>貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。</p> <p>設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。</p> <p>ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に使用する不活性ガス系及び復水補給水系の隔離弁については、設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし、重大事故等時に容易に開弁が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁を</p>	<p>内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、冷却材喪失事故時の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設置する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。</p> <p>貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。</p> <p>設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。</p> <p>ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に使用する不活性ガス系及び復水補給水系の隔離弁については、設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし、重大事故等時に容易に開弁が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁を</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。

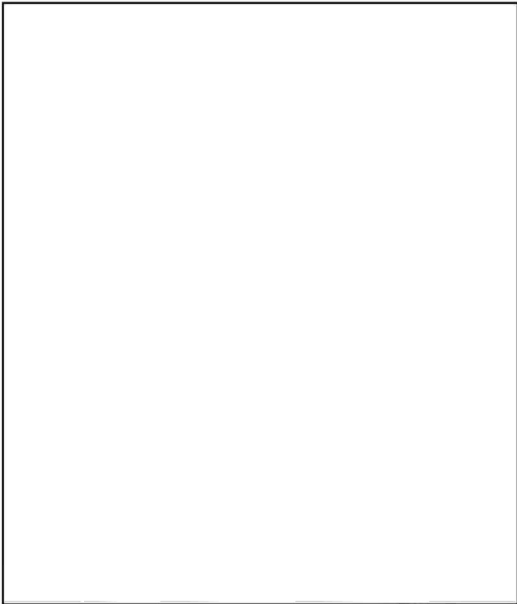
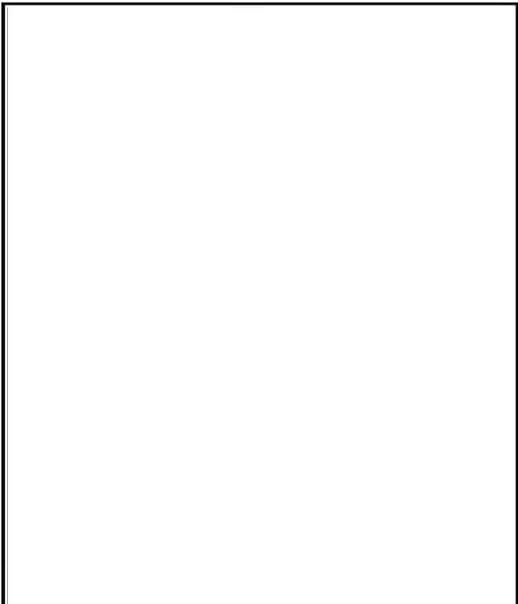
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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>を設置し流出量抑制対策を講じる設計とする。</p> <p>隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。</p> <p>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（JEAC4203）に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。</p> <p>(2) 設備仕様</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は、以下の項目を満足し、原子炉格納容器バウンダリを構成する。</p> <p>a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に係る配管の隔離弁は、隔離信号により自動的に閉止しないが、必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり、原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。</p> <p>b. 2個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は、駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され、隔離機能は喪失しない。</p> <p>c. 隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない。自動隔離弁への隔離信号は、原子炉水位低、ドライウエル圧力高あるいは、放射能レベル高及び手動である。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁の全体概要図を図1-3に示す。また、記号及び略号を図1-4に示す。</p>	<p>設置し流出量抑制対策を講じる設計とする。</p> <p>隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。</p> <p>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（JEAC4203）に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。</p> <p>(2) 設備仕様</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は、以下の項目を満足し、原子炉格納容器バウンダリを構成する。</p> <p>a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に係る配管の隔離弁は、隔離信号により自動的に閉止しないが、必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり、原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。</p> <p>b. 2個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は、駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され、隔離機能は喪失しない。</p> <p>c. 隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない。自動隔離弁への隔離信号は、原子炉水位低、ドライウエル圧力高あるいは、放射能レベル高及び手動である。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁の全体概要図を図1-3に示す。また、記号及び略号を図1-4に示す。</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。

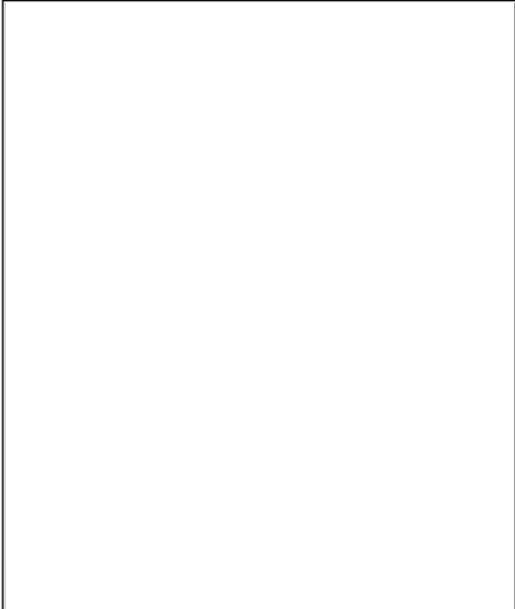
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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 data-bbox="779 858 1093 874">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(1/4)</p>	 <p data-bbox="1321 858 1635 874">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(1/4)</p>	<p data-bbox="1742 231 1899 252">・設備構成の差異</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。

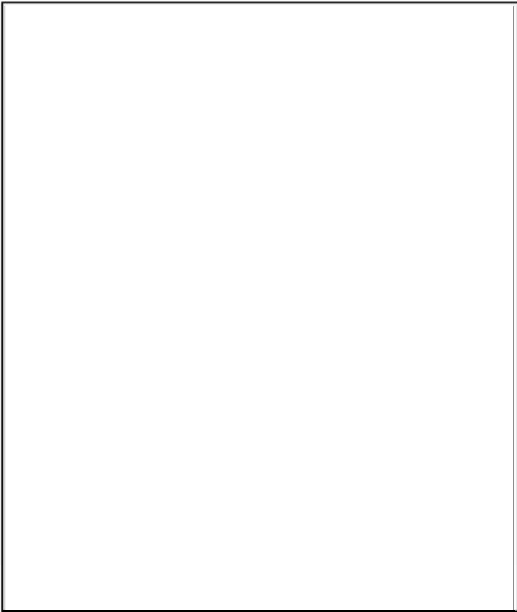
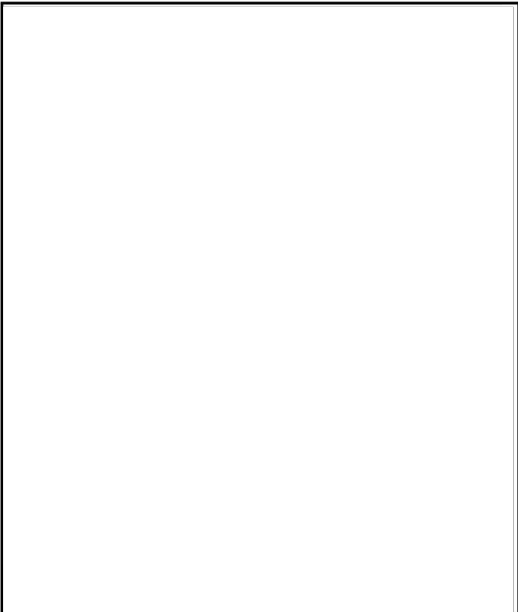
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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 data-bbox="779 847 1093 866">図4-3 原子炉格納容器パウンダリ及び隔離弁 全体概要図(2/4)</p>	 <p data-bbox="1319 847 1632 866">図4-3 原子炉格納容器パウンダリ及び隔離弁 全体概要図(2/4)</p>	<p data-bbox="1742 231 1899 250">・設備構成の差異</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。

