










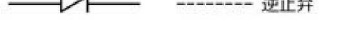






















先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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 RCIC 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 RIP 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 TIP 移動式炉心内計測装置</p>	<p>(略語一覧)</p> <p><u>AC</u> <u>不活性ガス系</u> <u>ADS</u> <u>自動減圧系</u> <u>CRD</u> <u>制御棒駆動機構</u> <u>CUW</u> <u>原子炉冷却材浄化系</u> <u>FCS</u> <u>可燃性ガス濃度制御系</u> <u>FCVS</u> <u>原子炉格納容器フィルタベント系</u> <u>HNCW</u> <u>換気空調補機常用冷却水系</u> <u>HPCF</u> <u>高压炉心注水系</u> <u>HVAC</u> <u>換気空調系(原子炉区域・タービン区域換気空調系ダクト)</u> <u>MSIV</u> <u>主蒸気隔離弁</u> <u>MUWP</u> <u>純水補給水系</u> <u>PCV</u> <u>原子炉格納容器</u> <u>RCIC</u> <u>原子炉隔離時冷却系</u> <u>RCW</u> <u>原子炉補機冷却水系</u> <u>RHR</u> <u>残留熱除去系</u> <u>RIP</u> <u>原子炉冷却材再循環ポンプ</u> <u>RPV</u> <u>原子炉圧力容器</u> <u>SGTS</u> <u>非常用ガス処理系</u> <u>SPCU</u> <u>サプレッションプール浄化系</u> <u>SRV</u> <u>主蒸気逃がし安全弁</u> <u>TIP</u> <u>移動式炉心内計測装置</u></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</p>  <p>----- 原子炉格納容器貫通部</p> <p>2.機器等の略号表示</p>  <p>----- 貫通部番号</p> <p>3.バウンダリの表示記号</p>  <p>----- 格納容器バウンダリ</p> <p>4.弁の表示記号</p>  <p>----- 弁開放状態</p>  <p>----- 弁閉止状態</p>  <p>----- 仕切弁</p>  <p>----- 玉形弁</p>  <p>----- ボール弁</p>  <p>----- バタフライ弁</p>  <p>----- 逆止弁</p>  <p>----- 電動弁</p>  <p>----- 空気作動弁</p>  <p>----- 窒素作動弁</p>  <p>----- 電磁弁</p>  <p>----- 過流量阻止弁</p>  <p>----- 安全弁または逃がし弁</p> <p>図4-4 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</p>  <p>----- 原子炉格納容器貫通部</p> <p>2.機器等の略号表示</p>  <p>----- 貫通部番号</p> <p>3.バウンダリの表示記号</p>  <p>----- 格納容器バウンダリ</p> <p>4.弁の表示記号</p>  <p>----- 弁開放状態</p>  <p>----- 弁閉止状態</p>  <p>----- 仕切弁</p>  <p>----- 玉形弁</p>  <p>----- ボール弁</p>  <p>----- バタフライ弁</p>  <p>----- 逆止弁</p>  <p>----- 電動弁</p>  <p>----- 空気作動弁</p>  <p>----- 窒素作動弁</p>  <p>----- 電磁弁</p>  <p>----- 過流量阻止弁</p>  <p>----- 安全弁または逃がし弁</p> <p>図4-4 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>4.2.10 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、ドライウェル空間容積（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ェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることによって、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、V-1-8-4「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、パシフィック・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用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、ドライウェル空間容積（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ェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることによって、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-1-8-4「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、パシフィック・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用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>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="905 640 1549 1123"> <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>水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>水平吐出管の内径</td> <td></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> <td></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> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>実効破断面積 * ベント管流路面積</td> <td></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	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="1602 640 2246 1123"> <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>水平吐出管の縦列数 (多段ベントの段数)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>水平吐出管の内径</td> <td></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> <td></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> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>実効破断面積 * ベント管流路面積</td> <td></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プレ</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	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	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	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

