

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [別添資料－2 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却の成立性について]

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: center;">別添資料－2</p> <p><u>復水補給系</u>を用いた代替循環冷却の成立性 について</p>	<p style="text-align: center;">(重大事故等対処設備 50条補足説明資料と比較)</p> <p style="text-align: center;">50－11 代替循環冷却系の成立性について</p>	<p style="text-align: center;">別添資料－2</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>を用いた代替循環冷却 の成立性について</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;">＜目次＞</p> <p>1. <u>代替循環冷却系の構成</u> . . . . . 1</p> <p>1.1 設置目的 . . . . . 1</p> <p>1.2 設備構成の概略 . . . . . 2</p> <p>1.3 系統設計仕様 . . . . . 4</p> <p>1.3.1 機械設備 . . . . . 4</p> <p>1.3.2 計測制御設備 . . . . . 5</p> <p>1.3.3 電源設備 . . . . . 26</p> <p>2. <u>代替循環冷却系の成立性確認</u> . . . . . 31</p> <p>2.1 有効性評価シナリオの成立性 . . . . . 31</p> <p>2.1.1 <u>代替循環冷却系の運用について</u> . . . . . 31</p> <p>2.1.2 <u>代替循環冷却系の有効性について</u> . . . . . 31</p> <p>2.2 <u>代替循環冷却系の操作性</u> . . . . . 33</p> <p>2.2.1 <u>代替循環冷却系運転のために</u> 必要な系統・機器とアクセス性 . . . . . 33</p> <p>2.2.2 操作概要について . . . . . 45</p> <p>2.3 系統運転時の監視項目 . . . . . 52</p> <p>2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の 対応について . . . . . 52</p> <p>3. 本系統の運用にあたって考慮すべき項目 . . . . . 60</p> <p>3.1 放射線による影響について . . . . . 60</p> <p>3.2 <u>意図的な航空機衝突に対する耐性について</u> . . . . . 61</p> <p>3.3 <u>系統の健全性について</u> . . . . . 63</p> <p>別紙</p> <p>1. 格納容器水素濃度・酸素濃度の 測定原理と適用性について . . . . . 66</p> <p>2. 循環流量の確保について . . . . . 85</p> <p>3. 長期的に維持される格納容器の状態(温度・圧力) での適切な地震力に対する格納容器の 頑健性の確保の考え方について . . . . . 105</p> <p>4. 系統のバウンダリに対する影響評価について . . . . . 106</p> <p>5. <u>代替循環冷却系の運転開始時期が評価より</u> <u>早まる場合について</u> . . . . . 108</p> <p>6. <u>系統が高線量となった場合の影響について</u> . . . . . 110</p> <p>7. <u>代替循環冷却系運転時の回り込み</u> <u>防止対応について</u> . . . . . 112</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 代替循環冷却系設備の構成 . . . . . 50-11-3</p> <p>1.1 設置目的 . . . . . 50-11-3</p> <p>1.2 設備構成の概略 . . . . . 50-11-4</p> <p>1.3 系統設計仕様 . . . . . 50-11-6</p> <p>1.3.1 設計方針 . . . . . 50-11-6</p> <p>1.3.2 注水先流量分配 . . . . . 50-11-6</p> <p>1.3.3 他条文に対する位置づけ . . . . . 50-11-8</p> <p>2. <u>代替循環冷却系の成立性確認</u> . . . . . 50-11-9</p> <p>2.1 代替循環冷却系の運用について . . . . . 50-11-9</p> <p>2.2 代替循環冷却系の有効性について . . . . . 50-11-9</p> <p>2.3 代替循環冷却系の操作性 . . . . . 50-11-10</p> <p>3. 代替循環冷却系の健全性について . . . . . 50-11-11</p> <p>3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性 . . . . . 50-11-11</p> <p>3.2 耐放射線に関する設計考慮について . . . . . 50-11-15</p> <p>3.3 水の放射線分解による水素影響について . . . . . 50-11-15</p> <p style="text-align: center;">＜別紙 目次＞</p> <p>別紙1 循環流量の確保について</p> <p>別紙2 系統のバウンダリに対する影響評価について</p>	<p style="text-align: center;">＜目次＞</p> <p>1. <u>残留熱代替除去系の構成</u> . . . . . 1</p> <p>1.1 設置目的 . . . . . 1</p> <p>1.2 設備構成の概略 . . . . . 2</p> <p>1.3 系統設計仕様 . . . . . 4</p> <p>1.3.1 機械設備 . . . . . 4</p> <p>1.3.2 計測制御設備 . . . . . 5</p> <p>1.3.3 電源設備 . . . . . 24</p> <p>2. <u>残留熱代替除去系の成立性確認</u> . . . . . 28</p> <p>2.1 有効性評価シナリオの成立性 . . . . . 28</p> <p>2.1.1 <u>残留熱代替除去系の運用について</u> . . . . . 28</p> <p>2.1.2 <u>残留熱代替除去系の有効性について</u> . . . . . 28</p> <p>2.2 <u>残留熱代替除去系の操作性</u> . . . . . 29</p> <p>2.2.1 <u>残留熱代替除去系運転のために</u> 必要な系統・機器とアクセス性 . . . . . 29</p> <p>2.2.2 操作の概要について . . . . . 36</p> <p>2.3 系統運転時の監視項目 . . . . . 43</p> <p>2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の 対応について . . . . . 43</p> <p>3. 本系統の運用にあたって考慮すべき項目 . . . . . 49</p> <p>3.1 放射線による影響について . . . . . 49</p> <p>3.2 <u>系統の健全性について</u> . . . . . 50</p> <p>別紙</p> <p>1. 格納容器水素濃度・酸素濃度の 測定原理と適用性について</p> <p>2. 循環流量の確保について</p> <p>3. 長期的に維持される格納容器の状態(温度・圧力) での適切な地震力に対する格納容器の 頑健性の確保の考え方について</p> <p>4. 系統のバウンダリに対する影響評価について</p> <p>5. <u>系統が高線量となった場合の影響について</u></p> <p>参考 <u>重大事故等時の長期安定冷却手段について</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・資料構成の相違</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>1. <u>代替循環冷却系の構成</u></p> <p>1. 1 設置目的</p> <p><u>代替循環冷却系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、②格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。更に「Ⅷ）格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。」に対し、③ウェットウェルベントの長期的な継続性をより確実にするための対策となる。</u></p> <p>重大事故等時においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できないため、外部水源からの炉心冷却及び格納容器スプレイを継続し、<u>サプレッション・チェンバ・プール水位がウェットウェルベントラインに到達するまでに格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施し、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。</u></p> <p>上記に対し、<u>重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源とし、格納容器除熱機能を有する代替循環冷却系を用いることにより、以下について可能となる。</u></p> <p>①<u>代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバが水源であり、その水位上昇を抑制できることから、有効性評価の範囲においてはベント回避が可能となる。</u></p> <p>②<u>格納容器ベントを実施する場合においても、格納容器除熱機能により格納容器圧力の上昇を低減でき、ベント時間を遅延させることができる。</u></p> <p>③<u>ベント後もサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇は抑制され、スクラビング効果が継続的に得られることからウ</u></p>	<p>1. <u>代替循環冷却系設備の構成</u></p> <p>1. 1 設置目的</p> <p><u>代替循環冷却系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。</u></p> <p>重大事故等においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+<u>6.5m</u>到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。</p> <p>上記に対し、<u>代替循環冷却系を使用する場合、代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバを水源とすることにより水位上昇を抑制できることから、格納容器の過圧破損及びベントラインの水没を防止することができる。代替循環冷却系による格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する酸素濃度が上昇し、格納容器内の酸素濃度がドライ条件において<u>4.3vol%</u>に到達した場合には、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、代替循環冷却系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。</u></p>	<p>1. <u>残留熱代替除去系の構成</u></p> <p>1. 1 設置目的</p> <p><u>残留熱代替除去系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。</u></p> <p>重大事故等時においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、<u>格納容器フィルタベント系を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+約<u>1.3m</u>到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。</u></p> <p>上記に対し、<u>残留熱代替除去系を使用する場合、残留熱代替除去系の原子炉格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバを水源とすることにより、水位上昇を抑制できることから、原子炉格納容器の過圧破損を防止することができ、また、有効性評価の範囲においてはベント回避が可能となる。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度が上昇し、原子炉格納容器内の酸素ガス濃度がドライ条件において<u>4.4vol%</u>及びウェット条件において<u>1.5vol%</u>に到達した場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、残留熱代替除去系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 格納容器の型式及び外部注水制限値の相違により、格納容器スプレイ停止基準が異なる</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 計器誤差等の相違により、酸素濃度を起点とした格納容器ベントの実施基準が異なる</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><u>ウェットウェルベントの継続性がより確実なものとなる。また、格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合においても、耐圧強化ベント系及び代替循環冷却系を用いることによって、ウェットウェルベントの信頼性が向上する。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.2 設備構成の概略</p> <p><u>代替循環冷却系</u>の系統概要は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本系統は、サブプレッション・チェンバを水源とし、<u>復水移送ポンプ</u>による原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。</li> <li>系統水は、サブプレッション・チェンバから、<u>残留熱除去系の配管及び熱交換器</u>を通り、<u>高圧炉心注水系の配管</u>を経て、<u>復水移送ポンプ</u>に供給される。</li> </ul> <p><u>復水移送ポンプ</u>により昇圧された系統水は、<u>復水補給水系配管</u>、<u>残留熱除去系配管</u>を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。</p> <p>また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、<u>格納容器下部への注水及び格納容器スプレイ</u>を行うことも可能とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等から、<u>ダイヤフラムフロア</u>、<u>ペDESTAL</u>を経て、<u>連通孔</u>からサブプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。</li> </ul>	<p>1.2 設備構成の概略</p> <p><u>代替循環冷却系</u>の系統概要は以下のとおりである。(第1.2-1 図)</p> <p>(1) 本系統は、サブプレッション・チェンバを水源とし、<u>代替循環冷却系ポンプ</u>による原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。</p> <p>(2) 系統水は、サブプレッション・チェンバから、<u>残留熱除去系の配管及び熱交換器</u>を通り、<u>代替循環冷却系ポンプ</u>に供給される。</p> <p><u>代替循環冷却系ポンプ</u>により昇圧された系統水は、<u>残留熱除去系配管</u>を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。</p> <p>(3) 原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等から<u>ダイヤフラムフロア及びベント管</u>を經由し、サブプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。</p>	<p>1.2 設備構成の概略</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>の系統概要は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本系統は、サブプレッション・チェンバを水源とし、<u>残留熱代替除去ポンプ</u>による原子炉及び<u>原子炉</u>格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。</li> <li>系統水は、サブプレッション・チェンバから、<u>残留熱除去系の配管</u>を通り、<u>残留熱代替除去ポンプ</u>に供給される。</li> </ul> <p><u>残留熱代替除去ポンプ</u>により昇圧された系統水は、<u>残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系配管</u>を通り、原子炉<u>压力容器</u>への注水及び格納容器スプレイに使用される。</p> <p>また、<u>原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压力容器の破損を判断した場合は、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる格納下部の熔融炉心の冷却を行うことも可能とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器及び<u>原子炉</u>格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や<u>原子炉</u>格納容器内配管の破断口等から、<u>ベント管</u>を経てサブプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。</li> </ul>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、<u>残留熱除去系熱交換器の上流に残留熱代替除去ポンプを配置する設計とする</u></li> <li>設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</li> <li>記載方針の相違 【東海第二】</li> <li>運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉及び東海第二は、<u>格納容器スプレイにより格納容器下部への注水を行う</u></li> <li>炉型の違い 【柏崎 6/7, 東海第二】 PCVの相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。</p> <p>・前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレィ、又は原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレィとして使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・チェンバのプール水の温度は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となりえる。</p> <p>このため、代替循環冷却を行うには、代替原子炉補機冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。</p> <p>・代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。</p>	<p>(4) 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>(5) 前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバに流出した水を、再び原子炉注水及び格納容器スプレィの水源として使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・プール水の温度は約100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。</p> <p>このため、代替循環冷却系の使用においては、緊急用海水系又は代替残留熱除去海水系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。</p> <p>(6) 代替循環冷却系の機能を確保する際に、使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。</p>	<p>・なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>・前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレィとして使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・チェンバのプール水の温度は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、原子炉格納容器に対して更なる過圧の要因となりえる。</p> <p>このため、残留熱代替除去系の使用においては、原子炉補機代替冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。</p> <p>残留熱代替除去系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、残留熱代替除去系による循環ラインは閉ループにて構成する。</p> <p>なお、残留熱代替除去ポンプの有効吸込水頭確保の観点から、残留熱代替除去ポンプ設置場所に近いB-残留熱除去系に接続する設計とする。</p>	<p>島根2号炉：MARK-I 改 柏崎6/7：ABWR 東海第二：MARK-II</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉及び東海第二は、格納容器スプレィにより格納容器下部への注水を行う</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は可搬設備である原子炉補機代替冷却系により対応する設計とするが、東海第二は常設設備である緊急用海水系により対応する設計としている</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は接続系統の考え方を記載</p>

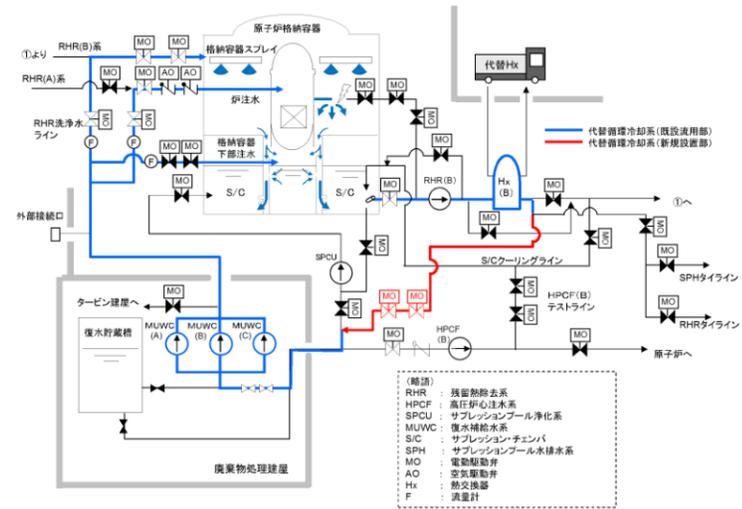
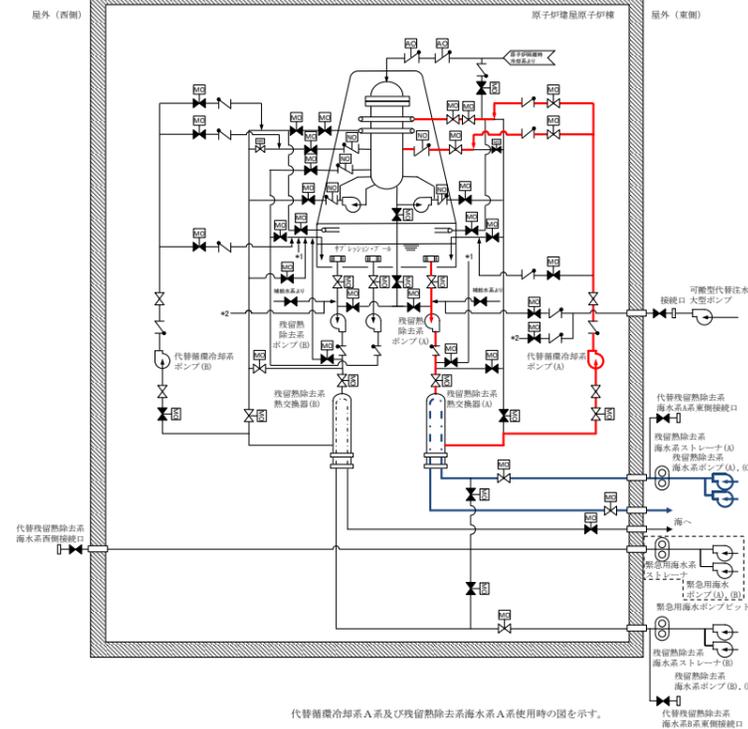


図 1.2-1 代替循環冷却系の設備概要 (7号炉の例)

\* 上図は原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) を想定しているため原子炉へ注水した水は破断口から溢れ出しサブプレッション・チェンバ・プールに流入する。LOCA以外の場合は逃がし安全弁の排気管を通してサブプレッション・チェンバに流入することになる。



第 1.2-1 図 代替循環冷却系の系統概要

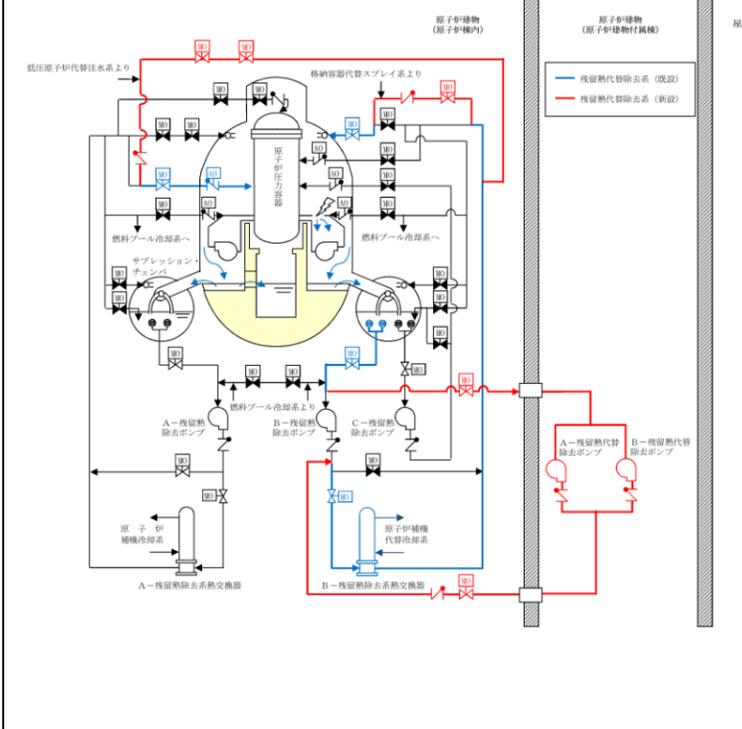


図 1.2-1 残留熱代替除去系の設備概要\*

\* 上図は原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) を想定しているため原子炉圧力容器へ注水した水は破断口から溢れ出しサブプレッション・チェンバに流入する。LOCA以外の場合は逃がし安全弁の排気管を通してサブプレッション・チェンバに流入することになる。

・設備の相違

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
<p>1.3 系統設計仕様</p> <p>1.3.1 機械設備</p> <p>代替循環冷却系について、格納容器過圧・過温破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく、格納容器からの除熱を行うことができるよう設計する。</p> <p>&lt;設計条件&gt;</p> <p>当該系統起動後、原子炉格納容器限界温度・圧力(200℃・0.62MPa)を超えないようサプレッション・チェンバを水源とし、原子炉への注水及び格納容器スプレイ、又は格納容器下部への注水及び格納容器スプレイができること。</p> <p>・原子炉注水流量：炉心を冠水できる流量であること</p> <p>・格納容器下部注水流量：格納容器下部の溶融炉心を冷却できる流量であること</p> <p>・格納容器スプレイ流量：スプレイ水が蒸気凝縮可能な粒径となる流量であること</p> <p>&lt;主要仕様&gt;</p> <p>主要仕様は、以下に示すとおりである。</p> <p>代替循環冷却系</p> <p>系統流量：190 m<sup>3</sup>/h  (原子炉注水流量：90m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量：100m<sup>3</sup>/h)  (格納容器下部注水流量：50m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量：140m<sup>3</sup>/h)</p>	<p>1.3 系統設計仕様</p> <p>1.3.1 設計方針</p> <p>代替循環冷却系について、格納容器除熱を実施することで、格納容器の過圧及び過温破損を防止可能な設計とする。</p> <p>&lt;設計条件&gt;</p> <p>格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することを防止するため、原子炉注水及び格納容器スプレイによって、格納容器圧力を620kPa[gage]以下及び格納容器温度200℃以下に抑制できること。</p> <p>&lt;主要仕様&gt;</p> <p>主要仕様は、以下に示すとおりである。</p> <p>代替循環冷却系統</p> <p>系統流量：250m<sup>3</sup>/h</p>	<p>1.3 系統設計仕様</p> <p>1.3.1 機械設備</p> <p>残留熱代替除去系について、格納容器過圧・過温破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく、原子炉格納容器からの除熱を行うことができるよう設計する。</p> <p>&lt;設計条件&gt;</p> <p>当該系統起動後、原子炉格納容器限界温度・圧力(200℃・853kPa)を超えないようサプレッション・チェンバを水源とし、原子炉への注水及び格納容器スプレイができること。</p> <p>&lt;主要仕様&gt;</p> <p>主要仕様は、以下に示すとおりである。</p> <p>残留熱代替除去系</p> <p>系統流量：150m<sup>3</sup>/h  (原子炉注水流量：30m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量：120m<sup>3</sup>/h)</p>	<p>備考</p> <p>・炉型の違い</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】  島根2号炉(Mark-I改)の最高使用圧力との相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】  島根2号炉及び東海第二は、格納容器スプレイにより格納容器下部への注水を行う</p> <p>・設計条件の相違</p> <p>【柏崎6/7】  島根2号炉は、有効性評価において、格納容器ベントを実施することなく除熱可能であることが確認された流量を設定している</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】  設計仕様の相違</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>水源：サプレッション・チェンバ 除熱手段：<u>代替原子炉補機冷却系</u></p>	<p>水源：サプレッション・チェンバ 除熱手段：<u>緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系</u></p> <p>1.3.2 注水先流量分配 <u>代替循環冷却系の系統流量については、格納容器の状態及び試験等の状況に応じて注水先の流量を分配できる設計としている。</u> <u>第1.3-1表に注水先の流量分配パターンを示す。</u></p> <p><u>第1.3-1表 代替循環冷却系の流量分配パターン</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1031 1715 1346"> <thead> <tr> <th rowspan="3">モード</th> <th colspan="3">注水先 (m<sup>3</sup>/h)</th> <th rowspan="3">備考</th> </tr> <tr> <th>49条/1.6</th> <th>47条/1.4</th> <th>49条/1.6</th> </tr> <tr> <th>格納容器スプレイ</th> <th>原子炉注水</th> <th>サプレッション・チェンバ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 循環冷却</td> <td>150</td> <td>100</td> <td>0</td> <td>有効性評価で期待</td> </tr> <tr> <td>② 格納容器スプレイ</td> <td>250</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>有効性評価で期待</td> </tr> <tr> <td>③ 原子炉注水</td> <td>0</td> <td>100</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>④ 原子炉注水/サプレッション・プール冷却</td> <td>0</td> <td>100</td> <td>150</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑤ サプレッション・プール冷却/テスト</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>250</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>①循環冷却モード <u>循環冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が245kPa [gage] (0.8Pd) 到達後又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉への注水及び格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、事象発生90分後から起動し、代替循環冷却系の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。</u></p>	モード	注水先 (m <sup>3</sup> /h)			備考	49条/1.6	47条/1.4	49条/1.6	格納容器スプレイ	原子炉注水	サプレッション・チェンバ	① 循環冷却	150	100	0	有効性評価で期待	② 格納容器スプレイ	250	0	0	有効性評価で期待	③ 原子炉注水	0	100	0		④ 原子炉注水/サプレッション・プール冷却	0	100	150		⑤ サプレッション・プール冷却/テスト	0	0	250		<p>水源：サプレッション・チェンバ 除熱手段：<u>原子炉補機代替冷却系</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は可搬設備である原子炉補機代替冷却系により対応する設計とするが、東海第二は常設設備である緊急用海水系により対応する設計としている</li> <li>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉の注入先流量分配は、1.3.1の主要仕様に記載(原子炉注水流量:30m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイ流量:120m<sup>3</sup>/h))</li> <li>・設備及び運用の相違 【東海第二】 島根2号炉の残留熱代替除去系は、炉心損傷後に循環冷却として使用する。事象発生から10時間後に起動し、有効性を確認している</li> </ul>
モード	注水先 (m <sup>3</sup> /h)			備考																																			
	49条/1.6		47条/1.4		49条/1.6																																		
	格納容器スプレイ	原子炉注水	サプレッション・チェンバ																																				
① 循環冷却	150	100	0	有効性評価で期待																																			
② 格納容器スプレイ	250	0	0	有効性評価で期待																																			
③ 原子炉注水	0	100	0																																				
④ 原子炉注水/サプレッション・プール冷却	0	100	150																																				
⑤ サプレッション・プール冷却/テスト	0	0	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><u>②格納容器スプレイモード</u>  <u>格納容器スプレイモードは、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉への注水が実施できない場合において、溶融炉心が原子炉下部プレナムに移行した場合及び原子炉圧力容器が破損した場合に発生する過熱蒸気を抑制することを目的として、格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。原子炉への注水を実施しない有効性評価シナリオ「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」, 「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」において、事象発生 90 分後起動し、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。</u></p> <p><u>③原子炉注水モード</u>  <u>原子炉注水モードは、炉心損傷前及び炉心損傷後において、原子炉への注水を実施する際に使用する流量分配パターンである。</u></p> <p><u>④原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モード</u>  <u>原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa [gage] (0.8Pd) に到達していない場合及び格納容器ベントを停止する際に使用する流量分配パターンである。格納容器ベント停止時においては、炉心損傷の有無に関わらず、格納容器内雰囲気はほぼ蒸気で満たされていることが予想され、格納容器スプレイを実施した場合には負圧に至るおそれがあるため、サブプレッション・プール水の冷却によって蒸気を凝縮させ、加えて窒素を注入することによって格納容器雰囲気を蒸気から窒素へ置換を実施する。</u></p>		<p>・設備及び運用の相違  <b>【東海第二】</b>  島根 2 号炉の残留熱代替除去系は、炉心損傷後に循環冷却として使用する。事象発生から 10 時間後に起動し、有効性を確認している</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>  島根 2 号炉の残留熱代替除去系は、炉心損傷後に循環冷却として使用する</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>  島根 2 号炉の残留熱代替除去系は、炉心損傷後に循環冷却として使用する。サブプレッション・チェンバへは直接注水せず、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器へ注水する</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>⑤サブプレッション・プール冷却/テストモード</u>  <u>サブプレッション・プール冷却/テストモードは、炉心損傷前及び炉心損傷後において、サブプレッション・プールを冷却する際はプラント通常運転中において、起動試験を実施する場合に、サブプレッション・チェンバへの注水を実施し、機能の健全性を確認する際に使用する流量分配パターンである。</u></p> <p>1.3.3 他条文に対する位置づけ</p> <p>(1) <u>原子炉注水機能 (47条/1.4)</u>  <u>炉心損傷前において、原子炉高圧状態から低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分でない場合があるため、自主設備として位置付けている。また、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合においては、代替循環冷却系ポンプにて溶融炉心の冷却が可能であり、重大事故等対処設備として位置付けている。</u></p> <p>(2) <u>格納容器スプレイ機能 (49条/1.6)</u>  <u>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)ポンプの機能喪失時に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるための設備であり、重大事故等対処設備として位置付けている。</u></p> <p>(3) <u>サブプレッション・プール冷却機能 (49条/1.6)</u>  <u>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)ポンプの機能喪失時に、サブプレッション・プール水を冷却できる機能を有するため、重大事故等対処設備として位置付けている。</u></p>		<p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>  島根2号炉の残留熱代替除去系は、炉心損傷後に循環冷却として使用する。サブプレッション・チェンバへは直接注水せず、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器へ注水する。また、ポンプ性能試験には、テストタンクを用いる</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>  島根2号炉の残留熱代替除去系は、炉心損傷後に格納容器の過圧破損を防止するための設備(50条)として整備し、他条文に適合する設備としては整備しない</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3.2 計測制御設備</p> <p><u>代替循環冷却系</u>について、使用時の状態を監視するため、流量計、温度計、水位計及び圧力計を設置する（図 1.3.2- 1 参照）。これらの監視パラメータは、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計としている。</p> <p>①設計方針</p> <p><u>代替循環冷却系</u>により有効に除熱できていることを確認するため、原子炉格納容器の熱バランスを把握できる監視設備を設置する。<u>代替循環冷却系</u>運転時の原子炉格納容器の熱バランスは、原子炉格納容器内部の温度と、<u>代替循環冷却系統</u>により除熱される量を確認することで把握が可能である。よって、<u>サプレッション・チェンバ・プール水温度</u>及び、除熱量を確認するための<u>代替循環冷却系</u>の系統流量（原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量）、<u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u>及び<u>残留熱除去系出口温度</u>を監視できる設計とする。</p> <p>また、格納容器下部への注水を確認するための<u>代替循環冷却系</u>の系統流量（<u>格納容器下部への注水流量</u>）、<u>格納容器下部の温度</u>及び<u>水位</u>を監視できる設計とする。</p>	<p>比較対象無し</p>	<p>1.3.2 計測制御設備</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>について、使用時の状態を監視するため、流量計、温度計、水位計及び圧力計を設置する（図 1.3.2-1 参照）。これらの監視パラメータは、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計としている。</p> <p>①設計方針</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>により有効に除熱できていることを確認するため、原子炉格納容器の熱バランスを把握できる監視設備を設置する。<u>残留熱代替除去系</u>運転時の原子炉格納容器の熱バランスは、原子炉格納容器内部の温度と、<u>残留熱代替除去系統</u>により除熱される量を確認することで把握が可能である。よって、<u>サプレッション・プール水温度</u>及び<u>水位</u>、<u>原子炉格納容器内の温度</u>及び<u>圧力</u>並びに除熱量を確認するための<u>残留熱代替除去系</u>の系統流量（原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量）、<u>残留熱除去系出口温度</u>を監視できる設計とする。</p> <p>また、<u>原子炉格納容器へのスプレイ</u>による格納容器下部への注水を確認するための<u>残留熱代替除去系</u>の系統流量（<u>原子炉格納容器への注水流量</u>）を監視できる設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉及び東海第二は、格納容器スプレイにより格納容器下部への注水を行う。</p> <p>また、島根 2号炉は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）、（常設）により事前水張りをを行い、原子炉圧力容器破損後の注水に残留熱代替除去系を使用する。原子炉圧力容器破損後は、格納容器下部の温度及び水位ではなく、系統流量により監視する運用としている</p> <p>（以下、①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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>以上より、下記で示す㉑～㉓の計器を設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・系統流量：<u>㉑復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</u> <u>㉒復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</u> <u>㉓復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</u></li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度：<u>㉑サプレッション・チェンバ・プール水温度</u></li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度：<u>㉒復水補給水系温度（代替循環冷却）</u></li> <li>・格納容器下部の温度：<u>㉑ドライウエル雰囲気温度</u></li> <li>・格納容器下部の水位：<u>㉒格納容器下部水位</u></li> </ul> <p>また、<u>復水移送ポンプ</u>の運転状態を監視するため、下記で示す<u>㉑</u>の計器を設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>復水移送ポンプ</u>の運転状態：<u>㉑復水移送ポンプ吐出圧力</u></li> </ul> <p>なお、上記に加え、残留熱除去系熱交換器二次側の温度、流量等を<u>代替原子炉補機冷却系側</u>で確認することにより、システム全体の熱バランスを把握することが可能である。</p>		<p>以上より、下記で示す㉑～㉓の計器を設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・系統流量：<u>㉑残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> <u>㉒残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u></li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度：<u>㉑サプレッション・プール水温度（SA）</u></li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度：<u>㉑残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li> <li>・原子炉格納容器内の温度：<u>㉑ドライウエル温度（SA）</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内の圧力：<u>㉑ドライウエル圧力（SA）</u> <u>㉒サプレッション・チェンバ圧力（SA）</u></li> <li>・残留熱代替除去系の水源：<u>㉑サプレッション・プール水位（SA）</u></li> </ul> <p>また、<u>残留熱代替除去ポンプ</u>の運転状態を監視するため、下記で示す<u>㉑</u>の計器を設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱代替除去ポンプ</u>の運転状態：<u>㉑残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u></li> </ul> <p>なお、上記に加え、残留熱除去系熱交換器二次側の温度、流量等を<u>原子炉補機代替冷却系側</u>で確認することにより、システム全体の熱バランスを把握することが可能である。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>（柏崎と設備上の相違はなく、使用時の状態を監視する計器を明確に記載している）</p>

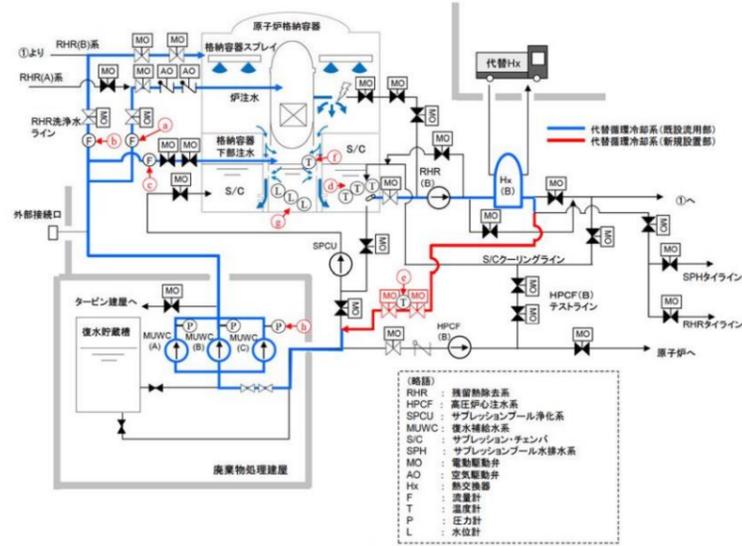


図1.3.2-1 代替循環冷却系使用時の概略図

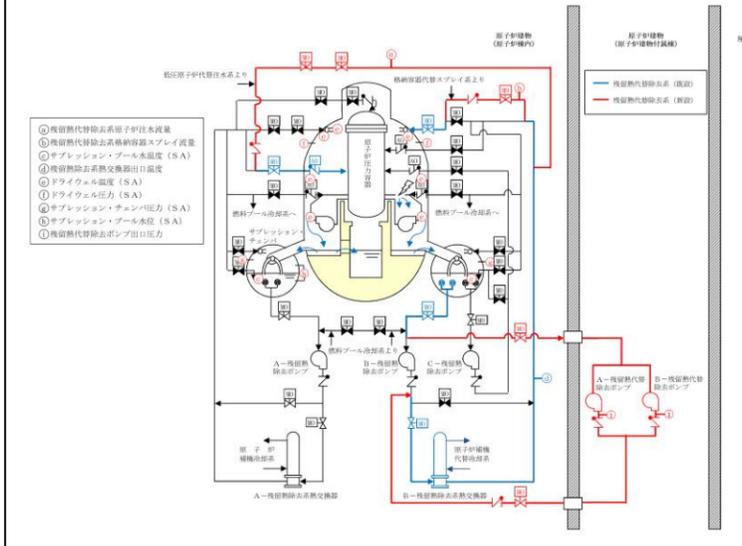
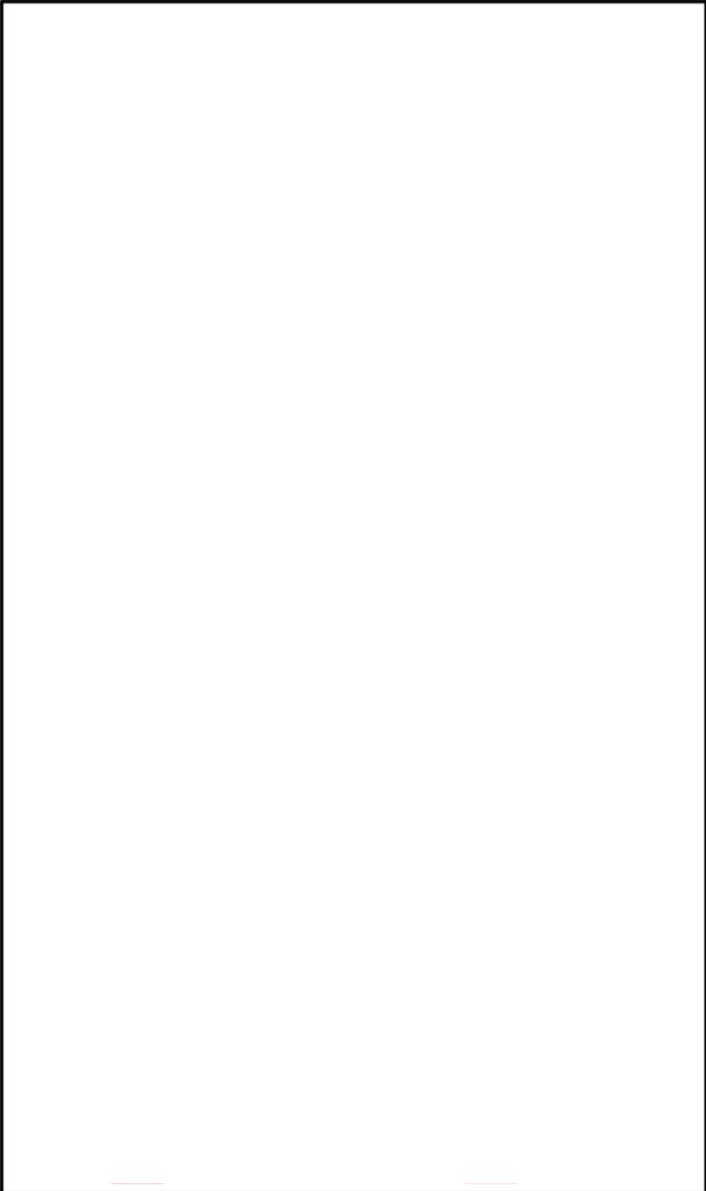
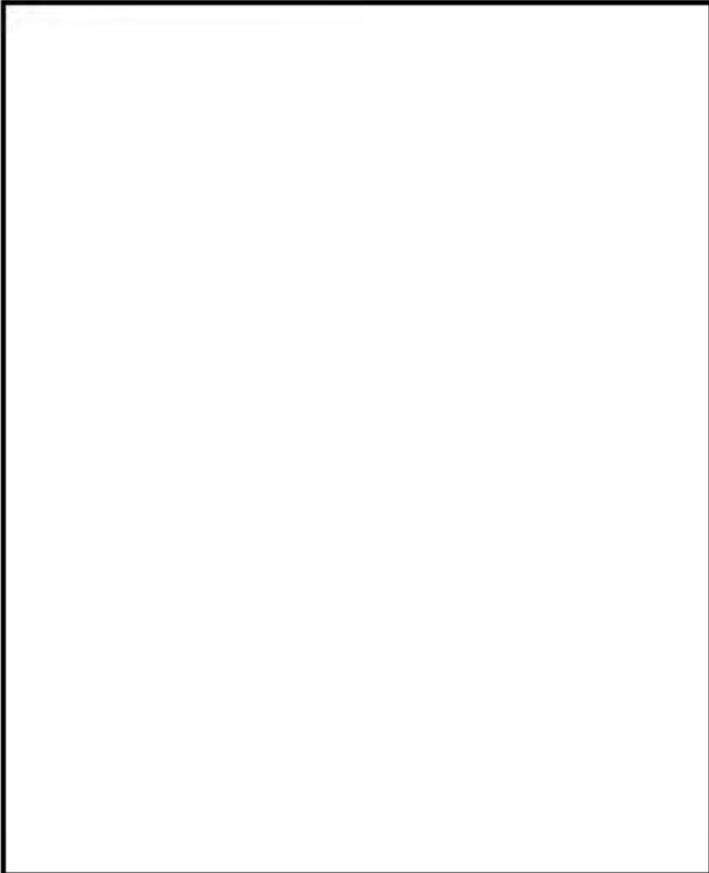
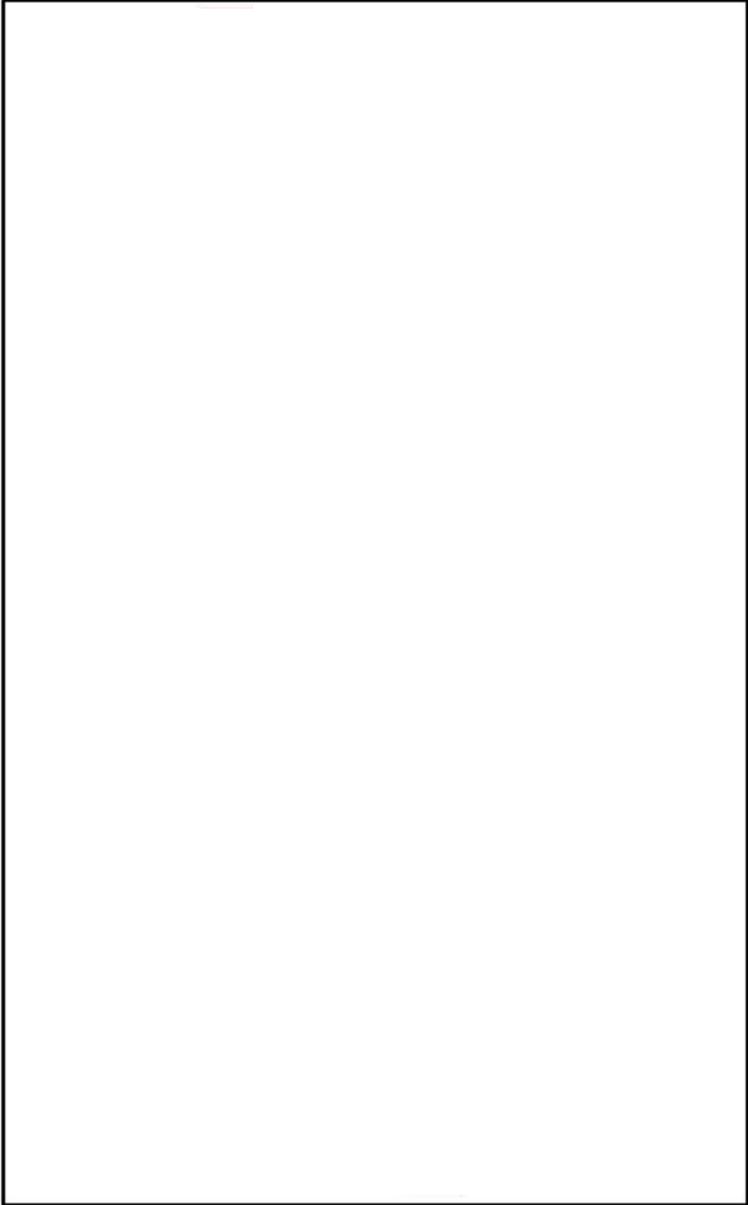


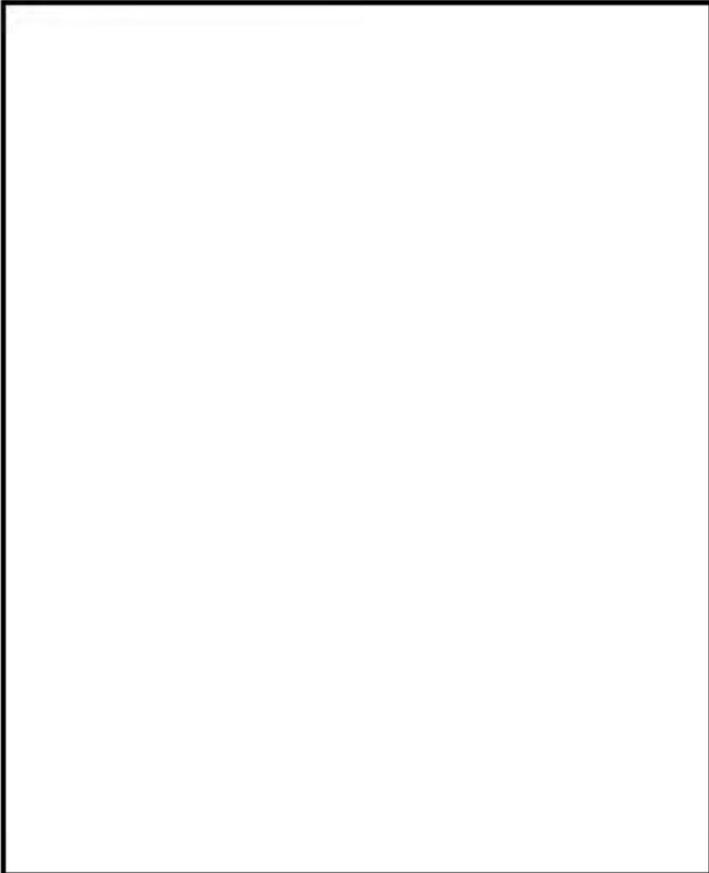
図 1.3.2-1 残留熱代替除去系使用時の概略図

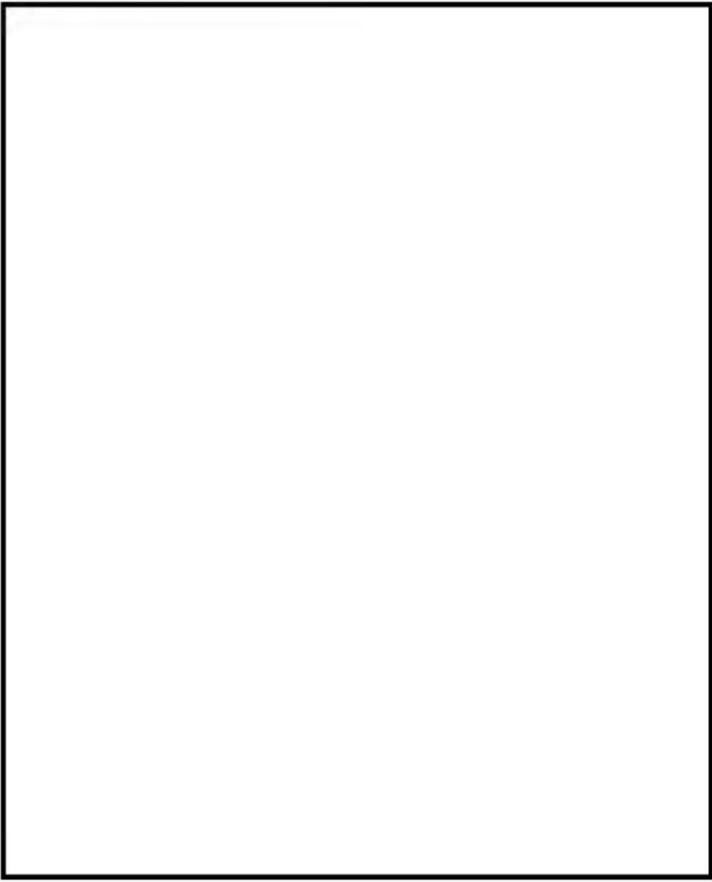
・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
①の相違

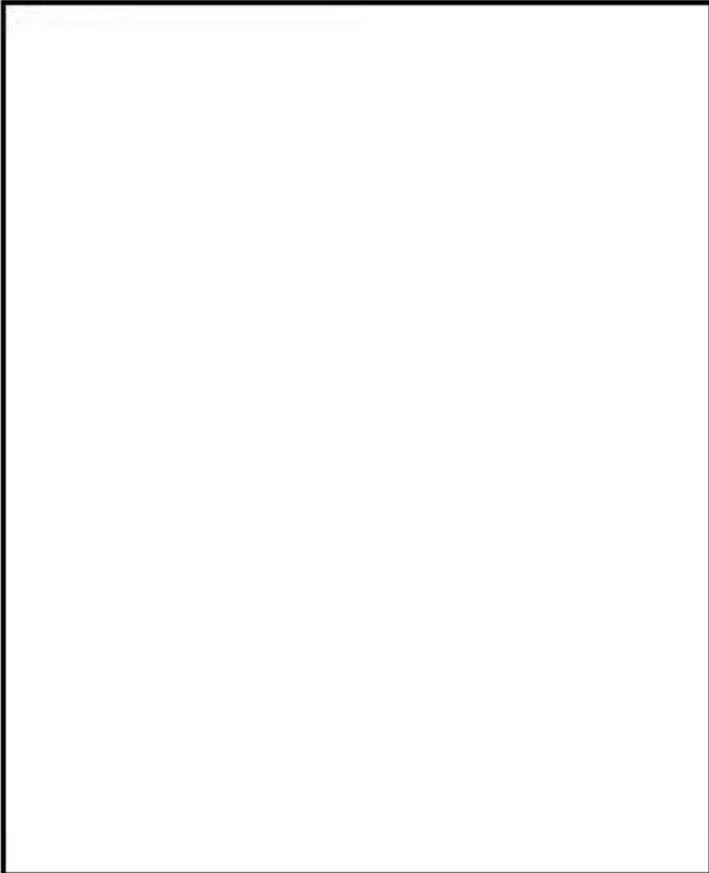
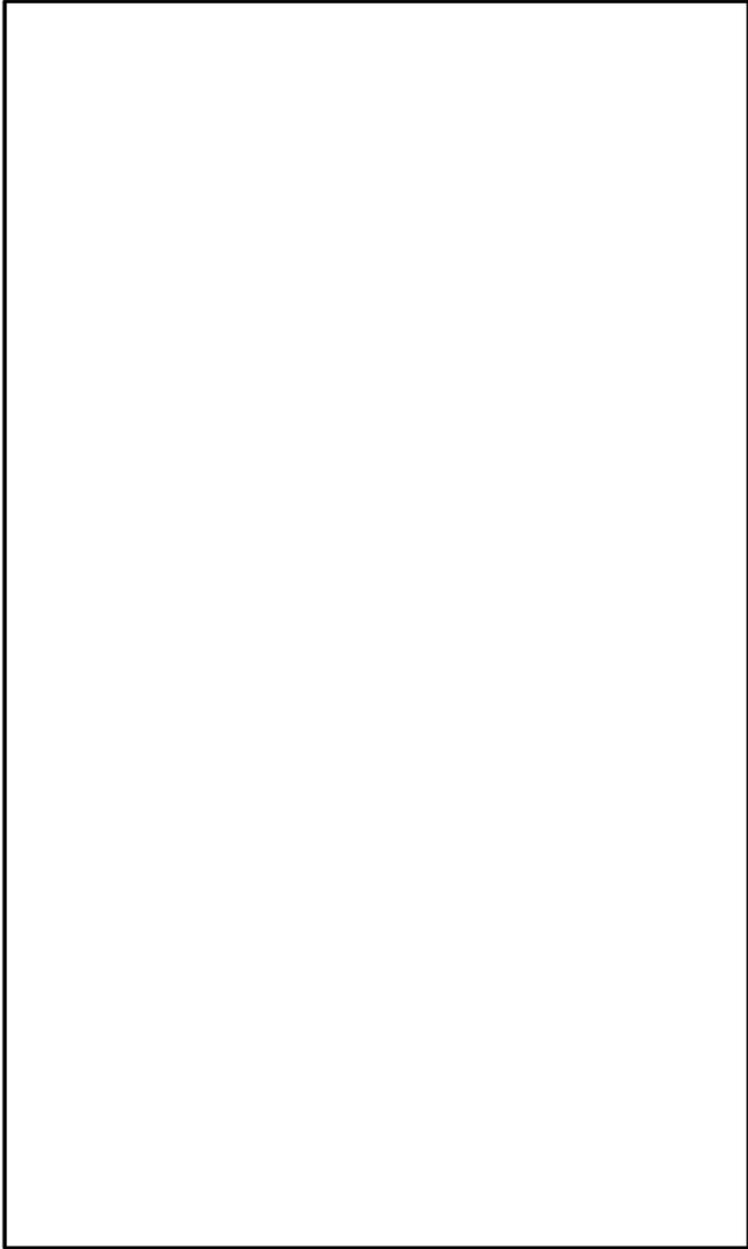
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																															
<p>②計測設備の仕様について</p> <p>a. 機器仕様</p> <p>計測設備の主要仕様を表 1. 3. 2-1 に示す。</p> <p><b>表 1. 3. 2-1 代替循環冷却系運転に必要な計測設備の主要仕様</b></p> <table border="1" data-bbox="163 409 875 766"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>計測範囲</th> <th>計測範囲の根拠</th> <th>個数</th> <th>監視場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④ 復水補給水系流量 (BWR A系代替注水流量)</td> <td>0~200m<sup>3</sup>/h (6号炉) 0~150m<sup>3</sup>/h (7号炉)</td> <td>復水移送ポンプを用いたBWR代替注水系 (BWR A系ライン) における最大注水量 (90m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑤ 復水補給水系流量 (BWR B系代替注水流量)</td> <td>0~350m<sup>3</sup>/h</td> <td>復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレィ系 (BWR B系ライン) の最大注水量 (140m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑥ 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</td> <td>0~150m<sup>3</sup>/h (6号炉) 0~100m<sup>3</sup>/h (7号炉)</td> <td>復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑦ サプレッション・チェンバ・プール水温度</td> <td>0~200℃</td> <td>原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 820kPa [gage]) におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約166℃) を監視可能。</td> <td>3</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑧ 復水補給水温度*1 (代替標準冷却)</td> <td>0~200℃</td> <td>代替標準冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度 (85℃) に余裕を見込んだ設定とする。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑨ ドライウェル雰囲気温度</td> <td>0~300℃</td> <td>原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑩ 格納容器下部水位</td> <td>1m, 12m, 13m (T.M.S.L., 5600mm, -4600mm, -3600mm) *2</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。</td> <td>3</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑪ 復水移送ポンプ吐出圧力</td> <td>0~2MPa</td> <td>重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力 (約1.7MPa [gage]) を監視可能。</td> <td>3</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1:新規設置する監視計器</p> <p>*2:T. M. S. L. =東京湾平均海面</p>	監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所	④ 復水補給水系流量 (BWR A系代替注水流量)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	復水移送ポンプを用いたBWR代替注水系 (BWR A系ライン) における最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑤ 復水補給水系流量 (BWR B系代替注水流量)	0~350m <sup>3</sup> /h	復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレィ系 (BWR B系ライン) の最大注水量 (140m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑥ 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑦ サプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 820kPa [gage]) におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約166℃) を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)	⑧ 復水補給水温度*1 (代替標準冷却)	0~200℃	代替標準冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度 (85℃) に余裕を見込んだ設定とする。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑨ ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑩ 格納容器下部水位	1m, 12m, 13m (T.M.S.L., 5600mm, -4600mm, -3600mm) *2	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)	⑪ 復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa	重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力 (約1.7MPa [gage]) を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)		<p>②計測設備の仕様について</p> <p>a. 機器仕様</p> <p>計測設備の主要仕様を表 1. 3. 2-1 に示す。</p> <p><b>表 1. 3. 2-1 残留熱代替除去系運転に必要な計測設備の主要仕様</b></p> <table border="1" data-bbox="1721 388 2478 1627"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>計測範囲</th> <th>計測範囲の根拠</th> <th>個数</th> <th>監視場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑫ 残留熱代替除去系原子炉注水流量*1</td> <td>0~50m<sup>3</sup>/h</td> <td>残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑬ 残留熱代替除去系格納容器スプレィ流量*1</td> <td>0~150m<sup>3</sup>/h</td> <td>残留熱代替除去系格納容器スプレィの最大注水量 (120m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑭ サプレッション・プール水温度 (S A) *1</td> <td>0~200℃</td> <td>原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) におけるサプレッション・プール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。</td> <td>2</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑮ 残留熱代替除去系熱交換器出口温度</td> <td>0~200℃</td> <td>残留熱代替除去系の運転時における、残留熱代替除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑯ ドライウェル温度 (S A) *1</td> <td>0~300℃</td> <td>原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。</td> <td>7</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑰ ドライウェル圧力 (S A) *1</td> <td>0~1000kPa (abs)</td> <td>原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。</td> <td>2</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑱ サプレッション・チェンバ圧力 (S A) *1</td> <td>0~1000kPa (abs)</td> <td>原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。</td> <td>2</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑲ サプレッション・プール水位 (S A) *1</td> <td>-0.80~5.50m*2</td> <td>ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。</td> <td>1</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>⑳ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力*1</td> <td>0~3MPa [gage]</td> <td>重大事故等時における、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。</td> <td>2</td> <td>中央制御室 (緊急時対策所)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:新規設置する監視計器</p> <p>※2:基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)</p>	監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所	⑫ 残留熱代替除去系原子炉注水流量*1	0~50m <sup>3</sup> /h	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑬ 残留熱代替除去系格納容器スプレィ流量*1	0~150m <sup>3</sup> /h	残留熱代替除去系格納容器スプレィの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑭ サプレッション・プール水温度 (S A) *1	0~200℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) におけるサプレッション・プール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)	⑮ 残留熱代替除去系熱交換器出口温度	0~200℃	残留熱代替除去系の運転時における、残留熱代替除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑯ ドライウェル温度 (S A) *1	0~300℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	7	中央制御室 (緊急時対策所)	⑰ ドライウェル圧力 (S A) *1	0~1000kPa (abs)	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)	⑱ サプレッション・チェンバ圧力 (S A) *1	0~1000kPa (abs)	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)	⑲ サプレッション・プール水位 (S A) *1	-0.80~5.50m*2	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)	⑳ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力*1	0~3MPa [gage]	重大事故等時における、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p>
監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所																																																																																														
④ 復水補給水系流量 (BWR A系代替注水流量)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	復水移送ポンプを用いたBWR代替注水系 (BWR A系ライン) における最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑤ 復水補給水系流量 (BWR B系代替注水流量)	0~350m <sup>3</sup> /h	復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレィ系 (BWR B系ライン) の最大注水量 (140m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑥ 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑦ サプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 820kPa [gage]) におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約166℃) を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑧ 復水補給水温度*1 (代替標準冷却)	0~200℃	代替標準冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度 (85℃) に余裕を見込んだ設定とする。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑨ ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑩ 格納容器下部水位	1m, 12m, 13m (T.M.S.L., 5600mm, -4600mm, -3600mm) *2	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑪ 復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa	重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力 (約1.7MPa [gage]) を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所																																																																																														
⑫ 残留熱代替除去系原子炉注水流量*1	0~50m <sup>3</sup> /h	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑬ 残留熱代替除去系格納容器スプレィ流量*1	0~150m <sup>3</sup> /h	残留熱代替除去系格納容器スプレィの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑭ サプレッション・プール水温度 (S A) *1	0~200℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) におけるサプレッション・プール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑮ 残留熱代替除去系熱交換器出口温度	0~200℃	残留熱代替除去系の運転時における、残留熱代替除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑯ ドライウェル温度 (S A) *1	0~300℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	7	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑰ ドライウェル圧力 (S A) *1	0~1000kPa (abs)	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑱ サプレッション・チェンバ圧力 (S A) *1	0~1000kPa (abs)	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑲ サプレッション・プール水位 (S A) *1	-0.80~5.50m*2	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														
⑳ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力*1	0~3MPa [gage]	重大事故等時における、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)																																																																																														

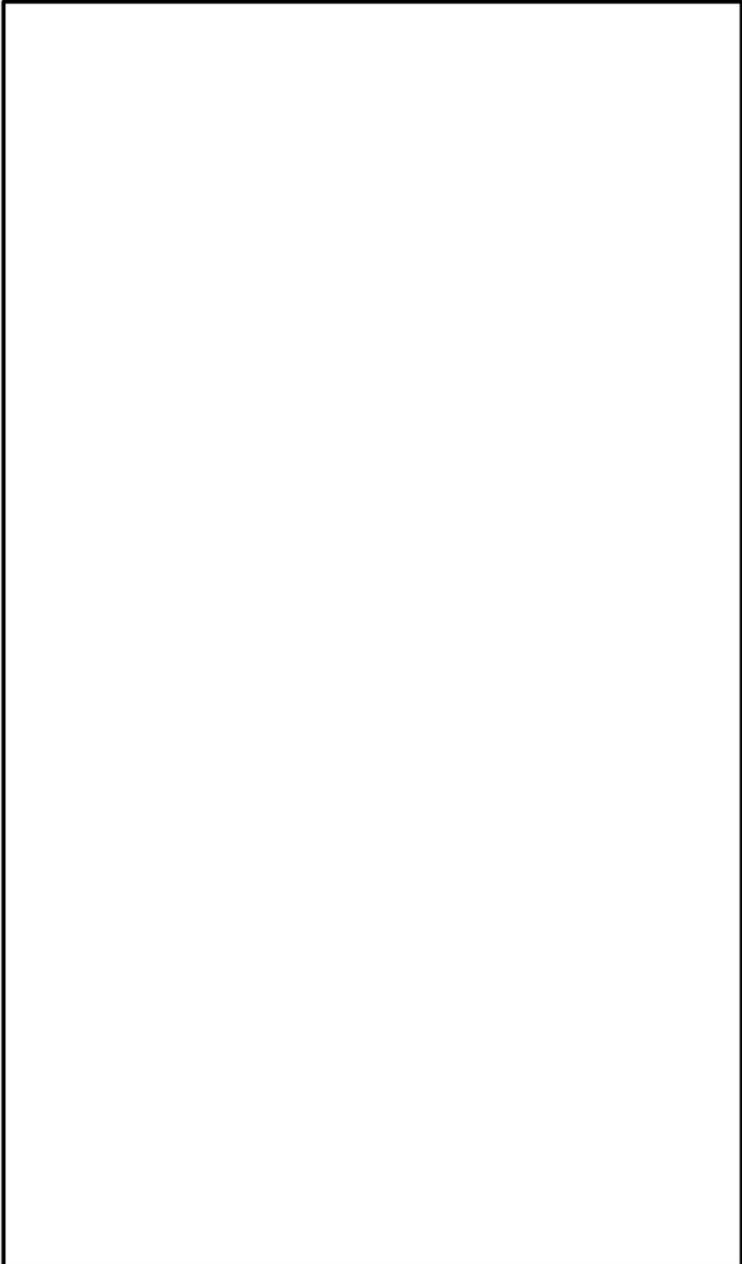
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 配置図</p>  <p>図 1. 3. 2-2 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下1階)</p>		<p>b. 配置図</p>  <p>図 1. 3. 2-2 機器配置図 (原子炉建物地下2階)</p>	

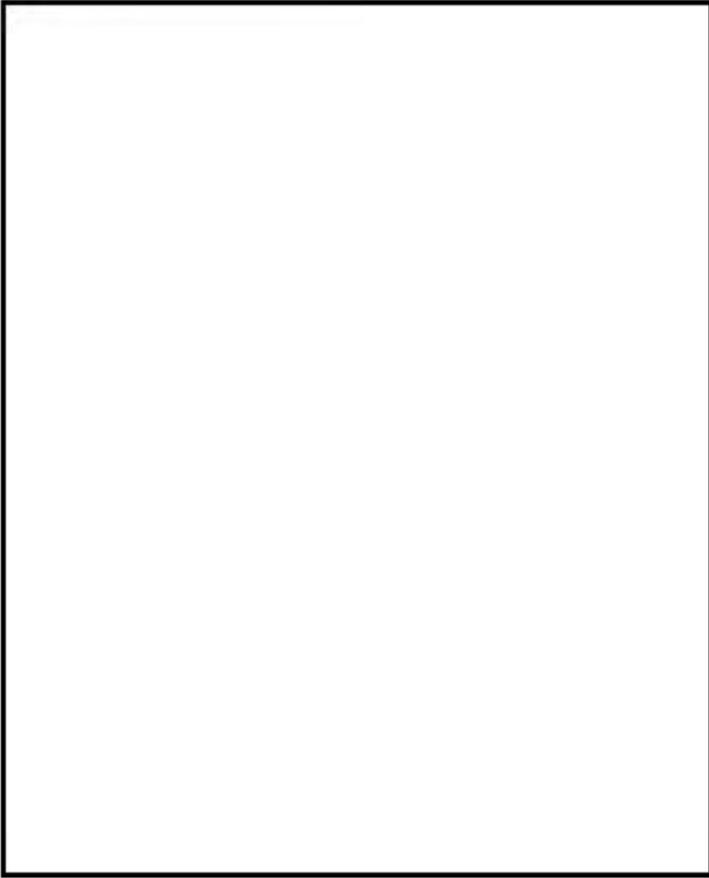
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="201 1150 819 1184">図 1. 3. 2-3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)</p>		 <p data-bbox="1834 1512 2368 1545">図 1. 3. 2-3 機器配置図 (原子炉建物地下1階)</p>	

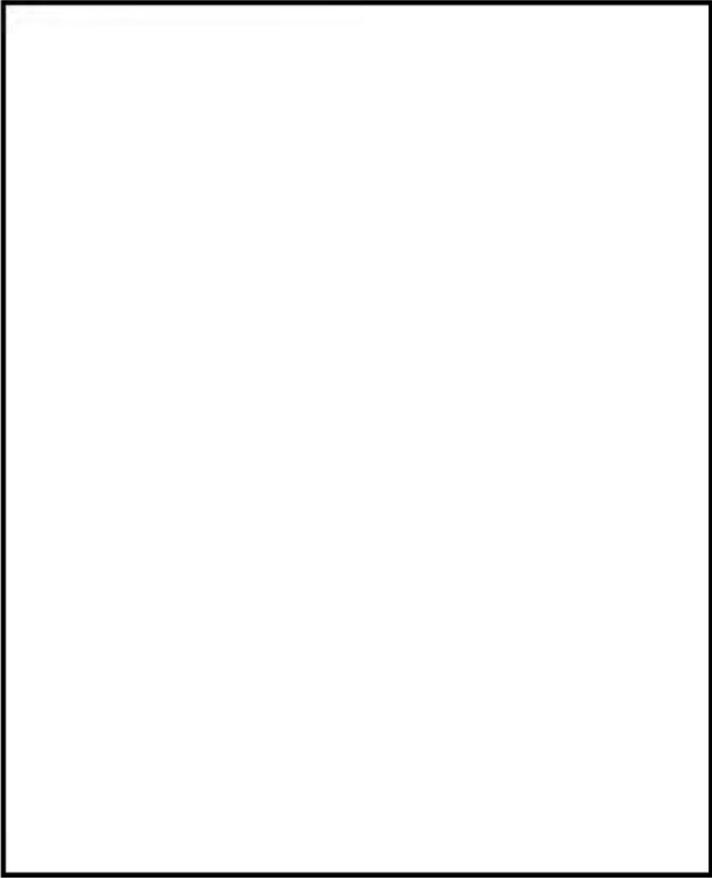
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="201 1150 819 1184">図 1. 3. 2-4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階)</p>		 <p data-bbox="1852 1558 2338 1591">図 1. 3. 2-4 機器配置図 (原子炉建物1階)</p>	

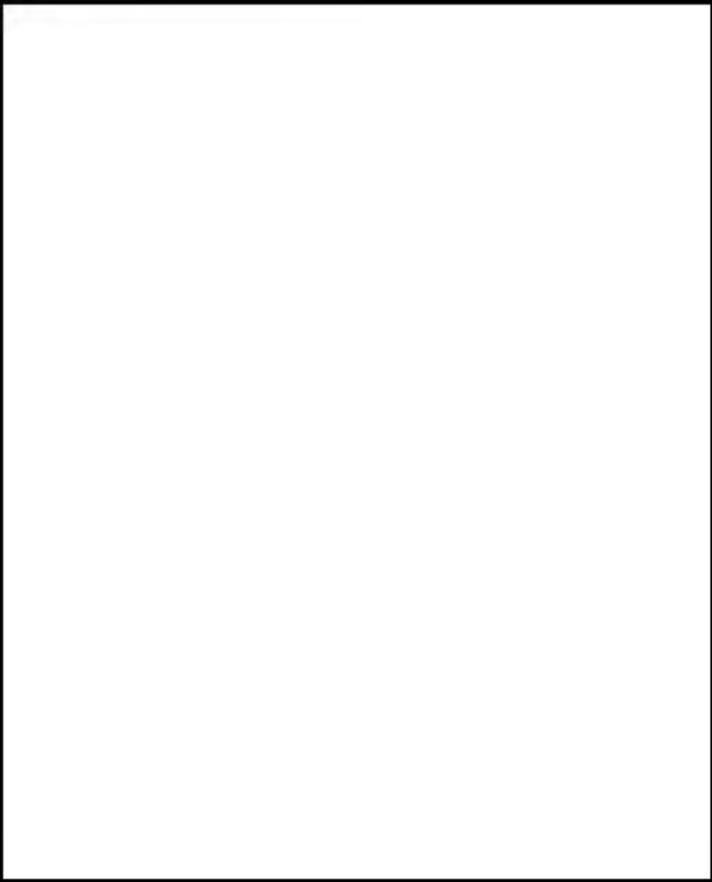
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="219 1150 807 1182">図 1. 3. 2-5 機器配置図 (廃棄物処理建屋地下 3 階)</p>		 <p data-bbox="1855 1556 2338 1587">図 1. 3. 2-5 機器配置図 (原子炉建物 2 階)</p>	

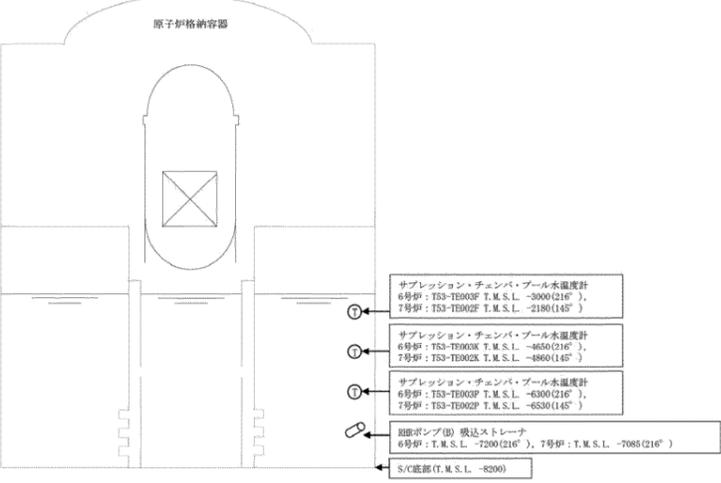
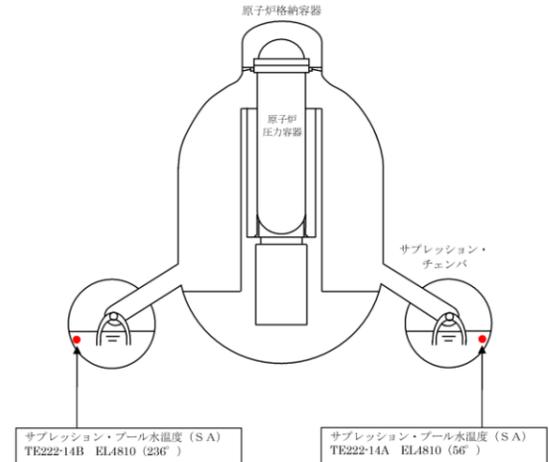
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="201 1150 819 1184">図 1. 3. 2-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)</p>		 <p data-bbox="1843 1556 2353 1589">図 1. 3. 2-6 機器配置図 (原子炉建物中2階)</p>	

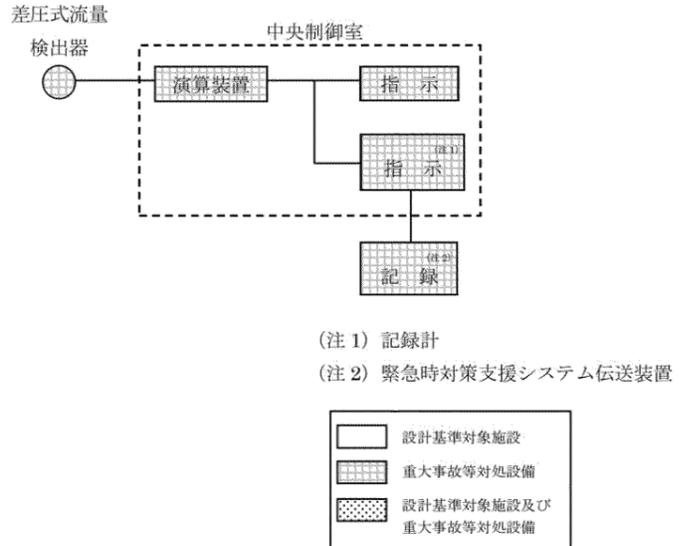
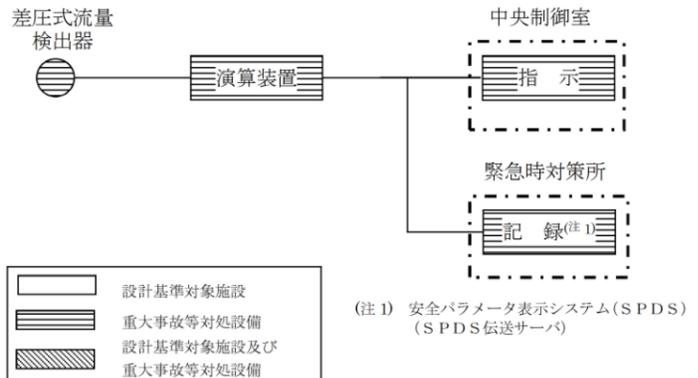
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="201 1150 819 1184">図 1. 3. 2-7 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下1階)</p>		 <p data-bbox="1852 1556 2341 1589">図 1. 3. 2-7 機器配置図 (原子炉建物3階)</p>	

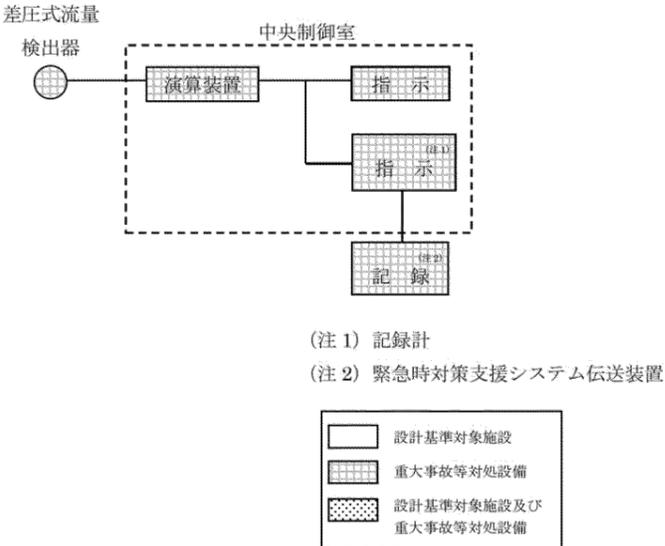
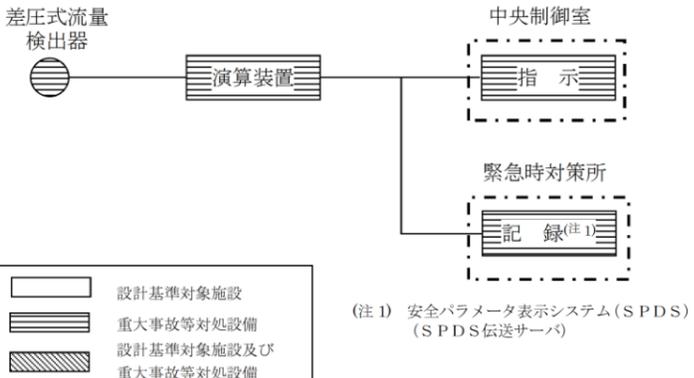
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="201 1150 819 1184">図 1. 3. 2-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)</p>			

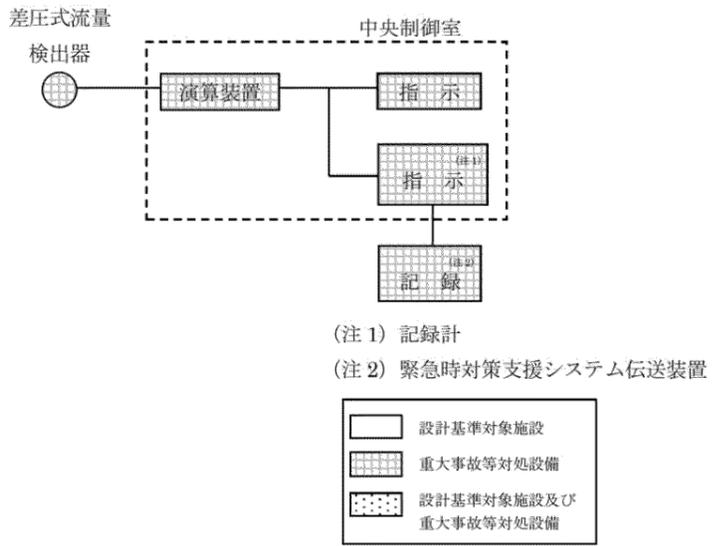
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="201 1150 819 1184">図 1. 3. 2-9 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階)</p>			

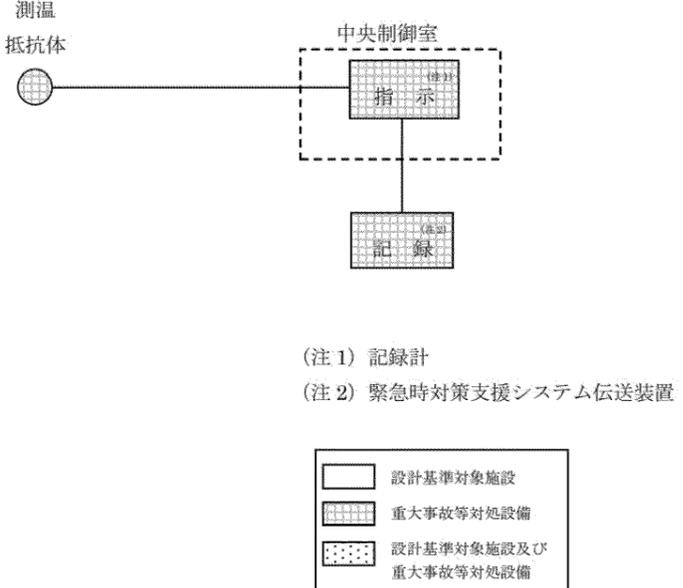
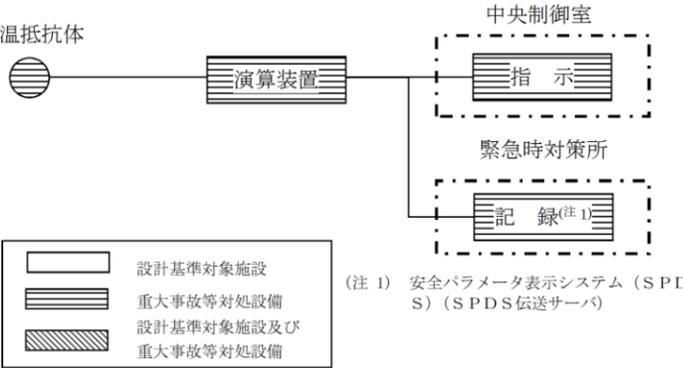
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="210 1150 819 1182">図 1. 3. 2-10 機器配置図 (廃棄物処理建屋地下 3 階)</p>			

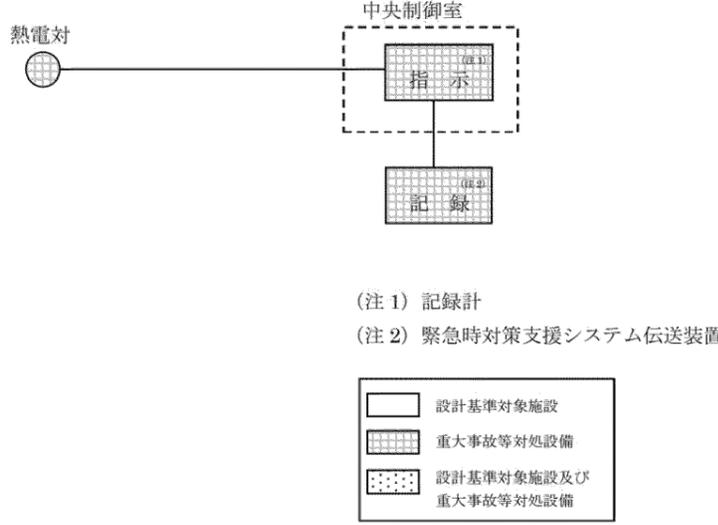
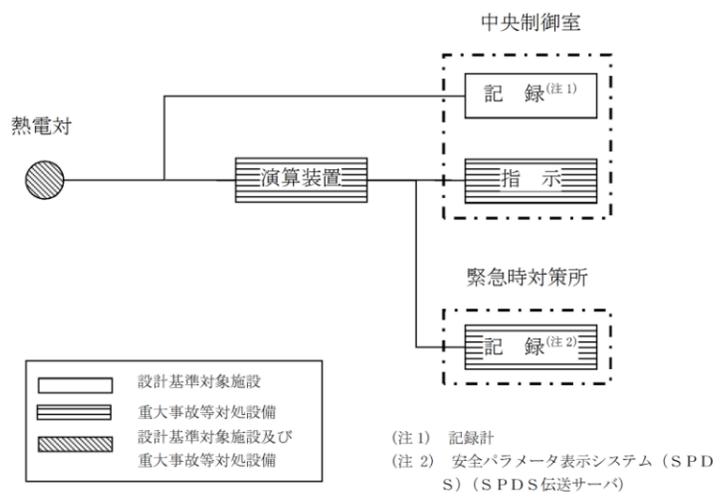
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉格納容器内における、サプレッション・チェンバ・プール水温度の位置を図 1. 3. 2-11 に示す。</p>  <p>図 1. 3. 2-11 サプレッション・チェンバ・プール水温度の位置</p>		<p>原子炉格納容器内における、サプレッション・プール水温度 (S A) の位置を図 1. 3. 2-8 に示す。</p>  <p>図 1. 3. 2-8 サプレッション・プール水温度 (S A) の位置</p>	

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p>c. システム構成</p> <p>④復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)</p> <p>復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) を中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 1.3.2-12 「復水補給水系流量 (RHRA 系代替注水流量) の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <table border="1" data-bbox="519 1144 756 1281"> <tr> <td>□</td> <td>設計基準対象施設</td> </tr> <tr> <td>▨</td> <td>重大事故等対処設備</td> </tr> <tr> <td>▩</td> <td>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</td> </tr> </table>	□	設計基準対象施設	▨	重大事故等対処設備	▩	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備		<p>c. システム構成</p> <p>④残留熱代替除去系原子炉注水流量</p> <p>残留熱代替除去系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系原子炉注水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。</p> <p>(図 1.3.2-9 「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)</p> <table border="1" data-bbox="1765 1029 2077 1144"> <tr> <td>□</td> <td>設計基準対象施設</td> </tr> <tr> <td>▨</td> <td>重大事故等対処設備</td> </tr> <tr> <td>▩</td> <td>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</td> </tr> </table>	□	設計基準対象施設	▨	重大事故等対処設備	▩	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</p>
□	設計基準対象施設														
▨	重大事故等対処設備														
▩	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備														
□	設計基準対象施設														
▨	重大事故等対処設備														
▩	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備														
<p>図 1.3.2-12 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) の概略構成図</p>		<p>図 1.3.2-9 残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図</p>													

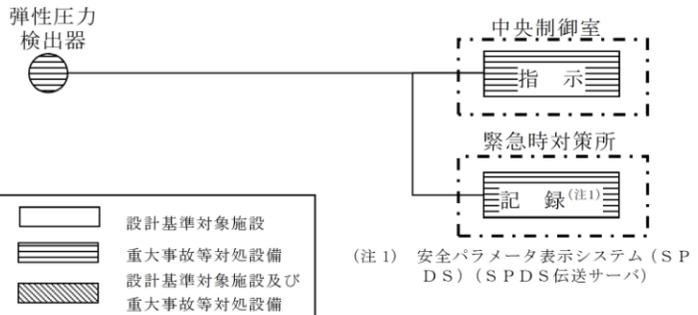
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑤復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)</p> <p>復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) を中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 1.3.2-13 「復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 設計基準対象施設  <span style="border: 1px solid black; background-color: #cccccc; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 重大事故等対処設備  <span style="border: 1px solid black; background-color: #cccccc; border-style: dashed; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p>		<p>⑤残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</p> <p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。</p> <p>(図 1.3.2-10 「残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 伝送サーバ)</p> <p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 設計基準対象施設  <span style="border: 1px solid black; background-color: #cccccc; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 重大事故等対処設備  <span style="border: 1px solid black; background-color: #cccccc; border-style: dashed; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p>	備考
<p>図 1.3.2-13 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の概略構成図</p>		<p>図 1.3.2-10 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</p>

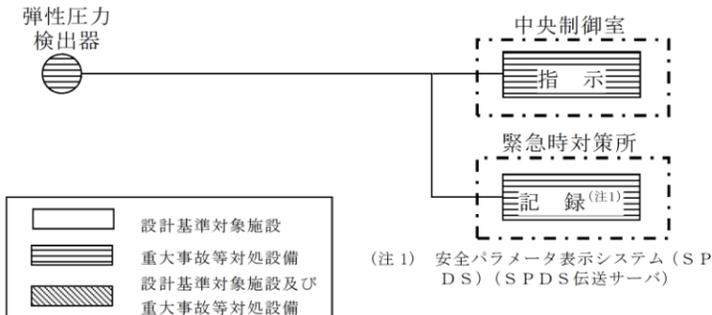
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>◎復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</p> <p>復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を經由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>（図 1.3.2-14「復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図」参照。）</p>  <p>（注 1）記録計 （注 2）緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p> <input type="checkbox"/> 設計基準対象施設  <input checked="" type="checkbox"/> 重大事故等対処設備  <input checked="" type="checkbox"/> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p> <p>図 1.3.2-14 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図</p>			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p>

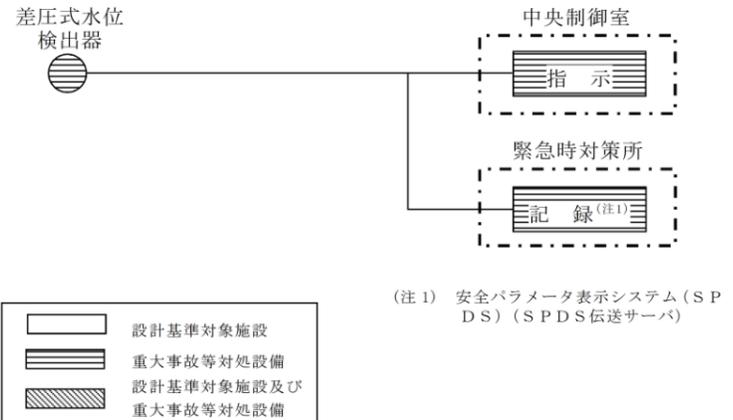
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>①サブプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サブプレッション・チェンバ・プール水温度の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、サブプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 1.3.2-15 「サブプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 設計基準対象施設  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 重大事故等対処設備  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; border-style: dotted; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p> <p>図 1.3.2-15 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図</p>		<p>②サブプレッション・プール水温度 (SA)</p> <p>サブプレッション・プール水温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サブプレッション・プール水温度 (SA) の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、サブプレッション・プール水温度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。</p> <p>(図 1.3.2-11 「サブプレッション・プール水温度 (SA) の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)</p> <p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 設計基準対象施設  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 重大事故等対処設備  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; border-style: dotted; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p> <p>図 1.3.2-11 サプレッション・プール水温度 (SA) の概略構成図</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④復水補給水系温度 (代替循環冷却)</p> <p>復水補給水系温度 (代替循環冷却) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系温度 (代替循環冷却) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、復水補給水系温度 (代替循環冷却) を中央制御室に指示し、記録する。(図 1.3.2-16 「復水補給水系温度 (代替循環冷却) の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注 1) 記録計 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>図 1.3.2-16 復水補給水系温度 (代替循環冷却) の概略構成図</p>		<p>④残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-12 「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注 1) 記録計 (注 2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 伝送サーバ)</p> <p>図 1.3.2-12 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有している</li> <li>設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</li> </ul>

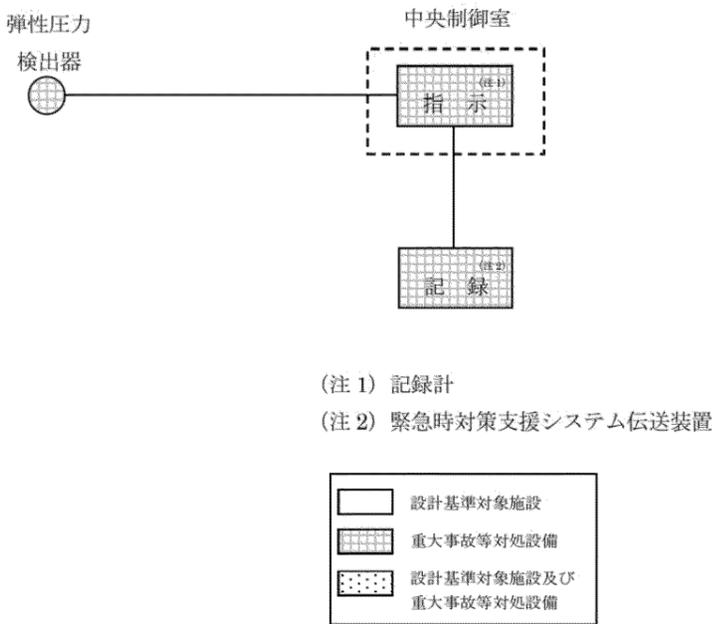
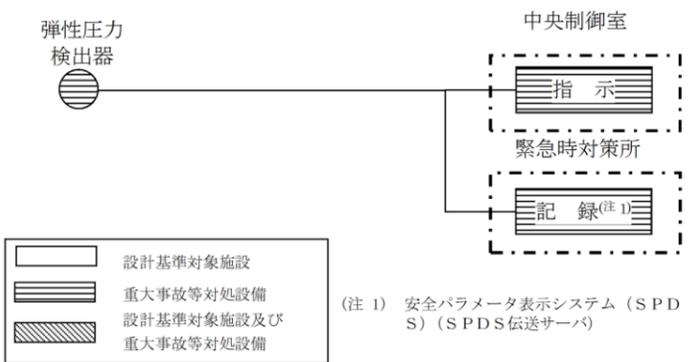
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④ <u>ドライウエル雰囲気温度</u></p> <p><u>ドライウエル雰囲気温度</u>は、重大事故等対処設備の機能を有しており、<u>ドライウエル雰囲気温度</u>の検出信号は、熱電対からの起電力を、<u>中央制御室の指示部</u>にて温度信号に変換する処理を行った後、<u>ドライウエル雰囲気温度</u>を中央制御室に指示し、記録する。 (図 1.3.2-17 「<u>ドライウエル雰囲気温度</u>の概略構成図」参照。)</p> <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 設計基準対象施設  <span style="border: 1px solid black; background-color: #cccccc; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 重大事故等対処設備  <span style="border: 1px solid black; background-color: #cccccc; border-style: dotted; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p> <p>図 1.3.2-17 <u>ドライウエル雰囲気温度</u>の概略構成図</p>		<p>⑥ <u>ドライウエル温度 (SA)</u></p> <p><u>ドライウエル温度 (SA)</u>は、重大事故等対処設備の機能を有しており、<u>ドライウエル温度 (SA)</u>の検出信号は、熱電対からの起電力を、<u>演算装置</u>にて温度信号に変換する処理を行った後、<u>ドライウエル温度 (SA)</u>を中央制御室に指示し、<u>緊急時対策所</u>にて記録する。(図 1.3.2-13 「<u>ドライウエル温度 (SA)</u>の概略構成図」参照。)</p> <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)</p> <p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 設計基準対象施設  <span style="border: 1px solid black; background-color: #cccccc; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 重大事故等対処設備  <span style="border: 1px solid black; background-color: #cccccc; border-style: dotted; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; margin-right: 5px;"></span> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p> <p>図 1.3.2-13 <u>ドライウエル温度 (SA)</u>の概略構成図</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</p>

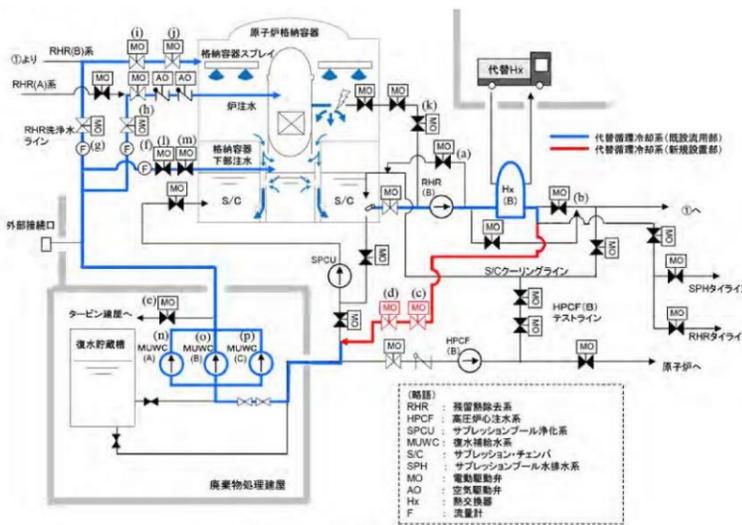
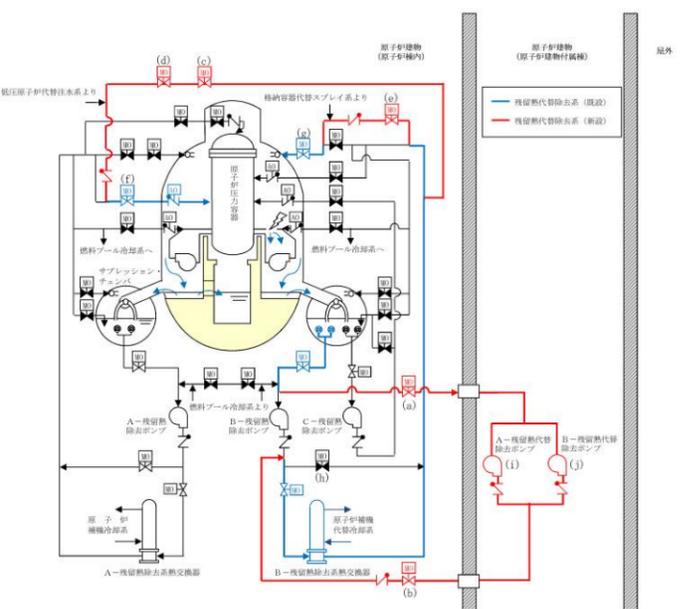
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>①ドライウエル圧力 (SA)</p> <p>ドライウエル圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル圧力 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、ドライウエル圧力 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-14「ドライウエル圧力 (SA) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図 1.3.2-14 ドライウエル圧力 (SA) の概略構成図</p>	<p>備考</p> <p>(柏崎と設備上の相違はなく、使用時の状態を監視する計器を明確に記載している)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</p> <p>サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-15「サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図 1.3.2-15 サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の概略構成図</p>	<p>備考</p> <p>(柏崎と設備上の相違はなく、使用時の状態を監視する計器を明確に記載している)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>⑥サプレッション・プール水位 (SA)</p> <p>サプレッション・プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・プール水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・プール水位 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-16「サプレッション・プール水位 (SA) の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 伝送サーバ)</p>	<p>備考</p> <p>(柏崎と設備上の相違はなく、使用時の状態を監視する計器を明確に記載している)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④格納容器下部水位</p> <p>格納容器下部水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器下部水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態 (ON-OFF 信号) を、中央制御室に指示し、記録する。(図 1. 3. 2-18 「格納容器下部水位の概略構成図」参照。)</p> <p>(注 1) 記録計 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 設計基準対象施設  <span style="background: repeating-linear-gradient(45deg, transparent, transparent 2px, black 2px, black 4px); border: 1px solid black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 重大事故等対処設備  <span style="background: radial-gradient(circle, black 1px, transparent 1px); background-size: 4px 4px; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p> <p>図 1. 3. 2-18 格納容器下部水位の概略構成図</p>			<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>①の相違</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④復水移送ポンプ吐出圧力</p> <p>復水移送ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図1.3.2-19「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>図1.3.2-19 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図</p>		<p>①残留熱代替除去ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱代替除去ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図1.3.2-17「残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)</p> <p>図1.3.2-17 残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3.3 電源設備</p> <p>① 概要</p> <p>代替循環冷却系の使用時に必要な電動機、計測制御設備、電動駆動弁を作動させるため、代替交流電源設備から非常用所内電気設備を経由して必要な電力を供給する設計としている。また、既設非常用所内電気設備が使用不能の場合においても、代替所内電気設備を用いて必要な電力を供給できる設計としている。</p> <p>② 電源供給負荷</p> <p>代替循環冷却系の使用時に必要な負荷は図 1.3.3-1 及び表 1.3.3-1 に示すとおりである。</p>  <p>図 1.3.3-1 代替循環冷却系 概略図</p>	<p>比較対象無し</p>	<p>1.3.3 電源設備</p> <p>① 概要</p> <p>残留熱代替除去系の使用時に必要な電動機、計測制御設備、電動駆動弁を作動させるため、<b>新設</b>代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して必要な電力を供給する設計としており、非常用所内電気設備が使用不能の場合においても、必要な電力を供給できる設計としている。</p> <p>② 電源供給負荷</p> <p>残留熱代替除去系の使用時に必要な負荷は図 1.3.3-1 及び表 1.3.3-1 に示すとおりである。</p>  <p>図 1.3.3-1 残留熱代替除去系概略図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2号炉の残留熱代替除去系は重大事故等対処設備として設置する系統であり通常運転時に使用することはないため、重大事故等対処設備専用の負荷として代替所内電気設備を経由し電源供給を行う電源系統構成としている</li> <li>・設備の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																								
<p align="center"><b>表 1. 3. 3-1 代替循環冷却系の電源供給負荷</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>図番</th> <th>負荷</th> <th>通常時の電源供給元</th> <th>代替所内電気設備使用時の電源供給元</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>(a)</td><td>残留熱除去系最小流量バypass弁(B)</td><td>MCC 7D-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(b)</td><td>残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</td><td>MCC 7D-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(c)</td><td>残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁※4</td><td>MCC 7D-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(d)</td><td>残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁※4</td><td>MCC 7D-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(e)</td><td>タービン建屋負荷遮断弁</td><td>AM用MCC 7B ※1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(f)</td><td>残留熱除去系洗浄水弁(A)</td><td>MCC 7C-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(g)</td><td>残留熱除去系洗浄水弁(B)</td><td>AM用MCC 7B ※1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(h)</td><td>残留熱除去系注入弁(A)</td><td>MCC 7C-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(i)</td><td>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)</td><td>MCC 7D-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(j)</td><td>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)</td><td>MCC 7D-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(k)</td><td>残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)</td><td>MCC 7D-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(l)</td><td>下部ドライウエル注水流量調節弁</td><td>MCC 7C-1-7</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(m)</td><td>下部ドライウエル注水ライン隔離弁</td><td>MCC 7D-1-7</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(n)</td><td>復水移送ポンプ(A)</td><td>MCC 7C-1-1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(o)</td><td>復水移送ポンプ(B)</td><td>AM用MCC 7B ※1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>(p)</td><td>復水移送ポンプ(C)</td><td>AM用MCC 7B ※1</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> <tr><td>-</td><td>計測制御設備※3</td><td>MCC 7C-1-4</td><td>AM用MCC 7B ※2</td></tr> </tbody> </table> <p>※1 : P/C 7D-1 より AM用MCC 7B を受電する          ※2 : AM用動力変圧器より AM用MCC 7B を受電する          ※3 : AM用直流 125V 充電器を経由して以下のパラメータを確認する</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)</li> <li>・復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)</li> <li>・復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・復水補給水系温度 (代替循環冷却)</li> <li>・原子炉水位 (SA)</li> <li>・格納容器内圧力</li> <li>・格納容器内温度</li> <li>・サブプレッション・チェンパ・プール水位</li> <li>・サブプレッション・チェンパ・プール水温度</li> </ul> <p>※4 : 代替循環冷却系設置に伴い新設した設備</p>	図番	負荷	通常時の電源供給元	代替所内電気設備使用時の電源供給元	(a)	残留熱除去系最小流量バypass弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2	(b)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2	(c)	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2	(d)	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2	(e)	タービン建屋負荷遮断弁	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2	(f)	残留熱除去系洗浄水弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2	(g)	残留熱除去系洗浄水弁(B)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2	(h)	残留熱除去系注入弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2	(i)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2	(j)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2	(k)	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2	(l)	下部ドライウエル注水流量調節弁	MCC 7C-1-7	AM用MCC 7B ※2	(m)	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	MCC 7D-1-7	AM用MCC 7B ※2	(n)	復水移送ポンプ(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2	(o)	復水移送ポンプ(B)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2	(p)	復水移送ポンプ(C)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2	-	計測制御設備※3	MCC 7C-1-4	AM用MCC 7B ※2		<p align="center"><b>表 1. 3. 3-1 残留熱代替除去系の電源供給負荷</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>図番</th> <th>負荷</th> <th>通常時の電源供給元</th> <th>代替所内電気設備使用時の電源供給元</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>(a)</td><td>RHR RHARライン入口止め弁※3</td><td>SA2-C/C※1</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(b)</td><td>RHARライン流量調節弁※3</td><td>SA2-C/C※1</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(c)</td><td>RHR A-F L S R連絡ライン止め弁※3</td><td>SA2-C/C※1</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(d)</td><td>RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁※3</td><td>SA2-C/C※1</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(e)</td><td>RHR P C Vスプレイ連絡ライン流量調節弁※3</td><td>SA2-C/C※1</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(f)</td><td>A-RHR注水弁</td><td>C2-C/C</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(g)</td><td>B-RHRドライウエル第2スプレイ弁</td><td>D2-C/C</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(h)</td><td>B-RHR熱交バイパス弁</td><td>D2-C/C</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(i)</td><td>A-残留熱代替除去ポンプ※3</td><td>SA2-C/C※1</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>(j)</td><td>B-残留熱代替除去ポンプ※3</td><td>SA2-C/C※1</td><td>SA2-C/C※1</td></tr> <tr><td>-</td><td>計測制御設備※2</td><td>SA1-C/C※1</td><td>SA1-C/C※1</td></tr> </tbody> </table> <p>※1 : SA-L/C より受電する。          ※2 : 以下のパラメータを監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱代替除去系原子炉注水流量</li> <li>・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</li> <li>・サブプレッション・プール水温度 (SA)</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・ドライウエル温度 (SA)</li> <li>・ドライウエル圧力 (SA)</li> <li>・サブプレッション・チェンパ圧力 (SA)</li> <li>・サブプレッション・プール水位 (SA)</li> <li>・残留熱代替除去ポンプ出口圧力</li> </ul> <p>※3 : 残留熱代替除去系設置に伴い設置する設備</p>	図番	負荷	通常時の電源供給元	代替所内電気設備使用時の電源供給元	(a)	RHR RHARライン入口止め弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1	(b)	RHARライン流量調節弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1	(c)	RHR A-F L S R連絡ライン止め弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1	(d)	RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1	(e)	RHR P C Vスプレイ連絡ライン流量調節弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1	(f)	A-RHR注水弁	C2-C/C	SA2-C/C※1	(g)	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	D2-C/C	SA2-C/C※1	(h)	B-RHR熱交バイパス弁	D2-C/C	SA2-C/C※1	(i)	A-残留熱代替除去ポンプ※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1	(j)	B-残留熱代替除去ポンプ※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1	-	計測制御設備※2	SA1-C/C※1	SA1-C/C※1	<p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>          重大事故等対処設備専用の負荷として代替所内電気設備を経由し電源供給を行う電源系統構成としている</p>
図番	負荷	通常時の電源供給元	代替所内電気設備使用時の電源供給元																																																																																																																								
(a)	残留熱除去系最小流量バypass弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(b)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(c)	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(d)	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(e)	タービン建屋負荷遮断弁	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(f)	残留熱除去系洗浄水弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(g)	残留熱除去系洗浄水弁(B)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(h)	残留熱除去系注入弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(i)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(j)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(k)	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(l)	下部ドライウエル注水流量調節弁	MCC 7C-1-7	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(m)	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	MCC 7D-1-7	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(n)	復水移送ポンプ(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(o)	復水移送ポンプ(B)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
(p)	復水移送ポンプ(C)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
-	計測制御設備※3	MCC 7C-1-4	AM用MCC 7B ※2																																																																																																																								
図番	負荷	通常時の電源供給元	代替所内電気設備使用時の電源供給元																																																																																																																								
(a)	RHR RHARライン入口止め弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(b)	RHARライン流量調節弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(c)	RHR A-F L S R連絡ライン止め弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(d)	RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(e)	RHR P C Vスプレイ連絡ライン流量調節弁※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(f)	A-RHR注水弁	C2-C/C	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(g)	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	D2-C/C	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(h)	B-RHR熱交バイパス弁	D2-C/C	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(i)	A-残留熱代替除去ポンプ※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1																																																																																																																								
(j)	B-残留熱代替除去ポンプ※3	SA2-C/C※1	SA2-C/C※1																																																																																																																								
-	計測制御設備※2	SA1-C/C※1	SA1-C/C※1																																																																																																																								

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③単線結線図</p> <p><u>代替循環冷却系の単線結線図は、図 1. 3. 3-2 及び図 1. 3. 3-3 に示すとおりである。</u></p> <p>外部電源喪失時における<u>代替循環冷却系の電源供給元は、次のとおりとして、a から b の順に優先順位を定めることとする。</u></p> <p>a. <u>常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）から非常用所内電気設備（M/C, P/C, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1. 3. 3-2）</u></p> <p>b. <u>常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）から代替所内電気設備（動力変圧器, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1. 3. 3- 3）</u></p>		<p>③単線結線図</p> <p><u>残留熱代替除去系の単線結線図は図 1. 3. 3-2 に示す通りである。</u></p> <p>全交流動力電源喪失時における<u>残留熱代替除去系の電源供給元は、次のとおりとする。</u></p> <p>a. <u>常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から代替所内電気設備（緊急用 M/C, SA-L/C, SA1-C/C, SA2-C/C）を経由して、残留熱代替除去系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1. 3. 3-2）</u></p> <p><u>なお、通常時に非常用所内電気設備の負荷である設備については、代替所内電気設備からの電源供給に切替えて電源供給を行う。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>重大事故等対処設備専用の負荷として代替所内電気設備を経由し電源供給を行う電源系統構成としているため、電源供給の優先順位はない</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>重大事故等対処設備専用の負荷として代替所内電気設備を経由し電源供給を行う電源系統構成としている</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>図 1.3.3-2 代替循環冷却系の単線結線図 (非常用電気設備経由で電源供給時)</p>			
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 重大事故等対処設備専用の負荷として代替所内電気設備を経由し電源供給を行う電源系統構成としているため、非常用電気設備を経由した電源供給はない</li> </ul>

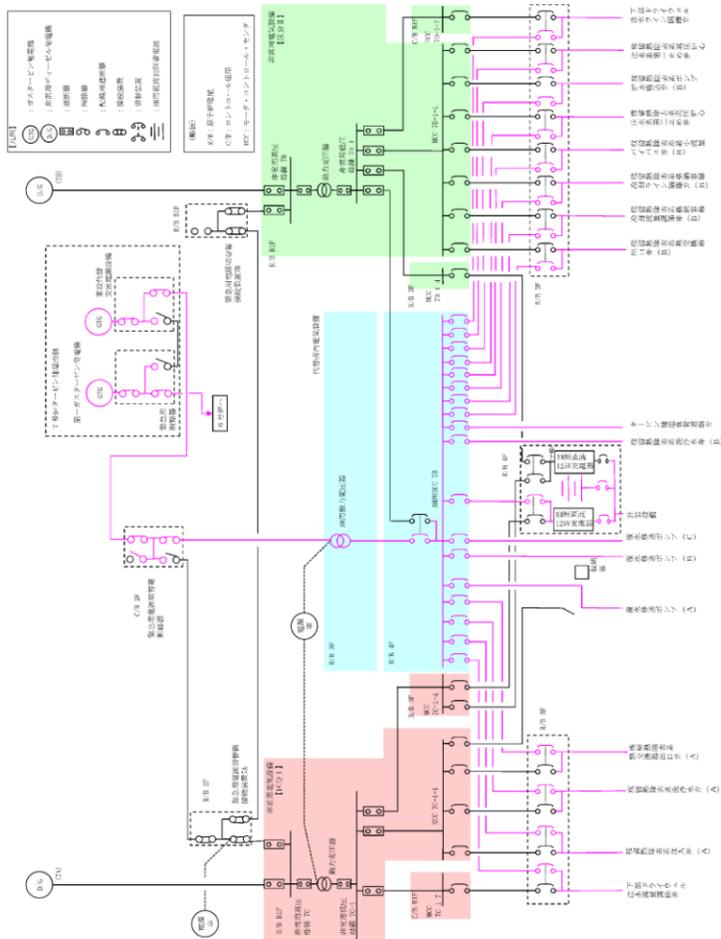


図 1.3.3-3 代替循環冷却系の単線結線図 (代替所内電気設備經由で電源供給時)

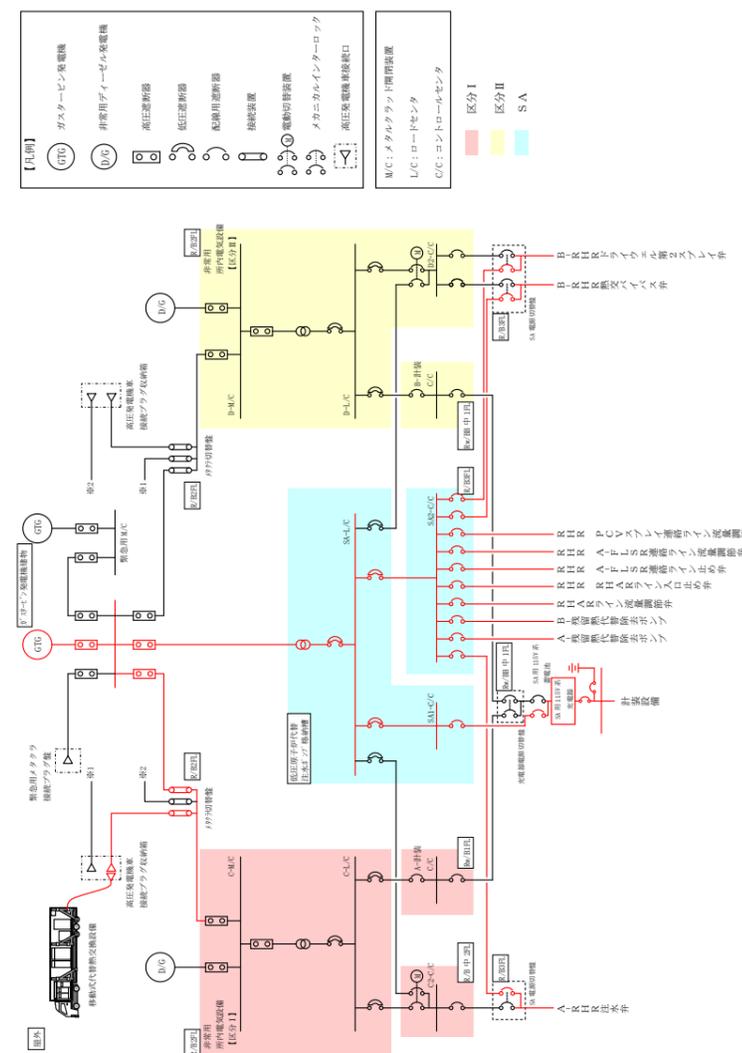


図 1.3.3-2 残留熱代替除去系の単線結線図

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
電源系統構成の相違

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
<p>2. <u>代替循環冷却系の成立性確認</u></p> <p>2.1 <u>有効性評価シナリオの成立性</u></p> <p>2.1.1 <u>代替循環冷却系の運用について</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し事故後 22.5 時間以降の運転開始を想定している。</u></p> <p><u>運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故において、格納容器ベントを実施するシナリオは、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、LOCA 時注水機能喪失等があり、22.5 時間後より以前に格納容器ベントを実施することになるため格納容器ベントまでに代替循環冷却系の運転開始をすることはできない。しかしながら、最も格納容器ベント時の実効線量が高い全交流動力電源喪失の敷地境界外での実効線量の評価結果は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合は約 <math>9.9 \times 10^{-3} \text{mSv}</math> であるが、耐圧強化ベント系を用いた場合でも約 <math>4.9 \times 10^{-2} \text{mSv}</math> であり、敷地境界での実効線量の <math>5 \text{mSv}</math> を大きく下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、格納容器ベント後においても、代替循環冷却系はサプレッション・チェンバ・プール水位上昇の抑制を更に確実にするための有効な対策となる。</u></p> <p><u>また、代替循環冷却系が使用できる場合には、格納容器圧力逃がし装置よりも優先して使用するものとする。</u></p> <p>2.1.2 <u>代替循環冷却系の有効性について</u></p> <p><u>代替循環冷却系の有効性については、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉重大事故等対策の有効性評価について」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオにて事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することが可能となることを確認している。また、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における、「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH 発生）」シナリオ<sup>※1</sup>においても事象を通じ限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することができることを確認している。</u></p>	<p>2. <u>代替循環冷却系の成立性確認</u></p> <p>2.1 <u>代替循環冷却系の運用について</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、1.2 に示すとおりサプレッション・チェンバを水源とした低圧の原子炉注水及び格納容器除熱を実施可能な系統であり、サプレッション・プールの水位上昇に対する悪影響はないが、運転に当たり残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等による冷却水供給を必要とすることから、事象初期における原子炉注水に当たっては、冷却水を必要としない低圧代替注水系（常設）を優先し、冷却水が確保された後に代替循環冷却系による原子炉注水に切り替える運用としている。</u></p> <p>2.2 <u>代替循環冷却系の有効性について</u></p> <p><u>代替循環冷却系の有効性については、格納容器除熱の観点で厳しいシナリオである「東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価について」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「3.4 水素燃焼」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避又は大幅に遅延することが可能となることを確認している。なお、炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱に期待している事故シーケンスグループについては、代替循環冷却系に期待した有効性評価を実施することも考えられるが、評価の仮定として、代替循環冷却系に期待しない場合を想定し、有効性を確認している。炉心損傷防止対策の有効性評価において代替循環冷却系に期待した場合、格納容器圧力及</u></p>	<p>2. <u>残留熱代替除去系の成立性確認</u></p> <p>2.1 <u>有効性評価シナリオの成立性</u></p> <p>2.1.1 <u>残留熱代替除去系の運用について</u></p> <p><u>残留熱代替除去系は、1.2 に示すとおりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水及び原子炉格納容器の除熱が可能な系統であり、サプレッション・チェンバの水位上昇を抑制できる。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系の運転に当たり、原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却系による冷却水供給を必要とするが、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の除熱が必要となるまでに残留熱代替除去系への冷却水供給を確保することが可能であることから、原子炉格納容器の除熱に当たっては残留熱代替除去系を優先して使用する運用としている。</u></p> <p>2.1.2 <u>残留熱代替除去系の有効性について</u></p> <p><u>残留熱代替除去系の有効性については、「島根原子力発電所 2 号炉重大事故等対策の有効性評価」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における、「冷却材喪失（大破断 LOCA）＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオにて事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することが可能となることを確認している。また、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH 発生」シナリオにおいても事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することができることを確認している。</u></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、残留熱代替除去系の系統概要を記載するとともに、格納容器フィルタベント系よりも残留熱代替除去系を優先することを記載</p> <p>・設備設計の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系を炉心損傷防止対策として位置付けていない</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>※1「<u>過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+DCH 発生)</u>」シナリオは原子炉への注水ができず、原子炉圧力容器が破損する場合について評価しており、<u>格納容器スプレイ及び格納容器下部への注水を実施している。また、代替循環冷却系の運転開始は事故後 20.5 時間以降として成立性を評価しているが、このうち代替原子炉補機冷却系の準備時間については「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオとの違いは無い。なお、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて事故後 22.5 時間以降の運転開始を想定している理由は、代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後の原子炉水位の制御操作等、同シナリオ固有の代替循環冷却系に切り替える上での準備操作によるものである。</u></p> <p>なお、高圧・低圧注水機能喪失に対しては、重大事故等対処設備である<u>高圧代替注水系</u>による原子炉注水を行うことで、原子炉減圧を実施することなく、炉心損傷は回避可能である。また、<u>耐圧強化ベント系</u>によるベント実施により格納容器の健全性は維持され、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。<u>高圧代替注水系</u>の有効性については、「<u>柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉重大事故等対策の有効性評価について</u>」の「<u>2.3.2 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗</u>」にて確認している。</p>	<p><u>び格納容器温度はより低く推移する。</u></p>	<p>なお、高圧・低圧注水機能喪失に対しては、重大事故等対処設備である<u>高圧原子炉代替注水系</u>による原子炉注水を行うことで、原子炉減圧を実施することなく、炉心損傷は回避可能である。また、<u>格納容器フィルタベント系</u>によるベント実施により格納容器の健全性は維持され、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。<u>高圧原子炉代替注水系</u>の有効性については、「<u>島根原子力発電所 2 号炉重大事故等対策の有効性評価</u>」の「<u>2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 失敗) +高圧炉心冷却失敗</u>」にて確認している。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の有効性評価では、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における残留熱代替除去系の運転開始時間は同じ</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>2.2 代替循環冷却系の操作性</p> <p>2.2.1 代替循環冷却系運転のために必要な系統・機器とアクセス性</p> <p>代替循環冷却系運転時あるいは運転後において、以下の操作並びに作業が確実に実施できることが必要である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) 代替循環冷却系運転継続に必要な操作、監視ができること</p> <p>(2) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水<sup>※1</sup>、格納容器ベント操作ができること</p> </div> <p>※1 原子炉への注水ができない状態において、原子炉圧力容器の破損を確認した場合は格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>(1) 代替循環冷却系運転継続に必要な操作、監視</p> <p>代替循環冷却系運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、<u>廃棄物処理建屋での手動弁の操作が必要であるが、操作は運転開始前のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。</u>(表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照)</p> <p>また、運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。</p> <p>代替循環冷却系運転を開始した後は、<u>復水移送ポンプの運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力により監視する。</u>また、系統流量の監視は、<u>原子炉注水流量を復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)で、格納容器スプレイ流量を復水補給水系流量(RHRB系代替注水流量)で、格納容器下部注水流量を復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)にて監視する。</u></p> <p>代替循環冷却系運転による系統水冷却状況を、<u>復水補給水系温度(代替循環冷却)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度により確認する。</u></p> <p>代替循環冷却系運転の効果を、<u>原子炉水位・格納容器内圧力・格納容器内温度・サプレッション・チェンバ・プール水位により確認する。</u></p>	<p>2.3 代替循環冷却系の操作性</p> <p>代替循環冷却系の運転時において、<u>確実に操作及び監視ができることが必要であるため、以下を考慮する。</u></p> <p>代替循環冷却系の系統構成及び運転操作は、<u>中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。</u></p> <p>代替循環冷却系の運転を開始した後は、<u>代替循環冷却系ポンプの運転状態を吐出圧力により監視する。</u>また、<u>原子炉への注水流量を代替循環冷却系原子炉注水流量にて監視し、格納容器スプレイ流量を代替循環冷却系格納容器スプレイ流量にて監視する。</u></p> <p>代替循環冷却系運転による系統水冷却状況を、<u>代替循環冷却系ポンプ入口温度及びサプレッション・プール水温度により確認する。</u></p> <p>また、<u>代替循環冷却系の運転の効果を、原子炉水位、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水位により確認する。</u></p>	<p>2.2 残留熱代替除去系の操作性</p> <p>2.2.1 残留熱代替除去系運転のために必要な系統・機器とアクセス性</p> <p>残留熱代替除去系運転時あるいは運転後において、以下の操作並びに作業が確実に実施できることが必要である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) 残留熱代替除去系運転継続に必要な操作、監視ができること</p> <p>(2) 格納容器ベント操作ができること</p> </div> <p>(1) 残留熱代替除去系運転継続に必要な操作、監視</p> <p>残留熱代替除去系運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作のため、操作への放射線による大きな影響はない。</p> <p>また、運転開始時の残留熱代替除去ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。</p> <p>残留熱代替除去系運転を開始した後は、<u>残留熱代替除去ポンプの運転状態を残留熱代替除去ポンプ出口圧力により監視する。</u>また、系統流量の監視は、<u>原子炉注水流量を残留熱代替除去系原子炉注水流量で、格納容器スプレイ流量を残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量にて監視する。</u></p> <p>残留熱代替除去系運転による系統水冷却状況を、<u>残留熱除去熱交換器出口温度及びサプレッション・プール水温度 (SA) により確認する。</u></p> <p>残留熱代替除去系運転の効果を、<u>原子炉水位・ドライウエル圧力 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サプレッション・プール水位 (SA) により確認する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、別々のポンプ (FLSR, RHR) を使用することから循環冷却の系統構成と原子炉注水を並行して実施可能</li> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、中央制御室で操作可能な設計としている</li> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、常設設備によるペDESTAL注水は、格納容器スプレイにて実施</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>これらのパラメータは中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、<u>代替循環冷却系</u>運転により配管周りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。</p> <p>また、<u>代替循環冷却系</u>運転時には原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量及び格納容器下部注水流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。(表 2. 2. 1-1 及び図 2. 2. 1-1 参照)</p> <p>その他の作業としては、<u>代替原子炉補機冷却系</u>の運転状態確認及び<u>代替熱交換器車(熱交換器ユニット)の付帯設備である電源車</u>への給油作業がある。これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度等についても問題になることはなく作業環境は維持されている。</p> <p><u>なお、代替循環冷却系運転の評価は、事故発生 22. 5 時間後としているが、対応要員が早期に確保され代替循環冷却系運転の判断がされた場合は、評価上の時間を待つことなく運転を開始する。その場合の対応について「別紙-5」に記す。</u></p>		<p>これらのパラメータは中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、<u>残留熱代替除去系</u>運転により配管廻りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。</p> <p>また、<u>残留熱代替除去系</u>運転時には原子炉注水流量及び格納容器スプレイ流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが中央制御室からの遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。(表 2. 2. 1-1 及び図 2. 2. 1-1 参照)</p> <p>その他の作業としては、<u>原子炉補機代替冷却系</u>の運転状態確認及び<u>大型送水ポンプ車</u>への給油作業がある。これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度等についても問題になることはなく作業環境は維持されている。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、常設設備によるペデスタル注水は、格納容器スプレイにて実施</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備構成の相違による操作対象弁及び監視対象機器の相違</p>																																																																																																																													
<p>表 2. 2. 1-1 代替循環冷却系における操作対象弁・監視対象機器</p>		<p>表 2. 2. 1-1 残留熱代替除去系における操作対象弁・監視対象機器</p>																																																																																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>対象弁・監視機器</th> <th>実施時期</th> <th>操作概要</th> <th>場所</th> <th>図番</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>中央制御室</td> <td>(a)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>中央制御室</td> <td>(b)</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>廃棄物処理建屋</td> <td>(c)</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>廃棄物処理建屋</td> <td>(d)</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>廃棄物処理建屋</td> <td>(e)</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>廃棄物処理建屋</td> <td>(f)</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>廃棄物処理建屋</td> <td>(g)</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>廃棄物処理建屋</td> <td>(h)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(k)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(l)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系注入弁(A)</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(n)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(o)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(p)</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウェル注入ライン隔離弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(s)</td> </tr> </tbody> </table>	対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(a)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(b)	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(c)	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(d)	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(e)	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(f)	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(g)	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(h)	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(k)	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(l)	残留熱除去系注入弁(A)	運転開始前	弁開	中央制御室	(n)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(o)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(p)	下部ドライウェル注入ライン隔離弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(s)		<table border="1"> <thead> <tr> <th>対象弁・監視機器</th> <th>実施時期</th> <th>操作概要</th> <th>場所</th> <th>図番</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RHR RHRライン入口止め弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(a)</td> </tr> <tr> <td>RHR RHRライン流量調節弁</td> <td>運転開始時</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(b)</td> </tr> <tr> <td>RHR A-FLSR連絡ライン止め弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(c)</td> </tr> <tr> <td>RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁</td> <td>運転開始時</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(d)</td> </tr> <tr> <td>RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁</td> <td>運転開始時</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(e)</td> </tr> <tr> <td>A-RHR注水弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(f)</td> </tr> <tr> <td>B-RHRドライウェル第2スプレイ弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>(g)</td> </tr> <tr> <td>B-RHR熱交バイパス弁</td> <td>運転開始前</td> <td>弁閉</td> <td>中央制御室</td> <td>(h)</td> </tr> <tr> <td>計測制御設備※1</td> <td>運転時</td> <td></td> <td>中央制御室 緊急時対策所</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番	RHR RHRライン入口止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(a)	RHR RHRライン流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(b)	RHR A-FLSR連絡ライン止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(c)	RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(d)	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(e)	A-RHR注水弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(f)	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(g)	B-RHR熱交バイパス弁	運転開始前	弁閉	中央制御室	(h)	計測制御設備※1	運転時		中央制御室 緊急時対策所	-	
対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番																																																																																																																												
残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(a)																																																																																																																												
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(b)																																																																																																																												
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(c)																																																																																																																												
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(d)																																																																																																																												
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(e)																																																																																																																												
復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(f)																																																																																																																												
復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(g)																																																																																																																												
復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(h)																																																																																																																												
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(k)																																																																																																																												
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(l)																																																																																																																												
残留熱除去系注入弁(A)	運転開始前	弁開	中央制御室	(n)																																																																																																																												
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(o)																																																																																																																												
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(p)																																																																																																																												
下部ドライウェル注入ライン隔離弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(s)																																																																																																																												
対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番																																																																																																																												
RHR RHRライン入口止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(a)																																																																																																																												
RHR RHRライン流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(b)																																																																																																																												
RHR A-FLSR連絡ライン止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(c)																																																																																																																												
RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(d)																																																																																																																												
RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(e)																																																																																																																												
A-RHR注水弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(f)																																																																																																																												
B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(g)																																																																																																																												
B-RHR熱交バイパス弁	運転開始前	弁閉	中央制御室	(h)																																																																																																																												
計測制御設備※1	運転時		中央制御室 緊急時対策所	-																																																																																																																												

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
復水移送ポンプ(B)	運転開始時	起動	中央制御室	(i)			
復水移送ポンプ(C)	運転開始時	起動	中央制御室	(j)			
残留熱除去系洗浄水弁(A)	運転開始時	弁開	中央制御室	(r)			
残留熱除去系洗浄水弁(B)	運転開始時	弁開	中央制御室	(m)			
下部ドライウエル注水流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(t)			
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(k)			
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(l)			
残留熱除去系洗浄水弁(A)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(r)			
残留熱除去系洗浄水弁(B)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(m)			
残留熱除去系注入弁(A)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(n)			
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(o)			
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(p)			
下部ドライウエル注入ライン隔離弁	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(s)			
下部ドライウエル注水流量調節弁	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(t)			
残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	RHR 復旧時	弁開	中央制御室	(q)			
計測制御設備※1	運転時		中央制御室 緊急時対策所	-			
※1:以下のパラメータを監視する <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系流量(RHRA 系代替注水流量)</li> <li>・復水補給水系流量(RHRB 系代替注水流量)</li> <li>・復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)</li> <li>・復水補給水系温度(代替循環冷却)</li> <li>・サプレッション・チェンバ・プール水温度</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・原子炉水位</li> <li>・格納容器内圧力</li> <li>・格納容器内温度</li> <li>・サプレッション・チェンバ・プール水位</li> </ul>					※1 : 以下のパラメータを監視する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱代替除去系原子炉注水流量</li> <li>・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・サプレッション・プール水温度 (S A)</li> <li>・残留熱代替除去ポンプ出口圧力</li> <li>・原子炉水位</li> <li>・ドライウエル圧力 (S A)</li> <li>・ドライウエル温度 (S A)</li> <li>・サプレッション・チェンバ圧力 (S A)</li> <li>・サプレッション・プール水位 (S A)</li> </ul>		

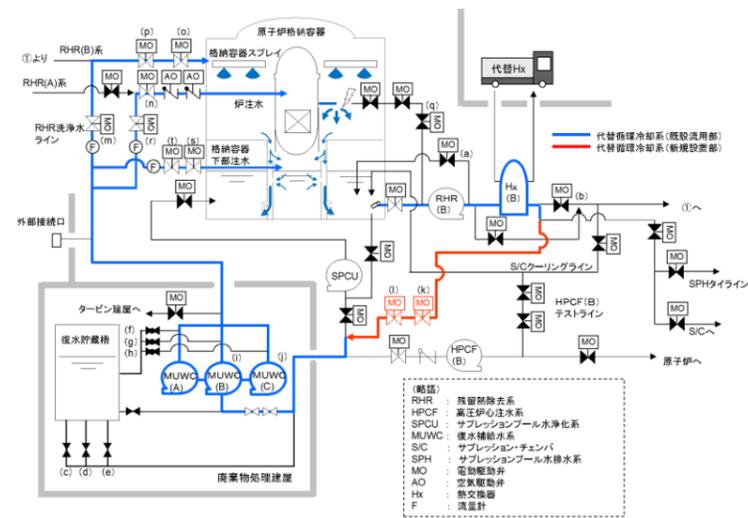


図 2. 2. 1-1 代替循環冷却系概略図

(2) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水, 格納容器ベント操作

代替循環冷却系運転開始前に, 代替原子炉注水として低圧代替注水系(可搬型)の準備が必要となる。これは屋外作業であり, 格納容器ベント操作前であるため作業環境は維持されている。

代替循環冷却系運転への切替操作時及び代替循環冷却系運転開始後に機能喪失した場合の対応として, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水, 格納容器ベント操作が必要となる。低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水は, 代替循環冷却系運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で, 注水操作を屋外で実施することにより, 建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。

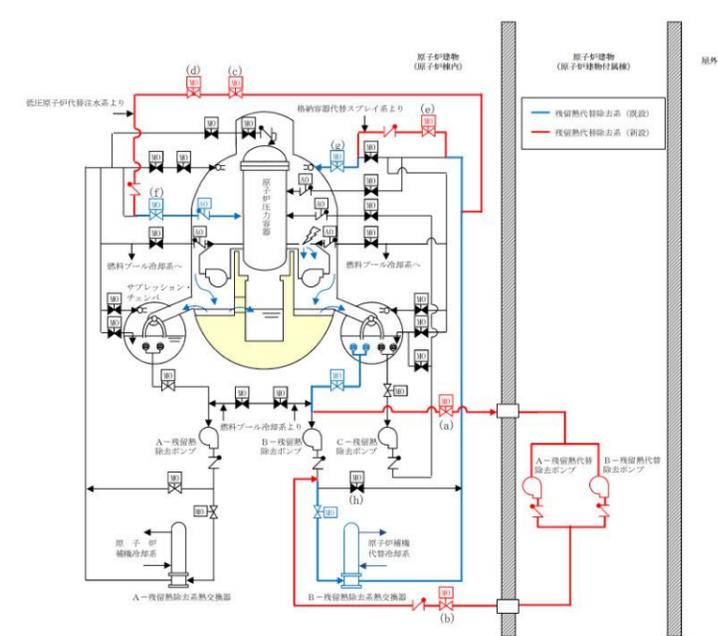


図 2. 2. 1-1 残留熱代替除去系概要図

(2) 格納容器ベント操作

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

・運用の相違  
【柏崎 6/7】

島根 2号炉は, 別々のポンプ (FLSR, RHAR) を使用することから循環冷却の系統構成と原子炉注水を並行して実施可能

格納容器ベント操作について、操作対象弁は図 2.2.1-2 のとおりであり、これらの操作対象弁と代替循環冷却系配管の主たる流路の位置関係を表 2.2.1-2 及び図 2.2.1-3～図 2.2.1-6 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、代替循環冷却系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい原子炉建屋内の原子炉区域外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は原子炉建屋内の原子炉区域外であっても、代替循環冷却系運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。

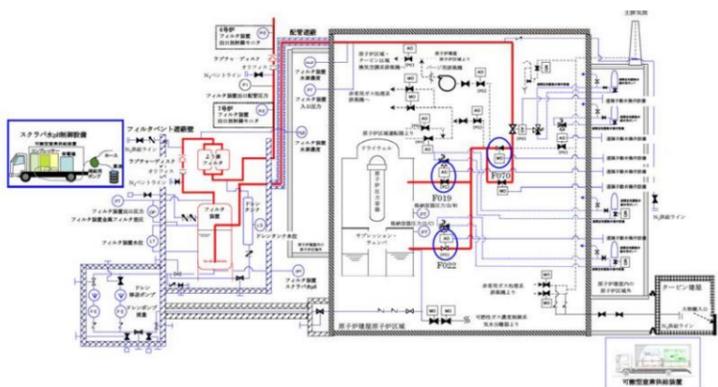


図 2.2.1-2 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

格納容器ベント操作について、操作対象弁は図 2.2.1-2 のとおりであり、これらの操作対象弁と残留熱代替除去系配管の主たる流路の位置関係を表 2.2.1-2 及び図 2.2.1-3～図 2.2.1-5 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、残留熱代替除去系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい原子炉建物付属棟において遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は原子炉建物付属棟であっても、残留熱代替除去系運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。

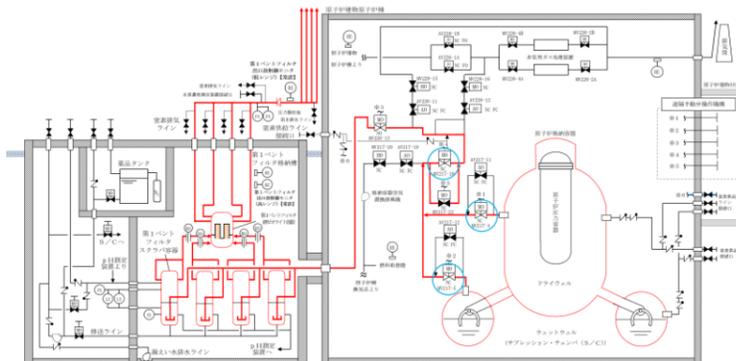


図 2.2.1-2 格納容器フィルタベント系系統概要図

表 2.2.1-2 ベント操作に必要な操作弁と配置

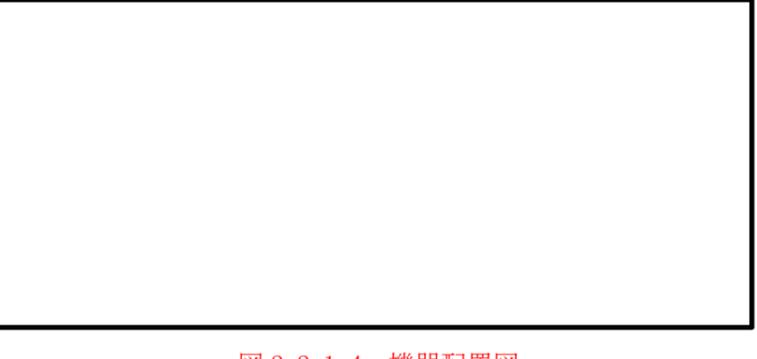
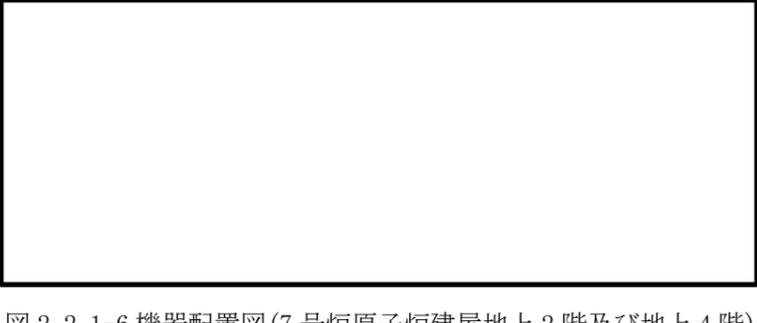
	6号炉	7号炉
F022(一次隔離弁 S/C)	弁①(図 2.2.1-3)	弁①(図 2.2.1-5)
F019(一次隔離弁 D/W)	弁②(図 2.2.1-4)	弁②(図 2.2.1-6)
F070(二次隔離弁)	弁③(図 2.2.1-4)	弁③(図 22.1-6)

表 2.2.1-2 ベント操作に必要な操作弁と配置

MV217-5 (第1弁 S/C)	弁①(第 2.2.1-3 図)
MV217-4 (第1弁 D/W)	弁②(第 2.2.1-4 図)
MV217-18 (第2弁)	弁③(第 2.2.1-4 図)

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

・設備の相違

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	
				
<p>図 2. 2. 1-3 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上中1階及び地下1階)</p>		<p>図 2. 2. 1-3 機器配置図</p>		
				
<p>図 2. 2. 1-4 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上2階及び地上3階)</p>		<p>図 2. 2. 1-4 機器配置図</p>		
				
<p>図 2. 2. 1-5 機器配置図(7号炉原子炉建屋地上中1階及び地下1階)</p>				
				
<p>図 2. 2. 1-6 機器配置図(7号炉原子炉建屋地上2階及び地上4階)</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) 残留熱除去系の復旧作業</p> <p><u>代替循環冷却系</u>は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統であり、残留熱除去系が復旧するまで運転継続することを目的としている。よって、<u>代替循環冷却系</u>運転による放射線量上昇の影響があっても、残留熱除去系復旧作業ができることを示す。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>では、サプレッション・チェンバからの吸込み及び原子炉格納容器内へのスプレイとして、残留熱除去系のB系を使用することを想定(原子炉への注水はA系を想定)している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、<u>代替循環冷却系</u>運転の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。</p> <p>残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下3階の残留熱除去系(C)ポンプ室又は原子炉建屋地下2階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。</p> <p>6号炉については、<u>図2.2.1-7</u>に示すとおり、<u>代替循環冷却系</u>により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室及び上部ハッチ付近から十分離れていることから、アクセスは可能である。</p> <p>7号炉については、<u>図2.2.1-8</u>に示すとおり、<u>代替循環冷却系</u>により高線量となる配管は、<u>残留熱除去系(C)ポンプ室から十分離れていることから、アクセスは可能である。一方、上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却系運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。このときの上部ハッチ付近の線量評価結果を以下に示す。</u></p> <p><u>線源となる配管は図2.2.1-8にて青ラインで示す口径250Aの配管であるが、保守的に口径500Aの配管中にサプレッション・チェンバのプール水が満たされているものとして評価した。また、サプレッション・チェンバのプール水中の放射性物質の濃度の評価に当たり、セシウム及びヨウ素については炉内内蔵量の全量がサプレッション・チェンバのプール水中に溶け込んだものと想定した。評価モデル図を図2.2.1-9に示す。</u></p> <p><u>評価の結果、事故発生後30日間経過した場合、上部ハッチ付近(線源となる配管からの距離が10mの地点)において約500mSv/hとなった。</u></p> <p><u>作業場所が高線量である場合は、放射線防護対策として、福島第一原子力発電所の作業で使われているような移動式遮蔽体等</u></p>		<p>(3) 残留熱除去系の復旧作業</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統であり、残留熱除去系が復旧するまで運転継続することを目的としている。よって、<u>残留熱代替除去系</u>運転による放射線量上昇の影響があっても、残留熱除去系復旧作業ができることを示す。</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>では、サプレッション・チェンバからの吸込み及び原子炉格納容器内へのスプレイとして、残留熱除去系のB系を使用することを想定(原子炉への注水はA系を想定)している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、<u>残留熱代替除去系</u>運転の影響を受ける可能性が最も低いA系を復旧することを想定する。</p> <p><u>A-残留熱除去ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建物地下2階のA-残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA-残留熱除去ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。</u></p> <p><u>第2.2.1-5図</u>に示すとおり、<u>残留熱代替除去系</u>により高線量となる配管は、<u>A-残留熱除去ポンプ室及び上部ハッチ付近から十分離れていることから、アクセスは可能である。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、上部ハッチ付近に高線量となる配管はない</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>を用いることで、当該箇所へのアクセス、復旧作業への影響がないように適切に対策を講じる。移動式遮蔽体を用いた場合の一例を図 2. 2. 1-10 に示す。なお、前述の線量率(約 500mSv/h)を約 20mSv/h に低減することを想定した場合に必要な遮蔽厚さ(減衰率:0.04)は、遮蔽体が鉄の場合約 11cm となる(図 2. 2. 1-11 参照)。</p> <p><u>減衰率=低減後の線量率 (mSv/h) / 上部ハッチ付近の線量率 (mSv/h)</u></p> <p><u>=20/500</u></p> <p><u>=0.04</u></p> <p>これが上記のとおり保守的な配管口径を想定した遮蔽厚さになるが、実際の配管口径が 250A であることを踏まえ、移動式遮蔽体は適切な遮蔽効果を有し、構造強度を有する設計とする。</p> <p>これらの遮蔽を現場状況に応じて適切に設置すること等で放射線防護の対策を講じる。</p> <p>なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。</p> <div data-bbox="160 1016 917 1583" style="border: 1px solid black; height: 270px; width: 255px; margin: 10px 0;"></div> <p>図 2. 2. 1-7 機器配置図(6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)</p>		<div data-bbox="1754 1016 2484 1583" style="border: 1px solid black; height: 270px; width: 246px; margin: 10px 0;"></div> <p>図 2. 2. 1-5 機器配置図(原子炉建物地下2階)(1 / 2)</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="154 254 917 772" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="154 793 917 829" data-label="Caption"> <p>図 2.2.1-8 機器配置図(7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)</p> </div> <div data-bbox="154 982 917 1669" data-label="Diagram"> <p>線源 (密度1.0g/cm<sup>3</sup>)      鉄(密度: 7.86g/cm<sup>3</sup>)</p> <p>QAD-CGGP2R コードを用いて評価      ×: 評価点 (単位: mm)</p> </div> <div data-bbox="154 1690 917 1726" data-label="Caption"> <p>図 2.2.1-9 RHR(C) ポンプ室上部ハッチ付近線量評価モデル</p> </div>	<div data-bbox="1739 254 2502 772" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1739 793 2502 829" data-label="Caption"> <p>図 2.2.1-5 機器配置図 (原子炉建物地下1階) (2 / 2)</p> </div>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 上部ハッチ付近に高線量となる配管はない</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="154 210 920 598" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="154 613 920 693">図 2. 2. 1-10 7号炉 RHR(C)ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策</p> <div data-bbox="154 739 920 1102" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="320 1108 753 1186">図 2. 2. 1-11 遮蔽体(鉄,鉛)の減衰率 (QAD-CGGP2R コードを用いて評価)</p> <p data-bbox="154 1243 439 1276">2. 2. 2 操作概要について</p> <p data-bbox="154 1285 920 1453">格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」(代替循環冷却系を使用する場合)及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の手順の概要を図 2. 2. 2-1～3 に、必要な要員と作業項目を図 2. 2. 2-4～6 に示す。</p>		<p data-bbox="1724 1243 2071 1276">2. 2. 2 操作の概要について</p> <p data-bbox="1724 1285 2516 1495">格納容器破損モード「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)及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の手順の概要を図 2. 2. 2-1～3 に、必要な要員と作業項目を図 2. 2. 2-4～6 に示す。</p>	

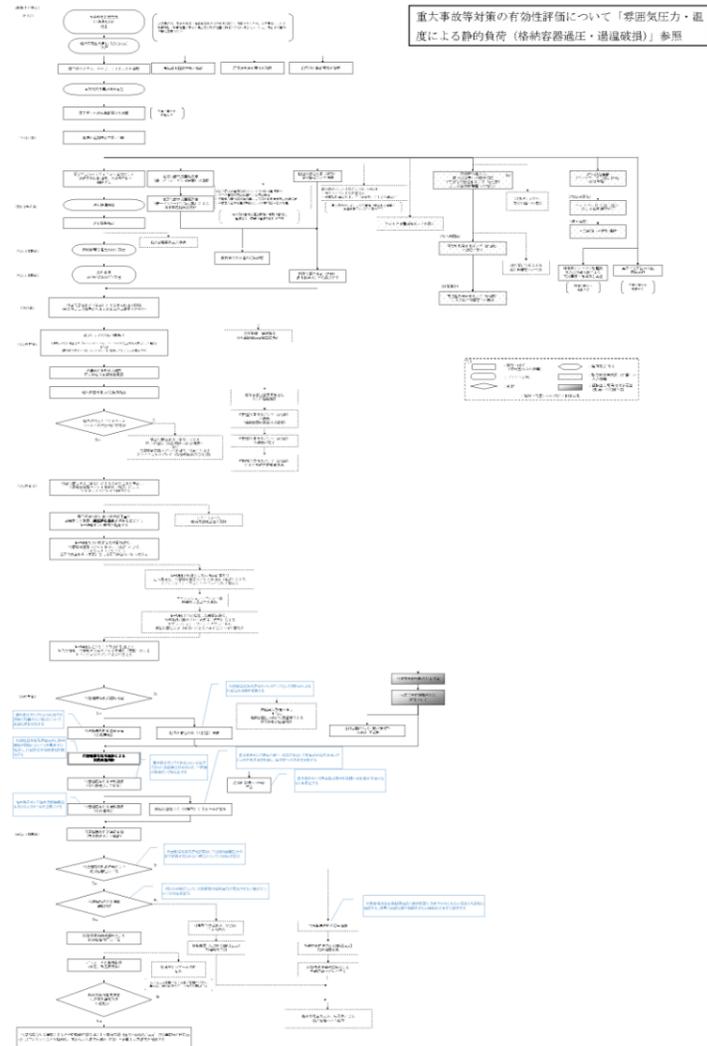


図 2.2.2-1 代替循環冷却系運転の手順概要(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の場合)「全体図」

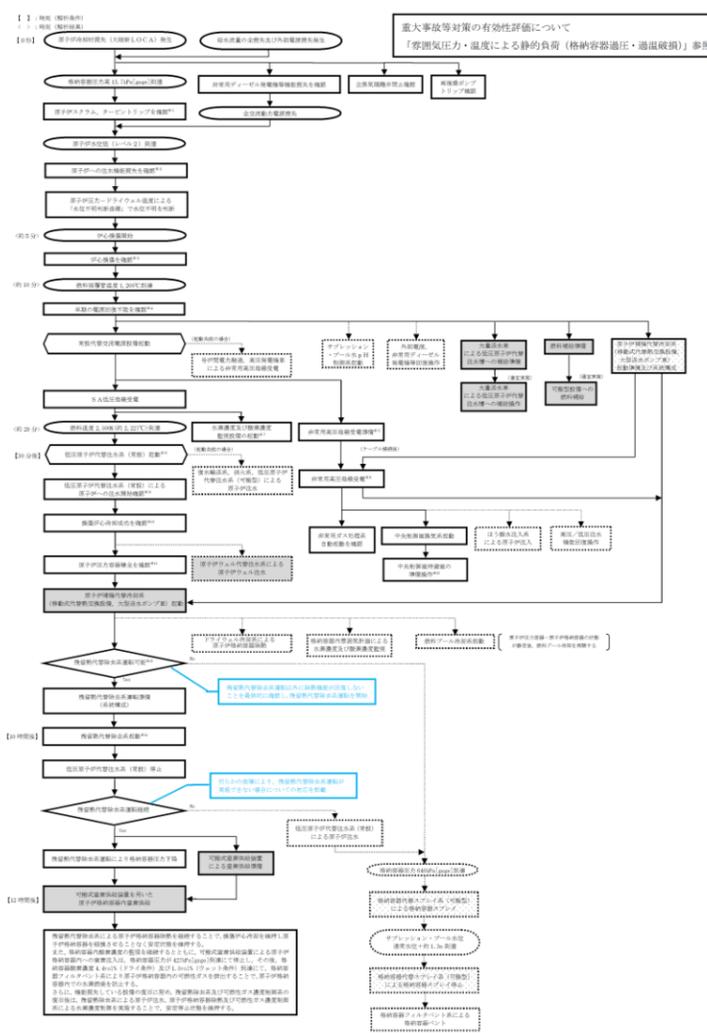


図 2.2.2-1 残留熱代替除去系運転の手順概要(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の場合)「全体図」