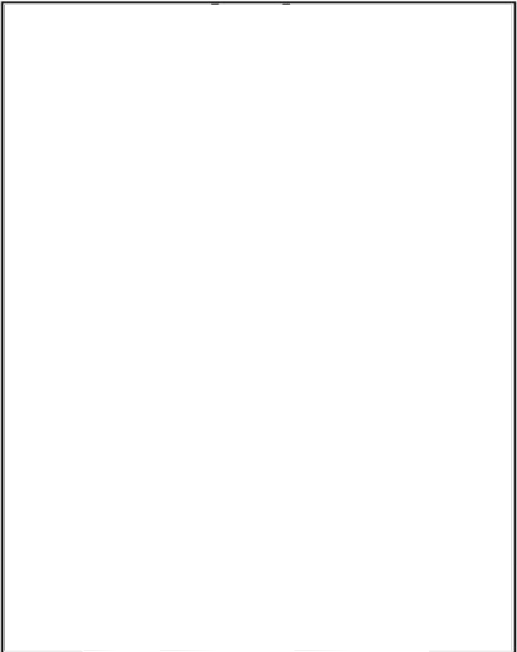
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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 data-bbox="779 849 1093 868">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(3/4)</p>	 <p data-bbox="1321 849 1635 868">図4-1 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(3/4)</p>	<p data-bbox="1742 231 1899 250">・設備構成の差異</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 data-bbox="772 890 1086 909">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(4/4)</p>	 <p data-bbox="1314 901 1628 920">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(4/4)</p>	<p data-bbox="1742 231 1899 250">・設備構成の差異</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>(注)</p> <p>①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。</p> <p>②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。</p> <p>③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管）にあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を設置する。</p> <p>④：隔離弁を設けることを要しない箇所。 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。</p> <p>⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所。 計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。</p>	<p>(注)</p> <p>①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であつて近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。</p> <p>②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。</p> <p>③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管）にあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を設置する。</p> <p>④：隔離弁を設けることを要しない箇所。 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。</p> <p>⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所。 計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。</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。























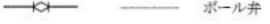









先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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>(略語一覧)</p> <p>AC 不活性ガス系 ADS 自動減圧系 CRD 制御棒駆動機構 CUW 原子炉冷却材浄化系 FCS 可燃性ガス濃度制御系 FCVS 原子炉格納容器フィルタベント系 HNCW 換気空調補機常用冷却水系 HPCF 高压炉心注水系 HVAC 換気空調系(原子炉区域・タービン区域 換気空調系ダクト) MSIV 主蒸気隔離弁 MUWP 純水補給水系 PCV 原子炉格納容器 RC1C 原子炉隔離時冷却系 RCW 原子炉補機冷却水系 RHR 残留熱除去系 RLP 原子炉冷却材再循環ポンプ RPV 原子炉圧力容器 S/P サプレッションプール SGTS 非常用ガス処理系 SPCU サプレッションプール浄化系 SRV 主蒸気逃がし安全弁 T1P 移動式炉心内計測装置</p>	<p>(略語一覧)</p> <p>AC 不活性ガス系 ADS 自動減圧系 CRD 制御棒駆動機構 CUW 原子炉冷却材浄化系 FCS 可燃性ガス濃度制御系 FCVS 原子炉格納容器フィルタベント系 HNCW 換気空調補機常用冷却水系 HPCF 高压炉心注水系 HVAC 換気空調系(原子炉区域・タービン区域 換気空調系ダクト) MSIV 主蒸気隔離弁 MUWP 純水補給水系 PCV 原子炉格納容器 RC1C 原子炉隔離時冷却系 RCW 原子炉補機冷却水系 RHR 残留熱除去系 RLP 原子炉冷却材再循環ポンプ RPV 原子炉圧力容器 SGTS 非常用ガス処理系 SPCU サプレッションプール浄化系 SRV 主蒸気逃がし安全弁 T1P 移動式炉心内計測装置</p>	<p>・記載方針の差異【島根との差異】 (6号機は、図中に略語を用いている。)</p> <p>・記載の適正化 (6号機は、図中でS/Pを用いていない。)</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>1.機器の表示記号  原子炉格納容器貫通部</p> <p>2.機器等の略号表示  貫通部番号</p> <p>3.バウンダリの表示記号  格納容器バウンダリ</p> <p>4.弁の表示記号</p> <ul style="list-style-type: none">  弁開放状態  弁閉止状態  仕切弁  玉形弁  ボール弁  バタフライ弁  逆止弁  電動弁  空気作動弁  空素作動弁  電磁弁  過流量阻止弁  安全弁または逃がし弁 <p>図 4-1 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要 図の記号及び略号</p>	<p>1.機器の表示記号  原子炉格納容器貫通部</p> <p>2.機器等の略号表示  貫通部番号</p> <p>3.バウンダリの表示記号  格納容器バウンダリ</p> <p>4.弁の表示記号</p> <ul style="list-style-type: none">  弁開放状態  弁閉止状態  仕切弁  玉形弁  ボール弁  バタフライ弁  逆止弁  電動弁  空気作動弁  空素作動弁  電磁弁  過流量阻止弁  安全弁または逃がし弁 <p>図 4-1 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要 図の記号及び略号</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>4.2.10 原子炉格納容器体積 設計基準事故時における冷却材喪失事故後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウエル空間容積（約7350m³）、サブプレッションチェンバ空間容積（約6000m³、サブプレッションプール水量が約3600m³の場合において）の自由体積を有している。</p> <p>4.2.11 原子炉格納容器安全設備 設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。 サブプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプは、予想されるもっとも小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。サブプレッションチェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量約3600m³、個数1個を有する設計とする*1。 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、冷却材喪失事故後、サブプレッションチェンバ内のプール水をドライウエ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によって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。 注記 *1：詳細は、VI-1-8-1「圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。</p> <p>4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法 蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パンフィック・ガス・アンド・エレクトリック社とGE社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所として行った実験結果及び水平ベント管型原子炉格納容器を模擬したGE社のPSTF実験結果等に基づ</p>	<p>4.2.10 原子炉格納容器体積 設計基準事故時における冷却材喪失事故後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウエル空間容積（約7350m³）、サブプレッションチェンバ空間容積（約6000m³、サブプレッションプール水量が約3600m³の場合において）の自由体積を有している。</p> <p>4.2.11 原子炉格納容器安全設備 設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。 サブプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプは、予想されるもっとも小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。サブプレッションチェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量約3600m³、個数1個を有する設計とする*。 