

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
43. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて	資料なし	30. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">【資料1】</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉重大事故等対処設備について(補足説明資料)」 (平成 29 年 1 月 27 日提出)抜粋</p> </div> <p style="text-align: center;">46-10 その他設備</p>		<p style="text-align: right;">【資料1】</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について(補足説明資料)抜粋</p> </div> <p style="text-align: center;">46-10 その他設備</p>	<p>(資料1は「重大事故等対処設備について(補足説明資料) 46-10 その他設備」の再掲であるため、重大事故等対処設備の比較表において比較を行う。)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">【資料2】</p> <p>SRVの耐環境性能向上に向けた取り組みについて</p> <p>1. 概要</p> <p>SRVの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている代替SRV駆動装置に対して、SRV駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「SRV用電磁弁」及び「SRVシリンダ」に対してシール材の改良を実施するものとする。</p> <p>代替SRV駆動装置は、HPIN系 (A/B) と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、SRV用電磁弁の排気ポートに窒素ポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたSRV開操作が可能な設計とする。</p> <p>ここで、自圧式切替弁は、SRV用電磁弁の排気ポートと代替SRV駆動装置の接続部に設置し、以下の(1)通常運転時、(2)HPIN系によるSRV動作時、(3)代替SRV駆動装置によるSRV動作時に示すとおり切替操作が可能な設計とする。</p> <p>(1) 通常運転時 (SRV待機時)</p> <p>自圧式切替弁は、弁体が代替SRV駆動装置の窒素ポンベ側を閉止し、排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、SRVピストンが閉操作するときの排気流路を確保する。</p> <p>(2) HPIN系によるSRV動作時</p> <p>自圧式切替弁は、排気ポート側を解放しており、SRV閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。</p> <p>(3) 代替SRV駆動装置によるSRV動作時</p> <p>自圧式切替弁は、代替SRV駆動装置の窒素ポンベ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、代替SRV駆動装置の窒素ポンベからSRVピストンまでの流路を確保する。</p> <p>また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や高放射線</p>		<p style="text-align: right;">【資料2】</p> <p>S R Vの耐環境性能向上に向けた取り組みについて</p> <p>1. 概要</p> <p>S R Vの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備に対して、S R V駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「S R V用電磁弁」及び「S R Vシリンダ」に対してシール材の改良を実施するものとする。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備は、逃がし安全弁窒素ガス供給系と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、S R V用電磁弁の排気ポートに窒素ガスポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたS R V開操作が可能な設計とする。</p> <p>ここで、自圧式切替弁をS R V用電磁弁の排気ポートと逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の接続部に設置し、以下の(1)通常運転時、(2)逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時、(3)逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時に示すとおり切替操作が可能な設計とする。</p> <p>(1) 通常運転時 (S R V待機時)</p> <p>自圧式切替弁は、弁体が逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンベ側を閉止し排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、S R Vピストンが閉動作するときの排気流路を確保する。</p> <p>(2) 逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時</p> <p>自圧式切替弁は、排気ポート側を開放しており、S R V閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。</p> <p>(3) 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時</p> <p>自圧式切替弁は、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンベ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンベからS R Vピストンまでの流路を確保する。</p> <p>また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や</p>	

量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本系統は、ADS機能なしの4個 (B21-F001D, E, K, U) へ、代替SRV駆動装置の窒素ガスポンベの窒素ガスの供給を行う設計する。

ここで、代替SRV駆動装置の系統概要図を図1に、SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を図2に、自圧式切替弁の構造図を図3に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を図4に示す。

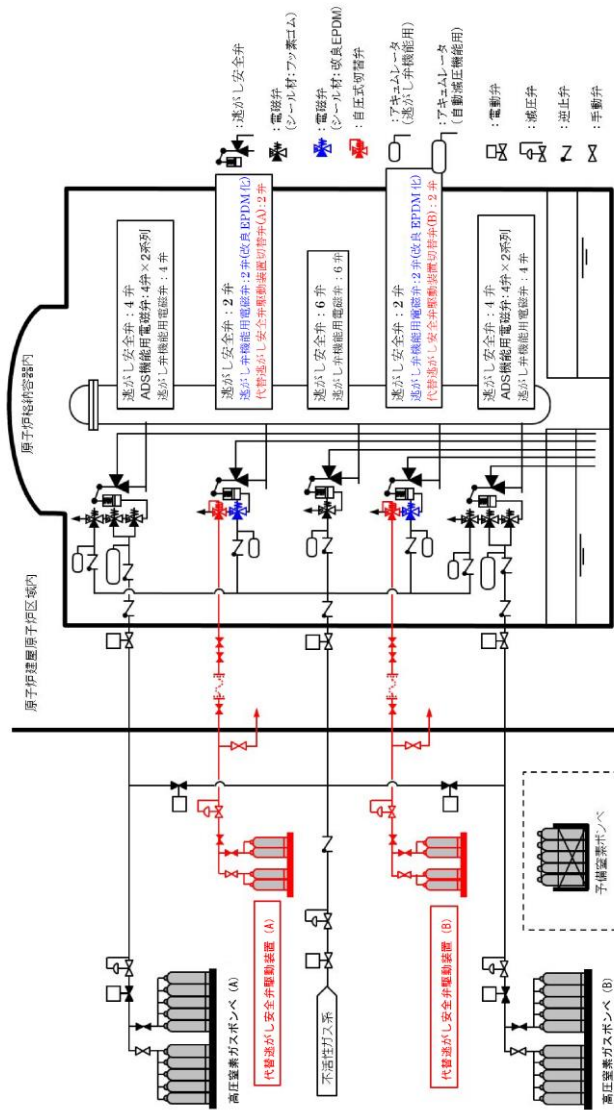


図1. 代替逃がし安全弁駆動装置の系統概要図

図1. 代替逃がし安全弁駆動装置の系統概要図

高放射線量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本系統は、ADS機能がない2個へ、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンベの窒素ガスの供給を行う設計とする。

ここで、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の系統概要図を図1に、SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を図2に、自圧式切替弁の構造図を図3に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を図4に示す。

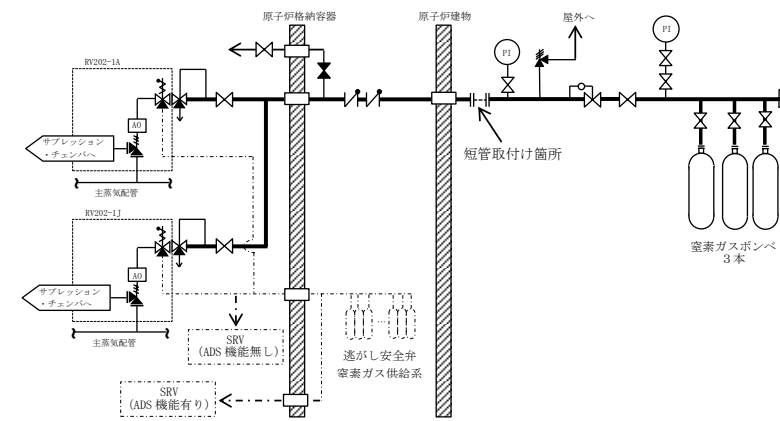
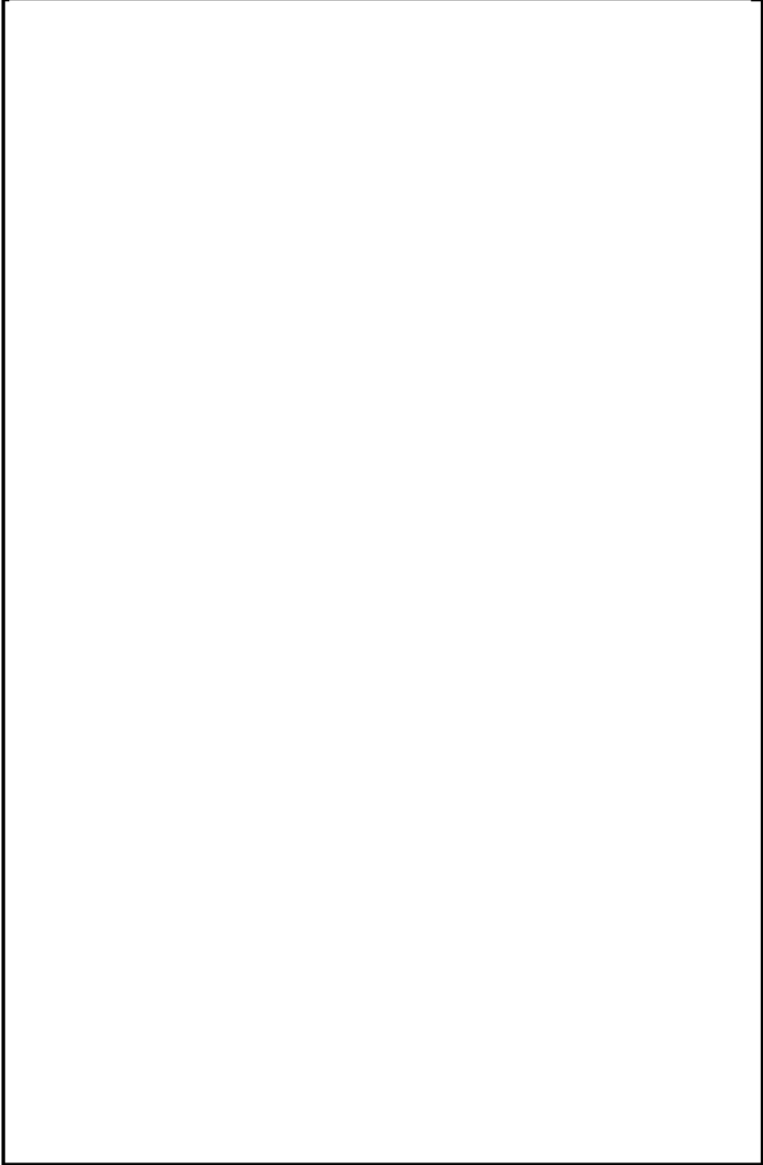



図1 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 系統概要図

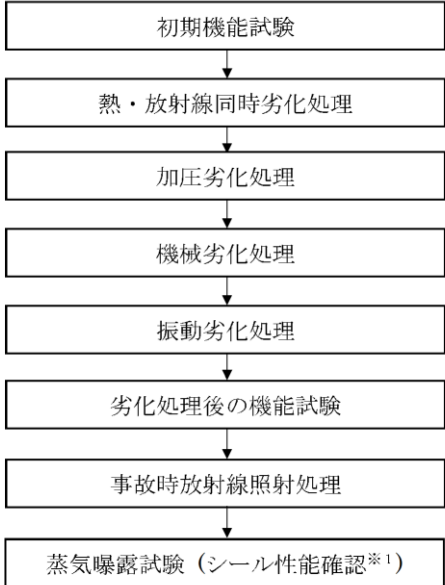
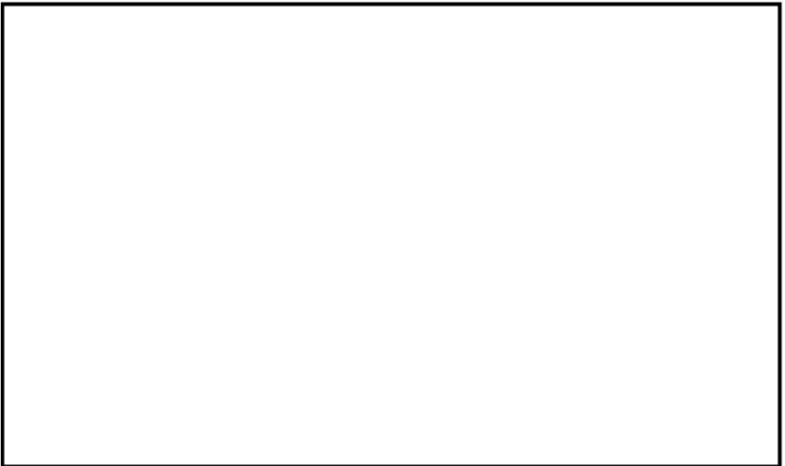
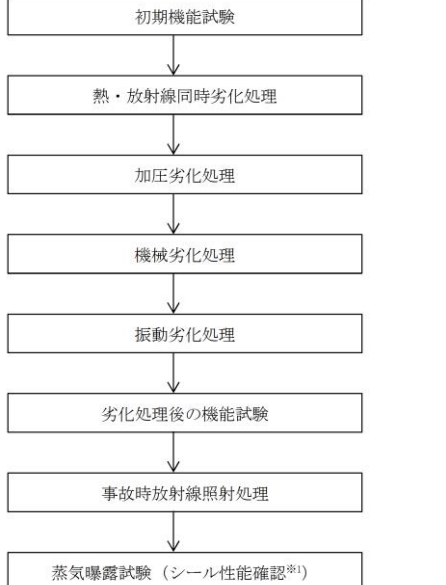
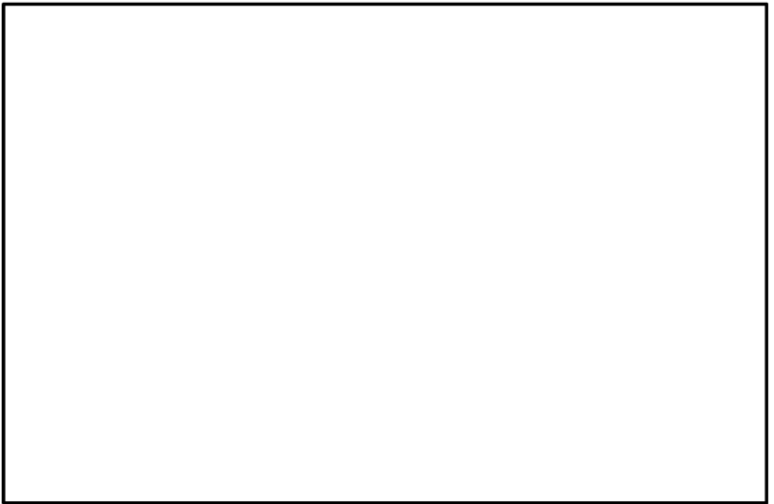
・設備設計の相違  
【柏崎 6/7】  
減圧に必要な弁数の相違。



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="175 262 896 772" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="195 787 872 829" data-label="Caption"> <p>図2. SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図</p> </div> <div data-bbox="175 890 896 1400" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="362 1459 709 1501" data-label="Caption"> <p>図3. 自圧式切替弁の構造図</p> </div>		<div data-bbox="1748 262 2487 772" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1754 787 2487 829" data-label="Caption"> <p>図2 SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図</p> </div> <div data-bbox="1748 890 2487 1444" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1932 1459 2300 1501" data-label="Caption"> <p>図3 自圧式切替弁 構造図</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="278 1377 795 1409">図4. 自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図</p>		 <p data-bbox="1857 1377 2386 1409">図4 自圧式切替弁及び電磁弁 動作概要図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. SRV用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について</p> <p>(1) 試験目的</p> <p>SRVの機能向上させるための更なる安全対策として、<u>高圧窒素ガス供給系及び代替SRV駆動装置</u>により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。</p> <p>(2) 試験体概要</p> <p>試験体であるSRV用電磁弁の概要並びに改良EPDM材の採用箇所を図5に示す。</p> <div data-bbox="172 892 905 1354" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 247px; margin: 10px 0;"></div> <p>図5 改良EPDM材を採用したSRV用電磁弁概要図</p>		<p>2. SRV用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について</p> <p>(1) 試験目的</p> <p>SRVの機能向上させるための更なる安全対策として、<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u>により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。</p> <p>(2) 試験体概要</p> <p>試験体であるSRV用電磁弁の概要並びに改良EPDM材の採用箇所を図5に示す。</p> <div data-bbox="1745 892 2478 1218" style="border: 1px solid black; height: 155px; width: 247px; margin: 10px 0;"></div> <p>図5 改良EPDM材を採用したSRV用電磁弁概要図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 試験手順及び項目 本試験で実施する試験項目を図6に示す。</p>  <p>図6 試験手順及び項目</p> <p>※1 シール性確認の判定基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・排気(EXH)ポート側圧力に供給(SUP)ポート側圧力の漏えいが認められないこと。</li> <li>・無励磁時の漏えい量は目標として <input type="text"/> 以下であること。</li> </ul> <p>(4) 蒸気曝露試験装置概要及び蒸気曝露試験条件 本試験で使用する蒸気曝露試験装置の概要を図7に示す。また、重大事故環境試験条件を表1及び蒸気曝露試験条件を図8に示す。</p>  <p>図7 蒸気曝露試験装置の概要</p>		<p>(3) 試験手順及び項目 本試験で実施する試験項目を図6に示す。</p>  <p>図6 試験手順及び項目</p> <p>※1 シール性確認の判定基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・排気(E X H)ポート側圧力に供給(S U P)ポート側圧力の漏えいが認められないこと。</li> <li>・無励磁時の漏えい量は目標として <input type="text"/> 以下であること。</li> </ul> <p>(4) 蒸気曝露試験装置概要及び蒸気曝露試験条件 本試験で使用する蒸気曝露試験装置の概要を図7に示す。また、重大事故環境試験条件を表1及び蒸気曝露試験条件を図8に示す。</p>  <p>図7 蒸気曝露試験装置の概要</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p style="text-align: center;">表1 重大事故環境試験条件</p> <table border="1" data-bbox="166 262 911 451"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="2">条件</th> <th>解析結果(参考)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>時間(経過)</td> <td>0~168 時間</td> <td>168~175 時間</td> <td>0~約 7 時間<sup>*2</sup></td> </tr> <tr> <td>圧力(kPa[gage])</td> <td>710</td> <td>854</td> <td>150kPa 以下<sup>*3</sup></td> </tr> <tr> <td>温度(℃)</td> <td>171</td> <td>178</td> <td>150℃以下<sup>*4</sup></td> </tr> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気</td> <td>蒸気</td> <td>蒸気割合 12%以下<sup>*3</sup></td> </tr> <tr> <td>放射線量(MGy)</td> <td></td> <td><input type="text"/> <sup>*1</sup></td> <td>0.1MGy 以下<sup>*3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：事象発生から7日間の累積放射線量を示す。</p> <p>※2：<u>有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」において、逃がし安全弁(SRV)の機能に期待する(原子炉圧力容器破損に至る)期間(事象発生から約7時間後まで)。</u></p> <p>※3：<u>有効性評価「DCH」における※2の期間の値。放射線量は※2の期間の累積値。</u></p> <p>※4：<u>有効性評価「DCH」におけるSRVの温度評価(三次元熱流動解析)結果(PCVスプレイ無し)。</u></p>	項目	条件		解析結果(参考)	時間(経過)	0~168 時間	168~175 時間	0~約 7 時間 <sup>*2</sup>	圧力(kPa[gage])	710	854	150kPa 以下 <sup>*3</sup>	温度(℃)	171	178	150℃以下 <sup>*4</sup>	雰囲気	蒸気	蒸気	蒸気割合 12%以下 <sup>*3</sup>	放射線量(MGy)		<input type="text"/> <sup>*1</sup>	0.1MGy 以下 <sup>*3</sup>		<p style="text-align: center;">表1 重大事故環境試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1748 262 2493 451"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">条件</th> </tr> <tr> <th>0~168 時間</th> <th>168~175 時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>時間(経過)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>圧力(kPa[gage])</td> <td>710</td> <td>854</td> </tr> <tr> <td>温度(℃)</td> <td>171</td> <td>178</td> </tr> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気</td> <td>蒸気</td> </tr> <tr> <td>放射線量(MGy)</td> <td></td> <td><input type="text"/> <sup>*1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：事象発生から7日間の累積放射線量を示す。</p>	項目	条件		0~168 時間	168~175 時間	時間(経過)			圧力(kPa[gage])	710	854	温度(℃)	171	178	雰囲気	蒸気	蒸気	放射線量(MGy)		<input type="text"/> <sup>*1</sup>	<p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>全ての有効性評価シナリオを包絡する条件で試験を行っているため、代表的なシナリオ(DCH)の解析結果を掲載しない。</p>
項目	条件		解析結果(参考)																																												
時間(経過)	0~168 時間	168~175 時間	0~約 7 時間 <sup>*2</sup>																																												
圧力(kPa[gage])	710	854	150kPa 以下 <sup>*3</sup>																																												
温度(℃)	171	178	150℃以下 <sup>*4</sup>																																												
雰囲気	蒸気	蒸気	蒸気割合 12%以下 <sup>*3</sup>																																												
放射線量(MGy)		<input type="text"/> <sup>*1</sup>	0.1MGy 以下 <sup>*3</sup>																																												
項目	条件																																														
	0~168 時間	168~175 時間																																													
時間(経過)																																															
圧力(kPa[gage])	710	854																																													
温度(℃)	171	178																																													
雰囲気	蒸気	蒸気																																													
放射線量(MGy)		<input type="text"/> <sup>*1</sup>																																													
<div data-bbox="166 940 911 1390" style="border: 1px solid black; height: 214px; width: 251px;"></div> <p style="text-align: center;">図8 蒸気曝露試験条件</p>		<div data-bbox="1760 940 2478 1299" style="border: 1px solid black; height: 171px; width: 242px;"></div> <p style="text-align: center;">図8 蒸気曝露試験条件</p>																																													

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) 蒸気曝露試験並びに分解調査結果</p> <p>蒸気曝露試験の結果、蒸気曝露試験中において漏えいが確認されることはなく、分解調査の結果、僅かな変形、軟化が確認されたものの、従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して、より長時間（図8参照）にわたって、SRV駆動部（シリンダ）へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。</p> <p>蒸気曝露試験後のSRV用電磁弁を分解し、主弁、ピストン弁シート部及び主弁シート部Uパッキン（図5参照）シール部分について、健全品との比較調査を行った。表2にシール部分の分解調査結果（主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分）を示す。</p> <p>外観及び寸法確認の結果、主弁シート部シール部分については、シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また、従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部Uパッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。</p> <p style="text-align: center;">表2 シール部分の分解調査結果 (主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)</p> <div data-bbox="172 1157 902 1671" style="border: 1px solid black; height: 245px; width: 246px; margin: 10px auto;"></div>		<p>(5) 蒸気曝露試験並びに分解調査結果</p> <p>蒸気曝露試験の結果、蒸気曝露試験中において漏えいが確認されることはなく、分解調査の結果、僅かな変形、軟化が確認されたものの、従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して、より長時間（図8参照）にわたって、SRV駆動部（シリンダ）へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。</p> <p>蒸気曝露試験後のSRV用電磁弁を分解し、主弁、ピストン弁シート部及び主弁シート部Uパッキン（図5参照）シール部分について、健全品との比較調査を行った。表2にシール部分の分解調査結果（主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分）を示す。</p> <p>外観及び寸法確認の結果、主弁シート部シール部分については、シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また、従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部Uパッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。</p> <p style="text-align: center;">表2 シール部分の分解調査結果 (主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)</p> <div data-bbox="1745 1157 2504 1629" style="border: 1px solid black; height: 225px; width: 256px; margin: 10px auto;"></div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(6) 今後の方針</p> <p>SRV駆動部(シリンダー)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、SRVの機能向上させるための更なる安全性向上対策として、<u>代替SRV駆動装置による駆動時の高圧窒素ガス流路となるSRV用電磁弁に対して改良EPDM材へ優先的に交換し、他のSRV用電磁弁についても計画的に交換していく。</u></p> <p>3. SRVシリンダー改良の進捗及び今後の方針について</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>SRVシリンダーのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、<u>シリンダーピストンの作動に影響を与えないシール部(シリンダーOリング)</u>を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する予定である。</p> <p>また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部(ピストンOリング)の外側に改良EPDM材のシート部(バックシートOリング)を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートOリングによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。</p> <p>ここで、既設SRVの概要図を図9に、既設シリンダー及び改良シリンダーの概要図を図10に示す。</p> <p>なお、改良シリンダーに対しては、シリンダー単体試験、SRV組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダー漏えい試験を実施している。</p>		<p>(6) 今後の方針</p> <p>SRV駆動部(シリンダ)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、SRVの機能向上させるための更なる安全性向上対策として、<u>全てのSRV用電磁弁について改良EPDM材を採用した電磁弁に交換する。</u></p> <p>3. SRVシリンダ改良の進捗及び今後の方針について</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>SRVシリンダのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、<u>シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部(シリンダOリング)</u>を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する予定である。</p> <p>また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部(ピストンOリング)の外側に改良EPDM材のシート部(バックシートOリング)を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。</p> <p>ここで、既設シリンダの概要図を図9に、改良シリンダの概要図を図10に示す。</p> <p>なお、改良シリンダに対しては、シリンダ単体試験、SRV組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダ漏えい試験を実施している。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は更なる安全性向上対策として、再稼働までにSRVの全ての電磁弁を交換する。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違。</p>

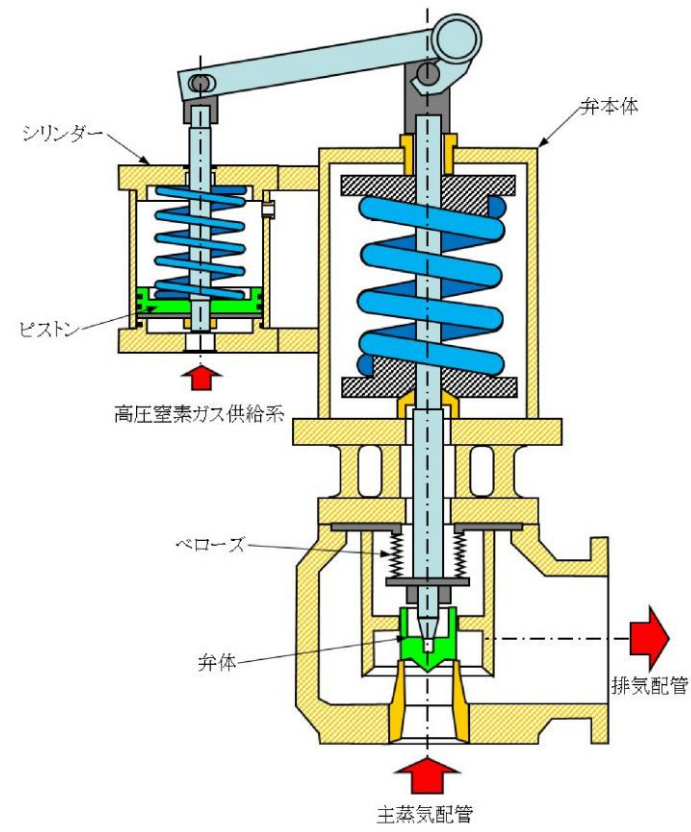


図9 既設SRVの概要図

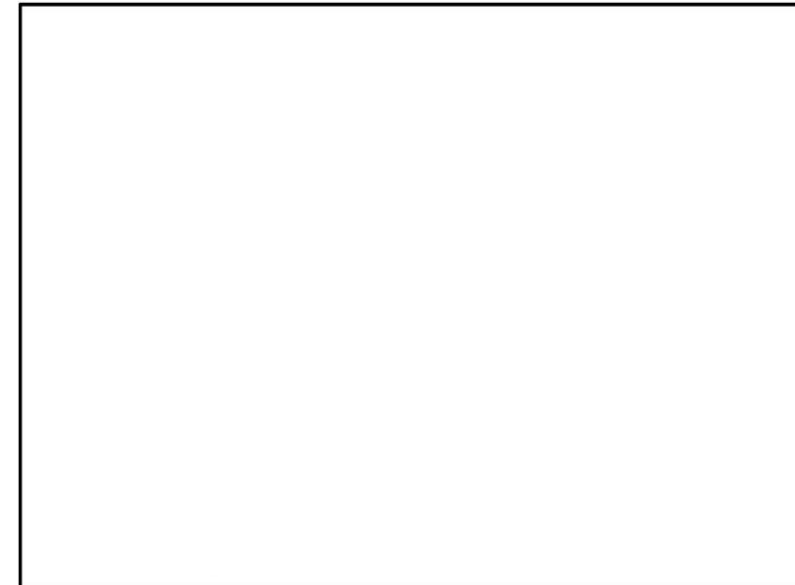


図9 既設シリンダ概要図



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

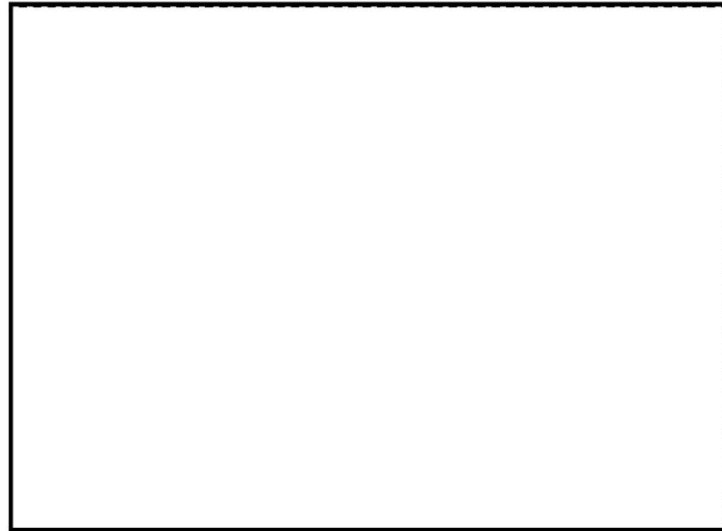
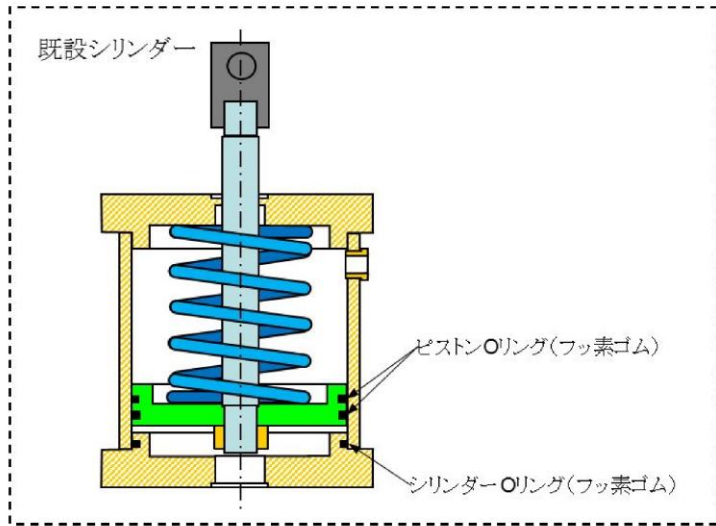


