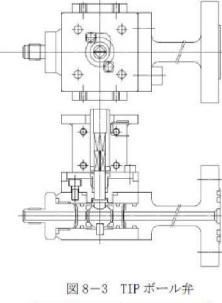
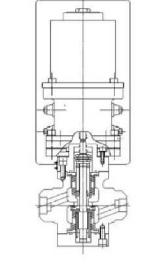
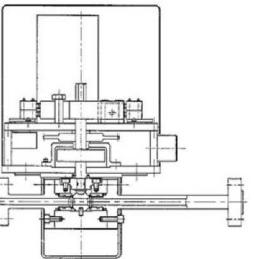
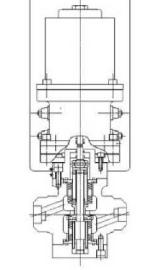


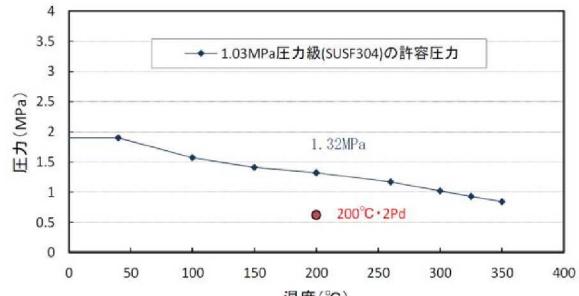
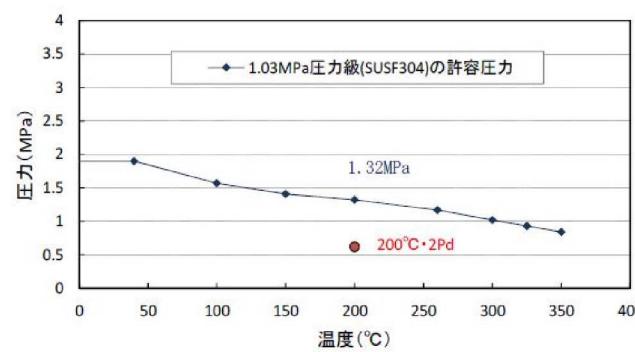
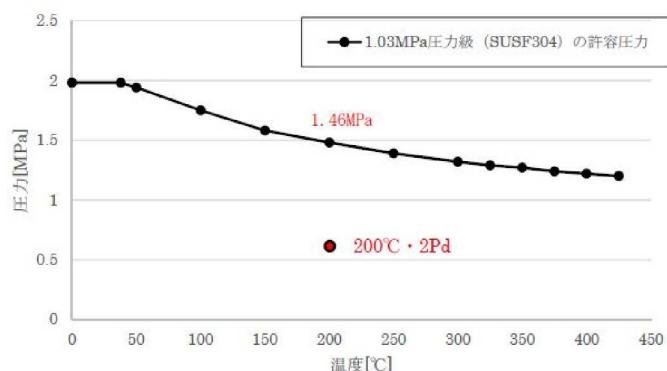
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

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>8.3 TIP ボール弁及びバージ弁 8.3.1 評価方針</p>	<p>8.3 TIP ボール弁及びバージ弁 8.3.1 評価方針</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>記載方針の差異【島根との差異】</li> </ul>
	<p>(1) 耐圧機能 弁箱について、耐圧機能の評価を行う。</p> <p>(2) 隔離機能 隔離機能（気密性保持）は、弁に用いられているシール材の耐環境性が支配的であるため、原子炉格納容器内が200°C, 2Pdの環境下におけるシール部への影響を検討する。</p>  <p>図8-3 TIP ボール弁</p>  <p>図8-4 TIP バージ弁</p>	<p>(1) 耐圧機能 弁箱について、耐圧機能の評価を行う。</p> <p>(2) 隔離機能 隔離機能（気密性保持）は、弁に用いられているシール材の耐環境性が支配的であるため、原子炉格納容器内が200°C, 2Pdの環境下におけるシール部への影響を検討する。</p>  <p>図8-3 TIP ボール弁</p>  <p>図8-4 TIP バージ弁</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備構成の差異</li> </ul>	

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。

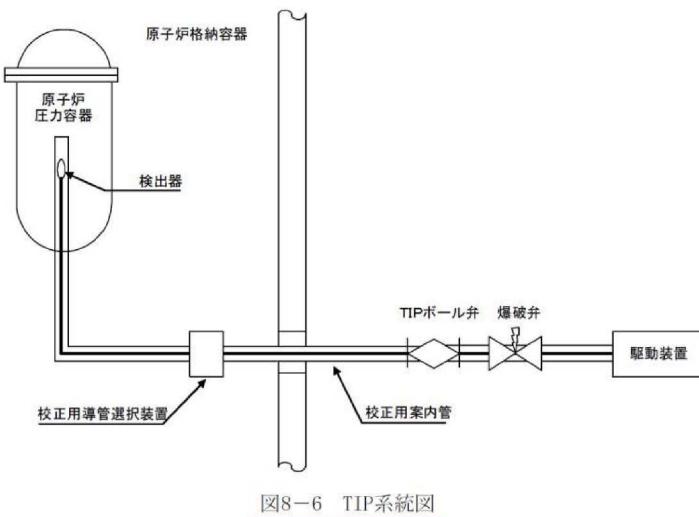
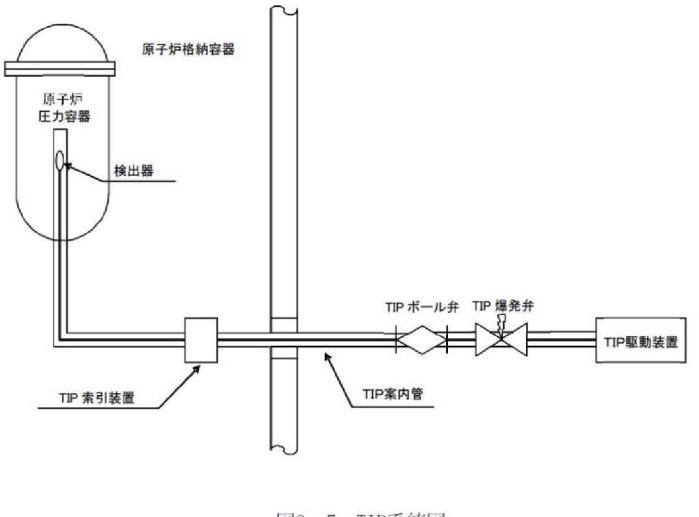
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

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>8.3.2 評価結果 (1) 耐圧機能</p> <p>TIP ボール弁及びバージ弁の圧力クラスは 1.03MPa であり、図8-5で示すとおり、設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力 1.32MPa は、200°C, 2Pd の環境条件を上回る。このため、シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。</p>  <p>図8-5 TIP ボール弁・バージ弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果 (出典：設計・建設規格)</p>	<p>8.3.2 評価結果 (1) 耐圧機能</p> <p>TIP ボール弁及びバージ弁の圧力クラスは 1.03MPa であり、図8-5、<a href="#">図8-6</a>で示すとおり、設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力 1.32MPa 及び 1.46MPa は、200°C, 2Pd の環境条件を上回る。このため、シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。</p>  <p>図8-5 TIP ボール弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果 (出典：設計・建設規格)</p>	 <p>図8-6 TIP バージ弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果 (出典：設計・建設規格)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>記載の適正化 (弁構造の相違による図の追加。)</li> <li>記載の適正化 (6号機は、バージ弁を図8-6に記載している。)</li> <li>設備構成の差異 (フランジ付き弁と溶接端弁で許容圧力が異なる。)</li> </ul>

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-別添1 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健全性について）