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、冷却材喪失事故後、サブプレッションチェンバ内のプール水をドライウエ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によって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。 注記 *：詳細は、VI-1-8-1「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。</p> <p>4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法 蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パンフィック・ガス・アンド・エレクトリック社とGE社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所として行った実験結果及び水平ベント管型原子炉格納容器を模擬したGE社のPSTF実験結果等に基づいて</p>	<p>・差異なし</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>・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>いており、これらの実験により圧力抑制効果を得るための必要な構造、寸法等を定めている。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所第7号機における構造、寸法等と上記実験によって求められた構造及び寸法等を比較すると表4-14のとおりとなっており、圧力抑制効果を得るために必要な条件は満足されている。</p> <p>表4-14 柏崎刈羽原子力発電所第7号機・圧力抑制機能の構造、寸法等</p> <table border="1" data-bbox="667 475 1173 852"> <thead> <tr> <th></th> <th>柏崎刈羽原子力発電所 第7号機</th> <th>実験結果に基づく 設計条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">[Redacted]</td> <td>水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>水平吐出管の内径</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>水平吐出管の垂直方向の間隔 (水平吐出管中心線距離)</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>水平吐出管の水浸部深さ 〔トップベント上端から プール水面までの距離〕</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>プール底から水平吐出管 までの距離 〔ボトムベント下端から プール底までの距離〕</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>実効破断面積 * ベント管流路面積</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：原子炉給水配管の実効破断面積：A_R $A_R = \square \text{ m}^2$ ベント管流路面積：A_V $A_V = \frac{\pi}{4} \times \square \times 10 = \square \text{ m}^2$ 垂直管内径 = $\square \text{ m}$ 垂直管本数 = 10本</p> <p>4.2.13 真空破壊装置 (1) 原子炉格納容器の外圧 ドライウエルは、事故時に過大な外圧を作用させないように真空破壊弁によって保護されている。 すなわち、ドライウエル内に負圧を生じる場合は、真空破壊弁が自動的に作動して非凝縮性ガスをサブプレッションチェンバから引くことにより負圧による過大な外圧が作用しない設計とする。</p> <p>(2) 真空破壊弁の機能 ドライウエル内の冷却材喪失事故後、ドライウエル内の蒸気の凝縮が進み、ドライウエル内圧力がサブプレッションチェンバ内圧力より下がるとサ</p>		柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	実験結果に基づく 設計条件	1	[Redacted]	水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)	2	水平吐出管の内径	3	水平吐出管の垂直方向の間隔 (水平吐出管中心線距離)	4	水平吐出管の水浸部深さ 〔トップベント上端から プール水面までの距離〕	5	プール底から水平吐出管 までの距離 〔ボトムベント下端から プール底までの距離〕	6	実効破断面積 * ベント管流路面積	<p>おり、これらの実験により圧力抑制効果を得るための必要な構造、寸法等を定めている。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所第6号機における構造、寸法等と上記実験によって求められた構造及び寸法等を比較すると表4-14のとおりとなっており、圧力抑制効果を得るために必要な条件は満足されている。</p> <p>表4-14 柏崎刈羽原子力発電所第6号機・圧力抑制機能の構造、寸法等</p> <table border="1" data-bbox="1209 475 1715 852"> <thead> <tr> <th></th> <th>柏崎刈羽原子力発電所 第6号機</th> <th>実験結果に基づく 設計条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">[Redacted]</td> <td>水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>水平吐出管の内径</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>水平吐出管の垂直方向の間隔 (水平吐出管中心線距離)</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>水平吐出管の水浸部深さ 〔トップベント上端から プール水面までの距離〕</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>プール底から水平吐出管 までの距離 〔ボトムベント下端から プール底までの距離〕</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>実効破断面積 * ベント管流路面積</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：原子炉給水配管の実効破断面積：A_R $A_R = \square \text{ m}^2$ ベント管流路面積：A_V $A_V = \frac{\pi}{4} \times \square \times 10 = \square \text{ m}^2$ 垂直管内径 = $\square \text{ m}$ 垂直管本数 = 10本</p> <p>4.2.13 真空破壊装置 (1) 原子炉格納容器の外圧 ドライウエルは、事故時に過大な外圧を作用させないように真空破壊弁によって保護されている。 すなわち、ドライウエル内に負圧を生じる場合は、真空破壊弁が自動的に作動して非凝縮性ガスをサブプレッションチェンバから引くことにより負圧による過大な外圧が作用しない設計とする。</p> <p>(2) 真空破壊弁の機能 ドライウエル内の冷却材喪失事故後、ドライウエル内の蒸気の凝縮が進み、ドライウエル内圧力がサブプレッションチェンバ内圧力より下がるとサブ</p>		柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	実験結果に基づく 設計条件	1	[Redacted]	水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)	2	水平吐出管の内径	3	水平吐出管の垂直方向の間隔 (水平吐出管中心線距離)	4	水平吐出管の水浸部深さ 〔トップベント上端から プール水面までの距離〕	5	プール底から水平吐出管 までの距離 〔ボトムベント下端から プール底までの距離〕	6	実効破断面積 * ベント管流路面積	
	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	実験結果に基づく 設計条件																																	
1	[Redacted]	水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)																																	
2		水平吐出管の内径																																	
3		水平吐出管の垂直方向の間隔 (水平吐出管中心線距離)																																	
4		水平吐出管の水浸部深さ 〔トップベント上端から プール水面までの距離〕																																	
5		プール底から水平吐出管 までの距離 〔ボトムベント下端から プール底までの距離〕																																	
6		実効破断面積 * ベント管流路面積																																	
	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	実験結果に基づく 設計条件																																	
1	[Redacted]	水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)																																	
2		水平吐出管の内径																																	
3		水平吐出管の垂直方向の間隔 (水平吐出管中心線距離)																																	
4		水平吐出管の水浸部深さ 〔トップベント上端から プール水面までの距離〕																																	
5		プール底から水平吐出管 までの距離 〔ボトムベント下端から プール底までの距離〕																																	
6		実効破断面積 * ベント管流路面積																																	