・運用及び設備の相違【柏崎 6/7】  
有効性評価の解析条件及び解析結果の相違に伴う運用の相違

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
			備考
<p>図 2. 2. 2-2 代替循環冷却系運転の手順概要(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の場合)「抜粋図」</p>		<p>図 2. 2. 2-2 残留熱代替除去系運転の手順概要(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の場合)「抜粋図」</p>	<p>・運用及び設備の相違【柏崎 6/7】 有効性評価の解析条件及び解析結果の相違に伴う運用の相違</p>

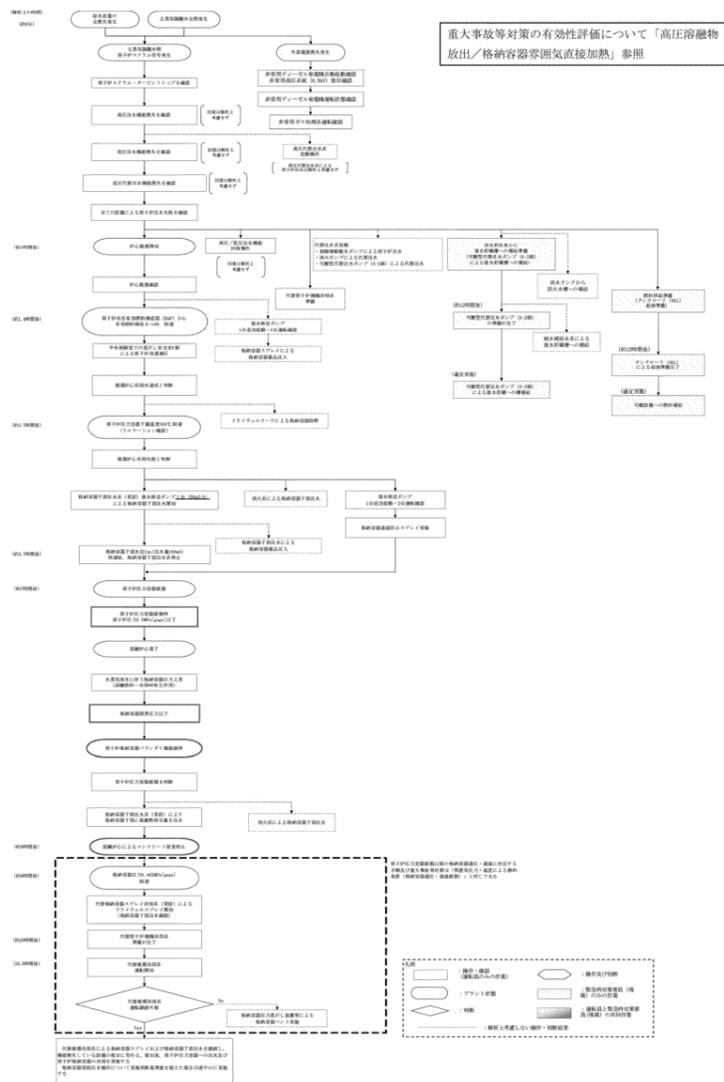


図 2.2.2-3 代替循環冷却系運転の手順概要（「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の場合）

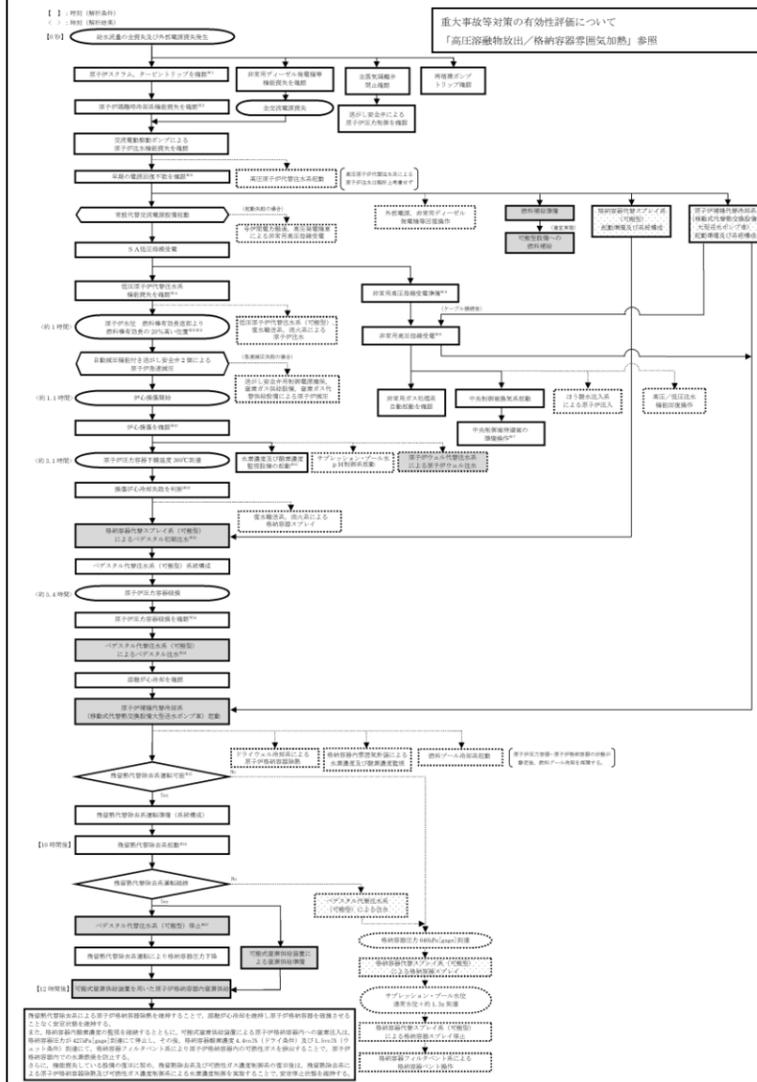
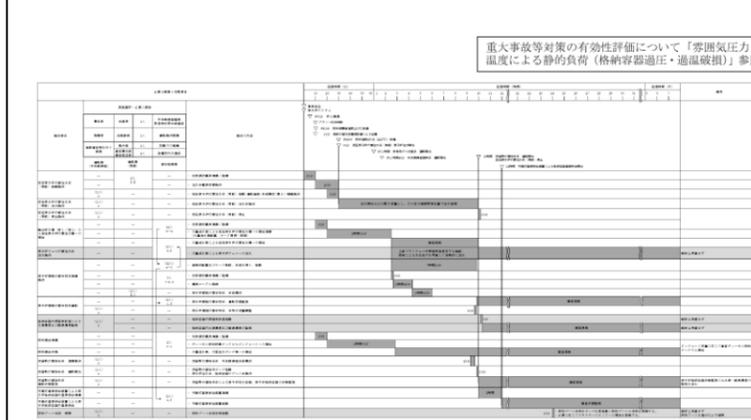
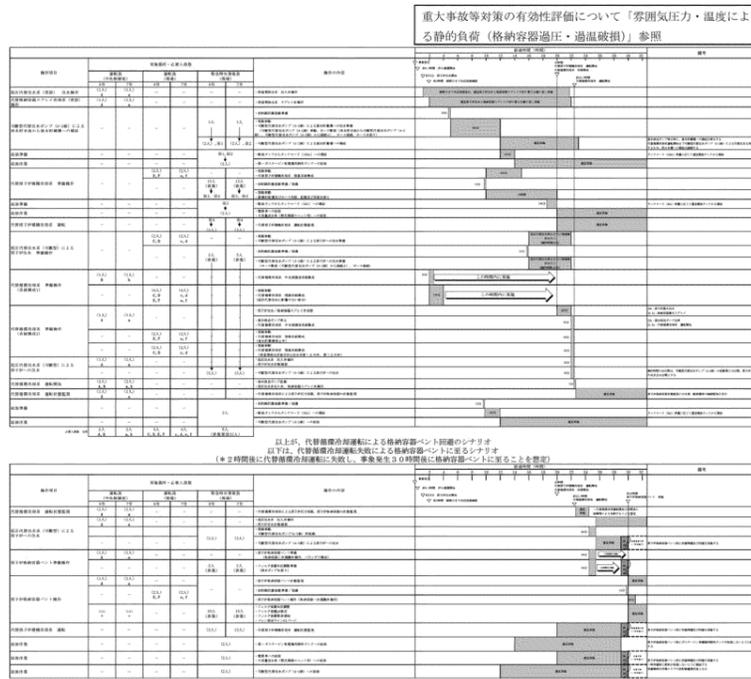


図 2.2.2-3 残留熱代替除去系運転の手順概要（「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の場合）

・運用及び設備の相違【柏崎 6/7】  
有効性評価の解析条件及び解析結果の相違に伴う運用の相違





以上が、残留熱代替除去系運転による格納容器ベント回避のシナリオ  
 以下は、残留熱代替除去系運転失敗による格納容器ベントに至るシナリオ  
 (10時間後に残留熱代替除去系運転に失敗し、事象発生32時間後に格納容器ベントに至ることを想定)



図 2.2.2-5 代替循環冷却系運転の作業と所要時間(0～32時間後)「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)の場合」

図 2.2.2-5 残留熱代替除去系運転の作業と所要時間(0分～7日後)「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)の場合」

・運用及び設備の相違  
 【柏崎6/7】  
 有効性評価の解析条件及び解析結果の相違に伴う運用の相違

重大事故等対策の有効性評価について「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」参照

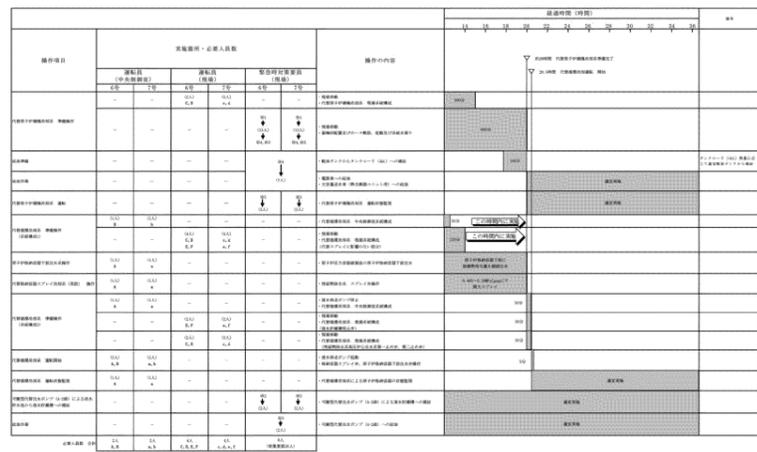
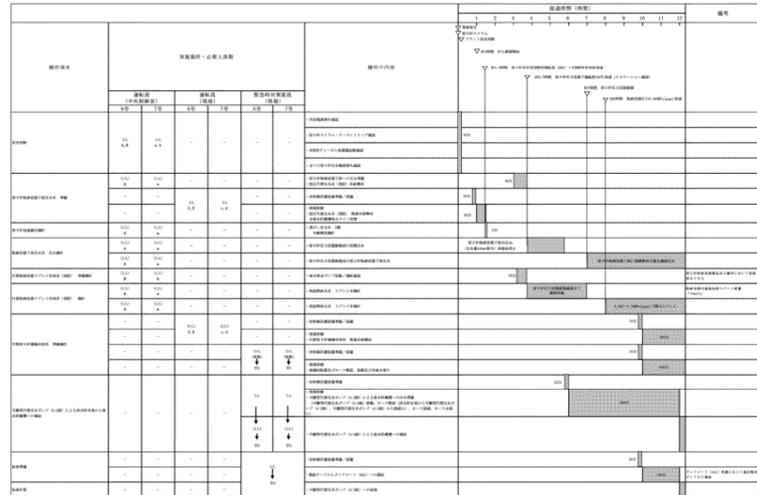


図 2.2.2-6 代替循環冷却系運転の作業と所要時間「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の場合」

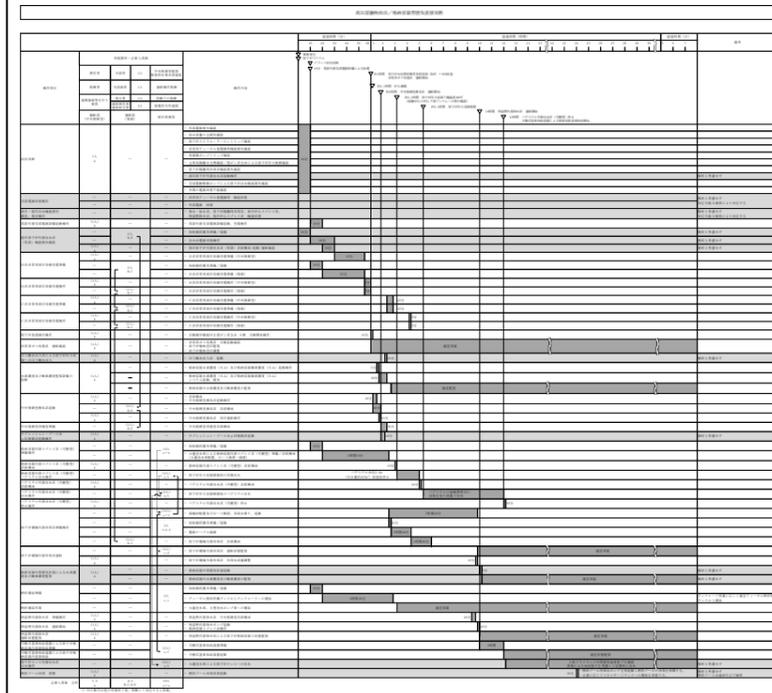


図 2.2.2-6 残留熱代替除去系運転の作業と所要時間「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の場合」

・運用及び設備の相違【柏崎 6/7】  
有効性評価の解析条件及び解析結果の相違に伴う運用の相違

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
<p>2.3 系統運転時の監視項目</p> <p>2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について</p> <p>(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量</p> <p>a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能</p> <p>有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失</u>」のみを選定している。さらに有効性評価では、この「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失</u>」の事故シーケンスに対して、より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失を重畳させ、「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失</u>」への対応を確認している。</p> <p>よって、この「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。</p> <p>b) 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度</p> <p>「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気体組成の推移を図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 に示す。</p> <p>c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能</p> <p>①計測目的について</p> <p>一般に気相中の体積割合で 5vol% 以上の酸素ガスとともに水素ガスが存在する場合、水素濃度 4vol% で燃焼、13vol% で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は 4vol%、酸素濃度は 5vol% までの測定が可能であることが必要である。</p>	<p>比較対象無し</p>	<p>2.3 系統運転時の監視項目</p> <p>2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について</p> <p>(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量</p> <p>a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能</p> <p>有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「<u>冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」のみを選定している。</p> <p>よって、この「<u>冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。</p> <p>b) 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度</p> <p>「<u>冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（<u>残留熱代替除去系を使用する場合</u>）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気体の組成の推移を図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 に示す。</p> <p>c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能</p> <p>①計測目的について</p> <p>一般に気相中の体積割合で 5 vol% 以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合、水素濃度 4 vol% で燃焼、13vol% で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は 4 vol%、酸素濃度は 5 vol% までの測定が可能であることが必要である。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、シーケンス選定において、全交流動力電源喪失を重畳させている</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測定が必要となる時間</p> <p><u>図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 のとおり</u>，解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く，原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。</p> <p>しかしながら，徐々にではあるが，酸素濃度は上昇し続けることから，<u>除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。</u></p> <p><u>除熱系（代替原子炉補機冷却系）が復旧されない場合</u>，炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され，それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し，<u>原子炉格納容器の限界圧力 (0.62MPa[gage]) に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる（有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約 38 時間後に格納容器ベントを実施）。</u>格納容器ベントを実施する約 38 時間までは，<u>図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 のとおり</u>，水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。</p>		<p>②測定が必要となる時間</p> <p><u>図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 のとおり</u>，解析上は事象発生から 12 時間後に<u>原子炉格納容器への窒素供給を実施することで</u>，事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5 vol%を超えることは無く，原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。</p> <p>しかしながら，徐々にではあるが，<u>水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから，格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）起動後（事象発生から約 2 時間），水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，水の放射線分解による酸素濃度の上昇を抑制するために，原子炉格納容器内に窒素を注入する</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，除熱系の復旧がなくても，常設代替交流電源設備の起動により，水素濃度及び酸素濃度の監視が可能</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，水素及び酸素濃度が監視可能となる事象発生から 2 時間後までにおいて，残留熱代替除去系を使用する場合と使用しない場合とで，事象進展が同じであることから，記載していない</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>なお、「<u>大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた <math>G(H_2)=0.4</math>, <math>G(O_2)=0.2</math> とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に到達するのは、事象発生から約51時間後である(図2.3.1-3及び図2.3.1-4参照)。</p> <p>これより、<u>除熱系の復旧がされない約22.5時間以前</u>においては原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に到達することはない。</p> <p>さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。</p>		<p>なお、「<u>冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値(沸騰状態：<math>G(H_2)=0.4</math>, <math>G(O_2)=0.2</math>, 非沸騰状態：<math>G(H_2)=0.25</math>, <math>G(O_2)=0.125</math>)とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%(ドライ条件)に到達するのは、事象発生から約85時間後である。</p> <p>また、<u>窒素封入の切替え操作(原子炉格納容器内の酸素濃度4vol%到達時)</u>は、事象発生から約49時間後である(図2.3.1-3及び図2.3.1-4参照)。</p> <p>これより、<u>格納容器内酸素濃度(SA)を起動する事象発生から約2時間までに</u>原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に到達することはない。</p> <p>さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 DBAの性能評価では沸騰状態と非沸騰状態でG値を変更して評価しており、島根2号炉はその条件どおりに評価を行っている。(柏崎刈羽6/7は、DBAの性能評価において、保守的な条件として沸騰状態のG値を非沸騰状態にも適用して評価している)</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 格納容器ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、酸素濃度を基準とした窒素封入の切替え(D/W→S/C)操作を実施する</p>

③耐環境条件

「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

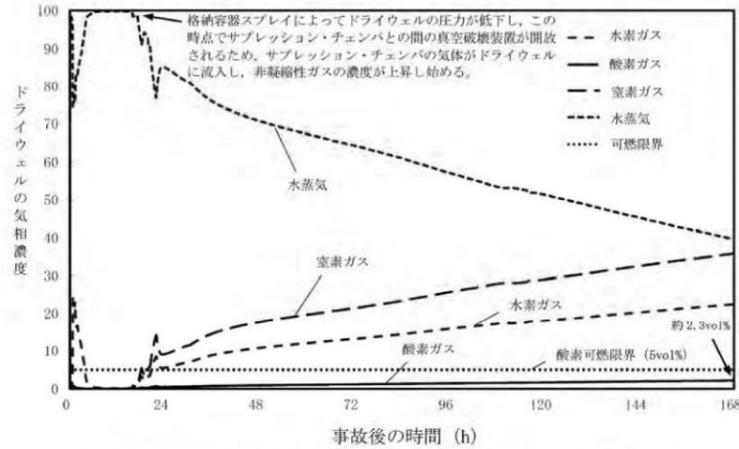


図2.3.1-1 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)

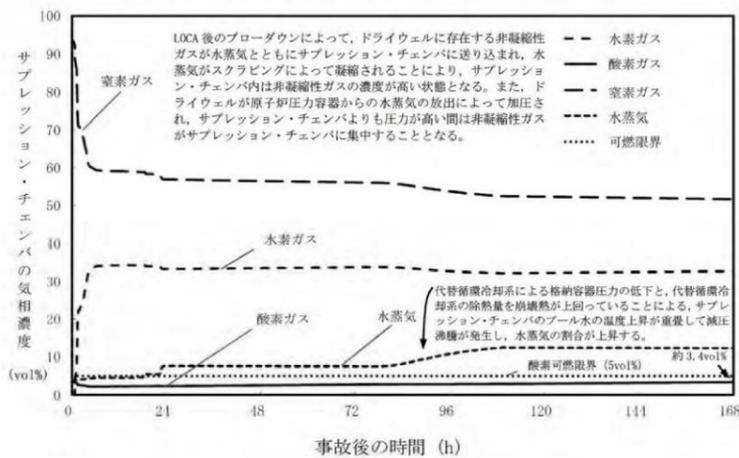


図2.3.1-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)

③耐環境性

「冷却材喪失 (大破断LOCA) +ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

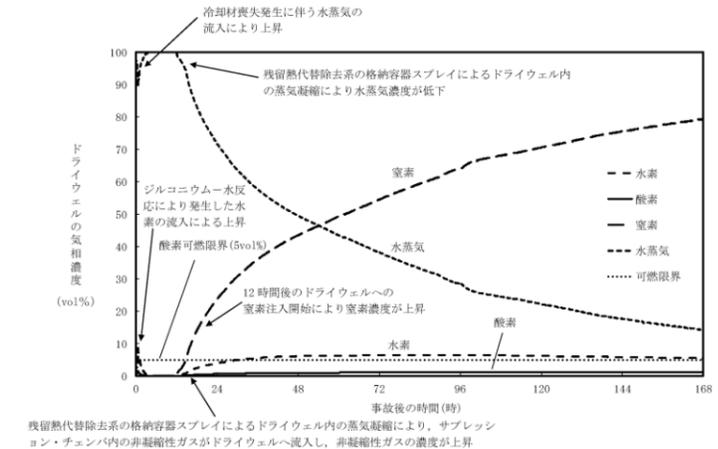


図 2.3.1-1 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

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)

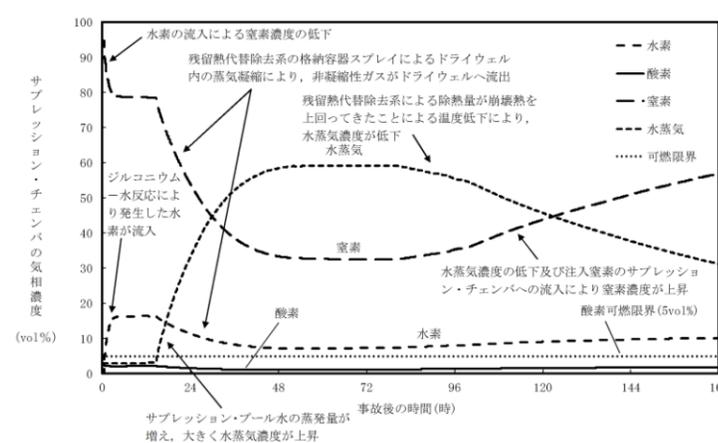


図 2.3.1-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

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)

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7】  
詳細な相違理由は、有効性評価「3.4 水素燃焼」参照

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7】  
詳細な相違理由は、有効性評価「3.4 水素燃焼」参照

「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(H_2) = 0.4$ 、 $G(O_2) = 0.2$ を採用した場合についても、酸素濃度が可燃限界(5vol%)に至るのは約51時間後となる。

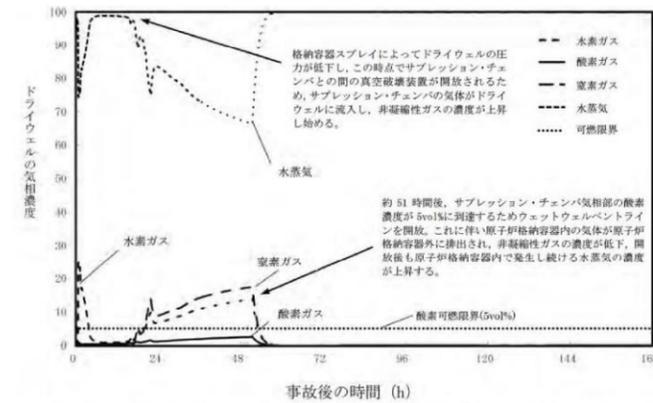


図2.3.1-3 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ウエット条件)

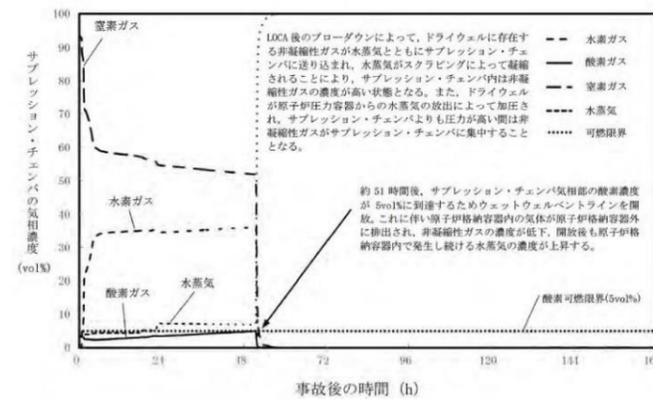


図2.3.1-4 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)

・記載方針の相違  
【柏崎 6/7】

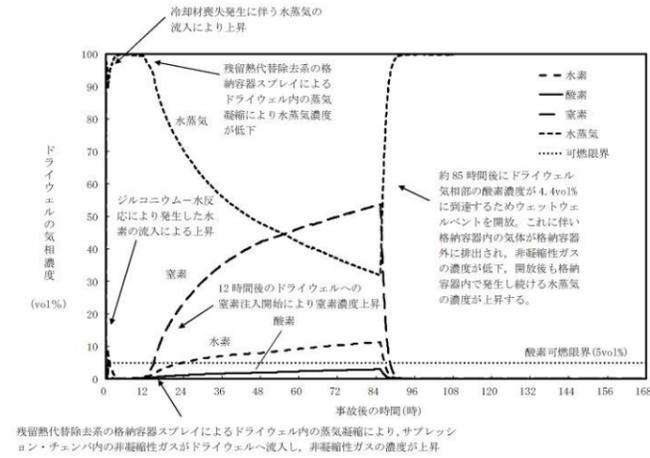


図 2.3.1-3 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ウエット条件)

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7】  
詳細な相違理由は、有効性評価「3.4 水素燃焼」参照

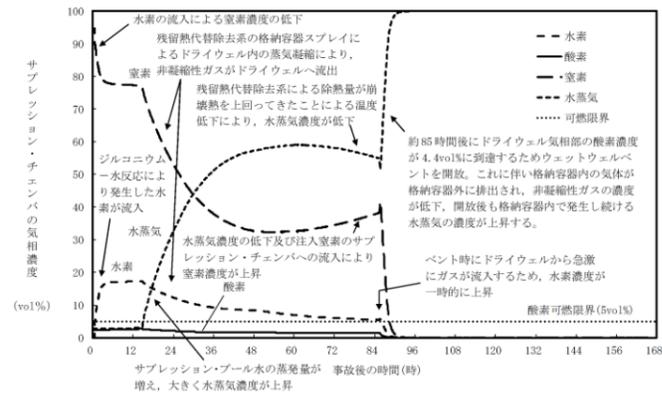


図 2.3.1-4 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7】  
詳細な相違理由は、有効性評価「3.4 水素燃焼」参照

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) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法</p> <p>水素濃度は4vol%，酸素濃度は5vol%までの測定が可能であることが必要であることから、<u>代替循環冷却時「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」</u>における原子炉格納容器内の水素濃度・酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。</p> <p style="text-align: center;"><u>表2.3.1-1 計装設備の主要仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="160 577 911 766"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td>水素吸蔵材料式水素検出器</td> <td>0~100vol%</td> <td>2</td> <td>原子炉格納容器内</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~100vol%(7号炉)</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内酸素濃度</td> <td>熱磁気風式酸素検出器</td> <td>0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol%(7号炉)</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法</p> <p>有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。</p> <p>しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。</p> <p>a) 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合</p> <p>機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気とともに<u>非凝縮性ガス</u>は排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系</u>等による除熱系が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)		<p>(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法</p> <p>水素濃度は4 vol%，酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要であることから、「<u>冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」(<u>残留熱代替除去系を使用する場合</u>)における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。</p> <p style="text-align: center;"><u>表 2.3.1-1 計装設備の主要仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1739 583 2493 898"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~100vol%</td> <td>1</td> <td>原子炉建物中2階</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA)</td> <td>磁気力式酸素検出器</td> <td>0~25vol%</td> <td>1</td> <td>原子炉建物中2階</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 (B系)</td> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~5%/0~100%</td> <td>1</td> <td>原子炉建物3階</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (B系)</td> <td>熱磁気風式酸素検出器</td> <td>0~5%/0~25%</td> <td>1</td> <td>原子炉建物3階</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法</p> <p>有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。</p> <p>しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。</p> <p>a) 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合</p> <p>機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5 vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に<u>非凝縮性ガス</u>は排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>等が復旧し、<u>原子炉</u>格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5 vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中2階	格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中2階	格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式水素検出器	0~5%/0~100%	1	原子炉建物3階	格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式酸素検出器	0~5%/0~25%	1	原子炉建物3階	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、重大事故等対処設備として、「格納容器酸素濃度(SA)」と「格納容器酸素濃度(B系)」がある</p>
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																												
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内																																												
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)																																												
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)																																												
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																												
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中2階																																												
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中2階																																												
格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式水素検出器	0~5%/0~100%	1	原子炉建物3階																																												
格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式酸素検出器	0~5%/0~25%	1	原子炉建物3階																																												

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>性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない(「重大事故等対策の有効性評価について、3.4 水素燃焼、添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照)。</p> <p>b) 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法 この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。 まず、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、a)と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。</p> <p>(4) 代替原子炉補機冷却系復旧以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の推定 原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。 <u>有効性評価においては、約 22.5 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%) に至らないことを確認しているが、約 22.5 時間以前において原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、推定手段を整備している。</u> <u>格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値 (G(H2)=0.4, G(O2)=0.2) を入力とした評価結果(解析結果)により推定する。</u> <u>推定可能範囲：0～約5vol%</u></p>		<p>子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、<u>原子炉</u>格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない(「重大事故等対策の有効性評価、3.4 水素燃焼、添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照)。</p> <p>b) 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法 この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。 まず、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、a)と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。</p> <p>(4) <u>代替パラメータによる原子炉格納容器内の酸素濃度の推定</u>  原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。 <u>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器酸素濃度(SA)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器酸素濃度により推定する。</u> <u>有効性評価においては、代替パラメータの格納容器酸素濃度は、原子炉補機代替冷却系が復旧する事象発生から約 10.5 時間後から計測が可能である。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、除熱系(原子炉代替補機冷却系)の復旧以前から、主要パラメータである、格納容器酸素濃度(SA)により継続的に格納容器内の酸素濃度が監視可能であることから、本項では代替パラメータによる推定について記載</p>

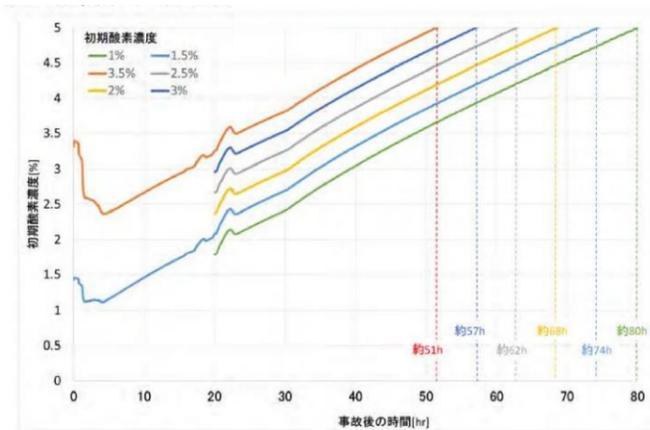
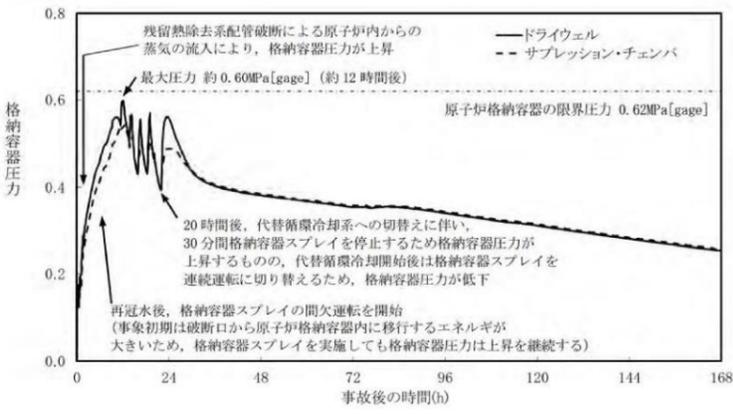


図2.3.1-5 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内酸素濃度変化

また、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) が [ ] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の変化を図2.3.1-6に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

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 data-bbox="148 661 920 735">図2.3.1-6 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)の格納容器内圧力の推移</p> <p data-bbox="172 793 920 961"><u>炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。</u></p> <p data-bbox="172 972 920 1228"><u>また、格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。</u></p> <p data-bbox="172 1239 920 1722"><u>なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ(格納容器内雰囲気放射線レベル、格納容器内圧力)による格納容器内酸素濃度の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差(格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の誤差：<math>5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{ Sv/h}</math>, N:-2~5, 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の誤差：<math>5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{ Sv/h}</math>, N:-2~5, 格納容器内圧力(D/W)の誤差：<math>\pm 15 \text{ kPa}</math>, 格納容器内圧力(S/C)の誤差：<math>\pm 15.6 \text{ kPa}</math>)を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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>3. 本システムの運用にあたって考慮すべき項目</p> <p>3.1 放射線による影響について</p> <p>①耐放射線に関する設計考慮について</p> <p>代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される有機材（シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。</p> <p>代替循環冷却系を運転する際の放射線量については、簡易解析評価の結果、運転時間90日とした場合に、代表的な配管表面部において積算放射線量は約 <input type="text"/> Gyであることが目安としてある。よって、代替循環冷却系の運転操作に必要な機器で、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。</p> <p>②水の放射線分解による水素影響について</p> <p>炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、また、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。</p> <p>代替循環冷却系運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系ポンプのサブプレッション・チェンバ吸込弁を閉じ、復水補給水系の洗浄水弁を開き、復水補給水系に低圧代替注水系（可搬型）から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</p>	<p>3.2 耐放射線に関する設計考慮について</p> <p>代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。</p> <p>3.3 水の放射線分解による水素影響について</p> <p>炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。</p> <p>代替循環冷却系運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系ポンプのサブプレッション・プール吸込弁を閉じ、可搬型代替注水大型ポンプから系統内に外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</p>	<p>3. 本システムの運用にあたって考慮すべき項目</p> <p>3.1 放射線による影響について</p> <p>①耐放射線に関する設計考慮について</p> <p>残留熱代替除去系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される有機材（シール材等）が使用されている機器について、残留熱代替除去系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。</p> <p>残留熱代替除去系を運転する際の放射線量については、簡易解析評価の結果、運転時間90日とした場合に、代表的な配管表面部において積算放射線量は約 <input type="text"/> kGyであることが目安としてある。よって、残留熱代替除去系の運転操作に必要な機器で、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。</p> <p>②水の放射線分解による水素影響について</p> <p>炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、残留熱代替除去系運転中は配管内に流れがあり、また、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。</p> <p>残留熱代替除去系の運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去ポンプのB-RHRポンプトールス水入口弁を閉じ、残留熱代替除去系に大量送水車から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 系統構成の相違</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 data-bbox="151 212 715 239">3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について</p> <div data-bbox="151 254 914 779" style="border: 1px solid black; height: 250px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="151 842 914 1318" style="border: 1px solid black; height: 227px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="219 1333 848 1360">図 3.2-1 航空機衝突が行われた場合の影響について</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>3.3 系統の健全性について</p> <p>(1) <u>代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性</u>  <u>代替循環冷却系運転時に系統水の漏えいがないことを確認し、系統の健全性を示す。</u>  <u>代替循環冷却系は残留熱除去系、高圧炉心注水系、復水補給水系を組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。</u></p> <p><u>これら各系統を単独で通常どおり使用する場合には系統水が漏えいしない設計としているが、代替循環冷却系は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。</u>  <u>図 3.3-1 に示すとおり、代替循環冷却系は復水移送ポンプでサブプレッション・チェンバのプール水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、代替循環冷却系運転時は、残留熱除去系ポンプが停止している状態でポンプ内を流体が流れることとなる。</u>  <u>残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水されるフラッシング水により温度上昇を抑えることが可能な設計としているが、ポンプ停止時に流体が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールにフラッシング水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。</u>  <u>なお、残留熱除去系ポンプとは異なる軸封構造で、他系統からのシール水により軸封部をシールする構造のポンプがあった場合は、同様に影響の確認が必要であるが、代替循環冷却系統内に当該構造のポンプはない。</u></p>	<p>3. <u>代替循環冷却系の健全性について</u></p> <p>3.1 <u>代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性</u>  <u>代替循環冷却系運転時に系統水の著しい漏えいがないことを以下のとおり確認した。</u>  <u>代替循環冷却系は、既設の残留熱除去系と組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。</u></p> <p><u>残留熱除去系を単独で通常どおり使用する場合には系統水の著しい漏えいがない設計としているが、代替循環冷却系を使用する場合は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。</u>  <u>第3.1-1図に示すとおり、代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサブプレッション・プール水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。</u>  <u>残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水により温度上昇を抑える設計としている。(第3.1-2図)</u>  <u>ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールに冷却水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。</u>  <u>残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている。(第3.1-3図)</u>  <u>代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない。</u>  <u>新設する代替循環冷却系ポンプについては、残留熱除去系熱交換器の下流側に配置し、温度が下がった系統水が流れるようにすることでメカニカルシールの健全性を維持できる設計としている。具体的には、以下のとおり代替循環冷却系ポ</u></p>	<p>3.2 系統の健全性について</p> <p>(1) <u>残留熱代替除去系運転時の系統水漏えいの可能性</u></p> <p><u>残留熱代替除去系は残留熱除去系と組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系を使用する場合に流路となる残留熱除去系の配管、弁及び熱交換器については、残留熱除去系として使用する場合と同様に流路として使用する設計であること及び残留熱除去系の設計条件を超えない範囲で使用するため、系統水が漏えいすることはない。残留熱代替除去系の流路を図 3.2-1 に示す。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  系統構成の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  島根 2 号炉は残留熱除去ポンプを流路としない</p>

ンブに流れる系統水が代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80℃を超えないことを確認している。

原子炉格納容器が限界圧力を下回る0.62MPa [gage] (2Pd)において、サプレッション・プール水の温度は0.62MPa [gage] (2Pd)における飽和温度167℃となるため、評価条件は以下のとおりとする。

緊急用海水ポンプ流量\* : 600m<sup>3</sup>/h

代替循環冷却系ポンプ流量 : 250m<sup>3</sup>/h

海水温度 : 32℃

サプレッション・プール水温度 : 167℃

上記の条件で残留熱除去系熱交換器出口温度を評価した結果、出口温度は約70℃と評価され、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80℃を下回る。

したがって、代替循環冷却系運転時において系統水の著しい漏えいはないと考えられる。

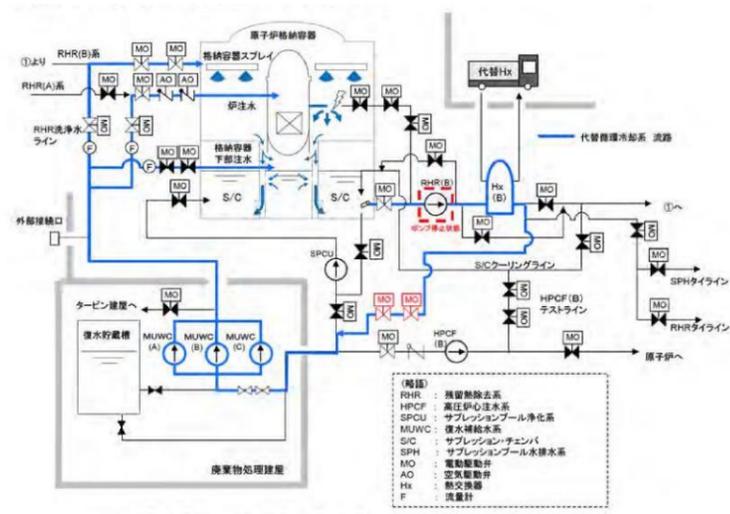
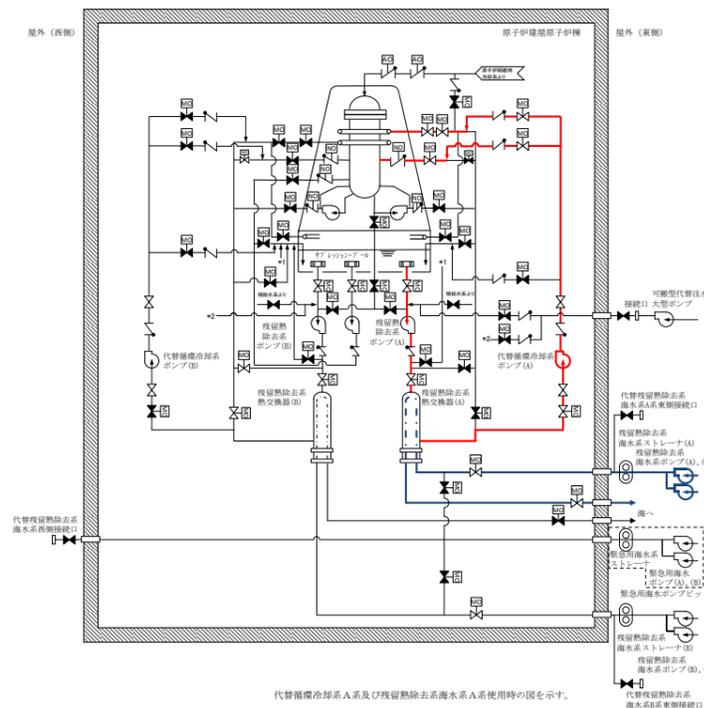


図 3.3-1 代替循環冷却系 系統概要図 (7号炉の例)



第 3.1-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

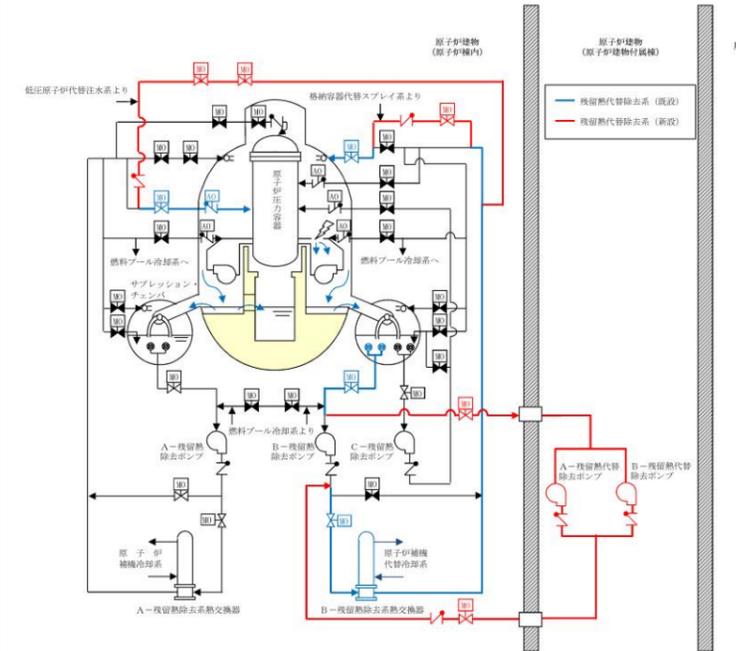


図 3.2-1 残留熱代替除去系系統概要図

・設備の相違

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
<p>(2) <u>残留熱除去系ポンプ停止時のメカニカルシールのシール性について</u></p> <p><u>残留熱除去系ポンプはメカニカルシールにより漏えいを防止する設計となっており、図 3.3-2 に示すとおりポンプ吐出水の一部を封水ラインに分岐し、メカニカルシール冷却器を通して軸封部にフラッシング水を送ることで、ポンプ運転時のメカニカルシールの温度上昇を抑える構造となっている。</u></p> <p><u>残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、図 3.3-3 に示すとおり、スプリングによって固定環と回転環から構成される摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている。</u></p> <p><u>代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの摺動部の温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが運転していない状態では冷却の必要がないため、特にメカニカルシールの機能としては問題にならない。よって、フラッシング水が無くても、メカニカルシールはスプリングによって摺動部を押さえつけるタイプであるため漏えいを防止することができる。なお、残留熱除去系ポンプ内を流れる流体は高温であることが想定されるが、この場合、メカニカルシールのうち最も影響を受けると考えられる部位は Oリングシールであり、その耐熱温度は約 250℃であるが、想定流体温度(約 166℃)を上回っているため、熱によるメカニカルシールの機能への影響はない。</u></p> <p><u>したがって、代替循環冷却系運転時の残留熱除去系ポンプが停止している状態においても軸封部のシール性に影響はなく、系統水が漏えいすることはないと考えられる。</u></p> <p><u>なお、系統水の流れによるポンプ空転の可能性については、ポンプロータ及び電動機ロータの質量(約 2.2 t)が鉛直下方向に作用しているため、軸受の抵抗損失により、ポンプが空転することはないと考えられるが、万が一空転した場合の影響について以下に示す。</u></p> <p><u>保守的に上記の軸受損失がないと仮定した場合、代替循環冷却系運転(流量 190m<sup>3</sup>/h)時に想定されるポンプ回転速度は、残留熱除去系ポンプ定格運転(流量 954m<sup>3</sup>/h)時のポンプ回転速度の約 <input type="text"/>%である。この場合、最も影響を受ける部位は、メカニカルシールの固定環と回転環の摺動部と考えられるが、想定</u></p>			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は残留熱除去ポンプを流路としない</p>

される摺動部の発熱量は、残留熱除去系ポンプ定格運転時の発熱量の約  %程度と僅かである。摺動部の温度が上昇し過ぎると、熱により固定環と回転環の間の微小隙間の水膜が形成されにくくなる可能性があるが、空転による摺動部発熱量が軽微であることから、メカニカルシールの健全性が確保できなくなるような状況には至らないと考えられる。

以上のことから、代替循環冷却系運転時に残留熱除去系ポンプは空転しないものと考えているが、仮に空転したとしてもメカニカルシールへの熱的影響は軽微であり、シール性への影響はないと考えられる。

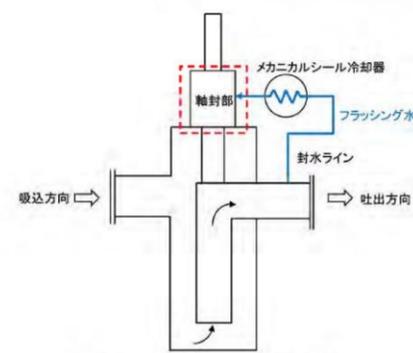
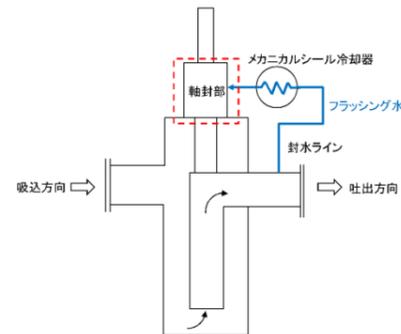


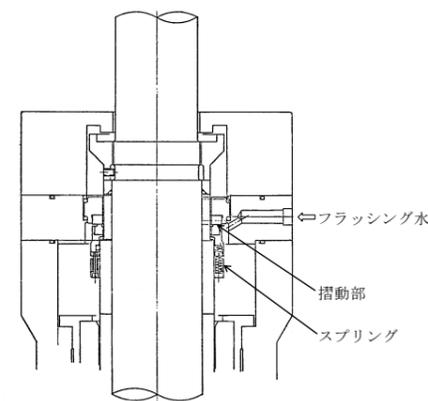
図 3.3-2 残留熱除去系ポンプ概要図



第 3.1-2 図 残留熱除去系ポンプ概要図

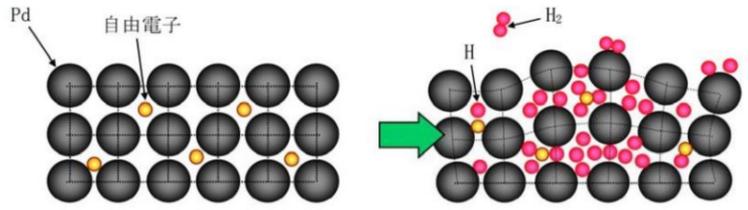
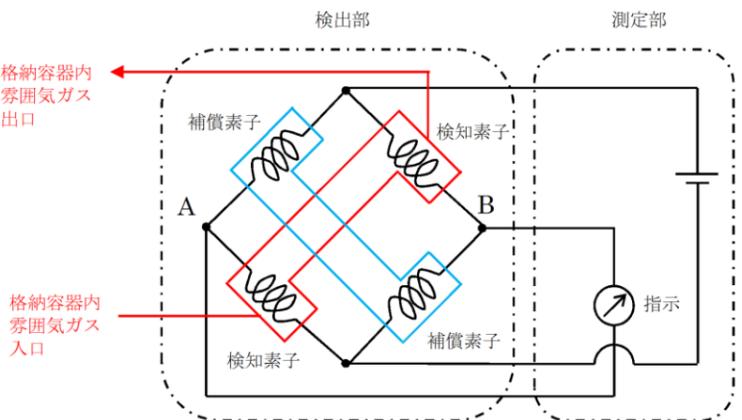


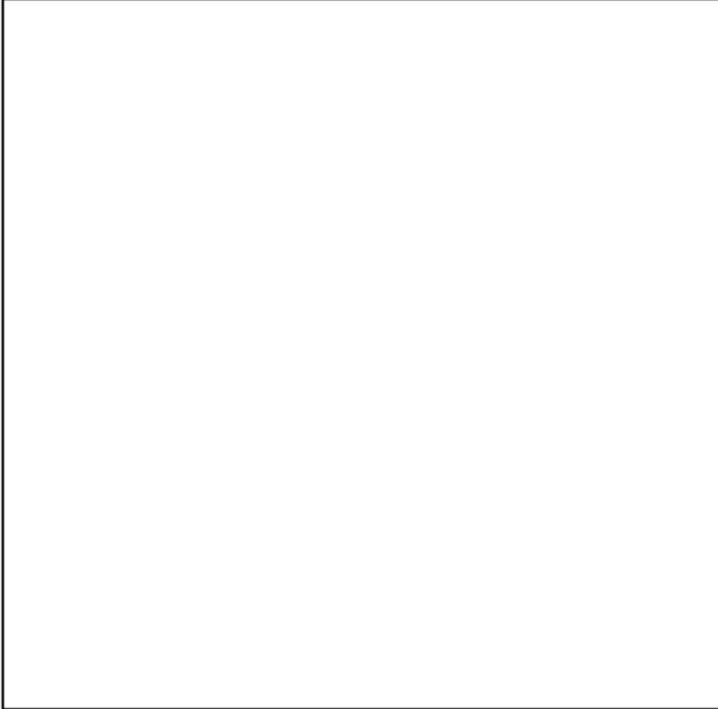
図 3.3-3 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図 (7号炉の例)



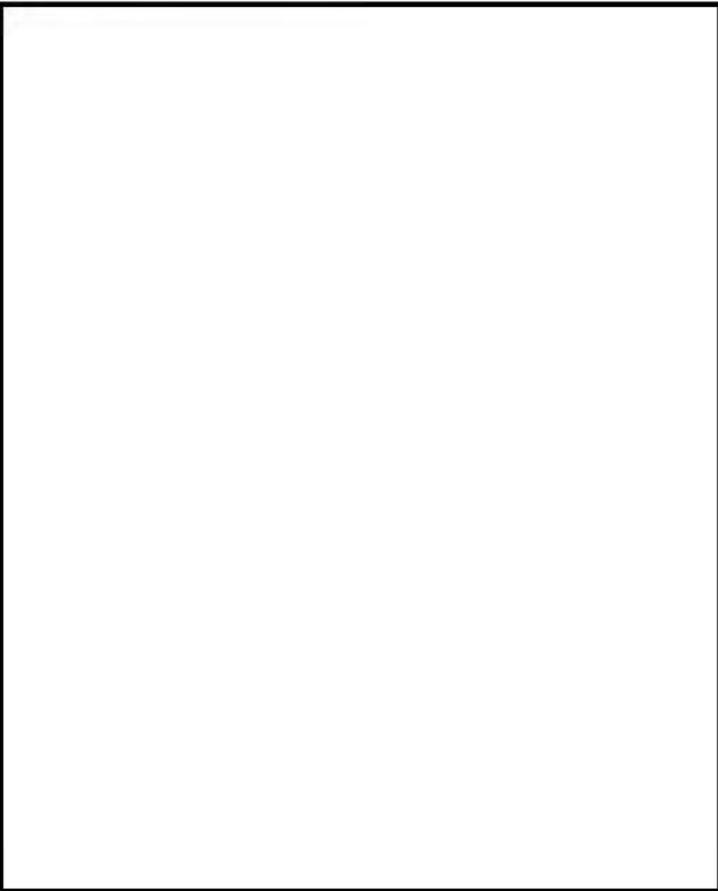
第 3.1-3 図 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p>格納容器内水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について</p> <p>1. 格納容器内水素濃度(SA)について</p> <p>(1) システム構成</p> <p>格納容器内水素濃度(SA)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度(SA)の検出信号は、<u>水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度(SA)を中央制御室に指示し、記録する。</u>(図1「格納容器内水素濃度(SA)の概略構成図」参照。)</p> <div data-bbox="261 1249 756 1669" data-label="Diagram"> <p>図1 格納容器内水素濃度(SA)の概略構成図</p> </div>	<p style="text-align: center;">比較対象無し</p>	<p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p>格納容器水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について</p> <p>1. 格納容器水素濃度 (SA) について</p> <p>(1) システム構成</p> <p><u>格納容器水素濃度 (SA) のシステム概要を図1に示す。格納容器水素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度 (SA) の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。</u>(図2「格納容器水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)</p> <div data-bbox="1765 703 2433 1165" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">図1 格納容器水素濃度 (SA) システム概要</p> </div> <div data-bbox="1810 1312 2418 1606" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">図2 格納容器水素濃度 (SA) の概略構成図</p> </div>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違 島根 2号炉は熱伝導式水素検出器を採用している</li> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</li> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</li> </ul>

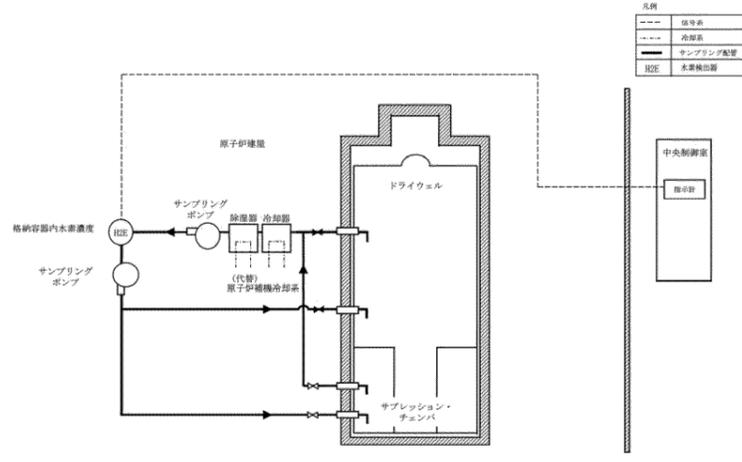
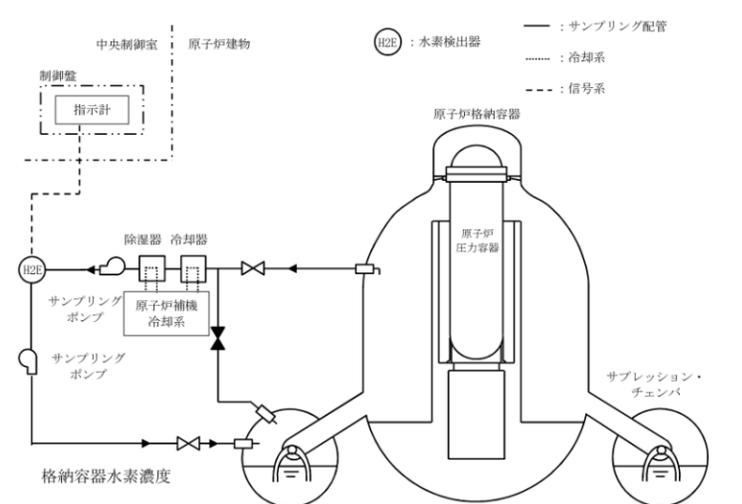
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2)測定原理</p> <p>格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度(SA)は、水素吸蔵材料式のものを用いる。</p> <p>水素吸蔵材料式の水素検出器は、水素吸蔵材料(Pd:パラジウム)が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。</p> <p>水素吸蔵材料式の測定原理は、図2のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。</p>  <p>図2 格納容器内水素濃度(SA)の測定原理</p> <p>水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む格納容器内ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより、水素濃度を測定する。</p>		<p>(2)測定原理</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度(SA)は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図3に示すとおり、検知素子と補償素子(サーミスタ)でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ、補償素子に測定対象ガスが流れない構造としている。</p> <p>水素濃度の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。</p> <p>この検知素子の抵抗が低下することによりブリッジ回路の平衡が失われ、図3のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。</p>  <p>図3 格納容器水素濃度(SA)検出回路の概要図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設計方針の相違による設計仕様の相違</p> <p>島根2号炉は熱伝導式水素検出器を採用している</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 設置場所</p>  <p>図3 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上2階)</p>		<p>(3) 配置場所</p>  <p>図4 機器配置図(原子炉建物中2階)</p>	

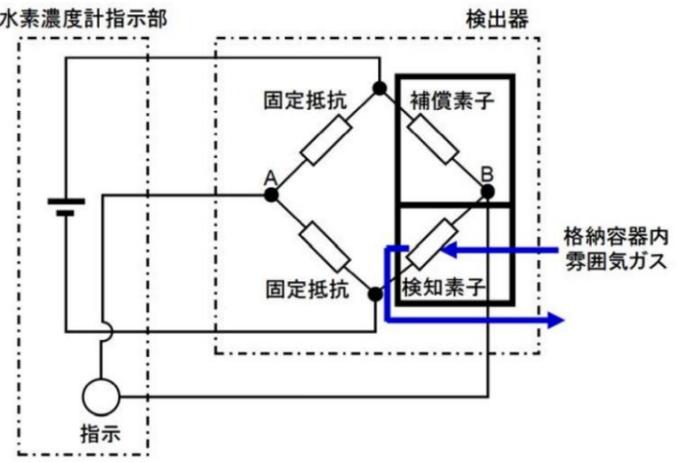
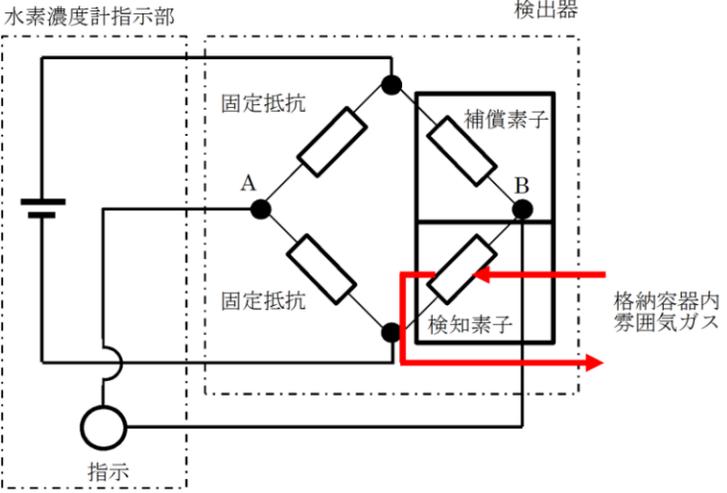
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="234 1150 804 1182">図4 機器配置図(6号炉原子炉建屋地下中1階)</p>			

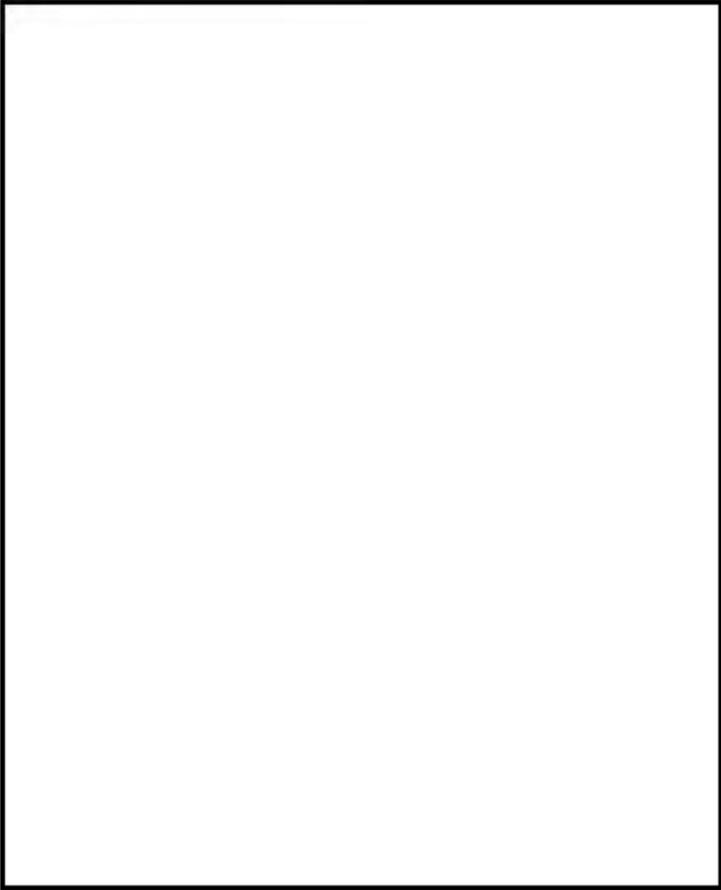
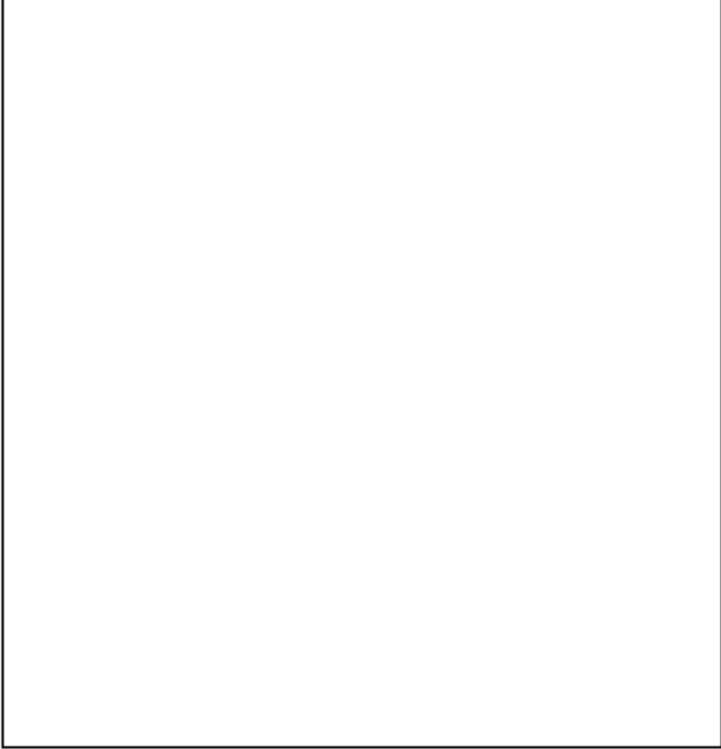
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="249 1150 789 1180">図5 機器配置図(7号炉原子炉建屋地上1階)</p>			

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="252 1150 789 1182">図6 機器配置図(7号炉原子炉建屋地下1階)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 格納容器内水素濃度について</p> <p>(1) システム構成</p> <p>格納容器内水素濃度のシステム概要を図7に示す。格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図8「6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」、図9「7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図7 格納容器内水素濃度システム概要</p>		<p>2. 格納容器水素濃度 (B系) について</p> <p>(1) システム構成</p> <p>格納容器水素濃度 (B系) のシステム概要を図5に示す。格納容器水素濃度 (B系) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度 (B系) の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度 (B系) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図6「格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図5 格納容器水素濃度 (B系) システム概要</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違</li> <li>島根2号炉は単独申請であり、該当なし</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熱伝導式 水素検出器</p> <p>中央制御室</p> <p>指示</p> <p>演算装置</p> <p>プロセス計算機室</p> <p>演算装置</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>[補正] サンプルガス温度及び 格納容器内酸素濃度</p> <p>[補正] ドレン水位</p> <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p>	<p>熱伝導式 水素検出器</p> <p>前増幅器</p> <p>中央制御室</p> <p>指示</p> <p>演算装置</p> <p>プロセス計算機室</p> <p>演算装置</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>[補正] サンプルガス温度及び ドレン水位</p> <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p>	<p>熱伝導式 水素検出器</p> <p>前増幅器</p> <p>中央制御室</p> <p>指示</p> <p>演算装置</p> <p>プロセス計算機室</p> <p>演算装置</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>[補正] サンプルガス温度 及びドレン水位</p> <p>(注1) 記録計 (注2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 設計方針の相違による設計仕様の相違</p> <p>・設備の相違 島根2号炉は単独申請であり、該当なし</p>
<p>図8 6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図</p>		<p>図6 格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図</p>	
<p>熱伝導式 水素検出器</p> <p>前増幅器</p> <p>中央制御室</p> <p>指示</p> <p>演算装置</p> <p>プロセス計算機室</p> <p>演算装置</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>[補正] サンプルガス温度及び ドレン水位</p> <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p>			
<p>図9 7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2)測定原理</p> <p>格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図10に示すとおり、検知素子と補償素子(サーミスタ)、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。</p> <p>水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図10のAB間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。</p>  <p>図10 水素濃度計検出回路の概要図</p>		<p>(2)測定原理</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度(B系)は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図7に示すとおり、検知素子と補償素子(サーミスタ)、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。</p> <p>水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図7のAB間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。</p>  <p>図7 格納容器水素濃度(B系)検出回路の概要図</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3)設置場所</p>  <p>図 11 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上中3階)</p>		<p>(3)設置場所</p>  <p>図 8 機器配置図 (原子炉建物 3 階)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="243 1199 795 1230">図 12 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上3階)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="157 243 893 1150" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="216 1190 813 1234" data-label="Caption"> <p>図 13 機器配置図(7号炉原子炉建屋地上中3階)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>3. 格納容器酸素濃度 (SA) について</p> <p>(1) システム構成</p> <p>格納容器酸素濃度 (SA) のシステム概要を図9に示す。格納容器酸素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度 (SA) の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図10「格納容器酸素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)</p> <p style="text-align: center;"><b>図9 格納容器酸素濃度 (SA) システム概要</b></p> <p style="text-align: center;"><b>図10 格納容器酸素濃度 (SA) の概略構成図</b></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設計方針の相違による設備の相違</p> <p>島根2号炉は磁気力式酸素検出器を採用している</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(2)測定原理</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度 (SA) は、磁気力式のものをを用いる。</p> <p>磁気力式の酸素検出器は、図 11「格納容器酸素濃度 (SA) の原理図」に示すとおり、吊るされた2つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路を図 12「格納容器酸素濃度 (SA) 検出回路図」に示す。</p> <p>初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、<b>磁極片の先端部に酸素分子が引き寄せられる。磁極片先端部に引き寄せられた酸素分子により2つの球体が磁極片先端部から端部へ押し出され、右回りに回転する。</b>これにより、LEDからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており、受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。(図 13「格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ」参照)。</p> <p>図 11 格納容器酸素濃度 (SA) の原理図</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>設計方針の相違による設備の相違</p> <p>島根 2号炉は磁気力式酸素検出器を採用している</p>

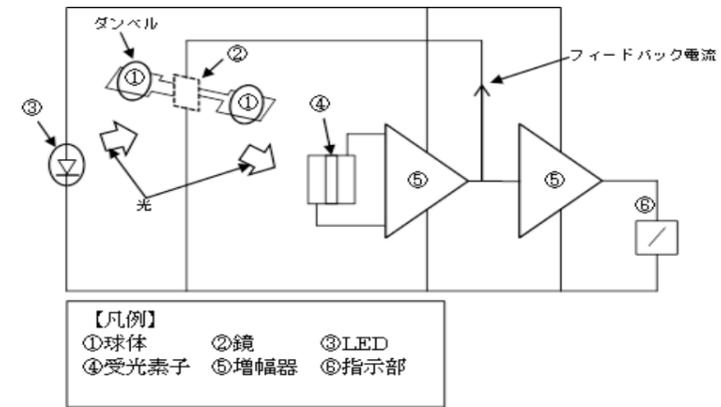


図 12 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

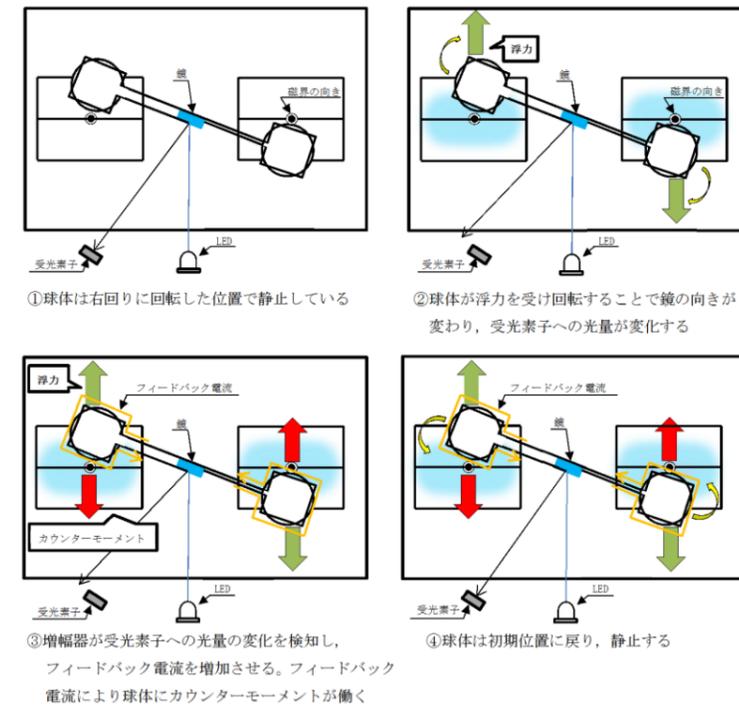
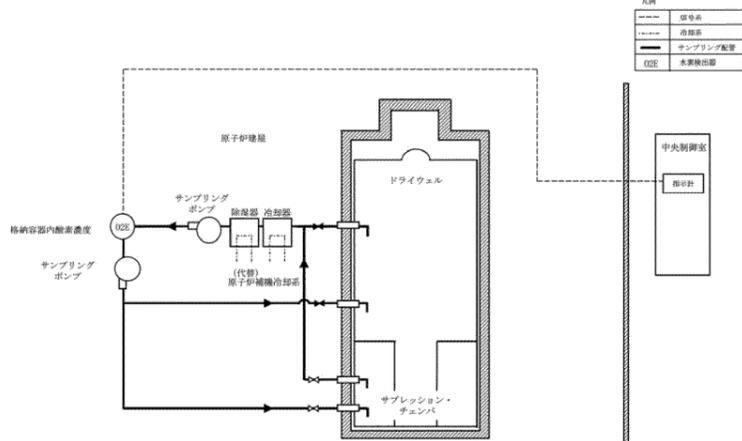
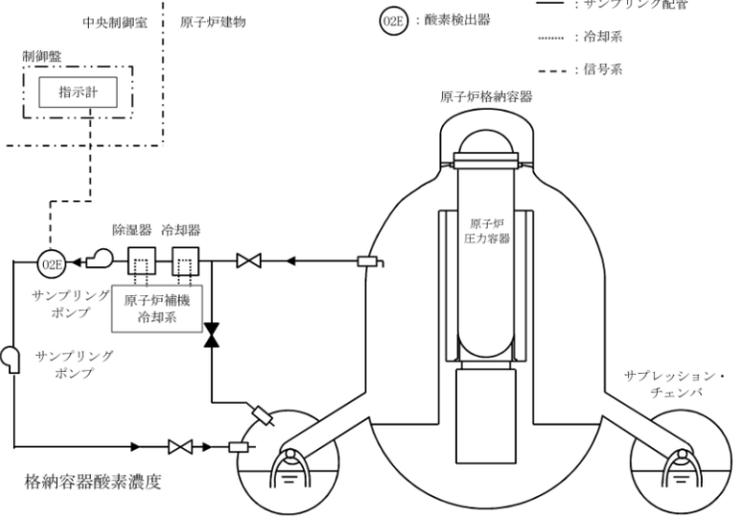


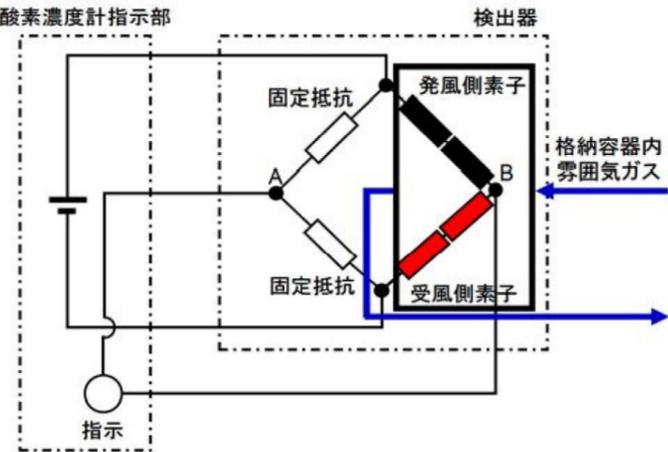
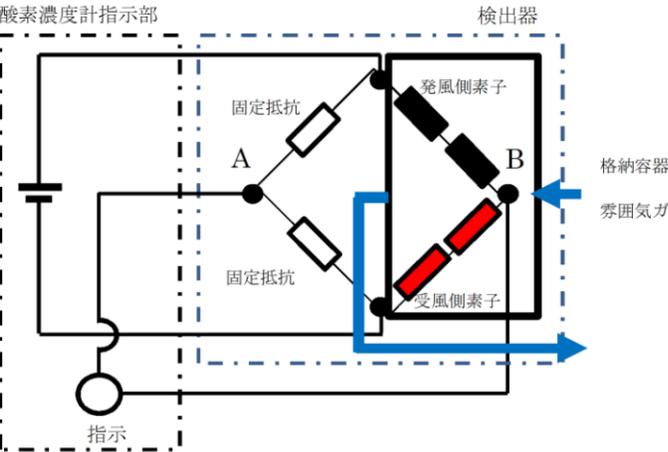
図 13 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ

・設備の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 設計方針の相違による設備の相違  
 島根 2号炉は磁気力式酸素検出器を採用している

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(3) 設置場所</p>  <p>図 14 機器配置図 (原子炉建物中 2 階)</p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>設計方針の相違による設備の相違</p> <p>島根 2 号炉は磁気力式酸素検出器を採用している</p>

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>
<p>3. 格納容器内酸素濃度について (1) システム構成</p> <p>格納容器内酸素濃度のシステム概要を図14に示す。格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図15「6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」、図16「7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図14 格納容器内酸素濃度システム概要</p>		<p>4. 格納容器酸素濃度 (B系) について (1) システム構成</p> <p>格納容器酸素濃度 (B系) のシステム概要を図15に示す。格納容器酸素濃度 (B系) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度 (B系) の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度 (B系) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図16「格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図」参照。)</p>  <p>※2系列のうちB系を示す。</p> <p>図15 格納容器酸素濃度 (B系) システム概要</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違 島根2号炉は単独申請であり、該当なし</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熱磁気風式酸素検出器</p> <p>中央制御室</p> <p>指示</p> <p>演算装置</p> <p>プロセス計算機室</p> <p>演算装置</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>[補正] サンプルガス温度, サンプルガス圧力及び格納容器内水素濃度</p> <p>[補正] ドレン水位</p> <p>(注1) 記録計</p> <p>(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p>		<p>熱磁気風式酸素検出器</p> <p>前置増幅器</p> <p>中央制御室</p> <p>指示</p> <p>演算装置</p> <p>[補正] サンプルガス温度及びドレン水位</p> <p>記録 (注1)</p> <p>緊急時対策所</p> <p>記録 (注2)</p> <p>(注1) 記録計</p> <p>(注2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p>	備考
<p>図15 6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図</p>		<p>図16 格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図</p>	
<p>熱磁気風式酸素検出器</p> <p>前置増幅器</p> <p>中央制御室</p> <p>指示</p> <p>演算装置</p> <p>プロセス計算機室</p> <p>演算装置</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>記録</p> <p>[補正] サンプルガス温度及びドレン水位</p> <p>(注1) 記録計</p> <p>(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p>			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設計方針の相違による設計仕様の相違</p>
<p>図16 7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図</p>			
			<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は単独申請であり、該当なし</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2)測定原理</p> <p>格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる酸素濃度計は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 17 に示すとおり、サーミスタ温度素子(発風側素子, 受風側素子)及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。</p>  <p>図 17 酸素濃度計検出回路の概要図</p> <p>酸素含有ガスの流れを図 18 に示す。酸素濃度計は 2 層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンパー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンパーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンパー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンパーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。</p>		<p>(2)測定原理</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度 (B系) は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 17 に示すとおり、サーミスタ温度素子(発風側素子, 受風側素子)及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。</p>  <p>図 17 格納容器酸素濃度 (B系) 検出回路の概要図</p> <p>格納容器酸素濃度 (B系) の原理図を図 18 に示す。酸素濃度計は 2 層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンパー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンパーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンパー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンパーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。</p>	

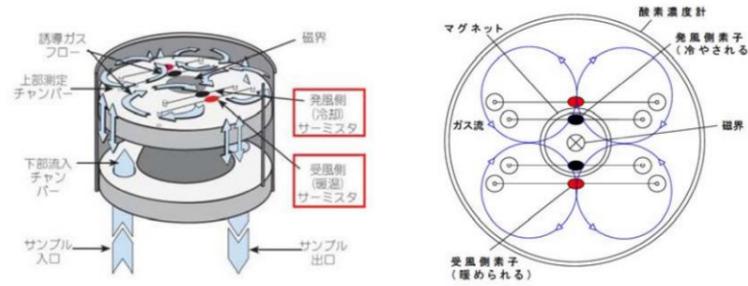


図 18 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 17 の AB 間に電位差(電流)が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

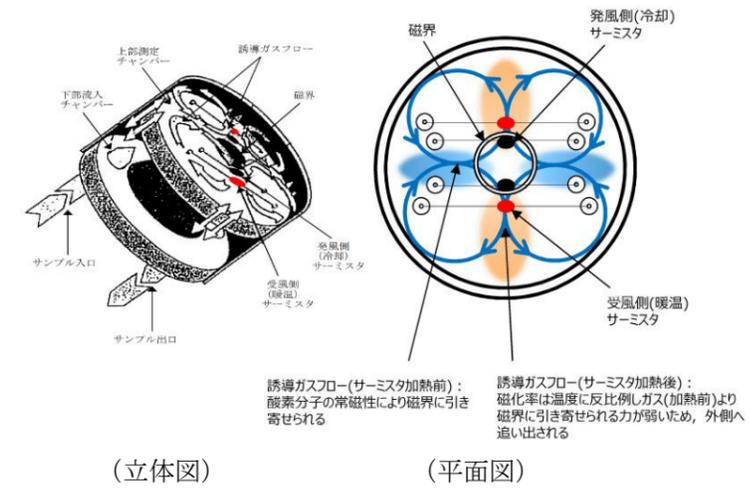
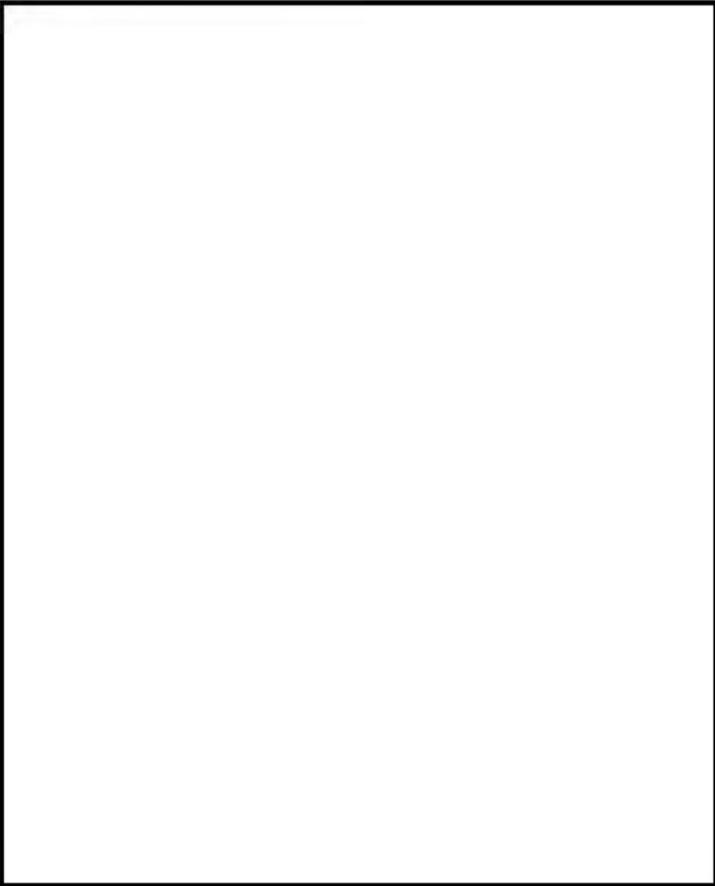
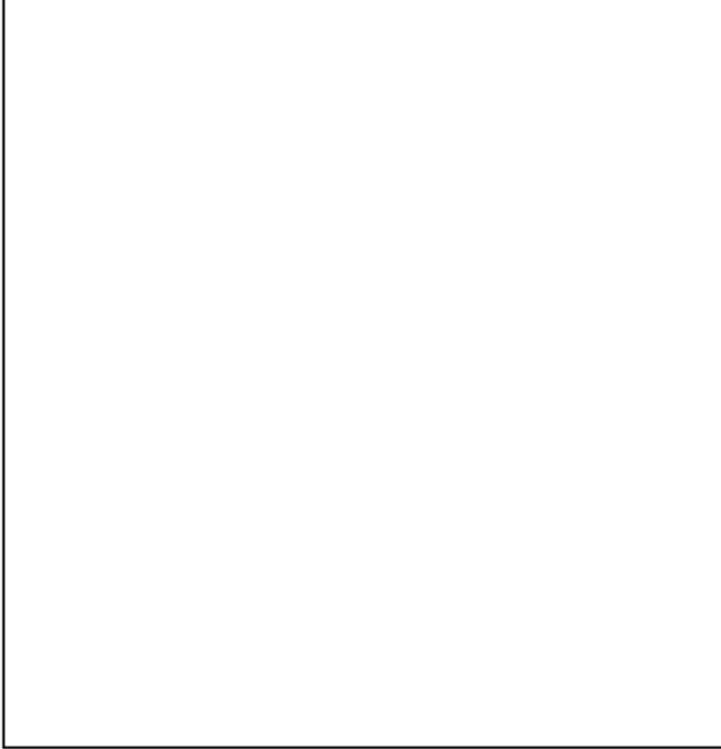
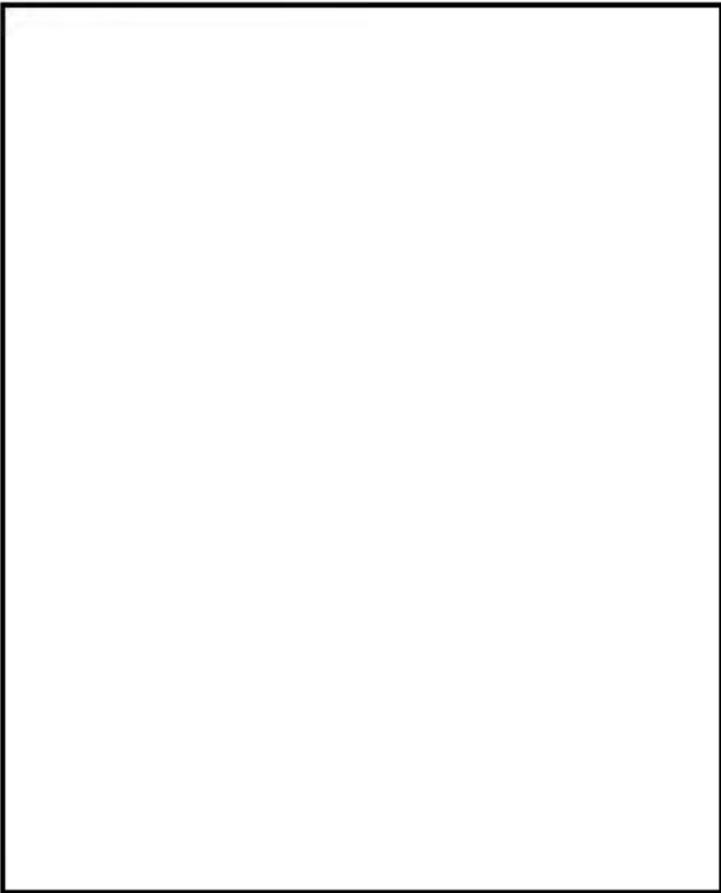
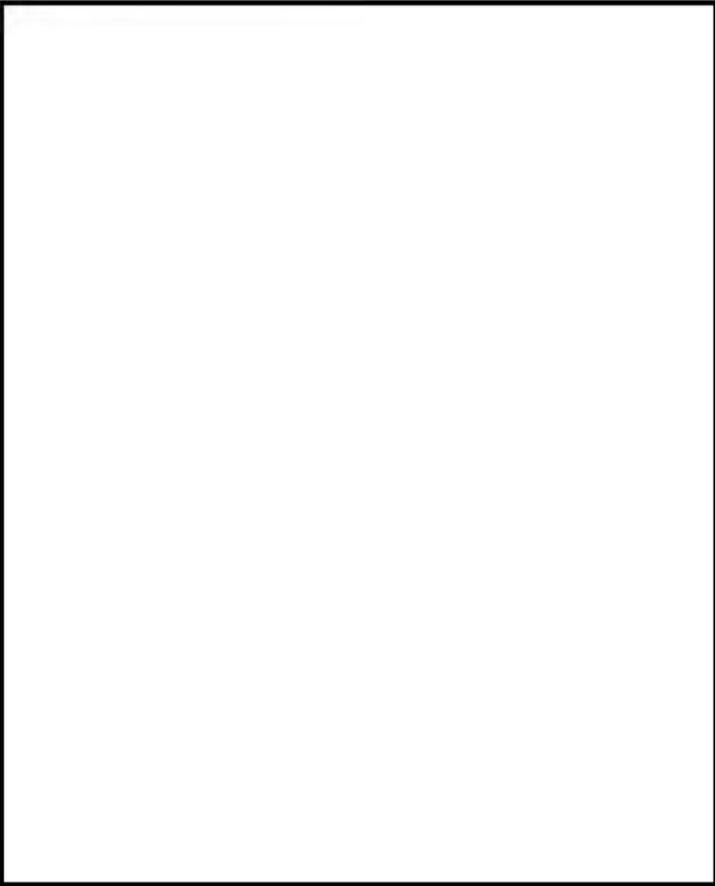


図 18 格納容器酸素濃度 (B系) の原理図

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 17 の AB 間に電位差(電流)が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3)設置場所</p>  <p>図 19 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上中3階)</p>		<p>(3)設置場所</p>  <p>図 19 機器配置図 (原子炉建物 3階)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="243 1150 795 1182">図 20 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上3階)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="240 1150 801 1182">図 21 機器配置図(7号炉原子炉建屋地上中3階)</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;">循環流量の確保について</p> <p>代替循環冷却系の必要容量は、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」で有効性が確認できている循環流量 <u>190m<sup>3</sup>/h</u> (原子炉注水：<u>90m<sup>3</sup>/h</u> 及び格納容器スプレイ：<u>100m<sup>3</sup>/h</u> 又は、格納容器下部注水：<u>50m<sup>3</sup>/h</u> 及び格納容器スプレイ：<u>140m<sup>3</sup>/h</u>) 以上とする。</p> <p>よって、代替循環冷却系が循環流量 <u>190m<sup>3</sup>/h</u> 以上を確保可能であることを示す。</p> <p>評価にあたっては「①ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head) 評価」で系統圧力損失を考慮した有効NPSHがMUWCポンプの必要NPSHを満足することを確認する。</p> <p><u>次に、「②循環流量評価」で系統圧力損失を考慮して、循環流量190m<sup>3</sup>/hが確保可能であることを確認する。</u></p> <p>また、代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するために「③系統の閉塞防止対策」で閉塞防止対策を示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p style="text-align: center;">循環流量の確保について</p> <p>代替循環冷却系の必要容量は、<u>格納容器破損防止対策の有効性評価において有効性期待している流量 250m<sup>3</sup>/h*</u>を確保する。</p> <p>※：<u>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)、3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、3.4 水素燃焼、3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用で期待する流量</u></p> <p>代替循環冷却系ポンプは、補足説明資料 50-6 に示すとおり、循環流量 <u>250m<sup>3</sup>/h</u> 以上を確保できるものを設置する。</p> <p>代替循環冷却系ポンプのNPSH (Net Positive Suction Head) の評価を「(1) ポンプのNPSH 評価」に示す。</p> <p>また、代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するための対策を「(2) 系統の閉塞防止対策」に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;">循環流量の確保について</p> <p>残留熱代替除去系の必要容量は、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」で有効性が確認できている循環流量 <u>150m<sup>3</sup>/h</u> (原子炉注水：<u>30m<sup>3</sup>/h</u> 及び格納容器スプレイ：<u>120m<sup>3</sup>/h</u>) 以上とする。</p> <p>よって、残留熱代替除去系は循環流量 <u>150m<sup>3</sup>/h</u> 以上を確保する。</p> <p>残留熱代替除去ポンプは、補足説明資料 50-7 に示すとおり、循環流量 <u>150m<sup>3</sup>/h</u> 以上を確保できるものを設置する。</p> <p>評価にあたっては「(1) ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head) 評価」で系統圧力損失を考慮した有効NPSHが残留熱代替除去ポンプの必要NPSHを満足することを確認する。</p> <p>また、残留熱代替除去系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するために「(2) 系統の閉塞防止対策」で閉塞防止対策を示す。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は PCV スプレイにより PCV 下部へ注水する</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、SA 専用設備として残留熱代替除去ポンプを設置する</p> <p>【東海第二】 設備仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、SA 専用設備として残留熱代替除去ポンプを設置する</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>①ポンプのNPSH評価</p> <p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること（有効NPSH<math>\geq</math>必要NPSH）を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価により確認を行う。ここでは、<u>代替循環冷却系においてMUWCポンプが正常に動作することをNPSH評価により確認する。</u></p> <p>本評価では、図1の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サプレッション・チェンバ・プール水位とMUWCポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（<u>残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む</u>）により求められる有効NPSHと、<u>MUWCポンプの必要NPSH</u>を比較することで評価する。</p> <p>代替循環冷却系においては、格納容器内圧力(S/C)が変動することが想定され、これに伴い有効NPSHが変動することとなるため、ここでは、有効NPSHを満足できる格納容器内圧力(S/C)の下限を示す。評価条件を図2、表1に示す。</p>	<p>(1) ポンプのNPSH評価</p> <p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」以上（有効NPSH<math>\geq</math>必要NPSH）であることが必要であり、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価により確認を行う。</p> <p>本評価では、<u>第1図</u>の系統構成を想定し、格納容器内圧力、サプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（<u>残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む</u>）により求められる有効NPSHと、<u>代替循環冷却系ポンプの必要NPSH</u>を比較することで評価する。</p> <p><u>評価条件を第1表に示す。</u></p>	<p>(1) ポンプのNPSH評価</p> <p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること（有効NPSH<math>\geq</math>必要NPSH）を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価により確認を行う。</p> <p>本評価では、<u>図1</u>の系統構成を想定し、格納容器内圧力、サプレッション・プール水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差及び吸込配管圧力損失（<u>残留熱除去系ストレーナの圧力損失を含む</u>）により求められる有効NPSHと、<u>残留熱代替除去ポンプの必要NPSH</u>を比較することで評価する。</p> <p><u>残留熱代替除去系においては、格納容器内圧力が変動することが想定され、これに伴い有効NPSHが変動することとなるため、ここでは、有効NPSHを満足できる格納容器内圧力の下限を示す。評価条件を図2、表1に示す。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、残留熱除去ポンプを流路とせず、残留熱代替除去ポンプ下流に残留熱除去系熱交換器を配置する設計とする</p>

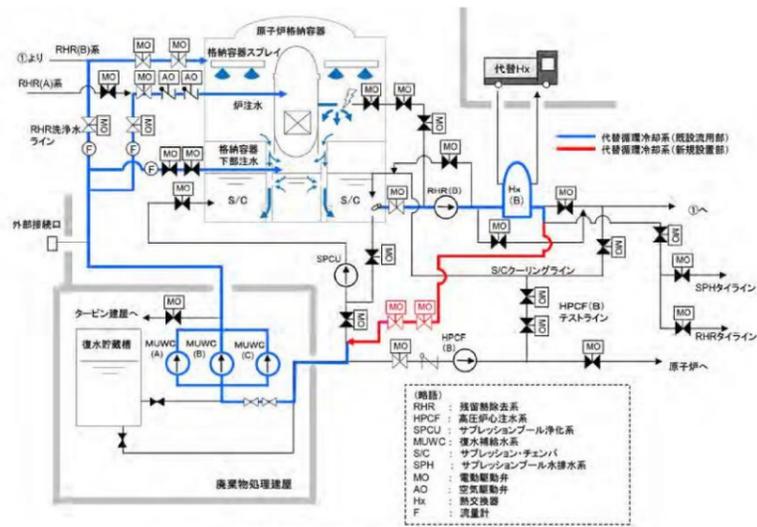
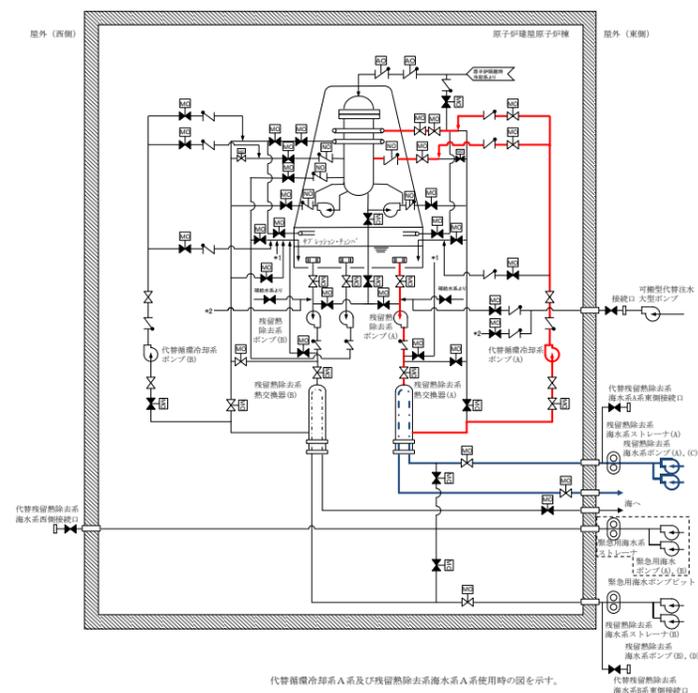


図1 代替循環冷却 系統概要図 (7号炉の例)



第1図 代替循環冷却系 系統概要図

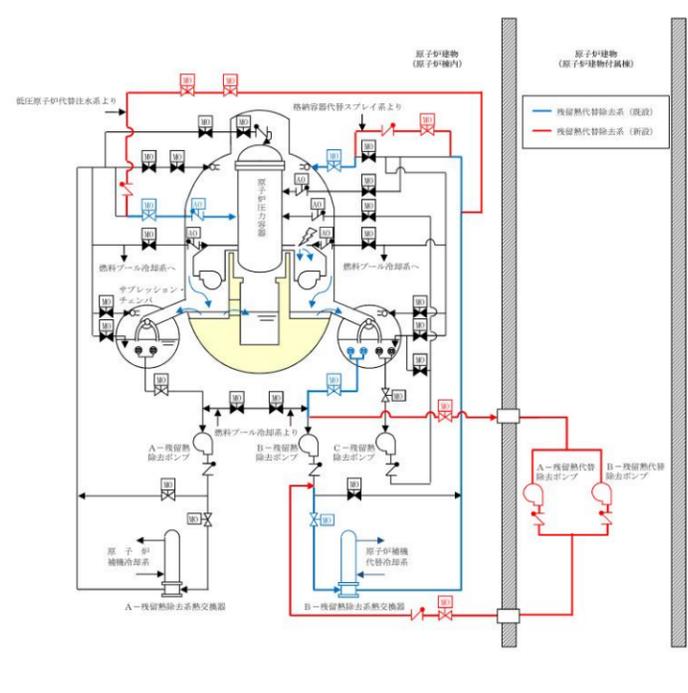


図1 残留熱代替除去系系統概要図



図2 NPSH 評価条件図

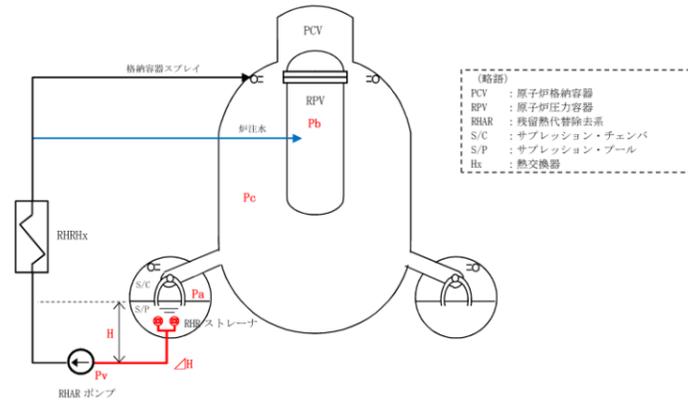


図2 NPSH 評価条件図

・設備の相違

・設備の相違

表1 NPSH 評価条件

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	-	- (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	-	S/C 限界圧力 0.62MPa に対する S/P 水飽和温度 166℃ を想定した場合、代替循環冷却系運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃ と設定*) での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差	-	S/P 水位は通常最低水位 (T.M.S.L.-1200) とし、MUWC ポンプ軸レベルは T.M.S.L. □ とする。
ΔH	吸込配管圧損	-	□ m³/h (本系統循環流量 190m³/h に余裕を見込んだ値) 時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損	-	工認記載値に、RHR 定格流量 954m³/h と □ m³/h (本系統循環流量 190m³/h に余裕を見込んだ値) の二乗比を掛けて算出した圧損約 □ m に余裕を見込み □ m とする
	RHR ポンプ圧損	-	RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損 (本系統循環流量 190m³/h に余裕を見込んだ □ m³/h 時における値)
	RHR 熱交換器圧損	-	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m³/h と □ m³/h (本系統循環流量 190m³/h に余裕を見込んだ値) の二乗比を掛けて算出した値
-	MUWC ポンプの必要 NPSH	-	ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語) T.M.S.L. : 東京湾平均海面

※代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱 (約 24MW) した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては 6 号炉を代表とし、循環流量は代替循環冷却系必要流量 (190m³/h) に余裕を考慮した □ m³/h として保守的に評価している。

表 1 の条件を元に、(有効NPSH) ≥ (必要NPSH) の式より、有効NPSHを満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を求める。

【6号炉】

$$(有効NPSH) = Pa - Pv + H - \Delta H \geq (必要NPSH)$$

$$Pa \geq \square \text{MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「□MPa [gage] 以上」の条件において有効NPSHを満足できることを確認した。

第1表 NPSH 評価条件

項目	設定値	単位	設定根拠
Pa	サブプレッション・チェンバ空間圧力	m	保守的に大気圧と仮定
Pv	代替循環冷却系ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭圧換算値)	m	50℃における飽和蒸気圧力
H	サブプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差	m	S/P 水位レベル (LWL): EL □ m とポンプ軸レベル: EL □ m の差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)	m	ポンプ流量 250m³/h における圧損値
	デブリ圧損	m	ポンプ流量 250m³/h における圧損値
	代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH	m	ポンプ予想性能曲線読み取り値 (@250m³/h)

第 1 表の条件を元に、(有効 NPSH) ≥ (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

$$(有効 NPSH) = Pa - Pv + H - \Delta H \geq (必要 NPSH)$$

$$\square \geq (必要 NPSH)$$

表1 NPSH 評価条件

項目	2号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	(本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	残留熱代替除去ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	有効性評価解析値であるピーク温度 132℃ の飽和蒸気圧力
H	S/P 水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差	S/P 水位レベル (LWL): □ とポンプ軸レベル: □ の差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)	ポンプ流量 150m³/h における圧損値
	残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH	ポンプ定格流量時の必要 NPSH

表 1 の条件を元に、(有効 NPSH) ≥ (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

$$(有効 NPSH) = Pa - Pv + H - \Delta H \geq (必要 NPSH)$$

$$Pa \geq \square \text{MPa [gage]}$$

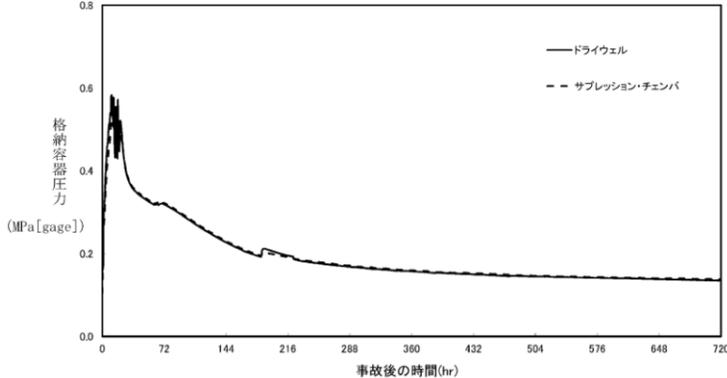
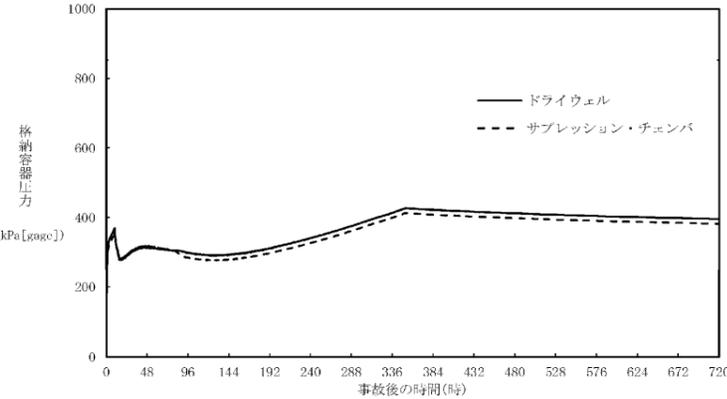
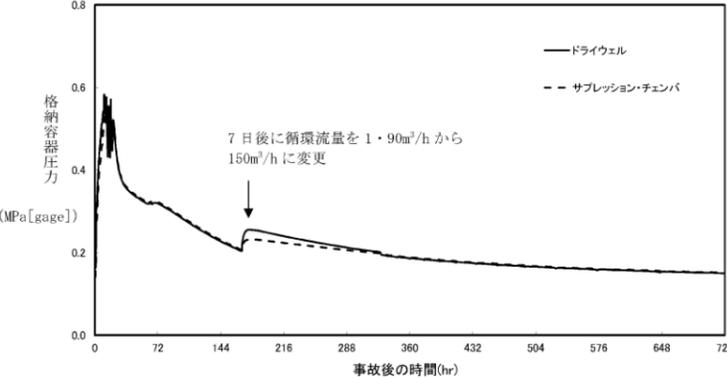
・設備の相違

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>【7号炉】  (有効NPSH) = Pa - Pv + H - ΔH ≥ (必要NPSH)  Pa ≥ [ ] MPa[gage]  以上の評価結果より、7号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 [ ] MPa[gage] 以上」の条件において有効NPSHを満足できることを確認した。</p> <p>上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力 (S/C) が6号炉では [ ] MPa[gage]以上、7号炉では [ ] MPa[gage] 以上の状態であればMUWCポンプの必要NPSHを満足することから、重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。</p> <p>&lt;代替循環冷却系の運転成立条件を拡張する方法について&gt;  上記の評価結果にもあるとおり、代替循環冷却系の運転を長期継続し、事故後格納容器内圧力 (S/C) が低下し、6号炉では [ ] MPa[gage]以下、7号炉では [ ] MPa[gage]以下程度になるとMUWCポンプの必要NPSHが満足できなくなる。しかしながら上記評価は、代替循環冷却起動初期の系統温度、系統必要流量における評価結果であり、事故後長期の条件と比べ、系統温度、流量上は保守的な評価である。これら系統の温度や流量について、事故後長期を想定すると成立条件は緩和されるとともに、運転操作によって調整することも可能なパラメータでもあるため、不必要なポンプの起動停止を繰り返さないためにも、代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないように運転操作を行う。</p> <p>運転操作における具体的な調整パラメータを次に示す。NPSH評価の式から、「Pa ≥ Pv - H + ΔH + (必要NPSH)」となることから、「Pv - H + ΔH + (必要NPSH)」の項が小さくなると、それに伴いPa (格納容器内圧力 (S/C)) も小さくなる。つまり、Pv (復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧) が低下すること、ΔH (圧力損失) が低下することにより、代替循環冷却系成立に必要なPa (格納容器内圧力 (S/C)) の下限値は低下するため、より運転範囲が広がる。</p> <p>したがって、次の観点から、運転パラメータ監視、運転操作を行うことで、ポンプの起動停止操作を極力繰り返すことのない、長期的な運転が可能である。</p>	<p>上記の結果から、重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。</p>	<p>上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力が [ ] MPa[gage]以上の状態であれば残留熱代替除去ポンプの必要NPSHを満足する。重大事故等時においては、格納容器内圧力が [ ] MPa[gage]以上であることから、残留熱代替除去系は成立する。</p>	<p>・設備の相違  【柏崎 6/7】  島根 2号炉は、循環冷却運転初期の条件において、格納容器圧力が、NPSH評価を成立させる最低圧力を上回るため、事故後長期の条件における条件緩和を期待した評価は不要である(以下、本別紙2では資料①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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1) 復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (Pv) の低下</p> <p><u>継続的な冷却によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度が低下する。これに伴い、復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧が低下し、格納容器内圧力 (S/C) の下限値は低下することとなる。また、事故後の崩壊熱減少に伴い代替循環冷却系統流量を低下させることも可能であり、それによって復水移送ポンプ入口温度を低下させることも可能である。したがって、系統温度を監視し、系統流量調整を行うことで、代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。</u></p> <p>2) 圧力損失 (ΔH) の低下</p> <p><u>継続的な冷却により格納容器圧力・温度が低下するため、格納容器スプレイ流量を絞ることが可能となる。流量を絞った場合、圧力損失が低下し、格納容器内圧力 (S/C) の下限値が低下することとなる。したがって、格納容器内圧力・温度を監視し、格納容器内圧力・温度の時間変化にあわせて格納容器スプレイの流量調整弁により流量を調整することで、代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。</u></p> <p><u>加えて、継続的な冷却により崩壊熱量は低下することから、格納容器内圧力・温度を監視した上で代替原子炉補機冷却系の流量を調整することにより、格納容器内圧力 (S/C) の低下を抑えることも可能であり、この操作を行うことで代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。</u></p> <div data-bbox="201 1291 875 1732" data-label="Diagram"> </div> <p>図3 運転成立条件の拡張</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p>代替循環冷却系の運転が長期的に継続可能なことの例として、事故後長期の状態を想定した場合の「NPSH評価の結果(格納容器内圧力(S/C)の下限)」及び「代替循環冷却系運転を30日間継続した場合の評価結果例」を示す。</p> <p>&lt;NSPH評価&gt;</p> <p>事故後長期の状態を想定した場合のNPSH評価を行い、格納容器内圧力(S/C)の下限を示す。条件を図2、表2に示す。なお、代表として6号炉における結果を示す。</p> <p>表2 NPSH評価条件(事故後長期を想定したケース)</p> <table border="1" data-bbox="172 709 890 1348"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>6号炉</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pa</td> <td>S/C圧力</td> <td>— (本評価では、NPSH評価を成立させるS/C圧力の下限を定めるものである)</td> </tr> <tr> <td>Pv</td> <td>MUWCポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)</td> <td>S/P水温度130℃<sup>※1</sup>を想定した場合の、代替循環冷却系運転時の冷却を考慮したMUWCポンプ入口温度(□℃と設定<sup>※2</sup>)での飽和蒸気圧とする</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>S/P水位とMUWCポンプ軸レベル間の水頭差</td> <td>S/P水位はT.M.S.L.0<sup>※1</sup>とし、MUWCポンプ軸レベルはT.M.S.L.□とする。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">ΔH</td> <td>吸込配管圧損</td> <td>本系統循環流量190m<sup>3</sup>/h時のRHRストレナ〜MUWCポンプ入口までの配管の圧損</td> </tr> <tr> <td>RHRストレナ圧損</td> <td>工認記載値に、RHR定格流量954m<sup>3</sup>/hと本系統循環流量190m<sup>3</sup>/hの二乗比を掛けて算出した圧損</td> </tr> <tr> <td>RHRポンプ圧損</td> <td>RHRポンプの構造を模擬して算出した圧損(本系統循環流量190m<sup>3</sup>/h時における値)に余裕を見込み□mとする</td> </tr> <tr> <td>RHR熱交換器圧損</td> <td>RHRポンプ定格流量時の許容圧損値にRHR定格流量954m<sup>3</sup>/hと本系統循環流量190m<sup>3</sup>/hの二乗比を掛けて算出した値</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>MUWCポンプの必要NPSH</td> <td>ポンプ定格流量時の必要NPSH</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 「2.1 有効性評価シナリオの成立性」における事故後7日後を想定</p> <p>※2 代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱した場合の、MUWCポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWCポンプ入口温度評価にあたっては、代替循環冷却系必要流量190m<sup>3</sup>/hを用いて評価している。</p> <p>表2の条件を基に、(有効NPSH) ≥ (必要NPSH) の式より、有効NPSHを満足できる格納容器内圧力(S/C)の下限を求める。</p>	項目	6号炉	設定根拠	Pa	S/C圧力	— (本評価では、NPSH評価を成立させるS/C圧力の下限を定めるものである)	Pv	MUWCポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)	S/P水温度130℃ <sup>※1</sup> を想定した場合の、代替循環冷却系運転時の冷却を考慮したMUWCポンプ入口温度(□℃と設定 <sup>※2</sup> )での飽和蒸気圧とする	H	S/P水位とMUWCポンプ軸レベル間の水頭差	S/P水位はT.M.S.L.0 <sup>※1</sup> とし、MUWCポンプ軸レベルはT.M.S.L.□とする。	ΔH	吸込配管圧損	本系統循環流量190m <sup>3</sup> /h時のRHRストレナ〜MUWCポンプ入口までの配管の圧損	RHRストレナ圧損	工認記載値に、RHR定格流量954m <sup>3</sup> /hと本系統循環流量190m <sup>3</sup> /hの二乗比を掛けて算出した圧損	RHRポンプ圧損	RHRポンプの構造を模擬して算出した圧損(本系統循環流量190m <sup>3</sup> /h時における値)に余裕を見込み□mとする	RHR熱交換器圧損	RHRポンプ定格流量時の許容圧損値にRHR定格流量954m <sup>3</sup> /hと本系統循環流量190m <sup>3</sup> /hの二乗比を掛けて算出した値	—	MUWCポンプの必要NPSH	ポンプ定格流量時の必要NPSH		<p>また、残留熱代替除去系の運転が長期的に継続可能なことの例として、「残留熱代替除去系運転を30日間継続した場合の評価結果例」を示す。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】</p>
項目	6号炉	設定根拠																									
Pa	S/C圧力	— (本評価では、NPSH評価を成立させるS/C圧力の下限を定めるものである)																									
Pv	MUWCポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)	S/P水温度130℃ <sup>※1</sup> を想定した場合の、代替循環冷却系運転時の冷却を考慮したMUWCポンプ入口温度(□℃と設定 <sup>※2</sup> )での飽和蒸気圧とする																									
H	S/P水位とMUWCポンプ軸レベル間の水頭差	S/P水位はT.M.S.L.0 <sup>※1</sup> とし、MUWCポンプ軸レベルはT.M.S.L.□とする。																									
ΔH	吸込配管圧損	本系統循環流量190m <sup>3</sup> /h時のRHRストレナ〜MUWCポンプ入口までの配管の圧損																									
	RHRストレナ圧損	工認記載値に、RHR定格流量954m <sup>3</sup> /hと本系統循環流量190m <sup>3</sup> /hの二乗比を掛けて算出した圧損																									
	RHRポンプ圧損	RHRポンプの構造を模擬して算出した圧損(本系統循環流量190m <sup>3</sup> /h時における値)に余裕を見込み□mとする																									
	RHR熱交換器圧損	RHRポンプ定格流量時の許容圧損値にRHR定格流量954m <sup>3</sup> /hと本系統循環流量190m <sup>3</sup> /hの二乗比を掛けて算出した値																									
—	MUWCポンプの必要NPSH	ポンプ定格流量時の必要NPSH																									

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><b>【6号炉】</b></p> <p><math>(\text{有効NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要NPSH})</math></p> <p><math>P_a \geq \square \text{ MPa[gage]}</math></p> <p>以上の評価結果より、6号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「<math>\square \text{ MPa[gage]}</math> 以上」の条件において有効NPSHを満足できることを確認した。</p> <p>以上より、事故後長期の条件を想定した場合において、格納容器内圧力 (S/C) が <math>\square \text{ MPa[gage]}</math> 以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足する。この値からも、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられる。</p> <p>&lt;代替循環冷却系運転を30日間継続した場合の評価結果例&gt;</p> <p>「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) において、循環流量 <math>190\text{m}^3/\text{h}</math> にて代替循環冷却系を30日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図4に示す。</p> <p>図4より、事故30日後の格納容器圧力は約 <math>0.13\text{MPa [gage]}</math> であるため、上記NPSH評価結果の <math>\square \text{ MPa[gage]}</math> 以上であり、代替循環冷却系の運転は継続可能である。</p> <p>なお、長期的に安定状態を維持するにあたり、原子炉格納容器が隔離されている又は隔離した場合、水-放射線分解により発生する可燃性ガスの濃度制御が必要となる。この濃度制御は、事故後7日以降において、可燃性ガス濃度制御系の復旧により、格納容器内の酸素/水素を再結合することにより、可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能となる。</p> <p>仮に可燃性ガス濃度制御系の復旧に期待できない場合、原子炉格納容器内の酸素濃度監視により、酸素濃度が5%に至る前に排気 (ベント) する運用としている。このとき、ベント弁の開度を調整することにより、徐々に格納容器圧力を低下させ、かつ、原子炉格納容器が負圧となるとを防止するための措置として、窒素注入を継続し、長期的な安定状態を維持する。排気 (ベント)</p>		<p>(残留熱代替除去系運転を 30 日間継続した場合の評価結果例)</p> <p>「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) において、循環流量 <math>150\text{m}^3/\text{h}</math> にて残留熱代替除去系を 30 日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図3に示す。</p> <p>図3より、事故 30 日後の格納容器圧力は約 <math>0.4\text{MPa[gage]}</math> であるため、上記 NPSH 評価結果の <math>\square \text{ MPa[gage]}</math> 以上であり、残留熱代替除去系の運転は継続可能である。</p> <p>なお、長期的に安定状態を維持するにあたり、原子炉格納容器が隔離されている又は隔離した場合、水-放射線分解により発生する可燃性ガスの濃度制御が必要となる。この濃度制御は、事故後 12 時間後において、可搬式窒素供給装置により、格納容器内に窒素ガスを注入し酸素濃度を抑制することにより、水素が可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能となる。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 可燃性ガスの濃度制御設備および制御方法の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、格納容器ベント中、残留熱代替除去系を運転しない</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>により格納容器圧力は低下するがさらに長期間（60日後）にわたり運転継続した場合でも、格納容器圧力 (S/C) は約0.03MPa [gage] であり、この場合であっても、代替循環冷却系の運転は継続可能である。</p> <p>さらに、図5に示すとおり、事故後7日以降にサブプレッション・チェンバ・プール水位のみで必要NPSHが確保可能な循環流量（150m<sup>3</sup>/h）に変更した場合においても、事象を収束させることができることから、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能である。</p>  <p>図4 格納容器圧力の推移 (循環流量190m<sup>3</sup>/hにて代替循環冷却を30日間運転継続した場合)</p>		 <p>図3 格納容器圧力の推移(循環流量 150m<sup>3</sup>/hにて残留熱代替除去系を30日間運転継続した場合)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は循環流量を変更することなく必要NPSHが確保可能</p>
 <p>図5 格納容器圧力の推移 (7日後より循環流量を150m<sup>3</sup>/hに変更し、代替循環冷却を30日間運転継続した場合)</p>			<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p><b>②循環流量評価</b></p> <p>代替循環冷却系において循環流量190m<sup>3</sup>/h以上確保できることを確認する。</p> <p>確認方法は、MUWCポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図1の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点(ポンプの動作点)が190m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。ここで想定するシナリオとして、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の想定シナリオである「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の状態に加え、流量評価として保守側となるよう、原子炉圧力が高い状態を想定して評価を行う。</p> <p>評価条件は、図2及び表1の条件に、表3の条件を加えたものとする。</p> <p>表3 循環流量評価条件(図2及び表1の追加条件)</p> <table border="1" data-bbox="154 844 914 1071"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pb RVP 圧力</td> <td>□ MPa[gage]</td> <td>□ MPa[gage]</td> <td>S/C 限界圧力 0.62MPa+SRV 開圧力 □ MPa<sup>※</sup>とする</td> </tr> <tr> <td>— RVP 水位</td> <td>MS ノズル (T. M. S. L. □)</td> <td>MS ノズル (T. M. S. L. □)</td> <td>RVP 水位は、RVP 満水の状態を想定し、MS ノズルまで (T. M. S. L. □) とする</td> </tr> <tr> <td>Pc PCV 圧力</td> <td>0.62 MPa[gage]</td> <td>0.62 MPa[gage]</td> <td>PCV 限界圧力 0.62MPa とする</td> </tr> </tbody> </table> <p>(略語) SRV : 主蒸気逃がし安全弁, MS : 主蒸気 ※SRV 弁体の自重を押し上げるために必要な圧力</p> <p><b>【6号炉】</b></p> <p>6号炉のMUWCポンプ性能曲線及び系統のシステム抵抗曲線を用いて、循環流量190m<sup>3</sup>/h以上(原子炉注水90m<sup>3</sup>/h以上かつ格納容器スプレイ100m<sup>3</sup>/h以上)を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が90m<sup>3</sup>/h以上であることを仮定し、格納容器スプレイが100m<sup>3</sup>/h以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が190m<sup>3</sup>/h以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。</p> <p>上記の考えを踏まえ、6号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図6に示す。</p> <p>図6より、原子炉注水の必要流量約90m<sup>3</sup>/h～約100m<sup>3</sup>/hの範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約□m<sup>3</sup>/h～約□m<sup>3</sup>/hとなり、190m<sup>3</sup>/h以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量190m<sup>3</sup>/hが確保可能であることを確認した。また、こ</p>	項目	6号炉	7号炉	設定根拠	Pb RVP 圧力	□ MPa[gage]	□ MPa[gage]	S/C 限界圧力 0.62MPa+SRV 開圧力 □ MPa <sup>※</sup> とする	— RVP 水位	MS ノズル (T. M. S. L. □)	MS ノズル (T. M. S. L. □)	RVP 水位は、RVP 満水の状態を想定し、MS ノズルまで (T. M. S. L. □) とする	Pc PCV 圧力	0.62 MPa[gage]	0.62 MPa[gage]	PCV 限界圧力 0.62MPa とする			<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根2号炉は、SA 専用設備として流量が確保できる残留熱代替除去ポンプを設計し、設置する</p>
項目	6号炉	7号炉	設定根拠																
Pb RVP 圧力	□ MPa[gage]	□ MPa[gage]	S/C 限界圧力 0.62MPa+SRV 開圧力 □ MPa <sup>※</sup> とする																
— RVP 水位	MS ノズル (T. M. S. L. □)	MS ノズル (T. M. S. L. □)	RVP 水位は、RVP 満水の状態を想定し、MS ノズルまで (T. M. S. L. □) とする																
Pc PCV 圧力	0.62 MPa[gage]	0.62 MPa[gage]	PCV 限界圧力 0.62MPa とする																

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の範囲において格納容器スプレイ流量は約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h～約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h となり、必要流量100m<sup>3</sup>/h以上を満足している。</p> <p>よって、6号炉の代替循環冷却系は原子炉注水90m<sup>3</sup>/h以上、格納容器スプレイ100m<sup>3</sup>/h以上を同時に達成することが可能である。</p> <div data-bbox="163 443 911 905" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 252px; margin: 10px 0;"></div> <p>図6 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図 (6号炉)</p> <p><b>【7号炉】</b></p> <p>7号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量190m<sup>3</sup>/h以上(原子炉注水90m<sup>3</sup>/h以上かつ格納容器スプレイ100m<sup>3</sup>/h以上)を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が90m<sup>3</sup>/h以上であることを仮定し、格納容器スプレイが100m<sup>3</sup>/h以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が190m<sup>3</sup>/h以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。</p> <p>上記の考えを踏まえ、7号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図7に示す。</p> <p>図7より、原子炉注水の必要流量約90m<sup>3</sup>/h～約100m<sup>3</sup>/hの範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h～約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/hとなり、190m<sup>3</sup>/h以上を示していることから、7号炉において、必要循環流量190m<sup>3</sup>/hが確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h～約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/hとなり、必要流量100m<sup>3</sup>/h以上を満足している。</p> <p>よって、7号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 90m<sup>3</sup>/h 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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p>格納容器スプレイ 100m<sup>3</sup>/h 以上を同時に達成することが可能である。</p> <div data-bbox="163 352 905 814" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 250px; margin: 10px 0;"></div> <p>図7 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図 (7号炉)</p> <p>また、原子炉に注水できず、原子炉圧力容器が破損した場合を想定した「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の「過渡事象 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+DCH発生)」シナリオ時においても、同様に、循環流量 190m<sup>3</sup>/h (格納容器下部注水 : 50m<sup>3</sup>/h , 格納容器スプレイ : 140m<sup>3</sup>/h) 以上確保できることを確認する。</p> <p>評価条件は、図2及び表1の条件に、表4の条件を加えたものとする。</p>															
<p>表4 循環流量評価条件 (図2及び表1の追加条件) (原子炉圧力容器破損時)</p>															
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">項目</th> <th style="width: 20%;">6号炉</th> <th style="width: 20%;">7号炉</th> <th style="width: 55%;">設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pc</td> <td>D/W 圧力及び下部 D/W 圧力 S/C 圧力 <input type="text" value=""/> MPa [gage]</td> <td>S/C 圧力 <input type="text" value=""/> MPa [gage]</td> <td>有効性評価結果の代替循環冷却系運転開始後における D/W 圧力と S/C 圧力の差圧の最大値 (有効性評価「3.2 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」参照) を S/C 圧力に加えた値とする</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>下部 D/W 水位 下部 D/W 水位 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/>)</td> <td>下部 D/W 水位 下部 D/W 水位 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/>)</td> <td>下部 D/W 底面 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/>) に有効性評価結果の最大水位約 <input type="text" value=""/> m (有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」参照) を想定し、(T.M.S.L. <input type="text" value=""/>) とする</td> </tr> </tbody> </table>	項目	6号炉	7号炉	設定根拠	Pc	D/W 圧力及び下部 D/W 圧力 S/C 圧力 <input type="text" value=""/> MPa [gage]	S/C 圧力 <input type="text" value=""/> MPa [gage]	有効性評価結果の代替循環冷却系運転開始後における D/W 圧力と S/C 圧力の差圧の最大値 (有効性評価「3.2 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」参照) を S/C 圧力に加えた値とする	—	下部 D/W 水位 下部 D/W 水位 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/> )	下部 D/W 水位 下部 D/W 水位 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/> )	下部 D/W 底面 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/> ) に有効性評価結果の最大水位約 <input type="text" value=""/> m (有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」参照) を想定し、(T.M.S.L. <input type="text" value=""/> ) とする			
項目	6号炉	7号炉	設定根拠												
Pc	D/W 圧力及び下部 D/W 圧力 S/C 圧力 <input type="text" value=""/> MPa [gage]	S/C 圧力 <input type="text" value=""/> MPa [gage]	有効性評価結果の代替循環冷却系運転開始後における D/W 圧力と S/C 圧力の差圧の最大値 (有効性評価「3.2 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」参照) を S/C 圧力に加えた値とする												
—	下部 D/W 水位 下部 D/W 水位 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/> )	下部 D/W 水位 下部 D/W 水位 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/> )	下部 D/W 底面 (T.M.S.L. <input type="text" value=""/> ) に有効性評価結果の最大水位約 <input type="text" value=""/> m (有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」参照) を想定し、(T.M.S.L. <input type="text" value=""/> ) とする												

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><b>【6号炉】</b></p> <p>6号炉のMUWCポンプ性能曲線及び系統のシステム抵抗曲線を用いて、循環流量190m<sup>3</sup>/h以上（格納容器下部注水50m<sup>3</sup>/h以上かつ格納容器スプレイ140m<sup>3</sup>/h以上）を達成できることを確認する。図8に6号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を示す。</p> <p>図8より、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h（格納容器下部注水流量約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイ流量約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h）となり、190m<sup>3</sup>/h（格納容器下部注水流量50m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイ流量140m<sup>3</sup>/h）以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量190m<sup>3</sup>/hが確保可能であることを確認した。</p> <p>よって、6号炉の代替循環冷却系は格納容器下部注水 50m<sup>3</sup>/h 以上、格納容器スプレイ 140m<sup>3</sup>/h 以上を同時に達成することが可能である。</p> <div data-bbox="166 940 905 1402" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 249px; margin: 10px 0;"></div> <p>図8 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（6号炉）（原子炉圧力容器破損時）</p> <p><b>【7号炉】</b></p> <p>7号炉のMUWCポンプ性能曲線及び系統のシステム抵抗曲線を用いて、循環流量190m<sup>3</sup>/h以上（格納容器下部注水50m<sup>3</sup>/h以上かつ格納容器スプレイ140m<sup>3</sup>/h以上）を達成できることを確認する。図9に7号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を示す。</p> <p>図9より、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h（格納容器下部注水流量約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイ流量</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>約 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h) となり, 190m<sup>3</sup>/h (格納容器下部注水流量50m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量140m<sup>3</sup>/h) 以上を示していることから, 7号炉において, 必要循環流量190m<sup>3</sup>/hが確保可能であることを確認した。</p> <p>よって, 7号炉の代替循環冷却系は格納容器下部注水 50m<sup>3</sup>/h 以上, 格納容器スプレイ 140m<sup>3</sup>/h 以上を同時に達成することが可能である。</p> <div data-bbox="163 577 905 1039" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 250px; margin: 10px auto;"></div> <p>図9 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図 (7号炉) (原子炉圧力容器破損時)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																	
<p>③系統の閉塞防止対策</p> <p>(a) 系統の閉塞評価について</p> <p>代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる<u>残留熱除去系吸込ストレーナ</u>、格納容器スプレイノズル部が考えられる。</p> <p>格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、<u>残留熱除去系吸込ストレーナ</u>孔径が最小流路面積以下になるように設計している(表5参照)。</p> <p style="text-align: center;">表5 残留熱除去系吸込ストレーナについて</p> <table border="1" data-bbox="160 747 908 863"> <thead> <tr> <th>プラント</th> <th>格納容器スプレイノズル最小流路サイズ</th> <th>残留熱除去系吸込ストレーナ孔径</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6号炉</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>よって、代替循環冷却系の閉塞防止に関する説明は、<u>残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について</u>まとめている。</p> <p>(b) <u>残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について</u></p> <p>6号及び7号炉では、<u>残留熱除去系吸込ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として</u>、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから、繊維質保温材の薄膜効果<sup>*1</sup>による異物の捕捉が生じることはない。</p> <p>また、事故時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(ケイ酸カルシウム等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・チェンバのプール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</p> <p>なお、本系統の成立性評価として「①ポンプのNPSH評価」でNPSH評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、更に代替循環冷却系で</p>	プラント	格納容器スプレイノズル最小流路サイズ	残留熱除去系吸込ストレーナ孔径	6号炉			7号炉			<p>(2) 系統の閉塞防止対策</p> <p>a. 系統の閉塞評価について</p> <p>代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる<u>残留熱除去系吸込ストレーナ</u>、格納容器スプレイノズル部が考えられる。</p> <p>格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、<u>残留熱除去系吸込ストレーナ</u>孔径が最小流路面積以下になるように設計している(第2表)。</p> <p style="text-align: center;">第2表 残留熱除去系ストレーナについて</p> <table border="1" data-bbox="955 747 1703 842"> <thead> <tr> <th>残留熱除去系ストレーナ孔径</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PCVスプレイ最小流路サイズ</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>よって、以下に<u>残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について</u>記載する。</p> <p>b. <u>残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について</u></p> <p>東海第二発電所では、<u>残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として</u>、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は使用していないことから、繊維質保温材の薄膜効果<sup>*1</sup>による異物の捕捉が生じることはない。</p> <p>また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(ケイ酸カルシウム等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</p>	残留熱除去系ストレーナ孔径		PCVスプレイ最小流路サイズ		<p>(2) 系統の閉塞防止対策</p> <p>a. 系統の閉塞評価について</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる<u>残留熱除去系ストレーナ</u>、格納容器スプレイノズル部が考えられる。</p> <p>格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、<u>残留熱除去系ストレーナ</u>孔径が最小流路面積以下になるように設計している(表2参照)。</p> <p style="text-align: center;">表2 残留熱除去系ストレーナについて</p> <table border="1" data-bbox="1748 747 2496 842"> <thead> <tr> <th>残留熱除去系ストレーナ孔径</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器スプレイノズル最小流路サイズ</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>よって、<u>残留熱代替除去系の閉塞防止に関する説明は、「b. 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について」に記載する。</u></p> <p>b. <u>残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について</u></p> <p><u>残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策として</u>、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果<sup>*1</sup>による異物の捕捉が生じることはない。</p> <p>また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(パーライト等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</p> <p>なお、本系統の成立性評価として「(1)ポンプのNPSH評価」でNPSH評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、</p>	残留熱除去系ストレーナ孔径		格納容器スプレイノズル最小流路サイズ		<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
プラント	格納容器スプレイノズル最小流路サイズ	残留熱除去系吸込ストレーナ孔径																		
6号炉																				
7号炉																				
残留熱除去系ストレーナ孔径																				
PCVスプレイ最小流路サイズ																				
残留熱除去系ストレーナ孔径																				
格納容器スプレイノズル最小流路サイズ																				

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>想定している定格流量に余裕を見込んだ流量を用いて評価した結果、ポンプ定格流量時の必要NPSHを満足しており、本システムの成立性に問題がないことを確認している(表1参照)。</p> <p>また、<u>代替循環冷却系</u>を使用開始する時点ではサブプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサブプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる<sup>※2</sup>。</p> <p><u>重大事故環境下では</u>、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。</p> <p>万が一、ペDESTALからのオーバーフローや、<u>ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても</u>、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく<sup>※3</sup>、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。</p> <p><u>このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。</u></p> <p>さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ<sup>※4</sup>、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約1~2mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。</p>	<p>重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL部(ドライウエル部)に蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。</p> <p>万が一、ペDESTALからオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく<sup>※2</sup>、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。</p> <p>さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ<sup>※3</sup>、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約1~2mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。(第2図)</p>	<p><u>残留熱代替除去ポンプ定格流量時の必要NPSHを満足していることから、本システムの成立性に問題がないことを確認している(表1参照)。</u></p> <p>また、<u>残留熱代替除去系</u>を使用開始する時点ではサブプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサブプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる<sup>※2</sup>。</p> <p>重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。</p> <p>万が一、ペDESTALからオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく<sup>※3</sup>、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。</p> <p><u>このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。</u></p> <p>さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ<sup>※4</sup>、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約1~2mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。(図4参照)</p>	<p>・評価の相違 【東海第二】 島根2号炉では、残留熱代替除去ポンプの流量によりS/C底部に沈着したデブリは再浮遊しない評価を※2に記載</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

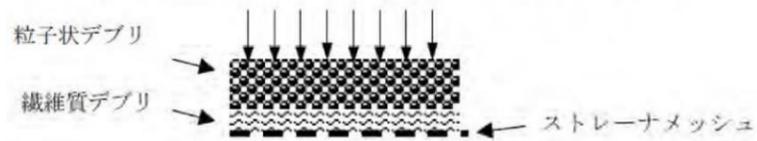


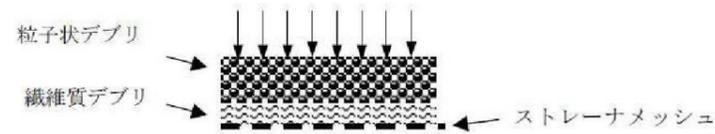
図10 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8inch. (約3.1mm)を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79 mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。ゆえに、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表6 NUREG/CR-6224において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range µm	Average Size µm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%



第2図 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8 inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G.1.82 においても「1/8 inch. (約3.1mm)を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、G S I -191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

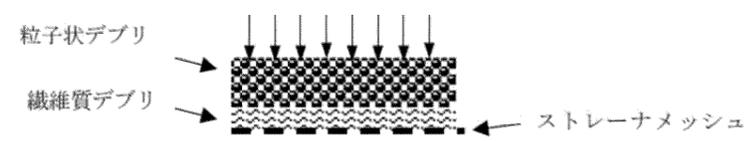


図4 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8 inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G.1.82 においても「1/8 inch. (約3.1mm)を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch(2.79mm)において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、残留熱代替除去系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表3 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range µm	Average Size µm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

・記載方針の相違  
【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※2: <u>代替循環冷却系</u>の使用開始は事故後約 22.5 時間後であり, LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサブプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており, 大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であるとする。また, 粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は, 理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり (原子力安全基盤機構 (H2 1. 3), PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s (7号炉の例, 250m<sup>3</sup>/h の時) 程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。</p> <p>※3: <u>ABWR は原子炉圧力容器破損後の熔融炉心の落下先は下部ペDESTAL</u>であり, <u>代替循環冷却系</u>の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し, <u>下部ペDESTAL床面から約7mの位置にあるリターンライン</u>を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる (図 11参照)。</p> <p>粒子化した熔融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。</p>	<p>※2: <u>RPV破損後の熔融炉心の落下先はペDESTAL (ドレイウエル部)</u>であり, <u>代替循環冷却系</u>の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。<u>原子炉圧力容器</u>へ注水された冷却水はペDESTAL (ドレイウエル部) へ落下し, <u>ダイヤフラムフロア及びベント管</u>を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる。(第3図)</p> <p>粒子化した熔融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。</p>	<p>※2: <u>残留熱代替除去系</u>の使用開始は事故後約 10 時間後であり, LOCA後のブローダウン等の事故発生直後のサブプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており, 大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であるとする。また, 粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は, 理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり (原子力安全基盤機構 (H21. 3), PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, ストレーナ表面流速は約 0.008m/s (150m<sup>3</sup>/h の時) 程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。</p> <p>※3: <u>RPV 破損後の熔融炉心の落下先は格納容器下部 (ペDESTAL部)</u>であり, <u>残留熱代替除去系</u>の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。<u>RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し, ベント管</u>を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる (図 5参照)。</p> <p>粒子化した熔融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。</p>	<p>・評価の相違 【東海第二】 島根 2 号炉では, 残留熱代替除去ポンプの流量により S/C 底部に沈着したデブリは再浮遊しない評価を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 循環流量の相違による表面流速の相違</p> <p>・炉型の違い 【柏崎 6/7, 東海第二】 PCV の相違 島根 2 号炉: MARK-I 改 柏崎 6/7: ABWR 東海第二: MARK-II</p>

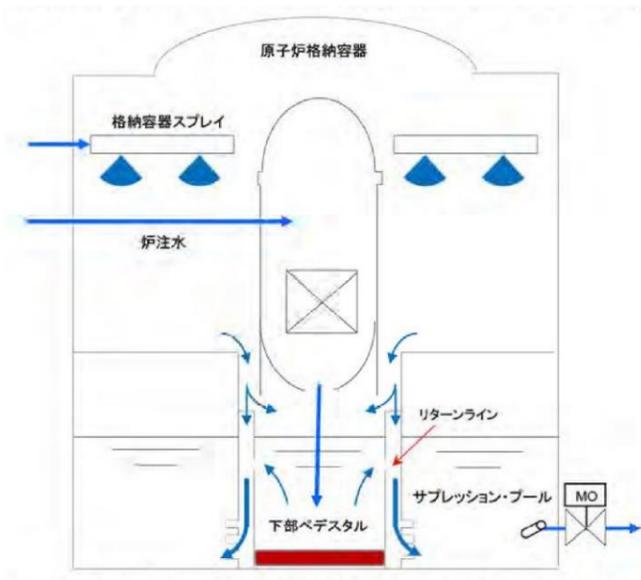
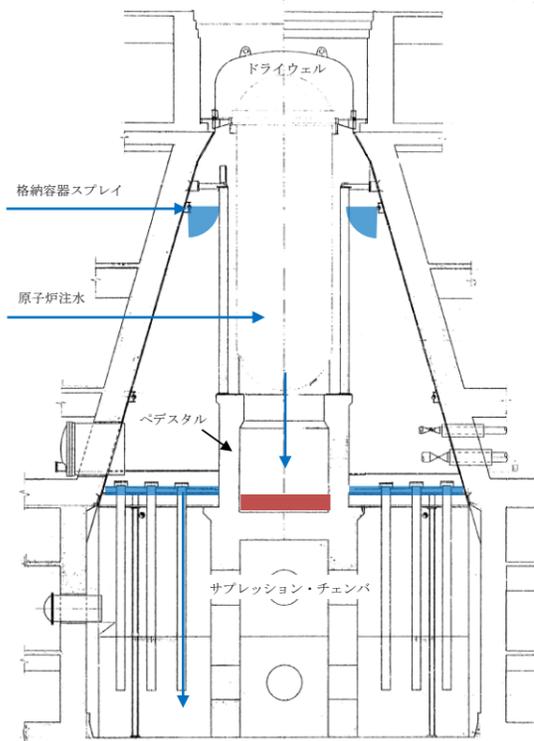


図11 原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却による冷却の流れ

※4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図12参照)。

当該試験はPWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図13参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。



第3図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ

※3 : G S I - 191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (第4図)。

当該試験はPWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、東海第二の非常用炉心冷却系ストレーナ形状は円筒形であり (第5図)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

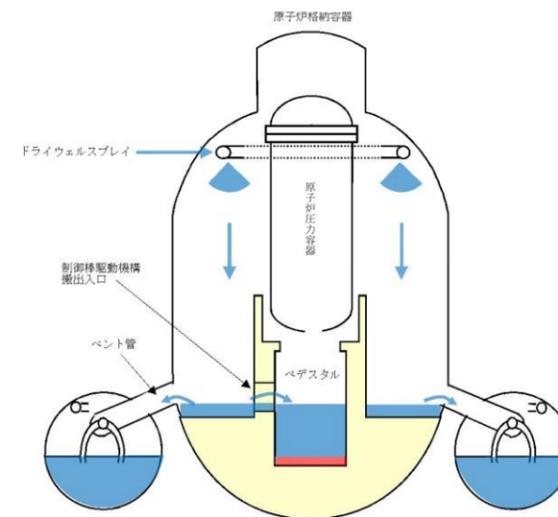


図5 原子炉圧力容器破損後の残留熱代替除去系による冷却水の流れ

※4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図6参照)。

当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図7参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

・設備の相違

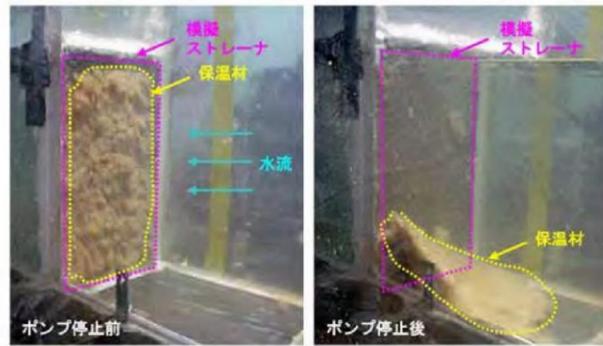


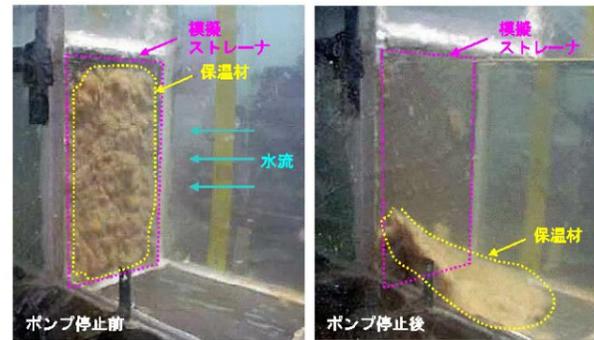
図12 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験

(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



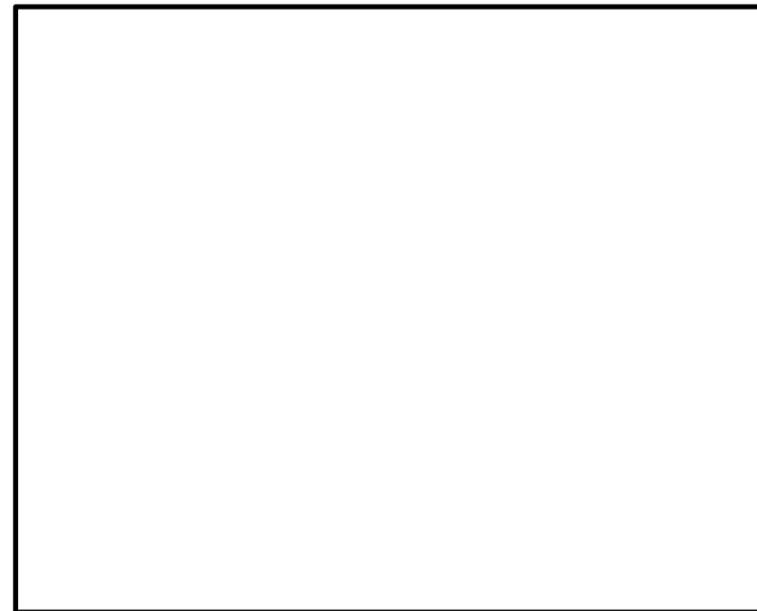
6号炉 残留熱除去系吸込ストレーナ図 7号炉 残留熱除去系吸込ストレーナ図

図13 ABWRにおいて設置されているストレーナ



第4図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験

(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



第5図 非常用炉心冷却系ストレーナ



図6 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験

(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

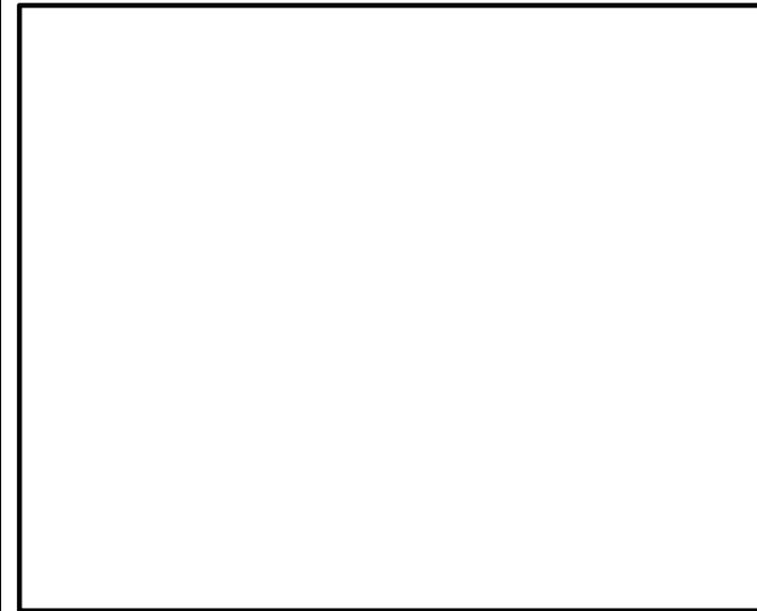


図7 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ



図14 6号炉 残留熱除去系(B)吸込ストレーナ (据付状態)

(c) 閉塞時の逆洗操作について

前述 (b) の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図15に示しているが、復水補給水系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。

したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し流量傾向が異常に低下した場合はMUWCポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

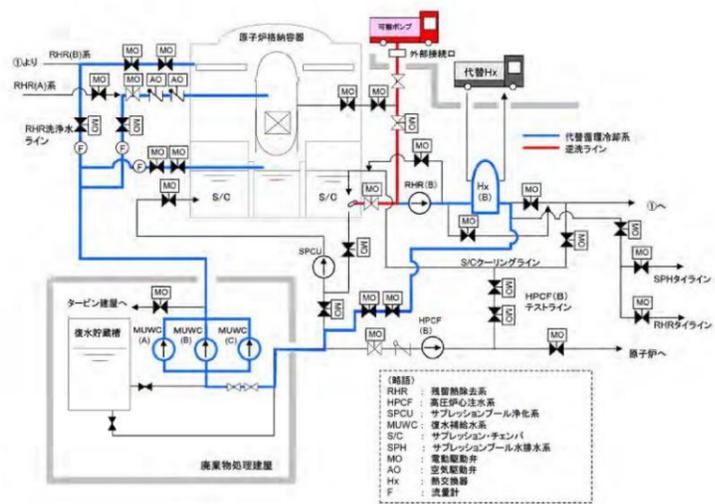
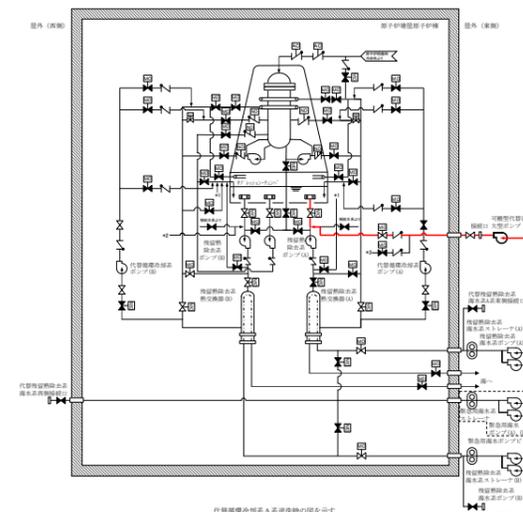


図15 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

c. 閉塞時の逆洗操作について

前述 (b) の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系の運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した場合に、外部接続口に可搬型代替注水大型ポンプを接続し、系統構成操作を行うことで、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作が可能な設計とする。系統構成の例を第6図に示す。

したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量が異常に低下傾向を示した場合は代替循環冷却系ポンプを停止し、逆洗操作を実施することで、流量が確保できる。



第6図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について



図8 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ (据付状態)

c. 閉塞時の逆洗操作について

前述 (b) の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図9に示しているが、外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。

したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は残留熱代替除去ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