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) 隔離機能</p> <p>TIP系統を図8-6に示しているが、TIPボール弁は通常運転時に全閉状態であり、隔離機能を維持している。TIPボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局部出力領域モニタの校正のためTIP検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入った場合には、TIP検出器が自動引抜され、TIPボール弁が自動閉止する。また、TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入り、かつTIPボール弁が正常に閉止しない場合、TIP爆発弁にて閉止を行う運用としている。</p> <p>従来からTIPボール弁にはふつ素ゴム、ふつ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故等時環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、ドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類で採用した改良EPDM製シール材に変更する。</p> <p>また、TIPページ弁のグランド0リング、弁ふたシール及び弁座シートについても改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材の重大事故等時環境の耐性については、添付1で示すとおり圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められないことから、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。</p>  <p>図8-6 TIP系統図</p>	<p>(2) 隔離機能</p> <p>TIP系統を図8-7に示しているが、TIPボール弁は通常運転時に全閉状態であり、隔離機能を維持している。TIPボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局部出力領域モニタの校正のためTIP検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入った場合には、TIP検出器が自動引抜され、TIPボール弁が自動閉止する。また、TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入り、かつTIPボール弁が正常に閉止しない場合、TIP爆発弁にて閉止を行う運用としている。</p> <p>従来からTIPボール弁にはシリコンゴム、フッ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故等時環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、ドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類で採用した改良EPDM製、PEEK製シール材に変更する。</p> <p>また、TIPページ弁の0リング、弁ふたシール及び弁座シートについても改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材の重大事故等時環境の耐性については、添付1で示すとおり圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められないことから、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。</p>  <p>図8-7 TIP系統図</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>記載の適正化 (6号機は、図追加により図番号が異なる。)</li> <li>記載方針の差異【島根との差異】 (島根2号機は、補足-011「工事計画に係る補足説明資料（原子炉格納施設）」No.2別紙18に記載している。)</li> </ul>

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-別添1 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健全性について）

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>添付1 重大事故等時条件におけるガスケット健全性について 1.はじめに 福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内雰囲気が漏えいした経路として、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏えい経路の1つであると考えている。原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、福島第一原子力発電所事故のような事故時環境に曝されると、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。</p> <p>そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時環境の耐性が優れた改良EPDM製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良EPDM製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。</p> <p>2. 改良EPDM製シール材の試験について 2.1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について 改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するため、JIS K 6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表添付1-1に示す。なお、圧縮永久ひずみ率測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば、圧縮永久ひずみ率が表添付1-1で示す「□%」の場合は、シール材の初期締付量が□ mmである場合、□ mm戻ることを意味する。この場合、□ mmのフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる</p>	<p>添付1 重大事故等時条件におけるガスケット健全性について 1.はじめに 福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内雰囲気が漏えいした経路として、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏えい経路の1つであると考えている。原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、福島第一原子力発電所事故のような事故時環境に曝されると、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。</p> <p>そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時環境の耐性が優れた改良EPDM製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良EPDM製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。</p> <p>2. 改良EPDM製シール材の試験について 2.1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について 改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するため、JIS K 6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表添付1-1に示す。なお、圧縮永久ひずみ率測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば、圧縮永久ひずみ率が表添付1-1で示す「□%」の場合は、シール材の初期締付量が□ mmである場合、□ mm戻ることを意味する。この場合、□ mmのフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。</p>	<p>・評価結果の差異 (7号機と初期締付量が異なる。また、初期締付量と圧縮永久ひずみ率から算出する開口許容量も異なる。)</p>	

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

本資料のうち枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

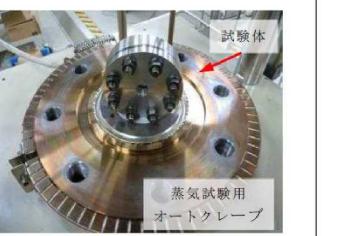
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

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 改良EPDM製シール材の実機を模擬した小型フランジ性能確認試験</p> <p>改良EPDM製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジ0リング溝を模擬した小型試験装置を用いて、重大事故等時環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図添付1-1に示しており、実機0リング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を作成し、あらかじめγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。</p> <p>試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するためには、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200°Cと、さらに余裕を見た250°Cを設定し、それぞれ7日間(168h)一定温度で高温曝露した。また、試験治具の0リング溝は内側に1mmの段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、重大事故等時の原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、重大事故等時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。また、原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8mmは、2Pdにおける開口量が最も大きな上部ドライウェル機器搬入用ハッチのフランジ開口量（約1.6mm）を1/2スケールにしたものと同等である。</p> <p>試験の結果は表添付1-2に示すとおり、本試験により200°Cが168時間継続した場合の改良EPDM製シール材のシール機能の健全性を確認した。</p>	<p>表添付1-1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">放射線 照射量</th> <th rowspan="2">雰囲気</th> <th rowspan="2">温度</th> <th colspan="3">圧縮永久ひずみ率[%]</th> </tr> <tr> <th>24h</th> <th>72h</th> <th>168h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200°C</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>250°C</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>200°C</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>250°C</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	No	放射線 照射量	雰囲気	温度	圧縮永久ひずみ率[%]			24h	72h	168h	1	800kGy	乾熱	200°C				2	800kGy	乾熱	250°C				3	800kGy	蒸気	200°C				4	800kGy	蒸気	250°C				<p>表添付1-1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">放射線 照射量</th> <th rowspan="2">雰囲気</th> <th rowspan="2">温度</th> <th colspan="3">圧縮永久ひずみ率[%]</th> </tr> <tr> <th>24h</th> <th>72h</th> <th>168h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200°C</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>250°C</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>200°C</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>250°C</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	No	放射線 照射量	雰囲気	温度	圧縮永久ひずみ率[%]			24h	72h	168h	1	800kGy	乾熱	200°C				2	800kGy	乾熱	250°C				3	800kGy	蒸気	200°C				4	800kGy	蒸気	250°C				<p>2.2 改良EPDM製シール材の実機を模擬した小型フランジ性能確認試験</p> <p>改良EPDM製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジ0リング溝を模擬した小型試験装置を用いて、重大事故等時環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図添付1-1に示しており、実機0リング溝の断面寸法を1/2スケール相当として試験治具を作成し、あらかじめγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。</p> <p>試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200°Cと、更に余裕を見た250°Cを設定し、それぞれ7日間(168h)一定温度で高温曝露した。また、試験治具の0リング溝は内側に1mmの段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、重大事故等時の原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、重大事故等時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。また、原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8mmは、2Pdにおける開口量が最も大きな上部ドライウェル機器搬入用ハッチのフランジ開口量（約1.6mm）を1/2スケールにしたものと同等である。</p> <p>試験の結果は表添付1-2に示すとおり、本試験により200°Cが168時間継続した場合の改良EPDM製シール材のシール機能の健全性を確認した。</p> <p>・評価結果の差異 (6号機は、表4-2に示すとおり、サプレッションチェンバ出入口の開口量が最大となる。)</p>
No	放射線 照射量					雰囲気	温度	圧縮永久ひずみ率[%]																																																																							
		24h	72h	168h																																																																											
1	800kGy	乾熱	200°C																																																																												
2	800kGy	乾熱	250°C																																																																												
3	800kGy	蒸気	200°C																																																																												
4	800kGy	蒸気	250°C																																																																												
No	放射線 照射量	雰囲気	温度	圧縮永久ひずみ率[%]																																																																											
				24h	72h	168h																																																																									
1	800kGy	乾熱	200°C																																																																												
2	800kGy	乾熱	250°C																																																																												
3	800kGy	蒸気	200°C																																																																												
4	800kGy	蒸気	250°C																																																																												

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-別添1 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健全性について）

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
	 	 	

図添付1-1 改良EPDM製シール材の性能確認試験装置

表添付1-2 He気密確認試験状況

No.	曝露条件	$\gamma$ 線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

### 2.3 改良EPDM製シール材の実機フランジモデル性能確認試験

改良EPDM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（0リング径：約250mm）の実機フランジモデル試験も実施しており、実機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を実施している。試験装置は図添付1-2、図添付1-3に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。あらかじめ $\gamma$ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するため、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、EPDMの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200°Cと、さらに余裕を見た250°C、300°Cとし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

図添付1-1 改良EPDM製シール材の性能確認試験装置

表添付1-2 He気密確認試験状況

No.	曝露条件	$\gamma$ 線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

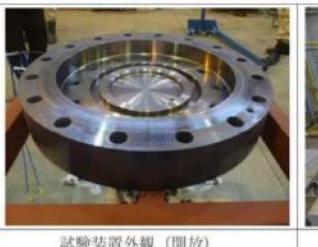
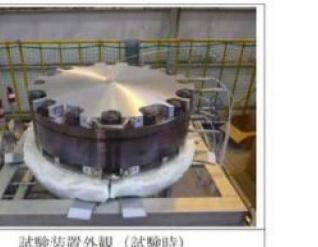
○：リーク及び圧力降下なし

### 2.3 改良EPDM製シール材の実機フランジモデル性能確認試験

改良EPDM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（0リング径：約250mm）の実機フランジモデル試験も実施しており、実機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を実施している。試験装置は図添付1-2、図添付1-3に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。あらかじめ $\gamma$ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、EPDMの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200°Cと、さらに余裕を見た250°C、300°Cとし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