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

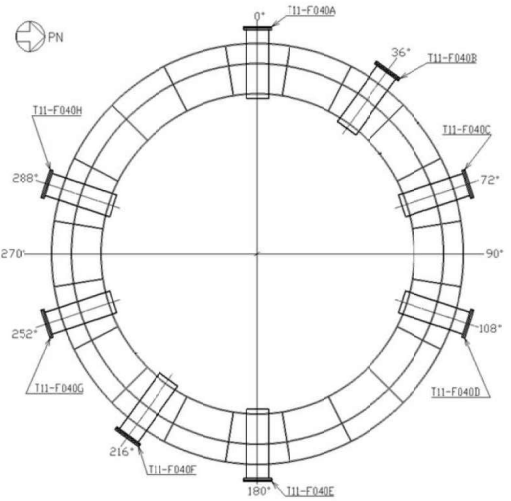
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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>プレッションプール水がドライウエルに逆流し、また負圧によってドライウエル、原子炉本体の基礎及びダイヤフラムフロアの破壊の原因となる。真空破壊弁はその作動によって両者の差圧を14kPa以下とする。</p> <p>(3) 真空破壊弁の容量 ドライウエルの真空破壊弁の容量は、ドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧を14kPa以下に抑えるように設定する。真空破壊弁の必要流路面積は、流路面積をパラメータとして解析を行った結果 \square m²以上となる。真空破壊弁の内径は \square mであるから1個当たりの流路面積は $\frac{\pi}{4} \times \square = \square$ m²したがって、真空破壊弁の必要個数は、\square 個となる。よって、実際の個数は1個余裕を持たせて8個とする。</p> <p>なお、この真空破壊弁には、常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置を設置する。</p>	<p>プレッションプール水がドライウエルに逆流し、また、負圧によってドライウエル、原子炉本体の基礎及びダイヤフラムフロアの破壊の原因となる。真空破壊弁はその作動によって両者の差圧を14kPa以下とする。</p> <p>(3) 真空破壊弁の容量 ドライウエルの真空破壊弁の容量は、ドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧を14kPa以下に抑えるように設定する。真空破壊弁の必要流路面積は、流路面積をパラメータとして解析を行った結果 \square m²以上となる。真空破壊弁の内径は \square mであるから1個当たりの流路面積は $\frac{\pi}{4} \times \square = \square$ m²したがって、真空破壊弁の必要個数は、\square 個となる。よって、実際の個数は1個余裕を持たせて8個とする。<u>真空破壊弁の設置位置を図4-5に示す。</u></p> <p>なお、この真空破壊弁には、常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置を設置する。</p>	<p>備考</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>4.2.14 原子炉建屋原子炉区域 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）を設置する。 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいであっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p> <p>4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備 可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあわせて、<u>冷却材喪失事故後</u>の原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を4vol%未満又は酸素濃度を5vol%未満に維持でき</p>	 <p>図 4-5 真空破壊弁の設置位置</p> <p>4.2.14 原子炉建屋原子炉区域 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）を設置する。 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいであっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p> <p>4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備 可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあわせて、<u>冷却材喪失事故後</u>の原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を4vol%未満又は酸素濃度を5vol%未満に維持できる設計と</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> <p>・記載の適正化 （用語の統一）</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>る設計とする。</p> <p>4.2.16 放射性物質濃度制御設備 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。 非常用ガス処理系は、<u>原子炉冷却材喪失時</u>に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。 フィルタ装置のよう素除去効率は99.99%以上となる設計とする^{a)}。 注記*1：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 3. 事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失における解析条件</p> <p>4.2.17 原子炉格納容器調気設備 不活性ガス系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を水素との可燃限界未満に保つ設計とする。 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>4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重 (1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力 原子炉格納容器の上部ドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が破断した場合、ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。 なお、下部ドライウェル内には口径の大きな原子炉冷却材圧力バウンダリ配管は配置しない設計とする。 以下にF. J. MOODYの理論（引用文献(1)参照）によるジェット流の拡がりを考慮したジェット力を示す。（図4-5参照） a 計算上の仮定</p>	<p>する。</p> <p>4.2.16 放射性物質濃度制御設備 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。 非常用ガス処理系は、<u>冷却材喪失事故時</u>に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。 フィルタ装置のよう素除去効率は99.99%以上となる設計とする*。 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 3. 事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失における解析条件</p> <p>4.2.17 原子炉格納容器調気設備 不活性ガス系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を水素との可燃限界未満に保つ設計とする。 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>4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重 (1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力 原子炉格納容器の上部ドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が破断した場合、ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。 <u>なお、下部ドライウェル内には口径の大きな原子炉冷却材圧力バウンダリ配管は配置しない設計とする。</u> 以下にF. J. MOODYの理論（引用文献(1)参照）によるジェット流の拡がりを考慮したジェット力を示す。（図4-6参照） a 計算上の仮定</p>	<p>・記載の適正化（用語の統一）</p> <p>・プラント固有条件の差異【島根との差異】（6号機は、原子炉再循環系配管がないことの明確化のため、記載している。）</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。

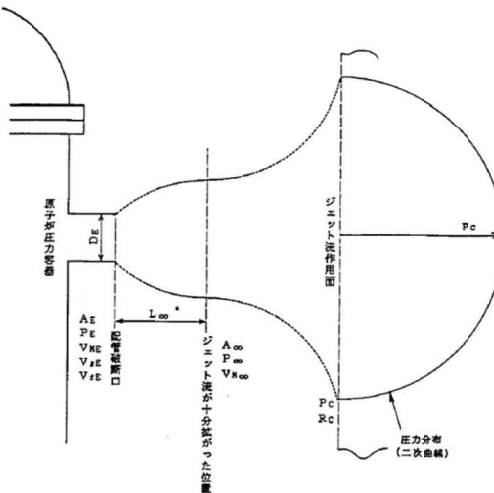
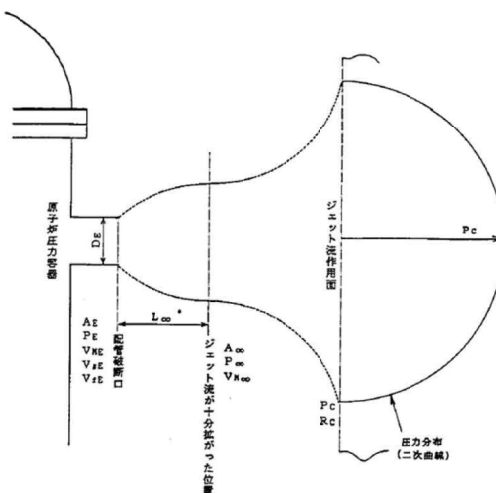
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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>・配管破断は完全破断を考え、破断面は直接壁面方向を向いているものとする。</p> <p>・破断時の原子炉内圧力は定常運転圧力 \square MPa[gage]に等しいものとする。</p> <p>・蒸気は理想気体とする。</p> <p>・破断口の状態は臨界状態とする。</p> <p>・破断配管の流路及び出口での摩擦損失は無視する。</p> <p>b 対象とする配管の種類 対象とする配管は、原子炉压力容器上蓋スプレイ配管及び主蒸気配管とする。</p> <p>c ジェット力</p> <p>イ. ジェット力の計算 破断口でのジェット力は引用文献(1)の(15)式より次のように計算される。 $F_j = (1.26 \cdot P_o - P_\infty) \cdot A_E$ ここに、 F_j：ジェット力 P_o：原子炉内圧力 $= \square$ MPa[abs] P_∞：破断口より十分離れた点での圧力 $= \square$ MPa[abs] A_E：破断口面積</p> <p>ロ. ジェット流の拡がり面積の計算 ジェット流の拡がり面積は、引用文献(1)の(7)、(15)、(16)式より次のように導かれる。 $A_\infty = \frac{V_{M\infty}}{V_{ME}} \cdot \left(1 - \frac{P_E - P_\infty}{1.26 \cdot P_o - P_\infty}\right) \cdot A_E$ ここに、 A_∞：ジェット流の拡がり面積 $V_{M\infty}$：破断口より十分離れた点でのジェット流の比容積 V_{ME}：破断口でのジェット流の比容積 P_E：破断口での圧力</p> <p>ここで、P_E、V_{ME}及び$V_{M\infty}$は次のように求められる。 P_Eは、引用文献(1)の(14)式より、 $P_E = P_o \cdot \left(\frac{2}{k+1}\right)^{\frac{k}{k-1}}$ ここに、 k：断熱指数</p>	<p>・配管破断は完全破断を考え、破断面は直接壁面方向を向いているものとする。</p> <p>・破断時の原子炉内圧力は定常運転圧力 \square MPa[gage]に等しいものとする。</p> <p>・蒸気は理想気体とする。</p> <p>・破断口の状態は臨界状態とする。</p> <p>・破断配管の流路及び出口での摩擦損失は無視する。</p> <p>b 対象とする配管の種類 対象とする配管は、原子炉压力容器上蓋スプレイ配管及び主蒸気配管とする。</p> <p>c ジェット力</p> <p>イ. ジェット力の計算 破断口でのジェット力は引用文献(1)の(15)式より次のように計算される。 $F_j = (1.26 \cdot P_o - P_\infty) \cdot A_E$ ここに、 F_j：ジェット力 P_o：原子炉内圧力 $= \square$ MPa[abs] P_∞：破断口より十分離れた点での圧力 $= \square$ MPa[abs] A_E：破断口面積</p> <p>ロ. ジェット流の拡がり面積の計算 ジェット流の拡がり面積は、引用文献(1)の(7)、(15)、(16)式より次のように導かれる。 $A_\infty = \frac{V_{M\infty}}{V_{ME}} \cdot \left(1 - \frac{P_E - P_\infty}{1.26 \cdot P_o - P_\infty}\right) \cdot A_E$ ここに、 A_∞：ジェット流の拡がり面積 $V_{M\infty}$：破断口より十分離れた点でのジェット流の比容積 V_{ME}：破断口でのジェット流の比容積 P_E：破断口での圧力</p> <p>ここで、P_E、V_{ME}及び$V_{M\infty}$は次のように求められる。 P_Eは、引用文献(1)の(14)式より、 $P_E = P_o \cdot \left(\frac{2}{k+1}\right)^{\frac{k}{k-1}}$ ここに、 k：断熱指数</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> $V_{ME} = \left\{ x \cdot V_{gE} + (1-x) \cdot K \cdot V_{fE} \right\} \cdot \left(x + \frac{1-x}{K} \right)$ $K = \left(\frac{V_{gE}}{V_{fE}} \right)^{1/3}$ また、$V_{M\infty} = \dots$ </p>  <p> 注記*：L_∞はジェット流が十分拡がる距離で2・D_E以上である。 図4-5 ジェット流の拡がり </p>	<p> $V_{ME} = \left\{ x \cdot V_{gE} + (1-x) \cdot K \cdot V_{fE} \right\} \cdot \left(x + \frac{1-x}{K} \right)$ $K = \left(\frac{V_{gE}}{V_{fE}} \right)^{1/3}$ また、$V_{M\infty} = \dots$ </p>  <p> 注記*：L_∞はジェット流が十分拡がる距離で2・D_E以上である。 図4-6 ジェット流の拡がり </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