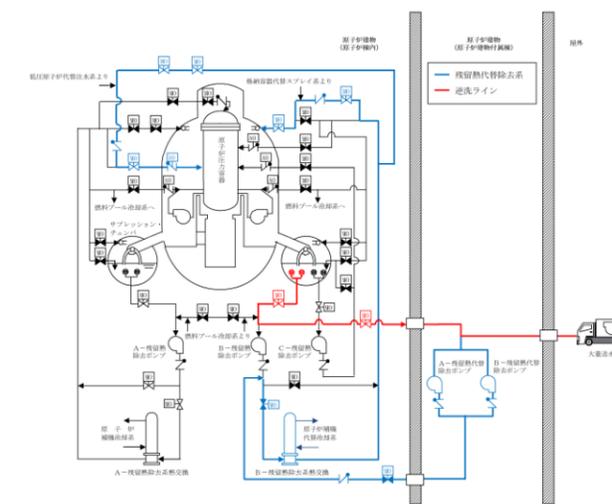


図9 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

・記載方針の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は RHR ストレーナの据付図を掲載

・設備の相違

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
<p style="text-align: right;">別紙-3</p> <p>長期的に維持される格納容器の状態(温度・圧力)での適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について</p> <p>重大事故等時における格納容器の耐震評価にあたって, 対象となる事故シーケンスは, 格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の事故シーケンスである, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却を使用する場合」及び「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しない場合」が対象となる。</p> <p>「別紙-2 循環流量の確保」で示したとおり, 代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられるが, この場合, 格納容器の温度・圧力が比較的高い状態で長期的に維持されることから, 適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保が必要である。</p> <p>よって, 格納容器の耐震評価に際しては,</p> <p>①事故後の運転状態 V(L)※1(10<sup>-2</sup>~2×10<sup>-1</sup>年)における適切な地震力との組合せ評価</p> <p>②事故後の運転状態 V(LL)※2(2×10<sup>-1</sup>年以降)における適切な地震力との組合せ評価</p> <p>を行うこととなる。</p> <p>※1 運転状態 V(L): 重大事故等の状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態</p> <p>※2 運転状態 V(LL): 重大事故等の状態のうち V(L)よりさらに長期的に荷重が作用している状態</p>	<p>比較対象無し</p>	<p style="text-align: right;">別紙-3</p> <p>長期的に維持される格納容器の状態(温度・圧力)での適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について</p> <p>重大事故等時における格納容器の耐震評価にあたって, 対象となる事故シーケンスは, 格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の事故シーケンスである, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)残留熱代替除去系を使用する場合」及び「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」が対象となる。</p> <p>「別紙-2 循環流量の確保」で示したとおり, 残留熱代替除去系の運転は長期的に継続可能と考えられるが, この場合, 格納容器の温度・圧力が比較的高い状態で長期的に維持されることから, 適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保が必要である。</p> <p>よって, 格納容器の耐震評価に際しては,</p> <p>①事故後の運転状態 V(L)※1(10<sup>-2</sup>~2×10<sup>-1</sup>年)における適切な地震力との組合せ評価</p> <p>②事故後の運転状態 V(LL)※2(2×10<sup>-1</sup>年以降)における適切な地震力との組合せ評価</p> <p>を行うこととなる。</p> <p>※1 運転状態 V(L): 重大事故等の状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態</p> <p>※2 運転状態 V(LL): 重大事故等の状態のうち V(L)よりさらに長期的に荷重が作用している状態</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-4</p> <p style="text-align: center;">系統のバウンダリに対する影響評価について</p> <p>1. はじめに  復水補給水系を用いた代替循環冷却系運転を行う場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。</p> <p>2. シール材の影響評価  (1) 評価対象  復水補給水系を用いて代替循環冷却系運転を行う場合に、サブプレッション・チェンバ・プールからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。</p> <p>(2) 放射線による影響  復水補給水系による代替循環冷却系では、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。</p> <p>上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛又はステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか、又は極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、又は耐放射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 2</p> <p style="text-align: center;">系統のバウンダリに対する影響評価について</p> <p>1. はじめに  代替循環冷却系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。</p> <p>2. シール材の影響評価  (1) 評価対象  代替循環冷却系を使用する場合に、サブプレッション・プール水が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。</p> <p>(2) 放射線による影響  代替循環冷却系では、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。</p> <p>上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛若しくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、耐放射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。</p> <p style="text-align: center;"><u>残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材には、エチレンプロピレンゴム（E PDM）やフッ素ゴムが用いられており、放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、今後、必要により耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム（改良E PDM）のシール材への取り替えを行うことにより、耐放射線性を確保する。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙-4</p> <p style="text-align: center;">系統のバウンダリに対する影響評価について</p> <p>1. はじめに  残留熱代替除去系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。</p> <p>2. シール材の影響評価  (1) 評価対象  残留熱代替除去系を使用する場合に、サブプレッション・チェンバからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」,「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。</p> <p>(2) 放射線による影響  残留熱代替除去系は、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。</p> <p>上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛又はステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか、又は極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、又は耐放射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。</p>	<p>・設備の相違  【東海第二】  島根 2号炉は残留熱除去ポンプを流路としない</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>また、ポンプメカニカルシールには、ニトリルゴムが使用されており、耐放射線に関する性能が確認されていることから、シール性能は維持されるものと考える。</p> <p>一方、ポンプケーシングシールには、ニトリルゴム以外にフッ素ゴムが用いられているものがあり、フッ素ゴムについては放射線による影響を受けて劣化することが考えられる。このため、フッ素ゴムを使用している復水移送ポンプのケーシングシールについては、耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム（以下、「EPDM」という）のシール材への取替を行うことにより、耐放射線性を確保する。</p> <p>(3) 化学種による影響</p> <p>炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム、及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、ニトリルゴムやEPDMについても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものと考える。</p> <p>一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるニトリルゴムやEPDMでは影響を生じる可能性がある。このうち、設備での使用を考慮しているEPDMについては、当社での社内試験により影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約8200mg/m<sup>3</sup>）よりも高濃度のよう素環境下（10000mg/m<sup>3</sup>以上）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものと考える。</p>	<p>また、代替循環冷却系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても耐放射線性に優れた材料を選定する。</p> <p>(3) 化学種による影響</p> <p>炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDMについても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものと考える。</p> <p>一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるEPDMでは影響を生じる可能性がある。このうち、今後、設備での使用を考慮している改良EPDMについては、自社研究による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約450mg/m<sup>3</sup>）よりも高濃度のよう素環境下（約1,000mg/m<sup>3</sup>）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものと考える。</p>	<p>また、残留熱代替除去ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても同様に、耐放射線性に優れた材料を選定する。</p> <p>(3) 化学種による影響</p> <p>炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケット及び金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はない。このため、セシウムによる化学影響はないものと考える。</p> <p>一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットには影響がないため、漏えい等が生じることはないものと考える。</p> <p>また、残留熱代替除去ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材につ</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、SA環境下において健全性が確保される残留熱代替除去ポンプをSA専用設備として設計し、設置する（以下、②の相違）</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違 【柏崎6/7,東海第二】 流路バウンダリに用いられるシール材の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 流路バウンダリに用いられるシール材の相違</p> <p>・設備の相違 【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>3. まとめ</p> <p>以上より、<u>復水補給水系を用いた代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」</u>を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。</p> <p><u>一方、ポンプケーシングシールに用いられているフッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があり、ポンプメカニカルシールやケーシングシールに用いられているニトリルゴムは、核分裂生成物による化学的な影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。</u></p> <p>これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>3. まとめ</p> <p>以上より、<u>代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」</u>を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。</p> <p><u>一方、ポンプのバウンダリを構成する部材(メカニカルシール、ケーシングシール等)に用いられているエチレンプロピレンゴム(E PDM)、フッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。</u></p> <p>これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。</p>	<p><u>いても同様に、化学種に対する耐性に優れた材料を選定する。</u></p> <p>3. まとめ</p> <p>以上より、<u>残留熱代替除去系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」</u>を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。</p> <p><u>また、残留熱代替除去系に使用する「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」についても耐性に優れた材料を選定する。</u></p> <p>これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 流路バウンダリに用いられるシール材の相違</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-5</p> <p><u>代替循環冷却系の運転開始時期が評価より早まる場合について</u></p> <p>代替循環冷却系の運転の評価では、代替原子炉補機冷却系の運転のため緊急時対策要員の参集に10時間、準備作業時間に10時間を想定しており、代替原子炉補機冷却系の運転開始時間を20時間後と想定している。ただし、緊急時対策要員の確保が容易にできる場合は、この時間より早くなる可能性がある。</p> <p>その場合の運転員の対応について以下に示す。必要な要員と作業項目を図1に示す。</p> <p>●中央制御室運転員の場合  常設代替交流電源設備からの交流電源回復後、復水移送ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ操作を実施している。この操作を実施している運転員とは別の運転員が代替循環冷却系の運転を準備することが可能であり、緊急時対策要員の作業が早まることからの影響はない。</p> <p>●現場操作運転員の場合  常設代替交流電源設備からの交流電源回復後、格納容器薬品注入等の現場操作を実施している。これらの操作は事故発生約4時間後まで継続する。その後、代替原子炉補機冷却系の運転準備を開始する。この準備操作は「2名」の現場操作運転員により「約5時間」で実施することを想定しているが、実態の操作では「約1時間」で完了する。その後、別の「2名」の現場操作運転員と共に代替循環冷却系の運転準備を実施する。事故発生約10時間後には終了するため、緊急時対策要員の作業が早まることからの影響はない。</p> <p>事故発生約1時間後から、緊急時対策要員による準備作業を開始することを想定した場合、現場操作運転員の作業は「約10時間後」に終了し、緊急時対策要員による準備作業は「約11時間後」に終了することになる。なお、緊急時対策要員による準備作業は、継続した訓練により短縮することが期待できる。</p> <p>現場操作運転員による準備作業は、実態の代替原子炉補機冷却系運転準備作業時間を考慮すると、代替循環冷却系運転準備作業を含めても「約3時間」で完了することができ、想定</p>	<p style="text-align: center;">比較対象無し</p>		<p>・運用の相違  <b>【柏崎6/7】</b>  島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能であるため、該当資料無し</p>

時間の事故発生約10時間後を大幅に短縮することができる。  
 以上により、評価で考慮している代替原子炉補機冷却系「20時間後」の運転開始時間から早まる場合があっても対応は可能である。

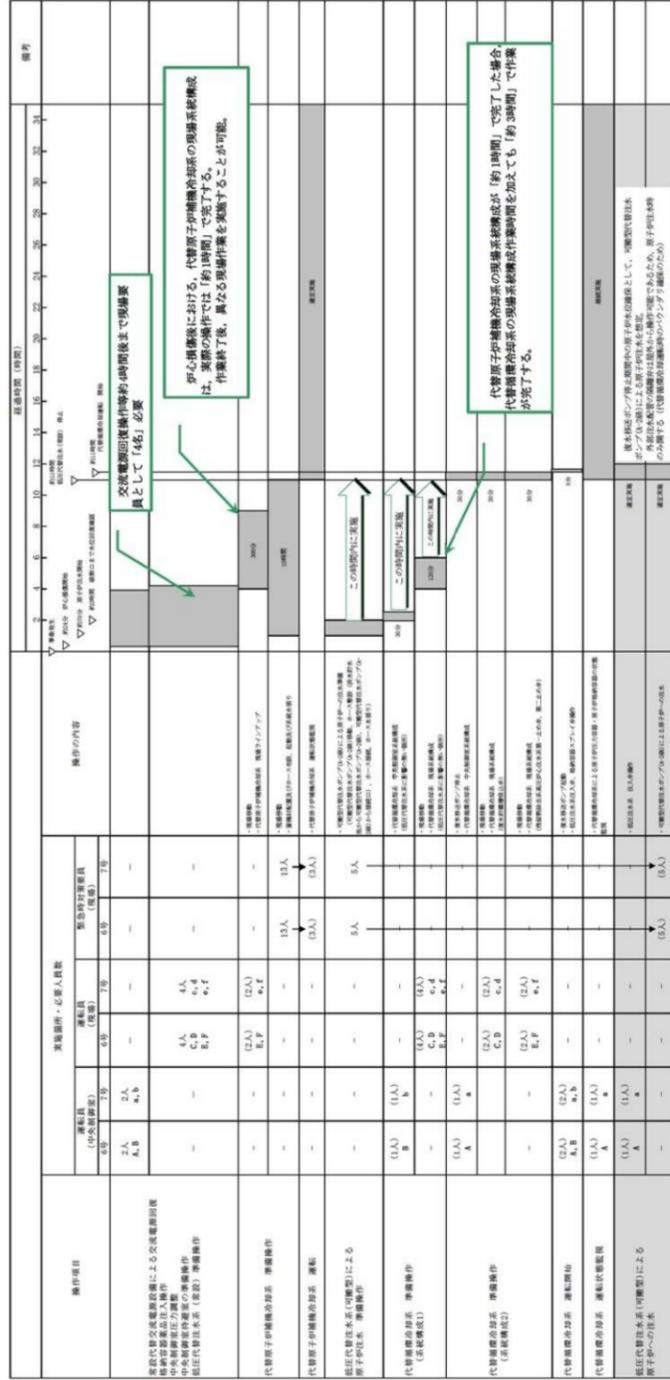


図1 代替循環冷却系運転開始が評価より早まる場合の要員と作業項目

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-6</p> <p style="text-align: center;">系統が高線量となった場合の影響について</p> <p>代替循環冷却系の運転に伴い、系統が高線量となることが想定されるが、高線量となった場合には、放射線による「操作性・アクセス性」の影響、及び「機器」に対する放射線劣化影響が考えられる。</p> <p>「操作性・アクセス性」に関する影響としては以下の影響が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視への影響</li> <li>・代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作への影響</li> <li>・代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業(残留熱除去系の復旧作業)への影響</li> </ul> <p>「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系において使用する機器のうち、放射線劣化影響が懸念される機器(シール材、電動機、計器、ケーブル)への影響</li> </ul> <p>上記の影響について、確認結果を表1に示す。</p>	<p style="text-align: center;">比較対象無し</p>	<p style="text-align: right;">別紙-5</p> <p style="text-align: center;">系統が高線量となった場合の影響について</p> <p>残留熱代替除去系の運転に伴い、系統が高線量となることが想定されるが、高線量となった場合には、放射線による「操作性・アクセス性」の影響、及び「機器」に対する放射線劣化影響が考えられる。</p> <p>「操作性・アクセス性」に関する影響としては以下の影響が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱代替除去系の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視への影響</li> <li>・残留熱代替除去系が機能喪失した場合に必要な操作への影響</li> <li>・残留熱代替除去系運転時に必要な復旧作業(残留熱除去系の復旧作業)への影響</li> </ul> <p>「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱代替除去系において使用する機器のうち、放射線劣化影響が懸念される機器(シール材、電動機、計器、ケーブル)への影響</li> </ul> <p>上記の影響について、確認結果を表1に示す。</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 高線量となった場合の操作性・アクセス性, 機器への影響				表1 高線量となった場合の操作性・アクセス性, 機器への影響		・設備の相違 <b>【柏崎 6/7】</b> 設備構成の相違による操作及び監視項目の相違
操作性・アクセス性	代替循環冷却系の系統構成, 起動操作, 運転継続に必要な操作・監視	放射線影響		操作性・アクセス性	放射線影響	
	系統構成	運転開始前の系統構成は, 中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他, 廃棄物処理建屋等での手動弁の操作, 代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの操作が必要であるが, 弁操作は運転開始前の実施であり, 熱交換器ユニット操作は屋外作業であり, 格納容器ベント操作前であるため, アクセス及び操作への放射線による影響はない。(32~35 頁参照)		系統構成	運転開始前の系統構成は, 中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他, 原子炉補機代替冷却系の操作が必要であるが, 弁操作は運転開始前の実施であり, 原子炉補機代替冷却系操作は屋外作業であり, 格納容器ベント操作前であるため, アクセス及び操作への放射線による影響はない。(25, 26 頁参照)	
	復水移送ポンプの起動	運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため, 操作への放射線による大きな影響はない。(32~35 頁参照)		残留熱代替除去系の起動	運転開始時の残留熱代替除去ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため, 操作への放射線による大きな影響はない。(25, 26 頁参照)	
	パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は, 中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため, 放射線による大きな影響はない。(32~35 頁参照)		系統構成, 起動操作, 運転継続に必要な操作・監視	パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は, 中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため, 放射線による大きな影響はない。(25, 26 頁参照)
	流量調整	代替循環冷却系運転時の原子炉注水及び格納容器スプレイの流量を調整する場合は, 流量調整弁の操作により行うが, 中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため, 放射線による大きな影響はない。(32~35 頁参照)		流量調整	残留熱代替除去系運転時の原子炉注水及び格納容器スプレイの流量を調整する場合は, 流量調整弁の操作により行うが, 中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため, 放射線による大きな影響はない。(25, 26 頁参照)	
	その他操作	その他の作業として, 代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び熱交換器ユニットの付帯設備である電源車への給油作業があるが, これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため, 放射線による大きな影響はない。(32~35 頁参照)		その他操作	その他の作業として, 原子炉補機代替冷却系の運転状態確認及び大型送水ポンプ車への給油作業があるが, これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため, 放射線による大きな影響はない。(25, 26 頁参照)	

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		
確認項目			放射線影響			確認項目			放射線影響		
操作性・アクセス性	代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水は、代替循環冷却系運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で、注水操作を屋外で実施することにより、建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。(35 頁参照)			操作性・アクセス性	格納容器ベント	格納容器ベントの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、代替循環冷却系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい原子炉建屋内の原子炉区域外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は原子炉建屋内の原子炉区域外であっても、代替循環冷却系運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて遮蔽体設置等の放射線防護対策を施す。(35～38 頁参照)			
		格納容器ベント	格納容器ベントの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、代替循環冷却系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい原子炉建屋内の原子炉区域外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は原子炉建屋内の原子炉区域外であっても、代替循環冷却系運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて遮蔽体設置等の放射線防護対策を施す。(35～38 頁参照)								
	代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業(残留熱除去系の復旧作業)		代替循環冷却系運転時の放射線影響を受ける可能性が最も低い残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下3階の残留熱除去系(C)ポンプ室又は原子炉建屋地下2階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要があるが、7号炉の上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却系運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて移動式遮蔽体等の放射線防護対策を施す。なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。(39～43 頁参照)			残留熱代替除去系運転時に必要な復旧作業(残留熱除去系の復旧作業)		残留熱代替除去系運転時の放射線影響を受ける可能性が最も低いA-残留熱除去ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建物地下2階のA-残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA-残留熱除去ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。(30, 31 頁参照)			
機器	シール材(配管, 弁, ポンプ, 熱交換器)		放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して代替循環冷却系の系統機能確保可能な設計とする。(59 頁参照)			機器	シール材(配管, 弁, ポンプ, 熱交換器)		放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して残留熱代替除去系の系統機能確保可能な設計とする。(45 頁参照)		
	電動機(弁, ポンプ)						電動機(弁, ポンプ)				
	ケーブル						ケーブル				
	計器						計器				

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙-7</p> <p><u>代替循環冷却系運転時の回り込み防止対応について</u></p> <p><u>代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷した場合については高線量の水が循環することで、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。その為、代替循環冷却系を運転中、及び、その後の長期的な収束のための各機器の復旧作業に悪影響を及ぼす懸念がある。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の流路を構成する既設の復水補給水系は、プラント運転時に様々な供給先（負荷）を持っており、主流路からの分岐が多数ある。これらの分岐配管は耐震性を有する設計とするとともに、分岐先において閉じた系を構成している（供給先において弁が閉止している）ため、高線量の水が建屋内に溢水することや、予期しない他の系統に流入することはない。</u></p> <p><u>しかし、事故後長期の復旧作業への影響を考慮すると、可能な限り高線量の水の流れる範囲を限定することが必要である。そこで、代替循環冷却系の主流路からの分岐配管については、可能な限りプラント運転時から、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）にて常時閉止することを検討し、事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁の閉止が不可能な場合には代替循環冷却系の運転前に弁の閉操作を実施することを検討した。</u></p> <p><u>検討の結果を図1、図2、表1～表4に示す。分岐配管のうち、非常用炉心冷却系等の封水供給配管については、弁の閉止により供給先の系統に悪影響（ウォーターハンマーの発生等）を及ぼす可能性があるため、常時閉止運用とすることは不可と判断した。また、低圧代替注水系や格納容器下部注水系のように事故対応で使用する弁についても常時閉止運用とすることは不可と判断した。しかし、それ以外の供給先（負荷）については、分岐部を閉止することが可能である。このため、これらの供給先（負荷）に悪影響を及ぼさない箇所については、通常運転中から弁を閉止することにより、高線量の水が流入することを防止する措置を講じることとする。</u></p>			<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2号炉の残留熱代替除去系が兼用する系統は残留熱除去系であり、高線量水の流れる範囲は限定的であることから、回り込みを防止するための弁操作は不要であるため、該当資料なし</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 210 911 777" style="border: 1px solid black; height: 270px; width: 253px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="270 787 789 829" style="text-align: center;"> <p>図1 代替循環冷却系 系統図 (6号炉)</p> </div> <div data-bbox="160 877 911 1444" style="border: 1px solid black; height: 270px; width: 253px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="270 1455 789 1497" style="text-align: center;"> <p>図2 代替循環冷却系 系統図 (7号炉)</p> </div>			

表1 代替循環冷却系閉止弁リスト (6号炉)

No. <sup>※</sup>	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F059	塵スラッジ移送ライン復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F056	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩装置補給用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
3	P13-F085	ドライウエル高電導度廃液系サンパ配管洗浄用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F054	原子炉冷却材浄化系逆洗洗浄用復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F090	制御棒駆動系補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	復水補給水系サンプリング戻り止め弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-F009	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
8	P13-MO-F150	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-MO-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	廃棄物処理建屋復水積算流量計バイパス弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F010	制御棒駆動系復水入口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
17	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表2 代替循環冷却系閉止不可弁リスト (6号炉)

No. <sup>※</sup>	弁番号	弁名称	閉止不可理由
18	P13-F069	消火系連絡弁後弁	SA時の消防車による原子炉注水時に使用
19	P13-F081	原子炉隔離時冷却系系統洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC封水ライン
20	P13-F058	残留熱除去系(B)系統洗浄用等復水元弁	SA時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用
21	P13-F057	残留熱除去系(A)(C)系統洗浄用等復水元弁	HPCF(C)封水ライン SA時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク(B)復水積算流量計入口弁	SFPスキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	サブプレッションプール浄化系復水補給水系封水弁	SFCUを用いたSFP注水、原子炉ウエル注水で使用
24	P13-F096B	高圧炉心注水系(B)系統封水用復水減圧オリフイス前弁	HPCF(B)封水ライン
25	E22-MO-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁(B)	HPCF(B)吸込みライン(水源)
26	E22-F030	高圧代替注水系ポンプ吸込弁	HPAC吸込みライン(水源)
27	E51-MO-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC吸込みライン(水源)
28	E22-MO-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁(C)	HPCF(C)吸込みライン(水源)

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表3 代替循環冷却系閉止弁リスト (7号炉)

No. <sup>①</sup>	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F087	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器逆洗水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F721	復水補給水系復水移送ポンプ出口復水試料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F105	復水補給水系蒸気乾燥器気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F110	復水補給水系原子炉建屋運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F722	復水補給水系復水移送ポンプ入口復水試料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-M0-F029	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
8	G51-M0-F010	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	P13-F021	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
10	P13-F008A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F008B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F008C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F001	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	E22-F028	高压炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F029	高压炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F030	高压炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
27	P13-F079	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器 Y スト洗浄水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
28	P13-F075	復水補給水系原子炉冷却材浄化系逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト (7号炉)

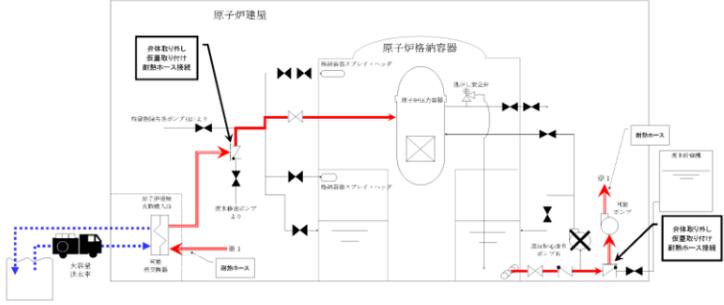
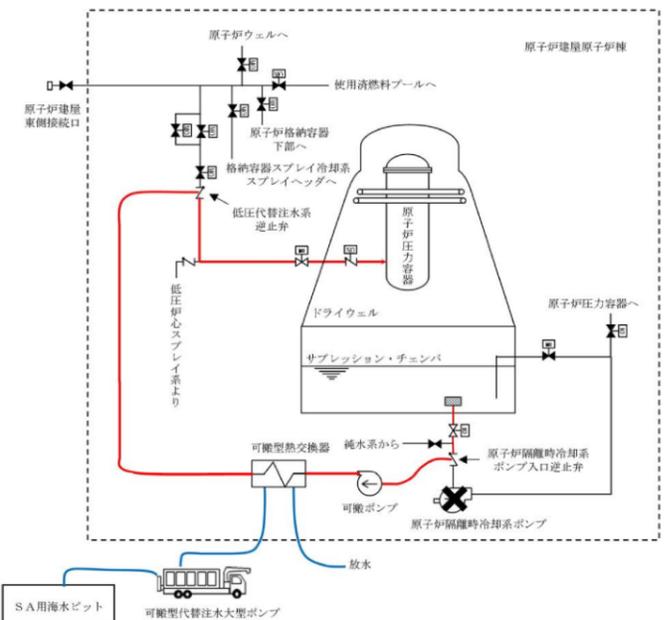
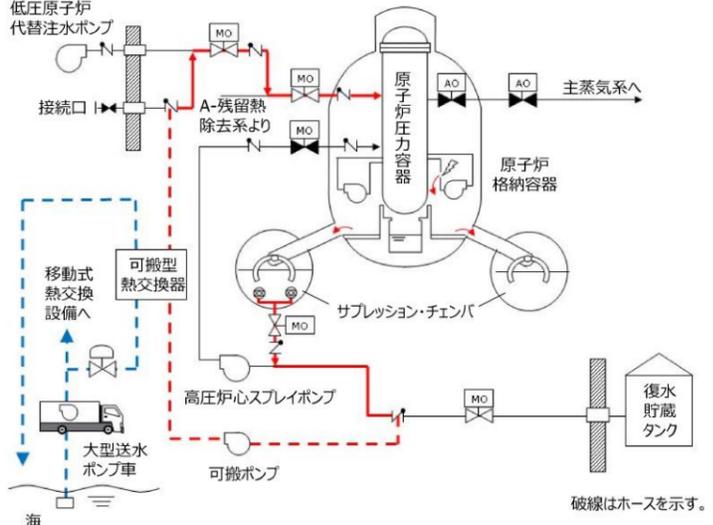
No. <sup>①</sup>	弁番号	弁名称	閉止不可理由
3	P13-F077	復水補給水系-075 ライン供給元弁	HPAC 封水ライン
17	P13-F086	復水補給水系 R0-D032 入口弁	HPCF (C) 封水ライン
18	P13-F093	復水補給水系格納容器冷却ライン元弁	SA 時の格納容器下部注水系で使用
19	P13-F099	復水補給水系 P13-F091 出口弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
20	P13-F101	復水補給水系-101 ライン供給元弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
21	P13-F083	復水補給水系-077 ライン供給元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用 HPCF (B) 封水ライン
22	E22-M0-F001B	高压炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
23	E22-F023	高压炉心注水系高压代替注水系冷却水ライン隔離弁	HPAC 吸込みライン (水源)
24	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
25	E22-M0-F001C	高压炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)
26	P13-F084	復水補給水系 R0-D030 入口弁	RCIC 封水ライン

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

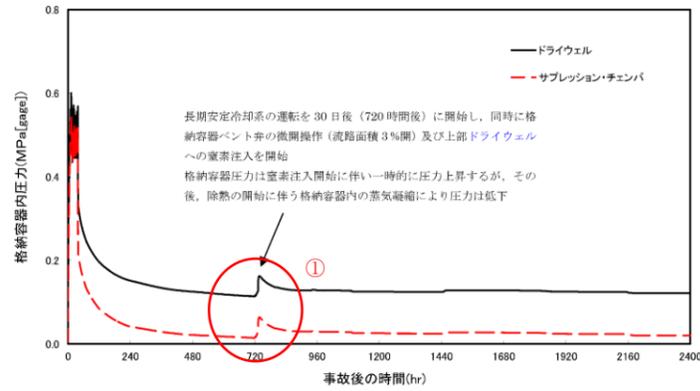
「参考 重大事故等時の長期安定冷却手段について」の比較は、39 条補説 (参考9) の比較表を再掲する

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>〔参考9〕重大事故等時の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、<u>代替循環冷却系</u>により格納容器内温度は緩やかに低下し約15日後には、<u>サプレッション・チェンバ・プール</u>水温度が最高使用温度の104℃を下回る（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>代替循環冷却系</u>が使用できないため格納容器ベントにより格納容器の除熱を行う。<u>格納容器ベント</u>による除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は<u>代替循環冷却系</u>より遅く、<u>サプレッション・チェンバ・プール</u>水温度が最高使用温度の104℃を下回るのは約35日後となる（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時において、<u>格納容器ベント</u>による格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系</u>の補修による原子炉格納容器の除熱復旧を実施する。また、<u>残留熱除去系</u>の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1. <u>可搬型格納容器除熱系</u>による格納容器除熱」を構築する。既設設備である<u>残留熱除去系</u>の使用を優先するが、復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を実施する。</p>	<p>〔参考8〕重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。<u>重大事故等時、代替循環冷却系を使用することにより原子炉格納容器内温度を100℃未満に低下させることができる。</u></p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>代替循環冷却系</u>も使用できなくなるが、<u>この場合には格納容器ベントを行うことにより原子炉格納容器除熱を行う。格納容器ベントによる除熱では、サプレッション・プール水温が飽和状態で維持されることとなるため、サプレッション・プール水温を100℃未満にできず、サプレッション・プール最高使用温度近くで長期間推移することとなる。</u></p> <p>そのため、<u>原子炉格納容器温度低減対策</u>として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生 30 日後の崩壊熱が除去可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時、<u>格納容器ベント</u>による原子炉格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系</u>を補修により復旧し、<u>原子炉格納容器の除熱を実施するが、残留熱除去系の機能回復が困難な場合を想定し、可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段である「可搬型原子炉格納容器除熱系統</u>による原子炉格納容器除熱」を構築する。</p>	<p style="text-align: right;">参考9</p> <p>〔参考9〕重大事故等時の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、<u>残留熱代替除去系</u>により格納容器内温度は緩やかに低下し約177時間後には、<u>サプレッション・チェンバ</u>水温度が最高使用温度の104℃を下回る（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>残留熱代替除去系</u>が使用できないため格納容器フィルタベント系により格納容器の除熱を行う。<u>格納容器フィルタベント系</u>による除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は<u>残留熱代替除去系</u>より遅く、<u>サプレッション・チェンバ</u>水温度が最高使用温度の104℃を下回るのは約587時間後となる（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生約30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時において、<u>格納容器フィルタベント系</u>による格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系</u>の補修による原子炉格納容器の除熱機能を復旧する。また、<u>残留熱除去系</u>の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1. <u>可搬型格納容器除熱系</u>による格納容器除熱」を構築する。既設設備である<u>残留熱除去系</u>の使用を優先するが、<u>復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を</u></p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 設備、運用、解析条件等の違いによる相違（有効性評価「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）」）</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 設備、運用、解析条件等の違いによる相違（有効性評価「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）」）</p>

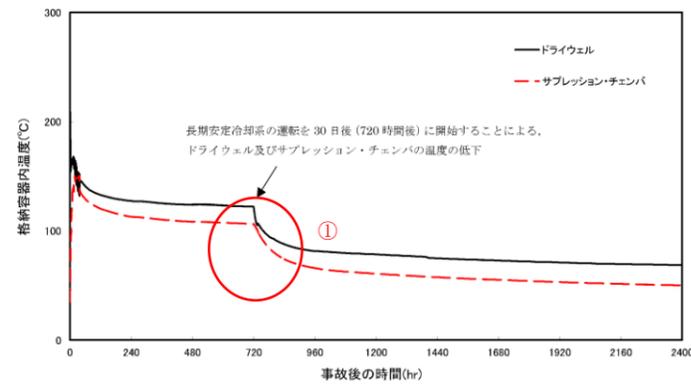
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p>本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。<u>これに加え、「2. 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系（以下、SPCUという）を用いた除熱」を構築し、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。</u></p> <p>なお、これらに加え格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に格納容器を除熱する「<u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系（以下、CUWという）による原子炉除熱</u>」を構築する。CUW系による原子炉除熱については〔参考9－補足1〕に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>参考1表 重大事故等時における格納容器除熱手段</u></p> <table border="1" data-bbox="172 751 902 976"> <thead> <tr> <th>除熱手段</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替循環冷却系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器ベントによる除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系の補修による除熱復旧</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</td> <td>本資料1. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱</td> <td>本資料2. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱</td> <td>補足1で成立性を示す</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない。</p> <p>1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</p> <p>&lt;実現可能性&gt;</p> <p>重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系は、<u>高圧炉心注水系（以下、HPCFという）配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバ・プール水を供給し、そこで除熱した水を残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成</u>であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品については事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</p> <p>また、<u>可搬ポンプを用いた可搬型格納容器除熱系に加え、常設のSPCUポンプを用いた「可搬熱交換器及びSPCUポンプを用いた除熱」の手段を整備する。詳細は「2. 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系を用いた除熱」で示す。</u></p>	除熱手段	備考	代替循環冷却系による除熱		格納容器ベントによる除熱		残留熱除去系の補修による除熱復旧		可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す	可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱	本資料2. で成立性を示す	代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す	<p style="text-align: center;"><u>可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱</u></p> <p>&lt;実現可能性&gt;</p> <p>重大事故等時、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系を復旧し、サブプレッション・プール水の冷却を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合には、可搬設備等により構成される可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱を構築する。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>この対応には、可搬型設備を運搬・設置する等の作業を伴うが、事前に可搬型設備等を準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</u></p>	<p><u>実施する。本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。</u></p> <p>なお、これらに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「<u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系（以下、CUWという）による原子炉除熱</u>」を構築する。CUW系による原子炉除熱については〔参考9－補足1〕に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>参考1表 重大事故等時における格納容器除熱</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 760 2496 949"> <thead> <tr> <th>除熱手段</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱代替除去系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器フィルタベント系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系の補修による除熱復旧</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</td> <td>本資料1. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱</td> <td>補足1で成立性を示す</td> </tr> </tbody> </table> <p>本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない</p> <p>1. <u>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</u></p> <p>&lt;実現可能性&gt;</p> <p>重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系の補修によるサブプレッション・プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系は、高圧炉心スプレイ系（以下、HPCSという）配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバのプール水を供給し、そこで除熱した水を低圧原子炉代替注水系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成</u>であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、<u>長納期品については事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</u></p>	除熱手段	備考	残留熱代替除去系による除熱		格納容器フィルタベント系による除熱		残留熱除去系の補修による除熱復旧		可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す	原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p>
除熱手段	備考																												
代替循環冷却系による除熱																													
格納容器ベントによる除熱																													
残留熱除去系の補修による除熱復旧																													
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す																												
可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱	本資料2. で成立性を示す																												
代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す																												
除熱手段	備考																												
残留熱代替除去系による除熱																													
格納容器フィルタベント系による除熱																													
残留熱除去系の補修による除熱復旧																													
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す																												
原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す																												

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>HPCFポンプの吸込配管にある「HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)」</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については<u>残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」</u>と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプにより<u>サプレッション・チェンバ・プール水</u>を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、<u>大容量送水車</u>により海水を通水できる構成とする。</p>  <p>参考1図 可搬型格納容器除熱系の系統概要図</p>	<p>可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋原子炉棟大物搬入口に設置する可搬型熱交換器と接続する構成とする。可搬型熱交換器の出口側については<u>低圧代替注水系（可搬型）の逆止弁</u>と耐熱ホースで接続する構成とする。可搬型熱交換器の二次系については、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>により海水を通水できる構成とする。</p>  <p>図1 可搬型原子炉格納容器除熱系統の系統概略図</p>	<p>可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>HPCSポンプの吸込配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建物大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については<u>低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁」</u>と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプにより<u>サプレッション・チェンバのプール水</u>を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、<u>大型送水ポンプ車</u>により海水を通水できる構成とする。</p>  <p>参考1 図 可搬型格納容器除熱系の系統概略図</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</li> <li>設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</li> <li>設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																					
<p align="center"><b>参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業</b></p> <table border="1" data-bbox="163 262 908 493"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p>&lt;効果&gt;</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヵ月まで格納容器ベントによる除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る160m<sup>3</sup>/hとし、格納容器圧力逃がし装置は微開（流路面積3%開）とするとともに不活性ガス系より窒素ガスを600m<sup>3</sup>/h注入する。</p> <p>参考2～4 図に格納容器圧力、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ・プール水温の推移を示す。参考3 図及び参考4 図に示す通り、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ・プール水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器圧力逃がし装置により格納容器圧力が低下している状態では、ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・チェンバ・プール水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型格納容器除熱系の運転を開始する際には、格納容器圧力逃がし装置は微開とした上で、不活性ガス系より窒素ガスを注入し、格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。</p>	作業	所要期間	HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬熱交換器準備	通水試験等	<p align="center"><b>表1 可搬型原子炉格納容器除熱系の構築に必要な作業</b></p> <table border="1" data-bbox="949 262 1694 590"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬型熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p>&lt;効果&gt;</p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系における除熱効果を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、事象発生30日後まで格納容器ベントによる除熱を行った後、格納容器ベントを停止し、可搬型原子炉格納容器除熱系による除熱を実施した場合の原子炉格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型原子炉格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱除去相当以上の流量として100m<sup>3</sup>/hとし、低圧代替注水系（常設）等による原子炉注水及び格納容器ベントを停止するとともに、原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の不活性化のために、可搬型窒素供給装置によりドライウェル及びサプレッション・チェンバ内へ窒素を注入（総注入流量400m<sup>3</sup>/h）する。</p> <p>図2～4に原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器気相部温度、サプレッション・プール水温の推移を示す。図3及び図4に示すとおり、可搬型原子炉格納容器除熱系により、原子炉格納容器気相部温度、サプレッション・プール水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器圧力逃がし装置により格納容器圧力が低下している状態では、格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型原子炉格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・プール水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い原子炉格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型原子炉格納容器除熱系の運転を開始する前には、原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の不活性化のために、原子炉格納容器内へ窒素を注入する。</p>	作業	所要期間	原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬型熱交換器準備	通水試験等	<p align="center"><b>参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業</b></p> <table border="1" data-bbox="1736 262 2481 453"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p>&lt;効果&gt;</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヵ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る□m<sup>3</sup>/hとし、格納容器フィルタベント系は微開（流路面積3%開）とするとともに可搬式窒素供給装置より窒素ガスを100m<sup>3</sup>/h注入する。</p> <p>参考2～4 図に格納容器圧力、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ水温の推移を示す。参考3 図及び参考4 図に示すとおり、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器フィルタベント系により格納容器圧力が低下している状態では、格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・チェンバ水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型格納容器除熱系の運転を開始する際には、格納容器フィルタベント系は微開とした上で、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを注入し、格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。</p>	作業	所要時間	HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬熱交換器準備	通水試験等	<p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性ガスの蓄積を防止するために、格納容器ベントを停止せず、微開にする運用としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 窒素ガス注入量</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性</p>
作業	所要期間																							
HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬熱交換器準備																								
通水試験等																								
作業	所要期間																							
原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬型熱交換器準備																								
通水試験等																								
作業	所要時間																							
HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬熱交換器準備																								
通水試験等																								



参考2 図 格納容器圧力の推移



参考3 図 格納容器気相部温度の推移

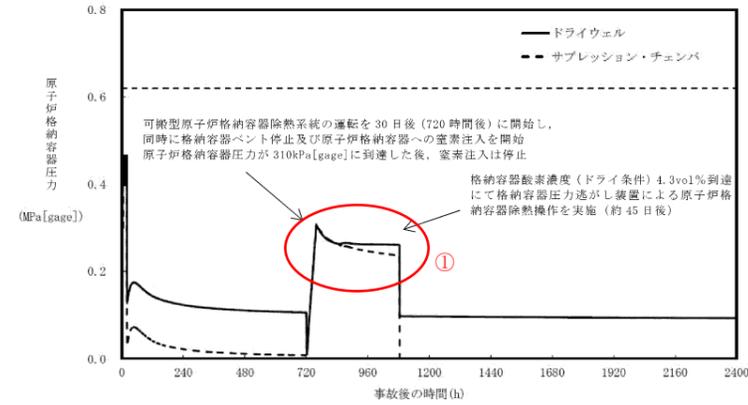


図2 原子炉格納容器圧力の推移

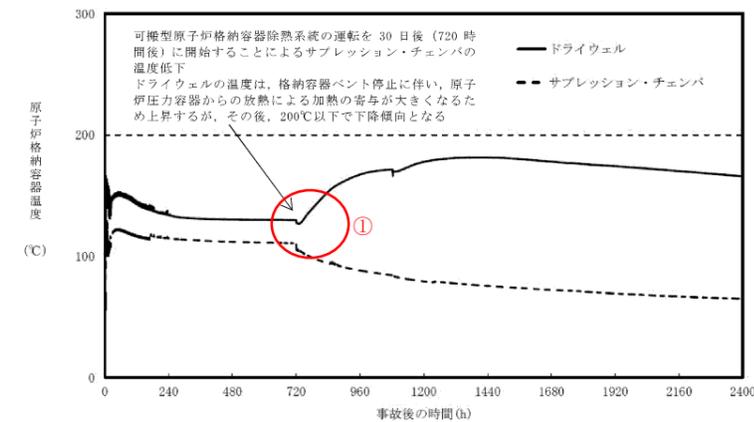
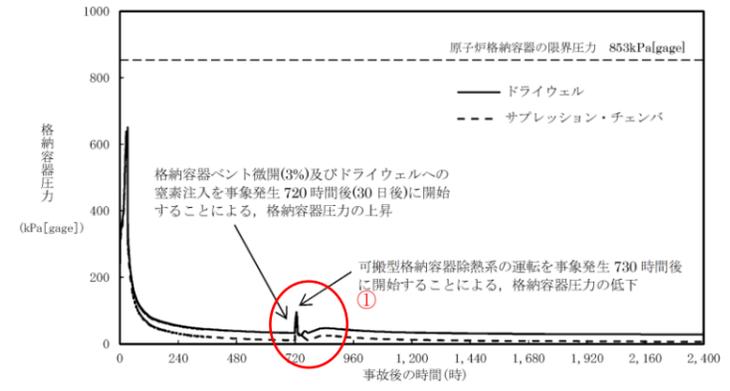
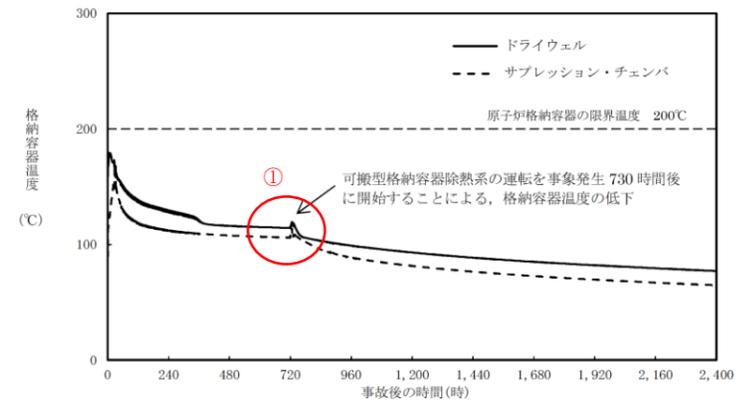


図3 原子炉格納容器気相部温度の推移



参考2 図 格納容器圧力の推移



参考3 図 格納容器気相部温度の推移

ガスの蓄積を防止するために、格納容器ベントを停止せず、微開にする運用としている

・解析結果の相違

【柏崎6/7】

①島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始以降、設備容量等の違いにより、蒸気凝縮による急激な圧力低下が生じる

【東海第二】

①島根2号炉は、ベント微開とするため、可燃性ガスは蓄積しない。(東海第二では、ベント閉止するため、可燃性ガス濃度の上昇により再度ベントをしており、格納容器圧力の増減がある)

・解析結果の相違

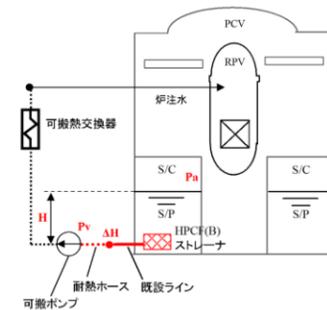
【柏崎6/7、東海第二】

①島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始前に、窒素を注入することによる格納容器の圧力上昇により一時的に格納容器温度が上昇する

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①島根 2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始前に、窒素を注入することによる格納容器の圧力上昇により一時的に suppression pool 水温が上昇する</p>
<p>参考4 図 suppression pool 水温の推移</p>	<p>図4 suppression pool 水温の推移</p>	<p>参考4 図 suppression pool 水温の推移</p>	
<p>&lt;系統成立性評価&gt;</p>	<p>&lt;系統成立性評価&gt;</p>	<p>&lt;系統成立性評価&gt;</p>	
<p>可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>可搬型原子炉格納容器除熱系統は、事故発生 30 日後の崩壊熱相当(約 5.7MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で原子炉建屋原子炉棟地下 2 階に設置する可搬ポンプの必要 NPSH が、系統圧力損失を考慮して有効 NPSH を満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生 30 日後の崩壊熱相当(約 5.7MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下2階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p>
<p>① ポンプのNPSH評価</p>	<p>① ポンプの NPSH 評価</p>	<p>① ポンプのNPSH評価</p>	
<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH<math>\geq</math>必要NPSH)を満足する必要がある。有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、 suppression pool 水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(HPCF常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は参考3表に示す通り、6号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH<math>\geq</math>必要NPSH)を満足する必要がある。 このため、本評価では図5の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力( suppression pool)、 suppression pool 水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(原子炉隔離時冷却系配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで、ポンプの成立性を確認する。 有効NPSHの評価式は以下のとおりであり、評価結果は表2に示すとおり、ポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH<math>\geq</math>必要NPSH)を満足する必要がある。有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、 suppression pool 水位と可搬ポンプ吸込口レベル間の水頭差、吸込配管(HPCS常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は参考3表に示す通り、ポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p>

有効NPSH = Pa - Pv + H - ΔH

Pa : 水源気相部の圧力 [m]  
 Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]  
 H : 静水頭 (水源水位~ポンプ) [m]  
 ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]



参考5図 可搬型格納容器除熱系のNPSH 評価

参考3表 NPSH 評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	10.3m	10.3m	保守的に大気圧 (0MPa [gauge]) とする
Pv	12.9m	12.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水温 105℃での飽和蒸気圧 (水頭換算値)
H	13.2m	13.2m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位 (T.M.S.L. 6000) とし、可搬ポンプ軸レベルは原子炉建屋地下3階床上1mを想定し T.M.S.L. -7200とする。
ΔH			HPCF ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (6号炉 [ ] m³/h, 7号炉 [ ] m³/h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (6号炉 [ ] m³/h, 7号炉 [ ] m³/h) HPCF ストレーナの圧損 (6号炉 [ ] m³/h, 7号炉 [ ] m³/h) 配管, ホース, ストレーナ圧損合計
有効NPSH			Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH			可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	○	有効NPSH > 必要NPSH

(略語) T.M.S.L. : 東京湾平均海面

有効NPSH = Pa - Pv + H - ΔH

Pa : 水源気相部の圧力 [m]  
 Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]  
 H : 静水頭 (水源水位~ポンプ) [m]  
 ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]

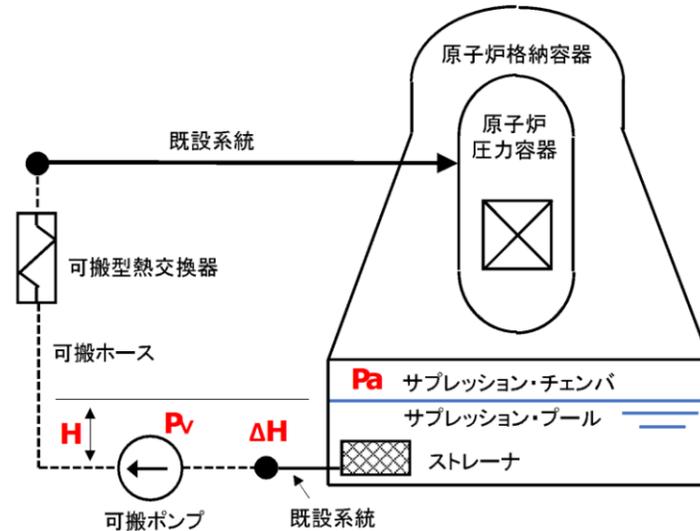
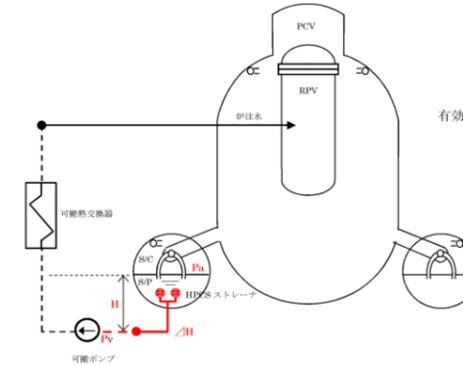


図5 可搬型原子炉格納容器除熱系統のNPSH 評価

表2 NPSH 評価結果

項目	評価条件	設定根拠
Pa	サブプレッション・チェンバ圧力 (水頭換算値)	14.6m 安全解析における事故発生30日後のサブプレッション・チェンバ圧力 (0.143MPa) の水頭換算値
Pv	可搬ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	14.6m 安全解析における事故発生30日後のサブプレッション・プール水飽和温度 110℃での飽和蒸気圧
H	サブプレッション・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差	約 5.9m サブプレッション・プール水位は通常最低水位 (EL. 2.9m) とし、可搬ポンプ軸レベルは原子炉建屋原子炉棟地下2階床上1mを想定し EL. -3.0mとする。
ΔH	吸込配管圧損 (原子炉隔離時冷却系配管) 吸込配管圧損 (耐熱ホース) 原子炉隔離時冷却系ストレーナ圧損 合計	原子炉隔離時冷却系ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (100m³/h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (100m³/h) 原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損 (100m³/h) 配管, ホース, ストレーナ圧損合計
有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH		可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効性NPSH > 必要NPSH



参考5図 可搬型格納容器除熱系のNPSH評価

参考3表 NPSH評価結果

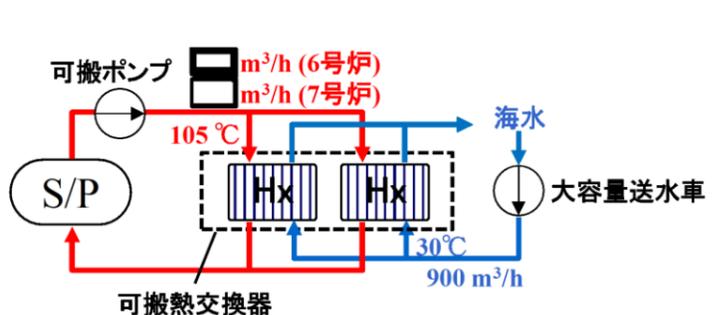
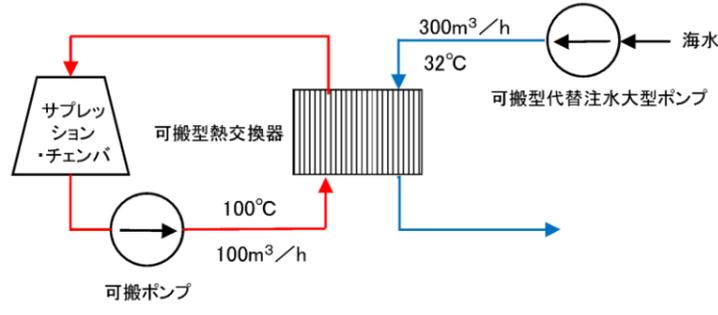
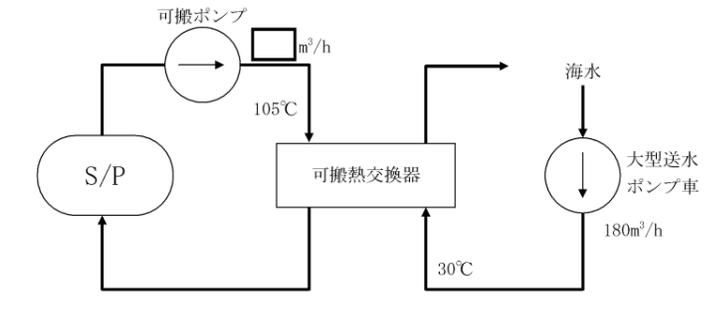
項目	2号炉	設定根拠
Pa	11.6m	安全解析における事故発生30日後のS/C圧力の水頭圧換算
Pv	12.0m	安全解析における事故発生30日後のS/P水温105℃での飽和蒸気圧 (水頭圧換算値)
H	3.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位 (EL. 5778) とし、可搬ポンプ吸込口レベルは原子炉建物地下2階床上0.5mを想定しEL. 1800とする。
ΔH		HPCS ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 ( [ ] m³/h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 ( [ ] m³/h) HPCS ストレーナの圧損
有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH		可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効NPSH ≥ 必要NPSH

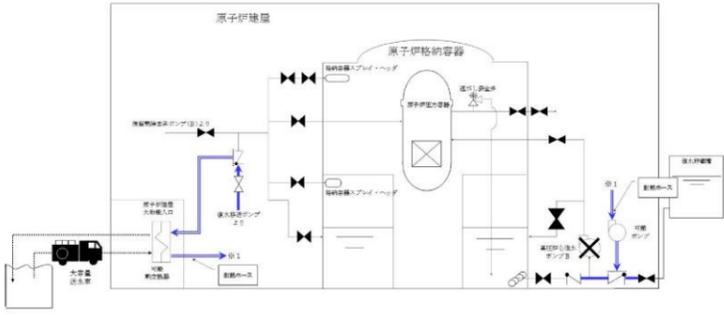
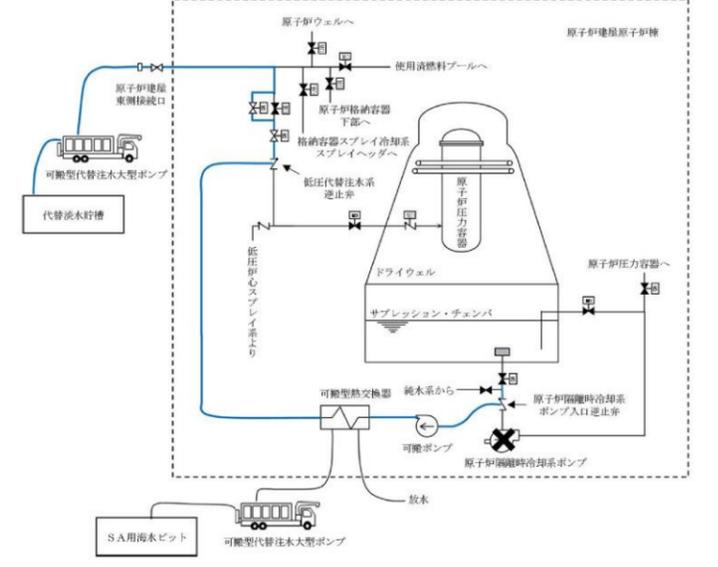
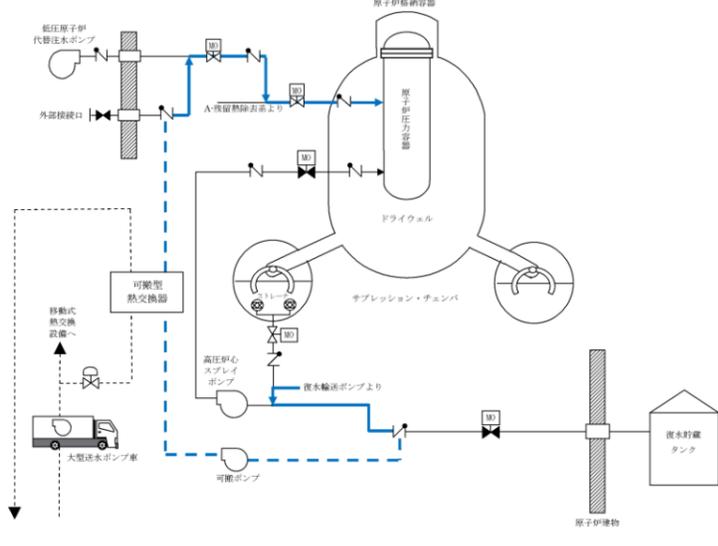
・設備の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】

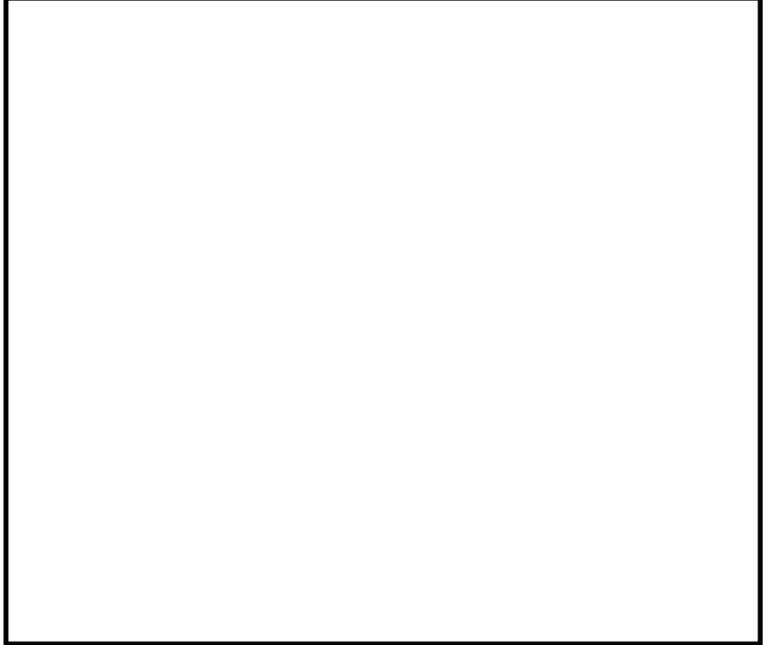
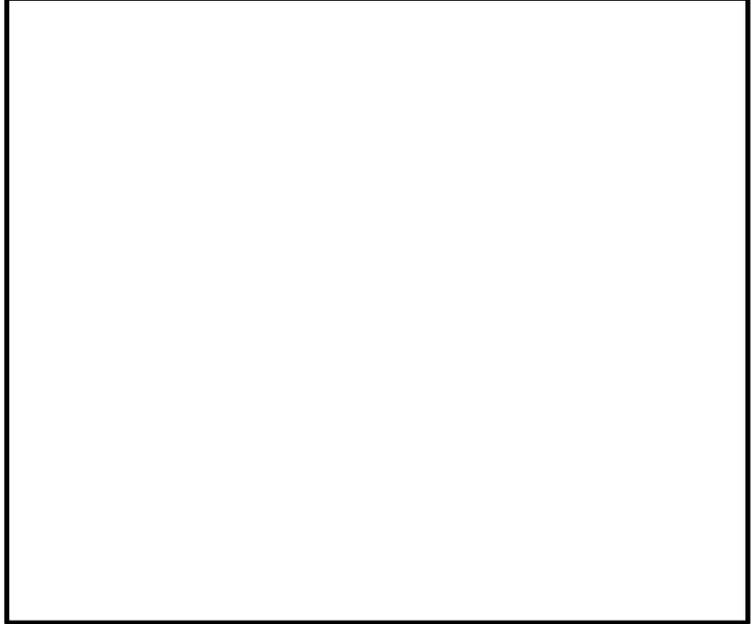
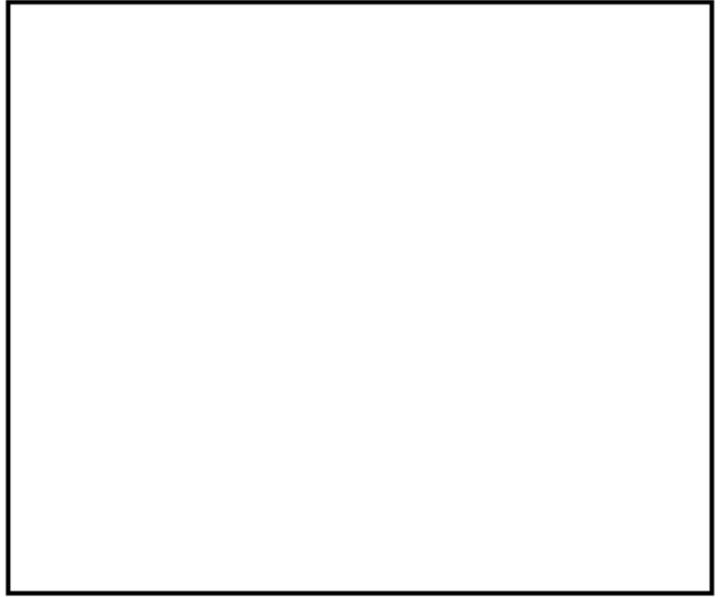
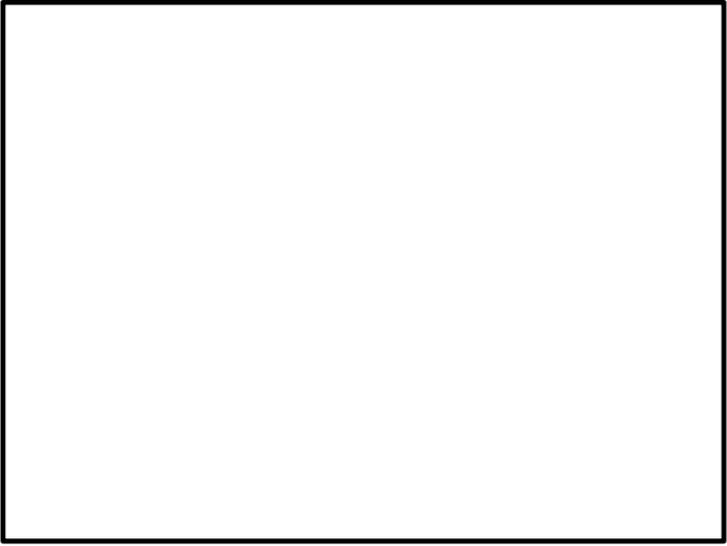
・設備の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により6号炉では□m<sup>3</sup>/h以上、7号炉では□m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と参考1図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考6図及び参考7図に示す通り、6号炉では□m<sup>3</sup>/h以上、7号炉では□m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることを確認した。参考として、6号炉の系統流量□m<sup>3</sup>/h時、7号炉の系統流量□m<sup>3</sup>/h時の圧力損失を参考4表に示す。</p> <div data-bbox="172 905 893 1293" style="border: 1px solid black; height: 185px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p>参考6 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果 (6 号炉)</p> <div data-bbox="172 1430 893 1801" style="border: 1px solid black; height: 177px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p>参考7 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果 (7 号炉)</p>	<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により 100m<sup>3</sup>/h 以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と図1の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点が、ポンプの動作点となるため、そのポンプの動作点の流量を確認する。</p> <p>その結果は図6 に示すとおり、100m<sup>3</sup>/h 以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量 100m<sup>3</sup>/h 時の圧力損失を表3 に示す。</p> <div data-bbox="961 909 1682 1293" style="border: 1px solid black; text-align: center;"> </div> <p>図6 可搬型原子炉格納容器除熱系の流量評価結果</p>	<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により□m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と参考1図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考6図に示す通り、□m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量□m<sup>3</sup>/h時の圧力損失を参考4表に示す。</p> <div data-bbox="1760 741 2481 1320" style="border: 1px solid black; height: 276px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p>参考6 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

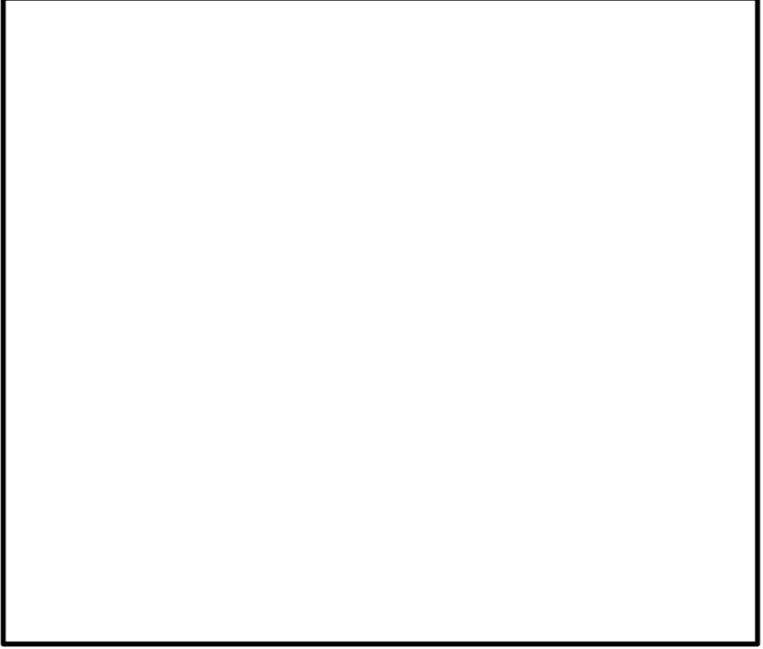
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																
<p align="center"><u>参考4表 圧力損失内訳</u></p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</td> <td>6号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">配管・弁類圧力損失</td> <td>常設ライン</td> <td rowspan="3"></td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>耐熱ホース</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)</td> <td>T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">圧力差</td> <td>水源</td> <td>0. 014MPa</td> <td>0. 014MPa</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>0. 12MPa</td> <td>0. 12MPa</td> </tr> <tr> <td></td> <td>11. 3m</td> <td>11. 3m</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉	配管・弁類圧力損失	常設ライン			耐熱ホース	可搬熱交換器	静水頭	水源	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)	注水先			圧力差	水源	0. 014MPa	0. 014MPa	注水先	0. 12MPa	0. 12MPa		11. 3m	11. 3m	システム抵抗 (圧力損失)				<p align="center"><u>表3 圧力損失内訳</u></p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2">流量</td> <td>100m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">配管・弁類圧力損失</td> <td>常設ライン</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>耐熱ホース</td> </tr> <tr> <td>可搬型熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>EL. 2. 9m (通常最低水位)</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">圧力差</td> <td>水源</td> <td>0. 465MPa</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>0. 920MPa</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約 46. 4m</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> </tr> </table>	流量		100m <sup>3</sup> /h	配管・弁類圧力損失	常設ライン		耐熱ホース	可搬型熱交換器	静水頭	水源	EL. 2. 9m (通常最低水位)	注水先		圧力差	水源	0. 465MPa	注水先	0. 920MPa		約 46. 4m	システム抵抗 (圧力損失)			<p align="center"><u>参考4表 圧力損失内訳</u></p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</td> <td>2号炉</td> </tr> <tr> <td colspan="2">流量</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">配管・弁類圧力損失</td> <td>常設ライン</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>耐熱ホース</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>EL. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/P水位)</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">圧力差</td> <td>水源</td> <td>1. 4m</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>2. 9m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>1. 5m</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> </tr> </table>	除熱手段 (評価ルート)		2号炉	流量			配管・弁類圧力損失	常設ライン		耐熱ホース	可搬熱交換器	静水頭	水源	EL. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/P水位)	注水先		圧力差	水源	1. 4m	注水先	2. 9m		1. 5m	システム抵抗 (圧力損失)			<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉																																																																																
配管・弁類圧力損失	常設ライン																																																																																		
	耐熱ホース																																																																																		
	可搬熱交換器																																																																																		
静水頭	水源	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)																																																																																
	注水先																																																																																		
圧力差	水源	0. 014MPa	0. 014MPa																																																																																
	注水先	0. 12MPa	0. 12MPa																																																																																
		11. 3m	11. 3m																																																																																
システム抵抗 (圧力損失)																																																																																			
流量		100m <sup>3</sup> /h																																																																																	
配管・弁類圧力損失	常設ライン																																																																																		
	耐熱ホース																																																																																		
	可搬型熱交換器																																																																																		
静水頭	水源	EL. 2. 9m (通常最低水位)																																																																																	
	注水先																																																																																		
圧力差	水源	0. 465MPa																																																																																	
	注水先	0. 920MPa																																																																																	
		約 46. 4m																																																																																	
システム抵抗 (圧力損失)																																																																																			
除熱手段 (評価ルート)		2号炉																																																																																	
流量																																																																																			
配管・弁類圧力損失	常設ライン																																																																																		
	耐熱ホース																																																																																		
	可搬熱交換器																																																																																		
静水頭	水源	EL. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/P水位)																																																																																	
	注水先																																																																																		
圧力差	水源	1. 4m																																																																																	
	注水先	2. 9m																																																																																	
		1. 5m																																																																																	
システム抵抗 (圧力損失)																																																																																			
<p>③ 除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果の通り、可搬型格納容器除熱系の流量は6号炉では <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h以上、7号炉では <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。</p> <p>評価条件は参考5表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6. 5MW) を除熱できることを確認した。</p> <p align="center"><u>参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件</u></p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="4">可搬熱交換器</td> <td rowspan="2">淡水系</td> <td>1次側入口温度</td> <td>105℃</td> </tr> <tr> <td>1次側流量</td> <td><input type="text"/> m<sup>3</sup>/h (6号炉) <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h (7号炉)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>30℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>900m<sup>3</sup>/h</td> </tr> </table>	可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃	1次側流量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h (6号炉) <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h (7号炉)	海水系	海水温度	30℃	海水流量	900m <sup>3</sup> /h	<p>③ 除熱量評価</p> <p>②の評価結果のとおり、可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量は100m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。</p> <p>評価条件は表4に示す通りであり、可搬型熱交換器の性能及び可搬型代替注水大型ポンプによる海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約5. 7MW) を除熱できることを確認した。</p> <p align="center"><u>表4 可搬型熱交換器の除熱量評価条件</u></p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="4">可搬型熱交換器</td> <td rowspan="2">淡水系</td> <td>1次側入口温度</td> <td>100℃</td> </tr> <tr> <td>1次側流量</td> <td>100m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>32℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>300m<sup>3</sup>/h</td> </tr> </table>	可搬型熱交換器	淡水系	1次側入口温度	100℃	1次側流量	100m <sup>3</sup> /h	海水系	海水温度	32℃	海水流量	300m <sup>3</sup> /h	<p>③ 除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果の通り、可搬型格納容器除熱系の流量は <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。</p> <p>評価条件は参考5表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3. 9MW) を除熱できることを確認した。</p> <p align="center"><u>参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件</u></p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="4">可搬熱交換器</td> <td rowspan="2">淡水系</td> <td>1次側入口温度</td> <td>105℃</td> </tr> <tr> <td>1次側流量</td> <td><input type="text"/> m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>30℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>180m<sup>3</sup>/h</td> </tr> </table>	可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃	1次側流量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h	海水系	海水温度	30℃	海水流量	180m <sup>3</sup> /h	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>																																															
可搬熱交換器			淡水系	1次側入口温度	105℃																																																																														
		1次側流量		<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h (6号炉) <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h (7号炉)																																																																															
		海水系	海水温度	30℃																																																																															
	海水流量		900m <sup>3</sup> /h																																																																																
可搬型熱交換器	淡水系	1次側入口温度	100℃																																																																																
		1次側流量	100m <sup>3</sup> /h																																																																																
	海水系	海水温度	32℃																																																																																
		海水流量	300m <sup>3</sup> /h																																																																																
可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃																																																																																
		1次側流量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h																																																																																
	海水系	海水温度	30℃																																																																																
		海水流量	180m <sup>3</sup> /h																																																																																

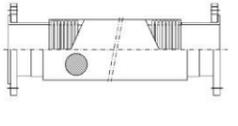
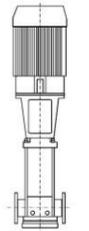
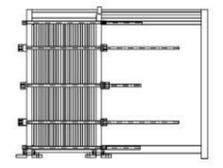
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>参考8図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図</p>	 <p>図 8 可搬型原子炉格納容器除熱系統の除熱量評価図</p>	 <p>参考 7 図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図</p>	<p>備考</p>
<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>&lt;具体的な手順の概要&gt;</p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。</p> <p><u>HPCFポンプB室(T.M.S.L.-8200)のHPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>HPCFポンプB室前通路</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋1階大物搬入口(T.M.S.L.12300)に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。また, B系弁室(T.M.S.L.12300)の<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬</p>	<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」及び「③除熱量評価」の結果から, 可搬型原子炉格納容器除熱系統は事故後30日後の崩壊熱相当(約5.7MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>&lt;具体的な手順の概要&gt;</p> <p>(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要を以下に示す。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室(EL.-4.0m)の原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋原子炉棟1階大物搬入口(EL.8.2m)に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。また, <u>低圧代替注水系(可搬型)の低圧代替注水系逆止弁(EL.20m)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬熱交換器出</p>	<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>&lt;具体的な手順の概要&gt;</p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。</p> <p><u>HPCSポンプ室(EL.1300)のHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁の上蓋</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>HPCSポンプ室</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建物1階大物搬入口(EL.15300)に設置した可搬熱交換器の入口側フランジに連結する。また, <u>原子炉建物1階(EL.15300)のFLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁の上蓋</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬熱交換器出口側フラ</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違。また, 島根2号炉の本系統は逆止弁に対して逆流方向から流れるため, 逆止弁の弁体は閉状態で流路が形成されることから, 弁体の取り外しは不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違。また, 島根2号炉の本系統</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熱交換器出口側フランジに連結する。このように系統を構成することで、<u>サプレッション・チェンバ・プール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる</u>。可搬型格納容器除熱系を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p>	<p>口側フランジに連結する。 このように系統を構成することで、<u>サプレッション・プール水を可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる</u>。<u>可搬型原子炉格納容器除熱系統</u>を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p>	<p>ンジに連結する。このように系統を構成することで、<u>サプレッション・チェンバのプール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる</u>。<u>可搬型格納容器除熱系</u>を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p>	<p>は逆止弁に対して逆流方向から流れるため、逆止弁の弁体は閉状態で流路が形成されることから、弁体の取り外しは不要</p>
<p>なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、<u>サプレッション・チェンバ・プール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う</u>。参考9図に系統水張りの概要図を示す。</p>	<p>なお、可搬型原子炉格納容器除熱系の使用にあたっては、<u>汚染したサプレッション・プール水を通水する前に、可搬型代替注水大型ポンプを用いて非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う</u>。図9に系統水張りの概要図を示す。</p>	<p>なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、<u>サプレッション・チェンバのプール水からの汚染水を通水する前に復水輸送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う</u>。参考8図に系統水張りの概要図を示す。</p>	
<p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に<u>大容量送水車とホースを配備して連結し、大容量送水車を起動することで海水を通水する</u>。</p>	<p>また、可搬型熱交換器の二次系については、屋外に<u>可搬型代替注水大型ポンプとホースを配備して連結し、可搬型代替注水大型ポンプを起動することで海水を通水する</u>。</p>	<p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に<u>大型送水ポンプ車とホースを配備して連結し、大型送水ポンプ車を起動することで海水を通水する</u>。</p>	
<p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>HPCFサプレッションプール側吸込隔離弁(B)</u>を開操作し、<u>残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する</u>。</p>	<p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプのサプレッション・チェンバ側入口弁</u>を開操作し、<u>低圧代替注水系(可搬型)</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p>	<p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>HPCSポンプトラス水入口弁</u>を開操作し、<u>低圧原子炉代替注水系</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p>
<p>可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「<u>6.5MW</u>」を上回る系統設計とする。</p>	<p>可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「<u>約3.9MW</u>」を上回る系統設計とする。</p>	<p>可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「<u>約3.9MW</u>」を上回る系統設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 崩壊熱の相違</p>
<p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考6表の通りである。</p>	<p>系統を構成する機器の配置イメージを<u>図10</u>に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は<u>表5</u>のとおりである。</p>	<p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は<u>参考6表</u>の通りである。</p>	
			<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>
<p>参考9図 復水補給水系を用いた系統水張り概要図</p>	<p>図9 可搬型代替注水大型ポンプを用いた系統水張り概要図</p>	<p>参考8図 復水輸送系を用いた系統水張り概要図</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

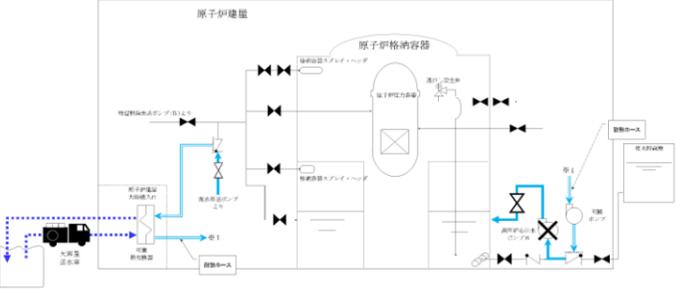
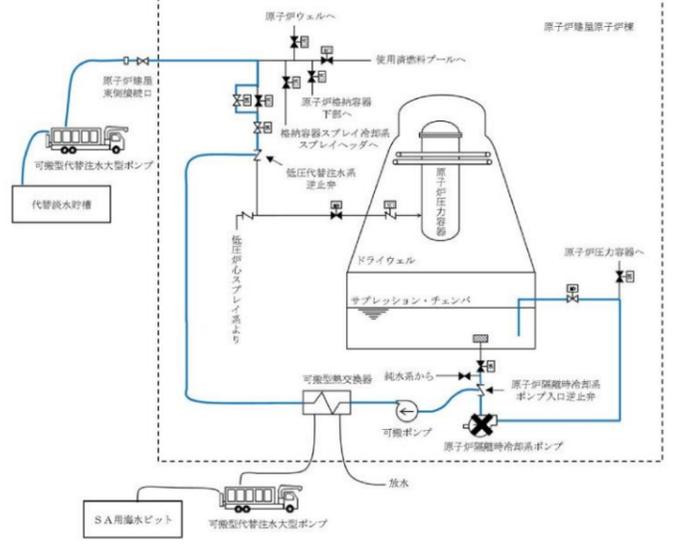
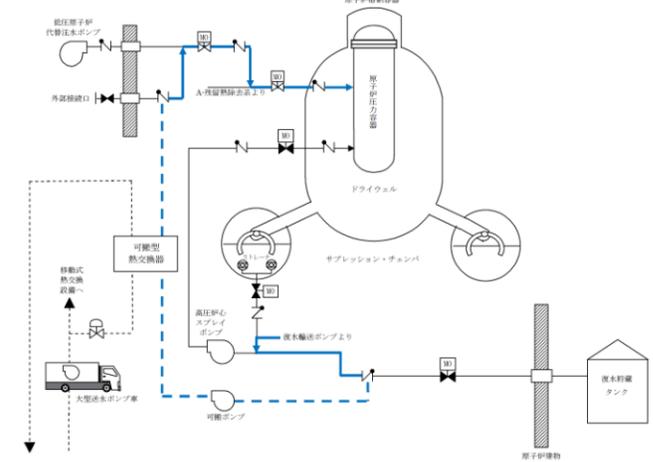
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>参考10 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)</p>	<p>図 10-1 機器配置図 (1/5) </p>	<p>参考 9 図 原子炉建物下2階 機器配置図</p>	
			
<p>参考11 図 原子炉建屋地上1階 機器配置図 (7号炉の例)</p>	<p>図 10-2 機器配置図 (2/5) </p>	<p>参考10図 原子炉建物1階 機器配置図</p>	

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="943 212 1706 863" style="border: 1px solid black; height: 310px; width: 257px;"></div> <div data-bbox="943 877 1706 926" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           図 10-3 機器配置図 (3/5)         </div> <div data-bbox="943 1020 1706 1671" style="border: 1px solid black; height: 310px; width: 257px;"></div> <div data-bbox="943 1686 1706 1734" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           図 10-4 機器配置図 (4/5)         </div>		

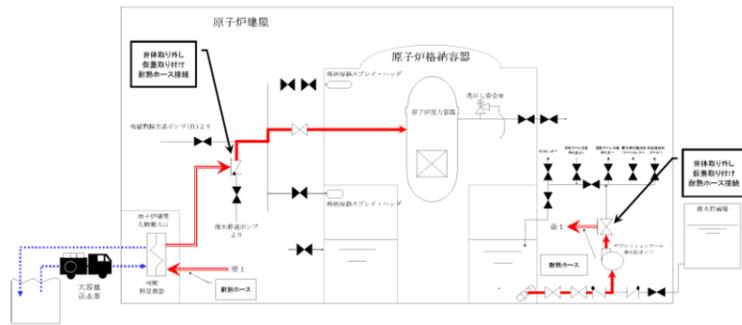
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="943 884 1299 915">図 10-5 機器配置図 (5/5)</p> 		

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 (2018.9.18版)			島根原子力発電所 2号炉			備考
参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様			表5 可搬型格納容器除熱系の機器仕様			参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様			・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】
構成機器	仕様等	備考	構成機器	仕様等	備考	構成機器	仕様等	備考	
可搬機器			可搬機器			可搬機器			
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1MPa 以上 温度 350℃		耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 2.1MPa 以上 温度 110℃	-	耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃	150A: HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁～可搬ポンプまで	
可搬ポンプ	容量 約90m <sup>3</sup> /h 全揚程 約85m		可搬ポンプ	容量 約100m <sup>3</sup> /h 全揚程 約135m	-	可搬ポンプ	容量 約60m <sup>3</sup> /h 全揚程 約86m	100A: 可搬ポンプ～FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁	
可搬熱交換器	除熱量 6.5MW 以上		可搬型熱交換器	除熱量 5.7MW 以上	-	可搬熱交換器	除熱量 3.9MW 以上		
大容量送水車	容量 900m <sup>3</sup> /h 吐出圧力 1.25MPa		可搬型代替注水大型ポンプ	容量 約1,380m <sup>3</sup> /h 全揚程 約135m	-	大型送水ポンプ車	容量 1,800m <sup>3</sup> /h 吐出圧力 1.4MPa		
既設機器			既設機器			既設機器			
復水移送ポンプ	容量 125m <sup>3</sup> /h 全揚程 85m	-				復水輸送ポンプ	容量 85m <sup>3</sup> /h 全揚程 70m	-	復水輸送系
※機器図は一般例を示すものである。 ※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。			※機器図は一般例を示すものである。 ※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。			※機器図は一般例を示すものである。 ※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。			
(2) 作業に伴う被ばく線量 炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバ・プール内にあるが、HPCFポンプBおよびHPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)はサブプレッションプール側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。			(2) 作業に伴う被ばく線量 炉心損傷で発生した汚染水はサブプレッション・プール水中にあるが、原子炉隔離時冷却系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁にはサブプレッション・プール水が流入していることが考えられる。ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離			(2) 作業に伴う被ばく線量 炉心損傷で発生した汚染水はサブプレッション・プール水中にあるが、原子炉隔離時冷却系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁にはサブプレッション・プール水が流入していることが考えられる。ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離			
									・設備の相違 【柏崎6/7】 高圧注水系の第一水源が島根2号炉はサブプレッション・チェンバのサブプレッション・チェンバ側の入口弁は開

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系（以下MUWCという）で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>HPCFポンプB室内 (T.M.S.L.-8200) におけるHPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により<u>約26.1mSv/h</u>となる。〔参考9－補足2〕</p> <p><u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度（5 人1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>B系弁室 (T.M.S.L.12300) 内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により<u>約12.8mSv/h</u>となる。〔参考9－補足2〕</p> <p><u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度（5 人1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気</u></p>	<p>時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。</p> <p>また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>は、<u>代替淡水貯槽等</u>を水源とする系統であり、<u>低圧代替注水系逆止弁</u>が直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室内 (EL. -4.0m) における原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により<u>約 20mSv/h</u>となる。〔参考8－補足1参照〕</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）の低圧代替注水系逆止弁 (EL. 20m)</u>付近の雰囲気線量は、<u>原子炉格納容器からの漏えい</u>に起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により<u>約20mSv/h</u>となる。〔参考8－補足1参照〕</p> <p><u>原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口における可搬型熱交換器設置</u></p>	<p><u>時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。</u></p> <p>また、<u>FLSR可搬式設備 A－注水ライン逆止弁</u>は<u>低圧原子炉代替注水槽</u>を水源とする<u>低圧原子炉代替注水系</u>で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>HPCSポンプ室内 (EL.1300) におけるHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により<u>約12.8mSv/h</u>となる。〔参考9－補足2〕</p> <p><u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁への耐熱ホース接続作業</u>については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度（5 人1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建物1階 (EL.15300) におけるFLSR可搬式設備A－注水ライン逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により<u>約3.7mSv/h</u>となる。〔参考9－補足2〕</p> <p><u>FLSR可搬式設備A－注水ライン逆止弁への耐熱ホース接続作業</u>については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度（5 人1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建物大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 作業場所の線量率の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 本項最終段落に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 作業場所の線量率の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 本項最終段落に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>線量は、格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率により約21.7mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>システムのフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。</p>  <p>参考12図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング</p> <p>I. 残留熱除去系Bの循環運転で使用した弁を全て全閉とする。</p> <p>II. 残留熱除去系Bの洗浄水弁を開操作し、洗浄水逆止弁接続の耐熱ホース及び可搬ポンプを逆流し、HPCFポンプB最小流量バイパス弁を開操作することで、サブプレッション・チェン</p>	<p>箇所(EL.8.2m)の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約13mSv/hとなる。(参考8-補足1参照)</p> <p>これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、約13時間程度(6人1班で作業)と想定しており、必要に応じて遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>システムのフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、可搬型代替注水大型ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを図11に示す。</p>  <p>図11 可搬型代替注水大型ポンプを用いたフラッシング</p> <p>I. 可搬型原子炉格納容器除熱系による循環運転で使用した弁を全て全閉する。</p> <p>II. 低圧代替注水系(可搬型)の注水ラインの弁を開操作し、低圧代替注水系逆止弁接続の耐熱ホース及び可搬ポンプを逆流し、原子炉隔離時冷却系ミニフロー弁を開操作することで、</p>	<p>線量は、格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率により約5.2mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>システムのフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水輸送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。</p>  <p>参考11図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング</p> <p>I. 可搬型格納容器除熱系の循環運転で使用した弁を全て全閉とする</p> <p>II. 高圧炉心スプレィ系の洗浄水弁、FLSR注水隔離弁、ARR注水弁を開操作し、復水輸送系の水が耐熱ホース、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を経由し、原子炉圧力容器へ</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 作業場所の線量率の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 作業時間, 作業人数の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 フラッシング系統の</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>バ・プールへ流入し、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</u></p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p> <p><u>2. 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱</u></p> <p>&lt;実現可能性&gt;</p> <p>格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系による格納容器除熱機能の回復を実施する。残留熱除去系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬設備を用いた可搬型格納容器除熱系を構築する。</p> <p>また、可搬型格納容器除熱系に加え、サブプレッション・チェンバ・プールを水源として運転可能なSPCUポンプを使用する除熱系を構築する。除熱設備として可搬熱交換器を使用し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p>「SPCUポンプ吐出弁」に耐熱ホースを接続し、原子炉建屋搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とする。可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、SPCUポンプによりサブプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。</p> <p>SPCU系はサブプレッション・チェンバ・プール水を浄化することが目的であり、通常運転時及び事故時には停止状態で待機している。さらに、待機時は復水貯蔵槽を水源とした系統構成となっているため、サブプレッションプール内の汚染水が流入する可能性は無い。</p>	<p><u>サブプレッション・チェンバへ流入し、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. <u>サブプレッション・プール水位が格納容器ベントライン水没レベルに達しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</u></p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p>	<p><u>流入することで、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. <u>サブプレッション・チェンバのプール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</u></p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p>	<p>相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p>



参考13 図 SPCU による格納容器除熱系の系統概要図

参考7 表 SPCU による格納容器除熱系構築に必要な作業

作業	所要期間
SPCUポンプの吐出弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。
可搬熱交換器準備	
通水試験等	

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「6.5MW」を上回ることから「①可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示したものと同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

SPCUによる格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①SPCUポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置されているSPCUポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

① SPCUポンプのNPSH 評価

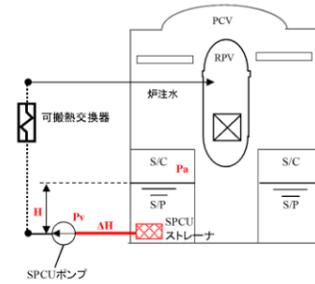
ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH ≥ 必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較する

NPSH 評価によりポンプの成立性確認する。本評価では参考14図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サプレッション

オン・チェンバ・プール水位とSPCUポンプ軸レベル間の水頭差, 吸込配管圧力損失により求められる有効NPSH と, SPCUポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSH の評価式は以下の通りであり, 評価結果は参考8 表に示す通り, 6 号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH 評価は成立する。

有効 NPSH = Pa - Pv + H - ΔH

- Pa : 水源気相部の圧力[m]
- Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力[m]
- H : 静水頭 (水源水位～ポンプ) [m]
- ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失[m]



参考14 図 S P C Uによる格納容器除熱系のNPSH 評価

参考8 表 NPSH 評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	10.3m	10.3m	保守的に大気圧 (0MPa[gage]) とする (水頭換算値)
Pv	12.9m	12.9m	安全解析における事故発生 30 日後の S/P 水温 105℃での飽和蒸気圧 (水頭換算値)
H	13.2m	13.2m	安全解析における事故発生 30 日後の S/P 水位 (T. M. S. L. 6000) とし, SPCU ポンプ軸レベルは原子炉建屋地下 3 階床上 1m を想定し T. M. S. L. -7200 とする。
ΔH			<input type="checkbox"/> m <sup>3</sup> /h 時の SPCU ストレーナ～SPCU ポンプ間の配管圧損 <input type="checkbox"/> m <sup>3</sup> /h 時の SPCU ストレーナの圧損に余裕を見込んだ圧損 合計 配管, ストレーナ圧損合計
有効 NPSH			Pa-Pv+H-ΔH
必要 NPSH			SPCU ポンプの必要 NPSH
成立性評価	○	○	有効 NPSH > 必要 NPSH

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

② 流量評価

SPCU ポンプ及び可搬熱交換器を用いたSPCU ポンプによる格納容器除熱系の系統流量は, 後述する評価により  m<sup>3</sup>/h 以上確保可能であることを確認している。本章では, その評価結果について示す。

流量確認方法としては, SPCU ポンプの「性能曲線」 (揚程と流量の関係図) と参考13 図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」 との交点がポンプの動作点となるため, ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考15 図及び参考16 図に示す

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="151 212 920 331">通りであり、<input type="text"/>m<sup>3</sup>/h 以上確保可能であることを確認した。参考として、6号炉及び7号炉の系統流量<input type="text"/>m<sup>3</sup>/h 時の圧力損失を参考9表に示す。</p> <div data-bbox="163 346 905 688" style="border: 1px solid black; height: 163px; width: 250px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="151 705 920 783">参考15 図 S P C Uによる格納容器除熱系の流量評価結果 (6号炉)</p> <div data-bbox="172 808 893 1176" style="border: 1px solid black; height: 175px; width: 243px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="151 1199 920 1276">参考16 図 S P C Uによる格納容器除熱系の流量評価結果 (7号炉)</p>			

参考9 表 圧力損失内訳

除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉
流量	配管・弁類圧力損失	常設ライン	
		耐熱ホース	
		可搬熱交換器	
静水頭	水源	T. M. S. L. 6000 (安全解析における 事故発生30日後の S/P水位)	T. M. S. L. 6000 (安全解析における 事故発生30日後の S/P水位)
	注水先		
圧力差	水源	0.014MPa	0.014MPa
	注水先	0.12MPa	0.12MPa
		11.3m	11.3m
システム抵抗			

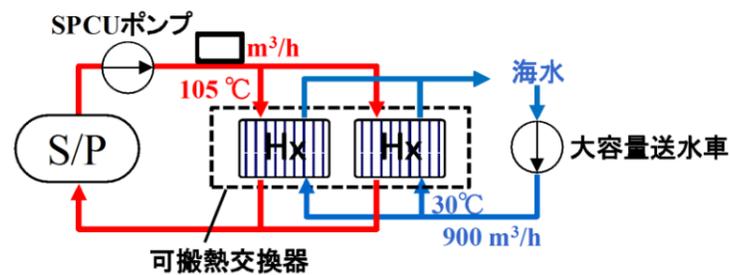
③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、SPCUによる格納容器除熱系の流量は、6号炉及び7号炉ともに

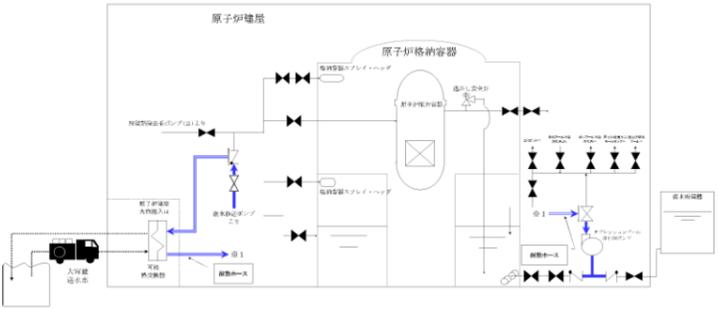
□ m<sup>3</sup>/h 以上が確保可能であることから、□ m<sup>3</sup>/h 時の系統の除熱量を評価した。評価条件は参考10表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認した。

参考10 表 可搬熱交換器の除熱量評価条件

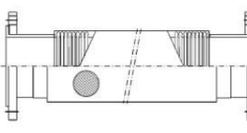
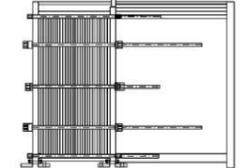
可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃
		1次側流量	□ m <sup>3</sup> /h
	海水系	海水温度	30℃
		海水流量	900m <sup>3</sup> /h

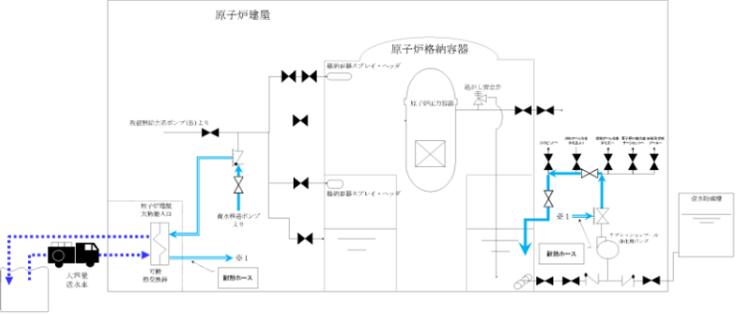


参考17 図 SPCUによる格納容器除熱系の除熱量評価図  
以上の「①ポンプのNPSH 評価」、「②流量評価」、「③除熱量評価」の結果から、SPCUによる格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>&lt;具体的な手順の概要&gt;</p> <p>(1) 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱系概要</p> <p>可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱手順の概要を以下に示す。</p> <p>S P C U ポンプ室 ( T. M. S. L. -8200 ) 内の S P C U ポンプ吐出弁及びB 系弁室 ( T. M. S. L. 12300 ) 内の残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁 ( B ) のボンネット及び弁体を取り外し、ボンネットフランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。それぞれの箇所から、原子炉建屋 1 階大物搬入口 ( T. M. S. L. 12300 ) に配置した可搬熱交換器出入口側フランジに連結する。このように系統を構成することで、サプレッション・チェンバ・プール水を S P C U ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。可搬設備を連結する耐圧ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p> <p>なお、本系統の使用にあたっては、サプレッション・チェンバ・プール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考18 図に系統水張りの概要図を示す。</p> <p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大容量送水車とホースを配備して連結し、大容量送水車を起動することで海水を通水する。</p> <p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、SPCUサプレッションプール側吸込第一、第二隔離弁を開操作し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p>可搬熱交換器を用いたSPCUポンプによる除熱可能量は、事故発生30 日後の崩壊熱「6.5MW」を上回る。</p> <p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考11 表のとおりである。</p>  <p>参考18 図 復水補給水系を用いた系統水張り概要図</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 212 902 684" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 701 872 739" data-label="Caption"> <p>参考19 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)</p> </div> <div data-bbox="172 762 902 1402" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 1419 872 1457" data-label="Caption"> <p>参考20 図 原子炉建屋地上1階 機器配置図 (7号炉の例)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
参考11 表 SPCU による格納容器除熱系の機器仕様			
構成機器			
可搬機器			
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1MPa 以上 温度 350℃		
可搬熱交換器	除熱量 6.5MW 以上		
大容量送水車	容量 900m³/h 吐出圧力 1.25MPa		
既設機器			
SPCUポンプ	容量 250m³/h 全揚程 90m	—	サブプレッションプール浄化系
復水移送ポンプ	容量 125m³/h 全揚程 85m	—	復水補給水系
※機器図は一般例を示すものである。			
※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。			
(2) 作業に伴う被ばく線量			
<p>炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバプール内にあるが、SPCUポンプおよびSPCUポンプ吐出弁はサブプレッションプール側隔離弁2個により隔離されているため直接汚染水に接することはない。</p> <p>また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とするMUWC系の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p>SPCUポンプ室内 (T.M.S.L. -8200) におけるSPCUポンプ吐出弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 22.8 mSv/h となる。〔参考9－補足2〕</p> <p>SPCUポンプ吐出弁への耐熱ホース接続作業については、準</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>B系弁室 (T. M. S. L. 12300) 内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は, 格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約12. 8mSv/h となる。〔参考9-補足2〕</p> <p>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)への耐熱ホース接続作業については, 準備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は, 格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約21. 7 mSv/h となる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については, 準備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は, 直ちにSPCUポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後, 増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す</p>  <p>参考21 図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシ</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">ング</p> <p>I. 残留熱除去系Bの循環運転で使用した弁を全て全閉とする。</p> <p>II. 残留熱除去系Bの洗浄水弁及びSPCUサブプレッションプール戻り弁を開操作し、洗浄水逆止弁接続の耐熱ホース及びSPCUポンプの吐出ラインからサブプレッション・チェンバ・プールに流入することで系統をフラッシングする</p> <p>III. サプレッション・チェンバ・プール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p> <p>〔参考9－補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW熱交換器使用の可能性について</p> <p>長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又はCUW熱交換器による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで使用済燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサブプレッション・チェンバ・プール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建屋地上2階に設置されており、水源であるサブプレッション・チェンバ・プールとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、CUW熱交換器による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。</p>		<p>〔参考9－補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW補助熱交換器使用の可能性について</p> <p>長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又はCUW補助熱交換器による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサブプレッション・チェンバのプール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建物中2階に設置されており、水源であるサブプレッション・チェンバとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、CUW補助熱交換器による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。なお、CUW非再生熱交換器は原子炉補機冷却系の常用負荷に接続されているため、より実現可能性の高い格納容器除熱系として非常用負荷に接続されているCUW補助熱交換器を用いた系統を検討する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は、長期安定冷却手段として、可搬型除熱系統を説明</p> <p>【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 系統構成の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) <u>代替原子炉補機冷却系</u>を用いたC U W系による原子炉除熱 (実現可能性)</p> <p>C U W系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下 (<u>レベル2</u>) により隔離状態になる。</p> <p>また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では<u>代替原子炉補機冷却系</u>を用いることで冷却水を確保する。</p> <p>耐熱ホース等はC U W系では使用する必要が無く、<u>手動弁</u>による系統構成のみで運転可能である。</p> <p>C U W系は原子炉圧力容器が水源であり、<u>C U Wポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉停止時冷却モードの取り出し配管高さ以上 (事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「NWL」以上としている) に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。</u></p> <p><u>さらに、C U Wポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動系から電動機に清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動系からのパージ水供給が不可能な場合は、補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることによりC U W系による原子炉除熱を実施することができる。</u></p> <p><u>これらの条件を満たした上で、代替原子炉補機冷却系を用いたC U W系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「6.5MW」を上回る。</u></p>		<p>(1) <u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いたC U W系による原子炉除熱 (実現可能性)</p> <p>C U W系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下 (<u>レベル3</u>) により隔離状態になる。</p> <p>また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では<u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いることで冷却水を確保する。</p> <p>耐熱ホース等はC U W系では使用する必要が無く、<u>弁操作</u>による系統構成のみで運転可能である。</p> <p>C U W系は原子炉圧力容器が水源であり、<u>C U W補助ポンプは原子炉圧力が低圧時にも冷却材の循環を行うことが可能であるが、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。</u></p> <p>C U W系による原子炉除熱の条件を満たした上で、<u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いたC U W系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「<u>約3.9MW</u>」を上回る。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の C U W 系による原子炉除熱系の弁は、手動弁、電動弁及び空気作動弁で構成される</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は原子炉低圧時にも循環運転可能なC U W補助ポンプを設置している。ポンプ部とモータ部をカップリングで連結するポンプであり、パージ水は不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 崩壊熱の相違</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. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

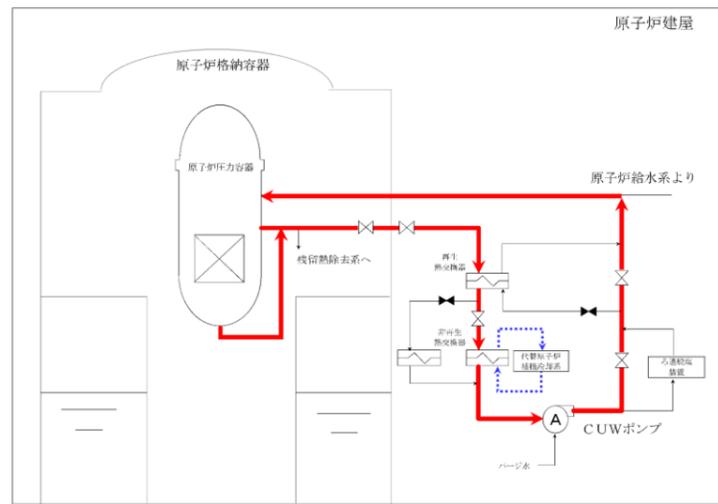


図1 代替原子炉補機冷却系を用いたC UW系による原子炉除熱  
系統概要図

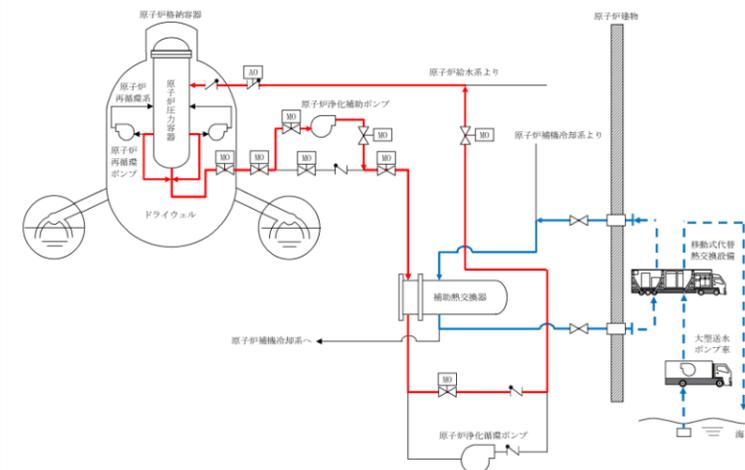


図1 原子炉補機代替冷却系を用いたC UW系による原子炉除熱  
系統概要図

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

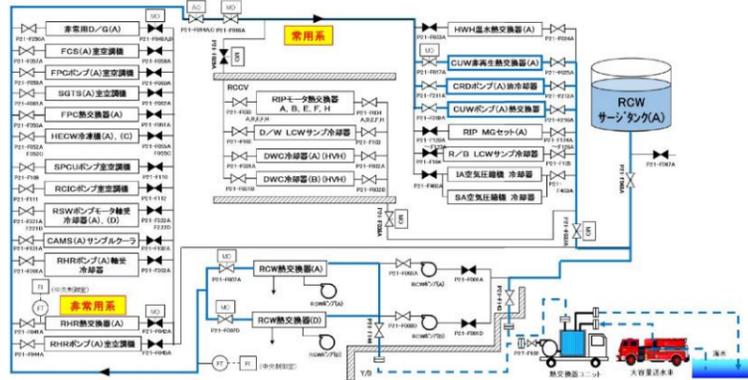


図2 代替原子炉補機冷却系 (CUW除熱ライン) 系統概要図 (7号炉の例)

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「6.5MW」を上回ることから「1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示した同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①CUWポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置されているCUWポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、CUWポンプ流量については基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる代替原子炉補機冷却水ポンプについては流量評価を行い、その流量で代替原子炉補機冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

①CUWポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するために

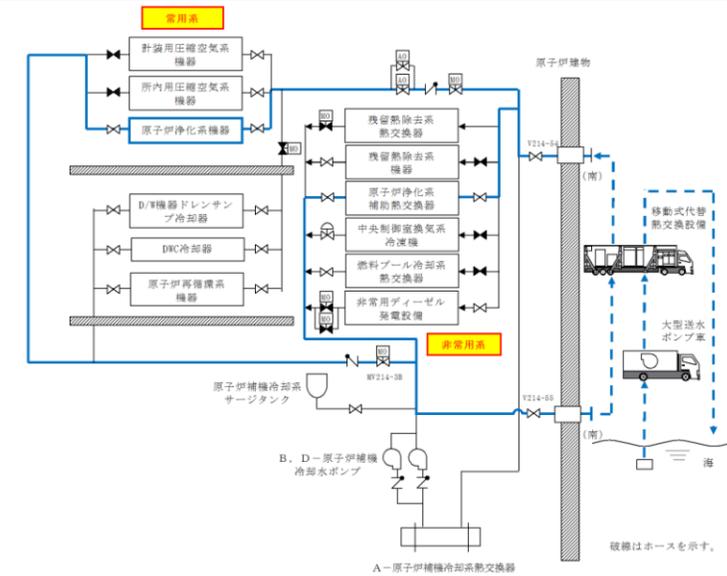


図2 原子炉補機代替冷却系 (CUW除熱ライン) 系統概要図

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回ることから「1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示した同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①CUW補助ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建物地下1階に設置されているCUW補助ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、CUW補助ポンプについては基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる原子炉補機代替冷却水ポンプについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

①CUW補助ポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するために

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
崩壊熱の相違

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
崩壊熱の相違

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
系統構成の相違

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
崩壊熱の相違

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

は、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH≧必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUWポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は表1に示す通り、6号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH評価は成立する。

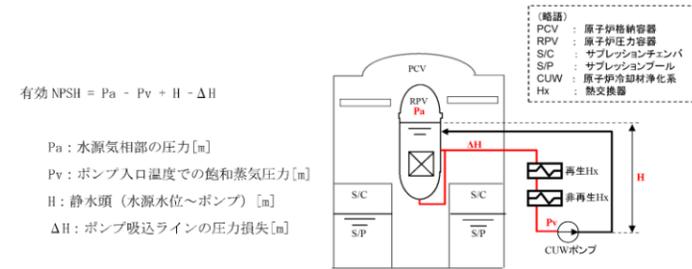


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH 評価

表1 NPSH評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa 原子炉圧力	44.9m	44.9m	原子炉減圧後の圧力(0.34MPa)の水頭換算値
Pv CUWポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)	2.7m	2.7m	ポンプ入口温度を[ ]℃に余裕を見て66℃とした場合の飽和蒸気圧
H 原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差			原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(T.M.S.L.17800)とし、CUWポンプ軸レベルは6号炉はT.M.S.L.[ ]とし、7号炉はT.M.S.L.[ ]とする
ΔH 吸込配管圧損(CUW配管)			定格流量77m³/h時のポンプ吸込配管圧損
有効NPSH			Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH			CUWポンプの必要NPSH
成立性評価	○	○	有効NPSH > 必要NPSH

(略語) T.M.S.L.: 東京湾平均海面

② 流量評価

代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の、代替原子炉補機冷却系の系統流量は、後述する評価により6号炉では

は、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH≧必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUW補助ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は表1に示す通り、ポンプのNPSH評価は成立する。

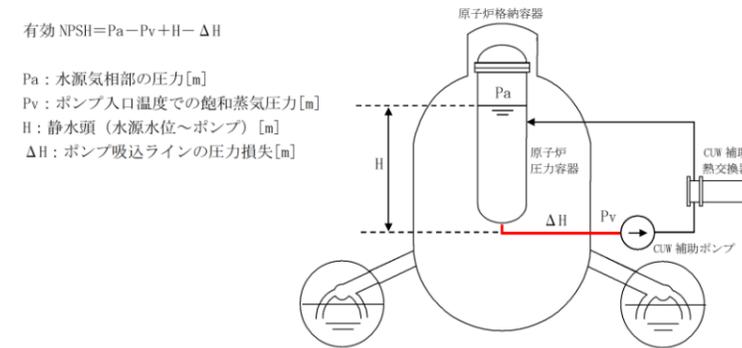


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH評価

表1 NPSH評価結果

項目	2号炉	設定根拠
Pa 原子炉圧力	13.2m	安全解析における事故発生30日後の原子炉圧力(0.028MPa)の水頭換算値
Pv CUWポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算)	12.0m	安全解析における事故発生30日後の原子炉冷却材温度(105℃)の飽和蒸気圧
H 原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差		原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(EL.29840)」とし、ポンプ軸レベルはEL.[ ]とする。
ΔH 吸込配管圧損(CUW配管)		定格流量228m³/h時のポンプ吸込配管圧損
有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH		CUW補助ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効NPSH > 必要NPSH

② 流量評価

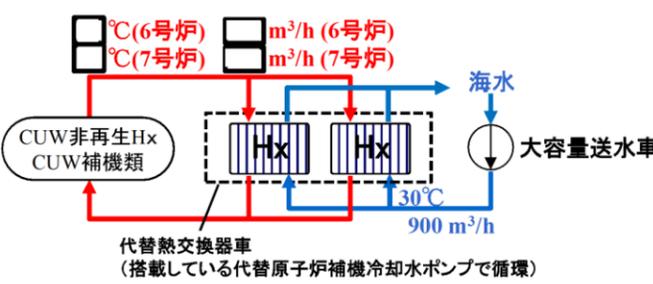
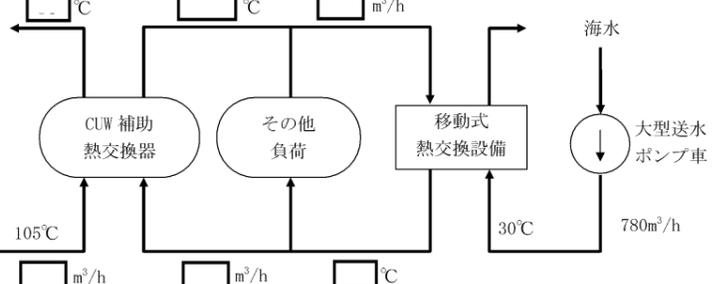
原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の、原子炉補機代替冷却系の系統流量は、後述する評価により [ ]m³/hは

系統構成の相違  
  
・設備の相違  
【柏崎6/7】  
系統構成の相違

・設備の相違  
【柏崎6/7】  
・設備の相違  
【柏崎6/7】

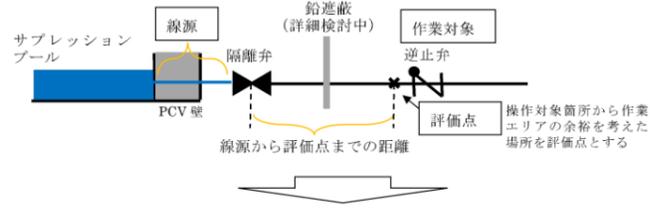
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>m<sup>3</sup>/h以上、7号炉では□m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、代替原子炉補機冷却水ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4及び図5に示す通り、ポンプ動作点が6号炉では□m<sup>3</sup>/h、7号炉では□m<sup>3</sup>/hであることから、本系統流量は6号炉では□m<sup>3</sup>/h以上、7号炉では□m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、6号炉における系統流量□m<sup>3</sup>/h時、7号炉における系統流量□m<sup>3</sup>/h時の圧力損失を表2に示す。</p> <div data-bbox="172 898 896 1260" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="151 1287 923 1360">図4 CUW系による原子炉除熱 代替原子炉補機冷却系 系統流量評価結果 (6号炉)</p> <div data-bbox="172 1396 896 1757" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="151 1780 923 1854">図5 CUW系による原子炉除熱 代替原子炉補機冷却系 系統流量評価結果 (7号炉)</p>		<p>上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、原子炉補機代替冷却水ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4に示す通り、ポンプ動作点が□m<sup>3</sup>/h以上であることから、本系統流量は□m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、系統流量□m<sup>3</sup>/h時の圧力損失を表2に示す。</p> <div data-bbox="1825 730 2418 1276" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="1736 1287 2507 1360">図4 CUW系による原子炉除熱 原子炉補機代替冷却系 系統流量評価結果</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																							
<p style="text-align: center;">表2 圧力損失内訳</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">配管・弁類圧力損失</td> <td>流量</td> <td rowspan="4" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="4" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> <tr> <td>常設ライン</td> </tr> <tr> <td>淡水ホース</td> </tr> <tr> <td>代替熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>0 (閉ループ)</td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>0 (閉ループ)</td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>③ 除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果の通り、CUWによる原子炉除熱の、<u>代替原子炉補機冷却系系統流量は、6号炉では流量 <input type="text" value=""/> m<sup>3</sup>/h、7号炉では <input type="text" value=""/> m<sup>3</sup>/hが確保可能であることから、それぞれの流量における系統の除熱量を評価した。</u></p> <p>評価条件は表3に示す通りであり、<u>CUW非再生熱交換器及び代替熱交換器車の性能、大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることを確認した。</u></p> <p style="text-align: center;">表3 代替熱交換器車の除熱量評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="4">代替熱交換器車</th> <th rowspan="2">淡水系</th> <th>淡水側入口温度</th> <td>約 <input type="text" value=""/> °C (6号炉)</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>淡水側流量</td> <td>約 <input type="text" value=""/> m<sup>3</sup>/h (6号炉)</td> </tr> <tr> <th rowspan="2">海水系</th> <td>海水温度</td> <td>30°C</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>900m<sup>3</sup>/h</td> </tr> </tbody> </table>	除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉	配管・弁類圧力損失	流量			常設ライン	淡水ホース	代替熱交換器	静水頭	水源	-	-	注水先	-	-			0 (閉ループ)	0 (閉ループ)	圧力差	水源	-	-	注水先	-	-			0 (閉ループ)	0 (閉ループ)	システム抵抗				代替熱交換器車	淡水系	淡水側入口温度	約 <input type="text" value=""/> °C (6号炉)	淡水側流量	約 <input type="text" value=""/> m <sup>3</sup> /h (6号炉)	海水系	海水温度	30°C	海水流量	900m <sup>3</sup> /h		<p style="text-align: center;">表2 圧力損失内訳</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</th> <th>2号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">配管・弁類圧力損失</td> <td>流量</td> <td rowspan="4" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> <tr> <td>常設ライン</td> </tr> <tr> <td>淡水ホース</td> </tr> <tr> <td>代替熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>③ 除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果の通り、CUWによる原子炉除熱の、<u>原子炉補機代替冷却系系統流量は <input type="text" value=""/> m<sup>3</sup>/hが確保可能であることから、系統の除熱量を評価した。</u></p> <p>評価条件は表3に示す通りであり、<u>CUW補助熱交換器及び移動式代替熱交換設備の性能、大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることを確認した。</u></p> <p style="text-align: center;">表3 移動式熱交換設備の除熱量評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="4">移動式代替熱交換設備</th> <th rowspan="2">淡水系</th> <th>淡水側入口温度</th> <td><input type="text" value=""/> °C</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>淡水側流量</td> <td><input type="text" value=""/> m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <th rowspan="2">海水系</th> <td>海水温度</td> <td>30°C</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>780m<sup>3</sup>/h</td> </tr> </tbody> </table>	除熱手段 (評価ルート)		2号炉	配管・弁類圧力損失	流量		常設ライン	淡水ホース	代替熱交換器	静水頭	水源	-	注水先	-			0 (閉ループ)	圧力差	水源	-	注水先	-			0 (閉ループ)	システム抵抗 (圧力損失)			移動式代替熱交換設備	淡水系	淡水側入口温度	<input type="text" value=""/> °C	淡水側流量	<input type="text" value=""/> m <sup>3</sup> /h	海水系	海水温度	30°C	海水流量	780m <sup>3</sup> /h	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 崩壊熱の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】</p>
除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉																																																																																							
配管・弁類圧力損失	流量																																																																																									
	常設ライン																																																																																									
	淡水ホース																																																																																									
	代替熱交換器																																																																																									
静水頭	水源	-	-																																																																																							
	注水先	-	-																																																																																							
		0 (閉ループ)	0 (閉ループ)																																																																																							
圧力差	水源	-	-																																																																																							
	注水先	-	-																																																																																							
		0 (閉ループ)	0 (閉ループ)																																																																																							
システム抵抗																																																																																										
代替熱交換器車	淡水系	淡水側入口温度	約 <input type="text" value=""/> °C (6号炉)																																																																																							
		淡水側流量	約 <input type="text" value=""/> m <sup>3</sup> /h (6号炉)																																																																																							
	海水系	海水温度	30°C																																																																																							
		海水流量	900m <sup>3</sup> /h																																																																																							
除熱手段 (評価ルート)		2号炉																																																																																								
配管・弁類圧力損失	流量																																																																																									
	常設ライン																																																																																									
	淡水ホース																																																																																									
	代替熱交換器																																																																																									
静水頭	水源	-																																																																																								
	注水先	-																																																																																								
		0 (閉ループ)																																																																																								
圧力差	水源	-																																																																																								
	注水先	-																																																																																								
		0 (閉ループ)																																																																																								
システム抵抗 (圧力損失)																																																																																										
移動式代替熱交換設備	淡水系	淡水側入口温度	<input type="text" value=""/> °C																																																																																							
		淡水側流量	<input type="text" value=""/> m <sup>3</sup> /h																																																																																							
	海水系	海水温度	30°C																																																																																							
		海水流量	780m <sup>3</sup> /h																																																																																							

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>図6 CUV系による原子炉除熱の除熱量評価図</p> <p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>[参考9-補足2] 作業エリアの線量評価について</p> <p>各作業エリアにおける線量評価は「格納容器からの漏えい」に起因する室内の線量率と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。</p> <p>1. 評価の方法</p> <p>(1) 格納容器から漏えい」に起因する線量率</p> <p>原子炉区域内の線量率は, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)」において, 格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建屋内の放射エネルギーを考慮し, サブマージョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉区域内に一様に分散しているものとし, 原子炉区域内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p>	 <p>図5 CUV系による原子炉除熱の除熱量評価図</p> <p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>[参考9-補足2] 作業エリアの線量評価について</p> <p>各作業エリアにおける線量評価は「格納容器からの漏えい」に起因する室内の線量率と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。</p> <p>1. 評価の方法</p> <p>(1) 格納容器から漏えい」に起因する線量率</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の区域の線量率は, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)」において, 格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建屋原子炉棟内の放射エネルギーを考慮し, サブマージョンモデルにより計算する。原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋原子炉棟内の一様に分散しているものとし, 原子炉建屋原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <p>図5 CUV系による原子炉除熱の除熱量評価図</p> <p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>[参考9-補足2] 作業エリアの線量評価について</p> <p>各作業エリアにおける線量評価は「格納容器からの漏えい」に起因する室内の線量率と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。</p> <p>1. 評価の方法</p> <p>(1) 格納容器から漏えい」に起因する線量率</p> <p>原子炉棟内の線量率は, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)」において, 格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建物内の放射エネルギーを考慮し, サブマージョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉棟内の一様に分散しているものとし, 原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違【柏崎 6/7】</li> <li>・設備の相違【柏崎 6/7】</li> <li>崩壊熱の相違</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V_{R/B}} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>ここで、  <b>D</b> : 放射線量率 (Gy/h) ※1  ※1 GyからSvへの換算係数は1とする。  <math>6.2 \times 10^{-14}</math> : サブマージョンモデルによる換算係数 <math>\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right)</math>  <b>Q<sub>γ</sub></b> : 格納容器から原子炉区域内に漏えいした放射性物質による放射エネルギー (Bq: γ線実効エネルギー 0.5MeV換算値)  <b>V<sub>R/B</sub></b> : 原子炉区域内気相部容積 (86000m<sup>3</sup>)  <b>E<sub>γ</sub></b> : γ線エネルギー (0.5MeV/dis)  <b>μ</b> : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10<sup>-3</sup>/m)  <b>R</b> : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)  <b>V<sub>OF</sub></b> : 評価対象エリアの容積 (m<sup>3</sup>)  <math display="block">R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}</math></p>	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V_{R/B}} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>ここで、  <b>D</b> : 放射線量率 (Gy/h)  <math>6.2 \times 10^{-14}</math> : サブマージョンモデルによる換算係数 <math>\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right)</math>  <b>Q<sub>γ</sub></b> : 原子炉建屋内放射エネルギー (Bq: γ線実効エネルギー 0.5MeV換算値)  <b>V<sub>R/B</sub></b> : 原子炉建屋原子炉棟内の区域の気相部容積 (85,000m<sup>3</sup>)  <b>E<sub>γ</sub></b> : γ線エネルギー (0.5MeV/dis)  <b>μ</b> : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10<sup>-3</sup>/m)  <b>R</b> : 評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m)  <b>V<sub>OF</sub></b> : 評価対象エリアの容積  <math display="block">R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}</math></p>	$H_\gamma = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>ここで、  <b>H<sub>γ</sub></b> : 外部被ばくによる実効線量率 (Sv/h)  <math>6.2 \times 10^{-14}</math> : サブマージョンモデルによる換算係数 <math>\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\text{Sv}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right)</math> ※1  ※1 GyからSvへの換算係数は1を使用。  <b>Q<sub>γ</sub></b> : 原子炉建物内の存在量 (Bq: ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV換算値)  <b>V</b> : 原子炉建物内の空間容積 (101,300m<sup>3</sup>)  <b>E<sub>γ</sub></b> : γ線エネルギー (0.5MeV/dis)  <b>μ</b> : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10<sup>-3</sup>/m)  <b>R</b> : 評価対象エリアの空間と等価な半球の半径 (m)  <b>V<sub>F</sub></b> : 評価対象エリアの空間容積 (m<sup>3</sup>)  <math display="block">R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_F}{2 \cdot \pi}}</math></p>	備考																										
<p align="center"><b>表1 各作業エリア空間容積</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>作業エリアの空間容積 (V<sub>OF</sub>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCF ポンプ(B)室</td> <td>600 m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>SPCU ポンプ室</td> <td>300 m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>1500 m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>B系弁室</td> <td>300 m<sup>3</sup></td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	作業エリアの空間容積 (V <sub>OF</sub> )	HPCF ポンプ(B)室	600 m <sup>3</sup>	SPCU ポンプ室	300 m <sup>3</sup>	大物搬入口	1500 m <sup>3</sup>	B系弁室	300 m <sup>3</sup>	<p align="center"><b>表1 各作業エリア空間容積</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>作業エリアの空間容積 (V<sub>OF</sub>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ室内</td> <td>5,100m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系逆止弁付近</td> <td>10,000m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>3,500m<sup>3</sup></td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	作業エリアの空間容積 (V <sub>OF</sub> )	原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	5,100m <sup>3</sup>	低圧代替注水系逆止弁付近	10,000m <sup>3</sup>	大物搬入口	3,500m <sup>3</sup>	<p align="center"><b>表1 各作業エリア空間容積</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>作業エリアの空間容積 V<sub>F</sub> (m<sup>3</sup>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ室</td> <td>600</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>3800</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)</td> <td>1400</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	作業エリアの空間容積 V <sub>F</sub> (m <sup>3</sup> )	HPCSポンプ室	600	大物搬入口	3800	原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	1400	<p>・設備の相違  <b>【柏崎6/7, 東海第二】</b></p>
作業エリア	作業エリアの空間容積 (V <sub>OF</sub> )																												
HPCF ポンプ(B)室	600 m <sup>3</sup>																												
SPCU ポンプ室	300 m <sup>3</sup>																												
大物搬入口	1500 m <sup>3</sup>																												
B系弁室	300 m <sup>3</sup>																												
作業エリア	作業エリアの空間容積 (V <sub>OF</sub> )																												
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	5,100m <sup>3</sup>																												
低圧代替注水系逆止弁付近	10,000m <sup>3</sup>																												
大物搬入口	3,500m <sup>3</sup>																												
作業エリア	作業エリアの空間容積 V <sub>F</sub> (m <sup>3</sup> )																												
HPCSポンプ室	600																												
大物搬入口	3800																												
原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	1400																												
<p>(2) 線源配管からの直接線による線量率  図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサブプレッションプール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。</p>	<p>(2) 線源配管からの直接線による線量率  図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、<u>原子炉格納容器貫通部とサブプレッションプール側一次隔離弁までの配管</u>に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。</p>	<p>(2) 線源配管からの直接線による線量率  図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサブプレッションプール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。</p>																											

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

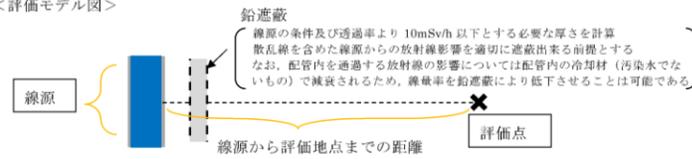


図1 線量評価概念図

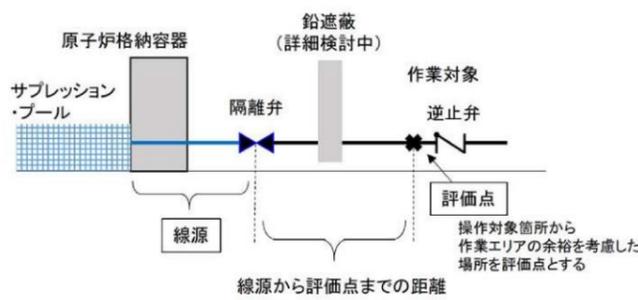
表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源 (S/P~隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
HPCF ポンプ(B)室	約 2.5m	約 3.9m	約 9cm
SPCU ポンプ室	約 2.1m	約 5.7m	約 8cm

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

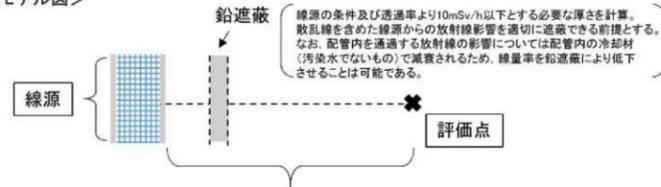


図1 線量評価概念図

表2 線量率評価条件

作業エリア	線源 (サブプレッション・プール~隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
原子炉隔離時冷却系ポンプ室	約 10m <sup>*1</sup>	約 1m	約 10cm

※1：実際は3m程度だが保守的に設定

また、低圧代替注水系逆止弁付近、大物搬入口付近には格納容器圧力逃がし装置の入口配管が存在する。線量率評価条件を表3に示す。

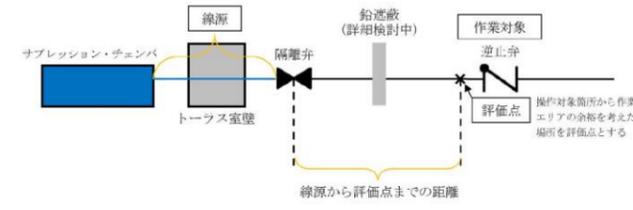
表3 線量率評価条件

作業エリア	線源長さ	線源から評価点までの距離
低圧代替注水系逆止弁付近	約 10m <sup>*1</sup>	約 7.6m
大物搬入口	約 10m <sup>*1</sup>	約 14m

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表4に各作業エリアにおける線量率を示す。

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

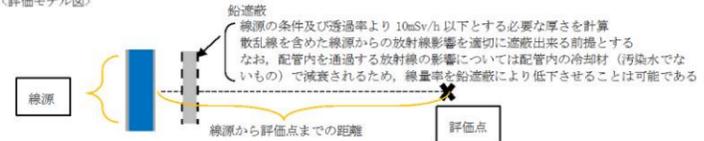


図1 線量評価概念図

表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源 (S/P~隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
HPCSポンプ室	約3.3m	約2.9m	約8cm

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。

・評価対象及び評価結果の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

表3 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	格納容器から漏えいによる線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
HPCFポンプ(B)室	約16.1mSv/h	約10mSv/h	約26.1mSv/h
SPCUポンプ室	約12.8mSv/h	約10mSv/h ※1	約22.8mSv/h※1
大物搬入口	約21.7mSv/h	— ※2	約21.7mSv/h
B系弁室	約12.8mSv/h	— ※2	約12.8mSv/h

※1 K6では作業エリアがR/B地下2階(SPCUポンプ室外)であるため、線源配管からの直接線による線量率を考慮不要

※2 線源配管が存在しないため、考慮不要

〔参考9-補足3〕不活性ガス系 系統概要図

可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを停止し、不活性ガス系の窒素ガス供給装置あるいは可搬型の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に不活性ガス系の窒素ガス供給装置により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。

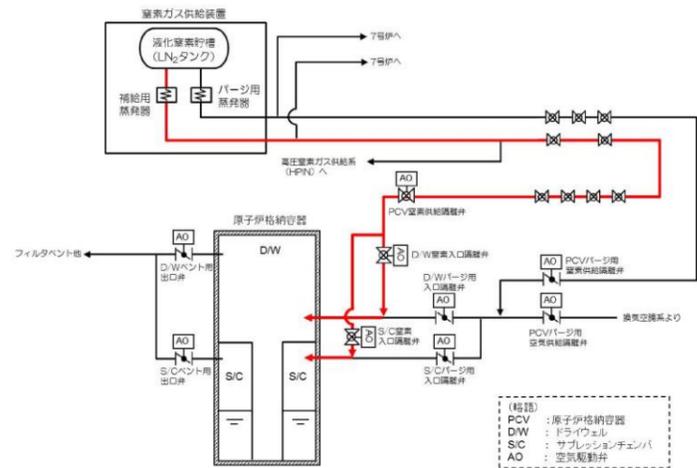


図1 不活性ガス系 系統概要図(6号炉の例)

表4 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	原子炉格納容器から漏えいによる線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	約1.3×10 <sup>1</sup> mSv/h	約7.4mSv/h	約2.0×10 <sup>1</sup> mSv/h
低圧代替注水系逆止弁付近	約1.6×10 <sup>1</sup> mSv/h	約4.1mSv/h	約2.0×10 <sup>1</sup> mSv/h
大物搬入口	約1.1×10 <sup>1</sup> mSv/h	約1.3mSv/h	約1.3×10 <sup>1</sup> mSv/h

表3 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	格納容器からの漏えいによる線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
HPCSポンプ室	約2.8mSv/h	約10mSv/h	約12.8mSv/h
大物搬入口	約5.2mSv/h	— ※1	約5.2mSv/h
原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	約3.7mSv/h	— ※1	約3.7mSv/h

※1 線源配管が存在しないため、考慮不要

〔参考9-補足3〕窒素ガス制御系 系統概要図

可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを微開とし、窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置あるいは可搬型の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。

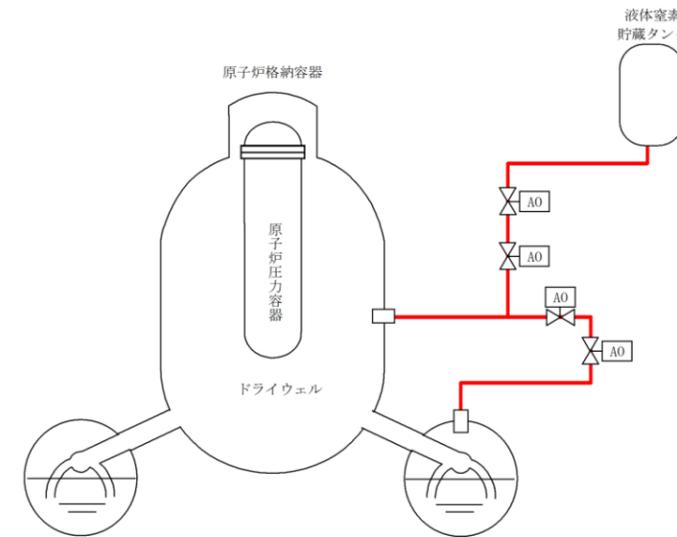


図1 窒素ガス制御系 系統概要図

備考  
・評価対象及び評価結果の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

・設備の相違  
【柏崎6/7】

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)  
 波線・・記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。			
相違No.	相違理由		
①	島根2号炉は可搬型設備により、原子炉ウェルへの注水が可能な設計とする		
②	PAR型式の相違により、触媒カートリッジ設置枚数が異なる		
③	島根2号炉はMark-I改型原子炉格納容器のため、設計圧力が相違すること及び事故時条件の相違により、格納容器ベント実施基準到達時間が異なる		
④	燃料装荷量の相違により、水素発生量が異なる		
⑤	島根2号炉はMark-I改型原子炉格納容器のため、格納容器容積が相違すること及び水素発生量の相違によりガス組成が異なる		
⑥	漏えい率算出式には、格納容器圧力、ガス組成等を入力するが、これらの条件が相違することにより、漏えい率が異なる		
⑦	②の相違より、PAR1個当たりの水素処理容量が異なる。また、水素処理容量及び、水素発生量の相違によりPAR設置個数が異なる		
⑧	水素発生量の相違により、PAR設置個数が異なる		
⑨	島根2号炉は、PARにより水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため、非常用ガス処理系は、水素処理設備としての重大事故等対処設備としない		
⑩	島根2号炉では、感度解析として、柏崎6/7のケース3に相当する条件で解析を実施しており、2.2.3(4)項にて記載		
⑪	島根2号炉では、微小漏えいケースとして設計漏えい率とそれ以下の2種類の漏えい率で解析を実施し、対流効果が抑制されても成層化しないことを確認している		
⑫	島根2号炉は、ベントケースとRHARケースの2条件に対して、原子炉ウェル注水を模擬した解析を行っている。なお、島根2号炉では蒸気による影響を確認するために、原子炉ウェル沸騰の有無両方の条件で解析を実施している。		
⑬	PAR仕様が異なるため参照する文献が異なる		
⑭	島根2号炉では、検出方式の異なる2種類の検出器を採用		

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">別添資料－3</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について</p>	<p>53-7 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について</p>	<p style="text-align: center;">別添資料－3</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第 53 条 : 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p style="text-align: center;"><u>&lt;目 次&gt;</u></p> <p>1. 基本方針</p> <p>1.1 要求事項の整理</p> <p>1.2 適合のための設計方針</p> <p>2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>2.1 概要</p> <p>2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について</p> <p style="padding-left: 20px;">2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について</p> <p style="padding-left: 20px;">2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について</p> <p>添付 1 浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて</p> <p>添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について</p> <p>添付 3 PAR 製作誤差による処理能力への影響</p> <p>添付 4 PAR の検査・点検について</p> <p>添付 5 水素処理容量に関する説明について</p> <p>添付 6 PAR 周辺機器に対する悪影響防止について</p> <p>添付 7 原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について</p> <p>添付 8 原子炉建屋内における成層化について</p> <p>添付 9 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について</p> <p>添付 10 6 号炉の GOTHIC 解析による水素濃度評価</p>	<p style="text-align: center;"><u>目 次</u></p> <p>1. 基本方針</p> <p>1.1 要求事項の整理</p> <p>1.2 適合のための設計方針</p> <p>2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>2.1 水素濃度制御設備</p> <p style="padding-left: 20px;">2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様</p> <p style="padding-left: 20px;">2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針</p> <p style="padding-left: 20px;">2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様</p> <p style="padding-left: 20px;">2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動</p>	<p style="text-align: center;"><u>&lt;目 次&gt;</u></p> <p>1. 基本方針</p> <p>1.1 要求事項の整理</p> <p>1.2 適合のための設計方針</p> <p>2. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備</p> <p>2.1 概要</p> <p>2.2 水素濃度制御設備（PAR）について</p> <p style="padding-left: 20px;">2.2.1 PAR の設計方針について</p> <p style="padding-left: 20px;">2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析</p> <p>添付 1 浜岡原子力発電所 4 / 5 号機で発生した OG 系トラブルについて</p> <p>添付 2 PAR の最高使用温度について</p> <p>添付 3 PAR 製作誤差による処理能力への影響</p> <p>添付 4 PAR の検査・点検について</p> <p>添付 5 水素処理容量に関する説明について</p> <p>添付 6 PAR 周辺機器に対する悪影響防止について</p> <p>添付 7 原子炉建物原子炉棟内における成層化について</p> <p>添付 8 運用面を考慮した場合の原子炉建物原子炉棟の水素挙動及び対策について</p> <p>添付 9 局所エリアにおける水素爆発防止対策について</p>	<p>・各項目の相違点については、本文、添付資料及び参考資料を参照</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について</p> <p>添付 11 国内容器試験について</p> <p>添付 12 静的触媒式水素再結合器動作監視装置について</p> <p>添付 13 原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について</p> <p>添付 14 SNL 試験, THAI 試験の試験データ適用性について</p> <p>2.3 水素濃度監視設備について</p> <p>2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について</p> <p>添付 15 原子炉建屋水素濃度の適用性について</p> <p>2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について</p> <p>2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について</p> <p>2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について</p> <p>2.4.3 格納容器頂部注水による格納容器への影響について</p> <p>2.4.4 格納容器頂部注水系の監視方法について</p> <p>2.5 参考文献</p>	<p>2.2 原子炉建屋水素濃度</p> <p>2.2.1 概要</p> <p>2.2.2 主要仕様</p> <p>2.3 参考文献</p> <p>別紙 1 PAR の性能確認試験について</p> <p>別紙 2 反応阻害物質ファクタについて</p> <p>別紙 3 PAR の動作監視について</p> <p>別紙 4 PAR 周辺機器に対する悪影響防止</p> <p>別紙 5 局所エリアの漏えいガスの滞留</p> <p>別紙 6 格納容器頂部注水系について</p> <p>別紙 7 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について</p> <p>別紙 8 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素挙動</p> <p>別紙 9 原子炉建屋水素濃度の適用性について</p> <p>別紙 10 PAR の性能維持管理について</p> <p>別紙 11 触媒基材（アルミナ）について</p> <p>別紙 12 原子炉建屋水素爆発防止対策</p>	<p>2.2.3 PAR の性能試験について</p> <p>添付 10 国内容器試験について</p> <p>添付 11 PAR 動作監視装置について</p> <p>添付 12 KAL I 試験, SNL 試験の試験データ適用性について</p> <p>2.3 原子炉建物水素濃度監視設備について</p> <p>2.3.1 原子炉建物水素濃度監視設備の設計方針について</p> <p>添付 13 原子炉建物水素濃度の適用性について</p> <p>2.4 原子炉ウェル代替注水系（自主対策設備）について</p> <p>2.4.1 原子炉ウェル代替注水系の設計方針について</p> <p>2.4.2 原子炉ウェル代替注水系の効果について</p> <p>2.4.3 原子炉ウェル代替注水による格納容器への影響について</p> <p>2.4.4 原子炉ウェル代替注水系の監視方法について</p> <p>2.5 参考文献</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>参考資料 1 福島第一原子力発電所 1号機現地調査状況</p> <p>参考資料 2 PARによる再結合反応の律速段階について</p> <p>参考資料 3 GOTHICコードについて</p> <p>&lt;概要&gt;</p> <p>1. において、設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する<u>柏崎刈羽原子力発電所 6号炉及び7号炉</u>における適合性を示す。</p> <p>2. において、水素爆発による<u>原子炉建屋等</u>の損傷を防止するための設備に関する基準適合性について説明する。</p>	<p>参考 1 原子炉建屋原子炉棟 6階大物搬入口ハッチについて</p> <p>参考 2 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのGOTHICコードの適用性</p> <p>参考 3 原子炉建屋ガス処理系の健全性について</p> <p>&lt;概要&gt;</p> <p>1. において、「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</u>」(以下「<u>設置許可基準規則</u>」という。)及び「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</u>」(以下「<u>技術基準規則</u>」という。)の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する<u>東海第二発電所</u>における適合性を示す。</p> <p>2. において、水素爆発による<u>原子炉建屋等</u>の損傷を防止するための設備について、<u>要求事項に対する適合性</u>について説明する。</p>	<p>参考資料 1 <u>格納容器の漏えい箇所</u>の選定について</p> <p>参考資料 2 <u>原子炉建物原子炉棟 4階</u>大物搬入口及びトール室上部ハッチについて</p> <p>参考資料 3 PARによる再結合反応の律速段階について</p> <p>参考資料 4 GOTHICコードについて</p> <p>参考資料 5 重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について</p> <p>参考資料 6 PAR設置箇所の考え方について</p> <p>参考資料 7 粒子状物質の触媒性能への影響について</p> <p>&lt;概要&gt;</p> <p>1. において、設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する<u>島根原子力発電所 2号炉</u>における適合性を示す。</p> <p>2. において、水素爆発による<u>原子炉建物等</u>の損傷を防止するための設備に関する基準適合性について説明する。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
<p>1. 基本方針</p> <p>1.1 要求事項の整理</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1-1 に示す。</p> <p>表 1-1 設置許可基準規則第 53 条, 技術基準規則第 68 条要求事項</p> <table border="1" data-bbox="151 562 920 1283"> <thead> <tr> <th>設置許可基準規則 第 53 条</th> <th>技術基準規則 第 68 条</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</td> <td>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	—	<p>1. 基本方針</p> <p>1.1 要求事項の整理</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する「設置許可基準規則」第 53 条及び「技術基準規則」第 68 条の要求事項を第 1-1 表に示す。</p> <p>第 1-1 表 「設置許可基準規則」第 53 条及び「技術基準規則」第 68 条の要求事項</p> <table border="1" data-bbox="943 562 1712 1373"> <thead> <tr> <th>「設置許可基準規則」 第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</th> <th>「技術基準規則」 第 68 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</td> <td>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	「設置許可基準規則」 第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）	「技術基準規則」 第 68 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）	備考	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	—	<p>1. 基本方針</p> <p>1.1 要求事項の整理</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1.1-1 に示す。</p> <p>表 1.1-1 設置許可基準規則第 53 条, 技術基準規則第 68 条要求事項</p> <table border="1" data-bbox="1736 562 2504 1283"> <thead> <tr> <th>設置許可基準規則 第 53 条</th> <th>技術基準規則 第 68 条</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</td> <td>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	—	
設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考																			
発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	—																			
「設置許可基準規則」 第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）	「技術基準規則」 第 68 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）	備考																			
発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	—																			
設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考																			
発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	—																			
<p>設置許可基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p> <p>技術基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>		<p>設置許可基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p> <p>技術基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>・記載方針の相違【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.2 適合のための設計方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において<u>原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設置する設計とする。</u></p> <p>水素濃度制御設備としては<u>原子炉建屋運転床（以下「原子炉建屋オペレーティングフロア」という。）に静的触媒式水素再結合器（以下、「PAR」という。）を設置し、重大事故等時に原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。また、PARは運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。なお、PARの動作確認を行うためにPARの入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。</u></p> <p>水素濃度監視設備としては、<u>原子炉建屋内に水素濃度計を設置し、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で監視できる設計とする。なお、当該水素濃度計については、代替電源設備から給電可能な設計とする。</u></p>	<p>1.2 適合のための設計方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するため、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設ける。</u></p> <p>(1) 水素濃度制御設備</p> <p>水素濃度制御設備として<u>静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。PARは、触媒カートリッジ及びハウジングで構成し、駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。</u></p> <p>PARには、<u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「PAR動作監視装置」という。）を設置する。PAR動作監視装置は、中央制御室にて監視可能であり、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とする。</u></p> <p>(2) 水素濃度監視設備</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備として<u>原子炉建屋水素濃度を設置し、想定される重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は、中央制御室にて監視可能であり、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とする。</u></p>	<p>1.2 適合のための設計方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において<u>原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設置する設計とする。</u></p> <p>水素濃度制御設備としては、<u>原子炉建物原子炉棟4階に静的触媒式水素処理装置（以下、「PAR」という。）を設置し、重大事故等時に原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）から原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。また、PARは運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。なお、PARの動作確認を行うためにPARの入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。</u></p> <p><u>また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、中央制御室にて監視可能であり、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p>水素濃度監視設備としては、<u>原子炉建物原子炉棟内に水素濃度計を設置し、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で監視できる設計とする。なお、当該水素濃度については、中央制御室にて監視可能であり、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。</u></p>	<p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、監視場所及び電源構成について記載</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、監視場所及び電源構成について記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 使用する電源設備が異なる</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの設備に加え、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備として、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために格納容器頂部注水系を設置する。</u></p> <p>格納容器頂部注水系は、重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水、若しくは海水を可搬型代替注水ポンプにより原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却できる設計とする。</p>	<p>上記の設備に加え、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための自主対策設備として格納容器頂部注水系を設置し、<u>原子炉格納容器頂部の過温破損を防止し、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する設計とする。格納容器頂部注水系には、常設と可搬型がある。</u></p> <p><u>格納容器頂部注水系（常設）は、重大事故等時において、常設低圧代替注水系ポンプにより代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水することで、原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。</u></p> <p>格納容器頂部注水系（可搬型）は、重大事故等時において、原子炉建屋外から代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉ウェルに注水することで、<u>原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。</u></p>	<p>これらの設備に加え、水素爆発による当該原子炉建物等の損傷を防止するための自主対策設備として、<u>ドライウェル主フランジの過温破損を防止し、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制するために原子炉ウェル代替注水系を設置する。</u></p> <p>原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽）の水、<u>若しくは海水を大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は可搬型設備により、原子炉ウェルへの注水が可能な設計とする (以下、①の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ①の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は海水も注水可能な運用とする</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>2.1 概要</p> <p>福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は、第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウム-水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと、第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまったこと、第三に原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため、水素爆発防止のためには、これら3つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。</p> <p>第一の課題である大量の水素発生の防止については、炉心損傷を防止することが対策となる。<u>柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、設計基準事故対処設備に加えて、重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために、高圧注水機能の強化、原子炉減圧機能の強化、低圧注水機能の強化、格納容器冷却機能の強化等を行い、炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。</u></p> <p>第二の課題である大量の水素ガスの原子炉建屋への漏えいの防止については、上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお、重大事故等時に備え、格納容器の破損を防止することが対策となる。<u>柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、格納容器過温破損防止設備として代替格納容器スプレイ冷却系、改良EPDM製シール材、格納容器頂部注水系、格納容器過圧破損防止設備として格納容器圧力逃がし装置並びに代替循環冷却系を設置する設計とする。これらの対策により、原子炉建屋への水素漏えいを抑制し、あるいは原子炉建屋を経由せず大気へ水素ガスを排出する。</u></p> <p>第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段の確保については、格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお、格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから、重大事故時に格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋内に漏えいした場合に備え、<u>原子炉建屋内において水素ガスを処理することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、水素濃度制御設備としてPARを原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。この対策により、漏えいした水素ガスと空気中の酸素を再結合させ、水素爆発リスクを低減する。</u></p>	<p>2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p>	<p>2. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備</p> <p>2.1 概要</p> <p><u>東京電力(株)福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は、第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウム-水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと、第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまったこと、第三に原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため、水素爆発防止のためには、これら3つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。</u></p> <p><u>第一の課題である大量の水素発生の防止については、炉心損傷を防止することが対策となる。島根原子力発電所2号炉は、設計基準事故対処設備に加えて、重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために、高圧注水機能の強化、原子炉減圧機能の強化、低圧注水機能の強化、格納容器冷却機能の強化等を行い、炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。</u></p> <p><u>第二の課題である大量の水素ガスの原子炉建屋への漏えいの防止については、上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお、重大事故等時に備え、格納容器の破損を防止することが対策となる。島根原子力発電所2号炉は、格納容器過温破損防止設備として格納容器代替スプレイ系、改良EPDM製シール材、原子炉ウェル代替注水系、格納容器過圧破損防止設備として格納容器フィルタベント系並びに残留熱代替除去系を設置する設計とする。これらの対策により、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制し、あるいは原子炉建物原子炉棟を経由せず大気へ水素ガスを排出する。</u></p> <p><u>第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段の確保については、格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお、格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから、重大事故時に格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建物原子炉棟内に漏えいした場合に備え、原子炉建物原子炉棟内において水素ガスを処理することが対策となる。島根原子力発電所2号炉は、水素濃度制御設備としてPARを原子炉建物原子炉棟4階に設置する。この対策により、漏えいした水素ガスと空気中の酸素を再結合させ、水素爆発リスクを低減する。</u></p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は、別紙12にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、格納容器からの異常な漏えいが発生し、大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまった場合にも、PARは効力を発揮し、水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を遅らせ、設備の復旧や対応手段の検討に必要な時間の確保に寄与できる。その間、例えば、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うことで、原子炉建屋への水素漏えいを抑制し、PARの効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。</p> <p>以上、第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより、福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図2-1に整理する。</p> <p>本章では、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策のうち、設置許可基準規則第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に該当する設備の基準適合性を説明する。</p> <p>最初に第三の課題に対する対策であるPARに関する説明を「2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について」で示す。</p> <p>また、原子炉建屋の水素濃度を監視するために、原子炉建屋に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 水素濃度監視設備について」で示す。</p> <p>さらに、第二の課題に対する自主対策設備である格納容器頂部注水系に関する説明を「2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について」で示す。格納容器頂部注水系は、重大事故等時に原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これは原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが、一方で原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を耐環境性に優れた改良EPDM製シール材に変更する対策も施しており、閉じ込め機能を強化している。したがって、格納容器頂部注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが、シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり、水素漏えい抑制対策として効果的である。</p>		<p>なお、格納容器からの異常な漏えいが発生し、大量の水素ガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいしてしまった場合にも、PARは効力を発揮し、水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を遅らせ、設備の復旧や対応手段の検討に必要な時間の確保に寄与できる。その間、例えば、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを行うことで、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制し、PARの効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。</p> <p>以上、第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより、福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図2.1-1に整理する。</p> <p>本章では、島根原子力発電所2号炉の原子炉建物水素爆発防止対策のうち、設置許可基準規則第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に該当する設備の基準適合性を説明する。</p> <p>最初に第三の課題に対する対策であるPARに関する説明を「2.2 水素濃度制御設備（PAR）について」で示す。</p> <p>また、原子炉建物原子炉棟の水素濃度を監視するために、原子炉建物原子炉棟に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 原子炉建物水素濃度監視設備について」で示す。</p> <p>さらに、第二の課題に対する自主対策設備である原子炉ウエル代替注水系に関する説明を「2.4 原子炉ウエル代替注水系（自主対策設備）について」で示す。原子炉ウエル代替注水系は、重大事故等時にドライウエル主フランジの過温破損を防止し、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これはドライウエル主フランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが、一方でドライウエル主フランジシール材を耐環境性に優れた改良EPDM製シール材に変更する対策も施しており、閉じ込め機能を強化している。したがって、原子炉ウエル代替注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが、シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり、水素漏えい抑制対策として効果的である。</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>【第一の課題に対する対策】</p> <p>水素発生防止</p> <p>設計基準対象施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系</li> <li>格納容器スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機冷却系</li> <li>非常用ガス処理系</li> <li>非常用ディーゼル発電機等</li> </ul> <p>重大事故等対処施設のうち</p> <p>重大事故防止設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系</li> <li>代替原子炉補機冷却系</li> <li>代替交流電源設備等</li> </ul> <p>深層防護 第3層</p> <p>重大事故等対処施設のうち</p> <p>重大事故緩和設備</p> <p>【第二の課題に対する対策】</p> <p>原子炉建屋への水素漏えい抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ冷却系</li> <li>代替循環冷却系</li> <li>改良E P D M製シール材</li> <li>格納容器頂部注水系 (自主対策設備)</li> </ul> <p>【第二の課題に対する対策】</p> <p>大気への水素排出</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> </ul> <p>【第三の課題に対する対策】</p> <p>水素燃焼リスク低減</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素再結合器</li> </ul> <p>深層防護 第4層</p>		<p>【第一の課題に対する対策】</p> <p>水素発生防止</p> <p>設計基準事故対処設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系</li> <li>格納容器冷却系</li> <li>原子炉補機冷却系</li> <li>非常用ガス処理系</li> <li>非常用ディーゼル発電機等</li> </ul> <p>重大事故等対処施設のうち</p> <p>重大事故防止設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧原子炉代替注水系</li> <li>原子炉補機代替冷却系</li> <li>代替交流電源設備等</li> </ul> <p>深層防護 第3層</p> <p>重大事故等対処施設のうち</p> <p>重大事故緩和設備</p> <p>【第二の課題に対する対策】</p> <p>原子炉建物原子炉棟への水素漏えい抑制・大気への水素排出</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器代替スプレイ系</li> <li>残留熱代替除去系</li> <li>格納容器フィルタベント系</li> <li>改良E P D M製シール材</li> <li>原子炉ウェル代替注水系 (自主対策設備)</li> </ul> <p>【第三の課題に対する対策】</p> <p>水素燃焼リスク低減</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素処理装置</li> <li>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル (自主対策設備)</li> </ul> <p>深層防護 第4層</p>	
<p>図2-1 水素対策の観点で整理した深層防護第3層・第4層設備</p>		<p>図 2.1-1 水素対策の観点で整理した深層防護第3層・第4層設備</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し、原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策として、原子炉建屋オペレーティングフロアに、水素濃度上昇を抑制することができる PAR を水素濃度制御設備として設置する。</p>	<p>2.1 水素濃度制御設備</p> <p>2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備として PAR を設置する。</p> <p>なお、設置する PAR は、国際的な性能試験の実績があり、欧米で納入実績がある N I S 社製の PAR を採用する。</p> <p>PAR は、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素及び酸素）を再結合させ、雰囲気を可燃限界未満に維持する設備であり、触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。</p> <p>触媒カートリッジは、ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充填し、空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用し、表面には疎水コーティングを施すことにより、高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素及び酸素を触媒に接触しやすくしている。</p> <p>ハウジングは、ステンレス鋼製であり、触媒カートリッジを内部に収納し、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持することで、水素処理に適切なガスの流れとなるように設計されている。</p> <p>PAR は、周囲の水素の濃度上昇に応じて再結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を再結合させ、その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し、再結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び再結合反応により生じた水蒸気は、PAR の上方の排気口から空間内に拡散する。</p> <p>したがって、PAR は、電源及び起動操作を必要とせず、水素及び酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。</p>	<p>2.2 水素濃度制御設備（PAR）について</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建物原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスは、比重の関係等で原子炉建物原子炉棟 4 階まで上昇し、原子炉建物原子炉棟 4 階に滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し、原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて、島根原子力発電所 2 号炉の原子炉建物水素爆発防止対策として、原子炉建物原子炉棟 4 階に、水素濃度上昇を抑制することができる PAR を水素濃度制御設備として設置する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>資料構成の相違【東海第二】島根 2 号炉は、2.2 (1) 項にて記載</li> <li>資料構成の相違【東海第二】島根 2 号炉は、2.2 (3) 項及び 2.2 (4) 項にて記載</li> <li>資料構成の相違【東海第二】島根 2 号炉は、2.2 (2) 項にて記載</li> <li>資料構成の相違【東海第二】島根 2 号炉は、2.2 (1) 項及び 2.2 (2) 項にて記載</li> <li>資料構成の相違【東海第二】島根 2 号炉は、2.2 (1) 項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) PARについて</p> <p>静的触媒式水素再結合器 PAR は Passive Autocatalytic Recombiner の略であり、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素ガス、酸素ガス）を再結合させて、雰囲気を可燃限界未満に維持する設備である。PAR は触媒反応により受動的に運転される設備であり、電源及び起動操作は必要とせず、水素ガス、酸素ガスがあれば自動的に反応を開始する設備である。</p> <p>PAR は、概要図を図 2-2 で示している通りハウジングと触媒カートリッジで構成されており、PWR や BWR のシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。NISPAR の納入実績は表 2-1 の通り。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉については、国内 BWR プラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国の NIS 社製 PAR を採用している。なお、NIS 社が製造する PAR は、国際的な性能試験、さまざまな国の性能試験をパスしており、欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。</p> <div data-bbox="261 1249 816 1627" data-label="Image"> </div> <p>図 2-2 静的触媒式水素再結合器 (PAR) の概要図</p>		<p>(1) PARについて</p> <p>PARはPassive Autocatalytic Recombinerの略であり、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素ガス、酸素ガス）を再結合させて、雰囲気を可燃限界未満に維持する設備である。PARは触媒反応により受動的に水素処理する設備であり、電源及び起動操作は必要とせず、水素ガス、酸素ガスがあれば自動的に反応を開始する設備である。</p> <p>PARは、構造図を図 2.2-1 で示しているとおりハウジングと触媒カートリッジで構成されており、PWRやBWRのシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。島根原子力発電所2号炉については、国内BWRプラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国のNIS社製PARを採用している。NIS社製PARの納入実績は表 2.2-1 のとおりである。</p> <p>なお、NIS社が製造するPARは、国際的な性能試験、さまざまな国の性能試験をパスしており、欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。</p> <div data-bbox="1840 1102 2404 1627" data-label="Diagram"> </div> <p>図 2.2-1 PARの構造図</p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、2.1.1 項にて記載</p> <p>・設備の相違</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. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