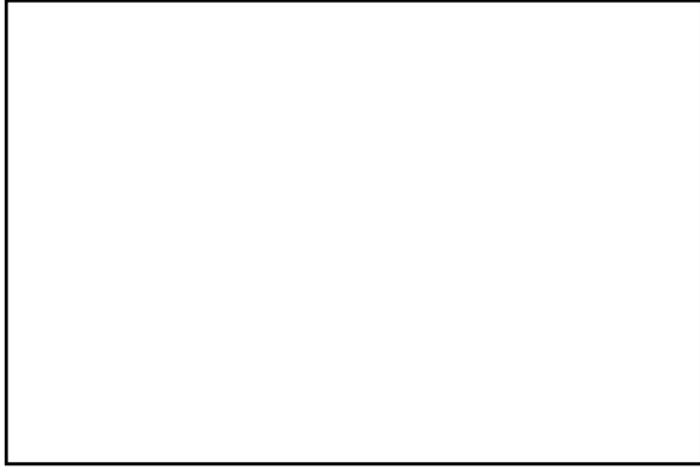
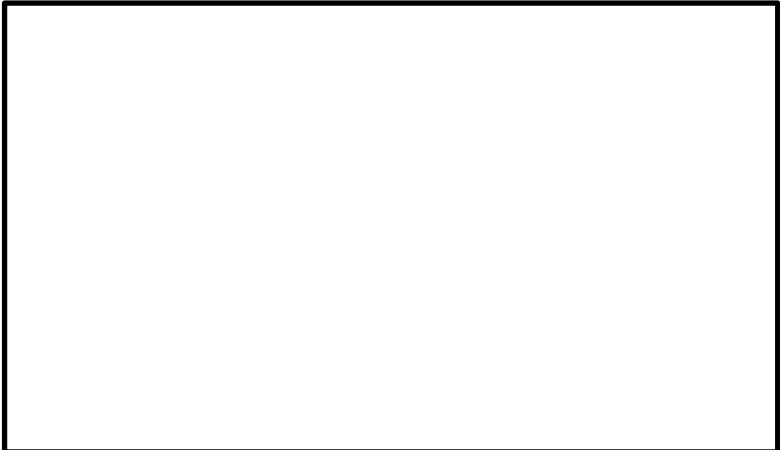
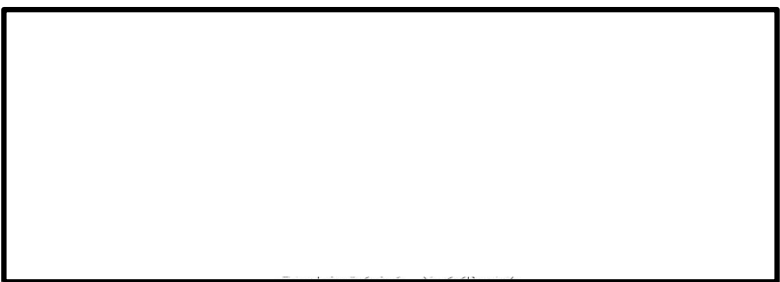
図10 既設シリンダー及び改良シリンダーの概要図



図10 改良シリンダ 概要図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																						
<p>(2) 健全性確認試験</p> <p>改良シリンダーの健全性確認試験として、下記の表3に示すシリンダー単体試験、SRV組合せ試験及び蒸気曝露試験(試験装置: 図11, 試験条件: 図12参照)を実施し、SRV動作に対して影響がないことの確認を実施した。</p> <p>表3. 改良シリンダーの健全性確認試験内容</p> <table border="1" data-bbox="163 814 890 1245"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>試験条件</th> <th>判定基準</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">シリンダー単体試験</td> <td rowspan="2">駆動部漏えい試験 駆動部作動試験</td> <td>漏えいがないこと</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td>円滑に動作すること</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">SRV組合せ試験</td> <td rowspan="3">最小作動圧確認試験 アキュムレータ容量確認試験 作動試験 応答時間確認試験</td> <td>全開操作可能なこと</td> <td>良<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td>全開操作可能なこと</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td>5回全開操作<sup>*2</sup>可能なこと</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td>蒸気曝露試験</td> <td>漏えい試験(シリンダー単体)</td> <td>漏えいがないこと</td> <td>良</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 最小作動圧力 <input type="text"/> MPa で動作可能なことを確認  ※2: 設計基準事故対処設備のECCS機能(ADS機能)としての系統設計要求事項</p>	確認項目	試験条件	判定基準	結果	シリンダー単体試験	駆動部漏えい試験 駆動部作動試験	漏えいがないこと	良	円滑に動作すること	良	SRV組合せ試験	最小作動圧確認試験 アキュムレータ容量確認試験 作動試験 応答時間確認試験	全開操作可能なこと	良 <sup>*1</sup>	全開操作可能なこと	良	5回全開操作 <sup>*2</sup> 可能なこと	良	蒸気曝露試験	漏えい試験(シリンダー単体)	漏えいがないこと	良		<p>(2) 健全性確認試験</p> <p>改良シリンダーの健全性確認試験として、放射線劣化試験後(放射線量: 約 <input type="text"/> MGy), 下記の表3に示すシリンダー単体試験、SRV組合せ試験及び蒸気曝露試験を実施し、SRV動作に対して影響がないことの確認を実施した。</p> <p>表3 改良シリンダーの健全性確認試験内容</p> <table border="1" data-bbox="1748 793 2490 1354"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>判定基準</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">シリンダー単体試験</td> <td>円滑に作動すること</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td>漏えいがないこと</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">SRV組合せ試験</td> <td>全開操作可能なこと</td> <td>良<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td>アキュムレータ容量(<input type="text"/>L)で全開作動すること <input type="text"/>回全開操作<sup>*2</sup>可能なこと 入力信号から<input type="text"/>秒以内<sup>*2</sup>に全開動作可能なこと</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td>蒸気曝露試験</td> <td>168時間連続開保持可能なこと</td> <td>良</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 最小作動圧力 <input type="text"/> MPa で動作可能なことを確認  ※2: 設計基準事故対処設備のECCS機能(ADS機能)としての系統設計要求事項</p>	確認項目	判定基準	結果	シリンダー単体試験	円滑に作動すること	良	漏えいがないこと	良	SRV組合せ試験	全開操作可能なこと	良 <sup>*1</sup>	アキュムレータ容量( <input type="text"/> L)で全開作動すること <input type="text"/> 回全開操作 <sup>*2</sup> 可能なこと 入力信号から <input type="text"/> 秒以内 <sup>*2</sup> に全開動作可能なこと	良	蒸気曝露試験	168時間連続開保持可能なこと	良	
確認項目	試験条件	判定基準	結果																																						
シリンダー単体試験	駆動部漏えい試験 駆動部作動試験	漏えいがないこと	良																																						
		円滑に動作すること	良																																						
SRV組合せ試験	最小作動圧確認試験 アキュムレータ容量確認試験 作動試験 応答時間確認試験	全開操作可能なこと	良 <sup>*1</sup>																																						
		全開操作可能なこと	良																																						
		5回全開操作 <sup>*2</sup> 可能なこと	良																																						
蒸気曝露試験	漏えい試験(シリンダー単体)	漏えいがないこと	良																																						
確認項目	判定基準	結果																																							
シリンダー単体試験	円滑に作動すること	良																																							
	漏えいがないこと	良																																							
SRV組合せ試験	全開操作可能なこと	良 <sup>*1</sup>																																							
	アキュムレータ容量( <input type="text"/> L)で全開作動すること <input type="text"/> 回全開操作 <sup>*2</sup> 可能なこと 入力信号から <input type="text"/> 秒以内 <sup>*2</sup> に全開動作可能なこと	良																																							
蒸気曝露試験	168時間連続開保持可能なこと	良																																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="175 258 905 863" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="344 877 724 919" data-label="Caption"> <p>図11 蒸気曝露試験装置の概要</p> </div> <div data-bbox="175 980 905 1444" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="385 1459 685 1501" data-label="Caption"> <p>図12 蒸気曝露試験条件</p> </div>		<div data-bbox="1757 254 2487 940" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1923 968 2312 1010" data-label="Caption"> <p>図 11 蒸気曝露試験装置の概要</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 今後の方針</p> <p>①耐SA環境性の向上</p> <p>代替SRV駆動装置においては、SRV用電磁弁が機能喪失した場合においても、SRV用電磁弁の排気ポートから窒素ガスを供給することにより、SRV全開操作が可能な設計としていることから、改良シリンダの耐SA環境性の目標として図13に示すとおり、格納容器の限界温度・圧力を目指す設計とする。</p>  <p>図13 耐SA環境性向上の設計条件</p> <p>②DB機能に対する影響評価</p> <p>SRVシリンダの改良は、DBA時のSRV動作に影響を与える変更<sup>*1</sup>となることから、今後、信頼性確認試験<sup>*2</sup>を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定である。</p> <p>※1：改良シリンダは、SRV本体に接続するシリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する</p> <p>※2：信頼性確認試験の項目は機械劣化試験、放射線劣化試験、熱劣化試験、加振試験、耐震試験、水力学的動荷重試験、事故時放射線試験、蒸気曝露環境試験及び作動試験等となる</p> <p>③スケジュール</p> <p>改良シリンダ導入の今後のスケジュールとしては、SRV本体及び試験治工具の製作がクリチカルとなり、下記のとおり約3年を目途に進めていく予定である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・200℃、2Pdの耐環境試験：6ヶ月</li> <li>・信頼性確認試験：36か月（供試体製作（標準納期24ヶ月）、試験（SRV開発時に行った項目を全て確認した場合：12ヶ月））</li> </ul>		<p>(3) 今後の対応</p> <p>SRVシリンダの改良は、DBA時のSRV動作に影響を与える変更<sup>*1</sup>となることから、今後、信頼性確認試験<sup>*2</sup>を実施し、プラント運転に影響を与えないこと及び200℃／0.854MPa[gage]／168hrの環境下において開保持可能できることを確認した。試験条件を図12（緑線）に示す。また、耐環境性試験（200℃／0.854MPa[gage]／168hr）前後のシリンダピストン部の外観写真を図13に示す。</p> <p>※1：改良シリンダは、SRV本体に接続するシリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する</p> <p>※2：信頼性確認試験の項目は機械劣化試験、放射線劣化試験、熱劣化試験、加振試験、耐震試験、水力学的動荷重試験、事故時放射線試験、蒸気曝露環境試験及び作動試験等となる</p> <p>今後は、更なる安全性向上のため改良シリンダを採用することとし、実機への導入準備が整い次第、至近のプラント停止中に設置する。</p>  <p>図12 試験条件</p>  <p>(a) 耐環境試験前 (b) 耐環境試験後</p> <p>図13 耐環境性試験前後のシリンダピストン部の外観写真</p>	<p>備考</p> <p>・資料作成時点の試験進捗による相違</p> <p>【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																										
<p>4. シール材の健全性について</p> <p>SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール材をフッ素ゴムから改良EPDMへ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。</p> <p>① フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について</p> <p>フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表4に示す。</p> <p>表4の試験結果は、SRVが設置されている原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量を上回る800kGyを照射し、原子炉格納容器限界温度である200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは800kGy、乾熱、200℃の環境に3日間(72h)曝露されることで圧縮永久ひずみが [ ] に劣化することが予想されるのに対して、改良EPDM製シール材は800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に7日間(168h)曝露されても圧縮永久ひずみは最大 [ ] であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良EPDM製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。</p> <p>表4 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果</p> <table border="1" data-bbox="166 1287 908 1444"> <thead> <tr> <th rowspan="2">材質</th> <th rowspan="2">放射線 累積照射量</th> <th rowspan="2">ガス性状</th> <th rowspan="2">温度</th> <th colspan="3">圧縮永久ひずみ試験*</th> </tr> <tr> <th>24h</th> <th>72h</th> <th>168h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フッ素ゴム</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>250℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>250℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※圧縮永久ひずみ試験とは、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%、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。圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しておりシール機能は健全であることを示している。</p>	材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*			24h	72h	168h	フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃				改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃				改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃				改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃				改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃					<p>4. シール材の健全性について</p> <p>SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール材をフッ素ゴムから改良EPDMへ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。</p> <p>①フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について</p> <p>フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表4に示す。</p> <p>表4の試験結果は、SRVが設置されている原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量を上回る800kGyを照射し、原子炉格納容器限界温度である200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは800kGy、乾熱、200℃の環境に3日間(72h)曝露されることで圧縮永久ひずみが [ ] に劣化することが予想されるのに対して、改良EPDM製シール材は800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に7日間(168h)曝露されても圧縮永久ひずみは最大 [ ] であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良EPDM製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。</p> <p>表4 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果</p> <table border="1" data-bbox="1745 1299 2493 1562"> <thead> <tr> <th rowspan="2">材質</th> <th rowspan="2">放射線 累積照射量</th> <th rowspan="2">ガス性状</th> <th rowspan="2">温度</th> <th colspan="3">圧縮永久ひずみ試験*</th> </tr> <tr> <th>24h</th> <th>72h</th> <th>168h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フッ素ゴム</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>250℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>250℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※圧縮永久ひずみ試験とは、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%、全く復元せず完全に圧縮された状態を100%としている。圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しており、シール機能は健全であることを示している。</p>	材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*			24h	72h	168h	フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃				改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃				改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃				改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃				改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃				
材質					放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*																																																																																					
	24h	72h	168h																																																																																										
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃																																																																																										
材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*																																																																																									
				24h	72h	168h																																																																																							
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃																																																																																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 改良EPDM製シール材の性能確認試験について</p> <p>上記の①で示すシール材特性試験に加え、改良EPDM製シール材のシール機能を確認するために、小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ、性能確認試験を実施している。本試験は、原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy、格納容器限界温度である200℃と余裕を見た250℃の環境に7日間(168h)曝露した試験体に対してHe気密性能確認試験を実施し、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を超える0.9MPa加圧時において漏えいがないことを確認した。</p> <p>なお、改良EPDM製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良EPDMシール材の試験について(平成27年11月19日審査会合資料抜粋)」で示す。</p>		<p>②改良EPDM製シール材の性能確認試験について</p> <p>上記の①で示すシール材特性試験に加え、改良EPDM製シール材のシール機能を確認するために、小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ、性能確認試験を実施している。本試験は原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy、格納容器限界温度である200℃と余裕を見た250℃の環境に7日間(168h)曝露した試験体に対してHe気密性能確認試験を実施し、格納容器限界圧力2Pd(0.853MPa)を超える <input type="text"/> MPa加圧時において漏えいがないことを確認した。</p> <p>なお、改良EPDM製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良EPDMシール材の試験について」で示す。</p>	<p>・設備設計の違い</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7(ABWR)と島根2号炉(Mark-I改)の最高使用圧力の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p style="text-align: center;">改良EPDMシール材の試験について</p> <p>改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyのガンマ線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図1、外観を図2に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。</p> <p>①高温曝露 熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。</p> <p>②蒸気曝露 東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図3に、試験体設置状況を図4に示す。</p> <p>③He気密確認試験 高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を図5、6に、試験結果を表1に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。</p> <p>④試験後外観観察 デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図7に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。</p>		<p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p style="text-align: center;">改良EPDMシール材の試験について</p> <p>改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyのガンマ線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図1、外観を図2に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。</p> <p>①高温曝露 熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。</p> <p>②蒸気曝露 東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図3に、試験体設置状況を図4に示す。</p> <p>③He気密確認試験 高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を図5、6に、試験結果を表1に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。</p> <p>④試験後外観観察 デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図7に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 216 908 457" style="border: 1px solid black; height: 115px; width: 248px;"></div> <p data-bbox="430 478 647 508">図1 試験治具寸法</p> <div data-bbox="172 625 908 863">  <p data-bbox="181 636 231 659">上部</p> <p data-bbox="546 636 596 659">下部</p> <p data-bbox="813 636 908 688">改良 EPDM シール材</p> </div> <p data-bbox="350 884 727 913">図2 試験治具及びシール材外観</p> <div data-bbox="172 1020 893 1497" style="border: 1px solid black; height: 227px; width: 243px;"></div> <p data-bbox="335 1514 742 1543">図3 蒸気用オートクレーブ系統図</p>		<div data-bbox="1754 216 2490 457" style="border: 1px solid black; height: 115px; width: 248px;"></div> <p data-bbox="2003 478 2220 508">図1 試験治具寸法</p> <div data-bbox="1754 625 2490 863">  <p data-bbox="1762 636 1813 659">上部</p> <p data-bbox="2110 636 2160 659">下部</p> <p data-bbox="2326 636 2421 688">改良 EPDM シール材</p> </div> <p data-bbox="1923 884 2329 913">図2 試験治具及びシール材外観</p> <div data-bbox="1754 1020 2475 1497" style="border: 1px solid black; height: 227px; width: 242px;"></div> <p data-bbox="1908 1514 2315 1543">図3 蒸気用オートクレーブ系統図</p>	



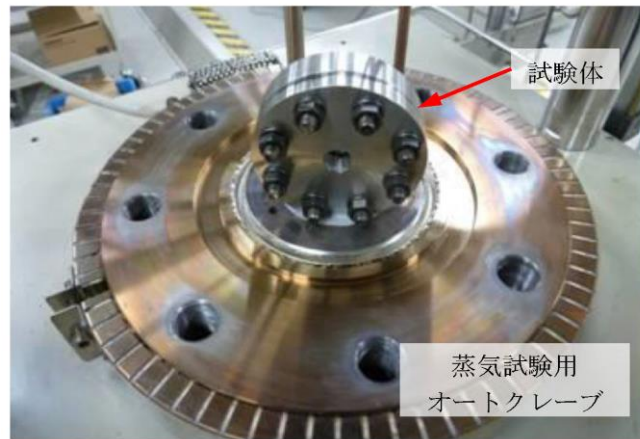


図4 蒸気曝露試験体設置状況

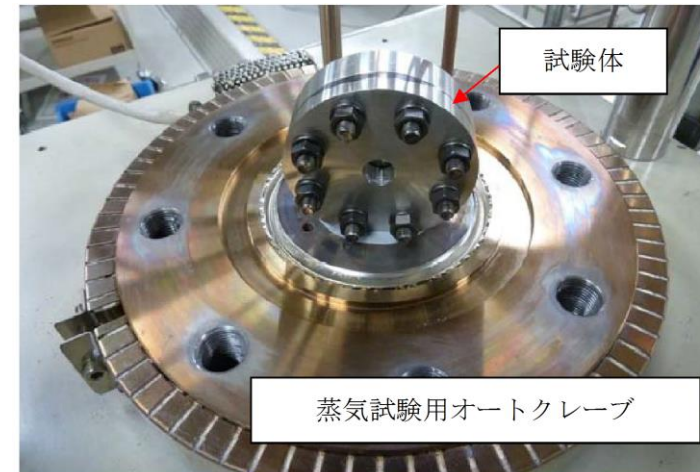


図4 蒸気曝露試験体設置状況

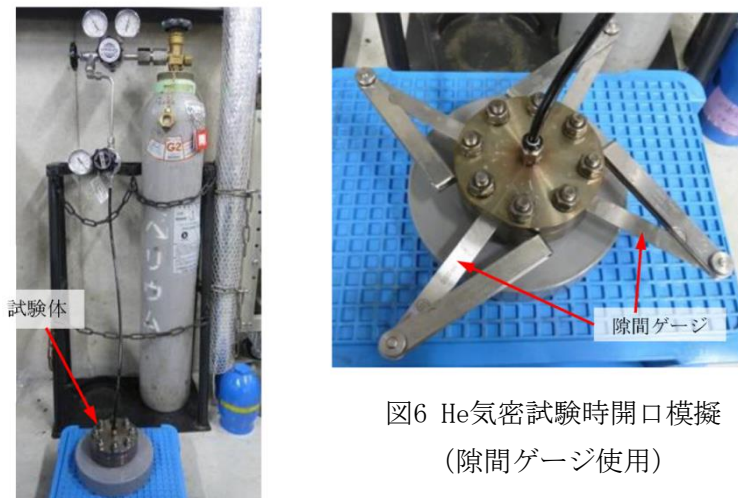


図6 He気密試験時開口模擬 (隙間ゲージ使用)

図5 He 気密確認試験状況

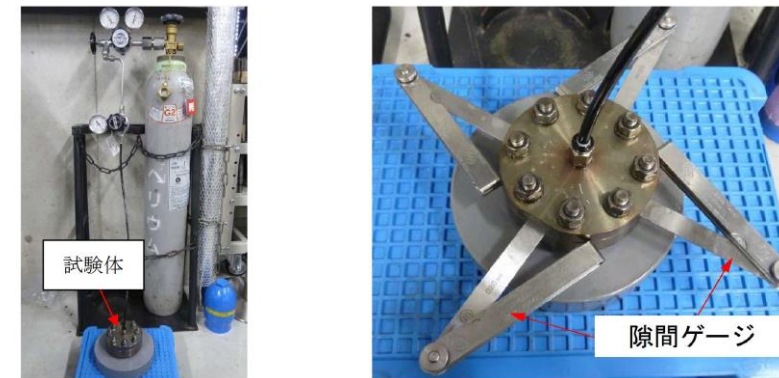


図6 He気密試験時開口模擬 (隙間ゲージ使用)

図5 He 気密確認試験状況 図6 He 気密試験時開口模擬 (隙間ゲージ使用)

表1 He気密確認試験状況

No.	曝露条件	ガンマ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

表1 He 気密試験確認状況

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

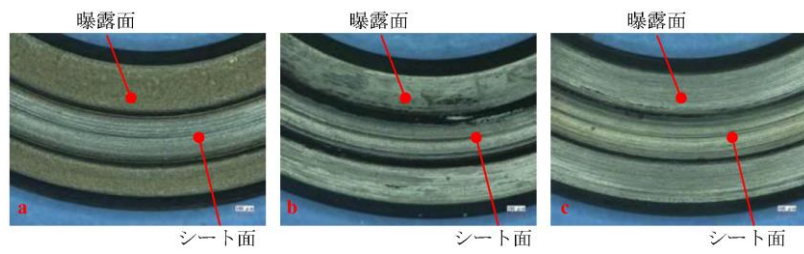


図7 試験後外観観察結果

(a: 乾熱200℃, 168h, b, c:蒸気250℃, 168h)

⑤ FT-IR分析

試験後のシール材のFT-IR分析結果を図8, 9に示す。FT-IRは赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置(曝露面)では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。

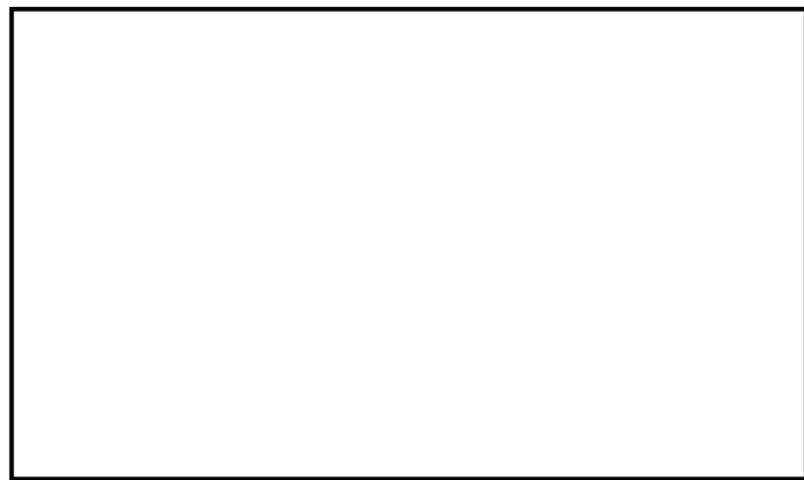


図8 FT-IR分析結果 (曝露面)

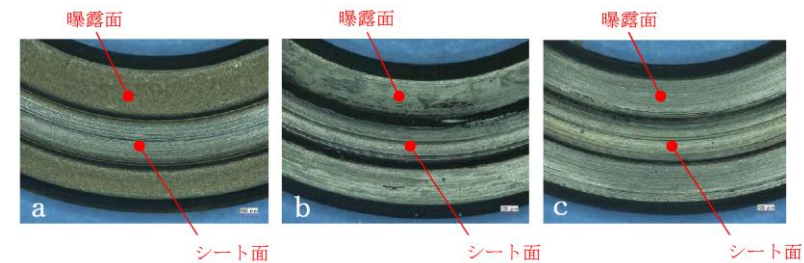


図7 試験後外観観察結果

(a: 乾熱 200℃, 168h b, c:蒸気 250℃, 168h)

⑤ FT-IR分析

試験後のシール材のFT-IR分析結果を図8, 9に示す。FT-IRは赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置(曝露面)では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。



図8 FT-IR分析結果 (曝露面)



図9 FT-IR分析結果 (シート面)

⑥ 硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図10に示す。曝露面、シート面、裏面、断面の硬さを測定した。曝露面において、乾熱200℃、168h条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位、条件では、蒸気250℃、168h条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外、硬さは初期値近傍であり、顕著な劣化は確認されなかった。

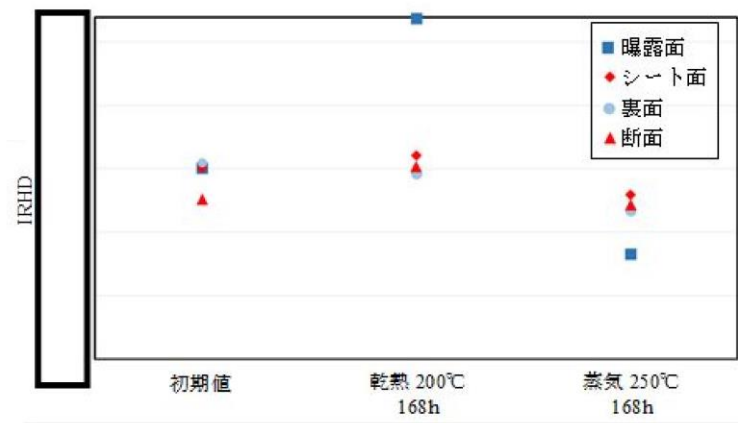


図10 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200℃、2Pd、168hの条件下では、改良EPDMシール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

以上

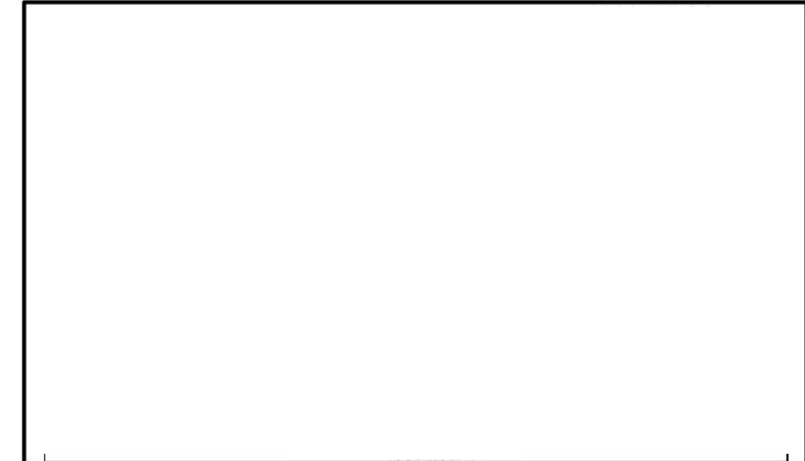


図9 FT-IR分析結果 (シート面)

⑥ 硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図10に示す。曝露面、シート面、裏面、断面の硬さを測定した。曝露面において、乾熱200℃、168h条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位、条件では、蒸気250℃、168h条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外、硬さは初期値近傍であり、顕著な劣化は確認されなかった。

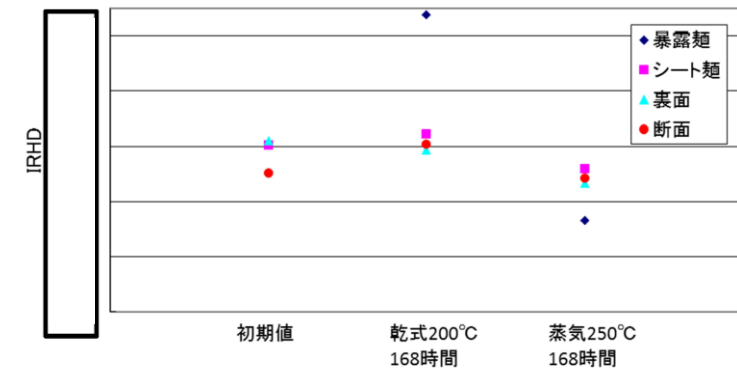


図10 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200℃、2Pd、168hの条件下では、改良EPDMシール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>44. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、重大事故時における現場作業の成立性を確かなものにするため、必要な対策を実施の上、以下の運用を行うこととしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>作業現場の放射線量の上昇の緩和のため、非常用ガス処理系を起動する</li> <li>全交流電源喪失時においても屋外作業を行わずに速やかに非常用ガス処理系を使用できるよう、ガスタービン発電機を中央制御室から遠隔操作により起動する</li> </ul> <p>ここでは、非常用ガス処理系の運転を考慮した場合の重大事故時における作業時の被ばく線量を確認した。</p> <p>なお、格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響の評価条件及び評価結果の詳細は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)</u> について」の別紙33に示す。</p> <p>また、中央制御室での被ばく線量については、「59条 <u>原子炉制御室(補足説明資料) 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について</u>」に示す。</p> <p>1. 現場の作業環境</p> <p>現場の作業環境の評価結果を表1に示す。評価の結果、被ばく線量は最大でも約87mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。</p> <p>なお、作業の評価条件及び評価結果の詳細は別紙「給油等の現場作業の線量影響について」に示す。</p>	<p>資料なし</p>	<p>31. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</p> <p>島根原子力発電所2号炉においては、重大事故時における現場作業の成立性を確かなものにするため、必要な対策を実施の上、以下の運用を行うこととしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>作業現場の放射線量の上昇の緩和のため、非常用ガス処理系を起動する</li> <li>全交流電源喪失時においても屋外作業を行わずに速やかに非常用ガス処理系を使用できるよう、ガスタービン発電機を中央制御室から遠隔操作により起動する</li> </ul> <p>ここでは、非常用ガス処理系の運転を考慮した場合の重大事故時における作業時の被ばく線量を確認した。</p> <p>なお、格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響の評価条件及び評価結果の詳細は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 <u>格納容器フィルタベント系について</u>」の別紙8に示す。</p> <p>また、中央制御室での被ばく線量については、「59条 <u>運転員が原子炉制御室にとどまるための設備(補足説明資料) 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について</u>」に示す。</p> <p>1. 現場の作業環境</p> <p>現場の作業環境の評価結果を表1に示す。評価の結果、被ばく線量は最大でも約53mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。</p> <p>なお、作業の評価条件及び評価結果の詳細は別紙「給油等の現場作業の線量影響について」に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・評価結果の相違【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
<p>表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業と放射線環境</p> <table border="1" data-bbox="172 359 902 701"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> <th>放射線環境</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽への補給</td> <td>・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給</td> <td>最大約63mSv</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業</td> <td>最大約87mSv*</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認、MCC受電</td> <td>1 mSv以下</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視</td> <td>最大約54mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>※評価結果が最大となる「<u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業</u>」の値を示す</p>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境	復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	最大約63mSv	各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業	最大約87mSv*	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認、MCC受電	1 mSv以下	代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視	最大約54mSv		<p>表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業と放射線環境</p> <table border="1" data-bbox="1739 338 2504 1016"> <thead> <tr> <th></th> <th></th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧原子炉代替注水槽への補給準備</td> <td>・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給</td> <td>約 23mSv</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置への燃料給油作業</td> <td>約 19mSv*</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C受電操作、受電確認</td> <td>約 41mSv</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系運転操作</td> <td>・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視</td> <td>約 53mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>※格納容器フィルタベント実施後に、タンクローリから大量送水車、可搬式窒素供給装置、大型送水ポンプ車に順に給油するときの値を示す</p>				低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給	約 23mSv	各機器への給油	・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置への燃料給油作業	約 19mSv*	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C受電操作、受電確認	約 41mSv	原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視	約 53mSv	<p>・評価結果の相違【柏崎 6/7】</p>
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境																															
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	最大約63mSv																															
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業	最大約87mSv*																															
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認、MCC受電	1 mSv以下																															
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視	最大約54mSv																															
低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給	約 23mSv																															
各機器への給油	・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置への燃料給油作業	約 19mSv*																															
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C受電操作、受電確認	約 41mSv																															
原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視	約 53mSv																															