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。

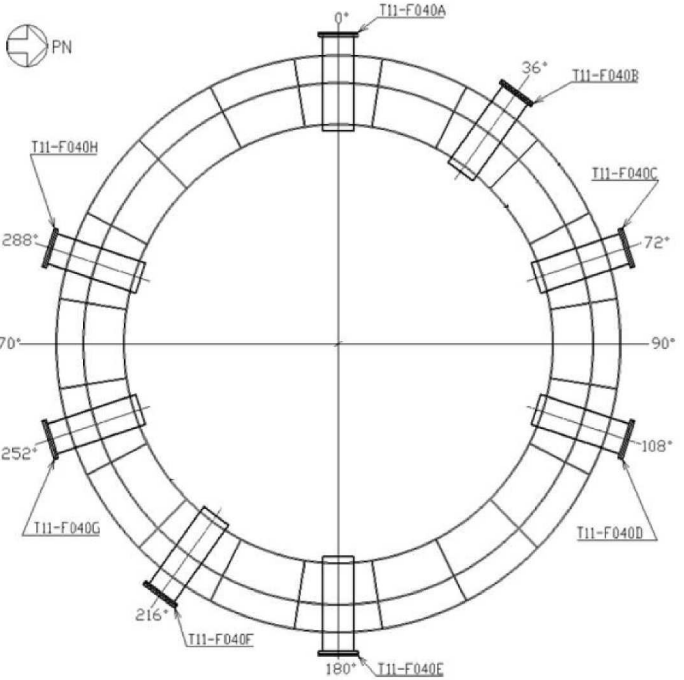
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

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>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。真空破壊弁の設置位置を図4-5に示す。</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。 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いまって、<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。 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いまって、<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 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>る設計とする。</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*1。 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) ドライウエ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エ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、ドライウエル壁面は高温・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、下部ドライウエ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) ドライウエ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エ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、ドライウエル壁面は高温・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、下部ドライウエ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。

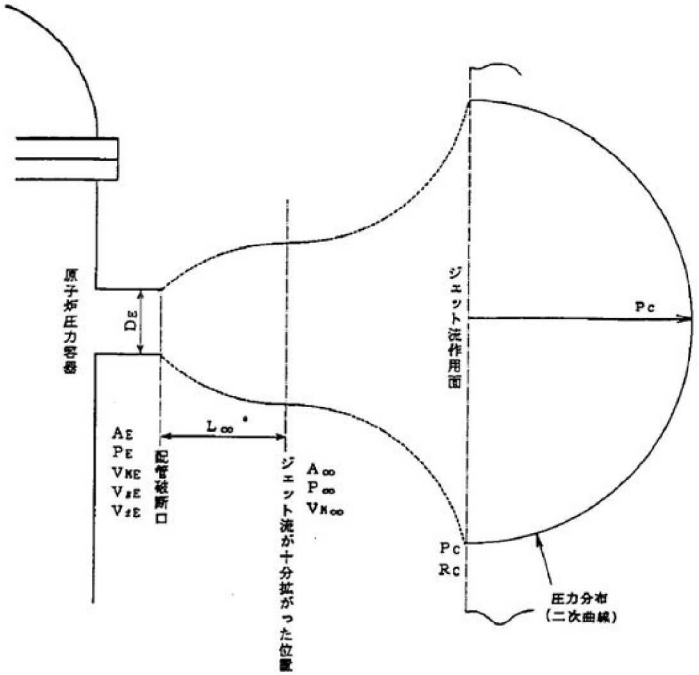
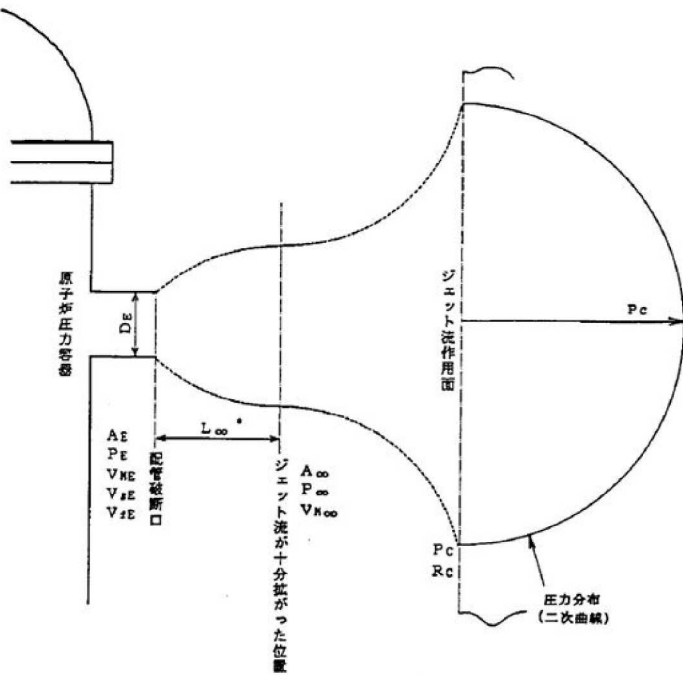
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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慮、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、原子炉圧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慮、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、原子炉圧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> $V_{ME} = \left\{ x \cdot V_{gE} + (1-x) \cdot K \cdot V_{fE} \right\} \cdot \left(x + \frac{1-x}{K} \right)$ $= \text{[]} / \text{kg}$ ここに、 x：乾き度 $V_{gE} = \text{[]} \text{ m}^3/\text{kg}$ $V_{fE} = \text{[]} \text{ m}^3/\text{kg}$ K：速度比 $= (V_{gE} / V_{fE})^{1/3}$ $= \text{[]}$ また、$V_{M\infty} = \text{[]} \text{ m}^3/\text{kg}$ </p>  <p> 注記*：L_∞はジェット流が十分拡がる距離で2・DE以上である。 図4-5 ジェット流の拡がり </p>	<p> $V_{ME} = \left\{ x \cdot V_{gE} + (1-x) \cdot K \cdot V_{fE} \right\} \cdot \left(x + \frac{1-x}{K} \right)$ $= \text{[]} / \text{kg}$ ここに、 x：乾き度 $V_{gE} = \text{[]} \text{ m}^3/\text{kg}$ $V_{fE} = \text{[]} \text{ m}^3/\text{kg}$ K：速度比 $= (V_{gE} / V_{fE})^{1/3}$ $= \text{[]}$ また、$V_{M\infty} = \text{[]} \text{ m}^3/\text{kg}$ </p>  <p> 注記*：L_∞はジェット流が十分拡がる距離で2・DE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