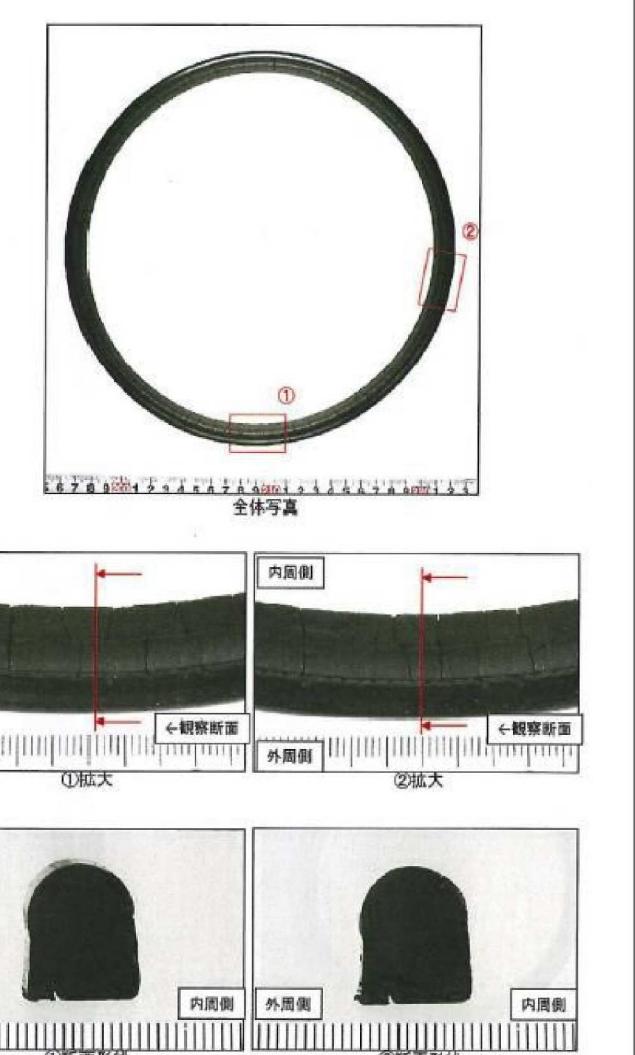
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

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 添付1-2 実機フランジモデル試験の装置概要</p>  <p>試験装置外観（開放） </p> <p>試験装置外観（試験時） </p> <p>図 添付1-3 実機フランジモデル試験装置の外観</p>	<p>図 添付1-2 実機フランジモデル試験の装置概要</p>  <p>試験装置外観（開放） </p> <p>試験装置外観（試験時） </p> <p>図 添付1-3 実機フランジモデル試験装置の外観</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備構成の差異 (6号機は、甲丸型ガスケットを使用している。)</li> </ul>

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。

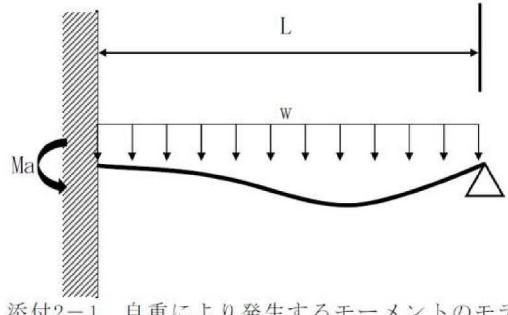
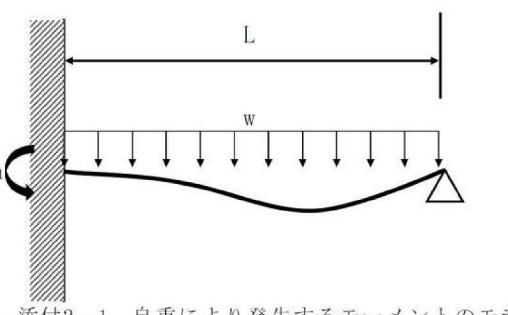
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

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 添付1-3 実機フランジモデル試験結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th><th>温度</th><th>継続時間</th><th>押し込み量</th><th>漏えいの有無</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td><td>200°C</td><td>168時間</td><td>0mm</td><td>なし</td></tr> <tr> <td>2</td><td>250°C</td><td>96時間</td><td>0mm</td><td>なし</td></tr> <tr> <td>3</td><td>300°C</td><td>24時間</td><td>0mm</td><td>なし</td></tr> </tbody> </table> <p>漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。</p> <p>注記*：継続時間 22 時間で漏えいが発生。</p>  <p>図 添付1-4 試験後の試験体外観（200°C, 168時間）</p>	No.	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無	1	200°C	168時間	0mm	なし	2	250°C	96時間	0mm	なし	3	300°C	24時間	0mm	なし	<p>表 添付1-3 実機フランジモデル試験結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th><th>温度</th><th>継続時間</th><th>押し込み量</th><th>漏えいの有無</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td><td>200°C</td><td>168時間</td><td>0mm</td><td>なし</td></tr> <tr> <td>2</td><td>250°C</td><td>96時間</td><td>0mm</td><td>なし</td></tr> <tr> <td>3</td><td>300°C</td><td>24時間</td><td>0mm</td><td>あり*</td></tr> </tbody> </table> <p>漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。</p> <p>注記*：継続時間 22 時間で漏えいが発生。</p>  <p>図 添付1-4 試験後の試験体外観（200°C, 168時間）</p>	No.	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無	1	200°C	168時間	0mm	なし	2	250°C	96時間	0mm	なし	3	300°C	24時間	0mm	あり*	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備構成の差異 (6号機は、甲丸型ガスケットを使用している。)</li> </ul>
No.	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無																																						
1	200°C	168時間	0mm	なし																																						
2	250°C	96時間	0mm	なし																																						
3	300°C	24時間	0mm	なし																																						
No.	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無																																						
1	200°C	168時間	0mm	なし																																						
2	250°C	96時間	0mm	なし																																						
3	300°C	24時間	0mm	あり*																																						

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-別添1 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健全性について）

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>添付2 代表原子炉格納容器貫通配管の選定について</p> <p>6.2 配管貫通部（接続配管）において評価を実施する代表配管の選定方法について説明する。</p> <p>設計・建設規格のPPC-3520(1)の考え方に基づき、原子炉格納容器バウンダリを構成する貫通配管のうち、最も大きな応力が生じると考えられる配管と配管貫通部スリーブもしくは端板の接合部における裕度が最も低い配管を代表配管とする。</p> <p>(1) 発生応力の算出方法</p> <p>次の評価式に基づき発生応力<math>S_{prm}</math>を評価する。</p> $S_{prm} = \frac{B_1 PD}{2t} + \frac{B_2 M_a}{Z}$ <p>ここで、  <math>S_{prm}</math>：一次応力(MPa)  P：限界圧力(MPa)  D：管の外径(mm)  t：管の厚さ(mm)  <math>B_1</math>及び<math>B_2</math>：応力係数でPPB-3810で規定する値  <math>M_a</math>：自重により発生するモーメント(N・mm) ((2)を参照)  Z：管の断面係数(<math>\text{mm}^3</math>)</p> <p>(2) <math>M_a</math>の算出方法</p> <p>原子炉格納容器配管貫通部を固定端、第一サポートを支持端とした場合に配管と配管貫通部の接合部に生じる、配管の自重によるモーメントは、次の式及びモデルにより算出する。</p> $M_a = \frac{wL^2}{8}$  <p>図 添付2-1 自重により発生するモーメントのモデル図</p>	<p>添付2 代表原子炉格納容器貫通配管の選定について</p> <p>6.2 配管貫通部（接続配管）において評価を実施する代表配管の選定方法について説明する。</p> <p>設計・建設規格のPPC-3520(1)の考え方に基づき、原子炉格納容器バウンダリを構成する貫通配管のうち、最も大きな応力が生じると考えられる配管と配管貫通部スリーブもしくは端板の接合部における裕度が最も低い配管を代表配管とする。</p> <p>(1) 発生応力の算出方法</p> <p>次の評価式に基づき発生応力<math>S_{prm}</math>を評価する。</p> $S_{prm} = \frac{B_1 PD}{2t} + \frac{B_2 M_a}{Z}$ <p>ここで、  <math>S_{prm}</math>：一次応力(MPa)  P：限界圧力(MPa)  D：管の外径(mm)  t：管の厚さ(mm)  <math>B_1</math>及び<math>B_2</math>：応力係数でPPB-3810で規定する値  <math>M_a</math>：自重により発生するモーメント(N・mm) ((2)を参照)  Z：管の断面係数(<math>\text{mm}^3</math>)</p> <p>(2) <math>M_a</math>の算出方法</p> <p>原子炉格納容器配管貫通部を固定端、第一サポートを支持端とした場合に配管と配管貫通部の接合部に生じる、配管の自重によるモーメントは、次の式及びモデルにより算出する。</p> $M_a = \frac{wL^2}{8}$  <p>図 添付2-1 自重により発生するモーメントのモデル図</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>記載方針の差異【島根との差異】 (島根2号機は、個別の強度計算書に記載している。)</li> </ul>	