図 2-3 PAR-11 写真



図 2.2-2 PAR 写真

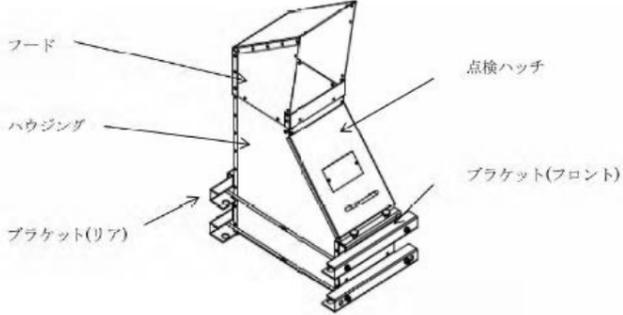
表 2-1 NIS PAR の納入実績

No.	国名	発電所名	炉型	備考
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				

表 2.2-1 NIS PAR の納入実績

No.	国名	発電所名	炉型	備考
1	USA	Indian Point	PWR	
2	USA	Surry	PWR	
3	Germany	Gundremmingen	BWR	
4	Germany	Philippsburg	PWR	
5	Germany	Biblis	PWR	
6	Hungary	Paks	PWR	
7	USA	Vogtle	PWR	
8	Slovenia	KRSKO	PWR	
9	日本	柏崎刈羽	BWR	
10	日本	島根	BWR	
11	Brazil	Angra	PWR	
12	Czech Republic	Temelin	PWR	
13	日本	志賀	BWR	
14	日本	女川	BWR	
15	Spain	Asco	PWR	
16	Ukraine	Zaporizhia	VVER	ロシア型 加圧水型原子炉

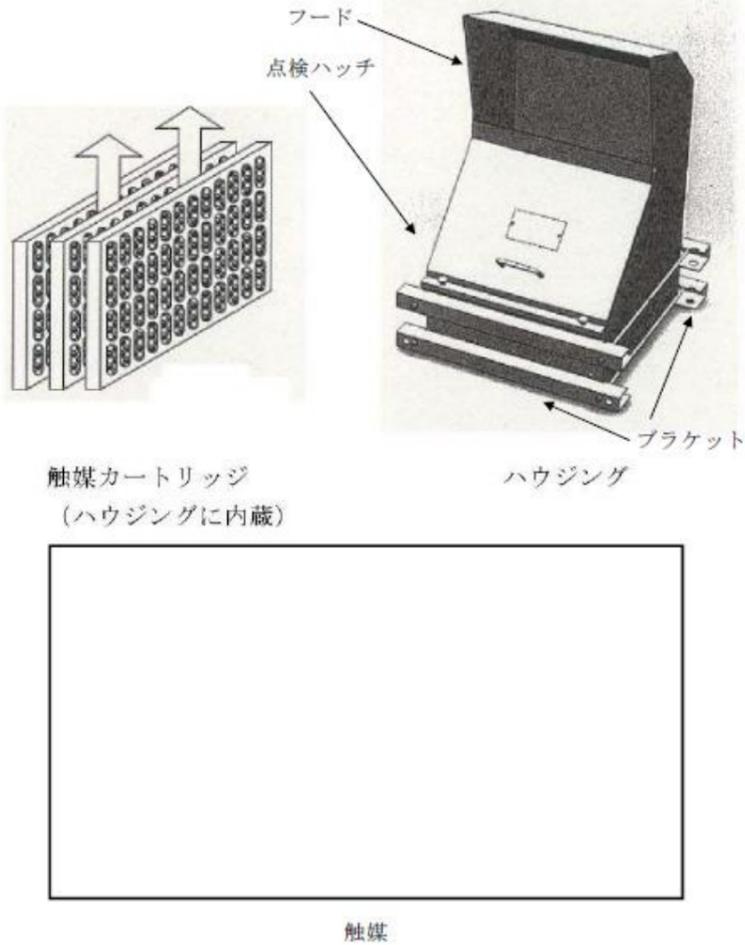
- ・設備の相違
- ・記載方針の相違  
【東海第二】
- ・記載方針の相違  
【東海第二】

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) PARハウジング</p> <p>PARのハウジングは図2-4に構造を示しているが、箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており、以下の機能を持っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 触媒カートリッジを内部に設置すること。</li> <li>- ガスを誘導すること。</li> </ul>  <p>図2-4 PARハウジングの構造</p> <p>PARハウジングは、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し、水素処理に適切なガス流れとなるよう設計されている。</p> <p>ハウジング前面の点検ハッチは、触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外し、取付けを容易にするものであり、通常運転時は、点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。</p> <p>ハウジングに固定されているブラケットは、PAR本体を設置する構造物、又は支持架台に固定するために用いられる。</p> <p>ハウジング上部に設置されるフードは、PARの上部に位置する構築物に、水素処理を行ったPAR出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために、ガス流れ方向を変える役割をもつ。</p>		<p>(2) PARハウジング</p> <p><u>PARのハウジングは図2.2-1に構造を示しているが、箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており、以下の機能を持っている。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>触媒カートリッジを内部に設置すること。</u></li> <li><u>ガスを誘導すること。</u></li> </ul> <p><u>PARハウジングは、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し、水素処理に適切なガス流れとなるよう設計されている。</u></p> <p><u>ハウジング前面の点検ハッチは、触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外し、取付けを容易にするものであり、通常運転時は、点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。</u></p> <p><u>ハウジングに固定されているブラケットは、PAR本体を設置する構造物、又は支持架台に固定するために用いられる。</u></p> <p><u>ハウジング上部に設置されるフードは、PARの上部に位置する構築物に、水素処理を行ったPAR出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために、ガス流れ方向を変える役割をもつ。</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、2.1.1項にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、図2.2-1にて記載</p>

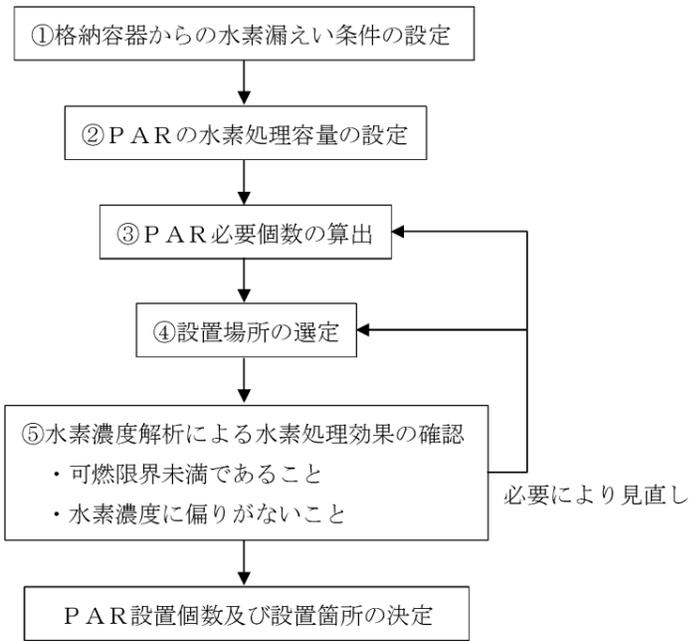
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 触媒</p> <p>NIS 社製 PAR の触媒はパラジウムであり、基盤となる材料が酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2-5 に示しているが、基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており、直径約 <input type="text"/> mm の球状の形をしている。また、疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素ガス、酸素ガスが触媒に接触し易くする構造になっている。</p> <p>また、球状に触媒が存在するため、<u>水素ガスと酸素ガスが触れる表面積が大きいことが特徴であり、よう素等の被毒物質が流入した際に、球状であることから全表面が被毒物質で覆われ難い構造になっている。これら触媒粒の量は、PAR の水素処理容量に合わせて調整され、触媒カートリッジに充填される。</u></p> <div data-bbox="195 982 872 1352" style="border: 1px solid black; height: 176px; width: 228px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 2-5 触媒の概要図</p>		<p>(3) 触媒</p> <p><u>N I S社製PARの触媒はパラジウムであり、基盤となる材料は酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2.2-1 に示しているが、基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており、直径約 <input type="text"/> mm の球状の形をしている。また、疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素ガス、酸素ガスが触媒に接触し易くする構造になっている。</u></p> <p><u>また、球状に触媒が存在するためカートリッジ内部に隙間空間ができ、さらに触媒が多孔質なため、水素ガスと酸素ガスが触れる表面積が大きいことが特徴である。さらに、よう素等の触媒性能阻害物質は分子量が大きいため拡散が遅く、カートリッジ内部の隙間空間や多孔質の粒子内部に到達し難いため、触媒全表面が触媒性能阻害物質で覆われ難い構造になっている。触媒粒の量は、PARの水素処理容量に合わせて調整され、触媒カートリッジに充填される。</u></p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、2.1.1 項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) 触媒カートリッジ</p> <p>触媒カートリッジは、<u>図 2-2</u> で示す形状をしており、カートリッジ内部に触媒を充填しており、<u>原子炉建屋オペレーティングフロアの空気を触媒と接触させるために多数の長穴が開けられている</u>。この触媒カートリッジには、PAR の水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数、適切な間隔でPARハウジング内に取付けることでPARは完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプの PAR が、1 台あたりの水素処理容量が多いが、その分サイズも大きくなる。<u>柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジが PAR1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプ (図 2-3 参照) を採用している。</u></p> <p>(5) PAR の主要仕様</p> <p><u>柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では NIS 社製 PAR (PAR-11 タイプ) を採用しており、表 2-2 で主要仕様を示す。</u></p>	<p>PAR主要仕様を第 2.1.1-1 表に、PAR 概要図を第 2.1.1-1 図に示す。</p>	<p>(4) 触媒カートリッジ</p> <p><u>触媒カートリッジは、図 2.2-1 で示す形状をしており、カートリッジ内部に触媒を充填しており、原子炉建物原子炉棟 4 階の空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。また、カートリッジが内側の触媒を保護することで触媒の全表面が触媒性能阻害物質で覆われ難い構造になっている。この触媒カートリッジには、PAR の水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数、適切な間隔でPARハウジング内に取付けることでPARは完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプの PAR の方が、1 台あたりの水素処理容量が多いが、その分サイズも大きくなる。島根原子力発電所 2号炉においては、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 22 枚設置される PAR-22 タイプ (図 2.2-2 参照) を採用している。</u></p> <p>(5) PAR の主要仕様</p> <p><u>島根原子力発電所 2号炉ではNIS社製 PAR (PAR-22 タイプ) を採用しており、表 2.2-2 で主要仕様を示す。</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、2.1.1 項にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 PAR 型式の相違により、触媒カートリッジ設置枚数が異なる (以下、②の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 採用している PAR 型式が異なる</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																			
表 2-2 主要仕様 (PAR-11 タイプ 1 台)	第 2.1.1-1 表 PAR 主要仕様	表 2.2-2 主要仕様 (PAR-22 タイプ 1 台)	・設備の相違																																			
静的触媒式水素再結合器	a.ハウジング	PAR	【柏崎 6/7】																																			
<table border="1"> <tr> <th>種類</th> <th>触媒反応式</th> </tr> <tr> <td>水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)</td> <td>約 0.25kg/h/個以上 (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100°C)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>300°C</td> </tr> </table>	種類	触媒反応式	水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)	約 0.25kg/h/個以上 (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100°C)	最高使用温度	300°C	<table border="1"> <tr> <td>全高</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>幅</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>奥行</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>ステンレス鋼</td> <td></td> </tr> </table>	全高			幅			奥行			材料	ステンレス鋼		<table border="1"> <tr> <th>種類</th> <th>触媒反応式</th> </tr> <tr> <td>水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)</td> <td>約 0.50kg/h/個 (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100°C)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (添付 2 に詳細記載)</td> <td>300°C</td> </tr> </table>	種類	触媒反応式	水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)	約 0.50kg/h/個 (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100°C)	最高使用温度 (添付 2 に詳細記載)	300°C	②の相違により, PAR 1 個当たりの水素処理容量が異なる											
種類	触媒反応式																																					
水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)	約 0.25kg/h/個以上 (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100°C)																																					
最高使用温度	300°C																																					
全高																																						
幅																																						
奥行																																						
材料	ステンレス鋼																																					
種類	触媒反応式																																					
水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)	約 0.50kg/h/個 (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100°C)																																					
最高使用温度 (添付 2 に詳細記載)	300°C																																					
ハウジング	b. 触媒カートリッジ	ハウジング																																				
<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">材料</th> <th>ハウジング</th> <td rowspan="11"></td> </tr> <tr> <th>ブラケット</th> </tr> <tr> <th rowspan="3">寸法</th> <th>高さ</th> </tr> <tr> <th>幅</th> </tr> <tr> <th>奥行</th> </tr> <tr> <th>質量</th> <td></td> </tr> </table>	材料	ハウジング		ブラケット	寸法	高さ	幅	奥行	質量		<table border="1"> <tr> <td>全高</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>幅</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>奥行</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>ステンレス鋼</td> <td></td> </tr> <tr> <td>数量</td> <td>22 枚 (PAR 1 基当たり)</td> <td></td> </tr> </table>	全高			幅			奥行			材料	ステンレス鋼		数量	22 枚 (PAR 1 基当たり)		<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">材料</th> <th>ハウジング</th> <td rowspan="11"></td> </tr> <tr> <th>ブラケット</th> </tr> <tr> <th rowspan="3">寸法</th> <th>高さ</th> </tr> <tr> <th>幅</th> </tr> <tr> <th>奥行</th> </tr> <tr> <th>質量</th> <td></td> </tr> </table>	材料	ハウジング		ブラケット	寸法	高さ	幅	奥行	質量		
材料		ハウジング																																				
	ブラケット																																					
寸法	高さ																																					
	幅																																					
	奥行																																					
質量																																						
全高																																						
幅																																						
奥行																																						
材料	ステンレス鋼																																					
数量	22 枚 (PAR 1 基当たり)																																					
材料	ハウジング																																					
	ブラケット																																					
寸法	高さ																																					
	幅																																					
	奥行																																					
質量																																						
触媒カートリッジ	c. 触媒		触媒カートリッジ																																			
<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">材料</th> <th>外装パーツ</th> <td rowspan="11"></td> </tr> <tr> <th>リベット等小物部品</th> </tr> <tr> <th rowspan="3">寸法</th> <th>幅</th> </tr> <tr> <th>高さ</th> </tr> <tr> <th>厚さ</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">質量</th> <th>触媒カートリッジ全質量</th> </tr> <tr> <th>触媒材質の充填質量</th> </tr> </table>	材料		外装パーツ		リベット等小物部品	寸法	幅	高さ	厚さ	質量	触媒カートリッジ全質量	触媒材質の充填質量	<table border="1"> <tr> <td>触媒基材</td> <td>アルミナ</td> </tr> <tr> <td>触媒</td> <td>パラジウム</td> </tr> <tr> <td>d. 水素処理容量</td> <td>約 0.50kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)</td> </tr> <tr> <td>e. 最高使用温度</td> <td>300°C</td> </tr> </table>	触媒基材	アルミナ	触媒	パラジウム	d. 水素処理容量	約 0.50kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)	e. 最高使用温度	300°C	<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">材料</th> <th>外装パーツ</th> <td rowspan="11"></td> </tr> <tr> <th>リベット等小物部品</th> </tr> <tr> <th rowspan="3">寸法</th> <th>幅</th> </tr> <tr> <th>高さ</th> </tr> <tr> <th>厚さ</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">質量</th> <th>触媒カートリッジ全質量</th> </tr> <tr> <th>触媒の充填質量</th> </tr> </table>	材料	外装パーツ		リベット等小物部品	寸法	幅	高さ	厚さ	質量	触媒カートリッジ全質量	触媒の充填質量					
材料			外装パーツ																																			
	リベット等小物部品																																					
寸法	幅																																					
	高さ																																					
	厚さ																																					
質量	触媒カートリッジ全質量																																					
	触媒材質の充填質量																																					
触媒基材	アルミナ																																					
触媒	パラジウム																																					
d. 水素処理容量	約 0.50kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)																																					
e. 最高使用温度	300°C																																					
材料	外装パーツ																																					
	リベット等小物部品																																					
寸法	幅																																					
	高さ																																					
	厚さ																																					
質量	触媒カートリッジ全質量																																					
	触媒の充填質量																																					
カートリッジ枚数			カートリッジ枚数	22 枚																																		
触媒の材料			触媒の材料																																			
基盤材	酸化アルミニウム		基盤材	酸化アルミニウム																																		
触媒材質	パラジウム		触媒	パラジウム																																		
表面積		表面積																																				
形状	球状	形状	球状																																			
直径		直径																																				
充填密度		充填密度																																				

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="991 688 1234 758">触媒カートリッジ (ハウジングに内蔵)</p> <p data-bbox="1291 1144 1344 1171">触媒</p> <p data-bbox="1154 1199 1498 1226">第2.1.1-1図 PAR概要図</p>		<p data-bbox="2531 1199 2813 1360">・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、図2.2-1にて記載</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について</p> <p>2.2.1.1 基本設計方針</p> <p>PARは、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器から原子炉建屋に水素ガスが漏えいした際に、原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが、重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉建屋へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることをPARの設計における必要条件としている。これは、炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、格納容器圧力・温度が高い値で推移し、かつその状態が格納容器ベントを実施する約38時間後まで継続することから、格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。</p> <p>この必要条件を満たした上で、当社は、さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して、PARの基本設計方針を以下の通り定める。</p>	<p>2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針</p> <p>PARは、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする過酷な状態を想定した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器からの水素の漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（原子炉格納容器への雰囲気圧力・温度による静的負荷が大きい「原子炉冷却材喪失（大LOCA）時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、PARの設計を実施する。</p>	<p>2.2.1 PARの設計方針について</p> <p>2.2.1.1 設計方針</p> <p>PARは、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器から原子炉建物原子炉棟に水素ガスが漏えいした際に、原子炉建物原子炉棟の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが、重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉建物原子炉棟へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても、原子炉建物原子炉棟4階の水素濃度を可燃限界未満に抑制できることをPARの設計における必要条件としている。これは、炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、格納容器圧力・温度が高い値で推移し、かつその状態が格納容器ベントを実施する約32時間後まで継続することから、格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。</p> <p>この必要条件を満たした上で、当社は、さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して、PARの設置個数・場所の設定を図2.2.1.1-1に示すとおり定める。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉はMark-I改型原子炉格納容器のため、設計圧力が相違すること及び事故時条件の相違により、格納容器ベント実施基準到達時間が異なる（以下、③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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) <u>PARによる水素処理容量について (PARの必要台数について)</u></p> <p><u>下表に示す条件で格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素、酸素濃度が可燃限界未満となる水素処理機能を有すること。すなわち、この水素処理機能が確保できる PAR 台数を定め、事故環境下における触媒被毒による性能低下を考慮し、必要台数に余裕を持たせた台数とする。表 2-3 で示す通り、PAR 設計条件は有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温破損シナリオ) で想定する格納容器漏えい率、水素発生量、水素漏えい終了時間より十分保守的に設定しており、原子炉建屋水素爆発防止対策を強化している。</u></p>	<p>(1) 水素漏えい条件</p> <p>水素漏えい条件は、<u>第 2.1.2-1 表に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。</u></p>	 <p>図2.2.1.1-1 PARの設計フロー</p> <p>(1) <u>水素漏えい条件</u></p> <p>水素漏えい条件は表 2.2.1.1-1 に示すとおり、<u>有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。</u></p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 は、2.2.1.2 (4)項にて記載。東海第二は、2.1.3 (4)項にて記載</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 (2018.9.18版)			島根原子力発電所 2号炉				備考		
表 2-3 PAR 設計条件 (水素漏えい)				第 2.1.2-1 表 PAR 設計条件における水素漏えい条件			表 2.2.1.1-1 PAR 設計条件における水素漏えい条件				<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 燃料装荷量の相違により、水素発生量が異なる (以下, ④の相違)</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は, 2.1.2 ②項にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は Mark-I 改型原子炉格納容器のため、格納容器容積が相違すること及び水素発生量の相違によりガス組成が異なる。(以下, ⑤の相違) また、漏えい率算出式には、格納容器圧力、ガス組成等を入力するが、これらの条件が相違することにより、漏えい率が異なる (以下, ⑥の相違)</p>		
No	項目	設計条件	(参考) 格納容器過圧・過温破損シナリオ	項目	PAR 設計条件	【参考】有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))	項目	PAR 設計条件	【参考】有効性評価を踏まえた条件				
1	格納容器漏えい率	10%/日	約 1.0%/日 : AEC 式 (2Pd 時)	水素発生量	約 1,400kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約 700kg (ジルコニウム-水反応, 金属腐食, 水の放射線分解考慮)	水素発生量	AFC*100% 相当 (約 1,000kg)	格納容器ベントケース	AFC*20%相当 (約 200kg)		RHAR ケース	AFC*20%相当 (約 200kg)
2	水素発生量	AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当の水素発生量 : 約 1600kg	約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量)	原子炉格納容器漏えい率	10%/日 (一定)	約 1.3%/day (最大)	格納容器漏えい率	10%/日 (一定)	約 1.3%/日 (最大)	約 0.87%/日 (最大)		水素漏えい終了時間	約 96 時間後 (格納容器ベント無し)
3	水素漏えい終了時間 (格納容器ベント)	— (格納容器ベントなし)	約 38 時間後										
<p>①格納容器漏えい率 (10%/日) について</p> <p>重大事故等時で格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率を AEC (Atomic Energy Commission) の式を用いて求める。格納容器漏えい率は格納容器圧力に応じて変化するが、重大事故等時には、格納容器圧力が設計圧力の 2 倍 (以下, 2Pd) を超えないよう運用するため、2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時におけるガス組成 (水素濃度包絡条件, 水素ガス 33vol% : 窒素ガス 21vol% : 水蒸気 46vol%) を踏まえると AEC の式から約 1.0%/日となる。この値は重大事故等対策の有効性評価のシナリオにおける最大値であることから、これに余裕を見て、10%/日と設定する。</p>							<p>① 格納容器漏えい率について</p> <p>重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は以下の AEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故等時は、格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍 (以下, 「2Pd」という。) を超えないよう運用するため、2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として 200℃, 2Pd, AFC 100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素 : 17%, 窒素 : 16%, 水蒸気 : 67%) を踏まえると AEC の式から約 1.3%/日となるが、さらに過酷な条件として 10%/日を仮定し、PAR を設計する。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$ <p>L<sub>0</sub> : 設計漏えい率  P<sub>t</sub> : 事故時の格納容器圧力  P<sub>b</sub> : 設計圧力  P<sub>a</sub> : 格納容器設計圧力  R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数*  (*事故時の気体の平均分子量が小さい程 R<sub>t</sub> は大きくなる)  R<sub>b</sub> : 空気の気体定数  T<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内温度  T<sub>b</sub> : 設計格納容器内温度</p> <p>②水素発生量 (AFC100%) について  <u>重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量は、表 2-3 の通り約 600kg(AFC 約 39%相当の水素発生量)であるが、水素発生 の主要因であるジルコニウム水反応に着目し、余裕を見た水素発生量を設定する。ジルコニウム水反応は 900℃以上で活発になることから、加熱源である燃料有効部の被覆管全て (AFC100%) が反応すると仮定することで、保守的な水素発生量を評価することが可能である。</u>  <u>この場合の水素発生量は、表 2-3 の通り約 1600kg であり、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量と比較して、格納容器からの水素漏えい量の観点から保守的な設定となっていることが確認できる。</u></p> <p>なお、これらの条件を用いて設定した PAR 設計条件は、重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち、格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。</p> <p>水素燃焼シナリオの評価においては、「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」に記載されている「全炉心内のジルコニウム量の</p>	<p>① 水素発生量について  <u>有効性評価シナリオ(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))では、事象発生 25 分後に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始し、直ちに炉心が冷却されるため、発生水素量は、ジルコニウム-水反応、金属腐食及び水の放射線分解を考慮しても約 700 kgとなるが、更に過酷な条件として約 1,400 kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当) が発生するものとして PAR を設計する。</u></p>	<p>(AEC の式)</p> $L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$ <p>L : 格納容器漏えい率  L<sub>0</sub> : 設計漏えい率  P<sub>t</sub> : 格納容器内圧力  P<sub>a</sub> : 格納容器外圧力  P<sub>b</sub> : 格納容器設計圧力  R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数  R<sub>b</sub> : 空気の気体定数  T<sub>t</sub> : 格納容器内温度  T<sub>b</sub> : 格納容器設計温度</p> <p>② 水素発生量について  <u>有効性評価結果を踏まえた条件 (大 LOCA シナリオ) では、事象発生 30 分後に低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始し、直ちに炉心は冷却されるため、発生水素量は AFC 20% 相当となるが、さらに過酷な条件として、AFC 全量 (AFC 100% 相当 (全炉心内のジルコニウム量の約 40% 相当)) が水素発生 の主要因であるジルコニウム-水反応すると仮定し、PAR を設計する。</u></p> <p>なお、これらの条件を用いて設定した PAR 設計条件は、<u>重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち、格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。</u>  <u>水素燃焼シナリオの評価においては、「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」に記載されている「全炉心内</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違  【柏崎 6/7, 東海第二】  ④の相違</p> <p>・設備の相違  【柏崎 6/7, 東海第二】  ④の相違</p> <p>・記載方針の相違  【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>75%が水と反応した場合（水素発生量約2700kg）とMAAPコードによる評価結果（水素発生量約600kg）を比較し、格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ、水素燃焼の観点から厳しい評価結果となるMAAPコードによる評価結果を用いている。</p> <p>いずれのケースも格納容器は健全であることから、格納容器漏えい率は、<u>格納容器過圧・過温破損シナリオ同様に格納容器圧力が2Pdに到達したと仮定し、かつ①で示したガス組成のうち水蒸気分が全て水素ガスに置き換わったと仮定した場合の約1.5%/日</u>を下回る。</p> <p>以上から、水素燃焼シナリオにおける格納容器内水素発生量はPAR設計条件である約1600kg(AFC100%相当の水素発生量であり、全炉心内のジルコニウム量の約45%が水と反応した場合の発生量に相当)を上回る約2700kgとなる場合もあるが、格納容器漏えい率はPAR設計条件の方が6倍以上(約1.5%/日に対して10%/日)大きくなる。このため、最終的に原子炉建屋内に漏えいする単位時間あたりの水素量は、PAR設計条件の方が多くなる。したがって、PAR設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。</p> <p>(2) PARの設置場所について  <u>炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し、原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し、原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている(参考資料1参照)。この事故知見を踏まえて、PARは水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。</u></p>		<p><u>のジルコニウム量の75%が水と反応した場合（水素発生量約1,900kg）とMAAPコードによる評価結果（水素発生量約200kg）を比較し、格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ、水素燃焼の観点から厳しい評価結果となるMAAPコードによる評価結果を用いている。</u></p> <p><u>いずれのケースも格納容器は健全である(200℃、2Pdを超えない)ことから、格納容器漏えい率は、設計漏えい率を基に、格納容器圧力が2Pdに到達したと仮定して評価した約1.3%/日を下回る。</u></p> <p>以上から、水素燃焼シナリオにおける格納容器内の水素発生量は、PAR設計条件である約1,000kg(AFC100%相当の水素発生量であり、全炉心内のジルコニウム量の約40%が水と反応した場合の発生量に相当)を上回る約1,900kgとなる場合もあるが、格納容器漏えい率はPAR設計条件の方が7倍以上(約1.3%/日に対して10%/日)大きくなる。このため、最終的に<u>原子炉建物</u>原子炉棟内に漏えいする単位時間あたりの水素量は、PAR設計条件の方が多くなる。したがって、PAR設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、2.2.1.2(3)項にて記載</p>

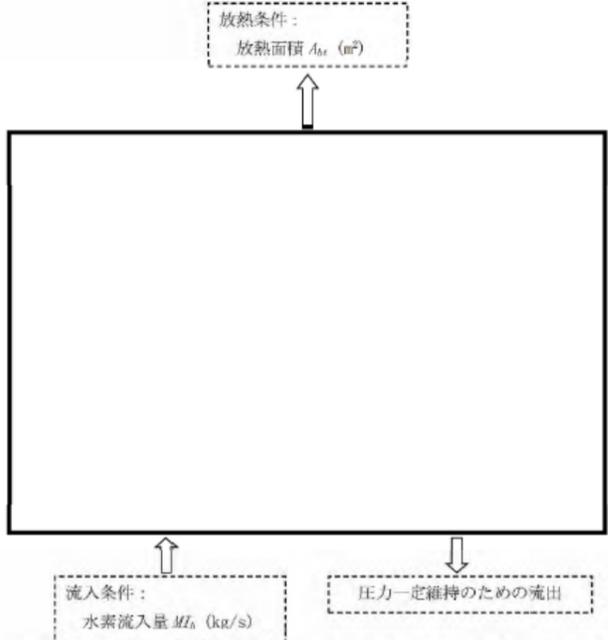
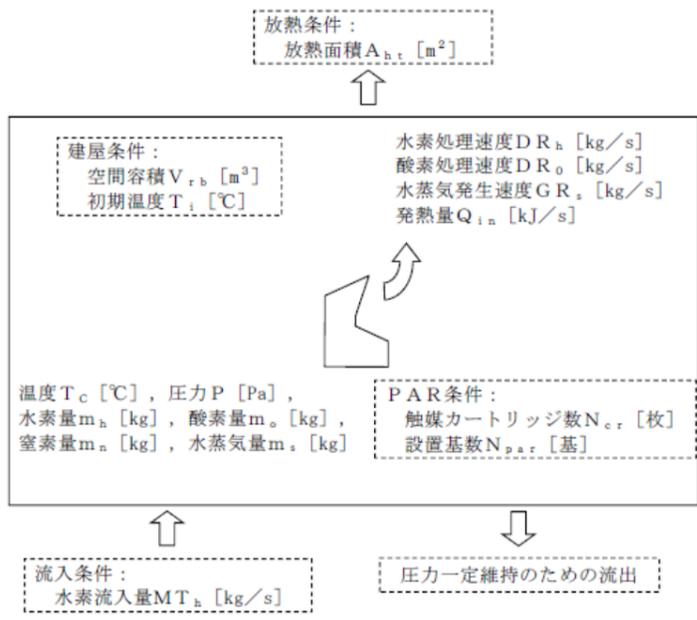
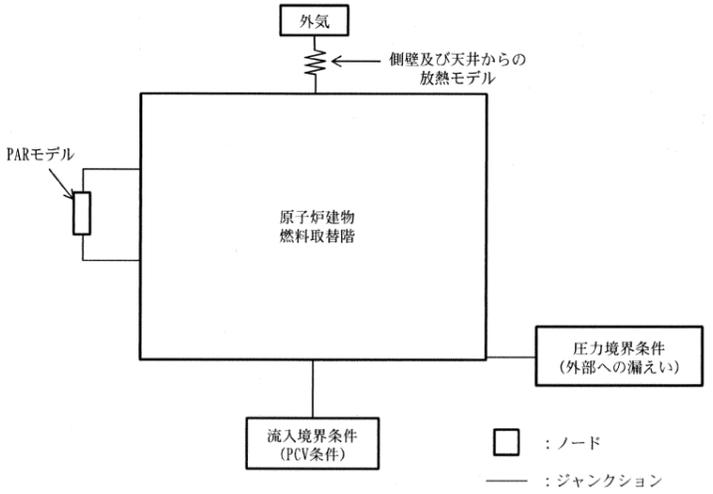
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.2.1.2 設計仕様</p> <p>PARの基本設計方針に基づき、<u>設計仕様は表2-4の通りとする。設計仕様の根拠を次に述べる。</u></p>	<p>② <u>原子炉格納容器漏えい率について</u></p> <p><u>重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は、以下のAEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故等時は、格納容器圧力が設計圧力の2倍(以下「2Pd」という。)を超えないように運用するため、2Pdにおける原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として200℃、2Pd、AFC100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成(水素：39vol%、窒素：21vol%、水蒸気：40vol%)を踏まえると、AECの式から約1.4%/dayとなる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として10%/dayの漏えい率を仮定し、PARを設計する。</u></p> <p><u>(AECの式)</u></p> $L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$ <p>L : <u>原子炉格納容器漏えい率</u>  L<sub>0</sub> : <u>設計漏えい率</u>  P<sub>t</sub> : <u>原子炉格納容器内圧力</u>  P<sub>a</sub> : <u>原子炉格納容器外圧力</u>  P<sub>b</sub> : <u>原子炉格納容器設計圧力</u>  R<sub>t</sub> : <u>事故時の気体定数</u>  R<sub>b</sub> : <u>空気の気体定数</u>  T<sub>t</sub> : <u>原子炉格納容器内温度</u>  T<sub>b</sub> : <u>原子炉格納容器設計温度</u></p> <p>2.1.3 <u>水素濃度制御設備の設計仕様</u></p> <p><u>水素濃度制御設備の設計方針に基づき設定したPARの設計仕様を第2.1.3-1表に示す。</u></p>	<p>2.2.1.2 設計仕様</p> <p><u>PARの設計方針に基づき設定したPARの設計仕様を表2.2.1.2-1に示す。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、2.2.1.1 ①項にて記載</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 (2018.9.18版)		島根原子力発電所 2号炉		備考
表 2-4 PAR 設計仕様			第 2.1.3-1 表 PAR 設計仕様		表 2.2.1.2-1 PAR 設計仕様		<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>②の相違より，PAR 1 個当たりの水素処理容量が異なる。</p> <p>また，水素処理容量及び水素発生量の相違により PAR 設置個数が異なる</p> <p>(以下，⑦の相違)</p> <p>【東海第二】</p> <p>水素発生量の相違により，PAR 設置個数が異なる</p> <p>(以下，⑧の相違)</p>
項目	6号炉	7号炉	項目	仕様	項目	仕様	
水素処理容量 (PAR1 個あたり)	0.250 kg/h/個	0.250 kg/h/個	水素処理容量	約 0.50kg/h (1 基当たり)	水素処理容量	約 0.50kg/h/個	
PAR 必要台数 (設置台数)	54 台以上 (56 台)	54 台以上 (56 台)	設置基数	24 基	PAR 設置個数	18 個	
			設置箇所	原子炉建屋原子炉棟 6 階 (オペレーティングフロア)	設置箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階	
<p>(1) <u>水素処理容量 (PAR1 個あたり) の設定根拠</u></p> <p>①PAR の基本性能評価式</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては，設置場所に配慮して，触媒カートリッジが PAR1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプを採用する。メーカーによる開発試験を通じて，NIS 社製 PAR の 1 個あたりの水素処理容量は，水素濃度，雰囲気圧力，雰囲気温度に対して，以下の式で表される関係にあることを示している。</p> $DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \dots \dots \text{(式 1)}$ <p>DR : 水素処理容量 (kg/h/個)</p> <p>A : 定数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span></p> <p>C<sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 (vol%)</p> <p>P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)</p> <p>T : 温度 (K)</p> <p>SF : <u>スケールファクター</u></p>			<p>(1) <u>水素処理容量について</u></p> <p>PAR の水素処理容量は，以下の基本性能評価式で表される。</p> $DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3,600 \times SF \dots \dots \text{式 (2.1)}$ <p>DR : 水素処理容量 [kg/h/基]</p> <p>A : 定数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span></p> <p>C<sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 [vol%]</p> <p>P : 圧力 [10<sup>5</sup>Pa]</p> <p>T : 温度 [K]</p> <p>SF : <u>スケールファクタ [-]</u></p>		<p>(1) <u>水素処理容量について</u></p> <p>PAR の水素処理容量は，以下の基本性能評価式によって表される。</p> <p>(PAR の基本性能評価式)</p> $DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \dots \dots \text{(式 2.2.1-1)}$ <p>DR : 再結合効率 (kg/h/個)</p> <p>A : 定数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span></p> <p>C<sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 (vol%)</p> <p>P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)</p> <p>T : 温度 (K)</p> <p>SF : <u>スケールファクタ</u></p>		
							<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>②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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
<p>スケールファクターSFについて、当社は PAR-11 タイプを採用するため、PAR には各々11 枚の触媒カートリッジが装荷されるため「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については「2. 2. 3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。</p> <p>これらに以下の条件を想定し、PAR の水素処理容量を算出する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度 <math>C_{H_2}</math> 水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。</li> <li>圧力 P 重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧(1. 01325 bar) とする。</li> <li>温度 T 保守的に 100℃ (373. 15 K) とする。</li> </ul> <p>以上により、PAR1 個あたりの水素処理容量は、<u>0. 250 kg/h/個</u> (水素濃度 4vol%, 大気圧=1. 01325 bar, 温度 100℃=373. 15K) となる。</p>	<p>式 (2. 1) は、メーカーによる開発試験を通じて、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり、水素処理容量は、単位時間当たり PAR 内部を通過し、酸素と再結合し水蒸気になる水素の重量を示している。</p> <p>スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数 (88 枚) に対して実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。東海第二発電所で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は、22 枚であり、スケールファクタは、<u>22/88 (=0. 25)</u> となる (別紙 1)。</p> <p>これらに第 2. 1. 3-2 表の条件を設定し、PAR1 基当たりの水素処理容量は、<u>0. 50kg/h/基</u> (水素濃度 4vol%, 大気圧, 100℃) とする。</p> <p style="text-align: center;">第 2. 1. 3-2 表 水素処理容量設定根拠</p> <table border="1" data-bbox="955 1010 1700 1419"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素濃度 <math>C_{H_2}</math></td> <td>水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。</td> </tr> <tr> <td>圧力 P</td> <td>重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (101, 325Pa) とする。</td> </tr> <tr> <td>温度 T</td> <td>保守的に 100℃ (373. 15K) とする。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設定根拠	水素濃度 $C_{H_2}$	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。	圧力 P	重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (101, 325Pa) とする。	温度 T	保守的に 100℃ (373. 15K) とする。	<p>(式 2. 2. 1-1) は、メーカーによる開発試験を通じて、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり、水素処理容量は単位時間当たり PAR 内部を通過し、酸素と結合し水蒸気になる水素の重量を示している。</p> <p>スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数 (88 枚) に対して、実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。島根原子力発電所 2号炉で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は 22 枚であり、スケールファクタは「<u>22/88</u>」となる。スケールファクタの妥当性については「2. 2. 3 PAR の性能試験について」で示す。</p> <p>これらに以下の条件を想定し、PAR の水素処理容量を算出する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度 <math>C_{H_2}</math> 水素ガスの可燃限界濃度 4 vol%未満に低減するため、4 vol%とする。</li> <li>圧力 P 重大事故等時の原子炉建物原子炉棟の圧力は格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧(101, 325 Pa) とする。</li> <li>温度 T 保守的に 100℃ (373. 15 K) とする。</li> </ul> <p>以上により、PAR1 個あたりの水素処理容量は、<u>約 0. 50kg/h/個</u> (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100℃) となる。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違より、PAR 1 個当たりの水素処理容量が異なる</p>
項目	設定根拠										
水素濃度 $C_{H_2}$	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。										
圧力 P	重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (101, 325Pa) とする。										
温度 T	保守的に 100℃ (373. 15K) とする。										

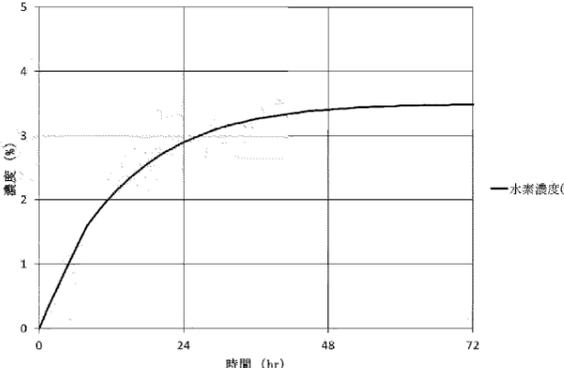
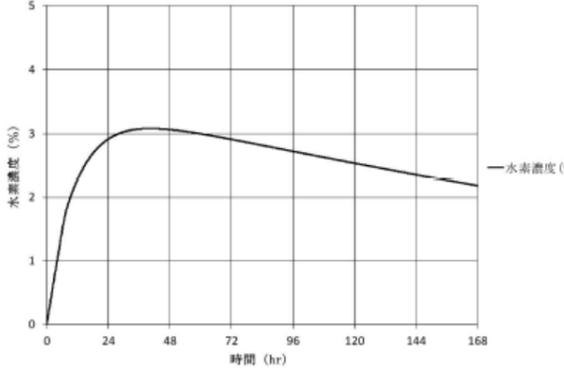
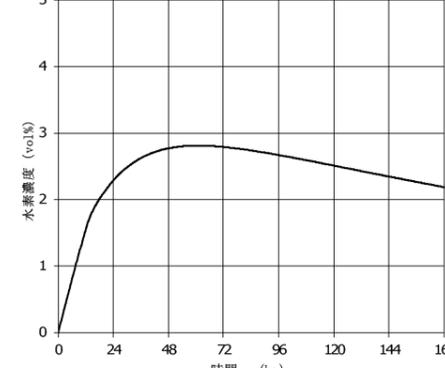
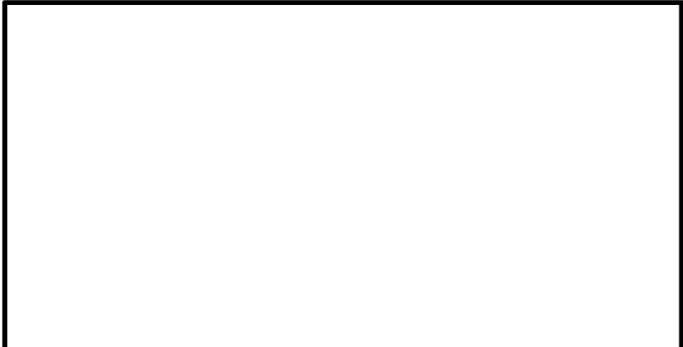
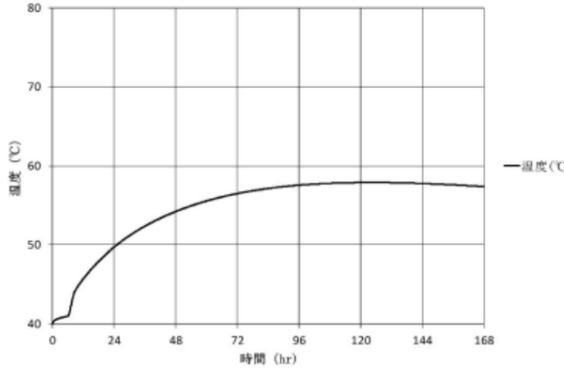
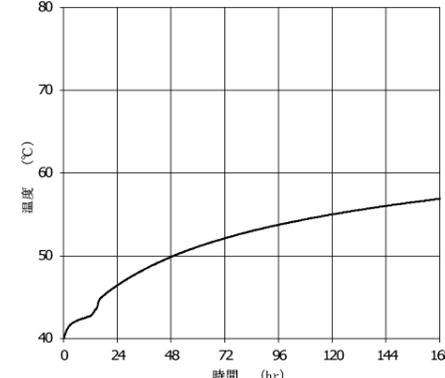
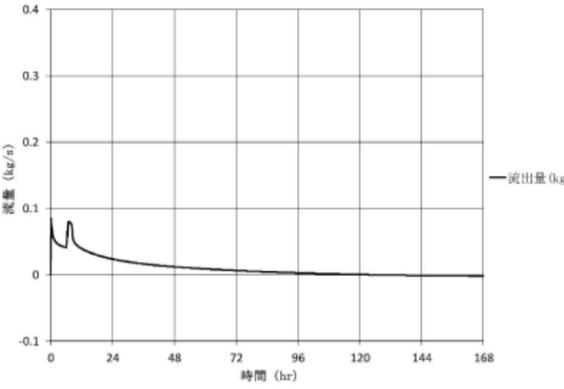
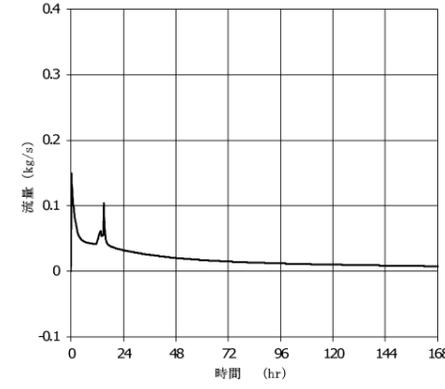
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 個数の設定根拠</p> <p>①実機設計における性能評価式</p> <p>実機設計 (PAR の個数を踏まえた設計) においては、反応阻害物質ファクターを乗じた式 (2) を用いる。反応阻害物質ファクターとは、重大事故時に PAR の設置場所である原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するガス状よう素による、PAR の性能低下を考慮したものであり、Battelle Model Containment の試験結果 (参照文献 (c))、並びに重大事故時に柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋オペレーティングフロアにて想定されるガス状よう素の濃度より、保守的に「0.5」とする。なお、ガス状よう素による PAR の性能低下については、2.2.3 (2)①に詳述する。</p> $DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO_2} \dots \dots \dots \text{式 (2)}$ <p>DR : 水素処理容量 (kg/h/個)  A : 定数 [ ]  C<sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 (vol%)  P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)  T : 温度 (K)  SF : スケールファクター  F<sub>inhibit</sub> : 反応阻害物質ファクター (-)  F<sub>lowO<sub>2</sub></sub> : 低酸素ファクター (-)</p>	<p>(2) PAR設置基数</p> <p>PARの実機設計においては、PARの設置環境を踏まえ、式 (2.1) に反応阻害物質ファクタ (F<sub>i</sub>) を乗じた式 (2.2) を用いる。</p> <p>反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり、東海第二発電所の実機設計における水素処理容量は、PARの水素処理容量 (0.50kg/h/基) に0.5を乗じた0.25kg/h/基とする (別紙2)。</p> $DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3,600 \times SF \times F_i \dots \dots \text{式 (2.2)}$ <p>DR : 水素処理容量 [kg/h/基]  A : 定数 [ ]  C<sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 [vol%]  P : 圧力 [10<sup>5</sup>Pa]  T : 温度 [K]  SF : スケールファクタ [=0.25]  F<sub>i</sub> : 反応阻害物質ファクタ [=0.5]</p>	<p>(2) PAR設置個数</p> <p>PARの実機設計においては、PARの設置環境を踏まえ、(式 2.2.1-1) に反応阻害物質ファクタ (F<sub>i</sub>) を乗じた (式 2.2.1-2) を用いる。</p> <p>反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり、島根原子力発電所 2 号炉の実機設計における水素処理容量は、PARの水素処理容量 (0.50kg/h/個) に保守的に0.5を乗じ、0.25kg/h/個とする。</p> <p>なお、ガス状よう素による PAR の性能低下については 2.2.3(5)に詳述する。</p> <p>(実機設計における性能評価式)</p> $DR = A \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \cdot F_i \dots \text{式 (2.2.1-2)}$ <p>DR : 水素処理容量 (kg/h/個)  A : 定数 [ ]  C<sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 (vol%)  P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)  T : 温度 (K)  SF : スケールファクタ (-)  F<sub>i</sub> : 反応阻害物質ファクタ (-)</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違  【柏崎 6/7】  島根 2 号炉は原子炉建物内に十分な量の酸素が存在しているため、低酸素ファクタは考慮しない</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1) 必要個数の計算</p> <p><u>格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故時の反応阻害物質ファクターとして0.5を乗じた水素処理量を用いる。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素の発生量：約1600 kg</li> <li>原子炉格納容器の漏えい率：10%/日</li> <li>反応阻害物質ファクター <math>F_{inhibit} = 0.5</math></li> <li>水素処理量 = <math>0.250 \text{ kg/h/個} \times 0.5</math> = <u>0.125 kg/h/個</u></li> <li>必要個数 = <math>(\text{約}1600 \text{ kg} \times 10\%/\text{日}) / (24 \text{ h}/\text{日}) / 0.125 \text{ kg/h/個}</math> = <u>53.3 個</u></li> </ul> <p><u>これより、PARの必要台数は54台以上を設置台数とする。なお、実際のPAR設置台数は、余裕を見込み6号炉に56台、7号炉に56台設置する。</u></p>	<p>これに第2.1.2-1表で設定したPAR設計条件を踏まえ、<u>PARを24基設置する。</u></p> <p>PAR必要基数 = <math>\text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量}</math> = <math>1400 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.25 \text{ [kg/h/基]}</math> = <u>23.3 [基]</u></p>	<p><u>これに表2.2.1.1-1で設定した水素漏えい条件を踏まえ、必要個数を以下のとおり算出する。</u></p> <p>必要個数 = <math>\text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 \text{ (h/日)} / \text{設計水素処理容量}</math> = <math>1,000 \text{ (kg)} \times 10 \text{ (%/日)} / 24 \text{ (h/日)} / 0.25 \text{ (kg/h/個)}</math> = <u>16.7 個</u></p> <p><u>PARの必要個数は17個以上となり、余裕を考慮して設置個数を18個と仮設定する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>設備の相違【柏崎6/7】④の相違</li> <li>設備の相違【柏崎6/7】②の相違より、PAR1個当たりの水素処理容量が異なる</li> <li>設備の相違【柏崎6/7、東海第二】④の相違</li> <li>設備の相違【柏崎6/7】⑦の相違</li> <li>設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>設備の相違【柏崎6/7】⑦の相違</li> <li>記載方針の相違【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2) 原子炉建屋が可燃限界未満になることの確認</p> <p>基本設計方針が、「格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏れいする事象で、原子炉建屋オペレーティングフロアの酸素濃度が可燃限界未満となる水素処理機能を有すること」であるため、PARの個数が上記算定結果の54個において、原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界未満であることの確認を次の通り実施する。</p> <p>① 評価方法</p> <p>原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度等は図2-6に示すモデルにより評価する。モデルでは評価対象の空間内は均一に混合するものとして、質量、エネルギーバランスにより、水素濃度、温度の時間変化を評価する。</p> 	<p>また、PARの設計方針として原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になるようにPARを設置することから、上記で設定したPAR設置基数に対して評価を行った。</p> <p>① 評価方法</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係により原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し、原子炉建屋原子炉棟6階に滞留することが予想されるため、原子炉建屋原子炉棟6階に対して評価を実施する。なお、評価に用いるモデルは、第2.1.3-1図のとおりである。評価対象の空間内は、均一に混合するものとして質量及びエネルギーバランスにより、水素濃度及び温度の時間変化を評価する。</p> 	<p>また、PARの設計方針として原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になるようにPARを設置することから、上記で設定したPAR設置個数に対して評価を行った。</p> <p>① 評価方法</p> <p>原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係により原子炉建物原子炉棟4階まで上昇し、原子炉建物原子炉棟4階に滞留することが予想されるため、原子炉建物原子炉棟4階に対して評価を実施する。なお、評価に用いるモデルは、図2.2.1.2-1のとおりである。評価対象の空間内は、均一に混合するものとして質量及びエネルギーバランスにより、水素濃度及び温度の時間変化を評価する。</p> 	<p>・記載方針の相違【柏崎6/7】</p>
<p>図2-6 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の評価モデル</p>	<p>第2.1.3-1 図 評価モデル</p>	<p>図2.2.1.2-1 評価モデル</p>	<p>・設備の相違【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																																																																	
<p>②評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>機能が要求される状態</li> </ul> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により、炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって、格納容器の健全性が維持されることにより、原子炉建屋への気体の漏えい率は格納容器設計漏えい率 (0.4%/day) に維持されることになる。しかしながら、本設備の機能が要求される状態としては、炉心の著しい損傷が発生した場合で圧力上昇による格納容器フランジ開口等の不測の事態を考慮し、格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率 (10%/day) の状態で子炉建屋へ漏えいする事象を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素低減性能に関する評価条件</li> </ul> <p>PARについては以下の条件で評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素処理容量：0.250 kg/h/個</li> <li>個数：54</li> </ul> <p>本評価に使用するその他の条件を表 2-5 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2-5 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="195 1192 869 1885"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">PCV 条件</td> <td>PCV 容積</td> <td>m<sup>3</sup></td> <td>13310</td> </tr> <tr> <td>想定 PCV 漏えい率</td> <td>%/day</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">PCV 内雰囲気条件 (固定)</td> <td>圧力</td> <td>MPa</td> <td>721</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>℃</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>水素濃度</td> <td>vol%</td> <td>33</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度</td> <td>vol%</td> <td>21</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度</td> <td>vol%</td> <td>46</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">建屋条件 (初期条件)</td> <td>空間容積 (評価範囲)</td> <td>m<sup>3</sup></td> <td>42500</td> </tr> <tr> <td>初期温度</td> <td>℃</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td>初期圧力</td> <td>Pa</td> <td>101325</td> </tr> <tr> <td>初期酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>19.47</td> </tr> <tr> <td>初期窒素濃度</td> <td>vol%</td> <td>73.24</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">放熱条件</td> <td>初期水蒸気濃度</td> <td>vol%</td> <td>7.29</td> </tr> <tr> <td>外気温</td> <td>℃</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td>放熱面積</td> <td>m<sup>2</sup></td> <td>5200</td> </tr> <tr> <td>熱通過率</td> <td>W/m<sup>2</sup>/K</td> <td>1.36</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">PAR 条件</td> <td>起動水素濃度</td> <td>vol%</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>起動酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>2.5</td> </tr> <tr> <td>反応阻害物質ファクター</td> <td>-</td> <td>0.5</td> </tr> </tbody> </table>	分類	項目	単位	条件	PCV 条件	PCV 容積	m <sup>3</sup>	13310	想定 PCV 漏えい率	%/day	10	PCV 内雰囲気条件 (固定)	圧力	MPa	721	温度	℃	200	水素濃度	vol%	33	酸素濃度	vol%	0	窒素濃度	vol%	21	水蒸気濃度	vol%	46	建屋条件 (初期条件)	空間容積 (評価範囲)	m <sup>3</sup>	42500	初期温度	℃	40	初期圧力	Pa	101325	初期酸素濃度	vol%	19.47	初期窒素濃度	vol%	73.24	放熱条件	初期水蒸気濃度	vol%	7.29	外気温	℃	40	放熱面積	m <sup>2</sup>	5200	熱通過率	W/m <sup>2</sup> /K	1.36	PAR 条件	起動水素濃度	vol%	1.5	起動酸素濃度	vol%	2.5	反応阻害物質ファクター	-	0.5	<p>② 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>機能が要求される状態</li> </ul> <p>重大事故等時で炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により、炉心損傷後であっても原子炉格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって、原子炉格納容器の健全性が維持されることにより、原子炉建屋原子炉棟への気体の漏えい率は、原子炉格納容器設計漏えい率 (0.5%/day) に維持されることになる。しかしながら、本設備の機能が要求される状態としては、重大事故等時で不測の事態を考慮し、原子炉格納容器設計漏えい率を大きく上回る原子炉格納容器漏えい率 (10%/day) の状態で水素が原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする事象を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素低減性能に関する評価条件</li> </ul> <p>PARについては、以下の条件で評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素処理容量：0.5kg/h/ (1基当たり)</li> <li>基数：24</li> </ul> <p>本評価に使用するその他の条件を第 2.1.3-3 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第 2.1.3-3 表 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="952 1192 1703 1717"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器条件</td> <td>原子炉格納容器容積</td> <td>m<sup>3</sup></td> <td>9,800</td> </tr> <tr> <td>想定格納容器漏えい率</td> <td>%/day</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器内雰囲気条件</td> <td>圧力</td> <td>kPa [gage]</td> <td>620 (2Pd)</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>℃</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>水素濃度</td> <td>vol%</td> <td>39</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度</td> <td>vol%</td> <td>21</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度</td> <td>vol%</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">建屋条件</td> <td>空間容積 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)</td> <td>m<sup>3</sup></td> <td>29,800</td> </tr> <tr> <td>初期温度</td> <td>℃</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td>初期圧力 (大気圧)</td> <td>kPa [gage]</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>初期酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>19.47</td> </tr> <tr> <td>初期窒素濃度</td> <td>vol%</td> <td>73.24</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">放熱条件</td> <td>初期水蒸気濃度</td> <td>vol%</td> <td>7.29</td> </tr> <tr> <td>外気温</td> <td>℃</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PAR 条件</td> <td>放熱面積</td> <td>m<sup>2</sup></td> <td>5,000</td> </tr> <tr> <td>熱通過率</td> <td>W/m<sup>2</sup>/K</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">PAR 条件</td> <td>起動水素濃度</td> <td>vol%</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>起動酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>2.5</td> </tr> <tr> <td>反応阻害物質ファクター</td> <td>-</td> <td>0.5</td> </tr> </tbody> </table>	分類	項目	単位	条件	原子炉格納容器条件	原子炉格納容器容積	m <sup>3</sup>	9,800	想定格納容器漏えい率	%/day	10	原子炉格納容器内雰囲気条件	圧力	kPa [gage]	620 (2Pd)	温度	℃	200	水素濃度	vol%	39	酸素濃度	vol%	0	窒素濃度	vol%	21	水蒸気濃度	vol%	40	建屋条件	空間容積 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)	m <sup>3</sup>	29,800	初期温度	℃	40	初期圧力 (大気圧)	kPa [gage]	0	初期酸素濃度	vol%	19.47	初期窒素濃度	vol%	73.24	放熱条件	初期水蒸気濃度	vol%	7.29	外気温	℃	40	PAR 条件	放熱面積	m <sup>2</sup>	5,000	熱通過率	W/m <sup>2</sup> /K	6	PAR 条件	起動水素濃度	vol%	1.5	起動酸素濃度	vol%	2.5	反応阻害物質ファクター	-	0.5	<p>② 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>機能が要求される状態</li> </ul> <p>重大事故等時で炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により、炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって、格納容器の健全性が維持されることにより、原子炉建物原子炉棟への気体の漏えい率は、格納容器設計漏えい率 (0.5%/日) に維持されることになる。しかしながら、本設備の機能が要求される状態としては、重大事故等時で不測の事態を考慮し、格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率 (10%/日) の状態で水素が原子炉建物原子炉棟へ漏えいする事象を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素低減性能に関する評価条件</li> </ul> <p>PARについては、以下の条件で評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素処理容量：0.5kg/h/個</li> <li>個数：18</li> </ul> <p>本評価に使用するその他の条件を表 2.2.1.2-2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2.2.1.2-2 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="1754 1192 2487 1717"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器条件</td> <td>格納容器容積</td> <td>m<sup>3</sup></td> <td>12,600</td> </tr> <tr> <td>想定格納容器漏えい率</td> <td>%/日</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">格納容器内雰囲気条件</td> <td>圧力</td> <td>kPa [gage]</td> <td>853.179 (2Pd)</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>℃</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>水素濃度</td> <td>vol%</td> <td>17</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度</td> <td>vol%</td> <td>16</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度</td> <td>vol%</td> <td>67</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">建物条件</td> <td>空間容積 (原子炉建物原子炉棟 4 階)</td> <td>m<sup>3</sup></td> <td>41,300</td> </tr> <tr> <td>初期温度</td> <td>℃</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td>初期圧力 (大気圧)</td> <td>kPa [gage]</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>初期酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>19.47</td> </tr> <tr> <td>初期窒素濃度</td> <td>vol%</td> <td>73.24</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">放熱条件</td> <td>初期水蒸気濃度</td> <td>vol%</td> <td>7.29</td> </tr> <tr> <td>外気温</td> <td>℃</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">PAR 条件</td> <td>放熱面積</td> <td>m<sup>2</sup></td> <td>7,000</td> </tr> <tr> <td>熱通過率</td> <td>W/m<sup>2</sup>/K</td> <td>5.03</td> </tr> <tr> <td>起動水素濃度</td> <td>vol%</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PAR 条件</td> <td>起動酸素濃度</td> <td>vol%</td> <td>2.5</td> </tr> <tr> <td>反応阻害物質ファクター</td> <td>-</td> <td>0.5</td> </tr> </tbody> </table>	分類	項目	単位	条件	格納容器条件	格納容器容積	m <sup>3</sup>	12,600	想定格納容器漏えい率	%/日	10	格納容器内雰囲気条件	圧力	kPa [gage]	853.179 (2Pd)	温度	℃	200	水素濃度	vol%	17	酸素濃度	vol%	0	窒素濃度	vol%	16	水蒸気濃度	vol%	67	建物条件	空間容積 (原子炉建物原子炉棟 4 階)	m <sup>3</sup>	41,300	初期温度	℃	40	初期圧力 (大気圧)	kPa [gage]	0	初期酸素濃度	vol%	19.47	初期窒素濃度	vol%	73.24	放熱条件	初期水蒸気濃度	vol%	7.29	外気温	℃	40	PAR 条件	放熱面積	m <sup>2</sup>	7,000	熱通過率	W/m <sup>2</sup> /K	5.03	起動水素濃度	vol%	1.5	PAR 条件	起動酸素濃度	vol%	2.5	反応阻害物質ファクター	-	0.5	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違【柏崎 6/7】</li> <li>格納容器設計漏えい率の相違</li> <li>設備の相違【柏崎 6/7】</li> <li>評価条件の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> </ul>
分類	項目	単位	条件																																																																																																																																																																																																																	
PCV 条件	PCV 容積	m <sup>3</sup>	13310																																																																																																																																																																																																																	
	想定 PCV 漏えい率	%/day	10																																																																																																																																																																																																																	
PCV 内雰囲気条件 (固定)	圧力	MPa	721																																																																																																																																																																																																																	
	温度	℃	200																																																																																																																																																																																																																	
	水素濃度	vol%	33																																																																																																																																																																																																																	
	酸素濃度	vol%	0																																																																																																																																																																																																																	
	窒素濃度	vol%	21																																																																																																																																																																																																																	
	水蒸気濃度	vol%	46																																																																																																																																																																																																																	
建屋条件 (初期条件)	空間容積 (評価範囲)	m <sup>3</sup>	42500																																																																																																																																																																																																																	
	初期温度	℃	40																																																																																																																																																																																																																	
	初期圧力	Pa	101325																																																																																																																																																																																																																	
	初期酸素濃度	vol%	19.47																																																																																																																																																																																																																	
	初期窒素濃度	vol%	73.24																																																																																																																																																																																																																	
放熱条件	初期水蒸気濃度	vol%	7.29																																																																																																																																																																																																																	
	外気温	℃	40																																																																																																																																																																																																																	
	放熱面積	m <sup>2</sup>	5200																																																																																																																																																																																																																	
	熱通過率	W/m <sup>2</sup> /K	1.36																																																																																																																																																																																																																	
PAR 条件	起動水素濃度	vol%	1.5																																																																																																																																																																																																																	
	起動酸素濃度	vol%	2.5																																																																																																																																																																																																																	
	反応阻害物質ファクター	-	0.5																																																																																																																																																																																																																	
分類	項目	単位	条件																																																																																																																																																																																																																	
原子炉格納容器条件	原子炉格納容器容積	m <sup>3</sup>	9,800																																																																																																																																																																																																																	
	想定格納容器漏えい率	%/day	10																																																																																																																																																																																																																	
原子炉格納容器内雰囲気条件	圧力	kPa [gage]	620 (2Pd)																																																																																																																																																																																																																	
	温度	℃	200																																																																																																																																																																																																																	
	水素濃度	vol%	39																																																																																																																																																																																																																	
	酸素濃度	vol%	0																																																																																																																																																																																																																	
	窒素濃度	vol%	21																																																																																																																																																																																																																	
	水蒸気濃度	vol%	40																																																																																																																																																																																																																	
建屋条件	空間容積 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)	m <sup>3</sup>	29,800																																																																																																																																																																																																																	
	初期温度	℃	40																																																																																																																																																																																																																	
	初期圧力 (大気圧)	kPa [gage]	0																																																																																																																																																																																																																	
	初期酸素濃度	vol%	19.47																																																																																																																																																																																																																	
	初期窒素濃度	vol%	73.24																																																																																																																																																																																																																	
放熱条件	初期水蒸気濃度	vol%	7.29																																																																																																																																																																																																																	
	外気温	℃	40																																																																																																																																																																																																																	
PAR 条件	放熱面積	m <sup>2</sup>	5,000																																																																																																																																																																																																																	
	熱通過率	W/m <sup>2</sup> /K	6																																																																																																																																																																																																																	
PAR 条件	起動水素濃度	vol%	1.5																																																																																																																																																																																																																	
	起動酸素濃度	vol%	2.5																																																																																																																																																																																																																	
	反応阻害物質ファクター	-	0.5																																																																																																																																																																																																																	
分類	項目	単位	条件																																																																																																																																																																																																																	
格納容器条件	格納容器容積	m <sup>3</sup>	12,600																																																																																																																																																																																																																	
	想定格納容器漏えい率	%/日	10																																																																																																																																																																																																																	
格納容器内雰囲気条件	圧力	kPa [gage]	853.179 (2Pd)																																																																																																																																																																																																																	
	温度	℃	200																																																																																																																																																																																																																	
	水素濃度	vol%	17																																																																																																																																																																																																																	
	酸素濃度	vol%	0																																																																																																																																																																																																																	
	窒素濃度	vol%	16																																																																																																																																																																																																																	
	水蒸気濃度	vol%	67																																																																																																																																																																																																																	
建物条件	空間容積 (原子炉建物原子炉棟 4 階)	m <sup>3</sup>	41,300																																																																																																																																																																																																																	
	初期温度	℃	40																																																																																																																																																																																																																	
	初期圧力 (大気圧)	kPa [gage]	0																																																																																																																																																																																																																	
	初期酸素濃度	vol%	19.47																																																																																																																																																																																																																	
	初期窒素濃度	vol%	73.24																																																																																																																																																																																																																	
放熱条件	初期水蒸気濃度	vol%	7.29																																																																																																																																																																																																																	
	外気温	℃	40																																																																																																																																																																																																																	
PAR 条件	放熱面積	m <sup>2</sup>	7,000																																																																																																																																																																																																																	
	熱通過率	W/m <sup>2</sup> /K	5.03																																																																																																																																																																																																																	
	起動水素濃度	vol%	1.5																																																																																																																																																																																																																	
PAR 条件	起動酸素濃度	vol%	2.5																																																																																																																																																																																																																	
	反応阻害物質ファクター	-	0.5																																																																																																																																																																																																																	

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③評価結果</p> <p>図 2-7 に原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）<u>雰囲気の水素濃度の時間変化</u>、<u>図 2-8 に雰囲気温度の時間変化</u>、<u>及び図 2-9 に原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量の時間変化を示す。</u></p> <p>PCV からのガスの漏えいにより雰囲気温度が上昇するが、外気への放熱とのバランスにより、<u>雰囲気温度は一時的に約 42℃の一定値に近づく。</u> PCV から漏えいする水素ガスにより、<u>原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度は上昇するが、約 8 時間後に 1.5vol%に到達すると、静的触媒式水素再結合器による水素ガスの再結合処理が開始し、水素ガスの再結合による発熱で雰囲気温度がさらに上昇する。</u> <u>原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量は、雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが、雰囲気温度が一定値に近づくとともに、PCV からのガスの漏えい量の約 0.04kg/s に近づく結果となっている。</u></p> <p>PCV からの漏えいエネルギー、水素ガスの再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより、<u>雰囲気温度は最終的に約 71℃の一定値に近づく。</u> 一方、<u>PCV からの水素の漏えい量、水素ガスの再結合処理量、及び原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からの水素ガスの流出量のバランスにより、雰囲気の水素濃度は最終的に約 3.5vol%の一定値に近づく結果となっている。</u></p> <p>以上より、<u>静的触媒式水素再結合器 54 台の設置により、本評価条件において原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減でき、原子炉建屋の水素爆発を防止することが出来る。</u></p>	<p>③ 評価結果</p> <p>原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度の時間変化を第 2.1.3-2 図に、<u>原子炉建屋原子炉棟 6 階の雰囲気温度の時間変化を第 2.1.3-3 図に、原子炉建屋原子炉棟 6 階からのガスの流出量の時間変化を第 2.1.3-4 図に示す。</u></p> <p>原子炉建屋原子炉棟 6 階の雰囲気温度は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより上昇するが、外気への放熱とのバランスにより、<u>一時的に約 41℃の一定値に近づく。</u> <u>原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度は、原子炉格納容器から漏えいする水素により上昇するが、約 6.3 時間後に 1.5vol%に到達すると、PAR による水素の再結合処理が開始し、水素の再結合による発熱で雰囲気温度が更に上昇する。</u> <u>原子炉建屋原子炉棟 6 階からのガス流出量は、雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが、雰囲気温度が一定値に近づくにつれて、原子炉格納容器からのガスの漏えい量である約 0.05kg/s に近づく結果となる。</u> <u>雰囲気温度は、原子炉格納容器からの漏えいエネルギー、水素の再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより、最終的に約 58℃の一定値に近づく。</u> 一方、<u>雰囲気の水素濃度は、原子炉格納容器からの水素の漏えい量、水素の再結合処理量及び原子炉建屋原子炉棟 6 階からの水素の流出量のバランスにより、最大値 3.1vol%となった後、減少に転じる結果となっている。</u></p> <p>以上より、<u>PAR 24 基の設置により、本評価条件において、原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減でき、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止することができる。</u></p>	<p>③ 評価結果</p> <p>原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度の時間変化を図 2.2.1.2-2 に、<u>原子炉建物原子炉棟 4 階の雰囲気温度の時間変化を図 2.2.1.2-3 に、原子炉建物原子炉棟 4 階からのガス流出量の時間変化を図 2.2.1.2-4 に示す。</u></p> <p>原子炉建物原子炉棟 4 階の雰囲気温度は、格納容器からのガスの漏えいにより上昇するが、外気への放熱とのバランスにより、<u>一時的に約 43℃の一定値に近づく。</u> <u>原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度は、格納容器から漏えいする水素により上昇するが、約 12 時間後に 1.5vol%に到達すると、PAR による水素の再結合処理が開始し、水素の再結合による発熱で雰囲気温度がさらに上昇する。</u> <u>原子炉建物原子炉棟 4 階からのガス流出量は、雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが、雰囲気温度が一定値に近づくにつれて、格納容器からのガスの漏えい量である約 0.06kg/s に近づく結果となる。</u> <u>雰囲気温度は、格納容器からの漏えいエネルギー、水素の再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより、一定値に近づく傾向がみられる（168 時間後において、約 57℃）。</u> 一方、<u>雰囲気の水素濃度は、格納容器からの水素の漏えい量、水素の再結合処理量及び原子炉建物原子炉棟 4 階からの水素の流出量のバランスにより、最大値 2.8vol%となった後、減少に転じる結果となっている。</u></p> <p>以上より、<u>PAR 18 個の設置により、本評価条件において、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減でき、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止することができる。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・設備の相違【柏崎 6/7, 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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考	
 <p>図 2-7 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）水素濃度の時間変化</p>	 <p>第 2.1.3-2 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度の時間変化</p>	 <p>図 2.2.1.2-2 原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度の時間変化</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>	
 <p>図 2-8 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）温度の時間変化</p>	 <p>第 2.1.3-3 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階の雰囲気温度の時間変化</p>	 <p>図 2.2.1.2-3 原子炉建物原子炉棟 4 階の雰囲気温度の時間変化</p>		<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
 <p>図 2-9 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量の時間変化</p>	 <p>第 2.1.3-4 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階からのガス流出量の時間変化</p>	 <p>図 2.2.1.2-4 原子炉建物原子炉棟 4 階からのガス流出量の時間変化</p>		

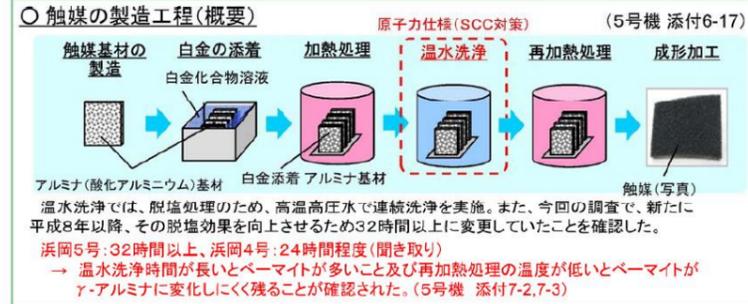
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>PAR の設置位置について</u></p> <p>PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋オペレーティングフロアにある程度散らばりをもたせて PAR を配置することで、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起し攪拌され、水素ガスが PAR 全体に行き渡る流れとなる。PAR 配置の散らばりについては、原子炉建屋オペレーティングフロアの壁面に配置しても、中央に配置しても自然対流による攪拌効果により水素ガス濃度に大きな違いは無いことが判っている。また、この攪拌効果を高めるために、PAR の設置高さを全て同じレベルにするのではなく、上下方向 2 段に分けると効果的であることが事前評価で確認できている。よって、PAR の設置位置は、PAR 取付作業性も考慮し、原子炉建屋オペレーティングフロア壁面に全数設置することとし、設置スペースを考慮して極力上下方向 2 段に分けて配置する。</p>	<p>(3) PAR 設置箇所</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では、原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋原子炉棟 6 階まで上昇し、原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞留することが予想される。</p> <p>PAR は、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置する。</p> <p>PAR 概略配置図を第 2.1.3-5 図に、PAR 設置概要図を第 2.1.3-6 図に示す。</p> <p>なお、PAR の動作状況を監視することができるように、2 基の PAR に温度計を設置する。(別紙 3)。</p> <p><b>【考慮事項】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性確保のため、支持構造物に十分な強度を持って固定できる箇所に設置する。</li> <li>十分に性能を発揮できるように、PAR の給排気に十分な空間を確保できる箇所に設置する。</li> <li>結合反応時に発生する熱の影響により、PAR の周囲に安全機能を損なう設備がないことを確認する。</li> <li>定期検査等において、通行や点検作業の支障とならないように、壁面、隣接する PAR 及び周辺機器と適切な離隔距離を確保した箇所に設置する。</li> </ul>	<p>(3) PAR 設置箇所</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内に水素が蓄積した状態では、格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建物原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建物原子炉棟 4 階まで上昇し、原子炉建物原子炉棟 4 階に滞留することが予想される。</p> <p>PAR は、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建物原子炉棟 4 階に設置する。PAR 設置箇所の考え方の詳細は参考資料 6 に示す。</p> <p>設置箇所の平面図を図 2.2.1.2-5、断面図を図 2.2.1.2-6 に示す。</p> <p>なお、PAR の動作状況を監視することができるよう PAR に温度計を設置する(添付 11)。</p> <p><b>【考慮事項】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性確保のため、支持構造物に十分な強度をもって固定できる箇所に設置する。</li> <li>十分に性能を発揮できるように、PAR の給排気に十分な空間が確保できる箇所に設置する。</li> <li>結合反応時に発生する熱の影響により、PAR の周囲に安全機能を損なう設備がないことを確認する。</li> <li>定期検査等において、通行や点検作業の支障とならない箇所に設置する。</li> </ul>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・記載方針の相違【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) PAR 設置の設計フロー</p> <p>以上のことから、PAR の個数を設定し、現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが、最終的にはこの配置で水素処理効果を評価して、「空間水素濃度に偏りが無いこと」、「可燃限界未満となること」を確認する。確認の結果、性能要求が満足できない場合は、PAR の配置変更、台数の再検討を行い、再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。これら PAR 設置の設計フローを図 2-10 に示す。</p> <p>図 2-10 で示す「4. 台数・配置決定」は、「2.2.1.2 (2) 個数の設定根拠」で示す通り原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界未満になる PAR 必要台数を決定し、「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」で示す通り、PAR による気流の攪拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら、この時点では原子炉建屋オペレーティングフロアを 1 点のモデルとした簡易評価結果による台数、配置決定であるため「仮決定」という位置づけとなる。これら仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により空間「空間水素濃度に偏りは無いか」、「空間水素/酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し、「4. 台数・配置決定」の仮決</p>	<div data-bbox="1020 205 1656 512" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第 2.1.3-5 図 PAR 概略設置図</p> <div data-bbox="1032 571 1644 865" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第 2.1.3-6 図 PAR 設置概要図</p> <p>(4) PAR 設置の設計フロー</p> <p>PAR 設置を検討する際には、設置基数を設定し、現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが、最終的には設定した配置で水素処理効果を評価し、空間水素濃度に偏りが無いこと及び可燃限界未満となることを確認する。確認の結果、性能要求を満足できない場合には、PAR の配置変更及び設置基数の再検討を行い、再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。PAR 設置の設計フローを第 2.1.3-7 図に示す。</p> <p>第 2.1.3-7 図に示す「PAR 設置基数・配置決定」は、「2.1.3(2) PAR 設置基数」に示すとおり、原子炉建屋原子炉棟 6 階が可燃限界未満になる PAR 必要基数を決定し、「2.1.3(3) PAR 設置箇所」に示すとおり、PAR による気流の攪拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら、この時点では原子炉建屋原子炉棟 6 階を 1 点のモデルとした簡易評価結果による設置基数及び配置の決定であるため、仮決定の位置づけとなる。この仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により「空間水素濃度に偏りは無いか？」及び「空間水素/酸素濃度は可燃限界未満を維持でき</p>	<p>(4) 設置箇所・個数の決定</p> <p>設置個数は(3)設置箇所の方針に基づき、2.2.2の原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析により、PARの設置位置を模擬し、原子炉建物原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満となること、水素濃度に偏りが無いことを確認し18個とする。</p> <p>図 2.2.1.1-1 に示す「③ PAR 必要個数の算出及び④設置場所の選定」は、「2.2.1.2(2) PAR 設置個数」に示すとおり、原子炉建物原子炉棟 4 階が可燃限界未満になる PAR 必要個数を決定し、「2.2.1.2(3) PAR 設置箇所」に示すとおり、PAR による気流の攪拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら、この時点では原子炉建物原子炉棟 4 階を 1 点のモデルとした簡易評価結果による設置個数及び配置の決定であるため、仮決定の位置づけとなる。この仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により「空間水素濃度に偏りは無いか」及び「空間水素濃度は可燃限界未満を</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違【柏崎 6/7, 東海第二】島根 2 号炉は、設計フローを 2.2.1.1 項にて記載</li> <li>・設備の相違【柏崎 6/7】⑦の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>定結果が妥当であることを示し、最終決定する設計フローとしてい る。これら設置位置の妥当性については、「2.2.2 静的触媒式水素 再結合器の効果について」で PAR の設置位置をモデル化した解析 で示す。</p> <p>これらの検討の結果、最終決定した6号炉のPAR配置を図2-11、7 号炉の PAR 配置を図 2-12 に示す。</p> <div data-bbox="270 573 822 863" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="359 884 733 913">図 2-10 PAR 設置の設計フロー</p> <div data-bbox="261 1024 807 1314" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="240 1335 813 1365">図 2-11 6号炉 PAR 配置 (①設置高さ, ②台数)</p> <div data-bbox="278 1430 789 1719" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="240 1740 813 1770">図 2-12 7号炉 PAR 配置 (①設置高さ, ②台数)</p>	<p>るか？」を確認し、「PAR設置基数・配置決定」の仮決定結 果が妥当であることを示し、最終決定する設計フローとする。 設置位置の妥当性については、「2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の 水素挙動」で PAR の設置位置をモデル化した解析に示す。</p> <p>これらの検討の結果、PARは、第 2.1.3-5 図及び第 2.1.3 -6 図に示すとおり設置する。</p> <div data-bbox="1047 573 1599 863" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1092 884 1555 913">第2.1.3-7図 PAR 設置の設計フロー</p>	<p>維持できるか」を確認し、「③PAR必要個数の算出及び④設 置場所の選定」の仮決定結果が妥当であることを示し、最終決 定する設計フローとする。設置位置の妥当性については、 「2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析」で PAR の設 置位置をモデル化した解析に示す。</p> <p>これらの検討の結果、PARは、図 2.2.1.2-5 図及び図 2.2.1.2-6 に示すとおり設置する。</p> <div data-bbox="1745 541 2481 1224" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1923 1245 2312 1274">図 2.2.1.2-5 設置箇所 平面図</p> <div data-bbox="1733 1314 2504 1709" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1923 1740 2312 1770">図 2.2.1.2-6 設置箇所 断面図</p>	<p>備考</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付 1</p> <p>浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて</p> <p>浜岡原子力発電所 4 号機及び 5 号機で気体廃棄物処理系（以下、「OG 系」という）の水素濃度が上昇する事象が発生したが、推定原因として、製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンの存在が挙げられており、2 つの要因が重畳した結果、OG 系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し、PAR の触媒は、製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから、浜岡原子力発電所 4 号機、5 号機 OG 系排ガス再結合器で発生したような、触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。</p> <p>以下に、浜岡原子力発電所で起きた事象概要、推定原因、PAR 触媒への対応の必要性について示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 11</p> <p><u>触媒基材（アルミナ）について</u></p> <p><u>N I S 社製の P A R は、触媒担体としてペレット状のアルミナを使用している。アルミナについては、熱水環境で水酸基をもつアルミナ（ベーマイト）に変化し、シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで、触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し、反応を阻害する知見*が得られている。</u></p> <p><u>※「事対 2147・002 中部電力（株）浜岡原子力発電所 4・5 号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成 21 年 7 月 7 日 経済産業省 原子力安全・保安院）」</u></p> <p><u>浜岡原子力発電所の事象では、触媒基材の製造工程において、S C C 対策として温水洗浄が実施されており、その際、アルミナの一部がベーマイト化したことが確認されている（第 1 図参照）。</u></p> <p><u>N I S 社製の P A R は、触媒基材の製造工程において温水洗浄のプロセスがないこと、X 線回折分析によりベーマイトがないことが確認されているため、ベーマイト化による触媒の性能低下については、対策済みである。また、シロキサンによる影響は、密閉空間内で P A R 触媒をシロキサン試薬に曝露し、曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより、水素処理性能への影響を確認しており、有意な差はなく、シロキサンに対して被毒による影響がないことを確認している。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付 1</p> <p><u>浜岡原子力発電所 4 / 5 号機で発生した OG 系トラブルについて</u></p> <p><u>浜岡原子力発電所 4 号機及び 5 号機で気体廃棄物処理系（以下「OG 系」という。）の水素濃度が上昇する事象が発生したが、推定原因として、製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンの存在が挙げられており、2 つの要因が重畳した結果、OG 系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し、P A R の触媒は、製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから、浜岡原子力発電所 4 号機、5 号機 OG 系排ガス再結合器で発生したような、触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考えられる。</u></p> <p><u>以下に、浜岡原子力発電所で起きた事象概要、推定原因、P A R 触媒への対応の必要性について示す。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、添付 1 1. 項以降にて詳細を記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の概要</p> <p>(1) 浜岡原子力発電所5号機の事象(平成20年11月5日発生)</p> <p>調整運転開始後にOG系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され、同系統内の希ガスホールドアップ塔A塔にて温度上昇が確認されたため、原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し、調整運転を再開し、出力一定保持していたところ、OG系で水素濃度の上昇を示す警報(設定値2vol%)が点灯し、その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから、原子炉を手動停止した。</p> <p>(2) 浜岡原子力発電所4号機の事象(平成21年5月5日発生)</p> <p>調整運転開始後、出力一定保持していたところ、OG系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報(設定値2vol%)が点灯し、水素濃度が可燃限界(4vol%)を超えたため、原子炉を手動停止した。</p> <p>2. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の推定原因</p> <p>水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して、以下の二つの要因が確認された。</p> <p>(1) 触媒の特性に起因する性能低下</p> <p>排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図(添付1-1)※に示す。平成8年以降、<u>触媒の製造工程の一部を変更しており(原子力発電所向けのみに、触媒中の塩素に起因する系統機器・配管の応力腐食割れ対策として施される触媒の脱塩処理工程について、温水洗浄の時間を長くした)、それにより触媒のアルミナ(酸化アルミニウム; Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) 基材の結晶形態に変化が生じ、ベーマイト(水和アルミニウム酸化物; AlO(OH) 又は Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>·H<sub>2</sub>O) となる割合が多くなっていることが認められた。</u>また、ベーマイトが多い触媒は、プラントの運転に伴い、アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した(図(添付1-2)※)。</p>		<p>1. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の概要</p> <p>(1) 浜岡原子力発電所5号機の事象(平成20年11月5日発生)</p> <p><u>調整運転開始後にOG系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され、同系統内の希ガスホールドアップ塔A塔にて温度上昇が確認されたため、原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し、調整運転を再開し、出力を一定保持していたところ、OG系で水素濃度の上昇を示す警報(設定値2vol%)が点灯し、その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから、原子炉を手動停止した。</u></p> <p>(2) 浜岡原子力発電所4号機の事象(平成21年5月5日発生)</p> <p><u>調整運転開始後、出力を一定保持していたところ、OG系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報(設定値2vol%)が点灯し、水素濃度が可燃限界(4vol%)を超えたため、原子炉を手動停止した。</u></p> <p>2. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の推定原因</p> <p><u>水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して、以下の二つの要因が確認された。</u></p> <p>(1) 触媒の特性に起因する性能低下</p> <p><u>排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図1※に示す。平成8年以降、触媒の製造工程において脱塩処理のために行う温水洗浄の時間を長くしたことにより、触媒のアルミナ(酸化アルミニウム; Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) 基材の結晶形態に変化が生じ、ベーマイト(水和アルミニウム酸化物; AlO(OH) 又は Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>·H<sub>2</sub>O) となる割合が多くなっているという特性が認められた。また、ベーマイトが多い触媒は、プラントの運転に伴い、アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した(図2※)。</u></p>	



[出典] 「事対2147-002 中部電力(株) 浜岡原子力発電所4・5号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止(平成21年7月7日 経済産業省 原子力安全・保安院)」

第1図 浜岡原子力発電所気体廃棄物処理系触媒の事象発生前の製造工程

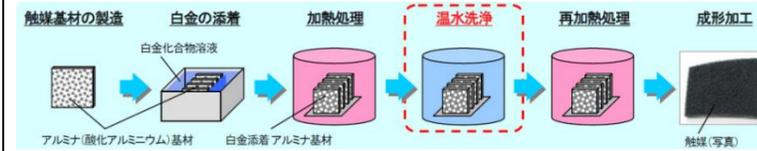


図1 触媒の製造工程(概要)

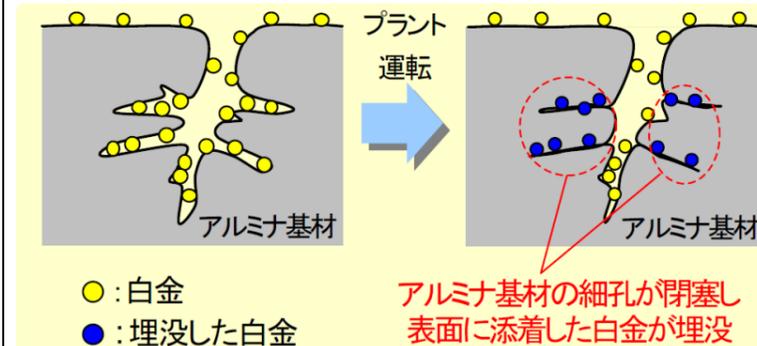


図2 ベーライトが多い触媒における白金の活性表面積の減少(イメージ図)

(2) 触媒性能阻害物質による性能低下

実機から取り出した触媒の成分を分析した結果、触媒の性能を低下させるシロキサン(有機ケイ素化合物の一つ)が存在していることが認められた。シロキサンの発生源を調査した結果、4号機においては平成18年の低圧タービン点検で、5号機においては平成19年以降に低圧タービン等で使用を始めた液状パッキンに含まれるシロキサンが揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。

また、ベーライトが多い触媒ほどシロキサンの影響が大きいことや、触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し、膜が切れ、白金の活性表面積が増加するため、触媒の性能が回復することも確認された(図(添付1-3)※)。

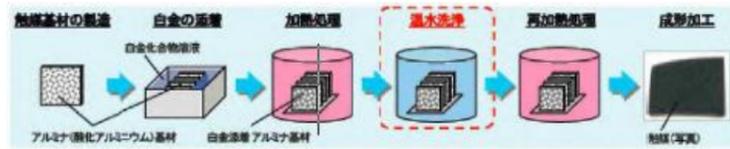
(2) 触媒性能阻害物質による性能低下

実機から取り出した触媒の成分を分析した結果、触媒の性能を低下させるシロキサン(有機ケイ素化合物)が触媒の表面に存在していることが認められた。シロキサンの使用状況を調査した結果、4号機においては平成18年以降に、5号機では平成19年以降に低圧タービン等で使い始めた液状パッキンに含まれており、シロキサンが液状パッキンから揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。

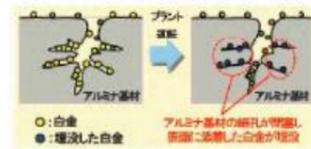
また、液状パッキンを用いた再結合器の模擬試験から、温水洗浄時間の長い触媒ほどシロキサンによる触媒の性能低下の影響が大きいことや、触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し、膜が切れ、白金の活性表面積が増加するため、触媒の性能が回復することも確認された(図3※)。

・資料構成の相違  
【柏崎6/7】  
柏崎6/7は、添付1  
2.(2)項にて記載

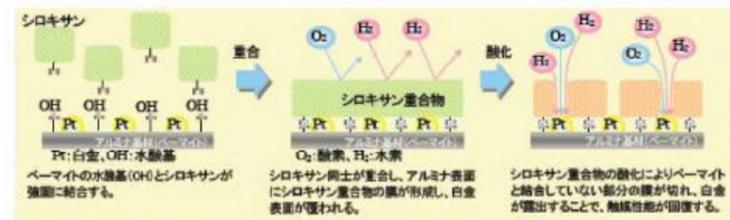
・資料構成の相違  
【柏崎6/7】  
柏崎6/7は、添付1  
2.(2)項にて記載



図(添付 1-1) 排ガス再結合器触媒の概略製造工程



図(添付 1-2) ベーマイトが多い触媒における白金の活性表面積の減少イメージ



図(添付 1-3) シロキサンによる触媒表面の変化状況(イメージ) ※ 図(添付 1-1~3) は参考文献(a)より引用。

3. PAR 触媒への対応の必要性について

浜岡原子力発電所 4号機, 5号機 OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は, アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という 2つの原因が重畳した結果発生した。このことから, 2つの原因のうちどちらか 1つの原因が該当しなければ, 同様の事象は起きないと考えられ, 以下の確認結果から, 浜岡原子力発電所 4号機, 5号機 OG系排ガス再結合器で発生したような, 触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

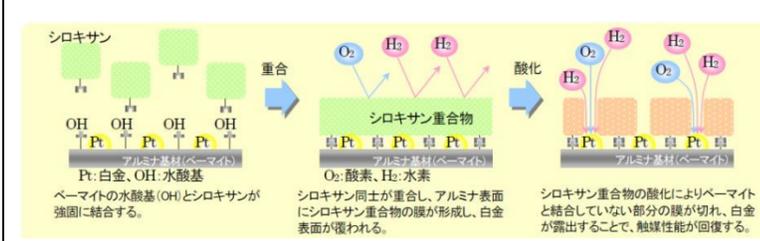


図3 シロキサンによる触媒表面の変化状況(イメージ)

※図 1 ~ 3 は参考文献 1 より引用

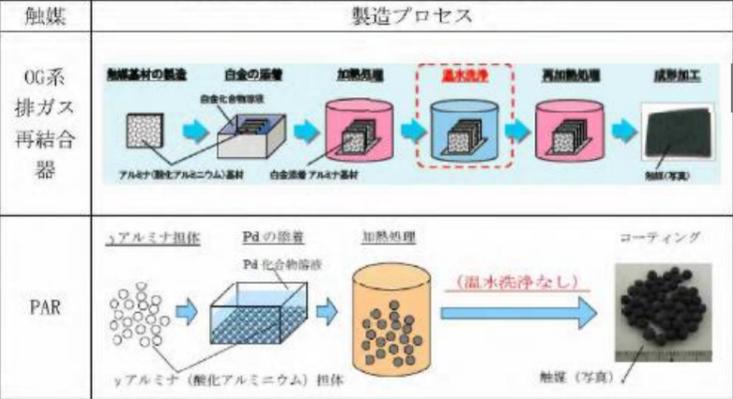
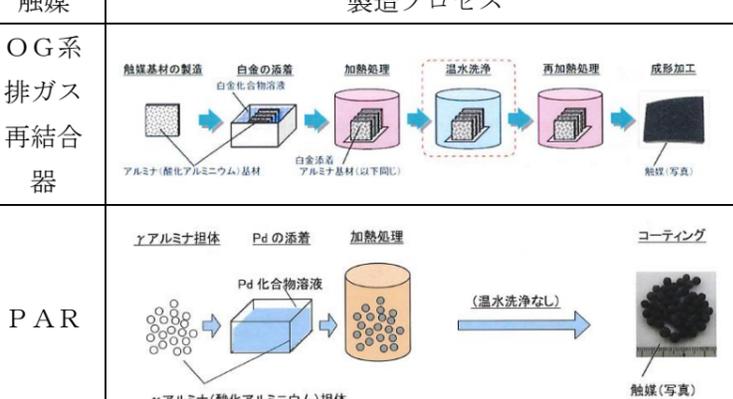
3. PAR 触媒への対応の必要性について

浜岡原子力発電所 4号機, 5号機 OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は, アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という 2つの原因が重畳した結果発生した。このことから, 2つの原因のうちどちらか 1つの原因が該当しなければ, 同様の事象は起きないと考えられ, 以下の確認結果から, 浜岡原子力発電所 4号機, 5号機 OG系排ガス再結合器で発生したような, 触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考えられる。

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は, 添付 1  
2. (1)項にて記載

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は, 添付 1  
2. (1)項にて記載

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
<p>(1) 触媒の比較</p> <p>浜岡原子力発電所4号機, 5号機で使用されているOG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の比較を表(添付1-1)に示す。触媒の種類は, セラミック触媒と金属触媒で異なっており, 触媒貴金属も異なる。OG系排ガス再結合器で使用されている触媒は, ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し, PARの触媒は, 球状アルミナを担体として使用しており, 形状も異なる。ただし, 触媒の担体であるアルミナについては, 両者ともに<math>\gamma</math>アルミナを使用している。</p> <p>表(添付1-1) PARとOG系排ガス再結合器触媒の比較</p> <table border="1" data-bbox="154 787 920 1150"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>PAR</th> <th>OG系排ガス再結合器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>種類</td> <td>セラミック触媒</td> <td>金属触媒</td> </tr> <tr> <td>触媒貴金属</td> <td>パラジウム</td> <td>白金</td> </tr> <tr> <td>担体</td> <td><math>\gamma</math>アルミナ</td> <td><math>\gamma</math>アルミナ(ベーマイト含む)</td> </tr> <tr> <td>製造時の温水洗浄の有無</td> <td>無し</td> <td>有り</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 触媒の製造プロセスの比較</p> <p>浜岡原子力発電所OG系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において, 触媒の特性に起因する性能低下として, 以下の知見(アルミナのベーマイト化)が得られている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベーマイトを多く含む触媒については, 使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により, 触媒性能が低下しやすい</li> <li>・ベーマイトが多く含まれた要因は, 触媒の製造プロセスにおいて, 温水洗浄の時間を長くしていた [ ]</li> </ul> <p>浜岡原子力発電所OG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の製造プロセスの比較を表(添付1-2)に示す。OG系排ガス再結合器の触媒は, 製造プロセスにおいて, 応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄 [ ] を施しており, この温水洗浄の時間を長くしたために, ベーマイ</p>	項目	PAR	OG系排ガス再結合器	種類	セラミック触媒	金属触媒	触媒貴金属	パラジウム	白金	担体	$\gamma$ アルミナ	$\gamma$ アルミナ(ベーマイト含む)	製造時の温水洗浄の有無	無し	有り		<p>(1) 触媒の比較</p> <p>浜岡原子力発電所4号機, 5号機で使用されているOG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の比較を表1に示す。触媒の種類は, セラミック触媒と金属触媒で異なっており, 触媒貴金属も異なる。OG系排ガス再結合器で使用されている触媒は, ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し, PARの触媒は, 球状アルミナを担体として使用しており, 形状も異なる。ただし, 触媒の担体であるアルミナについては, 両者ともに<math>\gamma</math>アルミナを使用している。</p> <p>表1 PARとOG系排ガス再結合器触媒の比較</p> <table border="1" data-bbox="1733 787 2499 1150"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>PAR</th> <th>OG系排ガス再結合器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>種類</td> <td>セラミック触媒</td> <td>金属触媒</td> </tr> <tr> <td>触媒貴金属</td> <td>パラジウム</td> <td>白金</td> </tr> <tr> <td>担体</td> <td><math>\gamma</math>アルミナ</td> <td><math>\gamma</math>アルミナ(ベーマイト含む)</td> </tr> <tr> <td>製造時の温水洗浄の有無</td> <td>無し</td> <td>有り</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 触媒の製造プロセスの比較</p> <p>浜岡原子力発電所OG系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において, 触媒の特性に起因する性能低下として, 以下の知見(アルミナのベーマイト化)が得られている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベーマイトを多く含む触媒については, 使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により, 触媒性能が低下しやすい</li> <li>・ベーマイトが多く含まれた要因は, 触媒の製造プロセスにおいて, 温水洗浄の時間を長くしていた</li> </ul> <p>浜岡原子力発電所OG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の製造プロセスの比較を表2に示す。OG系排ガス再結合器の触媒は, 製造プロセスにおいて, 応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄 [ ] を施しており, この温水洗浄の時間を長くしたため</p>	項目	PAR	OG系排ガス再結合器	種類	セラミック触媒	金属触媒	触媒貴金属	パラジウム	白金	担体	$\gamma$ アルミナ	$\gamma$ アルミナ(ベーマイト含む)	製造時の温水洗浄の有無	無し	有り	
項目	PAR	OG系排ガス再結合器																															
種類	セラミック触媒	金属触媒																															
触媒貴金属	パラジウム	白金																															
担体	$\gamma$ アルミナ	$\gamma$ アルミナ(ベーマイト含む)																															
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り																															
項目	PAR	OG系排ガス再結合器																															
種類	セラミック触媒	金属触媒																															
触媒貴金属	パラジウム	白金																															
担体	$\gamma$ アルミナ	$\gamma$ アルミナ(ベーマイト含む)																															
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り																															

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>トに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では、応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく、PARの触媒に関しても、温水洗浄の工程は無い。</p> <p>このため、製造段階において、PARの触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。</p>		<p><u>に、ベーマイトに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では、応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく、PARの触媒に関しても、温水洗浄の工程は無い。</u></p> <p><u>このため、製造段階において、PARの触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。</u></p>	
<p>表 (添付1-2) 触媒の製造プロセスの比較</p> 		<p>表2 触媒の製造プロセスの比較</p> 	
<p>(3) 触媒の成分分析</p> <p>上記(2)に記載した理由から、PARの触媒について、アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが、過去に、NIS社製PARの触媒に対して①X線回折(XRD)分析、②熱重量分析を実施し、成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果、PARの触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず、アルミナのベーマイト化は進行していなかった。</p>		<p><u>(3) 触媒の成分分析</u></p> <p><u>上記(2)に記載した理由から、PARの触媒について、アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが、過去に、NIS社製PARの触媒に対してX線回折(XRD)分析、熱重量分析を実施し、成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果、PARの触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず、アルミナのベーマイト化は進行していなかった。</u></p>	
<p>(4) シロキサンの影響について</p> <p>浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして、有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン(有機ケイ素化合物の一つ)の存在が報告されている。現在、シロキサンの使用は原則禁止しているものの、過去に弁や機器等の点検で使用されているこ</p>		<p><u>(4) シロキサンの影響について</u></p> <p><u>浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして、有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン(有機ケイ素化合物)の存在が報告されている。成分分析の結果より、PARの触媒については、ベーマイトが検出されなかったた</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>とがわかっている。成分分析の結果より、PARの触媒については、ベーマイトが検出されなかったため、アルミナのベーマイト化及びシロキサンが存在という2つの原因が重畳せず、同様の事象が発生することは無いと考えるが、過去に、シロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っている。</u></p> <p><u>試験は、密閉空間内でPAR触媒をシロキサン試薬に曝露し、曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより、水素処理性能への影響を確認しており、シロキサン曝露有無により水素処理性能に有意な差はなかった。このことからPAR触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認される。</u></p>		<p><u>め、アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳せず、同様の事象が発生することは無いと考えられる。また、過去にシロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っており、密閉空間内でPAR触媒をシロキサン試薬に曝露し、曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより、水素処理性能への影響を確認している。試験の結果、シロキサン曝露有無による水素処理性能に有意な差はなかった。このことからPAR触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認されている。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付 2</p> <p><u>静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について</u></p> <p>1. はじめに PAR の最高使用温度は 300℃に設定している。以下に、その考え方について示す。</p> <p>2. 最高使用温度の考え方 最高使用温度は、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下、設置許可基準規則)において次のように定義されている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>第二条 2 項三十九 「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。</p> </div> <p>設置許可基準規則第 53 条(原子炉建屋等の水素爆発防止対策)の基準適合のための設計方針として、<u>原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置する。当社としては、原子炉建屋の水素爆発を防止するために、原子炉建屋オペレーティングフロアを可燃限界未満に抑えることを設計方針としており、水素濃度を 4vol%以下に抑制することが、静的触媒式水素再結合器の主たる機能である。</u></p> <p>よって、<u>静的触媒式水素再結合器は、水素濃度によって温度が異なることが判っているため、主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度 4vol%における温度を最高使用温度と定義する。</u></p> <p>3. 最高使用温度 300℃の設定理由 <u>静的触媒式水素再結合器の設置位置は原子炉建屋オペレーティングフロアであるため、雰囲気温度よりも再結合反応時の静的触媒式水素再結合器自体の温度が高くなる。静的触媒式水素再結合器の強度計算として、ハウジング、取付ボルトの強度を評価するために、最高使用温度として 300℃を設定している。</u></p>		<p style="text-align: right;">添付 2</p> <p style="text-align: center;"><u>PAR の最高使用温度について</u></p> <p>1. はじめに <u>PAR の最高使用温度は 300℃に設定している。以下に、その考え方について示す。</u></p> <p>2. 最高使用温度の考え方 <u>最高使用温度は、設置許可基準規則において次のように定義されている。</u></p> <p><u>設置許可基準規則第二条第 2 項第三十九号</u> <u>「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。</u></p> <p><u>設置許可基準規則第 53 条(原子炉建屋等の水素爆発防止対策)の基準適合のための設計方針として、原子炉建物原子炉棟 4 階に PAR を設置する。当社としては、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止するために、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度を可燃限界未満に抑えることを設計方針としており、水素濃度を 4 vol%以下に抑制することが、PAR の主たる機能である。</u></p> <p><u>よって、PAR は、水素濃度によって温度が異なることが判っているため、主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度 4 vol%における温度を最高使用温度と定義する。</u></p> <p>3. 最高使用温度 300℃の設定理由 <u>PAR の設置位置は原子炉建物原子炉棟 4 階で水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。PAR の設置目的は原子炉建物原子炉棟の水素爆発防止であるため、水素ガスの可燃限界濃度である 4 vol%時における PAR の温度 300℃を最高使用温度とする。</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、別紙 1 (5)項にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 最高使用温度の設定経緯が異なる</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>最高使用温度 300℃の設定については、Sandia National Laboratory (SNL)における試験 (参照文献 (b)) 及び OECD/NEA の THAI Project で行われた試験 (参照文献 (e), (f), (g)) を参照している。</p> <p>3.1 SNL 試験 (1) 試験概要 NIS 社製 PAR (PAR-11) を用いた SNL 試験の試験装置概要は図 (添付 2-1~2), 試験に用いた PAR を図 (添付 2-3) に示す。</p>  <p>図 (添付 2-1) The Surtsey vessel ※参考文献(b)より抜粋</p>		<p>最高使用温度 300℃の設定については、Sandia National Laboratory で行われた試験 (SNL 試験) 及び、OECD/NEA の THAI Project で行われた試験 (THAI 試験) を参照している。</p> <p>3.1 SNL 試験 (1) 試験概要 NIS 社製 PAR (PAR-22) を用いた SNL 試験の試験装置概要を図 1, 試験に用いた PAR を図 2 に示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>資料構成の相違 【柏崎 6/7】 参照する文献が異なる</li> <li>設備の相違 【柏崎 6/7】 採用する PAR 型式が異なる</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="371 220 697 640" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="148 655 920 741" data-label="Caption"> <p>図 (添付 2-2) PAR location in the Surtsey vessel ※参考文献 (b)より抜粋</p> </div> <div data-bbox="184 846 878 1482" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="192 1505 866 1545" data-label="Caption"> <p>図 (添付 2-3) SNLで行われた試験用PAR 概要</p> </div>		<div data-bbox="1929 231 2270 661" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1899 699 2323 741" data-label="Caption"> <p>図1 SNL試験 試験装置概要</p> </div> <div data-bbox="1760 846 2487 1482" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1875 1505 2350 1545" data-label="Caption"> <p>図2 SNL試験 試験用PAR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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性</p> <p>本試験の試験結果を図(添付2-4)に示す。図(添付2-4)は、試験装置の水素濃度と PAR 出入口の温度差 ΔT の関係を示している。この結果を参照すると、水素濃度 4vol%のときの PAR 出入口の温度差は約 160℃であることが確認できる。これを目安として、当社の原子炉建屋オペレーティングフロアの雰囲気を最大で 100℃と想定したとしても、水素濃度 4vol%時の PAR 出口温度は 260℃である。これらの結果と、ハウジング及び取付ボルトの位置を踏まえ、最高使用温度として 300℃と設定することは妥当と考えている。</p> <div data-bbox="186 758 878 1346" style="border: 1px solid black; height: 280px; width: 100%;"></div> <p>図(添付2-3) SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)</p>		<p>(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性</p> <p>試験結果を図3に示す。本試験は試験装置の水素濃度と PAR 出入口の温度差 ΔT の関係を示している。この結果を参照すると、水素濃度 4 vol%のときの PAR 出入口の温度差は 174℃となる。ここで周囲温度を重大事故時の原子炉建物原子炉棟 4階の環境を踏まえ、保守的に 100℃とすれば排ガスの温度は 274℃となり、最高使用温度の 300℃を下回る結果となる。</p> <div data-bbox="1736 758 2504 1346" style="border: 1px solid black; height: 280px; width: 100%;"></div> <p>図3 SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p>3.2 THAI 試験</p> <p>(1) 試験概要</p> <p><u>THAI 試験装置を図(添付2-5), 試験に使用された PAR を図(添付2-6), 試験条件を表(添付2-1)に示す。</u></p> <p>表(添付2-1): THAI Project での試験条件</p> <table border="1" data-bbox="154 520 917 611"> <thead> <tr> <th>試験番号</th> <th>圧力</th> <th>温度</th> <th>水蒸気濃度</th> <th>酸素濃度</th> <th>水素注入速度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6" style="height: 40px;"></td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="210 848 857 1304" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>図(添付2-5) THAI 試験装置 ※参考文献(e)より抜粋</p> <div data-bbox="210 1421 857 1810" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>図(添付2-6) 試験に使用した NIS PAR ※参考文献(e)より抜粋</p>	試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度								<p>3.2 THAI 試験</p> <p>(1) 試験概要</p> <p><u>THAI 試験は OECD/NEA の THAI Project にて, 各メーカーの PAR の性能の確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を図4に示す。</u></p> <div data-bbox="1762 806 2466 1415" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>図4 試験装置及び試験体の概要</p>	
試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度										

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性</p> <p><u>水素濃度一定状態での PAR 内部温度, ガス温度の時系列変化が THAI 試験 (HR-15) にて得られている。試験結果を図 (添付 2-7) に示す。</u></p> <div data-bbox="184 436 884 865" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>図 (添付 2-7) HR-15 PAR 内部温度, ガス温度の時系列変化 ※参考文献(e)より抜粋</p> <p>図 (添付 2-7) において 115~130 分頃の時間帯で水素濃度を一定に保っているが, このとき PAR 内部温度, ガス温度は数分程度の時間遅れはあるものの, ほぼ一定値に保たれていることがわかる。また, 水素濃度上昇時には反応熱が増加するが, 各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ, 水素濃度低下時には反応熱は低下するが, 各部の放熱速度などの影響により温度低下は遅れる傾向にあることが確認できる。</p>		<p>(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性</p> <p><u>試験体の温度測定点を図 5 に示す。</u></p> <div data-bbox="1745 445 2499 877" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>図 5 試験体の温度計測点</p> <p>図 5 に示すとおり, THAI 試験では PAR 各部の温度を測定しており, PAR の最高使用温度を設定するうえでは, PAR 内部を通過するガス温度のうち, 触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。</p> <p>試験では, 注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後, 水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ, PAR 各部の温度の時間変化を確認している。図 6 は PAR 入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので, 図 7 は各部の温度履歴を PAR 入口水素濃度に対して図示したものである。</p> <p>試験開始から 115~130 分の水素濃度が一定の時は, 発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが, 各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れる。また, 水素濃度低下時は反応熱が低下するが, 各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="151 212 920 380">次に、直接、筐体の温度を計測している THAI 試験結果 (HR-40) を図 (添付 2-8)、図 (添付 2-9) に示す。図 (添付 2-8) が水素注入量と水素濃度の時系列、図 (添付 2-9) が筐体温度の時系列をあらわしている。</p> <div data-bbox="234 573 831 1041" style="border: 1px solid black; height: 223px; width: 201px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="151 1062 920 1140">図 (添付 2-8) HR-40 水素注入量と水素濃度の時系列 ※参考文献(e)より抜粋</p> <div data-bbox="234 1203 831 1713" style="border: 1px solid black; height: 243px; width: 201px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="151 1734 920 1770">図 (添付 2-9) HR-40 筐体温度の時系列 ※参考文献(e)より抜粋</p>		<p data-bbox="1798 212 2504 380">図 6 及び図 7 より、ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>でも、水素濃度 4 vol% の温度は水素濃度低下時においても 300℃ を下回っていることが分かる。</p> <p data-bbox="1798 390 2504 468">したがって、島根原子力発電所 2号炉に設置する PAR の最高使用温度を 300℃ とすることは妥当と考えられる。</p> <div data-bbox="1736 558 2496 1052" style="border: 1px solid black; height: 235px; width: 256px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1843 1062 2398 1098">図 6 PAR 温度及び入口水素濃度の時間変化</p> <div data-bbox="1736 1209 2496 1728" style="border: 1px solid black; height: 247px; width: 256px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1863 1738 2371 1774">図 7 PAR 温度及び入口水素濃度の関係</p>	<p data-bbox="2531 212 2816 510">・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉では、メーカーから入手可能な HR-14 から HR-16 の試験データにて妥当性を確認している</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>図(添付2-8)及び図(添付2-9)より、106分から126分までの約20分間は、水素濃度は常時4vol%を超えているが、126分時点での水素濃度低下時の水素濃度4vol%における筐体温度は約295℃であり、最高使用温度300℃に対して低い値である。よって、HR-15及びHR-40の試験結果を踏まえると、水素濃度4vol%一定状態での筐体温度は295℃よりも低いと考えられる。また、本試験においてはPAR入口温度が柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋オペレーティングフロア環境条件である100℃よりも高い(*1)ことも考慮すると、最高使用温度が保守的であることが確認できる。</u></p> <p>*1：126分時のPAR入口温度 <input data-bbox="507 646 813 699" type="text"/></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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																														
<p style="text-align: right;">添付 3</p> <p style="text-align: center;">PAR 製作誤差による処理能力への影響</p> <p>PAR は水素ガスと酸素ガスが触媒効果により再結合して水素処理する構造であるため、水素処理性能は、内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。PAR の水素処理能力は、開発段階から様々な試験によって確認されているが、現在の PAR の製造メーカーでは開発時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。したがって、表（添付 3-1）に示す仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり、様々な試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理能力は確保できると考える。</p> <p style="text-align: center;">表（添付 3-1） PAR 製造上の確認項目</p> <table border="1" data-bbox="154 919 920 1375"> <thead> <tr> <th>性能因子</th> <th>確認項目</th> <th>確認方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">接触面積</td> <td>触媒カートリッジの寸法、配置</td> <td>・カートリッジ寸法、配置が設計通りであることを確認（※）</td> </tr> <tr> <td>触媒に接触する実効的な流路の長さ</td> <td>・封入される触媒重量の確認 ・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認</td> </tr> <tr> <td>触媒性能</td> <td>触媒の品質管理</td> <td>・封入される触媒の粒径、触媒表面積、材料成分の確認</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>ハウジング形状</td> <td>・ハウジング形状が設計通りであることを確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>※:PAR の開発時から、触媒カートリッジの高さ及び触媒カートリッジの間隔は変更していない。</p> <p>表（添付 3-1）で示すカートリッジ寸法、配置及びハウジング形状については、設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。</p>	性能因子	確認項目	確認方法	接触面積	触媒カートリッジの寸法、配置	・カートリッジ寸法、配置が設計通りであることを確認（※）	触媒に接触する実効的な流路の長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認	触媒性能	触媒の品質管理	・封入される触媒の粒径、触媒表面積、材料成分の確認	流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認	<p style="text-align: right;">別紙 10</p> <p style="text-align: center;">PAR の性能維持管理について</p> <p>設置段階及び供用開始以降の PAR の性能を維持するため、以下のような検査及び点検を行う。</p> <p>1. PAR の性能確保の考え方</p> <p>PAR の性能評価式は、PAR 内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり、流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて、検査又は点検時に確認することで PAR の性能を確保できる。第 1 表に PAR の性能確保に必要なパラメータとその確認項目を示す。</p> <p style="text-align: center;">第 1 表 PAR の性能確保に必要な確認項目</p> <table border="1" data-bbox="949 940 1703 1396"> <thead> <tr> <th>性能因子</th> <th>影響因子</th> <th>確認項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">流量</td> <td>水素濃度</td> <td>対象外（雰囲気条件）</td> </tr> <tr> <td>圧力、温度</td> <td>対象外（雰囲気条件）</td> </tr> <tr> <td>PAR ハウジング部の幾何学的構造・ハウジング構造</td> <td>・外観確認及び寸法確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">触媒反応</td> <td>触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法</td> <td>・外観確認及び員数確認 ・寸法確認</td> </tr> <tr> <td>触媒の品質管理</td> <td>・製作時の仕様確認（材料確認含む）</td> </tr> <tr> <td>触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ</td> <td>・機能確認 ・外観確認</td> </tr> </tbody> </table>	性能因子	影響因子	確認項目	流量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）	圧力、温度	対象外（雰囲気条件）	PAR ハウジング部の幾何学的構造・ハウジング構造	・外観確認及び寸法確認	触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	・外観確認及び員数確認 ・寸法確認	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認（材料確認含む）	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	・機能確認 ・外観確認	<p style="text-align: right;">添付 3</p> <p style="text-align: center;">PAR 製作誤差による処理能力への影響</p> <p>PAR は水素ガスと酸素ガスが触媒効果により再結合して水素処理する装置であるため、水素処理性能は、内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。PAR の水素処理性能は、開発段階から様々な試験によって確認されており、現在の PAR の製造メーカーでは開発時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。したがって、表 1 に示す仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり、様々な試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理性能は確保できると考える。</p> <p style="text-align: center;">表 1 PAR 製造上の確認項目</p> <table border="1" data-bbox="1739 919 2493 1512"> <thead> <tr> <th>性能因子</th> <th>確認項目</th> <th>確認方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">触媒性能</td> <td>触媒製造時の品質管理 触媒の劣化</td> <td>・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認、材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">触媒の接触面積</td> <td>触媒カートリッジの寸法、配置</td> <td>・カートリッジ寸法、配置が設計どおりであることを確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>触媒に接触する実効的な流路長さ</td> <td>・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認</td> </tr> <tr> <td>内部を通過するガス流量</td> <td>ハウジング形状</td> <td>・ハウジング形状が設計どおりであることを確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：PAR の開発時から、触媒カートリッジの間隔は変更していない。</p> <p>表 1 で示すカートリッジ寸法、配置及びハウジング形状については、設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。</p>	性能因子	確認項目	確認方法	触媒性能	触媒製造時の品質管理 触媒の劣化	・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認、材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査	触媒の接触面積	触媒カートリッジの寸法、配置	・カートリッジ寸法、配置が設計どおりであることを確認		触媒に接触する実効的な流路長さ	・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認	内部を通過するガス流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計どおりであることを確認	<p>・記載方針の相違【東海第二】</p>
性能因子	確認項目	確認方法																																															
接触面積	触媒カートリッジの寸法、配置	・カートリッジ寸法、配置が設計通りであることを確認（※）																																															
	触媒に接触する実効的な流路の長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認																																															
触媒性能	触媒の品質管理	・封入される触媒の粒径、触媒表面積、材料成分の確認																																															
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認																																															
性能因子	影響因子	確認項目																																															
流量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）																																															
	圧力、温度	対象外（雰囲気条件）																																															
	PAR ハウジング部の幾何学的構造・ハウジング構造	・外観確認及び寸法確認																																															
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	・外観確認及び員数確認 ・寸法確認																																															
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認（材料確認含む）																																															
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	・機能確認 ・外観確認																																															
性能因子	確認項目	確認方法																																															
触媒性能	触媒製造時の品質管理 触媒の劣化	・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認、材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査																																															
	触媒の接触面積	触媒カートリッジの寸法、配置	・カートリッジ寸法、配置が設計どおりであることを確認																																														
		触媒に接触する実効的な流路長さ	・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認																																														
内部を通過するガス流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計どおりであることを確認																																															

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. 18 版)				島根原子力発電所 2号炉				備考			
表 (添付 3-2) PAR 製造上の管理値								表 2 PAR 製造上の管理値							
	対象	項目	管理値		対象	項目	管理値		対象	項目	管理値		対象	項目	管理値
1	触媒単体	触媒直径		1	触媒単体	触媒直径		2	触媒単体	触媒直径		1	触媒単体	触媒直径	
		触媒表面積				触媒表面積									
		材料確認				材料確認									
2	触媒カートリッジ	外観		2	触媒カートリッジ	外観		2	触媒カートリッジ	外観		2	触媒カートリッジ	外観	
		総触媒重量 (1枚)				総触媒重量 (1枚)									
		触媒の反応性				試験の判定基準を満足すること				触媒の反応性					
<p>よって、上記に示す品質管理を行うことで、製造誤差を考慮しても、PAR 設計仕様の性能に影響を与えないことを確認している。</p> <p>触媒については、製造メーカーが表 (添付 3-2) で示す品質管理を行い、これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については、設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径、表面積、材料成分で確認するとともに、触媒カートリッジ 1 枚の総触媒重量を確認することで管理を行っている。</p> <p>また、触媒量が適切に充填されていることが確認できても、その触媒の製作環境、保管環境により、触媒の酸化 (パラジウムの酸化) による機能低下、触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため、触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで、触媒製造 1 ロット分につき 1 枚以上*を、専用試験装置にかけて水素ガスと酸素ガスの再結合反応をさせたときの温度上昇を確認し、触媒活性を確認する品質管理を行っている。専用試験装置は添付 4 の図 (添付 4-1)、図 (添付 4-2) で示す通りであり、触媒カートリッジに水素ガス (3.0vol%) を流し、実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」又は「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり、仮に触媒活性が著しく低下している場合は <math>2H_2+O_2 \rightarrow 2H_2O</math> の発熱反応が生じない、あるいは発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって、本試験を工場製作の最終段階で実施することにより、触媒活性の健全性を確認することができる。</p>								<p>よって、上記に示す品質管理を行うことで、製造誤差を考慮しても、PAR 設計仕様の性能に影響を与えないことを確認する。</p> <p>触媒については、製造メーカーが表 2 で示す品質管理を行い、これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については、設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径、表面積、材料成分で確認するとともに、触媒カートリッジ 1 枚の総触媒重量を確認することで管理を行う。</p> <p>また、触媒量が適切に充填されていることが確認できても、その触媒の製作環境、保管環境により、触媒の酸化 (パラジウムの酸化) による機能低下、触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため、触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで、触媒製造 1 ロット分につき 1 枚を、専用試験装置にかけて水素ガスと酸素ガスの再結合反応をさせたときの温度上昇を確認し、触媒活性を確認する品質管理を行う。専用試験装置は添付 4 の図 1 及び図 2 で示すとおりであり、触媒カートリッジに水素ガス (3.0vol%) を流し、実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」又は「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり、仮に触媒活性が著しく低下している場合は <math>2H_2+O_2 \rightarrow 2H_2O</math> の発熱反応が生じない、あるいは発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって、本試験を工場製作の最終段階で実施することにより、触媒活性の健全性を確認することができる。</p>							

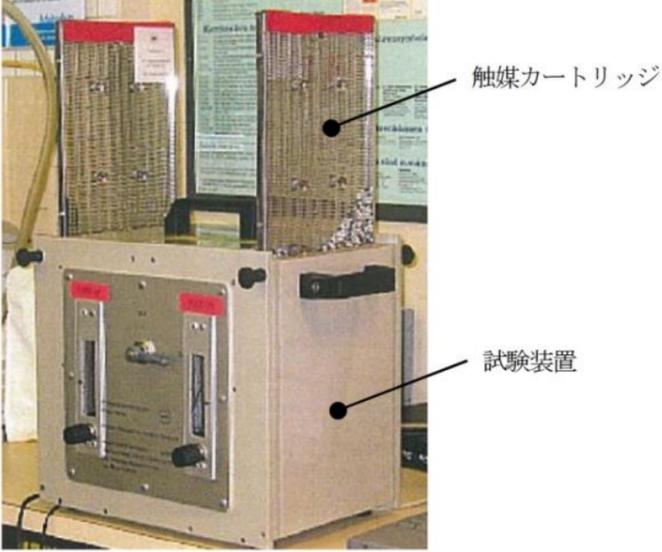
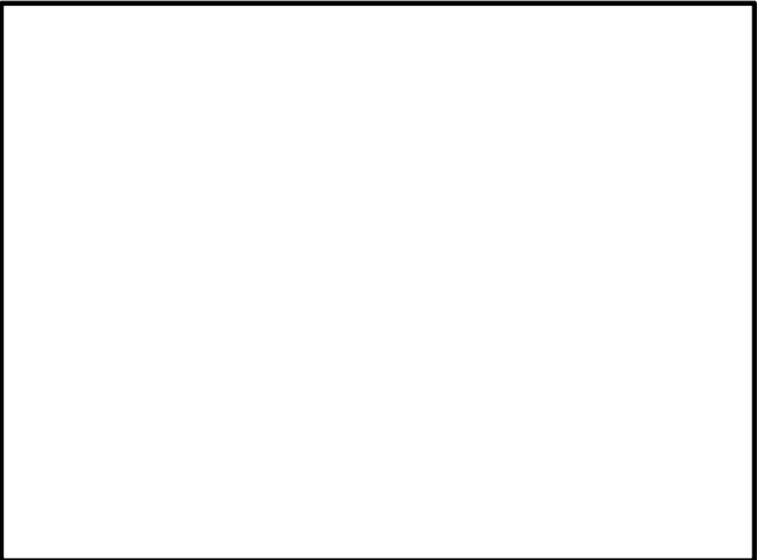
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																						
	<p><b>2. 検査及び点検内容</b></p> <p><u>1. の考え方を踏まえ、以下に示す検査及び点検を実施することで、PARの性能を確保する。設置段階における検査内容を第2表に、供用開始以降の点検内容を第3表に示す。</u></p> <p style="text-align: center;"><b>第2表 設置段階における検査内容</b></p> <table border="1" data-bbox="943 478 1709 1230"> <thead> <tr> <th>対象部位</th> <th>分類</th> <th>検査内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">触媒</td> <td>仕様確認</td> <td>比表面積、直径、パラジウム含有量について、管理値を満足することを確認する。</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">触媒カートリッジ</td> <td>仕様確認</td> <td>触媒充填量について、管理値を満足することを確認する。</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。員数についても確認する。</td> </tr> <tr> <td>寸法検査</td> <td>主要な寸法について、実測により確認する。</td> </tr> <tr> <td>機能検査</td> <td>健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し、管理値を満足することを確認する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">本体（ハウジング）</td> <td>外観検査</td> <td>有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。</td> </tr> <tr> <td>寸法検査</td> <td>主要な寸法について、実測により確認する。</td> </tr> <tr> <td>材料検査</td> <td>ミルシートにより確認する。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;"><b>第3表 供用開始以降の点検内容</b></p> <table border="1" data-bbox="943 1327 1709 1726"> <thead> <tr> <th>対象部位</th> <th>分類</th> <th>検査内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>触媒</td> <td>外観点検</td> <td>有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">触媒カートリッジ</td> <td>外観検査</td> <td>有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。員数についても確認する。</td> </tr> <tr> <td>機能検査</td> <td>健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し、管理値を満足することを確認する。</td> </tr> <tr> <td>本体（ハウジング）</td> <td>外観検査</td> <td>有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。</td> </tr> </tbody> </table>	対象部位	分類	検査内容	触媒	仕様確認	比表面積、直径、パラジウム含有量について、管理値を満足することを確認する。	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。	触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充填量について、管理値を満足することを確認する。	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。員数についても確認する。	寸法検査	主要な寸法について、実測により確認する。	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し、管理値を満足することを確認する。	本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。	寸法検査	主要な寸法について、実測により確認する。	材料検査	ミルシートにより確認する。	対象部位	分類	検査内容	触媒	外観点検	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。	触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。員数についても確認する。	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し、管理値を満足することを確認する。	本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。		<p>・資料構成の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、添付4</p> <p>1. 項にて記載</p>
対象部位	分類	検査内容																																							
触媒	仕様確認	比表面積、直径、パラジウム含有量について、管理値を満足することを確認する。																																							
	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。																																							
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充填量について、管理値を満足することを確認する。																																							
	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。員数についても確認する。																																							
	寸法検査	主要な寸法について、実測により確認する。																																							
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し、管理値を満足することを確認する。																																							
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。																																							
	寸法検査	主要な寸法について、実測により確認する。																																							
	材料検査	ミルシートにより確認する。																																							
対象部位	分類	検査内容																																							
触媒	外観点検	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。																																							
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。員数についても確認する。																																							
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し、管理値を満足することを確認する。																																							
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形、傷等の有無について、目視により確認する。																																							

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考													
	<p>3. 触媒の品質管理</p> <p><u>触媒は、で製作され、その触媒の比表面積、直径及びパラジウム含有量について、第4表に示す管理値を満足していることを確認しているため、ロットで製作された触媒について、大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充填する際には、規定量が充填されていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため、同じロットで製作された触媒が充填された触媒カートリッジの性能は同様である。</u></p> <p><u>また、触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで、工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると、触媒の健全性確認の抜き取り数としては、1ロット当たり触媒カートリッジ1枚を確認することで十分である。</u></p> <p style="text-align: center;">第4表 触媒製作段階における管理項目</p> <table border="1" data-bbox="943 1014 1709 1360"> <thead> <tr> <th>対 象</th> <th>項 目</th> <th>管理値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>触媒カートリッジ</td> <td>触媒充填量</td> <td rowspan="4"></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">触媒</td> <td>比表面積</td> </tr> <tr> <td>直 径</td> </tr> <tr> <td>パラジウム含有量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>健全性</td> <td>水素を含む試験ガスを通気後、20分以内に10℃以上上昇又は30分以内に20℃以上上昇</td> </tr> </tbody> </table>	対 象	項 目	管理値	触媒カートリッジ	触媒充填量		触媒	比表面積	直 径	パラジウム含有量		健全性	水素を含む試験ガスを通気後、20分以内に10℃以上上昇又は30分以内に20℃以上上昇		<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、添付3</p> <p>「※触媒性能確認時の抜き取り枚数に対する考え方について」の項にて記載</p>
対 象	項 目	管理値														
触媒カートリッジ	触媒充填量															
触媒	比表面積															
	直 径															
	パラジウム含有量															
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後、20分以内に10℃以上上昇又は30分以内に20℃以上上昇														

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>そして、工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために、PAR 使用開始前に触媒活性の確認を、添付 4 の図 (添付 4-1)、図 (添付 4-2) に示す専用試験装置で抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス (1.3vol%) を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率 (NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分) を計測することで、性能低下の有無を確認する。なお、工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度 3.0vol%にて試験を行うが、PAR 使用開始前の触媒活性確認は国内で行うため、国内の一般的な水素ボンベ (水素濃度 1.3vol%) を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり、水素処理能力が低い (触媒温度上昇が低い状態で試験を行うことになるが、判定基準は保守的に水素濃度 3.0vol%時と同じ判定値を用い性能管理を行う。</p> <p>また、使用開始後について、PAR を設置する原子建屋内の雰囲気は空気であり、触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸、塩のようなその他の化学的薬剤もなく、温度は室温であり、PAR に機械的荷重をかけることもないので、雰囲気環境は触媒にとって良好であり、雰囲気環境による触媒活性の低下は無いものと考えている。しかしながら、事業者として触媒活性の低下がないことを確認するために、定期的に添付 4 の図 (添付 4-1)、図 (添付 4-2) に示す専用試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する運用とする。測定方法は PAR 使用開始前の試験と同様に、触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス (1.3vol%) を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率 (NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分) を計測することで、性能低下の有無を確認する。</p> <p>※抜き取り率に対する考え方について</p> <p>工場における触媒性能試験は、触媒製造 1 ロットにつき 1 枚のカートリッジを抜き取りで性能確認することで品質確認可能である。触媒粒の製造方法は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span></p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100%; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>すプロセスである。これらのプロセスは触媒粒 1 バッチにつき 1 プロセスで製造される。この製造方法は、触媒粒が均一的に製造されることが確認された方法であり、触媒製造メーカーによる検査、</p>	<p>4. 触媒の健全性</p> <p>工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが、使用開始前においても PAR の性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また、PAR を設置する原子炉建屋原子炉棟 6 階の雰囲気環境は空気、室温条件であり、化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから、触媒にとって良好な環境条件であるが、供用開始後の経年劣化の有無を評価するため、触媒の健全性を確認する必要がある。</p> <p>触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを供給し、水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで、メーカー推奨の判定基準を満足していることを評価し、触媒の健全性を確認する。工場製作時、使用開始前 (現地据付時) 及び供用開始以降の試験条件、判定基準を第 5 表に、試験装置の概要を第 1 図に示す。</p> <p>工場製作時においては、メーカー標準の試験条件として水素濃度 3vol% の試験ガスを通気するが、国内で実施する使用開始前、供用開始後の健全性確認は、国内で一般的に手配可能な水素ボンベ (水素濃度：1.3vol%) を用いて実施する。工場製作時に比べて、低い水素濃度条件で行うため、水素処理能力が低く、温度上昇も小さい状態となるが、工場製作時と同じ判定基準を用いるため、保守的な性能管理となる。</p>	<p>そして、工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために、PAR 使用開始前に触媒活性の確認を、添付 4 の図 1、図 2 に示す専用試験装置にて抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス (1.3vol%) を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率 (NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分) を計測することで、性能低下の有無を確認する。なお、工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度 3.0vol%にて試験を行うが、PAR 使用開始前の触媒活性確認は国内で行うため、国内の一般的な水素ボンベ (水素濃度 1.3vol%) を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり、水素処理能力が低い (触媒温度上昇が低い) 状態で試験を行うことになるが、判定基準は保守的に水素濃度 3.0vol%時と同じ判定値を用い性能管理を行う。</p> <p>また、使用開始後について、PAR を設置する原子炉建物原子炉棟 4 階内の雰囲気は空気であり、触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸、塩のようなその他の化学的薬剤もなく、温度は室温であり、PAR に機械的荷重をかけることもないので、雰囲気環境は触媒にとって良好であり、雰囲気環境による触媒活性の低下は無いものと考えている。しかしながら、事業者として触媒活性の低下がないことを確認するために、定期的に添付 4 の図 1、図 2 に示す専用試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する運用とする。測定方法は PAR 使用開始前の試験と同様に、触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス (1.3vol%) を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率 (NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分) を計測することで、性能低下の有無を確認する。</p> <p>※触媒性能確認時の抜き取り枚数に対する考え方について</p> <p>触媒カートリッジは、触媒粒の製造とカートリッジへの充填という工程にて製造されており、工場における触媒性能試験は、触媒粒 1 ロットにつき 1 枚のカートリッジを抜き取り性能確認することで品質確認可能である。根拠は以下に示すとおりである。触媒粒は <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100%; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> 工程で製造され、触媒粒が均一的に製造されることを触媒製造メーカーで保証していることか</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は、別紙 10 3. 項にて記載</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p>証明書で品質確認された触媒粒は、同じロットで製造されたものについて大きな性能のバラつきはないと考えている。</p> <p>また、触媒カートリッジを製造する際は、同じロットで製造された触媒粒をランダムに採取し、触媒カートリッジ1枚ずつに充填していくことから、同じロットで製造された触媒カートリッジの性能は同様であると考えられるため、触媒性能試験は触媒製造1ロット分につき1枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。</p> <p>なお、PAR使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。</p>	<p>なお、使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜き取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。</p> <p style="text-align: center;"><b>第5表 触媒の健全性確認試験条件</b></p> <table border="1" data-bbox="943 877 1706 1094"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>工場製作時</th> <th>使用開始前</th> <th>供用開始後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験条件</td> <td>水素濃度：3vol% 試験流量：1500L/h</td> <td>水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h</td> <td>水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h</td> </tr> <tr> <td>判定基準</td> <td>10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分</td> <td>10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分</td> <td>10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">触媒カートリッジ</p>  <p style="text-align: center;">第1図 検査装置概要図</p>	項目	工場製作時	使用開始前	供用開始後	試験条件	水素濃度：3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	判定基準	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	<p>ら、触媒製造メーカーによる検査、証明書で品質確認された触媒粒は、同じロットで製造されたものについて大きな性能のバラつきがないと考えられる。</p> <p>そして、触媒カートリッジを製造する際は、同じロットで製造された触媒粒のみを用いてカートリッジに充填していくことから、同一ロットの触媒で製造された触媒カートリッジ性能は同様であると考えられる。そのため、触媒性能試験は製造時の触媒1ロット分毎につき1枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。</p> <p>なお、PAR使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、添付4 2.項にて記載</p>
項目	工場製作時	使用開始前	供用開始後												
試験条件	水素濃度：3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h												
判定基準	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分												

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																												
<p style="text-align: right;">添付4</p> <p style="text-align: center;">PARの検査・点検について</p> <p>設置段階及び供用開始以降、以下に示す項目を確認することによりPAR性能の維持管理を行うことが可能である。</p> <p>(1) PARの性能確保に必要な確認項目</p> <p>PARの水素処理性能は、内部を通過する水素量(流量)と触媒自体の性能、及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため、これらに影響を与える各パラメータについて、検査・点検時に確認することでPAR性能を維持管理できると考える。表(添付4-1)にPARの性能確保に必要な確認項目と確認方法を示す。</p> <p style="text-align: center;">表(添付4-1) PARの性能確保に必要な確認項目</p> <table border="1" data-bbox="154 877 917 1377"> <thead> <tr> <th>性能因子</th> <th>確認項目</th> <th>確認方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">接触面積</td> <td>触媒カートリッジの寸法、配置</td> <td>・カートリッジ寸法、配置が設計通りであることを確認</td> </tr> <tr> <td>触媒に接触する実効的な流路長さ</td> <td>・封入される触媒重量の確認 ・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認</td> </tr> <tr> <td>触媒性能</td> <td>・触媒製造時の品質管理 ・触媒の劣化</td> <td>・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認 ・検査装置による水素処理機能検査</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>ハウジング形状</td> <td>・ハウジング形状が設計通りであることを確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 水素処理機能検査</p> <p>水素処理機能検査用の検査装置の外観を図(添付4-1)、系統概略図を図(添付4-2)に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガスを含む試験ガスを流量1500ℓ/h供給し、再結合反応による温度上昇率(NIS社による推奨判定値:10℃/20分もしくは20℃/30分)を計測することで、性能低下の有無を確認する。この判定値は、PAR製造メーカーの既往の試験、経験を踏まえて、触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し、併せてハウジング形状が設計通りであることを</p>	性能因子	確認項目	確認方法	接触面積	触媒カートリッジの寸法、配置	・カートリッジ寸法、配置が設計通りであることを確認	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認	触媒性能	・触媒製造時の品質管理 ・触媒の劣化	・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認 ・検査装置による水素処理機能検査	流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認		<p style="text-align: right;">添付4</p> <p style="text-align: center;">PARの検査・点検について</p> <p>設置段階及び供用開始以降、以下に示す項目を確認することによりPAR性能の維持管理を行うことが可能である。</p> <p>1. PARの性能確保に必要な確認項目</p> <p>PARの水素処理性能は、内部を通過するガス流量と触媒自体の性能、及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため、これらに影響を与える各パラメータについて、検査・点検時に確認することでPAR性能を維持管理できると考える。表1にPARの性能確保に必要な確認項目と確認方法を示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 PARの性能確保に必要な確認項目</p> <table border="1" data-bbox="1736 877 2499 1465"> <thead> <tr> <th>性能因子</th> <th>確認項目</th> <th>確認方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>触媒性能</td> <td>触媒製造時の品質管理 触媒の劣化</td> <td>・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認、材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">触媒の接触面積</td> <td>触媒カートリッジの寸法、配置</td> <td>・カートリッジ寸法、配置が設計どおりであることを確認</td> </tr> <tr> <td>触媒に接触する実効的な流路長さ</td> <td>・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認</td> </tr> <tr> <td>内部を通過するガス流量</td> <td>ハウジング形状</td> <td>・ハウジング形状が設計どおりであることを確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 水素処理機能検査</p> <p>水素処理機能検査用の検査装置の外観を図1、系統概略図を図2に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガスを含む試験ガスを流量1,500ℓ/hで供給し、再結合反応による温度上昇率(NIS社による推奨判定値:10℃/20分もしくは20℃/30分)を計測することで、性能低下の有無を確認する。この判定値は、PAR製造メーカーの既往の試験、経験を踏まえて、触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し、併せてハウジング形状が設計どおりであることを確認することで、設計で</p>	性能因子	確認項目	確認方法	触媒性能	触媒製造時の品質管理 触媒の劣化	・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認、材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査	触媒の接触面積	触媒カートリッジの寸法、配置	・カートリッジ寸法、配置が設計どおりであることを確認	触媒に接触する実効的な流路長さ	・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認	内部を通過するガス流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計どおりであることを確認	<p>・資料構成の相違【東海第二】東海第二は、別紙10にて記載</p>
性能因子	確認項目	確認方法																													
接触面積	触媒カートリッジの寸法、配置	・カートリッジ寸法、配置が設計通りであることを確認																													
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認																													
触媒性能	・触媒製造時の品質管理 ・触媒の劣化	・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認 ・検査装置による水素処理機能検査																													
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認																													
性能因子	確認項目	確認方法																													
触媒性能	触媒製造時の品質管理 触媒の劣化	・封入される触媒の粒径、触媒表面積の確認、材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査																													
触媒の接触面積	触媒カートリッジの寸法、配置	・カートリッジ寸法、配置が設計どおりであることを確認																													
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・外観上、触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認																													
内部を通過するガス流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計どおりであることを確認																													