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">給油等の現場作業の線量影響について</p> <p>重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業のうち、別紙表1 に示す作業について作業時の被ばく線量の評価を行った。作業の時間帯等を別紙表2 に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を別紙図1 から別紙図4 に示す。</p> <p>各作業の評価時間には作業場所への往復時間を含めた。なお、移動中における線量率が作業中における線量率と異なることを考慮し、作業によっては、作業中と移動中で異なる場所を評価点と設定し評価した。線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙33 と同じとした。また、格納容器ベント実施後の作業は、7号炉にてW/W ベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を別紙表2 に示す。</p> <p>評価の結果、被ばく線量は最大でも約87mSv となった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。</p> <p style="text-align: center;"><u>別紙表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業</u></p> <table border="1" data-bbox="172 1239 905 1585"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽への補給</td> <td>・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C 受電確認、MCC 受電</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視</td> </tr> </tbody> </table>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C 受電確認、MCC 受電	代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視		<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">給油等の現場作業の線量影響について</p> <p>重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業のうち、別紙表1 に示す作業について作業時の被ばく線量の評価を行った。作業の時間帯等を別紙表2 に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を別紙図1 から別紙図3 に示す。</p> <p>各作業の評価時間には作業場所への往復時間を含めた。なお、移動中における線量率が作業中における線量率と異なることを考慮し、作業によっては、作業中と移動中で異なる場所を評価点と設定し評価した。線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、「重大事故等対処設備について 補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」と同じとした。また、格納容器ベント実施後の作業は、W/Wベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を別紙表2 に示す。</p> <p>評価の結果、被ばく線量は最大でも約53mSv となった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。</p> <p style="text-align: center;"><u>別紙表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 1239 2493 1648"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧原子炉代替注水槽への補給準備</td> <td>・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置への燃料給油作業</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C 受電操作、受電確認</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系運転操作</td> <td>・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視</td> </tr> </tbody> </table>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給	各機器への給油	・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置への燃料給油作業	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C 受電操作、受電確認	原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視	<p>・評価結果の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎 6/7】</p>
作業項目	具体的な運転操作・作業内容																						
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給																						
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業																						
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C 受電確認、MCC 受電																						
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視																						
作業項目	具体的な運転操作・作業内容																						
低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給																						
各機器への給油	・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置への燃料給油作業																						
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C 受電操作、受電確認																						
原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視																						

別紙表2 有効性評価 (重大事故) で想定する主な現場作業に伴う被ばく

	格納容器ベント実施前の作業※1			格納容器ベント実施後の作業※2	
	常設代替交流電源 設備からの受電操作 屋内	復水貯蔵槽への補給 屋外	代替原子炉補機 始動系運転操作 屋外	大容量送水車 への給油 屋外	可搬型代替注水 ポンプへの給油 屋外
移動開始時間 (事象開始後)	10分後	6時間5分後	11時間後	40時間35分後※3	40時間45分後※3
評価時間	移動, 作業 60分	移動 55分※4 作業 310分	1班: 移動 190分 作業 120分 2班: 移動 20分 作業 240分	移動 10分 作業 20分※5	移動 10分 作業 10分
被ばく線量	約 0.32mSv	約 63mSv	1班: 約 54mSv 2班: 約 49mSv	約 87mSv	約 84mSv

※1 評価に当たっては、両号炉共に代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。  
 ※2 評価に当たっては、7号炉で格納容器ベント (WWベント) に至り、6号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。  
 ※3 41時間後に作業完了となるように設定。「大容量送水車への給油」の作業完了時間は保守的に「可搬型代替注水ポンプへの給油」と同じとした。  
 ※4 高台での作業時間5分を含む。  
 ※5 技術的能力で想定する給油作業時間17分(移動時間除く)に、時間余裕3分を考慮した20分を想定する。

別紙表 2 有効性評価 (重大事故) で想定する主な現場作業に伴う被ばく

	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業	
	常設代替交流電源 設備からの受電操作 屋内	低圧原子炉代替 注水槽への補給準備 屋外	原子炉補機代替 冷却系準備操作 屋外	各機器への給油※1	
移動開始時間※2 (事象開始後)	20分後	20分後	2時間30分後	約 42.5時間後	
評価時間	作業 70分 移動 15分	作業 2時間5分 移動 35分	作業 7時間30分 移動 35分	作業 69分 移動 30分	
被ばく線量	約 41mSv	約 23mSv	約 53mSv	約 19mSv	

※1 タンクローリから大量送水車, 可搬式窒素供給装置, 大型送水ポンプ車に順に給油することを想定  
 ※2 「添付資料 1.3.1 重大事故等対策の成立性確認表 (一覧)」に基づき, 移動開始時間, 評価時間を設定

・設備設計, 運用, 評価  
 条件の相違  
 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 262 911 770" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="350 789 715 829" data-label="Caption"> <p>別紙図1 復水貯蔵槽への補給</p> </div> <div data-bbox="160 938 911 1446" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 1461 866 1501" data-label="Caption"> <p>別紙図2 代替原子炉補機冷却系運転操作 (7号炉対応時)</p> </div>		<div data-bbox="1745 273 2496 718" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1721 789 2516 873" data-label="Caption"> <p>別紙図1 低圧原子炉代替注水槽への補給, 原子炉補機代替冷却系準備操作及び各機器への給油時の線量評価点</p> </div> <div data-bbox="1745 938 2496 1530" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1914 1549 2312 1589" data-label="Caption"> <p>別紙図2 屋外移動中の評価点</p> </div>	



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="166 268 908 772" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="350 793 718 823" data-label="Caption"> <p>別紙図3 大容量送水車への給油</p> </div> <div data-bbox="166 936 908 1440" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="299 1514 765 1543" data-label="Caption"> <p>別紙図4 可搬型代替注水ポンプへの給油</p> </div>		<div data-bbox="1739 222 2504 743" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1774 793 2466 823" data-label="Caption"> <p>別紙図 3 常設代替交流電源設備からの受電操作の評価点</p> </div>	

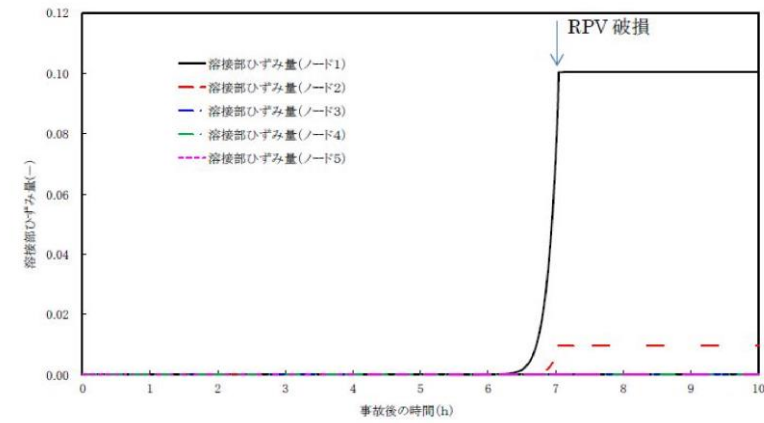
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>45. 原子炉圧力容器の破損位置について</p> <p>原子炉圧力容器の破損について、MAAP では、以下の破損モードから判定された破損モードが適用される。</p> <p>a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損 b) 下部ヘッド貫通部の逸出 c) デブリジェットの影響による下部ヘッドの局所破損 d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損 e) 原子炉圧力容器のクリープ破損</p> <p>原子炉圧力容器の下部ヘッドは径方向 (5 ノード) 及び厚さ方向 (5 ノード) に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。第1 図に原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。</p> <p>有効性評価 (※1) においては、下部プレナムへ移行した溶融炉心の加熱により、原子炉圧力容器下部の中心部ノードの温度が最も高くなり、制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量がしきい値 (0.1) に至る原子炉圧力容器破損 (※2) が最初に発生する結果となっている。</p> <p>径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量の推移を第2 図に、原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第3 図に示す。第2 図に示すとおり、原子炉圧力容器下部の中心ノードに該当するノード1 のひずみ量がしきい値 (0.1) に達して原子炉圧力容器破損に至っている。また、第3 図に示すとおり、ノード1 が高温を長時間維持していることが確認された。</p> <p>※1 : DCH, 炉外FCI 及びMCCI にて対象としている事故シーケンス</p>	<p>添付資料 3. 2. 17</p> <p>原子炉圧力容器の破損位置について</p> <p><u>解析コードMAAPでは、原子炉圧力容器の破損モードとして以下のものが考慮されており、解析においてはこれらの中から判定された破損モードが適用される。</u></p> <p>a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損 b) 下部ヘッド貫通部の逸出 c) デブリジェットの影響による下部ヘッドの局所破損 d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損 e) 原子炉圧力容器のクリープ破損</p> <p>原子炉圧力容器の下部ヘッドは径方向 (5 ノード) 及び厚さ方向 (5 ノード) に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。第1 図に原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。</p> <p><u>有効性評価のうち、3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて対象としている事故シーケンス「<u>過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+DCH)</u>」(「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じ) においては、下部プレナムへ移行した溶融炉心からの加熱により、原子炉圧力容器下部の中心部ノードの温度が最も高くなり、制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量がしきい値 (0.1) に至ることによる原子炉圧力容器破損 (「b) 下部ヘッド貫通部の逸出」に該当) が最初に判定される結果となっている。</u></p> <p>径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量の推移を第2 図に、原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第3 図に示す。第2 図に示すとおり、原子炉圧力容器下部の中心ノードに該当するノード 1 のひずみ量がしきい値 (0.1) に達して原子炉圧力容器破損に至っている。また、第3 図に示すとおり、ノード1 が高温を長時間維持していることが確認された。</p>	<p>32. 原子炉圧力容器の破損位置について</p> <p>原子炉圧力容器の破損について、MAAP では、以下の破損モードから判定された破損モードが適用される。</p> <p>a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損 b) 下部ヘッド貫通部の逸出 c) デブリジェットの影響による下部ヘッドの局所破損 d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損 e) 原子炉圧力容器のクリープ破損</p> <p>原子炉圧力容器の下部ヘッドは径方向 (5 ノード) 及び厚さ方向 (5 ノード) に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。図1に原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。</p> <p>有効性評価 (※1) においては、下部プレナムへ移行した溶融炉心の加熱により、原子炉圧力容器下部の中心部ノードの温度が最も高くなり、制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量がしきい値 (0.1) に至る原子炉圧力容器破損 (※2) が最初に発生する結果となっている。</p> <p>径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量の推移を図2に、原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を図3に示す。図2に示すとおり、原子炉圧力容器下部の中心ノードに該当するノード1 のひずみ量がしきい値 (0.1) に達して原子炉圧力容器破損に至っている。また、図3に示すとおり、ノード1 が高温を長時間維持していることが確認された。</p> <p>※1 : DCH, 炉外FCI 及びMCCI にて対象としている事故シーケンス</p>	

(過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗)

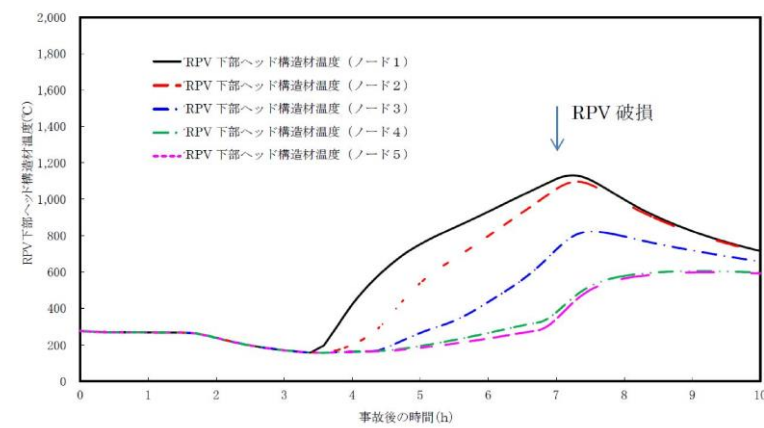
※2:「b) 下部ヘッド貫通部の逸出」に該当



第1図 原子炉压力容器下部ヘッドのノード分割 (概念図)



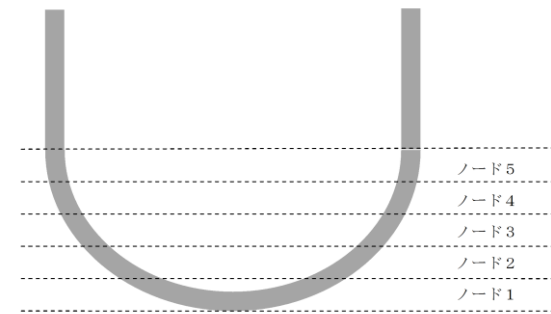
第2図 径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量



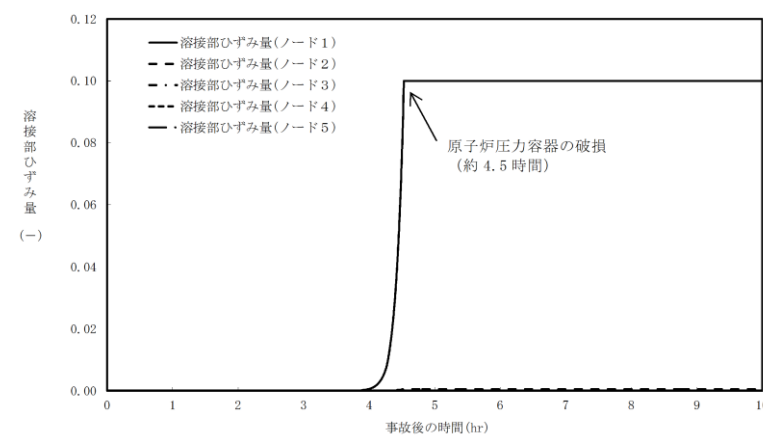
第3図 径方向のノードごとの原子炉压力容器下部ヘッド温度

(過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水(重大事故等対策を含む)失敗+デブリ冷却失敗)

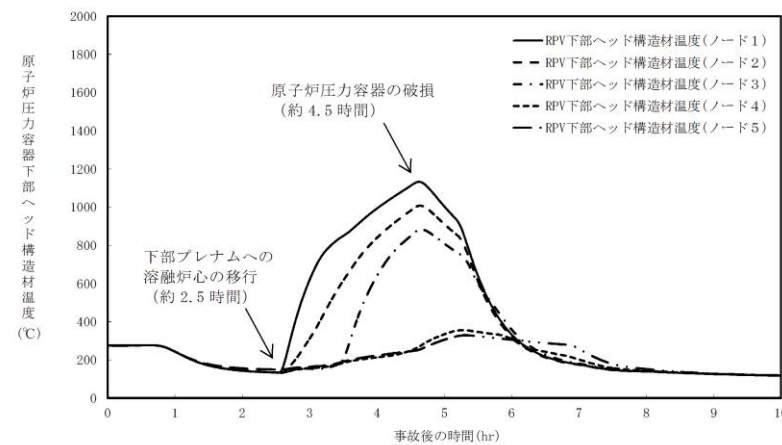
※2:「b) 下部ヘッド貫通部の逸出」に該当



第1図 原子炉压力容器下部ヘッドのノード分割 (概念図)



第2図 径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量



第3図 径方向のノードごとの原子炉压力容器下部ヘッド温度



図1 原子炉压力容器下部ヘッドのノード分割 (概念図)

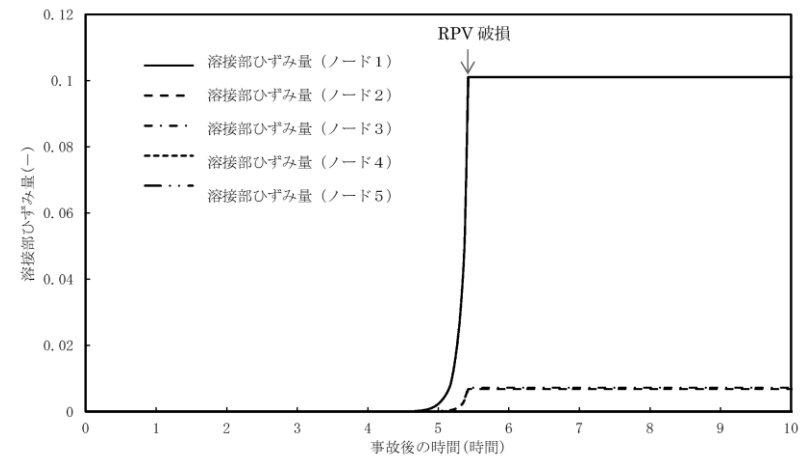


図2 径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量

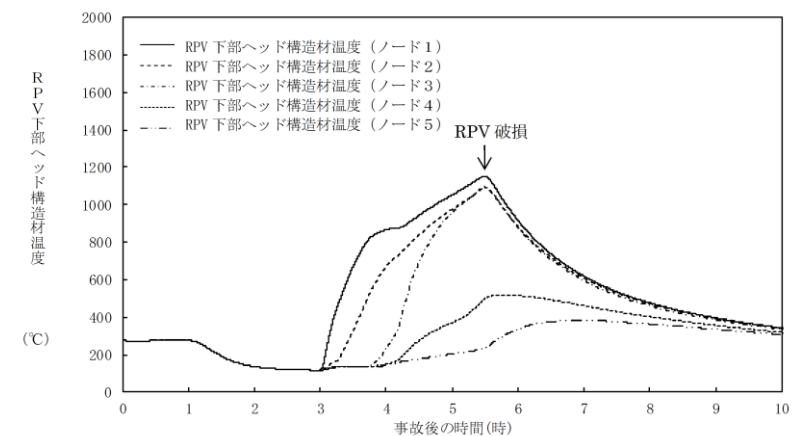
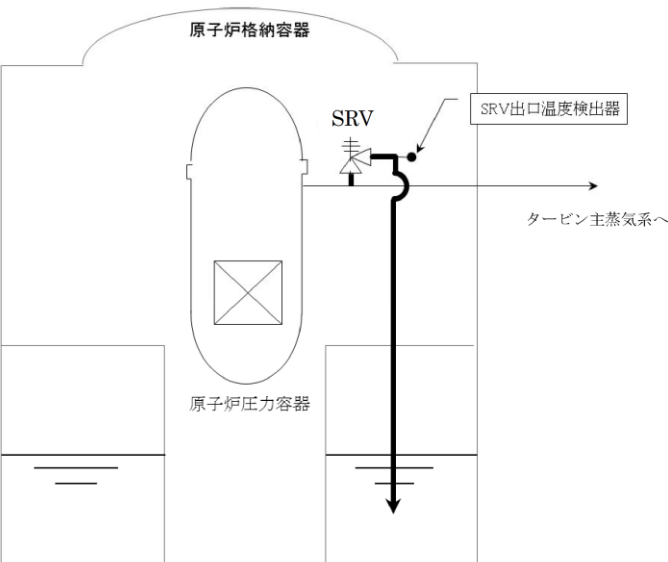
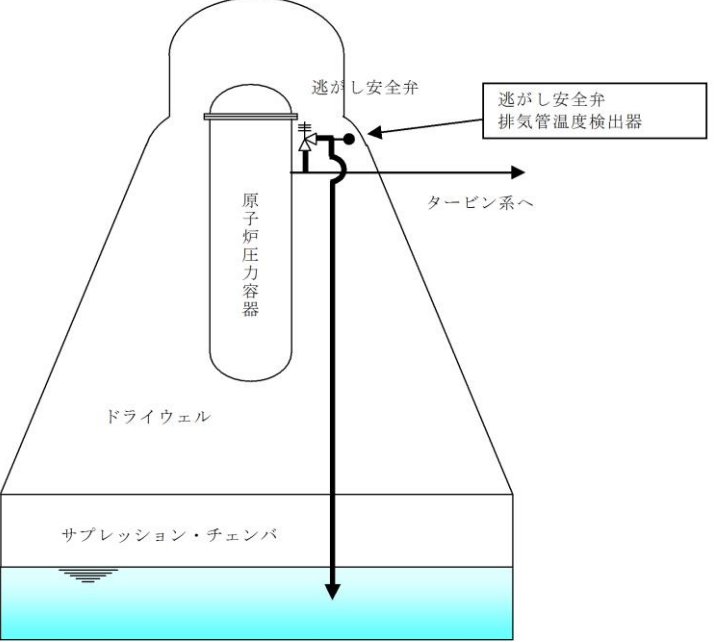
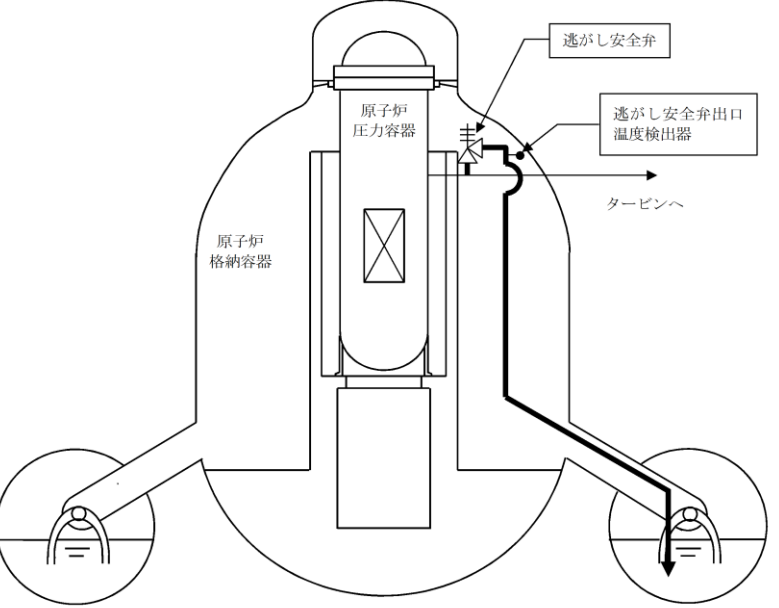


図3 径方向のノードごとの原子炉压力容器下部ヘッド温度

・解析結果の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
事象進展の相違によるタイミングの相違はあるものの, 同様の挙動となっている。

・解析結果の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

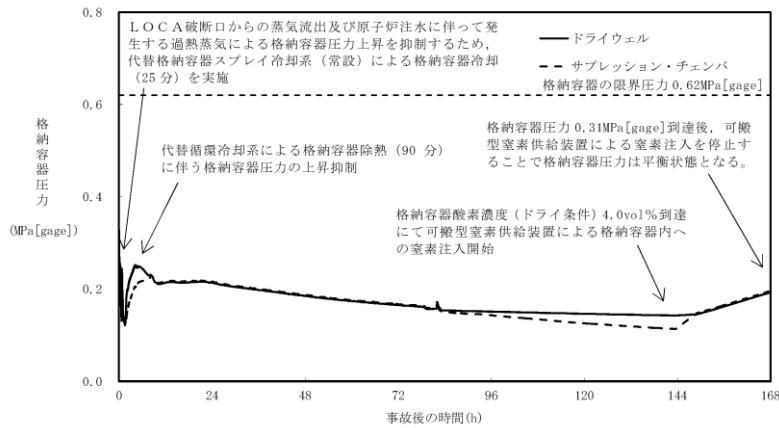
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>46. 逃がし安全弁 (SRV) 出口温度計による炉心損傷の検知性について</p> <p>炉心損傷開始の判断は、<u>格納容器内雰囲気放射線レベル計</u>により行うが、逃がし安全弁 (SRV) 出口温度計による炉心損傷の検知性については以下の通り。</p> <p>1. SRV 出口温度計の設備概要</p> <p>SRV 出口温度計は、原子炉運転中にSRV からの漏えいを検出するために、SRV の吐配管に設けており、測定範囲は0～300℃である。温度検出器は、SRV 本体からの熱伝導による誤検出を防ぐために、弁本体から十分離れた位置に取り付けている (図1参照)。</p> <p>2. 原子炉水位低下時の原子炉圧力容器内温度の概略挙動</p> <p>事故発生後、原子炉水位が低下する過程において、炉心が冠水した状態では、炉心部及び原子炉圧力容器ドーム部の温度は、ともに定格原子炉圧力 (7.07MPa [gage]) ないしはSRV 動作圧力 (安全弁機能の最大8.20MPa [gage]) に対応する飽和蒸気温度近傍 (約287℃～約298℃) となる。</p> <p>さらに原子炉水位が低下すると、炉心が露出した炉心部と原子炉圧力容器ドーム部は過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和蒸気温度を超えて上昇する。</p> <p>3. SRV 出口温度計による炉心損傷の検知性</p> <p>事故発生後、SRV による減圧を行うと、SRV 出口温度計は原子炉圧力容器ドーム部の温度に相当する温度を指示すると考えられる。</p> <p>原子炉水位の低下により炉心が露出し、原子炉圧力容器ドーム部が過熱蒸気雰囲気となっている状態でSRV を開放した場合、SRV 出口温度計の指示値は、飽和蒸気温度近傍よりも高い温度を示し、さらに過熱度が大きいと温度計の測定範囲 (300℃) を超えるため、指示値はオースケールになると考えられる。</p> <p>一方、炉心が露出した場合において、炉心は蒸気冷却等により健全性を維持している場合と、損傷している場合が考えられる。</p> <p>したがって、不確かさはあるものの、SRV 出口温度計のオースケールにより炉心損傷を検知できる可能性がある。</p>	<p>3 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について</p> <p>炉心損傷開始の判断は、<u>格納容器雰囲気放射線モニタ</u>により行うが、逃がし安全弁 (以下「SRV」という。) 出口温度 (排気管温度) による炉心損傷の検知性については以下のとおり。</p> <p>1. <u>SRV排気管温度</u>の計装設備概要</p> <p><u>SRV排気管温度</u>は、原子炉運転中にSRVからの漏えいを検出するために、SRVの吐配管に設けており、測定範囲は0℃～300℃である。温度検出器は、SRV本体からの熱伝導による誤検出を防ぐために、弁本体から十分離れた位置に取り付けている。(第1図参照)</p> <p>2. 原子炉水位低下時の原子炉圧力容器内温度の概略挙動</p> <p>事故発生後、原子炉水位が低下する過程において、炉心が冠水した状態では、炉心部及び原子炉圧力容器ドーム部の温度は、ともに定格原子炉圧力 (6.93MPa [gage]) ないしはSRV 動作圧力 (安全弁機能の最大 8.31MPa [gage]) に対応する飽和蒸気温度近傍 (約 286℃～約 299℃) となる。</p> <p>さらに、原子炉水位が低下すると、炉心が露出した炉心部と原子炉圧力容器ドーム部は過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和蒸気温度を超えて上昇する。</p> <p>3. <u>SRV排気管温度</u>による炉心損傷の検知性</p> <p>事故発生後、SRVによる減圧を行うと、<u>SRV排気管温度</u>は原子炉圧力容器ドーム部の温度に相当する温度を指示すると考えられる。</p> <p>原子炉水位の低下により炉心が露出し、原子炉圧力容器ドーム部が過熱蒸気雰囲気となっている状態でSRVを開放した場合、<u>SRV排気管温度</u>の指示値は、飽和蒸気温度近傍よりも高い温度を示し、更に過熱度が大きいと温度計の測定範囲 (300℃) を超えるため、指示値はオースケールになると考えられる。</p> <p>一方、炉心が露出した場合において、炉心は蒸気冷却等により健全性を維持している場合と、損傷している場合が考えられる。</p> <p>したがって、不確かさはあるものの、<u>SRV排気管温度計</u>のオースケールにより炉心損傷を検知できる可能性がある。</p>	<p>33. 逃がし安全弁 (SRV) 出口温度計による炉心損傷の検知性について</p> <p>炉心損傷開始の判断は、<u>原子炉格納容器雰囲気放射線モニタ</u>により行うが、逃がし安全弁 (以下「SRV」という) 出口温度計による炉心損傷の検知性については以下のとおり。</p> <p>1. <u>SRV出口温度計</u>の設備概要</p> <p><u>SRV出口温度計</u>は、原子炉運転中にSRVからの漏えいを検出するために、SRVの排出配管に設けており、測定範囲は0～300℃である。温度検出器は、SRV本体からの熱伝導による誤検出を防ぐために、弁本体から十分離れた位置に取り付けている (図1参照)。</p> <p>2. 原子炉水位低下時の原子炉圧力容器内温度の概略挙動</p> <p>事故発生後、原子炉水位が低下する過程において、炉心が冠水した状態では、炉心部及び原子炉圧力容器ドーム部の温度は、ともに定格原子炉圧力 (6.93MPa [gage]) ないしはSRV 動作圧力 (安全弁機能の最大 8.35MPa [gage]) に対応する飽和蒸気温度近傍 (約 286℃～約 299℃) となる。</p> <p>さらに原子炉水位が低下すると、炉心が露出した炉心部と原子炉圧力容器ドーム部は過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和蒸気温度を超えて上昇する。</p> <p>3. <u>SRV出口温度計</u>による炉心損傷の検知性</p> <p>事故発生後、SRVによる減圧を行うと、<u>SRV出口温度計</u>は原子炉圧力容器ドーム部の温度に相当する温度を指示すると考えられる。</p> <p>原子炉水位の低下により炉心が露出し、原子炉圧力容器ドーム部が過熱蒸気雰囲気となっている状態でSRVを開放した場合、<u>SRV出口温度計</u>の指示値は、飽和蒸気温度近傍よりも高い温度を示し、さらに過熱度が大きいと温度計の測定範囲 (300℃) を超えるため、指示値はオースケールになると考えられる。</p> <p>一方、炉心が露出した場合において、炉心は蒸気冷却等により健全性を維持している場合と、損傷している場合が考えられる。</p> <p>したがって、不確かさはあるものの、<u>SRV出口温度計</u>のオースケールにより炉心損傷を検知できる可能性がある。</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備仕様の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. SRV 出口温度計測と原子炉压力容器温度計測</p> <p>SRV 出口温度と原子炉压力容器温度は中央制御室にて確認可能であるが、故障等により中央制御室で確認できない場合、<u>SRV 出口温度の可搬型計測器による測定は現場盤で実施する必要がある</u>、<u>原子炉压力容器温度は中央制御室で実施可能である</u>。そのため、可搬型計測器による測定が必要になった場合は、炉心損傷確認の精度が高く、中央制御室で測定が可能な原子炉压力容器温度の測定を実施する。</p>	<p>4. <u>SRV排気管温度計測</u>と原子炉压力容器温度計測</p> <p><u>SRV排気管温度</u>と原子炉压力容器温度は中央制御室にて確認可能であるが、故障等より中央制御室で確認できない場合、<u>中央制御室</u>において可搬型計測器による測定が可能である。可搬型計測器による測定が必要になった場合は、炉心損傷確認の精度が高い原子炉压力容器温度の測定を優先する。</p>	<p>4. <u>SRV出口温度計測</u>と原子炉压力容器温度計測</p> <p><u>SRV出口温度</u>と原子炉压力容器温度は中央制御室にて確認可能であるが、故障等により中央制御室で確認できない場合、<u>その他の建物内の補助盤室</u>において可搬型計測器による測定が可能である。可搬型計測器による測定が必要になった場合は、炉心損傷確認の精度が高い原子炉压力容器温度の測定を優先する。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>可搬型計測器の接続場所の相違。</p>
			