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添1 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健全性について）

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>ここで、  <math>L</math>：支持間隔  <math>w</math>：配管単位長さ当たり重量</p> <p>(3) 裕度の算出方法  <math>S_{prm}</math>と許容値<math>1.5S_h</math>の比をとり、裕度の最も小さい配管を代表配管とする。但し、<math>S_h</math>は限界温度における設計・建設規格付録材料図 表 Part5 表5に定める値(MPa)である。</p> <p>(4) 代表配管の選定          (1)～(3)に基づき評価を行った結果を表 添付2-1に示す。          最小の裕度となった配管は、貫通部番号 [ ] に接続する<a href="#">高圧炉心注水系 (B)</a> の吸い込み配管であることから、当該配管を代表として応力の評価を実施する。</p>	<p>ここで、  <math>L</math>：支持間隔  <math>w</math>：配管単位長さ当たり重量</p> <p>(3) 裕度の算出方法  <math>S_{prm}</math>と許容値<math>1.5S_h</math>の比をとり、裕度の最も小さい配管を代表配管とする。ただし、<math>S_h</math>は限界温度における設計・建設規格付録材料図 表 Part5 表5に定める値(MPa)である。</p> <p>(4) 代表配管の選定  <math>(1) \sim (3)</math>に基づき評価を行った結果を表 添付2-1に示す。          最小の裕度となった配管は、貫通部番号 [ ] に接続する<a href="#">残留熱除去系 (C)</a> の低圧注水であることから、当該配管を代表として応力の評価を実施する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>評価結果の差異</li> </ul>	

**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-別添1 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健全性について）

島根原子力発電所 第2号機		柏崎刈羽原子力発電所 第7号機							柏崎刈羽原子力発電所 第6号機							備考																		
表 添付2-1 代表配管の選定結果									表 添付2-1 代表配管の選定結果																									
<b>・評価結果の差異</b>																																		

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-別添1 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健全性について）

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>添付3 原子炉格納容器隔離弁の抽出について</p> <p>原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力（200°C, 2Pd）の健全性を確認するため、添付図3-1に従ったフローで弁を抽出した。弁設計圧力が2Pd以下のものはなかったため、200°Cで最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し、「不活性ガス系バタフライ弁」と「TIPボール弁及びパージ弁」が抽出された。</p> <pre> graph TD     A[原子炉格納容器隔離弁] --&gt; B{弁設計圧力が 200°Cにおいて 2Pd(0.62MPa)以上}     B -- No --&gt; C[弁構造について、限界圧力における構造評価を行う]     B -- Yes --&gt; D[弁の200°Cにおける耐性を確認]     D --&gt; E{弁体弁座のシート部が金属であり、バウンダリ機能を持つシール部(グランド等)に黒鉛製のパッキン、ガasket等を有している}     E -- Yes --&gt; F[SA環境で健全性確保可能]     E -- No --&gt; G[バウンダリ機能を持つシール部にゴム材を使用しているため、SA環境におけるシール部の健全性評価を行う]     G --&gt; H["不活性ガス系バタフライ弁 ・TIPボール弁及びパージ弁"]     H --&gt; I[本章で健全性評価結果を示す]   </pre> <p>添付 図3-1 原子炉格納容器隔離弁の評価対象弁の抽出フロー</p>	<p>添付3 原子炉格納容器隔離弁の抽出について</p> <p>原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力（200°C, 2Pd）の健全性を確認するため、添付図3-1に従ったフローで弁を抽出した。弁設計圧力が2Pd以下のものはなかったため、200°Cで最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し、「不活性ガス系バタフライ弁」と「TIPボール弁及びパージ弁」が抽出された。</p> <pre> graph TD     A[原子炉格納容器隔離弁] --&gt; B{弁設計圧力が 200°Cにおいて 2Pd(0.62MPa)以上}     B -- No --&gt; C[弁構造について、限界圧力における構造評価を行う]     B -- Yes --&gt; D[弁の200°Cにおける耐性を確認]     D --&gt; E{弁体弁座のシート部が金属であり、バウンダリ機能を持つシール部(グランド等)に黒鉛製のパッキン、ガasket等を有している}     E -- Yes --&gt; F[SA環境で健全性確保可能]     E -- No --&gt; G[バウンダリ機能を持つシール部にゴム材を使用しているため、SA環境におけるシール部の健全性評価を行う]     G --&gt; H["不活性ガス系バタフライ弁 ・TIPボール弁及びパージ弁"]     H --&gt; I[本章で健全性評価結果を示す]   </pre> <p>添付 図3-1 原子炉格納容器隔離弁の評価対象弁の抽出フロー</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-別添1 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健全性について）

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;">別紙1 原子炉格納容器 限界温度、圧力に対する 経年劣化の影響について</p> <p>1. はじめに          原子炉格納容器の限界温度、圧力に関する評価における評価対象部位について、放射性物質の閉じ込め機能が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の限界温度、圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、柏崎刈羽原子力発電所において実施した、他プラントの高経年化技術評価を参考に検討する。</p> <p>2. 原子炉格納容器本体          原子炉格納容器本体（コンクリート部）については、コンクリート表面に有意なひび割れ、欠落等がないことを確認しており、これまで有意な劣化は認められていない。さらに、保全計画に基づきコンクリートの中性化深さを確認し、鉄筋の腐食による強度低下がないことを確認している。          ライナ部分については、経年劣化事象として腐食が考えられるが、ライナ部分は、表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づき、計画的に外観点検を実施し、表面の腐食、塗膜等の異常があれば、補修塗装を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。          なお、原子炉格納容器本体に対して、一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）」（以下、「JEAC4203」という。）に基づく、全体漏えい率試験（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。</p> <p>3. 原子炉格納容器本体以外          原子炉格納容器本体以外の評価部位について、考慮する経年劣化事象は以下のとおり。          ・ステンレス鋼配管については、塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが、社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し、基準を満足しない場合は、純水拭きを実施することにより、塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから、有意な劣化はないと考えられる。          ・炭素鋼配管については、流れ加速型腐食による減肉が考えられるが、社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し、基準を満足しない場合は、計画的に取替えを行うなど、適切な管理を行っている。          ・電気配線貫通部については、経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、</p>	<p style="text-align: center;">別紙1 原子炉格納容器 限界温度、圧力に対する経年劣化の影響 について</p> <p>1. はじめに          原子炉格納容器の限界温度、圧力に関する評価における評価対象部位について、放射性物質の閉じ込め機能が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の限界温度、圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、柏崎刈羽原子力発電所において実施した、他プラントの高経年化技術評価を参考に検討する。</p> <p>2. 原子炉格納容器本体          原子炉格納容器本体（コンクリート部）については、コンクリート表面に有意なひび割れ、欠落等がないことを確認しており、これまで有意な劣化は認められていない。さらに、保全計画に基づきコンクリートの中性化深さを確認し、鉄筋の腐食による強度低下がないことを確認している。  <u>ライナ部分については、経年劣化事象として腐食が考えられるが、ライナ部分は、表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づき、計画的に外観点検を実施し、表面の腐食、塗膜等の異常があれば、補修塗装を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。</u>          なお、原子炉格納容器本体に対して、一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）」（以下、「JEAC4203」という。）に基づく、全体漏えい率試験（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。</p> <p>3. 原子炉格納容器本体以外          原子炉格納容器本体以外の評価部位について、考慮する経年劣化事象は以下のとおり。          ・ステンレス鋼配管については、塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが、社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し、基準を満足しない場合は、純水拭きを実施することにより、塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから、有意な劣化はないと考えられる。          ・炭素鋼配管については、流れ加速型腐食による減肉が考えられるが、社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し、基準を満足しない場合は、計画的に取替えを行うなど、適切な管理を行っている。          ・電気配線貫通部については、経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、</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>

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-別添1 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健全性について）

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>長期健全性試験により、健全性を確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。</li><li>・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については、保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから、経年劣化事象とはならない。</li><li>・JEAC4203に基づく、全体漏えい率検査（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。</li></ul> <p>以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の限界温度、圧力に関する評価結果への影響はないと考える。</p>	<p>長期健全性試験により、健全性を確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。</li><li>・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については、保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから、経年劣化事象とはならない。</li><li>・JEAC4203に基づく、全体漏えい率検査（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。</li></ul> <p>以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の限界温度、圧力に関する評価結果への影響はないと考える。</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-別添1 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健全性について）