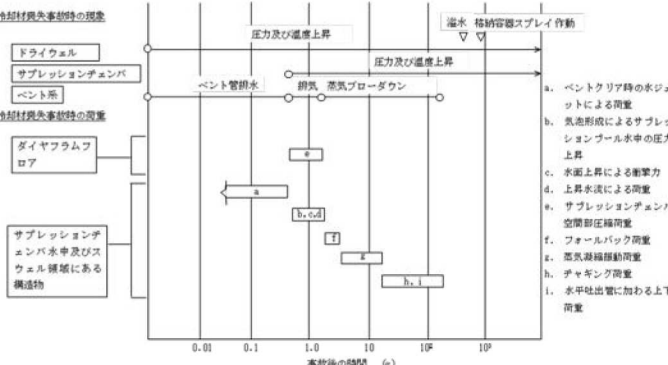
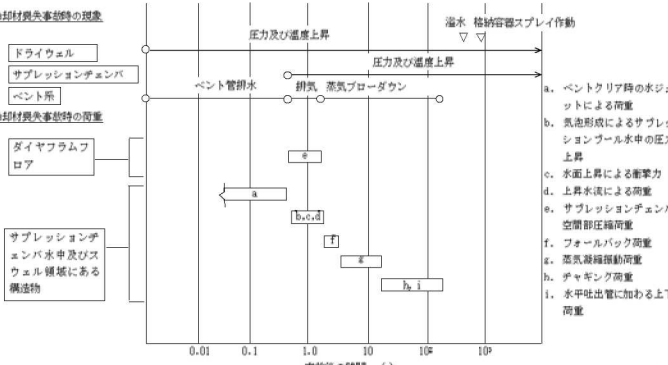
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書）

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 広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 style="text-align: center;">表4-15 ジェット力</p> <table border="1" data-bbox="893 1165 1546 1432"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破断配管</th> <th rowspan="2">破断面積 A_E (×10⁶mm²)</th> <th rowspan="2">ジェット力 F_j (×10⁹N)</th> <th rowspan="2">拡がり面積比 A_∞/A_E</th> <th rowspan="2">拡がり面積 A_∞ (×10⁶mm²)</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 ⁶ mm ²)	ジェット力 F _j (×10 ⁹ N)	拡がり面積比 A _∞ /A _E	拡がり面積 A _∞ (×10 ⁶ mm 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 広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 style="text-align: center;">表4-15 ジェット力</p> <table border="1" data-bbox="1590 1165 2243 1432"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破断配管</th> <th rowspan="2">破断面積 A_E (×10⁶mm²)</th> <th rowspan="2">ジェット力 F_j (×10⁹N)</th> <th rowspan="2">拡がり面積比 A_∞/A_E</th> <th rowspan="2">拡がり面積 A_∞ (×10⁶mm²)</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及び</p>	破断配管	破断面積 A _E (×10 ⁶ mm ²)	ジェット力 F _j (×10 ⁹ N)	拡がり面積比 A _∞ /A _E	拡がり面積 A _∞ (×10 ⁶ mm 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 ⁶ mm ²)						ジェット力 F _j (×10 ⁹ N)	拡がり面積比 A _∞ /A _E	拡がり面積 A _∞ (×10 ⁶ mm 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 ⁶ mm ²)	ジェット力 F _j (×10 ⁹ N)	拡がり面積比 A _∞ /A _E	拡がり面積 A _∞ (×10 ⁶ mm 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																																																	