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="172 210 914 283">確認することで、設計で定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。</p>  <p data-bbox="362 972 706 1003">図 (添付 4-1) 検査装置外観</p>  <p data-bbox="320 1646 744 1677">図 (添付 4-2) 検査装置系統概略図</p>	<p data-bbox="1115 163 1522 195">東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p data-bbox="1745 210 2427 241"><u>定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。</u></p>  <p data-bbox="1997 972 2237 1003">図 1 検査装置外観</p>  <p data-bbox="1955 1646 2279 1677">図 2 検査装置系統概略図</p>	<p data-bbox="2635 163 2703 195">備考</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付5</p> <p style="text-align: center;">水素処理容量に関する説明について</p> <p>主要仕様である水素処理容量 <u>0.250kg/h/個</u> (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃) は, PAR 設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において, PAR 入口水素濃度が 4vol%の際に, PAR により水素処理できる能力を示している。よって, その条件における PAR 入口水素濃度と出口水素濃度の差から, PAR 1 個あたり <u>0.250kg/h</u> で水素処理できる能力があることを示している。</p> <p>この値は, NIS 社製 PAR の性能評価式 (式1) に水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃及びスケールファクター <u>11/88</u> を入力した際に得られる水素処理容量である。PAR の性能評価式で示す通り, 水素処理容量は水素濃度, 圧力, 温度により変動するため, 主要仕様として記載する容量は, 表 (添付5-1) に示す理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。</p> $DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \dots (式1)$ <p>DR : <u>水素処理容量</u> (kg/h/個)  A : 定数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>  C<sub>H2</sub> : PAR入口水素濃度 (vol%)  P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)  T : 温度 (K)  SF : <u>スケールファクター</u></p>		<p style="text-align: right;">添付5</p> <p style="text-align: center;">水素処理容量に関する説明について</p> <p><u>主要仕様である水素処理容量約 0.50kg/h/個</u>(水素濃度 4 vol%, 温度 100℃, 大気圧) は, PAR 設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において, PAR 入口水素濃度が 4 vol%の際に, PAR により水素処理できる能力を示している。よって, その条件における PAR 入口水素濃度と出口水素濃度の差から, PAR 1 個あたり <u>約 0.50kg/h</u> で水素処理できる能力があることを示している。</p> <p>この値は, N I S 社製 PAR の性能評価式 (式1) に水素濃度 <u>4 vol%, 大気圧, 温度 100℃及びスケールファクタ 22/88</u> を入力した際に得られる水素処理容量である。PAR の性能評価式で示すとおり, 水素処理容量は水素濃度, 圧力, 温度により変動するため, 主要仕様として記載する容量は, 表 1 に示す理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。</p> $DR = A \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \dots (式1)$ <p>DR : <u>再結合効率</u> (kg/h/個)  A : 定数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>  C<sub>H2</sub> : <u>PAR入口水素濃度</u> (vol%)  P : <u>圧力</u> (10<sup>5</sup>Pa)  T : <u>温度</u> (K)  SF : <u>スケールファクタ</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違 【東海第二】</li> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違より, PAR 1 個当たりの水素処理容量が異なる</li> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違より, PAR 1 個当たりの水素処理容量が異なる</li> <li>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p style="text-align: center;"><u>表 (添付 5-1) 容量算出の条件設定理由</u></p> <table border="1" data-bbox="154 247 914 703"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素濃度 (CH<sub>2</sub>)</td> <td>4vol%</td> <td>水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に抑制することを目的とした設備であるため、水素濃度抑制上限値である 4vol%を設定</td> </tr> <tr> <td>圧力 (P)</td> <td>大気圧 (1. 01325 bar)</td> <td>重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (1. 01325 bar) とする。</td> </tr> <tr> <td>温度 (T)</td> <td>100℃ (373. 15 K)</td> <td>重大事故時の原子炉建屋環境を踏まえ、保守的に 100℃ (373. 15 K) とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、式 1 で示す性能評価式は、NRC による SNL 試験で妥当性が確認されているものである。SNL 試験の試験装置概要を図 (添付 5-1) に示しているが、PAR 入口水素濃度と PAR 出口水素濃度を測定しており、その水素濃度差から水素処理容量 (kg/h/個) を試験データとして得ている。これら試験データをもとに、式 1 で示す性能評価式の妥当性が確認されている。</p> <div data-bbox="201 1117 863 1810" style="border: 1px solid black; height: 330px; width: 100%;"></div> <p>図 (添付 5-1) SNL で行われた試験の計測位置 &lt;基本式入力値&gt;</p>	項目	設定値	設定理由	水素濃度 (CH <sub>2</sub> )	4vol%	水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に抑制することを目的とした設備であるため、水素濃度抑制上限値である 4vol%を設定	圧力 (P)	大気圧 (1. 01325 bar)	重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (1. 01325 bar) とする。	温度 (T)	100℃ (373. 15 K)	重大事故時の原子炉建屋環境を踏まえ、保守的に 100℃ (373. 15 K) とする。		<p style="text-align: center;"><u>表 1 容量算出の条件設定理由</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 247 2493 745"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素濃度 C<sub>H2</sub></td> <td>4 vol%</td> <td>水素の可燃限界濃度 4 vol%未満に低減するため 4 vol%とする</td> </tr> <tr> <td>圧力 P</td> <td>大気圧 (101, 325Pa)</td> <td>重大事故時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (101, 325Pa) とする。</td> </tr> <tr> <td>温度 T</td> <td>100℃ (373. 15K)</td> <td>重大事故時の原子炉建屋原子炉棟環境を踏まえ、保守的に 100℃ (373. 15K) とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、式 1 で示す PAR の性能評価式は、E P R I (Electric Power Research Institute) と EDF (Electricite de France) により、Cadrache 研究所の K A L I /H<sub>2</sub> 施設で行われた K A L I 試験で妥当性が確認されているものである。K A L I 試験の試験装置概要を図 1 に示しているが、PAR 入口水素濃度と PAR 出口水素濃度を測定しており、その水素濃度差から水素処理容量 (kg/h/個) を試験データとして得ている。これら試験データをもとに、式 1 で示す PAR の性能評価式の妥当性が確認されている。</p> <div data-bbox="1783 1125 2445 1822" style="border: 1px solid black; height: 332px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図 1 K A L I 試験の計測位置</p>	項目	設定値	設定理由	水素濃度 C <sub>H2</sub>	4 vol%	水素の可燃限界濃度 4 vol%未満に低減するため 4 vol%とする	圧力 P	大気圧 (101, 325Pa)	重大事故時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (101, 325Pa) とする。	温度 T	100℃ (373. 15K)	重大事故時の原子炉建屋原子炉棟環境を踏まえ、保守的に 100℃ (373. 15K) とする。	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉の PAR は、延長チムニがなく、延長チムニがない試験である KALI 試験を参照している</p>
項目	設定値	設定理由																									
水素濃度 (CH <sub>2</sub> )	4vol%	水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に抑制することを目的とした設備であるため、水素濃度抑制上限値である 4vol%を設定																									
圧力 (P)	大気圧 (1. 01325 bar)	重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (1. 01325 bar) とする。																									
温度 (T)	100℃ (373. 15 K)	重大事故時の原子炉建屋環境を踏まえ、保守的に 100℃ (373. 15 K) とする。																									
項目	設定値	設定理由																									
水素濃度 C <sub>H2</sub>	4 vol%	水素の可燃限界濃度 4 vol%未満に低減するため 4 vol%とする																									
圧力 P	大気圧 (101, 325Pa)	重大事故時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (101, 325Pa) とする。																									
温度 T	100℃ (373. 15K)	重大事故時の原子炉建屋原子炉棟環境を踏まえ、保守的に 100℃ (373. 15K) とする。																									

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付 6</p> <p style="text-align: center;">PAR 周辺機器に対する悪影響防止について</p> <p>PAR は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための PAR 設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「①PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②PAR 排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。</p> <p>① PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価</p> <p>PARハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した結果を<u>図 6-1</u>に示す。</p> <p>温度は、<u>原子炉建屋オペレーティングフロアの対流熱伝達率</u>により結果が異なる。対流熱伝達率 <math>h</math> は、ユルゲスの式より気流速度 <math>v \leq 5\text{m/s}</math> の場合には <math>h=5.6+4.0v</math> で示される。<u>原子炉建屋オペレーティングフロアの気流速度は、図 2-32 で示す流速ベクトル (最大値 0.58m/s) を踏まえて、<math>v=0\sim 1.5\text{m/s}</math> と仮定しユルゲスの式に代入すると、<math>h=5.6\sim 11.6\text{W/m}^2\text{K}</math> となる。したがって対流熱伝達率は <math>5.6\text{W/m}^2\text{K}</math> 及び <math>11.6\text{W/m}^2\text{K}</math> の 2 ケースで評価を行った。</u></p> <p>評価の結果から、<u>周辺機器の温度が 100℃となるのは、対流熱伝達率が <math>5.6\text{W/m}^2\text{K}</math> の場合は 0.77m、対流熱伝達率が <math>11.6\text{W/m}^2\text{K}</math> の場合は 0.50m であり、PAR より 1m 離すことで熱影響は 100℃以下となる。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙 4</p> <p style="text-align: center;">PAR 周辺機器に対する悪影響防止について</p> <p>PAR は、<u>水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための PAR の設置方針</u>を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える項目としては、「①PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「②PAR排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。</p> <p>① PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価</p> <p>PARハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。</p> <p>周辺機器の温度は、<u>原子炉建屋原子炉棟6階の熱伝達率</u>により異なる。熱伝達率は、以下のユルゲスの式より計算する。  <math display="block">h = 5.6 + 4.0u</math> ここで、<math>u</math> [<math>\text{m/s}</math>] は、<u>気流速度</u>である。PAR が起動する設計条件の 10%/day のケースにおける気流速度の最大値が約 <math>0.6\text{m/s}</math> であることを踏まえて、<u>想定する気流速度の範囲を <math>0\sim 1.5\text{m/s}</math> と仮定し、熱伝達率を計算すると <math>5.6\sim 11.6\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})</math> となる。したがって、熱伝達率は、<math>5.6\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})</math> 及び <math>11.6\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})</math> の 2 ケースで評価を行った。</u></p> <p>評価結果を第 1 図に示す。<u>いずれのケースも PAR から 0.1m 離れると周辺機器の表面温度は、最高使用温度である 300℃を十分下回ることから、隣接する PAR に対して悪影響を与えることはない。また、評価結果の厳しい <math>5.6\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})</math> の場合であっても、PAR から 0.8m 離れたところで 100℃を下回り、1m の地点では 83℃まで低下する。さらに、2m の地点で PAR の輻射熱の影響はほぼなくなることから、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、PAR 周囲 (排気口方面除く) には、2m 以上の離隔距離を設けることとする。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付 6</p> <p style="text-align: center;">PAR 周辺機器に対する悪影響防止について</p> <p>PAR は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための PAR 設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「①PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②PAR排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。</p> <p>① PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価</p> <p>PARハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した結果を<u>図 1</u>に示す。</p> <p>温度は、<u>原子炉建物原子炉棟 4階の対流熱伝達率</u>により結果が異なる。対流熱伝達率 <math>h</math> は、ユルゲスの式より気流速度 <math>v \leq 5\text{m/s}</math> の場合には <math>h=5.6+4.0v</math> で示される。<u>原子炉建物原子炉棟 4階の気流速度は、PAR が起動する PAR 設計条件 (漏えい率: 10%/日) のケースにおける最大流速 (約 <math>0.35\text{m/s}</math>) を踏まえて、<math>v=0\sim 1.5\text{m/s}</math> と仮定しユルゲスの式に代入すると、<math>h=5.6\sim 11.6\text{W/m}^2\text{K}</math> となる。したがって対流熱伝達率は <math>5.6\text{W/m}^2\text{K}</math> 及び <math>11.6\text{W/m}^2\text{K}</math> の 2 ケースで評価を行った。</u></p> <p>評価の結果から、<u>いずれの対流熱伝達率においても PAR より 1m 離すことで熱影響は 100℃以下となる。</u></p>	

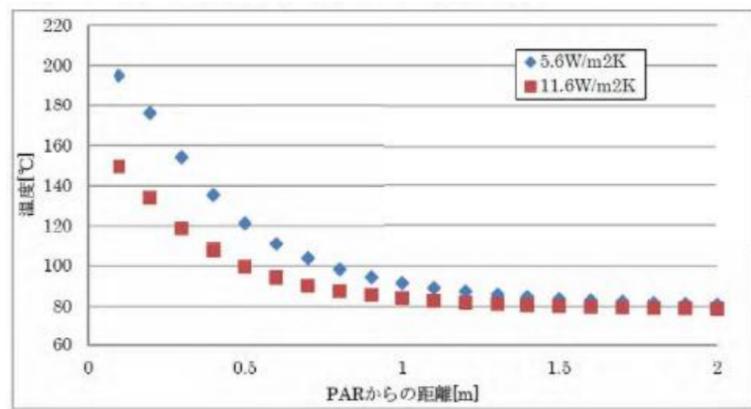


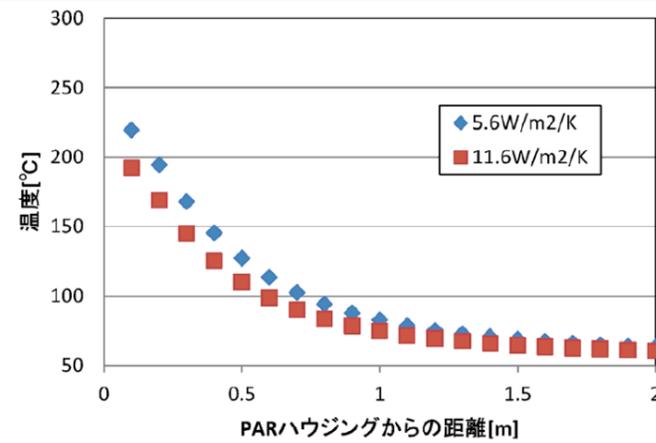
図 (添付 6-1) PAR 熱輻射による温度影響と距離の関係について

② PAR 排気ガスによる熱影響評価

PAR の排気口については、再結合による熱量によって暖められた空気の放出による熱影響を考える必要がある。排気口からの距離に対する排気温度変化として、THAI 試験の HR-40 テスト時のデータを参考とする。図 (添付 6-2) に HR-40 テスト時の水素濃度を示したグラフを示す。今回、温度データを参考とする条件として、図 (添付 6-3~5) の青枠で示す測定点を選択する。



図 (添付 6-2) HR-40 テスト時の水素濃度



第 1 図 周辺機器の PAR からの距離と温度の関係

② PAR 排気ガスによる熱影響評価

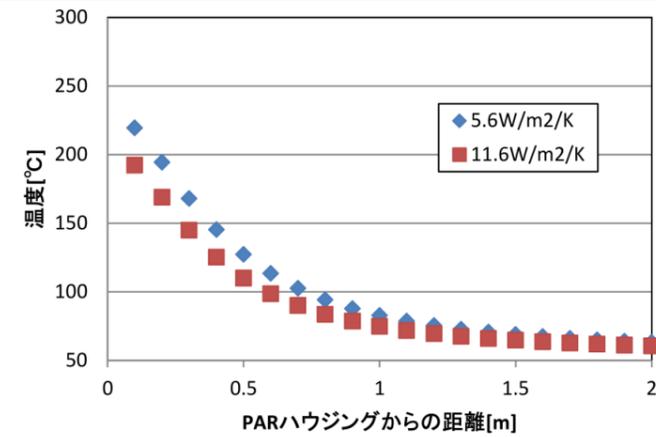


図 1 PAR 輻射熱による温度影響と距離の関係について

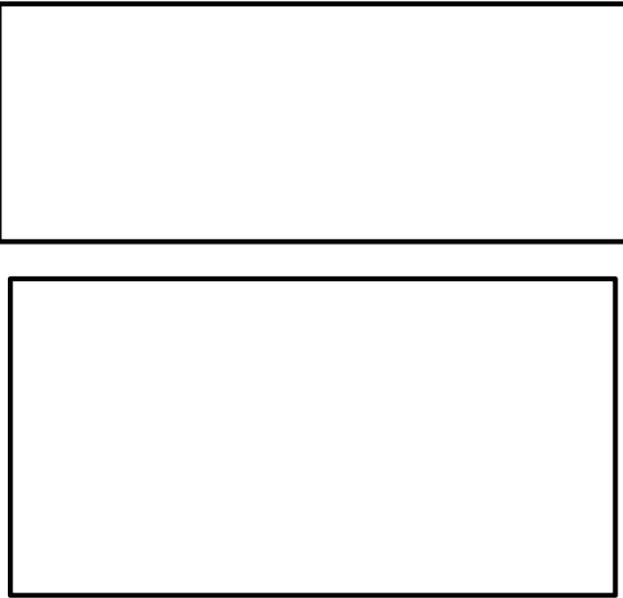
② PAR 排気ガスによる熱影響評価

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉では、PAR 出口のフードによる排気ガスの流れに着目し周囲への熱影響の程度を評価している

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="195 212 902 730" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="240 747 813 779" data-label="Caption"> <p>図 (添付 6-3) THAI 試験温度測定点 (その 1)</p> </div> <div data-bbox="201 926 893 1402" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="240 1419 813 1451" data-label="Caption"> <p>図 (添付 6-4) THAI 試験温度測定点 (その 2)</p> </div>			

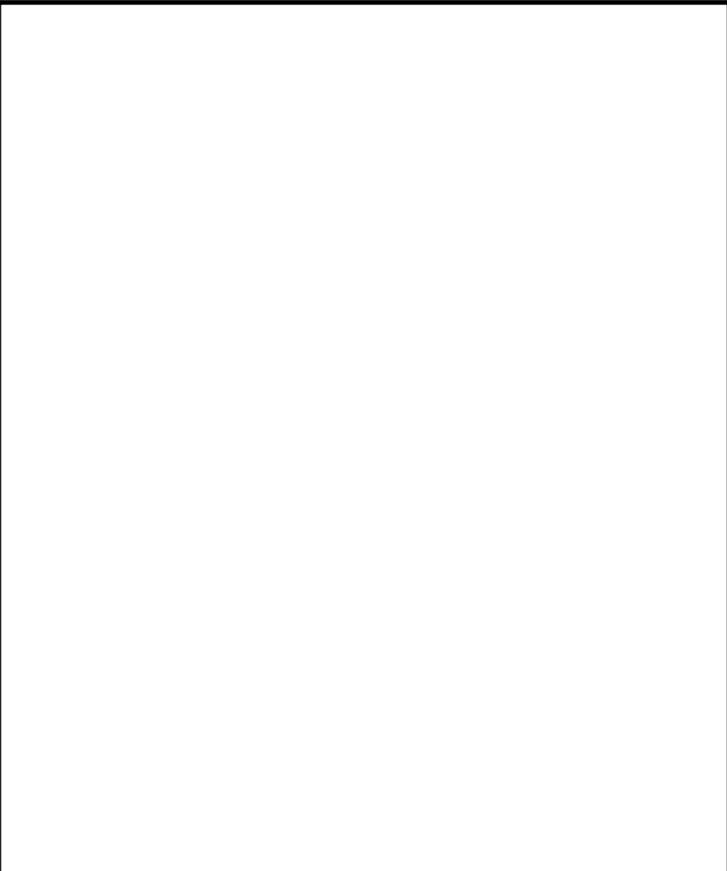
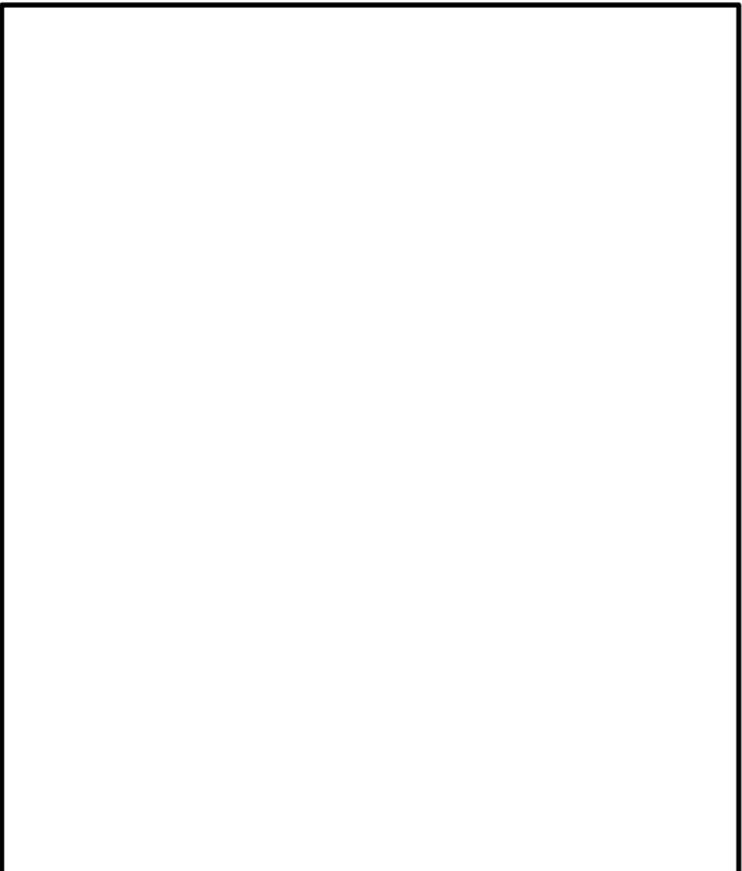
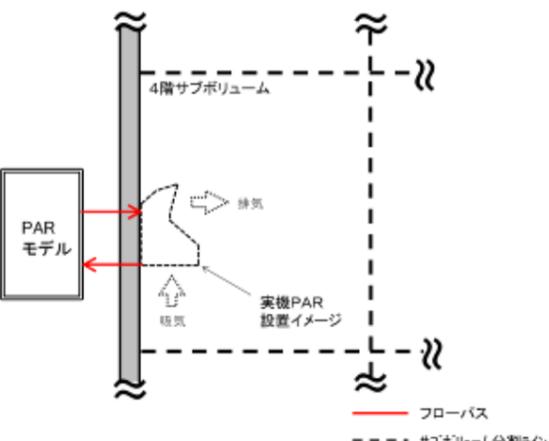
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="195 216 893 636" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="240 659 810 688">図 (添付 6-5) THAI 試験温度測定点 (その 3)</p> <p data-bbox="151 793 920 867">表 (添付 6-1) HR-40 テストにおける水素濃度 4vol% の場合の各点の測定温度</p> <div data-bbox="186 877 878 1272" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="172 1331 923 1856"> <u>表 (添付 6-1) より、126.4 分の場合についてみると、ハウジング上部の測定点 364 (チムニー出口からの距離約 985mm) において温度が 145℃程度となっている。その周囲の測定点 (360, 831, 833) の温度もほぼ同様の温度になっており、チムニー出口温度 (811, 812) が 290℃程度であることを考慮すると、排気口から 1m 程度離れば温度が 150℃程度低下していることがわかる。THAI 試験条件と柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋オペレーティングフロアにおける条件は異なるため、一概に同様の温度低下となるとは言えないが、原子炉建屋オペレーティングフロア条件の方が雰囲気温度が低いことを考慮すると、PAR 排気口から数メートル離れば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる。</u> </p>	<p data-bbox="976 1556 1715 1856"> <u>PAR の上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが、PAR ハウジング上部にはフードが設置されており、出口ガスの流れ方向を変えており、PAR の上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また、高温の出口ガスが排出される排気口からは、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、3m 以上の隔離距離を設けることとする。</u> </p>	<p data-bbox="1768 1556 2507 1812"> <u>PAR の上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが、PAR ハウジング上部にはフードが設置されており、出口ガスの流れ方向を変えていることから、PAR 上方に位置する構築物に直接排気の影響を与えることはないため、排気口から数メートル離れば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる。</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>上記①, ②の結果から, PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。</p> <p>&lt;PAR 周辺機器への熱影響防止の方針&gt;</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PAR 周囲(排気口方面を除く)に, 熱影響により安全機能を損なう設備がないことを, 熱影響評価結果を踏まえて確認する。</li> <li>・PAR 排気口方面には, 高温ガスが流れることから, 付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。</li> </ul> </div> <p>以上の方針から, <u>原子炉建屋オペレーティングフロア</u>に設置する重大事故等対処設備については PAR による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については, <u>原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近に設置しており</u>, PAR 設置位置から 10m 以上離れているため, PAR の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。</p>	<p>上記①, ②の結果から, PAR 配置検討にあたっては, 以下を考慮することとしている。</p> <p>&lt;PAR 周辺機器への熱影響防止の方針&gt;</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PAR 周囲(排気口方面を除く)に, 熱影響により安全機能を損なう設備がないことを, 熱影響評価結果を踏まえて確認する。</li> <li>・PAR 排気口方面には, 高温ガスが流れることから, 付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。</li> </ul> </div> <p>以上により, <u>原子炉建屋原子炉棟6階</u>に設置する重大事故等対処設備については, PAR による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。</p> <p>水素濃度監視設備については, <u>原子炉建屋原子炉棟6階天井付近に設置することとしており</u>, PAR 設置位置から 10m 以上離れているため, PAR の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。</p>	<p>上記①, ②の結果から, PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。</p> <p>&lt;PAR 周辺機器への熱影響防止の方針&gt;</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PAR 周辺(排気口方面を除く)に, 熱影響により安全機能を損なう設備がないことを熱影響評価結果を踏まえて確認する。</li> <li>・PAR 排気口方面には, 高温ガスが流れることから, 付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。</li> </ul> </div> <p>以上の方針から, <u>原子炉建物原子炉棟4階</u>に設置する重大事故等対処設備については PAR による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については, <u>原子炉建物原子炉棟4階の上部壁面に設置しており</u>, PAR 設置位置から 10m 以上離れているため, PAR の温度上昇による水素濃度監視機能への影響はない。</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について</p> <p>2.2.1に基づき設置したPARの効果について、7号炉を代表に解析コードを用いて確認した結果を示す。</p> <p>2.2.2.1解析コード、解析モデル</p> <p>解析コードは、汎用熱流動解析コードGOTHIC(Ver.7.2a)を使用する。</p>  <p>図 2-13 7号炉原子炉建屋のGOTHIC解析モデル</p>	<p>2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動</p> <p>PARの効果について、GOTHICコードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を確認する。</p> <p>また、東海第二発電所では炉心損傷を判断した場合、中央制御室での被ばく線量低減の観点から原子炉建屋ガス処理系(以下「FRVS/SGTS」という。)の効果に期待することとしており、より現実的な解析条件としてFRVS/SGTSが起動している場合の水素挙動を確認する。</p>	<p>2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析</p> <p>PARの効果について、水素濃度解析を実施し、PAR設計条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満となることを確認する。</p> <p>また、有効性評価結果を踏まえた条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度の挙動についても併せて確認する。</p> <p>(1) 解析コード</p> <p>汎用熱流動解析コードGOTHIC(Ver.8.1)を使用する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>島根2号炉は、PARにより水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため、非常用ガス処理系は、水素処理設備としての重大事故等対処設備としない</li> <li>(以下、⑨の相違)</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																							
<p style="text-align: center;">表 2-6 格納容器内ガス漏えい想定箇所</p> <table border="1" data-bbox="172 697 899 1066"> <thead> <tr> <th>漏えいフロア</th> <th>漏えい箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4階</td> <td>原子炉格納容器トップヘッドフランジ</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2階</td> <td>上部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td> </tr> <tr> <td>上部ドライウェル所員用エアロック</td> </tr> <tr> <td>ISI用ハッチ</td> </tr> <tr> <td>地下1階</td> <td>S/C出入口</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">地下2階</td> <td>下部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウェル所員用エアロック</td> </tr> </tbody> </table>	漏えいフロア	漏えい箇所	4階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ	2階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	上部ドライウェル所員用エアロック	ISI用ハッチ	地下1階	S/C出入口	地下2階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	下部ドライウェル所員用エアロック		<p>(2) 想定漏えい箇所</p> <p>各解析における想定漏えい箇所を表 2.2.2-1 及び図 2.2.2-1 に示す。PARの設計条件では格納容器バウンダリ構成部ハッチ類シール部6箇所のうち口径及び許容開口量に対する裕度から漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられるドライウェル主フランジから全量漏えいすることを想定する。有効性評価結果を踏まえた条件では当該6箇所から分散して水素が漏えいすることを想定する。</p> <p>漏えい箇所の選定の考え方については参考1に示す。</p> <p style="text-align: center; color: red;">表 2.2.2-1 想定漏えい箇所</p> <table border="1" data-bbox="1736 697 2499 1270"> <thead> <tr> <th>フロア</th> <th>想定漏えい箇所</th> <th>設計条件</th> <th>有効性評価結果を踏まえた条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建物 原子炉棟4階</td> <td>ドライウェル主フランジ (1箇所)</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物 原子炉棟2階</td> <td>逃がし安全弁搬出ハッチ (1箇所)</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉建物 原子炉棟1階</td> <td>機器搬入口 (2箇所)</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>所員用エアロック (1箇所)</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構搬出ハッチ (1箇所)</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物 原子炉棟 地下階</td> <td>サプレッション・チェンバアクセスハッチ (2箇所)</td> <td></td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <p style="text-align: center; color: red;">図 2.2.2-1 想定漏えい箇所</p>	フロア	想定漏えい箇所	設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件	原子炉建物 原子炉棟4階	ドライウェル主フランジ (1箇所)	○	○	原子炉建物 原子炉棟2階	逃がし安全弁搬出ハッチ (1箇所)		○	原子炉建物 原子炉棟1階	機器搬入口 (2箇所)		○	所員用エアロック (1箇所)		○	制御棒駆動機構搬出ハッチ (1箇所)		○	原子炉建物 原子炉棟 地下階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ (2箇所)		○	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、2.1.4.1 (2)項にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、Mark-I 改型原子炉格納容器であり納容器の構造の相違により、水素の漏えい想定箇所の位置が異なる</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
漏えいフロア	漏えい箇所																																									
4階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ																																									
2階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ																																									
	上部ドライウェル所員用エアロック																																									
	ISI用ハッチ																																									
地下1階	S/C出入口																																									
地下2階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ																																									
	下部ドライウェル所員用エアロック																																									
フロア	想定漏えい箇所	設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件																																							
原子炉建物 原子炉棟4階	ドライウェル主フランジ (1箇所)	○	○																																							
原子炉建物 原子炉棟2階	逃がし安全弁搬出ハッチ (1箇所)		○																																							
原子炉建物 原子炉棟1階	機器搬入口 (2箇所)		○																																							
	所員用エアロック (1箇所)		○																																							
	制御棒駆動機構搬出ハッチ (1箇所)		○																																							
原子炉建物 原子炉棟 地下階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ (2箇所)		○																																							

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>解析条件を第 2.1.4-1 表から第 2.1.4-4 表に、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを第 2.1.4-1 図及び第 2.1.4-2 図に、解析モデルにおける原子炉建屋原子炉棟 6 階の P A R の配置を第 2.1.4-3 図に示す。</p> <p>P A R を設置している 6 階においては、132 個のサブボリュームに分割し、設置位置に該当する各ボリュームに P A R を模擬したモデルを設定している。</p> <p>大物搬入口及び各階段領域については、自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。</p>	<p>(3) 解析モデル</p> <p>解析モデルを図 2.2.2-2 に示す。各フロア（地下階～4階）をそれぞれ 1 ボリュームとし、1 階～4 階については大物搬入口の領域を介して、地下階及び 1 階についてはトラス室上部ハッチの領域を介して連結している。</p> <p>P A R を設置している原子炉建物原子炉棟 4 階においては、90 個のサブボリュームに分割し、設置位置に該当する各サブボリュームに P A R を模擬したモデルを設定している。</p> <p>(図 2.2.2-3, 2.2.2-4)</p> <p>大物搬入口及びトラス室上部ハッチの領域については、各フロアと同様に 1 ボリュームとしており、各フロア間の自然対流を模擬するためいくつかのサブボリュームに分割している。</p> <div data-bbox="1745 856 2496 1570" style="border: 1px solid black; height: 340px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 2.2.2-2 解析モデル</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>図 2-14 7号炉原子炉建屋オペレーティングフロアのサブボリューム分割イメージ</p>		<p>図 2. 2. 2-3 解析モデル</p>	
			
<p>図 2-15 7号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係</p>		<p>図 2. 2. 2-4 各サブボリュームと PARモデルの関係</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																
<p>2.2.2.2 解析条件</p> <p>(1) PCV 漏えい条件</p> <p>PCV から原子炉建屋への漏えい条件として、「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」、「②設計条件」、「③循環冷却シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。</p>		<p>(4) 水素漏えい量の分配条件</p> <p><u>表 2.2.2-2 にフロアにおける漏えい量の分配比率を示す。</u></p> <p><u>設計条件では、格納容器漏えい率 10%/日でドライウエル主フランジから全量漏えいしているため、全量原子炉建物原子炉棟 4階に流入する。</u></p> <p><u>有効性評価結果を踏まえた条件では、格納容器からの漏えい量を各想定漏えい箇所の周長比に応じて按分し、そのフロアで合計した値をそのフロアの流入量とする。</u></p> <p style="text-align: center;"><b>表 2.2.2-2 各フロアの漏えい量の比率</b></p> <table border="1" data-bbox="1733 695 2499 1381"> <thead> <tr> <th rowspan="2">フロア</th> <th rowspan="2">想定漏えい箇所</th> <th rowspan="2">個数</th> <th rowspan="2">口径 [mm]</th> <th rowspan="2">周長 [mm]</th> <th colspan="2">漏えい量の分配比率</th> </tr> <tr> <th>設計条件</th> <th>有効性評価結果を踏まえた条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建物 原子炉棟 4階</td> <td>ドライウエル 主フランジ</td> <td>1</td> <td rowspan="8"></td> <td rowspan="8"></td> <td>1</td> <td rowspan="8"></td> </tr> <tr> <td>原子炉建物 原子炉棟 2階</td> <td>逃がし安全弁 搬出ハッチ</td> <td>1</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉建物 原子炉棟 1階</td> <td>機器搬入口</td> <td>2</td> <td rowspan="3">0</td> </tr> <tr> <td>所員用エアロ ック</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機 構搬出ハッチ</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物 原子炉棟 地下階</td> <td>サブプレッショ ン・チェンバア クセスハッチ</td> <td>2</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5) 格納容器漏えい条件</p> <p><u>格納容器から原子炉建物原子炉棟への漏えい条件として、「①設計条件 (ベント無し)」、「②設計条件 (ベント有り)」、「③有効性評価結果を踏まえた条件 (過圧・過温、残留熱代替除去系を使用しない場合) (以下、ベントケースとする。), 「④有効性評価結果を踏まえた条件 (過圧・過温、残留熱代替除去系を使用する場合) (以下、RHARケースとする。)のいずれかを用いる。</u></p>	フロア	想定漏えい箇所	個数	口径 [mm]	周長 [mm]	漏えい量の分配比率		設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件	原子炉建物 原子炉棟 4階	ドライウエル 主フランジ	1			1		原子炉建物 原子炉棟 2階	逃がし安全弁 搬出ハッチ	1	0	原子炉建物 原子炉棟 1階	機器搬入口	2	0	所員用エアロ ック	1	制御棒駆動機 構搬出ハッチ	1	原子炉建物 原子炉棟 地下階	サブプレッショ ン・チェンバア クセスハッチ	2	0	<p>・資料構成の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b></p> <p>柏崎 6/7 は、表 2-10 にて記載。東海第二は、2.1.4.1 (2) 項にて記載</p> <p>・資料構成の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>東海第二は、2.1.4.1 項にて記載</p>
フロア	想定漏えい箇所	個数						口径 [mm]	周長 [mm]	漏えい量の分配比率																									
			設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件																															
原子炉建物 原子炉棟 4階	ドライウエル 主フランジ	1			1																														
原子炉建物 原子炉棟 2階	逃がし安全弁 搬出ハッチ	1			0																														
原子炉建物 原子炉棟 1階	機器搬入口	2			0																														
	所員用エアロ ック	1																																	
	制御棒駆動機 構搬出ハッチ	1																																	
原子炉建物 原子炉棟 地下階	サブプレッショ ン・チェンバア クセスハッチ	2			0																														

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
<p>① 有効性評価代表シナリオ包絡条件</p> <p>PCVからの漏えい条件を表2-7に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成(水蒸気分率、水素分率、窒素分率)は、格納容器破損防止対策の有効性評価(ベント時刻変更後)のMAAP解析結果である図2-16、図2-17、図2-18(図中でのベント時刻の包絡条件は48時間)から決定した。</p> <p>圧力は、PCVベント想定時刻(38時間)までは格納容器限界圧力(620kPa[g])、PCVベント想定時刻以降は、格納容器最高使用圧力×0.5(155kPa[g])を想定する。</p> <p>温度は、PCVベント想定時刻までは、格納容器限界温度(200℃)、PCVベント想定時刻以降は、格納容器最高使用温度(171℃)を想定する。</p> <p>ガス組成について、PCVベント想定時刻までは、保守的に②設計条件と同じとし、PCVベント想定時刻以降は、PCV内は全て蒸気と仮定し、蒸気みの漏えいが継続するものとする。</p> <p>PCVベント想定時刻までの格納容器漏えい率は、上記の圧力、温度、ガス組成を用いてAECの式より算出した値に対し、マージンを加えて1.5%/dayとする。PCVベント想定時刻以降は、AECの式より算出した0.5%/dayとする。</p> <p>② 設計条件</p> <p>PCVからの漏えい条件を表2-8に示す。PCVベントは想定せず、また、PCV漏えい率10%/dayが一定で漏えいする保守的な条件を設定する。</p>		<p>① 設計条件(ベント無し)</p> <p>格納容器からの漏えい条件を表2.2.2-3、表2.2.2-4に示す。格納容器ベントは想定せず、また、保守的に漏えい率は10%/日で一定とする。</p> <p>表2.2.2-3 格納容器漏えい条件(設計条件、ベント無し)</p> <table border="1" data-bbox="1795 1459 2448 1648"> <tr> <td>圧力(kPa[gage])</td> <td>853 (2.0Pd)</td> </tr> <tr> <td>温度(℃)</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>漏えい率(%/日)</td> <td>10</td> </tr> </table>	圧力(kPa[gage])	853 (2.0Pd)	温度(℃)	200	漏えい率(%/日)	10	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、2.2.2(5)③項にて記載</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、2.1.4.1(1)a.項にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>柏崎6/7は、表2-8にて記載。東海第二は第2.1.4.1-1表にて記載</p>
圧力(kPa[gage])	853 (2.0Pd)								
温度(℃)	200								
漏えい率(%/日)	10								

表 2.2.2-4 ガス組成 (設計条件, ベント無し)

水素濃度 (vol%)	17 ※ <sup>1</sup>	図番号 図 2.2.2-5
窒素濃度 (vol%)	16 ※ <sup>1</sup>	
水蒸気濃度 (vol%)	67 ※ <sup>1</sup>	

※1 : 初期条件を示す。

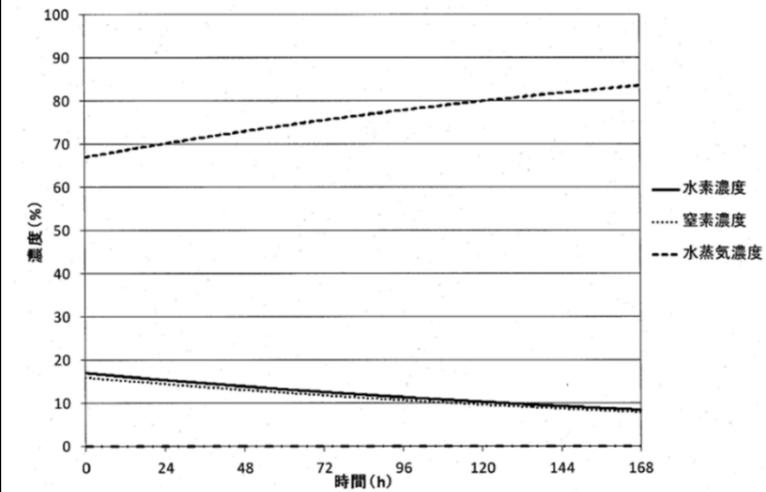
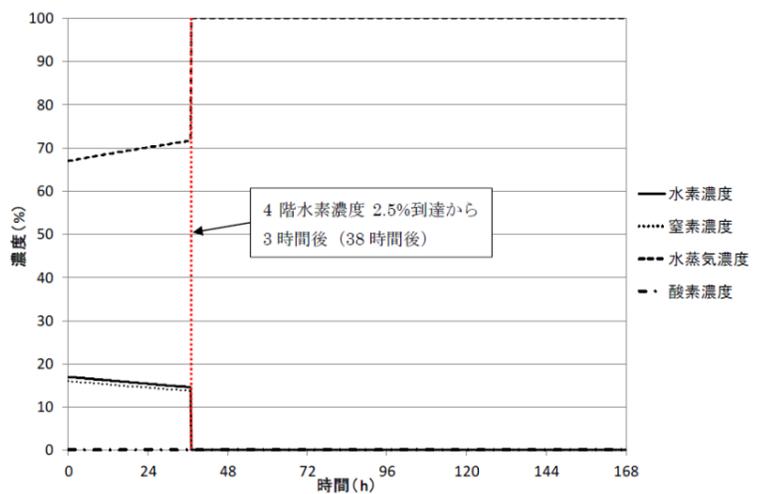


図 2.2.2-5 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件, ベント無し)

・設備の相違  
 ・資料構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 柏崎 6/7 は, 表 2-8 にて記載。東海第二は第 2.1.4.1-1 表にて記載

・設備の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 島根 2号炉では, 格納容器から原子炉建物原子炉棟への漏えい量に応じて, 時間の経過で格納容器内のガス組成が変化する条件としている  
 ・資料構成の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二は, 第 2.1.4.1-1 図にて記載

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
		<p>② 設計条件 (ベント有り)</p> <p>格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-5, 表 2.2.2-6 に示す。本ケースでは、「①設計条件 (ベント無し)」と同じ条件で格納容器ベントの実施を想定する。具体的には、格納容器ベント実施タイミングを、原子炉建物原子炉棟4階の水素濃度が 2.5%に到達した時刻から、格納容器ベントの想定操作時間である3時間が経過した時点とする。また、格納容器ベント実施後の条件については、「③ベントケース」に記載しているベント実施後の条件を設定する。</p> <p>表 2.2.2-5 格納容器漏えい条件 (設計条件, ベント有り)</p> <table border="1" data-bbox="1739 785 2496 1062"> <thead> <tr> <th>事故後経過時間 (hr)</th> <th>0~38</th> <th>38~168</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力 (kPa [gage])</td> <td>853 (2.0Pd)</td> <td>85.3 (0.2Pd)</td> </tr> <tr> <td>温度 (°C)</td> <td>200</td> <td>171</td> </tr> <tr> <td>漏えい率 (%/日)</td> <td>10.0</td> <td>0.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 2.2.2-6 ガス組成 (設計条件, ベント有り)</p> <table border="1" data-bbox="1739 1234 2496 1419"> <thead> <tr> <th>事故後経過時間 (hr)</th> <th>0~38</th> <th>38~168</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素濃度 (vol%)</td> <td>17 ※1</td> <td>0</td> <td rowspan="3">図 2.2.2-6</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度 (vol%)</td> <td>16 ※1</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度 (vol%)</td> <td>67 ※1</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 初期条件を示す。</p>	事故後経過時間 (hr)	0~38	38~168	圧力 (kPa [gage])	853 (2.0Pd)	85.3 (0.2Pd)	温度 (°C)	200	171	漏えい率 (%/日)	10.0	0.5	事故後経過時間 (hr)	0~38	38~168	図番号	水素濃度 (vol%)	17 ※1	0	図 2.2.2-6	窒素濃度 (vol%)	16 ※1	0	水蒸気濃度 (vol%)	67 ※1	100	<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉では、原子炉格納容器からの漏えいに伴い格納容器ベントを実施した場合の効果を確認するため、2.2.2 (5) ①項の解析と同じ条件で、格納容器ベントを実施する解析を記載</p>
事故後経過時間 (hr)	0~38	38~168																											
圧力 (kPa [gage])	853 (2.0Pd)	85.3 (0.2Pd)																											
温度 (°C)	200	171																											
漏えい率 (%/日)	10.0	0.5																											
事故後経過時間 (hr)	0~38	38~168	図番号																										
水素濃度 (vol%)	17 ※1	0	図 2.2.2-6																										
窒素濃度 (vol%)	16 ※1	0																											
水蒸気濃度 (vol%)	67 ※1	100																											

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p>図 2.2.2-6 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件, ベント有り)</p> <p>③ ベントケース</p> <p>格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-7 から表 2.2.2-9 に示す。漏えいするガスの圧力, 温度, ガス組成 (水蒸気分率, 水素分率, 窒素分率) は, 格納容器破壊防止対策の有効性評価のMAAP解析結果である図 2.2.2-7 から図 2.2.2-10 より決定している。</p> <p>圧力は, 事故発生後から解析上の格納容器ベント想定時刻である 96 時間まではMAAP解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には, 事故発生後から 15 時間までは最高使用圧力 (427kPa[gage]), 15 時間から 96 時間までは, 格納容器限界圧力 (853kPa[gage]), 96 時間以降は最高使用圧力×0.2 (85.3kPa[gage]) を想定する。</p> <p>温度は, 解析上の格納容器ベント想定時刻までは, 格納容器限界温度 (200℃), それ以降は格納容器最高使用温度 (171℃) を想定する。</p> <p>ガス組成については, 事故発生後から 96 時間まではMAAP解析結果の水素ガス濃度を包絡するように条件を設定する。また, 漏えい量を多く見積もる観点から, 水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。96 時間以降は, 格納容器内はすべて水蒸気と仮定し, 水蒸気のみ漏えいが継続するものとする。</p> <p>格納容器漏えい率について, 事故後 96 時間までの間は上記の圧力, 温度, ガス組成を用いてAECの式より算出し</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>柏崎 6/7 は, 2.2.2.2 (1) ①項にて記載。東海第二は, 2.1.4.1 (1) b. 項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
		<p><u>た値に対して保守的に切り上げた値を設定する。96時間以降は水蒸気のみ漏えいとなるため、AECの式より算出した値とする。</u></p>																							
		<p>表 2.2.2-7 格納容器漏えい条件 (ベントケース)</p> <table border="1" data-bbox="1736 474 2499 793"> <thead> <tr> <th>事故後経過時間 (hr)</th> <th>0~15</th> <th>15~96</th> <th>96~168</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力 (kPa [gage])</td> <td>427 (1.0Pd)</td> <td>853 (2.0Pd)</td> <td>85.3 (0.2Pd)</td> <td>図 2.2.2-7</td> </tr> <tr> <td>温度 (°C)</td> <td colspan="2">200</td> <td>171</td> <td>図 2.2.2-8</td> </tr> <tr> <td>漏えい率 (%/日)</td> <td>0.5</td> <td>1.3</td> <td>0.5</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	事故後経過時間 (hr)	0~15	15~96	96~168	図番号	圧力 (kPa [gage])	427 (1.0Pd)	853 (2.0Pd)	85.3 (0.2Pd)	図 2.2.2-7	温度 (°C)	200		171	図 2.2.2-8	漏えい率 (%/日)	0.5	1.3	0.5	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>・資料構成の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 は, 表 2-7 にて記載。東海第二は, 第 2.1.4.1-2 表にて記載</p>		
事故後経過時間 (hr)	0~15	15~96	96~168	図番号																					
圧力 (kPa [gage])	427 (1.0Pd)	853 (2.0Pd)	85.3 (0.2Pd)	図 2.2.2-7																					
温度 (°C)	200		171	図 2.2.2-8																					
漏えい率 (%/日)	0.5	1.3	0.5	—																					
		<p>表 2.2.2-8 D/W 内ガス条件 (ベントケース)</p> <table border="1" data-bbox="1736 968 2499 1241"> <thead> <tr> <th>事故後経過時間 (hr)</th> <th>0~2</th> <th>2~40</th> <th>40~96</th> <th>96~168</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素濃度 (vol%)</td> <td>10</td> <td>4</td> <td>8</td> <td>0</td> <td rowspan="3">図 2.2.2-9</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度 (vol%)</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度 (vol%)</td> <td>90</td> <td>96</td> <td>92</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table>	事故後経過時間 (hr)	0~2	2~40	40~96	96~168	図番号	水素濃度 (vol%)	10	4	8	0	図 2.2.2-9	窒素濃度 (vol%)	0	0	0	0	水蒸気濃度 (vol%)	90	96	92	100	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>・資料構成の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 【東海第二】 東海第二は, 第 2.1.4.1-2 表にて記載</p>
事故後経過時間 (hr)	0~2	2~40	40~96	96~168	図番号																				
水素濃度 (vol%)	10	4	8	0	図 2.2.2-9																				
窒素濃度 (vol%)	0	0	0	0																					
水蒸気濃度 (vol%)	90	96	92	100																					
		<p>表 2.2.2-9 S/C 内ガス条件 (ベントケース)</p> <table border="1" data-bbox="1736 1461 2499 1734"> <thead> <tr> <th>事故後経過時間 (hr)</th> <th>0~48</th> <th>48~96</th> <th>96~168</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素濃度 (vol%)</td> <td>17</td> <td>8</td> <td>0</td> <td rowspan="3">図 2.2.2-10</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度 (vol%)</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度 (vol%)</td> <td>83</td> <td>92</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table>	事故後経過時間 (hr)	0~48	48~96	96~168	図番号	水素濃度 (vol%)	17	8	0	図 2.2.2-10	窒素濃度 (vol%)	0	0	0	水蒸気濃度 (vol%)	83	92	100	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>・資料構成の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 【東海第二】 東海第二は, 第 2.1.4.1-2 表にて記載</p>				
事故後経過時間 (hr)	0~48	48~96	96~168	図番号																					
水素濃度 (vol%)	17	8	0	図 2.2.2-10																					
窒素濃度 (vol%)	0	0	0																						
水蒸気濃度 (vol%)	83	92	100																						

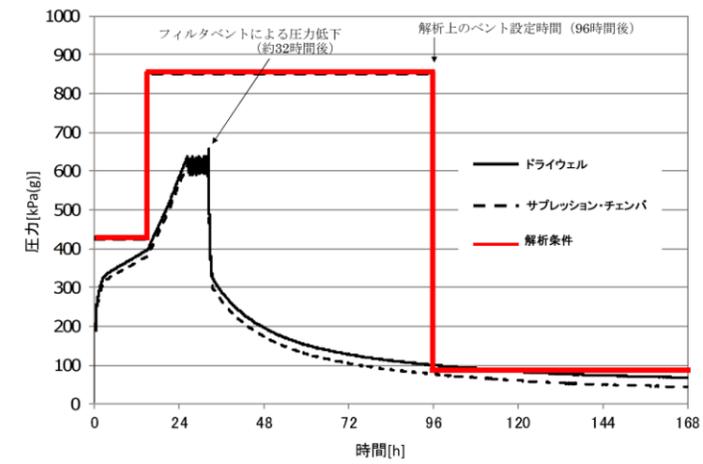


図 2. 2. 2-7 格納容器圧力条件 (ベントケース)

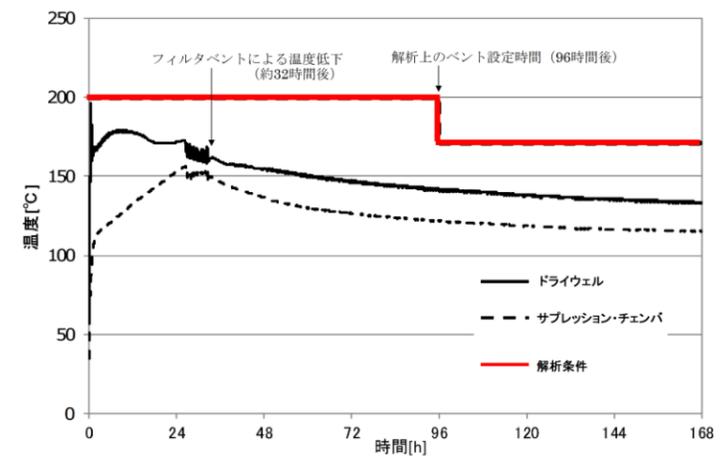


図 2. 2. 2-8 格納容器温度条件 (ベントケース)

・設備の相違  
 ・資料構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 柏崎 6/7 は, 図 2-16  
 にて記載。東海第二は,  
 第 2. 1. 4. 1-3 図にて記  
 載

・設備の相違  
 ・資料構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 柏崎 6/7 は, 図 2-17  
 にて記載。東海第二は,  
 第 2. 1. 4. 1-5 図にて記  
 載

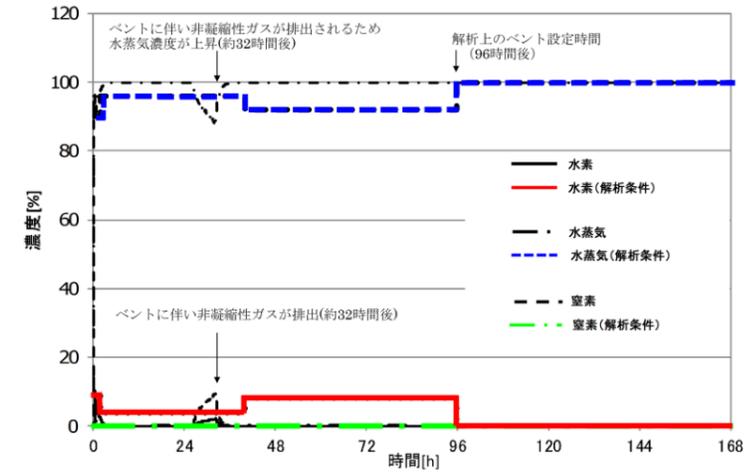


図 2.2.2-9 D/W 内ガス条件 (ベントケース)

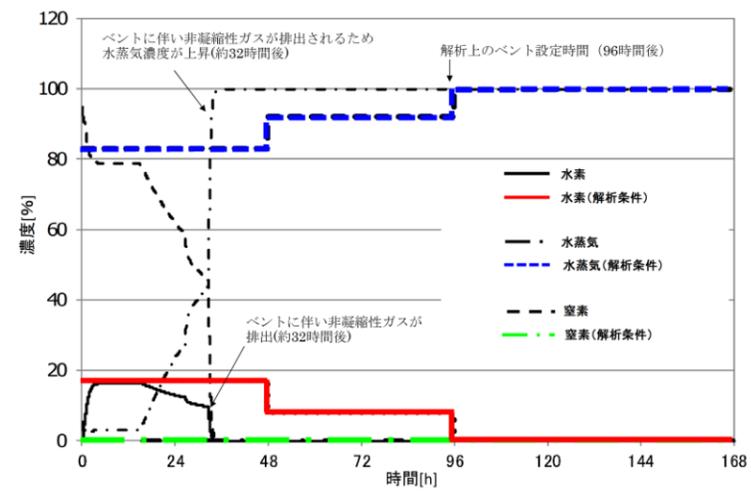


図 2.2.2-10 S/C 内ガス条件 (ベントケース)

・設備の相違  
 ・資料構成の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】  
 柏崎 6/7 は, 図 2-18  
 にて記載。東海第二は,  
 第 2.1.4.1-7 図にて記  
 載

・設備の相違  
 ・記載方針の相違  
 【柏崎 6/7】  
 ・資料構成の相違  
 【東海第二】  
 東海第二は, 第 2.1.4.  
 1-9 図にて記載

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ 循環冷却シナリオ包絡条件</p> <p>PCVからの漏えい条件を表2-9に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、格納容器破損防止対策の有効性評価シナリオに対して代替循環冷却ラインを用いた除熱を考慮した場合のMAAP解析結果である図2-19、図2-20、図2-21、図2-22から決定した。</p> <p>圧力は、24時間までは格納容器限界圧力（620kPa[g]）とし、その後は段階的に465kPa[g]、格納容器最高使用圧力310kPa[g]と低下することを想定する。</p> <p>温度は、84時間までは格納容器限界温度（200℃）とし、その後は格納容器最高使用温度（171℃）に低下することを想定する。</p> <p>ガス組成については、水素濃度をMAAP結果包絡値で一定とし、窒素濃度を事象発生前の全量がPCV内に残っていると仮定して算出し、残りを全て水蒸気とする。</p> <p>格納容器漏えい率は、上記の圧力、温度、ガス組成を用いてAECの式より算出した値を包絡する値である1.5%/day（0～24時間）、1.0%/day（24～84時間）、0.75%/day（84時間以降）とする。</p>		<p>④ RHARケース</p> <p>格納容器からの漏えい条件を表2.2.2-10から表2.2.2-12に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、格納容器破壊防止対策の有効性評価シナリオに対して残留熱代替除去系を使用した除熱を考慮した場合のMAAP解析結果である図2.2.2-11から図2.2.2-14より決定している。</p> <p>圧力は、MAAP解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には、残留熱代替除去系の格納容器スプレイによる圧力低下が想定される時刻である事故後15時間までは384.3kPa[gage]、15時間以降は341.6kPa[gage]を想定する。</p> <p>温度は、MAAP解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には、事故発生後から15時間までは格納容器限界温度（200℃）、それ以降は残留熱代替除去系の格納容器スプレイによる温度低下を考慮し150℃を想定する。</p> <p>ガス組成については、MAAP解析結果の水素ガス濃度を包絡するよう条件を設定する。また、漏えい量を多く見積もる観点から、水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。</p> <p>格納容器漏えい率については、上記の圧力、温度、ガス組成を用いてAECの式より算出した値に対して保守的に切り上げた値としている。</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は、2.1.4.1 (1) b.項にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉はMark-I改型原子炉格納容器のため設計圧力が異なる。また、MAAP解析結果の相違により、事故時の格納容器圧力、温度、ガス組成が異なる</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																									
		<p align="center"><u>表 2.2.2-10 格納容器漏えい条件 (RHAR ケース)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故後経過時間 (hr)</th> <th>0~1</th> <th>1~15</th> <th>15~24</th> <th>24~168</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力 (kPa [gage])</td> <td colspan="2">384.3 (0.9Pd)</td> <td colspan="2">341.6 (0.8Pd)</td> <td>図 2.2.2-1 1</td> </tr> <tr> <td>温度 (°C)</td> <td colspan="2">200</td> <td colspan="2">150</td> <td>図 2.2.2-1 2</td> </tr> <tr> <td>D/W 漏えい率 (%/日)</td> <td>0.85</td> <td>0.82</td> <td colspan="2">0.73</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>W/W 漏えい率 (%/日)</td> <td colspan="2">0.87</td> <td>0.78</td> <td>0.76</td> </tr> </tbody> </table> <p align="center"><u>表 2.2.2-11 D/W 内ガス条件 (RHAR ケース)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故後経過時間 (hr)</th> <th>0~1</th> <th>1~168</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素濃度 (vol%)</td> <td>15</td> <td>7</td> <td rowspan="3">図 2.2.2-13</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度 (vol%)</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度 (vol%)</td> <td>85</td> <td>93</td> </tr> </tbody> </table> <p align="center"><u>表 2.2.2-12 S/C 内ガス条件 (RHAR ケース)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故後経過時間 (hr)</th> <th>0~24</th> <th>24~168</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素濃度 (vol%)</td> <td>20</td> <td>15</td> <td rowspan="3">図 2.2.2-14</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度 (vol%)</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度 (vol%)</td> <td>80</td> <td>85</td> </tr> </tbody> </table>	事故後経過時間 (hr)	0~1	1~15	15~24	24~168	図番号	圧力 (kPa [gage])	384.3 (0.9Pd)		341.6 (0.8Pd)		図 2.2.2-1 1	温度 (°C)	200		150		図 2.2.2-1 2	D/W 漏えい率 (%/日)	0.85	0.82	0.73		-	W/W 漏えい率 (%/日)	0.87		0.78	0.76	事故後経過時間 (hr)	0~1	1~168	図番号	水素濃度 (vol%)	15	7	図 2.2.2-13	窒素濃度 (vol%)	0	0	水蒸気濃度 (vol%)	85	93	事故後経過時間 (hr)	0~24	24~168	図番号	水素濃度 (vol%)	20	15	図 2.2.2-14	窒素濃度 (vol%)	0	0	水蒸気濃度 (vol%)	80	85	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違</li> <li>資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b> 柏崎 6/7 は, 表 2-9 にて記載。東海第二は, 第 2.1.4.1-2 表にて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違</li> <li>資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b> 柏崎 6/7 は, 表 2-9 にて記載。東海第二は, 第 2.1.4.1-2 表にて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違</li> <li>記載方針の相違</li> <li>資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7】</b> <b>【東海第二】</b> 東海第二は, 第 2.1.4.1-2 表にて記載</p>
事故後経過時間 (hr)	0~1	1~15	15~24	24~168	図番号																																																							
圧力 (kPa [gage])	384.3 (0.9Pd)		341.6 (0.8Pd)		図 2.2.2-1 1																																																							
温度 (°C)	200		150		図 2.2.2-1 2																																																							
D/W 漏えい率 (%/日)	0.85	0.82	0.73		-																																																							
W/W 漏えい率 (%/日)	0.87		0.78	0.76																																																								
事故後経過時間 (hr)	0~1	1~168	図番号																																																									
水素濃度 (vol%)	15	7	図 2.2.2-13																																																									
窒素濃度 (vol%)	0	0																																																										
水蒸気濃度 (vol%)	85	93																																																										
事故後経過時間 (hr)	0~24	24~168	図番号																																																									
水素濃度 (vol%)	20	15	図 2.2.2-14																																																									
窒素濃度 (vol%)	0	0																																																										
水蒸気濃度 (vol%)	80	85																																																										

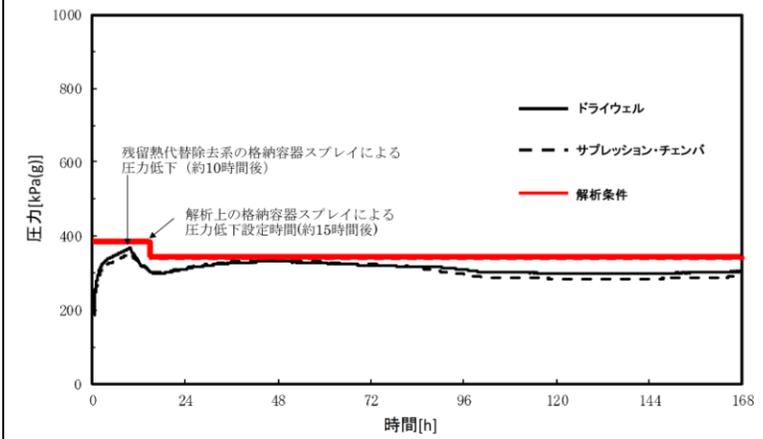


図 2.2.2-11 格納容器圧力条件 (R HAR ケース)

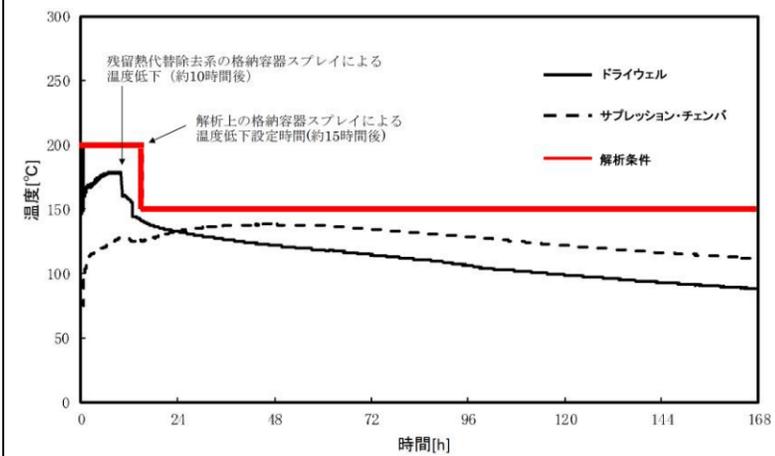


図 2.2.2-12 格納容器温度条件 (R HAR ケース)

・設備の相違  
 ・資料構成の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】  
 柏崎 6/7 は, 図 2-19  
 にて記載。東海第二は,  
 第 2.1.4.1-2 図にて記  
 載

・設備の相違  
 ・資料構成の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】  
 柏崎 6/7 は, 図 2-20  
 にて記載。東海第二は,  
 第 2.1.4.1-4 図にて記  
 載

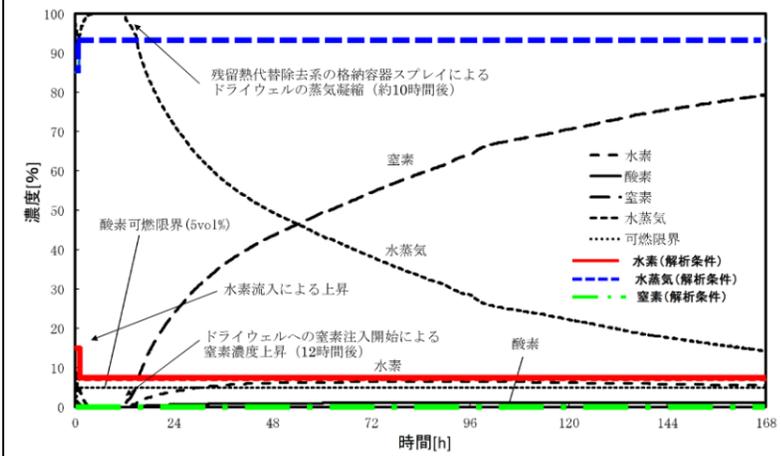


図 2.2.2-13 D/W 内ガス条件 (R HAR ケース)

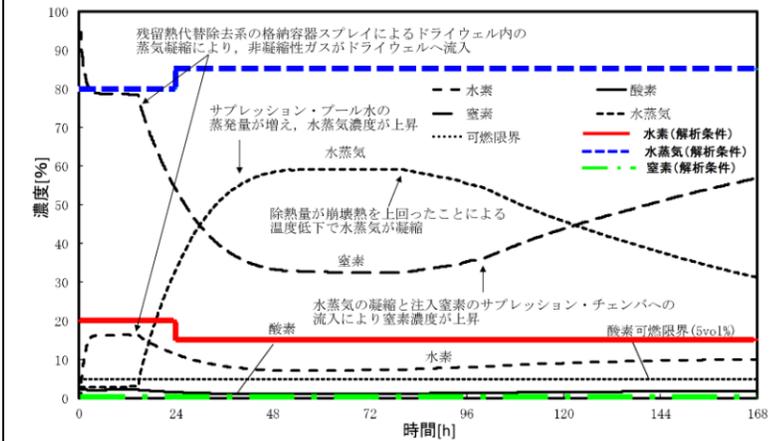
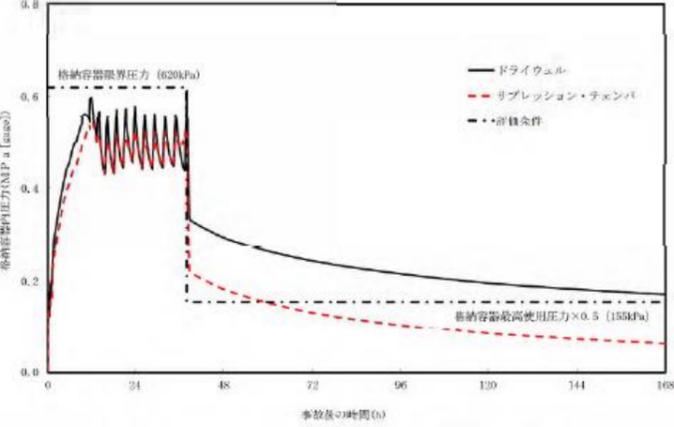


図 2.2.2-14 S/C 内ガス条件 (R HAR ケース)

・設備の相違  
 ・資料構成の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】  
 柏崎 6/7 は, 図 2-21  
 にて記載。東海第二は,  
 第 2.1.4.1-6 図にて記  
 載

・設備の相違  
 ・資料構成の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】  
 柏崎 6/7 は, 図 2-22  
 にて記載。東海第二は,  
 第 2.1.4.1-8 図にて記  
 載

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																							
<p>(2) 漏えい箇所</p> <p><u>漏えい箇所として、4階（原子炉建屋オペレーティングフロア）のみから漏えいする条件と、4階、2階、地下1階、地下2階の各フロアから表2-10に示す割合で漏えいする条件の2条件とする。表2-10で示す割合とは、リークポテンシャルであるフランジ部、エアロックの開口部周長の割合を示している。これら2条件の全漏えい量は同じとする。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>表2-7 PCVからの漏えい条件</u> (有効性評価代表シナリオ包絡条件)</p> <table border="1" data-bbox="154 653 917 1163"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">解析条件</th> </tr> <tr> <th>ベント想定時刻(38h)まで</th> <th>ベント想定時刻以降</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>620 kPa[g] (2Pd)</td> <td>155 kPa[g] (0.5Pd)</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>200 ℃</td> <td>171 ℃</td> </tr> <tr> <td>水蒸気分率</td> <td>46 %</td> <td>100 %</td> </tr> <tr> <td>水素分率</td> <td>33 %</td> <td>0 %</td> </tr> <tr> <td>窒素分率</td> <td>21 %</td> <td>0 %</td> </tr> <tr> <td>格納容器漏えい率</td> <td>1.5 %/day (1.0 %/day)</td> <td>0.5 %/day (0.5 %/day)</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図 2-16 PCV 圧力 (格納容器過圧・過温シナリオ)</p>	項目	解析条件		ベント想定時刻(38h)まで	ベント想定時刻以降	圧力	620 kPa[g] (2Pd)	155 kPa[g] (0.5Pd)	温度	200 ℃	171 ℃	水蒸気分率	46 %	100 %	水素分率	33 %	0 %	窒素分率	21 %	0 %	格納容器漏えい率	1.5 %/day (1.0 %/day)	0.5 %/day (0.5 %/day)			<p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、2.2.2(4)項にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、表 2.2.2-7 にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、図 2.2.2-7 にて記載</p>
項目		解析条件																								
	ベント想定時刻(38h)まで	ベント想定時刻以降																								
圧力	620 kPa[g] (2Pd)	155 kPa[g] (0.5Pd)																								
温度	200 ℃	171 ℃																								
水蒸気分率	46 %	100 %																								
水素分率	33 %	0 %																								
窒素分率	21 %	0 %																								
格納容器漏えい率	1.5 %/day (1.0 %/day)	0.5 %/day (0.5 %/day)																								

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. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

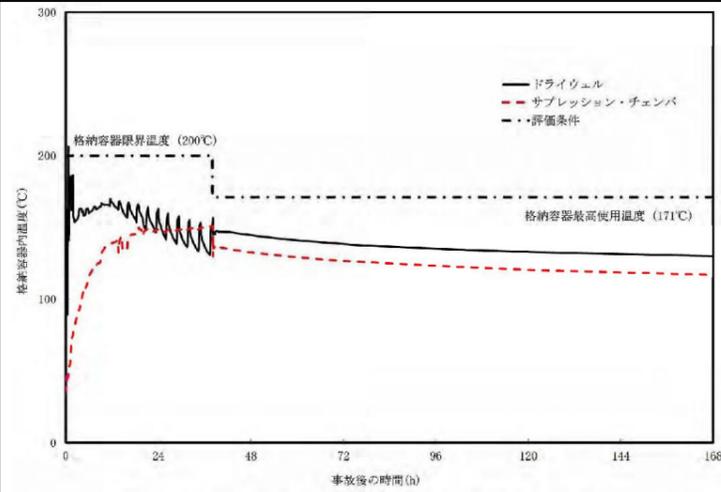


図 2-17 PCV 温度 (格納容器過圧・過温シナリオ)

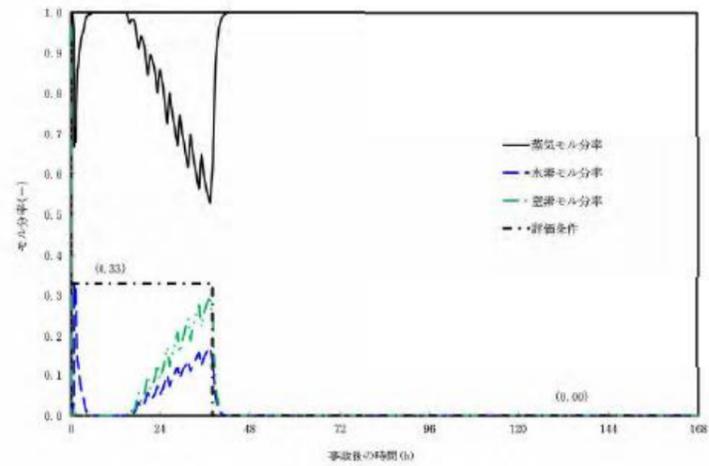


図 2-18 PCV ガス組成 (格納容器過圧・過温シナリオ)

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は, 図 2.2.  
2-8 にて記載

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は, 図 2.2.  
2-9 にて記載

表 2-8 PCV からの漏えい条件 (設計条件)

項目	解析条件
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)
温度	200 °C
水蒸気分率	46 %
水素分率	33 %
窒素分率	21 %
格納容器漏えい率	10 %/day

表 2-9 PCV からの漏えい条件 (循環冷却シナリオ包絡条件)

項目	D/W			S/C		
	0~24h	24~84h	84~168h	0~24h	24~84h	84~168h
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)
温度	200 °C			171 °C		
水蒸気分率	46 %	41 %	33 %	40 %	35 %	27 %
水素分率	33 %			39 %		
窒素分率	21 %	26 %	34 %	21 %	26 %	34 %
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	4階、2階の漏えい条件			地下1階、地下2階の漏えい条件		

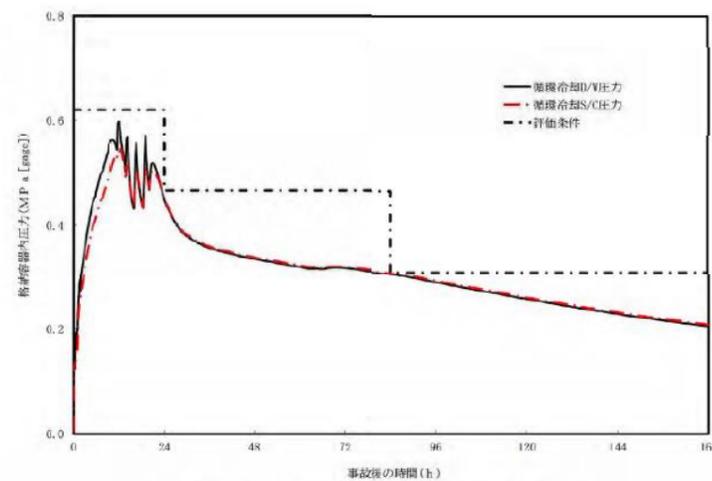


図 2-19 PCV 圧力 (循環冷却シナリオ)

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2 号炉は, 表 2. 2. 2-3 及び表 2. 2. 2-4 にて記載

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2 号炉は, 表 2. 2. 2-10 から表 2. 2. 2-12 にて記載

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2 号炉は, 図 2. 2. 2-11 にて記載

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. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

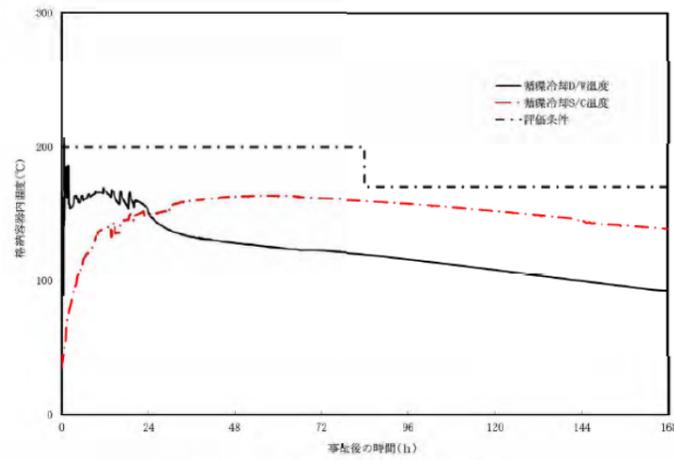


図 2-20 PCV 温度 (循環冷却シナリオ)

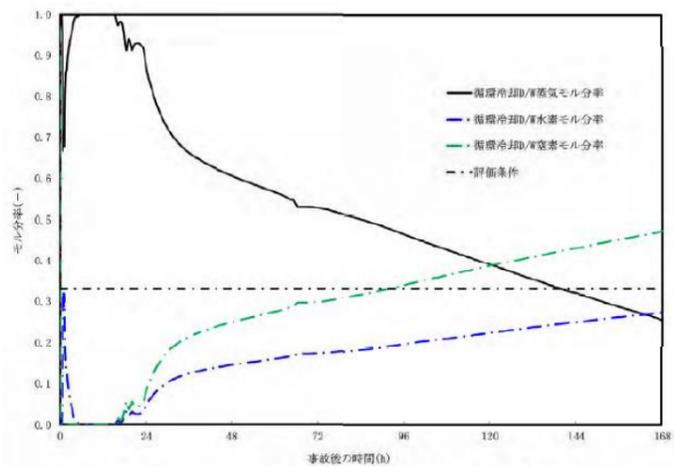


図 2-21 PCV (D/W) ガス組成 (循環冷却シナリオ)

・資料構成の相違  
 【柏崎 6/7】  
 島根 2 号炉は, 図 2. 2. 2-12 にて記載

・資料構成の相違  
 【柏崎 6/7】  
 島根 2 号炉は, 図 2. 2. 2-13 にて記載

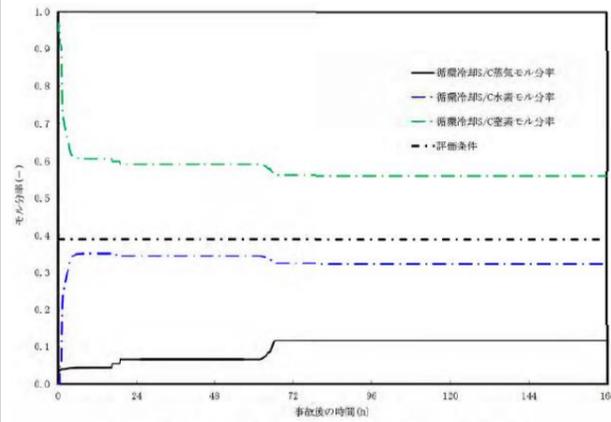


図 2-22 PCV (S/C) ガス組成 (循環冷却シナリオ)

表 2-10 水素漏えい量の分配条件

漏えい フロア	漏えい箇所	口 径 [mm]	周 長 [mm]※1	周長割 合※2	漏えい量割 合※3
4F	PCV主フラン ジ				
2F	所員用エア ロック				
	ISI用ハッチ 機器搬入用 ハッチ				
B1F	S/C 出入口				
B2F	機器搬入用 ハッチ				
	所員用エア ロック				

※1 所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他は、漏えい個所の口径[mm] から周長[mm] (口径[mm]×円周率) を算出する。

※2 周長割合=漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。

※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。

「MAAP包絡」の漏えい量に漏えい割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は、図 2. 2.  
2-14 にて記載

(3) PAR 解析条件

PAR の解析条件を表 2-11 に纏める。

表 2-11 PAR の解析条件

Table with 4 columns: No, 項目, 説明, 入力値. Rows include PAR performance (NIS PAR-11), inhibitor factor, low acid factor, start water concentration, start acid concentration, and start delay.

第 2.1.4-1 表 PAR の解析条件

Table with 4 columns: No, 項目, 説明, 入力値. Rows include PAR performance (NIS PAR-22), inhibitor factor, low acid factor, start water concentration, start acid concentration, and start delay.

(6) PAR 解析条件

PAR の解析条件を表 2.2.2-13 に示す。また、その他の解析条件を表 2.2.2-14 に示す。

表 2.2.2-13 PAR の解析条件

Table with 4 columns: No, 項目, 説明, 入力値. Rows include PAR performance (NIS PAR-22), body flow rate Q, PAR processing efficiency factor η, reaction inhibitor factor, low acid factor, start water concentration, start acid concentration, start delay, and recombination efficiency.

・設備の相違

※時間遅れ（保守的な条件）を考慮した場合の反応熱による温度影響

反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合、この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり、起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素ガスの処理が開始するものとするれば、水素濃度は低めに推移するものと考えられる。

※時間遅れ（保守的な条件）を考慮した場合の反応熱による温度影響

反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合、この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり、起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素の処理が開始するものとするれば、水素濃度は低めに推移するものと考えられる。

・記載方針の相違

【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																			
<p>水素濃度のトレンドや最大濃度には反応開始のタイミングの影響は小さいと考えられる。PAR 自体の処理量の観点からは、反応開始時の PAR 内部の温度上昇は内部のガスの浮力を増加させて吸入ガス量を増加させるので、当初は処理量が増加する側に働くが、吸入ガス量の増加に伴って PAR 内部も冷却されるため、時間遅れを伴って定常状態の処理量に漸近するので、反応開始時の反応熱の水素処理量への影響は小さい。</p> <p>(4) <u>その他解析条件</u></p> <p>表 2-12 に原子炉建屋の条件、圧力境界条件、流出条件及び放熱条件を示す。</p>	<p>第 2.1.4-2 表 マルチノードモデルの解析条件 (1/2)</p>	<p>表 2.2.2-14 <u>その他の解析条件</u></p>	<p>・設備の相違</p>																																																																																																																																																																			
<p>表 2-12 解析条件</p>																																																																																																																																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>項目</th> <th>解析条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>原子炉建屋の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) ハッチ開口面積 (固定)</td> <td>大気圧条件  40℃  相対湿度 70%の空気  4階:36100m<sup>3</sup> 3階:3400m<sup>3</sup> 2階:2200m<sup>3</sup> 1階:3900m<sup>3</sup> 地下1階:1200m<sup>3</sup> 地下2階:7100m<sup>3</sup> 地下3階:6100m<sup>3</sup>  4階-3階:44.5m<sup>2</sup> 3階-2階:60.6m<sup>2</sup> 2階-1階:57.5m<sup>2</sup> 1階-地下1階:11.02m<sup>2</sup> 地下1階-地下2階:7.25m<sup>2</sup> 地下2階-地下3階:4.05m<sup>2</sup></td> <td>原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)の容積は、低減率 0.85 とする。(軽体分、機器配管分を差し引いた値)  原子炉建屋オペレーティングフロア以外の容積は、二次格納施設内の区画の床面積×高さにより算出  原子炉建屋のハッチ寸法より算出</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)</td> <td>101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%</td> <td>大気圧 乾燥空気の組成 同上</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>流出条件 (1) 位置</td> <td>4階</td> <td>原子炉建屋の気密性を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>放熱条件 (1) 内蔵熱伝達率 (原子炉建屋オペレーティングフロア壁面) (2) 壁厚 (固定) (3) 壁内熱伝達率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外蔵熱伝達率 (壁面-外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)</td> <td>凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮  下部壁: [ ] mm 上部壁: [ ] mm 天井: [ ] mm  1.5W/m<sup>2</sup>/K 1kJ/kg/K 2400kg/m<sup>3</sup> 5W/m<sup>2</sup>/K  40℃ 下部壁: 514.8m<sup>2</sup> 上部壁: 2281.6m<sup>2</sup> 天井: 2360.16m<sup>2</sup></td> <td>コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定</td> </tr> </tbody> </table>	No	項目	解析条件	備考	1	原子炉建屋の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧条件  40℃  相対湿度 70%の空気  4階:36100m <sup>3</sup> 3階:3400m <sup>3</sup> 2階:2200m <sup>3</sup> 1階:3900m <sup>3</sup> 地下1階:1200m <sup>3</sup> 地下2階:7100m <sup>3</sup> 地下3階:6100m <sup>3</sup>  4階-3階:44.5m <sup>2</sup> 3階-2階:60.6m <sup>2</sup> 2階-1階:57.5m <sup>2</sup> 1階-地下1階:11.02m <sup>2</sup> 地下1階-地下2階:7.25m <sup>2</sup> 地下2階-地下3階:4.05m <sup>2</sup>	原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)の容積は、低減率 0.85 とする。(軽体分、機器配管分を差し引いた値)  原子炉建屋オペレーティングフロア以外の容積は、二次格納施設内の区画の床面積×高さにより算出  原子炉建屋のハッチ寸法より算出	2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 乾燥空気の組成 同上	3	流出条件 (1) 位置	4階	原子炉建屋の気密性を考慮し設定	4	放熱条件 (1) 内蔵熱伝達率 (原子炉建屋オペレーティングフロア壁面) (2) 壁厚 (固定) (3) 壁内熱伝達率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外蔵熱伝達率 (壁面-外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮  下部壁: [ ] mm 上部壁: [ ] mm 天井: [ ] mm  1.5W/m <sup>2</sup> /K 1kJ/kg/K 2400kg/m <sup>3</sup> 5W/m <sup>2</sup> /K  40℃ 下部壁: 514.8m <sup>2</sup> 上部壁: 2281.6m <sup>2</sup> 天井: 2360.16m <sup>2</sup>	コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>項目</th> <th>入力値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) 開口面積 (固定)</td> <td>大気圧  40℃  相対湿度 100%の空気  6階:22,330m<sup>3</sup> 5階(西側):2,070m<sup>3</sup> 5階(東側):2,490m<sup>3</sup> 4階(西側):2,410m<sup>3</sup> 4階(東側):3,660m<sup>3</sup> 3階(西側):2,610m<sup>3</sup> 3階(東側):2,970m<sup>3</sup> 2階(西側):1,260m<sup>3</sup> 2階(東側):2,130m<sup>3</sup> 1階(西側):1,510m<sup>3</sup> 1階(東側):1,480m<sup>3</sup> 地下1階(西側):1,560m<sup>3</sup> 地下1階(東側):1,500m<sup>3</sup> 地下2階(西側):1,210m<sup>3</sup> 地下2階(北東側):390m<sup>3</sup> 地下2階(南東側):380m<sup>3</sup></td> <td>6階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 6階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。  想定される高めの温度として設定  同上  入力値は、容積×0.7とする。(軽体分、機器配管分を差し引いた値)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>圧力境界条件 (外部・外気への漏えい) (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)</td> <td>101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%</td> <td>大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>流出条件 (外部への漏えい) (1) 位置</td> <td>6階</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	No	項目	入力値	備考	1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) 開口面積 (固定)	大気圧  40℃  相対湿度 100%の空気  6階:22,330m <sup>3</sup> 5階(西側):2,070m <sup>3</sup> 5階(東側):2,490m <sup>3</sup> 4階(西側):2,410m <sup>3</sup> 4階(東側):3,660m <sup>3</sup> 3階(西側):2,610m <sup>3</sup> 3階(東側):2,970m <sup>3</sup> 2階(西側):1,260m <sup>3</sup> 2階(東側):2,130m <sup>3</sup> 1階(西側):1,510m <sup>3</sup> 1階(東側):1,480m <sup>3</sup> 地下1階(西側):1,560m <sup>3</sup> 地下1階(東側):1,500m <sup>3</sup> 地下2階(西側):1,210m <sup>3</sup> 地下2階(北東側):390m <sup>3</sup> 地下2階(南東側):380m <sup>3</sup>	6階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 6階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。  想定される高めの温度として設定  同上  入力値は、容積×0.7とする。(軽体分、機器配管分を差し引いた値)	2	圧力境界条件 (外部・外気への漏えい) (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上	3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 位置	6階		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">分類</th> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">設計条件</th> <th colspan="2">有効性評価結果を踏まえた条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>ペントケース</th> <th>RHAR ケース</th> <th>ペントケース</th> <th>RHAR ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器条件</td> <td>空間容積</td> <td>12,600m<sup>3</sup></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉建物</td> <td>圧力</td> <td>0kPa [gage] *1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="5">原子炉棟条件</td> <td>温度</td> <td>40℃ *1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>組成</td> <td>水素 : 0 vol% *1 酸素 : 19.47 vol% *1 水蒸気 : 7.29 vol% *1 窒素 : 73.24 vol% *1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>湿度 100%の空気</td> </tr> <tr> <td>空間容積</td> <td>4階 : 41,300m<sup>3</sup> 3階 : 9,000m<sup>3</sup> 2階 : 10,900m<sup>3</sup> 1階 : 13,700m<sup>3</sup> 地下階 : 18,400m<sup>3</sup></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>開口面積</td> <td>4階-3階 : 39m<sup>2</sup> 3階-2階 : 39m<sup>2</sup> 2階-1階 : 39m<sup>2</sup> 1階-地下階 : 3.24m<sup>2</sup></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>外気条件</td> <td>圧力</td> <td>0kPa [gage]</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>温度</td> <td>40℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>想定最高温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>組成</td> <td>酸素 : 21 vol% 窒素 : 79 vol%</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>乾燥空気</td> </tr> <tr> <td>流出条件</td> <td>位置</td> <td>4階</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>原子炉建物原子炉棟の気密性を考慮</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">放熱条件</td> <td>内蔵熱伝達率</td> <td colspan="5">凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮</td> </tr> <tr> <td>壁厚</td> <td>4階下部壁 : [ ] mm 4階上部壁 : [ ] mm 4階天井壁 : [ ] mm</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>壁面熱伝達率</td> <td>1.5W/m<sup>2</sup>/K</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>コンクリートの物性値</td> </tr> <tr> <td>壁の比熱</td> <td>1kJ/kg/K</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>壁の密度</td> <td>2,400kg/m<sup>3</sup></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>外蔵熱伝達率</td> <td>5W/m<sup>2</sup>/K</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>自然対流熱伝達を考慮</td> </tr> <tr> <td>外気温</td> <td>40℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>放熱面積</td> <td>4階下部壁 : 478.82m<sup>2</sup>, 474.37m<sup>2</sup> 4階上部壁 : 634.84m<sup>2</sup>, 470.82m<sup>2</sup> 4階天井壁 : 2146.62m<sup>2</sup>, 720.92m<sup>2</sup></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	分類	項目	設計条件		有効性評価結果を踏まえた条件		備考	ペントケース	RHAR ケース	ペントケース	RHAR ケース	格納容器条件	空間容積	12,600m <sup>3</sup>					原子炉建物	圧力	0kPa [gage] *1					原子炉棟条件	温度	40℃ *1					組成	水素 : 0 vol% *1 酸素 : 19.47 vol% *1 水蒸気 : 7.29 vol% *1 窒素 : 73.24 vol% *1				湿度 100%の空気	空間容積	4階 : 41,300m <sup>3</sup> 3階 : 9,000m <sup>3</sup> 2階 : 10,900m <sup>3</sup> 1階 : 13,700m <sup>3</sup> 地下階 : 18,400m <sup>3</sup>					開口面積	4階-3階 : 39m <sup>2</sup> 3階-2階 : 39m <sup>2</sup> 2階-1階 : 39m <sup>2</sup> 1階-地下階 : 3.24m <sup>2</sup>					外気条件	圧力	0kPa [gage]						温度	40℃				想定最高温度		組成	酸素 : 21 vol% 窒素 : 79 vol%				乾燥空気	流出条件	位置	4階				原子炉建物原子炉棟の気密性を考慮	放熱条件	内蔵熱伝達率	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮					壁厚	4階下部壁 : [ ] mm 4階上部壁 : [ ] mm 4階天井壁 : [ ] mm					壁面熱伝達率	1.5W/m <sup>2</sup> /K				コンクリートの物性値	壁の比熱	1kJ/kg/K				同上	壁の密度	2,400kg/m <sup>3</sup>				同上	外蔵熱伝達率	5W/m <sup>2</sup> /K				自然対流熱伝達を考慮	外気温	40℃					放熱面積	4階下部壁 : 478.82m <sup>2</sup> , 474.37m <sup>2</sup> 4階上部壁 : 634.84m <sup>2</sup> , 470.82m <sup>2</sup> 4階天井壁 : 2146.62m <sup>2</sup> , 720.92m <sup>2</sup>					<p>※ 1 : 初期条件を示す。</p>
No	項目	解析条件	備考																																																																																																																																																																			
1	原子炉建屋の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧条件  40℃  相対湿度 70%の空気  4階:36100m <sup>3</sup> 3階:3400m <sup>3</sup> 2階:2200m <sup>3</sup> 1階:3900m <sup>3</sup> 地下1階:1200m <sup>3</sup> 地下2階:7100m <sup>3</sup> 地下3階:6100m <sup>3</sup>  4階-3階:44.5m <sup>2</sup> 3階-2階:60.6m <sup>2</sup> 2階-1階:57.5m <sup>2</sup> 1階-地下1階:11.02m <sup>2</sup> 地下1階-地下2階:7.25m <sup>2</sup> 地下2階-地下3階:4.05m <sup>2</sup>	原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)の容積は、低減率 0.85 とする。(軽体分、機器配管分を差し引いた値)  原子炉建屋オペレーティングフロア以外の容積は、二次格納施設内の区画の床面積×高さにより算出  原子炉建屋のハッチ寸法より算出																																																																																																																																																																			
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 乾燥空気の組成 同上																																																																																																																																																																			
3	流出条件 (1) 位置	4階	原子炉建屋の気密性を考慮し設定																																																																																																																																																																			
4	放熱条件 (1) 内蔵熱伝達率 (原子炉建屋オペレーティングフロア壁面) (2) 壁厚 (固定) (3) 壁内熱伝達率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外蔵熱伝達率 (壁面-外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮  下部壁: [ ] mm 上部壁: [ ] mm 天井: [ ] mm  1.5W/m <sup>2</sup> /K 1kJ/kg/K 2400kg/m <sup>3</sup> 5W/m <sup>2</sup> /K  40℃ 下部壁: 514.8m <sup>2</sup> 上部壁: 2281.6m <sup>2</sup> 天井: 2360.16m <sup>2</sup>	コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定																																																																																																																																																																			
No	項目	入力値	備考																																																																																																																																																																			
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) 開口面積 (固定)	大気圧  40℃  相対湿度 100%の空気  6階:22,330m <sup>3</sup> 5階(西側):2,070m <sup>3</sup> 5階(東側):2,490m <sup>3</sup> 4階(西側):2,410m <sup>3</sup> 4階(東側):3,660m <sup>3</sup> 3階(西側):2,610m <sup>3</sup> 3階(東側):2,970m <sup>3</sup> 2階(西側):1,260m <sup>3</sup> 2階(東側):2,130m <sup>3</sup> 1階(西側):1,510m <sup>3</sup> 1階(東側):1,480m <sup>3</sup> 地下1階(西側):1,560m <sup>3</sup> 地下1階(東側):1,500m <sup>3</sup> 地下2階(西側):1,210m <sup>3</sup> 地下2階(北東側):390m <sup>3</sup> 地下2階(南東側):380m <sup>3</sup>	6階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 6階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。  想定される高めの温度として設定  同上  入力値は、容積×0.7とする。(軽体分、機器配管分を差し引いた値)																																																																																																																																																																			
2	圧力境界条件 (外部・外気への漏えい) (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上																																																																																																																																																																			
3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 位置	6階																																																																																																																																																																				
分類	項目	設計条件		有効性評価結果を踏まえた条件		備考																																																																																																																																																																
		ペントケース	RHAR ケース	ペントケース	RHAR ケース																																																																																																																																																																	
格納容器条件	空間容積	12,600m <sup>3</sup>																																																																																																																																																																				
原子炉建物	圧力	0kPa [gage] *1																																																																																																																																																																				
原子炉棟条件	温度	40℃ *1																																																																																																																																																																				
	組成	水素 : 0 vol% *1 酸素 : 19.47 vol% *1 水蒸気 : 7.29 vol% *1 窒素 : 73.24 vol% *1				湿度 100%の空気																																																																																																																																																																
	空間容積	4階 : 41,300m <sup>3</sup> 3階 : 9,000m <sup>3</sup> 2階 : 10,900m <sup>3</sup> 1階 : 13,700m <sup>3</sup> 地下階 : 18,400m <sup>3</sup>																																																																																																																																																																				
	開口面積	4階-3階 : 39m <sup>2</sup> 3階-2階 : 39m <sup>2</sup> 2階-1階 : 39m <sup>2</sup> 1階-地下階 : 3.24m <sup>2</sup>																																																																																																																																																																				
	外気条件	圧力	0kPa [gage]																																																																																																																																																																			
	温度	40℃				想定最高温度																																																																																																																																																																
	組成	酸素 : 21 vol% 窒素 : 79 vol%				乾燥空気																																																																																																																																																																
流出条件	位置	4階				原子炉建物原子炉棟の気密性を考慮																																																																																																																																																																
放熱条件	内蔵熱伝達率	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮																																																																																																																																																																				
	壁厚	4階下部壁 : [ ] mm 4階上部壁 : [ ] mm 4階天井壁 : [ ] mm																																																																																																																																																																				
	壁面熱伝達率	1.5W/m <sup>2</sup> /K				コンクリートの物性値																																																																																																																																																																
	壁の比熱	1kJ/kg/K				同上																																																																																																																																																																
	壁の密度	2,400kg/m <sup>3</sup>				同上																																																																																																																																																																
	外蔵熱伝達率	5W/m <sup>2</sup> /K				自然対流熱伝達を考慮																																																																																																																																																																
	外気温	40℃																																																																																																																																																																				
放熱面積	4階下部壁 : 478.82m <sup>2</sup> , 474.37m <sup>2</sup> 4階上部壁 : 634.84m <sup>2</sup> , 470.82m <sup>2</sup> 4階天井壁 : 2146.62m <sup>2</sup> , 720.92m <sup>2</sup>																																																																																																																																																																					

第2.1.4-2 表 マルチノードモデルの解析条件 (2/2)

No.	項目	入力値	備考
4	放熱条件		
	(1)内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取扱床一壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	GOTHICコード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル:DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル:垂直平板(壁), 水平平板(天井)
	(2)壁厚さ(固定)	壁:  天井: 	躯体図より算出
	(3)壁内熱伝導率(固定)	1.5W/m/K	コンクリートの物性
	(4)壁の比熱(固定)	1kJ/kg/K	同上
	(5)壁の密度(固定)	2,400kg/m <sup>3</sup>	同上
	(6)外壁熱伝達率 (壁面-外気)	6W/m <sup>2</sup> /K	建物内温度200℃(流入気体温度), 外気温40℃ における自然対流熱伝達率を使用
	(7)外気温(固定)	40℃	同上
	(8)放熱面積(固定)	東西壁:1,579.4m <sup>2</sup> 南北壁:1,475.2m <sup>2</sup> 天井:1,933.8m <sup>2</sup>	躯体図より算出

第2.1.4-3 表 開口面積

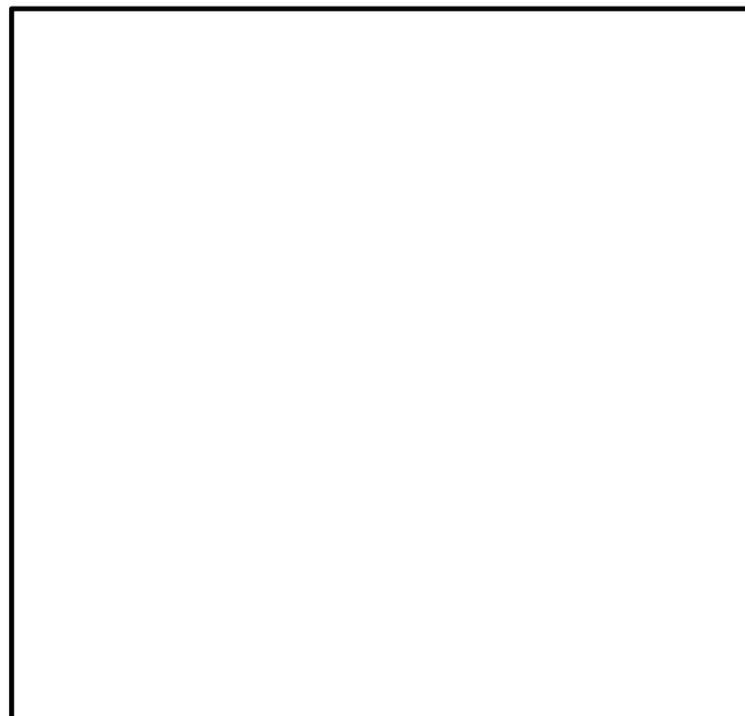
(単位: m<sup>2</sup>)

フロア	大物 搬入口	北東部 階段	北西部 階段	西部 階段	西部 階段1	北部 階段	南西部 階段	東部 階段	南部 階段
6階床	[Blank area for data]								
5階床									
4階床									
3階床									
2階床									
1階床									
地下1階床									

第 2.1.4-4 表 FRVS / SGT S の解析条件

フロア	FRVS 吸込み (排気) 流量 [m <sup>3</sup> /h]	FRVS 戻り (給気) 流量 [m <sup>3</sup> /h]
6階	4,250	4,765
5階 (西側)	—	497
5階 (東側)	—	315
4階 (西側)	—	664
4階 (東側)	—	1,152
3階 (西側)	—	580
3階 (東側)	4,250	493
2階 (西側)	—	1,024
2階 (東側)	4,250	935
1階 (西側)	—	261
1階 (東側)	—	261
地下1階 (西側)	—	782
地下1階 (東側)	4,250	782
地下2階 (西側)	—	445
地下2階 (北東側)	—	335
地下2階 (南東側)	—	141
合計*	17,000	13,430

※ FRVS 吸込み流量と戻り流量の差分が SGT S 単体の定格流量  
(17,000 - 13,430 = 3,570m<sup>3</sup>/h)



第 2.1.4-1 図 GOTHIC 解析モデル ノーディング図

・設備の相違  
【東海第二】  
⑨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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="952 247 1700 873" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1062 877 1584 917" data-label="Caption"> <p>第 2. 1. 4-2 図 6 階サブボリューム分割図</p> </div> <div data-bbox="952 1026 1700 1757" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1127 1774 1522 1814" data-label="Caption"> <p>第 2. 1. 4-3 図 P A R 設置箇所</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>2.1.4.1 解析条件</u></p> <p><u>(1) 原子炉格納容器漏えい条件</u></p> <p><u>原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい条件として「a. 設計条件」又は「b. 有効性評価シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。</u></p> <p><u>a. 設計条件</u></p> <p><u>原子炉格納容器からの漏えい条件を第2.1.4.1-1表に示す。原子炉格納容器ベントは、想定せず、原子炉格納容器漏えい率は、10%/dayとする。漏えいするガスの組成は、原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を第2.1.4.1-1図に示す。</u></p> <p><u>b. 有効性評価シナリオ包絡条件</u></p> <p><u>原子炉格納容器からの漏えい条件を第2.1.4.1-2表に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、第2.1.4.1-2図から第2.1.4.1-9図に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合及び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、格納容器温度及びガス濃度をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。</u></p> <p><u>漏えい量については、格納容器圧力、格納容器温度及びガス濃度から、AECの式を用いて設定する。ガス濃度については、漏えい量を多く見積もる観点から、水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。なお、漏えい率が1.0%/dayを超過する場合は、これを包絡する1.5%/dayを設定し、1.0%/day未満である場合には、1.0%/dayを設定する。</u></p>		<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、2.2.2(5)項にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、2.2.2(5)①項に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、2.2.2(5)③項及び2.2.2(5)④項にて記載</p>

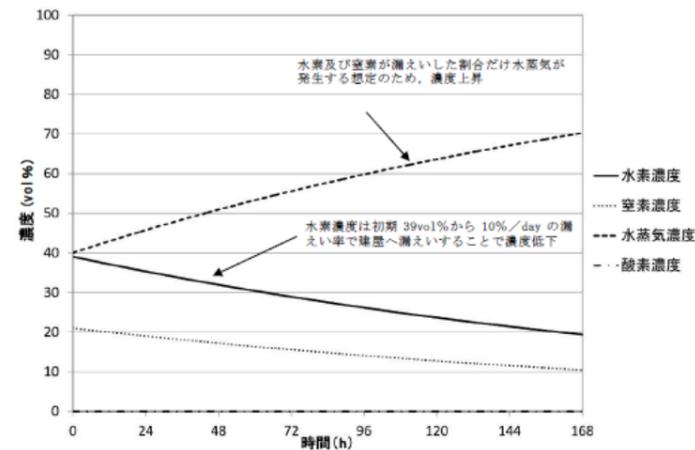
第 2.1.4.1-1 表 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力 [kPa [gage] ]	620	
温度 [°C]	200	
水素分率 [vol%]	39	原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、全て水蒸気に置き換わる条件とする。
水蒸気分率 [vol%]	40	
窒素分率 [vol%]	21	
原子炉格納容器漏えい率 [%/day]	10	

第 2.1.4.1-2 表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウエル				サブプレッション・チェンバ			
	0~ 3h	3~ 30h	30~ 110h	110~ 168h	0~ 3h	3~ 30h	30~ 110h	110~ 168h
圧力 [kPa [gage] ]	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度 [°C]	210	200	171		210	200	171	
水素分率 [vol%]	41	28	34	29	30		11	
水蒸気分率 [vol%]	59	72	66	71	70		89	
原子炉格納容器漏えい率 [%/day] *	1.5		1.0		1.5		1.0	
備考	6階及び2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

\* 漏えい率は、AECの式より算出

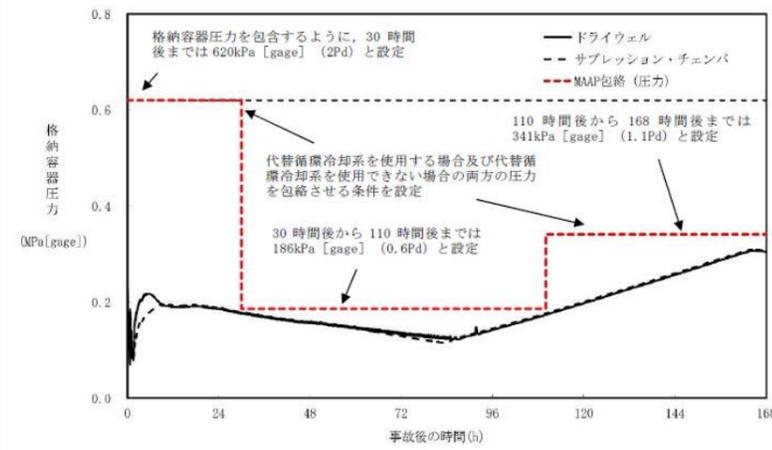


第 2.1.4.1-1 図 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)

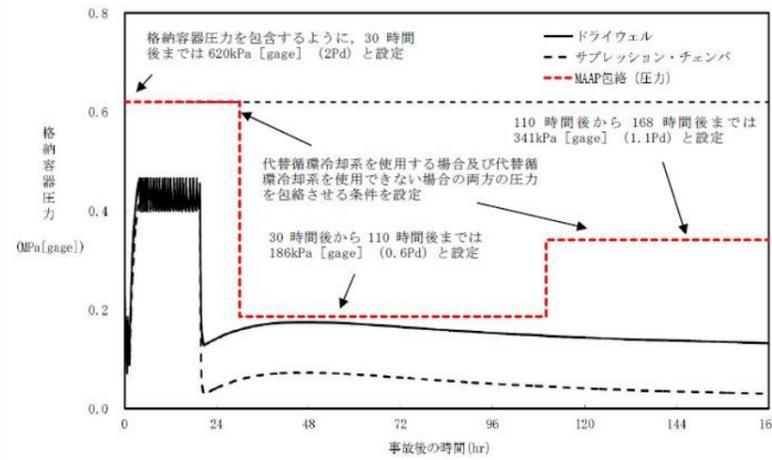
・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は、表 2.2.2-3 及び表 2.2.2-4 にて記載

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は、表 2.2.2-7 から表 2.2.2-12 にて記載

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は、図 2.2.2-5 にて記載



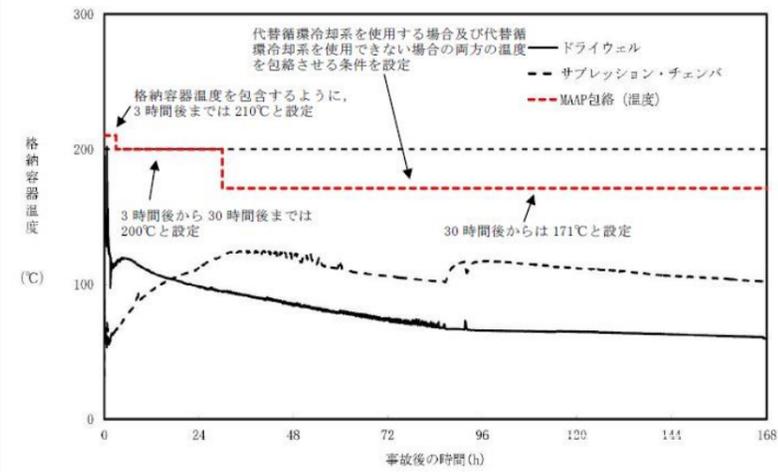
第 2.1.4.1-2 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件)  
(代替循環冷却系を使用する場合)



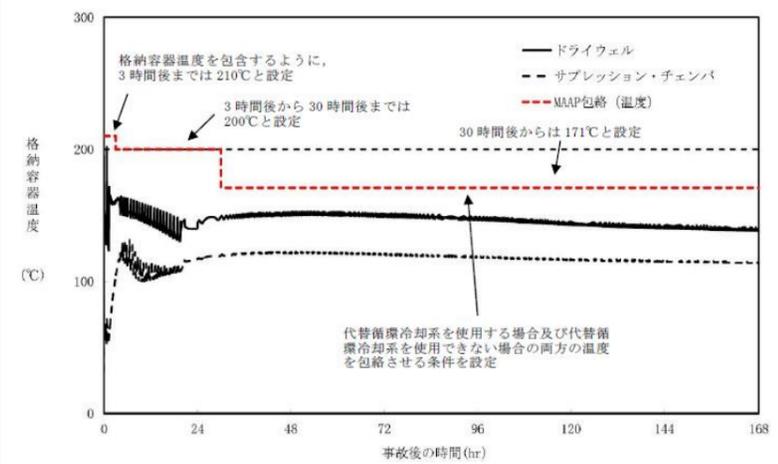
第 2.1.4.1-3 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件)  
(代替循環冷却系を使用できない場合)

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根 2号炉は, 図 2.2.  
2-11 にて記載

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根 2号炉は, 図 2.2.  
2-7 にて記載



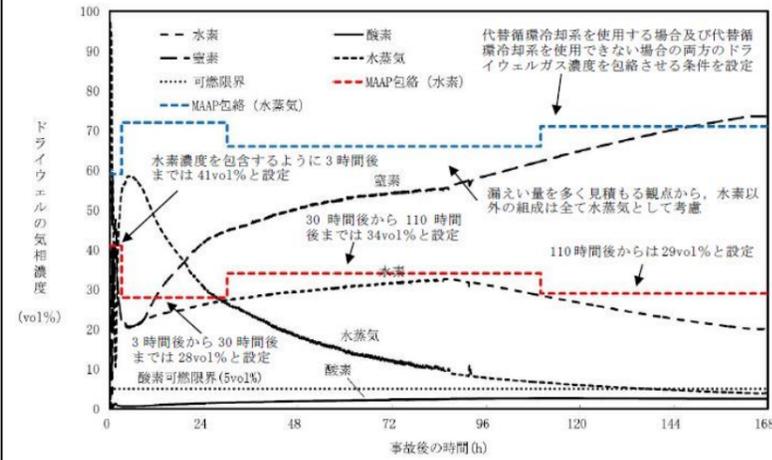
第 2. 1. 4. 1-4 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件)  
(代替循環冷却系を使用する場合)



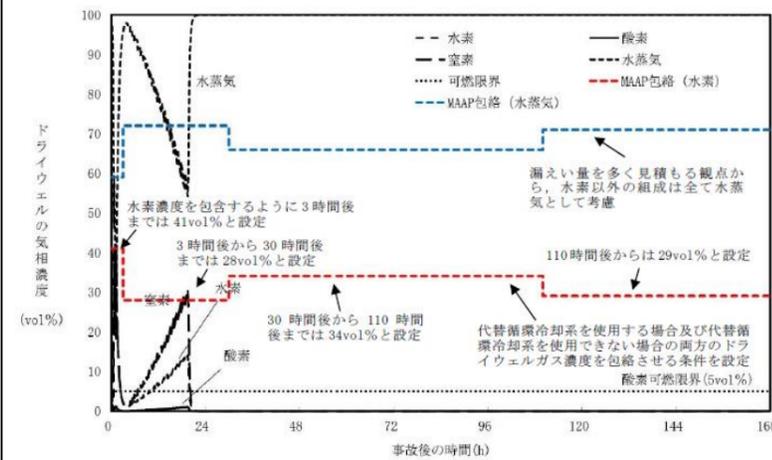
第 2. 1. 4. 1-5 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件)  
(代替循環冷却系を使用できない場合)

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根 2号炉は、図 2. 2.  
2-12 にて記載

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根 2号炉は、図 2. 2.  
2-8 にて記載



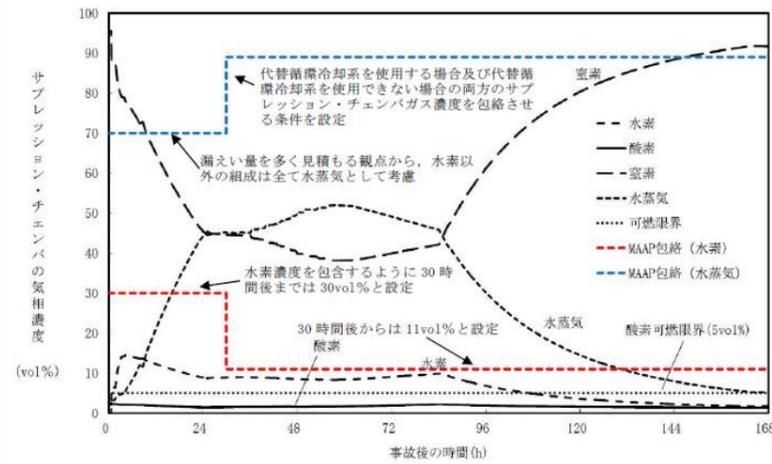
第 2.1.4.1-6 図 ドライウエルガス濃度  
(有効性評価シナリオ包絡条件)  
(代替循環冷却系を使用する場合)



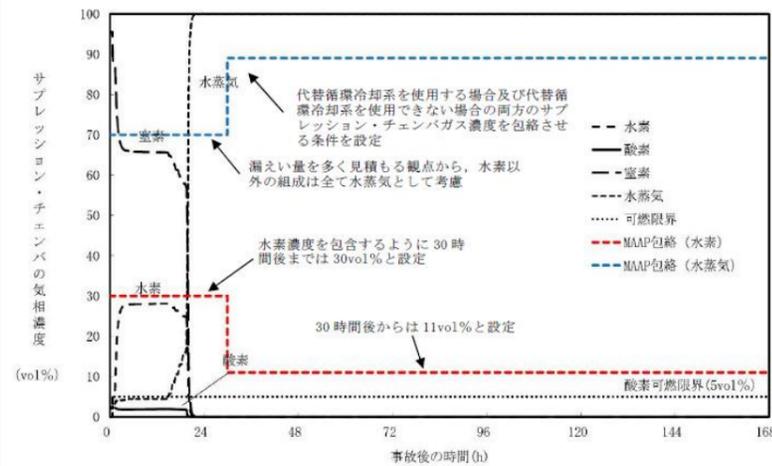
第 2.1.4.1-7 図 ドライウエルガス濃度  
(有効性評価シナリオ包絡条件)  
(代替循環冷却系を使用できない場合)

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根 2号炉は、図 2.2.2-13 にて記載

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根 2号炉は、図 2.2.2-9 にて記載



第 2.1.4.1-8 図 サプレッション・チェンバガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用する場合)



第 2.1.4.1-9 図 サプレッション・チェンバガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用できない場合)

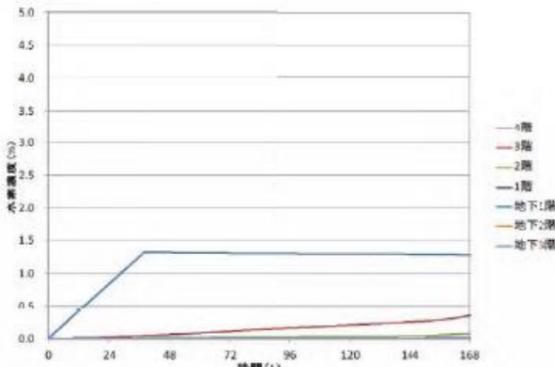
・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根 2号炉は, 図 2.2.2-14 にて記載

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根 2号炉は, 図 2.2.2-10 にて記載

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																							
	<p>(2) 漏えい箇所</p> <p>漏えい箇所は、以下の原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器トップヘッドフランジ (原子炉建屋原子炉棟 6 階)</li> <li>ドライウエル機器ハッチ (原子炉建屋原子炉棟 2 階西側)</li> <li>CRD搬出ハッチ (原子炉建屋原子炉棟 2 階西側)</li> <li>所員用エアロック (原子炉建屋原子炉棟 2 階東側)</li> <li>サブプレッション・チェンバアクセスハッチ (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側)</li> </ul> <p>6 階 (原子炉格納容器トップヘッドフランジ) のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を第 2.1.4.1-4 表に示す。</p> <p>部屋の位置を第 2.1.4.1-10 図、第 2.1.4.1-11 図に示す。</p> <p>第 2.1.4.1-4 表 水素漏えい量の分配条件</p> <table border="1" data-bbox="955 1108 1700 1669"> <thead> <tr> <th rowspan="2">漏えいフロア</th> <th rowspan="2">漏えい箇所</th> <th rowspan="2">口径 [mm]</th> <th rowspan="2">周長*1 [mm]</th> <th colspan="2">周長割合*2</th> <th colspan="2">漏えい量割合*3</th> <th rowspan="2">漏えいの対象とする局所エリア</th> </tr> <tr> <th>全フロア</th> <th>ウエル注水想定時</th> <th>全フロア</th> <th>ウエル注水想定時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6 階</td> <td>原子炉格納容器トップヘッドフランジ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2 階</td> <td>西側 ドライウエル機器ハッチ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td rowspan="2">ドライウエル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋</td> </tr> <tr> <td>東側 CRD搬出ハッチ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">地下 1 階</td> <td>西側 所員用エアロック</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>所員用エアロックのある部屋</td> </tr> <tr> <td>東側 サブプレッション・チェンバアクセスハッチ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は、漏えい箇所の口径 [mm] から周長 [mm] (口径 [mm] ×円周率) を算出する。</p> <p>※2 周長割合=漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。</p> <p>※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。</p>	漏えいフロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長*1 [mm]	周長割合*2		漏えい量割合*3		漏えいの対象とする局所エリア	全フロア	ウエル注水想定時	全フロア	ウエル注水想定時	6 階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ							—	2 階	西側 ドライウエル機器ハッチ							ドライウエル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋	東側 CRD搬出ハッチ							地下 1 階	西側 所員用エアロック							所員用エアロックのある部屋	東側 サブプレッション・チェンバアクセスハッチ							サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋		<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、2.2.2 (2) 項にて記載</p>
漏えいフロア	漏えい箇所					口径 [mm]	周長*1 [mm]	周長割合*2			漏えい量割合*3		漏えいの対象とする局所エリア																																													
		全フロア	ウエル注水想定時	全フロア	ウエル注水想定時																																																					
6 階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ							—																																																		
2 階	西側 ドライウエル機器ハッチ							ドライウエル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋																																																		
	東側 CRD搬出ハッチ																																																									
地下 1 階	西側 所員用エアロック							所員用エアロックのある部屋																																																		
	東側 サブプレッション・チェンバアクセスハッチ							サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋																																																		

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="994 212 1709 373">る。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。また、6階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）からのみ漏えいする条件については、漏えい量割合を1とする。</p> <div data-bbox="952 474 1700 1010" style="border: 1px solid black; height: 255px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="1062 1020 1590 1052">第 2. 1. 4. 1-10 図 原子炉建屋原子炉棟 2 階</p> <div data-bbox="952 1146 1700 1682" style="border: 1px solid black; height: 255px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="1038 1692 1614 1724">第 2. 1. 4. 1-11 図 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
<p>2.2.2.3 解析結果</p> <p>2.2.2.2で示した解析条件の組み合わせから、表2-13に示す4ケースを選定し、解析を行った。なお、ケース1については、感度解析としてPAR反応開始水素濃度を1.0vol%とした場合の解析も実施した。</p> <p style="text-align: center;">表 2-13 解析ケース</p> <table border="1" data-bbox="163 793 905 1138"> <thead> <tr> <th></th> <th>ケース1 (漏えい箇所として オペフロのみを想 定)</th> <th>ケース2 (漏えい箇所として オペフロと下層階を 想定)</th> <th>ケース3 設計裕度の確認</th> <th>ケース4 代替循環冷却ライ ン使用時の影響確 認</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>モデル</td> <td colspan="4">原子炉建屋 全階を模擬したモデル</td> </tr> <tr> <td>シナリオ</td> <td colspan="2">有効性評価シナリオ (PCV過圧・過温)</td> <td>シナリオレス (保守的評価)</td> <td>循環冷却シナリオ (PCV過圧・過温)</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所</td> <td>オペフロのみ</td> <td>オペフロ+下層階</td> <td>オペフロのみ</td> <td>オペフロ+下層階</td> </tr> <tr> <td>格納容器漏えい率</td> <td>1.5%/day (AEC式:約1.0%)</td> <td>1.5%/day (AEC式:約1.0%)</td> <td>10%/day</td> <td>1.5%/day</td> </tr> <tr> <td>PAR反応開始濃度</td> <td>1.0vol% &amp; 1.5vol%</td> <td>1.5vol%</td> <td>1.5vol%</td> <td>1.5vol%</td> </tr> </tbody> </table> <p>※表中のオペフロは原子炉建屋オペレーティングフロアを示す。これらの解析ケースは以下の観点で選定を行った。</p> <p>ケース1: 2.2.1.1においてPARの設計における必要条件とした格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認する。</p>		ケース1 (漏えい箇所として オペフロのみを想 定)	ケース2 (漏えい箇所として オペフロと下層階を 想定)	ケース3 設計裕度の確認	ケース4 代替循環冷却ライ ン使用時の影響確 認	モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル				シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV過圧・過温)		シナリオレス (保守的評価)	循環冷却シナリオ (PCV過圧・過温)	漏えい箇所	オペフロのみ	オペフロ+下層階	オペフロのみ	オペフロ+下層階	格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC式:約1.0%)	1.5%/day (AEC式:約1.0%)	10%/day	1.5%/day	PAR反応開始濃度	1.0vol% & 1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%	<p>2.1.4.2 解析結果</p> <p>2.1.4.1に示した解析条件の組合せから、第2.1.4.2-1表に示すケースを選定し、解析を行った。</p> <p style="text-align: center;">第 2.1.4.2-1 表 解析ケース</p> <table border="1" data-bbox="952 810 1703 1075"> <thead> <tr> <th></th> <th>ケース1 (重大事故等時の建屋水素濃度確認)</th> <th>ケース2 (設計裕度の確認)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>モデル</td> <td colspan="2">原子炉建屋原子炉棟 全階を模擬したモデル</td> </tr> <tr> <td>シナリオ</td> <td>有効性評価シナリオ</td> <td>設計条件</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所</td> <td>6階, 2階, 地下1階</td> <td>6階</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器漏えい率</td> <td>AECの式から設定</td> <td>10%/day</td> </tr> <tr> <td>FRV S / SGT S</td> <td>2時間後から起動</td> <td>停止</td> </tr> </tbody> </table>		ケース1 (重大事故等時の建屋水素濃度確認)	ケース2 (設計裕度の確認)	モデル	原子炉建屋原子炉棟 全階を模擬したモデル		シナリオ	有効性評価シナリオ	設計条件	漏えい箇所	6階, 2階, 地下1階	6階	原子炉格納容器漏えい率	AECの式から設定	10%/day	FRV S / SGT S	2時間後から起動	停止	<p>(7) 解析結果</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>資料構成の相違【柏崎6/7】 島根2号炉では、感度解析として、柏崎6/7のケース3に相当する条件で解析を実施しており、2.2.3(4)項にて記載 (以下、⑩の相違)</li> <li>資料構成の相違【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、2.2.2(5)項にて記載</li> <li>資料構成の相違【柏崎6/7】 ⑩の相違</li> </ul>
	ケース1 (漏えい箇所として オペフロのみを想 定)	ケース2 (漏えい箇所として オペフロと下層階を 想定)	ケース3 設計裕度の確認	ケース4 代替循環冷却ライ ン使用時の影響確 認																																															
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル																																																		
シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV過圧・過温)		シナリオレス (保守的評価)	循環冷却シナリオ (PCV過圧・過温)																																															
漏えい箇所	オペフロのみ	オペフロ+下層階	オペフロのみ	オペフロ+下層階																																															
格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC式:約1.0%)	1.5%/day (AEC式:約1.0%)	10%/day	1.5%/day																																															
PAR反応開始濃度	1.0vol% & 1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%																																															
	ケース1 (重大事故等時の建屋水素濃度確認)	ケース2 (設計裕度の確認)																																																	
モデル	原子炉建屋原子炉棟 全階を模擬したモデル																																																		
シナリオ	有効性評価シナリオ	設計条件																																																	
漏えい箇所	6階, 2階, 地下1階	6階																																																	
原子炉格納容器漏えい率	AECの式から設定	10%/day																																																	
FRV S / SGT S	2時間後から起動	停止																																																	

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ケース2: ケース1と同様のシナリオにおいて、原子炉建屋オペレーティングフロアのみ PAR を設置することが妥当であることを確認する。</p> <p>ケース3: ケース1・2のシナリオを超え、PARの設計条件に相当する水素発生量・格納容器漏えい率となった場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生している状態であることから、格納容器ベントを実施することが基本的な戦略となる。このような対応を行うための十分な時間を確保できることを確認する。</p> <p>ケース4: 新たに導入を決定した代替循環冷却ライン使用時の原子炉建屋水素濃度に対する影響を確認する。</p> <p>(1) ケース1-1 有効性評価代表シナリオ(格納容器過圧・過温シナリオ)における PAR の効果を確認するため、漏えい箇所を原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)のみとして、より多くの水素ガスが PAR 設置エリアに直接到達する条件とした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図2-23、図2-24に示す。</p>	<p>ケース1: 有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟6階及び下層階(2階及び地下1階)に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は、第2.1.4.1-2表に示す有効性評価包絡条件とし、FRVS/SGTSが事象発生2時間後から起動することを想定する。</p> <p>ケース2: PARの設計裕度の確認を行うため、ケース1のシナリオに対して十分保守的に設定したPAR設計条件(10%/day)を用いて、全漏えい量が原子炉建屋原子炉棟6階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。また、FRVS/SGTSの効果も期待しない。</p>		<p>・記載方針の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、2.2.2(5)項にて解析ケースを記載 ・設備の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p>
 <p>図2-23 ケース1-1 水素濃度の時間変化(原子炉建屋全域)</p>			<p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p>

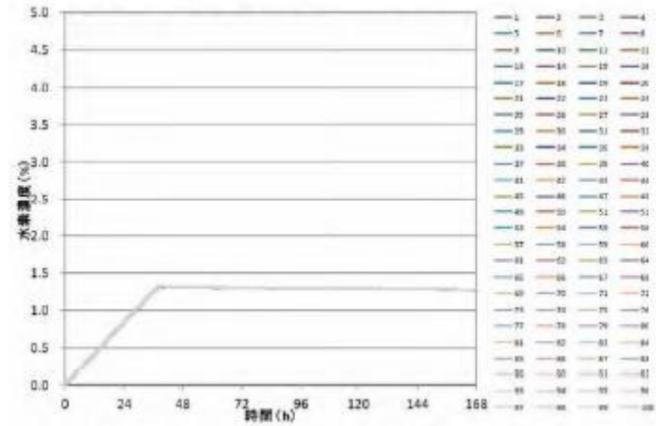


図 2-24 ケース 1-1 水素濃度の時間変化  
(原子炉建屋オペレーティングフロア)  
(サブボリューム別)

本ケースにおいては、水素濃度が PAR 反応開始濃度に到達する前に PCV ベント時刻となったため、PAR が起動しないまま事象収束となった。

(2) ケース 1-2

ケース 1-1 において PAR が起動しなかったことから、感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%に変更して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-25、図 2-26 に示す。

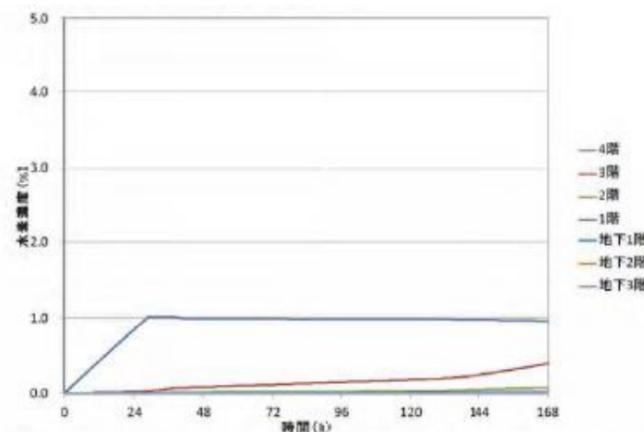
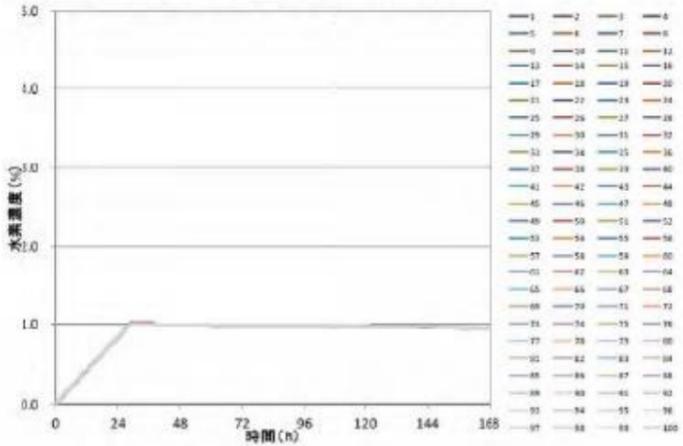


図 2-25 ケース 1-2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
⑩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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="270 705 804 827"> <u>図 2-26 ケース 1-2 水素濃度の時間変化</u>  <u>(原子炉建屋オペレーティングフロア)</u>  <u>(サブボリューム別)</u> </p> <p data-bbox="151 884 923 1052"> <u>本ケースにおいては、水素濃度が 1.0vol%に到達した時点で PAR</u>  <u>による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋内の水素濃</u>  <u>度上昇が抑制され、可燃限界に至ることなく事象収束することを</u>  <u>確認できた。</u> </p> <p data-bbox="151 1245 308 1276"> <u>(3) ケース 2</u> </p> <p data-bbox="151 1287 923 1497"> <u>下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認する</u>  <u>ため、ケース 1-1 において漏えい箇所を原子炉建屋オペレーテ</u>  <u>ィングフロア (4 階) 及び下層階 (2 階, 地下 1 階, 地下 2 階) に</u>  <u>変更して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-27,</u>  <u>図 2-28 に示す。</u> </p>	<p data-bbox="973 1245 1130 1276"> <u>(1) ケース 1</u> </p> <p data-bbox="1003 1287 1715 1497"> <u>有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格</u>  <u>納容器過圧・過温破損)」において、各フロアに水素が漏えい</u>  <u>した場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋原子炉棟</u>  <u>6 階及び下層階からの漏えいした場合の水素濃度の時間変化</u>  <u>を評価した。解析結果を第 2. 1. 4. 2-1 図に示す。</u> </p> <p data-bbox="1003 1514 1715 1682"> <u>また、原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素の成層化を確</u>  <u>認するため、原子炉建屋原子炉棟 6 階を 132 個のノードに区</u>  <u>切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2. 1. 4. 2</u>  <u>-2 図に示す。</u> </p>		<p data-bbox="2534 1245 2807 1413">         ・資料構成の相違  <u>【柏崎 6/7, 東海第二】</u>          島根 2 号炉は、2. 2. 2          (7) ③項にて記載       </p>

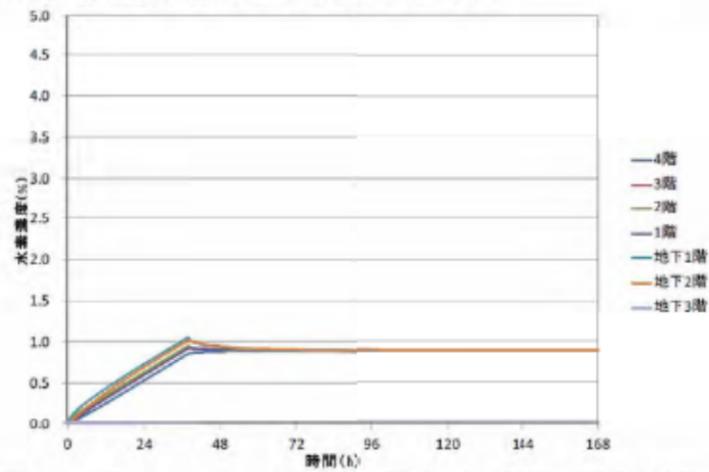


図 2-27 ケース 2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

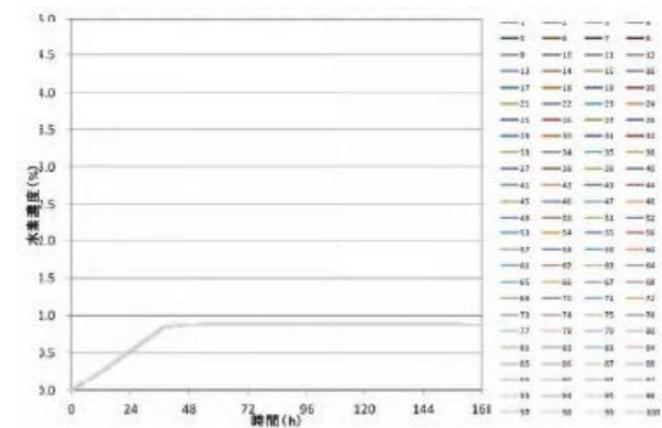
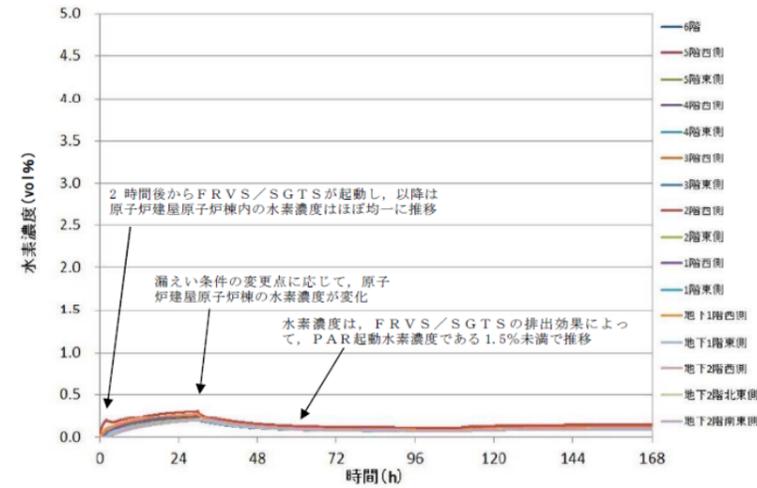


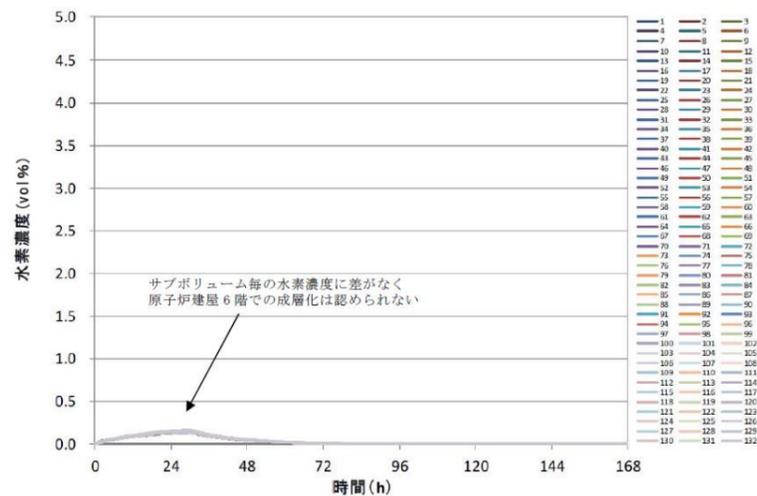
図 2-28 ケース 2 水素濃度の時間変化  
(原子炉建屋オペレーティングフロア)  
(サブボリューム別)

図 2-28 から、下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

なお、本解析においては原子炉建屋オペレーティングフロア以外の階を 1 ノードとして設定しているが、下層階の小部屋にて水素漏えいが発生した場合においても、当該区画は通路部又は原子



第 2.1.4.2-1 図 ケース 1 水素濃度の時間変化  
(原子炉建屋原子炉棟全域)



第 2.1.4.2-2 図 ケース 1 水素濃度の時間変化  
(サブボリューム別)

下層階から漏えいした水素は、大物搬入口及び各階段を通じて原子炉建屋原子炉棟全域で水素濃度が均一化することを確認した。また、FRVS/SGTSの排出効果によって、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は、PAR起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉建屋オペレーティングフロアとダクト等にて繋がっていることを確認しており、時間遅れは発生しうるものの、本解析と同様の挙動を示すものとする。</p>			
<p>(4) ケース3 設計裕度の確認を行うため、有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素ガスが全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）のみから漏えいすると、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-29、図 2-30 に示す。</p>	<p>(2) ケース2 設計裕度の確認を行うため、格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）に対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC100%相当及び原子炉格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋原子炉棟 6 階のみから漏えいすると水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2-3 図に示す。 また、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2-4 図に示す。</p>	<p>① 設計条件（ベント無し）における解析結果 各フロアの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-15 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。 原子炉建物原子炉棟 4 階については、ドライウェル主フランジからの漏えいにより、雰囲気の水素濃度が急激に上昇するが、PAR による処理量が増加するため、水素濃度の上昇は次第に鈍化し、事故後 57 時間付近で水素濃度は約 2.7% をピークとして、その後減少し続ける。 3 階以下の下層階については、直接格納容器からの流入はないが、大物搬入口の領域を通じて原子炉建物原子炉棟 4 階から水素が流入してくるにより、水素濃度が上昇する傾向を示すが、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度の減少に漸近しながら上昇は次第に鈍化し、2 階の水素濃度については、やがて減少に転じる。また、3 階の水素濃度については、事象発生から約 192 時間までは水素濃度が上昇傾向を示しているが、約 192 時間以降は上昇傾向が緩やかになり、次第に減少傾向に変わる。 原子炉建物原子炉棟 4 階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-16 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。</p>	
<p>図 2-29 ケース3 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋オペレーティングフロア)</p>	<p>第 2.1.4.2-3 図 ケース2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)</p>	<p>図 2.2.2-15 各フロアの水素濃度の時間変化 (設計条件、ベント無し)</p>	<p>・設備の相違</p>

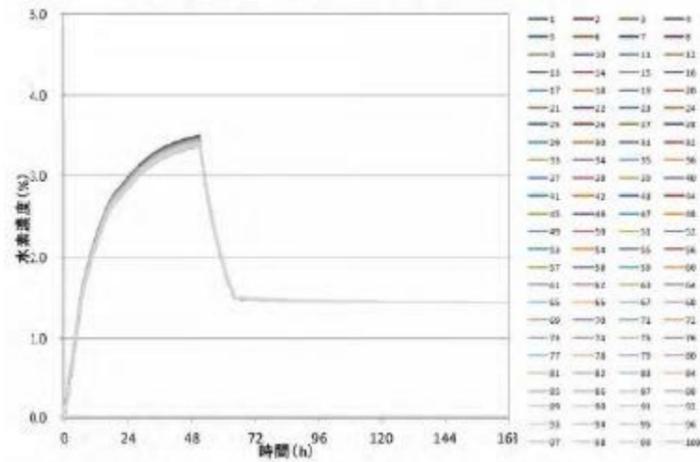
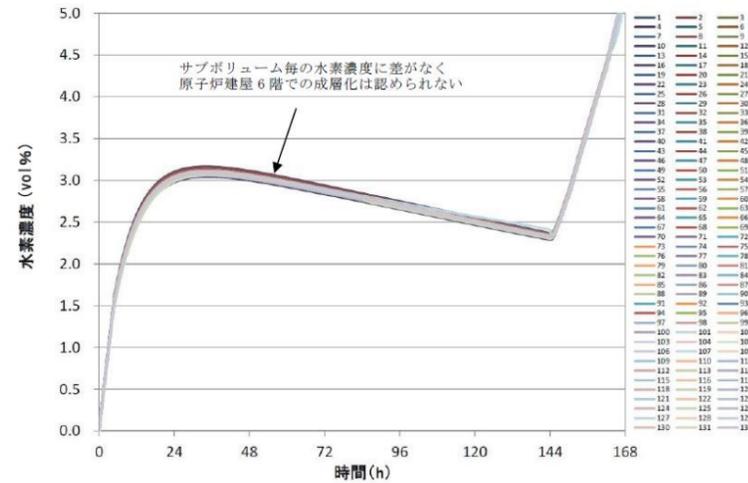


図 2-30 ケース 3 水素濃度の時間変化

(原子炉建屋オペレーティングフロア)

(格納容器ベント実施ケース, サブボリューム別)



第 2.1.4.2-4 図 ケース 2 水素濃度の時間変化

(サブボリューム別)

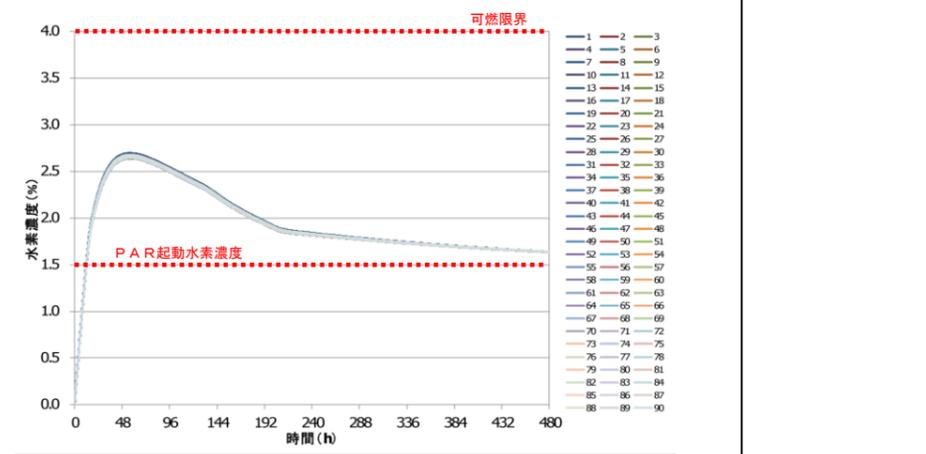


図 2.2.2-16 原子炉建物原子炉棟4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化 (設計条件, ベント無し)

・設備の相違

② 設計条件 (ベント有り) における解析結果

設計条件において格納容器ベントを実施した場合の解析結果を図 2.2.2-17, 図 2.2.2-18 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。

原子炉建物原子炉棟4階については、格納容器ベント実施後、PARによる水素処理によって水素濃度が1.5%まで急速に低下する。このため、異常な漏えいが発生している状態において格納容器ベントを行うことで、水素濃度を低減させることが可能である。

・記載方針の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】  
島根 2号炉では、原子炉格納容器からの漏えいに伴い格納容器ベントを実施した場合の効果を確認するため、2.2.2 (5) ①項の解析と同じ条件で、格納容器ベントを実施する解析を記載

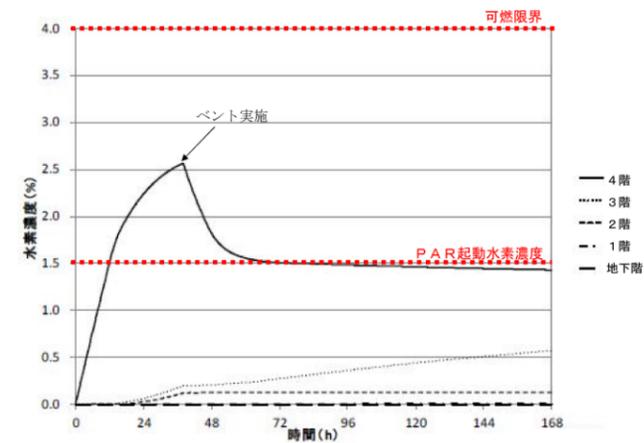
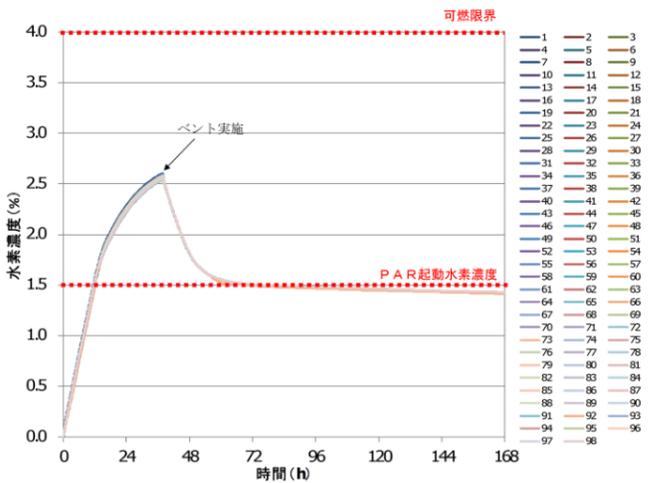


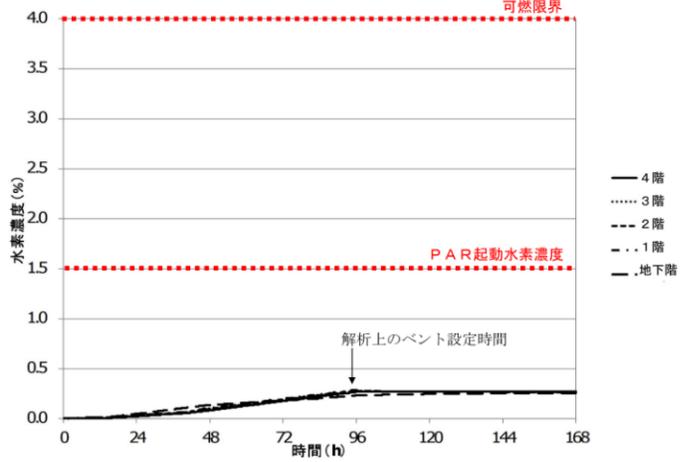
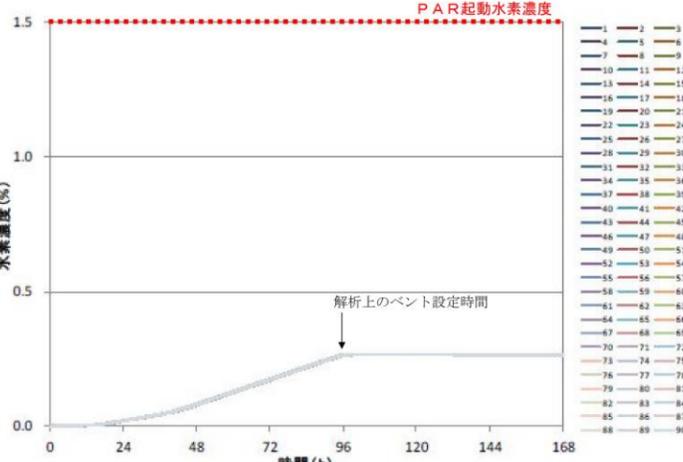
図 2.2.2-17 各フロアの水素濃度の時間変化