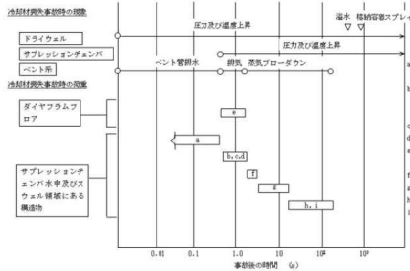
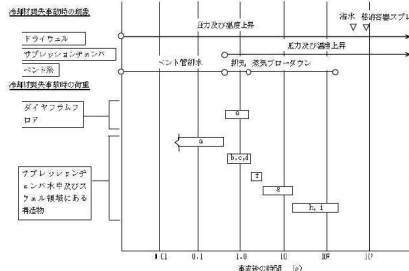
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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>ハ、ジェット流の衝撃面での圧力及び作用半径の算出 拡がったジェット流は壁面に当たって更に拡大する。また、その壁面での圧力も中心部が高く、周辺部へ行くに従って低くなる分布となる。 この圧力分布は二次曲線と仮定する。(引用文献(2)参照) 以上より作用壁面における中心圧力及び作用半径は次式により計算される。</p> $P_c = \frac{F_j}{A_\infty}$ $R_c = \sqrt{\frac{2 \cdot F_j}{\pi \cdot P_c}} = \sqrt{\frac{2 \cdot A_\infty}{\pi}}$ <p>ここに、 P_c: ジェット流の作用壁面における中心圧力 R_c: ジェット流の作用壁面における作用半径</p> <p>d ジェット力の計算結果 ジェット力は対象とする配管それぞれに対して表4-15のように求まる。</p> <p>表4-15 ジェット力</p> <table border="1" data-bbox="663 887 1167 1098"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破断配管</th> <th rowspan="2">破断面積 A_E (×10³m²)</th> <th rowspan="2">ジェット力 F_j (×10³N)</th> <th rowspan="2">拡がり面積比 A_∞/A_E</th> <th rowspan="2">拡がり面積 A_∞ (×10³m²)</th> <th colspan="2">ジェット流作用面での値</th> </tr> <tr> <th>中心圧力 P_c (MPa)</th> <th>作用半径 R_c (×10³mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉 压力容器 上蓋スプレ イ配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>主蒸気 配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) サプレッションチェンバ内に生じる荷重 冷却材喪失事故時には、まずドライウエル内の非凝縮性ガスがベント管を経てサプレッションプール水中に押し出されるが、この非凝縮性ガスによって、サプレッションプール水がスラグ流となって上昇し、急速な水面の上昇(プールスウェル)が起こり、サプレッションチェンバ内部構造物に種々の荷重が加わる。 また、その後サプレッションプール水中に蒸気が放出され、サプレッションプール水中で凝縮する。これらにより、サプレッションチェンバ</p>	破断配管	破断面積 A _E (×10 ³ m ²)	ジェット力 F _j (×10 ³ N)	拡がり面積比 A _∞ /A _E	拡がり面積 A _∞ (×10 ³ m ²)	ジェット流作用面での値		中心圧力 P _c (MPa)	作用半径 R _c (×10 ³ mm)	原子炉 压力容器 上蓋スプレ イ配管							主蒸気 配管							<p>ハ、ジェット流の衝撃面での圧力及び作用半径の算出 拡がったジェット流は壁面に当たって更に拡大する。また、その壁面での圧力も中心部が高く、周辺部へ行くに従って低くなる分布となる。 この圧力分布は二次曲線と仮定する。(引用文献(2)参照) 以上より作用壁面における中心圧力及び作用半径は次式により計算される。</p> $P_c = \frac{F_j}{A_\infty}$ $R_c = \sqrt{\frac{2 \cdot F_j}{\pi \cdot P_c}} = \sqrt{\frac{2 \cdot A_\infty}{\pi}}$ <p>ここに、 P_c: ジェット流の作用壁面における中心圧力 R_c: ジェット流の作用壁面における作用半径</p> <p>d ジェット力の計算結果 ジェット力は対象とする配管それぞれに対して表4-15のように求まる。</p> <p>表4-15 ジェット力</p> <table border="1" data-bbox="1205 887 1709 1098"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破断配管</th> <th rowspan="2">破断面積 A_E (×10³m²)</th> <th rowspan="2">ジェット力 F_j (×10³N)</th> <th rowspan="2">拡がり面積比 A_∞/A_E</th> <th rowspan="2">拡がり面積 A_∞ (×10³m²)</th> <th colspan="2">ジェット流作用面での値</th> </tr> <tr> <th>中心圧力 P_c (MPa)</th> <th>作用半径 R_c (×10³mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉 压力容器 上蓋スプレ イ配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>三蒸気 配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) サプレッションチェンバ内に生じる荷重 冷却材喪失事故時には、まずドライウエル内の非凝縮性ガスがベント管を経てサプレッションプール水中に押し出されるが、この非凝縮性ガスによって、サプレッションプール水がスラグ流となって上昇し、急速な水面の上昇(プールスウェル)が起こり、サプレッションチェンバ内部構造物に種々の荷重が加わる。 また、その後サプレッションプール水中に蒸気が放出され、サプレッションプール水中で凝縮する。これらにより、サプレッションチェンバ及び</p>	破断配管	破断面積 A _E (×10 ³ m ²)	ジェット力 F _j (×10 ³ N)	拡がり面積比 A _∞ /A _E	拡がり面積 A _∞ (×10 ³ m ²)	ジェット流作用面での値		中心圧力 P _c (MPa)	作用半径 R _c (×10 ³ mm)	原子炉 压力容器 上蓋スプレ イ配管							三蒸気 配管							
破断配管	破断面積 A _E (×10 ³ m ²)						ジェット力 F _j (×10 ³ N)	拡がり面積比 A _∞ /A _E	拡がり面積 A _∞ (×10 ³ m ²)	ジェット流作用面での値																																							
		中心圧力 P _c (MPa)	作用半径 R _c (×10 ³ mm)																																														
原子炉 压力容器 上蓋スプレ イ配管																																																	
主蒸気 配管																																																	
破断配管	破断面積 A _E (×10 ³ m ²)	ジェット力 F _j (×10 ³ N)	拡がり面積比 A _∞ /A _E	拡がり面積 A _∞ (×10 ³ m ²)	ジェット流作用面での値																																												
					中心圧力 P _c (MPa)	作用半径 R _c (×10 ³ mm)																																											
原子炉 压力容器 上蓋スプレ イ配管																																																	
三蒸気 配管																																																	