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。 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="902 1024 1555 1373"> <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 = <input type="text"/> kPa プール底面とプール壁面に <input type="text"/> 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 = <input type="text"/> kPa プール底面とプール壁面に <input type="text"/> 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。 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="1599 1024 2252 1373"> <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 = <input type="text"/> kPa プール底面とプール壁面に <input type="text"/> 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 = <input type="text"/> kPa プール底面とプール壁面に <input type="text"/> 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 = <input type="text"/> kPa プール底面とプール壁面に <input type="text"/> 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 = <input type="text"/> kPa プール底面とプール壁面に <input type="text"/> 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4-16 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>プール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：プールスウェル速度</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	プール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：プールスウェル速度	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"/> kPa</td> </tr> <tr> <td>c. 水面上昇による衝撃力</td> <td>プール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：プールスウェル速度</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	プール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：プールスウェル速度	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	プール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：プールスウェル速度																									
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"/> kPa																									
c. 水面上昇による衝撃力	プール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：プールスウェル速度																									
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4-16 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 (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。 (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 (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。 (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4-17 逃がし安全弁作動時の荷重について</p> <table border="1" data-bbox="893 373 1561 1066"> <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、排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> ・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、排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> ・圧力波による荷重 □ kPa □ kPa </td> </tr> </tbody> </table> <p>4.2.20 地震荷重 原子炉格納施設の設計に用いる地震荷重としては、V-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」及びV-2-2-4「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、排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。	・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、排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。	・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="1590 373 2258 1066"> <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、排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> ・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、排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> ・圧力波による荷重 □ kPa □ kPa </td> </tr> </tbody> </table> <p>4.2.20 地震荷重 原子炉格納施設の設計に用いる地震荷重としては、VI-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」及びVI-2-2-4「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、排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。	・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、排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。	・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、排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。	・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、排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。	・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、排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。	・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、排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。	・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。

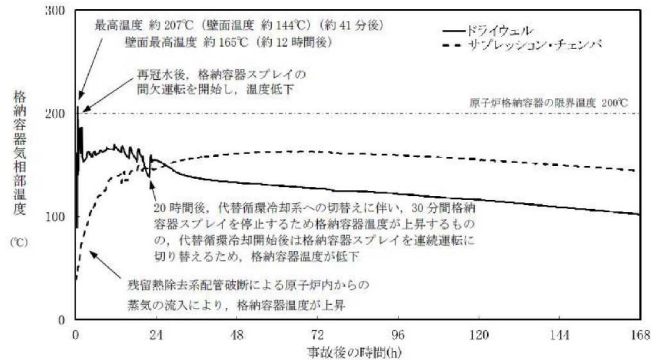
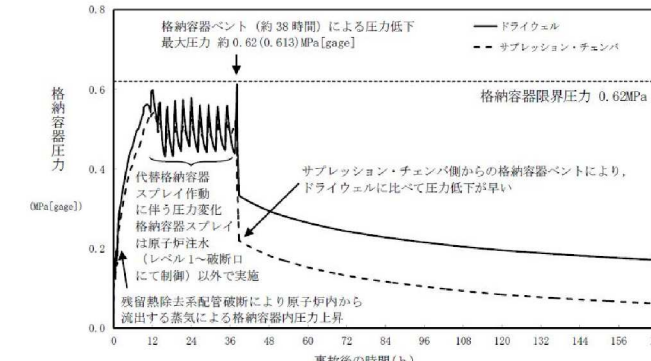
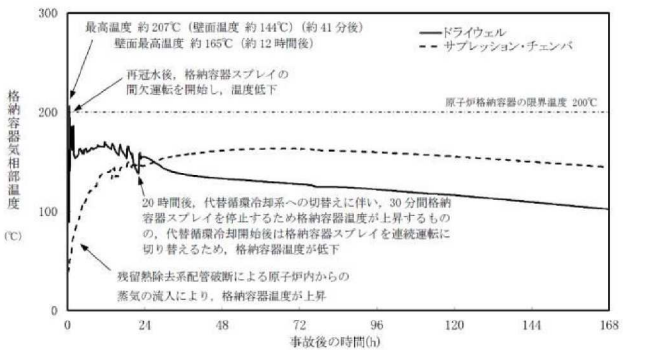
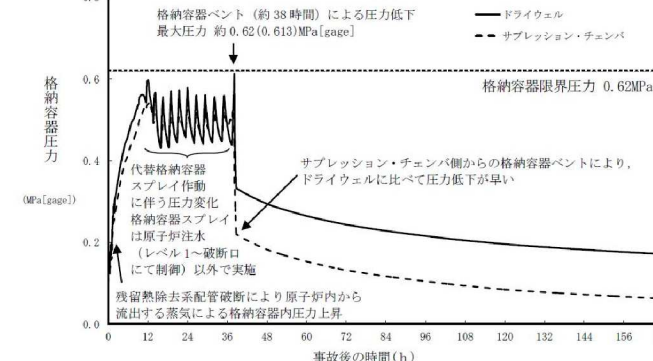
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