(設計条件, ベント有り)

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>図 2-29, 図 2-30 から, 設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し, 原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され, 可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。また, 図 2-29 に示したとおり, PAR の設置によって水素濃度が 4vol%に到達するまでの時間は 100 時間程度延びていることから, 設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できることも確認できた。10%/day という格納容器漏えい率は格納容器からの異常な漏えいが発生している状態を意味しているため, 例えば, この時間の中で格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベントを行うことで, 水素濃度を低減させることが可能である。格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作の概要を図 2-31 に示す。</p>	<p>設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し, 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されるものの, 事象発生後約 150 時間で原子炉建屋原子炉棟 6 階の酸素が欠乏し, PAR の起動酸素濃度を下回ることによって処理が行われなくなり, 水素濃度が上昇する結果となった。この状態においても, 酸素濃度が可燃限界未満であることから, 水素燃焼が発生することはない。さらに, 第 2.1.4.2-5 図に示すとおり, 原子炉建屋水素濃度計の指示値が 2vol%に到達した場合, 原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する運用としており, 格納容器ベント実施によって原子炉建屋水素濃度を低減させることで, 水素濃度が可燃限界に到達することはない。</p> <p>また, 第 2.1.4.2-4 図に示すとおり, 原子炉建屋原子炉棟 6 階は, 均一化されており, 成層化しないことが確認された。</p>	 <p>図 2.2.2-18 原子炉建物原子炉棟 4 階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化 (設計条件, ベント有り)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>資料構成の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 添付 8 3. 項にて記載</li> <li>設備の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は原子炉建物内に十分な量の酸素が存在しているため, 酸欠状態とはならない</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※格納容器ベント実施基準とする原子炉建屋水素濃度 2.2%は、可燃限界(水素濃度 4%)に計器誤差(±1%), 運転操作の余裕(0.8%≒約6時間)を見込んだ値として設定。</p> <p>図 2-31 格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要</p> <p>なお、図 2-29 の格納容器ベント未実施ケースにおいて、事象発生後 120 時間程度から原子炉建屋オペレーティングフロアでいるが、これは大量に発生した水素ガスを処理し続けた結果、酸素が欠乏したことにより、PAR の反応開始酸素濃度を下回ってしまい、PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。</p>	<p>第 2.1.4.2-5 図 建屋水素対策フロー</p>		<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は原子炉建物内に十分な量の酸素が存在しているため、酸欠状態とはならない</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="157 212 914 380">また、本ケースにおいては、<u>原子炉建屋オペレーティングフロア内全域で水素ガスが攪拌され、フロア全域で水素処理が行われていることを確認するため、流速ベクトルを評価した。解析結果を図2-32に示す。</u></p> <div data-bbox="166 709 902 1220" style="border: 1px solid black; height: 243px; width: 248px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="157 1245 914 1325"><u>図2-32 ケース3 原子炉建屋オペレーティングフロア流速ベクトル</u></p> <p data-bbox="157 1377 914 1503"><u>図2-32から、PARによる水素処理によって上昇流が発生し、原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認できた。</u></p>			<p data-bbox="2531 212 2813 695">・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、グラフを添付していないが、原子炉建物原子炉棟4階の全サブボリュームの水素濃度が均一に変化していることから、フロア全域で水素ガスが攪拌されていることを説明している</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>③ <u>ベントケースにおける解析結果</u></p> <p><u>各フロアの水素濃度の時間変化を図 2. 2. 2-19 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。</u></p> <p><u>また、原子炉建物原子炉棟 4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2. 2. 2-20 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。なお、本ケースにおいて P A R は起動しない結果となった。</u></p>  <p>図 2. 2. 2-19 各フロアの水素濃度の時間変化 (ベントケース)</p>  <p>図 2. 2. 2-20 原子炉建物原子炉棟 4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化 (ベントケース)</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>柏崎 6/7 は, 2. 2. 2. 3 (3)項にて記載。東海第二は, 2. 1. 4. 2 (1)項にて記載</p>

(5) ケース 4

代替循環冷却ライン使用時の影響確認を行うため、ケース 2 の評価シナリオを循環冷却シナリオに変更して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-33、図 2-34 に示す。

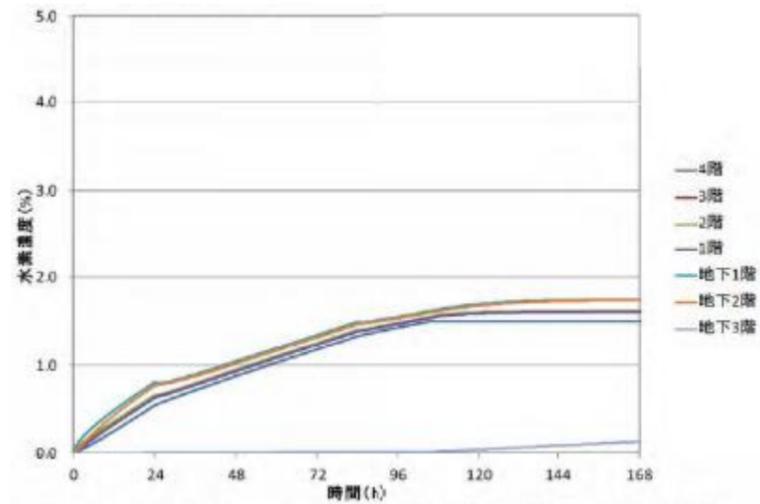


図 2-33 ケース 4 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

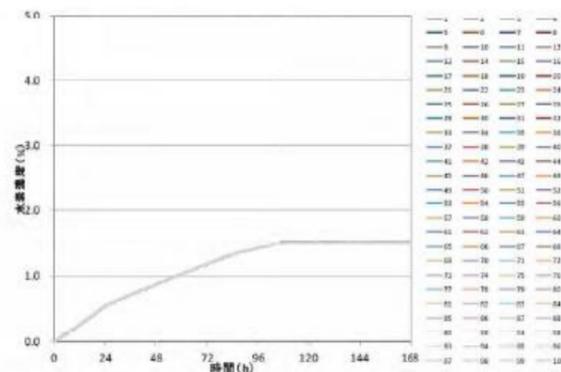


図 2-34 ケース 4 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋オペレーティングフロア) (サブボリューム別)

④ RHAR ケースにおける解析結果

各フロアの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-21 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。

また、原子炉建物原子炉棟 4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-22 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。なお、本ケースにおいて P A R は起動しない結果となった。

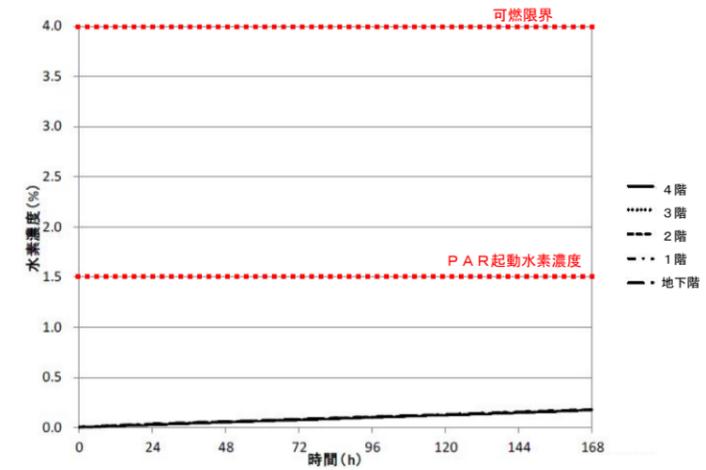


図 2.2.2-21 各フロアの水素濃度の時間変化 (RHAR ケース)

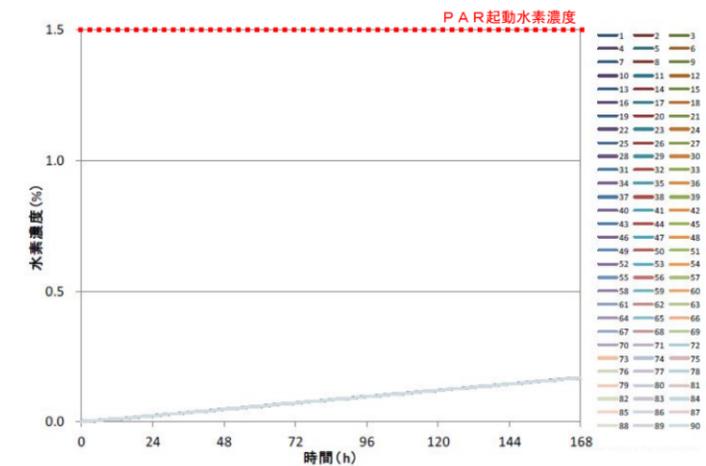


図 2.2.2-22 原子炉建物原子炉棟 4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化 (RHAR ケース)

・資料構成の相違  
【東海第二】  
東海第二は、2.1.4.2 (1)項にて記載 (東海第二はベントケースと RHAR ケースの両方を包絡した条件を設定している)

・設備の相違

・設備の相違

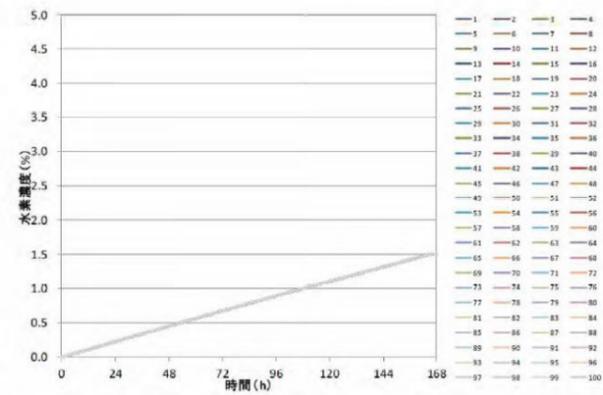
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本ケースにおいても、水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。</p>		<p>(8) 解析まとめ</p> <p><u>PAR設計条件では、原子炉建物原子炉棟4階に設置した18個のPARで、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを確認した。</u></p> <p><u>なお、有効性評価を踏まえた条件においても原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを確認しているが、区画されたエリアに格納容器からの想定漏えい箇所があるSRV補修室、CRD補修室及び所員用エアロック室について、個別に解析を行い、水素濃度が可燃限界未満となることを確認している。(添付9)</u></p>	<p>・記載方針の相違 【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
<p style="text-align: right;">添付 8</p> <p style="text-align: center;">原子炉建屋内における成層化について</p> <p>2.2.2.3 (4) において、PAR による水素処理によって上昇流が発生し、原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認しているが、格納容器からの漏えい量が小さい場合に PAR 起動前の対流が発生せず、原子炉建屋オペレーティングフロア内で成層化することがないか確認を行うため、格納容器漏えい率を設計漏えい率である 0.4%/day (一定) とした場合の評価を GOTHIC にて実施した。格納容器漏えい率以外の条件は 2.2.2.3 (4) と同様である。水素濃度の解析結果を図 (添付 8-1) に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 8</p> <p style="text-align: center;">小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素挙動</p> <p>格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素が少ない場合において、水素が成層化しないことを解析により確認する。</p> <p>格納容器ベントまでの漏えい率を、格納容器漏えい率を設計漏えい率相当である 0.5%/day とした。格納容器漏えい率以外の評価条件は、第 2.1.4.2-1 表のケース 2 と同様である。水素濃度の解析結果を第 1 図に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付 7</p> <p style="text-align: center;">原子炉建物原子炉棟内における成層化について</p> <p>格納容器漏えい率を 10%/日とした設計条件における解析では、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度は、ほぼ均一となる (漏えいした水素が空間内で成層化しない) ことを確認している。ここでは、成層化しやすい条件として表 1 のケースにおける空間内の水素挙動を確認する。</p> <p>解析モデルは、本文「2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析」にて使用した解析モデルを使用する。解析モデルを図 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;"><b>表 1 解析ケースの概要</b></p> <table border="1" data-bbox="1754 831 2481 1419"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>解析ケースの概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①微小漏えいケース</td> <td>ドライウェル主フランジからの微小漏えい (漏えい率: 0.5%/日, 0.05%/日) を想定する。 《考慮した保守性》 ・原子炉建物原子炉棟 4 階への流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。</td> </tr> <tr> <td>②全蒸気凝縮ケース</td> <td>格納容器から漏えいした瞬間、全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。 《考慮した保守性》 ・凝縮した水蒸気分、漏えいガスの流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。</td> </tr> </tbody> </table>	解析ケース	解析ケースの概要	①微小漏えいケース	ドライウェル主フランジからの微小漏えい (漏えい率: 0.5%/日, 0.05%/日) を想定する。 《考慮した保守性》 ・原子炉建物原子炉棟 4 階への流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。	②全蒸気凝縮ケース	格納容器から漏えいした瞬間、全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。 《考慮した保守性》 ・凝縮した水蒸気分、漏えいガスの流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉では、微小漏えいケースとして設計漏えい率とそれ以下の 2 種類の漏えい率で解析を実施し、対流効果が抑制されても成層化しないことを確認している (以下、①の相違)</p> <p>また、水蒸気による攪拌の影響を確認するために全蒸気凝縮ケースの解析を実施している</p>
解析ケース	解析ケースの概要								
①微小漏えいケース	ドライウェル主フランジからの微小漏えい (漏えい率: 0.5%/日, 0.05%/日) を想定する。 《考慮した保守性》 ・原子炉建物原子炉棟 4 階への流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。								
②全蒸気凝縮ケース	格納容器から漏えいした瞬間、全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。 《考慮した保守性》 ・凝縮した水蒸気分、漏えいガスの流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。								

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
		<div data-bbox="1748 220 2496 919" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1884 926 2338 961" data-label="Caption"> <p>図1 (本文図2.2.2-2) 解析モデル</p> </div> <div data-bbox="1721 1060 1988 1096" data-label="Section-Header"> <p>1. 微小漏えいケース</p> </div> <div data-bbox="1748 1102 1923 1142" data-label="Section-Header"> <p>(1) 解析条件</p> </div> <div data-bbox="1768 1148 2516 1323" data-label="Text"> <p>本文「2.2.2 <u>原子炉建物</u>原子炉棟の水素濃度解析」に示している設計条件における解析に対し、表2に示すとおり、より小さい格納容器漏えい率として <u>0.5%/日, 0.05%/日</u>を条件として設定する。</p> </div> <div data-bbox="1964 1417 2258 1455" data-label="Caption"> <p>表2 主要な解析条件</p> </div> <div data-bbox="1748 1453 2463 1587" data-label="Table"> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1760 1461 1991 1520"></th> <th colspan="2" data-bbox="1991 1461 2297 1520">実施ケース</th> <th data-bbox="2297 1461 2463 1520">設計条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1760 1520 1991 1587">漏えい率 (%/日)</td> <td data-bbox="1991 1520 2148 1587">0.5</td> <td data-bbox="2148 1520 2297 1587">0.05</td> <td data-bbox="2297 1520 2463 1587">10</td> </tr> </tbody> </table> </div>		実施ケース		設計条件	漏えい率 (%/日)	0.5	0.05	10	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p>
	実施ケース		設計条件								
漏えい率 (%/日)	0.5	0.05	10								

(2) 解析結果

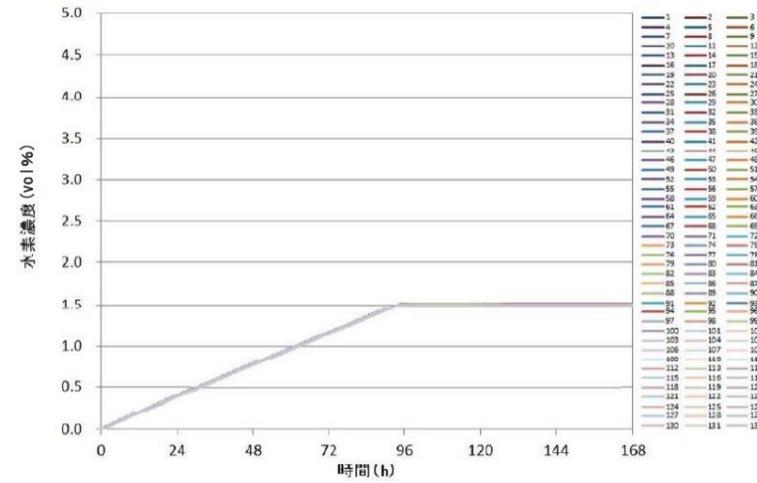
図2及び図3に格納容器漏えい率(0.5%/日及び0.05%/日)における原子炉建物原子炉棟4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を示す(参考として、設計条件(格納容器漏えい率10%/日)の解析結果を再掲する)。水素濃度は格納容器漏えい率に関わらずほぼ均一に分布し、成層化は見られない。



図(添付8-1) 水素濃度の時間変化  
(原子炉建屋オペレーティングフロア)(サブボリューム別)

図(添付8-1)から、PAR起動前においてもサブボリューム毎の水素濃度の差はほとんどなく、漏えい量を設計漏えい率相当まで小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認できた。このことから、原子炉建屋オペレーティングフロア内での対流は、漏えいガスの運動に起因した流動ではなく、高温ガスが流入することで発生する温度差による対流が支配的であると推定できる。

したがって、格納容器から漏えいするガスが高温である限り対流は発生し、成層化は起こらないと考える。



第1図 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟6階水素挙動  
(サブボリューム)

PAR起動前においてもサブボリュームごとの水素濃度の差はほとんどなく、漏えい量を小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認した。

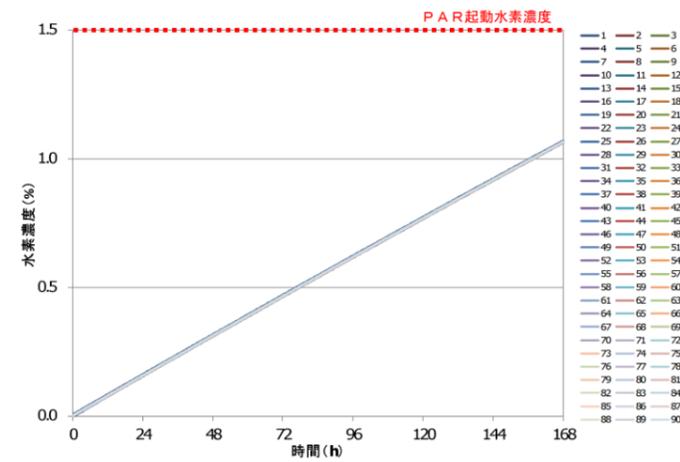


図2 原子炉建物原子炉棟4階のサブボリュームの水素濃度の時間変化(設計条件、格納容器漏えい率0.5%/日)

・資料構成の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
①の相違

・設備の相違

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. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

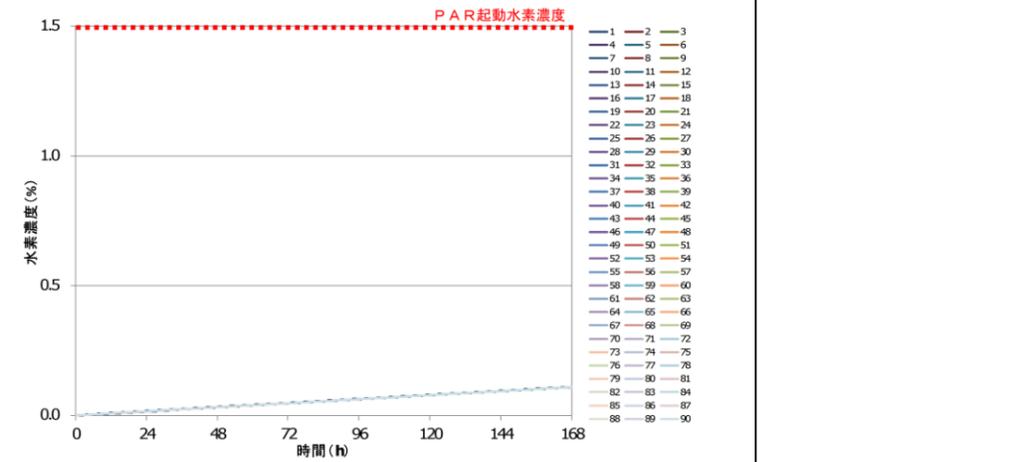
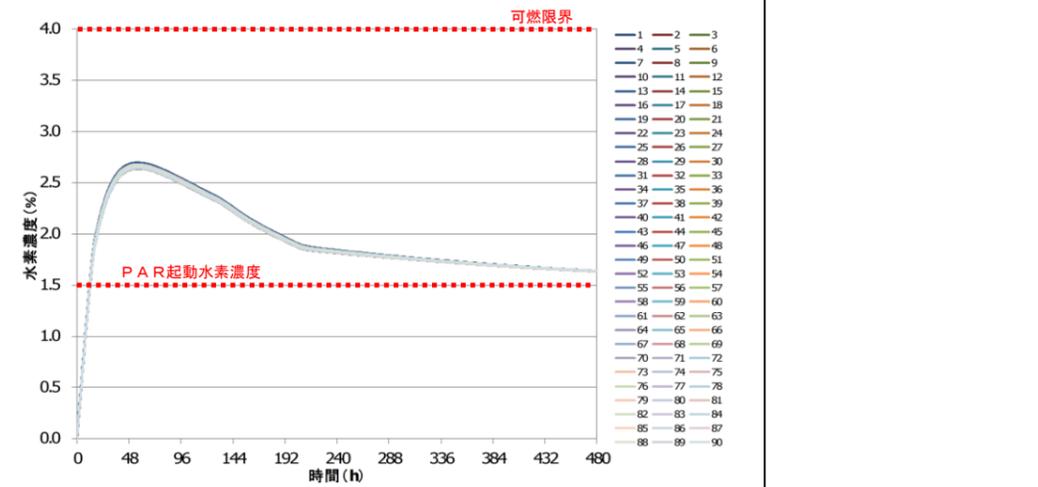


図3 原子炉建物原子炉棟4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化 (設計条件, 格納容器漏えい率 0.05%/日)



【参考】本文図 2. 2. 2-16 原子炉建物原子炉棟4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化 (設計条件, ベント無し)

・設備の相違

・設備の相違

2. 全蒸気凝縮ケース

(1) 解析条件

格納容器からの漏えい条件は表3に示すとおり、本文「2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析」のベントケースと同じ条件とする。ただし、保守的な評価を行うため、格納容器から漏えいした瞬間、全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。具体的には漏えいガスの水蒸気分を除いた水素ガスが100℃で流入することとする。

表3 格納容器漏えい条件

分類	項目	有効性評価結果を踏まえた条件
格納容器条件	圧力 温度 漏えい率	本文表 2.2.2-7
	水素濃度 窒素濃度 水蒸気濃度	D/W : 本文表 2.2.2-8 S/C : 本文表 2.2.2-9

(2) 解析結果

図4に全蒸気凝縮ケースにおける原子炉建物原子炉棟4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を示す。水素濃度は4 vol%を下回る。また、ほぼ均一に分布し、成層化は見られない。

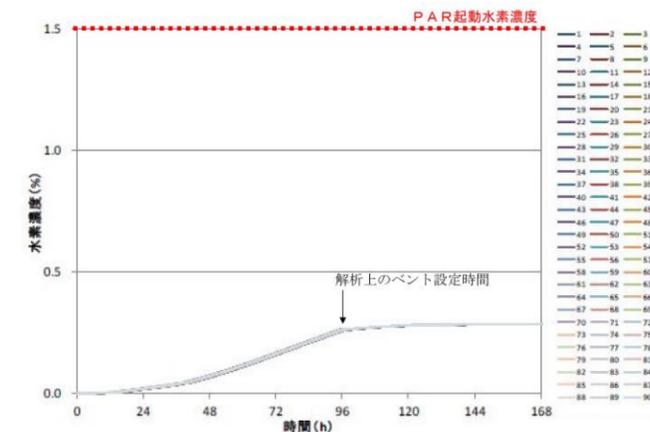
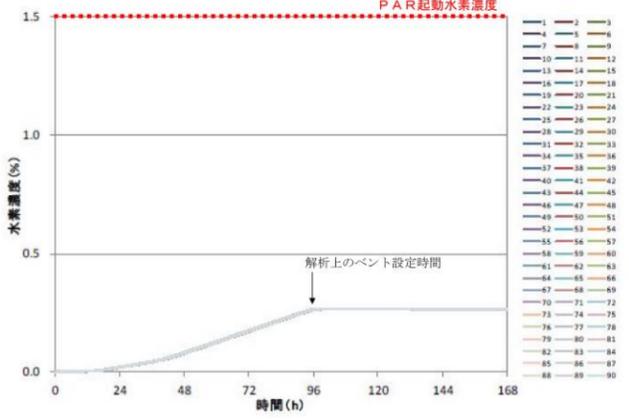
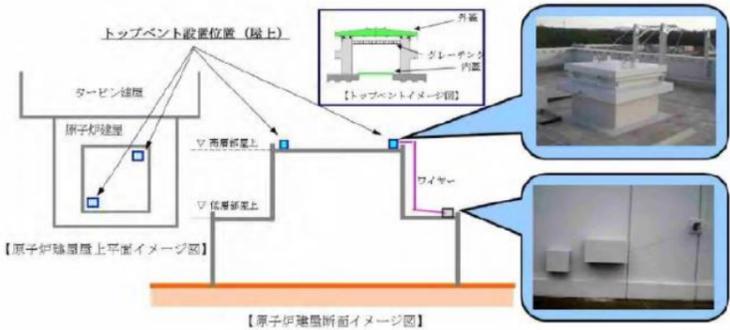
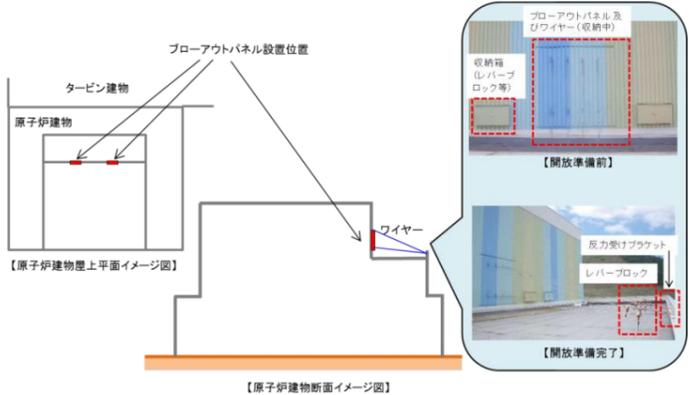


図4 原子炉建物原子炉棟4階全サブボリュームの水素濃度の時間変化 (ベントケース, 全蒸気凝縮)

・資料構成の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
島根2号炉では水蒸気による攪拌の影響を確認するために全蒸気凝縮ケースの解析を実施している

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>それでもなお、仮に成層化が発生してしまった場合には、PARを設置していない原子炉建屋オペレーティングフロア天井部にて水素濃度が上昇するものと考えられることから、水素濃度監視設備及びPAR動作監視装置にて発生の可能性を判断する。天井部に設置した水素濃度監視設備における水素濃度がPAR起動確認濃度1.5vol%を上回っているにも関わらず、PAR動作監視装置にてPARの動作を確認できない場合には、天井部付近の水素ガスがPAR設置位置まで到達していないこととなるため、成層化が発生している可能性があると判断できる。</p> <p>成層化が発生している可能性があるとして判断した場合の対応としては、水素発生源を断つための格納容器ベント操作（格納容器ベント実施基準：オペレーティングフロア天井部付近の水素濃度監視設備にて水素濃度2.2%<sup>*1</sup>）、外気を取り込み対流の発生を促すための大物搬入口等の原子炉建屋1階外扉の開放操作、水素ガスを排出するための自主設備である原子炉建屋トップベント（図（添付8-2）参照）の開放操作<sup>*2</sup>が挙げられる。</p>		 <p>【参考】 図2.2.2-20 原子炉建物原子炉棟4階の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（ベントケース）</p> <p>それでもなお、仮に成層化が発生してしまった場合には、PARを設置していない原子炉建物原子炉棟4階の天井付近にて水素濃度が上昇するものと考えられる。このことから、天井付近に設置した水素濃度監視設備における水素濃度がPAR起動確認濃度1.5vol%を上回っているにも関わらず、PAR動作監視装置にてPARの動作を確認できない場合には、天井部付近の水素ガスがPAR設置位置まで到達していないこととなるため、成層化が発生している可能性があるとして判断できる。</p> <p>成層化が発生している可能性があるとして判断した場合の対応としては、水素発生源を断つための格納容器ベント操作（格納容器ベント実施基準：原子炉建物原子炉棟4階天井部付近の水素濃度監視設備にて水素濃度2.5vol%<sup>*1</sup>）、水素ガスを排出するための自主対策設備である原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（図5）の開放操作<sup>*2</sup>が挙げられる。</p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 計器誤差及び運転操作の余裕時間の相違から格納容器ベント実施基準値が異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを使用する</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※1 <u>格納容器ベント実施基準とする原子炉建屋水素濃度 2.2%</u>は、可燃限界（<u>水素濃度 4%</u>）に計器誤差（±1%）、<u>運転操作の余裕（0.8%=約6時間）</u>を見込んだ値として設定。</p> <p>※2 <u>原子炉建屋トップベントは格納容器ベント後にも原子炉建屋内水素濃度に低下傾向が見られない（めやす30分）場合、速やかに実施。</u></p> <p>格納容器ベント操作については、格納容器の圧力・温度が最高使用圧力（<u>310kPa[g]</u>）・最高使用温度（171℃）を上回っており、かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で、格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから、遅滞なく準備を実施し、成層化が発生している可能性がある<sup>と判断した段階においては速やかに行うこととなる。</sup></p> <p><u>一方、外扉開放操作及び原子炉建屋トップベント開放操作については、原子炉建屋の閉じ込め機能を損なう対応でもあることから、水素濃度の時間変化や炉心・格納容器の冷却状況を各種パラメータによって確認しつつ、各対策の準備状況や津波襲来の可能性等の外部条件を踏まえて行うこととなる。</u></p>		<p>※1 <u>格納容器ベント実施基準とする原子炉建物水素濃度 2.5vol%は、可燃限界（4 vol%）に計器誤差（±1.1vol%）及び運転操作の余裕（0.4vol% = 3時間）を考慮した値として設定。</u></p> <p>※2 <u>格納容器ベントを実施しても原子炉建物水素濃度が低下しない場合</u></p> <p><u>格納容器ベント操作については、格納容器の圧力・温度が最高使用圧力（427kPa[gage]）・最高使用温度（171℃）を上回っており、かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で、格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから、遅滞なく準備を実施し、成層化が発生している可能性がある<sup>と判断した段階においては速やかに行うこととなる。</sup></u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 計器誤差及び運転操作の余裕時間の相違から格納容器ベント実施基準値が異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを使用する</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は Mark-I 改型原子炉格納容器のため、設計圧力が異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを使用するため、原子炉建物 1階の外扉等の開放は行わない</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、非常用ガス処理系による換気は、水素ガスを排出できるという点では有用であるが、系統内での水素爆発の可能性を否定できないことから、水素濃度が高い環境下では使用しない。系統内の気体温度が水素着火温度である約 500℃になることは考えられないが、福島第一原子力発電所事故における水素爆発も雰囲気温度が約 500℃になって起こったとは考えられない。福島第一原子力発電所事故では、可燃限界濃度を超える水素ガスが存在する環境であったと想定され、機器の動作時などの金属摩擦や貴金属の触媒作用、静電気の放電、電気設備・機器からの漏電等の要因で着火した可能性が高いと考えられる。柏崎刈羽原子力発電所 6号炉及び7号炉の非常用ガス処理系は、これらの状況を踏まえ、原子炉建屋オペレーティングフロア吸込口付近に水素濃度計を設置することで水素濃度監視を強化するとともに、原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度による起動/停止判断手順を整備することで、水素濃度が高い環境下で非常用ガス処理系は使用しない運用としている。</p> 		<p>なお、非常用ガス処理系による換気は、水素ガスを排出できるという点では有用であるが、系統内での水素爆発の可能性を否定できない。そのため、島根原子力発電所2号炉の非常用ガス処理系は、原子炉建物原子炉棟2階吸込口付近に水素濃度計を設置することで水素濃度監視を強化するとともに、2階吸込口付近の原子炉建物水素濃度による起動/停止判断手順を整備することで、水素濃度が高い環境下で非常用ガス処理系は使用しない運用としている。</p> 	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉では、非常用ガス処理系の吸込口付近である原子炉建物原子炉棟2階に水素濃度計を設置する</p>
<p>図 (添付 8-2) 原子炉建屋トップベント</p>		<p>図 5 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル</p>	<p>・設備の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付9</p> <p>格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について</p> <p>2.2.2.3 (3) において、下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認したが、2.4 に示す自主対策設備である格納容器頂部注水系の効果等により原子炉建屋オペレーティングフロアに直接水素ガスが漏えいしなくなった場合の建屋内挙動を確認するため、漏えい箇所を下層階(2階、地下1階、地下2階)のみとし、PCV 主フランジを除く周長割合で全漏えい量を分配した場合の評価を GOTHIC にて実施した。漏えい箇所以外の条件は2.2.2.3 (3) と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付9-1)に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙7</p> <p>格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について</p> <p>格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有している。</p> <p>格納容器頂部注水系の効果によって、格納容器トップヘッドフランジからの漏えいなくなり、原子炉建屋原子炉棟6階に直接水素が漏えいしなくなった場合の建屋挙動を確認するため、漏えい箇所を下層階のみとしたケースの評価を実施した。また、FRVS / SGT Sについては、水素の下層階での滞留の有無を確認する観点から、停止とした。漏えい箇所及びFRVS / SGT S停止以外の条件は、第2.1.4.2-1表のケース1と同様である。第1図に解析結果を示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付8</p> <p>運用面を考慮した場合の原子炉建物原子炉棟の水素挙動及び対策について</p> <p>有効性評価結果を踏まえた条件では、「冷却材喪失(大LOCA)時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故」をベースに条件設定しているが、運用面を考慮したパラメータスタディとして、表1に示す2ケースを想定し原子炉建物原子炉棟の水素挙動を確認する。</p> <p>また、原子炉建物原子炉棟の水素解析結果をもとに、自主対策設備も含めた格納容器からの水素漏えい時の対策フローを示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>島根2号炉は、添付8</li> <li>1.項にて記載</li> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>⑨の相違</li> <li>・資料構成の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>島根2号炉は、添付8</li> <li>1.項にて記載</li> <li>・資料構成の相違</li> <li>【柏崎6/7、東海第二】</li> <li>柏崎6/7は、図2-31にて記載。東海第二は第2.1.4.2-5図にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考									
		<p style="text-align: center;"><u>表1 実施ケース</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 247 2496 655"> <thead> <tr> <th>実施ケース</th> <th>実施ケースの想定</th> <th>有効性評価を踏まえた条件での想定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉ウェル注水ケース ①ベントケース ②RHARケース</td> <td>原子炉ウェル注水によりドライウェル主フランジから漏えいしない</td> <td>原子炉ウェル注水は期待せず、ドライウェル主フランジから漏えいする</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント遅延ケース</td> <td>格納容器ベントが遅延し、限界温度・圧力が継続する</td> <td>事象発生 32 時間後を包絡する 96 時間後に格納容器ベントを実施する</td> </tr> </tbody> </table> <p>1. <u>原子炉ウェル注水ケース</u>  <u>有効性評価結果を踏まえた条件に対し、以下の条件をパラメータとして設定する。</u>  (1) <u>漏えい量の分配条件</u>  <u>有効性評価結果を踏まえた条件に対し、表2に示すとおり、ドライウェル主フランジからの漏えい量が他の漏えい箇所に分配されるよう設定する。</u></p>	実施ケース	実施ケースの想定	有効性評価を踏まえた条件での想定	原子炉ウェル注水ケース ①ベントケース ②RHARケース	原子炉ウェル注水によりドライウェル主フランジから漏えいしない	原子炉ウェル注水は期待せず、ドライウェル主フランジから漏えいする	格納容器ベント遅延ケース	格納容器ベントが遅延し、限界温度・圧力が継続する	事象発生 32 時間後を包絡する 96 時間後に格納容器ベントを実施する	<p>・資料構成の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  島根 2 号炉は、ベントケースと RHAR ケースの 2 条件に対して、原子炉ウェル注水を模擬した解析を行っている。なお、島根 2 号炉では蒸気による影響を確認するために、原子炉ウェル沸騰の有無両方の条件で解析を実施している  (以下、⑫の相違)</p> <p>・記載方針の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  格納容器ベント実施の影響を確認するために、格納容器ベントが遅延した場合を想定したケースの解析を実施している</p> <p>・資料構成の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  柏崎 6/7 は添付 9 の冒頭段落にて記載。東海第二は別紙 7 の第 2 段落にて記載</p>
実施ケース	実施ケースの想定	有効性評価を踏まえた条件での想定										
原子炉ウェル注水ケース ①ベントケース ②RHARケース	原子炉ウェル注水によりドライウェル主フランジから漏えいしない	原子炉ウェル注水は期待せず、ドライウェル主フランジから漏えいする										
格納容器ベント遅延ケース	格納容器ベントが遅延し、限界温度・圧力が継続する	事象発生 32 時間後を包絡する 96 時間後に格納容器ベントを実施する										

表2 各フロアの漏えい量の比率

フロア	想定漏えい箇所	漏えい量の分配比率	
		原子炉ウェル注水ケース	有効性評価結果を踏まえた条件
原子炉建物 原子炉棟 4階	ドライウェル主フランジ		
原子炉建物 原子炉棟 2階	逃がし安全弁搬出ハッチ		
原子炉建物 原子炉棟 1階	機器搬入口		
	所員用エアロック		
	制御棒駆動機構搬出ハッチ		
原子炉建物 原子炉棟 地下階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ		

・記載方針の相違

(2) 解析結果

① ベントケース

各フロア水素濃度の時間変化を図1に示す(参考として、有効性評価結果を踏まえた条件の解析結果を再掲する)。

全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。

・記載方針の相違  
【東海第二】

・記載方針の相違  
【柏崎 6/7】

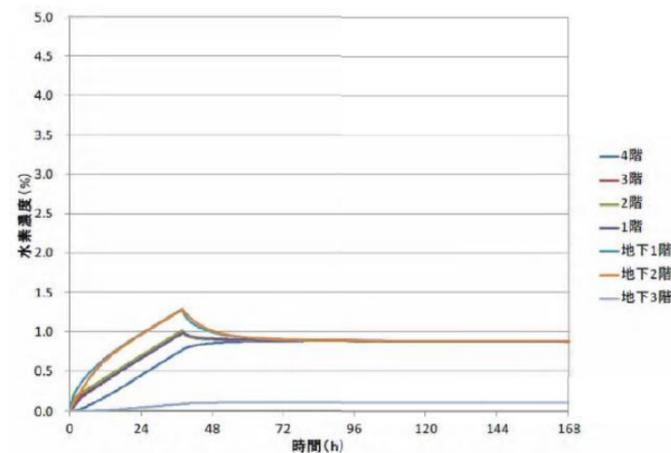


図 (添付 9-1) 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

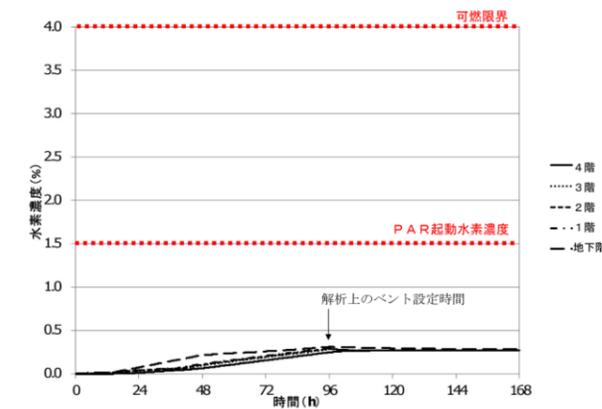
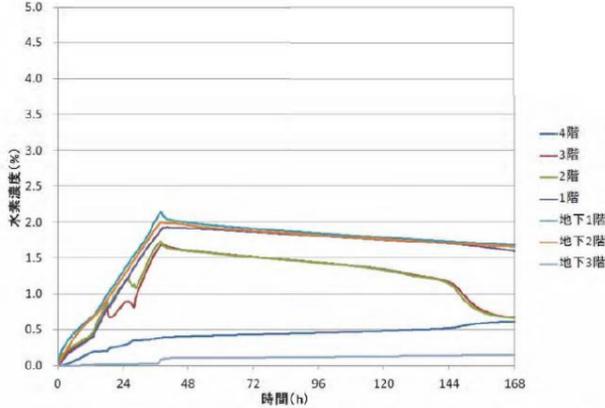
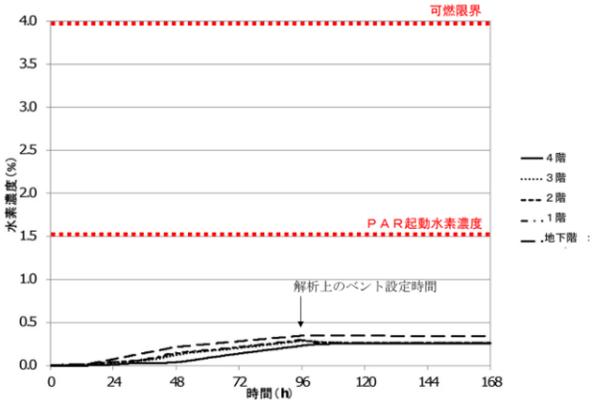
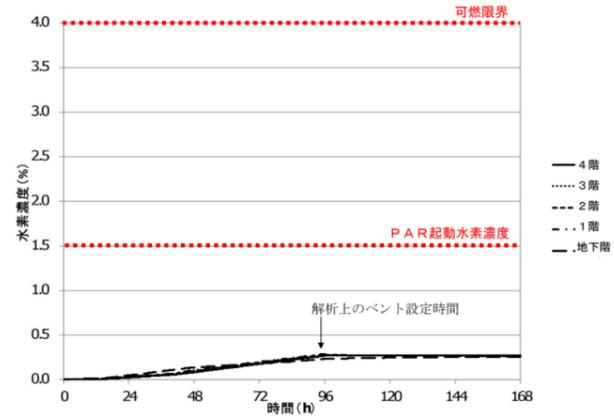
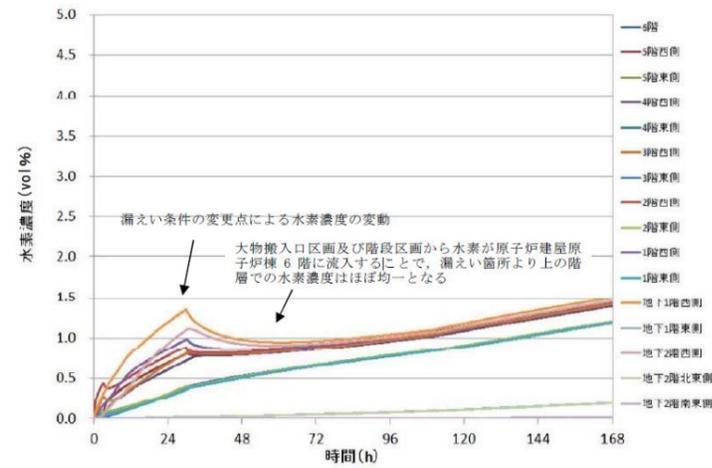


図1 各フロアの水素濃度の時間変化 (ベントケース, 原子炉ウェル注水あり, 沸騰なし)

・設備の相違

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>図(添付9-1)から、下層階のみから水素ガスが漏えいした場合においても、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化され、原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)まで水素ガスが到達することを確認できた。</p> <p>さらに、格納容器頂部注水系の効果により、ウェルに溜まった水が蒸発し、原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)に水蒸気が追加で流入した場合の水素挙動の影響を確認するため、格納容器頂部注水系の機能を期待できる12時間後から原子炉ウェルの水が蒸発し、原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)に水蒸気が流入するとした場合の評価をGOTHICにて実施した。水蒸気追加流入以外の条件は図(添付9-1)に示した解析と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付9-2)に示す。</p>  <p>図(添付9-2) 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域、原子炉ウェル蒸発)</p>		<p>また、原子炉ウェルへの注水に伴い、原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し、原子炉建物原子炉棟4階へ水蒸気が流入した場合の原子炉建物原子炉棟内の水素挙動への影響を確認するため、蒸気発生を考慮した場合の評価結果を図2に示す。なお、原子炉建物原子炉棟4階への水蒸気流入条件以外は、図1に示した解析と同条件である。</p>  <p>図2 各フロアの水素濃度の時間変化 (ベントケース、原子炉ウェル注水あり、沸騰あり)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>資料構成の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>柏崎6/7は、添付8 2.項の最終段落にて記載</li> <li>設備の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>図(添付 9-2)から、原子炉ウエルの水が蒸発して水蒸気の追加流入が発生した場合においては、原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)への水素流入は緩やかになるものの、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋3階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって、可燃限界に至ることはないことを確認できた。</p> <p>ただし、上述の通り原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)への水素流入を緩やかにする効果があることを確認できたため、自主対策設備である格納容器頂部注水系の運用については、この効果を加味して改善していく予定である。</p>		 <p>【参考】図 2.2.2-19 フロアの水素濃度の時間変化 (ベントケース)</p> <p>図1及び図2より、原子炉ウエルに溜まった水が蒸発し水蒸気として流入することにより、原子炉建物原子炉棟4階への水素流入は緩やかになるが、大物搬入口及びトラス室上部ハッチを通じて原子炉建物原子炉棟3階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって、可燃限界未満となることを確認した。</p> <p>② RHARケース</p> <p>各フロア水素濃度の時間変化を図3に示す。全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違【柏崎 6/7】</li> <li>・記載方針の相違【東海第二】</li> <li>・記載方針の相違【柏崎 6/7】</li> <li>・記載方針の相違【東海第二】</li> </ul>



第1図 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)  
(漏えい箇所: 下層階のみ)

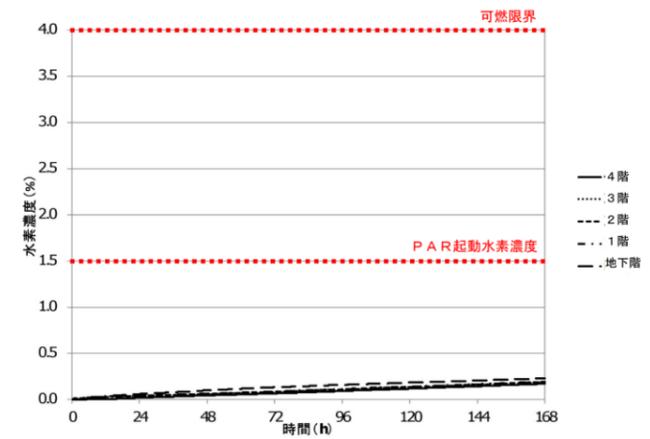


図3 各フロアの水素濃度の時間変化  
(RHARケース, 原子炉ウェル注水あり, 沸騰なし)

また①と同様, 原子炉ウェルへの注水に伴い, 原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し, 原子炉建物原子炉棟4階へ水蒸気が流入した場合の原子炉建物原子炉棟内の水素挙動への影響を確認するため, 蒸気発生を考慮した場合の評価結果を図4に示す。なお, 原子炉建物原子炉棟4階への水蒸気流入条件以外は, 図3に示した解析と同条件である。

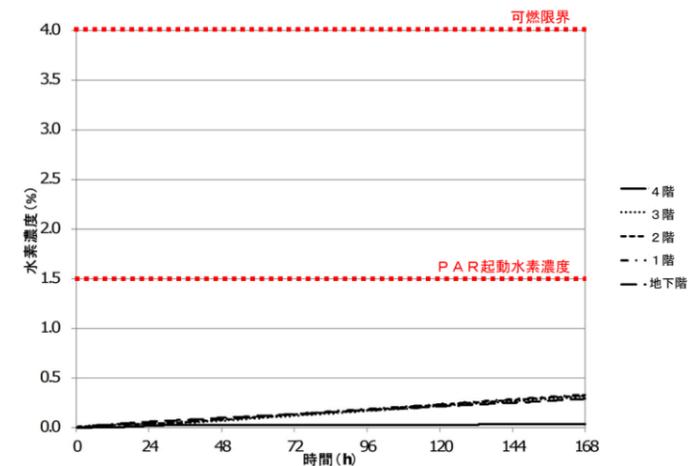


図4 各フロアの水素濃度の時間変化  
(RHARケース, 原子炉ウェル注水あり, 沸騰あり)

- ・設備の相違
- ・資料構成の相違
- 【東海第二】
- ⑫の相違

- ・記載方針の相違
- 【東海第二】

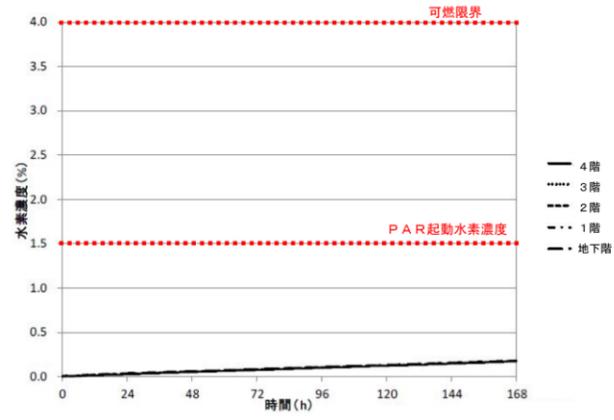
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>下層階のみから水素が漏えいし、FRVS/SGTSの効果に期待しない場合においても、大物搬入口区画及び階段区画から水素が原子炉建屋原子炉棟6階に流入することにより、下層階で水素が滞留することはなく、可燃限界に到達しない結果となった。</p>	 <p>【参考】図 2. 2. 2-21 各フロアの水素濃度の時間変化 (RHAR ケース)</p> <p>図3及び図4より、①と同様、原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し水蒸気として流入することにより、原子炉建物原子炉棟4階への水素流入が緩やかになるが、大物搬入口及びトール室上部ハッチを通じて原子炉建物原子炉棟3階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって、可燃限界未満となることを確認した。</p> <p>2. 格納容器ベント遅延ケース</p> <p>ベントケースに対し、格納容器条件を表3に示すとおり設定する。なお、解析上のベント設定時間(事故後96時間)直前の格納容器条件が、96時間以降についても継続する条件としている。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>圧力、温度及びD/W・S/Cガス組成を図5から図8に示す。</p>	<p>・記載方針の相違【東海第二】</p> <p>・設備の相違【東海第二】⑨の相違</p> <p>・記載方針の相違【柏崎6/7, 東海第二】格納容器ベント実施の影響を確認するために、格納容器ベントが遅延した場合を想定したケースの解析を実施している</p>

表3 解析条件

分類	項目	格納容器ベント 遅延ケース		有効性評価結 果を踏まえた 条件
		96h以降	0~96h	
格納容器条件	圧力 (kPa[gage])	853	本文表 2. 2. 2-7	
	温度 (°C)	200		
	漏えい率 (%/日)	1. 3		
	水素濃度 (vol%)	8	D/W : 本文表 2. 2. 2-8 S/C : 本文表 2. 2. 2-9	
	窒素濃度 (vol%)	0		
	水蒸気濃度 (vol%)	92		

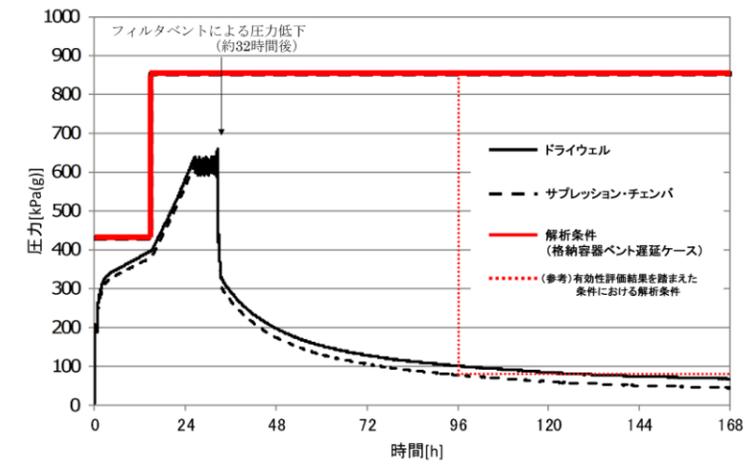


図5 格納容器圧力条件 (格納容器ベント遅延ケース)

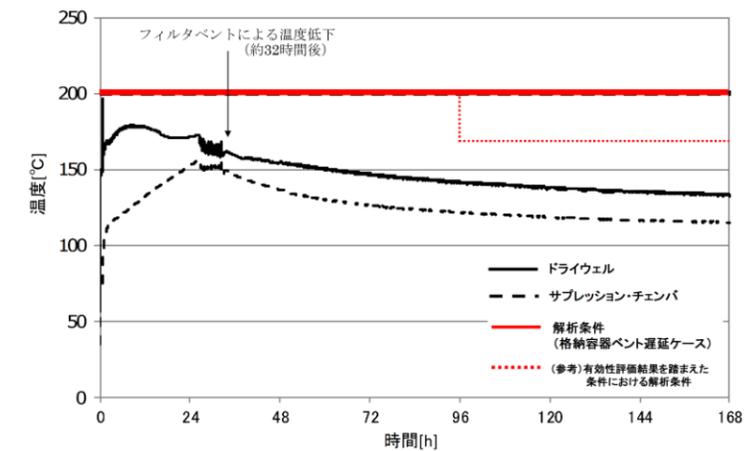


図6 格納容器温度条件 (格納容器ベント遅延ケース)

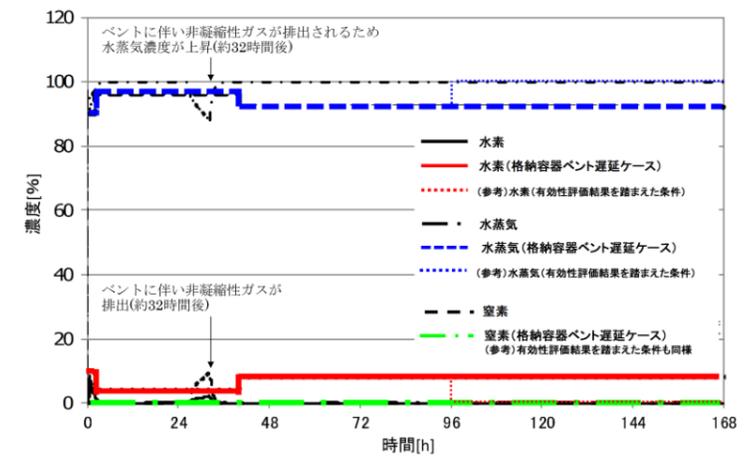


図7 D/W内ガス条件 (格納容器ベント遅延ケース)

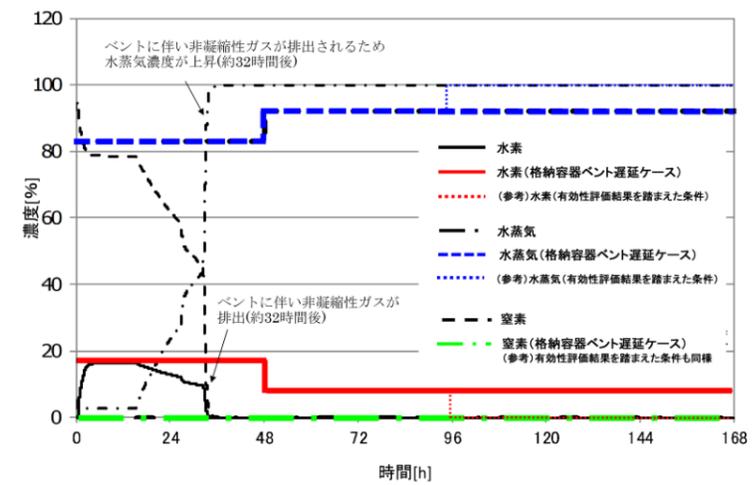
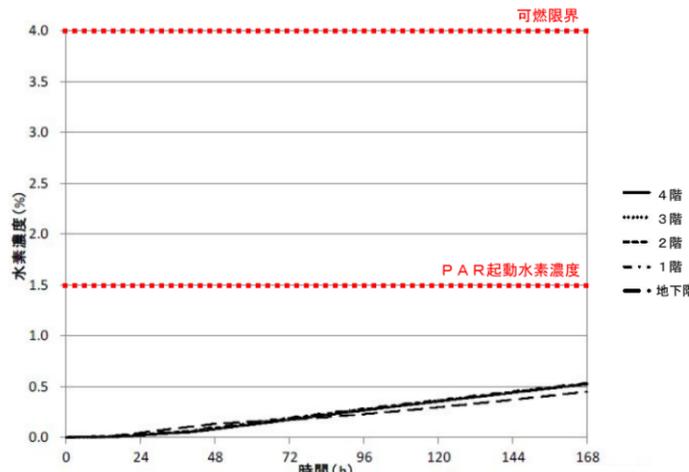
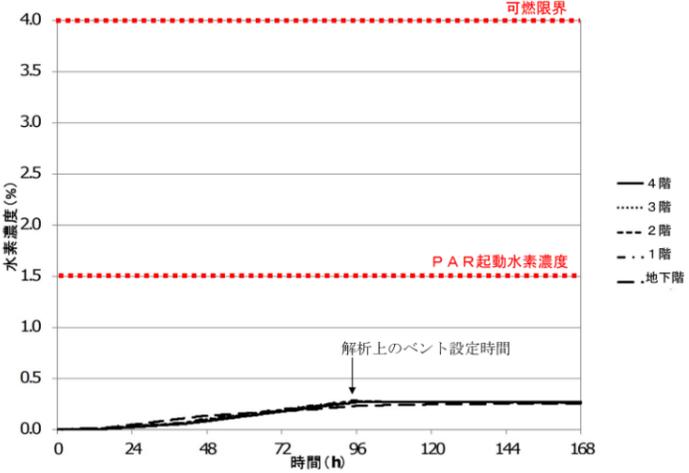


図8 S/C内ガス条件 (格納容器ベント遅延ケース)

(2) 解析結果

各フロアの水素濃度の時間変化を図9に示す(参考として、有効性評価結果を踏まえた条件の解析結果を再掲する)。  
全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1893 745 2344 829">図9 各フロアの水素濃度の時間変化 (格納容器ベント遅延ケース)</p>  <p data-bbox="1804 1459 2433 1543">【参考】図 2. 2. 2-19 各フロアの水素濃度の時間変化 (ベントケース)</p> <p data-bbox="1736 1648 2018 1680">3. 水素漏えい時の対策</p> <p data-bbox="1736 1690 2507 1900">有効性評価結果を踏まえた条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析では、局所エリアを含めて水素濃度が可燃限界未満となること、原子炉建物原子炉棟4階の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いこと、格納容器ベント実施により水素発生源を断ち、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制で</p>	<p data-bbox="2537 1648 2804 1900">・資料構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 は、2. 2. 2. 3 (4) 項にて記載。東海第二は、2. 1. 4. 2 (2) 項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>きることを確認している。</p> <p>また、PAR設計条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析では、PARによる水素処理による原子炉建物原子炉棟の水素上昇を抑制できること、原子炉建物原子炉棟4階の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いことを確認している。</p> <p>これらの解析結果を踏まえ、格納容器設計漏えい率を超えるような異常な漏えいが発生した場合には、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施し、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制することが有効と考える。また、局所エリアへ設置する水素濃度計により格納容器からの水素漏えいを早期に検知することが可能であり、原子炉建物原子炉棟4階に設置する水素濃度計とともに原子炉建物原子炉棟内全体での水素影響を把握することが可能である。自主対策設備も含めた水素漏えい時の対策の全体フローを図10に、フローに記載している判断基準の考え方を以下に示す。</p> <p><b>【判断基準の考え方】</b></p> <p>① 異常な漏えいを抑制するため格納容器ベントを実施</p> <p>水素濃度が1.5vol%を超えるとPARの作動、水素処理による水素濃度上昇の抑制効果を見込むことができ、また、格納容器の設計漏えい率を超えた状態では水素とともに放射性物質も漏えいする可能性が高いため、早期に格納容器ベント操作へ移行する方が有効と考え、水素濃度「2.5vol%」を判断基準とし、格納容器ベントを実施する。</p> <p>② 非常用ガス処理系の停止</p> <p>非常用ガス処理系は、格納容器から漏えいしたガスに含まれる放射性物質を低減しつつ、水素を大気へ放出することで原子炉建物原子炉棟の水素濃度上昇を抑制でき、また、水素の成層化を防ぐ換気効果を有することから、運転可能な場合は使用する。ただし、非常用ガス処理系は防爆仕様ではないため、系統内での水素爆発のリスクを回避する必要があるため、可燃限界を下回る水素濃度「1.8vol%」を非常用ガス処理系の停止基準とする。</p> <p>③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放</p> <p>PARによる水素処理や格納容器ベントによる水素処理にも関わらず、原子炉建物原子炉棟への水素が漏洩する場合には、</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより水素濃度上昇を抑制する。PARによる水素処理や格納容器ベントによる水素上昇の抑制効果を考慮し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放は格納容器ベントを実施してもなお水素濃度が低下しない場合に実施する。なお、図 11 に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による燃料取替階の水素濃度の時間変化を示すが、格納容器ベントの判断基準である水素濃度 2.5vol%から、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放の判断及び準備時間を踏まえても、可燃限界到達までには十分に時間的余裕があることから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放操作は可能であり、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放後は燃料取替階の水素濃度の低減が期待できる。</u></p> <p><u>④原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水</u>  <u>ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続し、171℃に到達した場合において、原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。</u></p>	

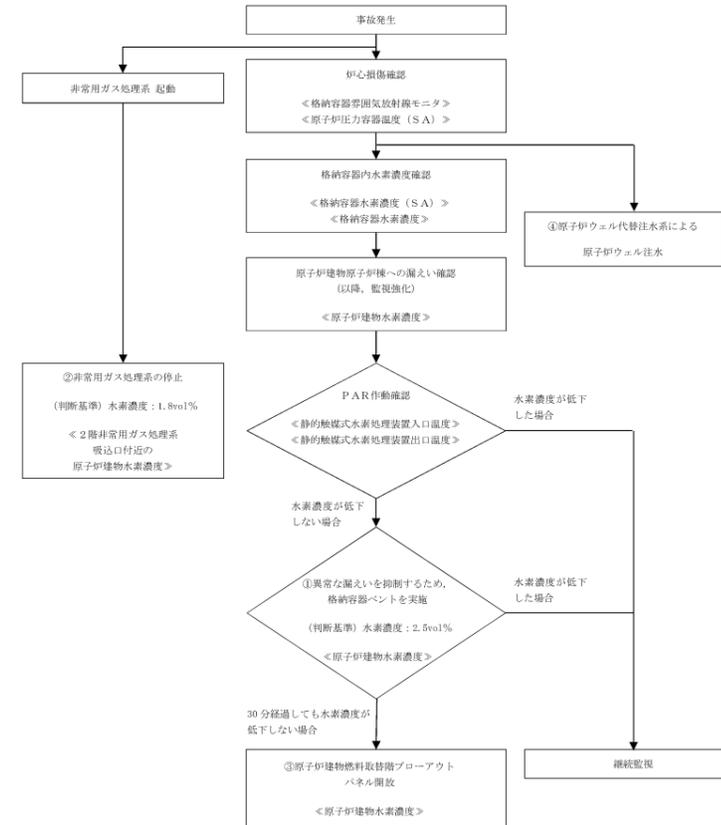


図10 水素漏えい時の対策フロー

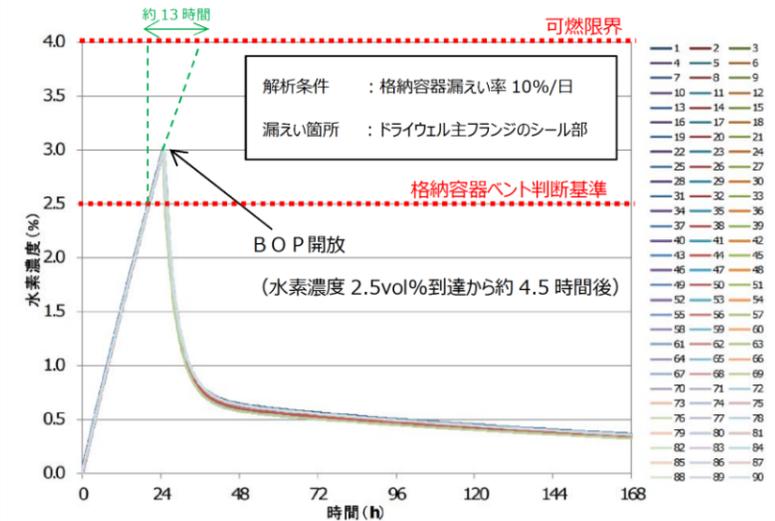


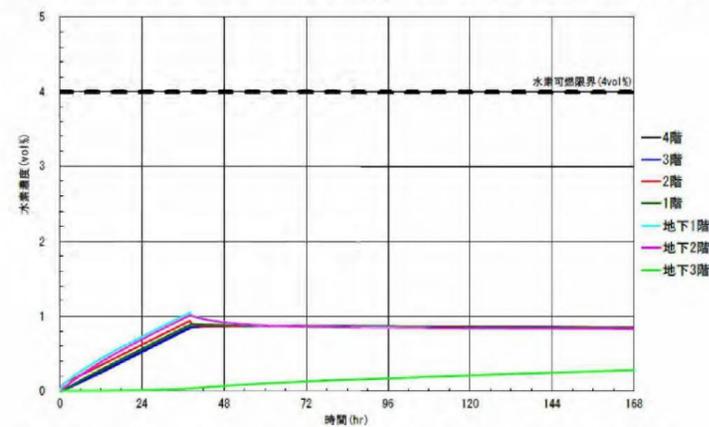
図11 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素濃度の時間変化 (PAR及び格納容器ベント不動作時)

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付 10</p> <p style="text-align: center;"><u>6号炉のGOTHIC解析による水素濃度評価</u></p> <p>1. <u>解析コード, 解析モデル</u></p> <p><u>解析コードは, 汎用熱流動解析コードGOTHIC(Ver. 7. 2a)を使用する。解析モデルの基本的な考えは7号炉と同じであり, 6号炉の建屋寸法, PAR配置を考慮して図(添付10-1), 図(添付10-2)及び図(添付10-3)で示すモデルで解析を実施した。</u></p> <div data-bbox="181 615 890 1136" style="border: 1px solid black; height: 248px; width: 239px; margin: 10px 0;"></div> <p>図(添付10-1) 6号炉原子炉建屋のGOTHIC解析モデル</p> <div data-bbox="181 1285 890 1766" style="border: 1px solid black; height: 229px; width: 239px; margin: 10px 0;"></div> <p>図(添付10-2) 6号炉原子炉建屋オペレーティングフロアのサブボリューム分割</p>			<p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>島根2号炉は単独申請のため該当資料なし</p>

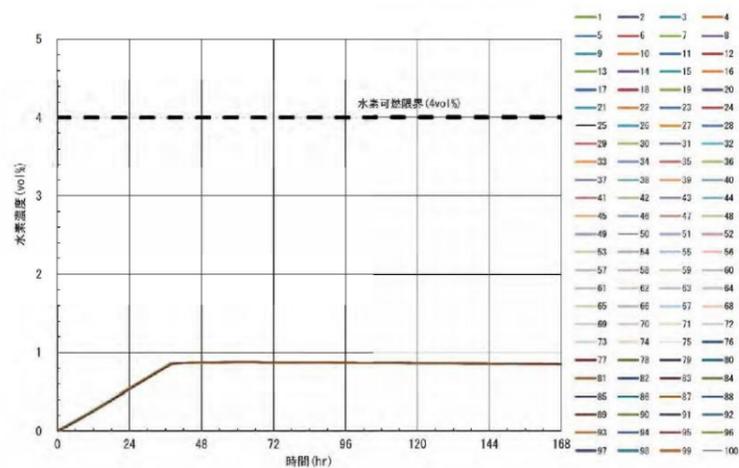
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<div data-bbox="154 220 917 766" style="border: 2px solid black; height: 260px; width: 257px;"></div> <p data-bbox="154 793 917 871">図(添付 10-3) 6号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係</p> <p data-bbox="154 930 468 961"><u>2. 解析条件, 解析ケース</u></p> <p data-bbox="201 974 917 1094"><u>解析条件については, 6号炉固有の建屋寸法等により決定するものを除き, 「2.2.2.2 解析条件」で示す7号炉の解析条件と基本的に同じ条件で実施する。</u></p> <p data-bbox="201 1106 917 1318"><u>解析ケースについては, 「2.2.2.3 解析結果」の表 213 で示す7号炉のケースのうち, 「ケース2 (漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定)」と同じケースについて解析を実施する。表(添付 10-1)に6号炉の解析ケースを示す。</u></p> <p data-bbox="359 1377 715 1409"><u>表(添付 10-1) 解析ケース</u></p> <table border="1" data-bbox="154 1415 917 1829"> <tr> <td>解析ケース</td> <td>漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定</td> </tr> <tr> <td>モデル</td> <td>原子炉建屋 全階を模擬したモデル</td> </tr> <tr> <td>シナリオ</td> <td>有効性評価シナリオ (PCV 過圧・過温)</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所</td> <td>原子炉建屋オペレーティングフロア+下層階</td> </tr> <tr> <td>格納容器漏えい率</td> <td>1.5%/day (AEC 式: 約 1.0%)</td> </tr> <tr> <td>PAR 反応開始濃度</td> <td>1.5vol%</td> </tr> </table>	解析ケース	漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定	モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル	シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV 過圧・過温)	漏えい箇所	原子炉建屋オペレーティングフロア+下層階	格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC 式: 約 1.0%)	PAR 反応開始濃度	1.5vol%			
解析ケース	漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定														
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル														
シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV 過圧・過温)														
漏えい箇所	原子炉建屋オペレーティングフロア+下層階														
格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC 式: 約 1.0%)														
PAR 反応開始濃度	1.5vol%														

3. 解析結果

6号炉の原子炉建屋全域の水素濃度評価結果を図(添付10-4)、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度評価結果を図(添付10-5)に示す。



図(添付10-4) 6号炉の水素濃度の時間変化(原子炉建屋全域)



図(添付10-5) 6号炉の水素濃度の時間変化  
(原子炉建屋オペレーティングフロア)  
(サブポリユーム別)

図(添付10-4)及び図(添付10-5)から、7号炉と同様に、下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.2.3 <u>静的触媒式水素再結合器の性能試験について</u></p> <p><u>本章では、PAR の既往研究で示された性能試験について説明する。前章で示した解析における PAR 性能評価式の妥当性を示す「(1) PAR の水素低減性能試験について」と、PAR の性能阻害ファクターによる性能影響を示す「(2) PAR の触媒性能低下要因の影響について」に分類し、既往の試験結果をもとに PAR 性能について示す。</u></p> <p><u>(1) PAR の水素低減性能試験について</u></p> <p><u>PAR の性能確認は、国際的な実証試験においても行われており、NRC による Sandia National Laboratory (SNL) における試験ではメーカーの小型 PAR について試験を行い、性能確認が行われている(参照文献 (b))。この試験結果で示す PAR の水素処理特性と、NIS 社製 PAR の下記に示す性能評価式を比較することで、性能評価式の妥当性を示す。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p><u>PAR の性能確認試験について</u></p> <p>メーカーによる開発試験により PAR の基本性能評価式が設定され、様々な環境下での PAR の性能確認のため、国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出、様々な環境下における PAR の性能評価等を示す。</p> <p>(1) <u>基本性能評価式の設定</u></p> <p>基本性能評価式の設定、PAR 設置位置の違いによる性能評価を目的とした PAR 開発試験として Battelle MC 試験が実施されている。</p> <p>試験条件を第1表に、試験体概要を第1図に示す。複数の部屋に区画された試験装置内に PAR を設置したのち、水素を注入し、各部屋での水素濃度等を測定している。</p> <p>第2図は、R 5 の部屋に PAR を設置し、雰囲気蒸気条件にしたのちに R 5 の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を第3図に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により、水素濃度分布は、ほぼ均一になっていることがわかる。得られた試験結果をもとに、PAR の入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を第4図に示す。再結合効率は、約 85% (0.846) となっている。</p> <p>基本性能評価式は、この試験を通じて設定されており、以下に導出過程を示す。</p> <p>メーカーにおいて、PAR への流入量と水素濃度の相関は、以下の式で表されると仮定している。</p>	<p>2.2.3 <u>PAR の性能試験について</u></p> <p><u>メーカーによる開発試験により PAR の基本性能評価式が設定され、様々な環境下での PAR の性能確認のため、国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出、様々な環境下における PAR の性能評価等を示す。</u></p> <p>(1) <u>PAR の水素濃度低減性能試験について</u></p> <p><u>基本性能評価式の設定、PAR 設置位置の違いによる性能評価を目的とし、PAR 開発試験として、Battelle MC 試験が実施されている。</u></p> <p><u>試験条件を表 2.2.3-1、試験体概要を図 2.2.3-1 に示す。複数の部屋に区画された試験装置内に PAR を設置したのち、水素を注入し、各部屋での水素濃度等を測定している。</u></p> <p><u>図 2.2.3-2 は、R 5 の部屋に PAR を設置し、雰囲気蒸気条件にしたのちに R 5 の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を図 2.2.3-3 に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により、水素濃度分布はほぼ均一になっていることが分かる。得られた試験結果をもとに、PAR の入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を図 2.2.3-4 に示す。再結合効率は約 85% (0.846) となっている。</u></p> <p><u>この試験を通じて基本性能評価式は設定されており、以下に導出過程を示す。メーカーにおいて、PAR への流入量と水素濃度の相関は以下の式で表されると仮定している。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉では Battelle MC 試験を参照しており、基本性能評価式の導出過程を確認している。さらに、2.2.3 (3) 項にて基本性能評価式にスケールファクタを乗ずることで、PAR-22 型にも基本性能評価式を適用可能なことを確認している</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p> <math display="block">Q = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right)^b \quad \dots \dots \dots \text{式①}</math> </p> <p>           Q : PARへの流入量 (m<sup>3</sup>/s)            C<sub>H<sub>2</sub></sub> : 水素濃度 (vol%)            a : 定数            b : 定数         </p> <p>           単位時間当たりの水素処理容量は、単位時間あたりにPARへ流入する水素量とPARの性能を示す再結合効率により表され、以下となる。         </p> <p> <math display="block">DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right) \cdot \gamma \cdot \eta \quad \dots \dots \dots \text{式②}</math> </p> <p>           DR : 水素処理容量 (kg/s)            γ : 水素密度 (kg/m<sup>3</sup>)            η : 再結合効率         </p> <p>           試験における測定値による水素処理容量は、以下となる。         </p> <p> <math display="block">DR = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_C \cdot \gamma \quad \dots \dots \dots \text{式③}</math> </p> <p> <math>\frac{dC_{H_2}}{dt}</math> : 水素濃度変化率            V<sub>C</sub> : 試験容器体積 (m<sup>3</sup>)         </p> <p>           式②及び③より、試験におけるPARへの流入量は、水素濃度変化の測定値から求まる。         </p> <p> <math display="block">Q = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_C / \left(\frac{C_{H_2}}{100} \cdot \eta\right) \quad \dots \dots \dots \text{式④}</math> </p> <p>           式④による流入量と、その時の水素濃度のデータより、式①の定数 a, b は、フィッティングにより決定される。         </p>	<p> <math display="block">Q = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right)^b \quad \dots \dots \dots \text{式 2. 2. 3-1}</math> </p> <p>           Q : PARへの流入量 (m<sup>3</sup>/s)            C<sub>H<sub>2</sub></sub> : 水素濃度 (vol%)            a : 定数            b : 定数         </p> <p> <u>単位時間あたりの水素処理容量は、単位時間あたりにPARへ流入する水素量とPARの性能を示す再結合効率により表され、以下となる。</u> </p> <p> <math display="block">DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right) \cdot \gamma \cdot \eta \quad \dots \dots \dots \text{式 2. 2. 3-2}</math> </p> <p>           DR : 水素処理容量 (kg/s)            γ : 水素密度 (kg/m<sup>3</sup>)            η : 再結合効率         </p> <p> <u>試験における測定値による水素処理容量は以下となる。</u> </p> <p> <math display="block">DR = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_C \cdot \gamma \quad \dots \dots \dots \text{式 2. 2. 3-3}</math> </p> <p> <math>\frac{dC_{H_2}}{dt}</math> : 水素濃度変化率            V<sub>C</sub> : 試験容器体積 (m<sup>3</sup>)         </p> <p> <u>(式 2. 2. 3-2) 及び (式 2. 2. 3-3) より、試験におけるPARへの流入量は、水素濃度変化の測定値から求まる。</u> </p> <p> <math display="block">Q = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_C / \left(\frac{C_{H_2}}{100} \cdot \eta\right) \quad \dots \dots \dots \text{式 2. 2. 3-4}</math> </p> <p> <u>(式 2. 2. 3-4) による流入量と、その時の水素濃度のデータより、(式 2. 2. 3-1) の定数 a, b はフィッティングにより決定される。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;"> <math>DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF</math> </p> <p> DR : 水素処理容量 (kg/h/個)  A : 定数 <input type="text"/>  <math>C_{H_2}</math> : PAR入口水素濃度 (vol%)  P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)  T : 温度 (K)  SF : <u>スケールファクター</u> </p>	<p style="text-align: center;"> a = <input type="text"/>  b = <input type="text"/> </p> <p>式①, ②より水素処理速度は, 以下のように表される。</p> <p style="text-align: center;"> <math>DR = a \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \quad \dots \dots \dots \text{式⑤}</math> </p> <p>ここで, 水素密度は, 気体の状態方程式に従い, 次式で表される。</p> <p style="text-align: center;"> <math>\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H_2}} \quad \dots \dots \dots \text{式⑥}</math> </p> <p> P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)  T : 温度 (K)  <math>R_{H_2}</math> : 水素の気体定数 (10<sup>5</sup>J/(kg·K)) </p> <p>式⑤, ⑥により, PARの水素処理容量は, 次式で表される。</p> <p style="text-align: center;"> <math>DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \quad \dots \dots \dots \text{式⑦}</math> </p> <p style="text-align: center;"> <math>\frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} = A = \text{<input type="text"/>}, \quad b + 1 = \text{<input type="text"/>}</math> </p> <p>式⑦にスケールファクタを乗じたものが式(2.1)に示すPARの基本性能評価式となる。</p>	<p style="text-align: center;"> a = 0.67  b = 0.307 </p> <p><u>式2.2.3-1), (式2.2.3-2)より水素処理速度は以下のように表される。</u></p> <p style="text-align: center;"> <math>DR = a \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \quad \dots \dots \dots \text{式2.2.3-5}</math> </p> <p><u>ここで, 水素密度は気体の状態方程式にしたがい, 次式で表される。</u></p> <p style="text-align: center;"> <math>\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H_2}} \quad \dots \dots \dots \text{式2.2.3-6}</math> </p> <p> P : <u>圧力 (10<sup>5</sup>Pa)</u>  T : <u>温度 (K)</u>  <math>R_{H_2}</math> : <u>水素の気体定数 (10<sup>5</sup>J/kg·K)</u> </p> <p><u>(式2.2.3-5), (式2.2.3-6)により, PARの水素処理容量は次式で表される。</u></p> <p style="text-align: center;"> <math>DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \quad \dots \dots \dots \text{式2.2.3-7}</math> </p> <p style="text-align: center;"> <math>\frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} = A = \text{<input type="text"/>}, \quad b + 1 = 1.307</math> </p> <p><u>(式2.2.3-7)にスケールファクタを乗じたものが(式2.2.1-1)に示すPARの基本性能評価式となる。</u></p>	

①試験装置概要

SNLで行われたPARの水素低減性能試験に使用した試験装置の全体写真を図2-35、試験装置内のPAR配置を図2-36に示す。本試験ではPAR-88 (PAR1基に付き88枚の触媒カートリッジ)の1/2スケール (PAR-44)、1/4スケール (PAR-22)、1/8スケール (PAR-11)のPARを使用して試験している。当社が設置するPARはPAR-11であることから、1/8スケールの試験装置を参照する。

なお、本試験では高さ500mmの煙突 (チムニー) が取り付けられたPARを用いて試験を実施している。



図2-35 The Surtsey vessel

※参照文献 (b) より抜粋

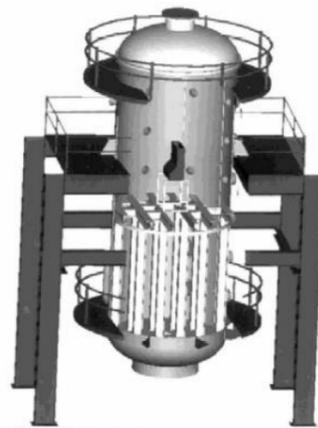
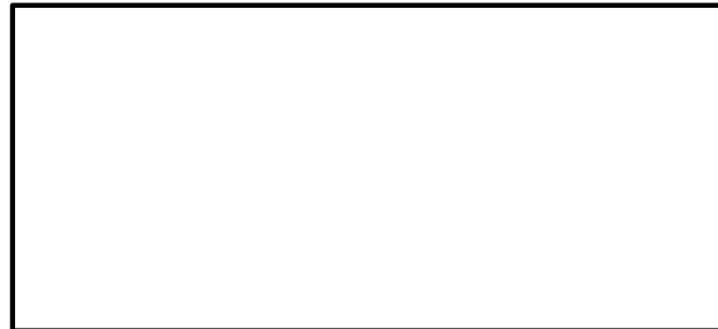


図2-36 PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献 (b) より抜粋

第1表 試験条件

試験名称		Battelle MC試験
試験体		[ ] [mm] (プロトタイプ)
試験条件	温度	85~95℃
	圧力	1bar
	水蒸気濃度	40~50vol%
	水素濃度	3~5vol%, 9~10vol%



第1図 試験体概要図

第2図 試験概要

表2.2.3-1 試験条件

試験名称		Battelle MC試験		
試験体		[ ]		
試験条件	温度			
	圧力			
	水蒸気濃度			
	水素濃度			



図2.2.3-1 試験体概要図



図2.2.3-2 試験概要図

②試験条件及び結果

PAR の水素低減性能試験における試験結果を図 2-37, 38 に示す。図 2-37 は低水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-14 の通りであり、当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-6 (1/8 scale)」を参照する。試験結果は、スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している(1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると、試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。

したがって、性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-14 試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-4	1/2	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-5	1/4	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-6	1/8	1 bar 空気, 1 bar 蒸気

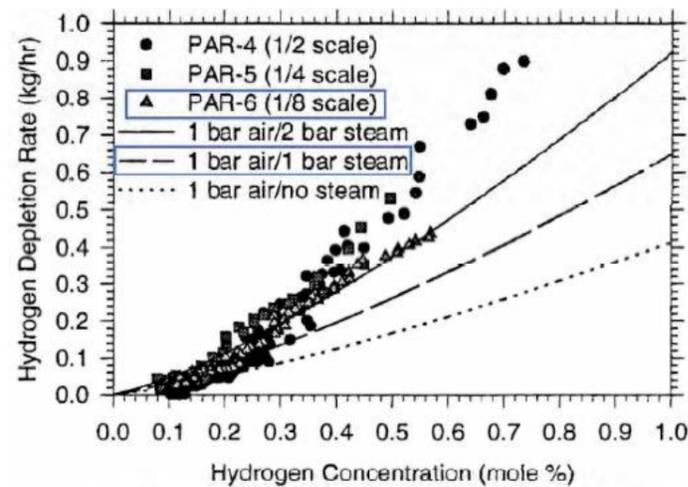
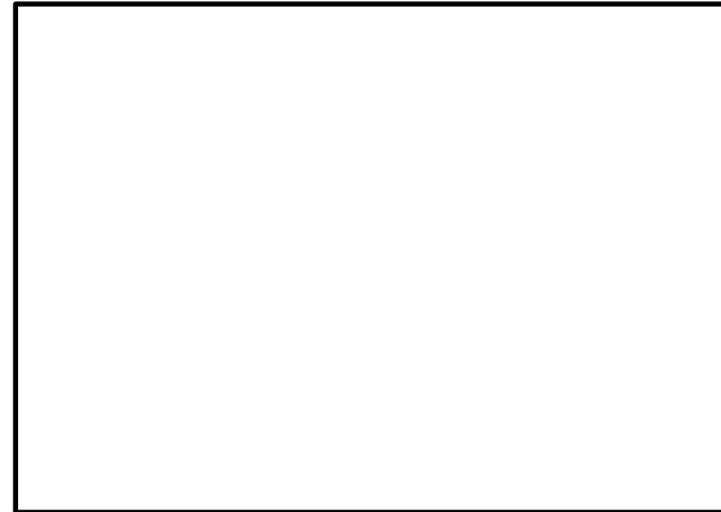


図 2-37 SNL で行われた試験結果 (低水素濃度)

※参考文献 (b) より抜粋



第 3 図 試験結果 (各部屋の水素濃度変化)



図 2.2.3-3 試験結果 (各部屋の水素濃度変化)



第 4 図 試験結果 (再結合効率の算出)

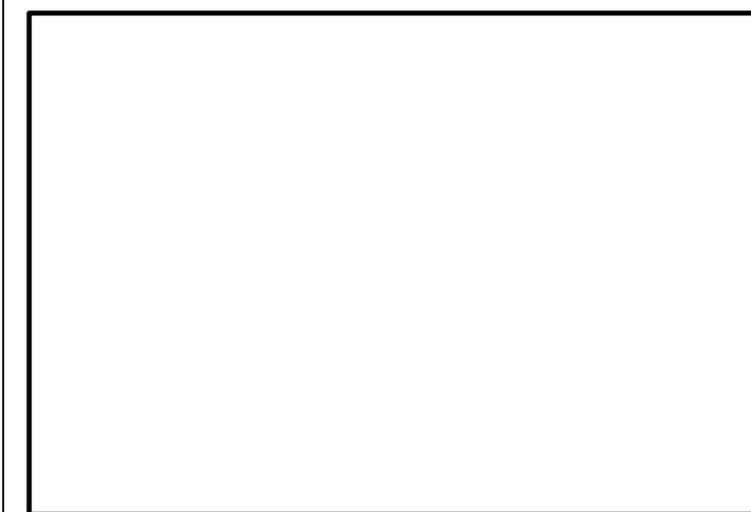


図 2.2.3-4 試験結果 (再結合効率の算出)

図2-38は高水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表2-15の通りであり、当社はPAR-11を使用していることから試験条件「PAR-8R (1/8 scale)」を参照する。試験結果は、スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している(1/8スケールのPARは8倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると、試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。

したがって、性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-15 試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-8R	1/8	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-12	1/4	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-13	1/2	1 bar 空気, 1 bar 蒸気

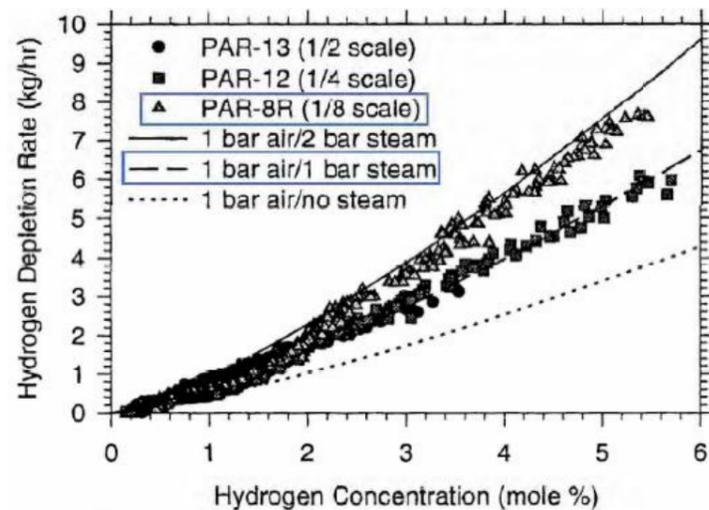


図 2-38 SNL で行われた試験結果 (高水素濃度)

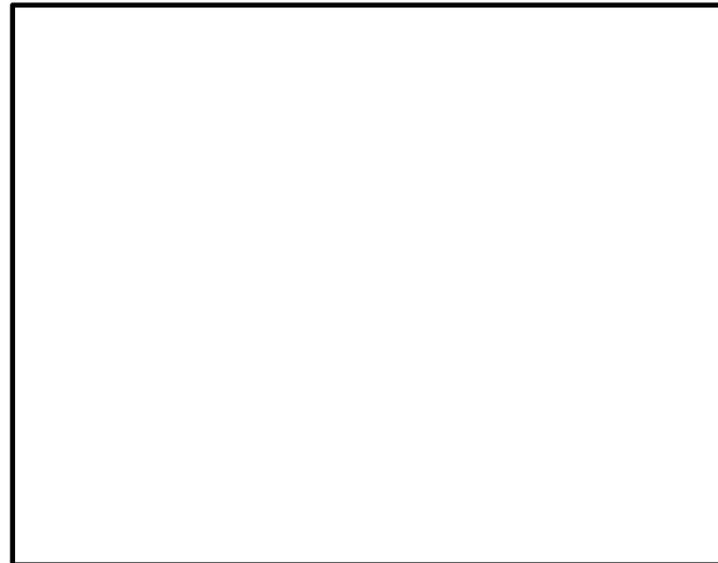
※参照文献 (b) より抜粋

(2) 雰囲気の違いによるPARの性能影響

EPR I (米国電力研究所) と EDF の合同により, CEA (フランス原子力庁) の Cadarache 研究所の KAL I 施設を用い, 圧力, 温度, 蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため, KAL I 試験が実施されている。試験条件を第2表に, 試験体の概要を第5図に, 試験装置の概要を第6図に示す。

第2表 試験条件

試験名称		KAL I 試験	
試験体		テストタイプ (試験用触媒カートリッジ5枚)	
試験条件	温度	30~115℃	
	圧力	1.3~4.0 bar	
	水蒸気濃度	0~50 vol%	
	水素濃度	2~10 vol%	



第5図 試験体概要      第6図 試験装置概要

(2) 雰囲気の違いによるPARの性能影響

EPR I と EDF の合同により, CEA (フランス原子力庁) の Cadarache 研究所の KAL I 施設を用い, 圧力, 温度, 蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため, KAL I 試験が実施されている。試験条件を表2.2.3-2に, 試験体の概要を図2.2.3-5に, 試験装置の概要を図2.2.3-6に示す。

表2.2.3-2 試験条件

試験名称		KAL I 試験	
試験体			
試験条件	温度		
	圧力		
	水蒸気濃度		
	水素濃度		



図2.2.3-5 試験体概要図

・資料構成の相違  
【柏崎6/7】  
島根2号炉では, 設置するPARと同様に延長チムニが使用されていないKAL I 試験を参照している

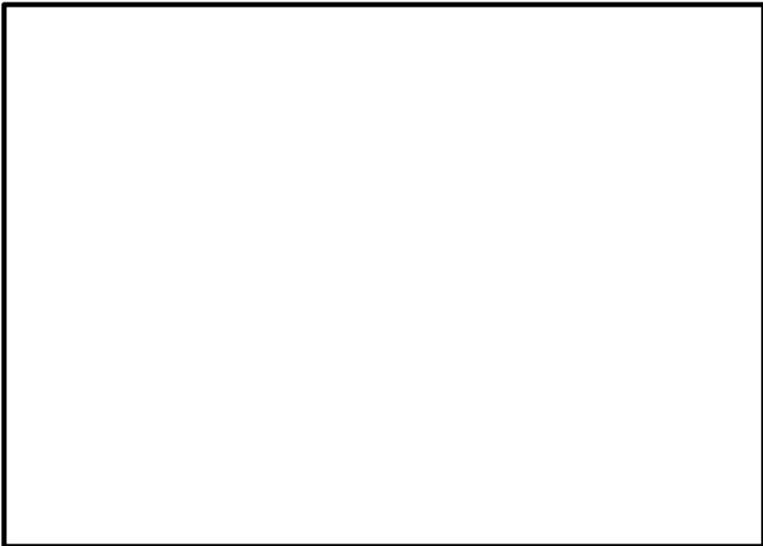


図 2.2.3-6 試験装置概要図

① 蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を第3表に、試験結果を第7図に示す。ドライ条件下と比べて、水蒸気濃度 50vol%の条件下において、PARの性能は、同等であり、蒸気による影響はないと考えられる。

第3表 試験条件 (蒸気環境による影響)

試験ケース	温度	圧力	水素濃度	蒸気濃度
N8/2	30℃	3.25bar	4vol%	0vol%
N9/2	114℃	3.25bar	4vol%	50vol%

① 蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を表 2.2.3-3 に、試験結果を図 2.2.3-7 に示す。ドライ条件下と比べて、蒸気条件下でのPARの性能は同等であり、蒸気による影響はないと考えられる。

なお、燃料プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合、蒸気により水素は希釈され、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度は低下し、可燃限界に達することはないと考える。

表 2.2.3-3 試験条件 (蒸気環境による影響)

試験ケース	温度	圧力	水素濃度	蒸気濃度
N8/2				
N9/2				

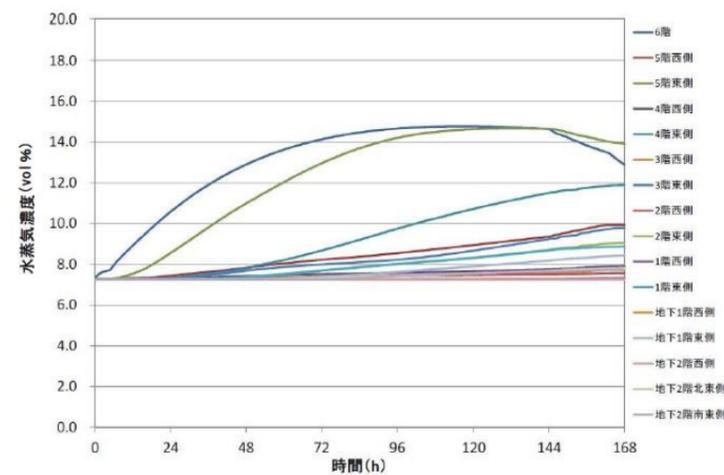
・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
柏崎 6/7 は、2.2.3 (2) ②項及び添付 14 (2) 項にて記載

・資料構成の相違  
【東海第二】  
東海第二は、別紙 1 (2) ①項にて記載



第7図 試験結果 (蒸気環境下での影響)

水蒸気濃度 50vol%において, PARの性能に影響がないことから, 重大事故等時の条件下で水蒸気濃度が 50vol%に満たないことを確認する。重大事故等時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建屋原子炉棟の水蒸気濃度を第8 図に示す。



第8 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)

第8 図のとおり, 重大事故等時において, 水蒸気濃度は, 50vol%に達することはないと考えられる。



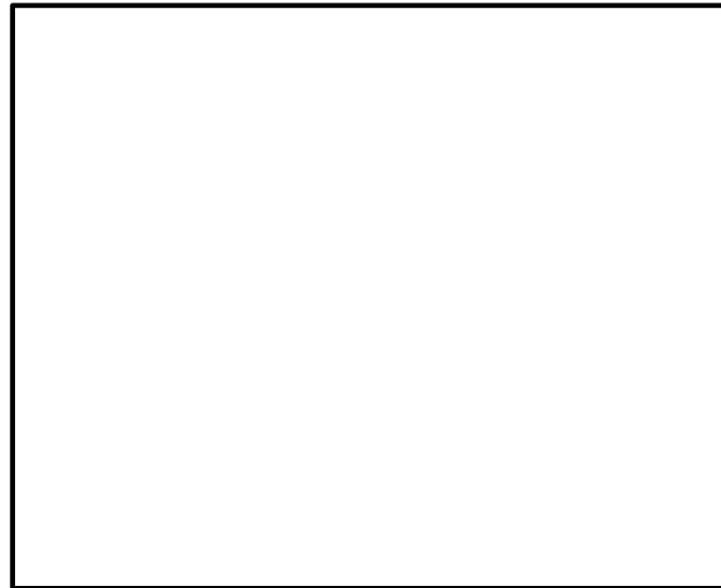
図 2.2.3-7 試験結果 (蒸気環境下での影響)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は, 東海第二の実線部分に対応する内容を記載していないが, PAR の設計条件(漏えい率 10%/日)における解析で原子炉建物原子炉棟の水蒸気濃度が 50vol%に満たないことを確認している

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																
	<p><u>また、使用済燃料プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合、水素は、蒸気により希釈され、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度は低下し、可燃限界に達することはないと考える。</u></p> <p>② 低酸素環境下での影響</p> <p>K A L I 試験において、低酸素濃度条件下での影響について確認されており、試験条件を第4表に、試験結果を第9図に示す。試験条件としては、初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており、第9図に示すように、酸素濃度が低い場合、水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから、P A R の性能が低下していることがわかる。また、N4/2 の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合、N6/22 及び N13/7 の試験結果と相違ないことから、低酸素環境下ではP A R の性能が低下するといえる。</p> <p>東海第二発電所の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。</p> <p style="text-align: center;">第4表 試験条件 (酸素濃度による影響)</p> <table border="1" data-bbox="952 1249 1703 1444"> <thead> <tr> <th>試験ケース</th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>初期水素濃度</th> <th>初期酸素濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>N4/2</td> <td>30℃</td> <td>1.3bar</td> <td>8vol%</td> <td>3.8vol%</td> </tr> <tr> <td>N6/22</td> <td>30℃</td> <td>1.3bar</td> <td>4vol%</td> <td>20.1vol%</td> </tr> <tr> <td>N13/7</td> <td>30℃</td> <td>1.3bar</td> <td>5vol%</td> <td>20vol%</td> </tr> </tbody> </table>	試験ケース	温度	圧力	初期水素濃度	初期酸素濃度	N4/2	30℃	1.3bar	8vol%	3.8vol%	N6/22	30℃	1.3bar	4vol%	20.1vol%	N13/7	30℃	1.3bar	5vol%	20vol%	<p>② 低酸素環境下での影響</p> <p><u>K A L I 試験において、低酸素濃度条件下での影響について確認されており、試験条件を表 2.2.3-4 に、試験結果を図 2.2.3-8 に示す。試験条件としては、初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件で行っており、図 2.2.3-8 に示すように、酸素濃度が低い場合、水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから、P A R の性能が低下していることが分かる。また、N4/2 の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合、N6/22 及び N13/7 の試験結果と相違ないことから、低酸素環境下ではP A R の性能が低下するといえる。</u></p> <p>島根 2号炉の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有していることを確認しており、酸素濃度による影響はない。</p> <p style="text-align: center;">表 2.2.3-4 試験条件 (酸素濃度による影響)</p> <table border="1" data-bbox="1739 1234 2496 1465"> <thead> <tr> <th>試験ケース</th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>初期水素濃度</th> <th>初期酸素濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>N4/2</td> <td colspan="4" rowspan="3" style="background-color: black;"></td> </tr> <tr> <td>N6/22</td> </tr> <tr> <td>N13/7</td> </tr> </tbody> </table>	試験ケース	温度	圧力	初期水素濃度	初期酸素濃度	N4/2					N6/22	N13/7	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、2.2.3 (2) ①項にて記載</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p>
試験ケース	温度	圧力	初期水素濃度	初期酸素濃度																															
N4/2	30℃	1.3bar	8vol%	3.8vol%																															
N6/22	30℃	1.3bar	4vol%	20.1vol%																															
N13/7	30℃	1.3bar	5vol%	20vol%																															
試験ケース	温度	圧力	初期水素濃度	初期酸素濃度																															
N4/2																																			
N6/22																																			
N13/7																																			

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="964 220 1691 640" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1083 661 1558 693" style="text-align: center;">第9図 試験結果 (酸素濃度による影響)</p> <p data-bbox="973 793 1350 825">(3) スケールファクタの妥当性</p> <p data-bbox="1003 840 1706 1092">触媒カートリッジ88枚相当の試験体 (1/1スケール) を用いた Battelle MC 試験結果に基づき基本性能評価式が設定され、その後、触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が44枚 (1/2スケール)、22枚 (1/4スケール)、11枚 (1/8スケール) である小型化されたPARが開発された。</p> <p data-bbox="1003 1108 1706 1543">これらの小型PARは、単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう、ハウジングの開口面積の比も1/2、1/4、1/8としていることから、水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとしてスケールファクタが設定されている。また、試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも、触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで、同様にスケールファクタは、ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式(式⑦)にこのスケールファクタを乗じたものが小型PARの基本性能となる。</p> <p data-bbox="1003 1560 1706 1896">KALI試験では、小型PARよりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を第9図に示す。図中の点線は、基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し、スケールファクタ (1/40) を考慮したものである。実機において使用される水素濃度の範囲において、試験結果と基本性能評価式 (点線) はよく合っており、スケールファクタが妥当であることを示している。</p>	<div data-bbox="1751 241 2493 640" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1840 661 2389 693" style="text-align: center;">図2.2.3-8 試験結果 (酸素濃度による影響)</p> <p data-bbox="1765 793 2136 825">(3) スケールファクタの妥当性</p> <p data-bbox="1795 840 2499 1092"><u>触媒カートリッジ88枚の試験体 (1/1スケール) を用いた Battelle MC 試験結果に基づき基本性能評価式が設定され、その後、触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が44枚 (1/2スケール)、22枚 (1/4スケール)、11枚 (1/8スケール) である小型化されたPARが開発された。</u></p> <p data-bbox="1795 1108 2499 1543"><u>これらの小型PARは、単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう、ハウジングの開口面積の比も1/2、1/4、1/8としていることから、流量 (水素処理容量) がカートリッジ枚数に比例するものとして、スケールファクタが設定されている。また、試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも、触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで、同様にスケールファクタはハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式 (式2.2.3-7) にこのスケールファクタを乗じたものが小型PARの基本性能となる。</u></p> <p data-bbox="1795 1560 2499 1896"><u>KALI試験では、小型PARよりもさらに流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を図2.2.3-9に示す。図中の点線は、基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し、スケールファクタ (1/40) を考慮したものである。解析上PARの動作を期待している水素濃度の範囲 (1.5%~4.0%) において、試験結果と基本性能評価式 (点線) はよく合っており、スケールファクタが妥当であること</u></p>	<p data-bbox="2537 793 2745 825">・資料構成の相違</p> <p data-bbox="2537 840 2671 871">【柏崎6/7】</p> <p data-bbox="2537 886 2819 917">柏崎6/7は、2.2.3(1)</p> <p data-bbox="2537 932 2819 1005">②項及び添付14(1)項にて記載</p>

Battelle MC 試験, K A L I 試験及び東海第二発電所で使用する P A R の仕様の比較を第 5 表に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じであり, 違いは触媒カートリッジ枚数又はハウジング開口面積であることから, スケールファクタとしては 0.025~1 の範囲であれば適用可能と考える。東海第二発電所で使用する P A R は, 1/4 スケールでこの範囲内にあることから, スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。



第 10 図 K A L I 試験結果と基本性能評価式との比較

第 5 表 P A R の仕様比較

項目	Battelle MC試験	K A L I 試験	東海第二
P A R モデル	P A R - 88	試験用 P A R	P A R - 22
触媒カートリッジ枚数	88枚	5枚 (縮小)	22枚
ハウジング開口面積	7568cm <sup>2</sup>	190cm <sup>2</sup>	1892cm <sup>2</sup>
スケールファクタ	1	0.025	0.25
延長チムニの有無	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)

を示している。

Battelle MC 試験, K A L I 試験ならびに島根 2 号炉で使用する P A R の仕様の比較を表 2.2.3-5 に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じで, 違いは触媒カートリッジ枚数またはハウジング開口面積であることから, スケールファクタとしては 0.025~1 の範囲であれば適用可能と考える。島根 2 号炉で使用する P A R は 1/4 スケールでこの範囲内にあることから, スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。

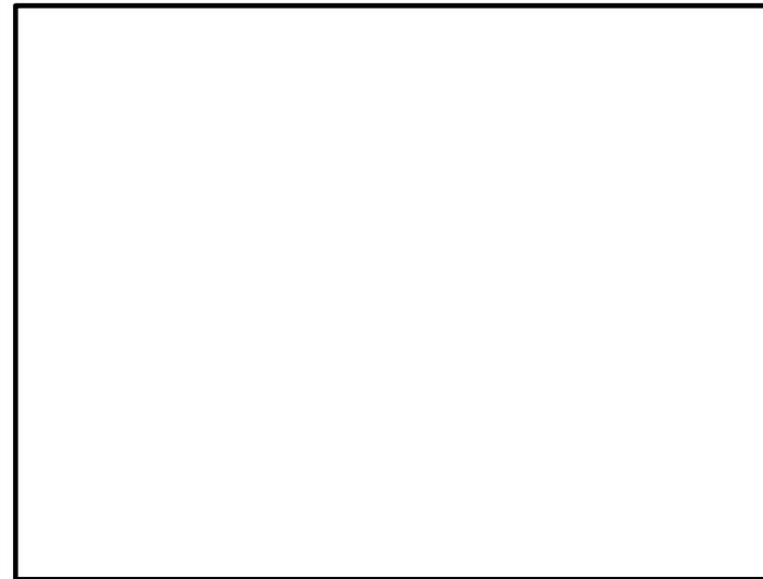


図 2.2.3-9 K A L I 試験結果と基本性能評価式との比較

表 2.2.3-5 P A R の仕様比較

	Battelle MC 試験	K A L I 試験	島根 2 号炉
P A R モデル	P A R - 88	試験用 P A R	P A R - 22
触媒カートリッジ枚数	88 枚		22 枚
ハウジング開口面積			
スケールファクタ	1 (88/88)	0.025	0.25 (22/88)
延長チムニの有無	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)

(4) PARの反応開始遅れの影響

PARの結合反応の開始水素濃度について、NRC（米国原子力規制委員会）の委託により Sandia 国立研究所（SNL）にて実施されたSNL試験にて確認されている。第6表に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず、水素濃度 1vol%未満でPARによる結合反応を開始している。

GOTHICによる原子炉建屋原子炉棟の水素濃度解析においては、PARによる反応開始水素濃度を 1.5vol%に設定しており、PARの起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから、PARの反応開始遅れの影響はないと考える。

第6表 SNL試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧力 (bar)	温度 (°C)	水蒸気濃度 (%)	酸素濃度 (%)	反応開始水素濃度 (mol%)
PAR-1	2	22	0	21	0.3
PAR-2	2	22	0	21	0.15
PAR-3	2	102	52	10	0.4

(4) PARの反応開始遅れの影響

PARの結合反応の開始水素濃度について、NRC（米国原子力規制委員会）の委託により Sandia 国立研究所（SNL）にて実施されたSNL試験にて確認されている。表 2.2.3-6 に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず、水素濃度 1 vol%未満でPARによる結合反応を開始している。

GOTHICによる原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析においては、PARによる反応開始水素濃度を 1.5vol%に設定しており、水素濃度を高く見積もることができる。反応開始遅れを考慮しない場合（反応開始水素濃度：0 vol%）の水素濃度変化との比較を図 2.2.3-10 に示す。反応開始水素濃度を高く設定した解析結果においても、原子炉建物原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制しており、反応熱による影響で最高使用温度（300°C）を上回ることはいないため、PARの反応開始遅れの影響はない。

表 2.2.3-6 SNL試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧力 (bar)	温度 (°C)	水蒸気濃度 (%)	酸素濃度 (%)	反応開始水素濃度 (vol%)
PAR-1	2.1	17	0	21	0.3
PAR-2	2.1	24	0	21	0.15
PAR-3	2.1	102	52	10	0.4

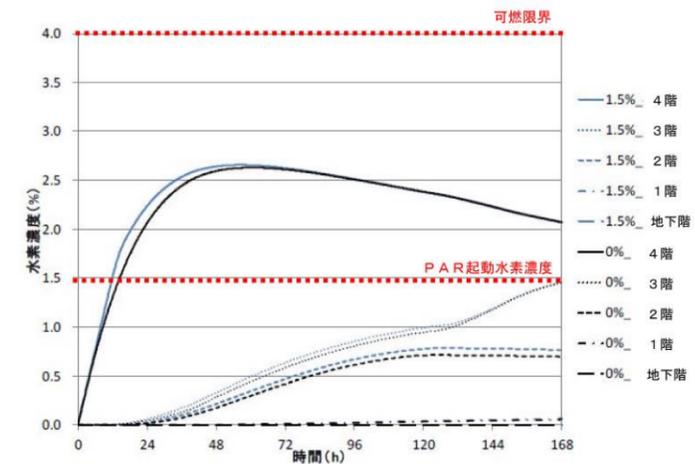
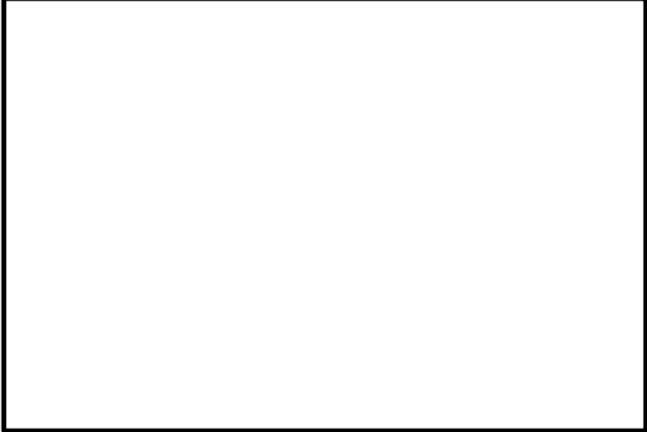
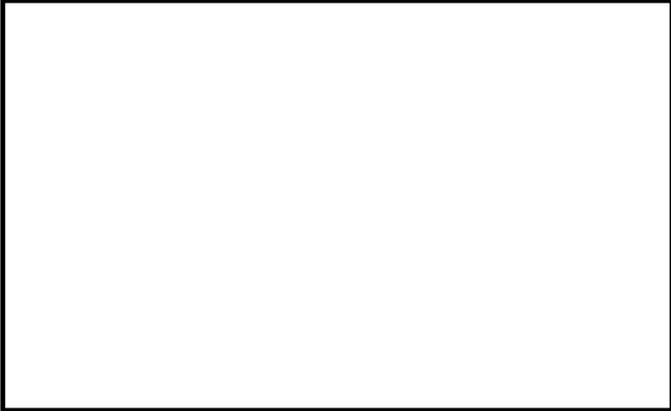


図 2.2.3-10 反応開始遅れによる水素濃度の時間変化の比較

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
柏崎 6/7 は、2.2.3 (2) ③項にて記載

・記載方針の相違

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(5) PARの最高使用温度</p> <p><u>東海第二発電所で設置するPARハウジング部の最高使用温度は、THAI試験の結果に基づき設定している。THAI試験は、OECD/NEAのTHAI PROJECTにて、各メーカのPARの性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を第11図に示す。</u></p> <p><u>第12図に示すとおり、THAI試験ではPAR各部の温度を測定しており、PARの最高使用温度を設定する上では、PAR内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。</u></p> <p><u>試験では、注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ、PAR各部の温度の時間変化を確認している。第13図は、PAR入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので、第14図は、各部の温度履歴をPAR入口水素濃度に対して図示したものである。</u></p> <p><u>試験開始から115～130分の水素濃度が一定の時は、発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが、各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ、水素濃度低下時は反応熱が低下するが、各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。</u></p> <p><u>第13図及び第14図より、ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点(359 KTF gas2)でも、水素濃度4vol%の温度は、水素濃度低下時においても300℃を下回っていることがわかる。</u></p> <p><u>したがって、東海第二発電所に設置するPARの最高使用温度を300℃とすることは妥当と考えられる。</u></p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、添付2にて記載</p>

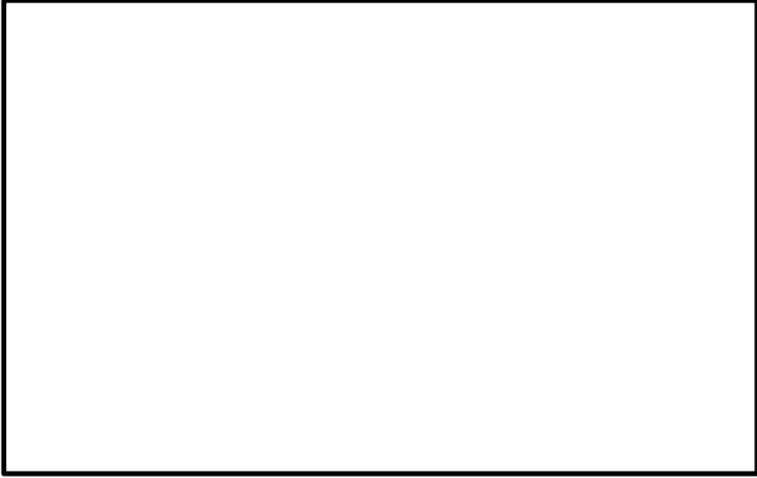
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1113 661 1540 693">第 11 図 試験装置及び試験体の概要</p>  <p data-bbox="1154 1199 1498 1230">第 12 図 試験体の温度計測点</p>		

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③チムニーの影響について</p> <p><u>水素低減性能試験において、PARにチムニー（煙突）を取り付けることにより、水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合、高さ500mmの煙突が取り付けられた場合、高さ1000mmの煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について、製造メーカー社内の試験プログラムの中で確認されており、煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ500mmの煙突が取り付けられた場合は1.15程度、高さ1000mmの煙突が取り付けられた場合は1.25程度という数字が報告されている。</u></p> <p><u>SNLで行われた試験では、高さ500mmの煙突が取り付けられたPARで水素低減性能試験を実施している。当社のPARは煙突が取り付けられていないため、図2-37、図2-38で示す水素処理容量(kg/h)を1/1.15とすることで当社PARの構造を考慮した場合の水素処理容量と比較できる。</u></p> <p><u>水素濃度4vol%時に着目すると、チムニーの影響を考慮しても、当社の水素処理容量である0.25kg/hよりも十分大きな値であることから、当社の水素処理容量は妥当であると考えられる。</u></p>	<p>(6) チムニーの影響について</p> <p><u>水素低減性能試験において、PARにチムニー（煙突）を取り付けることにより、水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合、高さ500mmの煙突が取り付けられた場合、高さ1,000mmの煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について、製造メーカー社内の試験プログラムの中で確認されており、煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ500mmの煙突が取り付けられた場合は1.15程度、高さ1,000mmの煙突が取り付けられた場合は1.25程度という数字が報告されている。</u></p> <p><u>東海第二発電所に設置するPARの水素処理容量は、第5表に示すとおり、延長チムニーなしと同じ条件であると設定している。このため、チムニーの影響がないことを確認している。</u></p> <p style="text-align: center;">参考文献一覧</p> <p><u>1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei verschiedenen Systemzuständen im Model-Containment, Battele-Europe (1991)</u></p> <p><u>2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)</u></p> <p><u>3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)</u></p> <p><u>4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)</u></p> <p><u>5 K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation”, Nuclear Technology vol.112, (1995)</u></p> <p><u>6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009</u></p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉では延長チムニーのないKALI試験を参照しているため、延長チムニーの有無による性能差は考慮不要により、記載していない</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、2.5項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) PARの触媒性能低下要因の影響について</p> <p>PARで用いるPd-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (パラジウム-アルミナ担持) 触媒の触媒性能が低下する要因として、触媒の反応阻害物質の被毒が考えられる。この触媒における反応阻害物質としては核分裂生成物に含まれるハロゲンや、水が考えられる。ハロゲンについては、炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素に着目し、被毒による影響をBattelle Model Containmentの試験(参照文献(c))により確認する。</p> <p>また、水については、事故時に原子炉建屋に格納容器ガスが漏えいしたときに、水蒸気環境となるため、水蒸気による性能影響をSNLの試験(参照文献(b))及びTHAI試験(参照文献(e)、(f))により確認する。</p> <p>①よう素による性能影響確認</p> <p>NIS社製PARのよう素による影響は、Battelle Model Containmentの試験(参照文献(c))で過去に示されている。試験装置概要を図2-39に示しているが、容器内(10m<sup>3</sup>)に設置したPARの下から、3gのよう素をすべて気化させ、よう素の影響を確認する試験を実施している。</p> <div data-bbox="172 1339 902 1717" style="border: 1px solid black; height: 180px; width: 246px; margin: 10px 0;"></div> <p>図2-39 Battelle Model Containment 試験装置概要 ※参照文献(c)より抜粋</p>	<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>反応阻害物質ファクタについて</p> <p>炉心損傷を伴う重大事故等において、原子炉格納容器内による化セシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋原子炉棟6階へ漏えいした場合、PARの性能に影響を与える可能性があるため、影響評価を行う必要がある。</p> <p>粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレイにより除去されることから、原子炉建屋原子炉棟6階への漏えい量は十分小さく、影響はないと考えられる。また、別紙1に示したように、蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。</p> <p>したがって、影響因子としてはガス状よう素を対象とし、以下のとおりPARの性能への影響を評価する。</p> <p>(1) ガス状よう素による影響</p>	<p>(5) 反応阻害物質ファクタについて</p> <p>炉心損傷を伴う重大事故等において、格納容器内による化セシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋原子炉棟へ漏えいした場合、PARの性能に影響を与える可能性があるため、影響評価を行う必要がある。</p> <p>粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレイにより除去されることから、原子炉建屋原子炉棟4階への漏えい量は十分小さく、影響はないと考えられる。また、2.2.3(2)①に示したように、蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。</p> <p>したがって、影響因子としてはガス状よう素を対象とし、以下のとおりPARの性能への影響を評価する。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、水蒸気による影響はKALI試験を参照している</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>試験条件は表 2-16、試験結果は図 2-40 に示しており、よう素環境下における PAR 動作時の水素濃度の低下傾向をプロットしている。なお、図中には比較対象として、よう素がない場合の試験データに基づくフィットカーブも示してある。この結果を踏まえると、平均よう素濃度 0.3g/m<sup>3</sup> の環境においても、NIS 社製 PAR の水素処理性能は 25%以上低下しないと言える。なお、本試験装置は NIS 社製 PAR <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> による試験結果であり、本試験装置と PAR-11 (柏崎刈羽 6/7 号機納入品) ではスケーリングファクターは異なるが、スケーリングファクターがいくつであっても、PAR 内の流速は一律であり、触媒カートリッジ一枚あたりのよう素に晒される量は同じであることから、スケーリングファクターとよう素による被毒量に関係はなく、本試験結果は PAR-11 に対しても適用可能である。</p> <p>表 2-16 Battelle Model Containment 試験条件</p> <div data-bbox="172 974 896 1268" style="border: 1px solid black; height: 140px; margin-bottom: 20px;"></div> <div data-bbox="172 1373 896 1722" style="border: 1px solid black; height: 166px;"></div> <p>図 2-40 Battelle Model Containment 試験結果 ※参照文献 (c) より抜粋</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
<p>次に、6号炉及び7号炉において、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内ガスが原子炉建屋に漏えいした際の原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するよう素濃度を算定する。表2-17に示す保守的な条件で建物内全よう素濃度を算定したところ、68.92mg/m<sup>3</sup>となり、Battelle Model Containment試験条件である300mg/m<sup>3</sup>以下のよう素濃度であることから、性能低下は25%以上低下しないものと考えられる。6号炉及び7号炉のPAR設置台数は、性能阻害ファクターにより性能低下が50%あるものと想定し、台数が決められている。よって、これらの結果から、よう素による性能低下は想定されるものの、PAR台数に余裕を見込んでいることから、原子炉建屋の水素爆発防止対策としての機能への影響はないと考えられる。</p>	<p>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は、約24.4kgであり、NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195に基づき、無機よう素生成割合を91%、有機よう素生成割合を4%とする。また、原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については、CSEでの実験結果に基づきDF200を考慮する。</p> <p>このとき、原子炉格納容器漏えい率を一律10%/dayとして原子炉建屋原子炉棟6階へ全量漏えいすると仮定した場合、ガス状よう素は、約21mg/m<sup>3</sup>となる。</p> <p>よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を第1表に、試験結果を第1図に示す。試験は、蒸気環境下において空間に対するよう素割合約300mg/m<sup>3</sup>で実施しており約25%性能低下していることが確認されている。</p> <p>試験条件と比べて東海第二発電所で想定されるガス状よう素濃度は、十分に小さく、影響は小さいと考えるが、よう素環境下でのPARの性能低下を考慮し、反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。</p> <p>なお、反応阻害は、よう素が触媒に付着することで起こるものであり、スケールファクタが変わっても、PAR内部の流速は一律であり、付着するよう素の割合は変わらないため、ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。</p> <p style="text-align: center;">第1表 試験条件（よう素の影響）</p> <table border="1" data-bbox="952 1381 1700 1486"> <thead> <tr> <th>温 度</th> <th>圧 力</th> <th>初期水素濃度</th> <th>蒸気濃度</th> <th>よう素濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>120℃</td> <td>2bar</td> <td>4vol%</td> <td>50～70vol%</td> <td>300mg/m<sup>3</sup></td> </tr> </tbody> </table>	温 度	圧 力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度	120℃	2bar	4vol%	50～70vol%	300mg/m <sup>3</sup>	<p>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約18.1kgであり、NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195に基づき、無機よう素生成割合を91%、有機よう素生成割合を4%とする。また、格納容器内の自然沈着による除去効果については、CSEでの実験結果に基づき、事象発生後2時間までは除去効果を考慮せず、2時間以降はDF200を考慮する。</p> <p>このとき、格納容器の漏えい率を一律10%/日、原子炉建物原子炉棟4階へ全量漏えいすると仮定した場合、ガス状よう素濃度は約11mg/m<sup>3</sup>となる。</p> <p>よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を表2.2.3-7に、試験結果を図2.2.3-11に示す。試験は、蒸気環境下において空間に対するよう素割合約300mg/m<sup>3</sup>で実施しており、約25%性能低下していることが確認されている。</p> <p>試験条件と比べて島根2号炉で想定されるガス状よう素濃度は十分に小さく、影響は小さいと考えるが、よう素環境下でのPARの性能低下を考慮し、反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。</p> <p>なお、反応阻害はよう素が触媒に付着することで起こるものであり、スケールファクタが変わっても、PAR内部の流速は一律であり、付着するよう素の割合は変わらないため、ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。</p> <p style="text-align: center;">表2.2.3-7 試験条件（よう素の影響）</p> <table border="1" data-bbox="1742 1367 2496 1507"> <thead> <tr> <th>温 度</th> <th>圧 力</th> <th>初期水素濃度</th> <th>蒸気濃度</th> <th>よう素濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>120℃</td> <td>2bar</td> <td>4 vol%</td> <td>50～70vol%</td> <td>300mg/m<sup>3</sup></td> </tr> </tbody> </table>	温 度	圧 力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度	120℃	2bar	4 vol%	50～70vol%	300mg/m <sup>3</sup>	<p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は表2-17に記載</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</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 【柏崎6/7】</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、2.2.3(5)に記載</p>																																		
温 度	圧 力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度																																																					
120℃	2bar	4vol%	50～70vol%	300mg/m <sup>3</sup>																																																					
温 度	圧 力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度																																																					
120℃	2bar	4 vol%	50～70vol%	300mg/m <sup>3</sup>																																																					
<p>表2-17 原子炉建屋オペレーティングフロアよう素濃度の算定条件</p> <table border="1" data-bbox="157 1562 893 1892"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>無機よう素</th> <th>有機よう素</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>初期インベントリー</td> <td>kg</td> <td colspan="2">29.1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>PCV放出率</td> <td>-</td> <td colspan="2">100%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>無機よう素割合</td> <td>-</td> <td>91%</td> <td>4%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>DF</td> <td>-</td> <td>20</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>建物放出量</td> <td>kg</td> <td>1.3241</td> <td>1.1640</td> <td>PCV内よう素が全量建物放出される保守的想定</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>建物容積</td> <td>m<sup>3</sup></td> <td colspan="2">36100</td> <td>原子炉建屋オペレーティングフロア容積</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>建物内各よう素濃度</td> <td>mg/m<sup>3</sup></td> <td>36.677</td> <td>32.244</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑧</td> <td>建物内全よう素濃度</td> <td>mg/m<sup>3</sup></td> <td colspan="2">68.92</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	No	項目	単位	無機よう素	有機よう素	備考	①	初期インベントリー	kg	29.1			②	PCV放出率	-	100%			③	無機よう素割合	-	91%	4%		④	DF	-	20	1		⑤	建物放出量	kg	1.3241	1.1640	PCV内よう素が全量建物放出される保守的想定	⑥	建物容積	m <sup>3</sup>	36100		原子炉建屋オペレーティングフロア容積	⑦	建物内各よう素濃度	mg/m <sup>3</sup>	36.677	32.244		⑧	建物内全よう素濃度	mg/m <sup>3</sup>	68.92					
No	項目	単位	無機よう素	有機よう素	備考																																																				
①	初期インベントリー	kg	29.1																																																						
②	PCV放出率	-	100%																																																						
③	無機よう素割合	-	91%	4%																																																					
④	DF	-	20	1																																																					
⑤	建物放出量	kg	1.3241	1.1640	PCV内よう素が全量建物放出される保守的想定																																																				
⑥	建物容積	m <sup>3</sup>	36100		原子炉建屋オペレーティングフロア容積																																																				
⑦	建物内各よう素濃度	mg/m <sup>3</sup>	36.677	32.244																																																					
⑧	建物内全よう素濃度	mg/m <sup>3</sup>	68.92																																																						

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本試験は、表 2-16 に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度、圧力の影響について示す。</p> <p>触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する(図 2-41 参照)。圧力と水蒸気濃度はパラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響は無いと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「②水蒸気濃度の PAR 性能への影響」で後述する通り有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。</p> <p>また、本試験条件は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はないと考えられる。</p>	 <p>第 1 図 試験結果 (よう素の影響)</p> <p>本試験は、第 1 表に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度及び圧力の影響について示す。</p> <p>触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する(第 2 図参照)。水蒸気濃度及び圧力は、パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「別紙 1 (2) ① 蒸気環境下での影響」のとおり、有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。</p> <p>また、本試験条件は、東海第二発電所の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はない。</p>	 <p>図 2.2.3-11 試験結果 (よう素の影響)</p> <p>本試験は、表 2.2.3-7 に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度及び圧力の影響について示す。</p> <p>触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する(図 2.2.3-12)。水蒸気濃度及び圧力は、パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「2.2.3 (2) ① 蒸気環境下での影響」のとおり、有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。</p> <p>また、本試験条件は、島根原子力発電所 2 号炉の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はない。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、2.2.3 (2) ①項にて記載</p>

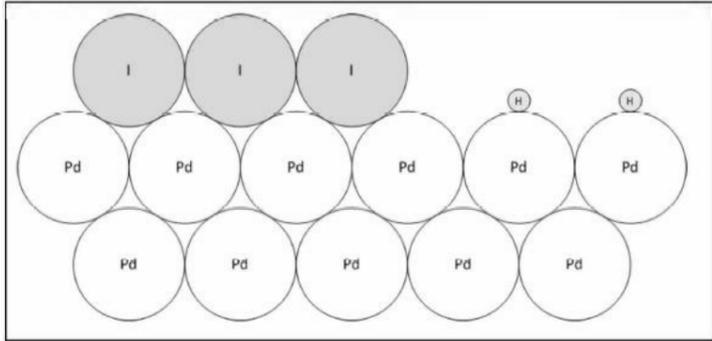
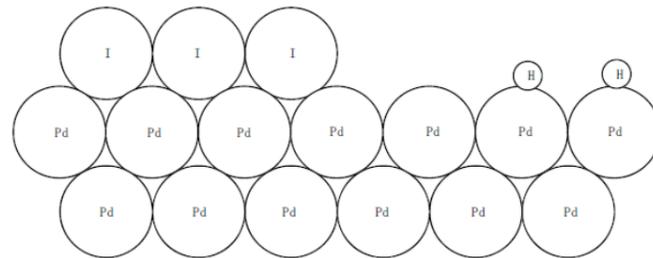


図 2-41 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究（参考文献（d））より確認されている（図 2-42 参照）。これは温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。



図 2-42 再結合効率と温度の関係  
※参考文献（d）より抜粋



第 2 図 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（第 3 図参照）。これは、温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。



第 3 図 再結合効果と温度の関係

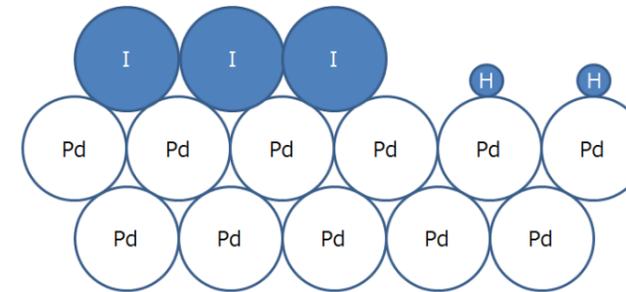


図 2.2.3-12 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（図 2.2.3-13）。これは、温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。

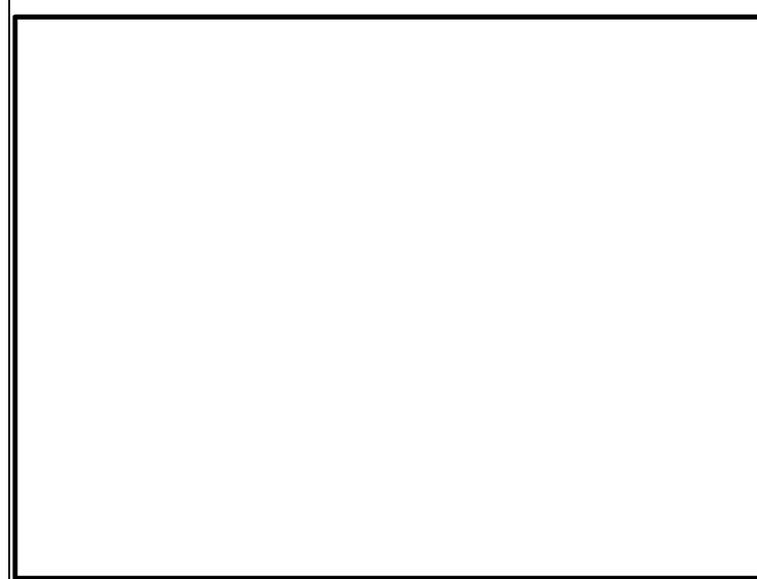


図 2.2.3-13 再結合効果と温度の関係

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>PAR は再結合反応を始めると、触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高温状態になる。NIS 社製 PAR 触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって、被毒されていない部分は再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち、よう素による被毒は再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果で示す触媒性能低下評価において、温度条件は大きな影響を与えるものではない。</p> <p>②水蒸気濃度の PAR 性能への影響</p> <p>NRC による SNL における試験では、PAR の起動における水蒸気の影響を確認している。試験結果を図 2-43 に示す。空気と水蒸気が約 50%ずつの環境下にて 0~6vol%水素濃度の水素ガスを注入した場合において、PAR は性能を発揮することが確認されており、水蒸気濃度 50%以下であれば性能に影響は見られない。</p> <div data-bbox="201 1381 875 1743"> </div> <p>図 2-43 : SNL で行われた試験結果 ※参照文献 (b) より抜粋</p>	<p>PAR は、再結合反応を始めると、触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高温状態になる。NIS 社製 PAR 触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって、被毒されていない部分は、再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち、よう素による被毒は、再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果に示す触媒性能低下評価において、温度条件は大きな影響を与えるものではない。</p> <p>参考文献一覧</p> <p>1 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)</p>	<p>PAR は、再結合反応を始めると、触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高温状態になる。NIS 社製 PAR 触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって、被毒されていない部分は再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち、よう素による被毒は再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果で示す触媒性能低下評価において、温度条件は大きな影響を与えるものではない。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>資料構成の相違【東海第二】 島根 2号炉は、2.5 項にて記載</li> <li>資料構成の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、2.2.3 (2) ①項にて記載</li> </ul>

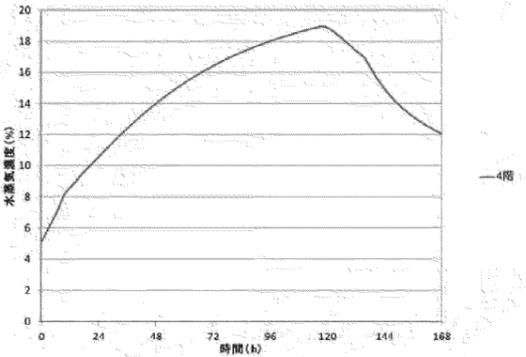
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から10%/dayでガスが原子炉建屋に漏えいした場合の原子炉建屋オペレーティングフロアの水蒸気濃度の評価結果を図2-44に示す。評価結果からPAR設置位置における水蒸気濃度は20%以下であり、PAR性能は水蒸気濃度50%以下では影響が見られない試験結果からも、水蒸気による影響は問題ないと考えられる。</p>  <p>図2-44 原子炉建屋オペレーティングフロア水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)</p> <p>また、重大事故等時に使用済み燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済み燃料プール温度が上昇し、大量の水蒸気が発生した場合についても、触媒粒に疎水コーティングが施されていることから有意な性能劣化は起こらないと考えている。また、水蒸気濃度が大幅に高まると、原子炉建屋オペレーティングフロアは水蒸気に満たされPARが作動しない環境になるとともに、可燃限界未満となる。</p> <p>なお、水蒸気濃度が高まる前にPARの作動が始まっている場合は、触媒温度が高温になるため、水蒸気の付着を防ぐことができるため、PAR性能への影響はないと考えている。</p> <p>③水素再結合反応開始の遅れの影響について</p> <p>水素再結合反応の開始についてはOECD/NEAのTHAI Projectで行われた試験(参照文献(e),(f),(g))を用いて影響を確認する。THAI試験装置を図2-45～47に示す。</p> <p>THAI Projectで行われた試験においては、次の6つのケースにおいて水素再結合反応を開始する水素濃度の確認を行っている。試験条件を表2-18に示す。</p>			<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、2.2.3(4)項にて記載</p>

表 2-18 : THAI Project での試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

これらの結果から、概ね 1vol%以下の水素濃度で PAR が起動していることが確認できる。

一方で、PAR の効果を示すための GOTHIC による解析条件として、水素再結合反応は水素濃度 1.5vol%にて開始することとしている。したがって、解析評価上 PAR の起動に対して余裕を持たせているが、その評価結果においても原子炉建屋を可燃限界未満に抑えることができている。よって、水素再結合反応開始の遅れの影響について、問題ないと考えている。



図 2-45 THAI test vessel  
※参照文献 (e) より抜粋

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="163 205 911 604" style="border: 1px solid black; height: 190px; width: 252px;"></div> <p data-bbox="210 617 863 646">図 2-46 HR test vessel configuration with NIS PAR</p> <p data-bbox="379 659 694 688">※参照文献 (e) より抜粋</p> <div data-bbox="175 747 899 1188" style="border: 1px solid black; height: 210px; width: 244px;"></div> <p data-bbox="323 1201 750 1230">図 2-47 : NIS PAR instrumentation</p> <p data-bbox="379 1243 694 1272">※参照文献 (e) より抜粋</p> <div data-bbox="163 1331 911 1772" style="border: 1px solid black; height: 210px; width: 252px;"></div> <p data-bbox="255 1785 822 1814">図 2-48 THAI HR-14 : Recombiner temperatures</p> <p data-bbox="379 1827 694 1856">※参照文献 (e) より抜粋</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="163 212 914 596" style="border: 1px solid black; height: 183px; width: 253px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="243 611 822 695" style="text-align: center;"> <p>図 2-49 THAI HR-14 : Recombiner temperatures ※参照文献 (e) より抜粋</p> </div> <div data-bbox="210 751 863 1136" style="border: 1px solid black; height: 183px; width: 220px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="142 1150 926 1276" style="text-align: center;"> <p>図 2-50 THAI HR-14 : Hydrogen concentrations (“wet”) in PAR inlet and outlet ※参照文献 (e) より抜粋</p> </div> <div data-bbox="198 1325 875 1688" style="border: 1px solid black; height: 173px; width: 228px;"></div> <div data-bbox="142 1688 926 1814" style="text-align: center;"> <p>図 2-51 THAI HR-14 : Flow velocity and oxygen surplus ratio at PAR inlet channel ※参照文献 (e) より抜粋</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付11</p> <p style="text-align: center;">国内容器試験について</p> <p>平成11年1月から平成13年5月までの期間で電力共通研究「触媒式FCS再結合装置適用性研究 (PHASE2)」が実施された。この研究において、水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして、縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており(参照文献(h))、その試験装置、試験条件等を以下にまとめた。</p> <p>1. 試験装置</p> <p>図(添付11-1)に容器試験装置の外観を、図(添付11-2)に系統図を示す。試験装置は、試験容器、ガス注入系、ガス供給設備、ガス分析系、真空排気装置等から構成されている。図(添付11-3)に試験容器を示す。試験容器は、内径1.5[m]、内高3.5[m]、容積5.76[m<sup>3</sup>]であり、内部に図(添付11-4)に示すPARを設置している。PAR内部には、高さ20[cm]×幅20[cm]×厚さ1[cm]の触媒カートリッジ5枚が格納されている。</p>  <p style="text-align: center;">図(添付11-1) 試験装置外観 ※参照文献(h)より抜粋</p>		<p style="text-align: right;">添付10</p> <p style="text-align: center;">国内容器試験について</p> <p>平成11年1月から平成13年5月までの期間で電力共通研究「触媒式FCS再結合装置適用性研究 (PHASE2)」が実施された。この研究において、水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして、縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており、その試験装置、試験条件を以下にまとめた。</p> <p>1. 試験装置</p> <p>図1に容器試験装置の外観を、図2に系統図を示す。試験装置は、試験容器、ガス注入系、ガス供給設備、ガス分析計、真空排気装置等から構成されている。図3(a)に試験容器を示す。試験容器は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>であり、内部に図3(b)に示すPARを設置している。PAR内部には<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>の触媒カートリッジ5枚が格納されている。</p>  <p style="text-align: center;">図1 試験装置外観</p>	<p>・記載方針の相違【東海第二】</p>

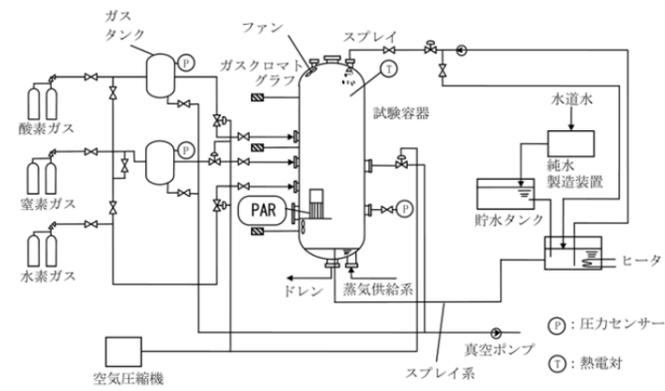


図 (添付 11-2) 試験装置系統図  
※参照文献 (h) より抜粋

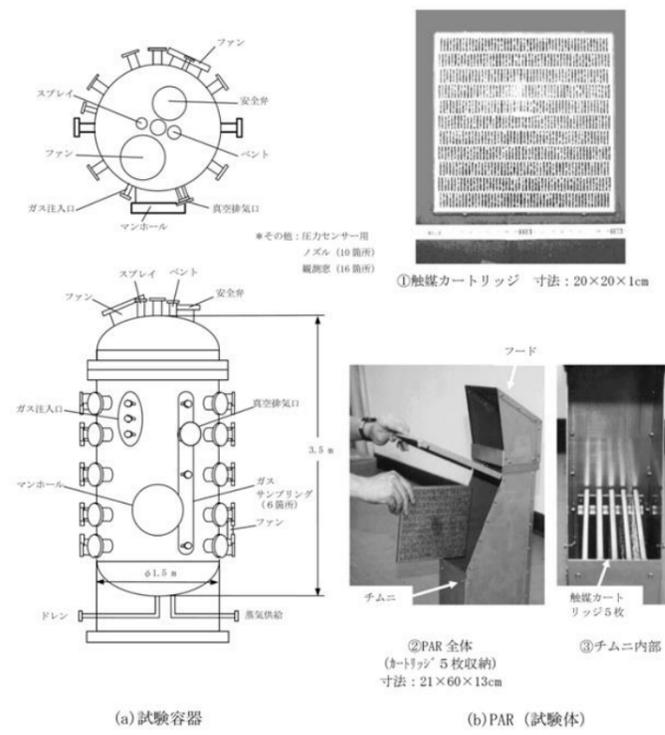


図 (添付 11-3) 試験容器 図 (添付 11-4) PAR (試験体)  
※参照文献 (h) より抜粋



図 2 試験装置系統図

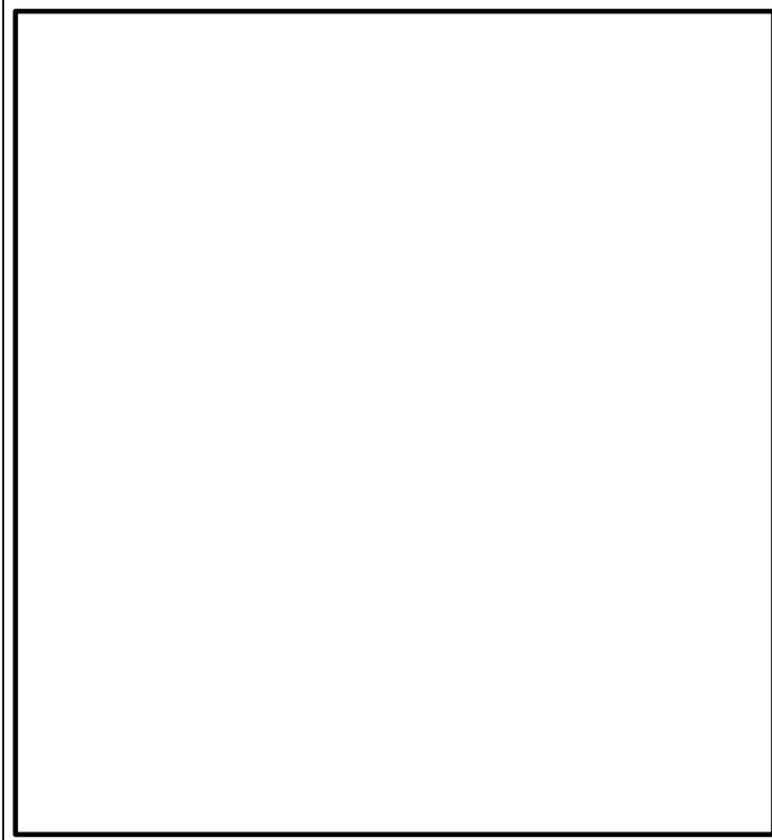


図 3 試験容器及び PAR (試験体)

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																						
<p>ここで、本試験にて用いている試験 PAR と PAR-11 (柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉で採用)、PAR-22, PAR-44, PAR-88 の触媒カートリッジの比較を表 (添付 11-1) に示す。PAR のスケールファクターは、触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として、NIS 開発試験時に使用されたプロトタイプ PAR のカートリッジ枚数 (88 枚) に対する、使用する PAR のカートリッジ枚数の比として、水素処理性能が規定できるものである。また、本試験にて用いている試験 PAR と PAR-11 では、カートリッジの幅寸法が異なるが、幅寸法を変更している場合には、入口部開口面積の比で整理し、スケールファクターを算出できる。</p> <p>本試験においてはこのスケールファクターを使用することで、実機の縮小モデルにより、水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。</p>		<p>ここで、本試験にて用いている試験 PAR と PAR-11, PAR-22 (島根 2 号炉で採用)、PAR-44, PAR-88 の触媒カートリッジの比較を表 1 に示す。PAR のスケールファクターは、触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として、NIS 開発試験時に使用されたプロトタイプ PAR のカートリッジ枚数 (88 枚) に対する、使用する PAR のカートリッジ枚数の比として、水素処理性能が規定できるものである。また、本試験にて用いている試験 PAR と PAR-22 では、カートリッジの幅寸法が異なるが、幅寸法を変更している場合には、入口部開口面積の比で整理し、スケールファクターを算出できる。</p> <p>本試験においてはこのスケールファクターを使用することで、実機の縮小モデルにより、水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p>																																																																																																						
<p>表 (添付 11-1) 触媒カートリッジの比較</p> <table border="1" data-bbox="154 919 920 1648"> <thead> <tr> <th rowspan="2">PAR タイプ</th> <th colspan="3">触媒カートリッジ</th> <th rowspan="2">PAR-88 に対するカートリッジ枚数の比</th> <th rowspan="2">入口開口面積</th> <th rowspan="2">PAR-88 に対する入口開口面積の比</th> <th rowspan="2">スケールファクター</th> </tr> <tr> <th>枚数</th> <th>間隔</th> <th>幅×高さ×厚さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PAR-88</td> <td>88</td> <td>1cm</td> <td>45×20×1cm</td> <td>1</td> <td>7568 cm<sup>2</sup></td> <td>1</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>PAR-44</td> <td>44</td> <td>1cm</td> <td>45×20×1cm</td> <td>0.5</td> <td>3784 cm<sup>2</sup></td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>PAR-22</td> <td>22</td> <td>1cm</td> <td>45×20×1cm</td> <td>0.25</td> <td>1892 cm<sup>2</sup></td> <td>0.25</td> <td>0.25</td> </tr> <tr> <td>PAR-11</td> <td>11</td> <td>1cm</td> <td>45×20×1cm</td> <td>0.125</td> <td>946 cm<sup>2</sup></td> <td>0.125</td> <td>0.125</td> </tr> <tr> <td>国内試験用 PAR</td> <td>5</td> <td>1cm</td> <td>20×20×1cm</td> <td>0.0568</td> <td>190 cm<sup>2</sup></td> <td>0.0251</td> <td>0.0251</td> </tr> </tbody> </table>	PAR タイプ	触媒カートリッジ			PAR-88 に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積	PAR-88 に対する入口開口面積の比	スケールファクター	枚数	間隔	幅×高さ×厚さ	PAR-88	88	1cm	45×20×1cm	1	7568 cm <sup>2</sup>	1	1	PAR-44	44	1cm	45×20×1cm	0.5	3784 cm <sup>2</sup>	0.5	0.5	PAR-22	22	1cm	45×20×1cm	0.25	1892 cm <sup>2</sup>	0.25	0.25	PAR-11	11	1cm	45×20×1cm	0.125	946 cm <sup>2</sup>	0.125	0.125	国内試験用 PAR	5	1cm	20×20×1cm	0.0568	190 cm <sup>2</sup>	0.0251	0.0251		<p>表 1 触媒カートリッジの比較</p> <table border="1" data-bbox="1733 919 2499 1690"> <thead> <tr> <th rowspan="2">PAR タイプ</th> <th colspan="3">触媒カートリッジ</th> <th rowspan="2">PAR-88 に対するカートリッジ枚数の比</th> <th rowspan="2">入口開口面積 [cm<sup>2</sup>]</th> <th rowspan="2">PAR-88 に対する入口開口面積の比</th> <th rowspan="2">スケールファクター</th> </tr> <tr> <th>枚数</th> <th>間隔 [cm]</th> <th>幅×高さ×厚さ [cm]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PAR-88</td> <td>88</td> <td></td> <td></td> <td>1</td> <td></td> <td>1</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>PAR-44</td> <td>44</td> <td></td> <td></td> <td>0.5</td> <td></td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>PAR-22</td> <td>22</td> <td></td> <td></td> <td>0.25</td> <td></td> <td>0.25</td> <td>0.25</td> </tr> <tr> <td>PAR-11</td> <td>11</td> <td></td> <td></td> <td>0.125</td> <td></td> <td>0.125</td> <td>0.125</td> </tr> <tr> <td>国内試験用 PAR</td> <td>5</td> <td></td> <td></td> <td>0.0568</td> <td></td> <td>0.0251</td> <td>0.0251</td> </tr> </tbody> </table>	PAR タイプ	触媒カートリッジ			PAR-88 に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積 [cm <sup>2</sup> ]	PAR-88 に対する入口開口面積の比	スケールファクター	枚数	間隔 [cm]	幅×高さ×厚さ [cm]	PAR-88	88			1		1	1	PAR-44	44			0.5		0.5	0.5	PAR-22	22			0.25		0.25	0.25	PAR-11	11			0.125		0.125	0.125	国内試験用 PAR	5			0.0568		0.0251	0.0251	
PAR タイプ		触媒カートリッジ							PAR-88 に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積	PAR-88 に対する入口開口面積の比	スケールファクター																																																																																													
	枚数	間隔	幅×高さ×厚さ																																																																																																						
PAR-88	88	1cm	45×20×1cm	1	7568 cm <sup>2</sup>	1	1																																																																																																		
PAR-44	44	1cm	45×20×1cm	0.5	3784 cm <sup>2</sup>	0.5	0.5																																																																																																		
PAR-22	22	1cm	45×20×1cm	0.25	1892 cm <sup>2</sup>	0.25	0.25																																																																																																		
PAR-11	11	1cm	45×20×1cm	0.125	946 cm <sup>2</sup>	0.125	0.125																																																																																																		
国内試験用 PAR	5	1cm	20×20×1cm	0.0568	190 cm <sup>2</sup>	0.0251	0.0251																																																																																																		
PAR タイプ	触媒カートリッジ			PAR-88 に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積 [cm <sup>2</sup> ]	PAR-88 に対する入口開口面積の比	スケールファクター																																																																																																		
	枚数	間隔 [cm]	幅×高さ×厚さ [cm]																																																																																																						
PAR-88	88			1		1	1																																																																																																		
PAR-44	44			0.5		0.5	0.5																																																																																																		
PAR-22	22			0.25		0.25	0.25																																																																																																		
PAR-11	11			0.125		0.125	0.125																																																																																																		
国内試験用 PAR	5			0.0568		0.0251	0.0251																																																																																																		