<p>図1. SRV 出口温度計の概略設置図</p>	<p>第1図 逃がし安全弁排気管温度の概略設置図</p>	<p>図1 逃がし安全弁出口温度計の概略設置図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p>48. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について</p> <p>BWR において、炉心損傷前に原子炉格納容器内で水素を発生させ得る現象としては、原子炉格納容器内のグレーチングに含まれる亜鉛と水蒸気の反応等が考えられる。</p> <p>ここでは、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>において、炉心損傷前に水素ガスが発生した場合の影響を考察する。</p> <p>1. 発生し得る水素量について</p> <p>有効性評価の添付資料3.1.2.4「原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について」において、上記の現象によって、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応した場合に、発生し得る水素ガスの量を、<u>表1</u>のとおり評価している。</p> <p style="text-align: center;"><u>表1 水素ガスの発生量</u></p> <table border="1" data-bbox="261 1661 819 1793"> <thead> <tr> <th>金属</th> <th>発生する水素の量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>亜鉛</td> <td>約 77kg (約 850Nm<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td>アルミニウム</td> <td>約 162kg (約 1,800Nm<sup>3</sup>)</td> </tr> </tbody> </table>	金属	発生する水素の量	亜鉛	約 77kg (約 850Nm <sup>3</sup> )	アルミニウム	約 162kg (約 1,800Nm <sup>3</sup> )	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.10</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器内に存在するアルミニウム／亜鉛の反応により発生する水素の影響について</u></p> <p>1. はじめに</p> <p><u>格納容器内では配管の保温材等にアルミニウムを使用しており、サプレッション・プール水 pH制御装置により注入される水酸化ナトリウムが格納容器内に存在するアルミニウムに被水すると化学反応により水素が発生する。</u></p> <p><u>また、格納容器内のグレーチングには亜鉛メッキが施されており、亜鉛も同様に水酸化ナトリウムと反応して水素が発生する。</u></p> <p><u>以上の化学反応が、格納容器内の水素発生量及び格納容器圧力上昇に与える影響を評価する。なお、実際に水酸化ナトリウムと反応する金属は、格納容器スプレイの飛散範囲と考えられるが、保守的に格納容器内全ての亜鉛とアルミニウムが反応し、水素が発生するとして評価を行う。</u></p> <p style="text-align: center;">Al + NaOH + H<sub>2</sub>O → NaAlO<sub>2</sub> + 3/2H<sub>2</sub>      式(a)</p> <p style="text-align: center;">Zn + NaOH + H<sub>2</sub>O → NaHZnO<sub>2</sub> + H<sub>2</sub>      式(b)</p> <p>2. 影響評価</p> <p>(1) <u>格納容器内アルミニウム量及び亜鉛量</u></p> <p><u>格納容器内でアルミニウムを使用している構造物は配管保温材等であり、重量は約 1,027kg である。</u></p> <p><u>一方、格納容器内で亜鉛を使用している構造物はグレーチングの亜鉛メッキ等であり、重量は約 4,244kg である。</u></p> <p>(2) <u>アルミニウム及び亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応による水素発生量</u></p> <p><u>a. アルミニウムと水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量</u></p> <p><u>式(a)より、アルミニウム 1mol に対して水素発生量は 1.5mol であり、アルミニウムの原子量が 27、水素の原子量が 2 であるため、アルミニウム 9kg に対して水素 1kg が発</u></p>	<p>34. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について</p> <p>BWRにおいて、炉心損傷前に原子炉格納容器内で水素を発生させ得る現象としては、原子炉格納容器内のグレーチングに含まれる亜鉛と水蒸気の反応等が考えられる。</p> <p>ここでは、<u>島根原子力発電所2号炉</u>において、炉心損傷前に水素ガスが発生した場合の影響を考察する。</p> <p>1. 発生し得る水素量について</p> <p>有効性評価の添付資料 3.1.2.3「原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について」において、上記の現象によって、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応した場合に、発生し得る水素ガスの量を、<u>表1</u>のとおり評価している。</p> <p style="text-align: center;"><u>表1 水素ガスの発生量</u></p> <table border="1" data-bbox="1774 1661 2457 1793"> <thead> <tr> <th>金属</th> <th>発生する水素の量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>亜鉛</td> <td>約 73kg (約 803m<sup>3</sup>[normal])</td> </tr> <tr> <td>アルミニウム</td> <td>約 374kg (約 4,156m<sup>3</sup>[normal])</td> </tr> </tbody> </table>	金属	発生する水素の量	亜鉛	約 73kg (約 803m <sup>3</sup> [normal])	アルミニウム	約 374kg (約 4,156m <sup>3</sup> [normal])	<p>備考</p> <p>・評価結果の相違【柏崎 6/7】</p>
金属	発生する水素の量														
亜鉛	約 77kg (約 850Nm <sup>3</sup> )														
アルミニウム	約 162kg (約 1,800Nm <sup>3</sup> )														
金属	発生する水素の量														
亜鉛	約 73kg (約 803m <sup>3</sup> [normal])														
アルミニウム	約 374kg (約 4,156m <sup>3</sup> [normal])														

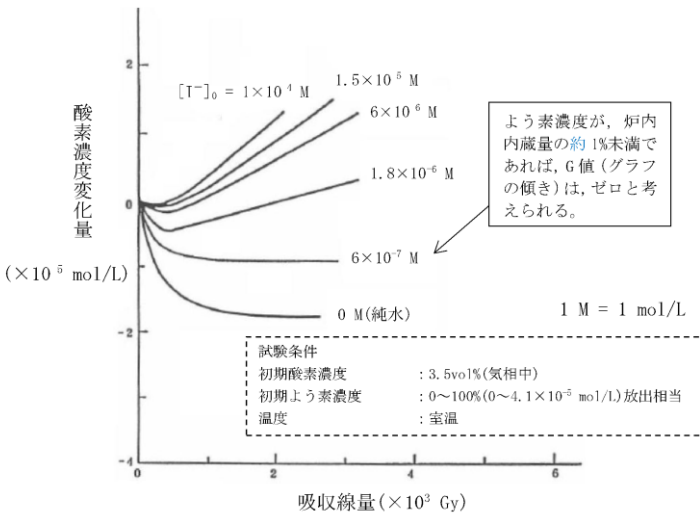
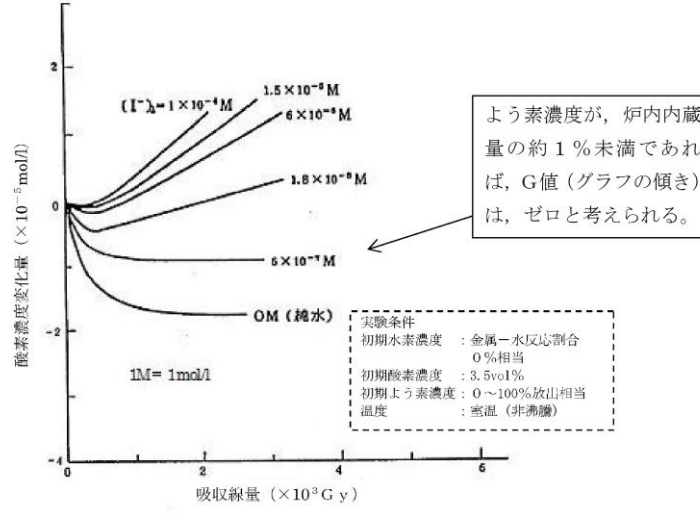


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 水素ガスの発生による影響について</p> <p>(1) 格納容器圧力への影響</p> <p>亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素を考慮しても、炉心損傷前の格納容器ベント時の格納容器圧力(0.31MPa[gage])に対する寄与は約3%程度であり、有意な影響はないと考える。</p>	<p>生ずる。</p> <p>b. <u>亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量</u></p> <p>式(b)より、<u>亜鉛 1mol に対して水素発生量は 1mol であり、亜鉛の原子量が 65.4、水素の原子量が 2 であるため、亜鉛 32.7kg に対して水素 1kg が発生する。</u></p> <p>以上より、<u>格納容器内全てのアルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応した場合、アルミニウムとの反応により約 115kg、亜鉛との反応により約 131kg の合計約 246kg の水素が発生する。</u></p> <p>3. <u>発生する水素による圧力上昇の影響</u></p> <p><u>発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）（代替循環冷却系を使用する場合）」シーケンスにおいて、事象初期から 246kg の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。</u></p> <p><u>第 1 図に示すとおり、格納容器スプレイによって圧力抑制することが可能である。また、90 分後に代替循環冷却系の起動によって、格納容器圧力は降下し、限界圧力 0.62MPa[gage]に到達することはない。このように、事象初期における格納容器圧力の挙動は、アルミニウム及び亜鉛の化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。</u></p>	<p>2. 水素ガスの発生による影響について</p> <p>(1) 格納容器圧力への影響</p> <p>亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素を考慮しても、炉心損傷前の格納容器ベント時の格納容器圧力(427kPa[gage]と仮定)に対する寄与は約 16%程度であり、有意な影響は小さいと考える。</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、発生する水素による圧力上昇への影響をモル分率を用いて確認している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 水素濃度への影響</p> <p>燃料棒の健全性が損なわれず、よう素が冷却材中に放出されない条件(純水)<sup>*</sup>において、G 値は以下のとおりとなる<sup>[1]</sup></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 沸騰条件 : 0.2 (H<sub>2</sub>) / 0.1 (O<sub>2</sub>)</li> <li>・ 非沸騰条件 : 0 (H<sub>2</sub>) / 0 (O<sub>2</sub>)</li> </ul> <p>炉心損傷に至らない場合、燃料がヒートアップし、炉心内での沸騰が長期間継続することはないと考えると、過渡的に短時間の沸騰が生じる可能性はあるものの、G値はほぼゼロと考えられることから、水素濃度が4vol%に至ることはないと考えられる。なお、炉心損傷に至らない場合、燃料被覆管温度は低く維持されることから、ジルコニウム-水反応による水素も実質発生しないと考えられる。</p> <p>また、炉心損傷前の格納容器ベント時の気相部のモル分率において、1. で示した水素を考慮した場合も水素のモル分率は約0.03であり、有意な影響はないと考えられる。</p> <p>(3) 酸素濃度への影響</p> <p>仮に、炉心内で沸騰状態が長期間継続し、水の放射線分解によ</p>	 <p>第1図 格納容器圧力の推移</p> <p>4. 水素燃焼への影響について</p> <p>水素及び酸素の可燃限界は、水素濃度 4vol% 以上かつ酸素濃度 5vol% 以上である。BWRの格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから、本反応単独での水素の燃焼は発生しない。</p>	<p>(2) 水素濃度への影響</p> <p>燃料棒の健全性が損なわれず、よう素が原子炉冷却材中に放出されない条件(純水)<sup>*</sup>において、G 値は以下のとおりとなる<sup>[1]</sup></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 沸騰条件 : 0.2 (H<sub>2</sub>) / 0.1 (O<sub>2</sub>)</li> <li>・ 非沸騰条件 : 0 (H<sub>2</sub>) / 0 (O<sub>2</sub>)</li> </ul> <p>炉心損傷に至らない場合、燃料がヒートアップし、炉心内での沸騰が長期間継続することはないと考えると、過渡的に短時間の沸騰が生じる可能性はあるものの、G値はほぼゼロと考えられることから、水素濃度が4 vol%に至ることはないと考えられる。なお、炉心損傷に至らない場合、燃料被覆管温度は低く維持されることから、ジルコニウム-水反応による水素も実質発生しないと考えられる。</p> <p>また、炉心損傷前の格納容器ベント時の気相部のモル分率において、1. で示した水素を考慮した場合には、水素のモル分率は約0.16であるが、BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、亜鉛及びアルミニウムの反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものと考えられる。</p> <p>(3) 酸素濃度への影響</p> <p>炉心損傷に至らない場合、炉心内での沸騰が長期間継続することではなく、水の放射線分解による酸素濃度の上昇はないものと考えられるが、仮に、炉心内で沸騰状態が長期間継続し、水の放射</p>	<p>・ 評価結果の相違 【柏崎 6/7】</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>って炉内で発生した水素及び酸素がすべて原子炉格納容器内へ移行することを想定すると、初期酸素濃度<u>3.5vol%</u>とした場合、酸素濃度が5vol%に至る時間は事象発生約<u>20日後(492時間後)</u>であり、十分な時間余裕がある。なお、仮に格納容器圧力<u>0.31MPa[gage]</u>で格納容器ベントを行った場合は、格納容器ベントにより酸素濃度が低下する可能性があるが、これを考慮して、初期酸素濃度を<u>1.5vol%</u>とした場合は、酸素濃度が5vol%に至る時間は事象発生約<u>62日後(1,490時間後)</u>となる。</p> <p>したがって、有効性評価の炉心損傷防止シナリオにおいて、水の放射線分解により発生する水素及び酸素は、有意な影響を及ぼさないと考えられる。</p> <p>※よう素の追加放出の影響について</p> <p>炉心損傷前のシナリオでは、基本的に炉心は健全に維持されているが、仮に、設計基準事故と同程度のよう素の追加放出が発生した場合を想定する。</p> <p>設計基準事故において、追加放出されるよう素は、炉内内蔵量の0.01%未満である。</p> <p>よう素濃度を変化させた場合の吸収線量と酸素濃度の変化量の関係を図1に示す。図1より、よう素の放出量が炉内内蔵量の約1%未満(よう素濃度：<math>6 \times 10^{-7}</math>mol/L)であれば、よう素が冷却材中に放出されない条件(純水)と同様にG値は、ほぼゼロと考えられる。</p> <p>このため、炉心損傷前の水素燃焼への影響を検討する観点で、設計基準事故と同程度のよう素の追加放出を考慮した場合も、非沸騰状態におけるG値はゼロと考えられる。</p>		<p>線分解によって炉内で発生した水素及び酸素がすべて原子炉格納容器内へ移行することを想定すると、初期酸素濃度<u>2.5vol%</u>とした場合、酸素濃度が5vol%に至る時間は事象発生約<u>73.5日後(1765時間後)</u>であり、十分な時間余裕がある。なお、仮に<u>炉心損傷前に格納容器ベントを行った場合は、格納容器ベントにより酸素濃度が低下する可能性があるが、これを考慮して、初期酸素濃度を1vol%</u>とした場合は、酸素濃度が5vol%に至る時間は事象発生約<u>182日後(4,371時間後)</u>となる。</p> <p>したがって、有効性評価の炉心損傷防止シナリオにおいて、水の放射線分解により発生する水素及び酸素は、有意な影響を及ぼさないと考えられる。</p> <p>※よう素の追加放出の影響について</p> <p>炉心損傷前のシナリオでは、基本的に炉心は健全に維持されているが、仮に、設計基準事故と同程度のよう素の追加放出が発生した場合を想定する。</p> <p>設計基準事故において、追加放出されるよう素は、炉内内蔵量の0.01%未満である。</p> <p>よう素濃度を変化させた場合の吸収線量と酸素濃度の変化量の関係を図1に示す。図1より、よう素の放出量が炉内内蔵量の約1%未満(よう素濃度：<math>6 \times 10^{-7}</math>mol/L)であれば、よう素が原子炉冷却材中に放出されない条件(純水)と同様にG値は、ほぼゼロと考えられる。</p> <p>このため、炉心損傷前の水素燃焼への影響を検討する観点で、設計基準事故と同程度のよう素の追加放出を考慮した場合も、非沸騰状態におけるG値はゼロと考えられる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・評価条件の相違【柏崎 6/7】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎 6/7】</li> <li>・評価条件の相違【柏崎 6/7】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎 6/7】</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>図1 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(よう素濃度を变化させた場合)</p> <p>3. まとめ</p> <p>炉心損傷前において、仮に原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応することを考慮しても発生する水素量は約239kgであり、炉心損傷前ベント時の格納容器圧力に有意な影響を及ぼすものではない。また、保守的に炉心内で沸騰状態が長期間継続するという仮定をおいたとしても、約20日間、可燃限界に到達することはないため、水の放射線分解により発生する水素及び酸素を考慮しても、有意な影響はないと考えられる。</p> <p>参考文献</p> <p>[1] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR 電力共同研究 昭和63年3月</p> <p>以上</p>	 <p>図1 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(よう素濃度を变化させた場合)</p> <p>3. まとめ</p> <p>炉心損傷前において、仮に原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応することを考慮しても発生する水素量は約450kgであり、炉心損傷前ベント時の格納容器圧力に有意な影響を及ぼすものではない。また、保守的に炉心内で沸騰状態が長期間継続するという仮定をおいたとしても、約73.5日間、可燃限界に到達することはないため、水の放射線分解により発生する水素及び酸素を考慮しても、有意な影響はないと考えられる。</p> <p>参考文献</p> <p>[1] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR 電力共同研究 昭和63年3月</p> <p>以上</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、当該の文献を参照していない。</p> <p>以上</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>49. 溶融炉心落下位置が原子炉格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p><u>平成29年2月の1F2原子炉格納容器下部の調査結果では、原子炉格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。確認された範囲は原子炉格納容器下部の一部であり、原子炉格納容器下部の中心等未確認の箇所が多く、グレーチングの落下理由についても現状不明であるが、グレーチングの落下理由の可能性の1つとして、RPVから流出した溶融炉心が落下したことの影響が考えられる。</u></p>	<p>22. 溶融炉心が原子炉压力容器下部の偏心位置より落下した場合の影響評価</p> <p>1. 評価目的</p> <p>実機において、水蒸気爆発（以下「S.E」という。）が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、東海第二発電所では、事象の不確かさを踏まえ保守性を考慮した入力条件によるS.E評価（以下「基本ケース」という。）を実施し、万が一のS.Eの発生を想定した場合でも格納容器の健全性が損なわれないことを確認している。</p> <p>有効性評価のMAAP解析では、下部プレナムへ移行した溶融炉心（以下「デブリ」という。）による過熱で原子炉压力容器（以下「RPV」という。）下部の中心部温度が最も高くなり、その位置の制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）ハウジング溶接部に生じるひずみによってRPV破損に至る結果となっている。このため、基本ケースの入力条件のうち、<u>メルト放出位置</u>についてはRPV下部の中心としている。また、<u>メルト放出口径</u>については、爆発規模が大きくなる条件としてCRDハウジングの逸出を想定した口径を設定している。</p> <p>しかしながら、実際に重大事故が発生した場合においては、有効性評価上期待していない原子炉注水手段の復旧等、想定とは異なる対応や事故進展の影響により、RPV下部の中心から外れた偏心位置での貫通部溶接破損によって生じたわずかな間隙からデブリ流出する等、基本ケースでの想定と異なる落下様態となることも考えられる。また、偏心位置でS.Eが発生した場合、爆発位置が基本ケースよりも側壁に近接するため、局部的に大きな動的荷重が作用する可能性がある。</p>	<p>35. 溶融炉心落下位置が原子炉格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>実機において、水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、島根2号炉では、事象の不確かさを踏まえ保守性を考慮した入力条件による水蒸気爆発評価（以下「基本ケース」という。）を実施し、万が一の水蒸気爆発の発生を想定した場合でも原子炉格納容器の健全性が損なわれないことを確認している。</p> <p>有効性評価のMAAP解析では、下部プレナムへ移行した溶融炉心による過熱で原子炉压力容器下部の中心部温度が最も高くなり、その位置の制御棒駆動機構ハウジング溶接部に生じるひずみによって原子炉压力容器破損に至る結果となっている。このため、基本ケースの入力条件のうち、<u>溶融炉心の放出口</u>については原子炉压力容器下部の中心としている。また、<u>溶融炉心の放出口径</u>については、爆発規模が大きくなる条件として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定した口径を想定している。</p> <p>しかしながら、実際に重大事故が発生した場合においては、有効性評価上期待していない原子炉注水手段の復旧等、想定とは異なる対応や事故進展の影響により、原子炉压力容器下部の中心から外れた偏心位置での貫通部溶接破損によって生じたわずかな間隙から溶融炉心が流出する等、基本ケースでの想定と異なる落下様態となることも考えられる。また、偏心位置で水蒸気爆発が発生した場合、爆発位置が基本ケースよりも側壁に近接するため、局部的に大きな動的荷重が作用する可能性がある。</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉および東海第二では現実的な評価条件で水蒸気爆発評価を実施。柏崎6/7では、現実のおよび保守的な評価条件で水蒸気爆発評価が実施されている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>今回、確認されたグレーチングの落下位置がCRDハウジングの外周部近傍の下部であることを踏まえ、KK6/7に対して溶融炉心の落下位置がCRDハウジングの外周部に溶融炉心が落下し、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を確認した。</p> <p>2. 評価に用いた解析コード等 水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発解析コードJASMINE、構造応答解析コードAUTODYN-2Dにより圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>3. 評価条件 主要解析条件を表1に示す。溶融炉心は原子炉圧力容器底部のCRDハウジングの外周部直下に落下するものとし、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下する際には、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部に水位2mの水張りが実施されているものとした。また、原子炉格納容器下部の水位が上昇するケースとして、原子炉格納容器下部にリターンラインまでの高さ(7m)の水位が形成されている場合の評価も実施した。構造応答解析コードAUTODYN-2Dによる評価モデルのイメージを図1に示す。図1の通り、評価モデルを溶融炉心落下位置から格納容器下部壁面までの最短距離を半径とする円筒とした。なお、粗混合過程で溶融炉心が拡がる範囲が図1に示す範囲よりも十分に小さいため、円筒の半径の差異は溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギーに影響しないと考えられることから、水蒸気爆発解析コードJASMINEの評価モデルでは円筒の半径を狭めず実機に即したモデルとし、溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギーを評価した。</p>	<p>ここでは、偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定したSEの影響を評価し、格納容器の健全性が損なわれないことを確認するとともに、基本ケースの評価の代表性を確認する。</p> <p>2. 評価方法 (1) 評価条件 解析コードは基本ケースと同様に、SE解析コードJASMINE及び汎用有限要素解析コードLS-DYNAを用いて評価した。本評価における各コードの入力条件及び評価モデルの取扱いを以下に示す。</p> <p>a. JASMINE 第1表に主要入力条件を示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、以下については現実的な条件として適用する。</p> <p>(a) <u>メルト放出口径</u> 第1図及び第2図にCRDハウジングサポート構造を示す。CRDハウジングサポートは、ペDESTAL内側の鋼板に固定された上部サポートビームにハンガーロッド等を介してグリッドプレートを接続した構造によりCRDハウジングの逸出を防</p>	<p>ここでは、偏心位置における現実的な溶融炉心の落下様態を想定した水蒸気爆発の影響を評価し、原子炉格納容器の健全性が損なわれないことを確認するとともに、基本ケースの代表性を確認する。</p> <p>2. 評価方法 (1) 評価条件 解析コードは基本ケースと同様に、水蒸気爆発解析コードJASMINE、構造応答解析コードAUTODYN-2Dを用いて評価した。本評価における各コードの入力条件及び評価モデルの取扱いを以下に示す。</p> <p>a. JASMINE 表1に主要入力条件を示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、以下については現実的な条件として適用する。</p> <p>(a) <u>溶融炉心落下量</u> 図1に制御棒駆動機構ハウジング支持金具構造を示す。制御棒駆動機構ハウジング支持金具は、原子炉本体の基礎の鋼板に固定されたサポートビームに吊り棒等を介してグリッドプレートを接続した構造により制御棒駆動機構ハウ</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価コードの相違 【東海第二】 島根2号炉の原子炉格納容器下部は、周方向に規則的な構造物であるため、AUTODYN-2Dを用いた。</li> <li>・評価条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉および東海第二では現実的な評価条件で水蒸気爆発評価を実施。基本ケースの評価は保守性を含んだ条件設定となっており、溶融炉心が偏心位置に落下した場合について、保守的な条件を重畳させた評価としていない。</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 記載方法は異なるが、島根2号炉と東海第二</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>止する設計としている。</u></p> <p><u>基本ケースでは、CRDハウジングの逸出を想定した口径</u> <u>□</u><u>を考慮しているが、上記のとおりCRDハウジングの外</u> <u>部サポートが設置されているため現実的には逸出は考えにく</u> <u>い。このため、本評価ではCRDハウジングが保持された状態</u> <u>を想定し、CRDハウジングとRPV下鏡板との間に生じる間</u> <u>隙からのメルト放出を考慮する。</u></p> <p><u>CRDハウジングとRPV下鏡板との間に生じる間隙の幅</u> <u>は、サンディア国立研究所のRPV下部ヘッド破損を模擬した</u> <u>LHF試験<sup>[1]</sup>において、貫通部溶接の破損によって約4mmの間</u> <u>隙が生じたことを踏まえ、これと同じ間隙幅を本評価において</u> <u>仮定する。</u></p> <p><u>以上より想定したCRDハウジングとRPV下鏡板との間</u> <u>に生じる開口面積(約□)と等価な口径である□をメ</u> <u>ルト放出口径として設定する。</u></p> <p>(b) <u>粗混合時液滴径</u> 既存のFCI試験ではザウター平均粒径として0~3mm程度 と報告されていることから、基本ケースでは保守的に□を設 定しているが、本評価では現実的な条件として既往の実験から 得られている平均粒径の条件である□を設定する。</p> <p>(c) <u>トリガリングタイミング</u> 基本ケースでは、SEにより発生する運動エネルギーが最も大 きくなると考えられる条件である粗混合融体質量ピーク時点 としている。一方、実機条件では、高圧ガスや爆薬を用いた大 規模FCI実験のトリガ装置で発生させているような外部ト リガが与えられる状況は考えにくく、また、東海第二発電所で</p>	<p><u>ジングの溢出を防止する設計としている。</u></p> <p><u>基本ケースでは、制御棒駆動機構ハウジング1本分</u> <u>(0.15m)に流出時の溶融炉心による口径の拡大分(0.05m)</u> <u>を見込んだ口径のジェット(0.20m)を考慮しているが、上</u> <u>記のとおり制御棒駆動機構ハウジングの支持金具が設置さ</u> <u>れているため現実的には制御棒駆動機構ハウジング1本が</u> <u>瞬時に脱落することは考えにくく、溶接の薄い箇所等、僅</u> <u>かな口径から流出した溶融炉心が構造材を伝い、あるいは</u> <u>構造材によって分散され、細い径で徐々に落下する形態が</u> <u>考えられる。このため、本評価では制御棒駆動機構ハウジ</u> <u>ングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる間隙からの</u> <u>溶融炉心の放出を考慮する。</u></p> <p><u>制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部と</u> <u>の間に生じる間隙の幅は、サンディア国立研究所の原子炉</u> <u>圧力容器下部ヘッド破損を模擬したLHF試験<sup>[1]</sup>におい</u> <u>て、貫通部溶接の破損によって約4mmの間隙が生じたこと</u> <u>を踏まえ、これと同じ間隙幅を本評価において仮定する。</u></p> <p><u>以上より制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の</u> <u>下鏡部との間に生じる隙間幅を4mmと想定し、面積に換算</u> <u>すると約10cm<sup>2</sup>となる。この開口面積(約10cm<sup>2</sup>)と等価な</u> <u>口径である35.7mmを溶融炉心の放出口径として設定する。</u></p> <p><u>なお、島根原子力発電所2号機の制御棒駆動機構ハウジ</u> <u>ングと原子炉圧力容器の下鏡部との間の開口面積は最大でも</u> <u>約3cm<sup>2</sup>であり、10cm<sup>2</sup>に包絡される。</u></p> <p>(b) <u>粗混合粒径</u> 既存のFCI試験(FARO, COTELS等)ではザ ウター平均粒径として0~3mm程度と報告されていること から、基本ケースでは保守的に4mmを設定しているが、本 評価では現実的な条件として既往の実験から得られている 平均粒径の条件である3mmを設定する。</p> <p>(c) <u>トリガリングタイミング</u> 基本ケースでは、水蒸気爆発により発生する運動エネル ギが最も大きくなると考えられる条件である粗混合融体質 量ピーク時点としている。一方、実機条件では、高圧ガス や爆薬を用いた大規模FCI実験のトリガ装置で発生させ ているような外部トリガが与えられる状況は考えにくく、</p>	<p>で同様の評価条件が想 定されている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 評価結果</p> <p><u>原子炉格納容器下部に水位2mの水張りが実施されている場合における水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部</u></p>	<p>は重大事故時のペDESTAL水位を1mに制限する運用とすることから、現実的にはメルトジェットがペDESTAL床面に接触する際の衝撃によりトリガリング発生する可能性が高いと考えられる。このため、本評価ではメルトジェット先端が床面に到達した時点を設定する。</p> <p>以上のとおり、本評価では一部現実的な入力条件を適用するが、実機でのSEに対して次の保守性が含まれているものと考ええる。</p> <p>第3図にRPV下部構造物配置状況を示す。JASMIN Eではメルトが放出口から直線的に自由落下し直接水プールに侵入する理想的なメルトジェットを仮定した評価モデルとなっているが、実機のRPV下部にはCRDハウジング、炉内計装ハウジング、ケーブル等が設置されており、更に下部には足場となるグレーチング等の構造物が存在する。このため、実機の重大事故においてRPV下部から流出したデブリはこれらの構造物に接触し、分散するものと想定され、RPV下部から流出したデブリが理想的なジェット形状を保ったまま直接水プールに侵入することはないと考えられる。したがって、実機の重大事故において爆発に寄与する粗混合融体質量はJASMIN Eで考慮されている粗混合融体質量よりも更に少なくなり、爆発規模は小さくなると考えられる。</p> <p><u>b. LS-DYNA</u></p> <p>第2表に爆発源仕様を、第4図に解析モデルを示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、半径方向の爆発源位置については、ペDESTAL側壁に最も近接するRPV下部最外周のCRDハウジング直下の位置とする。</p> <p>(2) 判断基準</p> <p><u>LS-DYNAによるペDESTAL構造健全性評価の判断基準は基本ケース同様とする。</u></p> <p>3. 評価結果</p> <p>(1) JASMIN E</p> <p>第3表にJASMIN E評価結果を示す。流体の運動エネルギー</p>	<p>また、島根2号炉では重大事故時のペDESTAL水位は2.4mとしていることから、現実的にはメルトジェットが原子炉格納容器下部床面に接触する際の衝撃によりトリガリングが発生する可能性が高いと考えられる。このため、本評価ではメルトジェット先端が床面に到達した時点を設定する。</p> <p>以上のとおり、本評価では一部現実的な入力条件を適用するが、実機での水蒸気爆発に対して次の保守性が含まれているものと考ええる。</p> <p>図2に原子炉格納容器下部構造物配置状況を示す。JASMIN Eでは溶融炉心が放出口から直線的に自由落下し直接水プールに侵入する理想的なメルトジェットを仮定した評価モデルとなっているが、実機の原子炉压力容器下部には制御棒駆動機構ハウジングが設置されており、更に下部にはCRD交換装置等の構造物が存在する。このため、実機の重大事故において原子炉压力容器下部から流出した溶融炉心はこれらの構造物に接触し、分散するものと想定され、原子炉压力容器下部から流出した溶融炉心が理想的なジェット形状を保ったまま直接水プールに侵入することはないと考えられる。したがって、実機の重大事故において爆発に寄与する粗混合融体質量はJASMIN Eで考慮されている粗混合融体質量よりも更に小さくなり、爆発規模は小さくなると考えられる。</p> <p><u>b. AUTODYN-2D</u></p> <p>図3に解析モデルを示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、半径方向の爆発源位置については、格納容器側壁に最も近接する原子炉压力容器下部最外周の制御棒駆動機構ハウジング直下の位置とする。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の応力の推移を図4、図5及び図6に示す。水蒸気</p>	<p>・評価コードの相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の原子炉格納容器下部は、周方向に規則的な構造物であるため、AUTODYN-2Dを用いた。このため、島根2号炉と東海第二でペDESTAL構造健全性評価の判断基準も異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>内側及び外側鋼板の応力の推移を図2, 図3 及び図4 に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライウエルの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約7MJである。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板に加わる応力は約98MPa、外側鋼板にかかる応力は約47MPa となった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</p> <p>また、原子炉格納容器下部に水位7m の水張りが実施されている場合における水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部内側鋼板の相当塑性ひずみの推移及び外側鋼板の応力の推移を図5, 図6 及び図7 に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライウエルの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約16MJ である。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は降伏応力を超えるものの、相当塑性ひずみは約0.13%、外側鋼板にかかる応力は約326MPa となった。応力評価の対象としている内側及び外側鋼板（厚さ30mm）降伏応力は約490MPa である。外側鋼板にかかる応力は降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</p> <p>なお、構造上、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。</p> <p>以上の結果から、水位2m 及び水位7m において、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。</p>	<p>の最大値は約1.1MJである。</p> <p>(2) LS-DYNA</p> <p>第4表にLS-DYNAによるペDESTAL構造健全性評価結果を、第5図にペDESTAL変位時刻歴、第6図にコンクリート最小主ひずみ分布、第7図に鉄筋軸ひずみ分布及び第8図にコンクリートせん断応力度を示す。LS-DYNAの解析結果はすべての項目の判断基準を満足している。よって、偏心位置でのSEによってもペDESTALに要求される機能は維持され、格納容器の健全性は損なわれることはない。</p> <p>なお、側壁及び床スラブの面外せん断応力度の検討範囲及び算定方法は基本ケースと同じである。</p>	<p>爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約0.6MJである。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板に加わる応力は約53MPa、外側鋼板にかかる応力は約12MPa となった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</p> <p>なお、構造上、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。</p> <p>以上の結果から、現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下して水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉および東海第二では、現実的な水張り水位でのみの水蒸気爆発評価を実施。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、現実的な水張り水位でのみの水蒸気爆発評価を実施。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5. <u>水蒸気爆発についての評価の保守性について</u></p> <p><u>上記の評価結果が示す通り、初期水張り水位7m の評価条件では内側鋼板が僅かに歪む結果となった。上記の結果であってもKK6/7 の格納容器下部の支持機能は十分維持されるものと考え、現状の水蒸気爆発の評価は様々な保守性を含んでいると考えており、溶融炉心落下時の溶融炉心の挙動や実機の状況を現実的に考えれば、爆発の規模はより低減されるものと考え。以下ではRPV 破損時の溶融炉心のふるまいを考慮し、本水蒸気爆発評価における評価条件の保守性について述べる。</u></p> <p><u>(1) 溶融炉心の落下高さ</u></p> <p><u>JASMINE では、RPV 破損後、溶融炉心はペDESTALに張られた初期水張りの水面まで自由落下し、プール内へ流入する評価モデルとなっている。しかしながら実機のRPV 下部にはCRD、炉内計装ハウジング、ケーブルが設置されており、更に下部にはCRD 交換機や足場となるグレーチング等の構造物が存在している(図8, 図9 参照)。実機の構造上、RPV 底部から流出した溶融炉心はこれらの構造物に接触し、分散することが自然と考えられることから、溶融炉心が直接初期水張りの水面まで落下することはないと考えられる。したがって、溶融炉心の落下を考慮する上では、少なくとも溶融炉心が一旦留まる可能性が高いCRD 交換機のターンテーブル高さ(ペDESTAL床上約5m)を考慮することが現実的と考えられる。</u></p> <p><u>水張り高さが5m 未満の場合は溶融炉心がCRD 交換機の高さで一旦停止した上で初期水張りの水面に落下することから、溶融炉心の落下速度が遅くなり、これにより粗混合量が減少することから、RPV 底部から直接初期水張りの水面に落下する場合に比べて水蒸気爆発の規模が小さくなる。水張り高さが5m 以上の場合は溶融炉心がグレーチング等の構造物に接触することでトリガリングを誘発する可能性が考えられ、この場合、爆発発生位置が高く、粗混合量が少ない状態での爆発となることから、粗混合量のピークをとるまで沈んでから爆発する場合に比べて水蒸気爆発の規模が小さくなる。</u></p> <p><u>(2) 溶融炉心の放出速度</u></p> <p><u>溶融炉心の放出速度は破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等からMAAP4 で計算されており、8m/s が設定されている。溶融炉心の堆積圧の計算では、燃料に加えて炉内構造物が考慮されているものの、実際には燃料や構造材の一部が炉心位置</u></p>			<p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>現状の水蒸気爆発評価が様々な保守性を含んでいることを鑑みて、水蒸気爆発評価の評価条件の保守性についての考察が記載されている。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>に滞留することが考えられる。</u></p> <p><u>また、端部から落下する場合、RPV 底部が半球状になっていることから、堆積圧が低下し、放出速度が緩和される可能性が考えられる。</u></p> <p><u>(3) 溶融炉心落下量</u></p> <p><u>溶融炉心のRPV 破損口からの落下の形態については、現状、CRDハウジング1本分(0.15m)に流出時の溶融炉心による口径の拡大分(0.05m)を見込んだ口径のジェット(0.20m)を考慮しているが、実際にはCRDハウジング1本が瞬時に脱落することは考えにくく、溶接の薄い箇所等、僅かな口径から流出した溶融炉心が構造材を伝い、あるいは構造材によって分散され、細い径で徐々に落下する形態が考えられる。現実的な流出箇所と流下の形態を想定する場合、粗混合量はCRDハウジング1本分の口径のジェットを想定する場合に比べて少ないものと考えられることから、水蒸気爆発の規模が小さくなる。</u></p> <p><u>下部プレナムに溶融炉心が落下した後の流出経路に関する知見としては、NUREG/CR-5582 に実験結果が示されている。NUREG-5582 では、RPV 及びRPV 底部の貫通部を模擬した圧力容器に高温の溶融炉心の模擬物質を落下させた際の圧力容器の破損の挙動を調査しており、その結果、貫通部材の抜け落ちは確認されず、圧力容器と貫通部材の間の溶接部の貫通が確認されたと報告されている。また、貫通した箇所の隙間の大きさは元々の大きさである0.2mm から約4mm まで増加したと報告されている。</u></p> <p><u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のFMCRD とRPV の構造に照らすと、RPV とCRDハウジングの隙間の大きさは0.25mm であり、面積に換算すると0.6cm<sup>2</sup> となる。また、仮に隙間の大きさが4mm まで増加した場合を想定すると、面積は約10cm<sup>2</sup> となる。この様にRPV とCRDハウジングの隙間から溶融炉心が流出する場合を想定するとしても、RPV とCRDハウジングの溶接面の全周が均一に溶融し、同時に貫通して溶融炉心が下部プレナムに一斉に流出することは考えにくく、実際には溶接面の一部から流出が開始するものと考え、溶融炉心の流出の口径は更に狭まるものと考えられるため、上記の想定についても未だ保守性を有しているものと考えられる。</u></p> <p><u>(4) 溶融炉心の温度</u></p> <p><u>RPV から流出した溶融炉心は構造材を伝う間に構造材によ</u></p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>って熱を奪われ、冷却される可能性が考えられる。この場合、溶融炉心はクエンチされ易くなることから、冷却効果を考慮しない場合に比べて爆発に寄与する溶融炉心の量が減少する可能性が考えられる。</u></p> <p><u>(5) トリガ位置およびタイミング</u></p> <p><u>(1)に記載の通り、初期水張り高さを5m 以上とする場合、溶融炉心は5m 高さのグレーチング等に接触した際の衝撃でトリガリングが発生する可能性が考えられる。この場合、爆発発生位置が高く、粗混合量が少ない状態での爆発となることから、粗混合量のピークをとるまで沈んでから爆発する場合に比べて水蒸気爆発の規模が小さくなる。</u></p> <p><u>初期水張り高さ7m を考える場合であっても、2m の深さで水蒸気爆発が生じると考えれば、爆発の規模としては2m 水張りの場合と同程度の結果※と考えられる。</u></p> <p><u>※ 水深7m で粗混合量のピークをとるまで沈んでから爆発する場合に発生するエネルギーは16MJ だが、2m 水張りの場合は7MJ。</u></p> <p><u>(6) 粗混合粒径</u></p> <p><u>既存のFCI 試験ではザウター平均粒径として0～3mm 程度と報告されていることから、JASMINE 解析では保守的に4mm を設定してきた。このため、現実的な条件として既往の実験から得られている平均粒径の条件である3mm を設定することが妥当と考える。これにより、溶融炉心はクエンチされ易くなることから、粒径を4mm とする場合に比べて爆発に寄与する溶融炉心の量が減少する可能性が考えられる。</u></p> <p><u>(7) 格納容器下部の水温</u></p> <p><u>評価では格納容器下部の水温を50℃としているが、実際には格納容器スプレイによってスプレイ時の水温50℃よりも高い温度の水が格納容器下部に流入する可能性が考えられる(有効性評価「炉外FCI」のベースケースのRPV 破損前のドライウエルの雰囲気温度は約80℃)他、サブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇しリターンラインから水が流入する場合には、有効性評価「炉外FCI」のベースケースのサブプレッション・チェンバの水温が約100℃になっていることから、50℃より高い水温の水で格納容器下部が満たされると考えられる。</u></p> <p><u>溶融炉心がサブクールの低い水中(高温の水中)に落下する場合、落下し、分散した溶融炉心の近傍が高ボイド率となり、</u></p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>衝撃力の伝播を抑制すると考えられることから、格納容器下部の水温が高い場合に水蒸気爆発に伴って発生するエネルギーは、格納容器下部の水温が低い場合に比べて小さくなるものと考えられる。</u></p> <p><u>なお、溶融炉心がサブクールの低い水中(高温の水中)に落下する場合、トリガリングが発生しにくいという知見が得られている。これはサブクールが高い水中(低温の水中)に落下した場合に比べて溶融炉心を覆う蒸気膜が安定なためと考えられている。</u></p> <p>6. <u>現実的と考えられる評価条件における影響評価</u></p> <p><u>上記5. の通り、現在の水蒸気爆発の評価条件は種々の保守性を有していると考えられることから、NUREG-5582 を参考にRPV 底部破損(溶融物流出)口径を見直す等、大きな保守性を有していると考えられるパラメータについては評価条件を見直し、水蒸気爆発による影響評価を実施した。</u></p> <p><u>(1) 評価条件(図1 及び表2 参照)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・溶融炉心落下位置：CRD ハウジング最外周での溶融炉心の落下を想定</u></li> <li><u>・RPV 底部破損(溶融物流出)口径：0.0357m(約10cm<sup>2</sup>) (RPV とCRD ハウジングの隙間の面積0.6cm<sup>2</sup> に余裕を見込んだ値)</u></li> <li><u>・溶融物の放出速度：8m/s(ベースケースから変更なし。)</u></li> <li><u>・初期水張り水位：7m</u></li> <li><u>・トリガリング位置：格納容器下部床面から5m(グレーチング高さ)</u></li> <li><u>・粗混合粒子径3mm</u></li> <li><u>・初期水張り水温50℃(ベースケースから変更なし。)</u></li> <li><u>・構造応答解析コードAUTODYN-2D による評価モデル：溶融炉心落下位置から格納容器下部壁面までの最短距離を半径とする円筒</u></li> </ul> <p><u>(2) 評価結果</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・運動エネルギーの最大値：1.5MJ(図10 参照)</u></li> <li><u>・内側鋼板におけるミーゼス相当応力の最大値：70MPa(図11 参照)</u></li> <li><u>・外側鋼板におけるミーゼス相当応力の最大値：33MPa(図12 参照)</u></li> </ul>			<p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>前項の水蒸気爆発評価の評価条件の保守性についての考察を踏まえ、現実的な評価条件での水蒸気爆発解析が実施されている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>7. 評価結果の比較</p> <p><u>初期水張り水位、溶融炉心落下位置、その他評価条件を変更して実施した評価結果の比較を表3に示す。6.に示す、現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下した場合の影響評価の結果、ベースケース(初期水張り水位2mの格納容器下部中心に溶融炉心が落下した場合について、保守的な評価条件で評価したケース)よりも格納容器下部の内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が大きくなった。一方、ベースケースに対して初期水張り水位のみ7mに変更した評価結果よりは、格納容器下部の内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が小さくなる結果となった。</u></p> <p>このことから、現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下した場合の影響評価の結果は、<u>保守的な評価条件において溶融炉心が中心位置に落下した場合の評価結果に包絡されると扱うことができると考える。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(3) <u>基本ケース解析との比較</u></p> <p><u>第5表に基本ケース解析との比較を示す。評価対象とする項目のうち、側壁下部の面外せん断応力度及び側壁鉄筋の引張ひずみ以外は、基本ケース解析結果を下回るか、同様(変位、圧壊の範囲)である。</u></p> <p><u>側壁下部の面外せん断応力度は基本ケースの解析結果を上回っているが、判断基準である終局面外せん断応力度に対して十分な余裕がある。また、上部側壁に発生する面外せん断応力度は基本ケースの6割程度にとどまっている。</u></p> <p><u>側壁の鉄筋の引張ひずみも基本ケースの解析結果を上回っているが、判断基準の許容ひずみを十分に下回り、更に降伏応力<math>345\text{N}/\text{mm}^2</math>に対して発生応力の最大値は約<math>52\text{N}/\text{mm}^2</math>にとどまり、弾性限界に対しても十分な余裕がある。</u></p> <p><u>以上より、偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定したSEの影響は基本ケースに代表されるものと考えられる。</u></p>	<p>4. 評価結果の比較</p> <p><u>表2に基本ケース解析との比較を示す。現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下した場合の影響評価の結果、基本ケースよりも原子炉格納容器下部の内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が小さくなる結果となった。</u></p> <p>このことから、現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下した場合に対しても、<u>基本ケースの評価は代表性を有していることを確認した。</u></p> <p>5. <u>FCI発生時のエネルギー低減策について</u></p> <p><u>BWRにおける原子炉压力容器外のFCIに関して、島根2号炉の審査での整理は、以下のとおりである。</u></p> <p><u>①これまでの代表的なFCIの実験で水蒸気爆発が観測された例は、外部トリガがある条件又は溶融物温度が高いものであり、実機条件ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられず、また溶融物の過熱度は実験条件ほど高くならないと考えられることから、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられる。</u></p> <p><u>②加えて、BWRの原子炉压力容器下部は、制御棒駆動機構等の様々な構造物が存在するとともに、原子炉格納容器下部床の上方にはCRD交換装置等の干渉物が存在し、発生可能性を更に低減する又は仮に発生した場合のエネルギーを小さくする要素となり得る。</u></p> <p><u>③一方で、落下後の溶融炉心冷却の際の事前の水張りに際しては、MCCIによる侵食を可能な限り低減しつつ、仮に水蒸気爆発が発生した場合のエネルギーを増加させない</u></p>	<p>・評価結果の相違</p> <p><b>【柏崎6/7、東海第二】</b></p> <p>島根2号炉の基本ケースでは、保守的な評価条件が適用されており、現実的な評価条件を適用した偏心ケースの評価結果を包絡する結果となっている。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>島根2号炉および東海第二では現実的な評価条件で水蒸気爆発評価を実施。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎6/7、東海第二】</b></p> <p>島根2号炉はFCI発生時のエネルギー低減策について記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>4. まとめ</p> <p><u>偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定したS Eの影響を評価した。その結果、ペDESTAL構造健全性評価のすべて判断基準を満足し、ペDESTALに要求される機能が損なわれず、格納容器の健全性は維持されることを確認した。</u></p> <p><u>また、基本ケースとの解析結果の比較を行い、偏心位置での現実的なデブリの落下様態を想定したS Eに対しても、基本ケースの評価は代表性を有していることを確認した。</u></p> <p>参考文献</p> <p>[1] T. Y. Chu, M. M. Pilch, J. H. Bentz, J. S. Ludwigsen, W-Y Lu and L. L. Humperies, “Lower Head Failure Experiment and Analyses,” NUREG/CR-5582, SAND98-2047, 1999.</p> <p>[2] <u>General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1 Reactor Vessel System, USNRC HRTD, Rev 09/11</u></p>	<p><u>措置として初期水張り高さは2.4mにするなど、MCC I対策とFC I対策のバランスを踏まえた対策としている。</u></p> <p><u>④仮にペDESTAL水位が上昇した場合(約3.8m)や熔融炉心が偏心位置に落下した場合に水蒸気爆発が起きたと仮定した場合の感度解析として、水蒸気爆発解析コードJASMIN E, 構造応答解析コードAUTODYN-2Dにより圧力伝播挙動等を求めた結果、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</u></p> <p><u>上述のとおり、BWRにおける水蒸気爆発の可能性は極めて低いこと、水蒸気爆発の発生を仮定した場合でも原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではないことを確認しているが、水蒸気爆発により格納容器破損に至るシナリオの重要性を踏まえ、更なる安全性向上を目的として、FC I発生時のエネルギー低減策について検討を進めることとする。</u></p> <p>参考文献</p> <p>[1] T. Y. Chu, M. M. Pilch, J. H. Bentz, J. S. Ludwigsen, W-Y Lu and L. L. Humperies, “Lower Head Failure Experiment and Analyses,” NUREG/CR-5582, SAND98-2047, 1999.</p>	