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ることが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ることが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。

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>図 4-7 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化*</p>  <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.2-12 図 格納容器気相温度の推移</p> <p>図 4-8 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化*</p>  <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.3-10 図 格納容器圧力の推移</p> <p>(2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 重大事故等と地震力の組合せについては、VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」において、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(原子炉格納容器内の圧力、温度条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。)については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、</p>	<p>図 4-8 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化*</p>  <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.2-12 図 格納容器気相温度の推移</p> <p>図 4-9 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化*</p>  <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.3-10 図 格納容器圧力の推移</p> <p>(2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度、評価圧力 重大事故等と地震力の組合せについては、VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」において、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(原子炉格納容器内の圧力、温度条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。)については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、そ</p>	<p>記載の適正化 (図追加による図番号の修正)</p> <p>記載の適正化 (図追加による図番号の修正)</p> <p>図書構成の差異 (7号機と図書番号が異なるため。)</p>

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

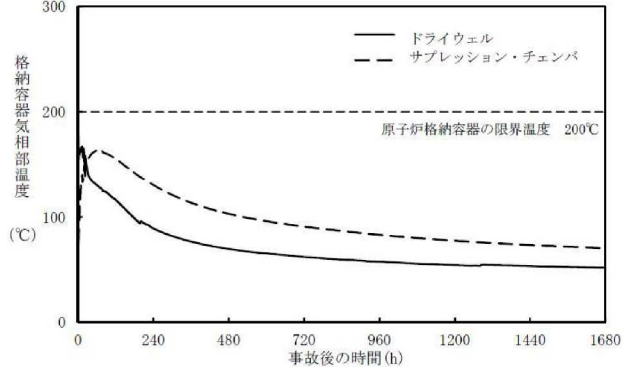
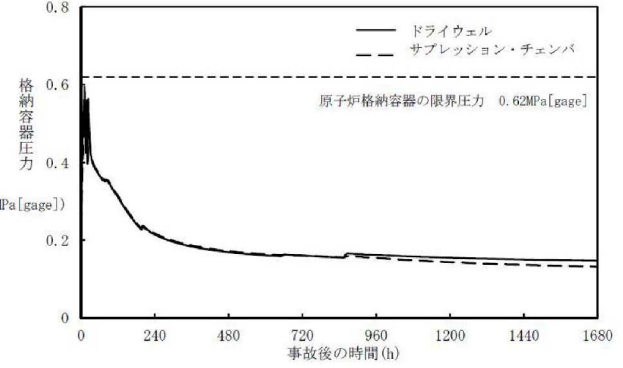
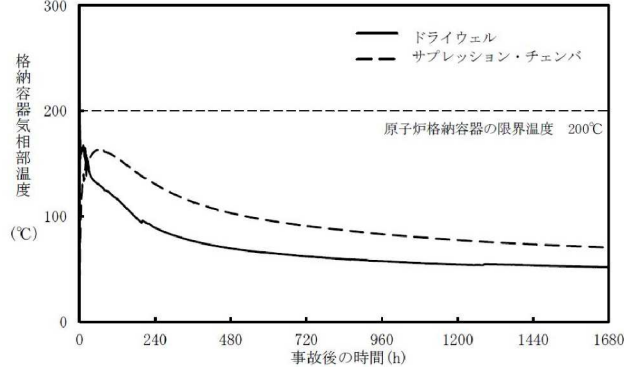
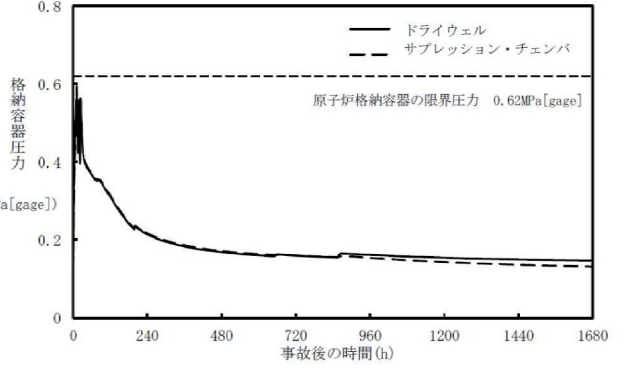
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S s による地震力を組み合わせる」としている。</p> <p>a. 弾性設計用地震動 S d と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力 弾性設計用地震動 S d と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 10⁻²年（約3日（72時間））後の状態として，保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度，圧力とする。 重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，原子炉格納容器温度の最高値は約 207℃（壁面最高温度 約 165℃），原子炉格納容器圧力の最高値は 620kPa となる。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。原子炉格納容器の強度評価等に用いる温度条件としては，原子炉格納容器気相温度ではなく，原子炉格納容器壁面温度に着目するため，壁面最高温度の約 165℃を考慮する。 以上より，弾性設計用地震動 S d と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度は，壁面最高温度及び620kPaにおける飽和蒸気温度を包絡する値として 168℃とする。評価圧力は 620kPa とする。</p> <p>b. 基準地震動 S s と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力 基準地震動 S s と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 2×10⁻¹年（約73日）後の状態を有効性評価結果に対して保守的に包絡する状態として，事象発生 60日（1440時間）後の原子炉格納容器温度，圧力とする。 基準地震動 S s との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，事象発生 60日後時点においては，原子炉格納容器温度は約 74℃，原子炉格納容器圧力は約 150kPa となる。</p>	<p>の状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S s による地震力を組み合わせる」としている。</p> <p>a. 弾性設計用地震動 S d と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力 弾性設計用地震動 S d と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 10⁻²年（約3日（72時間））後の状態として，保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度，圧力とする。 重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，原子炉格納容器温度の最高値は約 207℃（壁面最高温度 約 165℃），原子炉格納容器圧力の最高値は 620kPa となる。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。原子炉格納容器の強度評価等に用いる温度条件としては，原子炉格納容器気相温度ではなく，原子炉格納容器壁面温度に着目するため，壁面最高温度の約 165℃を考慮する。 以上より，弾性設計用地震動 S d と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度は，壁面最高温度及び 620kPa における飽和蒸気温度を包絡する値として 168℃とする。評価圧力は 620kPa とする。</p> <p>b. 基準地震動 S s と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力 基準地震動 S s と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 2×10⁻¹年（約73日）後の状態を有効性評価結果に対して保守的に包絡する状態として，事象発生 60日（1440時間）後の原子炉格納容器温度，圧力とする。 基準地震動 S s との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，事象発生 60日後時点においては，原子炉格納容器温度は約 74℃，原子炉格納容器圧力は約 150kPa となる。</p>	<p>・記載の適正化 （図追加による図番号の修正）</p>