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;"><u>添付1 電気配線貫通部（エポキシ樹脂及び0リング）の 経年劣化に対する長期健全性評価</u></p> <p><u>1. 概要</u> 柏崎刈羽原子力発電所第7号機に設置されているモジュール型電気配線貫通部は長期間の経年劣化を考慮した健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期健全性評価を行う。</p> <p><u>2. 長期健全性試験</u></p> <p><u>2.1 評価項目</u> エポキシ樹脂及び0リングは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行するため、経年劣化に対する評価が必要である。</p> <p><u>2.2 热劣化期間算出</u> エポキシ樹脂及び0リングの加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。（表2-1）</p> <p>加速倍率算出 <math>a = e \times p \left[ -\frac{E}{R} \left( \frac{1}{(273 + T_{exam})} - \frac{1}{(273 + T_{real})} \right) \right]</math></p> <p>热劣化期間 <math>T_{acc} = \frac{365 \cdot Z}{a}</math></p> <p>加速熱劣化試験条件は、40年の運転を包絡した運転期間を想定し、余裕をみてエポキシ樹脂は□℃-□日、0リングは□℃-□日で設定する。</p> <p>表2-1 各パラメータ</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>エポキシ樹脂</th> <th>0リング</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速倍率</td> <td>a</td> <td>倍</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>気体定数</td> <td>R</td> <td>kcal/mol・K</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>実機温度</td> <td>T<sub>real</sub></td> <td>℃</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> <td>T<sub>exam</sub></td> <td>℃</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>部材の活性化エネルギー*</td> <td>E</td> <td>kcal/mol</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価年数</td> <td>Z</td> <td>years</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>熱劣化期間</td> <td>T<sub>acc</sub></td> <td>days</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：メーカ値及び文献値であり、複数の試験温度で部材の機能が維持される期間をプロットし、直線の傾きから活性化エネルギーを算出</p> <p><u>2.3 試験条件</u></p>	項目	記号	単位	数値		エポキシ樹脂	0リング	加速倍率	a	倍			気体定数	R	kcal/mol・K			実機温度	T <sub>real</sub>	℃			試験温度	T <sub>exam</sub>	℃			部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol			評価年数	Z	years			熱劣化期間	T <sub>acc</sub>	days			<p>・設備構成の差異【7号機及び島根との差異】 (7号機及び島根2号機では、0リングとして有機物を使用しているが、6号機は、メタル材を使用している。)</p>
項目	記号				単位	数値																																						
		エポキシ樹脂	0リング																																									
加速倍率	a	倍																																										
気体定数	R	kcal/mol・K																																										
実機温度	T <sub>real</sub>	℃																																										
試験温度	T <sub>exam</sub>	℃																																										
部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol																																										
評価年数	Z	years																																										
熱劣化期間	T <sub>acc</sub>	days																																										

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-別添1 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健全性について）

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><u>エポキシ樹脂とOリングの長期健全性試験条件をそれぞれ表2-2及び表2-3に示す。</u></p> <p>表2-2 エポキシ樹脂の試験条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th><th>試験項目</th><th>試験方法</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td><td>放射線照射試験 (通常時)</td><td>電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] Gyとして試験を実施。</td></tr> <tr> <td>2</td><td>サーマルサイクル試験</td><td>[ ]サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは[ ]℃→[ ]℃→[ ]℃を変化させている。</td></tr> <tr> <td>3</td><td>熱劣化試験</td><td>加熱促進により、40年に相当する加速熱劣化を包絡した[ ]℃、[ ]日間を加える。</td></tr> <tr> <td>4</td><td>放射線照射試験 (事故時)</td><td>電気配線貫通部が冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] kGyとして試験を実施。</td></tr> <tr> <td>5</td><td>冷却材喪失事故模擬試験</td><td>国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度、蒸気、圧力、時間)条件を包絡するような条件として、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]時間の後、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]日間の試験を実施。</td></tr> </tbody> </table> <p>出典：共同研究報告書 原子炉格納容器電気ベネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書（モジュール型ベネットレーション） 平成23年3月</p> <p>表2-3 Oリングの試験条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th><th>試験項目</th><th>試験方法</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td><td>放射線照射試験</td><td>電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] Gyとして試験を実施。</td></tr> <tr> <td>2</td><td>熱劣化試験</td><td>加熱促進により、40年に相当する加速熱劣化を包絡して[ ]℃、[ ]日間を加える。</td></tr> <tr> <td>3</td><td>サーマルサイクル試験</td><td>[ ]サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは[ ]℃-[ ]℃-[ ]℃を変化させている。</td></tr> <tr> <td>4</td><td>冷却材喪失事故模擬試験</td><td>国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度、蒸気、圧力、時間)条件を包絡するような条件として、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]時間の後、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]日間の試験を実施。</td></tr> </tbody> </table> <p>出典：共同研究報告書 原子炉格納容器電気ベネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書（モジュール型ベネットレーション） 平成23年3月</p> <p><u>3. 評価結果</u>  <u>40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故を想定した表2-2及び表2-3の試験条件を負荷した後の漏えい試験では、エポキシ樹脂とOリングの漏えい量はそれぞれ[ ] Pa・m<sup>3</sup>/s及び[ ] Pa・m<sup>3</sup>/sであった。一方、電気配線貫通部のモジュール1台あたりの許容漏えい量は[ ] Pa・m<sup>3</sup>/sであり、漏えい量は十分小さい値となっている。</u>  <u>このことから、電気配線貫通部は、40年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。</u></p>	No	試験項目	試験方法	1	放射線照射試験 (通常時)	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] Gyとして試験を実施。	2	サーマルサイクル試験	[ ]サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは[ ]℃→[ ]℃→[ ]℃を変化させている。	3	熱劣化試験	加熱促進により、40年に相当する加速熱劣化を包絡した[ ]℃、[ ]日間を加える。	4	放射線照射試験 (事故時)	電気配線貫通部が冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] kGyとして試験を実施。	5	冷却材喪失事故模擬試験	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度、蒸気、圧力、時間)条件を包絡するような条件として、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]時間の後、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]日間の試験を実施。	No	試験項目	試験方法	1	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] Gyとして試験を実施。	2	熱劣化試験	加熱促進により、40年に相当する加速熱劣化を包絡して[ ]℃、[ ]日間を加える。	3	サーマルサイクル試験	[ ]サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは[ ]℃-[ ]℃-[ ]℃を変化させている。	4	冷却材喪失事故模擬試験	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度、蒸気、圧力、時間)条件を包絡するような条件として、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]時間の後、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]日間の試験を実施。		
No	試験項目	試験方法																																		
1	放射線照射試験 (通常時)	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] Gyとして試験を実施。																																		
2	サーマルサイクル試験	[ ]サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは[ ]℃→[ ]℃→[ ]℃を変化させている。																																		
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年に相当する加速熱劣化を包絡した[ ]℃、[ ]日間を加える。																																		
4	放射線照射試験 (事故時)	電気配線貫通部が冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] kGyとして試験を実施。																																		
5	冷却材喪失事故模擬試験	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度、蒸気、圧力、時間)条件を包絡するような条件として、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]時間の後、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]日間の試験を実施。																																		
No	試験項目	試験方法																																		
1	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] Gyとして試験を実施。																																		
2	熱劣化試験	加熱促進により、40年に相当する加速熱劣化を包絡して[ ]℃、[ ]日間を加える。																																		
3	サーマルサイクル試験	[ ]サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは[ ]℃-[ ]℃-[ ]℃を変化させている。																																		
4	冷却材喪失事故模擬試験	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度、蒸気、圧力、時間)条件を包絡するような条件として、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]時間の後、[ ]℃-[ ]kPa以上で[ ]日間の試験を実施。																																		

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-別添1 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健全性について）