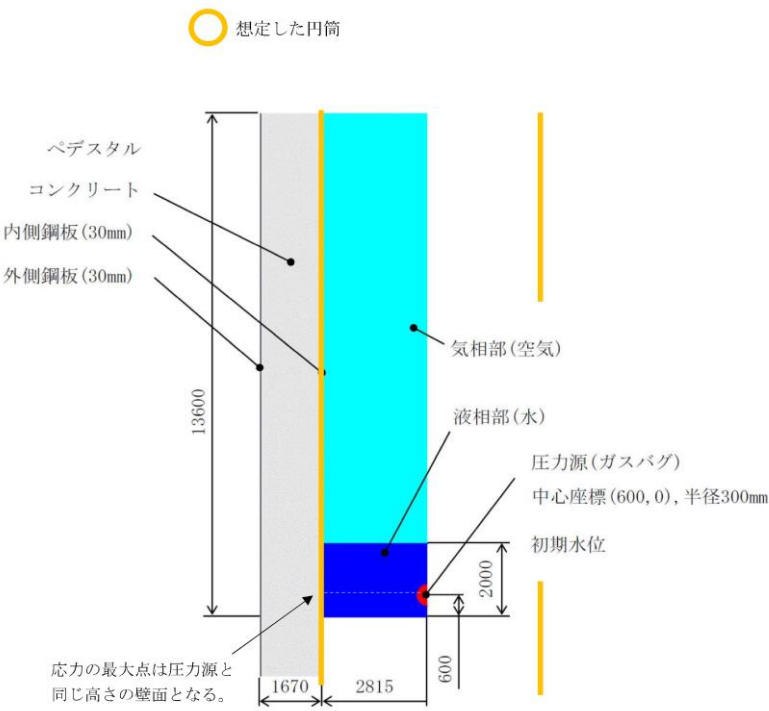
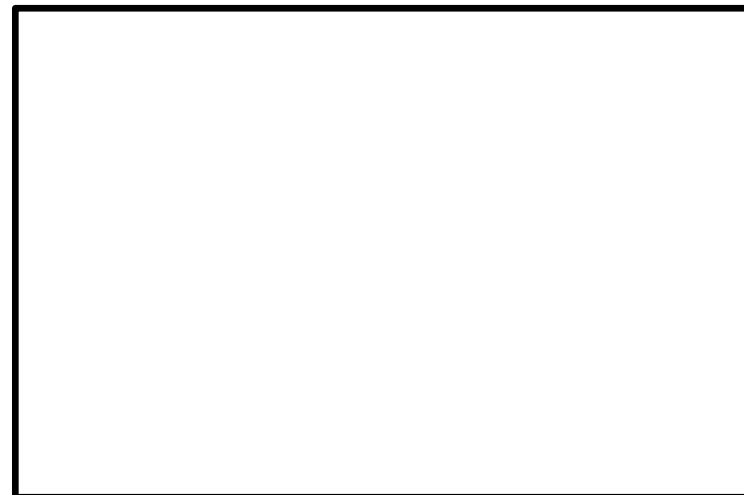
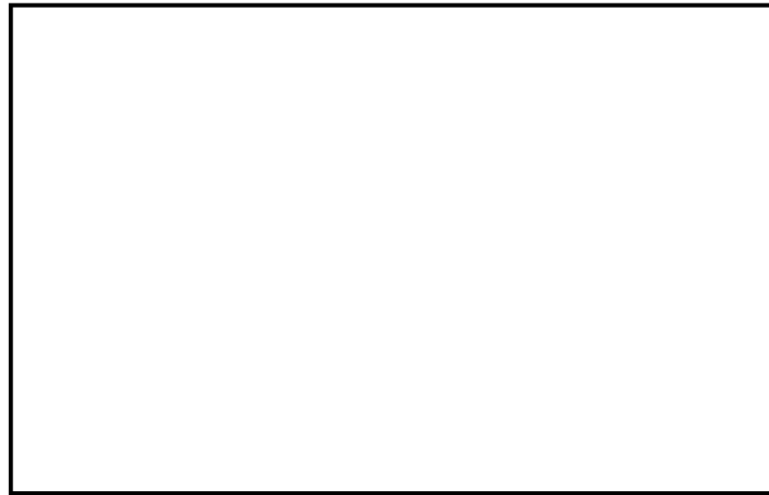


図1 構造応答解析コードAUTODYN-2D による評価モデルのイメージ

ジ

第4図 LS-DYNA解析モデル

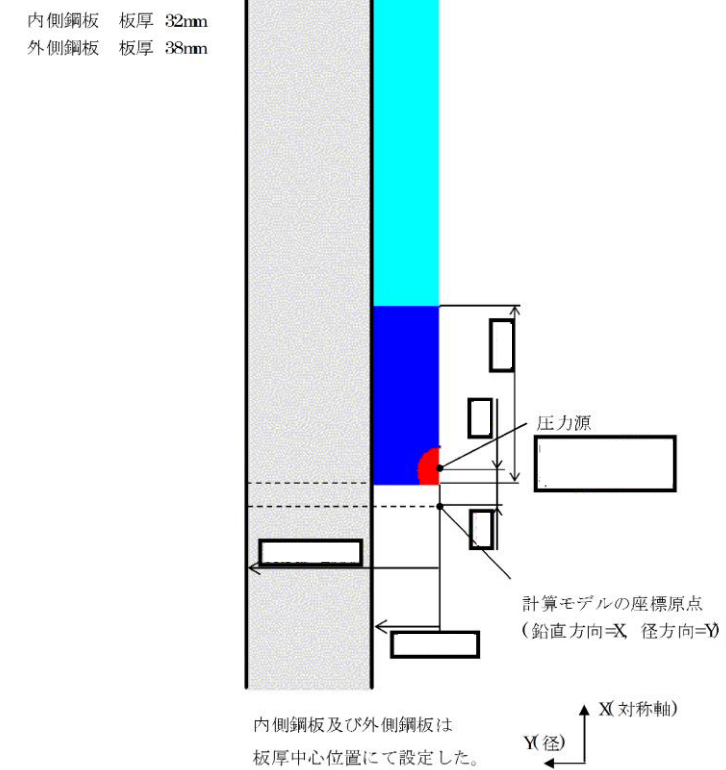
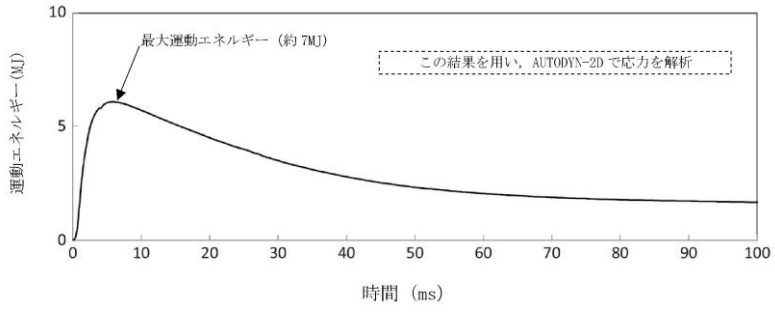
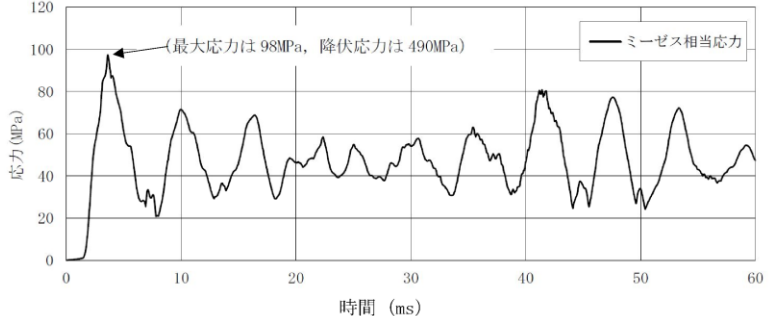
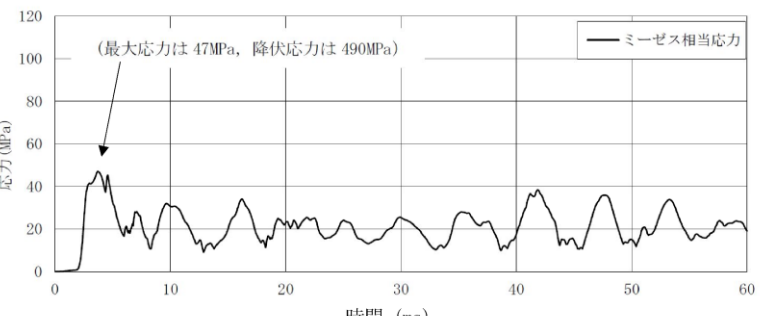
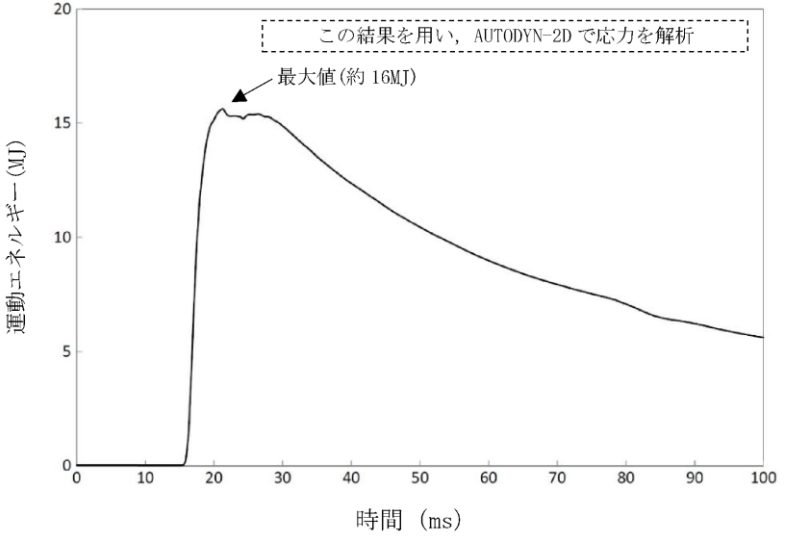
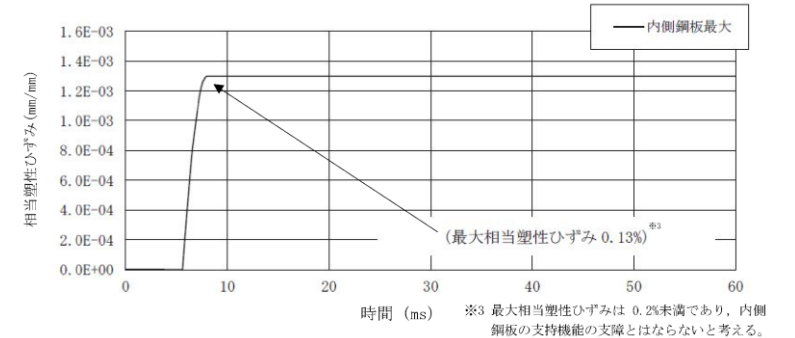
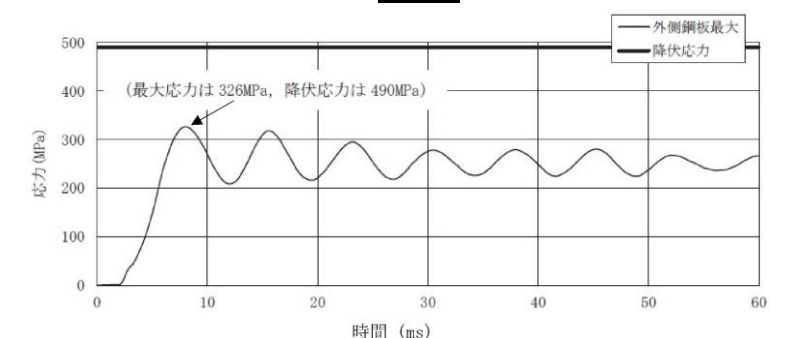