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>及び内部構造物に表 4-16 に示すような荷重が加わる。</p> <p>図 4-6 に冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を、表 4-16 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。</p>  <p>図 4-6 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴</p> <p>表 4-16 冷却材喪失事故時の荷重について（その1）</p> <table border="1" data-bbox="667 774 1176 1045"> <thead> <tr> <th>荷重</th> <th>現象</th> <th>設計評価荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重</td> <td>ドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッションプール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の前方にある内部構造物及び原子炉格納容器に作用する。</td> <td> ・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D: ドラッグ係数 A: ジェットの作用する実効面積 γ: 水の密度 V: ジェット水速度 ・衝撃力 P_j = [] kPa プール底面とプール壁面に [] kPa の圧力荷重が加わる。 </td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：構造物がジェット流に含まれる場合に用いる。</p>	荷重	現象	設計評価荷重	a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッションプール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の前方にある内部構造物及び原子炉格納容器に作用する。	・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D : ドラッグ係数 A: ジェットの作用する実効面積 γ: 水の密度 V: ジェット水速度 ・衝撃力 P _j = [] kPa プール底面とプール壁面に [] kPa の圧力荷重が加わる。	<p>内部構造物に表 4-16 に示すような荷重が加わる。</p> <p>図 4-7 に冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を、表 4-16 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。</p>  <p>図 4-7 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴</p> <p>表 4-16 冷却材喪失事故時の荷重について（その1）</p> <table border="1" data-bbox="1205 774 1713 1045"> <thead> <tr> <th>荷重</th> <th>現象</th> <th>設計評価荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重</td> <td>ドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッションプール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の前方にある内部構造物及び原子炉格納容器に作用する。</td> <td> ・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D: ドラッグ係数 A: ジェットの作用する実効面積 γ: 水の密度 V: ジェット水速度 ・衝撃力 P_j = [] kPa プール底面とプール壁面に [] kPa の圧力荷重が加わる。 </td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：構造物がジェット流に含まれる場合に用いる。</p>	荷重	現象	設計評価荷重	a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッションプール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の前方にある内部構造物及び原子炉格納容器に作用する。	・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D : ドラッグ係数 A: ジェットの作用する実効面積 γ: 水の密度 V: ジェット水速度 ・衝撃力 P _j = [] kPa プール底面とプール壁面に [] kPa の圧力荷重が加わる。	<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>
荷重	現象	設計評価荷重													
a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッションプール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の前方にある内部構造物及び原子炉格納容器に作用する。	・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D : ドラッグ係数 A: ジェットの作用する実効面積 γ: 水の密度 V: ジェット水速度 ・衝撃力 P _j = [] kPa プール底面とプール壁面に [] kPa の圧力荷重が加わる。													
荷重	現象	設計評価荷重													
a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッションプール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の前方にある内部構造物及び原子炉格納容器に作用する。	・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D : ドラッグ係数 A: ジェットの作用する実効面積 γ: 水の密度 V: ジェット水速度 ・衝撃力 P _j = [] kPa プール底面とプール壁面に [] kPa の圧力荷重が加わる。													

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

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4-16 冷却材喪失事故時の荷重について（その2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>荷重</th> <th>現象</th> <th>設計評価荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>b. 気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇</td> <td>ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッションプール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部に圧力波として作用する。</td> <td>・気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇：<input type="text"/> kPa</td> </tr> <tr> <td>c. 水面上昇による衝撃力</td> <td>ブルースウェルに伴う水面上昇の際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッションプール水が衝突し、それらに衝撃力が作用する。</td> <td>・衝撃力 $F_i = A \cdot P_i(t)$ A：衝撃の作用する実効面積 P_i：衝撃圧力 $P_i(t) = \frac{1}{2} \cdot P_{i \max} \cdot \left\{ 1 - \cos\left(2 \cdot \pi \cdot \frac{t}{T}\right) \right\}$ T：衝撃継続時間 $P_{i \max} = 2 \cdot \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot V$ M_H：水力学的重量 V：ブルースウェル速度</td> </tr> <tr> <td>d. 上昇水流による荷重</td> <td>サブプレッションプール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。</td> <td>・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：ドラッグの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ドラッグ速度 (<input type="text"/> m/s)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。</p>	荷重	現象	設計評価荷重	b. 気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇	ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッションプール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部に圧力波として作用する。	・気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇： <input type="text"/> kPa	c. 水面上昇による衝撃力	ブルースウェルに伴う水面上昇の際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッションプール水が衝突し、それらに衝撃力が作用する。	・衝撃力 $F_i = A \cdot P_i(t)$ A：衝撃の作用する実効面積 P _i ：衝撃圧力 $P_i(t) = \frac{1}{2} \cdot P_{i \max} \cdot \left\{ 1 - \cos\left(2 \cdot \pi \cdot \frac{t}{T}\right) \right\}$ T：衝撃継続時間 $P_{i \max} = 2 \cdot \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot V$ M _H ：水力学的重量 V：ブルースウェル速度	d. 上昇水流による荷重	サブプレッションプール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。	・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D ：ドラッグ係数 A：ドラッグの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ドラッグ速度 (<input type="text"/> m/s)	<p>表4-16 冷却材喪失事故時の荷重について（その2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>荷重</th> <th>現象</th> <th>設計評価荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>b. 気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇</td> <td>ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッションプール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部に圧力波として作用する。</td> <td>・気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇：<input type="text"/> MPa</td> </tr> <tr> <td>c. 水面上昇による衝撃力</td> <td>ブルースウェルに伴う水面上昇の際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッションプール水が衝突し、それらに衝撃力が作用する。</td> <td>・衝撃力 $F_i = A \cdot P_i(t)$ A：衝撃の作用する実効面積 P_i：衝撃圧力 $P_i(t) = \frac{1}{2} \cdot P_{i \max} \cdot \left\{ 1 - \cos\left(2 \cdot \pi \cdot \frac{t}{T}\right) \right\}$ T：衝撃継続時間 $P_{i \max} = 2 \cdot \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot V$ M_H：水力学的重量 V：ブルースウェル速度</td> </tr> <tr> <td>d. 上昇水流による荷重</td> <td>サブプレッションプール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。</td> <td>・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：ドラッグの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ドラッグ速度 (<input type="text"/> m/s)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。</p>	荷重	現象	設計評価荷重	b. 気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇	ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッションプール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部に圧力波として作用する。	・気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇： <input type="text"/> MPa	c. 水面上昇による衝撃力	ブルースウェルに伴う水面上昇の際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッションプール水が衝突し、それらに衝撃力が作用する。	・衝撃力 $F_i = A \cdot P_i(t)$ A：衝撃の作用する実効面積 P _i ：衝撃圧力 $P_i(t) = \frac{1}{2} \cdot P_{i \max} \cdot \left\{ 1 - \cos\left(2 \cdot \pi \cdot \frac{t}{T}\right) \right\}$ T：衝撃継続時間 $P_{i \max} = 2 \cdot \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot V$ M _H ：水力学的重量 V：ブルースウェル速度	d. 上昇水流による荷重	サブプレッションプール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。	・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D ：ドラッグ係数 A：ドラッグの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ドラッグ速度 (<input type="text"/> m/s)	<p>・差異なし</p>
荷重	現象	設計評価荷重																									
b. 気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇	ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッションプール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部に圧力波として作用する。	・気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇： <input type="text"/> kPa																									
c. 水面上昇による衝撃力	ブルースウェルに伴う水面上昇の際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッションプール水が衝突し、それらに衝撃力が作用する。	・衝撃力 $F_i = A \cdot P_i(t)$ A：衝撃の作用する実効面積 P _i ：衝撃圧力 $P_i(t) = \frac{1}{2} \cdot P_{i \max} \cdot \left\{ 1 - \cos\left(2 \cdot \pi \cdot \frac{t}{T}\right) \right\}$ T：衝撃継続時間 $P_{i \max} = 2 \cdot \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot V$ M _H ：水力学的重量 V：ブルースウェル速度																									
d. 上昇水流による荷重	サブプレッションプール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。	・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D ：ドラッグ係数 A：ドラッグの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ドラッグ速度 (<input type="text"/> m/s)																									
荷重	現象	設計評価荷重																									
b. 気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇	ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッションプール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部に圧力波として作用する。	・気泡形成によるサブプレッションプール水中の圧力上昇： <input type="text"/> MPa																									
c. 水面上昇による衝撃力	ブルースウェルに伴う水面上昇の際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッションプール水が衝突し、それらに衝撃力が作用する。	・衝撃力 $F_i = A \cdot P_i(t)$ A：衝撃の作用する実効面積 P _i ：衝撃圧力 $P_i(t) = \frac{1}{2} \cdot P_{i \max} \cdot \left\{ 1 - \cos\left(2 \cdot \pi \cdot \frac{t}{T}\right) \right\}$ T：衝撃継続時間 $P_{i \max} = 2 \cdot \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot V$ M _H ：水力学的重量 V：ブルースウェル速度																									
d. 上昇水流による荷重	サブプレッションプール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。	・ドラッグ力* $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D ：ドラッグ係数 A：ドラッグの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ドラッグ速度 (<input type="text"/> m/s)																									