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;">別紙2 原子炉格納容器 限界温度、圧力負荷後の 耐震性について</p> <p>1. 検討方針 原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に對し、限界温度、圧力（200°C, 2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の残留ひずみの挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 一次応力が <math>S_y</math> を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。一次応力が <math>S_y</math> 以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（図2-1, 0→a→0）。<math>S_y</math> を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（図2-1, 0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、限界温度、圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図2-1, c→b）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2-2）、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題はない。 なお、材料にあらかじめひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ（～約19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見*が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。 地震（許容応力状態IV<sub>AS</sub>）の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、更に限界温度、圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>注記*：一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701, (1997)</p>	<p style="text-align: center;">別紙2 原子炉格納容器 限界温度、圧力負荷後の 耐震性について</p> <p>1. 検討方針 原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に對し、限界温度、圧力（200°C, 2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の残留ひずみの挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 一次応力が <math>S_y</math> を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。一次応力が <math>S_y</math> 以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（図2-1, 0→a→0）。<math>S_y</math> を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（図2-1, 0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、限界温度、圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図2-1, c→b）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2-2）、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題はない。 なお、材料にあらかじめひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ（～約19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見*が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。 地震（許容応力状態IV<sub>AS</sub>）の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、更に限界温度、圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>注記*：一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701, (1997)</p>	・差異なし

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

本資料の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-別添1 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健全性について）

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>島根原子力発電所 第2号機</p> <p>図2-1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）</p> <p>図2-2 公称応力と真応力について</p> <p>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が <math>S_y</math> 以下かを確認した。確認結果を表2-1に示す。</p> <p>原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が判定値を超えないため、残留ひずみは生じない。</p> <p>その他の評価部位については、一次応力が<u>運転状態IV</u>の許容応力の制限内であり、また、残留ひずみは十分小さい。</p> <p>したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、更に限界温度、圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。</p>	<p>柏崎刈羽原子力発電所 第7号機</p> <p>図2-1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）</p>	<p>図2-2 公称応力と真応力について</p> <p>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が <math>S_y</math> 以下<u>若しくは供用状態Dの許容応力の制限内である</u>かを確認した。確認結果を表2-1に示す。</p> <p>原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が判定値を超えないため、残留ひずみは生じない。</p> <p>その他の評価部位については、一次応力が<u>供用状態D</u>の許容応力の制限内であり、また、残留ひずみは十分小さい。</p> <p>したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、更に限界温度、圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。)</li> <li>記載の適正化 (2.の記載に合わせて供用状態Dとした。)</li> </ul>

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-別添1 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健全性について）

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2-1 各部位の限界温度、圧力負荷時の状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価部位</th><th>評価点</th><th>分類</th><th>評価値*1</th><th>判定値</th><th>残留ひずみ有無</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器本体*2</td><td>コンクリート部</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-1-1 「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>ドライウェル上鏡</td><td>鏡板</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-1-4 「ドライウェル上鏡の強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）</td><td>鏡板のスリーブとの結合部</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-1-6 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）</td><td>鏡板のスリーブとの結合部</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-1-7 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>上部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td><td>円筒胴</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-2-2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>下部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td><td>円筒胴の鏡板との結合部</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-2-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>サブレッション</td><td>円筒胴</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-2-4 「サブレーションチャンバ出入口の強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>上部ドライウェル所員用エアロック</td><td>隔壁部</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-3-2 「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>下部ドライウェル所員用エアロック</td><td>隔壁部</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-3-3 「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>スリーブ</td><td>同左</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び添付書類 V-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>管</td><td>同左</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>端板</td><td>同左</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>閉止板</td><td>同左</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>電気配線貫通部</td><td>スリーブ</td><td>同左</td><td>添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び添付書類 V-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>アダプタ</td><td>同左</td><td></td><td>添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>ヘッダ</td><td>同左</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>原子炉格納容器隔離弁</td><td>弁箱</td><td>一次 0.62MPa (2Pd)</td><td>1.32MPa<sup>*3</sup></td><td>なし</td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>注記*1：判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。      *2：ライナ部は構造強度を負担しないため省略。      *3：設計・建設規格 別表I-1による200°Cでの弁の許容圧力。</p>	評価部位	評価点	分類	評価値*1	判定値	残留ひずみ有無	原子炉格納容器本体*2	コンクリート部	添付書類 V-3-3-6-1-1-1 「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載				ドライウェル上鏡	鏡板	添付書類 V-3-3-6-1-1-4 「ドライウェル上鏡の強度計算書」に記載				下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）	鏡板のスリーブとの結合部	添付書類 V-3-3-6-1-1-6 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」に記載				下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）	鏡板のスリーブとの結合部	添付書類 V-3-3-6-1-1-7 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」に記載				上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	円筒胴	添付書類 V-3-3-6-1-2-2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載				下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	円筒胴の鏡板との結合部	添付書類 V-3-3-6-1-2-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載				サブレッション	円筒胴	添付書類 V-3-3-6-1-2-4 「サブレーションチャンバ出入口の強度計算書」に記載				上部ドライウェル所員用エアロック	隔壁部	添付書類 V-3-3-6-1-3-2 「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載				下部ドライウェル所員用エアロック	隔壁部	添付書類 V-3-3-6-1-3-3 「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載				スリーブ	同左	添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び添付書類 V-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載				管	同左					端板	同左					閉止板	同左					電気配線貫通部	スリーブ	同左	添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び添付書類 V-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載			アダプタ	同左		添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載			ヘッダ	同左					原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次 0.62MPa (2Pd)	1.32MPa <sup>*3</sup>	なし		<p>表2-1 各部位の限界温度、圧力負荷時の状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価部位</th><th>評価点</th><th>分類</th><th>評価値*1</th><th>判定値</th><th>残留ひずみ有無</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器本体*2</td><td>コンクリート部</td><td>VI-3-3-6-1-1-1 「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>ドライウェル上鏡</td><td>鏡板</td><td>VI-3-3-6-1-1-4 「ドライウェル上鏡の強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）</td><td>鏡板のスリーブとの結合部</td><td>VI-3-3-6-1-1-6 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）</td><td>鏡板のスリーブとの結合部</td><td>VI-3-3-6-1-1-7 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>上部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td><td>円筒胴</td><td>VI-3-3-6-1-2-2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>下部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td><td>円筒胴の鏡板との結合部</td><td>VI-3-3-6-1-2-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>サブレッション</td><td>円筒胴</td><td>VI-3-3-6-1-2-4 「サブレーションチャンバ出入口の強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>上部ドライウェル所員用エアロック</td><td>隔壁部</td><td>VI-3-3-6-1-3-2 「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>下部ドライウェル所員用エアロック</td><td>隔壁部</td><td>VI-3-3-6-1-3-3 「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>スリーブ</td><td>同左</td><td>VI-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>端板</td><td>同左</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>閉止板</td><td>同左</td><td>一次 0.62MPa (2Pd)</td><td>3.226 MPa</td><td>なし</td><td></td></tr> <tr> <td>閉止フランジ</td><td>同左</td><td>一次 0.62MPa (2Pd)</td><td>8.070 MPa</td><td>なし</td><td></td></tr> <tr> <td>電気配線貫通部</td><td>スリーブ</td><td>同左</td><td>VI-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載</td><td>なし</td><td></td></tr> <tr> <td>アダプタ</td><td>同左</td><td></td><td>0.65 MPa (2 Pd + 重大事故時の水頭圧)</td><td>13.304 MPa</td><td>なし</td></tr> <tr> <td>ヘッダ</td><td>同左</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>原子炉格納容器隔離弁</td><td>弁箱</td><td>一次 0.62MPa (2Pd)</td><td>1.32MPa<sup>*3</sup></td><td>なし</td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>注記*1：判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。      *2：ライナ部は構造強度を負担しないため省略。      *3：設計・建設規格 別表I-1による200°Cでの弁の許容圧力。</p>	評価部位	評価点	分類	評価値*1	判定値	残留ひずみ有無	原子炉格納容器本体*2	コンクリート部	VI-3-3-6-1-1-1 「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載	なし			ドライウェル上鏡	鏡板	VI-3-3-6-1-1-4 「ドライウェル上鏡の強度計算書」に記載	なし			下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）	鏡板のスリーブとの結合部	VI-3-3-6-1-1-6 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」に記載	なし			下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）	鏡板のスリーブとの結合部	VI-3-3-6-1-1-7 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」に記載	なし			上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	円筒胴	VI-3-3-6-1-2-2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載	なし			下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	円筒胴の鏡板との結合部	VI-3-3-6-1-2-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載	なし			サブレッション	円筒胴	VI-3-3-6-1-2-4 「サブレーションチャンバ出入口の強度計算書」に記載	なし			上部ドライウェル所員用エアロック	隔壁部	VI-3-3-6-1-3-2 「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載	なし			下部ドライウェル所員用エアロック	隔壁部	VI-3-3-6-1-3-3 「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載	なし			スリーブ	同左	VI-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	なし			端板	同左					閉止板	同左	一次 0.62MPa (2Pd)	3.226 MPa	なし		閉止フランジ	同左	一次 0.62MPa (2Pd)	8.070 MPa	なし		電気配線貫通部	スリーブ	同左	VI-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載	なし		アダプタ	同左		0.65 MPa (2 Pd + 重大事故時の水頭圧)	13.304 MPa	なし	ヘッダ	同左					原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次 0.62MPa (2Pd)	1.32MPa <sup>*3</sup>	なし		<ul style="list-style-type: none"> <li>評価結果の差異</li> <li>記載方針の差異 (6号機は、先行プラント審査実績を反映し、残留ひずみ有無を追記している。)</li> </ul>
評価部位	評価点	分類	評価値*1	判定値	残留ひずみ有無																																																																																																																																																																																																																						
原子炉格納容器本体*2	コンクリート部	添付書類 V-3-3-6-1-1-1 「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
ドライウェル上鏡	鏡板	添付書類 V-3-3-6-1-1-4 「ドライウェル上鏡の強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）	鏡板のスリーブとの結合部	添付書類 V-3-3-6-1-1-6 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）	鏡板のスリーブとの結合部	添付書類 V-3-3-6-1-1-7 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	円筒胴	添付書類 V-3-3-6-1-2-2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	円筒胴の鏡板との結合部	添付書類 V-3-3-6-1-2-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
サブレッション	円筒胴	添付書類 V-3-3-6-1-2-4 「サブレーションチャンバ出入口の強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
上部ドライウェル所員用エアロック	隔壁部	添付書類 V-3-3-6-1-3-2 「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
下部ドライウェル所員用エアロック	隔壁部	添付書類 V-3-3-6-1-3-3 「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
スリーブ	同左	添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び添付書類 V-3-3-6-1-4-2 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																									
管	同左																																																																																																																																																																																																																										
端板	同左																																																																																																																																																																																																																										
閉止板	同左																																																																																																																																																																																																																										
電気配線貫通部	スリーブ	同左	添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び添付書類 V-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																								
アダプタ	同左		添付書類 V-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載																																																																																																																																																																																																																								
ヘッダ	同左																																																																																																																																																																																																																										
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次 0.62MPa (2Pd)	1.32MPa <sup>*3</sup>	なし																																																																																																																																																																																																																							
評価部位	評価点	分類	評価値*1	判定値	残留ひずみ有無																																																																																																																																																																																																																						
原子炉格納容器本体*2	コンクリート部	VI-3-3-6-1-1-1 「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
ドライウェル上鏡	鏡板	VI-3-3-6-1-1-4 「ドライウェル上鏡の強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）	鏡板のスリーブとの結合部	VI-3-3-6-1-1-6 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）	鏡板のスリーブとの結合部	VI-3-3-6-1-1-7 「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	円筒胴	VI-3-3-6-1-2-2 「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	円筒胴の鏡板との結合部	VI-3-3-6-1-2-3 「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
サブレッション	円筒胴	VI-3-3-6-1-2-4 「サブレーションチャンバ出入口の強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
上部ドライウェル所員用エアロック	隔壁部	VI-3-3-6-1-3-2 「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
下部ドライウェル所員用エアロック	隔壁部	VI-3-3-6-1-3-3 「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
スリーブ	同左	VI-3-3-6-1-4-1 「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																								
端板	同左																																																																																																																																																																																																																										
閉止板	同左	一次 0.62MPa (2Pd)	3.226 MPa	なし																																																																																																																																																																																																																							
閉止フランジ	同左	一次 0.62MPa (2Pd)	8.070 MPa	なし																																																																																																																																																																																																																							
電気配線貫通部	スリーブ	同左	VI-3-3-6-1-4-3 「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載	なし																																																																																																																																																																																																																							
アダプタ	同左		0.65 MPa (2 Pd + 重大事故時の水頭圧)	13.304 MPa	なし																																																																																																																																																																																																																						
ヘッダ	同左																																																																																																																																																																																																																										
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次 0.62MPa (2Pd)	1.32MPa <sup>*3</sup>	なし																																																																																																																																																																																																																							