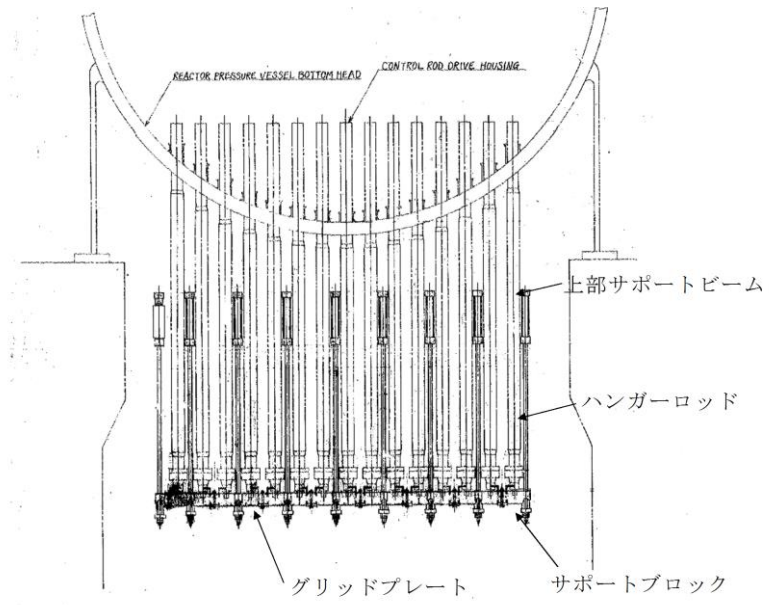
図3 偏心落下条件におけるAUTODYN-2Dコードの解析モデル

・評価モデルの相違  
**【柏崎 6/7】**  
 島根 2号炉の原子炉格納容器下部の構造および溶融炉心落下位置を反映。

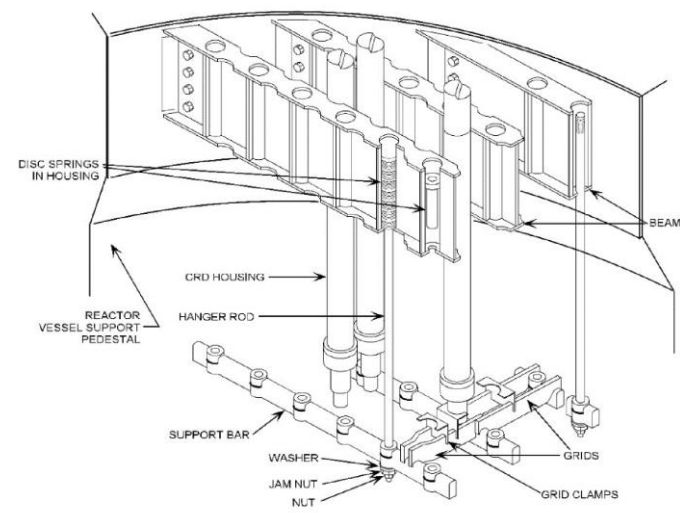
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="222 567 845 598"><b>図2 水蒸気爆発によるエネルギーの推移 (水位2m) ※1</b></p>  <p data-bbox="172 976 896 1008"><b>図3 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移 (水位2m) ※1</b></p>  <p data-bbox="172 1417 896 1449"><b>図4 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移 (水位2m) ※1</b></p> <p data-bbox="148 1512 905 1680">※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図2)の最大値をAUTODYNへの時刻0 での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図3, 4)を評価している。このため、図2 と図3, 4 の時刻歴は一致しない。</p>			<p data-bbox="2522 252 2819 514">・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、保守的な評価条件における水蒸気爆発評価結果を示している。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>この結果を用い、AUTODYN-2Dで応力を解析</p> <p>最大値(約16MJ)</p> <p>運動エネルギー(MJ)</p> <p>時間 (ms)</p> <p>図5 水蒸気爆発によるエネルギーの推移(水位7m) ※2</p>  <p>内側鋼板最大</p> <p>相当塑性ひずみ(mm/mm)</p> <p>時間 (ms)</p> <p>※3 最大相当塑性ひずみは0.2%未満であり、内側鋼板の支持機能の支障とはならないと考える。</p> <p>図6 原子炉格納容器下部内側鋼板の相当塑性ひずみの推移(水位7m) ※2</p>  <p>外側鋼板最大</p> <p>降伏応力</p> <p>応力(MPa)</p> <p>時間 (ms)</p> <p>(最大応力は326MPa, 降伏応力は490MPa)</p> <p>図7 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移(水位7m) ※2</p> <p>※2 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図5)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図6, 7)を評価している。このため、図5と図6, 7の時刻歴は一致しない。</p>			<p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は、保守的な評価条件における水蒸気爆発評価結果を示している。</p>



第1図 東海第二発電所CRDハウジングサポート構造



第2図 CRDハウジングサポート構造俯瞰図 (参考) [2]

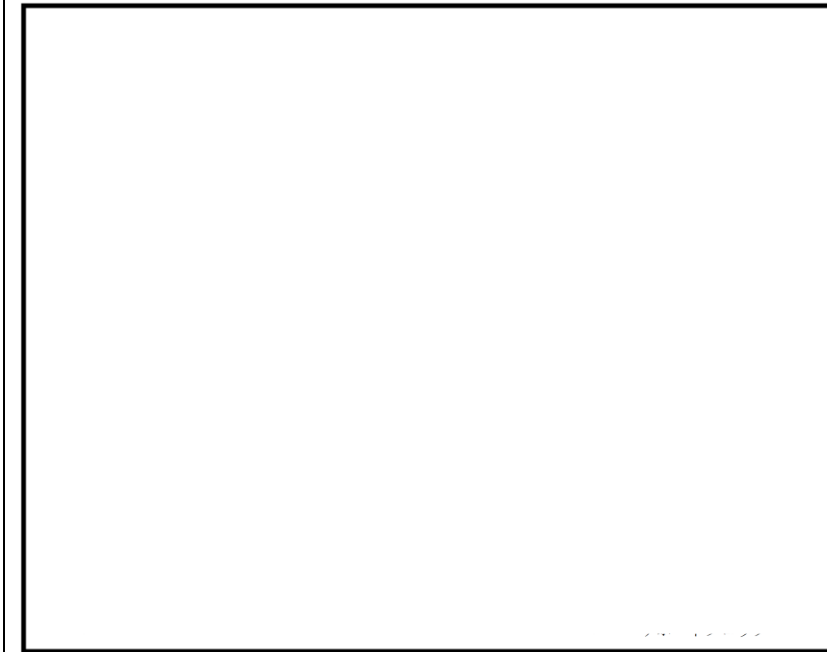


図1 制御棒駆動機構ハウジング支持金具

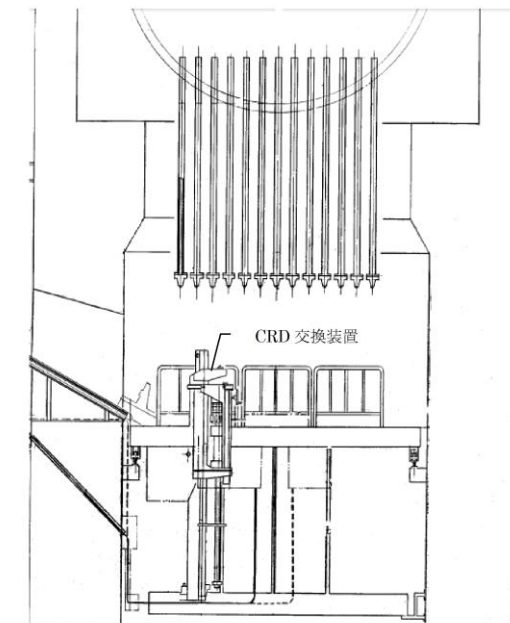


図2 原子炉格納容器下部構造物配置状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 310 893 907" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="368 930 685 961">図8 格納容器下部の構造物</p> <div data-bbox="175 995 442 1346" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="145 1367 483 1394">(a) 格納容器底部床面から上部を撮影</p> <div data-bbox="513 989 836 1234" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="483 1255 836 1283">(b) グレーチングの端から中心部を撮影</p> <div data-bbox="522 1333 845 1633" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="468 1661 908 1688">(c) グレーチング中央から上部を撮影</p> <p data-bbox="359 1782 700 1810">図9 格納容器下部のイメージ</p>	<div data-bbox="991 302 1650 688" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1065 705 1605 737">(1) ペDESTAL内グレーチング上部より撮影</p> <div data-bbox="961 913 1359 1222" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="961 1241 1359 1268">(2) ペDESTAL内グレーチング下部より撮影</p> <div data-bbox="1421 892 1676 1222" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1397 1241 1676 1297">(3) ペDESTAL内グレーチング上部より撮影 (側壁付近)</p> <p data-bbox="1115 1362 1537 1394">第3図 R P V下部構造物配置状況</p>		

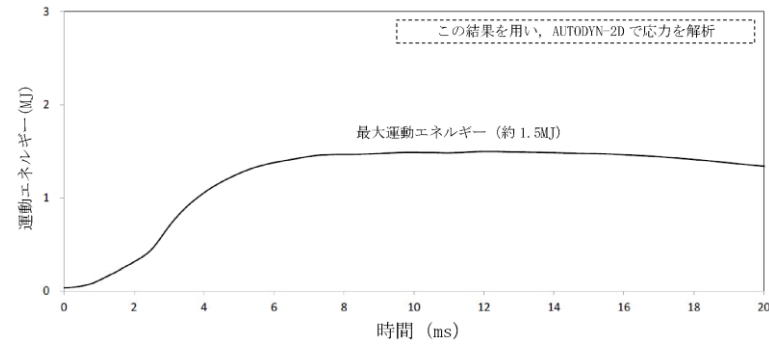


図10 水蒸気爆発によるエネルギーの推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※5

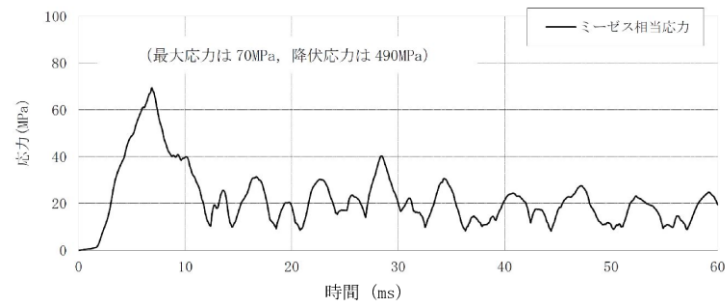


図11 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※5

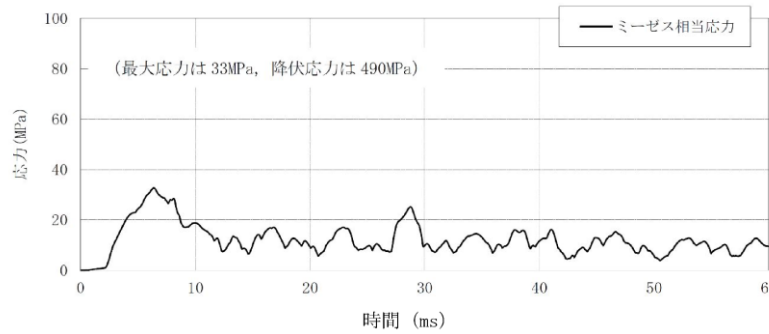


図12 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※5

※5 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図10)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図11, 12)を評価している。このため、図10と図11, 12の時刻歴は一致しない。

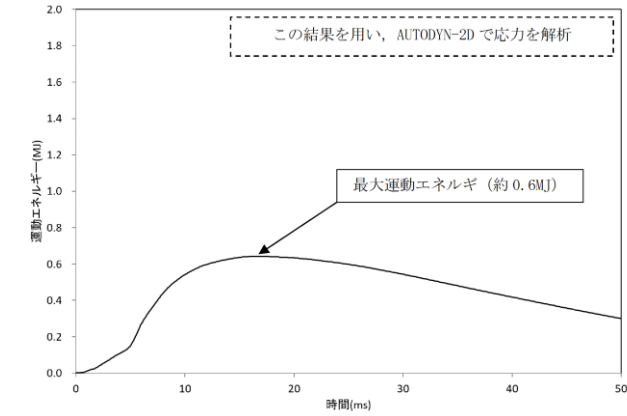


図4 水蒸気爆発によるエネルギーの推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※

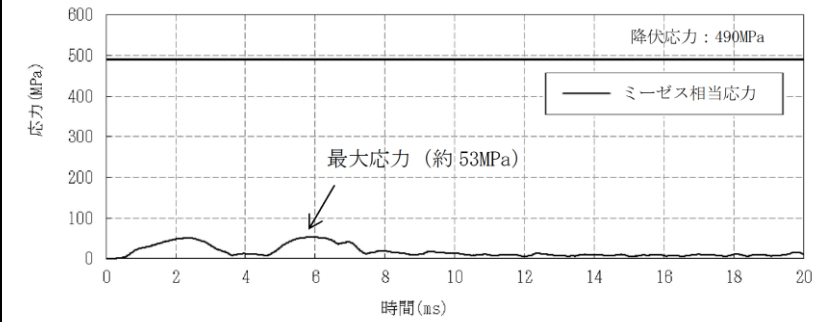


図5 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※

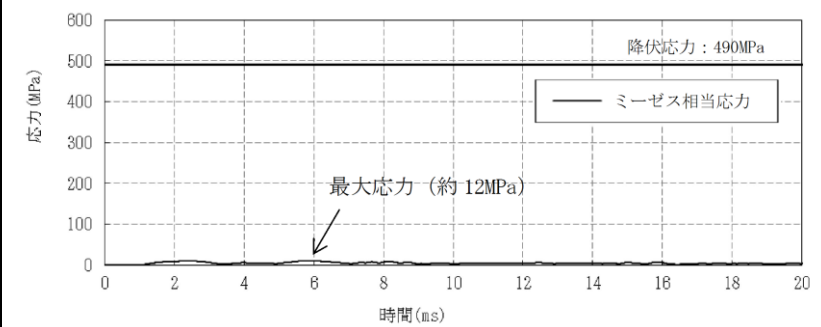


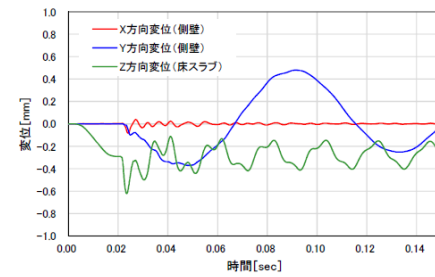
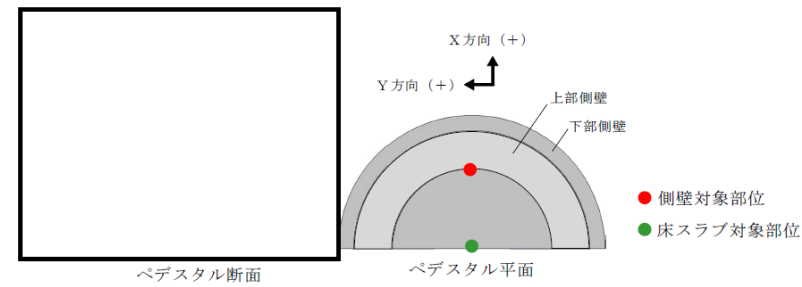
図6 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※

※ JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図4)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、原子炉格納容器下部鋼板の応力の推移(図5, 6)を評価している。このため、図4と図5, 6の時刻歴は一致しない。

・評価結果の相違  
【柏崎6/7】  
評価条件および原子炉格納容器下部構造の違いによる相違。

・評価結果の相違  
【柏崎6/7】  
評価条件および原子炉格納容器下部構造の違いによる相違。

・評価結果の相違  
【柏崎6/7】  
評価条件および原子炉格納容器下部構造の違いによる相違。



第5図 ペDESTAL変位の時刻歴

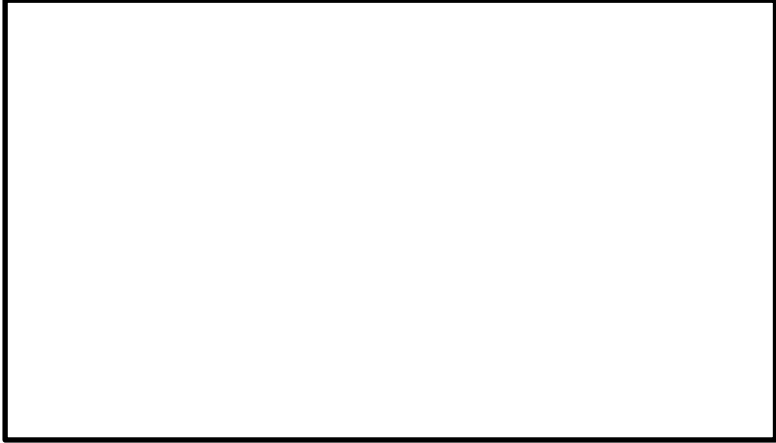


第6図 コンクリートの最小主ひずみ (圧縮ひずみ) 分布



第7図 鉄筋の軸ひずみ分布

・評価結果の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いによりペDESTAL構造健全性評価の評価結果が異なる。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1092 745 1567 781">第8図 <u>コンクリート面外せん断応力度</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)		東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)		島根原子力発電所 2号炉		備考	
表1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価) (偏心落下及び保守的な想定による評価)							
解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方				
MAAP	原子炉圧力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定				
	ベDESTアル水深	2m	溶融炉心-コンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、予め水張りを行うものとして手順上定めている値				
JASMINE		原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	7m	原子炉格納容器下部にリタートラインまでの高さ (7m) の水位が形成されているものとして設定			
	50℃		外部水源の水温として設定				
	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等からMAAP4で計算				
	粗混合粒子径	4mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定				
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定				
		ベDESTアル水深2mの場合：約7MJ ベDESTアル水深7mの場合：約16MJ	JASMINE による解析結果をもとに設定				
AUTOVYN-2D	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー						
<ul style="list-style-type: none"> <li>・評価条件の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>保守的な水蒸気爆発評価の評価条件。</li> </ul>							

表2 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価) (偏心落下及び現実的な想定による評価)

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
-	原子炉圧力容器の破損径	0.0357m (約 10cm <sup>2</sup> )	RPV と CRD ハウジングの隙間の面積 0.6cm <sup>2</sup> に余裕を見込んだ値
	ペDESTAL水深	7m	原子炉格納容器下部にリターンラインまでの高さ (7m) の水位が形成されているものとして設定
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	50℃	外部水源の水温として設定
	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等から MAMP4 で計算
	粗混合粒子径	3mm	既往の実験から得られている平均粒径
AUTODYN-2D	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	約 1.5MJ	JASMINE による解析結果をもとに設定

表1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価) (偏心落下及び現実的な想定による評価)

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
JASMINE	原子炉圧力容器の破損径	0.0357m (約 10cm <sup>2</sup> )	原子炉圧力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積 3cm <sup>2</sup> に余裕を見込んだ値
	ペDESTAL水深	2.4m	溶融炉心-コンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、あらかじめ水張りをを行うものとして手順上定めている値
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	35℃	外部水源の水温として設定
	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等から MAMP4 で計算
	粗混合粒子径	3mm	既往の実験から得られている平均粒径
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	トリガリングタイミング	溶融物が床面に到達した時点	現実的条件には溶融物が原子炉格納容器下部床面に接触する際の衝撃によりトリガリングが発生する可能性が高いと考慮されることから設定
	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	約 0.6MJ	JASMINE による解析結果をもとに設定
	爆発源の径方向位置	最外周制御棒位置下	原子炉圧力容器下部の中心から外れた偏心位置からの溶融炉心落下を想定して設定

・評価条件の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 ペDESTAL水深, 水張りに用いる水の温度, 構造応答解析条件等の相違。



第4表 ペDESTAL構造健全性評価の評価結果 (偏心位置SE)

機能	評価部位	項目	判断基準	解析結果	評価 <sup>※1</sup>
R P V 支持機能	側壁	変位	変位が増大せず, SE後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
		圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊 (3,000 $\mu$ ) が生じない	圧壊は側壁に生じない	○
	鉄筋	面外せん断	終局面外せん断応力度 (上部側壁: 3.09N/mm <sup>2</sup> , 下部側壁 2.65N/mm <sup>2</sup> ) を超えない	上部: 約 0.52N/mm <sup>2</sup> 下部: 約 0.95N/mm <sup>2</sup>	○
		引張ひずみ	許容ひずみ (5,000 $\mu$ ) を超えない	約 249 $\mu$	○
デブリア保持機能	コンクリート	変位	変位が増大せず, SE後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
		圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊 (3,000 $\mu$ ) が生じない	圧壊は床スラブに生じない	○
	鉄筋	面外せん断	終局面外せん断応力度 (3.55N/mm <sup>2</sup> ) <sup>※2</sup> を超えない	約 2.13N/mm <sup>2</sup>	○
		引張ひずみ	許容ひずみ (5,000 $\mu$ ) を超えない	約 101 $\mu$	○

※1: 「○」 解析結果が判断基準を満足する

※2: 圧縮強度動的増倍率 1.0 にて算定した終局面外せん断応力度

・判断基準の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し, 東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから, 構造の違いによりペDESTAL構造健全性評価の判断基準が異なる。

表3 評価結果(格納容器下部内側/外側鋼板に加わるミゼーゼス相当応力)の比較

溶融炉心落下位置		格納容器下部中心位置		CRDハウジング最外周		
その他の評価条件(溶融炉心落下量等)		保守的な想定				現実的な想定
初期水張り 水位	2m	【ベースケース】 内側鋼板：約 32MPa 外側鋼板：約 25MPa	内側鋼板：約 98MPa 外側鋼板：約 47MPa	—		—
	7m	内側鋼板：約 278MPa 外側鋼板：約 168MPa	内側鋼板：内側鋼板に加わる応力は降伏応力(490MPa)を超え、相当塑性ひずみ約0.13% <sup>※6</sup> を超える。相当塑性ひずみ約0.13% <sup>※6</sup> 外側鋼板：約 326MPa	内側鋼板：約 70MPa 外側鋼板：約 33MPa		

※6 最大相当塑性ひずみは0.2%未満であり、内側鋼板の支持機能の支障とはならないと考える。

第5表 基本ケース解析との比較

機能	評価部位	項目	解析結果		基本ケースに対する 解析結果の比
			本評価 (偏心位置)	基本ケース (中心位置)	
R P V 支持機能	側壁	変位	変位は増大しない	変位は増大しない	—
		圧縮ひずみ	圧縮は側壁に生じない	圧縮は側壁に生じない	—
		面外せん断	上部：約 0.52N/mm <sup>2</sup> 下部：約 0.95N/mm <sup>2</sup>	上部：約 0.93N/mm <sup>2</sup> 下部：約 0.77N/mm <sup>2</sup>	上部：約 0.56 下部：約 1.23
		引張ひずみ	約 249 μ	約 184 μ	約 1.35
デブリ保持機能	床スラブ	変位	変位は増大しない	変位は増大しない	—
		圧縮ひずみ	圧縮は床スラブに生じない	圧縮は床スラブ上面のわずかな範囲にとどまる	(基本ケースに対して影響範囲が軽微)
		面外せん断	約 2.13N/mm <sup>2</sup>	約 3.70N/mm <sup>2</sup>	約 0.58
		引張ひずみ	約 101 μ	約 364 μ	約 0.28

表2 評価結果の比較

	偏心落下時 (現実的な想定)	基本ケース
内側鋼板にかかる圧力	約 53MPa	約 233MPa
外側鋼板にかかる圧力	約 12MPa	約 140MPa

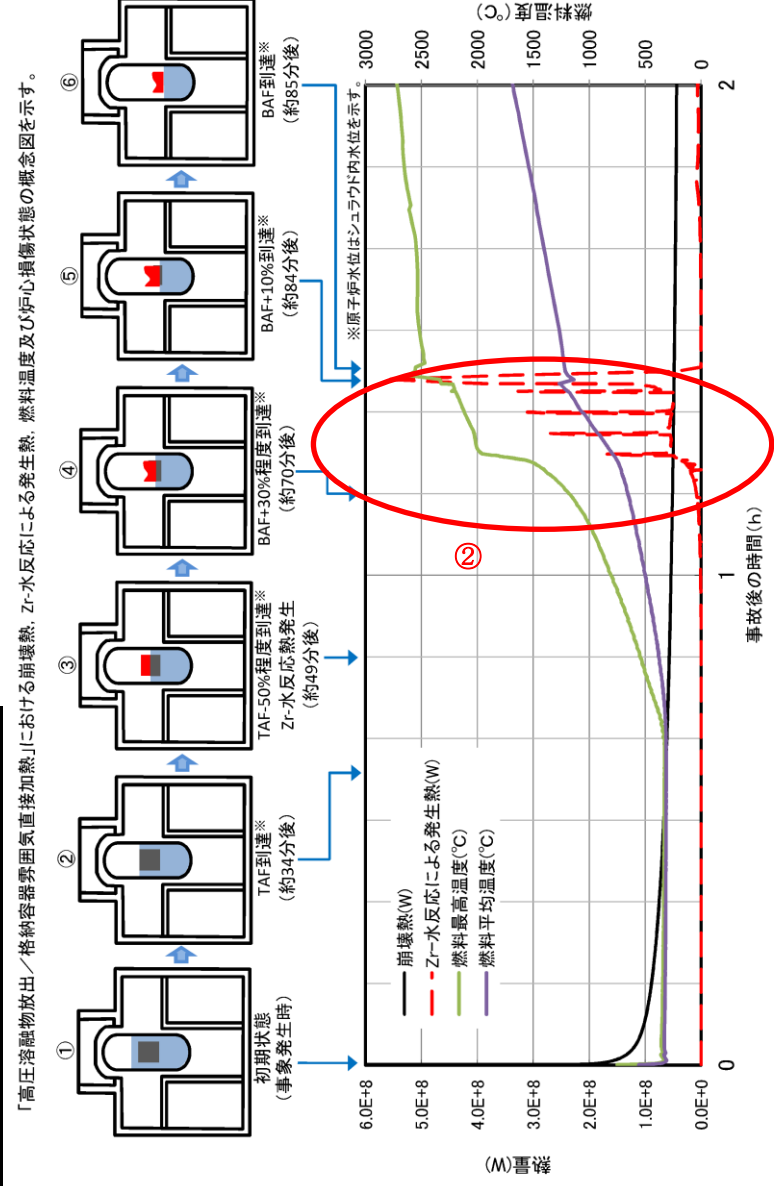
備考  
・評価結果の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉の基本ケースでは、保守的な評価条件が適用されており、現実的な評価条件を適用した偏心ケースの評価結果を包絡する結果となっている。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>51. 格納容器ベント時に使用するベントラインによるCs-137の放出量の差の要因等について</p> <p>「<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の重大事故等対策の有効性評価について</u>」の添付資料3.1.3.3において、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時に</u> <u>おいて代替循環冷却系を使用しない場合における格納容器圧力逃がし装置からのCs-137の放出量について検討を行っており、</u> <u>サブプレッション・チェンバのラインを経由した場合の放出量は約<math>1.4 \times 10^{-3}</math>TBq（7日間）、</u> <u>ドライウエルのラインを経由した場合の放出量は約2.0TBq（7日間）と評価している。</u> <u>また、評価に当たっては格納容器圧力逃がし装置の除去効果（DF）を1000としている。</u></p> <p>ここでは、<u>経由するベントラインによる放出量の差（約1400倍＝約2.0TBq/約<math>1.4 \times 10^{-3}</math>TBq）の要因及び格納容器圧力逃がし装置の除去効果（DF）として1000を使用することについての妥当性について検討を行った。</u></p> <p>1. <u>経由するベントラインによる放出量の差について</u>  <u>ドライウエルのラインを経由した場合（以下、「D/Wベント時」という。）とサブプレッション・チェンバのラインを経由した場合（以下、「W/Wベント時」という。）とでは、格納容器ベント実施後の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力等が異なるため、格納容器ベント後のCs-137の振る舞いも異なるものとなる。このため、Cs-137の環境中への放出量の差（約1400倍）はサブプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果の違いだけに起因するものではなく、「約1400」を直接サブプレッション・プールでの除去効果（DF）と見なすことはできないと考えられる。</u></p> <p><u>Cs-137の環境中への放出量の差を生む要因として、サブプレッション・プールでの除去効果の違い以外では、例えば原子炉圧力容器から原子炉格納容器へのセシウムの放出量の違いが挙げられる。</u></p> <p><u>D/Wベント時はW/Wベント時よりも水頭圧分だけ炉圧が低くなるため、炉内ガスの比熱容量が小さくなり、炉内ガスが温度上昇しやすくなる<sup>*1</sup>。炉内ガス温度が高いと、構造材</u></p>	<p>23 格納容器ベント時に使用するベントラインによるCs-137の放出量の差の要因等について</p> <p>「<u>東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価</u>」の添付資料3.1.3.4において、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時に代替循環冷却系を使用できない場合における格納容器圧力逃がし装置からのCs-137の放出量について検討を行っており、</u> <u>サブプレッション・チェンバのラインを経由した場合の放出量は約<math>1.2 \times 10^{-4}</math>TBq（7日間）、</u> <u>ドライウエルのラインを経由した場合の放出量は約3.7TBq（7日間）と評価している。</u> <u>また、評価に当たっては、格納容器圧力逃がし装置の除去効果（DF）を1,000としている。</u></p> <p>ここでは、<u>経由するベントラインによる放出量の差（約30,800倍＝約3.7TBq/約<math>1.2 \times 10^{-4}</math>TBq）の要因及び格納容器圧力逃がし装置の除去効果（DF）として1,000を使用することについての妥当性について検討を行った。</u></p> <p>1. <u>経由するベントラインによる放出量の差について</u>  <u>ドライウエルのラインを経由した場合（以下「D/Wベント時」という。）とサブプレッション・チェンバのラインを経由した場合（以下「W/Wベント時」という。）とでは、格納容器ベント実施後の原子炉圧力容器及び格納容器内の温度、圧力等が異なるため、格納容器ベント後のCs-137の振る舞いも異なるものとなる。このため、Cs-137の環境中への放出量の差（約30,800倍）はサブプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果の違いだけに起因するものではなく、「約30,800」を直接サブプレッション・プールでの除去効果（DF）と見なすことはできないと考えられる。</u></p> <p><u>Cs-137の環境中への放出量の差を生む要因として、サブプレッション・プールでの除去効果の違い以外では、例えば原子炉圧力容器から格納容器へのセシウムの放出量の違いが挙げられる。</u></p> <p><u>D/Wベント時はW/Wベント時よりも水頭圧分だけ炉圧が低くなるため、炉内ガスの比熱容量が小さくなり、炉内ガスが温度上昇しやすくなる<sup>*1</sup>。炉内ガス温度が高いと、構</u></p>	<p>36. 使用する格納容器フィルタベント系の除去効果（DF）について</p> <p>「<u>島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価</u>」の添付資料3.1.3.3において、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時に</u> <u>おいて残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137の放出量について検討を行っており、</u> <u>サブプレッション・チェンバのラインを経由した場合の放出量は約<math>2.1 \times 10^{-3}</math>TBq（7日間）、</u> <u>ドライウエルのラインを経由した場合の放出量は約3.4TBq（7日間）と評価している。</u> <u>また、評価に当たっては格納容器フィルタベント系の除去効果（DF）を1,000としている。</u></p> <p>ここでは、<u>格納容器フィルタベント系の除去効果（DF）として1,000を使用することについての妥当性について検討を行った。</u></p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、<u>経由するベントラインによる放出量の差としてはサブプレッション・プールでの除去効果が主な要因となっている。</u></p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>に沈着したセシウムが気相部に移行しやすくなるため、原子炉格納容器への放出が多くなる<sup>*2</sup>。このことが、D/W ベント時のCs-137 の放出量の評価結果を増加させている一因になっていると考えられる。</u></p> <p><u>※1 格納容器ベント実施後においては、原子炉压力容器のトップヘッドフランジは、D/W ベント時の方がW/W ベント時に比べ20～40℃程度高くなっている。</u></p> <p><u>※2 大破断LOCA 時には、炉内内蔵量の約50%のCs が原子炉压力容器から原子炉格納容器に放出されると評価しているが、D/W ベント時の方が炉内内蔵量の約0.3% (CsOH グループ：約0.29%、CsI グループ：約0.25%) だけ多く放出されると評価している。</u></p> <p>2. 使用する格納容器圧力逃がし装置の除去効果 (DF) について</p> <p><u>エアロゾル粒子に対する格納容器圧力逃がし装置の除去効果は、以下の手順で評価している。</u></p> <p><u>① 格納容器圧力逃がし装置で期待できる除去効果 (DF) を粒径ごとに実験で確認</u></p> <p><u>② フィルタ装置に流入するエアロゾル粒子の粒径分布を、MAAP 解析に基づき評価</u></p> <p><u>③ ①と②から、オーバーオール除去効果 (DF) を評価</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による除去効果(DF=1000) は、上記の手順での評価結果に対して、サプレッション・プールのスクラビングを経た後のエアロゾル粒子の粒径分布等を考慮し、適用可能な値を設定しているものである。このため、ベントラインに流入するエアロゾル粒子に対しDF1000 を適用することは妥当であると考えられる。なお、フィルタ装置は水スクラバと金属フィルタの両方を合わせてDF=1000 を確保できる設計としており、水スクラバ単体の除去効果は大破</u></p>	<p><u>造材に沈着したセシウムが気相部に移行しやすくなるため、格納容器への放出が多くなる<sup>*2</sup>。このことが、D/Wベント時のCs-137の放出量の評価結果を増加させている一因になっていると考えられる。</u></p> <p><u>※1 格納容器ベント実施後においては、原子炉压力容器のトップヘッドフランジは、D/Wベント時の方がW/Wベント時に比べ最大で30℃程度高くなっている。</u></p> <p><u>※2 大破断LOCA時には、炉内内蔵量の約37%のCsが原子炉压力容器から格納容器に放出されると評価しているが、D/Wベント時の方が炉内内蔵量の約0.7%多く放出されると評価している。</u></p> <p>2. 使用する格納容器圧力逃がし装置の除去効果 (DF) について</p> <p><u>エアロゾル粒子に対する格納容器圧力逃がし装置の除去効果については、性能検証試験 (JAVA試験) により、格納容器ベント実施中に想定される運転範囲において、DF1,000以上を満足することを確認している。</u></p> <p><u>なお、格納容器圧力逃がし装置はベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組み合わせで DF1,000 を確保できる設計としている。(「東海第二発電所 重大事故等対処設備について 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】の補足12を参照)</u></p>	<p>1. 使用する格納容器フィルタベント系の除去効果 (DF) について</p> <p><u>格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置を用いて実施された性能検証試験の試験条件に包絡されるよう設計している。</u></p> <p><u>性能検証試験では、実機の想定事象における種々の試験条件 (ベントガスの圧力・温度・流量及びエアロゾル粒径・濃度等) を考慮した性能検証試験を行い、各条件において発揮される性能を確認している。</u></p> <p><u>性能検証試験結果から、島根2号炉の使用条件を包絡する範囲においてDF1,000 以上を満足することを確認しているため、ベントラインに流入するエアロゾルに対し、DF1,000 を適用することは妥当であると考えられる。</u></p> <p><u>なお、スクラバ容器はベンチュリスクラバと金属繊維フィルタの両方を合わせてDF1,000 以上を確保できる設計としており、ベンチュリスクラバ単体でもDF100 以上と評価している。(「島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-1 格納容器フィルタベント系について」の別紙34を参照)</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p>