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4-16 冷却材喪失事故時の荷重について（その3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>荷重</th> <th>現象</th> <th>設計評価荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>e. サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重</td> <td>サプレッションプール水面の上昇によりサプレッションプール上部の空間部が圧縮されることにより、サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重が作用する。</td> <td>・サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重：□ kPa ・ダイヤフラムフロア上向き差圧：□ kPa</td> </tr> <tr> <td>f. フォールバック荷重</td> <td>上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき、落下水により、機器、配管及び内部構造物にドラッグ力が作用する。</td> <td>フォールバック荷重 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：フォールバック荷重の作用する実効面積 γ：水の密度 V：フォールバック速度（□ m/s）</td> </tr> <tr> <td>g. 蒸気凝縮振動荷重</td> <td>中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッションプール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッションプール側壁、原子炉格納容器底部、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。</td> <td>・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa</td> </tr> <tr> <td>h. チャギング荷重</td> <td>低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。</td> <td>・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa</td> </tr> <tr> <td>i. 水平吐出管に加わる上下荷重</td> <td>低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮により上段の水平吐出管に上向き力が作用する。</td> <td>・水平吐出管に加わる上下荷重 □ N</td> </tr> </tbody> </table> <p>4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重</p> <p>(1) 逃がし安全弁作動時には排気管内の水がクエンチャノズルよりサプレッションプール水中に排出される。排気管内の水が排出された後、管内の非凝縮性ガスが圧縮され、これがサプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返しながら浮力で上昇する。このとき、サプレッションチェンバ内部構造物には、表4-17に示すような水ジェットと気泡の圧力振動による荷重が加わる。</p> <p>(2) (1)の圧力振動に起因してサプレッションプール水中の内部構造物に作用する差圧及びドラッグ荷重は応力評価すべき構造物によって異なるため、個々の場合については計算書で述べる。</p>	荷重	現象	設計評価荷重	e. サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重	サプレッションプール水面の上昇によりサプレッションプール上部の空間部が圧縮されることにより、サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重が作用する。	・サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重：□ kPa ・ダイヤフラムフロア上向き差圧：□ kPa	f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき、落下水により、機器、配管及び内部構造物にドラッグ力が作用する。	フォールバック荷重 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D ：ドラッグ係数 A：フォールバック荷重の作用する実効面積 γ：水の密度 V：フォールバック速度（□ m/s）	g. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッションプール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッションプール側壁、原子炉格納容器底部、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。	・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa	h. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。	・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa	i. 水平吐出管に加わる上下荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮により上段の水平吐出管に上向き力が作用する。	・水平吐出管に加わる上下荷重 □ N	<p>表4-16 冷却材喪失事故時の荷重について（その3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>荷重</th> <th>現象</th> <th>設計評価荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>e. サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重</td> <td>サプレッションプール水面の上昇によりサプレッションプール上部の空間部が圧縮されることにより、サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重が作用する。</td> <td>・サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重：□ kPa ・ダイヤフラムフロア上向き差圧：□ kPa</td> </tr> <tr> <td>f. フォールバック荷重</td> <td>上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき、落下水により、機器、配管及び内部構造物にドラッグ力が作用する。</td> <td>フォールバック荷重 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：フォールバック荷重の作用する実効面積 γ：水の密度 V：フォールバック速度（□ m/s）</td> </tr> <tr> <td>g. 蒸気凝縮振動荷重</td> <td>中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッションプール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッションプール側壁、原子炉格納容器底部、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。</td> <td>・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa</td> </tr> <tr> <td>h. チャギング荷重</td> <td>低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。</td> <td>・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa</td> </tr> <tr> <td>i. 水平吐出管に加わる上下荷重</td> <td>低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮により上段の水平吐出管に上向き力が作用する。</td> <td>・水平吐出管に加わる上下荷重 □ N</td> </tr> </tbody> </table> <p>4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重</p> <p>(1) 逃がし安全弁作動時には排気管内の水がクエンチャノズルよりサプレッションプール水中に排出される。排気管内の水が排出された後、管内の非凝縮性ガスが圧縮され、これがサプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返しながら浮力で上昇する。このとき、サプレッションチェンバ内部構造物には、表4-17に示すような水ジェットと気泡の圧力振動による荷重が加わる。</p> <p>(2) (1)の圧力振動に起因してサプレッションプール水中の内部構造物に作用する差圧及びドラッグ荷重は応力評価すべき構造物によって異なるため、個々の場合については計算書で述べる。</p>	荷重	現象	設計評価荷重	e. サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重	サプレッションプール水面の上昇によりサプレッションプール上部の空間部が圧縮されることにより、サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重が作用する。	・サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重：□ kPa ・ダイヤフラムフロア上向き差圧：□ kPa	f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき、落下水により、機器、配管及び内部構造物にドラッグ力が作用する。	フォールバック荷重 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D ：ドラッグ係数 A：フォールバック荷重の作用する実効面積 γ：水の密度 V：フォールバック速度（□ m/s）	g. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッションプール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッションプール側壁、原子炉格納容器底部、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。	・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa	h. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。	・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa	i. 水平吐出管に加わる上下荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮により上段の水平吐出管に上向き力が作用する。	・水平吐出管に加わる上下荷重 □ N	<p>・差異なし</p>
荷重	現象	設計評価荷重																																					
e. サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重	サプレッションプール水面の上昇によりサプレッションプール上部の空間部が圧縮されることにより、サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重が作用する。	・サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重：□ kPa ・ダイヤフラムフロア上向き差圧：□ kPa																																					
f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき、落下水により、機器、配管及び内部構造物にドラッグ力が作用する。	フォールバック荷重 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D ：ドラッグ係数 A：フォールバック荷重の作用する実効面積 γ：水の密度 V：フォールバック速度（□ m/s）																																					
g. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッションプール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッションプール側壁、原子炉格納容器底部、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。	・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa																																					
h. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。	・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa																																					
i. 水平吐出管に加わる上下荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮により上段の水平吐出管に上向き力が作用する。	・水平吐出管に加わる上下荷重 □ N																																					
荷重	現象	設計評価荷重																																					
e. サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重	サプレッションプール水面の上昇によりサプレッションプール上部の空間部が圧縮されることにより、サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重が作用する。	・サプレッションチェンバ空間部圧縮荷重：□ kPa ・ダイヤフラムフロア上向き差圧：□ kPa																																					
f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき、落下水により、機器、配管及び内部構造物にドラッグ力が作用する。	フォールバック荷重 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C _D ：ドラッグ係数 A：フォールバック荷重の作用する実効面積 γ：水の密度 V：フォールバック速度（□ m/s）																																					
g. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッションプール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッションプール側壁、原子炉格納容器底部、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。	・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa																																					
h. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。	・プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa																																					
i. 水平吐出管に加わる上下荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口で不均一な凝縮により上段の水平吐出管に上向き力が作用する。	・水平吐出管に加わる上下荷重 □ N																																					