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

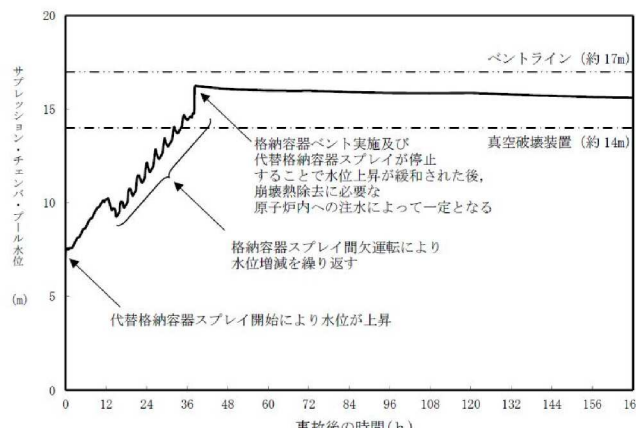
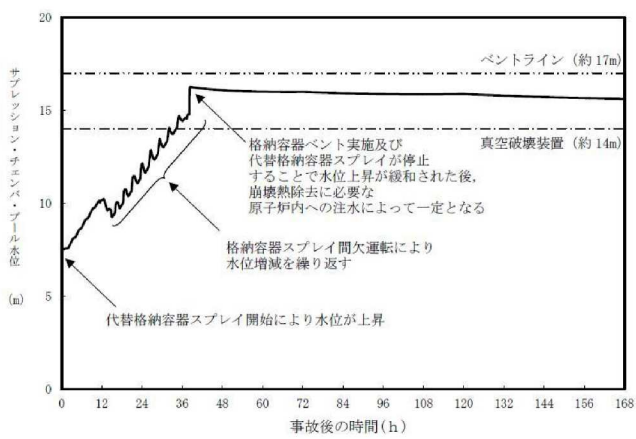
本資料のうち枠囲みの内容は，機密事項に属しますので公開できません。