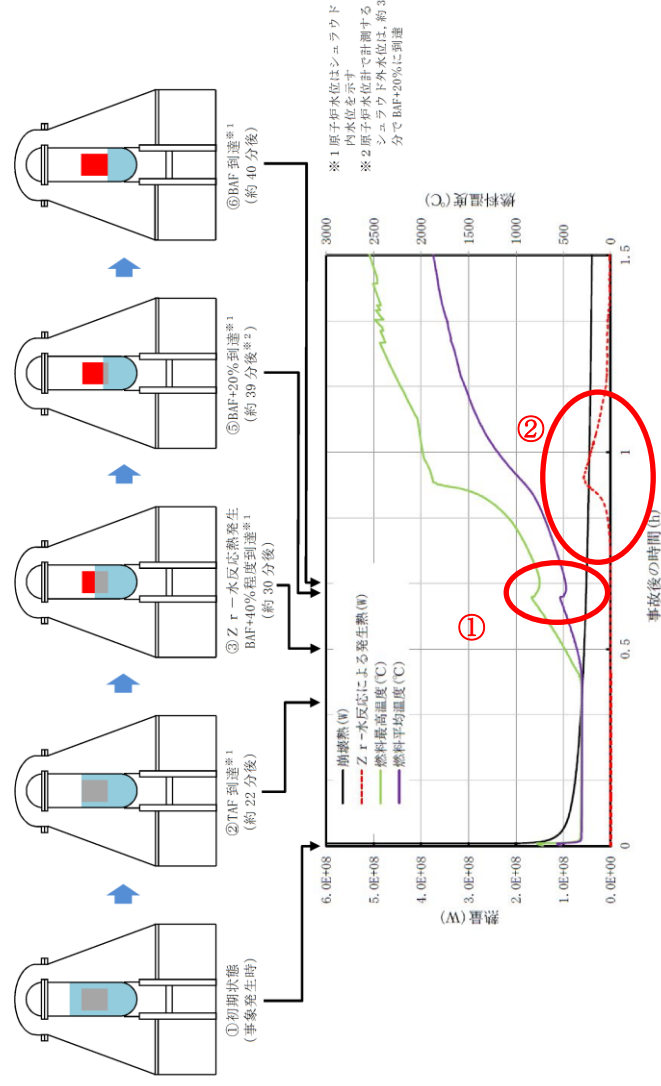
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>断LOCA(D/W ベント)時でDF=34~115 と評価している。</u></p> <p><u>(「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-1原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (格納容器圧力逃がし装置) について」の別紙30 を参照)</u></p>			

52. ジルコニウム (Zr) -水反応時の炉心損傷状態について



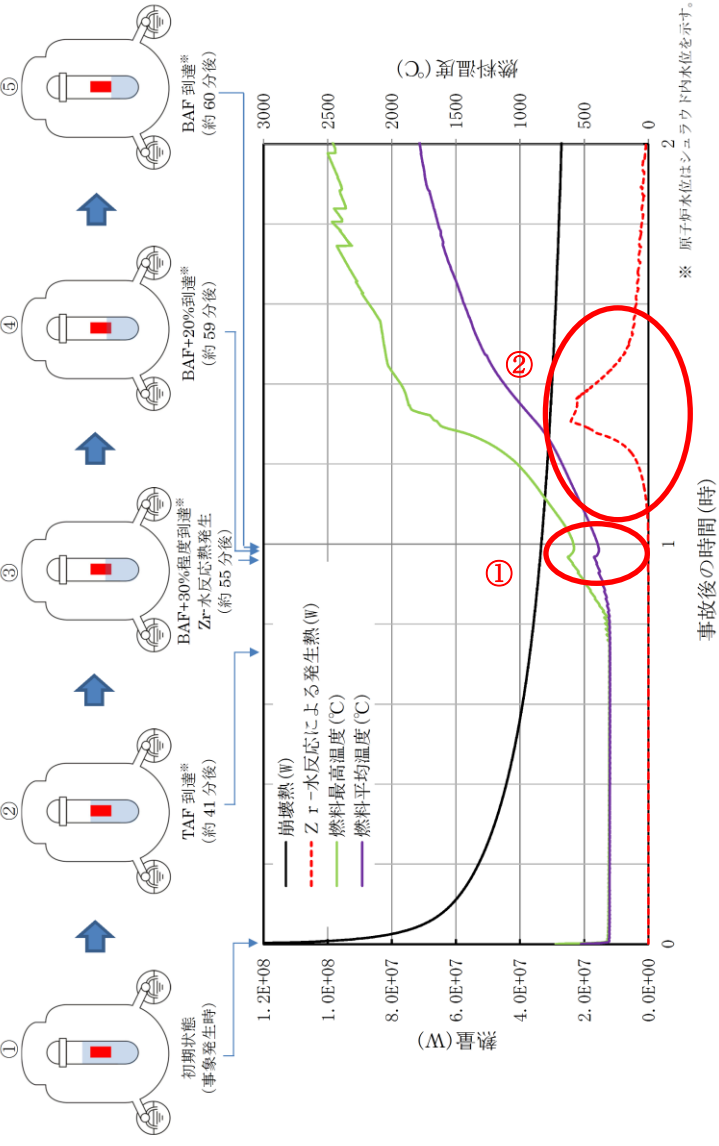
24 ジルコニウム (Zr) -水反応時の炉心損傷状態について

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における崩壊熱、Zr-水反応による発生熱、燃料温度及び炉心損傷状態の概念図を示す。



37. ジルコニウム (Zr)-水反応時の炉心損傷状態について

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における崩壊熱、Zr-水反応による発生熱、燃料温度及び炉心損傷状態の概念図を示す。



・解析結果の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 ①島根 2号炉, 東海第二では, 崩壊熱にジルコニウム-水反応の酸化発熱反応が加わりヒートアップが加速されるが, 蒸気が炉心部へ供給されることにより燃料温度の低下が確認できる。

②ジルコニウム-水反応による反応熱の挙動が, 柏崎 6/7 と島根 2号炉, 東海第二で異なるが, これは減圧タイミングの差に起因すると考えられる。

島根 2号炉は, 燃料最高温度が 1,000°Cを超えた付近でジルコニウム-水反応による反応熱が上昇しているが, 原子炉減圧後であることから, 水位低下に伴い蒸気発生量が低下し反応熱が低下する。一方, 柏崎 6/7 では燃料最高温度が 1,000°Cを超えた付近では, 原子炉が減圧されていないため, 逃がし安全弁の開閉に伴い, 蒸気流量が変化し, 反応熱が増減していると推定される。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
資料なし	<p style="text-align: right;">添付資料 4. 1. 13</p> <p><u>使用済燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリートへの熱影響について</u></p> <p>1. はじめに            想定事故 1 及び想定事故 2 においては、事象発生後、<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン)</u>を使用した<u>使用済燃料プール</u>への注水によって、<u>使用済燃料プール</u>の水位は回復・維持される。            その後、<u>残留熱除去系等の使用済燃料プール</u>の冷却機能を復旧することにより、<u>使用済燃料プール水温</u>を低下させるが、それまでの間は、<u>使用済燃料プール</u>の水温は高温状態が継続することとなるが、<u>使用済燃料プール</u>の構造材であるコンクリート及び鉄筋は、一般的に温度の上昇と共に強度及び剛性が劣化する傾向にあるとされている。            このため、<u>使用済燃料プール水の沸騰状態が長期間継続した場合の鉄筋コンクリートへの影響について</u>検討した。</p> <p>2. <u>使用済燃料プールへの沸騰状態継続の影響について</u>  <u>使用済燃料プール</u>は、ステンレス鋼によりライニングされた構造となっており、重大事故等時に<u>使用済燃料プール水</u>が沸騰状態となった場合でも、代替注水設備により<u>使用済燃料プール</u>への注水が行われるため、<u>使用済燃料プール</u>はコンクリートからの水分逸散のないシール状態が維持される。第 1 表に示す文献によると、シール状態が維持されている場合は加熱温度 110℃で加熱期間 3.5 年間 (又は 2 年間) の場合でも、圧縮強度の低下傾向は認められないとされている。また、加熱による剛性についても、シール状態が維持された状態において大きな低下はないとされている。            また、鉄筋については、強度及び剛性はおおむね 200℃から 300℃までは常温時の特性を保持するとされている。            以上より、<u>使用済燃料プール水の沸騰状態が 3.5 年間継続した場合にも</u>、コンクリートの健全性は維持されるものと考えられる。</p>	<p>38. <u>燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリートへの熱影響について</u></p> <p>1. はじめに            想定事故 1 及び想定事故 2 においては、事象発生後、<u>燃料プールのスプレイ系</u>を使用した<u>燃料プール</u>への注水によって、<u>燃料プール</u>の水位は回復・維持される。            その後、<u>残留熱除去系等の燃料プール</u>の冷却機能を復旧することにより、<u>燃料プール水温</u>を低下させるが、それまでの間は、<u>燃料プール</u>の水温は高温状態が継続することとなるが、<u>燃料プール</u>の構造材であるコンクリート及び鉄筋は、一般的に温度の上昇と共に強度及び剛性が劣化する傾向にあるとされている。            このため、<u>燃料プール水の沸騰状態が長期間継続した場合の鉄筋コンクリートへの影響について</u>検討した。</p> <p>2. <u>燃料プールへの沸騰状態継続の影響について</u>  <u>燃料プール</u>は、ステンレス鋼によりライニングされた構造となっており、重大事故等時に<u>燃料プール水</u>が沸騰状態となった場合でも、代替注水設備により<u>燃料プール</u>への注水が行われるため、<u>燃料プール</u>はコンクリートからの水分逸散のないシール状態が維持される。表 1 に示す文献によると、シール状態が維持されている場合は加熱温度 110℃で加熱期間 3.5 年間 (又は 2 年間) の場合でも、圧縮強度の低下傾向は認められないとされている。また、加熱による剛性についても、シール状態が維持された状態において大きな低下はないとされている。            また、鉄筋については、強度及び剛性はおおむね 200℃から 300℃までは常温時の特性を保持するとされている。            以上より、<u>燃料プール水の沸騰状態が 3.5 年間継続した場合にも</u>、コンクリートの健全性は維持されるものと考えられる。</p>	

第1表 高温を受けたコンクリートの圧縮強度に関する文献

文献名 (出典)	試験条件		結果
	温度	期間	
熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究 (第48回セメント技術大会講演集 1994)	110℃ 一定加熱 <sup>※1</sup>	1日～ 3.5年間 <sup>※1</sup>	シール状態の場合、圧縮強度、剛性の低下は認められない。 シール状態でない場合、圧縮強度の低下は認められないが、剛性の低下が認められる。
長期間加熱を受けたコンクリートの物性変化に関する実験的研究 (その1 実験計画と結果概要) (日本建築学会大会学術講演梗概集(中国) 1999年9月)	110℃ 一定加熱 <sup>※1</sup>	1日～ 24ヶ月 <sup>※1</sup>	シール状態の場合、圧縮強度、剛性の低下は認められない。 シール状態でない場合、圧縮強度の低下は認められないが、剛性の低下が認められる。
長期間加熱を受けたコンクリートの物性変化に関する実験的研究 (その2 普通コンクリートの力学特性試験結果) (日本建築学会大会学術講演梗概集(中国) 1999年9月)			
長期間加熱を受けたコンクリートの物性変化に関する実験的研究 (その3 耐熱コンクリートの力学特性試験結果) (日本建築学会大会学術講演梗概集(中国) 1999年9月)			

※1 文献ではこの他にも温度条件等を変えた実験も実施している

表1 高温を受けたコンクリートの圧縮強度に関する文献

文献名 (出典)	試験条件		結果
	温度	期間	
熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究 (第48回セメント技術大会講演集 1994)	110℃ 一定加熱 <sup>※1</sup>	1日～ 3.5年間 <sup>※1</sup>	シール状態の場合、圧縮強度、剛性の低下は認められない。 シール状態でない場合、圧縮強度の低下は認められないが、剛性の低下が認められる。
長期間加熱を受けたコンクリートの物性変化に関する実験的研究 (その1 実験計画と結果概要) (日本建築学会大会学術講演梗概集(中国) 1999年9月)	110℃ 一定加熱 <sup>※1</sup>	1日～ 24ヶ月 <sup>※1</sup>	シール状態の場合、圧縮強度、剛性の低下は認められない。 シール状態でない場合、圧縮強度の低下は認められないが、剛性の低下が認められる。
長期間加熱を受けたコンクリートの物性変化に関する実験的研究 (その2 普通コンクリートの力学特性試験結果) (日本建築学会大会学術講演梗概集(中国) 1999年9月)			
長期間加熱を受けたコンクリートの物性変化に関する実験的研究 (その3 耐熱コンクリートの力学特性試験結果) (日本建築学会大会学術講演梗概集(中国) 1999年9月)			

※1 文献ではこの他にも温度条件等を変えた実験も実施している。



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 3. 1</p> <p>有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について</p> <p>第 1 表～第 4 表に炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，<u>使用済燃料プールの燃料損傷防止対策</u>及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シーケンス等において機能喪失を仮定した設備の一覧を示す。</p>	<p>40. 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について</p> <p>第 1 表～第 4 表に炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，<u>燃料プールの燃料損傷防止対策</u>及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シーケンス等において機能喪失を仮定した設備の一覧を示す。</p>	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
・高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)	高圧炉心スプレイス系	高圧代替注水系 代替循環冷却系(緊急用海水系)
	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水系)※1	
・高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)	高圧炉心スプレイス系	高圧代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系	
	原子炉減圧失敗	自動減圧系	
・全交流動力電源喪失(長期TB)	外部電源喪失	—	(常設代替高圧電源装置による非常 用母線の受電(～24時間))
	DG失敗	非常用ディーゼル発電機	
	HPCS失敗(蓄電池枯渇後RC IC停止)	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機	
・全交流動力電源喪失(T BD, TBU)	外部電源喪失	—	(常設代替高圧電源装置による非常 用母線の受電(～24時間))
	直流電源失敗	125V系蓄電池	
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機	
	—	非常用ディーゼル発電機 原子炉隔離時冷却系	

※1 残留熱除去系(低圧注水系)の機能喪失に伴い、格納容器スプレイス、サブレンジョン・プールの冷却、停止時冷却の機能喪失を仮定

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	高圧原子炉代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水モード)	
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	高圧原子炉代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
	原子炉減圧失敗	自動減圧系 手動減圧の失敗	
全交流動力電源喪失(長期TB)	全交流動力電源喪失(外部電 源喪失+DG失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非 常用高圧母線の受電(～24h)
	HPCS失敗	高圧炉心スプレイス系ディーゼル 発電機	
全交流動力電源喪失(TBU)	全交流動力電源喪失(外部電 源喪失+DG失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非 常用高圧母線の受電(～24h)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系ディーゼル 発電機 原子炉隔離時冷却系	

・設備設計の相違  
【東海第二】  
残留熱代替除去系は炉  
心損傷防止の設備として  
いない

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備 (常設代替高圧電源装置による非常 用母線の受電 (~24時間))
・全交流動力電源喪失 (TBP)	外部電源喪失	—	—
	DG失敗	非常用ディーゼル発電機	
	逃がし安全再開鎖失敗	逃がし安全弁1個開固着	
	HPCS失敗	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	
・崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	—
	RHR失敗	残留熱除去系海水系	
	—	全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼル発電機海水系, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系, 外部電源喪失)	
・崩壊熱除去機能が故障した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	—
	RHR失敗	残留熱除去系	
・原子炉停止機能喪失	過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉止) 原子炉停止失敗	—	(代替制御棒挿入機能)

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備 (常設代替交流電源設備による非常 用高圧母線の受電 (~24h))
全交流動力電源喪失 (TBD)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) 直流電源喪失	非常用ディーゼル発電機等 115V-B系所内用蓄電池 230V系蓄電池	—
	—	原子炉隔離時冷却系	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) SRV再開鎖失敗 HPCS失敗	非常用ディーゼル発電機 逃がし安全弁1個が開固着 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/3)

事故シケンスグループ	重要事故シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備 (常設代替高圧電源装置による非常 用母線の受電 (~24 時間))
・全交流動力電源喪失 (T BP)	外部電源喪失	-	-
	DG失敗	非常用ディーゼル発電機	
	逃がし安全再閉鎖失敗	逃がし安全弁1個閉鎖	
	HPCS失敗	高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機	
・崩壊熱除去機能喪失 (取水 機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	-	-
	RHR失敗	残留熱除去系海水系	
・崩壊熱除去機能喪失 (残 留熱除去系が故障した 場合)	-	全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼ ル発電機海水系, 高圧炉心スプレイズ系 ディーゼル発電機海水系, 外部電源喪 失)	-
	過渡事象 (給水流量の全喪失)	-	
・原子炉停止機能喪失	RHR失敗	残留熱除去系	-
	過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉 止)	-	
	原子炉停止失敗	原子炉自動スクラム 原子炉手動スクラム 代替制御棒挿入機能	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (3/3)

事故シケンスグループ	重要事故シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	-	-
	崩壊熱除去失敗	原子炉補機海水系 原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイズ補機冷却系 (高 圧炉心スプレイズ補機海水系)	
	-	全交流動力電源喪失 (外部電源喪 失, 非常用ディーゼル発電機等)	
	過渡事象 (給水流量の全喪失)	-	
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系	-
	過渡事象 (主蒸気隔離弁閉止)	-	
	原子炉停止機能喪失	原子炉自動スクラム 原子炉手動スクラム 代替制御棒挿入機能	
LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA	-	-
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイズ系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイズ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	-	給水流量の全喪失 自動減圧系*	
	インターフェースシステム OCA	インターフェースシステムLO OCAが発生した側の残留熱除去 系の機能喪失	
格納容器バイパス (インターフェ ースシステムLOCA)	-	給水流量の全喪失	-

※ 「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえて設定

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (3/3)

事故シケケンスグループ	重要事故シケケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
・ L O C A時注水機能喪失	中破断 L O C A	—	高圧代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	代替循環冷却系 (緊急用海水系)
・ 格納容器バイパス (インターフェイズシステム L O C A)	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水系) * 1	—
	—	自動減圧系 外部電源喪失による給復水系停止	—
・ 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	—	—	—
	ISLOCA	ISLOCAの発生を想定する残留熱除去系 B系 高圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 C系	—
・ 格納容器バイパス (インターフェイズシステム L O C A)	—	外部電源喪失による給復水系停止	—
	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (最終ヒートシンク喪失)	残留熱除去系海水系 非常用ディーゼル発電機海水系 高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系	—
—	—	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失)	—

\* 1 残留熱除去系 (低圧注水系) の機能喪失に伴い、格納容器スプレイス、サブプレッジョン・プール冷却、停止時冷却の機能喪失を仮定

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (3/3)

事故シケケンスグループ	重要事故シケケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失) 崩壊熱除去失敗	—	—
	—	原子炉補機海水系 原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス補機冷却系 (高圧炉心スプレイス補機海水系) 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機等)	—
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失) 崩壊熱除去失敗	—	—
	過渡事象 (主蒸気隔離弁閉止) 原子炉停止失敗	残留熱除去系 —	代替制御棒挿入機能
L O C A時注水機能喪失	—	原子炉自動スクラム 原子炉手動スクラム	—
	中破断 L O C A 高圧炉心冷却失敗 低圧炉心冷却失敗	—	—
格納容器バイパス (インターフェイズシステム L O C A)	—	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 給水流量の全喪失 自動減圧系*	—
	インターフェイズシステム L O C A	インターフェイズシステム L O C Aが発生した側の残留熱除去系の機能喪失 給水流量の全喪失	—

\* 「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえて設定

・ 設備設計の相違  
【東海第二】  
残留熱代替除去系は炉心損傷防止の設備としていない

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/2)

格納容器破損モード	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
・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) ・水素燃焼	大破断 L O C A	—	格納容器下部注水系 (常設)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系 高圧代替注水系*3	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水系) *1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失) 残留熱除去系海水系*2	
	—	—	
・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できない場合)	大破断 L O C A	—	格納容器下部注水系 (常設)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系 高圧代替注水系*3	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水系) 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失) 代替循環冷却系 残留熱除去系海水系*2	
	—	—	

※1 残留熱除去系 (低圧注水系) の機能喪失に伴い、格納容器スプレイス、サブプレッション・プールの冷却、停止時冷却の機能喪失を仮定

※2 緊急用海水系を優先して使用するため、残留熱除去系海水系の機能喪失の有無が評価に与える影響はない

※3 大破断 L O C A 発生に従属して機能喪失

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

格納容器破損モード	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替注水系を使用する場合) 水素燃焼	大破断 L O C A	—	—
	E C C S 注水機能喪失	高圧炉心スプレイス系 低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
	—	—	残留熱代替注水系
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替注水系を使用しない場合)	大破断 L O C A	—	—
	E C C S 注水機能喪失	高圧炉心スプレイス系 低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
	—	—	
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	低圧原子炉代替注水系 (常設) 高圧原子炉代替注水系 ペダスタル代替注水系 (常設) 残留熱代替除去系 (原子炉注水)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	—	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 「安全機能の喪失に対する仮定等」には機能喪失する S A 設備は記載しない

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/2)

格納容器破損モード	重要事象シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
格納容器放出／格納容器 ・高圧溶融物放出／格納容器 器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融 燃料一冷却材相互作用 ・溶融炉心・コンクリート 相互作用	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	高圧代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系(常設) ※3
	低圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系	代替循環冷却系(原子炉注水) ※3
	—	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水系) ※1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失) 残留熱除去系海水系 ※2	

※1 残留熱除去系(低圧注水系)の機能喪失に伴い、格納容器スプレイ、サブプレッション・プールの冷却、停止時冷却の機能喪失を仮定

※2 緊急用海水系を優先して使用するため、残留熱除去系海水系の機能喪失の有無が評価に与える影響はない

※3 原子炉圧力容器破損前

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

格納容器破損モード	重要事象シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合) 水素燃焼	大破断LOCA	—	—
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系含む)	
	—	—	残留熱代替除去系
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気 気直接加熱	大破断LOCA	—	
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系含む)	
	—	—	低圧原子炉代替注水系(常設) 高圧原子炉代替注水系 ベデスタル代替注水系(常設) 残留熱代替除去系(原子炉注水)
原子炉圧力容器外の溶融燃料一 冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象(給水流量の全喪失) 高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	—	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系含む)	

第3表 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/1)

想定事故	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
想定事故 1	冷却機能喪失及び注水機能喪失	残留熱除去系 燃料プール冷却浄化系 補給水系	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレインノズル)
想定事故 2	プール水の小規模な喪失 冷却機能喪失及び注水機能喪失	— 残留熱除去系 燃料プール冷却浄化系 補給水系	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレインノズル)

第3表 燃料プールの燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

想定事故	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
想定事故 1	冷却機能喪失 注水機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系 燃料プール冷却系 残留熱除去系 復水輸送系 燃料プール補給水系	燃料プールのスプレイン系 (常設スプレインヘッド使用)
想定事故 2	燃料プール内の水の小規模な喪失 冷却機能喪失 注水機能喪失	— 燃料プール冷却系 残留熱除去系 燃料プール冷却系 残留熱除去系 復水輸送系 燃料プール補給水系	燃料プールのスプレイン系 (常設スプレインヘッド使用)

・設備設計の相違  
【東海第二】



第4表 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/1)

事故シケンスグループ	重要事故シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障 (RHR喪失)	-	-
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失	-	-
	交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機	
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	-	
原子炉冷却材の流出	-	残留熱除去系海水系	
	原子炉冷却材の流出 (RHR系統切替時のLOCA)	-	-
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	
反応度の誤投入	反応度の誤投入	-	-

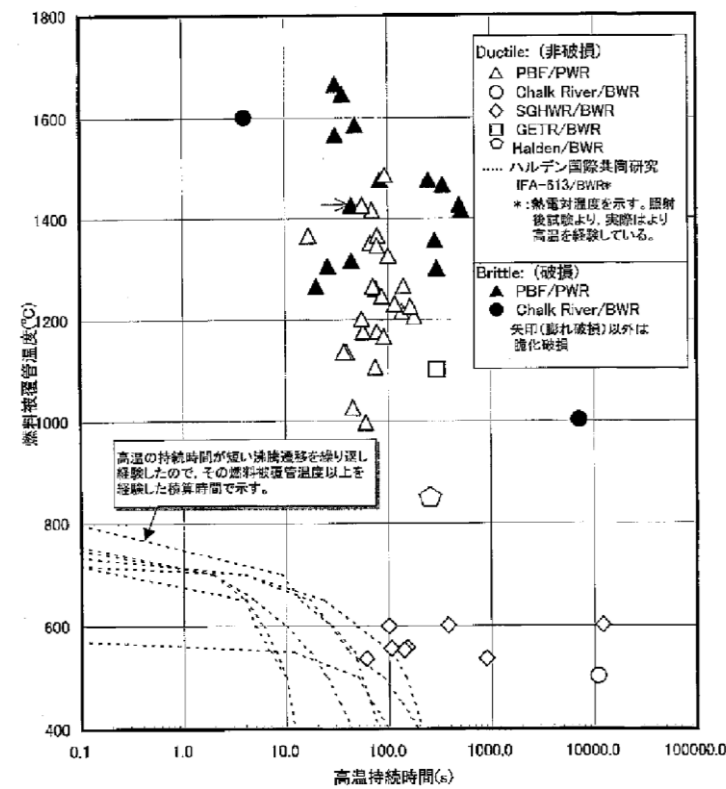
第4表 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

事故シケンスグループ	重要事故シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	-	-
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失	-	-
	全交流動力電源喪失	非常用ディーゼル発電機等	
	-	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系切替時の冷却材流出	-	-
	流出隔離・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	
反応度の誤投入	制御棒の誤引き抜き	-	-