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

本資料の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-別添1 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健全性について）

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>別紙3 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について</p> <p>炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等の核分裂生成物（以下「FP」という。）が沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器限界温度以下となることを確認する。</p> <p>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価 炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリーグパスへFPが飛散し、リーグパス内がFPで満たされ、目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により温度分布を確認した。 評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リーグパス箇所の最高温度は約195°Cとなり、原子炉格納容器限界温度である200°Cを下回ることから原子炉格納容器限界温度に影響ないことを確認した。</p> <p>注：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES））」において、FPが飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リーグパスへFPが飛散し導かれたと仮定する。リーグパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定する。 (FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。)</p> <p>○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価 炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリーグパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。イメージ図を図1-1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。</li> <li>b. 重大事故等時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リーグパスへ到達したと仮定</li> </ul>	<p>別紙3 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について</p> <p>炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等の核分裂生成物（以下「FP」という。）が沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器限界温度以下となることを確認する。</p> <p>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価 炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリーグパスへFPが飛散し、リーグパス内がFPで満たされ、目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により温度分布を確認した。 評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リーグパス箇所の最高温度は約195°Cとなり、原子炉格納容器限界温度である200°Cを下回ることから原子炉格納容器限界温度に影響ないことを確認した。</p> <p>注：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES））」において、FPが飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リーグパスへFPが飛散し導かれたと仮定する。リーグパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定する。 (FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。)</p> <p>○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価 炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリーグパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。イメージ図を図1-1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。</li> <li>b. 重大事故等時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リーグパスへ到達したと仮定</li> </ul>	<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-別添1 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健全性について）

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>する。</p> <p>c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 <math>1\text{mm}^2</math> のリークパスと仮定する。</p> <p>d. FPが飛散した場合の貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定する。（リークパスへFPが満たされた状態では、漏えい率は0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）</p> <p>e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに付着したFPの発熱量は、NUR E G-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。</p> <p>f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。</p> <p>g. 解析コードは「ABAQUS」を使用する。 本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。</p> <p>上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約165°Cとなるとき、FPによる温度上昇は、約30°Cであり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約195°Cとなり原子炉格納容器限界温度（200°C）を下回ることを確認した。</p>	<p>する。</p> <p>c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 <math>1\text{mm}^2</math> のリークパスと仮定する。</p> <p>d. FPが飛散した場合の貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定する。（リークパスへFPが満たされた状態では、漏えい率は0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）</p> <p>e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに付着したFPの発熱量は、NUR E G-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。</p> <p>f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。</p> <p>g. 解析コードは「ABAQUS」を使用する。 本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。</p> <p>上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約165°Cとなるとき、FPによる温度上昇は、約30°Cであり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約195°Cとなり原子炉格納容器限界温度（200°C）を下回ることを確認した。</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-別添1 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健全性について）

島根原子力発電所 第2号機	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	備考
  <p>図 1-1 FP 沈着による温度上昇評価イメージ</p>	  <p>図 1-1 FP 沈着による温度上昇評価イメージ</p>	  <p>図 1-1 FP 沈着による温度上昇評価イメージ</p>	<p>参考 1</p> <p>○FP 沈着による温度評価における保守性について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・リークパスを 1箇所と仮定。 原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては 1箇所に集中して FP が捕集されたと仮定する。</li> <li>・リークパスに捕集される FP の量がリークパスに満たされた状態を仮定。 FP の捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC) の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関する知見は得られていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。</li> </ul> <p>参考 1</p> <p>○FP 沈着による温度評価における保守性について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・リークパスを 1箇所と仮定。 原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては 1箇所に集中して FP が捕集されたと仮定する。</li> <li>・リークパスに捕集される FP の量がリークパスに満たされた状態を仮定。 FP の捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC) の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関する知見は得られていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。</li> </ul> <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-別添1 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健全性について）