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p>2. 試験条件</p> <p>本試験においては、原子炉格納容器内の条件を模擬し、スプレイ流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが、<u>表 (添付 11-2) にスプレイ無しで実施された試験条件を示す。</u></p> <p style="text-align: center;">表 (添付 11-2) 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="154 472 920 615"> <thead> <tr> <th>RUN No.</th> <th>スプレイ流量 (L/min)</th> <th>水素濃度 (vol%)</th> <th>酸素濃度 (vol%)</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (K)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RUN-2</td> <td>—</td> <td>0.5~3</td> <td>3.5</td> <td>0.13</td> <td>333</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 試験方法と試験手順</p> <p>試験容器内を約 0.13[kPa] (約 1[torr]) まで減圧した後、所定の分圧になるように窒素ガス及び酸素ガスを注入し、その後、試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に、水素ガスを容器に注入して PAR による水素ガス、酸素ガスの再結合反応状態について確認する。</p> <p>4. 試験結果</p> <p><u>図 (添付 11-5) に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図より、試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は、保守側となっていることが確認できる。</u></p> <div data-bbox="189 1247 881 1759" style="border: 1px solid black; height: 244px; width: 233px; margin: 10px auto;"></div> <p>図 (添付 11-5) 試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較 ※参考文献 (h) より抜粋</p>	RUN No.	スプレイ流量 (L/min)	水素濃度 (vol%)	酸素濃度 (vol%)	圧力 (MPa)	温度 (K)	RUN-2	—	0.5~3	3.5	0.13	333		<p>2. 試験条件</p> <p><u>本試験においては、原子炉格納容器内の条件を模擬し、スプレイ流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが、表 2 にスプレイ無しで実施された試験条件を示す。</u></p> <p style="text-align: center;">表 2 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1762 472 2469 657"> <thead> <tr> <th>RUN No.</th> <th>スプレイ流量 [l/min]</th> <th>水素濃度 [vol%]</th> <th>酸素濃度 [vol%]</th> <th>圧力 [MPa]</th> <th>温度 [K]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RUN-2</td> <td>—</td> <td>0.5~3</td> <td>3.5</td> <td>0.13</td> <td>333</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 試験方法と試験手順</p> <p><u>試験容器内を約 0.13kPa (約 1 torr) まで減圧した後、所定の分圧になるように窒素ガスを注入し、その後、試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に、水素ガスを容器に注入して PAR による水素ガス、酸素ガスの再結合反応状態について確認する。</u></p> <p>4. 試験結果</p> <p><u>図 4 に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図 4 より、試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は、保守側となっていることが確認できる。</u></p> <div data-bbox="1745 1234 2496 1751" style="border: 1px solid black; height: 246px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p>図 4 試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較</p>	RUN No.	スプレイ流量 [l/min]	水素濃度 [vol%]	酸素濃度 [vol%]	圧力 [MPa]	温度 [K]	RUN-2	—	0.5~3	3.5	0.13	333	
RUN No.	スプレイ流量 (L/min)	水素濃度 (vol%)	酸素濃度 (vol%)	圧力 (MPa)	温度 (K)																						
RUN-2	—	0.5~3	3.5	0.13	333																						
RUN No.	スプレイ流量 [l/min]	水素濃度 [vol%]	酸素濃度 [vol%]	圧力 [MPa]	温度 [K]																						
RUN-2	—	0.5~3	3.5	0.13	333																						

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付 12</p> <p style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について</p> <p>(1) 目的</p> <p>静的触媒式水素再結合器 (以下、PAR という。) は、原子炉建屋内の水素濃度上昇に従い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作の不要な設備である。</p> <p>PAR は、触媒における再結合反応により水素ガスを除去する設備であるので、水素濃度の上昇にしたがって装置の入口側と出口側の差温度が上昇する (図 (添付 12-1), 図 (添付 12-2)) ことから、PAR に温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PAR による水素処理が行われていることを確認することができれば、重大事故対処時の有効な情報となると考えられる。</p> <p>このことから、原子炉建屋内に設置されている PAR (2 個) に、熱電対を入口側と出口側に取り付け、中央制御室にて PAR の温度を確認できるようにし、重大事故対処時の監視情報の充実を図る。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図 (添付 12-1) SNL で行われた試験用 PAR 概要 ※参照文献 (b) より抜粋</p>	<p style="text-align: right;">別紙 3</p> <p style="text-align: center;">PAR 動作監視装置について</p> <p>(1) 目的</p> <p>PAR は、原子炉建屋原子炉棟 6 階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作が不要な装置である。</p> <p>PAR は、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため、水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する (第 1 図, 第 2 図参照) ことから、PAR に温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PAR による水素処理が行われていることを確認することができれば、事故対処時の有効な情報となると考えられる。</p> <p>このことから、原子炉建屋原子炉棟内に設置されている PAR (2 基) の入口側及び出口側に熱電対を取り付け、中央制御室にて PAR の温度を確認できるようにし、重大事故等対処時の監視情報の充実を図る。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第 1 図 SNL で行われた試験用 PAR 概要</p>	<p style="text-align: right;">添付 11</p> <p style="text-align: center;">PAR 動作監視装置について</p> <p>1. 目的</p> <p>PAR は、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇に従い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作の不要な設備である。</p> <p>PAR は、触媒における再結合反応により水素ガスを除去する設備であるので、水素濃度の上昇にしたがって装置の入口側と出口側の差温度が上昇する (図 1, 図 2) ことから、PAR に温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PAR による水素処理が行われていることを確認することができれば、重大事故対処時の有効な情報となると考えられる。</p> <p>このことから、原子炉建物原子炉棟 4 階に設置されている PAR (2 個) に、熱電対を入口側と出口側に取り付け、中央制御室にて PAR の温度を確認できるようにし、重大事故対処時の監視情報の充実を図る。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図 1 SNL で行われた試験用 PAR 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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="154 216 914 726" style="border: 1px solid black; height: 243px; width: 256px;"></div> <p data-bbox="219 747 866 825">図 (添付 12-2) SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係) ※参考文献 (b) より抜粋</p> <p data-bbox="154 972 326 1003">(2) 設備概要</p> <p data-bbox="154 1016 923 1094">PAR2 個に対し, 入口側及び出口側に熱電対を取り付け, 事故時の PAR の測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。</p> <p data-bbox="154 1150 923 1228">熱電対の設置位置は, <u>PAR 入口及び出口近傍に熱電対シースを取り付け, ガス温度を測定できるようにしている。</u></p> <p data-bbox="154 1373 923 1587">試験結果 (図 (添付 12-2)) において, 触媒部での水素再結合反応に伴い, 水素濃度 <u>1.0vol%程度</u>で PAR 入口と出口のガス差温度は約 40K, 水素濃度 <u>4.0vol%程度</u>で PAR 入口と出口のガス差温度は約 170K になっており, PAR の入口側と出口側の差温度が明確であることから, PAR 動作を把握することができる。</p> <p data-bbox="154 1600 923 1724"><u>なお, PAR の入口側及び出口側温度計と原子炉建屋水素濃度の関係を考慮した PAR 動作監視方法について, PAR 実機モデルでの評価等も踏まえて改善検討を行っていく。</u></p>	<div data-bbox="940 216 1700 726" style="border: 1px solid black; height: 243px; width: 256px;"></div> <p data-bbox="1101 747 1546 779">第 2 図 PAR 温度と水素濃度の関係</p> <p data-bbox="964 972 1136 1003">(2) 設備概要</p> <p data-bbox="988 1016 1709 1140">PAR2 基に対して入口側及び出口側に熱電対を取り付け, 事故時の PAR の測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。</p> <p data-bbox="988 1150 1709 1274">熱電対の設置位置は, <u>PAR 入口及び触媒カートリッジ出口に熱電対シースを取り付け, ガス温度を測定できるようにする。</u></p> <p data-bbox="988 1373 1709 1587">実験結果 (第 2 図) において, 触媒部での水素再結合反応に伴い, 水素濃度 <u>1.0vol%程度</u>で PAR 入口と出口のガス温度差は約 40K, 水素濃度 <u>4vol%程度</u>で PAR 入口と出口のガス温度差は約 170K になっており, PAR の入口側と出口側の温度差が明確であることから, PAR 動作を把握できる。</p>	<div data-bbox="1736 216 2496 726" style="border: 1px solid black; height: 243px; width: 256px;"></div> <p data-bbox="1724 747 2502 779">図 2 SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)</p> <p data-bbox="1724 972 1887 1003">2. 設備概要</p> <p data-bbox="1724 1016 2510 1140">PAR 2 個に対し, 入口側及び出口側に熱電対を取り付け, 事故時の PAR の測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。</p> <p data-bbox="1724 1150 2510 1274">熱電対の設置位置は, <u>PAR 入口近傍及び触媒カートリッジ上方に熱電対シースを取り付け, ガス温度を測定できるようにしている。</u></p> <p data-bbox="1724 1373 2510 1587">試験結果 (図 2) において, 触媒部での水素再結合反応に伴い, 水素濃度 <u>1vol%程度</u>で PAR 入口と出口のガス温度差は約 40K, 水素濃度 <u>4vol%程度</u>で PAR 入口と出口のガス差温度は約 170K になっており, PAR の入口側と出口側の差温度が明確であることから, PAR 動作を把握することができる。</p>	<p data-bbox="2534 159 2703 191">備考</p> <p data-bbox="2534 1150 2825 1318">・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 温度計の取付位置が異なる</p> <p data-bbox="2534 1600 2825 1854">・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, PAR 実機モデルでの評価を踏まえた検討は実施していない</p>

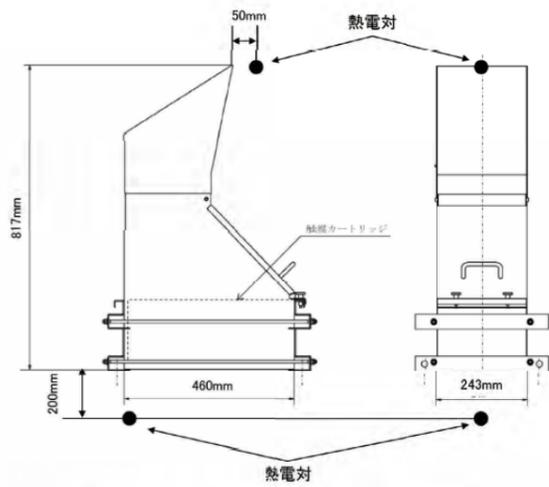
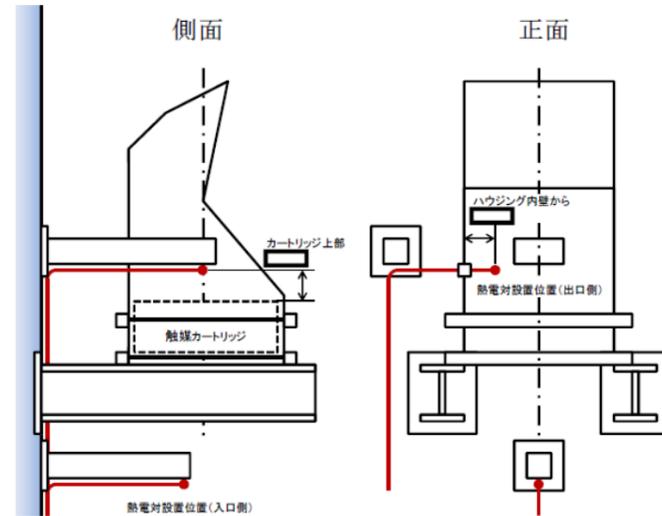


図 (添付 12-3) PAR への熱電対取り付け位置

PAR への熱電対取り付け位置は、サポートとの干渉を考慮した PAR 管体付近への取り付け性、固定性、保守性等を考慮して PAR 入口側及び出口側のガス温度が測れる位置としている (図 (添付 12-3))。

熱電対シースは外径 4.8mm であり、PAR への流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される (図 (添付 12-4))。



第 3 図 PAR への熱電対取付位置概要図

PAR への熱電対取付位置は、サポートとの干渉を考慮した PAR 管体付近への取付性、固定性、保守性等を考慮して PAR 入口側及び出口側のガス温度が測れる位置とする。  
(第 3 図参照)

熱電対シースは、φ3.2mm であり、PAR への流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は、中央制御室に指示し、記録される。(第 4 図参照)

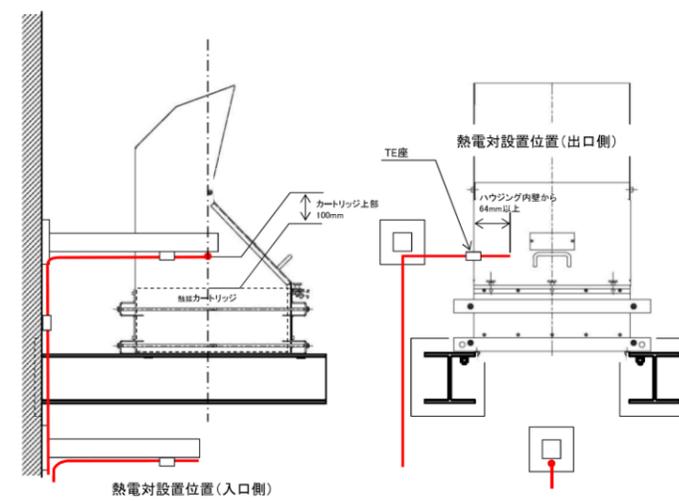


図 3 PAR への熱電対取付位置概要図

PAR への熱電対取り付け位置は、サポートとの干渉を考慮した PAR 管体付近への取り付け性、固定性、保守性等を考慮して PAR 入口側及び出口側のガス温度が測れる位置としている (図 3)。

熱電対シースは外径 3.2mm であり、PAR への流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。また、出口側の熱電対シースは 300℃以上の耐熱性を有しており、PAR による水素処理時に発生する熱の影響を考慮しても問題はない。

測定温度は、中央制御室に指示し、緊急時対策所に記録される (図 4)。

・設備の相違

・設備の相違

【柏崎 6/7】

・記載方針の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

表 (添付 12-1) PAR 入口・出口温度計の主要仕様

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
PAR 入口温度計	熱電対	0~300℃	原子炉建屋 4階	2
PAR 出口温度計	熱電対	0~300℃	原子炉建屋 4階	2

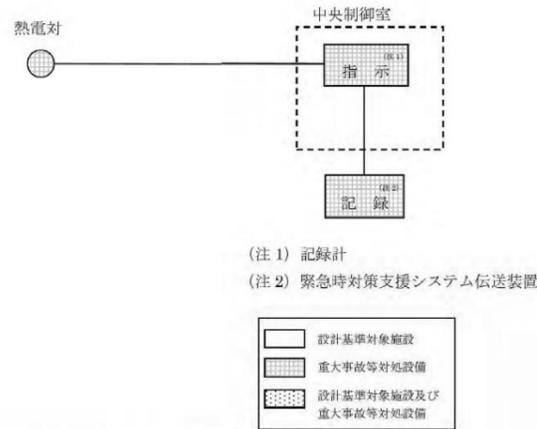


図 (添付 12-4) PAR 動作監視装置の概略構成図

(3) PAR 動作監視装置の設置場所

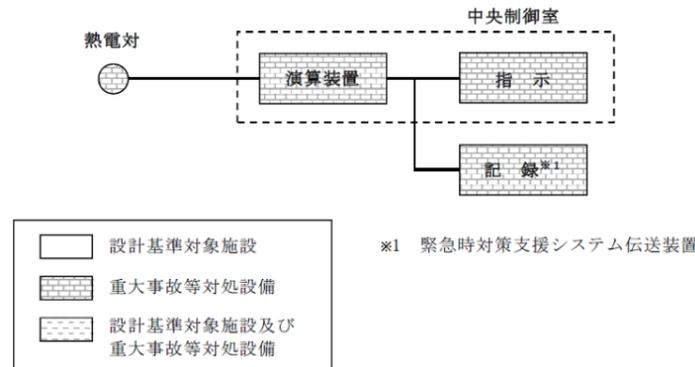
PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起し拡散されることから、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置した PAR 全体に水素ガスが行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している (「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」及び「2.2.2.3 解析結果」参照)。

以上を考慮して、PAR 動作監視装置の設置場所は、位置的分散を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置したそれぞれ 1 台の PAR に設置している。(図 (添付 12-5)、図 (添付 12-6))

第 1 表 PAR 動作監視装置の主要仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
PAR 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4*	原子炉建屋 原子炉棟 6階

\* 2基の PAR に対して出入口に 1 個設置



第 4 図 PAR 動作監視装置の概略構成図

(3) PAR 動作監視装置の設置場所

PAR は、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置により上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素は、自然対流により拡散されることから、原子炉建屋原子炉棟 6 階の両壁面に配置した PAR 全体に水素が行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している。

したがって、PAR の動作原理が触媒反応による水素と酸素の再結合であることを踏まえると故障は考え難く、PAR 動作監視装置の必要個数は 1 個と考えるが、位置的分散を考慮して、原子炉建屋原子炉棟 6 階の両壁面に配置した PAR のうちそれぞれ 1 基に設置することとする。(第 5 図参照)

表 1 PAR 入口・出口温度計の主要仕様

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	原子炉建物 原子炉棟 4階	2
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	原子炉建物 原子炉棟 4階	2

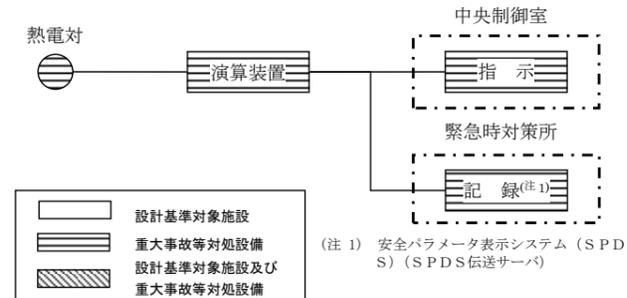


図 4 PAR 入口・出口温度計の概略系統図

3. PAR 動作監視装置 (PAR 入口・出口温度計) の設置場所

PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素ガスが自然対流を起し拡散されることから、原子炉建物原子炉棟 4 階に配置した PAR 全体に水素ガスが行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している (「2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析」参照)。

以上を考慮して、PAR 動作監視装置 (PAR 入口・出口温度計) の設置場所は、位置的分散を考慮して、原子炉建物原子炉棟 4 階に配置した 2 個の PAR に設置している。(図 5)

・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
島根 2 号炉の PAR 入口及び出口に設置する温度計の計測範囲は、事故時の原子炉建物内温度に余裕を考慮した値 (入口: 100℃) と、PAR 最高使用温度に余裕を考慮した値 (出口: 400℃) とを設定している

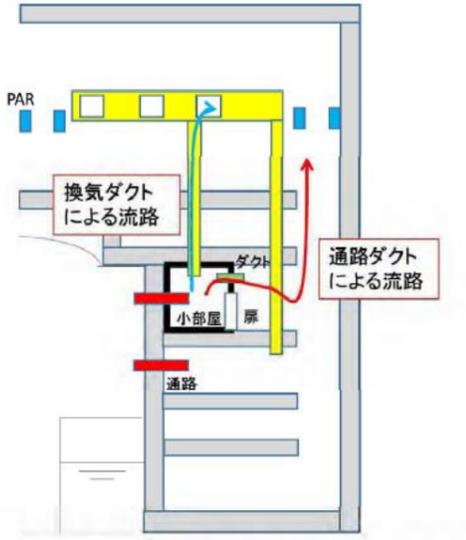
・設備の相違

・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
島根 2 号炉は、東側に設置している PAR 入口・出口温度計は、壁面ではなく、壁面近傍に設置している。自然対流を起し、一様に拡散されるため壁面近傍での設置としている。

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="204 216 884 638" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="296 657 753 695" data-label="Caption"> <p>図 (添付 12-5) 機器配置図 (6号炉)</p> </div> <div data-bbox="189 743 875 1096" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="296 1104 753 1142" data-label="Caption"> <p>図 (添付 12-6) 機器配置図 (7号炉)</p> </div>	<div data-bbox="976 212 1668 644" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1071 657 1576 695" data-label="Caption"> <p>第5図 PAR動作監視装置の概略構成図</p> </div> <div data-bbox="1234 1192 1415 1232" data-label="Section-Header"> <p><u>参考文献一覧</u></p> </div> <div data-bbox="928 1283 1712 1411" data-label="Bibliography"> <p>1 <u>Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, "TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY", Nuclear Technology Vol.129 March 2000</u></p> </div>	<div data-bbox="1771 226 2466 657" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1863 657 2365 695" data-label="Caption"> <p>図5 PAR入口・出口温度計の配置図</p> </div>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、2.5項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																							
<p style="text-align: right;">添付 13</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について</u></p> <p>1. はじめに            当社は、格納容器から漏えいした水素ガスを処理するために原子炉建屋オペレーティングフロアに PAR を設置し、原子炉格納容器トップヘッドフランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルから漏えいする水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアで再結合処理することで、原子炉建屋の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には、小部屋になっている箇所もあるため、そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。</p> <p>2. 水素影響を考慮すべき小部屋について            炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器から水素ガスが漏えいする可能性がある箇所は格納容器ペネトレーションと考えられる。格納容器ペネトレーションのうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器過温・過圧によるシール機能への影響が考慮されるものとして、格納容器変形に伴い開口が比較的生じる原子炉格納容器トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ、エアロックがあり、水素漏えいは主にここから発生するものと考えられる。よって、水素影響を考慮すべき原子炉格納容器トップヘッドフランジ以外の漏えいポテンシャルと考えるペネトレーションで、小部屋にあるものを抽出した結果、表（添付 13-1）が水素影響を考慮すべき小部屋と考える。</p> <p style="text-align: center;">表（添付 13-1） 水素影響を考慮すべき小部屋 （6号炉及び7号炉）</p> <table border="1" data-bbox="184 1549 893 1873"> <thead> <tr> <th>漏えいフロア</th> <th>漏えい箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">2階</td> <td>上部ドライウエル機器搬入用ハッチ</td> </tr> <tr> <td>上部ドライウエル所員用エアロック</td> </tr> <tr> <td>ISI 用ハッチ</td> </tr> <tr> <td>地下1階</td> <td>S/C 出入口</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">地下2階</td> <td>下部ドライウエル機器搬入用ハッチ</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウエル所員用エアロック</td> </tr> </tbody> </table>	漏えいフロア	漏えい箇所	2階	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	上部ドライウエル所員用エアロック	ISI 用ハッチ	地下1階	S/C 出入口	地下2階	下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	下部ドライウエル所員用エアロック	<p style="text-align: right;">別紙 5</p> <p style="text-align: center;"><u>局所エリアの漏えいガスの滞留</u></p> <p>1. 評価方法            第 1 表に示す原子炉格納容器からの水素漏えいが想定される局所エリアにおいて、有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）及び有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）の水素濃度がそれぞれ可燃限界未満であることを確認する。なお、シールドプラグが置かれた状態の原子炉ウエル部についても、局所エリアとなる可能性があるが、シールドプラグにシール性がないこと及び上面に開口があることから、局所エリアから除外とした。</p> <p style="text-align: center;">第 1 表 局所エリア</p> <table border="1" data-bbox="946 1526 1712 1797"> <thead> <tr> <th>階数</th> <th>漏えい箇所</th> <th>エリア名称</th> <th>空間容積 (m³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">2階</td> <td>ドライウエル機器ハッチ</td> <td rowspan="2">ドライウエル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋</td> <td rowspan="2">42.1</td> </tr> <tr> <td>CRD搬出ハッチ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>所員用エアロック</td> <td>所員用エアロックのある部屋</td> <td>23.4</td> </tr> <tr> <td>地下1階</td> <td>サブプレッション・チェンバアクセスハッチ</td> <td>サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋</td> <td>1,353.4</td> </tr> </tbody> </table>	階数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積 (m³)	2階	ドライウエル機器ハッチ	ドライウエル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋	42.1	CRD搬出ハッチ		所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4	地下1階	サブプレッション・チェンバアクセスハッチ	サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋	1,353.4	<p style="text-align: right;">添付 9</p> <p style="text-align: center;"><u>局所エリアにおける水素爆発防止対策について</u></p> <p>1. はじめに            当社は、格納容器から漏えいした水素ガスを処理するために原子炉建物原子炉棟 4階に PAR を設置し、ドライウエル主フランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルがある箇所から漏えいする水素ガスを原子炉建物原子炉棟 4階で再結合処理することで、原子炉建物原子炉棟の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には、局所エリアになっている箇所もあるため、そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。</p> <p>2. 水素影響を考慮すべき局所エリアについて            格納容器のバウンダリ構成部である構造部及びシール部に対して、「限界温度・圧力評価」にて設定した限界温度及び、限界圧力を踏まえると、シール部の限界よりも構造部の限界の方が十分裕度があることが確認されており、格納容器からの漏えい箇所としては、シール部を選定している。（参考資料 1）            このうち、水素影響を考慮すべき局所エリアにあるものを抽出した結果を表 1 に示す。また、それらの配置を図 1 及び図 2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 水素影響を考慮すべき局所エリア</p> <table border="1" data-bbox="1742 1505 2502 1780"> <thead> <tr> <th>漏えいフロア</th> <th>想定漏えい箇所</th> <th>評価対象区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建物 原子炉棟 2階</td> <td>逃がし安全弁搬出ハッチ</td> <td>S R V 補修室</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉建物 原子炉棟 1階</td> <td>制御棒駆動機構搬出ハッチ</td> <td>C R D 補修室</td> </tr> <tr> <td>所員用エアロック</td> <td>所員用エアロック室</td> </tr> </tbody> </table>	漏えいフロア	想定漏えい箇所	評価対象区画	原子炉建物 原子炉棟 2階	逃がし安全弁搬出ハッチ	S R V 補修室	原子炉建物 原子炉棟 1階	制御棒駆動機構搬出ハッチ	C R D 補修室	所員用エアロック	所員用エアロック室	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】            島根 2号炉は、Mark-I 改型原子炉格納容器であり格納容器の構造の相違により、水素の漏えい想定箇所の位置が異なる</p>
漏えいフロア	漏えい箇所																																									
2階	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ																																									
	上部ドライウエル所員用エアロック																																									
	ISI 用ハッチ																																									
地下1階	S/C 出入口																																									
地下2階	下部ドライウエル機器搬入用ハッチ																																									
	下部ドライウエル所員用エアロック																																									
階数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積 (m³)																																							
2階	ドライウエル機器ハッチ	ドライウエル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋	42.1																																							
	CRD搬出ハッチ																																									
	所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4																																							
地下1階	サブプレッション・チェンバアクセスハッチ	サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋	1,353.4																																							
漏えいフロア	想定漏えい箇所	評価対象区画																																								
原子炉建物 原子炉棟 2階	逃がし安全弁搬出ハッチ	S R V 補修室																																								
原子炉建物 原子炉棟 1階	制御棒駆動機構搬出ハッチ	C R D 補修室																																								
	所員用エアロック	所員用エアロック室																																								

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. <u>小部屋のダクトについて</u></p> <p><u>水素影響を考慮すべき小部屋について、水素ガスが原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路の有無を調査した。各小部屋には、各階の通路に繋がるダクト（以下、「通路ダクト」という）と、原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクト（以下、「換気ダクト」という）がある。図（添付 13-1）に通路ダクト、換気ダクトによる流路のイメージを示す。</u></p>		<div data-bbox="1792 247 2460 743" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1881 751 2356 779" style="text-align: center;"><u>図1 評価対象区画（原子炉建物1階）</u></p> <div data-bbox="1774 877 2478 1325" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1881 1333 2356 1360" style="text-align: center;"><u>図2 評価対象区画（原子炉建物2階）</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、添付 9 3. 項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1) <u>通路ダクトについて</u></p> <p><u>各階の通路は、各フロアに設置されたハッチにより、最地下階から原子炉建屋オペレーティングフロアまで各階に開口部がある。そのため、通路ダクトにより通路部に抜けた水素ガスは、原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路があるため、原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。</u></p> <p>2) <u>換気ダクトについて</u></p> <p><u>換気ダクトは原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクトであるため、小部屋の水素ガスは原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路がある。よって、この流路を通過して原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。</u></p>  <p>図 (添付 13-1) 通路ダクト、換気ダクトによる流路のイメージ</p> <p><u>水素影響を考慮すべき小部屋について、通路ダクト、換気ダクトの有無を整理した結果を6号炉については表(添付13-2)、7号炉については表(添付13-3)に示す。</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																								
<p>表(添付13-2) 小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無(6号炉)</p> <table border="1" data-bbox="172 268 902 575"> <thead> <tr> <th>貫通部</th> <th>通路ダクトの有無</th> <th>換気ダクトの有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>上部ドライウエル機器搬入用ハッチ</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>上部ドライウエル所員用エアロック</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ISI用ハッチ</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>S/C出入口</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>下部ドライウエル機器搬入用ハッチ</td> <td>無※</td> <td>有</td> <td>※隣部屋との境界は、気密性のない遮蔽体 隣部屋に通路ダクトあり</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウエル所員用エアロック</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表(添付13-3) 小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無(7号炉)</p> <table border="1" data-bbox="172 758 902 1041"> <thead> <tr> <th>貫通部</th> <th>通路ダクトの有無</th> <th>換気ダクトの有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>上部ドライウエル機器搬入用ハッチ</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>上部ドライウエル所員用エアロック</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ISI用ハッチ</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>S/C出入口</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>下部ドライウエル機器搬入用ハッチ</td> <td>有</td> <td>有</td> <td></td> </tr> <tr> <td>下部ドライウエル所員用エアロック</td> <td>無※</td> <td>有</td> <td>※隣部屋に繋がるダクトあり 隣部屋に通路ダクトあり</td> </tr> </tbody> </table> <p>これらのダクトは耐震性を考慮して設計したものではないが、水素ガスの流れを遮断するような完全閉塞を起こすことは工学的に考えられないことから、水素ガスの流路として考慮する。</p> <p>4. 小部屋の水素対策について</p> <p>小部屋に漏えいした水素ガスは、表(添付13-2)及び表(添付13-3)で示すように原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが流れる流路の有無を確認し、水素影響の考慮が必要になると判断した場合は、原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がる流路等を検討し、水素濃度の上昇を抑制する。</p>	貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有		上部ドライウエル所員用エアロック	有	有		ISI用ハッチ	有	有		S/C出入口	有	有		下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	無※	有	※隣部屋との境界は、気密性のない遮蔽体 隣部屋に通路ダクトあり	下部ドライウエル所員用エアロック	有	有		貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有		上部ドライウエル所員用エアロック	有	有		ISI用ハッチ	有	有		S/C出入口	有	有		下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有		下部ドライウエル所員用エアロック	無※	有	※隣部屋に繋がるダクトあり 隣部屋に通路ダクトあり			<p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、所員用エアロック室のみ、小部屋のダクトの効果을期待している</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、局所エリアの水素濃度が上昇した場合、格納容器ベントを実施して水素濃度の上昇を抑制する</p>
貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考																																																								
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有																																																									
上部ドライウエル所員用エアロック	有	有																																																									
ISI用ハッチ	有	有																																																									
S/C出入口	有	有																																																									
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	無※	有	※隣部屋との境界は、気密性のない遮蔽体 隣部屋に通路ダクトあり																																																								
下部ドライウエル所員用エアロック	有	有																																																									
貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考																																																								
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有																																																									
上部ドライウエル所員用エアロック	有	有																																																									
ISI用ハッチ	有	有																																																									
S/C出入口	有	有																																																									
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有																																																									
下部ドライウエル所員用エアロック	無※	有	※隣部屋に繋がるダクトあり 隣部屋に通路ダクトあり																																																								

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5. <u>小部屋の水素濃度の評価例について</u></p> <p><u>小部屋における水素影響について、換気ダクトの効果を確認するため、下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋を例として、2.2.2 同様、汎用熱流動解析コード GOTHIC を用いて評価した結果を以下に示す。</u></p> <p><u>解析モデルのイメージ図を図 (添付 13-2) に示す。</u></p> <div data-bbox="210 1381 854 1671" style="border: 1px solid black; height: 138px; width: 217px; margin: 10px auto;"></div> <p>図 (添付 13-2) 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室 解析モデルイメージ</p>	<p>2. <u>解析条件</u></p> <p>(1) <u>解析モデル</u></p> <p><u>解析モデルを第 1 図に示す。漏えい箇所及び隣接するエリアでの水素濃度を確認するため、解析モデルは、局所エリアとその隣接エリアをそれぞれ 1 ノードでモデル化し、流入境界条件を設けて原子炉格納容器からの漏えいを与える。また、圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。</u></p> <p><u>エリア内は断熱とし、構造物のヒートシンク、壁を介した隣接エリアの伝熱はモデル化しない。伝熱による蒸気の凝縮だけ水素濃度が高くなると考えられることから、保守的に評価するため、蒸気の 100%凝縮を仮定した漏えい条件を想定する。</u></p> <p><u>また、隣接エリアを第 2 図～第 7 図に示す。</u></p> <div data-bbox="988 1430 1665 1671" style="border: 1px solid black; height: 115px; width: 228px; margin: 10px auto;"></div> <p>第 1 図 2 ノードモデル</p>	<p>3. <u>解析モデル</u></p> <p><u>S R V 補修室, C R D 補修室の解析モデルを図 3 に示す。また、所員用エアロック室の解析モデルを図 4 に示す。所員用エアロック室の解析モデルについては、エリアの雰囲気循環することによる希釈効果を天井及び側面の換気ダクトをモデル化することで模擬する。</u></p> <div data-bbox="1739 1430 2502 1671" style="border: 1px solid black; height: 115px; width: 257px; margin: 10px auto;"></div> <p>図 3 解析モデル (S R V 補修室, C R D 補修室)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は、所員用エアロック室のみ複数ノードでモデル化し、他の局所エリアは 1 ノードモデルで評価している。なお、全ての局所エリアで可燃限界未満となることを確認している</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉では、東海第二と同様の条件で解析している</li> <li>・資料構成の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は、伝熱による蒸気凝縮の想定を添付 9 4. 項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="985 212 1662 682" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1015 697 1632 739" data-label="Caption"> <p>第 2 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階</p> </div> <div data-bbox="985 785 1662 1184" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1044 1190 1602 1232" data-label="Caption"> <p>第 3 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 1 階</p> </div> <div data-bbox="985 1337 1662 1757" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1044 1774 1602 1816" data-label="Caption"> <p>第 4 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 2 階</p> </div>	<div data-bbox="1745 220 2496 693" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1852 697 2359 739" data-label="Caption"> <p>図 4 解析モデル (所員用エアロック室)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="985 212 1665 638" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1044 653 1605 695" data-label="Caption"> <p>第5 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 3 階</p> </div> <div data-bbox="985 753 1665 1220" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1044 1234 1605 1276" data-label="Caption"> <p>第6 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 4 階</p> </div> <div data-bbox="985 1369 1665 1814" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1044 1820 1605 1862" data-label="Caption"> <p>第7 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 5 階</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器から室内へのガス漏えい条件は、2.2.2.3のケース2に示す「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」かつ「原子炉建屋オペレーティングフロア+下層階」漏えい条件から水素濃度の時間変化をより細かく設定した表(添付13-4)、図(添付13-3)を用い、事故後72時間までの評価を行う。なお、保守的に格納容器ベント実施(38時間)までは2.2.2.2の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」同様、格納容器限界圧力(620kPa[g])、格納容器限界温度(200℃)、格納容器漏えい率1.5%/day一定とし、格納容器ベント実施後は2.2.2.2の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」と同じ条件とする。</p>	<p>(2) 解析条件 2 ノードモデルにおける解析条件を第2表に示す。</p>	<p>4. 解析条件 格納容器からの漏えい条件は表2に示すとおり、本文「2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析」の有効性評価結果を踏まえた条件と同じとする。ただし、保守的な評価を行うため、格納容器から漏えいした瞬間、全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。具体的には漏えいガスの水蒸気分を除いた水素ガスが100℃で流入することとする。 評価対象区画の流入境界条件については、各想定漏えい箇所の周長比に応じて按分した値を、その評価対象区画の流入量とする。 また、評価対象区画の容積を表3に示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、別紙5 2.(1)項にて記載</li> <li>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、第2.1.4-2表にて記載</li> <li>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、事故後168時間までの評価を行う</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はMark-I改型原子炉格納容器のため、設計圧力が異なる</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</li> </ul>

第2表 2ノードモデル解析条件

No.	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定)	101.325kPa 40℃ 相対湿度 100%の空気 第1表参照	大気圧 想定される高めの温度として設定 同上
2	圧力境界条件 (外部への漏えい) (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 流出条件	圧力損失なし	

各局所エリアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。漏えいの分配条件は、第2.1.4.1-4表と同様である。

(3) 漏えい条件

有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件を第3表に示す。

第3表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウェル				サブプレッション・チェンバ			
	0~3h	3~30h	30~110h	110~168h	0~3h	3~30h	30~110h	110~168h
圧力 (kPa [gage])	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度 [℃] (上: 原子炉格納容器内, 下: 建屋への漏えい時 <sup>*1</sup> )	210 100	200 100	171 100		210 100	200 100	171 100	
水素濃度 [vol%] <sup>*1</sup>	100				100			
水蒸気濃度 [vol%] <sup>*1</sup>	0				0			
原子炉格納容器漏えい率 [%/day] <sup>*2</sup>	0.615	0.42	0.34	0.29	0.45		0.11	
備考	2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

※1 水蒸気は、局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

※2 漏えい率は、第2.1.4.1-3表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

表 (添付 13-4) 格納容器からハッチ室へのガス漏えい条件

項目	解析条件			
	0~1.5時間	1.5~4時間	4~16時間	16~21時間
圧力	620kPa [g] (2Pd)	620kPa [g] (2Pd)	620kPa [g] (2Pd)	620kPa [g] (2Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃
水蒸気分率	47vol%	63vol%	77vol%	71vol%
水素分率	32vol%	16vol%	2vol%	8vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day

項目	解析条件		
	21~32時間	32~38時間	38~72時間
圧力	620kPa [g] (2Pd)	520kPa [g] (2Pd)	155kPa [g] (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	63vol%	59vol%	100vol%
水素分率	16vol%	20vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day

表2 格納容器からの漏えい条件

分類	項目	有効性評価結果を踏まえた条件	
		ベントケース	RHARケース
格納容器条件	圧力	本文表 2.2.2-7	本文表 2.2.2-10
	温度		
	漏えい率	本文表 2.2.2-8	本文表 2.2.2-11
	水素濃度		
	窒素濃度		
	水蒸気濃度		

・資料構成の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は、表2.2.2-14にて記載

・設備の相違

表3 評価対象区画の容積

SRV補修室	1,076m <sup>3</sup>
CRD補修室	379m <sup>3</sup>
所員用エアロック室	37m <sup>3</sup>

・資料構成の相違  
【東海第二】  
東海第二は、第2.1.4  
-2表にて記載

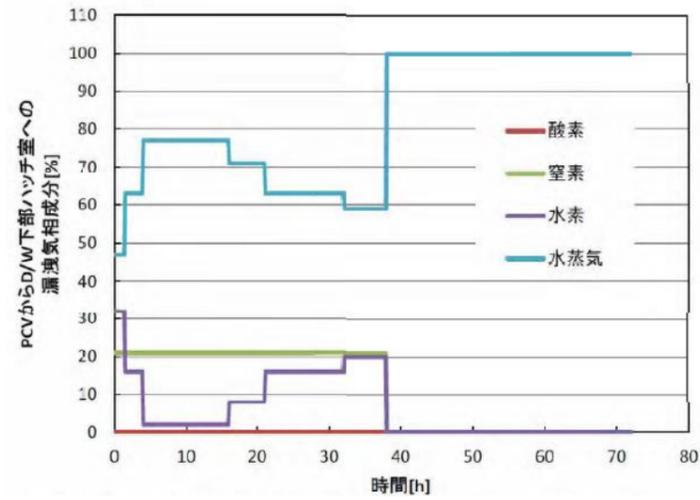


図 (添付 13-3) 格納容器からハッチ室への漏れいガス成分割合 (vol%)

解析結果を図 (添付 13-4) に示す。

3. 解析結果

各ケースの 168 時間までの水素濃度最大値を第 4 表に示す。また、水素濃度の時間変化を第 8 図から第 10 図に示す。

5. 解析結果

① ベントケース

SRV補修室, CRD補修室及び所員用エアロック室の解析結果を、それぞれ図5から図7に示す。

いずれの区画についても、水素濃度の可燃限界4 vol%を下回る。

・資料構成の相違  
島根 2号炉は、表 2.2.  
2-8 にて記載

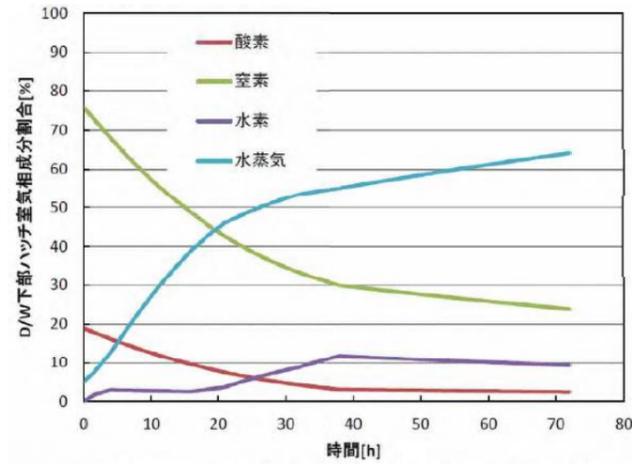


図 (添付 13-4) ハッチ室気相成分割合 (水素濃度最大箇所)

第4表 解析結果

ケース No.	原子炉格納容器 漏えい条件	評価対象とするエリア	水素濃度最大値 [vol%]	
			評価対象とする 局所エリア	隣接エリア
1	有効性評価 シナリオ包絡条件	ドライウェル機器ハッチ及び CRD搬出ハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2階西側)	3.06	2.19
2		所員用エアロックのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2階東側)	1.06	0.83
3		サブプレッション・チェンバ アクセスハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟地下 1階西側)	1.69	1.69

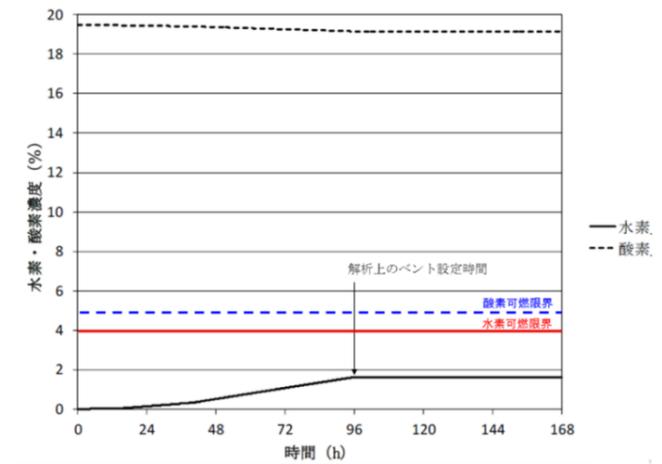


図5 水素・酸素濃度の時間変化 (SRV補修室)

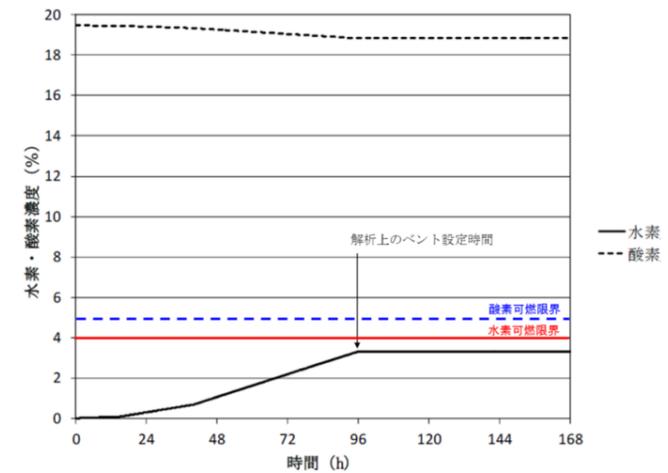


図6 水素・酸素濃度の時間変化 (CRD補修室)

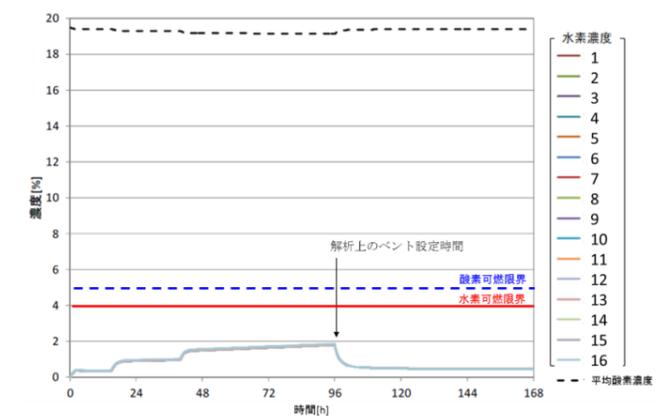
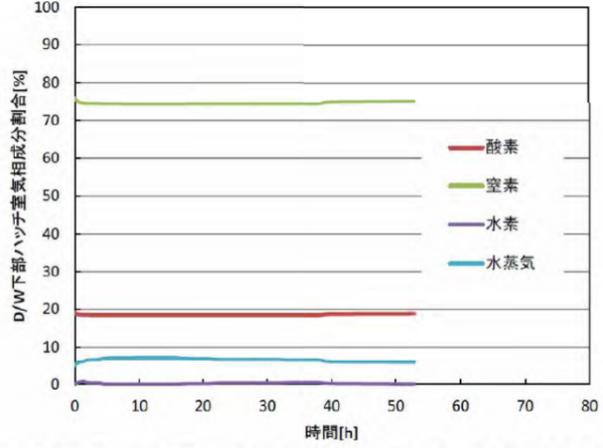


図7 水素・酸素濃度の時間変化 (所員用エアロック室)

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>格納容器ベント実施前(38時間)までは格納容器から漏えいする水蒸気・窒素ガス・水素ガスの混合気体によってハッチ室内の空気(窒素ガス・酸素ガス)が押し出され、格納容器ベント実施後は同様に格納容器から漏えいする水蒸気によってハッチ室内の空気(水蒸気・窒素ガス・酸素ガス・水素ガス)が押し出されていることから、ハッチ室内に漏えいした水素ガスは換気ダクトを通じて PAR を設置している原子炉建屋オペレーティングフロアに導かれることを確認できた。</u></p> <p><u>なお、下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋の入口は気密性のない遮蔽体であることから、この遮蔽体の隙間を通じたガスの流出入を考慮し、その他の条件は表(添付13-4)、図(添付13-3)と同様とした場合の解析結果を図(添付13-5)に示す。なお、解析時間は格納容器ベント実施(38時間)後に静定するまでとした。</u></p>  <p><u>図(添付13-5) ハッチ室気相成分割合 (水素濃度最大箇所、ガス流出入条件見直し後)</u></p>			<p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、添付8 1.項にて記載している建屋全体での水素濃度解析にて、局所エリアを含む下層階から漏えいした水素ガスがPARを設置している原子炉建物原子炉棟4階に導かれていることを確認している</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、入口扉(遮蔽体)の隙間による隣接エリアとのガスの流出入は考慮していないため、実線部分に対応する記載はない</p>

② RHAR ケース

SRV補修室, CRD補修室及び所員用エアロック室の解析結果を, それぞれ図8から図10に示す。

いずれの区画についても, 水素濃度の可燃限界4 vol%を下回る。

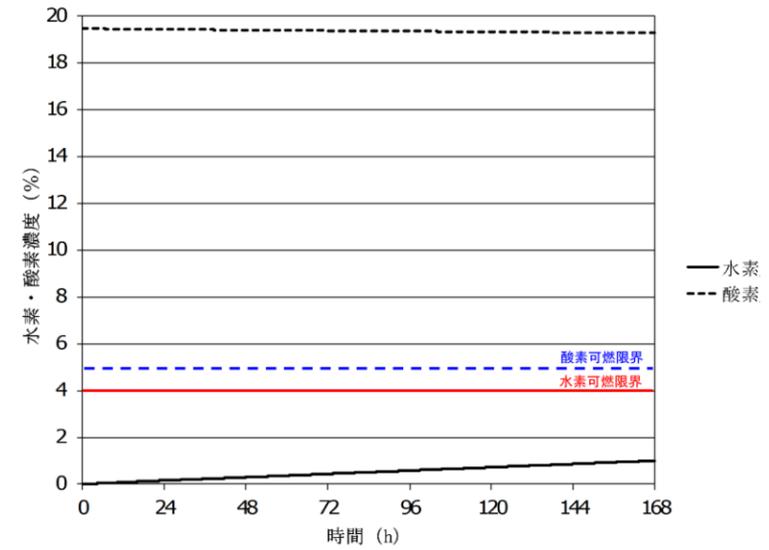


図8 水素・酸素濃度の時間変化 (SRV補修室)

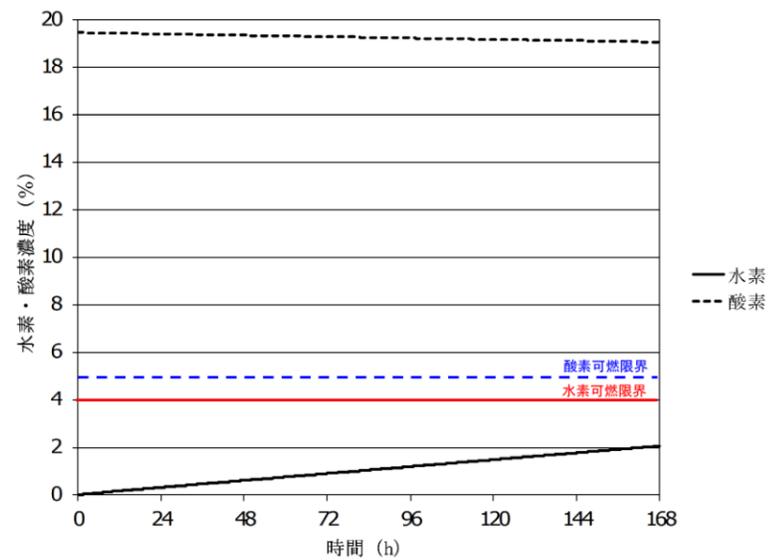
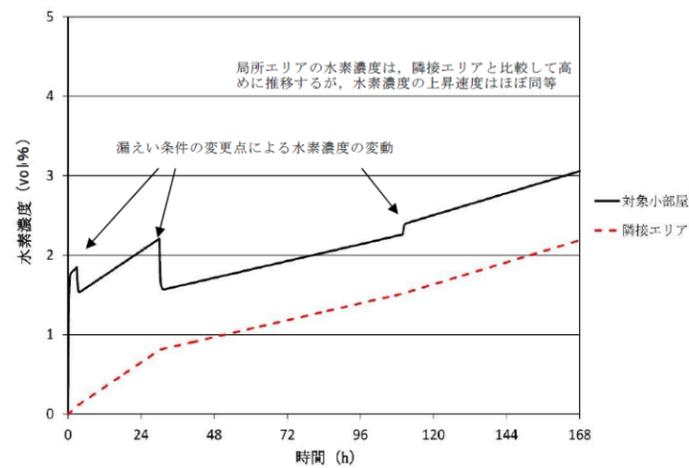


図9 水素・酸素濃度の時間変化 (CRD補修室)

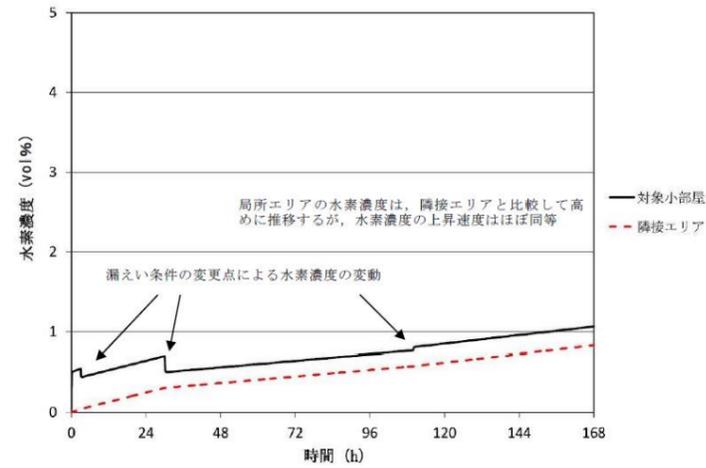


第8 図 有効性評価シナリオ包絡条件 (代替循環冷却系使用時)における水素挙動 (ドライウエル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋)

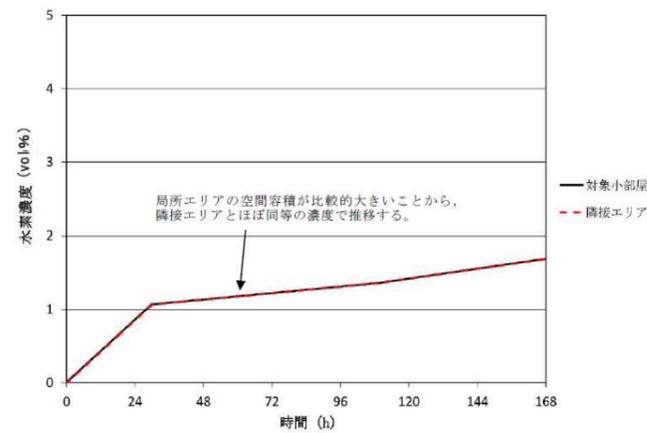
・記載方針の相違  
【柏崎 6/7】

・設備の相違

・設備の相違



第9 図 有効性評価シナリオ包絡条件 (代替循環冷却系使用時) における水素挙動 (所員用エアロックのある部屋)



第10 図 有効性評価シナリオ包絡条件 (代替循環冷却系使用時) における水素挙動 (サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋)

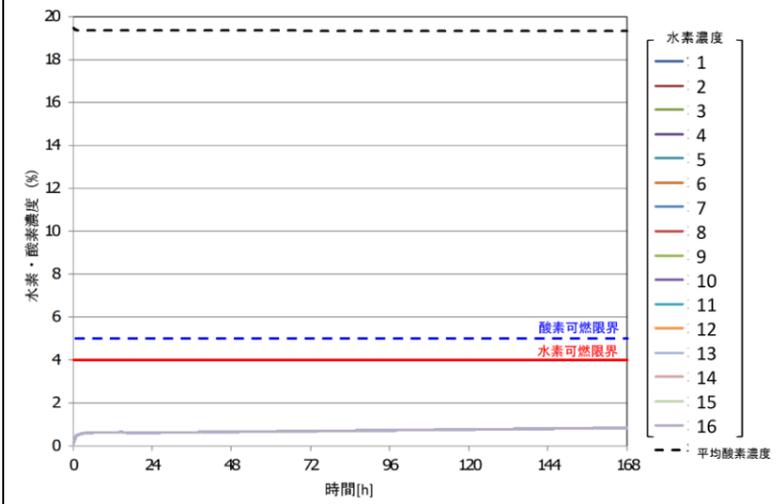


図10 水素・酸素濃度の時間変化 (所員用エアロック室)

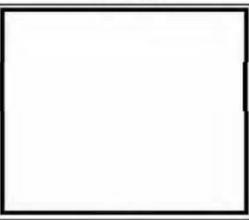
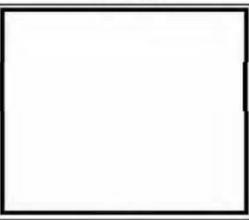
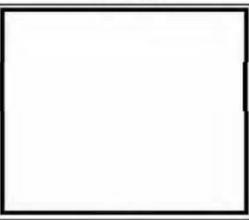
・設備の相違

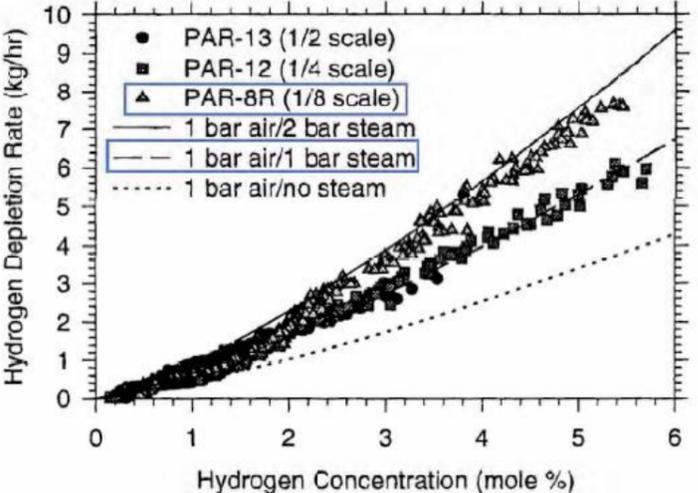
・設備の相違

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>換気ダクトの効果を確認することはできないが、ハッチ室内の水素濃度はほぼ上昇しないことを確認できた。</p> <p>ただし、小部屋に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、表(添付13-2)及び表(添付13-3)に示す小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。設置箇所を図(添付13-6~11)に示す。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。</p> <div data-bbox="195 1012 869 1318" style="border: 1px solid black; height: 146px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図(添付13-6) 機器配置図(6号炉)</p> <div data-bbox="195 1461 869 1768" style="border: 1px solid black; height: 146px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図(添付13-7) 機器配置図(6号炉)</p>	<p>解析の結果から、水素濃度は全体的には上昇傾向となり、168時間後時点で最も高くなるものの、可燃限界未満となる結果となった。</p> <p>2ノードの解析において、局所エリアと隣接エリアについては、それぞれ同等のレートで上昇し続ける結果となったが、2.1.4.2に示したケース1において、建屋全体の水素濃度が均一化されていることから、局所エリアに漏えいした水素は隣接エリアを介して原子炉建屋原子炉棟6階に流入するものと考えられる。一方で、格納容器から異常な漏えいが発生した場合、原子炉建屋原子炉棟6階よりも先行して局所エリアの水素濃度が上昇するおそれがあるため、判断に使用する原子炉建屋水素濃度計は、局所エリアに設置する水素濃度計を含めた水素濃度計のうち、最高濃度を示すものとする。</p>	<p>6. 評価結果</p> <p>局所エリアであるSRV補修室、CRD補修室及び所員用エアロック室について、特別な水素対策を行わない状態において局所エリアへの水素流入を保守的に評価した結果、水素濃度は可燃限界を下回ることを確認した。</p> <p>以上のことから局所エリアにおいては、水素濃度が可燃限界未満となることを確認しているが、局所エリアに漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するために有益な情報になることから、表1に示す局所エリアに漏えいした水素ガスを計測するための水素濃度計を設置し、事故時の監視機能を向上させる。設置場所を図11に示す。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟4階での水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建物原子炉棟全体での水素影響を把握することができる。</p> <div data-bbox="1754 1024 2502 1436" style="border: 1px solid black; height: 196px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図11 局所エリア用の原子炉建物水素濃度の設置場所(1/2)</p>	<p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、換気ダクトの効果を期待していない</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="195 247 872 554" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="284 564 762 604" data-label="Caption"> <p>図 (添付 13-8) 機器配置図 (6号炉)</p> </div> <div data-bbox="195 653 872 959" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="284 968 762 1008" data-label="Caption"> <p>図 (添付 13-9) 機器配置図 (7号炉)</p> </div> <div data-bbox="195 1052 872 1358" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="284 1369 768 1409" data-label="Caption"> <p>図 (添付 13-10) 機器配置図 (7号炉)</p> </div> <div data-bbox="195 1459 872 1766" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="284 1774 768 1814" data-label="Caption"> <p>図 (添付 13-11) 機器配置図 (7号炉)</p> </div>		<div data-bbox="1745 247 2496 653" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1721 697 2499 739" data-label="Caption"> <p>図 11 局所エリア用の原子炉建物水素濃度の設置場所 (2 / 2)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																				
<p style="text-align: right;">添付 14</p> <p>SNL 試験, <u>THAI 試験</u>の試験データ適用性について</p> <p>本章では, SNL 試験及び <u>THAI 試験</u>を用いて示した項目について, 試験データの適用性を示す。SNL 試験及び <u>THAI 試験</u>は表 (添付 14-1) に示す項目に対して試験データを用いている。以下に, <u>それぞれの項目についての試験適用性を示す。</u></p> <p style="text-align: center;">表 (添付 14-1) SNL 試験及び THAI 試験を説明に 使用した項目について</p> <table border="1" data-bbox="154 968 917 1199"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">説明項目</th> <th colspan="2">使用した試験データ</th> </tr> <tr> <th>SNL 試験</th> <th>THAI 試験</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)</td> <td>性能評価式の妥当性</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>水蒸気濃度の PAR 性能への影響</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(3)</td> <td>水素再結合反応開始の遅れの影響</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	No	説明項目	使用した試験データ		SNL 試験	THAI 試験	(1)	性能評価式の妥当性	○	—	(2)	水蒸気濃度の PAR 性能への影響	○	—	(3)	水素再結合反応開始の遅れの影響	—	○		<p style="text-align: right;">添付 12</p> <p><u>KAL I 試験, SNL 試験の試験データ適用性について</u></p> <p>本章では, <u>KAL I 試験及びSNL試験を用いて示した項目について, 試験データの適用性を示す。KAL I 試験及びSNL試験は表 1 に示す項目に対して試験データを用いている。</u></p> <p style="text-align: center;">表 1 KAL I 試験及びSNL試験を説明に 使用した項目について</p> <table border="1" data-bbox="1736 968 2499 1245"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th rowspan="2">説明項目</th> <th colspan="2">使用した試験データ</th> </tr> <tr> <th>KAL I 試験</th> <th>SNL 試験</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)</td> <td>性能評価式の適用性</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>蒸気環境下での影響</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(3)</td> <td>PAR の反応開始遅れの影響</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>KAL I 試験では実機PARと同様にチムニを延長していないPARを用いているが, SNL試験ではチムニを延長したPARを用いている。</u></p> <p><u>試験データの適用性についてはこの延長チムニの有無による試験適用性を示す。</u></p>		説明項目	使用した試験データ		KAL I 試験	SNL 試験	(1)	性能評価式の適用性	○	—	(2)	蒸気環境下での影響	○	—	(3)	PAR の反応開始遅れの影響	—	○	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 PAR仕様が異なるため参照する文献が異なる (以下, ⑬の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p>
No			説明項目	使用した試験データ																																			
	SNL 試験	THAI 試験																																					
(1)	性能評価式の妥当性	○	—																																				
(2)	水蒸気濃度の PAR 性能への影響	○	—																																				
(3)	水素再結合反応開始の遅れの影響	—	○																																				
	説明項目	使用した試験データ																																					
		KAL I 試験	SNL 試験																																				
(1)	性能評価式の適用性	○	—																																				
(2)	蒸気環境下での影響	○	—																																				
(3)	PAR の反応開始遅れの影響	—	○																																				

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
<p>(1) 性能評価式の妥当性</p> <p><u>PAR 性能評価式の妥当性を示すために、SNL 試験で報告された試験データ、性能評価式の比較を参照して、性能評価式よりも試験データが上回ることから、性能評価式が妥当であることを示している。SNL 試験で用いた PAR と柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR の代表的なスペックの比較を表 (添付 14-2) に示す。</u></p> <p>表 (添付 14-2) 実機と SNL 試験の PAR 比較について</p> <table border="1" data-bbox="172 674 902 1077"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉</th> <th>SNL 試験</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PAR 外形</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>PAR 製造社</td> <td>NIS 社</td> <td>NIS 社</td> </tr> <tr> <td>カートリッジ枚数</td> <td>11 枚</td> <td>11 枚 (88 枚タイプの 1/8 スケール)</td> </tr> <tr> <td>入口サイズ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>チムニー高さ</td> <td>チムニーなし</td> <td>500mm 型チムニーあり</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>表 (添付 14-2) に示す通り、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR と SNL 試験に用いた PAR のスペックとしては、いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり、入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR はチムニー無しのタイプであるのに対し、SNL 試験で用いた PAR は 500mm 型のチムニーがあるタイプである。チムニーは、煙突効果で PAR 内の上昇気流を高め、水素処理能力を向上させることができ、製造メーカーの試験プログラムの中で 500mm 型のチムニーを取り付けた場合は、チムニー無しの場合と比較して 1.15 倍程度の水素処理能力になることが示されている。よって、SNL 試験の試験結果は 500mm 型チムニーの影響を踏まえたものとなるが、チムニーによる性能向上を見込まない場合は本試験結果を 1/1.15 倍することでチムニー無しの柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR に適用可能な試験データになる。</u></p>	項目	柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉	SNL 試験	PAR 外形			PAR 製造社	NIS 社	NIS 社	カートリッジ枚数	11 枚	11 枚 (88 枚タイプの 1/8 スケール)	入口サイズ			チムニー高さ	チムニーなし	500mm 型チムニーあり			<p>・資料構成の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2 号炉は、2.2.3 (3) 項にて記載</p>
項目	柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉	SNL 試験																			
PAR 外形																					
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社																			
カートリッジ枚数	11 枚	11 枚 (88 枚タイプの 1/8 スケール)																			
入口サイズ																					
チムニー高さ	チムニーなし	500mm 型チムニーあり																			

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、SNL 試験結果を図(添付 14-1)に示す。当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R (1/8 scale)」を参照する。試験結果はスケール毎に正規化した水素処理速度データを示している (1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1bar air / 1bar steam」を参照する。この試験結果についてチムニー影響を踏まえて 1/1.15 倍したとしても、性能評価式は妥当であると判断できる。よって SNL 試験で示す性能評価式の妥当性については、当社が設置する PAR に対しても適用可能である。</p>  <p>図(添付 14-1) SNL で行われた試験結果 (高水素濃度)</p> <p>(2) 水蒸気濃度の PAR 性能への影響</p> <p>PAR の起動における水蒸気の影響を確認するために SNL 試験データを用いている。PAR は水蒸気により触媒機能が低下することを防止するために、触媒粒に疎水コーティングを施しており、水蒸気の影響を基本的に受けない。仮に触媒粒が水蒸気により触媒機能に影響を与えたとしても、PAR は一度反応を開始すると発熱により触媒粒を覆った水膜を蒸発させ、触媒機能は回復することが判っている。このように、水蒸気濃度による PAR 性能影響は、触媒反応が開始するか否かが重要であり、反応が開始してしまえば各々の PAR 型式の性能を発揮する傾向になる。つまり、水蒸気濃度の影響を確認する試験では PAR 型式は重要にならない。よって、上述の通</p>			<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、2.2.3 (2) ①項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>り SNL 試験は当社 PAR と異なり 500mm 型チムニーを有した構造であるが、チムニー有無で水蒸気濃度による PAR 性能影響は大きく関係しないことから、SNL 試験結果を適用しても問題ない。</u></p> <p><u>(3) 水素再結合反応開始の遅れの影響</u></p> <p>PAR 反応開始の遅れの影響を確認するために、PAR の水素処理量・温度等を時刻歴で取得している THAI 試験のデータを用いている (図 (添付 14-2) 参照)。THAI 試験に用いた PAR と当社に設置する PAR の比較を表 (添付 14-2) に示しているが、いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり、入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり、当社設置の PAR はチムニーが無いタイプであるのに対し THAI 試験に用いた PAR は 1000mm 型チムニーを有するタイプを用いている。</p> <p>ただし、ここで確認したい事項は、水素ガス流入に対して PAR の反応開始時間・定格容量に到達するまでの時間にどれだけ遅れがあるかを確認することが目的である。チムニーは、触媒反応開始による発熱で PAR 内の上昇気流を増強させて水素処理能力を向上させるものであり、触媒反応が開始される初期についてはチムニーの効果はない。つまり、PAR の反応開始初期の発熱による温度変化、定格の水素処理能力を発揮するまでの時間を確認する際は、水素処理容量を向上させるために取付けているチムニーの有無は大きく関係しない。よって、水素再結合反応開始の遅れの影響を確認するために THAI 試験を適用することに問題はない。</p>		<p><u>1. PAR の反応開始遅れの影響</u></p> <p>PAR の反応開始遅れを確認するために、SNL 試験のデータを用いている。SNL 試験に用いた PAR と当社に設置する PAR の比較を表 2 に示す。いずれも NIS 社製のカートリッジ枚数が 22 枚タイプであり、入口サイズが多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニーの有無であり、当社設置の PAR はチムニーが無いタイプであるのに対し、SNL 試験に用いた PAR は <input type="text"/> 形チムニーを有するタイプを用いている。</p> <p>ただし、ここで確認すべき事項は、水素ガス流入に対して PAR の反応開始時間・定格容量に達する時間までにどれだけ遅れがあるかである。チムニーは、触媒反応時に発生する熱による PAR 内の上昇気流を増強させることで水素処理能力を向上させるものであり、触媒反応が開始される初期についてはチムニーの効果はない。つまり、PAR の反応開始初期の発熱による温度変化、定格の水素処理能力を発揮するまでの時間を確認する際は、水素処理容量を向上させるために取付けているチムニーの有無は大きく関係しない。よって、触媒反応開始の遅れの影響を確認するために SNL 試験を用いることに問題はない。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 採用する PAR 型式が異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬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. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

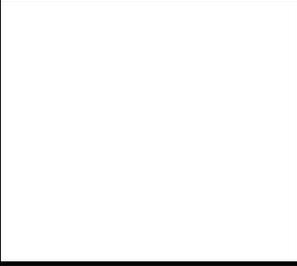
表 (添付 14-2) 実機と THAI 試験の PAR 比較について

項目	柏崎刈羽 6号炉及び7号炉	THAI 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
カートリッジ枚数	11 枚	11 枚
入口サイズ		
チムニー高さ	チムニーなし	1000mm 型チムニーあり



図 (添付 14-2) THAI HR-14 : Recombiner temperatures

表 2 実機と SNL 試験の PAR 比較について

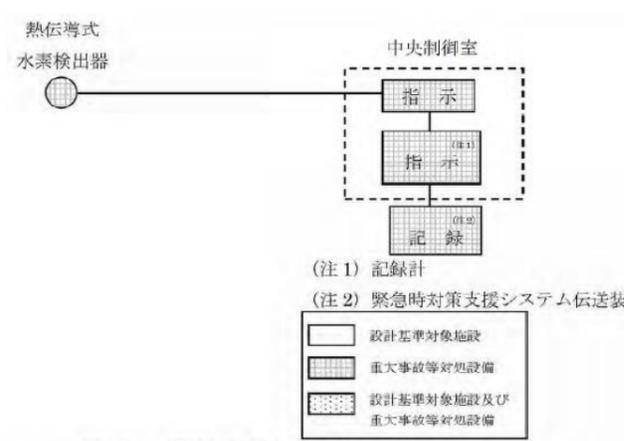
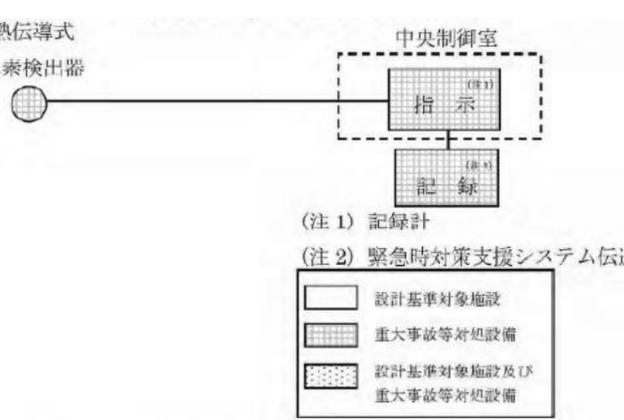
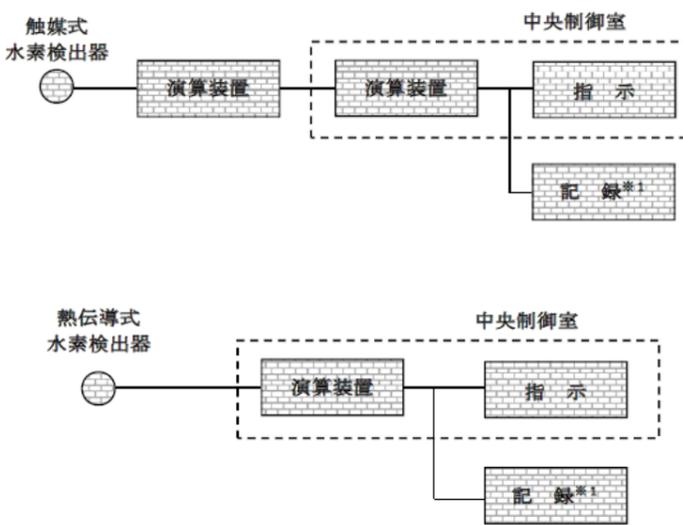
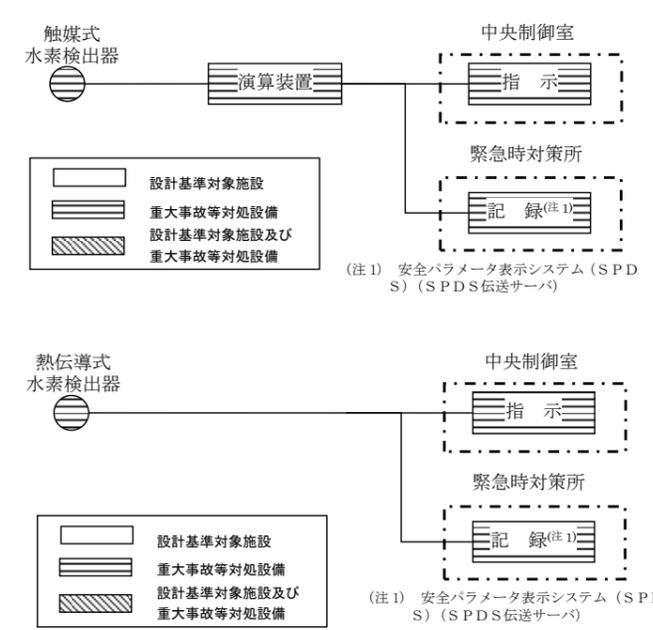
項目	島根 2号炉	SNL 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
カートリッジ枚数	22 枚	22 枚 (88 枚タイプの 1/4 スケール)
入口サイズ	幅:  奥行: 	幅:  奥行: 
延長チムニ	なし	

・設備の相違

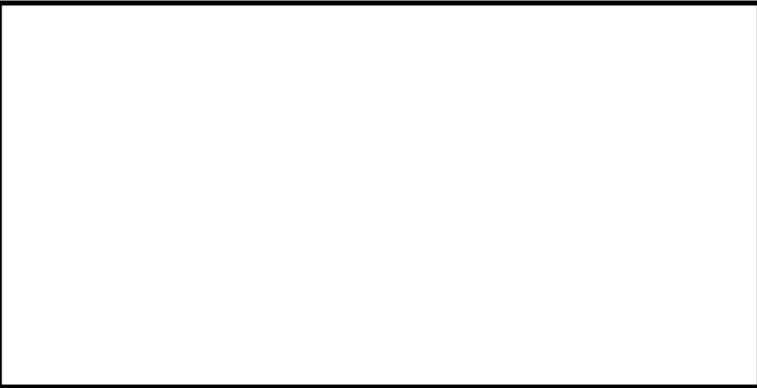
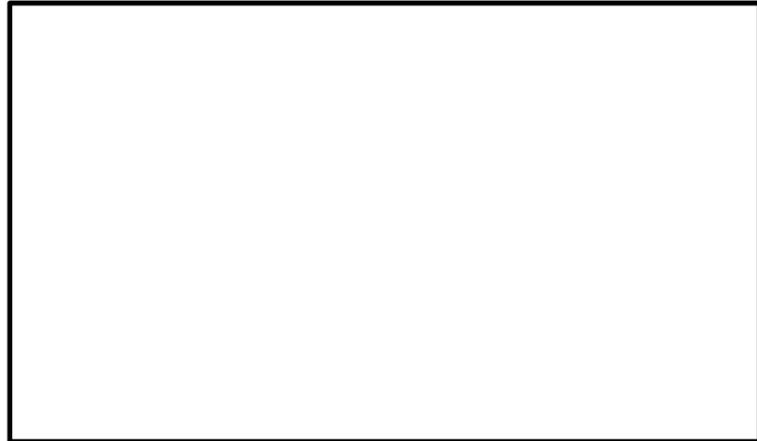
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.3 <u>水素濃度監視設備について</u></p> <p>2.3.1 <u>水素濃度監視設備の設計方針について</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋の水素濃度の変動する可能性のある範囲で測定するための設備として原子炉建屋水素濃度を設置する。</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>原子炉建屋水素濃度は炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に、原子炉建屋において、水素濃度の変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は電源が喪失した場合においても代替電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	<p>2.2 <u>原子炉建屋水素濃度</u></p> <p>2.2.1 <u>概要</u></p> <p>想定される重大事故等時に原子炉建屋原子炉棟の水素濃度の変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備として水素濃度計を設置する。(別紙9参照)</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、中央制御室にて監視可能であり、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し、滞留することが予想される。PARは、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PARにより上昇気流が発生し、原子炉建屋原子炉棟6階の水素は、自然対流により拡散される。これらを考慮し、設置位置は、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟6階の天井付近とする(第2.2-1図参照)。</p> <p>なお、別紙5にて説明する局所エリアに漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリアに漏えいした水素を計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる(第2.2-2図～第2.2-3図参照)。</p> <p>これにより、原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟6階での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建屋原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。</p>	<p>2.3 <u>原子炉建物水素濃度監視設備について</u></p> <p>2.3.1 <u>原子炉建物水素濃度監視設備の設計方針について</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物原子炉棟の水素濃度の変動する可能性のある範囲で測定するための設備として原子炉建物水素濃度を設置する。</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>原子炉建物水素濃度は炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建物原子炉棟へ漏えいした場合に、原子炉建物原子炉棟において、水素濃度の変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は電源が喪失した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 使用する電源設備が異なる</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、添付13 3.項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
<p>(2) 設備概要</p> <p>a. 機器仕様</p> <p>検出器：熱伝導式水素検出器 計測範囲：水素濃度 0～20vol% <u>個数：8</u></p> <p>b. 配置場所</p> <p><u>図(添付 13-6) ～図(添付 13-11)，図 2-52，図 2-53 の通り</u></p> <p><u>なお，添付 13 にて記載した小部屋（図（添付 13-6）～図（添付 13-11））に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから，小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し，事故時の監視性能を向上させる。これにより，格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と，水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視</u></p>	<p>2.2.2 主要仕様</p> <p>(1) 機器仕様</p> <p>①原子炉建屋水素濃度 (6 階)</p> <p>種類：触媒式 計測範囲：0～10vol% 個数：<u>2 個</u></p> <p>②原子炉建屋水素濃度 (2 階，地下1 階)</p> <p>種類：熱伝導式 計測範囲：0～20vol% 個数：<u>3 個</u></p> <p>(2) 配置場所</p> <p><u>原子炉建屋水素濃度検出器配置図を第 2.2-1 図から第 2.2-3 図に示す。</u></p>	<p>(2) 主要仕様</p> <p><u>原子炉建物水素濃度の主要仕様を表 2.3.1-1 に示す。原子炉建物水素濃度は原子炉建物原子炉棟の水素濃度を触媒式または熱伝導式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号を演算装置にて水素の濃度信号に変換した後，中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。図 2.3.1-1 に概略構成図を示す。</u></p> <p style="text-align: center;"><b>表 2.3.1-1 原子炉建物水素濃度の主要仕様</b></p> <table border="1" data-bbox="1754 606 2481 972"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉建物水素濃度</td> <td>触媒式水素検出器</td> <td>0～10vol%</td> <td>1</td> <td>原子炉建物原子炉棟地下1階</td> </tr> <tr> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0～20vol%</td> <td>6</td> <td>原子炉建物原子炉棟4階：2個 原子炉建物原子炉棟2階：2個 原子炉建物原子炉棟1階：2個</td> </tr> </tbody> </table>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1	原子炉建物原子炉棟地下1階	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6	原子炉建物原子炉棟4階：2個 原子炉建物原子炉棟2階：2個 原子炉建物原子炉棟1階：2個	<p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，2.3.1 (2) c. 項にて記載。東海第二は，2.2.2 (3) 項にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉では，検出方式の異なる 2種類の検出器を採用（以下，⑭の相違）しており，計測範囲が異なる 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉では，漏えいを想定している箇所の相違により，個数が異なる</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉は，2.3.1 (3) 項にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，2.3.1 (3) 項にて記載</p>
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所													
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1	原子炉建物原子炉棟地下1階													
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6	原子炉建物原子炉棟4階：2個 原子炉建物原子炉棟2階：2個 原子炉建物原子炉棟1階：2個													

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="151 212 914 289"><u>できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。</u></p> <div data-bbox="166 342 902 825" style="border: 1px solid black; height: 230px; width: 248px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="350 842 706 869">図 2-52 機器配置図 (6号炉)</p> <div data-bbox="166 972 902 1497" style="border: 1px solid black; height: 250px; width: 248px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="350 1514 706 1541">図 2-53 機器配置図 (7号炉)</p>	<div data-bbox="1026 359 1614 632" style="border: 1px solid black; height: 130px; width: 198px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="1047 663 1605 737">第 2.2-1 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)</p> <div data-bbox="1026 810 1614 1083" style="border: 1px solid black; height: 130px; width: 198px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="1047 1115 1605 1188">第 2.2-2 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 2 階)</p> <div data-bbox="1026 1251 1614 1524" style="border: 1px solid black; height: 130px; width: 198px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="1047 1556 1605 1629">第 2.2-3 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階)</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. システム構成</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、熱伝導式水素濃度検出器からの電気信号を、中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換することで、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される。原子炉建屋水素濃度のシステム構成を図2-54、55に示す。</p>  <p>図2-54 原子炉建屋水素濃度の概略構成図</p>  <p>図2-55 原子炉建屋水素濃度の概略構成図</p>	<p>(3) システム構成</p> <p>①原子炉建屋水素濃度</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を第2.2-4図に示す。</p>  <p>第2.2-4 図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図</p>	 <p>図2.3.1-1 原子炉建物水素濃度の概略構成図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>⑭の相違から、機器仕様様の相違及び、設計方針が相違することにより系統構成が異なる</li> <li>・資料構成の相違</li> <li>【柏崎6/7、東海第二】</li> <li>島根2号炉は、2.3.1(2)項にて記載</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(3) 設置場所</p> <p><u>原子炉建物水素濃度の検出器の設置場所を図 2.3.1-2 から図 2.3.1-5 に示す。</u></p> <p><u>なお、添付9にて記載した局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟4階での水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建物原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。なお、トーラス室の水素ガスの挙動としては、格納容器から漏えいした高温の気体による上昇流(エネルギーとしては1kW程度)と、上昇した気体が天井および側壁にて冷却されることで発生する下降流により、トーラス室の雰囲気全体を混合する自然循環流が生じ、水素濃度はほぼ均一になると考えられるため、図 2.3.1-5 に示す設置場所に1台設置する。</u></p> <div data-bbox="1745 1178 2490 1680" style="border: 1px solid black; height: 239px; width: 251px; margin: 10px auto;"></div> <p><u>図 2.3.1-2 原子炉建物水素濃度の設置場所 (原子炉建物4階)</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>柏崎6/7は、2.3.1(2) b.項にて記載。東海第二は、2.2.2(2)項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1762 659 2496 688">図 2.3.1-3 原子炉建物水素濃度の設置場所 (原子炉建物 2 階)</p>  <p data-bbox="1762 1245 2496 1274">図 2.3.1-4 原子炉建物水素濃度の設置場所 (原子炉建物 1 階)</p>  <p data-bbox="1860 1829 2377 1900">図 2.3.1-5 原子炉建物水素濃度の設置場所 (原子炉建物地下 1 階)</p>	

(3) 代替電源の確保

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、代替電源設備から供給可能な設計としている(図2-56, 57参照)。

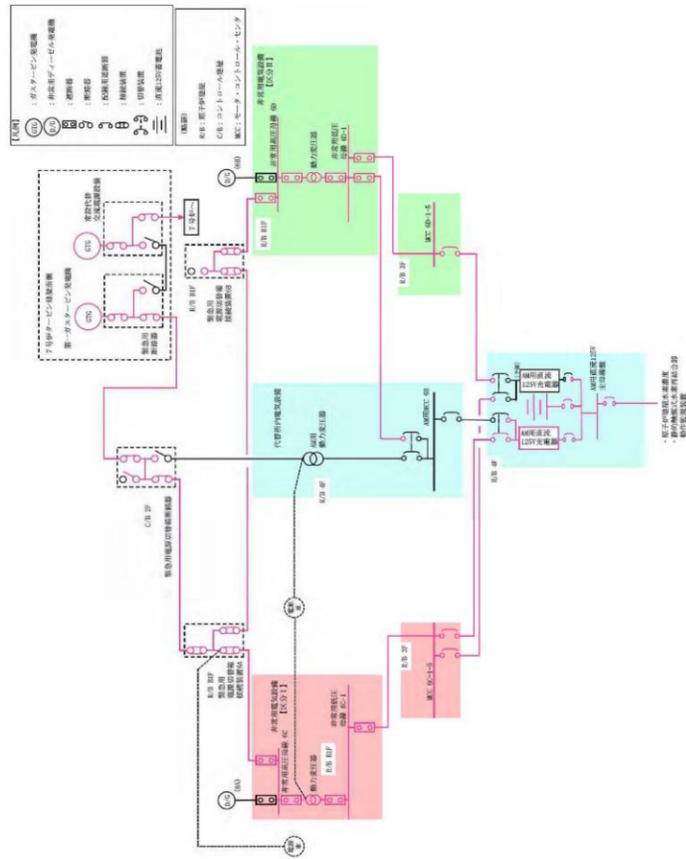
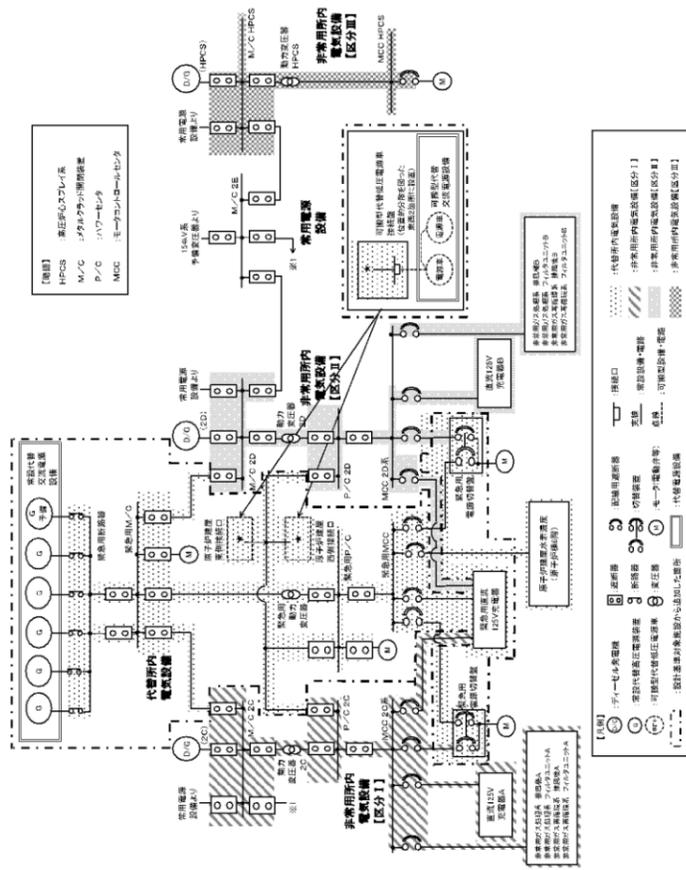


図2-56 単線結線図 (6号炉)

(4) 代替電源の確保

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計としている。(第2.2-5図及び第2.2-6図参照)。



第2.2-5図 単線結線図 (交流電源設備)

(4) 代替電源の確保

原子炉建物水素濃度監視設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から電源供給が可能な設計とする(図2.3.1-6)。

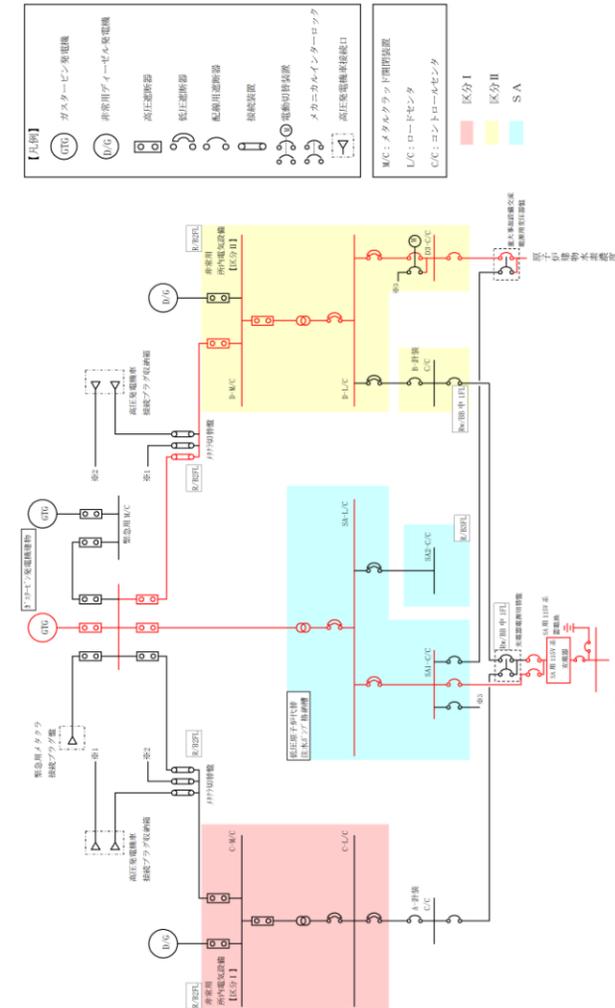


図2.3.1-6 単線結線図

・設備の相違  
【東海第二】  
使用する電源設備が異なる

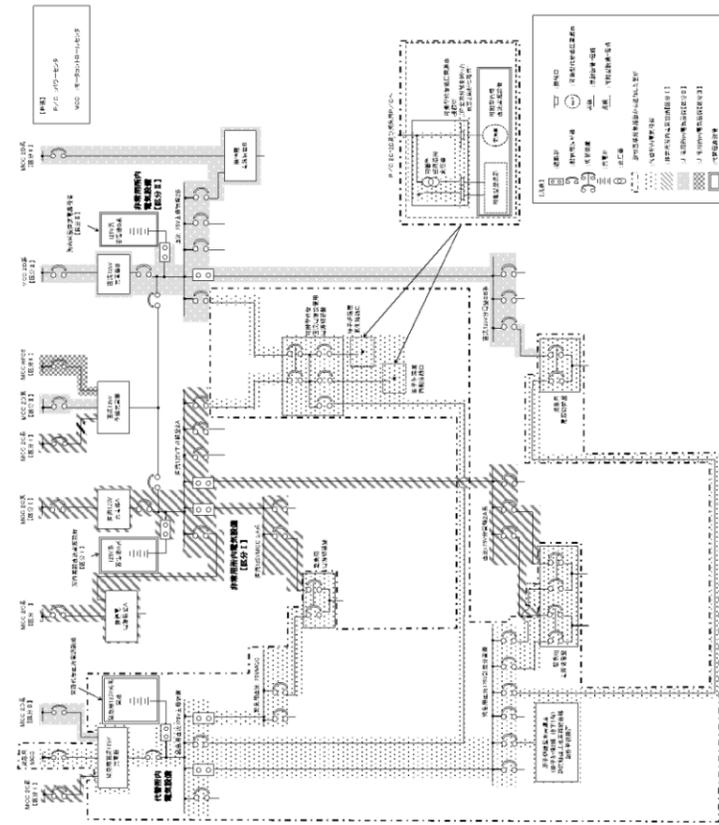
・設備の相違

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. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



第 2.2-6 図 単線結線図 (直流電源設備)

・設備の相違

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. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

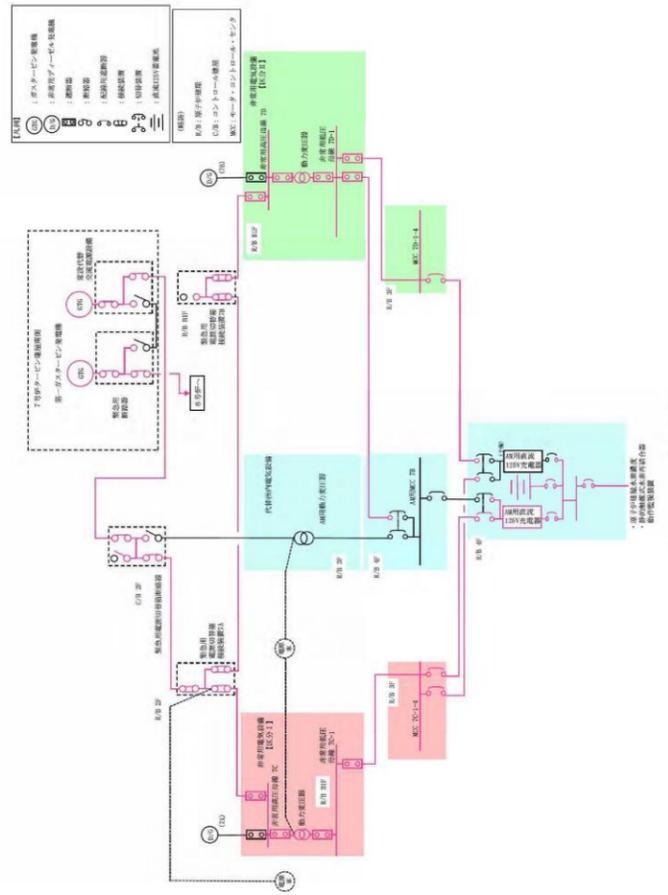
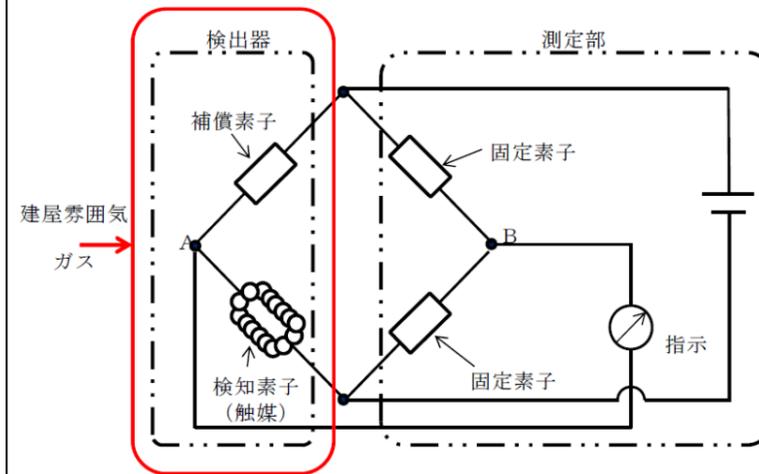


図 2-57 単線結線図 (7号炉)

・設備の相違

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付 15</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉建屋水素濃度の適用性について</u></p> <p>原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋内に発生する水素ガスを監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。</p> <p>(1) 計測範囲の考え方</p> <p>炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉建屋に漏れ出した場合に、PARによる水素濃度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、0～20vol%を計測可能な範囲とする。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 9</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉建屋水素濃度の適用性について</u></p> <p>原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋原子炉棟内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。</p> <p>1. 計測範囲の考え方</p> <p>炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉棟に漏れ出した場合に、PARによる水素濃度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続監視できることが主な役割であることから、これを計測可能な以下の範囲とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋水素濃度 (6 階) : 0～10vol%</li> <li>・原子炉建屋水素濃度 (2 階及び地下 1 階) : 0～20vol%</li> </ul> <p>2. 水素濃度計の測定原理</p> <p>(1) 原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟6 階)</p> <p>原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置する水素濃度計は、触媒式の検出器を用いる。</p> <p>触媒式の水素検出器は、検知素子と補償素子が第1 図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子は、触媒活性材でコーティングされており、水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合し、発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより、検知素子の抵抗値が変化するとブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。水素と酸素の結合による発熱量は、水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。</p> <p>また、水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため、素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。</p>	<p style="text-align: right;">添付 13</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉建物水素濃度の適用性について</u></p> <p>原子炉建物水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、<u>原子炉建物</u>原子炉棟内に発生する水素ガスを監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。</p> <p>1. 計測範囲の考え方</p> <p>炉心損傷時に格納容器内に発生する水素ガスが<u>原子炉建物</u>原子炉棟に漏れ出した場合に、PARによる水素濃度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、<u>原子炉建物水素濃度 (触媒式) では0～10vol%、原子炉建物水素濃度 (熱伝導式) では0～20vol%を計測可能な範囲とする。</u></p> <p>2. 測定原理</p> <p>(1) 原子炉建物水素濃度 (触媒式)</p> <p>原子炉建物<u>原子炉棟</u>地下1階のトール室に設置する水素濃度計は、触媒式水素検出器を用いる。触媒式水素検出器は、<u>図1に示すとおり、触媒活性材でコーティングされた検知素子と補償素子、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合（接触燃焼）し、発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより、素子の抵抗値が変化すると図1のブリッジ回路のAB間の出力信号が変化する。水素と酸素の結合による発熱量は水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。</u></p> <p><u>また、水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため、素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違により、計測範囲が異なる</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉では、熱伝導式の水素濃度計を設置する階層が異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違</p>



第1 図 原子炉建屋水素濃度 (6 階) 検出回路の概要図

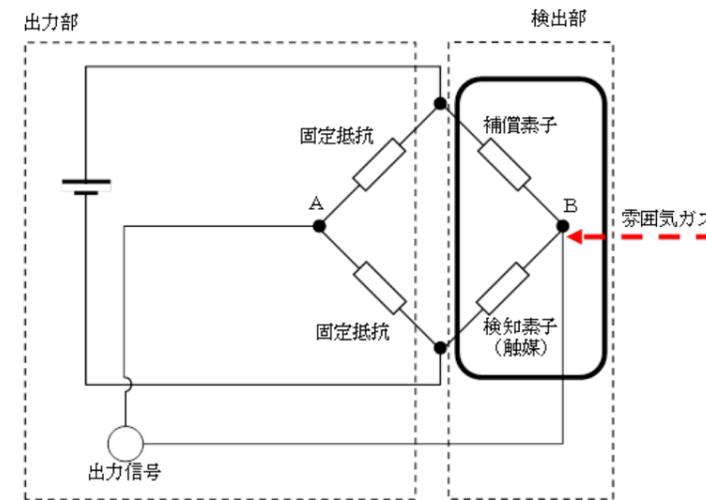


図1 原子炉建物水素濃度(触媒式)検出回路の概要図

(2) 水素濃度計の測定原理

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために用いる水素濃度計は、熱伝導式のものをを用いる。

熱伝導式の水素検出器は、図(添付15-1)に示すとおり、白金線のフィラメントで構成された検知素子と補償素子、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスは直接接触しない構造になっている。(補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ、温度補償は考慮された構造となっている。)

(2) 原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟2階及び地下1階)

原子炉建屋原子炉棟2階及び地下1階に設置する水素濃度計は、熱伝導式の検出器を用いる。

熱伝導式水素検出器は、検知素子と補償素子が第2図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は、原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉され、測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため、水素が検知素子に接触することで、補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ、抵抗値が変化し、ブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は、水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ、温度補償は考慮された構造となっている。

(2) 原子炉建物水素濃度 (熱伝導式)

原子炉建物原子炉棟4階天井及び中間付近、2階及び1階に設置する水素濃度計は、熱伝導式水素検出器を用いる。

熱伝導式水素検出器は、検知素子と補償素子が図2のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は、原子炉建物内雰囲気ガスが触れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉され、測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため、水素が検知素子に接触することで、補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ、抵抗値が変化し、ブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は、水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ、温度補償は考慮された構造となっている。

・設備の相違

・設備の相違

【東海第二】

島根2号炉では、熱伝導式の水素濃度計を設置する階層が異なる

熱伝導式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものであり、酸素ガス、窒素ガスなどの空気中のガスに対し、水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素ガスの熱伝導率は、約  $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^\circ\text{C}$  である一方、酸素ガス、窒素ガスは、約  $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^\circ\text{C}$  と水素ガスより1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

なお、原子炉建屋水素濃度の計測範囲  $0\sim 20\text{vol}\%$  において、計器仕様は最大  $\pm 1\text{vol}\%$  の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視していくことができる。

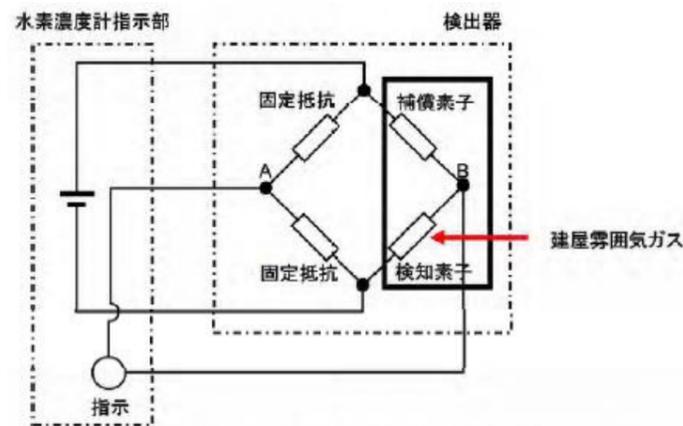
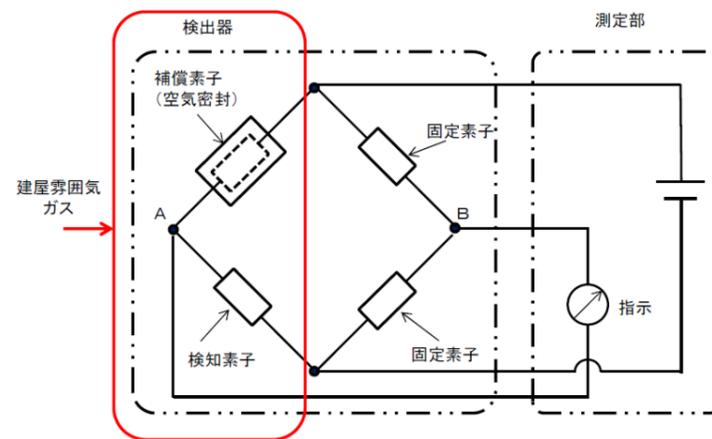


図 (添付 15-1) 水素濃度計検出回路の概要図

熱伝導式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約  $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^\circ\text{C}$  である一方、酸素、窒素は、約  $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^\circ\text{C}$  と水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度測に対する大きな誤差にはならない。



第2図 原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟2階及び地下1階) 検出回路概要図

熱伝導式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約  $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^\circ\text{C}$  である一方、酸素、窒素は、約  $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^\circ\text{C}$  と水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

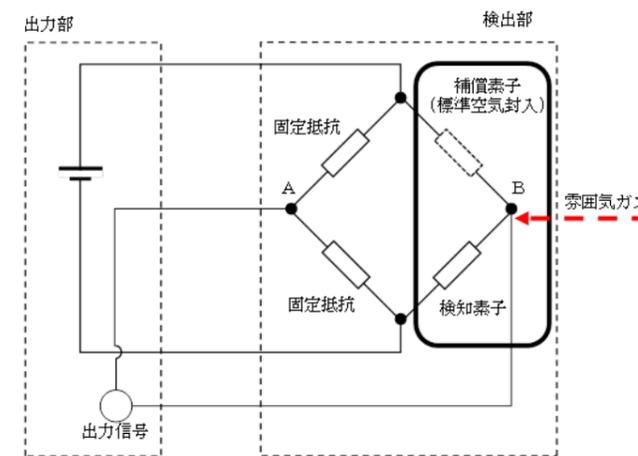


図2 原子炉建物水素濃度 (熱伝導式) 検出回路の概要図

・資料構成の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は、水素濃度計の計器誤差を添付 7にて記載

・設備の相違

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>(3) 水素濃度計の設置場所</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し、原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。<u>(「2.2.1.1 (2) PARの設置場所について」参照)</u>。また、PARは水素ガス进行处理の際の熱でガス温度が上昇するため、PAR装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散される。<u>(「2.2.1.2 (3) PARの設置位置について」参照)</u>。</p> <p>以上を考慮して、水素濃度計の設置場所は、水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管付近に位置的分散して配置している。</p> <p>なお、添付13にて記載した小部屋に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。</p>		<p><u>3. 設置場所</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建物原子炉棟内に漏えいする可能性がある。<u>原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスは、比重等の関係で原子炉建物原子炉棟4階まで上昇し、原子炉建物原子炉棟4階に滞留することが予想される。また、PARは水素ガス进行处理の際の熱でガス温度が上昇するため、PAR内部で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建物原子炉棟4階の水素ガスが自然対流を起こし拡散される。</u></p> <p>以上を考慮して、水素濃度計の設置場所は、水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建物原子炉棟4階に配置している。</p> <p>また、非常用ガス処理系を使用する場合、原子炉建物原子炉棟4階まで上昇せず、非常用ガス処理系に流入する可能性があることから、非常用ガス処理系の吸込み配管がある、原子炉建物原子炉棟2階に設置している。</p> <p>なお、添付9にて記載した局所エリア及びトール室に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリア及びトール室に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟4階での水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建物原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。</p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、2.2.1項にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 非常用ガス処理系のシステム構成の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、2.2.1項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																								
<p>(4) 水素濃度計の耐環境性について</p> <p>水素濃度計の設置場所(原子炉建屋4階)について、重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しいと想定される有効性評価の「格納容器過圧・過温シナリオ」で評価した事故時想定環境(想定環境は、2.2.2.3 解析結果ケース1, 2, 4を包絡する条件で設定)は表(添付15-1)の通りであり、上記の環境条件においても健全性が確保できていることを確認している。</p> <p>表(添付15-1) 事故時想定環境条件と試験条件</p> <table border="1" data-bbox="172 1066 902 1234"> <thead> <tr> <th colspan="2">事故時想定環境</th> <th>試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度</td> <td>77℃*</td> <td><input type="text"/>℃</td> </tr> <tr> <td>相対湿度</td> <td>100%RH*</td> <td><input type="text"/>%RH</td> </tr> <tr> <td>積算放射線量</td> <td>480Gy*</td> <td><input type="text"/>Gy</td> </tr> </tbody> </table> <p>*評価値はドラフトであり、詳細評価により今後見直す可能性あり</p>	事故時想定環境		試験条件	温度	77℃*	<input type="text"/> ℃	相対湿度	100%RH*	<input type="text"/> %RH	積算放射線量	480Gy*	<input type="text"/> Gy	<p>3. 原子炉建屋水素濃度検出器の耐環境性について</p> <p>水素濃度検出器の耐環境仕様は、各設置場所で想定される温度、湿度及び放射線量の環境を有している。第1表に想定される環境と水素濃度の耐環境仕様を示す。</p> <p>第1表 水素濃度検出器の設置場所の想定環境及び耐環境仕様</p> <table border="1" data-bbox="952 1066 1703 1354"> <thead> <tr> <th>対象</th> <th>項目</th> <th>想定環境*</th> <th>検出器の耐環境仕様</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉建屋 原子炉棟6階 水素濃度</td> <td>温度</td> <td>65.6℃以下</td> <td><input type="text"/></td> <td rowspan="3">耐環境試験により確認済</td> </tr> <tr> <td>湿度</td> <td>100%RH</td> <td><input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>積算放射線量</td> <td>1.7kGy (7日間)</td> <td><input type="text"/></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉建屋 原子炉棟2階 及び地下1階 水素濃度</td> <td>温度</td> <td>65.6℃以下</td> <td><input type="text"/></td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>湿度</td> <td>100%RH</td> <td><input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>積算放射線量</td> <td>1.7kGy (7日間)</td> <td><input type="text"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 想定環境は、詳細評価により今後見直す可能性がある。</p>	対象	項目	想定環境*	検出器の耐環境仕様	備考	原子炉建屋 原子炉棟6階 水素濃度	温度	65.6℃以下	<input type="text"/>	耐環境試験により確認済	湿度	100%RH	<input type="text"/>	積算放射線量	1.7kGy (7日間)	<input type="text"/>	原子炉建屋 原子炉棟2階 及び地下1階 水素濃度	温度	65.6℃以下	<input type="text"/>		湿度	100%RH	<input type="text"/>	積算放射線量	1.7kGy (7日間)	<input type="text"/>	<p>4. 原子炉建物水素濃度検出器の選定について</p> <p>原子炉建物水素濃度検出器は、設置個所における重大事故等時の環境を考慮する必要がある。トール室においては、トール室の想定環境温度が120℃であることから、想定環境温度に対して耐性の高い触媒式水素検出器を選定する。</p> <p>原子炉建物原子炉棟4階及び局所エリアにおいては、想定環境温度が66℃であることから、想定環境温度を踏まえ熱伝導式水素検出器を選定する。</p> <p>5. 原子炉建物水素濃度検出器の耐環境性について</p> <p>設置場所の環境条件は以下のとおり。なお、水素濃度検出器設置場所の環境条件設定については、有効性評価を踏まえた条件を解析条件として算出している。(「2.2.2 (6) PAR解析条件」)</p> <p>表1 事故時想定環境条件と試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1739 1052 2496 1381"> <thead> <tr> <th>対象</th> <th>事故時想定環境*</th> <th>耐環境試験結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉建物 水素濃度 (触媒式)</td> <td>温度: 120℃</td> <td>耐環境試験温度: <input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>湿度: 100%RH</td> <td>耐環境試験湿度: <input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>積算放射線量: 0.28kGy</td> <td>耐環境試験放射線量: <input type="text"/></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉建物 水素濃度 (熱伝導式)</td> <td>温度: 66℃</td> <td>耐環境試験温度: <input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>湿度: 100%RH</td> <td>耐環境試験湿度: <input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>積算放射線量: 0.28kGy</td> <td>耐環境試験放射線量: <input type="text"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 想定環境は、詳細評価により今後見直す可能性がある。</p>	対象	事故時想定環境*	耐環境試験結果	原子炉建物 水素濃度 (触媒式)	温度: 120℃	耐環境試験温度: <input type="text"/>	湿度: 100%RH	耐環境試験湿度: <input type="text"/>	積算放射線量: 0.28kGy	耐環境試験放射線量: <input type="text"/>	原子炉建物 水素濃度 (熱伝導式)	温度: 66℃	耐環境試験温度: <input type="text"/>	湿度: 100%RH	耐環境試験湿度: <input type="text"/>	積算放射線量: 0.28kGy	耐環境試験放射線量: <input type="text"/>	<p>・記載方針の相違 【柏崎, 東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎, 東海第二】 事故時条件の相違により、事故時想定環境が異なる</p>
事故時想定環境		試験条件																																																									
温度	77℃*	<input type="text"/> ℃																																																									
相対湿度	100%RH*	<input type="text"/> %RH																																																									
積算放射線量	480Gy*	<input type="text"/> Gy																																																									
対象	項目	想定環境*	検出器の耐環境仕様	備考																																																							
原子炉建屋 原子炉棟6階 水素濃度	温度	65.6℃以下	<input type="text"/>	耐環境試験により確認済																																																							
	湿度	100%RH	<input type="text"/>																																																								
	積算放射線量	1.7kGy (7日間)	<input type="text"/>																																																								
原子炉建屋 原子炉棟2階 及び地下1階 水素濃度	温度	65.6℃以下	<input type="text"/>																																																								
	湿度	100%RH	<input type="text"/>																																																								
	積算放射線量	1.7kGy (7日間)	<input type="text"/>																																																								
対象	事故時想定環境*	耐環境試験結果																																																									
原子炉建物 水素濃度 (触媒式)	温度: 120℃	耐環境試験温度: <input type="text"/>																																																									
	湿度: 100%RH	耐環境試験湿度: <input type="text"/>																																																									
	積算放射線量: 0.28kGy	耐環境試験放射線量: <input type="text"/>																																																									
原子炉建物 水素濃度 (熱伝導式)	温度: 66℃	耐環境試験温度: <input type="text"/>																																																									
	湿度: 100%RH	耐環境試験湿度: <input type="text"/>																																																									
	積算放射線量: 0.28kGy	耐環境試験放射線量: <input type="text"/>																																																									

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.4 <u>格納容器頂部注水系（自主対策設備）</u>について</p> <p>格納容器頂部注水系は、重大事故等時において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。格納容器頂部は図 2-58 に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図っている。改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。</p> <p>このことから、設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋水素爆発防止）に対する自主対策設備として、重大事故等時に原子炉ウェルに注水し、格納容器外側から格納容器頂部を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として、原子炉格納容器頂部注水系を設置する。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 6</p> <p><u>格納容器頂部注水系</u>について</p> <p>格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。格納容器頂部注水系は、第 1 図及び第 2 図に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは、事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図る。改良 EPDM 製シール材は、200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。</p> <p>このことから、「設置許可基準規則」第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に対する自主対策設備として重大事故時に原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器外側からトップヘッドフランジシール材を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として格納容器頂部注水系を設置する。</p>	<p>2.4 <u>原子炉ウェル代替注水系（自主対策設備）</u>について</p> <p>原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウエル主フランジを冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。ドライウエル主フランジは図 2.4-1 に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、ドライウエル主フランジシール材を外側から冷却することができる。ドライウエル主フランジのシール材は事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形時に、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図っている。改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。</p> <p>このことから、設置許可基準規則第 53 条（原子炉建物水素爆発防止）に対する自主対策設備として、重大事故等時に原子炉ウェルに注水し、格納容器外側からドライウエル主フランジを冷却し水素漏えいを抑制することを目的として、原子炉ウェル代替注水系を設置する。</p>	

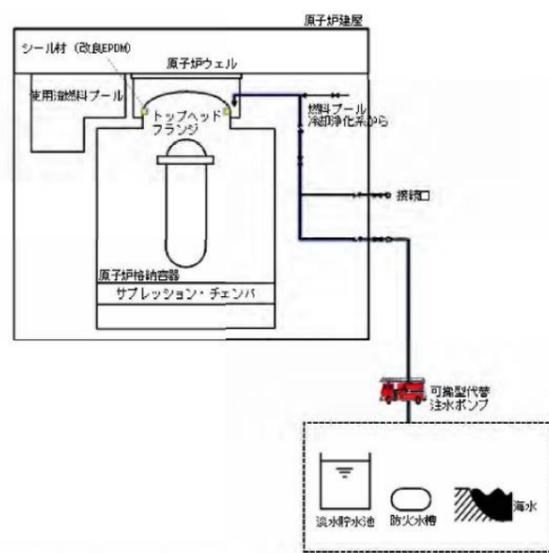
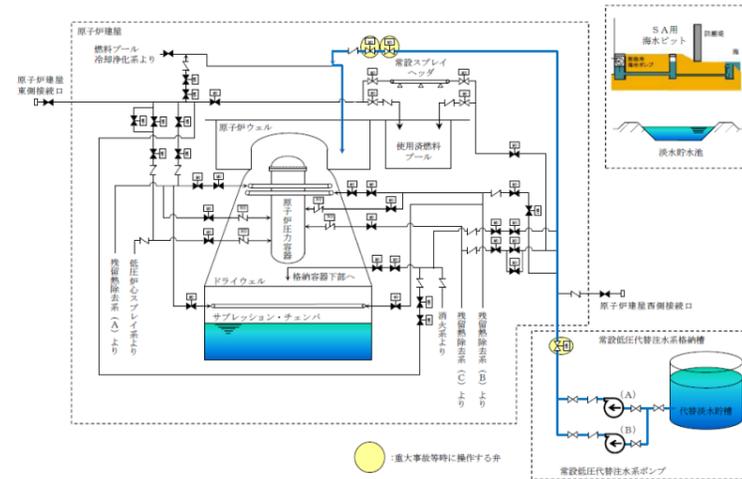
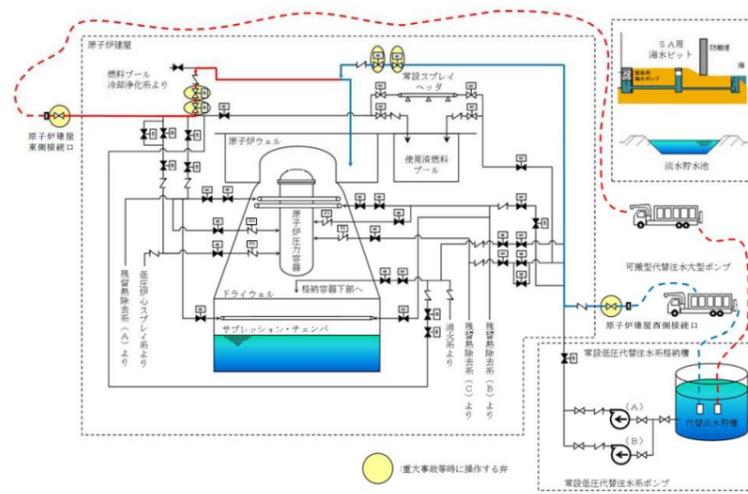


図 2-58 格納容器頂部注水系の概要図



第1 図 格納容器頂部注水系 (常設)



第2 図 格納容器頂部注水系 (可搬型)

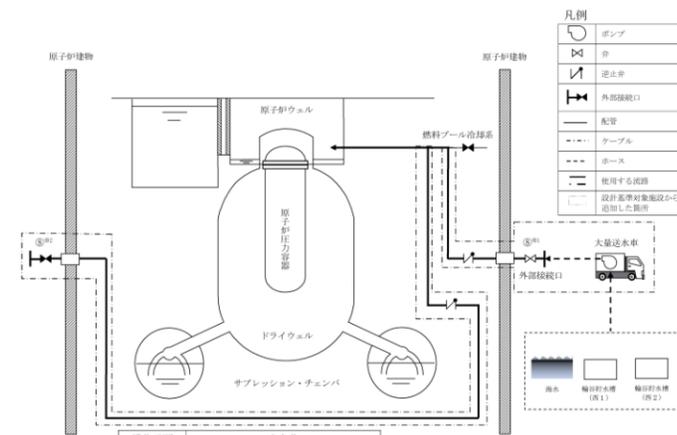


図 2.4-1 原子炉ウエル代替注水系の概要図

・設備の相違

・設備の相違

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.4.1 <u>格納容器頂部注水系の設計方針について</u></p> <p><u>格納容器頂部注水系</u>は、原子炉ウェルに水を注水し、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材</u>を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。<u>格納容器頂部注水系</u>は、<u>可搬型代替注水ポンプ</u>、<u>接続口</u>等で構成しており、<u>重大事故等時</u>において、<u>代替淡水源</u>の水又は海水を原子炉ウェルに注水し<u>格納容器頂部</u>を冷却することで、<u>格納容器頂部からの水素漏えい</u>を抑制する設計とする。</p> <p>したがって、事故時に速やかに<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材</u>を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約 <u>70m<sup>3</sup></u>以上とする。これを注水開始から約 <u>1時間30分</u>で達成できることを設計方針としており、<u>格納容器頂部注水</u>の系統流量は <u>50m<sup>3</sup>/h</u>以上とする。これを達成するために、<u>格納容器頂部注水系</u>のポンプは<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u>を採用する。また、<u>可搬型代替注水ポンプ</u>を接続する接続口は、<u>位置的分散して複数</u>設置する。<u>格納容器頂部注水系</u>の主要仕様を表 2-19 に示す。</p>	<p>1. <u>格納容器頂部注水系の設計方針について</u></p> <p><u>格納容器頂部注水系 (常設及び可搬型)</u>は、原子炉ウェルに水を注水し、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材</u>を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。</p> <p><u>格納容器頂部注水系 (常設)</u>は、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>で構成しており、<u>炉心の著しい損傷が発生した場合</u>において、<u>代替淡水貯槽</u>を水源として原子炉ウェルに注水し<u>原子炉格納容器頂部</u>を冷却することで、<u>原子炉格納容器頂部からの水素漏えい</u>を抑制する設計とする。</p> <p>また、<u>格納容器頂部注水系 (可搬型)</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプ</u>で構成しており、<u>炉心の著しい損傷が発生した場合</u>において、<u>代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備</u>を水源として原子炉ウェルに注水し<u>原子炉格納容器頂部</u>を冷却することで、<u>原子炉格納容器頂部からの水素漏えい</u>を抑制する設計とする。</p>	<p>2.4.1 <u>原子炉ウェル代替注水系の設計方針について</u></p> <p><u>原子炉ウェル代替注水系</u>は、原子炉ウェルに水を注水し、<u>ドライウェル主フランジシール材</u>を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。<u>原子炉ウェル代替注水系</u>は、<u>大量送水車</u>、<u>接続口</u>等で構成しており、<u>重大事故等時</u>において、<u>代替淡水源 (輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2))</u>の水、又は海水を原子炉ウェルに注水し<u>ドライウェル主フランジ</u>を冷却することで、<u>ドライウェル主フランジからの水素漏えい</u>を抑制する設計とする。</p> <p>したがって、事故時に速やかに<u>ドライウェル主フランジシール材</u>を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、<u>その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約 30m<sup>3</sup>以上とする</u>。これを注水開始から約 <u>2時間</u>で達成できることを設計方針としており、<u>原子炉ウェル注水</u>の系統流量は <u>15m<sup>3</sup>/h</u>以上とする。これを達成するために、<u>原子炉ウェル代替注水系のポンプは大量送水車</u>を採用する。また、<u>大量送水車を接続する接続口は、位置的分散して複数設置する</u>。<u>原子炉ウェル代替注水系の主要仕様を表 2.4.1-1 に示す</u>。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</li> <li>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</li> <li>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は海水も注水可能な運用とする</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉では、必要注水量及び系統流量を記載している</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 原子炉ウェル空間容積の相違により、ドライウェル主フランジ冠水までに必要な注水量が異なる</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 原子炉ウェル空間容積の相違により、ドライウェル主フランジ冠水までに必要な系統流量が異なる</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																					
<p style="text-align: center;"><u>表 2-19 格納容器頂部注水系主要仕様</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">可搬型代替注水ポンプ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">台数</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">容量</td> <td>120m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa において) 84m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa において)</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.4.2 <u>格納容器頂部注水系の効果について</u> 重大事故等時における格納容器過温・過圧事象において、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度(200℃)が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良EPDM製シール材を取り付ける。</u>よって、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが、格納容器頂部注水により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。</u>よって、<u>格納容器頂部注水系は、原子炉建屋の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。</u></p> <p>2.4.3 <u>格納容器頂部注水による格納容器への影響について</u> <u>格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。</u></p> <p><u>(評価方法)</u> <u>格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としては原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象として原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトを選定し、原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。</u></p>	可搬型代替注水ポンプ		台数	1	容量	120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa において) 84m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa において)	<p style="text-align: center;"><u>第1表 格納容器頂部注水系主要仕様</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>常設低圧代替注水系ポンプ</th> <th>可搬型代替注水大型ポンプ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">台数</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">容量</td> <td style="text-align: center;">約200m<sup>3</sup>/h</td> <td style="text-align: center;">約1,320m<sup>3</sup>/h (吐出圧力1.4MPaにおいて)</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. <u>格納容器頂部注水系の効果について</u> 重大事故等発生時における格納容器過温・過圧事象において、<u>トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために原子炉格納容器限界温度(200℃)が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良EPDM製シール材を取り付ける。</u> これにより、<u>トップヘッドフランジからの水素漏えいポテンシャルは低減しているが、格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素の漏えいを更に抑制することが可能である。</u>よって、<u>格納容器頂部注水系は、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。</u></p> <p>3. <u>格納容器頂部注水系による原子炉格納容器への影響について</u> <u>格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより原子炉格納容器閉じ込め機能に影響がないかについて評価を行った。</u></p> <p>(1) <u>評価方法</u> <u>原子炉格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。原子炉格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としてはトップヘッドフランジ及びトップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象としてトップヘッドフランジボルトを選定し、トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。</u></p>	項目	常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ	台数	1	1	容量	約200m <sup>3</sup> /h	約1,320m <sup>3</sup> /h (吐出圧力1.4MPaにおいて)	<p style="text-align: center;"><u>表 2.4.1-1 原子炉ウェル代替注水系主要仕様</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">大量送水車</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">台数</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">容量</td> <td>168m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa において) 120m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa において)</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.4.2 <u>原子炉ウェル代替注水系の効果について</u> 重大事故等時における格納容器過温・過圧事象において、<u>ドライウエル主フランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度(200℃)が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良EPDM製シール材を取り付ける。</u>よって、<u>ドライウエル主フランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが、原子炉ウェル注水により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。</u>よって、<u>原子炉ウェル代替注水系は、原子炉建物の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。</u></p> <p>2.4.3 <u>原子炉ウェル注水による格納容器への影響について</u> <u>原子炉ウェル代替注水系は、原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、ドライウエル主フランジを急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。</u></p> <p>(1) <u>評価方法</u> <u>格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水がドライウエル主フランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としてはドライウエル主フランジ及びドライウエル主フランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象としてドライウエル主フランジ締付ボルトを選定し、ドライウエル主フランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。</u></p>	大量送水車		台数	1	容量	168m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa において) 120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa において)	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 使用するポンプ性能が異なる</p>
可搬型代替注水ポンプ																								
台数	1																							
容量	120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa において) 84m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa において)																							
項目	常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ																						
台数	1	1																						
容量	約200m <sup>3</sup> /h	約1,320m <sup>3</sup> /h (吐出圧力1.4MPaにおいて)																						
大量送水車																								
台数	1																							
容量	168m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa において) 120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa において)																							

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																							
<p>(評価結果)</p> <p>格納容器頂部注水による原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表2-20に示す。評価結果から、ボルトが200℃から20℃まで急冷された場合でも、応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。</p>	<p>(2) 評価結果</p> <p>格納容器頂部注水系によるトップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について第2表に示す。評価結果から、ボルトが200℃から20℃まで急冷された場合でも、応力値は、降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはない。</p>	<p>(2) 評価結果</p> <p>原子炉ウェル注水によるドライウェル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表2.4.3-1に示す。評価結果から、ボルトが200℃から20℃まで急冷された場合でも、応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。</p>																																																																																																																																								
<p>表2-20 原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果</p>	<p>第2表 トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果</p>	<p>表2.4.3-1 ドライウェル主フランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果</p>	<p>・設備の相違</p>																																																																																																																																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>材料</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>SNCM439</td> <td>原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの材料</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> <td>E</td> <td>MPa</td> <td>204000</td> <td></td> </tr> <tr> <td>熱膨張率</td> <td><math>\alpha</math></td> <td>1/K</td> <td><math>1.27 \times 10^{-5}</math></td> <td></td> </tr> <tr> <td>温度差</td> <td><math>\Delta T</math></td> <td>K</td> <td>180</td> <td>水温20℃とし、格納容器温度200℃時の温度差</td> </tr> <tr> <td>ひずみ</td> <td><math>\epsilon</math></td> <td>—</td> <td><math>2.29 \times 10^{-3}</math></td> <td><math>\epsilon = \alpha \cdot \Delta T</math></td> </tr> <tr> <td>応力</td> <td><math>\sigma</math></td> <td>MPa</td> <td>466</td> <td><math>\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T</math></td> </tr> <tr> <td>設計降伏点</td> <td>Sy</td> <td>MPa</td> <td>754</td> <td>SNCM439 (200℃)</td> </tr> <tr> <td>設計引張応力</td> <td>Su</td> <td>MPa</td> <td>865</td> <td>SNCM439 (200℃)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	記号	単位	値	備考	材料	—	—	SNCM439	原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの材料	ヤング率	E	MPa	204000		熱膨張率	$\alpha$	1/K	$1.27 \times 10^{-5}$		温度差	$\Delta T$	K	180	水温20℃とし、格納容器温度200℃時の温度差	ひずみ	$\epsilon$	—	$2.29 \times 10^{-3}$	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$	応力	$\sigma$	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$	設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439 (200℃)	設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439 (200℃)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>材料</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>SNCM439</td> <td>トップヘッドフランジ締付ボルトの材料</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> <td>E</td> <td>MPa</td> <td>204,000</td> <td></td> </tr> <tr> <td>熱膨張率</td> <td><math>\alpha</math></td> <td>1/K</td> <td><math>1.27 \times 10^{-5}</math></td> <td></td> </tr> <tr> <td>温度差</td> <td><math>\Delta T</math></td> <td>K</td> <td>180</td> <td>水温20℃とし、原子炉格納容器温度200℃時の温度差</td> </tr> <tr> <td>ひずみ</td> <td><math>\epsilon</math></td> <td>—</td> <td><math>2.29 \times 10^{-3}</math></td> <td><math>\epsilon = \alpha \cdot \Delta T</math></td> </tr> <tr> <td>応力</td> <td><math>\sigma</math></td> <td>MPa</td> <td>466</td> <td><math>\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T</math></td> </tr> <tr> <td>設計降伏点</td> <td>Sy</td> <td>MPa</td> <td>754</td> <td>SNCM439 (200℃)</td> </tr> <tr> <td>設計引張応力</td> <td>Su</td> <td>MPa</td> <td>865</td> <td>SNCM439 (200℃)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	記号	単位	値	備考	材料	—	—	SNCM439	トップヘッドフランジ締付ボルトの材料	ヤング率	E	MPa	204,000		熱膨張率	$\alpha$	1/K	$1.27 \times 10^{-5}$		温度差	$\Delta T$	K	180	水温20℃とし、原子炉格納容器温度200℃時の温度差	ひずみ	$\epsilon$	—	$2.29 \times 10^{-3}$	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$	応力	$\sigma$	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$	設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439 (200℃)	設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439 (200℃)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>材料</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>SNCM439</td> <td>ドライウェル主フランジ締付ボルトの材料</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> <td>E</td> <td>MPa</td> <td>192,000</td> <td>20℃でのヤング率</td> </tr> <tr> <td>熱膨張率</td> <td><math>\alpha</math></td> <td>1/K</td> <td><math>1.25 \times 10^{-5}</math></td> <td>200℃での熱膨張率</td> </tr> <tr> <td>温度差</td> <td><math>\Delta T</math></td> <td>K</td> <td>180</td> <td>水温20℃とし、格納容器温度200℃時の温度差</td> </tr> <tr> <td>ひずみ</td> <td><math>\epsilon</math></td> <td>—</td> <td><math>2.26 \times 10^{-3}</math></td> <td><math>\epsilon = \alpha \cdot \Delta T</math></td> </tr> <tr> <td>応力</td> <td><math>\sigma</math></td> <td>MPa</td> <td>434</td> <td><math>\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T</math></td> </tr> <tr> <td>設計降伏点</td> <td>Sy</td> <td>MPa</td> <td>754</td> <td>SNCM439 (200℃)</td> </tr> <tr> <td>設計引張応力</td> <td>Su</td> <td>MPa</td> <td>865</td> <td>SNCM439 (200℃)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	記号	単位	値	備考	材料	—	—	SNCM439	ドライウェル主フランジ締付ボルトの材料	ヤング率	E	MPa	192,000	20℃でのヤング率	熱膨張率	$\alpha$	1/K	$1.25 \times 10^{-5}$	200℃での熱膨張率	温度差	$\Delta T$	K	180	水温20℃とし、格納容器温度200℃時の温度差	ひずみ	$\epsilon$	—	$2.26 \times 10^{-3}$	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$	応力	$\sigma$	MPa	434	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$	設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439 (200℃)	設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439 (200℃)	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p>
項目	記号	単位	値	備考																																																																																																																																						
材料	—	—	SNCM439	原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの材料																																																																																																																																						
ヤング率	E	MPa	204000																																																																																																																																							
熱膨張率	$\alpha$	1/K	$1.27 \times 10^{-5}$																																																																																																																																							
温度差	$\Delta T$	K	180	水温20℃とし、格納容器温度200℃時の温度差																																																																																																																																						
ひずみ	$\epsilon$	—	$2.29 \times 10^{-3}$	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$																																																																																																																																						
応力	$\sigma$	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$																																																																																																																																						
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439 (200℃)																																																																																																																																						
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439 (200℃)																																																																																																																																						
項目	記号	単位	値	備考																																																																																																																																						
材料	—	—	SNCM439	トップヘッドフランジ締付ボルトの材料																																																																																																																																						
ヤング率	E	MPa	204,000																																																																																																																																							
熱膨張率	$\alpha$	1/K	$1.27 \times 10^{-5}$																																																																																																																																							
温度差	$\Delta T$	K	180	水温20℃とし、原子炉格納容器温度200℃時の温度差																																																																																																																																						
ひずみ	$\epsilon$	—	$2.29 \times 10^{-3}$	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$																																																																																																																																						
応力	$\sigma$	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$																																																																																																																																						
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439 (200℃)																																																																																																																																						
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439 (200℃)																																																																																																																																						
項目	記号	単位	値	備考																																																																																																																																						
材料	—	—	SNCM439	ドライウェル主フランジ締付ボルトの材料																																																																																																																																						
ヤング率	E	MPa	192,000	20℃でのヤング率																																																																																																																																						
熱膨張率	$\alpha$	1/K	$1.25 \times 10^{-5}$	200℃での熱膨張率																																																																																																																																						
温度差	$\Delta T$	K	180	水温20℃とし、格納容器温度200℃時の温度差																																																																																																																																						
ひずみ	$\epsilon$	—	$2.26 \times 10^{-3}$	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$																																																																																																																																						
応力	$\sigma$	MPa	434	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$																																																																																																																																						
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439 (200℃)																																																																																																																																						
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439 (200℃)																																																																																																																																						
<p>また、格納容器頂部注水は原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念される。この原子炉格納容器の負圧破損に対する影響について検討した結果、原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく、崩壊熱に対して十分低いことが確認できており、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。</p>		<p>また、原子炉ウェル注水は原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却するため、格納容器を除熱することによる格納容器負圧破損への影響が懸念される。この格納容器の負圧破損に対する影響について検討した結果、原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却することによる格納容器除熱効果は小さく、崩壊熱に対して十分低いことが確認できており、格納容器を負圧にするような悪影響はない。</p>																																																																																																																																								

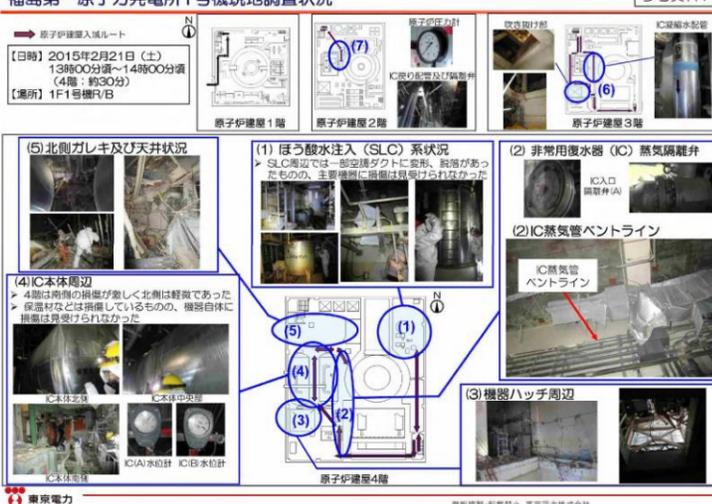
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>…(まとめ)…</u></p> <p>上記の結果から、<u>格納容器頂部注水</u>による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の延性-脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり、水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。</p> <p>2.4.4 <u>格納容器頂部注水系</u>の監視方法について</p> <p><u>格納容器頂部注水系</u>の使用時における監視は、<u>可搬型代替注水ポンプ</u>付属の流量計と、<u>ドライウエル雰囲気温度</u>（<u>上部ドライウエル内雰囲気温度</u>）により行う。<u>可搬型代替注水ポンプ</u>で注水する際に流量計で<u>累積注水流量</u>を確認することで、<u>原子炉ウエル内</u>に注水した水量から<u>原子炉ウエル水位</u>を想定すると同時に、<u>ドライウエル雰囲気温度</u>（<u>上部ドライウエル内雰囲気温度</u>）の指示により<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジ</u>が冷却されていることを確認し、<u>格納容器頂部注水系</u>の効果を監視する。</p>	<p>(3) まとめ</p> <p>上記の結果から、<u>格納容器頂部注水</u>による急冷により<u>原子炉格納容器</u>閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の<u>脆性遷移温度</u>は、一般的に約-10℃以下であり、水温がこの温度領域以上であるため、脆性の影響もないと考えられる。</p> <p>4. <u>格納容器頂部注水系</u>の監視方法について</p> <p><u>格納容器頂部注水系</u>の使用時における監視は、<u>D/Wヘッド雰囲気温度計</u>により行う。<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>又は<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>で原子炉ウエルに注水する<u>注水流量</u>を調整し、<u>D/Wヘッド雰囲気温度計</u>の指示により<u>原子炉格納容器頂部</u>が冷却されていることを確認し、<u>格納容器頂部注水系</u>の効果を監視する。</p>	<p>(3) まとめ</p> <p>上記の結果から、<u>原子炉ウエル注水</u>による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の<u>延性-脆性遷移温度</u>は一般的に約-10℃以下であり、水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。</p> <p>2.4.4 <u>原子炉ウエル代替注水系</u>の監視方法について</p> <p><u>原子炉ウエル代替注水系</u>の使用時における監視は、<u>大量送水車</u>付属の流量計、<u>原子炉ウエル水位計</u>と、<u>ドライウエル温度</u>（<u>SA</u>）（<u>ドライウエル上部温度</u>）により行う。<u>大量送水車</u>で注水する際に流量計で注水流量を調整し、<u>原子炉ウエル水位計</u>により<u>原子炉ウエル水位</u>を監視すると同時に、<u>ドライウエル温度</u>（<u>SA</u>）（<u>ドライウエル上部温度</u>）の指示により<u>ドライウエル主フランジ</u>が冷却されていることを確認し、<u>原子炉ウエル代替注水系</u>の効果を監視する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>島根 2号炉では、水位計も監視に使用する</li> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>①の相違</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																	
<p>2.5 参考文献</p> <p>(a) 中部電力株式会社 2009年6月23日プレスリリース参考資料「浜岡原子力発電所4,5号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」</p> <p>(b) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST” , Nuclear Technology Vol.129 March 2000</p> <p>(c) Behrens U. et al., “EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS OF THE BEHAVIOR OF THE NIS-DEVELOPED CATALYST MODEL MODULE UNDER VARIOUS SYSTEM CONDITIONS AND ARRANGEMENTS” , Battelle Institute, Volume I and II , March 1991</p> <p>(d) “EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs” , the EPRI ALWR Program, May 1997</p> <p>(e) T. Kanzleiter, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS HR-14 TO HR-16 (TESTS USING A NIS PAR), AREVA, AECL AND NIS PAR COMPARISON” , OECD-NEA THAI Project, 150 1326-HR-QLR-4, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, October 2009</p> <p>(f) S. Gupta, E. W. Schmidt-Naujok, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS WITH NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)” , 70211-HR40-42-QLR, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, November 2013</p> <p>(g) S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42” , 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014</p> <p>(h) 「沸騰水型原子力発電所 触媒式可燃性ガス濃度制御系について」株式会社 日立製作所 HLR-109 平成18年12月</p>	<p>2.3 参考文献</p> <p>1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei verschiedenen Systemzuständen im Model-Containment, Battele-Europe (1991)</p> <p>2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustibile Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)</p> <p>3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustibile Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Program Description, EPRI (1997)</p> <p>4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)</p> <p>5 K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation”, Nuclear Technology vol.112, (1995)</p> <p>6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009</p> <p>7 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)</p> <p>8 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY” , Nuclear Technology Vol.129 March 2000</p>	<p>2.5 参考文献</p> <table border="1" data-bbox="1739 247 2502 1787"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>文献</th> <th>参照箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>中部電力株式会社 2009年6月23日プレスリリース参考資料 「浜岡原子力発電所4,5号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」</td> <td>添付1 浜岡原子力発電所4/5号機で発生したOG系トラブルについて</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>Thomas K. Blanchat and Asimios C. Malliakos “Testing a Passive Autocatalytic Recombiner in the Surtsey Facility”, Nuclear Technology vol.129, Mar. 2000</td> <td>添付2 PARの最高使用温度について 2.2.3 (4) PARの反応開始遅れの影響</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td rowspan="8" style="border: 2px solid black;"></td> <td>添付11 PAR動作監視装置について</td> </tr> <tr> <td>4</td> </tr> <tr> <td>5</td> </tr> <tr> <td>6</td> </tr> <tr> <td>7</td> </tr> <tr> <td>8</td> </tr> </tbody> </table>	No.	文献	参照箇所	1	中部電力株式会社 2009年6月23日プレスリリース参考資料 「浜岡原子力発電所4,5号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」	添付1 浜岡原子力発電所4/5号機で発生したOG系トラブルについて	2	Thomas K. Blanchat and Asimios C. Malliakos “Testing a Passive Autocatalytic Recombiner in the Surtsey Facility”, Nuclear Technology vol.129, Mar. 2000	添付2 PARの最高使用温度について 2.2.3 (4) PARの反応開始遅れの影響	3		添付11 PAR動作監視装置について	4	5	6	7	8	<p>・資料構成の相違【柏崎6/7】 使用した参考文献が異なる</p>
No.	文献	参照箇所																		
1	中部電力株式会社 2009年6月23日プレスリリース参考資料 「浜岡原子力発電所4,5号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」	添付1 浜岡原子力発電所4/5号機で発生したOG系トラブルについて																		
2	Thomas K. Blanchat and Asimios C. Malliakos “Testing a Passive Autocatalytic Recombiner in the Surtsey Facility”, Nuclear Technology vol.129, Mar. 2000	添付2 PARの最高使用温度について 2.2.3 (4) PARの反応開始遅れの影響																		
3		添付11 PAR動作監視装置について																		
4																				
5																				
6																				
7																				
8																				

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 12</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉建屋水素爆発防止対策</u></p> <p>1. <u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針</u></p> <p><u>針</u></p> <p><u>東海第二発電所の重大事故対策を含めた深層防護の第3層及び第4層のイメージを第1図に示す。</u></p> <div data-bbox="952 583 1685 1430" data-label="Diagram"> </div> <p>第1図 <u>重大事故対策を含めた深層防護第3層及び第4層のイメージ</u></p>		<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、2.1項にて記載</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>東海第二発電所の重大事故時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として水素の発生を防止する対策、原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する対策及び原子炉格納容器から漏えいした水素による原子炉建屋での水素爆発防止する対策を実施することとしている。</u></p> <p><u>深層防護の第3層として設計基準対処設備により炉心損傷を防止する。重大事故等が発生した場合には、深層防護の第4層として低圧代替注水系等により炉心の著しい損傷を防止する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器圧力逃がし装置及び格納容器頂部注水系等により原子炉格納容器破損を防止する。なお、格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器頂部の温度を低下させ、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。</u></p> <p><u>それでもなお、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合には、PARにより水素を処理することで原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷防止を図る。</u></p> <p><u>2. PARによる原子炉建屋水素爆発防止対策</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいが想定される箇所として原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類がある。原子炉格納容器トップヘッドフランジからの漏えいガスは、原子炉建屋原子炉棟6階に上昇する。原子炉格納容器ハッチ類からの漏えいガスは、隣接する通路に流出し、大物搬入口ハッチ等の開口部を通じて、原子炉建屋原子炉棟6階に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階に上昇した水素は、PARにより処理する。</u></p> <p><u>3. 原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応</u></p> <p><u>格納容器破損モードのうち、事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「格納容器過圧・過温破損」では、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は、PAR起動水素濃度である1.5vol%未満で推移し、原子炉建屋原子炉棟が水素爆発により損傷することはない。</u></p> <p><u>また、何らかの理由により原子炉格納容器の健全性が損なわ</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>れ、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ想定を超える水素漏えいが確認された場合には、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの水素漏えい量を低減し、原子炉建屋の水素爆発を防止するためにベントを実施することとしている。これにより、原子炉格納容器内の水素が格納容器ベントにより排出され、原子炉建屋へ漏えいするガスは、ほぼ蒸気となるため、原子炉建屋原子炉棟で水素爆発は発生しない。</p> <p>原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応フローを第2図に示す。</p> <p>※ 原子炉格納容器からの異常な水素漏えい発生時において、原子炉建屋の水素爆発を防止するためのベント実施判断基準として「原子炉建屋水素濃度計指示値が2vol%に到達した場合」を設定する。</p> <p>第2図 原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー (格納容器圧力逃がし装置によるベント実施の判断フロー)</p>		<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、添付7 2.項にて記載</p>