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

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

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

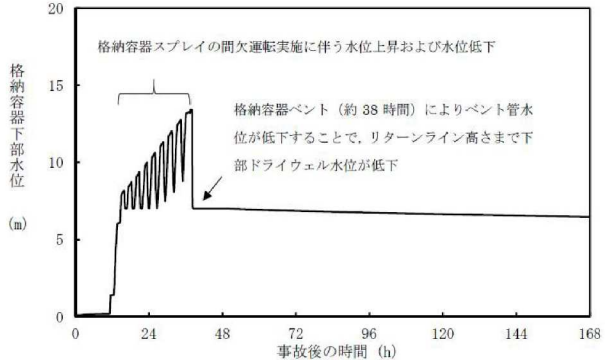
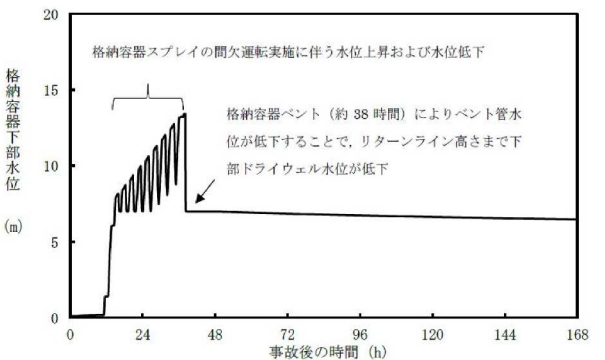
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち原子炉格納容器水位が最大となる、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサブレーションプール水位及び下部ドライウエル水位を評価した結果、最高値はそれぞれ約16.3m及び約13.5mとなる。図4-11にサブレーションプール水位の変化、図4-12に下部ドライウエル水位の変化を示す。</p> <p>重大事故対応上は、サブレーションプールの水位が原子炉格納容器圧力逃がし装置配管（以下「ベントライン」という。）から-1mとなるまでに代替格納容器スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ベントライン下端である17.15m(T.M.S.L. 8950mm)を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いるサブレーションプール水位とする。</p> <p>下部ドライウエル水位については、解析上の最高値約13.5mを包絡する値として、14.0m(T.M.S.L. 7400mm)を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いる下部ドライウエル水位とする。</p>  <p>図4-11 重大事故等時のサブレーションプールの水位の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.3-12図 サブレーション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち原子炉格納容器水位が最大となる、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサブレーションプール水位及び下部ドライウエル水位を評価した結果、最高値はそれぞれ約16.3m及び約13.5mとなる。図4-12にサブレーションプール水位の変化、図4-13に下部ドライウエル水位の変化を示す。</p> <p>重大事故対応上は、サブレーションプールの水位が原子炉格納容器圧力逃がし装置配管（以下「ベントライン」という。）から-1mとなるまでに代替格納容器スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ベントライン下端である16.95m(T.M.S.L. 8750mm)を重大事故等時の弾性設計用地震動S_d及び基準地震動S_sと組み合わせる原子炉格納容器の評価に用いるサブレーションプール水位とする。</p> <p><u>下部ドライウエル水位については、解析上の最高値約13.5mを包絡する値として、14.0m(T.M.S.L. 7400mm)を重大事故等時の弾性設計用地震動S_d及び基準地震動S_sと組み合わせる原子炉格納容器の評価に用いる下部ドライウエル水位とする。</u></p>  <p>図4-12 重大事故等時のサブレーションプールの水位の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第7.2.1.3-12図 サブレーション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>・記載の適正化 (図追加による図番号の修正)</p> <p>・記載の充実化 (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>・設計方針の差異【島根との差異】 (島根2号機は、ドライウエル水位が低く、評価への影響軽微として考慮していない。)</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 (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>図4-12 重大事故等時の下部ドライウェル水位の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合と同条件の解析結果に基づく下部ドライウェル水位の変化</p> <p>4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 31.6kg/s (2Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。 詳細は、「4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。</p>	 <p>図4-13 重大事故等時の下部ドライウェル水位の変化*</p> <p>注記*：平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合と同条件の解析結果に基づく下部ドライウェル水位の変化</p> <p>4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 31.6kg/s (2Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。 詳細は、「4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。</p>	<p>・記載の適正化 （図追加による図番号の修正）</p> <p>・差異なし</p>

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設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>耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量15.8kg/s（1Pdにおいて））することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合には、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由し、高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を</p>	<p><u>耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量15.8kg/s（1Pdにおいて））することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</u></p> <p><u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合には、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由し、高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受け</u></p>	<p>・記載方針の差異【島根との差異】 （6号機は、原子炉格納施設の基本設計方針とあわせた記載としている。）</p> <p>・設計方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は、耐圧強化ベントラインを最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として位置付けている。）</p>

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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

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

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設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>プレイ管からドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションチェンバプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p>	<p>プレイ管からドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションチェンバプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p>	<p>・差異なし</p>