・設備設計の相違  
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(改正 平成 29年 11月 29日 原子力規制委員会決定) 抜粋</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(b) 中小破断 LOCA 時</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断 LOCA の発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」、又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧 ECCS の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p> <p>ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び低圧注水によって炉心冷却機能を確保（代替注水設備の動作に原子炉の減圧が必要となる場合）</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 1</p> <p>外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」のような外圧支配事象において高温高圧状態が継続する場合の燃料被覆管の健全性について説明する。</p> <p>1. 有効性評価結果</p> <p>原子炉停止機能喪失により燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が発生し、燃料被覆管温度及び燃料被覆管にかかる圧力が上昇しリウエットする場合、燃料被覆管表面最高温度約 <u>870℃</u>、燃料被覆管外圧約 <u>8. 2MPa</u>（内外圧差：約 <u>6. 4MPa</u>）の状態が <u>20 秒</u> 程度継続する解析評価結果を得ている。</p> <p>2. 高温高圧時の燃料被覆管の健全性について</p> <p>(1) 出力－冷却不整合時の燃料健全性について</p> <p>出力－冷却不整合（以下「PCM」(Power Cooling Mismatch) という。) 時の燃料のふるまいについて以下のとおり整理した。</p> <p>PCMにより膜沸騰を開始した燃料被覆管は、燃料被覆管温度の上昇により 900℃以上になると、ジルコニウム－水反応が進行し、燃料被覆管表面に酸化膜が生成され、酸化の進行に伴い燃料被覆管の脆化が進行することが知られている。また、燃料被覆管温度の上昇により燃料被覆管の強度が低下し、外圧支配であることから燃料被覆管内側へのつぶれ変形が発生する可能性がある<sup>[1]</sup>。</p> <p>PCM時の燃料破損は、沸騰遷移が生じ燃料被覆管が高温となり酸化脆化することが主な原因であり、沸騰遷移により高温を継続した場合の燃料健全性について以下に示す。</p> <p>一時的に沸騰遷移が発生しても速やかに原子炉出力が低下してリウエットする事象発生時の燃料健全性に関する炉内試験結果を第1図に示す<sup>[2]</sup>。</p> <p>第1図より、本解析評価結果（燃料被覆管表面最高温度約 <u>870℃</u>、持続時間 <u>20 秒</u>）において、燃料被覆管は健全であると考えられる。このことは、後述の(3)のハルデン炉を用いた沸騰遷移試験からもわかる。</p> <p>なお、文献[2]、[3]において、第1図の結果等を元に沸騰遷移時の燃料健全性に関する整理及び適用の妥当性の検討が行われている。</p>	<p>45. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」のような外圧支配事象において高温高圧状態が継続する場合の燃料被覆管の健全性について説明する。</p> <p>1. 有効性評価結果</p> <p>原子炉停止機能喪失により燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が発生し、燃料被覆管温度及び燃料被覆管にかかる圧力が上昇しリウエットする場合、燃料被覆管表面最高温度約 <u>818℃</u>、燃料被覆管外圧約 <u>8. 9MPa</u>（内外圧差：約 <u>7. 1MPa</u>）の状態が <u>4 秒</u> 程度継続する解析評価結果を得ている。</p> <p>2. 高温高圧時の燃料被覆管の健全性について</p> <p>(1) 出力－冷却不整合時の燃料健全性について</p> <p>出力－冷却不整合（以下「PCM」(Power Cooling Mismatch) という。) 時の燃料のふるまいについて以下のとおり整理した。</p> <p>PCMにより膜沸騰を開始した燃料被覆管は、燃料被覆管温度の上昇により 900℃以上になると、ジルコニウム－水反応が進行し、燃料被覆管表面に酸化膜が生成され、酸化の進行に伴い燃料被覆管の脆化が進行することが知られている。また、燃料被覆管温度の上昇により燃料被覆管の強度が低下し、外圧支配であることから燃料被覆管内側へのつぶれ変形が発生する可能性がある<sup>[1]</sup>。</p> <p>PCM時の燃料破損は、沸騰遷移が生じ燃料被覆管が高温となり酸化脆化することが主な原因であり、沸騰遷移により高温を継続した場合の燃料健全性について以下に示す。</p> <p>一時的に沸騰遷移が発生しても速やかに原子炉出力が低下してリウエットする事象発生時の燃料健全性に関する炉内試験結果を第1図に示す<sup>[2]</sup>。</p> <p>第1図より、本解析評価結果（燃料被覆管表面最高温度約 <u>818℃</u>、持続時間 <u>4 秒</u>）において、燃料被覆管は健全であると考えられる。このことは、後述の(3)のハルデン炉を用いた沸騰遷移試験からもわかる。</p> <p>なお、文献[2]、[3]において、第1図の結果等を元に沸騰遷移時の燃料健全性に関する整理及び適用の妥当性の検討が行われている。</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p>

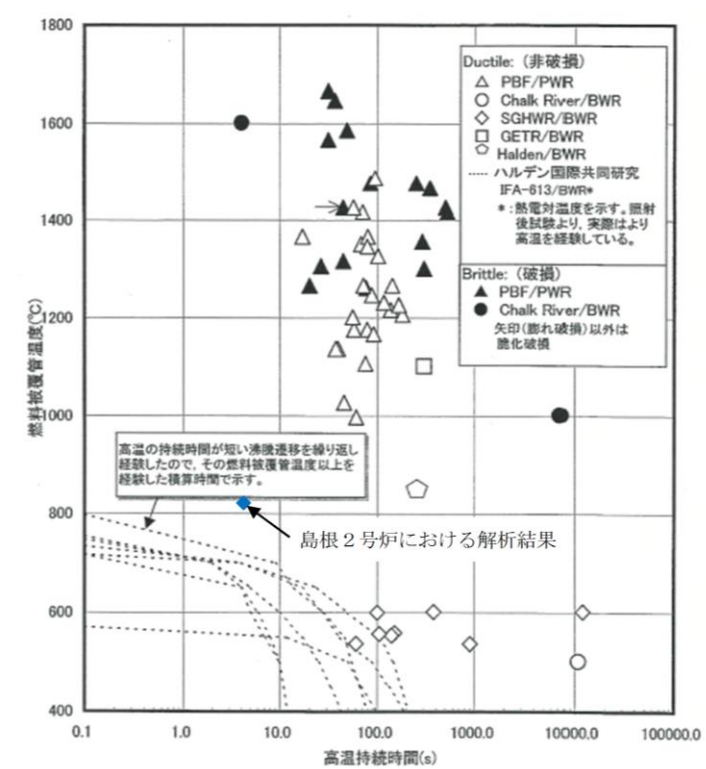


第1 図 沸騰遷移発生後の燃料健全性に関する炉内試験結果<sup>[2]</sup>

(2) 化学量論的酸化量 (以下「ECR」という。) について

PCMの破損モードである酸化脆化に関し、本解析評価におけるECRを評価した。原子炉停止機能喪失による燃料被覆管表面での沸騰遷移の発生により燃料被覆管が高温維持された場合の9×9燃料(A型)被覆管の酸化割合について、Baker-Justの式<sup>[4]</sup>に基づき評価した結果を、第2図に示す。参考にCattの式<sup>[4]</sup>に基づき評価した結果を、第2図に示す。参考にCathcartの式<sup>[5]</sup>に基づく評価結果も示す。

燃料被覆管表面最高温度約870℃、持続時間20秒であれば、ECRは約0.3%であり、沸騰遷移期間中に燃料被覆管母材に取り込まれる酸素の量は少なく、燃料被覆管の酸化による脆化が問題になることはない。また、この温度及び持続時間では、ECRがLOCA時の燃料被覆管脆化破損の判断基準である15%に達するまでに十分な余裕があるため、つぶれ変形が生じたとしても、燃料被覆管の健全性は維持されると考えられる。



※日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」、炉内試験結果 に加筆

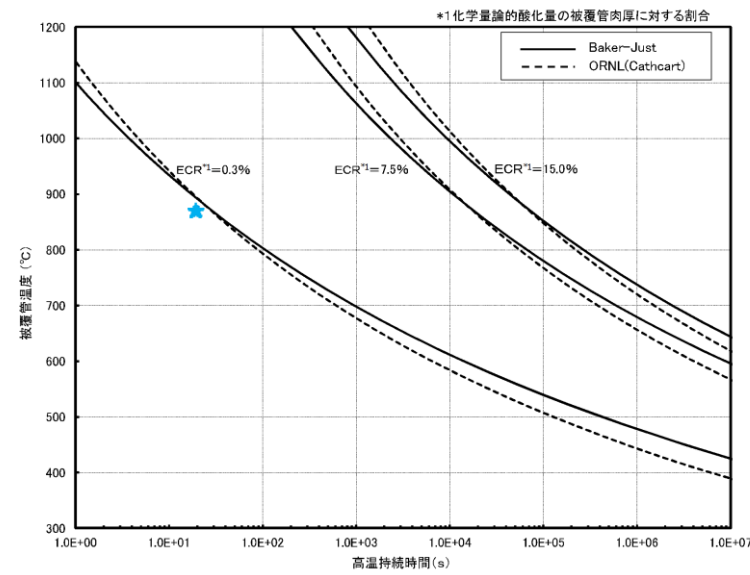
第1 図 沸騰遷移発生後の燃料健全性に関する炉内試験結果<sup>[2]</sup>

(2) 化学量論的酸化量 (以下「ECR」という。) について

PCMの破損モードである酸化脆化に関し、本解析評価におけるECRを評価した。原子炉停止機能喪失による燃料被覆管表面での沸騰遷移の発生により燃料被覆管が高温維持された場合の9×9燃料(A型)被覆管の酸化割合について、Baker-Justの式<sup>[4]</sup>に基づき評価した結果を、第2図に示す。参考にCattの式<sup>[4]</sup>に基づき評価した結果を、第2図に示す。参考にCathcartの式<sup>[5]</sup>に基づく評価結果も示す。

燃料被覆管表面最高温度約818℃、持続時間4秒であれば、ECRは0.1%以下であり、沸騰遷移期間中に燃料被覆管母材に取り込まれる酸素の量は少なく、燃料被覆管の酸化による脆化が問題になることはない。また、この温度及び持続時間では、ECRがLOCA時の燃料被覆管脆化破損の判断基準である15%に達するまでに十分な余裕があるため、つぶれ変形が生じたとしても、燃料被覆管の健全性は維持されると考えられる。

・解析結果の相違  
【東海第二】



第2図 高温持続時間と燃料被覆管表面酸化量の関係

(3) ハルデン炉を用いた沸騰遷移試験によるつぶれ変形について本解析評価に近い条件に基づく沸騰遷移試験における燃料の変化について参考に示す。

BWR燃料の未照射燃料棒及び照射燃料棒（燃料棒燃焼度は22GWd/t～40GWd/t）を用い、高温、外圧支配時の沸騰遷移試験を行った<sup>[6]</sup>。

[照射条件]

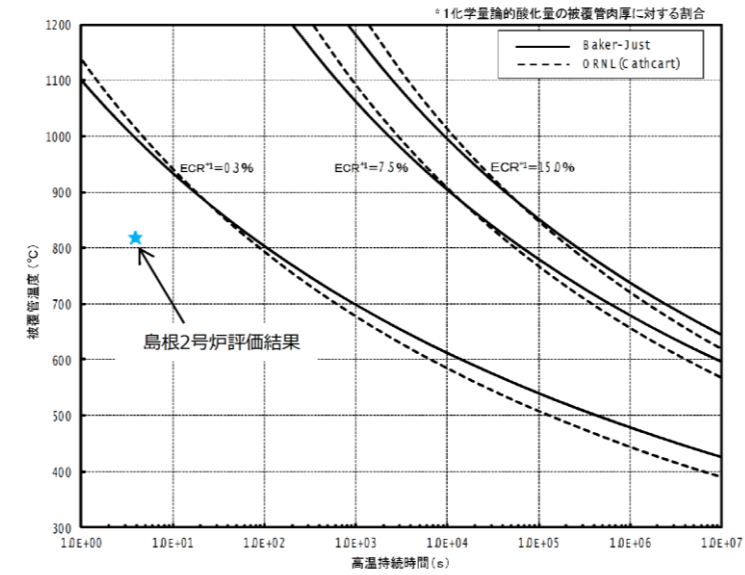
a. 燃料被覆管表面最高温度：977℃以上（試験後の prior-β 相形成より推定）

b. 沸騰遷移積算時間：約 49 秒<sup>※1</sup>

※1 熱電対での燃料被覆管表面温度が断続的に 600℃～720℃を記録した時間の合計。ただし、熱電対先端と溶接位置の関係から、燃料被覆管表面温度の過小評価が考えられる。

照射条件の a. 及び b. を経験した試験燃料棒の燃料被覆管外観写真と直径測定結果を第3図に示す。

この試験燃料棒のドライアウト領域（燃料棒上部）（燃料被覆管外圧：約 7MPa、内外圧差：約 6.4MPa）では、燃料ペレット間の局所的なつぶれ変形（燃料ペレット間（ペレット上下端チャンファ）位置に沿った、燃料被覆管内側方向への約 20 μm～約 50 μm の食い込み）があり、燃料被覆管表面酸化膜



第2図 高温持続時間と燃料被覆管表面酸化量の関係

(3) ハルデン炉を用いた沸騰遷移試験によるつぶれ変形について本解析評価に近い条件に基づく沸騰遷移試験における燃料の変化について参考に示す。

BWR燃料の未照射燃料棒及び照射燃料棒（燃料棒燃焼度は22GWd/t～40GWd/t）を用い、高温、外圧支配時の沸騰遷移試験を行った<sup>[6]</sup>。

[照射条件]

a. 燃料被覆管表面最高温度：900℃以上（試験後の prior-β 相形成より推定）

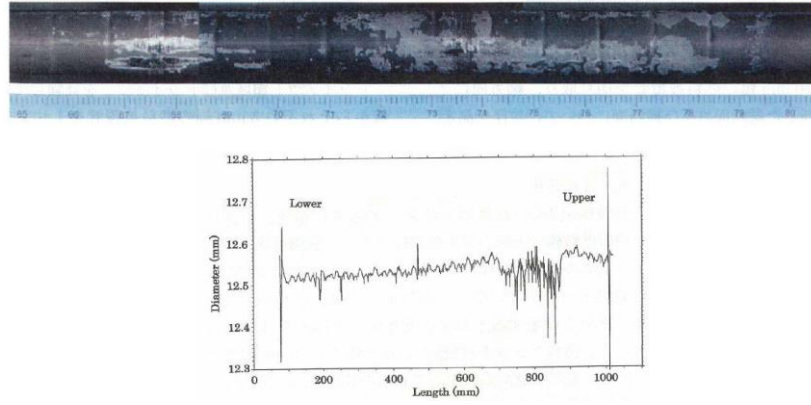
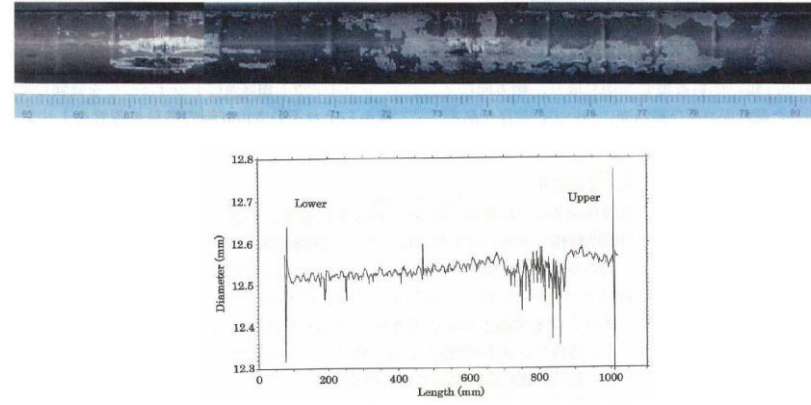
b. 沸騰遷移積算時間：約 49 秒<sup>※1</sup>

※1 熱電対での燃料被覆管表面温度が断続的に 600℃を記録した時間の合計。ただし、熱電対先端と溶接位置の関係から、燃料被覆管表面温度の過小評価が考えられる。

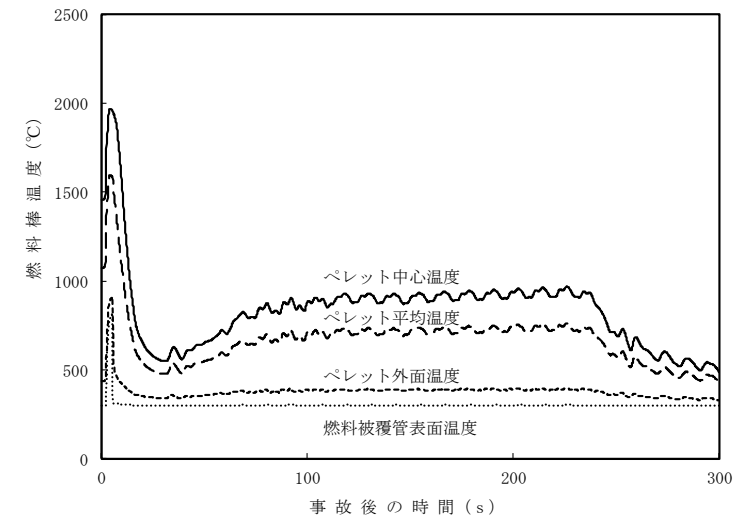
照射条件の a. 及び b. を経験した試験燃料棒の燃料被覆管外観写真と直径測定結果を第3図に示す。

この試験燃料棒のドライアウト領域（燃料棒上部）（燃料被覆管外圧：約 7MPa、内外圧差：約 6.4MPa）では、燃料ペレット間の局所的なつぶれ変形（燃料ペレット間（ペレット上下端チャンファ）位置に沿った、燃料被覆管内側方向への約 20 μm～約 50 μm の食い込み）があり、燃料被覆管表面酸化

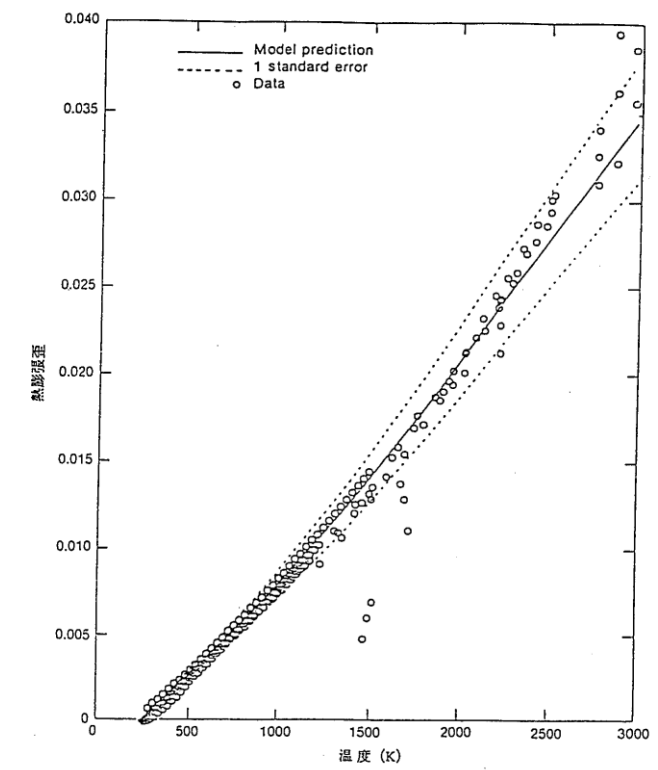
・解析結果の相違  
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>厚さ及び水素吸収量の僅かな増加，燃料被覆管の脆化による引張強度・延性の僅かな低下，燃料被覆管の酸化膜の剥離が見られたものの，リウエット時の熱衝撃によっても燃料棒は非破損であったとの結果が得られている。</p>  <p>第3図 試験燃料棒の燃料被覆管外観写真と直径測定結果</p> <p>上記の試験に本解析評価条件は同等と考えられ，また，現在使用している燃料棒（9×9燃料）は，より高密度のペレット採用により焼きしまりが小さくなっており，軸方向の燃料ペレット間の大きな間隙が発生し難くなっているため，燃料被覆管のつぶれ変形によって貫通破損が生じる可能性は小さいと考えられる。</p>	<p>膜厚さ及び水素吸収量の僅かな増加，燃料被覆管の脆化による引張強度・延性の僅かな低下，燃料被覆管の酸化膜の剥離が見られたものの，リウエット時の熱衝撃によっても燃料棒は非破損であったとの結果が得られている。</p>  <p>第3図 試験燃料棒の燃料被覆管外観写真と直径測定結果</p> <p>上記の試験に本解析評価条件は同等と考えられ，また，現在使用している燃料棒（9×9燃料）は，より高密度のペレット採用により焼きしまりが小さくなっており，軸方向の燃料ペレット間の大きな間隙が発生し難くなっているため，燃料被覆管のつぶれ変形によって貫通破損が生じる可能性は小さいと考えられる。</p> <p>3. ペレット-被覆管相互作用（PCI）について</p> <p>第4図に原子炉停止機能喪失の評価における燃料被覆管温度の1次ピーク発生位置での燃料棒温度の時間変化を示す。第4図に示すように，事象初期にペレット平均温度は約520℃上昇している。</p> <p>第5図にUO<sub>2</sub>ペレットの熱膨張ひずみの温度依存性を示す。事象初期のペレット平均温度の上昇約520℃に対するペレットの熱膨張ひずみの増加は，約0.7%に相当する。したがって，ペレットの熱膨張の増加による被覆管のひずみの増加は，ペレット-被覆管機械的相互作用（PCMI）による破損に対する判断基準である被覆管1%塑性ひずみより小さいと考えられる。</p> <p>また，ペレット-被覆管化学的相互作用（PCCI）を考慮しても，出力が上昇している期間が15秒程度と短く，被覆管の応力腐食割れ（SCC）の進展による破損も生じないと考えられる。</p> <p>事象初期の出力上昇が収束した後は，ペレット平均温度は事象</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は，PCIによって燃料が破損しない理由を記載している。</p>

発生前の温度より低いため、PCIが生じることはないと考えられる。



第4図 燃料棒温度の時間変化 (1次ピーク発生位置)

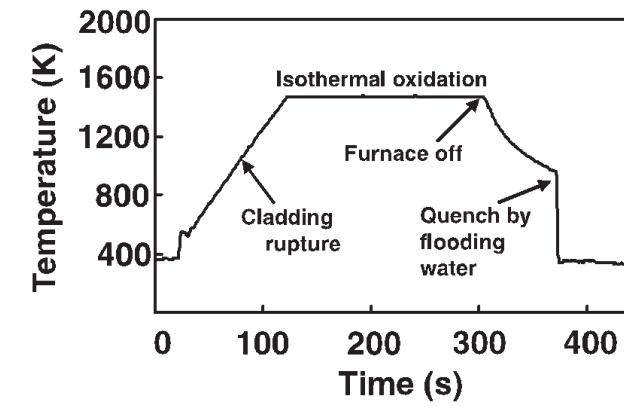


第5図 UO<sub>2</sub>ペレットの熱膨張ひずみ<sup>[7]</sup>

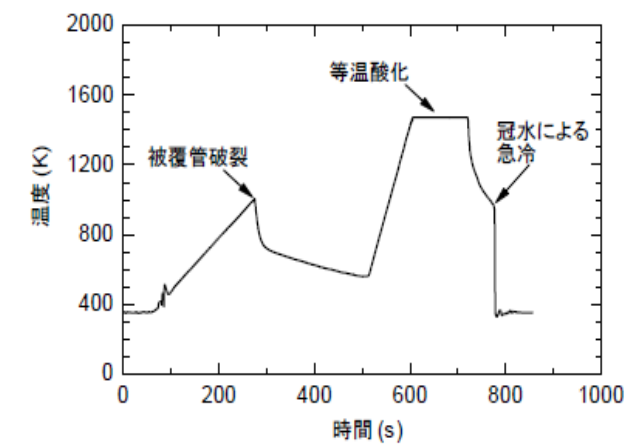


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>4. 軸方向のサーマルショックについて</p> <p>燃料の事故時健全性確認を目的に実施された、リウエット時の軸方向拘束条件下での急冷破断試験<sup>[8] [9] [10] [11]</sup>の知見をもとに、島根2号炉TCシーケンスにおける軸方向のサーマルショックによる燃料破損の可能性を検討した。以下に急冷破断試験の概要を示す。</p> <p>&lt;急冷破断試験の概要&gt;</p> <p>(1) PWR<sup>[8]</sup></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・未照射で、ECRが約10~40%のPWR燃料棒が用いられた。</li> <li>・急冷破断試験では、試験装置(図6参照)により燃料棒の軸方向変位を完全に拘束し急冷(図7参照)により軸方向に大きな荷重を伴うサーマルショックが与えられた。</li> </ul> <p>(2) BWR<sup>[9] [10] [11]</sup></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スイス・ライプシュタット炉において高燃焼度まで照射し、ECRが10~20%のBWR燃料棒(LZRT1~LZRT4)が用いられた。</li> <li>・急冷破断試験では、試験装置(図6参照)により燃料棒の軸方向変位を拘束し急冷(図8参照)により軸方向に大きな荷重を伴うサーマルショックが与えられた。</li> </ul> <div data-bbox="1914 1071 2315 1575" data-label="Diagram"> </div> <p>第6図 試験装置</p>	





第7図 PWR燃料の温度履歴の例



第8図 BWR燃料の温度履歴の例

<急冷破断試験結果>

(1) PWR

急冷破断試験の結果を図9に示す。ECRが10%以下の被覆管は、完全拘束条件下で約600°Cの急冷によるサーマルショックを受けても健全であった。

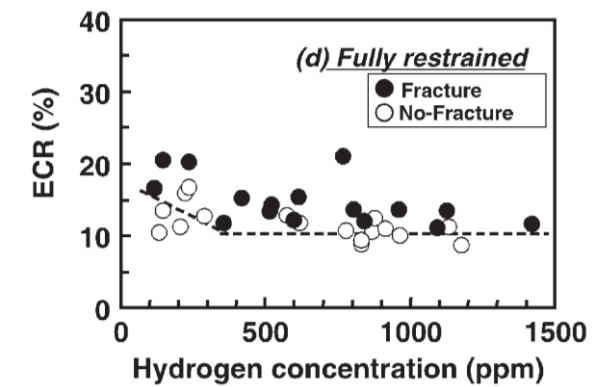
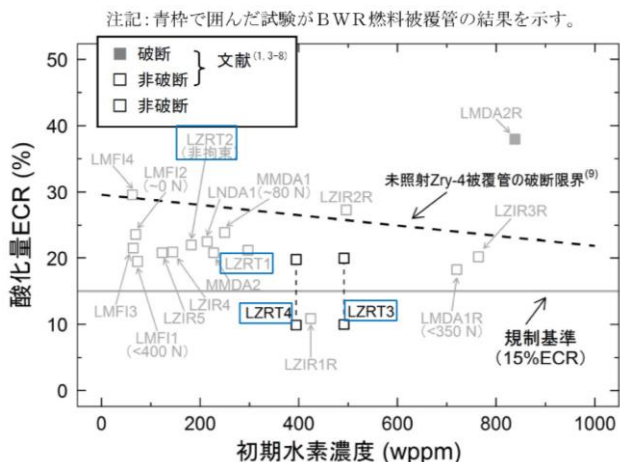


図9 PWR燃料棒の軸方向完全拘束条件下での急冷破断試験結果

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>3. まとめ</p> <p>外圧支配条件の下, 燃料被覆管表面最高温度約 870°Cを 20 秒程度継続しても, 燃料は健全であると考えられる。</p> <p>4. 文献</p> <p>[1] 軽水炉燃料のふるまい (平成 25 年 3 月 公益財団法人原子力安全研究協会)</p> <p>[2] 日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準 : 2003」</p> <p>[3] 沸騰遷移後燃料健全性評価分科会報告書 (平成 18 年 6 月 29 日 原子力安全委員会了承)</p> <p>[4] L. Baker, Jr. and L. C. Just, "Studies of Metal-Water</p>	<p>(2) BWR</p> <p>急冷破断試験の結果を図 10 に示す。530Nの軸方向拘束力条件下で ECR を約 10%~20%としても, 被覆管の破断はなくサーマルショックを受けても燃料は健全であった。</p>  <p>第 10 図 BWR/PWR燃料棒の軸方向拘束条件下での急冷破断試験結果試験装置</p> <p>BWRでは燃料棒の軸方向移動がスペーサなどで妨げられないため, 軸方向の大きな荷重 (拘束力) が発生する可能性は小さいが, 島根 2号炉のTCシーケンスにおいて, 軸方向完全拘束条件を想定し仮にサーマルショックを受けたとしても, ECRは 0.1%以下 (図 2 参照) であり, 急冷による温度差はPWR急冷破断試験よりも低い約 510°C (図 4 参照) であるため, 燃料は健全であると考えられる。</p> <p>5. まとめ</p> <p>外圧支配条件の下, 燃料被覆管表面最高温度約 818°Cを 4 秒程度継続しても, 燃料は健全であると考えられる。</p> <p>6. 文献</p> <p>[1] 軽水炉燃料のふるまい (平成 25 年 3 月 公益財団法人原子力安全研究協会)</p> <p>[2] 日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準 : 2003」</p> <p>[3] 沸騰遷移後燃料健全性評価分科会報告書 (平成 18 年 6 月 29 日 原子力安全委員会了承)</p> <p>[4] L. Baker, Jr. and L. C. Just, "Studies of Metal-Water</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>Reactions at High Temperatures III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium- Water Reaction”, ANL-6548, May 1962</p> <p>[5] J. V. Cathcart, et al.,” Zirconium Metal-Water Oxidation Kinetics IV. Reaction Rate Studies” ORNL/NUREG-17, Aug. 1977</p> <p>[6] 小村, 原, 過渡的な沸騰遷移後のBWR燃料のふるまい(日本原子力学会和文論文誌 2[2], 387 2003)</p>	<p>Reactions at High Temperatures III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium- Water Reaction”, ANL-6548, May 1962</p> <p>[5] J. V. Cathcart, et al.,” Zirconium Metal-Water Oxidation Kinetics IV. Reaction Rate Studies” ORNL/NUREG-17, Aug. 1977</p> <p>[6] 小村, 原, 過渡的な沸騰遷移後のBWR燃料のふるまい(日本原子力学会和文論文誌 2[2], 387 2003)</p> <p>[7] 株式会社日立製作所, 沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について(MOX 燃料への適用), HLR-053 訂2, 平成11年2月</p> <p>[8] F. Nagase, T. Fuketa, ”Behavior of Pre-hydrided Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions”, Journal of Nuclear Science and Technology, 42[2], 209-218 (2005)</p> <p>[9] F. Nagase, T. Chuto, T. Fuketa, ”Behavior of High Burn-up Fuel Cladding under LOCA Conditions”, Journal of Nuclear Science and Technology, 46[7], 763-769 (2009)</p> <p>[10] 「平成27年度 原子力施設等防災対策等委託費(燃料等安全高度化対策) 事業に関する報告書」, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成28年3月</p> <p>[11] 平成28年度原子力規制庁委託成果報告書, 「原子力施設等防災対策等委託費(燃料等安全高度化対策) 事業(平成28年度分)」, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成30年1月</p>	