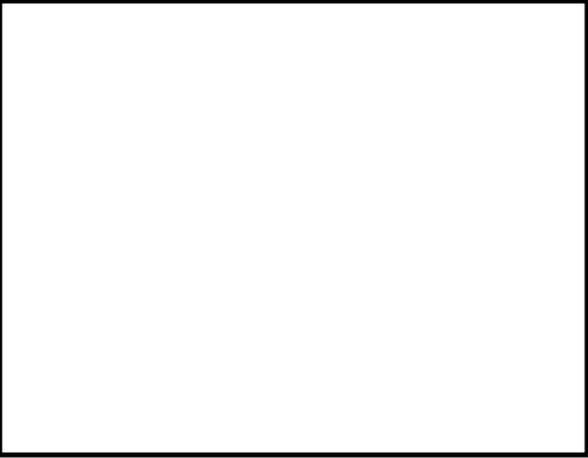
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">参考資料1</p> <p>福島第一原子力発電所1号機現地調査状況 <span style="float: right;">参考資料1</span></p>  <p>原子炉建屋4階</p> <p>東電電力 東電電力株式会社</p>			<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 他プラントの現地調査状況資料のため、該当資料なし</p>

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;"><u>参考資料 1</u></p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器の漏えい箇所の選定について</u></p> <p><u>格納容器の水素の漏えい箇所は、以下の考え方にに基づき選定している。</u></p> <p><u>1. 格納容器バウンダリ構成部を踏まえた選定</u>  <u>格納容器のバウンダリ構成部である構造部及びシール部に対して、「限界温度・圧力評価」にて設定した限界温度及び、限界圧力を踏まえると、シール部の限界よりも構造部の限界の方が十分裕度があることが確認されている。</u>  <u>このことから、格納容器からの漏えい箇所としては、シール部からの漏えいを選定する。</u></p> <p><u>2. 機能喪失要因を踏まえた選定</u>  <u>シール部の機能喪失要因としては、格納容器内圧の上昇に伴いハッチ類のフランジ部で生じる「変形」とシール材の「高温劣化」による機能低下がある。このうちシール材の「高温劣化」は、劣化により材料そのものにリークパスが生じる場合と、材料そのものにリークパスは生じないものの、変形に対する追従性が低下する場合の2つが想定される。</u>  <u>表 1 に評価対象部位とそれぞれの部位に対して想定される機能喪失要因を整理した結果を示す。ハッチ類（シール部）と配管貫通部（シール部）は、材料そのものにリークパスが生じない場合であっても、フランジの変形と高温劣化による追従性の低下が重畳することでシール機能喪失に至る可能性があることから、電気配線貫通部及び格納容器隔離弁よりも相対的にシール機能喪失のポテンシャルが大きい。</u>  <u>本評価では、圧力と温度の上昇に対応して格納容器の漏えい率を設定していること及び上述のとおりシール機能の喪失要因として変形と高温劣化の重畳が支配的であることから、シール部の機能喪失要因として「変形」を伴う機器を選定する。</u>  <u>1. 及び2. から、ハッチ類（シール部）と配管貫通部（シール部）を選定する。</u></p>	<p>・記載方針の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>          島根 2号炉の漏えい箇所の考え方を説明するために本資料を作成している</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
		<p style="text-align: center;"><u>表1 評価対象における機能喪失要因</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">評価対象部位</th> <th colspan="2">機能喪失要因</th> </tr> <tr> <th>構造部</th> <th>シール部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器本体</td> <td>一般部, 構造不連続部</td> <td>延性破壊</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ベント管ベローズ</td> <td>疲労破壊</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="2">ドライウエル主フランジ</td> <td>延性破壊</td> <td>変形, 高温劣化</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">ハッチ類</td> <td>機器搬入口</td> <td>延性破壊, 座屈</td> <td>変形, 高温劣化</td> </tr> <tr> <td>所員用エアロック</td> <td>延性破壊</td> <td>変形, 高温劣化</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁搬出ハッチ</td> <td>延性破壊, 座屈</td> <td>変形, 高温劣化</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構搬出ハッチ</td> <td>延性破壊</td> <td>変形, 高温劣化</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">配管貫通部</td> <td>接続配管</td> <td>延性破壊</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>スリーブ</td> <td>延性破壊</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>平板類, セーフエンド</td> <td>延性破壊</td> <td>変形, 高温劣化</td> </tr> <tr> <td>ベローズ</td> <td>疲労破壊</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">電気配線貫通部</td> <td>スリーブ</td> <td>延性破壊</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>アダプタ, ヘッドモジュール</td> <td>延性破壊</td> <td>高温劣化</td> </tr> <tr> <td colspan="2">格納容器隔離弁</td> <td>延性破壊</td> <td>高温劣化</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>3. 開口量評価を踏まえた選定</u></p> <p><u>2. で選定した評価対象部位について, 「限界温度・圧力評価」におけるシール部の開口量評価結果を表2に示す。また, 評価対象部位の位置を図1～4に示す。</u></p> <p><u>配管貫通部のうち, X-23A～E 及び X-107 は, 口径及び開口量が小さく, 開口量に対する許容開口量の裕度も大きいことから, 漏えいポテンシャルは十分に低いと考えられるため, 水素の想定漏えい箇所としては対象外としている。また, X-107 については, 既に水素の想定漏えい箇所としている X-5 と同じ所員用エアロック室内に設置されており, 仮に X-107 から水素が漏えいした場合でも, 所員用エアロック室内の水素濃度は 0.07vol%程度の上昇に留まり, X-5 からの漏えいによる水素濃度の最大値 1.84vol%と比較して, 水素濃度への寄与は十分に小さいと判断できる。</u></p>	評価対象部位		機能喪失要因		構造部	シール部	格納容器本体	一般部, 構造不連続部	延性破壊	—	ベント管ベローズ	疲労破壊	—	ドライウエル主フランジ		延性破壊	変形, 高温劣化	ハッチ類	機器搬入口	延性破壊, 座屈	変形, 高温劣化	所員用エアロック	延性破壊	変形, 高温劣化	逃がし安全弁搬出ハッチ	延性破壊, 座屈	変形, 高温劣化	制御棒駆動機構搬出ハッチ	延性破壊	変形, 高温劣化	配管貫通部	接続配管	延性破壊	—	スリーブ	延性破壊	—	平板類, セーフエンド	延性破壊	変形, 高温劣化	ベローズ	疲労破壊	—	電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—	アダプタ, ヘッドモジュール	延性破壊	高温劣化	格納容器隔離弁		延性破壊	高温劣化	
評価対象部位		機能喪失要因																																																							
		構造部	シール部																																																						
格納容器本体	一般部, 構造不連続部	延性破壊	—																																																						
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—																																																						
ドライウエル主フランジ		延性破壊	変形, 高温劣化																																																						
ハッチ類	機器搬入口	延性破壊, 座屈	変形, 高温劣化																																																						
	所員用エアロック	延性破壊	変形, 高温劣化																																																						
	逃がし安全弁搬出ハッチ	延性破壊, 座屈	変形, 高温劣化																																																						
	制御棒駆動機構搬出ハッチ	延性破壊	変形, 高温劣化																																																						
配管貫通部	接続配管	延性破壊	—																																																						
	スリーブ	延性破壊	—																																																						
	平板類, セーフエンド	延性破壊	変形, 高温劣化																																																						
	ベローズ	疲労破壊	—																																																						
電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—																																																						
	アダプタ, ヘッドモジュール	延性破壊	高温劣化																																																						
格納容器隔離弁		延性破壊	高温劣化																																																						

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																												
		<p><u>以上から、格納容器からの水素の漏えい箇所として6部位を選定する。</u></p> <p><u>4. 各解析条件における漏えい箇所</u>  各解析条件で想定する漏えい箇所は以下としている。  <u>&lt;PARの設計条件&gt;</u>  <u>表2より、許容開口量に対する裕度及び口径から漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられるドライウェル主フランジを漏えい箇所とする。</u>  <u>&lt;有効性評価結果を踏まえた条件&gt;</u>  <u>3. で選定した6部位を漏えい箇所とする。</u></p>																																																													
		<p style="text-align: center;"><u>表2 シール部の開口量評価結果</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価対象部位</th> <th>①開口量 (mm)</th> <th>②許容開口量 (mm)</th> <th>裕度 (②/①)</th> <th>口径 (mm)</th> <th>選定対象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">ドライウェル主フランジ</td> <td colspan="3"></td> <td></td> <td>対象</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">ハッチ類</td> <td>機器搬入口 (X-4A, B)</td> <td colspan="3"></td> <td></td> <td>対象</td> </tr> <tr> <td>所員用エアロック (X-5)</td> <td colspan="3"></td> <td></td> <td>対象</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁搬出ハッチ (X-3)</td> <td colspan="2">機器搬入口で代表評価</td> <td>—</td> <td></td> <td>対象</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構搬出ハッチ (X-6)</td> <td colspan="3"></td> <td></td> <td>対象</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部</td> <td>サブプレッション・チェンバークセスハッチ (X-7A, B)</td> <td colspan="3"></td> <td></td> <td>対象</td> </tr> <tr> <td></td> <td>TIP ドライブ (X-23A~E)</td> <td colspan="3"></td> <td></td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ISI 用ハッチ (X-107)</td> <td colspan="3"></td> <td></td> <td>対象外</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象部位		①開口量 (mm)	②許容開口量 (mm)	裕度 (②/①)	口径 (mm)	選定対象	ドライウェル主フランジ						対象	ハッチ類	機器搬入口 (X-4A, B)					対象	所員用エアロック (X-5)					対象	逃がし安全弁搬出ハッチ (X-3)	機器搬入口で代表評価		—		対象	制御棒駆動機構搬出ハッチ (X-6)					対象	配管貫通部	サブプレッション・チェンバークセスハッチ (X-7A, B)					対象		TIP ドライブ (X-23A~E)					対象外		ISI 用ハッチ (X-107)					対象外	
評価対象部位		①開口量 (mm)	②許容開口量 (mm)	裕度 (②/①)	口径 (mm)	選定対象																																																									
ドライウェル主フランジ						対象																																																									
ハッチ類	機器搬入口 (X-4A, B)					対象																																																									
	所員用エアロック (X-5)					対象																																																									
	逃がし安全弁搬出ハッチ (X-3)	機器搬入口で代表評価		—		対象																																																									
	制御棒駆動機構搬出ハッチ (X-6)					対象																																																									
	配管貫通部	サブプレッション・チェンバークセスハッチ (X-7A, B)					対象																																																								
	TIP ドライブ (X-23A~E)					対象外																																																									
	ISI 用ハッチ (X-107)					対象外																																																									

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1804 247 2433 741" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1825 745 2389 787" data-label="Caption"> <p>図1 評価対象部位位置図 (原子炉建物4階)</p> </div> <div data-bbox="1804 821 2433 1283" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1825 1287 2389 1329" data-label="Caption"> <p>図2 評価対象部位位置図 (原子炉建物2階)</p> </div> <div data-bbox="1792 1367 2445 1860" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1825 1864 2389 1906" data-label="Caption"> <p>図3 評価対象部位位置図 (原子炉建物1階)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1822 705 2410 739">図4 評価対象部位位置図 (原子炉建物地下階)</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付7</p> <p><u>原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について</u></p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口用ハッチカバーは、4分割伸縮折畳式ハッチカバーである。代表で6号炉のハッチカバーの外観を図(添付7-1)、構造を図(添付7-3)に示す。ハッチカバーは片側からワイヤーで引っ張ることで開動作、緩めることで閉動作する構造であり、開状態においてはストッパーピンを入れておくことで意図しない閉動作を防止する構造になっている。なお、今後は地震動によるワイヤーの切断、ストッパーピンの破断がおきた場合においても、原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの開状態を維持できるよう、ハッチカバーの固縛、あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。固縛の例を図(添付7-2)に示しているが、詳細評価を行った上で最終的な耐震性確保のための措置を決定する。</p> <p>なお、<u>原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチ</u>は「実用発電用原子炉の設置、運転に関する規則」別表第一で示す「7 原子炉格納施設」の「工事計画の認可を要するもの」及び「工事計画の事前届出を要するもの」に該当する設備ではないことから、工事計画手続きの対象設備には該当しない。</p> <p>ただし、<u>原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチが地震により閉動作しないことの評価結果の説明については、工事計画書添付資料の「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」にて記載する。</u></p>	<p style="text-align: right;">参考1</p> <p><u>原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて</u></p> <p>重大事故等発生時に格納容器から漏えいした水素を原子炉建屋原子炉棟6階に導くために、通常運転時は、<u>原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。大物搬入口ハッチカバーは、二分割の折り畳み式カバーであり、電動チェーンブロックにより開閉する。また、電動チェーンブロックにより全開状態で固定するとともに、開状態においてはストッパーピンを入れておくことで、意図しない閉動作を防止する。(第1図及び第2図参照)</u></p> <p>なお、<u>今後は必要に応じて固縛等を実施する。</u></p>	<p style="text-align: right;">参考資料2</p> <p><u>原子炉建物原子炉棟4階大物搬入口及びトラス室上部ハッチについて</u></p> <p>島根原子力発電所2号炉の原子炉建物<u>原子炉棟4階</u>の大物搬入口はグレーチングであり、通常運転中に地震が発生しても閉鎖することはない。原子炉建物<u>原子炉棟4階</u>平面図を図1に、グレーチング敷設状況を図2に示す。</p> <p>また、<u>トラス室上部ハッチは内部溢水対策によりグレーチングに変更したため、大物搬入口と同様に通常運転中に閉鎖することはない。原子炉建物1階平面図を図3に、トラス室上部ハッチ開口状況を図4に示す。</u></p> <p>なお、<u>原子炉建物原子炉棟4階大物搬入口及びトラス室上部ハッチに係る記載については、詳細設計段階において検討する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>島根2号炉は、大物搬入口及びトラス室上部ハッチをグレーチングとしていることから地震によって閉鎖しないため地震による閉鎖は考慮しない</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、大物搬入口及びトラス室上部ハッチをグレーチングとしていることから地震によって閉鎖しないため地震による閉鎖は考慮しない</p>
<p>&lt;原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの設計方針&gt;</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から漏えいした水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアに導くために、通常運転時は原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。なお、地震によりハッチが閉動作することを防止するため、地震力を受けても開状態を維持できるものとし、必要に応じてハッチカバーの固縛、あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。</p>			



図 (添付 7-1) ハッチカバー外観

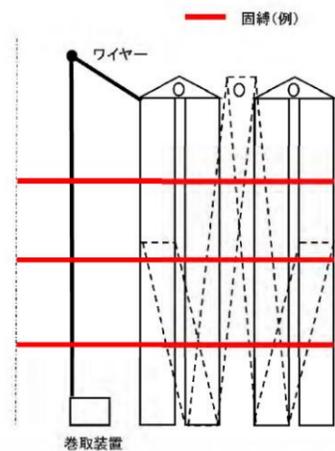


図 (添付 7-2) ハッチカバー固縛例 水素処理容量に関する説明について



第1図 大物搬入ロハッチの閉状態



第2図 大物搬入ロハッチの開状態

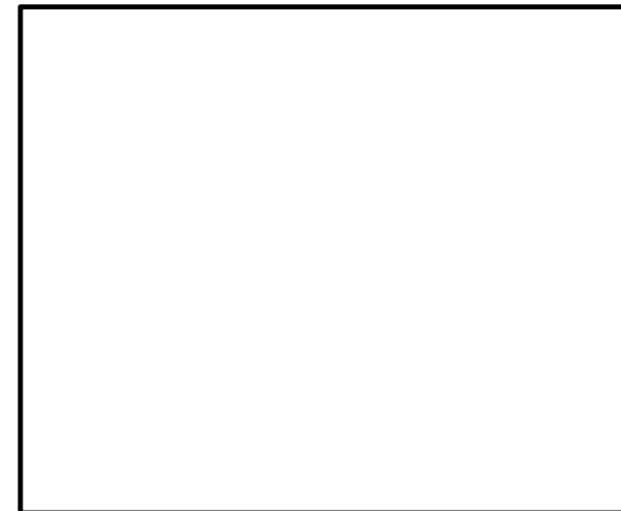


図1 原子炉建物4階 平面図



図2 大物搬入口外観

・記載方針の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

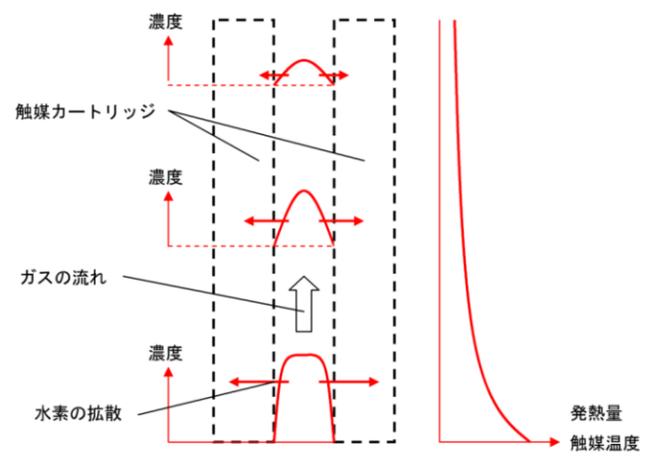
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="201 258 863 772" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="311 793 753 825" data-label="Caption"> <p>図 (添付 7-3) ハッチカバー構造図</p> </div>		<div data-bbox="1762 829 2457 1310" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1932 1333 2303 1365" data-label="Caption"> <p>図3 原子炉建物1階 平面図</p> </div> <div data-bbox="1780 1478 2457 1799" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1920 1822 2318 1854" data-label="Caption"> <p>図4 トーラス室上部ハッチ外観</p> </div>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備の相違 【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p style="text-align: right;">参考資料 2</p> <p style="text-align: center;"><u>PARによる再結合反応の律速段階について</u></p> <p>NIS 製 PAR の水素処理は、設計上想定している入口水素濃度 0～4vol%の範囲において、拡散律速となっており、その処理速度は水素及び酸素粒子の拡散速度がボトルネックとなり決まってくる。このことは図 1 に示す THAI 試験 (HR-15, HR-40, HR-41, HR-42) の結果から確認できる。図 1 は入口水素濃度と水素処理速度の関係をあらわしているが、いずれの試験においても入口水素濃度 0～4%の範囲で、入口水素濃度の上昇に伴い水素処理速度も上昇していることがわかる。これは水素濃度の上昇による水素粒子数の増加が直接的に水素処理速度の上昇につながっている結果であると考えられる。更に水素濃度を上昇させた場合、一般的には、ある一定のレベルで拡散律速から反応速度律速に遷移し、水素濃度を上昇させても処理速度は上昇しなくなるものと予想される。なお、HR-42 の入口水素濃度 6～9vol%付近において傾きが緩やかになっていることが確認されるが、これは反応速度律速遷移によるものではなく、酸素欠乏（酸素粒子数の減少）による影響であると考えられる。これを裏付けるものとして、その後、赤矢印で示す時点から酸素供給を開始しているが、それ以後、処理速度が再上昇していることが確認できる。</p> <p>また、他の試験結果と比較し、HR-42 のみ傾きが大きく異なっているが、これは HR-42 のみカートリッジ 11 枚中の 6 枚を抜いた状態で試験が実施されていることによる。</p> <p style="text-align: center;">表 1 THAI 試験の試験条件</p> <table border="1" data-bbox="201 1465 884 1671"> <thead> <tr> <th>試験番号</th> <th>圧力</th> <th>温度</th> <th>水蒸気濃度</th> <th>酸素濃度</th> <th>水素注入速度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6" style="height: 50px;"></td> </tr> </tbody> </table>	試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度								<p style="text-align: right;">参考資料 3</p> <p style="text-align: center;"><u>PARによる再結合処理の律速過程について</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>本文で参照した文献の相違により、本資料においても参照する文献が異なる</p>
試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度										

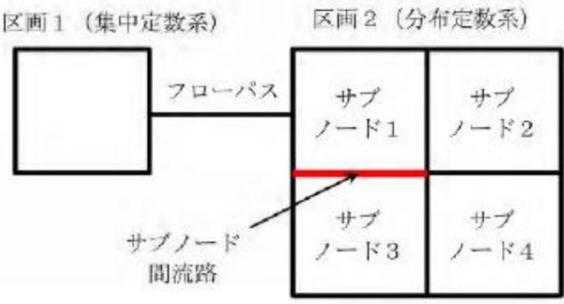
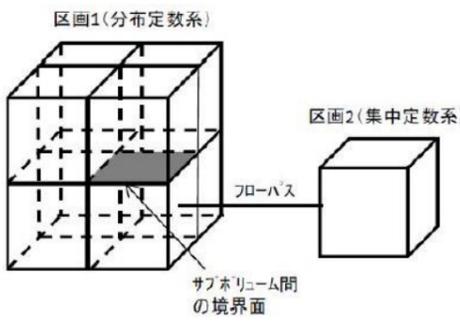
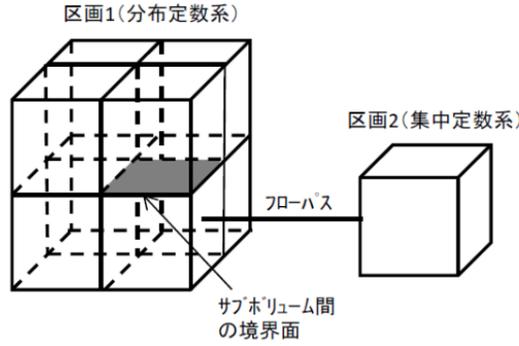
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="201 218 863 632" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="231 659 834 688">図1 Recombination rate for tests with NIS-PAR</p> <div data-bbox="201 758 863 1213" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="278 1241 786 1270">図2 触媒温度と再結合効率の関係 (参考)</p> <p data-bbox="151 1331 923 1541">次に、HR-40の実験データから触媒温度と再結合効率（[入口水素濃度－出口水素濃度] / 入口水素濃度）の関係を参考としてプロットしたものを図2に示す。触媒温度の上昇に対し、再結合効率に特に上昇傾向は見られず、全範囲において反応速度律速段階ではないことが確認できる。</p> <p data-bbox="166 1602 308 1631">[参照文献]</p> <p data-bbox="151 1646 923 1812">・S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42” , 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1727 222 2507 808" style="border: 2px solid black; height: 279px; width: 263px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1727 835 2507 1052"> <u>このように内部に大量の触媒を充填したN I S社製P A Rの触媒カートリッジの構造上の特長から、カートリッジ内部に到達した水素は速やかに再結合され、処理量は触媒カートリッジ間の流路のガス主流からカートリッジ表面への拡散速度により律速されるものと推定される。</u> </p> <p data-bbox="1727 1062 2507 1367"> <u>この場合には動作中のP A Rでは、ガスの入口に近いカートリッジ下部では主流の水素濃度が高いうえに、濃度境界層が未発達であるために多くの水素がカートリッジ内に到達し再結合され反応熱が多く生成する一方、出口に近いカートリッジ上部では、主流の水素濃度が低下すると共に、濃度境界層が発達することにより、カートリッジに到達する水素が少なく、発熱も少ないと予想される。(図1)</u> </p> <p data-bbox="1727 1377 2507 1682"> <u>図2に示すK A L I試験では、触媒カートリッジの温度については上流側(カートリッジ下部)で高温となるのに対して、ガス温度については下流側(カートリッジ上部)で高温となっており、上記を裏付ける結果となっている。(触媒表面での反応が支配的であれば、ガス中の水素濃度、境界層の影響は小さく、触媒が一様に充填されているので触媒の温度分布も平坦となると考えられる。)</u> </p> <p data-bbox="1727 1692 2507 1818"> <u>以上より、P A R内部での水素処理の過程では、触媒担体の細孔内での拡散やパラジウム触媒表面での反応は律速ではなく、ガス中の拡散が支配的であると判断できる。</u> </p>	

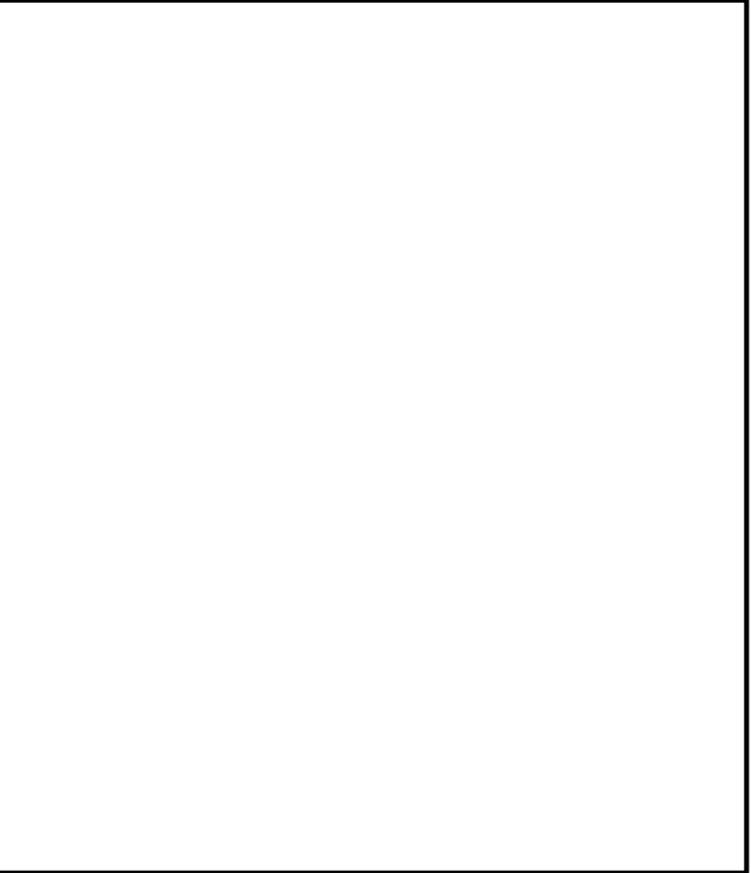
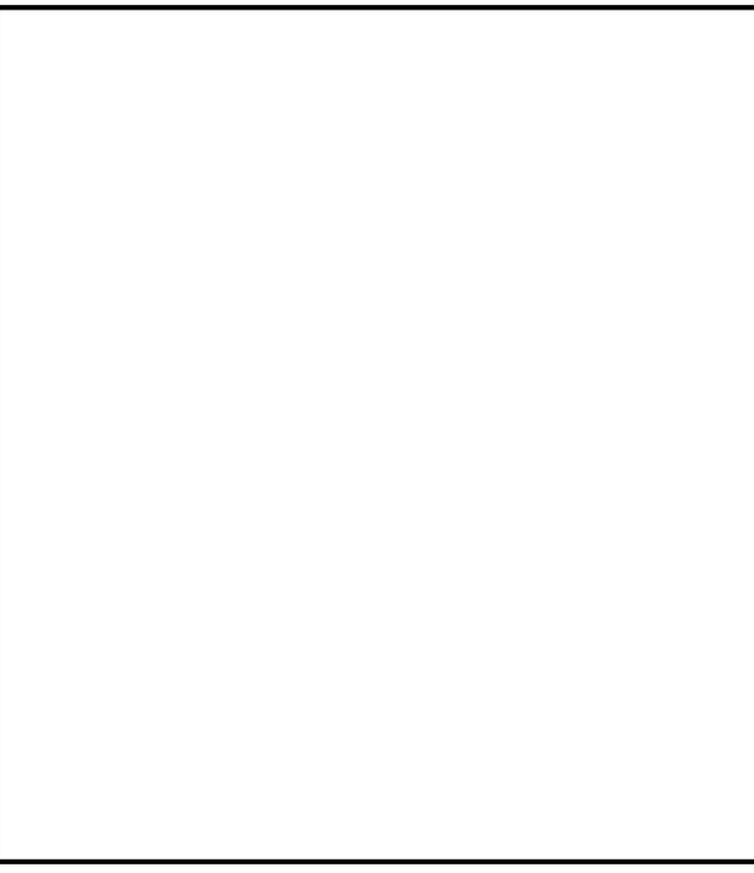
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p>濃度 触媒カートリッジ</p> <p>濃度 ガスの流れ</p> <p>濃度 水素の拡散</p> <p>発熱量 触媒温度</p> <p>図1 PAR流路内濃度分布と触媒温度分布 (概念図)</p> <div data-bbox="1736 808 2493 1396" style="border: 1px solid black; height: 280px; width: 255px; margin: 10px 0;"></div> <p>図2 PAR内部分布の例 (KAL I 試験 N06-22)</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">参考資料3</p> <p style="text-align: center;">GOTHICコードについて</p> <p>1. はじめに 建屋水素対策の有効性を評価するための原子炉建屋内水素流動解析に「GOTHIC」コードを用いている。「GOTHIC」コードは、米国EPR I (Electric Power Research Institute) 開発の汎用熱流動解析コードである。以下に「GOTHIC」コードを本評価に用いることの妥当性を示す。</p> <p>2. 本計算機コードの特徴 (1) 概要 本解析コードは、気相、液体連続相及び液体分散相（液滴）の三相について、各々、質量、運動量、エネルギーの3保存式を解く、完全三流体（9保存式）解析コードである。 各相間の質量、運動量、エネルギーの移動は構成式モデルにより取り扱われ、これにより、凝縮・沸騰現象や、液滴による気体の引き込み等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、特殊モデルとして、ファンや水素結合器等の機器のモデルが組み込まれており、これらの機器固有の物理現象を模擬できる。 本解析コードは、このような基本構成により、原子炉建屋内の気液混相の熱流動を取り扱うことができる。</p> <p>(2) 流体 前記のように、本解析コードは各種液体の流動、気体の流動及び相変化を取り扱うことができる。このうち気体については、蒸気を含む様々なガスが混合した多成分ガスの取り扱いが可能であり、水素ガス、窒素ガス、酸素ガス等を考慮可能である。</p> <p>(3) 伝熱 各流体相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式モデルで考慮される。それ以外の壁面等の構造体への伝熱は、構造体をヒートシンクとしてモデル化し、これらと流体間の伝熱及び構造体内部の熱伝導を考慮できる。 流体と熱構造体間の伝熱は、熱伝達モデルにより評価する。</p>	<p style="text-align: right;">参考2</p> <p style="text-align: center;">原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのGOTHICコードの適用性</p> <p>1. はじめに 原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において、米国EPR I (Electric Power Research Institute) により開発された汎用熱流動解析コード「GOTHIC (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments)」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。</p> <p>2. 本解析コードの特徴 (1) 概要 本解析コードは、気相、液体連続相及び液体分散相（液滴）の3相について、各々、質量、運動量及びエネルギーの3保存式を解く、完全3流体（9保存式）解析コードである。 各相間の質量、運動量及びエネルギーの移動は、構成式で表され、これにより、凝縮・沸騰現象や、凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、ファン・水素再結合器等の機器モデルが組み込まれており、これらの機器の作動及び制御を模擬できる。 このような基本構成により、原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。</p> <p>(2) 流体 前述のように、本解析コードは、気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気体については、蒸気だけでなく水素、窒素、酸素等の様々なガスが混合した多成分ガスを取り扱うことができる。</p> <p>(3) 伝熱 流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式で表される。 流体と壁面等の構造体との間の伝熱は、壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは、自然対流熱伝達及び強制対流熱伝達、凝縮熱伝達等のモデルが組み込まれており、</p>	<p style="text-align: right;">参考資料4</p> <p style="text-align: center;">GOTHICコードについて</p> <p>1. はじめに 原子炉建物水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において、米国EPR I (Electric Power Research Institute) により開発された汎用熱流動解析コード「GOTHIC (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments)」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。</p> <p>2. 計算機コードの特徴 (1) 概要 本解析コードは、気相、液体連続相、及び液体分散相（液滴）の3相について、各々、質量、運動量、エネルギーの3保存式を解く、完全3流体（9保存式）解析コードである。 各相間の質量、運動量、エネルギーの移動は構成式で表され、これにより、凝縮・沸騰現象や、液滴による気体の引き込みなど、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、ファン・水素再結合器などの機器モデルが組み込まれており、これらの機器の機能を模擬できる。 このような基本構成により、原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。</p> <p>(2) 流体 前述のように、本解析コードは気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気相については、蒸気だけでなく水素、窒素、酸素などの様々なガスが混合した多成分ガスとして取り扱うことができる。</p> <p>(3) 伝熱 流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式で表される。 流体と壁面等の構造体との間の伝熱は、壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは、自然対流熱伝達、強制対流熱伝達、凝縮熱伝達などのモデルが組み込まれており、</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>熱伝達モデルには、自然対流、強制対流熱伝達、凝縮熱伝達モデル等が組み込まれており、壁面等での蒸気の凝縮、水の沸騰や流体・構造物間の熱伝達を考慮可能である。</u></p> <p>(4) <u>形状モデリング</u>  <u>各区画を1ノードとして扱う集中定数系モデル、複数ノード(サブノード分割)として扱う分布定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。</u></p> <p>このうち、分布定数系モデル(サブノードモデル)は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブノードの体積や高さ等、また、サブノード間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。更に、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより、壁面と流体との相互作用や、流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。更に、各相間の界面を通じた質量、運動量、エネルギーの移動が考慮されている。これらにより、各サブノードの質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより、<u>三次元熱流動を評価する。</u></p> <p>集中定数系においては、各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方、集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは、各相について1次元の運動量の保存式が計算され、壁面摩擦モデル、局所圧力損失モデル、各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。また、区画と境界条件とを接続することにより、境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは1次元の流れであるが、場合によって、これらを複数設置することにより、区画間の循環流れ等も模擬することができる。  <u>形状モデルの例を図2-1に示す。</u></p>	<p>流体と構造物間の熱伝達及び壁面近傍の蒸気の凝縮等を考慮できる。また、構造物内部の熱伝導を考慮できる。</p> <p>(4) 形状モデル  本解析コードの形状モデル例を第1図に示す。本解析コードでは、区画を複数ボリューム(サブボリューム分割)として扱う分布定数系モデルと、区画を1ボリュームとして扱う集中定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。</p> <p>このうち、分布定数系モデル(サブボリュームモデル)は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブボリュームの体積や高さ等、また、サブボリューム間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。さらに、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量、運動量及びエネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより、壁面と流体との相互作用や、流路内の構造物を通過することによる運動量及びエネルギーの損失を考慮可能である。さらに、各相間の界面を通じた質量、運動量及びエネルギーの移動が考慮されている。各サブボリュームについて、これらのモデルを含む質量、運動量及びエネルギーの保存式を計算することにより、<u>三次元熱流動を評価する。</u></p> <p>集中定数系においては、各区画・各相について質量及びエネルギーの保存式が計算される。一方、集中定数系の区画間の流れは、フローパスモデルで模擬する。フローパスは、各相について1次元の運動量の保存式が計算され、壁面摩擦モデル、局所圧力損失モデル、各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。  また、区画と境界条件とを接続することにより、境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは、1次元の流れであるが、場合によって、これらを複数設置することにより、区画間の循環流れ等も模擬することができる。  <u>形状モデルの例を第1図に示す。</u></p>	<p><u>流体と構造物間の熱伝達、壁面近傍の蒸気の凝縮などを考慮できる。</u>  <u>また、構造物内部の熱伝導を考慮できる。</u></p> <p>(4) <u>形状モデル</u>  本解析コードの形状モデル例を図1に示す。GOTHICでは、区画を複数ボリューム(サブボリューム分割)として扱う分布定数系モデルと、区画を1ボリュームとして扱う集中定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。</p> <p>このうち、分布定数系モデル(サブボリュームモデル)は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブボリュームの体積や高さなど、また、サブボリューム間の流路面積や水力等価直径などの形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。さらに、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより、壁面と流体との相互作用や、流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。さらに、各相間の界面を通じた質量、運動量、エネルギーの移動が考慮されている。各サブボリュームについて、<u>これらのモデルを含む質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより、3次元熱流動を評価する。</u></p> <p>集中定数系においては、各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方、集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは、各相について1次元の運動量の保存式が計算され、壁面摩擦モデル、局所圧力損失モデル、各相間の界面を通じた運動量の移動などが考慮されている。また、区画と境界条件とを接続することにより、境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは1次元の流れであるが、場合によって、これらを複数設置することにより、区画間の循環流れ等も模擬することができる。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>図 2-1 形状モデル例</p> <p>(5) 境界条件  <u>流量を指定する流境界や、圧力を指定する圧力境界、熱流束や温度境界条件等が設定可能である。</u></p> <p>(6) 機器モデル  <u>ファンや水素結合器等の機器を模擬可能である。ファンモデルは、フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは、当該モデルに流入する水素ガスと酸素ガスの結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。</u></p>	 <p>第 1 図 形状モデル例</p> <p>(5) 境界条件  <u>流入境界から流入する流体の種類、流量、エネルギー等を設定できる。また、圧力境界条件により、境界での流体の圧力等を設定できる。一方、熱伝導体の境界においては、境界での熱流束、温度等を設定可能である。</u></p> <p>(6) 機器モデル  <u>ファンや水素再結合器等の機器を模擬できる。ファンモデルは、フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは、当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。</u></p>	 <p>図 1 形状モデル例</p> <p>(5) 境界条件  <u>流境界から流入する流体の種類、流量、エネルギーなどを設定できる。また、圧力境界条件により、境界での流体の圧力などを設定できる。一方、熱伝導体の境界においては、境界での熱流束、温度などを設定可能である。</u></p> <p>(6) 機器モデル  <u>ファンや水素再結合器などの機器を模擬できる。ファンモデルは、フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは、当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。</u></p>	
<p>3. 本計算機コードの妥当性確認  <u>原子炉建屋内水素流動解析に本計算機コードを用いることの妥当性を確認するため、基本的な物理現象である三次元的な流動によるガスの流動・拡散現象、ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導、PAR モデルに着目する。</u></p>	<p>3. 本解析コードの妥当性確認  <u>原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析コードを用いることの妥当性を確認するため、基本的な物理現象である 3 次元な流動によるガスの流動・拡散現象、ガスの熱流動と水素濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導、PAR モデルに着目する。</u></p>	<p>3. 本解析コードの妥当性確認  <u>原子炉建物水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析コードを用いることの妥当性を確認するため、基本的な物理現象である 3 次元な流動によるガスの流動・拡散現象、ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導、PAR モデルに着目する。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p>(1) 三次元流動・濃度解析</p> <p><u>原子炉建屋内では、格納容器等から漏えいしたガスが拡散し、また、雰囲気ガスと混合する。</u></p> <p><u>建屋水素対策の有効性評価では、オペレーティングフロアに対して、多ノード分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素ガスや水蒸気等ガスのノード間への拡散・混合を解析可能である。</u></p> <p>ガス拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験があり (図 3.1-1 参照)、表 3.1-1、図 3.1-2~4 に示す試験体系において、ガス放出の有無、放出ガス種類 (水蒸気又は水素ガスの代替としてのヘリウム) やスプレイの有無等を考慮した 35 ケースの試験が行われており、<u>雰囲気温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気と水素ガスの両方が放出され、かつスプレイを想定しない点で建屋水素対策の条件に近い Test M-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。</u></p> <p><u>Test M-4-3 試験条件は以下の通りである。</u></p> <table border="0"> <tr><td>1. 初期圧力</td><td>: 101 [kPa(abs)]</td></tr> <tr><td>2. 初期温度</td><td>: 28 [°C]</td></tr> <tr><td>3. 破断流量の蒸気成分</td><td>: 0.33 [kg/s] (30 分で停止)</td></tr> <tr><td>4. 破断流量のヘリウム成分</td><td>: 0.03 [kg/s] (30 分で停止)</td></tr> <tr><td>5. 破断位置</td><td>: <u>図 3.1-3 参照</u></td></tr> <tr><td>6. スプレイ</td><td>: なし</td></tr> </table>	1. 初期圧力	: 101 [kPa(abs)]	2. 初期温度	: 28 [°C]	3. 破断流量の蒸気成分	: 0.33 [kg/s] (30 分で停止)	4. 破断流量のヘリウム成分	: 0.03 [kg/s] (30 分で停止)	5. 破断位置	: <u>図 3.1-3 参照</u>	6. スプレイ	: なし	<p>(1) 3次元流動解析への適用性</p> <p>原子炉建屋内では、格納容器等から漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建屋水素対策の有効性評価では、<u>オペレーティングフロアに対して複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素や水蒸気等ガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。</u></p> <p>ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験がある (第 2 図参照)。NUPEC 試験は、<u>第 1 表及び第 3 図から第 5 図に示すように、25 の区画に分割された試験体系において、ガス放出の有無、放出ガスの種類 (水蒸気又は水素の代替としてのヘリウム) やスプレイの有無等を考慮した試験が行われ、雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し、かつスプレイを想定しない点で、原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケース TestM-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。</u></p> <p>Test M-4-3 の試験条件を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・初期圧力：101kPa [abs]</li> <li>・初期温度：28°C</li> <li>・蒸気の放出条件：0.33kg/s (1,800 秒で停止)</li> <li>・ヘリウムの放出条件：0.03kg/s (1,800 秒で停止)</li> <li>・ガス放出区画：<u>第 4 図参照</u></li> <li>・スプレイ：<u>なし</u></li> </ul>	<p>(1) 3次元流動解析への適用性</p> <p>原子炉建物内では、格納容器などから漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建物水素対策の有効性評価では、<u>原子炉建物原子炉棟 4階に対して、複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素や水蒸気などガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。</u></p> <p>ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験がある (図 2 参照)。NUPEC 試験は、<u>表 1 及び図 3 ~ 5 に示すように、25 の区画に分割された試験体系において、ガス放出の有無、放出ガスの種類 (水蒸気または水素の代替としてのヘリウム) やスプレイの有無などを考慮した試験が行われ、雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し、かつスプレイを想定しない点で、原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケース Test M-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。</u></p> <p>Test M-4-3 の試験条件を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・初期圧力：101 (kPa (abs))</li> <li>・初期温度：28 (°C)</li> <li>・蒸気の放出条件：0.33 (kg/s) (1800sec で停止)</li> <li>・ヘリウムの放出条件：0.03 (kg/s) (1800sec で停止)</li> <li>・ガス放出区画：<u>図 4 参照</u></li> <li>・スプレイ：<u>無し</u></li> </ul>	
1. 初期圧力	: 101 [kPa(abs)]														
2. 初期温度	: 28 [°C]														
3. 破断流量の蒸気成分	: 0.33 [kg/s] (30 分で停止)														
4. 破断流量のヘリウム成分	: 0.03 [kg/s] (30 分で停止)														
5. 破断位置	: <u>図 3.1-3 参照</u>														
6. スプレイ	: なし														

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>以上より、<u>PCVリーク</u>による<u>水素ガス</u>や<u>水蒸気</u>の放出を想定して、ガス拡散・混合を評価する<u>原子炉建屋内水素流動解析</u>に本コードを適用するのは妥当である。</p>	<p>以上より、<u>格納容器漏えい</u>による<u>水素</u>や<u>水蒸気</u>の放出を想定して、ガス拡散・混合を評価する<u>原子炉建物水素流動解析</u>に本解析コードを適用するのは妥当である。</p>	<p>以上より、<u>格納容器漏えい</u>による<u>水素</u>や<u>水蒸気</u>の放出を想定して、ガス拡散・混合を評価する<u>原子炉建物水素流動解析</u>に本解析コードを適用するのは妥当である。</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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																												
表 3.1-1 NUPEC 試験体系の内部区画 (出典:[1]Table3-2)	第1表 NUPEC 試験体系の内部区画 (出典:参考文献 [1] Table3-2)	表 1 NUPEC 試験体系の内部区画 (出典:[1]Table3-2)																																																																																																																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>ノード番号</th> <th>区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>炉内計装チェイス</td></tr> <tr><td>2</td><td>CV サンプ ポンプ室</td></tr> <tr><td>3</td><td>一般部(下部) C</td></tr> <tr><td>4</td><td>一般部(下部) D</td></tr> <tr><td>5</td><td>一般部(下部) A</td></tr> <tr><td>6</td><td>一般部(下部) B</td></tr> <tr><td>7</td><td>SG 基礎部 C</td></tr> <tr><td>8</td><td>SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム, 蒸気放出位置)</td></tr> <tr><td>9</td><td>CV 冷却材 ドレンタンク</td></tr> <tr><td>10</td><td>SG 基礎部 A</td></tr> <tr><td>11</td><td>SG 基礎部 B</td></tr> <tr><td>12</td><td>一般部(上部) C, D</td></tr> <tr><td>13</td><td>一般部(上部) A, B</td></tr> <tr><td>14</td><td>SG ループ室 C</td></tr> <tr><td>15</td><td>SG ループ室 D</td></tr> <tr><td>16</td><td>加圧器室(下部)</td></tr> <tr><td>17</td><td>SG ループ室 A</td></tr> <tr><td>18</td><td>SG ループ室 B</td></tr> <tr><td>19</td><td>キャピティ</td></tr> <tr><td>20</td><td>SG 煙突部 C</td></tr> <tr><td>21</td><td>SG 煙突部 D</td></tr> <tr><td>22</td><td>加圧器室(上部)</td></tr> <tr><td>23</td><td>SG 煙突部 A</td></tr> <tr><td>24</td><td>SG 煙突部 B</td></tr> <tr><td>25</td><td>ドーム部</td></tr> </tbody> </table>	ノード番号	区画	1	炉内計装チェイス	2	CV サンプ ポンプ室	3	一般部(下部) C	4	一般部(下部) D	5	一般部(下部) A	6	一般部(下部) B	7	SG 基礎部 C	8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム, 蒸気放出位置)	9	CV 冷却材 ドレンタンク	10	SG 基礎部 A	11	SG 基礎部 B	12	一般部(上部) C, D	13	一般部(上部) A, B	14	SG ループ室 C	15	SG ループ室 D	16	加圧器室(下部)	17	SG ループ室 A	18	SG ループ室 B	19	キャピティ	20	SG 煙突部 C	21	SG 煙突部 D	22	加圧器室(上部)	23	SG 煙突部 A	24	SG 煙突部 B	25	ドーム部	<table border="1"> <thead> <tr> <th>ノード番号</th> <th>区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>炉内計装チェイス</td></tr> <tr><td>2</td><td>CV サンプ ポンプ室</td></tr> <tr><td>3</td><td>一般部(下部) C</td></tr> <tr><td>4</td><td>一般部(下部) D</td></tr> <tr><td>5</td><td>一般部(下部) A</td></tr> <tr><td>6</td><td>一般部(下部) B</td></tr> <tr><td>7</td><td>SG 基礎部 C</td></tr> <tr><td>8</td><td>SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)</td></tr> <tr><td>9</td><td>CV 冷却材 ドレンタンク</td></tr> <tr><td>10</td><td>SG 基礎部 A</td></tr> <tr><td>11</td><td>SG 基礎部 B</td></tr> <tr><td>12</td><td>一般部(上部) C, D</td></tr> <tr><td>13</td><td>一般部(上部) A, B</td></tr> <tr><td>14</td><td>SG ループ室 C</td></tr> <tr><td>15</td><td>SG ループ室 D</td></tr> <tr><td>16</td><td>加圧器室(下部)</td></tr> <tr><td>17</td><td>SG ループ室 A</td></tr> <tr><td>18</td><td>SG ループ室 B</td></tr> <tr><td>19</td><td>キャピティ</td></tr> <tr><td>20</td><td>SG 煙突部 C</td></tr> <tr><td>21</td><td>SG 煙突部 D</td></tr> <tr><td>22</td><td>加圧器室(上部)</td></tr> <tr><td>23</td><td>SG 煙突部 A</td></tr> <tr><td>24</td><td>SG 煙突部 B</td></tr> <tr><td>25</td><td>ドーム部</td></tr> </tbody> </table>	ノード番号	区画	1	炉内計装チェイス	2	CV サンプ ポンプ室	3	一般部(下部) C	4	一般部(下部) D	5	一般部(下部) A	6	一般部(下部) B	7	SG 基礎部 C	8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)	9	CV 冷却材 ドレンタンク	10	SG 基礎部 A	11	SG 基礎部 B	12	一般部(上部) C, D	13	一般部(上部) A, B	14	SG ループ室 C	15	SG ループ室 D	16	加圧器室(下部)	17	SG ループ室 A	18	SG ループ室 B	19	キャピティ	20	SG 煙突部 C	21	SG 煙突部 D	22	加圧器室(上部)	23	SG 煙突部 A	24	SG 煙突部 B	25	ドーム部	<table border="1"> <thead> <tr> <th>ノード番号</th> <th>区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>炉内計装チェイス</td></tr> <tr><td>2</td><td>CV サンプ ポンプ室</td></tr> <tr><td>3</td><td>一般部(下部) C</td></tr> <tr><td>4</td><td>一般部(下部) D</td></tr> <tr><td>5</td><td>一般部(下部) A</td></tr> <tr><td>6</td><td>一般部(下部) B</td></tr> <tr><td>7</td><td>SG 基礎部 C</td></tr> <tr><td>8</td><td>SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)</td></tr> <tr><td>9</td><td>CV 冷却材 ドレンタンク</td></tr> <tr><td>10</td><td>SG 基礎部 A</td></tr> <tr><td>11</td><td>SG 基礎部 B</td></tr> <tr><td>12</td><td>一般部(上部) C, D</td></tr> <tr><td>13</td><td>一般部(上部) A, B</td></tr> <tr><td>14</td><td>SG ループ室 C</td></tr> <tr><td>15</td><td>SG ループ室 D</td></tr> <tr><td>16</td><td>加圧器室(下部)</td></tr> <tr><td>17</td><td>SG ループ室 A</td></tr> <tr><td>18</td><td>SG ループ室 B</td></tr> <tr><td>19</td><td>キャピティ</td></tr> <tr><td>20</td><td>SG 煙突部 C</td></tr> <tr><td>21</td><td>SG 煙突部 D</td></tr> <tr><td>22</td><td>加圧器室(上部)</td></tr> <tr><td>23</td><td>SG 煙突部 A</td></tr> <tr><td>24</td><td>SG 煙突部 B</td></tr> <tr><td>25</td><td>ドーム部</td></tr> </tbody> </table>	ノード番号	区画	1	炉内計装チェイス	2	CV サンプ ポンプ室	3	一般部(下部) C	4	一般部(下部) D	5	一般部(下部) A	6	一般部(下部) B	7	SG 基礎部 C	8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)	9	CV 冷却材 ドレンタンク	10	SG 基礎部 A	11	SG 基礎部 B	12	一般部(上部) C, D	13	一般部(上部) A, B	14	SG ループ室 C	15	SG ループ室 D	16	加圧器室(下部)	17	SG ループ室 A	18	SG ループ室 B	19	キャピティ	20	SG 煙突部 C	21	SG 煙突部 D	22	加圧器室(上部)	23	SG 煙突部 A	24	SG 煙突部 B	25	ドーム部	
ノード番号	区画																																																																																																																																																														
1	炉内計装チェイス																																																																																																																																																														
2	CV サンプ ポンプ室																																																																																																																																																														
3	一般部(下部) C																																																																																																																																																														
4	一般部(下部) D																																																																																																																																																														
5	一般部(下部) A																																																																																																																																																														
6	一般部(下部) B																																																																																																																																																														
7	SG 基礎部 C																																																																																																																																																														
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム, 蒸気放出位置)																																																																																																																																																														
9	CV 冷却材 ドレンタンク																																																																																																																																																														
10	SG 基礎部 A																																																																																																																																																														
11	SG 基礎部 B																																																																																																																																																														
12	一般部(上部) C, D																																																																																																																																																														
13	一般部(上部) A, B																																																																																																																																																														
14	SG ループ室 C																																																																																																																																																														
15	SG ループ室 D																																																																																																																																																														
16	加圧器室(下部)																																																																																																																																																														
17	SG ループ室 A																																																																																																																																																														
18	SG ループ室 B																																																																																																																																																														
19	キャピティ																																																																																																																																																														
20	SG 煙突部 C																																																																																																																																																														
21	SG 煙突部 D																																																																																																																																																														
22	加圧器室(上部)																																																																																																																																																														
23	SG 煙突部 A																																																																																																																																																														
24	SG 煙突部 B																																																																																																																																																														
25	ドーム部																																																																																																																																																														
ノード番号	区画																																																																																																																																																														
1	炉内計装チェイス																																																																																																																																																														
2	CV サンプ ポンプ室																																																																																																																																																														
3	一般部(下部) C																																																																																																																																																														
4	一般部(下部) D																																																																																																																																																														
5	一般部(下部) A																																																																																																																																																														
6	一般部(下部) B																																																																																																																																																														
7	SG 基礎部 C																																																																																																																																																														
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)																																																																																																																																																														
9	CV 冷却材 ドレンタンク																																																																																																																																																														
10	SG 基礎部 A																																																																																																																																																														
11	SG 基礎部 B																																																																																																																																																														
12	一般部(上部) C, D																																																																																																																																																														
13	一般部(上部) A, B																																																																																																																																																														
14	SG ループ室 C																																																																																																																																																														
15	SG ループ室 D																																																																																																																																																														
16	加圧器室(下部)																																																																																																																																																														
17	SG ループ室 A																																																																																																																																																														
18	SG ループ室 B																																																																																																																																																														
19	キャピティ																																																																																																																																																														
20	SG 煙突部 C																																																																																																																																																														
21	SG 煙突部 D																																																																																																																																																														
22	加圧器室(上部)																																																																																																																																																														
23	SG 煙突部 A																																																																																																																																																														
24	SG 煙突部 B																																																																																																																																																														
25	ドーム部																																																																																																																																																														
ノード番号	区画																																																																																																																																																														
1	炉内計装チェイス																																																																																																																																																														
2	CV サンプ ポンプ室																																																																																																																																																														
3	一般部(下部) C																																																																																																																																																														
4	一般部(下部) D																																																																																																																																																														
5	一般部(下部) A																																																																																																																																																														
6	一般部(下部) B																																																																																																																																																														
7	SG 基礎部 C																																																																																																																																																														
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)																																																																																																																																																														
9	CV 冷却材 ドレンタンク																																																																																																																																																														
10	SG 基礎部 A																																																																																																																																																														
11	SG 基礎部 B																																																																																																																																																														
12	一般部(上部) C, D																																																																																																																																																														
13	一般部(上部) A, B																																																																																																																																																														
14	SG ループ室 C																																																																																																																																																														
15	SG ループ室 D																																																																																																																																																														
16	加圧器室(下部)																																																																																																																																																														
17	SG ループ室 A																																																																																																																																																														
18	SG ループ室 B																																																																																																																																																														
19	キャピティ																																																																																																																																																														
20	SG 煙突部 C																																																																																																																																																														
21	SG 煙突部 D																																																																																																																																																														
22	加圧器室(上部)																																																																																																																																																														
23	SG 煙突部 A																																																																																																																																																														
24	SG 煙突部 B																																																																																																																																																														
25	ドーム部																																																																																																																																																														

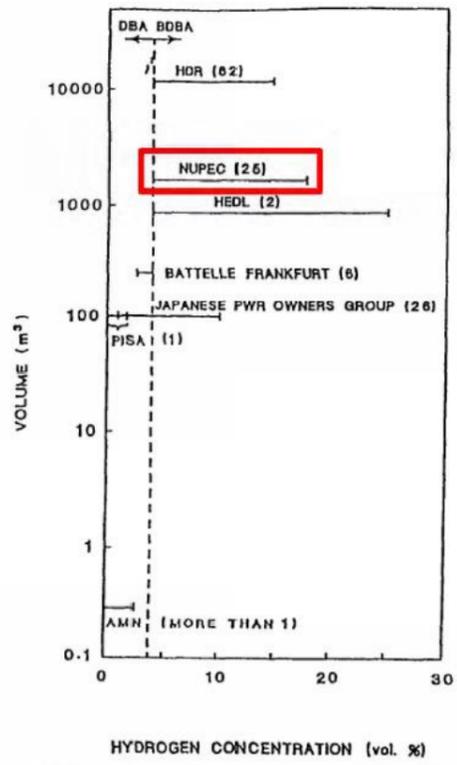
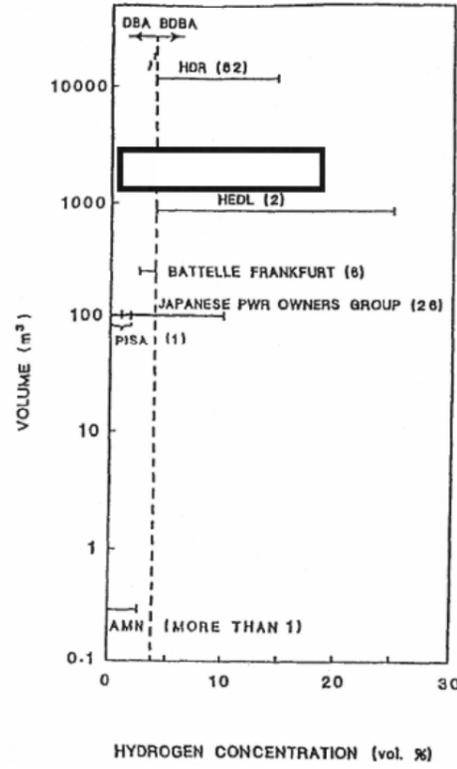


図 3.1-1 水素濃度の範囲と試験スケール (出典:[1]Fig.3-1)



第2 図 水素濃度の範囲と試験スケール (出典:参考文献 [1] Fig.3-1)

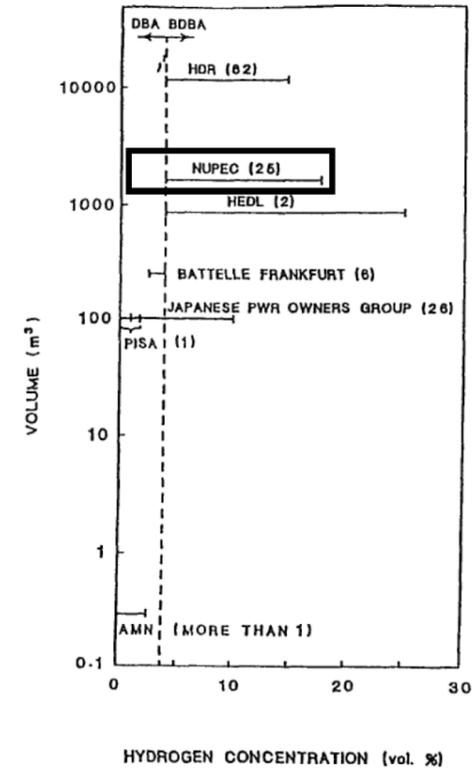


図2 水素濃度の範囲と試験スケール (出典:[1]Fig.3-1)

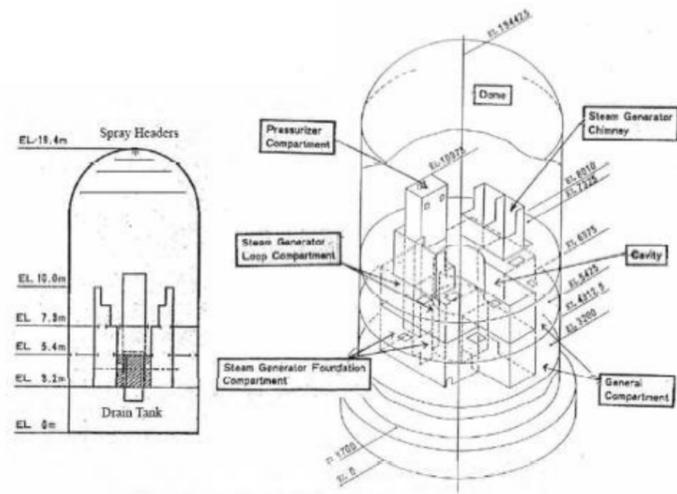
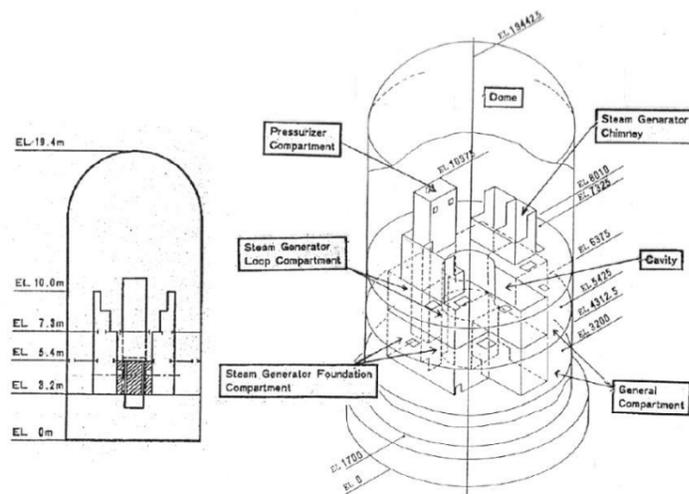


図 3.1-2 NUPEC 試験体系の概要 (出典:[2]Fig.16-1)



第3 図 NUPEC 試験体系の概要 (出典:参考文献 [2] Fig.17-1)

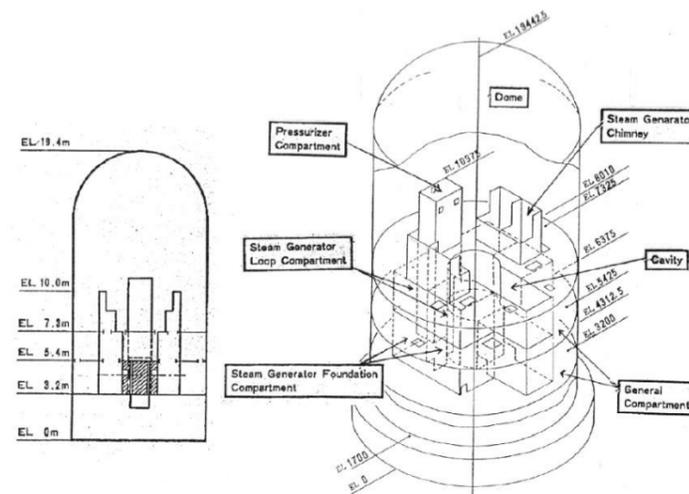


図3 NUPEC 試験体系の概要 (出典:[2]Fig.17-1)

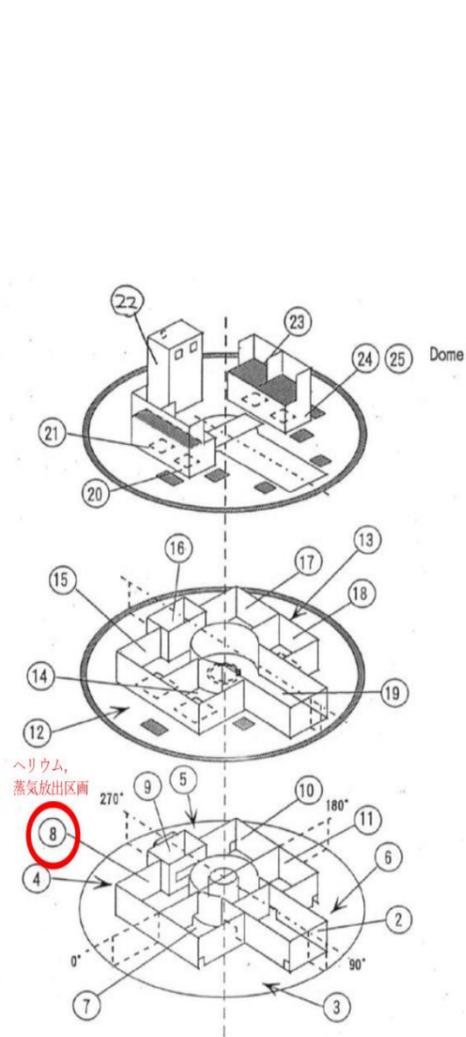
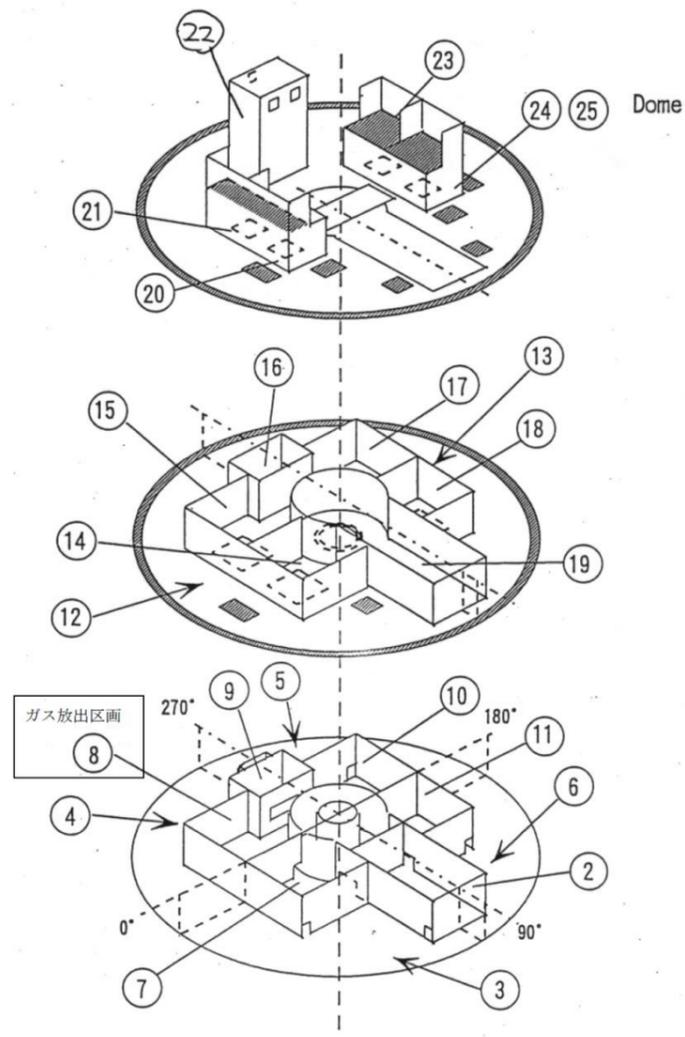


図 3.1-3 NUPEC 試験体系における区画と開口部  
(出典: [2]Fig. 16-2)



第 4 図 NUPEC 試験体系における区画と開口部  
(出典: 参考文献 [2] Fig. 17-2)

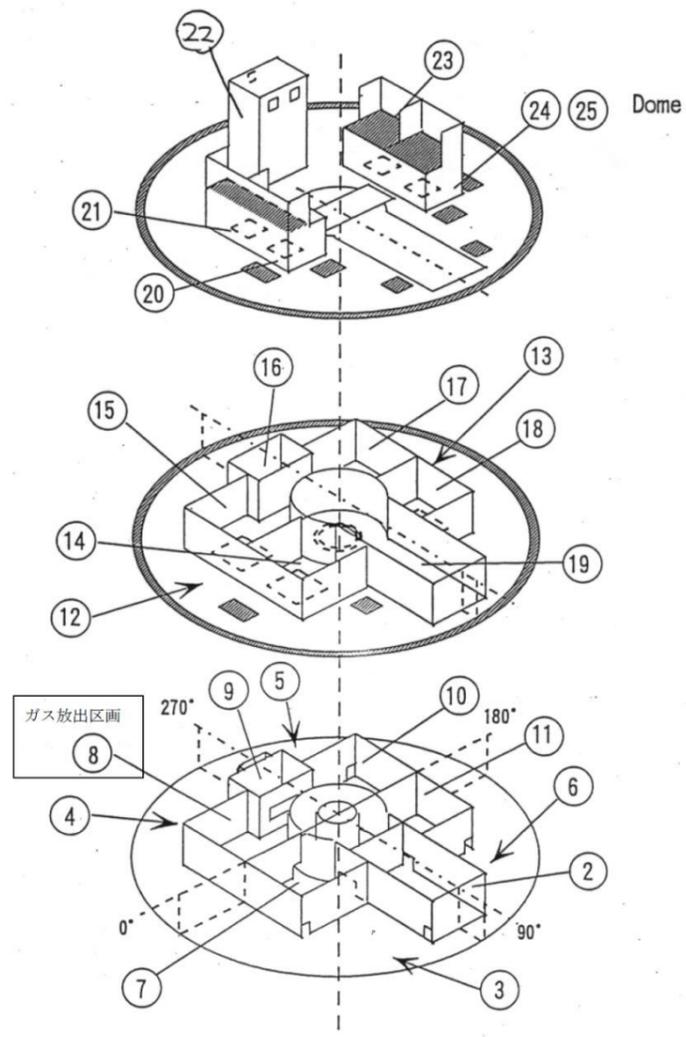


図 4 NUPEC 試験体系における区画と開口部 (出典: [2]Fig. 17-2)

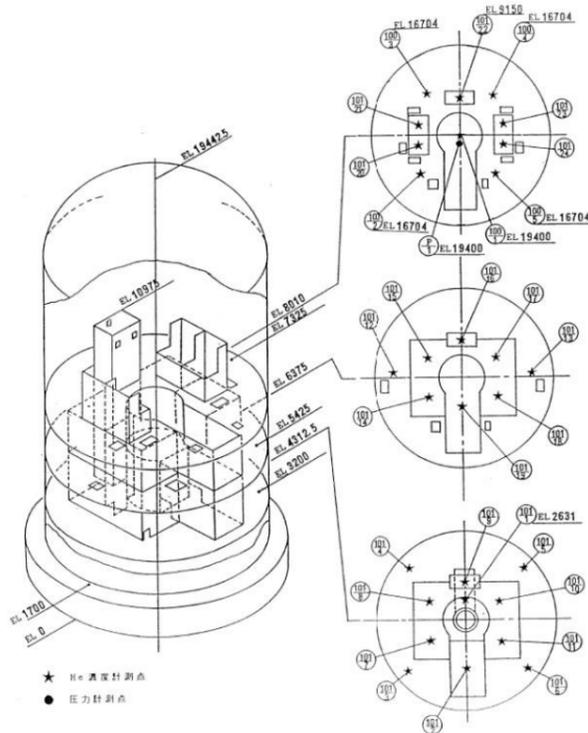
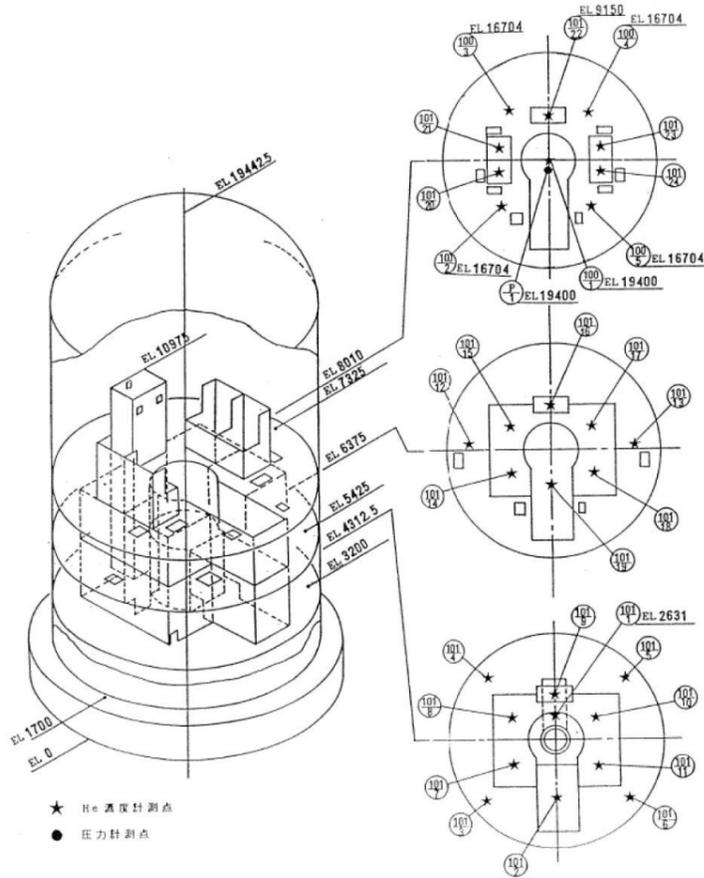


図 3.1-4 NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点 (出典: [3] 図 3.1.4)



第 5 図 NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点 (出典: 参考文献 [3] 図 3.1.4)

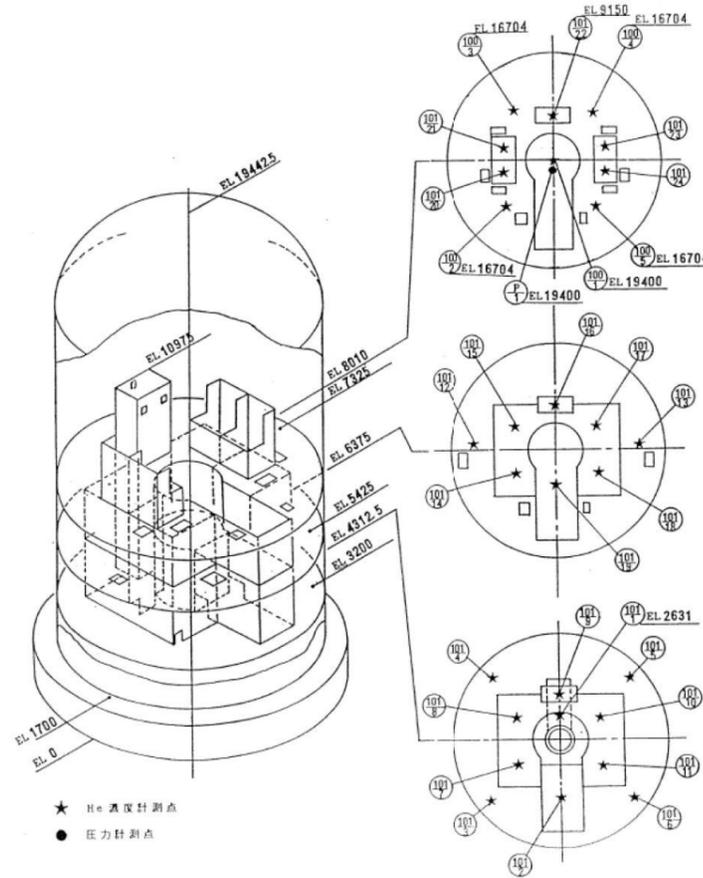
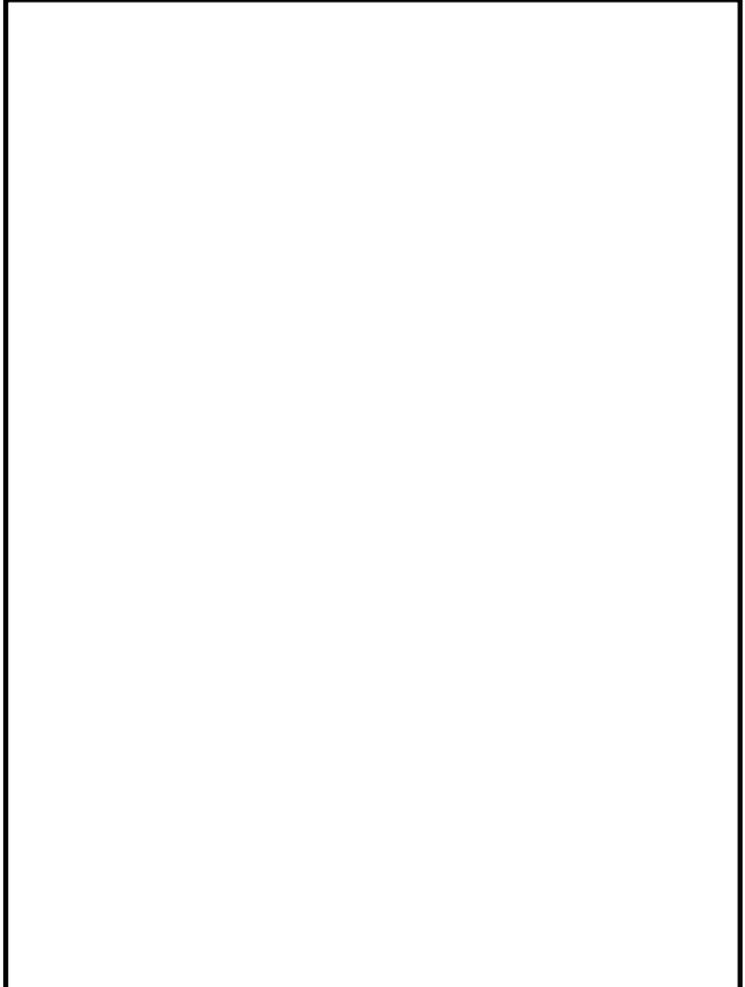
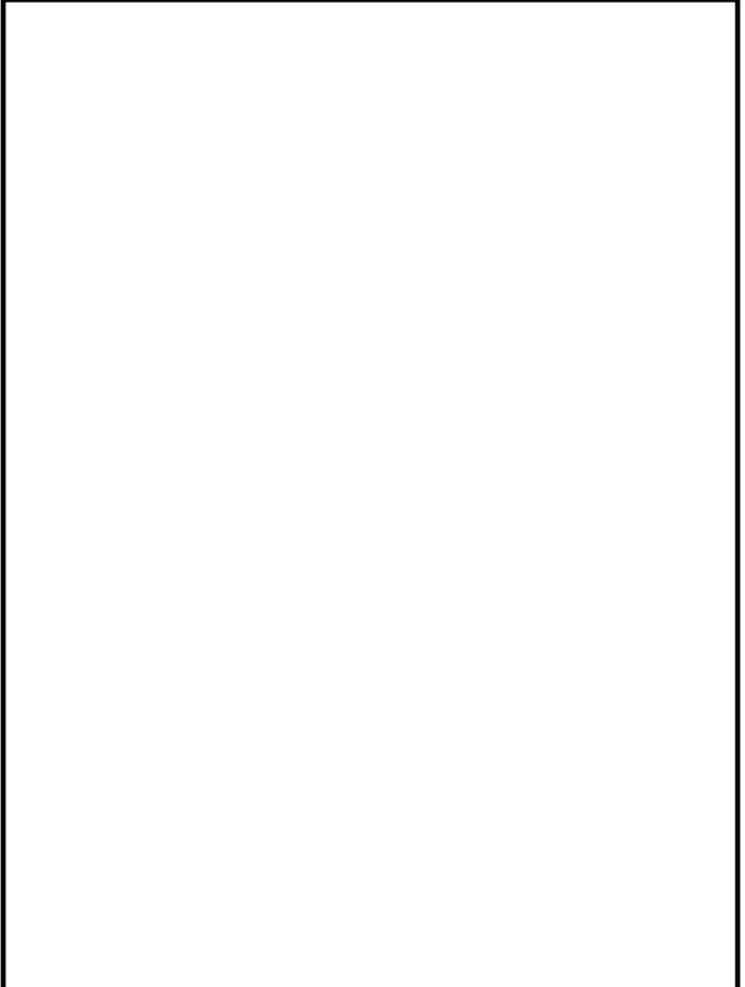
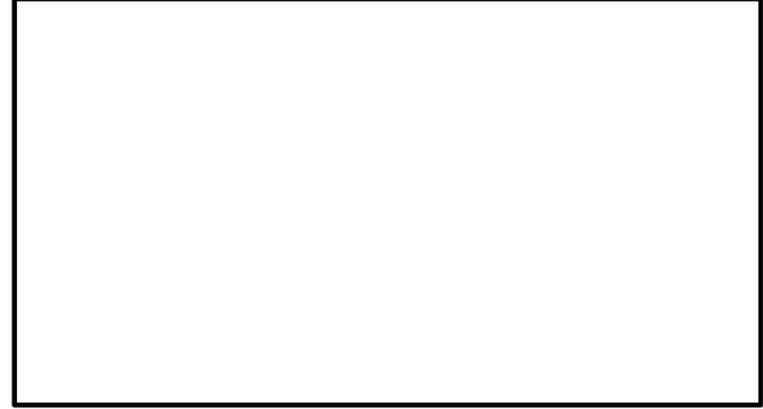
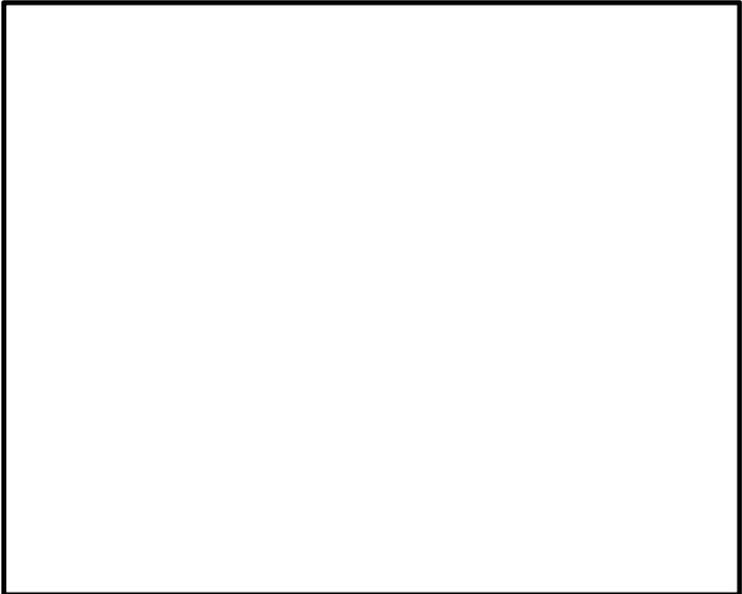
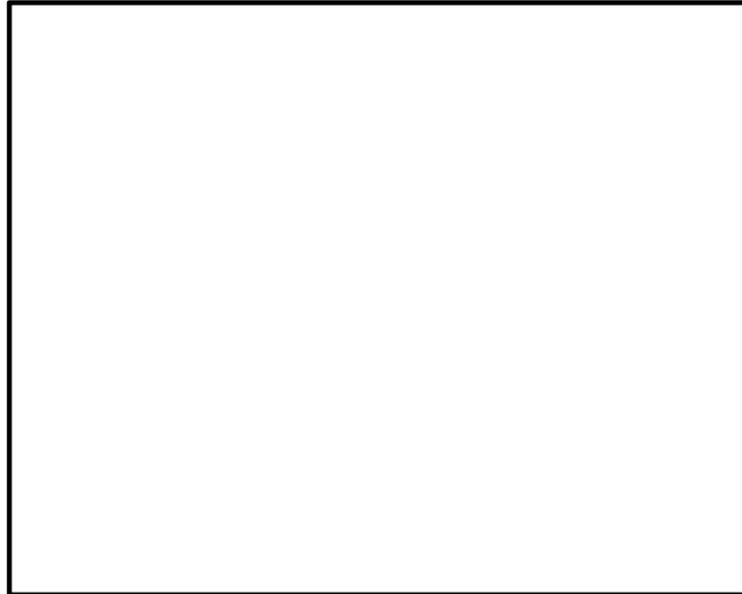
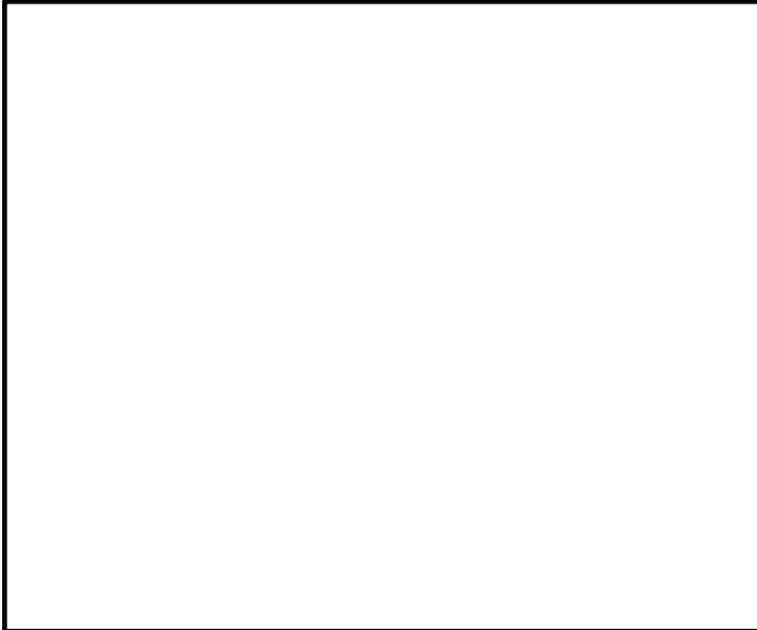
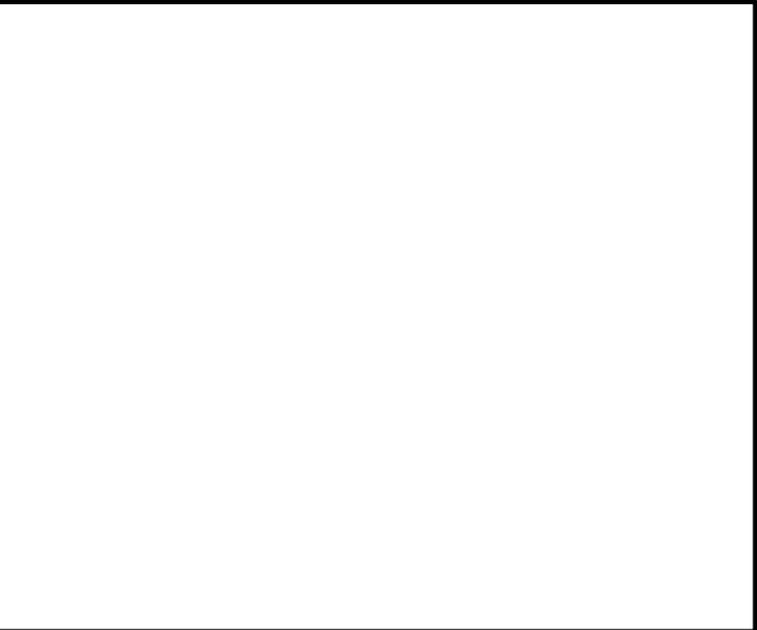
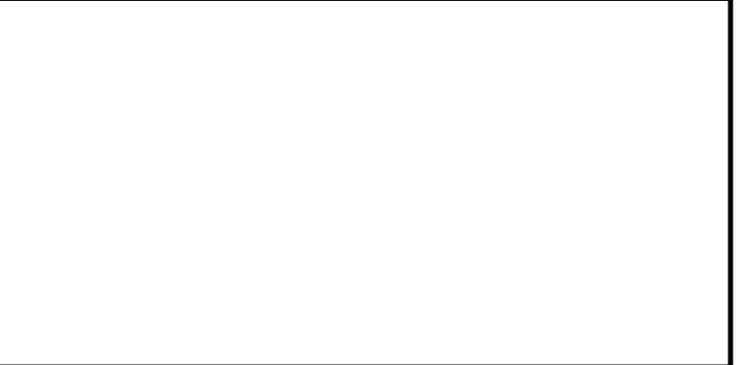
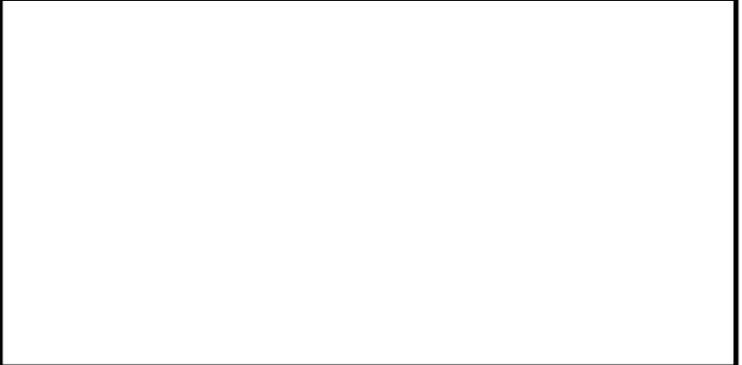
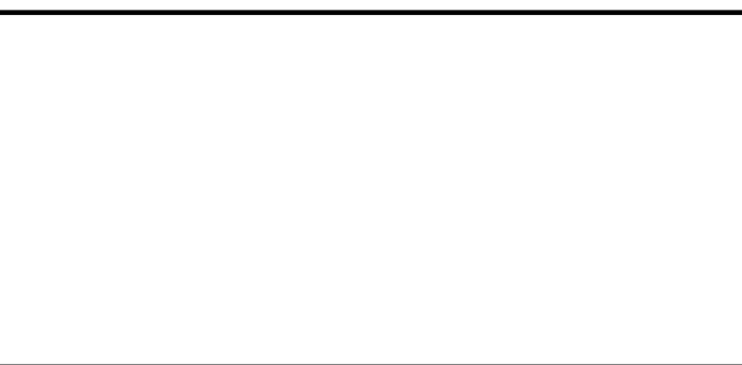


図 5 NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点 (出典: [3] 図 3.1.4)

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>図 3.1-5 NUPEC 試験の解析モデル概要 (出典 : [2] Fig. 16-3)</p>	<p>第 6 図 NUPEC 試験の解析モデル概要 (出典 : 参考文献 [2] Fig. 17-3)</p>	<p>図 6 NUPEC 試験の解析モデル概要 (出典 : [2] Fig. 17-3)</p>	
			
<p>図 3.1-6 NUPEC 試験の解析モデルにおけるノード分割 (出典 : [2] Fig. 16-4)</p>	<p>第 7 図 NUPEC 試験の解析モデルにおける分布定数系による ノード分割 (出典 : 参考文献 [2] Fig. 17-4)</p>	<p>図 7 NUPEC 試験の解析モデルにおける分布定数系による ノード分割 (出典 : [2] Fig. 17-4)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>図 3.1-7 格納容器圧力 (Test M-4-3) (出典 : [2]Fig. 16-16)</p>	<p>第 8 図 格納容器圧力 (出典 : 参考文献 [2] Fig. 17-16)</p>	<p>図 8 格納容器圧力 (出典 : [2]Fig. 17-16)</p>	
			
<p>図 3.1-8 格納容器温度 (Test M-4-3) (出典 : [2]Fig. 16-17)</p>	<p>第 9 図 格納容器温度 (出典 : 参考文献 [2] Fig. 17-17)</p>	<p>図 9 格納容器温度 (出典 : [2]Fig. 17-17)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="166 218 905 856" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="299 884 765 957">図 3.1-9 ヘリウム濃度 (Test M-4-3) (出典 : [2]Fig. 16-19)</p> <p data-bbox="166 1062 923 1633">(2) <u>水蒸気の壁面熱伝達による凝縮</u> 格納容器等からの漏えいに含まれる高温の水蒸気は、壁面との熱伝達により凝縮される。 建屋水素対策の有効性評価に用いた凝縮熱伝達モデルとして、GOTHIC コードに内蔵されている DLM-FM モデル (Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer) を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである (図 3.2-1)。 本モデルで評価された凝縮熱伝達率の試験データとの比較を図 3.2-2 に示す。ここで試験は、内田、ウィスコンシン大学や Debhi MIT 等で実施されたものであり、試験パラメータは以下の通り広範囲である。</p>	<div data-bbox="952 218 1691 856" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="973 884 1665 915">第 10 図 ヘリウム濃度 (出典 : 参考文献 [2] Fig. 17-19)</p> <p data-bbox="973 1062 1472 1094">(2) <u>水蒸気凝縮 (壁面熱伝達) への適用性</u></p> <p data-bbox="991 1199 1712 1409">凝縮熱伝達モデルとして DLM-FM モデル (Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer) を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。</p> <p data-bbox="991 1472 1712 1587">本モデルで評価した凝縮熱伝達について、個別効果試験データとの比較を第 11 図に示す。また、比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。</p>	<div data-bbox="1748 218 2487 856" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1852 884 2365 915">図 10 ヘリウム濃度 (出典 : [2]Fig. 17-19)</p> <p data-bbox="1748 1062 2226 1094">(2) <u>水蒸気凝縮 (壁面熱伝達) への適用性</u></p> <p data-bbox="1783 1199 2504 1409">凝縮熱伝達モデルとして、DLM-FM モデル (Diffusion Layer Model with enhancement due to filmroughening and mist generation in the boundary layer) を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。</p> <p data-bbox="1783 1472 2504 1587">本モデルで評価した凝縮熱伝達について、個別効果試験データとの比較を図 11 に示す。比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>図より、ほとんどの試験データを約20%以内で再現しており、原子炉建屋内水素流動解析において想定されるパラメータ範囲が以下のように試験範囲に収まっていることから、本モデルを適用するのは妥当である。</p>	<p>図に示すとおり、ほとんどの試験データに対して約20%以内で予測できている。想定されるパラメータ範囲は、以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから、本モデルを適用するのは妥当である。</p>	<p>図11に示すとおり、ほとんどの試験データに対して約20%以内で予測できている。原子炉建物水素対策の有効性評価で想定されるパラメータ範囲は、以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから、本モデルを適用するのは妥当である。</p>	
			
<p>図 3.2-1 DLM-FM モデルの概要 (液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生 の考慮について)</p>			

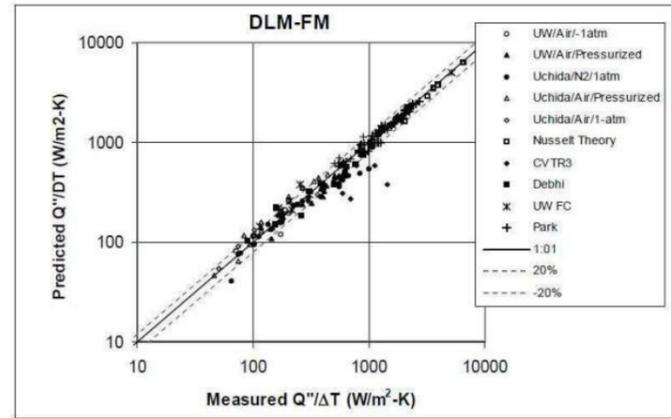


図 3.2-2 DLM-FM モデルの試験データとの比較  
(出典：[2] Fig. 5-40)

(3) 構造体内部熱伝導

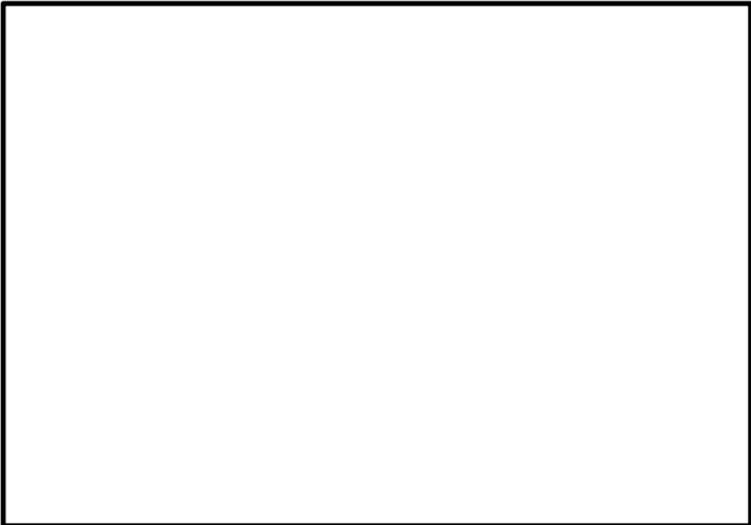
オペレーティングフロアにおける壁や天井において、建屋内側からの放熱で熱伝導が生じる。

GOTHIC コードに内蔵されている構造体熱伝導モデルは、一次元的に熱伝導方程式にしたがって計算される。

円筒の体系において、本モデルで評価した温度の時間変化の解析解との比較を図 3.3-1 に示す。円筒内の初期温度を 500[F]、円筒周りの流体温度を 200[F] とする条件で、円筒中心の時間変化を評価したものであり、解析解とよく一致している。

これより、本モデルを高温の PCV リークを想定する原子炉建屋内水素流動解析に適用するのは妥当である。

- 1. 熱伝導率 : 12 [Btu/hr-ft-R]
- 2. 定圧比熱 : 0.1 [Btu/lbm-R]
- 3. 密度 : 400 [lbm/ft<sup>3</sup>]
- 4. 円筒径 : 2 [in]
- 5. 円筒内の初期温度 : 500 [F]
- 6. 円筒周りの流体温度 : 200 [F]



第 11 図 DLM-FMモデルの試験データとの比較  
(出典：参考文献 [2] Fig. 5-40)

(3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアの壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし、GOTHICコードに内蔵されている1次元熱伝導モデルを使用している。

円筒の熱伝導体において、熱伝導体の初期温度を 500F、熱伝導体周りの流体温度を 200F とした条件で、GOTHICコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を第 12 図に示す。GOTHICコードは、理論解とよく一致しており、原子炉建物水素対策の有効性評価の中で、構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。



図 11 DLM-FM モデルの試験データとの比較 (出典：[2]Fig. 5-40)

(3) 構造体内部熱伝導

原子炉建物原子炉棟 4階の壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし、GOTHICコードに内蔵されている1次元熱伝導モデルを使用している。

円筒の熱伝導体において、熱伝導体の初期温度を 500(F)、熱伝導体周りの流体温度を 200(F)とした条件で、GOTHICコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を図 12 に示す。GOTHICコードは理論解とよく一致しており、原子炉建物水素対策の有効性評価の中で、構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。

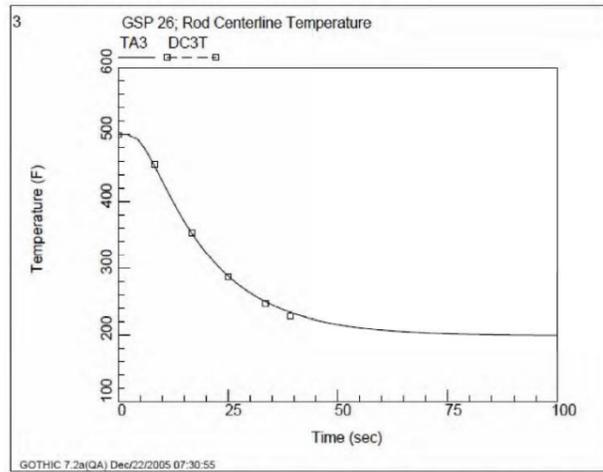


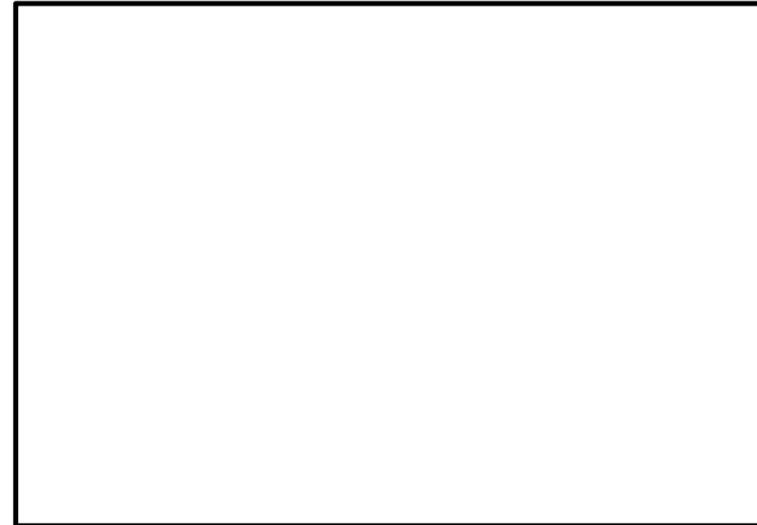
図 3.3-1 円筒中心温度の1次元熱伝導モデルによる計算結果 (変数名: TA3)と解析解 (変数名: DC3T) との比較 (出典: [2] Fig.4-8)

(4) PAR モデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を、GOTHIC コードによって適切に行えるかどうかについては、以下の2つの点に着目して検討する必要がある。

- GOTHIC でモデル化する PAR において、本来、PAR 内部で生じているような局所的な熱流動影響を伴う、PAR の水素・酸素再結合を取り扱えるか否か。
- PAR の大きさに対して、相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な PAR 流入気体条件 (水素、酸素濃度、気体温度、圧力) を与えることができるか否か。

以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。



第 12 図 円筒中心温度の1次元熱伝導モデルによる計算結果 (変数名: TA3)と解析解 (変数名: DC3T) との比較 (出典: 参考文献 [2] Fig.4-11)

(4) PAR モデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を、本解析コードによって適切に行えるかどうかについては、以下の2つの点に着目して検討する必要がある。

- 本解析コードでモデル化する PAR において、本来、PAR 内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか。
- PAR の大きさに対して相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な PAR 流入気体条件 (水素、酸素濃度、気体温度、圧力) を与えることができるか。

以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。

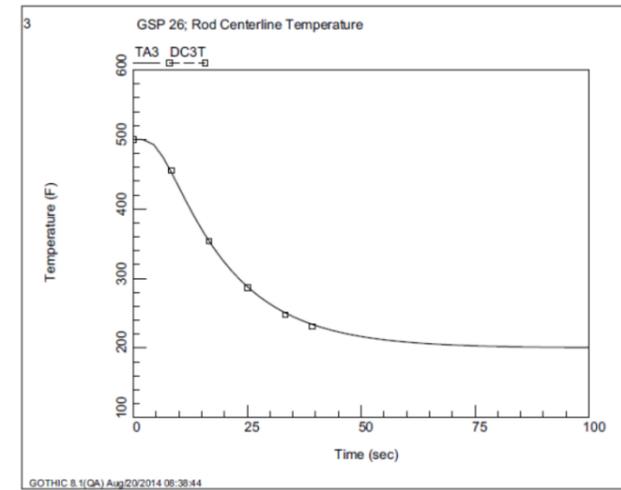


図 12 円筒中心温度の1次元熱伝導モデルによる計算結果 (変数名: TA3)と解析解 (変数名: DC3T) との比較 (出典: [2] Fig.4-11)

(4) PAR モデル

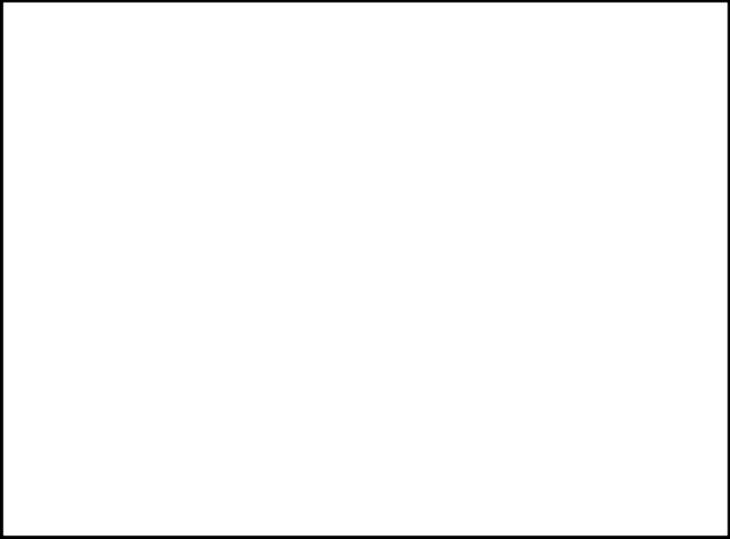
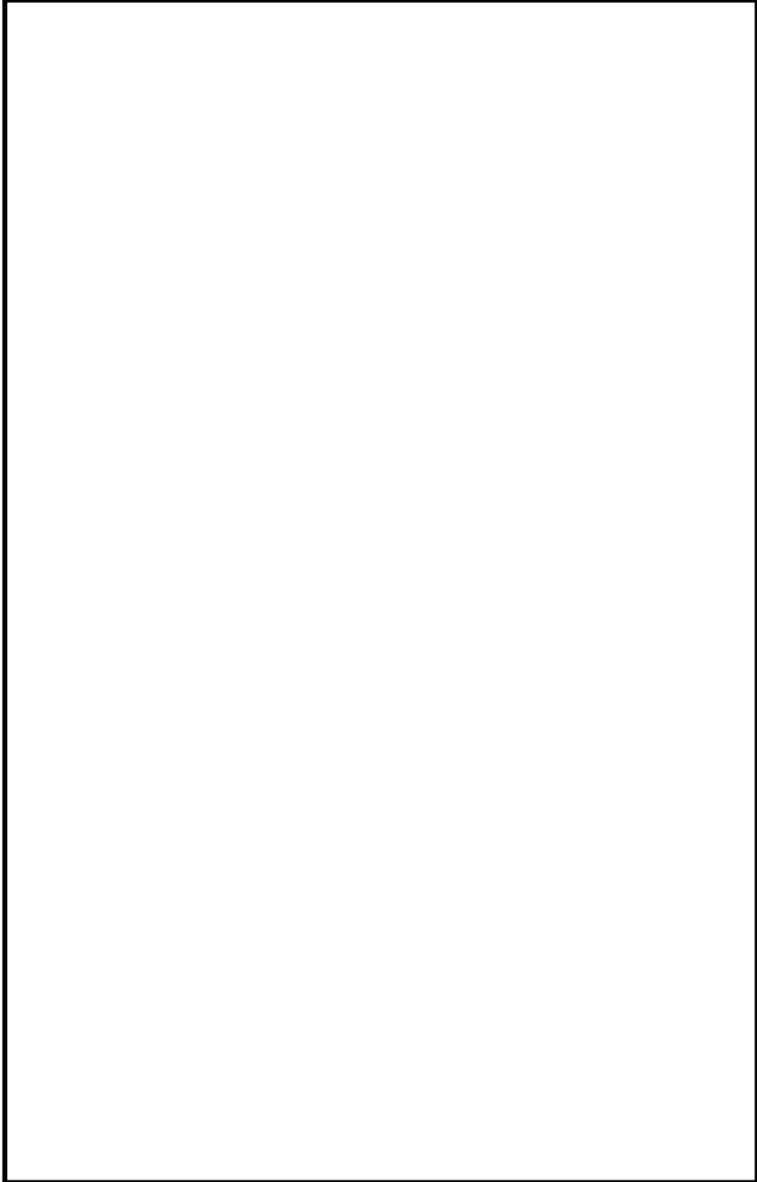
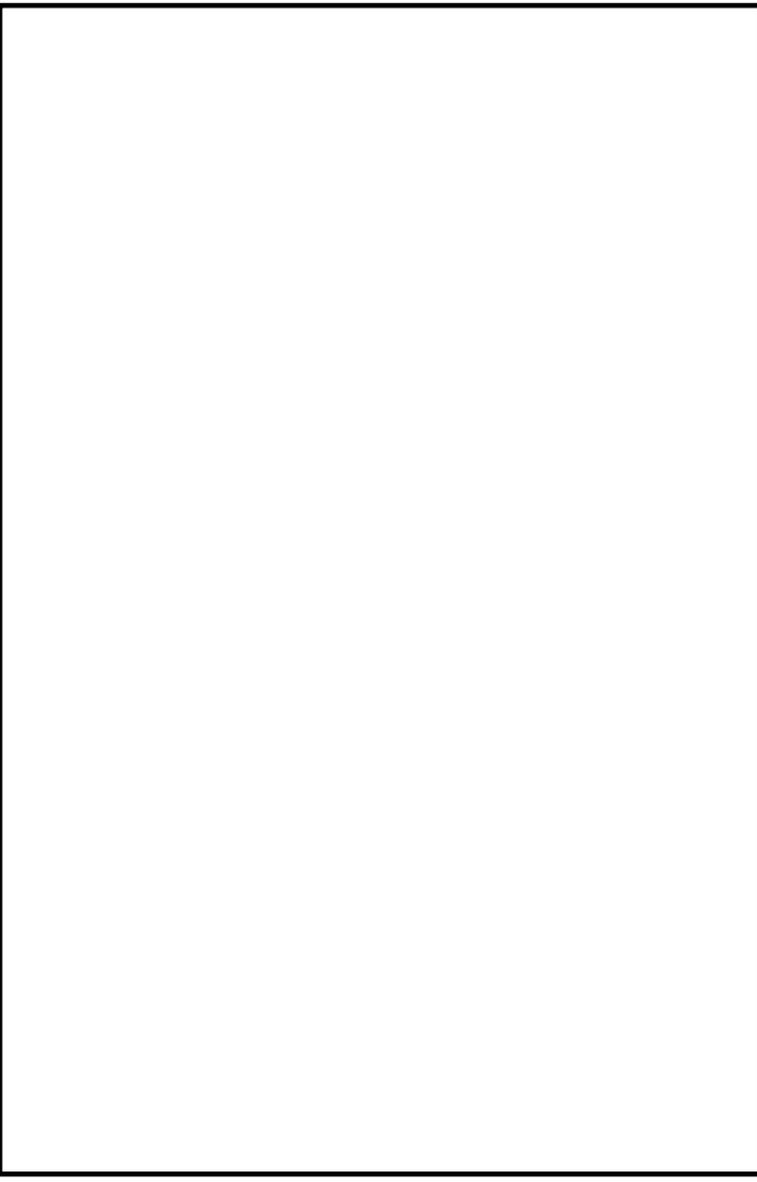
原子炉建物原子炉棟4階のような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を、本解析コードによって適切に行えるかどうかについては、以下の2つの点に着目して検討する必要がある。

- 本解析コードでモデル化する PAR において、本来、PAR 内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか。
- PAR の大きさに対して、相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な PAR 流入気体条件 (水素、酸素濃度、気体温度、圧力) を与えることができるか。

以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>① PARの自然循環流量の扱い</p> <p>PARの内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生、及び上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動現象が発生していると考えられる。</p> <p>SNLで行われた試験<sup>(4)</sup>でPARの水素処理量の基本式についての妥当性検証においては、PARの入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度(図3.4-1)を相関式への入力値として与えており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、PAR内部の複雑な熱流動現象の結果としての水素処理速度を、PARの入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度(図3.4-1)の関数として整理して与えたものが、2.2.1.2の(式1)水素処理速度相関式である。すなわち、(式1)はPAR内の浮力や流動抵抗等のPARの自然循環流動及び水素処理特性を内包しており、PAR入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらのPARの自然循環流量を陰に含んだ形で、当該PAR水素処理速度を得ることができるように配慮されている。</p>	<p>a. PAR内の局所流動の扱い</p> <p>PARの内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生及び上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動が発生していると考えられる。</p> <p>KALI試験<sup>[4]</sup>でのPARの水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>より求めた処理速度の実験値と、試験条件(温度及び圧力は代表値)を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、PAR内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量を、PARの入口において計測された水素濃度、気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが、水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式は、PAR内の浮力や流動抵抗等の局所流動及び水素処理特性を内包しており、PAR入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらのPAR内部の局所性を陰に含んだ形で、当該PAR水素処理容量を得ることができるように配慮されている。</p>	<p>① PAR内の局所流動の扱い</p> <p>PARの内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生、及び上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動が発生していると考えられる。</p> <p>KALI試験<sup>[4]</sup>でのPARの水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては、試験容器容積とPARの入口において計測された水素濃度の変化、気体温度及び容器内の気体圧力(図13)より求めた処理速度の実験値と、試験条件(温度、圧力は代表値)を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、PAR内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量をPARの入口において計測された水素濃度、気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが、水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式はPAR内の浮力や流動抵抗などの局所流動及び水素処理特性を内包しており、PAR入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらのPAR内部の局所性を陰に含んだ形で、当該PAR水素処理容量を得ることができるように配慮されている。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 ⑬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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="201 247 866 1186" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="181 1199 881 1228">図 3. 4-1 SNL で行われた試験の計測位置&lt;基本式入力値&gt;</p> <p data-bbox="160 1331 569 1360">②GOTHIC における PAR のモデル化</p> <p data-bbox="160 1375 920 1453">2. 2. 1. 2 の (式 1) の NIS 社製の PAR による水素処理相関式は、以下の 2 項に分けて記述された Fisher の相関式<sup>(5)</sup> による。</p> <p data-bbox="160 1554 923 1768">まず、再結合熱による PAR 内の温度上昇により、PAR 内外に温度差が発生する。温度差によって発生する浮力の効果により、PAR 入口から PAR 内にガスが自然に引き込まれる。その体積流量は浮力と流動抵抗のバランスで決まり、NIS 社製 PAR について PAR 入口の水素濃度の関数として以下の相関式により記述される。</p>	<div data-bbox="994 247 1659 1186" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1118 1199 1531 1228">第 13 図 KAL I 試験の計測位置</p> <p data-bbox="964 1331 1498 1360">b. GOTHIC における PAR のモデル化</p> <p data-bbox="985 1375 1712 1812">GOTHIC においては、NIS 社製の PAR による水素処理相関式を、機器モデルの一つである [ ] で模擬している。GOTHIC における PAR の組みロジックを第 14 図に示す。[ ] を使用して、Fischer<sup>[5]</sup> の相関式に示される PAR 入口から自然に引き込まれる [ ] を模擬している。次に、[ ] [ ] を使用して、[ ] で模擬した体積流量、PAR 入口水素濃度等のパラメータから上記の相関式で計算される水素処理量を模擬している。</p>	<div data-bbox="1774 231 2472 1167" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1917 1199 2309 1228">図 13 KAL I 試験の計測位置</p> <p data-bbox="1751 1331 2279 1360">② GOTHIC における PAR のモデル化</p> <p data-bbox="1762 1375 2510 1543">GOTHIC においては、NIS 社製の PAR による水素処理相関式を、機器モデルの一つである Volumetric Fan モデル及び Hydrogen Recombiner モデルで模擬している。GOTHIC における PAR の組みロジックを図 14 に示す。</p> <p data-bbox="1762 1554 2510 1812">まず、Volumetric Fan モデルによる体積流量の制御を使用して、Fischer<sup>[5]</sup> の相関式に示される PAR 入口から自然に引き込まれる体積流量を模擬し、次に、Hydrogen Recombiner モデルを使用して、Volumetric Fan モデルで模擬した体積流量、PAR 入口の水素濃度などのパラメータから上記の相関式で計算される水素処理容量を模擬している。</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><math>Q = 0.67C_H^{0.307}</math></p> <p>Q : PAR 入口体積流量 (定常状態) (<math>m^3/s</math>)  <math>C_H</math> : PAR 入口水素体積濃度 (-)</p> <p>次に、PAR 入口から引き込まれたガスは、PAR 内に設置されたカートリッジにより水素・酸素の再結合反応を生じる。NIS 社製 PAR について水素処理速度は、PAR 内に引き込まれるガスの体積流量、PAR 入口の水素濃度等の関数として以下の相関式により記述される。</p> <p><math>R = \varepsilon \cdot Q \cdot \rho_H</math></p> <p><math>\varepsilon</math> : 水素処理効率係数 (-)  R : 水素処理質量速度 (<math>kg/s</math>)  <math>\rho_H</math> : PAR 入口水素質量密度 (<math>kg/m^3</math>)</p> <p>更に、<math>\rho_H</math>については、</p> <p><math>\rho_H = C_H \cdot P / R_H T</math></p> <p>P : PAR 入口圧力 (Pa)  <math>R_H</math> : 水素気体定数 (質量表示) (<math>J/kg \cdot K</math>)  T : PAR 入口気体温度 (K)</p> 	 <p style="text-align: center;">第 14 図 PAR の組み込みロジック</p>	 <p style="text-align: center;">図 14 PAR の組み込みロジック</p>	

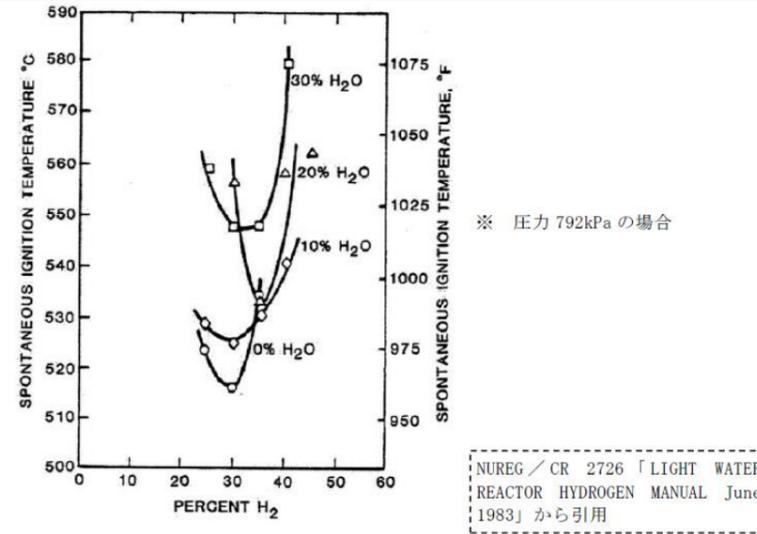
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③GOTHIC のオペフロ解析モデルと PAR モデルの関係</p> <p>上記②により、GOTHIC コードにおいて、PAR の水素処理速度相関式を忠実にモデル化していることを示した。また、①により、PAR 入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理速度を計算できることを示した。</p> <p>2.2.2で示した、GOTHIC による PAR の解析においては、オペフロ内のサブボリュームの大きさは、PAR の大きさに比して大きく、PAR 入口部を局所的にモデル化はしていない。よって、PAR の水素処理量を適正に評価するためには、PAR の入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。</p> <p>2.2.2で示した、GOTHIC の解析モデルにおいては、PAR はフローパスの入口と出口を同じサブノードに接続している。すなわち、PAR の設置部周辺について、局所的な気体温度、水素ガス、酸素ガス等ガス濃度及び気体圧力の分布は一様であり、PAR 入口について局所性は考慮していない。これによる PAR の入口条件への影響を考察する。</p> <p>・水素濃度 PAR で処理され水素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため、同サブノードの水素濃度は、実際の PAR 入口の水素濃度よりも低くなり、水素処理速度が実際よりも小さくなると考えられる。</p> <p>・酸素濃度 PAR で処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため、同サブノードの酸素濃度は、実際の PAR 入口の酸素濃度よりも低くなり、低酸素ファクターの影響を受けやすくなる。</p>	<p>c. GOTHIC のオペレーティングフロア解析モデルと PAR モデルの関係</p> <p>上記b.により、GOTHICコードにおいて、PARの水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることを示した。また、a.により、PAR入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理容量を計算できることを示した。</p> <p>GOTHICによるPARの解析においては、オペレーティングフロア内のサブボリュームの大きさは、PARの大きさと比較して大きく、PAR入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち、PARの水素処理量を適正に評価するためには、PARの入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。</p> <p>PARモデルでは、フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し、同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度をPAR入口の条件として使用している。PARが設置される実機建屋体系では、作動中のPAR排気は、周囲雰囲気と比べて高温であるので、上方へ立ち昇って行き、PARの周囲に留まることはないと考えられるので、このようにPAR設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は、以下に示すとおり保守的な設定と考える。</p> <p>・水素濃度 PARで処理され水素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの水素濃度は、実際のPAR入口の水素濃度よりも低くなり、相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。</p> <p>・酸素濃度 PARで処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの酸素濃度は、実際のPAR入口の酸素濃度よりも低くなり、PARの起動の</p>	<p>③ GOTHIC のオペフロ解析モデルと PAR モデルの関係</p> <p>上記②により、GOTHICコードにおいて、PARの水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることが確認された。また、①により、PAR入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理容量を計算できることが確認された。</p> <p>GOTHICによるPARの解析においては、オペフロ内のサブボリュームの大きさは、PARの大きさと比較して大きく、PAR入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち、PARの水素処理量を適正に評価するためには、PARの入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。</p> <p>PARモデルでは、フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し、同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度をPAR入口の条件として使用している。PARが設置される実機建物体系では、作動中のPAR排気は周囲雰囲気と比べて高温であるので、上方へ立ち昇って行き、PARの周囲に留まることはないと考えられるため、このようにPAR設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は、以下に示すとおり保守的な設定と考える。</p> <p>・水素濃度 PARで処理され水素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの水素濃度は、実際のPAR入口の水素濃度よりも低くなり、相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。</p> <p>・酸素濃度 PARで処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの酸素濃度は、実際のPAR入口の酸素濃度よりも低くなり、PARの起動の観点</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・温度</p> <p>GOTHICモデルにおいては、PARの水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、<u>オペフロ</u>内の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、<u>オペフロ</u>内の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。</p> <p>また、PARに流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体がPARに流入することになり、これはPARの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。</p> <p>・気体圧力</p> <p>解析においては、<u>サブノード</u>内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間における空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。</p> <p>④PAR設置状態における総合的な解析能力</p> <p>3.(1)に示したNUPEC試験についての解析は、上記の①～③が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3.(1)で先述のように、GOTHICで適切なPAR解析を行い得ることを示している。</p> <p>以上から、GOTHICコードによるPAR解析については、</p> <p>・PARの<u>自然循環流量</u>については、PAR入口条件に縮約された水素処理速度相関式により、</p> <p>・PAR周囲を比較的粗メッシュであることについては、その設定がPARの水素処理量を低く見積もる定性的傾向があることにより、</p>	<p>観点で保守的な設定と考える。ただし、<u>東海第二発電所</u>の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。</p> <p>・気体温度</p> <p>GOTHICモデルにおいては、PARの水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、<u>オペレーティングフロア</u>の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、<u>オペレーティングフロア</u>の気体の混合性が促進されない方が一般に厳しい評価となると考えられる。</p> <p>また、PARに流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体がPARに流入することになり、これはPARの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。</p> <p>・気体圧力</p> <p>解析においては、<u>サブノード</u>内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間における空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。</p> <p>d. PAR設置状態における総合的な解析能力</p> <p>3.(1)に示したNUPEC試験についての解析は、上記のa. からc. が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3.(1)で先述のように、GOTHICで適切なPAR解析を行い得ることを示している。</p> <p>以上から、GOTHICコードによるPAR解析については、</p> <p>・PAR内の局所性については、PAR入口条件に縮約された水素処理容量相関式により、</p> <p>・PAR周囲を比較的粗メッシュで扱っていることについては、その設定がPARの水素処理量や<u>オペレーティングフロア</u>内のガス混合性を低く見積もる定性的傾向があ</p>	<p><u>で保守的な設定と考える。ただし、島根原子力発電所2号炉の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。</u></p> <p>・気体温度</p> <p>GOTHICモデルにおいては、PARの水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、<u>原子炉建物原子炉棟4階内</u>の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、<u>原子炉建物原子炉棟4階内</u>の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。また、PARに流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体がPARに流入することになり、これはPARの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する<u>ため保守的な設定と考える。</u></p> <p>・気体圧力</p> <p>解析においては、<u>サブボリューム</u>内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間における空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。</p> <p>④ PAR設置状態における総合的な解析能力</p> <p>3.(1)に示したNUPEC試験についての解析は、上記の①～③が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3.(1)で先述のように、GOTHICで適切なPAR解析を行い得ることを示している。</p> <p>以上から、GOTHICコードによるPAR解析については、</p> <p>・PAR内の<u>局所性</u>については、PAR入口条件に縮約された水素処理容量相関式により、</p> <p>・PAR周囲を比較的粗メッシュで<u>扱っていること</u>については、その設定がPARの水素処理量や<u>原子炉建物原子炉棟4階内</u>のガス混合性を低く見積もる定性的傾</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>原子炉建物原子炉棟内の空間容積の相違</p>

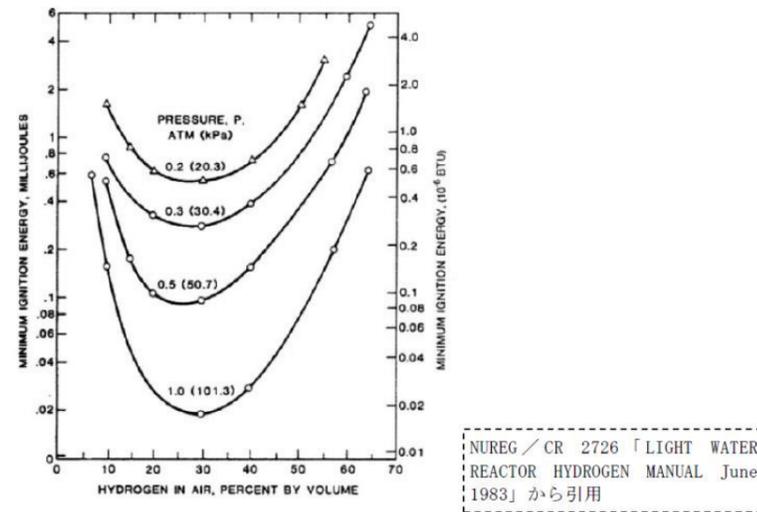
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>評価モデルとしては適正であることを示した。 また、総合的な評価能力については、3.(1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。 以上の検討から、GOTHICにおけるPARのモデル化及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。</p> <p>参考文献</p> <p>[1] NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35 : NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)” , CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994. <a href="https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1994/csni-r1994-29.pdf">https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1994/csni-r1994-29.pdf</a></p> <p>[2] <u>Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2 a(QA)”</u> , NAI 8907-09 Rev 9, January 2006</p> <p>[3] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成4年度), 平成5年3月</p> <p>[4] <u>Thomas K. Bl anchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”</u> , Nuclear Technology Vol. 129 March 2000</p> <p>[5] Karsten Fischer, Qualification of a passive catalytic module for hydrogen mitigation, Nuclear Technology, Vol. 112, p. 58-62, 1995</p>	<p>ることにより, 評価モデルとしては、適正であることを示した。 また、総合的な評価能力については、3.(1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。 以上の検討から、GOTHICにおけるPARのモデル化及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。</p> <p>参考文献一覧</p> <p>1 NUPEC, “Final Comparison Reprot on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distoribution Test (Test M-7-1)” , CSNI Report NEA /CSNI/ R(94)29, December, 1994.</p> <p>2 GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, Version 8.1(QA). EPRI, Palo Alto, CA: 2014.</p> <p>3 独立行政法人原子力安全基盤機構, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成4年度), 平成5年3月</p> <p>4 EPRI and EDF, “Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants” , June 1997.</p> <p>5 K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION” , Nuclear Technology VOL. 112, Oct. 1995</p>	<p>向があることにより, 評価モデルとしては適正であることを示した。 また、総合的な評価能力については、3.(1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。 以上の検討から、GOTHICにおけるPARのモデル化、及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。</p> <p>参考文献</p> <p>[1] NUPEC, “FinalComparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and DistributionTest (TestM-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.</p> <p>[2] <u>Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 8.1(QA)”</u> , NAI 8907-09 Rev 14, September 2014</p> <p>[3] 独立行政法人原子力安全基盤機構溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成4年度), 平成5年3月</p> <p>[4] <u>EPRI and EDF, “Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for CombustibleGas Control in Nuclear Power Plants”</u>, June 1997.</p> <p>[5] K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION” , Nuclear Technology VOL. 112, Oct. 1995</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 参照する文献が異なる</p> <p>・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 参照する文献が異なる</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">参考 3</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉建屋ガス処理系の健全性について</u></p> <p><u>1. 原子炉建屋ガス処理系の水素爆発に対する考慮について</u></p> <p><u>原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり、非常用ガス再循環系は、フィルタトレイン、排風機、ダクト、弁等で構成し、原子炉建屋原子炉棟内でガスを再循環させ、放射性物質を吸着除去する。非常用ガス処理系は、フィルタトレイン、排風機、ダクト、弁等で構成し、非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後、非常用ガス処理系排気筒から大気へ放出させ、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つ。</u></p> <p><u>原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内の水素を含む気体を排出し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満にすることで、原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋ガス処理系の水素濃度を防止する機能を有している。</u></p> <p><u>また、原子炉建屋ガス処理系は、系統内に水素が滞留しないよう非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により水素を含むガスを屋外に排出する設計としている。</u></p> <p><u>さらに、原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満の範囲において使用する。原子炉建屋ガス処理系運転中は原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を監視し、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が2vol%に到達した場合は、原子炉建屋ガス処理系を停止する。したがって、原子炉建屋ガス処理系は、系統内の水素濃度が可燃限界未満であることから水素爆発することなく健全に運転継続可能である。</u></p> <p><u>非常用ガス再循環系のフィルタトレインには、よう素用チャコールフィルタの性能を満足させるため電気ヒータを使用している。電気ヒータは、フィン付の外装管内に収納されており、非常用ガス再循環系の処理空気と直接接触しない構造となっている。また、非常用ガス再循環系の処理空気温度が105℃及び137℃以上となった場合に過熱防止用サーモスタットが動作する設計となっており、水素の着火温度である約500℃※に対して十分低い温度での使用となる。よって、原子炉建屋ガス処理系は、水素爆発することなく健全に運転継続可能である。</u></p> <p><u>この設計により、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第69条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される防爆性雰囲気とはならないため、原子炉建屋ガス処理系に設置される電</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑨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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>気・計装品を防爆型とする必要はなく、防爆を目的とした電気設備の接地の必要もない。ただし、電気設備の必要な箇所には「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」第10条及び第11条に基づく接地を施す設計とする。</u></p> <p>※ <u>水素の着火温度について（水素濃度等の依存性について）</u></p> <p><u>水素の着火温度（自然着火温度）は、濃度、圧力等に依存性があるが、水素と空気の混合気体の1気圧における最低着火温度として500℃であることが機械工学便覧に示されている。</u></p> <p><u>第1図に、NUREG/CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」及び Westinghouse Electric Corporation のレポート「Hydrogen Flammability Data and Application to PWR Loss-of-Coolant Accident, Report WAPD-SC-545」に示されている「水素濃度と水素着火温度の関係」を示す。第1図は、圧力が792kPaの場合でのデータであるが、水素着火温度は、水素濃度及び水蒸気濃度に依存するものの、500℃を下回らないことがわかる。</u></p> <p><u>また、第2図に、同じNUREG/CR2726に示されている「水素の最低着火エネルギーと圧力の関係」を示す。第2図は、圧力が低くなるほど水素の最低着火エネルギーが大ききことを示していることから、圧力が低くなるほど水素の着火温度は高くなることがわかる。</u></p> <p><u>第1図及び第2図より、水素の着火温度は、濃度及び圧力に依存するが、500℃を下回らないと考えられる。</u></p>		



第1図 水素着火温度と水素濃度の関係



第2図 水素の最低着火エネルギーと圧力の関係

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;">参考資料5</p> <p><u>重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について</u></p> <p>パラジウムを触媒として使用するN I S製のP A Rに対しては、ハロゲンをはじめとする反応阻害物質による水素処理性能への影響が知られていることから、反応阻害物質として炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素による影響について確認を行っている。</p> <p>一方、よう素以外の重大事故等時に発生が予想されるガス等によるパラジウム触媒への被毒について、Southern Nuclear Engineering (SNE)の試験にて評価が行われていることから、その試験結果を基に格納容器から原子炉建物原子炉棟内にガス等が放出された場合の影響について確認を行った。</p> <p>1. 対象とする化学物質</p> <p>1997年5月22日にEPRI (米国電力研究所) によって発行された文献によると、Southern Nuclear Engineering (SNE)の試験において、プラントで一般的に使用される化学物質 (有機溶剤、機械油等) とL O C A後の核分裂生成物がパラジウム触媒の水素除去効率へ及ぼす影響について評価を行っている。</p> <p>対象とした化学物質は表1のとおりであり、加圧水型軽水炉の格納容器内で存在または発生しうる一般的に使用される化学物質とL O C A後の核分裂生成物 (ハロゲンを除く) を、触媒活性への影響に関わらず選定している。</p> <p>なお、ここでは格納容器から原子炉建物原子炉棟内への漏えいを想定し、表1のうちガスと揮発性の高い液体について、パラジウム触媒に与える影響の確認を行う。</p> <p style="text-align: center;">表1 SNE 試験で確認した化学物質</p> <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 150px; margin: 0 auto;"></div>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

2. 試験方法

SNE 試験では、図 1 に示す試験装置を用い、一定時間水素及び化学物質を触媒試験体に通過させ入口及び出口の水素濃度を測定することで、触媒試験体の水素処理性能の変化を測定している。触媒試験体は円筒形の触媒ペレットを充填したものを使用している。試験条件を表 2 に示す。



図 1 試験装置概要

表 2 試験条件

入口温度	
入口水素濃度	
入口流量	
触媒の種類	
触媒寸法	
化学物質濃度	
試験時間	

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>3. 試験結果</p> <p>ガス及び揮発性の高い液体について、パラジウム触媒に対する水素処理性能の低下率を確認したところ、図2のとおりであり、性能低下は <input type="checkbox"/> 未満であった。</p> <div data-bbox="1739 436 2502 783" style="border: 1px solid black; height: 165px; width: 257px; margin: 10px 0;"></div> <p>図2 ガス及び揮発性の高い液体の水素処理性能低下率</p> <p>4. 重大事故等時に発生が想定されるガス等による影響</p> <p>SNE 試験結果により、よう素以外の重大事故等時に発生が想定されるガス等はパラジウム触媒の水素処理性能に対し有意な影響を及ぼさないと考える。</p> <p>なお、化学物質のうち一酸化炭素を想定した場合、島根原子力発電所2号炉において、MCCIにより発生する一酸化炭素は、原子炉建物原子炉棟4階に全量漏えいすることは考えにくいですが、仮にPARの触媒に対して最も厳しい条件である原子炉建物原子炉棟4階へ全量漏えいするとした場合、一酸化炭素濃度は約 <math>1.5 \times 10^{-4} \text{ kg/m}^3</math> 程度であり、SNE 試験条件の <input type="checkbox"/> に比べて十分に低い濃度であることが確認された。また、PARの個数は、反応阻害ファクタとして保守的に0.5(50%の性能低下)を考慮して算出している。</p>	

参考資料6

・記載方針の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

PAR設置場所の考え方について

1. PAR設置箇所の考え方 (階層)

原子炉建物原子炉棟内の水素ガス流路のイメージ図を図1, 図2に示す。格納容器の各ハッチ等から漏えいした水素を含む高温のガスは, 原子炉建物原子炉棟4階に上昇すると考えられることから, 原子炉建物原子炉棟4階にPARを設置する。

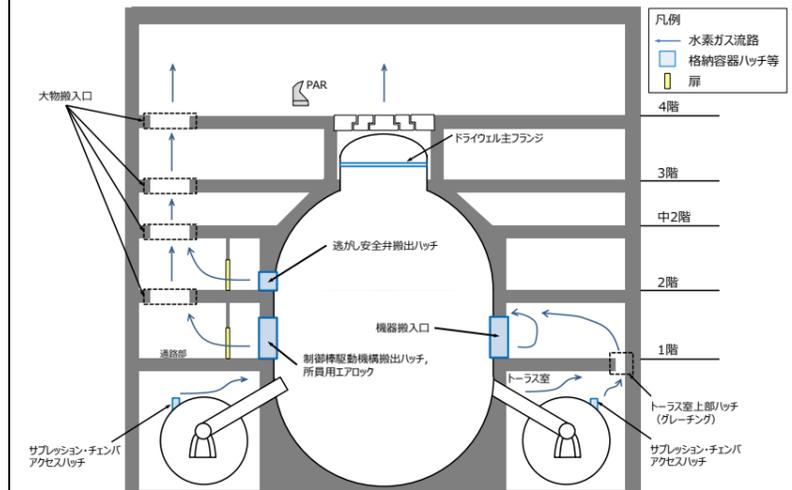


図1 水素ガス流路のイメージ図  
(原子炉建物原子炉棟 (断面図))



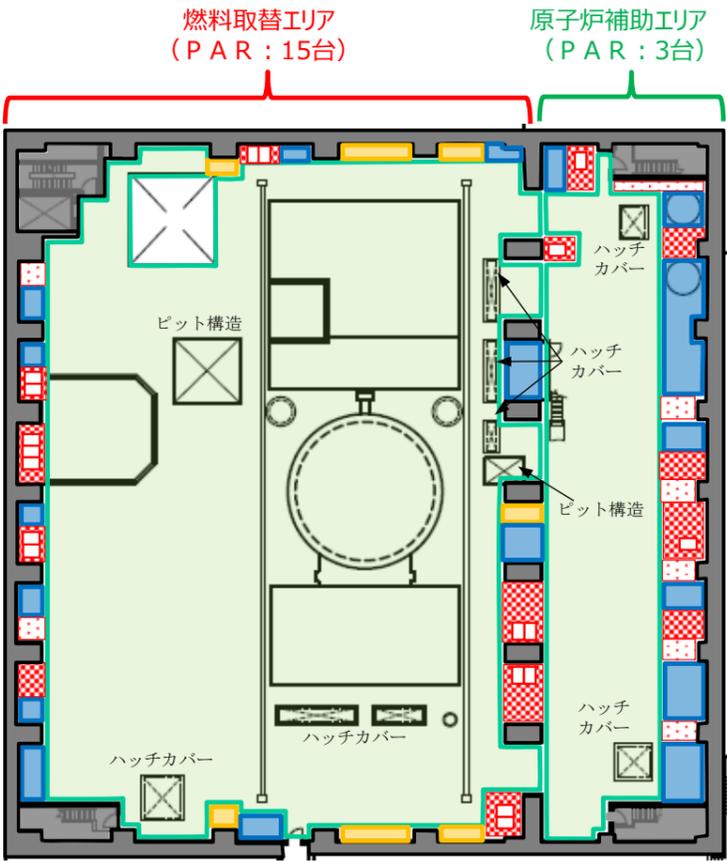
図2 水素ガス流路のイメージ図 (原子炉建物1階 平面図)

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>2. PAR設置箇所の考え方(高さ方向)</p> <p>電共研<sup>※1</sup>において、PARを原子炉建物原子炉棟4階の下層部に設置した場合と上層部に設置した場合の解析を実施している。解析条件を表1に、解析モデルを図3及び図4に、境界条件を図5に示す。また、解析結果の断面位置を示した解析モデル拡大図を図6に、解析に用いたPARモデル形状を図7に、解析結果を図8-1, 8-2に示す。</p> <p>図8-1に示すとおり、PARを下層部に設置した場合、格納容器から漏えいした高温の気体及びPARの再結合処理に伴う高温の排気による上昇流と、上昇した気体が天井及び側壁にて冷却されることで発生する下降流により、原子炉建物原子炉棟4階の雰囲気全体を混合する自然循環流が生じ、水素濃度がほぼ均一になっている。</p> <p>一方、PARを上層部に設置した場合は、図8-2に示すとおり、PARからの排気は、再結合反応により発生するエネルギー(1,000kW程度)が大きいのに対して天井までの移動距離が短いため天井及び側壁で十分冷却されず、原子炉建物原子炉棟4階の雰囲気全体を混合する自然循環流とはならない。その結果、高温かつ水素濃度の低いPARの排気ガスが天井付近に蓄積し、温度成層効果により、格納容器から漏えいした水素の上昇が抑制され、PAR下端レベルより下側に高濃度の水素が蓄積する結果となっている。</p> <p>以上のことから、高さ方向のPARの設置箇所は、より自然循環流が発生しやすい原子炉建物原子炉棟4階の下層部へ設置することとする。</p> <p>※1：電共研「シビアアクシデント時の水素処理技術の開発」(平成26年3月)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
		<p style="text-align: center; color: red;">表 1 解析条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 33%; text-align: center;">分類</th> <th style="width: 33%; text-align: center;">項目</th> <th style="width: 33%; text-align: center;">条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" style="height: 150px;"></td> </tr> </tbody> </table>  <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 150px; margin-bottom: 10px;"></div> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 150px;"></div> <p style="text-align: center; color: red;">図 3 解析モデル (平面図)</p>	分類	項目	条件				
分類	項目	条件							

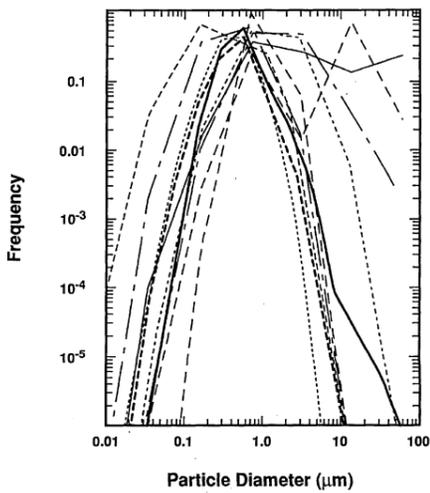
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1777 205 2463 688" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1932 697 2288 739" data-label="Caption"> <p>図4 解析モデル (断面図)</p> </div> <div data-bbox="1777 772 2463 1234" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="2012 1234 2228 1276" data-label="Caption"> <p>図5 境界条件</p> </div> <div data-bbox="1777 1325 2463 1854" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1887 1862 2320 1904" data-label="Caption"> <p>図6 解析モデル拡大図 (平面図)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1733 210 2502 604" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1938 611 2288 653" data-label="Caption"> <p>図7 PARモデル形状</p> </div> <div data-bbox="1733 676 2502 1234" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1863 1239 2362 1278" data-label="Caption"> <p>図8-1 PARを下層部に設置した場合</p> </div> <div data-bbox="1733 1304 2502 1862" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1893 1864 2377 1904" data-label="Caption"> <p>図8-2 PARを上層部に設置した場合</p> </div>	

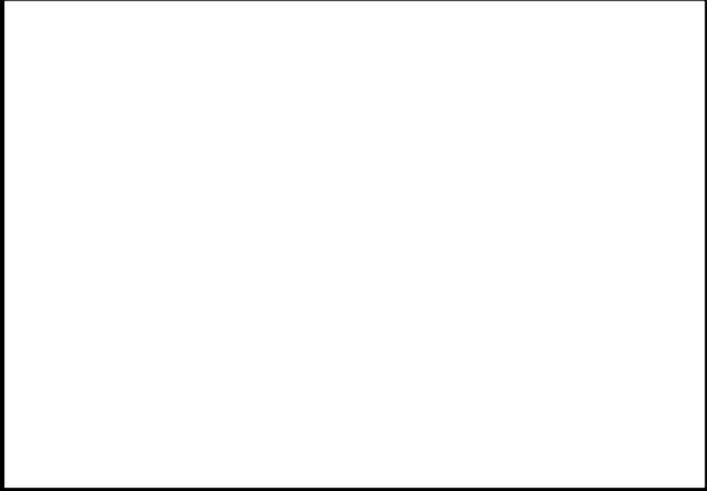
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>3. PAR設置箇所の考え方（水平方向）</p> <p>原子炉建物原子炉棟4階の下層部について、現場調査した結果を図9に示す。着色部については、下記①～③の理由で、設置困難箇所であることを確認した。</p> <p>&lt;設置困難箇所の理由&gt;</p> <p>①定期検査等において、通行や他設備の点検作業の支障となる。 (図中 <span style="background-color: #90EE90; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 部)</p> <p>②水素濃度、放射線量の監視の支障となる。(図中 <span style="background-color: #FFD700; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 部)</p> <p>③冷却機等の既存設備に干渉する。(図中 <span style="background-color: #4682B4; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 部)</p> <p>設置困難箇所以外から、PARの点検スペースが比較的確保しやすい箇所を抽出した上で、燃料取替エリアと原子炉補助エリアの空間容積比を考慮した台数のPARを可能な範囲で分散配置させるように設置箇所を選定した。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>&lt;凡例&gt;</p> <p><span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : PAR設置箇所</p> <p><span style="background-color: #FF0000; border: 1px solid red; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : PARの点検スペースが比較的確保しやすい箇所</p> <p><span style="background-color: #FF0000; border: 1px solid red; border-style: dashed; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : PARの点検スペースが確保しにくい箇所</p> </div>  <p style="text-align: center;">図9 現場調査結果（原子炉建物原子炉棟4階）</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
		<p>4. 解析モデルの考え方</p> <p>原子炉建物原子炉棟4階の形状を踏まえたサブボリュームの分割の考え方を表2に示す。また、表2の考え方に基づき設定した解析モデルを図10に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2 サブボリューム分割の考え方</p> <table border="1" data-bbox="1733 472 2502 520"> <thead> <tr> <th data-bbox="1733 472 2116 520">水平方向 (第1, 2層)</th> <th data-bbox="2116 472 2502 520">高さ方向 (断面図)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1733 520 2116 840" style="height: 150px;"></td> <td data-bbox="2116 520 2502 840" style="height: 150px;"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1733 924 2116 1150" style="height: 100px;"></td> <td data-bbox="2116 924 2502 1150" style="height: 100px;"></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">図10 解析モデル</p> <p>上記1.～3.に基づきPARを設置し、4.の解析モデルに基づき水素濃度解析を実施した結果、原子炉建物原子炉棟4階における水素濃度は可燃限界未満になることを確認したことから、PAR設置箇所は妥当であると考ええる。</p>	水平方向 (第1, 2層)	高さ方向 (断面図)					
水平方向 (第1, 2層)	高さ方向 (断面図)								

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;">参考資料 7</p> <p style="text-align: center;"><u>粒子状物質の触媒性能への影響について</u></p> <p>触媒の性能低下は、粒子状物質によるパラジウムの物理的閉塞により発生するものであり、以下2点の理由により、触媒性能への影響は小さいと考える。(図1)</p> <p>①PAR内部(カートリッジ間)に発生する上昇気流により、PARの下部から上部へ運ばれる粒子状物質は、触媒カートリッジを鉛直に設置することで、拡散しやすいガス状物質とは異なり、触媒面への付着(触媒性能低下)が抑制される。</p> <p>②カートリッジ内部には触媒を充填しているため、水素及び酸素に比べて粒径が大きい粒子状物質(約<math>1\mu\text{m}^{※1}</math>)は、開口部近傍の触媒面に付着するが、粒径が小さい水素(約<math>0.28\text{nm}</math>)及び酸素(約<math>0.34\text{nm}</math>)は、より内側の触媒面にて反応するため、触媒性能は低下しにくい構造となっている。</p> <p>※1: NUREG/CR-5966より、格納容器内で発生する粒子状物質の粒径は約<math>1\mu\text{m}</math>を中心に存在しており、小さいものでも約<math>0.01\mu\text{m}</math>と水素、酸素に比べて大きい値となっている。(図2)</p> <div data-bbox="1774 1081 2478 1753" style="border: 1px dashed green; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">A断面</p> <p style="text-align: center;">(PAR下部からの流入)</p> <p style="text-align: center;">A断面</p> </div> <p style="text-align: center;">図1 触媒カートリッジへの流入概略図</p>	<p>・記載方針の相違 【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1834 745 2404 829">図2 格納容器内の粒子状物質の粒径分布 (NUREG/CR-5966 より)</p> <p data-bbox="1736 924 2507 1186">粒子状物質は、格納容器内での沈着や格納容器スプレイによりほぼ除去されることから、原子炉建物原子炉棟への漏えい量はごく少量と考えられ、原子炉建物原子炉棟4階に全量漏えいすることは考え難い。仮にPARの触媒に対して最も厳しい条件である原子炉建物原子炉棟4階へ全量漏えいとした場合、粒子状物質の濃度は約<math>3.2 \times 10^{-5} \text{g/m}^3</math>である。</p> <p data-bbox="1736 1197 2507 1585">一方、フランスの原子力研究センター (Cadarache) において、フランス電力会社 (EDF) 及び原子力安全防護研究所 (IPSN) が主体となり、粒子状物質による触媒性能への影響を確認するためにH2PAR 試験<sup>※2</sup>が実施されており、試験条件を表1に示す。また、試験装置の概要、試験用PARの概要、試験結果及び粒子状物質の粒径分布をそれぞれ図3～6に示す。H2PAR 試験では、粒子状物質濃度を <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (島根2号炉で想定される粒子状物質濃度の約<math>10^5</math>倍) で実施し、PARの性能低下が小さいことが確認されている。</p> <p data-bbox="1736 1596 2507 1680">以上のことから、島根2号炉で想定される粒子状物質がPARの触媒性能へ及ぼす影響は小さいと考える。</p> <p data-bbox="1736 1690 2507 1816">※2 : RAPPORT D' EXPERIENCE H2PAR ESSAIS E17 et E21 (INSTITUT DE PROTECTION ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE, DÉPARTEMENT DE PROTECTION DE L' ENVIRONNEMENT)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
		<p style="text-align: center;">表 1 試験条件</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1863 247 1991 289">試験番号</th> <th data-bbox="1991 247 2101 289">温度</th> <th data-bbox="2101 247 2211 289">圧力</th> <th data-bbox="2211 247 2377 289">粒子状物質</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" style="height: 30px;"></td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 250px; margin: 0 auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 3 試験装置概要</p> <div style="border: 1px solid black; width: 200px; height: 150px; margin: 0 auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 4 試験用 P A R 概要</p>	試験番号	温度	圧力	粒子状物質					
試験番号	温度	圧力	粒子状物質								

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1893 705 2326 737">図5 試験結果 (粒子状物質の影響)</p>  <p data-bbox="1947 1199 2297 1230">図6 粒子状物質の粒径分布</p>	