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>・リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。 発熱の寄与割合が高い核種は、CsI（よう化セシウム）であることから、FP の密度は、CsI の約 <math>4.5\text{g}/\text{cm}^3</math> を用いて FP の質量を求める。</p> <p>・FP の発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価 FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においては NUREG-1465 の FP の核種の放出割合とともに、FP の発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約 <math>7.9 \times 10^3\text{kW}</math> とし、原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 12 時間後の <math>165^\circ\text{C}</math> を使用し評価した。（12 時間後は、約 <math>3.1 \times 10^3\text{kW}</math>（事故直後の約 0.4 倍））</p> <p>・本来コンクリート側への除熱を期待できるライナとの境界条件を断熱条件に設定。</p>	<p>・リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いもののうち、密度の高い核種として算出。 発熱の寄与割合が高い核種は、CsI（よう化セシウム）であることから、FP の密度は、CsI の約 <math>4.5\text{g}/\text{cm}^3</math> を用いて FP の質量を求める。</p> <p>・FP の発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価 FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においては NUREG-1465 の FP の核種の放出割合とともに、FP の発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約 <math>7.9 \times 10^3\text{kW}</math> とし、原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 12 時間後の <math>165^\circ\text{C}</math> を使用し評価した。（12 時間後は、約 <math>3.1 \times 10^3\text{kW}</math>（事故直後の約 0.4 倍））</p> <p>・本来コンクリート側への除熱を期待できるライナとの境界条件を断熱条件に設定。</p>																																													
	<p>参考2</p> <p>○FP 発熱における核種の寄与割合について</p> <p>FP 発熱における核種の寄与割合を表1-1に整理する。 よう素の寄与割合が約 85.5% と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5% であり熱量への寄与割合は低い。</p> <p>表1-1 核種グループごとの熱量の寄与割合</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>熱量寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素</td> <td>約 85.5%</td> </tr> <tr> <td>セシウム類</td> <td>約 2.3%</td> </tr> <tr> <td>アンチモン</td> <td>約 1.5%</td> </tr> <tr> <td>テルル</td> <td>約 2.5%</td> </tr> <tr> <td>ストロンチウム</td> <td>約 4.2%</td> </tr> <tr> <td>バリウム</td> <td>約 2.5%</td> </tr> <tr> <td>ルテニウム類</td> <td>約 0.1%</td> </tr> <tr> <td>セリウム類</td> <td>約 0.4%</td> </tr> <tr> <td>ランタン類</td> <td>約 0.9%</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>100%</td> </tr> </tbody> </table>	核種グループ	熱量寄与割合	よう素	約 85.5%	セシウム類	約 2.3%	アンチモン	約 1.5%	テルル	約 2.5%	ストロンチウム	約 4.2%	バリウム	約 2.5%	ルテニウム類	約 0.1%	セリウム類	約 0.4%	ランタン類	約 0.9%	合計	100%	<p>参考2</p> <p>○FP 発熱における核種の寄与割合について</p> <p>FP 発熱における核種の寄与割合を表1-1に整理する。 よう素の寄与割合が約 85.5% と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5% であり熱量への寄与割合は低い。</p> <p>表1-1 核種グループごとの熱量の寄与割合</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>熱量寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素</td> <td>約 85.5%</td> </tr> <tr> <td>セシウム類</td> <td>約 2.3%</td> </tr> <tr> <td>アンチモン</td> <td>約 1.5%</td> </tr> <tr> <td>テルル</td> <td>約 2.5%</td> </tr> <tr> <td>ストロンチウム</td> <td>約 4.2%</td> </tr> <tr> <td>バリウム</td> <td>約 2.5%</td> </tr> <tr> <td>ルテニウム類</td> <td>約 0.1%</td> </tr> <tr> <td>セリウム類</td> <td>約 0.4%</td> </tr> <tr> <td>ランタン類</td> <td>約 0.9%</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>100%</td> </tr> </tbody> </table>	核種グループ	熱量寄与割合	よう素	約 85.5%	セシウム類	約 2.3%	アンチモン	約 1.5%	テルル	約 2.5%	ストロンチウム	約 4.2%	バリウム	約 2.5%	ルテニウム類	約 0.1%	セリウム類	約 0.4%	ランタン類	約 0.9%	合計	100%	<p>・差異なし</p>
核種グループ	熱量寄与割合																																														
よう素	約 85.5%																																														
セシウム類	約 2.3%																																														
アンチモン	約 1.5%																																														
テルル	約 2.5%																																														
ストロンチウム	約 4.2%																																														
バリウム	約 2.5%																																														
ルテニウム類	約 0.1%																																														
セリウム類	約 0.4%																																														
ランタン類	約 0.9%																																														
合計	100%																																														
核種グループ	熱量寄与割合																																														
よう素	約 85.5%																																														
セシウム類	約 2.3%																																														
アンチモン	約 1.5%																																														
テルル	約 2.5%																																														
ストロンチウム	約 4.2%																																														
バリウム	約 2.5%																																														
ルテニウム類	約 0.1%																																														
セリウム類	約 0.4%																																														
ランタン類	約 0.9%																																														
合計	100%																																														

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-別添1 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健全性について）

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>参考3</p> <p>○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約1mm<sup>2</sup>のリークパスの算出方法について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験(NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第21版」を参考とした下記評価方法により算出した。</p> $Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_o \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_o}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_o}\right)^{\frac{(\gamma-1)}{\gamma}} \right\}}}$ <p>ここで、 m : 質量流量 Ae : 漏えい等価面積      Po : 1次側圧力 Pb : 2次側圧力      γ : 比熱比 To : 1次側温度      R : ガス定数</p> <p>上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用する。      原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価する。      質量流量(m)は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出する。</p>	<p>参考3</p> <p>○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約1mm<sup>2</sup>のリークパスの算出方法について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験(NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第21版」を参考とした下記評価方法により算出した。</p> $Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_o \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_o}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_o}\right)^{\frac{(\gamma-1)}{\gamma}} \right\}}}$ <p>ここで、 m : 質量流量 Ae : 漏えい等価面積      Po : 1次側圧力 Pb : 2次側圧力      γ : 比熱比 To : 1次側温度      R : ガス定数</p> <p>上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用する。      原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価する。      質量流量(m)は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出する。</p>	・差異なし

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

本資料の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-別添1 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健全性について）

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>参考4</p> <p>○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。</p> <p>表1-2 NUREG-1465の原子炉格納容器内放出割合</p> <table border="1"> <caption>Table 3.12 BWR Releases Into Containment*</caption> <thead> <tr> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (Hours)</td> <td>0.5</td> <td>1.5</td> <td>3.0</td> <td>10.0</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases**</td> <td>0.05</td> <td>0.95</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.30</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05</td> <td>0.20</td> <td>0.35</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0</td> <td>0.02</td> <td>0.1</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>0</td> <td>0.0025</td> <td>0.0025</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>0</td> <td>0.0005</td> <td>0.005</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>0</td> <td>0.0002</td> <td>0.005</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>*Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group. *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.</p> <p>出典：NUREG-1465「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」</p> <p>リークパスの体積は、リークパス面積 <math>1\text{mm}^2</math> と鋼板厚さ <input type="text"/> mm より <input type="text"/> <math>\text{cm}^3</math> であるため、原子炉格納容器内に放出されたFPのうち支配的なCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まるFPの量は約 <input type="text"/> g となる。</p> <p>また、この量は原子炉格納容器内に放出されたFPのうち約 <math>2.0 \times 10^{-4}\%</math>が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。</p>	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0	Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01	Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	Cerium group	0	0.0005	0.005	0	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0	<p>参考4</p> <p>○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。</p> <p>表1-2 NUREG-1465の原子炉格納容器内放出割合</p> <table border="1"> <caption>Table 3.12 BWR Releases Into Containment*</caption> <thead> <tr> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (Hours)</td> <td>0.5</td> <td>1.5</td> <td>3.0</td> <td>10.0</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases**</td> <td>0.05</td> <td>0.95</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.30</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05</td> <td>0.20</td> <td>0.35</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0</td> <td>0.02</td> <td>0.1</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>0</td> <td>0.0025</td> <td>0.0025</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>0</td> <td>0.0005</td> <td>0.005</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>0</td> <td>0.0002</td> <td>0.005</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>*Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group. *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.</p> <p>出典：NUREG-1465「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」</p> <p>リークパスの体積は、リークパス面積 <math>1\text{mm}^2</math> と鋼板厚さ <input type="text"/> mm より <input type="text"/> <math>\text{cm}^3</math> であるため、原子炉格納容器内に放出されたFPのうち支配的なCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まるFPの量は約 <input type="text"/> g となる。</p> <p>また、この量は原子炉格納容器内に放出されたFPのうち約 <math>2.0 \times 10^{-4}\%</math>が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。</p>	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0	Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01	Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	Cerium group	0	0.0005	0.005	0	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0	<p>・差異なし</p>
Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																		
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0																																																																																																	
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0																																																																																																	
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01																																																																																																	
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01																																																																																																	
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005																																																																																																	
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0																																																																																																	
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0																																																																																																	
Cerium group	0	0.0005	0.005	0																																																																																																	
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0																																																																																																	
Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																		
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0																																																																																																	
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0																																																																																																	
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01																																																																																																	
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01																																																																																																	
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005																																																																																																	
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0																																																																																																	
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0																																																																																																	
Cerium group	0	0.0005	0.005	0																																																																																																	
Lanthanides	0	0.0002	0.005	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。