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設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>とする。</p> <p>原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するために、アルカリ性の状態（pH <input type="text" value="10"/> 以上）に維持する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置はサブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p>	<p>原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するために、アルカリ性の状態（pH <input type="text" value="10"/> 以上）に維持する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置はサブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p>	

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設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>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンペを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型Y型ストレーナ等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスク</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンペを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型Y型ストレーナ等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</u></p> <p><u>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスク</u></p>	<p>・記載方針の差異【島根との差異】 （6号機は、原子炉格納施設の基本設計方針とあわせた記載としている。）</p> <p>・設計方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は、スクラビング水の補給及び排水設備を自主対策設備として位置付けている。）</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>ラバ水の pH を 以上に維持できる設計とする。</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。なお、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p>	<p><u>水の pH を 以上に維持できる設計とする。</u></p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。なお、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p>	<p>・差異なし</p>

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ <u>0.65m</u>、厚さ 0.13m、材料がジルコニア (ZrO₂)、個数が1個の設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。</p> <p>低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p>	<p>コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ <u>0.85m</u>、厚さ 0.13m、材料がジルコニア (ZrO₂)、個数が1個の設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。</p> <p>低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p>	<p>・設計方針の差異【島根との差異】 （6号機は、技術基準規則第66条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）要求に対応する設備に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を位置付けていない。）</p> <p>・設計方針の差異 （溶融炉心の堆積高さの計算結果の差異による。）</p>

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設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>低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。</p> <p>4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備である耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して主排気筒（内筒）を通して大気へ放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pd において））することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出できる設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルのいずれにも接続するが、炉心の</p>	<p>低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。</p> <p>4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備である耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p><u>耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して主排気筒（内筒）を通して大気へ放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pd において））することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出できる設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルのいずれにも接続するが、炉心の著</u></p>	<p>備考</p> <p>・差異なし</p> <p>・設計方針の差異【島根との差異】 （6号機は、原子炉格納容器内へ窒素を供給するための重大事故等対処設備は設置しない。）</p> <p>・設計方針の差異【島根との差異】 （島根2号機は、耐圧強化ベントラインを最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として位置付けており、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備としては使用しない。）</p>

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1 原子炉格納施設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>度低減性能に関する説明書」に示す。</p> <p>4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器を設ける設計とする。</p> <p>水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によ</p>	<p>度低減性能に関する説明書」に示す。</p> <p>4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能</p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器から水素ガス及び酸素ガスを排出することができる設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器を設ける設計とする。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。</u></p> <p>水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によ</p>	<p>・記載の適正化 （6号機は、技術基準規則の解釈の改正を反映し、記載を追加している。）</p> <p>・記載の適正化 （6号機は、技術基準規則の解釈の改正を反映し、記載を追加している。）</p>

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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

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

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
	<p>物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水樹用の放射性物質吸着材の予備を保管する設計とする。</p> <p>4.3.9 重大事故等時に加わる動荷重 重大事故等時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断を起因とする事象、逃がし安全弁の作動を伴う事象において動荷重が発生する。また、重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる原子炉冷却材喪失時の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。 そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。 その結果、設計基準事故時の動荷重である原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時以外に、以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。 ・原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇 ・格納容器ベントによる減圧 これらの動荷重については、影響を評価した結果、原子炉冷却材喪失時の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡されることを確認した。 一方で、以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており、この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。 ・全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時 ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁18弁作動時 ・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時 ・高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時 これらの状態については、影響を評価した結果、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時を除き、設計基準事故時の逃がし安全弁の動荷重に対して設計基準事故時の範囲を逸脱する領域であっても同等若しくはそれ以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。また、原子炉停止</p>	<p>材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水樹用の放射性物質吸着材の予備を保管する設計とする。</p> <p>4.3.9 重大事故等時に加わる動荷重 重大事故等時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断を起因とする事象、逃がし安全弁の作動を伴う事象において動荷重が発生する。また、重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる原子炉冷却材喪失事故時の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。 そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。 その結果、設計基準事故時の動荷重である原子炉冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時以外に、以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。 ・原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇 ・格納容器ベントによる減圧 これらの動荷重については、影響を評価した結果、原子炉冷却材喪失事故時の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡されることを確認した。 一方で、以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており、この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。 ・全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時 ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁18弁作動時 ・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時 ・高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時 これらの状態については、影響を評価した結果、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時を除き、設計基準事故時の逃がし安全弁の動荷重に対して設計基準事故時の範囲を逸脱する領域であっても同等若しくはそれ以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。また、原子炉停止機能</p>	<p>・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>・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。