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4-17 逃がし安全弁作動時の荷重について</p> <table border="1" data-bbox="663 268 1178 810"> <thead> <tr> <th>荷重</th> <th>現象</th> <th>設計評価荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 水ジェットによる荷重</td> <td>逃がし安全弁作動時、非気管内の水がクエンチャンノズルよりサブプレッションプール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッションプール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・衝撃力 $F_j = A \cdot P_j$ A：ジェットの当たる面積 P_j：ジェットの圧力 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：ジェットの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ジェット水速度 </td> </tr> <tr> <td>b. 空気泡圧力の振動による荷重</td> <td>逃がし安全弁作動時、非気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返す圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッションプール側壁及び原子炉格納容器底部に作用する。</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・圧力波による荷重 □ kPa □ kPa </td> </tr> </tbody> </table> <p>4.2.20 地震荷重 原子炉格納施設的设计に用いる地震荷重としては、<u>Ⅴ-2-2-1</u>「原子炉建屋の地震応答計算書」及び<u>Ⅴ-2-2-4</u>「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の解析結果を用いる。</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件 重大事故等時については、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力を設定し、構造健全性評価、又は機能維持評価を行い、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が損なわれないことを確認する。 また、重大事故等時に加わる荷重を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。</p> <p>4.3.1 原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 (1) 原子炉格納容器の限界温度、限界圧力 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雰囲気</p>	荷重	現象	設計評価荷重	a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時、非気管内の水がクエンチャンノズルよりサブプレッションプール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッションプール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ・衝撃力 $F_j = A \cdot P_j$ A：ジェットの当たる面積 P_j：ジェットの圧力 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：ジェットの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ジェット水速度 	b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時、非気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返す圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッションプール側壁及び原子炉格納容器底部に作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ・圧力波による荷重 □ kPa □ kPa 	<p>表4-17 逃がし安全弁作動時の荷重について</p> <table border="1" data-bbox="1205 268 1720 810"> <thead> <tr> <th>荷重</th> <th>現象</th> <th>設計評価荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 水ジェットによる荷重</td> <td>逃がし安全弁作動時、非気管内の水がクエンチャンノズルよりサブプレッションプール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッションプール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・衝撃力 $F_j = A \cdot P_j$ A：ジェットの当たる面積 P_j：ジェットの圧力 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：ジェットの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ジェット水速度 </td> </tr> <tr> <td>b. 空気泡圧力の振動による荷重</td> <td>逃がし安全弁作動時、非気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返す圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッションプール側壁及び原子炉格納容器底部に作用する。</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・圧力波による荷重 □ kPa □ kPa </td> </tr> </tbody> </table> <p>4.2.20 地震荷重 原子炉格納施設的设计に用いる地震荷重としては、<u>Ⅴ-2-2-1</u>「原子炉建屋の地震応答計算書」及び<u>Ⅴ-2-2-4</u>「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の解析結果を用いる。</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件 重大事故等時については、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力を設定し、構造健全性評価、又は機能維持評価を行い、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が損なわれないことを確認する。 また、重大事故等時に加わる荷重を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。</p> <p>4.3.1 原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 (1) 原子炉格納容器の限界温度、限界圧力 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雰囲気</p>	荷重	現象	設計評価荷重	a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時、非気管内の水がクエンチャンノズルよりサブプレッションプール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッションプール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ・衝撃力 $F_j = A \cdot P_j$ A：ジェットの当たる面積 P_j：ジェットの圧力 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：ジェットの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ジェット水速度 	b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時、非気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返す圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッションプール側壁及び原子炉格納容器底部に作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ・圧力波による荷重 □ kPa □ kPa 	<p>・図書構成の差異 (7号機と図書番号が異なるため。)</p>
荷重	現象	設計評価荷重																			
a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時、非気管内の水がクエンチャンノズルよりサブプレッションプール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッションプール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ・衝撃力 $F_j = A \cdot P_j$ A：ジェットの当たる面積 P_j：ジェットの圧力 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：ジェットの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ジェット水速度 																			
b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時、非気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返す圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッションプール側壁及び原子炉格納容器底部に作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ・圧力波による荷重 □ kPa □ kPa 																			
荷重	現象	設計評価荷重																			
a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時、非気管内の水がクエンチャンノズルよりサブプレッションプール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッションプール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ・衝撃力 $F_j = A \cdot P_j$ A：ジェットの当たる面積 P_j：ジェットの圧力 ・ドラッグ力 $F_D = C_D \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^2}{2}$ C_D：ドラッグ係数 A：ジェットの作用する実効面積 γ：水の密度 V：ジェット水速度 																			
b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時、非気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッションプール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返す圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッションプール側壁及び原子炉格納容器底部に作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ・圧力波による荷重 □ kPa □ kPa 																			

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>圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）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となる。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。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度・最高圧力は、設計基準事故時における最高使用温度（171℃）、最高使用圧力（1Pd：310kPa）を上回ることから、重大事故等時の最高温度・最高圧力を上回り、かつ、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標*として用いられている200℃及び2Pd（620kPa）を原子炉格納容器の限界圧力、限界温度として設定し、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれないことを確認する。また、これにより、原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ0.4%/day（最高使用圧力の0.9倍の圧力において）以下を維持できる。なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対象施設としての最高使用圧力の0.9倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増して評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。</p> <p>注記*：（財）原子力安全研究協会「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、（財）原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」</p>	<p>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となる。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。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度・最高圧力は、設計基準事故時における最高使用温度（171℃）、最高使用圧力（1Pd：310kPa）を上回ることから、重大事故等時の最高温度・最高圧力を上回り、かつ、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標*として用いられている200℃及び2Pd（620kPa）を原子炉格納容器の限界圧力、限界温度として設定し、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれないことを確認する。また、これにより、原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ0.4%/day（最高使用圧力の0.9倍の圧力において）以下を維持できる。なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対象施設としての最高使用圧力の0.9倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増して評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。</p> <p>注記*：（財）原子力安全研究協会「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、（財）原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」</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。